

**АНАЛІЗ ВПЛИВУ ПРИСКОРЕНОГО РОЗВАНТАЖЕННЯ БЛОКУ НА
АКСІАЛЬНИЙ ОФСЕТ**

**АНАЛИЗ ВОЗДЕЙСТВИЯ УСКОРЕННОЙ РАЗГРУЗКИ БЛОКА НА
АКСИАЛЬНЫЙ ОФСЕТ**

**ANALYSIS OF THE IMPACT OF THE POWER REDUCTION SYSTEM TO THE
AXIAL OFFSET**

Науковий керівник - кафедра АЕС; доцент, д.т.н.

Комаров Ю.О., Комаров Ю.А., Komarov Yu.A.

Магістр – Голубев О.Є., Голубев А.Е., Holubiev O.Y.

Реферат: Робота студента каф. «АЕС» *Голубєва О.Є.*, під керівництвом доцента, д.т.н. *Комарова Ю.О.*, «**Аналіз впливу прискореного розвантаження блоку на аксіальний офсет**».

Об'єкт розробки: методика вибору групи ОР СУЗ для прискореної розгрузки блоку, з урахуванням зміни аксіального офсету.

Основною метою є визначення впливу вибору групи ОР СУЗ для прискореної розгрузки блоку на зміну значень аксіального офсету, та встановлення такої групи ОР СУЗ, для якої цей вплив буде мінімальним. Основною ідеєю проектування було провести дослідження з впливу різних груп ОР СУЗ (які можуть бути використані у прискореній розгрузці блоку) на величину зміни аксіального офсету. Вибрати групу ОР СУЗ з мінімальним впливом на аксіальний офсет, і провести теплогідравлічні та нейтронофізичні розрахунки для груп ОР СУЗ (які вибрані для використання у прискореної розгрузки блоку), які встановлені на основі існуючих критеріїв вибору та критеріїв з урахуванням впливу на аксіальний офсет.

Був зроблений експеримент на базі, нового, змодельованого сценарія (скидання різних груп ОР СУЗ при спрацьовуванні ПРБ) тренажера WWER-1000 [2], в результаті якого, була вибрана група №2 ОР СУЗ, по виконанням критеріїв СОУ НАЕК [1] по ефективності аварійного захисту, зниженню потужності, і за мінімальними впливом на аксіальний офсет.

Ключові слова: аксіальний офсет, прискорене розвантаження блоку (ПРБ), прискорений попереджувальний захист, потужність реакторної установки.

Abstract: Work of the student of the department. "AES" Golubev O.E., under the guidance of Associate Professor, Ph.D. Komarova YA, "Analysis of the effect of accelerated block unloading on axial offset".

The object of development, clarification of the conditions of choice of the group of POPs for accelerated unloading of the block, taking into account the change of the axial offset.

The main purpose is to determine the influence of the choice of the OP POP group for accelerated unloading of the block on the change of axial offset values, and to establish such a group of POPs for which this influence will be minimal. The main idea of the design was to conduct studies on the effect of different groups of OR POPs (which can be used in the accelerated unloading of the block) on the magnitude of the change in axial offset. Select a group of ORs with minimal impact on the axial offset, and perform thermal and hydraulic and neutron-physical calculations for the OR groups (selected for accelerated unit unloading), which are established on the basis of existing selection and axial impact criteria

An experiment was made on the basis of a new, simulated scenario (dumping of different groups of OR POPs when triggering PWB) of the WWER-1000 simulator, which resulted in the selection of group No. 2 of OP POPs, on the fulfillment of the criteria of the NAEK ESA on the effectiveness of emergency protection and reduction of power, and with minimal impact on the axial offset.

Keywords: axial offset, accelerated block unloading (RBD), accelerated warning protection, reactor plant capacity.

Вступ: Аксіальний офсет це відношення різниці енерговиділення між нижньої і верхньої половинами активної зони до їх суми.

Зміна в часі цього інтегрального параметра дає найбільш правильне уявлення про коливання нерівномірності лінійної потужності тепловиділяючих елементів активної зони ядерного реактору.

