

# Вдосконалення методології розрахунку на опір руйнуванню елементів обладнання першого контуру АЕС

- Харченко В. В.  
*Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна*
- Чирков О. Ю.  
*Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна*  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1916-0277>
- Кобельський С. В.  
*Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна*
- Кравченко В. І.  
*Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна*  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1641-2336>

Вдосконалено методологію розрахунку на опір руйнуванню елементів обладнання першого контуру реакторної установки ВВЕР, зокрема корпусів реакторів та парогенераторів, за умов 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 навантаження, залишкова технологічна спадковість, історія навантаження при аналізі температурної залежності коефіцієнту інтенсивності напружень для постульованої тріщини, регулярність і щільність скінченно-елементної сітки в околі фронту тріщини.

Запропоновано методу щодо обґрунтування місця розташування і орієнтації постульованої тріщини для отримання найбільш консервативної оцінки опору руйнуванню зони вхідних патрубків корпусу реактора. Показано, що при моделюванні термошоку пружно-пластичні розрахунки можуть уточнити оцінки міцності та ресурсу корпусу реактора.

Встановлено, що неврахування історії пружно-пластичного деформування, залишкових технологічних напружень після термообробки і дефектів корозійного походження призводить до неконсервативної оцінки опору руйнуванню вузла приварки колектора теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М за умов експлуатаційного та аварійного навантаження.

Розвинена методика розрахунку і модернізовано програмне забезпечення для оцінки напружено-деформованого стану елементів внутрішньокорпусних пристроїв з урахуванням сучасних підходів моделювання деформацій радіаційного розпухання і залежності механічних властивостей металу від дози і температури опромінення.

**К л ю ч о в і с л о в а:** корпус реактора, парогенератор, вигорodka, пружно-пластичне деформування, радіаційне розпухання, опір руйнуванню, коефіцієнт інтенсивності напружень, метод скінченних елементів.

© Харченко В. В., Чирков О. Ю., Кобельський С. В., Кравченко В. І., 2019

**А** томна енергетика є стратегічною галуззю України, а її ефективність, надійність і безпека функціонування обумовлені застосуванням високих наукомістких технологій, що вимагає значного обсягу фундаментальних і прикладних досліджень. Для забезпечення ядерної та радіаційної безпеки енергоблоків АЕС у проектний термін та при довгостроковій експлуатації вагоме місце займає висококваліфікована

науково-технічна підтримка. Значна увага при цьому приділяється вирішенню завдань конструкційної міцності та оцінки ресурсу обладнання АЕС.

До основних напрямів досліджень із забезпечення міцності, конструкційної надійності та довговічності обладнання і трубопроводів першого контуру АЕС належать: критерії граничного стану і визначення деградації властивостей металу в процесі експлуатації,

вдосконалення розрахунку кінетики напружено-деформованого стану (НДС), вплив залишкової технологічної спадковості, сучасні підходи моделювання розрахункових дефектів, впровадження у практику розрахунків новітніх концепцій і методів оцінки опору руйнуванню, обґрунтування довгострокової експлуатації.

Корпус реактора є одним із головних елементів реакторної установки, який не може бути замінений і термін його безпечної експлуатації практично визначає термін експлуатації енергоблоку АЕС в цілому. Тому забезпечення його цілісності при всіх проектних режимах навантаження, враховуючи аварійні режими, є однією з основних умов безпечної експлуатації енергоблоку АЕС та продовження їх ресурсу. Для аварійних режимів за один з основних критеріїв міцності і цілісності корпусу приймають його здатність чинити опір крихкому руйнуванню.

Вирішення задачі 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 — урахування 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 відтворити реальні умови термосилового навантаження і, відповідно, 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 скінчено-елементного розв'язку задачі, який залежить 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 скінчено-елементне розбиття в околі фронту тріщини. Досвід розв'язання практичних задач свідчить про те, що для моделювання аварійних режимів навантаження корпусу реактора у скінчено-елементних розрахунках потрібно застосовувати величини кроку сітки в околі фронту тріщини на рівні десятків мікрон і менше [1–4].

