

В.В. Філонов<sup>1,2</sup>, асп., провідний інженер ORCID 0000-0001-8123-026XЮ.С. Філонова<sup>1,2</sup>, асп., інженер ORCID 0000-0002-9728-3726О.В. Коваленко<sup>1,2</sup>, студ., інженер ORCID 0000-0002-9858-9137В.А. Кондратюк<sup>1</sup>, канд. техн. наук, доц., ORCID 0000-0001-5035-311X<sup>1</sup>Національний технічний університет України

«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

<sup>2</sup>ТОВ «ІПП-Центр»

## ОПИС РАДІАЦІЙНОГО МОДУЛЮ МУЛЬТИФІЗИЧНОГО КОДУ ДЛЯ АНАЛІЗУ ДЕГРАДАЦІЇ ГЕОМЕТРІЇ ВИГОРОДКИ ВВЕР-1000

На сьогоднішній день вкрай важливим є питання можливості продовження терміну експлуатації енергоблоків атомних станцій у понад проектний період, а також розробка нових підходів для розширення попередньо оцінених можливих років продовження ресурсу енергоблоків, в яких цей період майже вичерпано. Відповідно до проектної межі безпечної експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР – обмежуючим фактором з точки зору зміни геометричного стану є контакт вигородки та периферійного палива. Попередній аналіз формозміни внутрішньокорпусних пристроїв, який є обов'язковим при продовженні ресурсу, показав, що більш очікуваним є контакт вигородки та шахти, який передувє контакту з ядерним паливом. Додатковим фактором є те, що із-за особливості конструкції вигородки виникають радіальні перетоки теплоносія із активної зони на периферію відбивача. Такий стан не передбачений проектом, тому у вітчизняній галузі виникають дискусії щодо подальшої безпечної експлуатації. Основною причиною зміни геометричного стану є сукупність впливу накопленої радіаційної дози, а також нерівномірність температурного поля. «Класичний» аналіз, який застосовується при продовженні терміну експлуатації складається з послідовних етапів, у кожному з яких виконується оцінка радіаційних умов, температурного поля та, нарешті, оцінка міцності. Такий підхід є прийнятним лише у випадку слабого взаємозв'язку між фізиками (етапами) та при умові консервативної оцінки на кожному кроці. На сьогоднішній день такий підхід практично вичерпав себе, оскільки запас років «гарантованої безпечної експлуатації», які оцінені послідовним підходом – практично вичерпані. В даній роботі представлений опис модулю оцінки радіаційного навантаження, який є складовою мультифізичного коду для аналізу стану вигородки в умовах деградації її геометрії. Даний підхід є розробкою спеціалістами ТОВ «ІПП-Центр» та аспірантами і студентами університету.

**Ключові слова:** вигородка, ВВЕР-1000, продовження ресурсу, радіаційні навантаження, картограма паливного завантаження, деградація геометрії

### Прийняті скорочення:

АЕС	– Атомна електрична станція	ВЯБ	– Відділ ядерної безпеки
АкЗ	– Активна зона	РУ	– Реакторна установка
ВВЕР	– Водоводяний енергетичний реактор	ТВЗ	– Тепловіділяюча збірка
ВКП	– Внутрішньокорпусні пристрої	ШВК	– Шахта внутрішньокорпусна

### Прийняті позначення:

$V$	– Глибина вигорання (Вт·с/кг)	$R_f^f$	– Радіус оболонки твел, (м)
$E_f$	– Енергія виходу ділення, (Дж)	$r$	– Радіальний напрямок (координата), (м)
$k$	– Відносне енерговиділення, (-)	$t$	– Час, (с)
$N_{FA}$	– Кількість ТВЗ, (-)	$w$	– Вагова функція, (-)
$N_p$	– Кількість твелів, (-)	$z$	– Аксіальний напрямок (координата), (м)
$N_i$	– Аксіальна дискретизація, (-)	$\theta$	– Тангенціальний напрямок (координата), (рад)
$Q_{heat}$	– Теплова потужність, (Вт)	$\nu_f$	– Середній вихід швидких нейтронів, (-)

### Індекси:

$V$	– об'ємне	$node$	– чарунка
$ref$	– опорний	$МК$	– монте-Карло

### Вступ.

На сьогоднішній день вигородка реактора ВВЕР-1000 є основним лімітуючим фактором понад проектного терміну експлуатації. Переоцінка ресурсу вигородки є комплексною задачею, яка в загальному

випадку потребує аналітичних обґрунтувань зони періодичних натурних досліджень, а також повного аналізу прогностичного стану. Провести дослідження, а отже і отримати верифікаційні результати неможливо для «гарячого» стану реактора з урахуванням радіаційного поля. Єдиний спосіб, який дозволяє отримати геометричні характеристики вигордки – це дослідження зміни геометрії у холодному стані та подальша інтерпретація цих даних на стан «робота на потужності». Якість прогнозу стаціонарного стану вигордки при роботі на номінальній потужності очевидно залежить від фізичної обґрунтованості розрахункової моделі. Взагалі, всі математичні моделі, які використовуються для оцінки напруженого стану використовують експериментальні дані, які узагальнені неявними функціями. Сучасна процедура переоцінки стану вигордки послідовна і базується на трьох основних кроках: розрахунок радіаційного енерговиділення і пошкоджуваності [1,2], розрахунок температурного поля [3] та оцінка формозміни [4,5]. Результати, які отримані послідовним аналізом свідчать про те, що починаючи з 20-25 кампанії внаслідок деградації геометрії можуть з'являтися радіальні перетоки із активної зони у напрямку внутрішньокорпусної шахти реактору з інтенсивністю еквівалентною проектному байпасу теплоносія (~1% від номінальної витрати). Це призводить до того, що локально змінюються умови експлуатації активної зони, а отже і з'являється зворотній зв'язок, принаймні між другим та третім кроком послідовної процедури. Варто зазначити, що радіальні перетоки, тобто зміна конфігурації охолодження активної зони, є непроективним ефектом розпухання вигордки і, в загальному, потребують комплексного аналізу впливу на РУ в цілому. Слід також зауважити, що загалом дана проблема є мультифізичною, досвід розв'язання якої на енергоблоках з реакторами ВВЕР-1000 відсутній не лише на вітчизняних атомних електричних станціях (АЕС).