Метою управління аксіального розподілу енерговиділення є попередження розвитку і придушення ксенонових коливань, забезпечення експлуатації в межах проектних обмежень на нерівномірність енерговиділення в обсязі активної зони, включаючи забезпечення прийнятних умов для роботи палива. Досягнення мети управління забезпечується підтримкою величини АО близьким до заданого в розглянутих режимах експлуатації.

З точки зору безпечної експлуатації АЕС, при виникненні аварійних ситуацій необхідно екстрене регулювання потужності енергоблоків з метою збереження стійкості паралельної роботи окремих електростанцій або енергооб'єднання в цілому. Ракторні установки АЕС повинні швидко скидати потужність, але залишатися в роботі. У найбільш пристосованих сьогодні до вимог системи блоках ВВЕР-1000 на цей випадок передбачений режим прискореного розвантаження блоку (ПРБ), з швидким зниженням потужності реактора до $\sim 40\%$ за рахунок скидання в активну зону заздалегідь обраної групи ОР СУЗ з подальшою зміною потужності регулятором РОМ.

Досягнення оптимального АО реактора забезпечується шляхом переміщення в активній зоні реактора відповідних груп ОР СУЗ. При спрацьовуванні ПРБ в залежності від номера групи ОР СУЗ змінюється поле енерговиділення, наше завдання використовуючи документацію і тренажер WWER-1000, провести дослідження щодо впливу вибору групи ПРБ на АО з метою його мінімізації зміни.

Актуальність роботи: Сучасний розвиток атомної енергетики, зокрема, спрямований на вдосконалення алгоритмів управління реакторною установкою. Найважливішою характеристикою експлуатації АЕС є безпека, адже безпека атомної станції - одне з найважливіших властивостей для забезпечення захисту персоналу, населення та навколишнього середовища від радіаційного впливу, як при нормальній роботі, так і при можливих аваріях. Належний рівень безпеки забезпечується за рахунок системи фізичних бар'єрів на шляху поширення радіоактивних речовин, а також заходів, спрямованих на удосконалення систем безпеки. Дослідження показали, що при будь-якому перехідному процесі, на тепловиділяючі збірки ядерного палива впливають термічні напруги. Контроль рівня даних впливу можливий на підставі аналізу значення осьового офсету (АО). У ряді перехідних процесів (в тому числі і аварій) бере участь так звана прискорене розвантаження блоку (ПРБ), реалізується шляхом скидання в активну зону однієї з обраних груп органів регулювання (ОР) системи управління і захисту (СУЗ). Вибір групи здійснюється на підставі критеріїв ефективності зниження потужності реактора і подальшої ефективності аварійного захисту. Зміни АО в результаті спрацювання ПРБ раніше приділялося недостатньої уваги. У даній роботі, за допомогою експерименту на тренажері, показано як можна вдосконалити методику вибору групи ОР СУЗ ПРБ з урахуванням мінімального впливу на АО, з метою зниження термічних напружень в ТВЗ, що забезпечить підвищення експлуатаційної безпеки АЕС.

Опис прискореного розвантаження блоку: система прискореного розвантаження блоку призначена для підвищення динамічної стійкості роботи енергоблоку і забезпечення сприятливих режимів роботи РУ (без спрацьовування АЗ) при непередбачених відключеннях обладнання шляхом швидкого зниженню потужності реактора і турбогенератора з одночасною корекцією рівня розвантаження реактора пристроєм РОМ

ПРБ реалізується шляхом скидання однієї групи ОР СУЗ. Номер скидається групи встановлюється відповідно до паливного завантаження, з необхідної величини зниження потужності реактора. Скидання групи призводить до зниження потужності на 30-45% від вихідної. УПЗ працює в діапазоні потужності 75-100% $N_{ном}$. При зниженні потужності РУ менше 75% $N_{ном}$. виробляється автоматичний висновок системи з роботи за винятком дії від ключа «Скидання УРБ».

