

УДК 539.4

РОЗВИТОК МЕТОДОЛОГІЇ РОЗРАХУНКУ НА ОПІР РУЙНУВАННЮ ЕЛЕМЕНТОВ ОБЛАДНАННЯ АЕС

В.В. Харченко¹

член-кор. НАН України,

О.Ю. Чирков¹

д-р. техн. наук,

С.В. Кобельський¹

канд. техн. наук,

В.І. Кравченко¹

канд. техн. наук

¹*Інститут проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Київ, Україна*

Розвинуто загальну методологію розрахункового аналізу на опір руйнуванню елементів обладнання петлі першого контуру реакторної установки ВВЕР, зокрема корпусів атомних реакторів та парогенераторів, при моделюванні експлуатаційних і аварійних режимів термосилового навантаження. Із використанням розроблених методів розрахунку і програмного забезпечення встановлено суттєвий вплив на розрахункову оцінку опору руйнуванню корпусу реактора ВВЕР-1000 таких чинників, як деформаційна історія термосилового навантаження, варіанти урахування залишкової технологічної спадковості, регулярність і щільність скінченно-елементної сітки в околі фронту постульованої тріщини. Показано, що при моделюванні термошоку поглиблені пружно-пластичні розрахунки на стадії розвантаження металу в околі фронту тріщини можуть дозволити обґрунтувати додаткові резерви міцності та ресурсу корпусу реактора, а неврахування історії пружно-пластичного деформування і залишкових напружень після термообробки призводить до неконсервативної оцінки опору руйнуванню вузла приварки колектора теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000 при моделюванні циклу експлуатаційного навантаження.

Ключові слова: опір руйнуванню, корпус реактора, парогенератор, метод скінченних елементів, пружно-пластичне деформування.

В теперішній час широкого поширення набула атомна енергетика. Її ефективність, надійність і безпека функціонування обумовлені застосуванням високих наукомістких технологій, що вимагають значного обсягу фундаментальних і прикладних досліджень. Для забезпечення безпечної експлуатації енергоблоків АЕС, обґрунтування продовження строків їх служби необхідна висококваліфікована науково-технічна підтримка. Велику увагу зокрема приділяють вирішенню завдань конструкційної міцності та оцінки ресурсу обладнання АЕС.

До основних напрямів досліджень з проблем забезпечення міцності і ресурсу елементів обладнання АЕС належать: критерії граничного стану і визначення деградації властивостей металу в процесі експлуатації, розрахунок кінетики напружено-деформованого стану (НДС), вплив залишкової технологічної напруженості і дефектності, сучасні підходи до оцінки

опору металу руйнуванню і впровадження їх у практику розрахунків, продовження термінів експлуатації.

Забезпечення цілісності корпусу реактора при всіх можливих режимах навантаження, враховуючи аварійні ситуації, є однією з основних умов безпечної експлуатації енергоблоків АЕС та продовження їх ресурсу. Корпус атомного реактора є найбільш відповідальним елементом реакторної установки і термін його безпечної експлуатації практично визначає термін експлуатації енергоблоку АЕС. Для режимів роботи реакторів, спричинених аварійними ситуаціями, за основний критерій міцності і цілісності корпусу приймають його здатність опиратися крихкому руйнуванню. Вирішення питань обґрунтування безпечної експлуатації, оцінки цілісності корпусу реактора та продовження його ресурсу суттєво залежить від достовірності результатів розрахункового моделювання кінетики НДС та визначення розрахункових параметрів механіки руйнування металу корпусу реактора. Зокрема, до найбільш важливих особливостей розрахункового аналізу на опір руйнуванню потрібно віднести коректне моделювання нелінійних ефектів поведінки металу – врахування залишкових технологічних напружень і деформацій, історії термосилового навантаження і пружно-пластичного деформування металу в околі фронту постульованої тріщини.

Застосування аналітичних методів до розв'язання нелінійних задач термомеханіки для тіл складної конструкційної форми, що перебувають у нестационарному і неоднорідному температурному полі, виявляється в більшості випадків неприйнятним, тому що з їх допомогою важко отримати достовірні результати. Тільки з використанням чисельних методів моделювання НДС вдається суттєво наблизити розрахункові схеми і умови навантаження, до реальних, що значно підвищує ступінь достовірності отриманих результатів.

В теперішній час найбільш поширеним чисельним методом розв'язання прикладних задач термомеханіки є метод скінченних елементів (МСЕ). При застосуванні МСЕ потрібно враховувати, що для достовірного, адекватного фізичним процесам моделювання, необхідно забезпечити точність і збіжність скінченно-елементного розв'язку задачі, що залежить також від регулярності та щільності використовуваної сітки скінченних елементів. При розв'язанні задачі у пружно-пластичній постановці для визначення стійких розрахункових значень локальних параметрів руйнування, особливо на стадії розвантаження металу, потрібно забезпечити досить дрібне скінченно-елементне розбиття в околі фронту тріщини. Досвід розв'язання практичних задач свідчить про те, що для моделювання аварійних режимів навантаження корпусу реактора у скінченно-

елементних розрахунках потрібно застосовувати величини кроку сітки в околі фронту тріщини на рівні десятків мікрон і менше.