Поява радіального перетоку теплоносія з АкЗ на периферію поліпшує умови охолодження вигордки між кільцями, особливо в області максимальних радіаційних навантажень. Це призводить до зміни як амплітудних і середньооб'ємних значень так і власне поля температури, що є одним із визначальних факторів при оцінці між-кільцевого розкриття [6].

Необхідність більш точної (в контексті даної проблеми – реалістичної) оцінки потребує ефектів які породжують зворотні зв'язки типу «теплогідравліка – міцність». Із-за зміни геометрії вигордки локально змінюються й умови опромінення металу не тільки відбивача (вигордки) але й міжкільцевих шпильок та внутрішньокорпусної шахти (ШВК), що породжує додаткові нелінійності задачі, що аналізується. Таким чином, в контексті реалістичної оцінки робочою стає концепція мультифізичного зв'язку, який коротко можна охарактеризувати так: «розігрів – розкриття – інтенсифікація охолодження та зміна локальних радіаційних умов - закриття». В даній роботі наведений опис нейтронного модулю, який є складовою зв'язаного мультифізичного аналізу.

#### **Мета та завдання дослідження**

Основною метою даної статті є опис підходу, який застосовується для оцінки миттєвого та накопиченого радіаційного стану внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) і дозволяє оптимальним чином враховувати особливості експлуатації енергоблоку ВВЕР-1000. Основним завданням є побудова логічного зв'язку між концептуальними складовими модулю, які можна розділити в залежності від використання на:

- інженерний аналіз паливного завантаження (фактично ініціалізація);
- модель транспорту нейтронів та гамма квантів для оцінки локальних характеристик радіаційних полів, а також процедура для оцінки накопичених величин з урахуванням умов охолодження (основний розрахунковий модуль);
- формування параметричних функцій впливу радіального перетоку на радіаційні поля в елементах ВКП;

#### **1. Інженерний аналіз паливного завантаження енергоблоку ВВЕР-1000**

Як було зазначено вище, розрахунковий модуль можна умовно поділити на три частини за принципом виконуваності при мультифізичному аналізі. На початку відбувається ініціалізація вхідних даних для транспортної частини модулю на основі експлуатаційної інформації для конкретного енергоблоку АЕС, яка формується інструментарієм відділу ядерної безпеки (ВЯБ) конкретного майданчику (наприклад БИПР/ПЕРМАК-А). Концептуально підготовку вхідних даних моделі транспорту нейтронів та гамма квантів, а також розрахунок енерговиділення, флюенсу та пошкоджуваності можна представити у вигляді наступних послідовних кроків:

- Формування бази даних для сортів палива в залежності від температури та глибини вигорання палива (ізотопний склад, середнє значення виходу нейтронів ділення, спектр ділення, середнє значення енергії виходу на одне ділення).

- На основі картограм паливного завантаження для кожного умовного сектора (див. Рис. 1) розраховується теплова та нейтронна потужність (застосовуючи експлуатаційні дані), а також оцінюється часовий профіль витоків нейтронів із активної зони.

- В залежності від специфікації опорних величин формуються вхідні дані в локальній системі координат моделі транспорту на основі експлуатаційних даних для обраних часових проміжків.

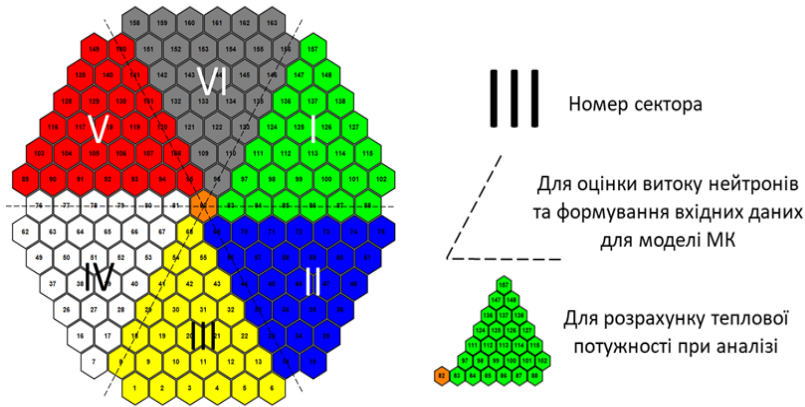


Рисунок 1 – Нумерація секторів для аналізу паливних кампаній

Аналіз паливної кампанії необхідний для вибору найбільш характерної доби експлуатації, а також вибору представницького сектора АкЗ, оскільки раціональним є аналіз 60-градусного сектора. Для цього була розроблена багатопараметрична процедура, яка базується на інженерній оцінці витоку нейтронів за межі АкЗ, що є в першому наближенні альтернативною дифузійного аналізу, та дозволяє проводити оцінку в абсолютних величинах.

На першому кроці, формується база даних сортів палива, яке використовувалося в певний проміжок експлуатації (наприклад з моменту введення в експлуатацію по сьогоднішній день). Для цього розроблена спеціальна підпрограма, яка дозволяє отримати погоджене температурне поле в твел (2D, r-z), яке є вхідним параметром для нейтронно-фізичної моделі твел на базі коду WIMS5b [7] із можливістю автоматичного підбору критичної концентрації борної кислоти. Даний блок виконується лише один раз, або за необхідності доповнення бази даних сортів палива.

