

## Сучасні підходи до розрахункового обґрунтування міцності критичних елементів обладнання реакторних установок АЕС з ВВЕР

О.Ю. Чирков, В.В. Харченко

Інститут проблем міцності імені Г.С. Писаренка НАН України, Київ, Україна

***Анотація:** Одержано теоретичні та прикладні результати щодо розвитку та застосування уточнених моделей і методів розв'язання актуальних задач механіки, пов'язаних з обґрунтуванням міцності та прогнозуванням ресурсу елементів обладнання першого контуру АЕС. Науково-прикладні розробки враховують сучасні тенденції світової практики, а також містять нові концептуальні підходи до розв'язання нелінійних крайових задач механіки деформованих конструкцій. Запропоновано й теоретично обґрунтовано уточнені математичні моделі, що дають змогу описувати неізотермічні процеси непружного деформування з урахуванням деформаційної історії термосилового навантаження, радіаційних ефектів зміцнення, розпухання і повзучості опроміненого металу та накопичених пошкоджень крихко-в'язкого руйнування. Отримані наукові результати досліджень покладено в основу методології уточненого розрахункового аналізу міцності та оцінювання залишкового ресурсу критичних елементів обладнання першого контуру реакторних установок з ВВЕР для вирішення актуальних задач щодо забезпечення умов безпечної експлуатації енергоблоків АЕС України та обґрунтування строків подовження їхньої служби.*

**Ключові слова:** реактор ВВЕР-1000, напружено-деформований стан, радіаційне розпухання, радіаційна повзучість, метод скінченних елементів.

**Вступ.** На сьогодні широкого поширення набула атомна енергетика, яка є стратегічно важливою галуззю промисловості України з огляду на її високий відсоток у генерації електроенергії. Її ефективність, надійність і безпека функціонування зумовлені застосуванням високих наукомістких технологій, що вимагає значного обсягу фундаментальних і прикладних досліджень. Наразі в Україні на чотирьох атомних електростанціях (АЕС) експлуатується 15 енергоблоків ВВЕР, більшість з яких відпрацювала свій проєктний ресурс 30 років. Для забезпечення безпечної експлуатації енергоблоків АЕС, обґрунтування подовження строків їх служби необхідна висококваліфікована науково-технічна підтримка, зокрема актуальним завданням є розрахункова оцінка конструкційної міцності та прогнозування залишкового ресурсу обладнання АЕС. Чинна нормативна база в галузі ядерної та радіаційної безпеки, яка регламентує вимоги до розрахунків на міцність обладнання енергетичних установок, постійно удосконалюється і розвивається. Найважливішим аспектом цього процесу є розробка та впровадження у практику методів виконання додаткових уточнених розрахунків для отримання адекватних результатів оцінки конструкційної міцності.

**Методи досліджень.** Уточнений розрахунковий аналіз напружено-деформованого стану (НДС) конструкцій АЕС ґрунтуються на розв'язанні крайових задач неізотермічної термо-в'язко-пластичності з урахуванням сумісного впливу таких чинників: просторовий характер НДС конструкцій; взаємовплив елементів приєднаного обладнання реакторної установки; неоднорідність і нестационарність нагрівання й охолодження; непружне деформування і історія навантаження; залишкова технологічна спадковість; дефекти крихко-в'язкого руйнування; радіаційні ефекти розпухання і повзучості опроміненого металу; залежність фізико-механічних властивостей металу від температури і дози опромінення; деградація початкових властивостей металу. Отже, моделювання кінетики НДС та аналіз опору руйнуванню елементів обладнання АЕС належать до найскладніших задач механіки матеріалів і конструкцій, математичних і розрахункових методів аналізу.

Розв'язання нестационарних і нелінійних крайових задач термомеханіки і радіаційної повзучості – досить складна чисельна процедура, практична реалізація якої з урахуванням усіх

перерахованих вище чинників для повного спектра варіантів навантаження конструкцій виявляється неможливою. Тому існує необхідність в розробці більш досконалого апарату розрахункових досліджень, що включає нові концептуальні підходи та методи розв'язання нелінійних крайових задач неізотермічної термо-в'язко-пластичності та задач механіки руйнування для оцінки міцності та цілісності обладнання АЕС.

В Інституті проблем міцності імені Г.С. Писаренка (далі ІПМіц НАН України) запропоновано й теоретично обґрунтовано уточнені математичні моделі, що дають змогу описувати неізотермічні процеси непружного деформування за умов інтенсивного термосилового навантаження, тривалого нейтронного опромінення та докритичного пошкодження металу. Варто зазначити, що розвиток моделей і методів розрахунку на міцність та їх застосування до аналізу задач механіки конструкцій є одним із пріоритетних напрямів у діяльності інституту за останні 40 років. Науково-прикладні розробки враховують сучасні тенденції світової практики, а також містять нові підходи до розв'язання нелінійних крайових задач механіки деформованих конструкцій. Одержані результати фундаментальних та прикладних досліджень покладено в основу методології уточненого розрахункового аналізу міцності критичних елементів обладнання першого контуру реакторних установок ВВЕР для вирішення актуальних завдань із забезпечення умов безпечної експлуатації енергоблоків АЕС України та обґрунтування строків подовження їх служби [1–5].

