

Розрахункова оцінка формозміни вигородки реактора ВВЕР-1000 в процесі експлуатації

- **Чирков Олександр Юрійович**, д-р техн. наук, ст. н. сп.
Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1916-0277>
- **Харченко Валерій Володимирович**, академік НАН України, проф.
Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна
- **Кравченко Віктор Іванович**, канд. техн. наук, ст. н. сп.
Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1641-2336>
- **Кобельський Сергій Володимирович**, канд. техн. наук, ст. н. сп.
Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна

Наведено результати розрахункової оцінки формозміни вигородки активної зони реактора ВВЕР-1000, одержані на основі розв'язання зв'язаної контактної задачі термопружнопластичності з урахуванням деформацій радіаційного розпухання і повзучості. Для моделювання умов контакту враховано перерозподіл температури внаслідок порушення проєктних умов потоку теплоносія в зоні контакту вигородки з внутрішньокорпусною шахтою. Використано сучасні підходи до моделювання радіаційного розпухання і радіаційної повзучості аустенітних сталей під впливом нейтронного опромінення і підвищеної температури в умовах, які спричиняють напруження. В основу розрахункового аналізу покладена змішана схема методу скінченних елементів, що дає змогу визначати напружено-деформований стан (НДС) з високим ступенем точності. Розрахунки виконані в двовимірній постановці для поперечного перерізу вигородки з максимальною за висотою пошкоджуючою дозою та температурою опромінення за умови узагальненої плоскої деформації. Результати розрахунків наведені для умов роботи реактора на повній потужності й планового зупинення для перевантаження тепловиділяючих збірок (ТВЗ) після завершення кампанії. З використанням медіанних параметрів температурно-дозової залежності розпухання аустенітної сталі 08X18N10T одержані дані про розподіл вздовж колової координати величини зазору між вигородкою і шахтою, а також залишкового зазору між дистанційними решітками периферійних ТВЗ і гранями вигородки реактора.

Ключові слова: активна зона, вигородка, внутрішньокорпусна шахта, контактна задача, метод скінченних елементів, напружено-деформований стан, повзучість, пошкоджуюча доза, радіаційне розпухання, реактор ВВЕР-1000, тепловиділяючі збірки.

© Чирков О. Ю., Харченко В. В., Кравченко В. І., Кобельський С. В., 2020

В умовах експлуатації реактора аустенітні хромонікелеві сталі типу 08X18N10T зазнають радіаційного розпухання та повзучості, що може призводити до деградації металу і формозміни такого важливого елемента внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) реакторів типу ВВЕР, як вигородка. Змикання вигородки з внутрішньокорпусною шахтою внаслідок радіаційного розпухання і повзучості металу вигородки може призводити до виникнення контактних напружень, а також перерозподілу витрат теплоно-

сія першого контуру в реакторі і, як наслідок, зміни температурного режиму роботи реактора.

Розрахункова оцінка кінетики НДС і формозміни вигородки є важливою умовою для обґрунтування безпечної експлуатації реактора, можливості вилучення ТВЗ з активної зони реактора і контролю величини зазору між вигородкою та шахтою, що забезпечує функціонування реактора в період проєктної та довгострокової експлуатації енергоблока АЕС.

Опис конструкції вигородки і внутрішньокорпусної шахти реактора ВВЕР-1000, технічні характеристики та умови експлуатації наведені в [1] – [4]. Дані щодо зміни механічних властивостей сталей під час радіаційного опромінення містяться в [5] – [16], закономірності деформування аустенітних сталей в умовах вільного розпухання без напружень сформульовані в [17] – [21], математичні моделі деформування з урахуванням стисненого розпухання і радіаційної повзучості металу від пошкоджуючої дози в умовах, які спричиняють напруження, побудовані в [22] – [24], застосування розрахункових підходів до оцінки НДС та формозміни вигородки розглядалися у [16], [25] – [29] тощо.

У цій статті описані результати розрахункової оцінки формозміни вигородки реактора ВВЕР-1000 з урахуванням контактної взаємодії вигородки з внутрішньокорпусною шахтою, а також наведені результати аналізу з визначення зазору між гранями вигородки і периферійними ТВЗ. Розрахунки виконано для умов роботи реактора на потужності та планового зупинення з використанням сучасних підходів до моделювання процесів радіаційного розпухання і радіаційної повзучості аустенітних сталей, що перебувають під впливом нейтронного опромінення, високих температур та пошкоджуючої дози. Для розв'язання контактної задачі враховували перерозподіл температури внаслідок порушення проєктних умов теплообміну між вигородкою і шахтою в зоні контакту. Взаємовплив температурного поля і НДС на визначення зони контакту враховували багаторазовим перерахунком температурного поля і НДС до досягнення збіжності результатів розрахунку.

З використанням медіанної температурно-дозової залежності розпухання аустенітної сталі 08X18H10T одержано дані про розподіл вздовж колової координати величини зазору між вигородкою та шахтою, а також залишкового зазору між дистанційними решітками периферійних ТВЗ і гранями вигородки реактора.

Нижче наведені окремі результати аналізу з урахуванням контактної взаємодії вигородки з шахтою, а також радіаційного розпухання і повзучості, які, на наш погляд, можуть становити інтерес для фахівців у сфері розрахункових методів оцінки міцності та формозміни елементів ВКП реакторів типу ВВЕР.