Принцип вибору групи ОР СУЗ при ППЗ: основний критерій вибору групи ОР СУЗ для скидання при ПРБ, є зміна потужності реакторної установки, використовуючи стандарт підприємства СОУ НАЕК [1], спрацювання ПРБ має знизити потужність реактора не менше ніж на 30% від номінальної, так само в стандарті підприємства використовується критерії по ефективності аварійного захисту, дані яких, можна побачити в таблиці 1.

Таблиця 1 – Граничні значення для параметрів безпеки

Параметри	Значення				
	МКР	40	50	70	100
Потужність реактора $W, \%$					
Ефективність аварійного захисту $RO, \%$	3,60	4,92	5,52	5,76	6,00
Максимальне значення введеної позитивної реактивності при викиді одного ОР СУЗ $\lim \Delta\rho, \beta_{эф}$	0,90	0,72	0,67	0,58	0,45
Максимальна швидкість введення позитивної реактивності при виведенні з активної зони групи ОР СУЗ $\lim (d\rho/dt), \beta_{эф}/с$	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07

Вимірювання та керування АО при експлуатації АЕС: Аксіальний офсет - відношення різниці енерговиділення між нижньою (W_n) і верхньої (W_v) половинами активної зони до їх суми:

$$A O = \frac{W_n - W_v}{W_n + W_v} \cdot 100 \% \quad (1)$$

На АЕС, в системі внутрішнього реакторного контролю значення АО розраховується по 64 збіркам каналів нейтронних вимірювань. У кожній збірці КНВ розташовані 7 бета-емісійних датчиків прямого заряду, які також скорочено називають детекторами прямого заряду (ДПЗ). ДПЗ безперервно контролюють щільність потоку нейтронів в кожному з цих каналів, ДПЗ № 1-3 контролюють щільність потоку в нижній частині активної зони, ДПЗ №5-7 у верхній, ДПЗ №4 в центральній частині а.з.. За допомогою показань ДПЗ, можна виконати розрахунок АО, використовуючи формулу 2:

$$O f e d = \frac{Q B - Q N}{Q B + Q N} \cdot k O f e d \quad (2)$$

де,

QB – показання ДПЗ №5-7 + 0,5 показання ДПЗ № 4

QN – показання ДПЗ №1-3 + 0,5 показання ДПЗ № 4

kOfed – напрямок розрахунку офсету відповідно до ТРБЕ і приведення одиниці виміру до% (+100 - «верх мінус низ», -100 - «низ мінус верх»).

Метою управління аксіального розподілу енерговиділення є попередження розвитку і придушення ксенонових коливань, забезпечення експлуатації в межах проектних обмежень на нерівномірність енерговиділення в обсязі активної зони, включаючи забезпечення прийнятних умов для роботи палива. Досягнення мети управління забезпечується підтримкою величини АО близьким до заданого в розглянутих режимах експлуатації. Під заданим значенням АО розуміється величина АО енерговиділення, що реалізується при роботі реактора в стаціонарному режимі на номінальних параметрах, при положенні робочої групи ОР СУЗ 80% від низу активної зони і досягнутому вигорання палива.

Управління осьовим розподілом енерговиділення здійснюється за допомогою груп ОР СУЗ. Критичність реактора забезпечується шляхом переміщення даних груп ОР СУЗ, так і за рахунок зміни концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру.

Причини обмежень швидкостей навантажень енергоблоків і необхідності управління АО : Одними з основних механізмів, що приводять до розгерметизації оболонок твелів, є КРН - корозійне розтріскування під напругою в атмосфері агресивних продуктів поділу і втомна міцність оболонки твела.

При експлуатації РУ відбуваються процеси розвантаження-навантаження, ксенонових коливань, зміни положення ОР СУЗ, концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру, температури і витрати теплоносія на вході в активну зону і т.д., що призводить до перерозподілу лінійної потужності твелів і змінним навантаженням на оболонці твелів. При цьому, з плином часу, відбувається повільне накопичення в оболонках твелів т.зв. «втомних» напруг, що особливо важливо для твелів в яких паливо знаходиться в «жорсткому» контакті з оболонкою.