Однією з важливих особливостей пружно-пластичного розв'язку, що виявляються при цьому, є наявність різкого зниження, так званої «спадної гілки», розрахункових значень коефіцієнта інтенсивності напружень (КІН) в кінці процесу його зміни від температури під час термошоку корпусу реактора. Дана обставина обумовлена виникненням локальної зони стискаючих напружень під час розвантаження металу перед фронтом тріщини. Перші такі результати пружно-пластичного аналізу було отримано в Інституті проблем міцності (ІПМіц) ім. Г.С.Писаренка НАН України. Розрахункові значення КІН визначали за методикою, що базується на концепції G -інтегралу «закриття тріщини», а також J -інтегралу Черепанова-Райса. Було встановлено, що використання в розрахункових моделях корпусу реактора з постульованою тріщиною недостатньо дрібного скінченно-елементного розбиття біля вершини тріщини не дозволяє виявити локальні зони розвантаження, що спотворює залежність КІН від температури, отриману на досить густих сітках, коли має місце збіжність чисельних результатів розрахунку. Необхідно зазначити, що наявність наприкінці режиму охолодження корпусу реактора такої спадаючої гілки – досить важливий фактор під час оцінки його ресурсу, оскільки дозволяє виявити додаткові резерви міцності для обґрунтування термінів продовження експлуатації.

Важливим фактором для розрахунку кінетики НДС та оцінки опору руйнуванню корпусу реактора є врахування історії навантаження, зокрема, технологічної спадковості. Поля залишкових напружень і деформацій у зоні стикових зварювальних з'єднань, антикорозійного наплавлення і основного металу корпусу реактора формуються і перерозподіляються в результаті виконання технологічних операцій зварювання, термічної обробки, нанесення захисного шару металу наплавленням на внутрішню поверхню корпусу, високого відпуску і гідравлічних випробувань на заводі-виробнику. В сучасній практиці розрахунків на опір руйнуванню корпусів реакторів застосовують різні підходи до оцінки та врахування залишкових напружень і деформацій у зонах наплавлення і зварювальних з'єднань корпусу. Результати розрахункового аналізу залежать від адекватного врахування полів залишкових напружень і деформацій, які можуть помітно впливати на розрахункову оцінку опору руйнуванню.

Розрахунковий аналіз процесів формування та перерозподілу напружень в конструкції з залученням уточнених розрахункових моделей набуває також особливої актуальності у зв'язку з періодичним виявленням тріщин у вузлах приварки колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М у зоні зварного шва № 111.

У більшості публікацій, присвячених розрахунковому обґрунтуванню міцності конструкцій АЕС, розрахунки НДС вузла приварки «гарячого» колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М виконано в лінійно-пружній постановці. Вперше в розрахунковій практиці результати аналізу тривимірного НДС вузла приварки були отримані в ІПМіц НАН України. Моделювання експлуатаційних режимів навантаження із застосуванням тривимірних моделей таких вузлів, що враховують вплив елементів приєднаного обладнання петлі першого контуру реакторної установки, а надалі з урахуванням історії пружно-пластичного деформування і нетривіального впливу технологічних операцій при виготовленні та ремонті, зокрема термообробці, дозволило виявити високий рівень розтягуючих напружень у вузлі в місці появи пошкоджень. Однак, кінетику формування і перерозподілу полів напружень у вузлі приварки гарячого колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М не вивчено в повній мірі, що визначає актуальність досліджень у цьому напрямку.

Отже, розрахунок елементів конструкцій АЕС на опір руйнуванню повинен передбачати розв'язання крайових задач неізотермічної термопластичності і задач механіки руйнування при моделюванні нестационарних режимів термосилового навантаження. Під час виконання розрахункового аналізу потрібно враховувати спільний вплив таких чинників, як історія термосилового навантаження, неоднорідність нагрівання та охолодження, пластичне деформування, процеси повзучості і релаксації, залишкові напруження і деформації, неоднорідність фізико-механічних властивостей металу і їх залежність від температури, зміна опору металу руйнуванню внаслідок експлуатаційних впливів і деградації початкових властивостей металу. Тому пружно-пластичне моделювання кінетики НДС та аналіз деформованих конструкцій АЕС на опір металу руйнуванню належать до числа найбільш складних задач математичної фізики, проблем механіки матеріалів і конструкцій.

Оскільки розв'язання нестационарних і нелінійних крайових задач термомеханіки і задач механіки руйнування досить складна чисельна процедура, практична реалізація якої може призводити до неприйнятних обчислювальних витрат, розрахунок на опір руйнуванню з урахуванням всіх перерахованих факторів для повного спектру розрахункових варіантів навантаження досліджуваних конструкцій АЕС не є можливим.

Більш того, відомі комерційні програмні засоби, в основу розрахункового аналізу яких покладено МСЕ, у ряді випадків виявляються недостатньо точними і ефективними у разі розв'язання таких складних специфічних прикладних задач механіки пружно-пластичного руйнування, тому що велика розмірність дискретної задачі і суттєва нелінійність властивостей

металу в околі фронту розрахункової тріщини можуть призвести до втрати стійкості або порушення збіжності обчислювальних процесів.

Через це необхідно розробити більш досконалий апарат проведення розрахункових досліджень, що передбачає нові підходи та алгоритми розв'язання крайових задач неізотермічної термопластичності і задач механіки руйнування, а також побудову адекватних розрахункових схем і моделей, застосування сучасних концепцій механіки руйнування для оцінки цілісності корпусних конструкцій АЕС, зокрема корпусів реакторів та парогенераторів.

За останні роки в ІПМіц НАН України удосконалено загальну методологію розрахунку на опір руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР і парогенераторів при моделюванні експлуатаційних та аварійних режимів навантаження. Сформульовано основні положення пружно-пластичного розрахунку кінетики НДС з урахуванням деформаційної історії термосилового навантаження, полів залишкових технологічних напружень і деформацій, а також реалізовано методику визначення параметрів руйнування в розрахункових точках фронту постульованих тріщин на основі енергетичних підходів обчислення параметрів руйнування в дискретних моделях МСЕ. Із застосуванням розроблених методів розрахунку і програмного забезпечення показано суттєвий вплив на розрахункову оцінку опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР-1000 таких факторів, як історія термосилового навантаження і пружно-пластичне деформування металу в околі фронту постульованої тріщини, регулярність і щільність скінченно-елементної сітки в околі фронту розрахункової тріщини, залишкова технологічна напруженість.