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 при розвантаженні металу перед фронтом тріщини. Перші такі результати пружно-пластичного аналізу були отримані в Інституті проблем міцності (ІПМіц) імені Г.С.Писаренка НАН України [4]. Встановлено, що використання в розрахункових моделях корпусу реактора з постульованою тріщиною недостатньо дрібного скінчено-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 який дозволяє більш коректно оцінити його ресурс під час обґрунтування безпеки довгострокової експлуатації.

Важливим фактором для розрахунку кінетики НДС та оцінки опору руйнуванню корпусу реактора є урахування 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 внаслідок 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 урахування залишкових напружень і деформацій у зонах наплавлення і зварювальних з'єднань корпусу. Результати розрахункового аналізу залежать від адекватного урахування полів залишкових напружень і деформацій, які можуть помітно впливати на розрахункову оцінку опору руйнуванню [5–8].

Розрахунковий аналіз процесів формування та перерозподілу напружень з залученням уточнених розрахункових моделей набуває також особливої актуальності у зв'язку з відомою проблематикою щодо міцності зони зварного шва № 111 вузлів приварки колекторів теплоносія першого контуру до корпусу парогенератора ПГВ-1000М, яка є загальною для енергоблоків АЕС України та Росії. Зародження пошкоджень внутрішньої поверхні патрубків вузла приварки в області галтельного переходу і кореня кільцевого зварного шва № 111 зафіксовано контролем стану металу даного вузла на енергоблоках АЕС з реактором ВВЕР-1000 і обумовлено переважно впливом корозійного середовища і високим рівнем розтягвальних експлуатаційних напружень.

Використання Норм міцності ПНАЕ Г-7-002-86 [9], що регламентують розрахунки на міцність обладнання енергетичних установок, є недостатнім для обґрунтування безпечної експлуатації парогенераторів, що призводить до необхідності виконання додаткового уточненого розрахунку НДС і опору руйнуванню вузлів приварки для отримання адекватних результатів розрахункової оцінки конструкційної міцності.

Відзначимо, що в більшості публікацій провідних організацій України та Росії, що займаються проектуванням і розрахунковим обґрунтуванням міцності обладнання АЕС, розрахунки НДС вузлів приварки представлені в лінійно-пружній постановці.

Вперше в розрахунковій практиці результати аналізу тривимірного НДС вузла приварки були отримані в ІІМіц НАН України [10]. 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 вплив процесів формування та перерозподілу полів напружень, а також поверхневих дефектів корозійного походження на опір руйнуванню вузлів приварки колекторів теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М не вивчені в повній мірі, що визначає актуальність досліджень у цьому напрямку.

Розвиток методів розрахунку щодо оцінки міцності структурно-нестабільних матеріалів, що знаходяться під впливом опромінення, обумовлений урахуванням деформацій радіаційного розпухання металу при обґрунтуванні міцності і прогнозуванні ресурсу внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) реакторів ВВЕР-1000, що виготовляються з аустенітних хромонікелевих сталей і піддаються в процесі експлуатації інтенсивному нейтронному опроміненню. При високих пошкоджуючих дозах і температурах опромінення аустенітні сталі зазнають радіаційного розпухання, що може призводити до значної деградації металу, а також формозміни такого важливого елемента ВКП, як вигородка. Розрахункове обґрунтування міцності і працездатності елементів ВКП обумовлено застосуванням адекватних математичних моделей деформування, що враховують радіаційне розпухання металу від пошкоджуючої дози, температури опромінення, а також вплив напруженого стану, пластичних деформацій та радіаційної повзучості. Прогнозування радіаційного розпухання металу вигородки важливо з точки зору обґрунтування можливості вилучення тепловиділяючих збірок з активної зони реактора, а також контролю величини зазору між вигородкою і шахтою в процесі експлуатації. Повне змикання вигородки з шахтою при подальшому розпуханні вигородки може

привести до перерозподілу витрат теплоносія першого контуру в реакторі і, як наслідок, зміни температурного режиму роботи реактора. В даний час ро-зрахункова оцінка формозміни вигородки в процесі експлуатації є актуальним завданням для обґрунтування функціонування реактора в період довгострокової експлуатації енергоблока.