Таким чином, найбільш критичними параметрами з точки зору збереження палива при експлуатації РУ є величина і швидкість збільшення лінійної потужності твелів («стрибок» лінійної потужності), а також накопичена утомлююча напруга (кількість циклів навантаження РУ). Узагальненою величиною, що характеризує розподіл лінійної потужності ТВЕЛ по всій активній зоні, є аксіальний офсет поля енерговиділення. Проведення перехідних режимів НУЕ за оптимальними алгоритмами управління (введення обмежень на зміну аксіального офсету енерговиділення на ± 5 одиниць) забезпечує відсутність таких стрибків лінійної потужності ТВЕЛ, які можуть привести до перевищення граничної напруги КРН. Тому дуже важливо при зміні потужності РУ, звертати увагу на зміни аксіального офсету, щоб запобігти появи КРН, і виникнення аварійної ситуації.

Обмеження на значення АО: В діапазоні значень середньозваженої потужності РУ від 10% $N_{ном}$ до 100% $N_{ном}$ забезпечити знаходження значень АО в допустимих межах згідно офсет-потужній діаграмі в залежності від потужності. В даному діапазоні значення допустимих меж в залежності від потужності визначається зі співвідношення:

$$AO_{lim} = AO_{зад} \pm 5 \sqrt{\frac{3000}{N}} \quad (3)$$

де AO_{lim} - верхнє / нижнє допустиме значення АО,%;

$AO_{зад}$ - заданий осьової офсет,%;

N - поточна теплова потужність реактора, МВт.

Обмеження на офсет задаються у вигляді офсет-потужної діаграми, що містить оптимальні траєкторії і рекомендовану область положень поточної фазової точки.

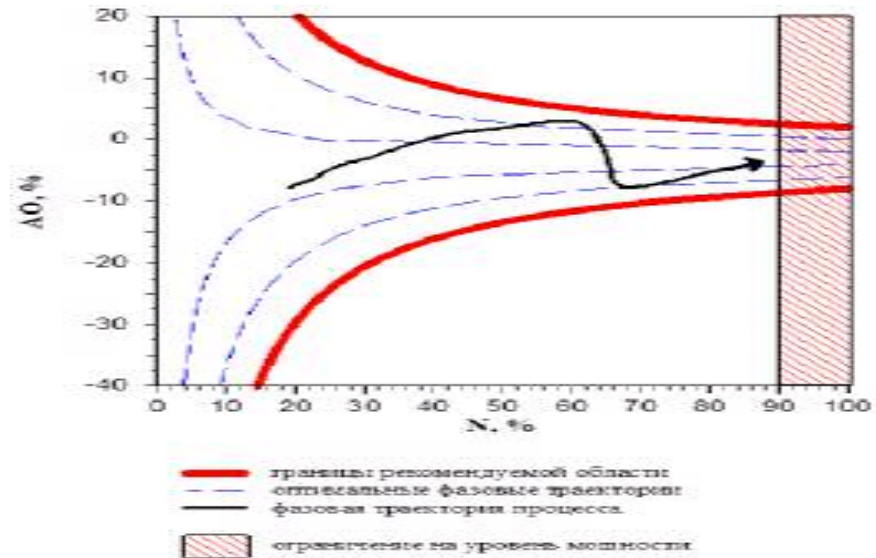


Рисунок 1 - Офсет-потужня діаграма

Тому завдання нашої роботи, проконтролювати мінімальні зміни аксіального офсету, і мінімалізувати вихід офсету за межі допустимих значень.

Опис дослідження: Для розрахунків та аналізу спрацювання прискореного розвантаження блоку, а потім спрацювання аварійного захисту, ми використовували тренажер WWER-1000 [2] (багатофункціональний тренажер для реакторного відділення АЕС з реактором ВВЕР-1000 (Проект В-320) який використовується на базі Одеського національного політехнічного університету. У стандартній програмі тренажера не передбачені функції скидання різних груп органів регулювання, тому до самого експерименту, було змодельовано сценарій розробки скидання груп ПРБ. Сценарій моделювався для 1-9 груп ОР СУЗ..