Залежність величини вільного розпухання S_0 від пошкоджуючої дози D і температури опромінення T для аустенітної сталі 08X18H10T приймали за даними [21] – і враховували рівнянням:

$$S_0 = c_D D^n \exp\left(-r(T - T_{max})^2\right), \quad (1)$$

де $T_{max} = 470^\circ\text{C}$ – температура максимального розпухання; $c_D = 1,035 \cdot 10^{-4} \text{зна}^{-n}$; $n = 1,88$; $r = 1,825 \times$

$\times 10^{-4} (\text{C})^{-2}$. Розрахунки проводили з використанням медіанних параметрів радіаційного розпухання. Вплив середнього нормального напруження σ_m і накопиченої пластичної деформації q на розпухання S сталі 08X18H10T враховували за допомогою формули [15]:

$$S = S_0 (1 + C_R \sigma_m) e^{-mq}, \quad (2)$$

де $C_R = 4 \cdot 10^{-3} \text{МПа}^{-1}$; $m = 8,75$ – константи матеріалу.

Рівняння, яке описує розпухання металу з урахуванням різних вкладів середнього нормального напруження σ_m та інтенсивності напружень σ_{eq} [22], [23] не використовували в розрахунках, тому що для умов з підвищеною дозою опромінення відбувалося порушення збіжності обчислювальних процесів [24]. Інтенсивність приросту деформацій радіаційної повзучості $d\varepsilon_{eq}^c$ залежно від приросту набраної пошкоджуючої дози і розпухання враховували рівнянням [23]:

$$d\varepsilon_{eq}^c = (B_0 dD + \omega dS) \sigma_{eq}, \quad (3)$$

де $B_0 = 10^{-6} (\text{МПа} \cdot \text{зна})^{-1}$; $\omega = (2,7 \dots 3,2) \cdot 10^{-3} \text{МПа}^{-1}$.

Значення коефіцієнтів у рівняннях (1) – (3) отримані в [22], [23] за допомогою оброблення експериментальних даних радіаційного розпухання і повзучості аустенітних сталей для швидкостей опромінення, що відповідають умовам експлуатації реакторів ВВЕР-1000 на повній потужності.

Визначальні рівняння, що дають змогу описувати неізотермічні процеси пружнопластичного деформування з урахуванням стисненого розпухання металу під впливом пошкоджуючої дози і температури опромінення, сформульовані та математично обґрунтовані в [24]. Функціональну залежність для опису зміцнення металу у разі пружнопластичного деформування задавали з урахуванням пошкоджуючої дози, температури опромінення та інтенсивності приросту деформації повзучості за етап навантаження. Залишкові зварювальні деформації не враховували в розрахунку, тому що вони не додають відчутний внесок в формозміну вигородки в процесі експлуатації [25], [26].

Важливою особливістю застосовуваних рівнянь пластичності є те, що вони записані в єдиній математичній формі незалежно від характеру процесу навантаження, що дає змогу з їх допомогою описувати активне навантаження, розвантаження і повторне навантаження. Додаткова умова, що характеризує розвантаження, полягає в незворотності деформацій радіаційного розпухання та повзучості. Використання цих рівнянь для розв'язання пружнопластичних задач сприяє стійкості обчислювальних процесів, що дає змогу застосовувати в розрахунках укрупнені етапи навантаження.

Розрахунок температурного поля виконували з урахуванням залежності теплофізичних властивостей металу від температури, радіаційних енерговиділень і даних про граничні умови конвективного теплообміну, наведених у [2], [14], [16], [27]. Для розв'язання нелінійної задачі теплопровідності радіаційні енерговиділення враховували як об'ємні джерела тепла.

В основу розрахункового аналізу НДС покладена змішана схема методу скінченних елементів, що забезпечує безперервну апроксимацію, як для переміщень, так і для напружень і деформацій, що дає змогу визначити НДС з високим ступенем точності [30]. Реалізацію чисельного алгоритму розв'язання нелінійної крайової задачі термопластичності проводили з використанням процедури поетапного навантаження в поєднанні з методом пружних розв'язків на основі змішаної схеми методу скінченних елементів.

Аналіз контактної взаємодії вигородки з внутрішньокорпусною шахтою проводили з урахуванням номінального зазору і різних умов контакту (ковзання, тертя, зчеплення). На початковому етапі розрахунку НДС задавали передбачувану зону контакту, межі якої уточнювали в процесі розв'язання пружнопластичної задачі методом послідовних наближень. Нерівномірний розподіл температури і НДС визначали розв'язанням зв'язаної контактної задачі термопружнопластичності з урахуванням деформацій радіаційного розпухання та повзучості. Між контактуючими поверхнями вигородки та шахти задавали ідеальний теплообмін, а за межами зони контакту моделювали умови конвективного теплообміну з урахуванням малості величини зазору. Взаємовплив температурного поля і НДС на розрахункове визначення зони контакту вигородки з шахтою враховували за допомогою ітераційного процесу, в якому граничні умови теплообміну і контактної взаємодії уточнювали за допомогою багаторазового розв'язання задачі теплопровідності та пружнопластичної контактної задачі до досягнення заданої точності визначення зони контакту.