Отже, розрахунок елементів конструкцій АЕС на опір руйнуванню повинен передбачати розв'язання нелінійних крайових задач неізо-термічної термопластичності і задач механіки руйнування при моделюванні нестационарних режимів термосилового навантаження. При виконанні 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 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 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. Крім того, слід зазначити, що відомі комерційні програмні засоби, в основу розрахункового аналізу яких покладено МСЕ, у ряді випадків виявляються недостатньо точними і ефективними при розв'язанні таких складних специфічних прикладних задач механіки пружно-пластичного руйнування, оскільки 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 існує необхідність в розробці більш досконалого апарату проведення розрахункових досліджень, що передбачає нові підходи та алгоритми розв'язання крайових задач неізо-термічної термопластичності і задач механіки руйнування, а також побудову адекватних розрахункових схем і моделей, застосування сучасних концепцій механіки руйнування для оцінки цілісності і міцності корпусних конструкцій АЕС, зокрема корпусів реакторів та парогенераторів.

За останні роки фахівцями ІПМіц НАН України вдосконалено загальну методику розрахунку на опір руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР і парогенераторів при моделюванні експлуатаційних та аварійних режимів навантаження [5–8]. Сформульовано основні положення пружно-пластичного розрахунку кінетики НДС з урахуванням деформаційної історії термосилового навантаження, полів залишкових технологічних напружень і деформацій, а також методику визначення параметрів руйнування на основі енергетичних підходів в дискретних моделях МСЕ. В основу скінчено-елементного аналізу покладено змішану схему методу скінчених елементів, що забезпечує безперервну апроксимацію, як для переміщень, так і для напружень і деформацій, що дозволяє визначити параметри механіки руйнування з високим ступенем точності [1].

На основі розроблених методів розвине-на загальна методика розрахунку кінетики НДС та опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР при моделюванні аварійних режимів, що ґрунтується на положеннях сучасних нормативних документів [5–8]. Із застосуванням розроблених методів розрахунку і програмного забезпечення встановлено 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, залишкова технологічна напруженість, регулярність і щільність скінчено-елементної сітки в околі фронту розрахункової тріщини. Показано, що оцінка міцності корпусу реактора і продовження його ресурсу суттєво залежать від результатів пружно-пластичного моделювання кінетики НДС та адекватного урахування історії навантаження.

Результати скінченно-елементного аналізу опору руйнуванню корпусу реактора свідчать про доцільність урахування історії навантаження при визначенні температурної залежності КІН для постульованої тріщини. Показано, що при аналізі опору руйнуванню, температурну залежність КІН необхідно визначати за даними аналізу кінетики і характеру навантаження металу в локальній зоні перед фронтом тріщини при термошоці. Для побудови вказаної залежності запропоновано підхід спадаючої гілки, що дозволяє врахувати процеси активного навантаження і розвантаження металу перед фронтом тріщини [2]. Урахування історії навантаження при аналізі температурної залежності КІН з застосуванням запропонованого підходу дає можливість отримати консервативну оцінку максимально допустимої критичної температури крихкості в порівнянні з підходами дотичної точки і теплового опресування, які застосовуються в міжнародній і вітчизняній практиці проведення розрахунків на опір крихкому руйнуванню корпусів реакторів.

Сформульовано основні методичні положення і порядок проведення уточненого розрахунку НДС і опору руйнуванню зони вхідних патрубків корпусу реактора при термошоці [11]. Приведено результати пружно-пластичного аналізу опору руйнуванню зони вхідного патрубка з піднапальною тріщиною при моделюванні режиму аварійного охолодження активної зони реактора ВВЕР-1000. Обґрунтовано місце розташування і орієнтація постульованої тріщини для отримання найбільш консервативної оцінки опору руйнуванню патрубка. Розрахунки проводили з включенням постульованої тріщини в скінченно-елементну модель фрагмента зони вхідного патрубка з використанням процедури послідовного згущення сітки в області розташування тріщини. Для визначення допустимої критичної температури крихкості основного металу патрубка використовували підхід дотичної точки, теплового опресування і спадної гілки. Згідно з отриманими результатами пружно-пластичне деформування металу й історія навантаження впливають на розрахункову оцінку опору руйнуванню зони вхідного патрубка корпусу реактора. Показано, що традиційний лінійно-пружний розрахунок, що застосовується для оцінки

опору руйнуванню патрубка, не забезпечує достатнього ступеня консерватизму, що призводить до завищеної оцінки його міцності.