В основу теоретичних досліджень математичних моделей непружного деформування покладено розвинені енергетичні підходи, що ґрунтуються на загальних принципах нелінійної механіки суцільних середовищ та узагальнюють постулат Друкера для опроміненого пористого матеріалу. Вперше встановлено необхідні умови, за яких потужність дисипації та потужність, що розвивається додатковими напруженнями на викликаних ними додаткових деформаціях, не зменшуються в процесі навантаження опроміненого пористого матеріалу, що забезпечує коректність рівнянь радіаційної повзучості, в яких враховується зростання об'ємної концентрації мікропор в'язкого руйнування за удосконаленими моделями Райса-Трейсі-Хуанга та за розв'язком Качанова для сферичної порожнини у необмеженому просторі [3].

Сформульовано узагальнену крайову задачу, що описує неізотермічні процеси непружного деформування з урахуванням радіаційних ефектів розпухання і повзучості та докритичного пошкодження металу. Крайову задачу подано у вигляді нелінійного операторного рівняння в гільбертовому просторі. За результатами коректності визначальних рівнянь поведінки матеріалу встановлено умови, що забезпечують існування, єдиність та неперервну залежність розв'язку задачі від збурень початкових даних. Доведено збіжність та одержано апріорні оцінки швидкості збіжності розвинених узагальнених та модифікованих методів пружних розв'язків і змінних параметрів пружності для розв'язання нелінійних крайових задач радіаційної повзучості.

Методологія уточненого розрахунку НДС ґрунтується на застосуванні розвинених змішаних проєкційно-сіткових схем методу скінченних елементів (МСЕ) підвищеної точності до розв'язання нелінійних крайових задач термомеханіки і радіаційної повзучості. Основна перевага розроблених змішаних формулювань МСЕ перед класичним підходом МСЕ у формі методу переміщень полягає в зменшенні похибки апроксимації для напружень і деформацій, та можливості побудови розв'язку з урахуванням точного задоволення статичним граничним умовам на поверхні тіла. Ще одна важлива перевага полягає в тому, що змішані схеми дають змогу забезпечити неперервність апроксимації не лише для переміщень, але й для напружень і деформацій, тоді як класичні схеми МСЕ призводять до їхньої розривної апроксимації. За результатами досліджень встановлено умови стійкості та збіжності змішаної апроксимації у задачах механіки, а також доведено оцінки збіжності для деформацій і напружень.

**Результати.** На основі розроблених уточнених моделей і методів розрахунку одержано та проаналізовано результати моделювання кінетики напружено-деформованого стану корпусу-

су ядерного реактора ВВЕР-1000 за режимів термошоку, вузла приварки колектора теплоносія до корпусу парогенератора ПГВ-1000М, вигородки та внутрішньокорпусної шахти реактора ВВЕР-1000 за експлуатаційних умов навантаження. Наведені результати демонструють можливості та переваги розроблених методів розрахунку для обґрунтування міцності та прогнозування залишкового ресурсу критичних елементів обладнання першого контуру реакторної установки АЕС з ВВЕР-1000 [1, 2, 4, 5].

За режимів роботи реакторів, викликаних аварійними ситуаціями, за основний критерій міцності та цілісності корпусу реактора приймається його здатність чинити опір руйнуванню. Розроблена методологія враховує сучасні тенденції світової практики щодо застосування концепцій нелінійної механіки руйнування до оцінки опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР. Варто зазначити, що розрахункове моделювання нелінійних ефектів поведінки металу корпусу реактора за умов термошоку є одним з визначальних чинників для обґрунтування його безпечної експлуатації та прогнозування ресурсу. Виявлена за результатами розрахункових досліджень так звана “спадна гілка” у температурній залежності коефіцієнта інтенсивності напружень зумовлена виникненням локальної зони стискальних напружень під час розвантаження металу перед фронтом тріщини в процесі аварійного охолодження активної зони реактора. Отже, запропонований підхід спадної гілки враховує процеси активного навантаження і локального розвантаження металу перед фронтом тріщини, що дозволило виявити додаткові резерви міцності для обґрунтування ресурсу корпусу реактора.

Проблемним елементом першого контуру АЕС залишається вузол приварки колектора теплоносія до корпусу парогенератора, що має пошкодження, виявлені в межах проєктного строку експлуатації. Встановлено, що деформаційна історія навантаження, залишкова технологічна напруженість та урахування протяжних пошкоджень корозійного походження на внутрішній поверхні патрубків суттєво впливають на опір руйнуванню вузла приварки. Для режиму гідравлічних випробувань на міцність за другим контуром максимальне значення коефіцієнта інтенсивності напружень підвищується на 60%, а для нормальних умов експлуатації - більше ніж у два рази. Отже, традиційний лінійно-пружний розрахунок опору руйнуванню вузла приварки призводить до завищеної оцінки його міцності.