Згідно з розрахунковими даними виріювання коефіцієнта тепловіддачі між вигородкою і шахтою в інтервалі від 5800 до 8700 Вт/(м² °С) призводить до несуттєвої зміни температури зовнішньої поверхні вигородки, яка не перевищує 3 °С. Крім того, урахування зчеплення в зоні контакту не призводить до помітної зміни переміщень і зазорів порівняно з результатами, в яких моделюється ковзання. Ця обставина пов'язана з досить низьким рівнем колових переміщень відносно радіальних переміщень вигородки і шахти в зоні контакту. До того, для розглянутих умов взаємодії вигородки з шахтою контактні напруження знаходяться на досить низькому рівні (не перевищують 16 МПа), тому дотичні напруження, які протидіють

ковзання внаслідок сил тертя, не суттєво впливають на результати розрахунків з урахуванням ковзання.

Розрахункові дані наведені для умов роботи реактора на потужності та планового зупинення для перевантаження ядерного палива. Порушення нормальних умов експлуатації та аварійні режими не розглядалися.

Розрахунки НДС виконані в двовимірній постановці для поперечного перерізу з максимальною за висотою вигородки пошкоджуючою дозою і температурою опромінення за умови узагальненої плоскої деформації [16], [27] – [29]. Використання двовимірної моделі суттєво спрощує розв'язання зв'язаної контактної задачі, яка враховує перерозподіл температури і НДС у зоні контакту вигородки з шахтою, оскільки для знаходження границі контакту достатньо враховувати зміну граничних умов теплообміну та контактної взаємодії тільки за кутовою координатою. Загалом для визначення поверхні контакту вигородки з шахтою необхідно враховувати зміну температурного поля і НДС не тільки вдовж кутової координати, але і за висотою вигородки.

Для одержання адекватних результатів аналізу контактної взаємодії вигородки з шахтою застосовували розрахункову модель, в якій ці елементи ВКП розглядали спільно як одне тіло з номінальним зазором. На Рисунку 1 показана двовимірна скінченноелементна модель поперечного перерізу вигородки і шахти, яку використовували для виконання розрахунків НДС. Повна модель містить 152952 вузли і 296448 трикутних скінченних елементів.

Достовірне розрахункове прогнозування формозміни вигородки в процесі експлуатації обумовлює необхідність урахування вихідних даних щодо тепловиділення і пошкоджуючої дози опромінення для кожної паливної кампанії, оскільки розрахунок за усередненими даними може вплинути на розподіл і величину радіаційного розпухання [29]. У цій статті вплив особливостей паливних кампаній і їх послідовності на кінетику формозміни вигородки не враховували, тому що аналізували загальні тенденції і особливості контактної взаємодії вигородки з шахтою в процесі експлуатації з урахуванням радіаційного розпухання і повзучості. Як вихідні дані для розрахунку НДС і формозміни вигородки використовували відомі розподіли пошкоджуючої дози і температури опромінення вигородки і внутрішньокорпусної шахти реактора ВВЕР-1000, побудовані за даними ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС» [16].

На Рисунку 2 наведені розрахункові розподіли накопиченої пошкоджуючої дози в зсувах на атом (зна) і температури (°С) для поперечного перерізу вигородки і внутрішньокорпусної шахти після 30 років експлуатації під час роботи реактора на повній потужності. З огляду на кругову симетрію

вигородки результати розрахунків подані для її дванадцятої частини з центральним кутом 30° .

Розподіл вільного розпухання від пошкоджуючої дози і температури опромінення, результати розрахункового визначення стисненого розпухання вигородки і шахти після 30 років експлуатації показані на Рисунку 3.

На Рисунках 4, 5 наведені розрахункові дані про зазори в напрямку спільної нормалі до поверхні контакту вигородки з шахтою, а також залишковий зазор між дистанційними решітками периферійних ТВЗ з гранями вигородки, розраховані з урахуванням номінальних зазорів 2,5 і 4 мм, відповідно, за умови, що розміри активної зони після зупинення реактора відповідають початковим значенням.

Контактну взаємодію вигородки з шахтою моделювали з урахуванням умов вільного ковзання. На графіках (Рисунки 4, 5) наведено дані про зазори на початку експлуатації, відповідно, після 30, 40 і 50 років експлуатації під час роботи реактора на

потужності і планового зупинення. Відлік відстані на графіках ведеться вздовж колової координати від найбільшого отвору охолоджуючого каналу проти годинникової стрілки на величину кута 180° .

На підставі отриманих результатів, застосованих припущень та наявних вихідних даних можна очікувати, що вичерпання номінального зазору між вигородкою і внутрішньокорпусною шахтою не спостерігається в межах проектного строку експлуатації (30 років), хоча окремі значення зазору досить близько наближаються до нуля. Мінімальні значення зазору мають локальний характер у зоні розташування отворів поздовжнього охолоджуючого каналу з найбільшим діаметром і паз-каналу для протоку теплоносія між вигородкою і шахтою.