Розроблено методика уточненого розрахунку НДС та опору руйнуванню вузлів приварки колекторів теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М при спільному урахуванні наступних чинників: просторовий характер НДС; вплив елементів приєднаного обладнання реакторної установки; залишкові технологічні напруження і деформації після операцій зварювання та термообробки; пружно-пластичне деформування металу і історія навантаження; значна протяжність поверхневих дефектів; розрахункова схематизація дефектів з урахуванням поверхневих пошкоджень корозійного походження; сучасні підходи моделювання розрахункових дефектів. З використанням розробленої методики розрахунку отримані нові результати оцінки опору руйнуванню вузла приварки з поверхневими дефектами різної форми при моделюванні розрахункового циклу експлуатаційного навантаження і режимів аварійної ситуації.

Згідно з отриманими результатами деформаційна історія навантаження, залишкова технологічна напруженість і урахування протяжних поверхневих пошкоджень внутрішньої поверхні патрубка вносять суттєвий внесок в оцінку опору руйнуванню вузла приварки. Пружно-пластичний розрахунок НДС вузла приварки з урахуванням поверхневого дефекту в формі протяжної канавки з напівеліптичною тріщиною призводить до суттєвого збільшення розрахункових значень КІН в порівнянні з лінійно-пружним розрахунком з постульованою напівеліптичною тріщиною. Для режиму гідравлічних випробувань на міцність максимальне значення КІН збільшується на 60 % і для режиму нормальної експлуатації — більш ніж в два рази. Отже неврахування історії навантаження, залишкової напруженості після термообробки та поверхневих дефектів корозійного походження призводить до неконсервативної оцінки опору руйнуванню вузла приварки колектора теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М.

Для розрахунків на міцність елементів ВКП побудовано математичну модель, що описує неізотермічні процеси пружно-пластичного деформування металу, що знаходиться в умовах

обмеженого простору під впливом радіаційного опромінення [12]. Застосовано сучасні підходи моделювання радіаційного розпухання металу, що враховують пошкоджуючу дозу, температуру опромінення і вплив напруженого стану на деформації розпухання. Отримано граничні значення вільного розпухання і дози радіації для сталі 08X18N10T при різних температурах опромінення. Розроблено методи розрахунку та модернізовано програмне забезпечення для моделювання кінетики НДС елементів ВКП з урахуванням деформацій радіаційного розпухання та залежності механічних властивостей металу від дози і температури опромінення.

Результати прикладних досліджень із застосуванням розроблених методів розрахунку відображені в публікаціях [1, 4, 10–24]. Для оцінки міцності і ресурсу корпусів реакторів ВВЕР у процесі експлуатації розроблено галузевий нормативний документ [8]. Створений спеціалізований програмний комплекс SPACE-RELAX пройшов всебічне тестування і включений в перелік розрахункових кодів [25], дозволених до застосування в аналізах безпеки ядерних установок.

Розроблені методи розрахунку та програмне забезпечення використано під час виконання наступних проектів:

- регіональних міжнародних проектів ТАРЕГ з оцінки радіаційного окрихнення 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 теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М у процесі експлуатації з урахуванням залишкової технологічної спадковості після термообробки;
- договір з Інститутом ядерних досліджень (ІЯД) НАН України щодо розрахунків міцності корпусу (бака) та його складових частин дослідницького ядерного реактора ВВР-М ІЯД НАН України для обґрунтування продовження терміну експлуатації дослідницького реактора ВВР-М;
- державної експертизи результатів робіт з розрахункового обґрунтування міцності і опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР-1000 згідно з договорами з ДНТЦ ЯРБ

за результатами яких приймалося рішення про продовження термінів експлуатації енергоблоків Южно-Української, Запорізької та Рівненської АЕС;

- виконання розрахунково-дослідних робіт щодо обґрунтування міцності елементів обладнання енергоблоку №3 Рівненської АЕС на період довгострокової експлуатації.