Експеримент проводився в трьох етапах, спочатку ми робили витримку реактора при номінальних параметрах ($N_t = 3000 \text{ МВт}$), через 6 секунд, ми ініціювали зброс ПРБ ($N_e = 2000\text{-}2500 \text{ МВт}$), через 20 секунд після збросу однієї з груп ОР СУЗ ми натискаємо кнопку аварійного захисту, це ми робимо для перевірки виконання вимоги стандарту підприємства (СОУ НАЕК 064 до: 2016) [1] по ефективності аварійного захисту після спрацювання ПРБ. Після 2 секундної витримки, ми зупиняємо експеримент, отримуємо графіки. В графіках ми виводимо основні дані роботи реакторної

установки такі як: потужність, реактивність, положення експериментальної групи стержнів, дані аксіального офсет і коефіцієнта нерівномірності. З отриманих графічних даних ми отримуємо посекудні цифрові дані, які заносимо в ексель таблицю і проводимо аналіз, за допомогою цих таблиць ми розраховуємо свідчення ефективності аварійного захисту порівнюючи їх з даними ефективного захисту допустимі за регламентом стандарту підприємства (СОУ НАЕК 064 до: 2016) [1], за допомогою таблиці ми так само знаходимо допустимі межі аксіального офсету, і накладаючи на графіки зміни АО, ми проаналізували які з експериментальних груп ОР СУЗ мають найменше відхилення від допустимих меж протікання аксеального офсету.

З отриманих даних експерименту, наше завдання вибрати основну групу ОР СУЗ для подальшого теплогідравлічного, та нейтронно-фізичного розрахунку, ці групи повинні задовольняти показники стандарту підприємства (СОУ НАЕК 064:2016) [1] за такими критеріями, як :

- Теплова потужність після спрацьовування АЗ
- Виконання вимог СОУ НАЕК 064: 2016 [1] з зниження потужності
- Реактивність перед спрацьовуванням АЗ
- Реактивність (мінімальна) після спрацьовування АЗ
- Ефективність АЗ, на вимогу СОУ НАЕК 064 до: 2016 [1]

Для аналізу впливу ПРБ на АО у процесі експерименту також було досліджено наступні аспекти:

- значення АО після скидання групи ОР СУЗ;
- оцінка зміни АО між стаціонарними станами;
- максимальна зміна АО впродовж перехідного процесу;
- значення коефіцієнту нерівномірності по об'єму після скидання відповідної

групи ОР СУЗ

Результати експерименту: Перша група ОР СУЗ в тренажері ВВЕР-1000 використовується як стандартна, при спрацьовуванні ПРБ, але використовуючи критерії СОУ НАЕК [1], і наші додаткові критерії пов'язані з аксіальним офсетом, додатково використовуючи графік допустимих меж аксіального офсету, на якому АО при скиданні другої групи менш виходити за межі, ніж при скиданні першої групи ОР СУЗ. Тому, ми вибрали другу групу ОР СУЗ для наступних теплогідравлічних і нейтронно-фізичних

розрахунків Результати експерименту показують, що вимогам СОУ задовольняють групи №1, №2, №3, №4, №6, №7

Виходячи з наших додаткових критеріїв (за мінімальним впливом ПРБ на АО) найбільш прийнятною є група №2.

Слід зазначити, що в тренажері для ПРБ закладено використання групи №1, вибір котрої зроблений тільки на підставі вимог СОУ.

Проаналізувавши офсет-потужні діаграми при скиданні 1 і 2 груп ОР СУЗ (рис.2,рис.3), можна побачити, що АО при скиданні групи №2 ОР СУЗ, виходить менше за допустимі межі по аксіальному офсету, ніж при сбросі 1 групи ОР СУЗ.