Локальний контакт вигородки з шахтою відбувається після 30 років експлуатації в зоні розташування каналу з найбільшим отвором і паз-каналу. Поверхня контакту розташована симетрично відносно прямої, що ділить отвір каналу на дві рівні

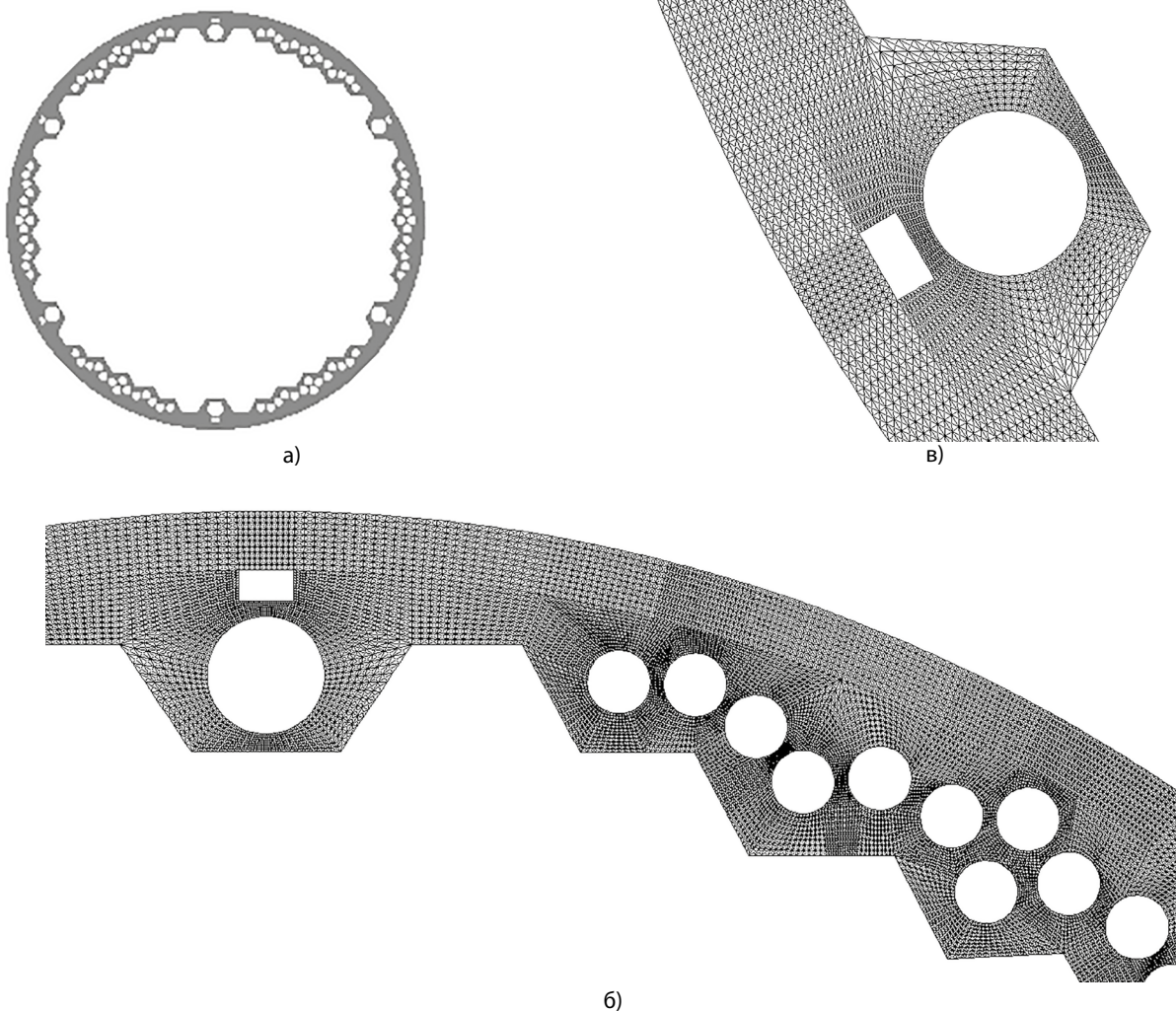


Рисунок 1 – Двовимірний скінченноелементна модель вигородки і шахти реактора ВВЕР-1000:
а - поперечний переріз; б-фрагмент сітки в зоні охолоджуючих каналів; в-сітка в зоні розташування каналу з найбільшим діаметром і паз-каналу