Для кожної паливної кампанії обираються характерні часові кроки (додатково додаються початок та кінець паливної кампанії), а для кожного кроку – характерний сектор. Така концепція аналізу дає можливість сформувати консервативний набір в масштабах усього періоду експлуатації енергоблоку (максимально навантажений часовий крок – максимально навантажений сектор). В якості критеріїв вибору характерних часових кроків та сектору використовуються наступні величини: інтегральна потужність сектору ( $Power_j$ ), інтегральний витік нейтронів ( $efFlux_j^{ave}$ ), інтегральний витік нейтронів по максимально навантаженій грані ( $efFlux_j^{max}$ ). Оскільки інженерними методами важко оцінити інтегральний витік нейтронів (невідомі вклади непериферійних твелів та тепловиділяючих збірок (ТВЗ)), то будується часовий тренд фактично безрозмірної величини.

Теплова потужність сектору розраховується в залежності від значення конфігуратора  $FAtype_1$ :

$$Power_j = \frac{Q_{heat}}{N_{FA} \cdot N_p \cdot N_l} \cdot \sum_j^{N_{sec}} \left( \begin{array}{l} FAtype_1 = "MaxNode", N_p \cdot N_l \cdot \max(k_k^{node}) \\ FAtype_1 = "Max", N_p \cdot N_l \cdot \max(k_k^l) \\ FAtype_1 = "Ave", N_p \cdot N_l \cdot mean(k_k^l) \\ FAtype_1 = "Min", N_p \cdot N_l \cdot \min(k_k^l) \end{array} \right) \quad (1)$$

Для розрахунку витоку нейтронів необхідно оперувати опорною глибиною вигорання (для ТВЗ), яка визначається на основі значень конфігуратора  $FAtype_2$ :

$$B_j = \left[ \begin{array}{l} FAtype_2 = "MaxNode", \max(B_{j,k,l}) \\ FAtype_2 = "Max", \max(B_{j,k}^l) \\ FAtype_2 = "Ave", mean(B_{j,k}^l) \\ FAtype_2 = "Min", \min(B_{j,k}^l) \end{array} \right] \quad (2)$$

Оцінка витоку нейтронів для обраної периферійної ТВЗ:

$$efFlux_j = Power_j^{FA} \frac{[\nu_f(T_{ref}, B_j) - 1]}{2\pi R_p^l N_p \cdot E_f(T_{ref}, B_j)} F(Per_j, \dots) \quad (3)$$

Опорна температура  $T_{ref}$  для функцій параметрів від глибини вигорання обирається згідно зі значенням конфігуратора  $FAtype_3$ . Слід зазначити, що в залежності (3) присутні досить грубі припущення. По перше залежність (3) оцінює сумарний витік нейтронів через усереднену густину потоку з поверхні твел та ефективну площу витоку, у припущенні, що частка в  $1.0/\nu_f$  від загальної кількості миттєвих

нейтронів іде на підтримку критичної ланцюгової реакції, а все інше  $(\nu_f - 1.0)/\nu_f$  покидає паливо (без врахування поглинання нейтронів паливом та продуктами ділення, а також теплоносієм). Функція  $F(Per_j, \dots)$  характеризує ефективний периметр, який фактично враховує «скільки середніх» твелів приймають участь у витопі через грань обраної ТВЗ. Функція  $F(Per_j, \dots)$  дійсно залежить від геометричного периметру ТВЗ  $Per_j$ , проте насправді враховує вплив й інших, непериферійних твел. Інженерними методами оцінити значення цієї функції практично неможливо. Основне припущення, яке дозволяє перейти від аналізу абсолютних величин до відносних, це те, що функція  $F(Per_j, \dots)$  в межах однієї ТВЗ слабо змінюється для середньої густини потоку нейтронів під час усієї кампанії. Таким чином, можна оцінити тренд у часі сумарної втрати нейтронів (безрозмірної величини) через обраний сектор:

$$efFlux_i^{ave} = \left( \max_{i,time} \left[ \sum_j^{N_i} efFlux_j \right] \right)^{-1} \cdot \sum_j^{N_i} efFlux_j \quad (4a)$$

$$efFlux_i^{max} = N_i \cdot \max_j [efFlux_j] \cdot \left( \max_{i,time} \left[ \sum_j^{N_i} efFlux_j \right] \right)^{-1} \quad (4b)$$

Не дивлячись на досить грубу оцінку, вдається в першому наближенні обирати референтні моменти паливної кампанії, причому для деяких із них, часових точок - дві, оскільки аналізується як середній витік, так і витік по максимальній грані.

Слід зазначити, що всі вище представлені величини розраховуються для всіх часових кроків обраної для аналізу паливної кампанії, а також для всіх трьох значень конфігуратора  $FAtype_3$  (характеризує опорну температуру  $T_{ref}$  розрахунку вигорання).

Як видно із залежностей (1)-(4) оцінка може здійснюватися для різних комбінацій  $FAtype_1 - FAtype_2$ . Оскільки для транспорту нейтронів застосовується двовимірний модель, необхідно розуміти, що є обґрунтованими з точки зору консерватизму вхідними даними. Так, наприклад, потрібно розуміти як інтерпретувати глибину вигорання (яку величину обирати) та відносну потужність для кожного твелу у випадку застосування двовимірної моделі (формування ваги елементарного джерела нейтронів).