Показано, що уточнений пружно-пластичний розрахунок на стадії розвантаження металу перед фронтом тріщини при термошочі може дозволити обґрунтувати додаткові резерви міцності та ресурсу корпусу реактора, а неврахування історії навантаження і залишкової напруженості після термообробки призводить до неконсервативної оцінки опору руйнуванню вузла приварки колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М під час моделювання експлуатаційного циклу навантаження.

Далі розглянуто деякі характерні особливості пружно-пластичного аналізу кінетики НДС на прикладі розрахунків з визначення температурної залежності КІН для металу зварного шва №4 корпусу реактора ВВЕР-1000 та оцінки КІН для поверхневої тріщини, розташованої в найбільш проблемному місці конструкції вузла приварки «гарячого» колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М.

Аналіз впливу щільності скінченно-елементних сіток в околі вершини постульованої тріщини проведено для характерного режиму охолодження корпусу реактора ВВЕР-1000. На рис. 1 наведено результати пруж-

но-пластичних розрахунків у тривимірній постановці з вбудованою у скінченно-елементну модель розрахунковою тріщиною з урахуванням полів післязварювальних напружень і деформацій. Постулювали піднаплавну окружну напівеліптичну тріщину з відношенням півосей 0,3 і глибиною 15 мм, розташовану в металі зварного шва №4. За результатами розрахунків отримано температурну залежність КІН для найбільш глибокої точки фронту тріщини при варіюванні кроків сітки в околі її вершини. У площині, перпендикулярній фронту тріщини, використовували рівномірну сітку з рівною кількістю розбиття у двох напрямках, кількість розбиття вздовж фронту тріщини задавали так, щоб для найбільш глибокої точки фронту тріщини співвідношення кроків сітки у площині і вздовж фронту не перевищувало трьох. Для проведення розрахункового аналізу використовували чотири варіанти кроків сітки: 275 × 290, 55 × 70, 11 × 24 і 2 × 5 мкм.

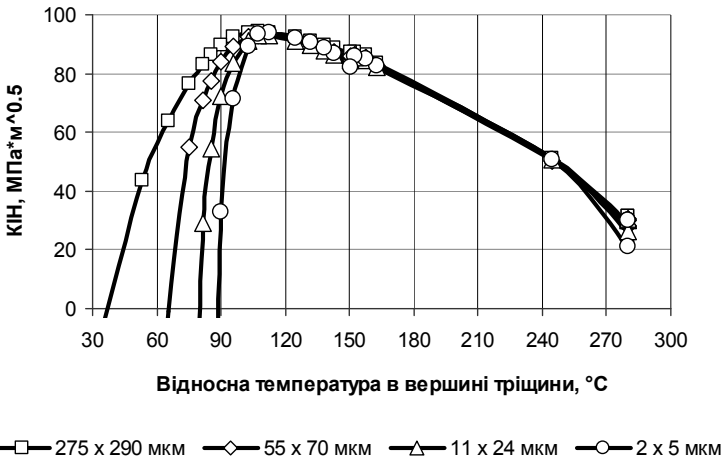


Рис. 1. Вплив щільності скінченно-елементного розбиття на розрахунок температурної залежності КІН для найбільш глибокої точки піднаплавної окружної напівеліптичної тріщини глибиною 15 мм

З наведених графіків випливає, що найбільша розбіжність у результатах пружно-пластичного розрахунку спостерігається на спадній гілці температурної залежності КІН, що пов'язано з величиною кроку сітки при моделюванні розвантаження металу перед вершиною фронту тріщини наприкінці режиму охолодження. Використання рідких сіток не дозволяє виявити локальну зону розвантаження, що створює температурну залежність КІН, отриману на досить густих сітках. Зазначена обставина є досить суттєвим фактором, оскільки більш точне врахування розванта-

ження металу перед фронтом тріщини дозволяє виявити додаткові резерви міцності корпусу реактора і, отже, його ресурсу. Однак, для цього потрібно обґрунтувати адекватність застосовуваних розрахункових моделей фізичним процесам деформування і руйнування матеріалу у вершині тріщини.

Ще одним важливим фактором, що впливає на описання температурної залежності КІН на ділянках зі спадною гілкою, є врахування історії пружно-пластичного деформування металу корпусу реактора при термошоці. Дійсно, згідно з наведеними вище результатами, при виконанні розрахунку з досить густою скінченно-елементною сіткою врахування деформаційної історії навантаження дозволяє виявити локальну зону розвантаження металу перед фронтом тріщини і отримати спадну гілку для температурної залежності КІН наприкінці режиму охолодження корпусу реактора. Якщо ж розрахунок проводити без врахування історії пружно-пластичного деформування, наприклад, у лінійно-пружній постановці або з використанням деформаційної теорії пластичності, то отримана залежність КІН від температури вже не містить ділянку різкого зниження значень КІН наприкінці режиму охолодження, причому відсутність спадної гілки має місце не тільки при використанні рідких, але і досить густих сіток скінченних елементів в околі фронту тріщини.

На рис. 2 представлено дані розрахунків щодо впливу врахування історії пружно-пластичного деформування металу на визначення температурної залежності КІН при аварійному охолодженні корпусу реактора. Розглядали три варіанти розв'язання задачі: 1) пружно-пластичний розрахунок з врахуванням деформаційної історії навантаження на основі рівнянь теорії текучості; 2) пружно-пластичний розрахунок з використанням рівнянь деформаційної теорії пластичності; 3) лінійно-пружний розрахунок без врахування деформаційного зміцнення металу.