Проведені дослідження свідчать про ефективність запропонованих підходів і можливість застосування розроблених методів розрахунку і програмного забезпечення до розв'язання широкого спектру актуальних наукових і прикладних задач щодо обґрунтування міцності елементів обладнання і трубопроводів АЕС. Розроблені в ІПМіц НАН України підходи до оцінки міцності знайшли відображення в галузевих нормативних документах ДП НАЕК «Енергоатом».

#### Список використаної літератури

1. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Методы расчетного анализа в задачах прочности элементов оборудования реакторных установок ВВЭР. Киев: Ин-т проблем прочности имени Г. С. Писаренко НАН Украины, 2018. 293 с.
2. Харченко В. В., Чирков А. Ю. Некоторые аспекты учета истории нагружения при анализе сопротивления разрушению корпусов реакторов при термошоке. *Пробл. прочности*. 2016. № 5. С. 14–21.
3. Харченко В. В., Пиминов В. А., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Упруго-пластический расчет на сопротивление разрушению элементов оборудования 1-го контура АЭС. *Пробл. прочности*. 2013. № 4. С. 14–26.
4. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И., Пиминов В. А., Акбашев И. Ф. Влияние истории термомеханического нагружения на напряженность корпусов реакторов ВВЭР АЭС при термошоке. *Пробл. прочности*. 2010. № 1. С. 27 – 36.
5. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment. IAEA-TECDOC-1627, Vienna, 2010.
6. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER Nuclear Power Plants (VERLIFE).
7. МРКР-СХР-2006. Методика расчета на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов АЭС с ВВЭР при эксплуатации. РД ЭО 0606-2005.