На основі отриманих референтних часових кроків, а також даних відносно характерного сектору, формується набір вхідних величин для транспортної моделі. Формування вхідних даних відбувається згідно із значеннями конфігураторів  $DOtype_1 - DOtype_4$ .

Сумарна потужність нейтронів ділення оцінюється для сектору як:

$$Source = \frac{k_Q^{er} \cdot Q_{heat}}{N_{FA} \cdot N_p \cdot N_i} \cdot \sum_i^{N_s} \frac{\nu_f(T_{ref}, B_i)}{E_f(T_{ref}, B_i)} \begin{cases} DOtype_3 = "MaxNode", N_p \cdot N_i \cdot \max(k_k) \cdot \\ DOtype_3 = "Max", N_L \cdot \sum_j^{N_p} \max(k_k) \\ DOtype_3 = "Ave", \sum_j^{N_p} \sum_k^{N_L} k_o \cdot N_L \sum_j^{N_p} mean(k_k) \\ DOtype_3 = "Min", N_p \cdot N_i \cdot \min(k_k) \end{cases} \quad (5)$$

Характеристична глибина вигорання  $B_i$  розраховується аналогічно (2) використовуючи значення конфігуратора  $DOtype_1$ . Розрахунок вагових коефіцієнтів для кожного твел моделі транспорту нейтронів та гамма квантів здійснюється на основі експлуатаційних даних. Опорна глибина вигорання для кожного твел обирається на основі значення ідентифікатора  $DOtype_1$ . Для функцій концентрації ізотопів, середнього виходу нейтронів ділення і енергії одного ділення опорна температура обирається за конфігуратором  $DOtype_2$  (аналог  $FAtype_3$  при аналізі характерних часових проміжків для паливної кампанії).

$$w_{i,j} = \sum_k^{N_L} \left( k_k \frac{\nu_f(T_{ref}, B)}{E_f(T_{ref}, B)} \right)_k \left[ \sum_i^{N_s} \sum_j^{N_p} \sum_k^{N_L} \left( k_k \frac{\nu_f(T_{ref}, B)}{E_f(T_{ref}, B)} \right)_{i,j,k} \right]^{-1} \quad (6)$$

Для кожного моменту паливної кампанії генеруються аксіальні профілі енерговиділення, для того, щоб була можливість синтезувати тривимірні поля для подальших розрахунків.

На Рис. 2 представлено результати аналізу характерної паливної кампанії для енергоблоку ВВЕР-1000.

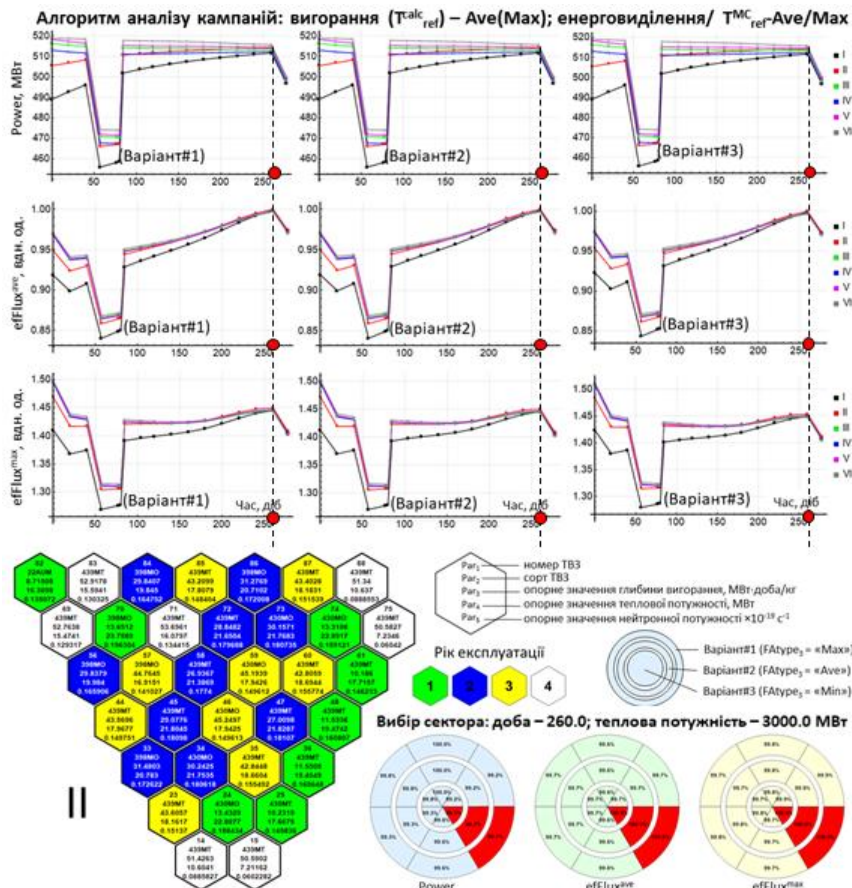


Рисунок 2 – Результати інженерної оцінки характеристичної паливної кампанії енергоблоку ВВЕР-1000

## 2. Модель транспорту радіаційних полів

Для розрахунку енерговиділення ( $q_v$ ), флюенса і пошкоджуючої дози ( $D$ ) в елементах ВКП була розроблена спрощена модель реактора ВВЕР-1000 для транспортного коду MCNPX. Розрахункова модель представляє собою 60-й сектор поперечного перерізу реактора, який включає такі елементи: активну зону на рівні паливного стовпа, вигорідку, ШВК, різбові тяги, шпильки, корпус реактора з наплавкою та теплоносій, а площини симетрії проходять крізь центри 2-ох послідовних отворів різбових тяг у вигорідці. Загальний вигляд розрахункової області представлений на Рис. 3. Модель вигорідки разом зі шпильками, охолоджувальними каналами та різбовою тягою повторює переріз біля місця з'єднання двох кілець вигорідки. Геометрія активної зони реактора побудована за допомогою повторюваної структури правильних шестигранних призматичних елементів [8], що моделюють елементарну чарунку ТВЗ із омиваючим її теплоносієм. Відстань між протилежними гранями такого елемента рівна кроку розташування ТВЗ в трикутній решітці. Кожна ТВЗ також моделюється за допомогою таких структур із відстанню між протилежними гранями, що відповідає кроку розташування твел і кластерів. Кожний такий елемент моделює елементарну чарунку таких видів:

- Твел та теплоносій, що його омиває;
- Направляючу трубку із теплоносієм;

В розрахунковій моделі передбачена можливість конфігурування активної зони (АкЗ) різними ТВЗ з урахуванням їх особливостей.

Граничні умови моделі представлені у вигляді дзеркального відбиття на границі симетрії, верхній та нижній площинах, перпендикулярних аксіальній осі, а також вакуумних на зовнішній циліндричній поверхні корпусу реактору. Теплофізичні і нейтронно-фізичні властивості, а також матеріальний склад елементів моделі однорідні в аксіальному напрямку. Джерело частинок також рівномірно розподілене в аксіальному напрямку, а потужність джерела розраховується із урахуванням фактичної висоти моделі. Таким чином, дана модель представляє двовимірну адаптацію тривимірної постановки нейтронної задачі ( $r$ - $\theta$  модель). Такий підхід обумовлений тим, що вдається оптимально застосовувати розрахункові ресурси для отримання статистично збіжних результатів. Фактично, застосовується концепція двовимірного розрахунку максимально навантаженого поперечного перерізу.

Нейтронне поле в вигородці і ШВК формується за рахунок їх витоку із АкЗ через внутрішню поверхню вигородки, а також внаслідок багаторазового розсіювання нейтронів на ядрах металу вигородки. Поле енерговиділення відповідно внаслідок витоку гамма-квантів із АкЗ та взаємодії з металом вигородки і ШВК завдяки 3 процесам: фотоефекту, комптон-ефекту і народження електрон-позитронних пар. Очевидно, що від коректності задання джерела частинок і ізотопного складу палива залежить коректність отримуваних результатів полів енерговиділення, а також швидкості набору флюенса і пошкоджуючої дози. Тому для врахування вищеперахованих процесів в моделі прийнята наступна концепція згідно пунктів:

- Основне джерело - стаціонарне джерело нейтронів представляє собою швидкі нейтрони ділення, поле яких формується по-твельно, відповідно до інженерного аналізу паливних кампаній з урахуванням середнього спектру ділення нейтронів по всій моделі АкЗ та нерівномірності середнього виходу нейтронів і енергії ділення;

- При поглинанні нейтрона в паливному матеріалі моделі він інтерпретується як реакція ділення без народження швидких нейтронів, але з народженням миттєвих гамма-квантів. Таким чином враховується процес народження миттєвих гамма-квантів в процесі ділення;

- Гамма-кванти, що запізнюються враховуються шляхом додавання до нейтронного джерела фотонного джерела із спектром згідно із [9] та з урахуванням середнього їх виходу на одне ділення.

На Рис. 3 наведено загальний вигляд розрахункової моделі, а також її дискретизація у сенсі збору імітаційних даних (детектування). Для детального відтворення амплітудних значень радіаційних полів біля границі вигородка - АкЗ використовується комбінована сітка (сітка «А» та сітка «Б»), що дозволяє оптимально застосовувати розрахункові ресурси.

Оскільки детальний розрахунок енерговиділення, швидкості набору флюенсу та пошкоджуваності відбувається у двовимірному наближенні  $(r-\Theta)$ , то постає питання «синтезу» відповідних результатів для подальшого їх застосування в тривимірному наближенні. Таким чином, постає питання щодо подальшої застосовності отриманих результатів у тривимірних  $(r-\Theta-z)$  моделях теплогідроліки та міцності.

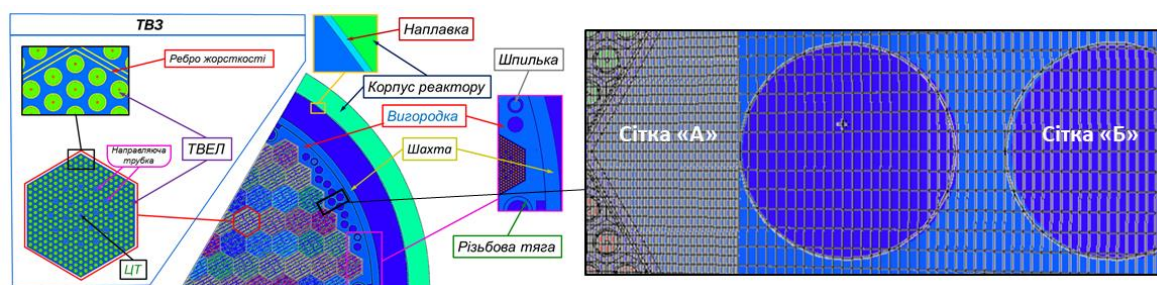


Рисунок 3 – Розрахункова модель транспорту нейтронів та гамма квантів

В загальному випадку, кожен з параметрів (миттєвий та накопичений) можна представити узагальнюючою функцією (7), яка за своєю сутністю є синтезом двовимірних даних  $\Psi_{МК}(r, \Theta)$  отриманих моделлю Монте-Карло, та аксіального профілю  $f(z)$ , який формується на основі експлуатаційних даних.