При пружно-пластичному моделюванні процесу охолодження корпусу реактора розрахунок напружень і деформацій для поточного етапу навантаження проводили з врахуванням полів залишкових напружень і деформацій, отриманих для попереднього етапу навантаження. Розрахунок на основі деформаційної теорії пластичності і розрахунок у лінійно-пружній постановці проводили без врахування деформаційної історії навантаження, тобто, кожний етап процесу навантаження розраховували за умови, що корпус реактора вільний від початкових напружень і деформацій.

Розрахунки проводили в тривимірному представленні для піднаплавної окружної напівеліптичної тріщини з відношенням півосей 0,3 і глибиною 15 мм, розташованої в металі зварного шва № 4 корпусу реактора ВВЕР-1000, при моделюванні характерного режиму охолодження. Для врахування залишкових напружень і деформацій після наплавлення і зварю-

вання використовували процедуру stress-free-temperature і метод додаткового осьового навантаження 100 МПа. У площині, перпендикулярній фронту тріщини, використовували рівномірну сітку з величиною кроку 5,5 мкм в околі найбільш глибокої точки фронту тріщини, вздовж фронту тріщини величину кроку сітки поблизу цієї точки приймали рівним 21 мкм.

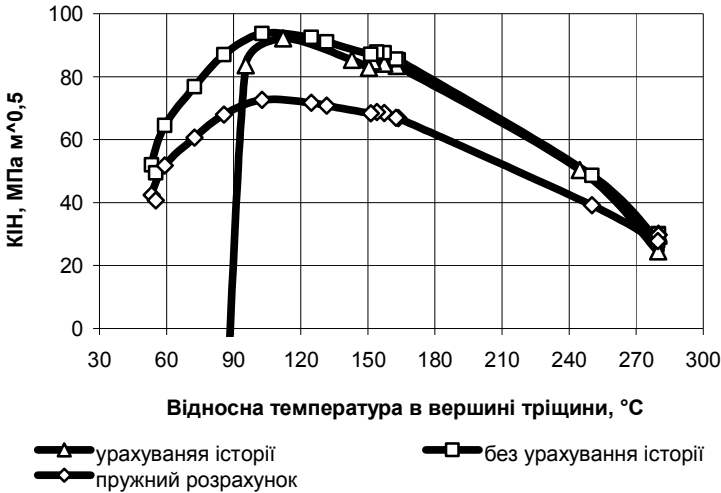


Рис. 2. Вплив історії навантаження на визначення температурної залежності КІН для найбільш глибокої точки піднаплавної окружної напівеліптичної тріщини глибиною 15 мм

Показані на рис. 3 графіки зміни КІН від температури, отримані на підставі проведених розрахунків, дозволяють зробити наступні основні висновки. Насамперед, за результатами пружного розрахунку отримано занижені значення КІН порівняно з пружно-пластичним моделюванням історії навантаження, тобто, використання підходів лінійної механіки руйнування призводить до неконсервативної оцінки опору руйнуванню металу корпусу реактора та завищеної оцінки допустимих навантажень. У разі пружно-пластичного розрахунку максимальні значення КІН приблизно на 26 ... 28% більші, ніж за пружного розрахунку. Крім того, застосування деформаційної теорії пластичності до аналізу опору руйнуванню корпусу реактора при термошоці, а також розрахунок у лінійно-пружній постановці не дозволяють виявити локальну зону розвантажування металу перед фронтом тріщини і, отже, отримати спадну гілку наприкінці режиму аварійного охолодження корпусу реактора навіть при використанні досить густих скінченно-елементних сіток в околі фронту тріщини.

Отже, наявність спадної гілки на кінцевій ділянці зміни залежності КІН від температури обумовлено впливом на результати розрахунку двох основних чинників: щільністю скінченно-елементного розбиття в околі фронту постульованої тріщини і врахуванням історії пружно-пластичного деформування металу за моделювання умов аварійного охолодження корпусу реактора.

Важливим фактором для розрахунку кінетики НДС та оцінки опору руйнуванню корпусу реактора є врахування технологічної спадковості. Розрахунковий аналіз проводили для п'яти варіантів врахування полів залишкових технологічних напружень, що застосовуються у світовій практиці: 1) процедура «stress-free-temperature»; 2) нагрівання до температури високого відпуску і охолодження до нормальної температури; 3) процедура «stress-free-temperature» з додатковим навантаженням, коли у зварювальних з'єднаннях виникають розтягувальні напруження 100 МПа; 4) нагрівання до температури високого відпуску, охолодження до нормальної температури з додатковими розтягуючими напруженнями 100 МПа; 5) пружно-пластичний розрахунок з урахуванням повного циклу формування та перерозподілу полів залишкових напружень і деформацій.

Результати пружно-пластичних розрахунків отримано для піднаплавної кільцевої тріщини глибиною 15 мм, розташованої в металі зварного шва № 4 корпусу реактора ВВЕР-1000 при моделюванні характерного режиму аварійного охолодження. Величина кроку рівномірної сітки в околі вершини тріщини дорівнювала 0,1 мкм.

Згідно з отриманими результатами розрахунку врахування залишкових напружень за варіантами 1) і 2) призводить до розбіжності результатів обчислення КІН менше 1%. Однак, отримані таким чином значення КІН суттєво неконсервативні порівняно з одержаними за іншими варіантами врахування залишкових напружень, оскільки, по суті, враховано тільки залишкові напруження, що виникають після нанесення антикорозійного наплавлення на внутрішню поверхню корпусу реактора, і не враховано залишкові напруження у зварних швах.