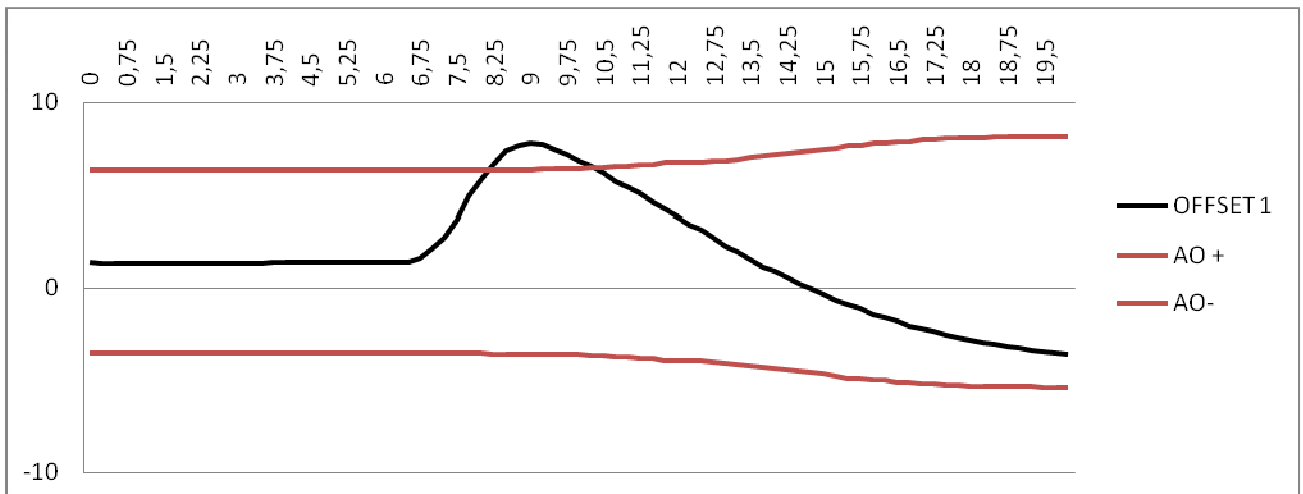


Рисунок 2 - Офсет-потужня діаграма при сбросі 1 групи ОР СУЗ (голубий – показник аксіального офсету під час експерименту, червоний – верхній і нижній показники допустимого значення аксіального офсету при данній потужності РУ)

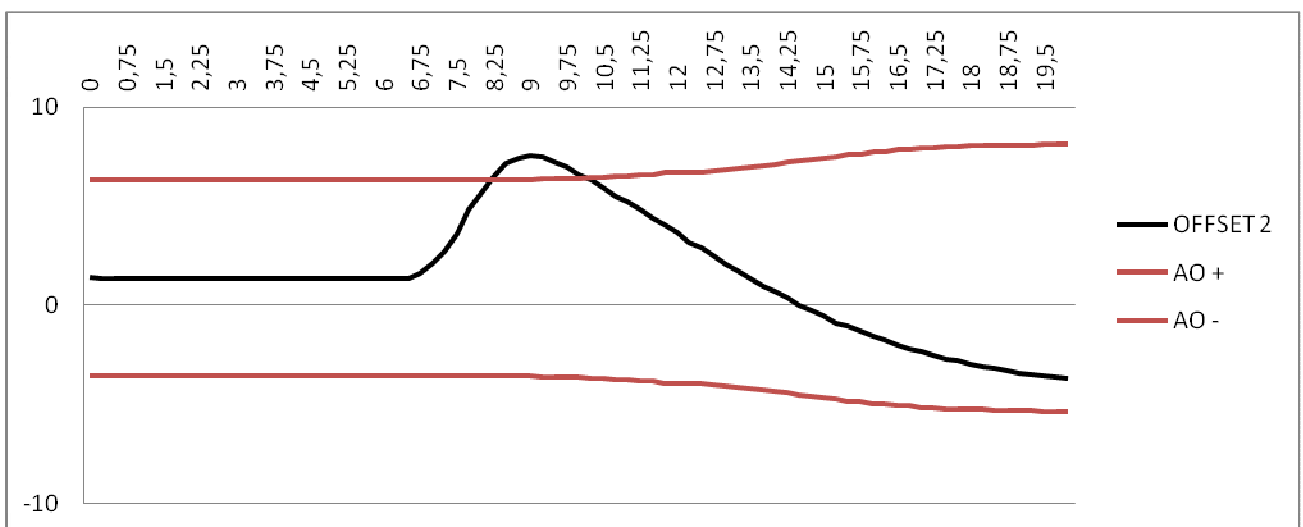


Рисунок 3 - Офсет-потужня діаграма при сбросі 2 групи ОР СУЗ (синій – показник аксіального офсету під час експерименту, червоний – верхній і нижній показники допустимого значення аксіального офсету при данній потужності РУ)