$$\Psi(r, \Theta, z) = A \cdot \Psi_{МК}(r, \Theta) \cdot f(z) \quad (7a)$$

$$\Psi_{\Sigma}(r, \Theta, z) = A \cdot \Psi_{МК}(r, \Theta) \cdot f(z) \cdot \int_{0.0}^T \Pi_{ref}(t) dt \quad (7b)$$

Коефіцієнт А може трактуватися як коефіцієнт запаса, або ж амплітудне значення у випадку перенормування функції  $\Psi_{МК}(r, \Theta)$ . Відзначимо, що  $\Psi_{МК}(r, \Theta)$  - це радіаційні поля, які розраховуються за допомогою моделі транспорту нейтронів та гамма квантів ( $q_v(r, \Theta)$  - радіаційне енерговиділення;  $\dot{F}(r, \Theta)$  - швидкість набору флюенсу;  $\dot{D}(r, \Theta)$  - швидкість набору пошкоджуваності). Аксіальний профіль  $f(z)$  може бути миттєвим, або ж накопиченим, в залежності від конфігурування мультифізичного розрахунку, що передбачено в основній програмі.  $\Pi_{ref}(t)$  - це референтний безрозмірний профіль зміни витоку нейтронів в часі, який оцінюється за допомогою вище описаної інженерної методики.

Як було зазначено вище, для кожної часової точки обирається індивідуальний сектор, який в загальному різний для всіх проміжків часу, та  $\Pi_{ref}(t)$  доцільно обрати як максимальну величину  $efFlux_i^{max}$  для даного часового кроку. Проте, попередній аналіз показав, що умовна площа під кривою теплової потужності секторів на  $\sim 0.5-4.0\%$  більша, ніж під іншими кривими. Тому консервативно обирається максимальне значення серед трьох інтегралів по часу:

$$\int_{0.0}^T \Pi_{ref}(t) dt = \max \left( \int_{0.0}^T \max [Power_i(t)] dt, \int_{0.0}^T \max [efFlux_i^{ave}(t)] dt, \int_{0.0}^T \max [efFlux_i^{max}(t)] dt \right) \quad (8)$$

Для коректного застосування (8), значення  $Power_i, efFlux_i^{ave}, efFlux_i^{max}$  для кожного сектора переформуються на амплітудне значення, яке рівне одиниці. На Рис. 4 представлена схематизація розрахунку накопичувальних величин (флюенс, доза).

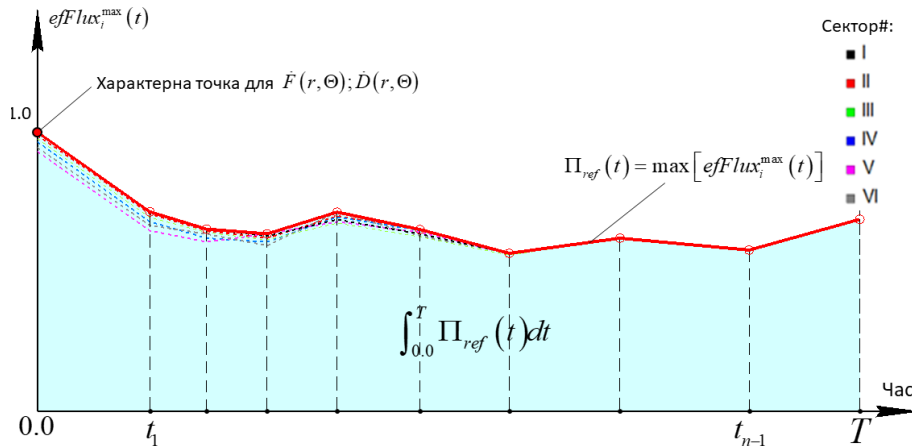


Рисунок 4 – Схематизація розрахунку сумарного опромінення для обраної паливної кампанії на прикладі величини  $efFlux_i^{max}$

Таким чином, розрахункову підпрограму транспорту нейтронів можна використовувати безпосередньо для мультифізичного аналізу конкретної часової точки паливної кампанії, або ж узагальнюючи конкретну паливну кампанію. Відзначимо, що за розрахунковими затратами перший спосіб є найменш оптимальним, проте в деяких випадках є необхідним при аналізі.

### 3. Концепція параметричних функцій

Під час зміни геометрії вигородки у місцях радіального перетоку відбувається зміна властивостей сповільнення радіаційного випромінювання, яке покидає межі АкЗ. Це призводить до того, що збільшується частина високоенергетичного випромінювання, яке взаємодіє з міжкільцевою шпилькою та ШВК, а також з різьбовою тягою. Для врахування даного впливу в розрахунковій моделі транспорту нейтронів та гамма квантів передбачена можливість задавати індивідуальні властивості матеріального складу та температури для елементарної геометричної ділянки. Для спрощення аналізу приймається, що крайові ефекти на торцях кільця вигородки не враховуються. Таке наближення дає можливість оцінювати поля випромінювання також у двовимірному наближенні і, фактично, застосовувати екземпляри однієї розрахункової моделі при паралельних розрахунках. В цілому, розрахунки з урахуванням нерівномірності матеріального складу є значно складнішими (з точки зору часу розрахунків, особливо, коли йде мова про ітеративне наближення при мультифізичному аналізі). Тому був побудований альтернативний спосіб, який дозволяє отримати параметричну функцію, яка за своєю суттю відповідає фактору зниження/підвищення енерговиділення –  $\Omega$  і визначається як відношення характеристики радіаційного поля при розкритті до незбуреного значення. Для однозначності та простоти формування фактору  $\Omega$  обирається один із способів визначення: по максимальному значенню, або по середньому у відповідному поперечному перерізі.