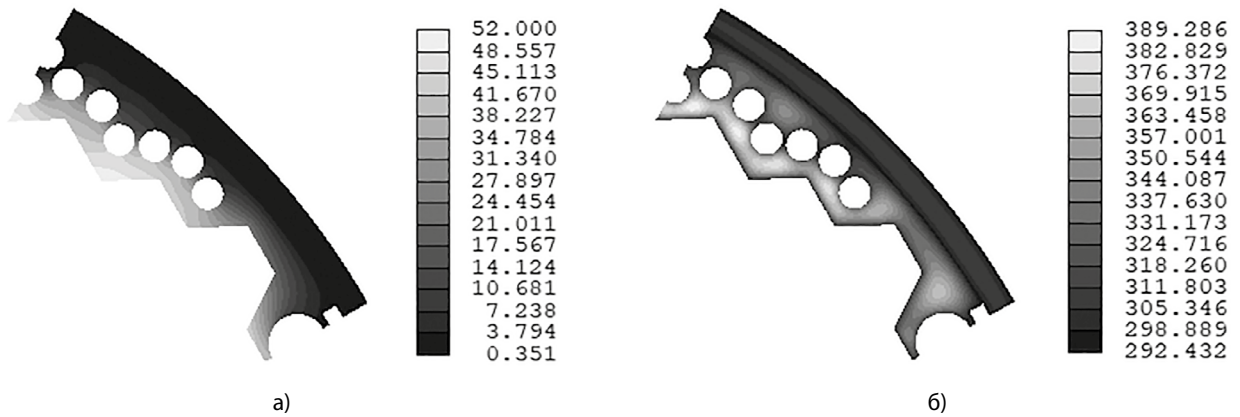


Рисунок 2 – Розрахункові розподіли накопиченої пошкоджуючої дози і температури під час роботи реактора на повній потужності після 30 років експлуатації: а - пошкоджуюча доза (зна); б - поле температури (°C) [16]

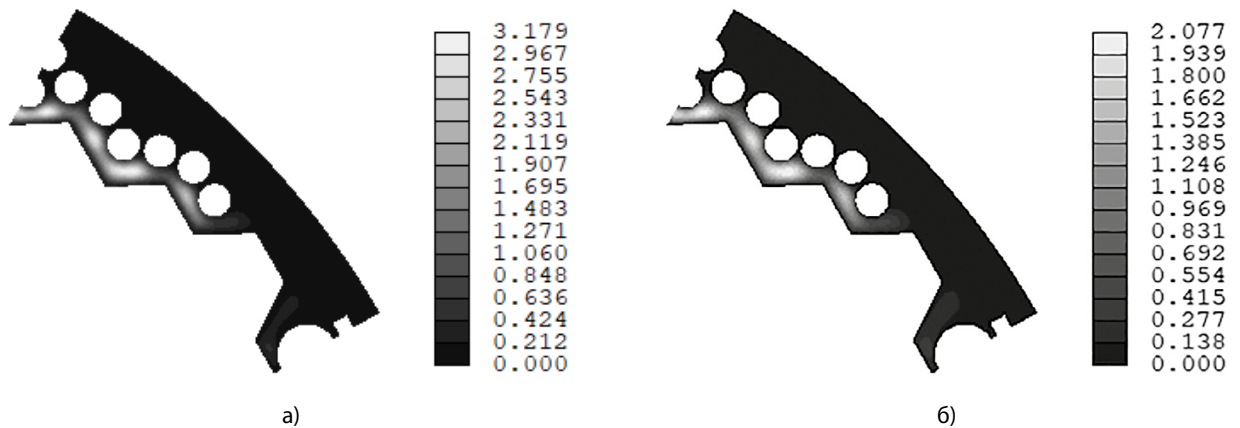


Рисунок 3 – Розрахунковий розподіл радіаційного розпухання (%) після 30 років експлуатації: а - вільне розпухання; б - стиснене розпухання

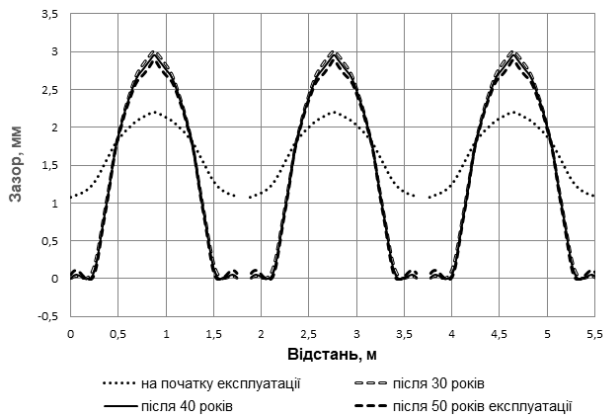


Рисунок 4 – Зазор між вигородкою і внутрішньокорпусною шахтою під час роботи реактора на повній потужності

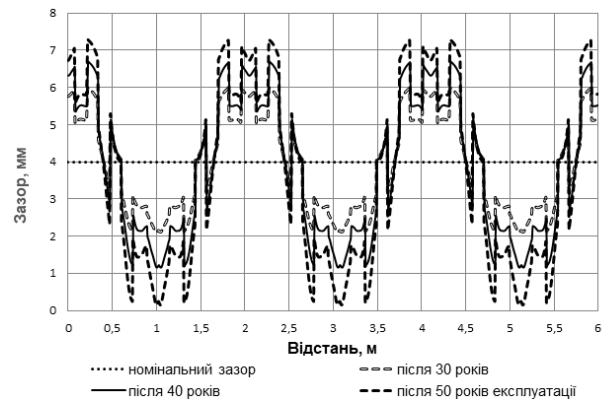


Рисунок 5 – Залишковий зазор між дистанційними решітками периферійних ТВЗ і гранями вигородки

частини, її місце розташування відповідає приблизно куту $\pm 7^\circ$ щодо цієї прямої.

Після 30 років експлуатації та зупинення реактора мінімальний залишковий зазор між дистанційними решітками периферійних ТВЗ і гранями вигородки становить 2,1 мм. Після 40 років експлуатації залишковий зазор знаходиться вище рівня 1,15 мм, а його мінімальне значення 0,16 мм спостерігається після 50 років експлуатації.