Одним з можливих способів врахування залишкових напружень після зварювання є метод додаткового навантаження, при використанні якого в циліндричних обичайках корпусу реактора виникають додаткові осьові розтягуючі напруження 100 МПа. Ця величина пов'язана з рівнем залишкових напружень після зварювання за певного поєднання технологічних параметрів.

Розрахунки з використанням методу додаткового навантаження призводять до більш високих значень КІН при термошоці. При цьому результати розрахунків КІН для 3) і 4) варіантів помітно відрізняються тільки на

початковому етапі охолодження і практично збігаються на ділянках з максимальними значеннями КІН.

Пружно-пластичний розрахунок з урахуванням повного циклу формування та перерозподілу полів залишкових напружень при моделюванні технологічних операцій зварювання та нанесення антикорозійного наплавлення призводить до менш консервативних оцінок допустимої критичної температури крихкості порівняно з варіантами 3) і 4), в яких враховано додаткове навантаження. У той же час, ці оцінки є більш консервативними порівняно з оцінками за варіантами розрахунку 1) і 2), в яких не враховують залишкові напруження в зоні зварного шва.

Для оцінки впливу врахування історії термосилового навантаження на опір руйнуванню вузла приварки «гарячого» колектора до корпусу парогенератора ПГВ-1000М моделювали наступний експлуатаційний цикл навантаження: гідравлічні випробування (ГВ), повне розвантаження після ГВ, нормальні умови експлуатації (НУЕ). За початковий стан приймали поля залишкових напружень і деформацій, отриманих внаслідок розрахункового моделювання операцій зварювання і термообробки. Розрахунок НДС проводили у пружно-пластичній постановці з урахуванням і без урахування історії термосилового навантаження. Розрахунок без урахування історії навантаження здійснювали для режиму НУЕ шляхом одnorазового навантаження парогенератора при вільному від напружень початковому стані.

Для виконання розрахунків створено тривимірну скінченно-елементну модель петлі першого контуру, що містить парогенератор, головний циркуляційний трубопровід і корпус реактора. Постулювали поверхневу окружну напівеліптичну тріщину глибиною 18 мм і відношенням напівосей 1/3, що розташована в зоні максимальної напруженості галтелі вузла приварки. Розв'язок задачі отримано із застосуванням процедури фрагментації. Розподіли розрахункових значень КІН вздовж фронту поверхневої колової тріщини показано рис. 3.

Відповідно до отриманих результатів, історія навантаження та залишкова технологічна спадковість суттєво впливають на визначення розрахункових розподілів КІН вздовж фронту постульованої тріщини. Аналіз результатів розрахунків свідчить, що неврахування історії навантаження і залишкової напруженості після термообробки призводить до зниження розрахункових значень КІН (до 34%) для режиму НУЕ і, отже, до неконсервативної оцінки опору руйнуванню вузла приварки при моделюванні експлуатаційного циклу навантаження.

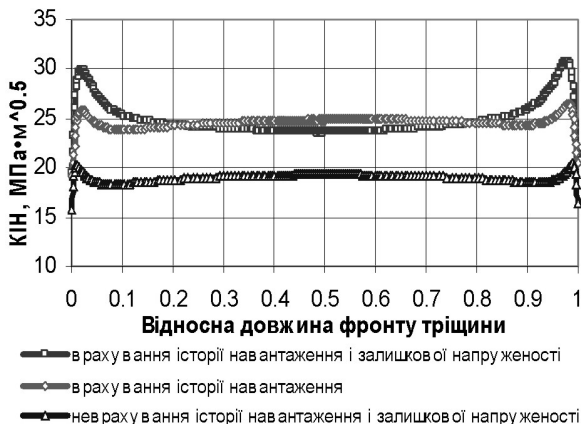


Рис. 3. Вплив історії навантаження на визначення КІН вздовж фронту для поверхневої колової тріщини у вузлі приварки для режиму нормальних умов експлуатації

Результати прикладних досліджень із застосуванням розроблених методів розрахунку відображені в публікаціях [1-16]. Для оцінки міцності і ресурсу корпусів реакторів ВВЕР у процесі експлуатації розроблено галузевий нормативний документ [17]. Створений спеціалізований програмний комплекс SPACE-RELAX пройшов всебічне тестування і дозволений до застосування в атомній галузі України відповідним розпорядженням експлуатувальної організації – НАЕК «Енергоатом».

Проведені дослідження показали ефективність запропонованих підходів і можливість застосування розроблених методів розрахунку і програмного забезпечення для розв'язання широкого спектру наукових і прикладних задач щодо обґрунтування міцності елементів обладнання АЕС. Розроблені методи розрахункового аналізу були використані під час виконання великих регіональних міжнародних проектів ТАРЕГ з оцінки радіаційного окрихчення та цілісності корпусів реакторів АЕС з ВВЕР, отримувачем результатів (беніфіціаром) яких був НАЕК «Енергоатом» України; міжнародних договорів між ІПМіц НАН України та головним конструктором реакторних установок АЕС з ВВЕР - ДКБ «Гидропресс» з аналізу НДС вузлів приварки колекторів до корпусу парогенератора ПГВ-1000 у процесі експлуатації з урахуванням залишкової технологічної спадковості після термообробки; державної експертизи результатів робіт з розрахункового обґрунтування міцності і опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР-1000 згідно договорів з ДНТЦ ЯРБ Державної інспекції ядерного регулювання України, за результатами яких приймалося рішен-