Для отримання адекватної розрахункової оцінки міцності та формозміни вигородки реактора найбільш актуальним є урахування радіаційних ефектів, пов'язаних з розпуханням і повзучістю опроміненого металу. Змикання вигородки з внутрішньокорпусною шахтою внаслідок процесів радіаційного розпухання і радіаційної повзучості металу може призвести до виникнення контактних напружень, а також перерозподілу витрат теплоносія першого контуру, та, як наслідок, до зміни температурного режиму роботи реактора. Окрім того, прогнозування незворотної формозміни вигородки в процесі експлуатації необхідне для обґрунтування перезавантаження тепловиділяючих збірок з активної зони реактора. Розрахункові дані одержано розв'язанням зв'язаної контактної задачі теплопровідності та радіаційної повзучості з урахуванням перерозподілу температури через порушення проєктних умов потоку теплоносія в зоні контакту вигородки з шахтою. Встановлено, що вичерпання номінального зазору між вигородкою і шахтою не спостерігається в межах проєктного строку експлуатації. Після 50 років експлуатації та зупинення реактора залишковий зазор між гранями вигородки та дистанційуючими решітками тепловиділяючих збірок залишається більшим за нуль, і тому відсутнє їхнє заклинювання після завершення паливної кампанії.

Створений апарат розрахункових досліджень отримав вагомe впровадження у практику розрахунків з обґрунтування понадпроєктного строку експлуатації енергоблоків АЕС України, зокрема: для виконання державної експертизи робіт з опору руйнуванню корпусів реакторів ВВЕР-1000; для обґрунтування міцності зварних швів парогенераторів енергоблоку №3 Рівненської АЕС; для розрахунку на міцність корпусу (бака) та його складових частин дослідницького ядерного реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України.

## Висновки

Результати фундаментальних і прикладних досліджень ІПМіц НАН України покладено в основу методології уточненого розрахунку напружено-деформованого стану та опору руйнуванню елементів обладнання першого контуру реакторної установки ВВЕР-1000. Розроблені методи впроваджено у спеціалізований програмний комплекс, створений в ІПМіц НАН України та дозволений до застосування в атомній галузі України. Методичні рекомендації та методи розрахунку обладнання АЕС втілено в розроблений стандарт організації України – стандарт ІПМіц НАН України. Для оцінки міцності та ресурсу корпусів реакторів ВВЕР розроблено галузевий нормативний документ, використаний для обґрунтування подовження строків служби семи енергоблоків АЕС України.

## Список літератури:

1. V.V. Kharchenko, A. Yu. Chirkov, S. V. Kobel'skyi, and V. I. Kravchenko. The Methods for Calculating Strength of WWER Equipment Components [in Russian], Pisarenko Institute of Problems of Strength, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv (2018).
2. O.Yu. Chirkov. Radiation Creep in Problems of Mechanics of Inelastic Deformation of Materials and Structural Elements [in Ukrainian], Pisarenko Institute of Problems of Strength, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv (2020).
3. O.Yu. Chirkov, Analysis of Radiation Creep Problems Considering Pore Growth Ductile Fracture by Rice–Tracey–Huang Models and Kachanov’s Solution for a Spherical Cavity. Part 1. Initial Preconditions and Models for the Formulation of the Governing Equations. *Strength Mater* 54, 976–982 (2022).
4. O.Yu. Chirkov, V.V. Kharchenko, Computational Evaluation and Analysis of Change in Shape Peculiarities of WWER-1000 Baffle Under Design and Long-Term Operation Conditions. *Strength Mater* 53, 813–823 (2021).
5. O.Yu. Chirkov, V.V. Kharchenko. Special Features of Computational Assessment of the Change in Shape of WWER-1000 Reactor Core Baffle in View of Irradiation-Induced Swelling. *Strength Mater* 52, 339–352 (2020).

## Modern approaches to strength design substantiation for critical elements of WWER NPP reactor internals

O. Chirkov, V. Kharchenko

**Abstract:** *This study presents the theoretical and applied results on the development and application of refined models and methods for solving actual problems of mechanics related to the substantiation of strength and forecasting the service life of elements of the primary circuit equipment of WWER nuclear power plants (NPPs). The scientific and applied developments take into account current trends in global practice and contain new conceptual approaches to solving nonlinear boundary value problems in the mechanics of deformed structures. Refined mathematical models have been proposed and theoretically substantiated to describe non-isothermal inelastic deformation processes, taking into account the deformation history of thermal and power loading, radiation effects of hardening, swelling and creep of irradiated metal, and accumulated damage of brittle-ductile fracture. The obtained scientific results are the basis for the methodology of refined design strength analysis and residual life assessment of critical elements of the equipment of the first circuit of WWER reactor units to solve urgent problems of ensuring the conditions for safe operation of Ukrainian NPPs and justifying the terms of their service life extension*

**Keywords:** *reactor WWER-1000, stressed-deformed state, radiation swelling, radiation creep, finite element method.*