Висновки

Наведені результати розрахункової оцінки кінетики формозміни вигородки реактора ВВЕР-1000, отримані на основі розв'язку зв'язаної контактної задачі термопружнопластичності з урахуванням деформацій радіаційного розпухання та радіаційної повзучості. Враховували перерозподіл температури внаслідок порушення проектних умов протоку теплоносія в зоні контакту вигородки з внутрішньокорпусною шахтою. Використовували сучасні підходи до моделювання деформацій радіаційного розпухання та повзучості аустенітних сталей з урахуванням напруженого стану під впливом нейтронного опромінення і температури. Розрахунки виконані в двовимірній постановці для поперечного перерізу вигородки з максимальною за висотою пошкоджуючою дозою і температурою опромінення за умови узагальненої плоскої деформації. З використанням медіанних значень параметрів температурно-дозової залежності розпухання аустенітної сталі 08X18N10T отримані дані про кінетику формозміни вигородки і розподіл вздовж колової координати величини зазору між вигородкою та шахтою, а також залишкового зазору між дистанційними решітками периферійних ТВЗ і гранями вигородки реактора.

Список використаної літератури

1. Резепов В. К., Денисов В. П., Кирилук Н. А., Драгунов Ю. Г., Рыжов Ю. Б. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. 333 с.
2. Шарый Н. В., Семишкин В. П., Пиминов В. А., Драгунов Ю. Г. Прочность основного оборудования и трубопроводов реакторных установок ВВЭР. М.: Изд-во АТ, 2004. 496 с.
3. Климов А. Н. Ядерная физика и ядерные реакторы. М.: Атомиздат, 1971. 496 с.
4. ПМ-Т.0.03.333-15. Типовая программа по оценке технического состояния и продления срока эксплуатации внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000.

5. Киселевский В. Н. Изменение механических свойств сталей и сплавов при радиационном облучении. Киев: Наукова думка, 1977. 101 с.

6. Писаренко Г. С., Киселевский В. Н. Прочность и пластичность материалов в радиационных потоках. Киев: Наукова думка, 1979. 284 с.

7. Киселевский В. Н. Прочность конструкционных материалов ядерных реакторов. Киев: Наукова думка, 1990. 168 с.

8. Вотинов С. Н., Прохоров В. И., Островский З. Е. Облученные нержавеющие стали. М.: Наука, 1987. 128 с.

9. Воеводин В. Н., Зеленский В. Ф., Неклюдов И. М., Бородин О. В. Структурные аспекты радиационного распухания металлов. *Физика и химия обработки материалов*. 1991. № 4. С. 5 – 12.

10. Бородин О. В., Брык В. В., Воеводин В. Н. и др. Микроструктурные механизмы низкотемпературного радиационного распухания и охрупчивания материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-1000 // Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд і машин. К.: Ін-т електрозварювання ім. Є. О.Патона, 2006. С. 161 – 166.

11. Курсевич И. П., Марголин Б. З., Прокошев О. Ю. и др. Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении, влияние различных факторов. Часть II. Физические и механические закономерности охрупчивания. *Вопр. материаловедения*. 2006. № 4 (68). С. 994 – 111.

12. Марголин Б. З., Курсевич И. П., Сорокин А. А. и др. Охрупчивание и трещиностойкость высокооблученных аустенитных сталей для элементов ВКУ ВВЭР. *Сообщ. 2. Связь радиационного распухания с радиационным охрупчиванием – физические и механические закономерности. Пробл. прочности*. 2010. № 2. С. 25 – 38.

13. Неустроев В. С., Островский З. Е., Шамардин В. К. Влияние напряжений на радиационное распухание и параметры вакансионной пористости облученных нейтронами аустенитных сталей. *Физика металлов и материаловедение*. 1998. Т. 86, вып.1. С. 115 – 125.

14. Margolin B., Kursevitch I., Fedorova V. «Influence of Neutron Irradiation and Environment on Materials Properties of Internals of VVER Reactors» – Technical Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Time Management of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants, 18–22 October, 2010, Znojmo, Czech Republic.

15. Сорокин А. А., Марголин Б. З., Курсевич И. П. и др. Влияние нейтронного облучения на механические свойства материалов внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР. *Вопр. материаловедения*. 2011. № 2 (66). С. 131 – 151.

16. Margolin B., Fedorova V., Sorokin A., et al. The mechanisms of material degradation under neutron irradiation for WWER internals and methods for structural integrity assessment. *Proc. of Int. Conf. «Structural Integrity and Life of NPP Equipment»* (Oct. 2–5, 2012, Kiev). Kiev, 2012.

17. Konobeev Yu., Subbotin A. V., Golubov S. I. The theory of void and interstitial dislocation loop growth in irradiated metals. *Radiat. Eff.* 1973. Vol. 20, N 4. P. 265 – 271.

18. Конобеев Ю. В., Печенкин В. А. О механизме зарождения вакансионных пор в металлах и под облучением. *Вопр. атом. науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационного материаловедения*. 1978. Вып. 1. С. 3 – 7.

19. Конобеев Ю. В., Печенкин В. А. Состояние теории радиационной пористости в металлах. Радиационные дефекты в металлических кристаллах. Алма-Ата: Наука, 1978. С. 187 – 210.