ня про продовження термінів експлуатації енергоблоку №1 Хмельницької, енергоблоку №1 Південно-Української, енергоблоків №1 і №2 Запорізької та енергоблоку №3 Рівненської АЕС.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Харченко В.В., Пиминов В.А., Чирков А.Ю. и др. Упругопластический расчёт на сопротивление разрушению элементов оборудования 1-го контура АЭС // Пробл. прочности. – 2013. – № 4 – С. 14 – 26.
2. Харченко В.В., Чирков А.Ю. Современные подходы к оценке сопротивления разрушению элементов ответственного оборудования АЭС с ВВЭР // Физико-технические проблемы современного материаловедения.– в 2-х т. – К.: Академперіодика. – 2013. – т. 1. – С. 425 – 439.
3. Чирков А.Ю., Харченко В.В., Кобельский С.В. и др. Напряжённое состояние узла приварки коллектора теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000М при воздействии эксплуатационных нагрузок с учётом остаточных технологических напряжений // Пробл. прочности. – 2013. – № 4 – С. 98 – 106.
4. Харченко В.В., Чирков А.Ю., Кобельский С.В. и др. Развитие методики упругопластического расчёта на сопротивление разрушению элементов конструкций АЭС // Проблеми ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. – Київ: Ін-т електроварювання ім. Є.О.Патона НАН України. – 2012. – С. 205 – 210.
5. Харченко В.В., Чирков А.Ю., Кобельский С.В. и др. Особенности расчетной оценки сопротивления хрупкому разрушению корпусов атомных реакторов при термошоке // Прочность материалов и элементов конструкций . – Киев: Ин-т проблем прочности им. Г.С.Писаренко НАН Украины, 2011. – С. 436 – 447.
6. Харченко В.В., Чирков А.Ю., Кобельский С.В. и др. Влияние истории термомеханического нагружения на напряжённость корпусов реакторов ВВЭР АЭС при термошоке // Пробл. прочности. – 2010. – № 1 – С. 27 – 36.
7. Харченко В.В., Степанов Г.В., Чирков А.Ю. и др. Исследование напряжённости корпусов реакторов и парогенераторов АЭС с учётом дефектности и истории термомеханического нагружения // Проблеми ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. – Київ: Ін-т електроварювання ім. Є.О.Патона НАН України. – 2009. – С. 177 – 180.
8. Харченко В.В., Степанов Г.В., Кравченко В.И. и др. Перераспределение напряжений в узле соединения коллектора с патрубком парогенератора ПГВ-1000 при его нагружении после термообработки // Пробл. прочности. – 2009. – № 3. – С. 25 – 31.
9. Харченко В.В., Кобельский С.В., Кравченко В.И. и др. Определение коэффициента интенсивности напряжений для поверхностных полуэллиптических трещин в корпусе реактора ВВЭР-1000 по результатам решения краевых задач термоупругости на основе смешанной схемы МКЭ // Пробл. прочности. – 2007. – № 2. – С. 45 – 51.
10. Степанов Г.В., Харченко В.В., Бабуцкий А.И. и др. Напряженно-деформированное состояние узла приварки коллектора к патрубку корпуса парогенератора при локальной термообработке // Пробл. прочности. – 2006. – № 6. – С. 43 – 50.
11. Харченко В.В., Кобельский С.В., Кравченко В.И. и др. Определение коэффициентов интенсивности напряжений в корпусе реактора ВВЭР-1000 с полуэллиптической трещиной при термошоке с использованием численных и инженерных методов расчёта // Проблеми ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. – Київ: Ін-т електроварювання ім. Є.О.Патона НАН України. – 2006. – С. 177 – 180.

12. Харченко В.В., Степанов Г.В., Романов С.В. и др. Некоторые актуальные вопросы оценки прочности и ресурса элементов ответственного оборудования АЭС при термосиловом нагружении // Пробл. прочности. – 2004. – № 1. – С. 140 – 146.
13. Степанов Г.В., Харченко В.В., Бабуцкий А.И. и др. Оценка напряженно-деформированного состояния узла сварного соединения «горячего» коллектора с патрубком парогенератора ПГВ-1000 АЭС // Пробл. прочности. – 2003. – № 5. – С. 142 – 153.
14. Харченко В.В. Моделирование процессов высокоскоростного деформирования материалов с учётом вязкопластических эффектов. – Киев: ЛОГОС, 1999. – 280 с.
15. Степанов Г.В., Харченко В.В. Остаточное напряженно-деформированное состояние узла коллектора парогенератора при запрессовке теплообменных трубок // Пробл. прочности. – 1998. – №2. – С. 66 – 86.
16. Степанов Г.В., Харченко В.В., Шатько А.А. и др. Влияние на остаточную напряженность условий запрессовки теплообменных трубок в коллектор парогенератора // Проблемы материаловедения при изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС. – Тр. Третьей межд. конф., Санкт-Петербург, 1994. – С. 593 – 604.
17. МТ-Д.0.03.391-06. Методика оценки прочности и ресурса корпусов реакторов ВВЭР в процессе эксплуатации / Харченко В.В., Степанов Г.В. и др. – Киев, 2009. – 50 с.