Далі проведемо поглиблений аналіз (з проведенням нейтронно-фізичного і теплогідравлічного розрахунку) для стандартно використовуваної в тренажері групи ОР СУЗ (№1) і групи №2, обраної в результаті представленого в даному розділу експериментального дослідження.

Внаслідок розрахунків і початкових етапів експерименту, ми можемо зробити висновки:

- при скиданні 2 групи ОР СУЗ аксіальний офсет менше спотворюється, ніж при скиданні 1 групи
- скидання 2 групи ОР СУЗ менш впливає на коефіцієнт нерівномірності, ніж скидання 1 групи ОР СУЗ

Для отримання більш детальної інформації щодо змін процесів в активній зоні внаслідок впливу ПРБ, слід провести розрахунки (з оцінкою запасу до кризи теплообміну, температури палива і ефективний коефіцієнт розмноження) для групи, відібраної за стандартними критеріями (група 1 ОР СУЗ) і за уточненими (група 2 ОР СУЗ), розрахунок проводять за допомогою методичних вказівок для студентів «Теплогідравлічний і нейтронно-фізичний розрахунки Ядерного реактора типу ВВЕР» [5].

Результати теплогідравлічного розрахунку: Для безпечної експлуатації РУ був проведений теплогідравлічний розрахунок, який показує, не відхиляються показники температури теплоносія, температури зовнішньої і внутрішньої оболонки твела, температури паливної таблетки і також коефіцієнт запасу по критичному тепловому навантаженню, від допустимих значень, для уникнення аварійних ситуацій. З результатів розрахунку випливає що температури розраховані в теплогідравлічному розрахунку не виходять за межі допустимих значень. Температура палива не перевищує 2800 °С. Коефіцієнт запасу по критичному тепловому навантаженню у всіх координатах більше 3-х, значить необхідний запас до кризи теплообміну завжди витримується, в обох випадках.

Результати нейтронно-фізичних розрахунків: Метою нейтронно-фізичного розрахунку, є знаходження і аналіз таких параметрів як:

- ефективний вихід нейтронів на один захоплений тепловий нейтрон в паливі
- коефіцієнт розмноження на швидких нейтронах
- ймовірність уникнути резонансного захоплення
- коефіцієнт використання теплових нейтронів

- ймовірність уникнути витіку нейтронів з активної зони реактора
- коефіцієнт розмноження в нескінченному середовищі
- ефективний коефіцієнт розмноження

Таблиця 2 - Основні параметри нейтронно-фізичного розрахунку.

Параметри	100% потужність	Сброс 1 групи ОР СУЗ	Сброс 2 групи ОР СУЗ
ефективний вихід нейтронів на один захоплений тепловий нейтрон в паливі ν_{ef}	2,416	2,0439	2,0439
коефіцієнт розмноження на швидких нейтронах	1,046	1,006	1,006
ймовірність уникнути резонансного захоплення ρ	0,5394	0,5683	0,5680
коефіцієнт використання теплових нейтронів θ	0,9519	0,9504	0,9503
ймовірність уникнути витіку нейтронів з активної зони реактора P	0,8241	0,8311	0,8308
коефіцієнт розмноження в нескінченному середовищі K_{∞}	1,3150	1,3696	1,3689
ефективний коефіцієнт розмноження K_{ef}	1,0838	1,1383	1,1373
середня температура теплоносія, $^{\circ}\text{C}$	322,2	309,9	310,1
середнє значення температури пального, $^{\circ}\text{C}$	1497,57	1346,59	1350,12

З отриманих даних нейтронно-фізичного розрахунку, можна сказати, що фізика реактора не має великих відхилень параметрів, при впливі ПРБ реактор розвантажується з невеликими змінами нейтронного поля. При спрацьовуванні ПРБ потужність реактора знижується, разом з потужністю знижується і середня температура теплоносія, що в свою чергу збільшує значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів, що ми і бачимо в кінцевих даних.