20. Быков В. Н., Конобеев Ю. В. Радиационные повреждения конструкционных материалов быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 1977. Т. 43, вып. 1. С. 20 – 27.

21. Васина Н. К., Марголин Б. З., Гуленко А. Г., Курсевич И. П. Радиационное распухание аустенитных сталей. Влияние различных факторов, обработка экспериментальных данных и формулировка определяющих уравнений. *Вопр. материаловедения*. 2006. № 4 (48). С. 69 – 88.

22. Марголин Б. З., Мурашова А. И., Неустроев В. С. Влияние напряжений на радиационное распухание аустенитных сталей. *Вопр. материаловедения*. 2011. № 4 (68). С. 124 – 139.

23. Марголин Б. З., Мурашова А. И., Неустроев В. С. Анализ влияния вида напряженного состояния на радиационное распухание и радиационную ползучесть аустенитных сталей. *Пробл. прочности*. 2012. № 3. С. 5 – 24.

24. Чирков А. Ю. О корректности известной математической модели радиационного распухания, учитывающей влияния напряжений, в задачах механики упругопластического деформирования. *Пробл. прочности*. 2020. № 2. С. 5 – 22.

25. Махненко О. В., Великоиваненко Е. А., Мирзов И. В. Перераспределение остаточных сварочных напряжений во внутрикорпусной шахте реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. *Автоматическая сварка*. 2014. № 11. С. 1 – 7.

26. Махненко О. В., Мирзов И. В., Порохонько В. Б. Анализ влияния остаточных сварочных напряжений на распухание и напряженное состояние вигородки реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. *Известия ТулГУ. Технические науки*. 2015. Выпуск 6, часть 2. С. 187 – 200.

27. Махненко О. В., Мирзов И. В. Численный расчет радиационного распухания вигородки реактора ВВЭР-1000 в двумерной постановке при вариации данных по объемам тепловыделений и повреждающей дозе. *Пробл. прочности*. 2014. № 5. С. 127 – 139.

28. Махненко О. В., Мирзов И. В. Исследование напряженно-деформированного состояния сварных конструкций из аустенитной стали в условиях радиационного облучения. *Автоматическая сварка*. 2013. №1. С. 7 – 12.

29. Махненко О. В., Кандава С. М., Черкашин М. В. Совершенствование методов оценки радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ реактора ВВЭР-1000 АЕС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2019. № 2 (82). С. 38 – 45. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).07.

30. Чирков А. Ю. Смешанная схема метода конечных элементов для решения краевых задач теории упругости и малых упругопластических деформаций. К.: Ин-т пробл. прочности им. Г. С. Писаренко НАН Украины, 2003. 250 с.

References

1. Rezepov, V., Denysov, V., Kyryliuk, N., Dragunov, Yu., Ryzhov, Yu. (2004). WWER-1000 reactors for nuclear power plants. Podolsk, Gidropress, 333.

2. Sharyi, N., Semishkin, V., Piminov, V., Dragunov, Yu. (2004). Strength of WWER main equipment and pipelines. Moscow, AT Publishing House, 496.

3. Klimov, A. (1971). Nuclear physics and nuclear reactors. Moscow, Atomizdat, 496.

4. PM-T.0.03.333-15. Standard program for technical state assessment and lifetime extension of WWER-1000 reactor internals.

5. Kiselevskii, V. (1977). Change in mechanical properties of steel and alloys under irradiation. Kyiv, Naukova Dumka, 101.

6. Pisarenko, G., Kiselevskii, V. (1979). Strength and plasticity of materials in radiation flows. Kyiv, Naukova Dumka, 284.

7. Kiselevskii, V. (1990). Strength of structural materials of nuclear reactors. Kyiv, Naukova Dumka, 168.

8. Votinov, S., Prokhorov, V., Ostrovskii, Z. (1987). Irradiated stainless steel. Moscow, Nauka, 128.

9. Voievodin, V., Zelenskii, V., Nekliudov, I., Borodin, O. (1991). Structural aspects of radiation swelling of materials. *Material Treatment Physics and Chemistry*. (4), 5-12.

10. Borodin, O., Bryk, V., Voievodin, V. (2006). Microstructural mechanisms of low-temperature radiation swelling and embrittlement of materials of WWER-1000 reactor internals. Kyiv, Ye. Paton Institute of Electric Welding, 161-166.

11. Kursevich, I., Margolin, B., Prokoshev, O. (2006). Mechanical properties of austenitic steel in neutron irradiation, effect of various factors. Part II. Physical and mechanical laws of embrittlement. *Issues of Materials Science*. 4(68), 994-111.

12. Margolin, B., Kursevich, I., Sorokin, A. (2010). Embrittlement and crack resistance of highly irradiated austenitic steels for WWER reactor internals. Notification 2. Connection of radiation swelling and radiation embrittlement – physical and mechanical behavior. *Problems of Strength*. (2), 25-38.

13. Neustroiev, V., Ostrovskii, Z., Shamardin, V. (1998). Effect of stresses of radiation swelling and parameters of vacancy porosity of austenitic steels irradiated by neutrons. *Metal Physics and Metal Science*. 86(1), 115-125.