REFERENCES

1. Kharchenko V.V., Piminov V.A., Chirkov A.Y. i dr. Uprugoplasticheskiy raschyot na soprotivlenie razrusheniyu elementov oborudovaniya 1-go kontura AES (Elastoplastic fracture resistance analysis of NPP primary circuit equipment elements) // Probl. prochnosti. – 2013. – № 4 – С. 14 – 26.
2. Kharchenko V.V., Chirkov A.Y. Sovremennyye podhody k otsenke soprotivleniya razrusheniyu elementov otvetstvennogo oborudovaniya AES s VVER (Modern approaches to the assessment of fracture strength of heavy-duty equipment elements of NPP with WWER) // Fiziko-tehnicheskie problemyi sovremennogo materialovedeniya.– v 2-h t. – K.: Akadempriodika. – 2013. – t. 1. – С. 425 – 439.
3. Chirkov A.Y., Kharchenko V.V., Kobel'skii S.V. i dr. Napryazhyonnoe sostoyanie uzla privarki kolektora teplonositelya k korpusu parogeneratora PGV-1000M pri vozdeystvii ekspluatatsionnykh nagruzok s uchyotom ostatochnykh tehnologicheskikh napryazheniy (Stress-strain state of the coolant collector-to-nozzle welded joint in the PGV-1000M steam generator under the operating loads with consideration of residual manufacturing stresses) // Probl. prochnosti. – 2013. – № 4 – С. 98 – 106.
4. Kharchenko V.V., Chirkov A.Y., Kobel'skii S.V. i dr. Razvitie metodiki uprugoplasticheskogo rascheta na soprotivlenie razrusheniyu elementov konstruktсий AES (Development of the procedure of elastoplastic calculation on the fracture strength of NPP structural elements) // Problemi resursu i bezpeki ekspluatatsiyi konstruktсий, sporud ta mashin. – Kiyiv: In-t elektrozvaryuvannya im. E.O.Patona NAN Ukrainy. – 2012. – S. 205 – 210.
5. Kharchenko V.V., Chirkov A.Y., Kobel'skii S.V. i dr. Osobennosti raschetnoy otsenki soprotivleniya hrupkomu razrusheniyu korpusov atomnykh reaktorov pri termoshoke (Features of calculated assessment of brittle fracture resistance of nuclear reactor pressure vessels under thermal shock) // Prochnost materialov i elementov konstruktсий. – Kiev: In-t problem prochnosti im. G.S.Pisarenko NAN Ukrainy, 2011. – S. 436 – 447.
6. Kharchenko V.V., Chirkov A.Y., Kobel'skii S.V. i dr. Vliyaniye istorii termomechanicheskogo nagruzheniya na napryazhyonnost korpusov reaktorov VVER AES pri termoshoke (Influence of history of thermomechanical loading on the stress level in NPP WWER RPVs under thermal shock) // Probl. prochnosti. – 2010. – № 1 – С. 27 – 36.
7. Kharchenko V.V., Stepanov G.V., Chirkov A.Y. i dr. Issledovaniye napryazhyonnosti korpusov reaktorov i parogeneratorov AES s uchyotom defektnosti i istorii termomechanicheskogo

- nagruzheniya (Investigation of stress level of NPP RPV and steam generators with consideration of presence of defects and history of thermomechanical loading) // Problemi resursu i bezpeki ekspluatatsiyi konstruksiy, sporud ta mashin. – Kiyiv: In-t elektrozvaryuvannya im. E.O.Patona NAN Ukraini. – 2009. – S. 177 – 180.
8. *Kharchenko V.V., Stepanov G.V., Kravchenko V.I. i dr.* Pereraspredelenie napryazheniy v uzle soedineniya kollektora s patrubkom parogeneratora PGV-1000 pri ego nagruzhenii posle termooobrabotki (Redistribution of stresses in the header-PGV-1000 steam generator connector weldment under loading after thermal treatment) // Probl. prochnosti. – 2009. – № 3. – S. 25 – 31.
 9. *Kharchenko V.V., Kobel'skii S.V., Kravchenko V.I. i dr.* Opredelenie koeffitsienta intensivnosti napryazheniy dlya poverhnostnykh poluellipticheskikh treschin v korpuse reaktora VVER-1000 po rezul'tatam resheniya kraevykh zadach termouprugosti na osnove smeshannoy shemy MKE (Determination of stress intensity factors for semielliptical surface cracks in the WWER-1000 reactor pressure vessel from the results of solving thermoelasticity boundary value problems based on the mixed mesh-projection scheme of the finite element method) // Probl. prochnosti. – 2007. – № 2. – S. 45 – 51.
 10. *Stepanov G.V., Kharchenko V.V., Babutsky A.I. i dr.* Napryazhenno-deformirovannoe sostoyanie uzla privarki kollektora k patrubku korpusa parogeneratora pri lokalnoy termooobrabotke (Stress-strain state of the header-steam generator connector weldment induced by local thermal treatment) // Probl. prochnosti. – 2006. – № 6. – S. 43 – 50.
 11. *Kharchenko V.V., Kobel'skii S.V., Kravchenko V.I. i dr.* Opredelenie koeffitsientov intensivnosti napryazheniy v korpuse reaktora VVER-1000 s poluellipticheskoy treschinoy pri termoshoke s ispolzovaniem chislennykh i inzhernykh metodov raschyota (Determination of stress-intensity factors in WWER-1000 RPV with a semielliptic crack under thermal shock using numerical and engineering calculation procedures) // Problemi resursu i bezpeki ekspluatatsiyi konstruksiy, sporud ta mashin. – Kiyiv: In-t elektrozvaryuvannya im. E.O.Patona NAN Ukraini. – 2006. – S. 177 – 180.
 12. *Kharchenko V.V., Stepanov G.V., Romanovs S.V. i dr.* Nekotorye aktualnyie voprosy otsenki prochnosti i resursa elementov otvetstvennogo oborudovaniya AES pri termosilovom nagruzhenii (Some topical issues of strength and life assessment for elements of heavy-duty NPP equipment under thermomechanical loading) // Probl. prochnosti. – 2004. – № 1. – S. 140 – 146.
 13. *Stepanov G.V., Kharchenko V.V., Babutsky A.I. i dr.* Otsenka napryazhenno-deformirovannogo sostoyaniya uzla svarnogo soedineniya «goryachego» kollektora s patrubkom parogeneratora PGV-1000 AES (Stress-strain state evaluation of a welded joint of hot collector to nozzle of NPP steam generator PGV-1000) // Probl. prochnosti. – 2003. – № 5. – S. 142 – 153.
 14. *Kharchenko V.V.* Modelirovanie protsessov vyisokoskorostnogo deformirovaniya materialov s uchyotom vyazkoplasticheskikh effektov (Simulation of high-speed deformation of materials with consideration of viscoplastic effects). – Kiev: LOGOS, 1999. – 280 s.
 15. *Stepanov G.V., Kharchenko V.V.* Ostatechnoe napryazhenno-deformirovannoe sostoyanie uzla kollektora parogeneratora pri zapressovke teploobmennyykh trubok (Residual stress-strain state of the collector assembly of a steam generator in the process of press-fitting of heat-exchange pipes) // Probl. prochnosti. – 1998. – №2. – C. 66 – 86.
 16. *Stepanov G.V., Harchenko V.V., Shatko A.A. i dr.* Vliyanie na ostatechnuyu napryazhennost usloviy zapressovki teploobmennyykh trubok v kollektor parogeneratora (Influence of residual stress-strain state of conditions of press-fitting of heat-exchange pipes in steam generator collector) // Problemy materialovedeniya pri izgotovlenii i ekspluatatsii oborudovaniya AES. – Tr. Tretey mezhd. konf., Sankt-Peterburg, 1994. – C. 593 – 604.
 17. MT-D.0.03.391-06. Metodika otsenki prochnosti i resursa korpusov reaktorov VVER v protsesse ekspluatatsii (Procedure for Strength and Lifetime Assessment for WWER Reactor Pressure Vessels in Operation) / Harchenko V.V., Stepanov G.V. i dr. – Kiev, 2009. – 50 s.