8. МТ-Д.0.03.391-09. Методика оцінки прочності і ресурса корпусів реакторів ВВЕР в процесі експлуатації. ГП НАЭК ЕНЕРГОАТОМ. 2009.
9. Норми розрахунок на прочність обладнання і трубопроводів атомних енергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
10. Степанов Г. В., Харченко В. В., Бабуцкий А. И., Романов С. В., Ворошко П. П., Кравченко В. И., Кобельский С. В., Радченко С. А., Феофентов Н. А., Кравченко И. В. Оценка напряженно-деформированного состояния узла сварного соединения «горячего» коллектора с патрубком парогенератора ПГВ-1000. *Пробл. прочн.* 2003. № 5. С. 142 – 153.
11. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Особенности расчета на сопротивление разрушению патрубковой зоны корпуса реактора АЭС. *Пробл. прочн.* 2018. № 4. С. 5–17.
12. Чирков А. Ю. О корректности известной математической модели радиационного распухания с учетом влияния напряжений в задачах механики упругопластического деформирования. *Пробл. прочн.* 2019. (в печати)
13. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Совершенствование расчетного анализа напряженно-деформированного состояния и сопротивления разрушению узлов приварки коллекторов теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000М АЭС. *Пробл. прочн.* 2017. № 3. С. 5–20.
14. Харченко В. В., Чирков О. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Розвиток методології розрахунку на опір руйнуванню елементів обладнання АЕС. *Опір матеріалів і теорія споруд*. 2015. Вип. 94. С. 59–74.
15. Харченко В. В., Чирков А. Ю. Современные подходы к оценке сопротивления разрушению элементов ответственного оборудования АЭС с ВВЕР. Физико-технические проблемы современного материаловедения. Киев: Академперіодика, 2013. В 2 т. Т. 1. С. 425–439.
16. Чирков А. Ю., Харченко В. В., Кобельский С. В., Кравченко В. И., Пиминов В. А., Курдин М. Е. Напряженное состояние узла приварки коллектора теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000М при воздействии эксплуатационных нагрузок с учетом остаточных технологических напряжений. *Пробл. прочн.* 2013. № 4. С. 98–106.
17. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Развитие методики упругопластического расчета на сопротивление разрушению элементов конструкций АЭС. Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. Київ: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України, 2012. С. 205–210.
18. Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И. Особенности расчетной оценки сопротивления хрупкому разрушению корпусов атомных реакторов при термошоке. Прочность материалов и элементов конструкций. Киев: Ин-т проблем прочн. им. Г. С. Писаренко НАН Украины, 2011. С. 436–447.
19. Харченко В. В., Степанов Г. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И., Бабуцкий А. И., Звягинцева А. А. Исследование напряженности корпусов реакторов и парогенераторов АЭС с учетом дефектности и истории термомеханического нагружения. Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. Київ: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України, 2009. С. 177–180.
20. Харченко В. В., Степанов Г. В., Кравченко В. И., Кобельский С. В., Бабуцкий А. И., Трунов Н. Б., Пиминов В. А. Перераспределение напряжений в узле соединения коллектора с патрубком парогенератора ПГВ-1000 при его нагружении после термообработки. *Пробл. прочн.* 2009. № 3. С. 25–31.
21. Харченко В. В., Кобельский С. В., Кравченко В. И., Чирков А. Ю., Звягинцева А. А. Определение коэффициента интенсивности напряжений для поверхностных полуэллиптических трещин в корпусе реактора ВВЕР-1000 по результатам решения краевых задач термоупругости на основе смешанной схемы МКЭ. *Пробл. прочн.* 2007. № 2. С. 45–51.
22. Степанов Г. В., Харченко В. В., Бабуцкий А. И., Кравченко В. И., Котляренко А. А., Романов С. В., Трунов Н. Б., Денисов В. В., Пиминов В. А. Напряженно-деформированное состояние узла приварки коллектора к патрубку корпуса парогенератора при локальной термообработке. *Пробл. прочн.* 2006. № 6. С. 43–50.
23. Харченко В. В., Кобельский С. В., Кравченко В. И., Чирков А. Ю., Ворошко П. П., Ворончук А. А. Определение коэффициентов интенсивности напряжений в корпусе реактора ВВЕР-1000 с полуэллиптической трещиной при термошоке с использованием численных и инженерных методов расчета. Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд та машин. Київ: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України, 2006. С. 177–180.
24. Харченко В. В., Степанов Г. В., Романов С. В., Ворошко П. П., Орыняк И. В. Некоторые актуальные вопросы оценки прочн. и ресурса элементов ответственного оборудования АЭС при термосиловом нагружении. *Пробл. прочн.* 2004. № 1. С. 140–146.
25. Перечень разрешенных к использованию в ГП НАЭК «Энергоатом» расчетных кодов

для обосновання безпеки ядерних установок, введений в дію розпорядженням ДП НАЕК «Енергоатом» від 03.06.2016 № 526-р.