Висновки статті: Система прискореного розвантаження блоку призначена для підвищення динамічної стійкості роботи енергоблоку і забезпечення сприятливих режимів роботи РУ (без спрацьовування АЗ) при непередбачених відключеннях обладнання шляхом швидкого зниження потужності реактора і турбогенератора з одночасною корекцією рівня розвантаження реактора пристроєм РОМ

Одними з основних механізмів, що приводять до розгерметизації оболонок твелів, є КРН - корозійне розтріскування під напругою в атмосфері агресивних продуктів поділу і втомна міцність оболонки твела. Мінімізуючи коливання АО та не допускаючи виходу АО за допустимі межі, можливо суттєво обмежити КРН, і зберегти цілісність оболонки твела.

Для знаходження більш підходящої групи ОР СУЗ для ПРБ, було виконано експеримент за допомогою тренажера ВВЕР-1000, з використанням допомогою стандарту підприємства СОУ НАЕК і додатковим аналізом вплива ПРБ на АО. Отримані результати дозволили визначити групу №2 ОР СУЗ, як найменш впливову на зміну АО. За допомогою отриманих даних, ми отримали графіки відхилень АО, від допустимих меж, і визначили групу № 2 ОР СУЗ, з найменшим відхиленням.

Для групи ОР СУЗ №1, яка наразі використана у тренажері WWER-1000 для ПРБ та відібраної в ході експерименту групи ОР СУЗ №2 були проведенні детальні розрахунки теплогідравліки і нейтонно-фізичні розрахунки, які показали, що запас до кризи теплообміну, запас по температурі палива, температурі теплоносія та оболонки твела, не виходять за допустимі межі для обох груп ОР СУЗ. Нейтронно-фізичний розрахунок, також показав, що результати є прийнятними. При цьому, зважаючи на величини коефіцієнту нерівномірності по об'єму, величини змін АО група ОР СУЗ №2 є більш прийнятною для використання у ПРБ, ніж група №1 ОР СУЗ.

На підставі проведеного дослідження пропонується доповнити методику вибору групи ОР СУЗ, що буде використовуватися у ПРБ, критерієм мінімізації впливу на АО.

Як подальших досліджень пропонується провести подібні розрахунки з використанням уточнених розрахункових кодів, які використовуються при обґрунтуванні безпеки і розрахунку паливних загрузок таких як: RELAP5, MCNP, SCALE.

Список використаних джерел:

1. СОУ НАЕК 064:2016 Стандарт державного підприємства НАЕК «Енергоатом» Поводження з ядерним паливом перевантаження палива в реакторі ВВЕР-1000. Номенклатура експлуатаційних нейтронно-фізичних розрахунків та експериментів.
2. WWER-1000 Reactor Simulator Material for Training Courses and Workshops Second Edition. International atomic energy agency, Vienna, 2005.
3. 01.ОБ.УН.АЛ.27 Альбом нейтронно-фізичних характеристик активної зони реактора енергоблока №1 ЗАЭС кампанія № 27.

4. Yu. Komarov, A. Arvaninov, A. Smychok Improvement of the Algorithm for the Calculation of the Average Weighted Thermal Power of the VVER-1000 Core and the Estimation of its Error // ISSN 2076-2429 (print), ISSN 2223-3814 (online), Proceedings of Odessa Polytechnic University, Issue 1 (57), 2019. – P. 73-83. - DOI: 10.15276/opu.1.57.2019.09
5. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. “Теплогідравлічний і нейтронно-фізичний розрахунки Ядерного реактора типу ВВЕР” – Методичні вказівки для студентів за спеціальністю 7.09.05.06. – Одеса: ОНПУ, 1995. – 55с.