УДК 539.4

Харченко В.В., Чирков О.Ю., Кобельський С.В., Кравченко В.І. **Розвиток методології розрахунку на опір руйнуванню елементів обладнання АЕС** // Опір матеріалів і теорія споруд. – 2015. – Вип. 94. – С. 59–74.

Розвинуто загальну методологію розрахункового аналізу на опір руйнуванню елементів обладнання петлі першого контуру реакторної установки ВВЕР, зокрема корпусів атомних реакторів та парогенераторів, у разі моделювання експлуатаційних і аварійних режимів термосилового навантаження.

Ключові слова: опір руйнуванню, корпус реактора, парогенератор, метод скінченних елементів, пружно-пластичне деформування.

Лл. 3. Бібліогр. 17 назв.

Харченко В.В., Чирков А.Ю., Кобельський С.В., Кравченко В.І. **Развитие методологии расчёта на сопротивление разрушению элементов оборудования АЭС** // Сопротивление материалов и теория сооружений. – 2015. – Вып. 94. – С. 59–74.

Развита общая методология расчетного анализа на сопротивление разрушению элементов оборудования петли первого контура реакторной установки ВВЭР, в частности корпусов атомных реакторов и парогенераторов, при моделировании эксплуатационных и аварийных режимов термосилового нагружения.

Ключевые слова: сопротивление разрушению, корпус реактора, парогенератор, метод конечных элементов, упруго-пластическое деформирование.

Kharchenko V.V., Chirkov A.Y., Kobel'skii S.V., Kravchenko V.I. **Development of methodology for calculation of fracture resistance elements of NPP equipment** // Strength of materials and the theory of structures. – 2015. – Issue. 94. – P. 59–74.

Developed a common methodology for the analysis of the design elements of the fracture resistance of the equipment of the first circuit loop VVER reactor installation, in particular buildings of nuclear reactors and steam generators, in the simulation of operating and emergency modes thermal and power loading.

Keywords: fracture resistance, reactor, steam generator, finite element method, elastic-plastic deformation.

Харченко В.В.: член-кор. НАН України, директор Інституту проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Київ, Україна

ХАРЧЕНКО Валерій Володимирович

Адреса робоча: 01014 Україна, м. Київ, вул. Тимірязєвська 2, Інститут проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Харченку Валерію Володимировичу

Адреса домашня:

Роб. тел.: +38 (044) 285- 16- 87, +38 (044) 285- 92- 25

мобільний тел.: +38 (050) 469-55-13

дом. тел.:

E-mail: khar@ipp.kiev.ua

Чирков О.Ю.: д-р. техн. наук, ст. наук. співр., провідн. наук. співр.

ЧИРКОВ Олександр Юрійович

Адреса робоча: 01014 Україна, м. Київ, вул. Тимірязєвська 2, Інститут проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Чиркову Олександру Юрійовичу

Адреса домашня:

Роб. тел.: +38 (044) 286- 48- 57

мобільний тел.: +38 (093) 718-17-39

дом. тел.:

E-mail:

Кобельський С.В., канд. техн. наук, ст. наук. співр., ст. наук. співр.

КОБЕЛЬСКИЙ Сергій Володимирович

Адреса робоча: 01014 Україна, м. Київ, вул. Тимірязєвська 2, Інститут проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Кобельському Сергію Володимировичу

Адреса домашня:

Роб. тел.: +38 (044) 286- 48- 57

мобільний тел.: +38 (066) 746-36-04

дом. тел.:

E-mail: harry-ksv@ukr.net

Кравченко В.І., канд. техн. наук, ст. наук. співр., ст. наук. співр.

КРАВЧЕНКО Віктор Іванович

Адреса робоча: 01014 Україна, м. Київ, вул. Тимірязєвська 2, Інститут проблем міцності ім. Г.С.Писаренка НАН України, Кравченку Віктору Івановичу

Адреса домашня:

Роб. тел.: +38 (044) 286- 48- 57

мобільний тел.: +38 (066) 967-29-60

дом. тел.:

E-mail: kvi@ipp.kiev.ua