Фактор зміни радіаційного поля  $\Omega$  залежить від температури теплоносія та металу вигородки, а також від матеріального складу, що визначається геометрією розкриття. Температури визначаються в теплогідравлічному модулі, а геометрія розкриття відповідно у модулі розрахунків на міцність, який в загальному також може бути параметричним. Отже вдається однозначно встановити взаємозв'язок параметричної функції  $\Omega$  з іншими модулями мультифізичного розрахунку.

Параметричні розрахунки за допомогою транспортної моделі проводилися в межах зміни матеріального складу (масова доля заліза) від 0.0 до 1.0, що відповідає повному розкриттю (0.0), або ж відсутності зміни геометрії (1.0). В першому наближенні відбувалася гомогенізація метал-теплоносія за для відсутності необхідності введення додаткової змінної, яка б характеризувала нерівномірність розкриття у поперечному перерізі. По температурі функція рівномірно табулювалася в межах 280-480 °C по металу та 280-340 °C по теплоносію. Результати фактору зміни радіаційного енерговиділення для кожного з конструкційних елементів ВКП наведені на Рис. 5. (в якості температури наведена температура гомогенізованого

Сформована параметрична функція дозволяє суттєво оптимізувати розрахункові затрати при спряженому аналізі, що дає можливість аналізувати також перехідні аварійні процеси для обґрунтування впливу деградації геометрії на РУ в цілому.

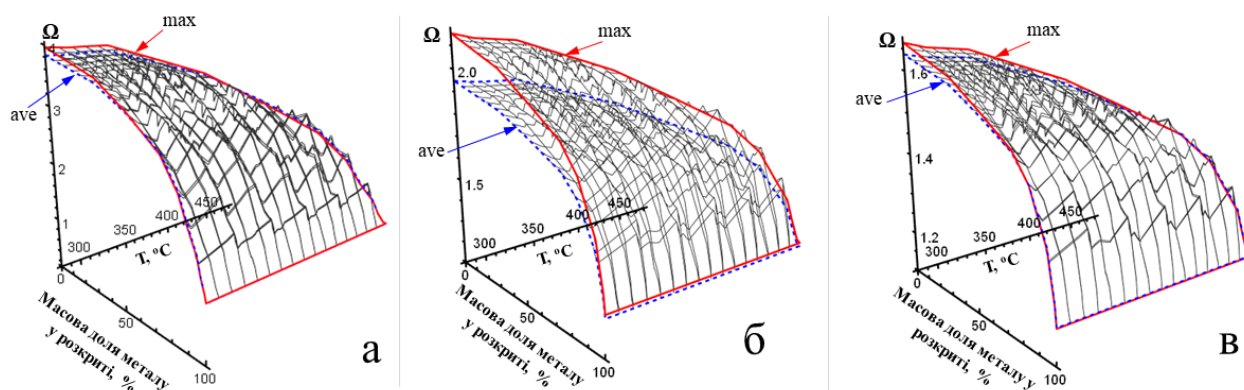


Рисунок 5 – Параметричні функції фактору зміни енерговиділення (а – ШВК, б – шпилька міжкільцева, в – різьбова тяга)

### Висновки

В роботі представлений опис ключових складових частин нейтронно-фізичного модулю, який є частиною перспективного мультифізичного коду для аналізу деградації геометрії вигородки та його впливу на реакторну установку в цілому. Розроблений модуль складається з трьох основних частин до яких відноситься: інженерний аналіз паливних завантажень, безпосередньо транспортний блок, та параметричний аналіз. Розроблена досить гнучка система налаштувань, яка дозволяє конфігурувати модуль в залежності від типу аналізу, що дає можливість проводити консервативні та реалістичні оцінки з урахуванням можливих радіальних перетоків теплоносія за межі АкЗ.

Інженерний аналіз базується на оцінці безрозмірного профілю витoku нейтронів із АкЗ за період опорної паливної кампанії з подальшим вибором опорного сектору для референтної часової точки. Результатом роботи підпрограми аналізу паливного завантаження являється необхідний набір даних, який дозволяє сформувати характеристики джерела випромінення для транспортної частини модулю. Фактично таким чином відбувається ініціалізація.

Транспортна модель випромінення базується на Монте-Карло коді MCNPX, та побудована в двовимірній постановці ( $r-\Theta$ ) з урахуванням необхідності задання нерівномірності температури та матеріального складу. Така модель дає можливість оцінювати амплітудні значення полів випромінення, а також за допомогою підпрограми постобробки синтезувати тривимірні ( $r-\Theta-z$ ) миттєві та накопичені характеристики випромінення, які передаються в теплогідравлічний модуль та модуль розрахунків на міцність.

З метою економії розрахункових ресурсів, що є вкрай важливим при аналізі перехідних процесів передбачена підпрограма генерації набору даних для оцінки впливу деградації геометрії вигородки на функціонали випромінення в металі вигородки. Для цього оцінені фактори зміни енерговиділення в основних елементах ВКП, які залежать від локальної температури теплоносія та металу (зв'язок з теплогідравлічним модулем), а також від співвідношення метал – вода (модуль розрахунків на міцність). Такий підхід дозволяє раціональним чином організувати нестационарні розрахунки при аварійних процесах для обґрунтування впливу деградації геометрії на реакторну установку.