## References

1. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2018). "The methods for calculating strength of WWER equipment components". Institute for Problems of Strength, NAS of Ukraine, Kyiv, 293.
2. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu. (2016). "Some aspects of considering stress history in the analysis of RPV fracture resistance under thermal shock conditions". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, No. 5, 14–21.
3. Kharchenko, V. V., Piminov, V. A., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2013). "Elastoplastic fracture resistance analysis of NPP primary equipment components". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 45(4), 14–26.
4. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I., Piminov, V. A., Akbashev, I. F. (2010). "Thermomechanical stress effect on WWER RPV under thermal shock conditions". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 42(1), 17–24.
5. Pressurized thermal shock in nuclear power plants: Good practices for assessment. IAEA-TECDOC-1627, Vienna, 2010.
6. Unified procedure for lifetime assessment of components and piping in WWER nuclear power plants (VERLIFE).
7. RD ÉO 0606–2005. Calculation procedure for brittle fracture resistance analysis of NPP WWER reactor pressure vessels (MRKR-SKhr-2004). St. Petersburg–Moscow, 2004.
8. MT-D.0.03.391–09. Procedure of strength and lifetime assessment for WWER reactor pressure vessels in operation. Energoatom Company, 2009.
9. Rules for Arrangement and Safe Operation of Equipment and Piping of Nuclear Power Installations (PNAE G-7-008-89). Moscow, 1990.
10. Stepanov, G. V., Kharchenko, V. V., Babutskii, A. I., Romanov, S. V., Voroshko, P. P., Kravchenko, V. I., Kobel'skiy, S. V., Radchenko, S. A., Feofentov, N. A., Kravchenko, I. V. (2003). "Calculation analysis improvement for stress-strain state and fracture resistance of coolant header welding to SG PGV-1000M shell". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 35(5), 536–544.
11. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2018). "Peculiarities of the fracture strength design of the RPV branch pipe zone". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 50(4), 5–18.
12. Chirkov, A. Yu. (2019). "On the correctness of radiation swelling mathematical model taking into account stress effects in the problems of elastoplastic deformation mechanics". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers.
13. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2017). "Improving the computer analysis of stress-strain state and fracture resistance of coolant header welding to SG PGV-1000M shell". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 49(3), 5–20.
14. Kharchenko, V. V., Chirkov, O. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2015). "Improvement of fracture strength calculation procedure for NPP equipment components". *Strength of Materials and Theory of Structures*, 94, Kyiv, 59–74.
15. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu. (2013). "Modern approaches to the assessment of fracture resistance of WWER main equipment components". *Physical and Technical Problems of Modern Materials Science*, Akadempriodyka, Kyiv, No. 1, 425–439.
16. Chirkov, A. Yu., Kharchenko, V. V., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I., Piminov, V. A., Kurdin, M. E. (2013). "Stressed state of coolant header welding to SG PGV-1000M shell under normal operating conditions taking into account residual technological stresses". *Problems of Strength*, 45(4), 98–106.
17. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2012). "Improvement of elastoplastic calculation procedure for fracture resistance of NPP structural components". *Problems of Lifetime and Safety of Operation of Structures, Buildings and Machines*, E.O. Paton Electric Welding Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, 205–210.
18. Kharchenko, V. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I. (2011). "Peculiar features of the calculation assessment of fracture resistance of NPP RPV under thermal shock conditions". *Strength of Materials and Structural Components*, Institute for Problems of Strength, NAS of Ukraine, Kyiv, 436–447.
19. Kharchenko, V. V., Stepanov, G. V., Chirkov, A. Yu., Kobel'skiy, S. V., Kravchenko, V. I., Babutskii, A. I., Zvyagintseva, A. A. (2009). "Investigation of the stress state of NPP RPV and SG considering the defects and thermomechanical stress history". *Problems of Lifetime and Safety of Operation of Structures, Buildings and Machines*, E.O. Paton Electric Welding Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, 177–180.
20. Kharchenko, V. V., Stepanov, G. V., Kravchenko, V. I., Kobel'skiy, S. V., Babutskii, A. L., Trunov, N. B., Piminov, V. A. (2009). "Stress redistribution in PGV-1000 header-steam generator connector during its loading after heat treatment". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 41(3), 251–256.



21. Kharchenko, V. V., Kobel'skyi, S. V., Kravchenko, V. I., Chirkov, A. Yu., Zvyagintseva, A. A. (2007). "Determination of stress intensity factor for semielliptical face cracks in WWER-1000 nuclear reactor by the solution of boundary problems of thermoelasticity on the basis of mixed FEM scheme". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 39(2), 138–143.

22. Stepanov, G. V., Kharchenko, V. V., Babutskii, A. I., Kravchenko, V. I., Kotlyarenko, A. A., Romanov, S. V., Trunov, N. B., Denisov, V. V., Piminov, V. A. (2006). The stress-strain state of the welding unit between the steam generator collecting channel and the case-connecting pipe under local heat treatment conditions". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 38(6), 595–600.