14. Margolin, B., Kursevich, I., Fedorova, V. (2010). Influence of neutron irradiation and environment on materials properties of VVER reactor internals. Technical Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Time Management of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants, Znojmo, Czech Republic.

15. Sorokin, A., Margolin, B., Kursevich, I. (2011). Effect of neutron irradiation on mechanical properties of materials of WWER reactor internals. *Issues of Materials Science*. 2(66), 131-151.

16. Margolin, B., Fedorova, V., Sorokin, A. (2012). The mechanisms of material degradation under neutron irradiation for WWER internals and methods for structural integrity assessment. Proc. of Int. Conf. "Structural Integrity and Life of NPP Equipment", Kyiv.

17. Konobeev, Yu., Subbotin, A., Golubov, S. (1973). The theory of void and interstitial dislocation loop growth in irradiated metals. *Radiat. Eff.* 20(4), 265-271.

18. Konobeev, Yu., Pechenkin, V. (1978). About the mechanism of arising vacancy porosity in metal and under irradiation. *Issues of Nuclear Science and Technology. Physics of Radiation Damages and Radiation Materials Science.* (1), 3-7.

19. Konobeev, Yu., Pechenkin, V. (1978). Theory of radiation porosity in metals. Radiation defects in metal crystals. Almaty, Nauka, 187-210.

20. Bykov, V., Konobeev, Yu. (1977). Radiation damage of structural materials of fast reactors. *Nuclear Energy.* 43(10), 20-27.

21. Vasina, N., Margolin, B., Gulenko, A., Kursevich, I. (2006). Radiation swelling of austenitic steels. Effect of different factors, processing of experimental data and formulation of definitive equations. *Issues of Materials Science.* 4(48), 69-88.

22. Margolin, B., Murashova, A., Neustroiev, V. (2011). Effect of stresses on radiation swelling of austenitic steels. *Issues of Materials Science.* 4(68), 124-139.

23. Margolin, B., Murashova, A., Neustroiev, V. (2012). Analysis of the effect of stress state on radiation swelling and radiation creep of austenitic steels. *Problems of Strength.* (3), 5-24.

24. Chyrkov, A. (2020). About correctness of known mathematical model of radiation swelling considering stress effect in problems of elastoplastic deformation mechanics. *Problems of Strength.* (2), 5-22.

25. Makhnenko, O., Velikoivanenko, Ye., Mirzov, I. (2014). Redistribution of residual welding stress in WWER-1000 reactor vault during operation. *Automatic Welding.* (11), 1-7.

26. Makhnenko, O., Mirzov, I., Porokhonko, V. (2015). Analysis of effect of residual welding stresses on swelling and stressed state of WWER-1000 baffle during operation. *Tula State University Proceedings. Technical Sciences.* 6(2), 187-200.

27. Makhnenko, O., Mirzov, I. (2014). Numerical calculation of radiation swelling of WWER-1000 baffle in two-dimensional formulation with variation of data on heat release volumes and damage dose. *Problems of Strength.* (5), 127-139.

28. Makhnenko, O., Mirzov, I. (2013). Study of stress-strain state of welded structures of austenitic steel in irradiation conditions. *Automatic Welding.* (1), 7-12.

29. Makhnenko, O., Kandala, S., Cherkashyn, M. (2019). Improving the methods for estimating radiation swelling and progressive dimensional changes of the elements of WWER-1000 internals. *Nuclear and Radiation Safety.* 2(82), 38-45. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).07.

30. Chyrkov, A. (2003). Mixed scheme of the finite element method for solving boundary value problems of the theory of elasticity and minor elastoplastic deformations. Kyiv, G. Pisarenko Institute for Problems of Strength, National Academy of Sciences of Ukraine, 250.

Assessment of WWER-1000 Core Baffle Form Alteration during Operation

Chirkov A., Kharchenko V., Kravchenko V., Kobelsky S.

G. S. Pisarenko Institute for Problems of Strength of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

The paper illustrates the results of the computer assessment of the form alteration in WWER-1000 core baffle obtained via the solution to the coupled thermoelastoplastic task considering the strains of irradiation growth and creep. In the modeling of the contact conditions, the temperature redistribution is considered due to the incompliance of the coolant flow in the contact zone between the core baffle and in-vessel core barrel with the design conditions. The modern approaches to the modeling of strains of the irradiation growth and irradiation creep in austenite steels are used in the space-limited environment under neutron exposure and elevated temperature. The finite element analysis involves the mixed scheme of the finite element method, which allows determination of the stress-strain state with high accuracy. The calculations are performed in the two-dimensional statement for the cross-section of the core baffle with the maximum damaging dose and irradiation temperature under the condition of the generalized plane strain. The results of the calculations are presented for full-scale reactor operation and scheduled shutdown to recharge the fuel cluster at the end of core life. The data on the distribution and value of the gap between the core baffle and barrel, as well as the spacer grids of the edge fuel assemblies and reactor core baffle edges, have been obtained from the median values of the dose dependence on swelling at different temperatures in Kh18N10T austenite steel.

Keywords: reactor pressure vessel, baffle, in-vessel core barrel, core, fuel assemblies, stress-strain state, radiation-induced swelling, radiation swelling, creep, damaging dose, contact problem, finite element method.

Отримано 28.04.2020.