### Список використаної літератури:

- 1.Абдуллаев А, Солдатов С., Ганн В., Черницкий С. Расчет флюенса нейтронов и тепловыделения в конструкционных элементах реактора ВВЭР-100 0 методом Монте-Карло. Ядерна та радіаційна безпека. 2018. №1. С. 11–16.
- 2.Бородкин П. Г., Хренников Н. Н. Расчетно-экспериментальные исследования радиационной нагрузки на корпусах и опорных конструкциях ВВЭР-1000 в фактических реакторных условиях. Ядерная и радиационная безопасность. 2015. №1. С. 1–10.
- 3.Filonov V., Filonova Y., Dubyk Y., Bohdan A. Calculation of VVER-1000 core baffle temperature distribution for it's swelling assessment. Proceedings of Odessa Polytechnic University. 2020. №1. С. 35–45.
- 4.Махненко О. В., Кандава С. М., Черкашин М. В. Совершенствование методов оценки радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ реактора ВВЭР-1000. Девятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». 2019. №2. С. 35–42.
- 5.Dybuk Y., Filonov V., Filonova Y. Swelling of the WVER-1000 Reactor Core Baffle. IASMiRT. 2019.
- 6.Filonova Y., Dubyk Y., Filonov V., Kondratjuk V. Improved Computational Fluid Dynamics Framework for Reactor Core Baffle Swelling Assessment. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science. 2021. №1. С. 1–10.



7. WIMS-ANL USER MANUAL REV. 4/ ANL/RERTR/TM-23/Jan.2001.

8. MCNPX User's Manual Version 2.6.0, LA-CP-07-1473, April 2008

9. Марин С.В., Олейник Д.С., Сушино-Хоменко Е.А., Шкаровський Д.А., Юдкевич М.С. Расчёт тепловыделения в материалах ядерного реактора методом Монте-Карло. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2016. Вып. № 5. С. 27-35.

V. Filonov<sup>1,2</sup>, Ph.D. student, ORCID 0000-0001-8123-026X

Y. Filonova<sup>1,2</sup>, Ph.D. student, ORCID 0000-0002-9728-3726

O. Kovalenko<sup>1,2</sup>, student., ORCID 0000-0002-9858-9137

V. Kondratyuk<sup>1</sup>, Ph.D., docent, ORCID 0000-0001-5035-311X

<sup>1</sup>National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute"

<sup>2</sup>IPP-Centre LLC

## DESCRIPTION OF THE RADIATION MODULE OF MULTIPHYSICAL CODE FOR ANALYSIS OF THE BAFFLE GEOMETRY DEGRADATION

*To date, the possibility of lifetime extension for nuclear power units beyond the project period is extremely important, as well as developing new approaches to expand the previously estimated possible years of lifetime extension of power units, for which this period is almost exhausted. According to the design limit of safe operation for power units with VVER type of reactors - the limiting factor in terms of changes in the geometric state is the contact of baffle and peripheral fuel. Preliminary analysis of the geometric changes of reactor internals, which is mandatory during lifetime extension, showed that more expected is the contact of the baffle metal and barrel, which precedes the contact with nuclear fuel assemblies. An additional factor is that due to the design features of the baffle there are radial flows of coolant from the core to bypass. This situation is not foreseen by the project, so there are discussions in the domestic industry about further safe operation. The main reason for the change in geometry is the combination of accumulated radiation dose and the temperature field unevenness. The "classical" analysis, which is used for lifetime extension, consists of successive stages: the assessment of radiation conditions, temperature field calculation and, finally, the stress-strain state estimation. This approach is acceptable only in the case of a weak link between the physical modules (steps), and requires the conservative evaluation at each step. To date, this approach has almost exhausted itself, as the reserve of "guaranteed safe operation" years, which are estimated by the consistent approach, is almost expired. This paper describes the module for radiation loads estimation, which is a component of the multiphysical code for the analysis of baffle state in terms of its geometry degradation. This approach is developed by specialists of IPP-Centre LLC and PhD students and students of the university.*

**Keywords:** baffle, VVER-1000, lifetime extension, radiation loads, fuel boot map, geometry degradation

### References:

1.A. Abdullaev, S. Soldatov, V. Gann, S. Chernickij, "Calculation of the neutron fluence and heat release in the structural elements of the VVER-1000 reactor using the Monte Carlo method," (In Russian), Nuclear and Radiation Safety, vol. 1, pp. 11–16, 2018.

2.P. Borodkin, N. Hrennikov, "Computational and experimental studies of the radiation load on the VVER-1000 vessels and support structures under actual reactor conditions," (In Russian), Nuclear and Radiation Safety, vol. 1, pp. 1–10, 2015.

3.V. Filonov, Y. Filonova, Y. Dubyk, A. Bohdan, "Calculation of VVER-1000 core baffle temperature distribution for it's swelling assessment," Proceedings of Odessa Polytechnic University, vol. 1., pp. 35–45, 2020.

4.O. Mahnenko, S. Kandala, M. Cherkashin, "Improvement of methods for assessing radiation swelling and progressive form change of the VVER-1000 reactor internals," (In Russian), IX ISTC "Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Energy", vol. 2, pp. 35–42, 2019.

5.Y. Dybuk, V. Filonov, Y. Filonova, "Swelling of the WWER-1000 Reactor Core Baffle," IASMiRT, 2019.

6.Y. Filonova, Y. Dubyk, V. Filonov, V. Kondratjuk, "Improved Computational Fluid Dynamics Framework for Reactor Core Baffle Swelling Assessment," JNERS, vol. 1, pp. 1–10, 2021.

7. WIMS-ANL USER MANUAL REV. 4/ ANL/RERTR/TM-23/Jan.2001.

8. MCNPX User's Manual Version 2.6.0, LA-CP-07-1473, April 2008

9.S. Marin, D. Olejnik, E. Suhino-Homenko, D. Shkarovsk'ij, M. Yudkevich, "Calculation of heat release in the materials of a nuclear reactor by the Monte Carlo method," Questions of atomic science and technology, Physics of nuclear reactors, vol. 5, pp.27-35, 2016.

Надійшла 23.01.2022

Received 23.01.2022