23. Kharchenko, V. V., Kobel'skyi, S. V., Kravchenko, V. I., Chirkov, A. Yu., Voroshko, P. P., Voronchuk, A. A. (2006). "Determination of stress intensity factors in the WWER-1000 RPV with a semi-elliptical crack under thermal shock using numerical and engineering calculation methods", *Problems of Lifetime and Safety of Operation of Structures, Buildings and Machines*, E.O. Paton Electric Welding Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, 177–180.

24. Kharchenko, V. V., Stepanov, G. V., Romanov, S. V., Voroshko, P. P., Orynyak, I. V. (2004). "Some topical issues of strength and life assessment for components of NPP equipment under thermomechanical stress". *Strength of Materials*, New York: Kluwer Academic/Plenum Publishers, 36(1), 101–105.

25. A list of computer codes allowed for the use in the Energoatom to justify NPP safety issues, No. 526-p dated 03 June 2016.

### **Совершенствование методологии расчета на сопротивление разрушению элементов оборудования первого контура АЭС**

**Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В., Кравченко В. И.**

*Институт проблем прочности имени Г.С. Писаренко НАН Украины, г. Киев, Украина*

Усовершенствована методология расчета на сопротивление разрушению элементов оборудования первого контура реакторной установки ВВЭР, в частности корпусов реакторов и парогенераторов, при моделировании эксплуатационных и аварийных режимов термосилового нагружения. С использованием разработанных методов расчета и программного обеспечения установлено существенное влияние на расчетную оценку сопротивления разрушению корпуса реактора ВВЭР-1000 таких факторов, как деформационная история нагружения, остаточная технологическая наследственность, история нагружения при анализе температурной зависимости коэффициента интенсивности напряжений для постулируемой трещины, регулярность и плотность конечноэлементной сетки в окрестности фронта трещины.

Предложена методика по обоснованию местоположения и ориентации постулируемой трещины для получения наиболее консервативной оценки сопротивления разрушению зоны входных патрубков корпуса реактора. Показано, что при моделировании термошока упругопластические расчеты могут позволить уточнить оценки прочности и ресурса корпуса реактора.

Развита методика расчета и модернизировано программное обеспечение для оценки напряженно-деформированного состояния элементов внутрикорпусных устройств с учетом современных подходов моделирования деформаций радиационного распухания и зависимости механических свойств металла от дозы и температуры облучения.

*Ключевые слова:* корпус реактора, парогенератор, выгородка, упругопластическое деформирование, радиационное распухание, сопротивление разрушению, коэффициент интенсивности напряжений, метод конечных элементов.

### **Improvement of Fracture Resistance Calculation Procedure for NPP Primary Equipment Components**

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

*Institute for Problems of Strength, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine*

The procedure of fracture resistance calculation for WWER primary equipment components has been improved. In particular, this refers to the reactor pressure vessel (RPV) and steam generators (SG) under normal operating conditions and emergencies. The developed calculation procedures and software make it possible to determine the significant effect of such factors as deformation stress history, residual technological heredity, analysis of temperature dependence of stress intensity factors for the postulated crack, regularity and density of the finite element mesh in the crack front on the assessment of WWER-1000 RPV fracture resistance.

The paper proposes the methodology for justifying the place and orientation of the postulated crack to obtain the most conservative assessment of fracture resistance in the area of RPV inlet nozzles. It is shown that elastoplastic calculations in the thermal shock simulation can help to improve estimates of RPV strength and lifetime.

It was established that not taking into account the elastoplastic deformation history, residual technological stresses after heat treatment and corrosion effects can result in non-conservative assessment of fracture resistance of coolant header welding to SG PGV-1000M shell under normal operating conditions and emergencies.

The calculation methodology and software for assessing stress-strain state of in-vessel internals were improved taking into account state-of-the-art approaches to modeling of radiation-induced swelling deformations and dependence of metal mechanical peculiarities on exposure doses and temperature.

*Keywords:* reactor pressure vessel, steam generator, baffle, elastoplastic deformation, radiation-induced swelling, fracture resistance, stress intensity factor, finite element method.

Отримано 17.04.2019