

ОЦІНКА НАДІЙНОСТІ ЗВАРНИХ КОНСТРУКЦІЙ ПОГЛИНАЮЧИХ ЕЛЕМЕНТІВ СИСТЕМ УПРАВЛІННЯ ТА ЗАХИСТУ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ ВВЕР-1000 ТА ВВЕР-440 (Огляд)

О.С. Міленін, О.О. Махненко

ІЕЗ ім. Є.О. Патона НАН України. 03150, м. Київ, вул. Казимира Малевича, 11. E-mail: asmilenin@ukr.net

Для забезпечення безпеки ядерних енергетичних установок на АЕС України важливу роль відіграють системи управління та захисту (СУЗ), до складу яких входять поглинаючі елементи (ПЕЛ) з поглинаючими стрижнями (ПС) реакторів ВВЕР-1000 та надставки аварійних регулюючих касет (АРК) реакторів ВВЕР-440. Складність експлуатаційного впливу на елементи СУЗ, які є зварними конструкціями, зумовлює необхідність глибокого вивчення особливостей протікання фізичних і технологічних процесів для забезпечення їхньої цілісності та надійності. На теперішній час методи прогнозування граничного стану та ресурсу елементів конструкцій ПС ПЕЛ і надставок АРК СУЗ недостатньо розвинуті, що не дає можливості обґрунтувати продовження терміну безпечної експлуатації вказаних елементів, назначений при конструюванні ядерних енергетичних установок. Бібліогр. 50, табл. 3, рис. 14.

Ключові слова: ядерні реактори, ВВЕР-1000, ВВЕР-440, система управління та захисту, поглинаючі стрижні, надставки касет аварійного регулювання, зварні з'єднання, надійність, термін безпечної експлуатації

Вступ. Техногенна безпека АЕС потребує глибокого вивчення стану відповідальних елементів реакторних установок, яке охоплює їхнє проектування, технічну діагностику та прогнозування залишкового ресурсу [1–5]. Серед них важливу роль відіграють системи управління та захисту (СУЗ), до складу яких входять поглинаючі елементи (ПЕЛ) з поглинаючими стрижнями (ПС) для реакторів типу ВВЕР-1000 та надставки аварійних регулюючих касет (АРК) для реакторів типу ВВЕР-440, що забезпечують контроль інтенсивності ядерних реакцій аж до повної аварійної зупинки реактора [6–8]. Складність експлуатаційного впливу на елементи СУЗ, які є зварними конструкціями, зумовлює необхідність глибокого вивчення особливостей протікання фізичних і технологічних процесів для забезпечення їхньої цілісності та надійності. Для цього досліджуються механізми пошкодження, що потенційно можуть наблизити граничний стан елементів конструкції або скоротити ресурс безпечної експлуатації ПС СУЗ і надставок АРК СУЗ, а саме: загальна корозія [9, 10], радіаційна стійкість матеріалів елементів конструкції [11, 12], радіаційна стійкість нейтронно-поглинаючих матеріалів [7, 13]. У поглинаючих елементах СУЗ в області монтажних зварних з'єднань існує просторово неоднорідний розподіл залишкових механічних напружень, який, у більшості випадків, при обґрун-

туванні ресурсу експлуатації не розглядається або спрощується з відповідним підвищенням консервативності експертних оцінок [2, 14, 15, 16]. Відомо, що залишковий післязварювальний напружено-деформований стан (НДС) значно впливає на крихку та втомну міцність конструкцій, викликає формозміну конструкції та відхилення геометричних параметрів від їхніх проектних значень [2, 14, 15]. Тому їх додаткове врахування є важливим при проектуванні, експертизі технічного стану та продовженні експлуатації зварних ПС СУЗ і надставок АРК СУЗ на позапроектний період.

Таким чином, актуальність проведення критичного аналізу закономірностей експлуатаційного впливу на технічний стан зварних конструкцій поглинаючих елементів СУЗ енергетичних реакторів, що знаходяться в експлуатації на АЕС України, а також методів оцінки їхньої надійності та роботоздатності зумовлена:

- необхідністю науково обґрунтованого продовження терміну безпечної експлуатації діючих зварних конструкцій ПС СУЗ і надставок АРК СУЗ;

- ефективністю застосування сучасних методів математичного та комп'ютерного моделювання, відповідних критеріїв граничного стану для визначення надійності зварних конструкцій, які можуть бути застосовані для аналізу стану елементів робочих органів СУЗ ядерних реакторів типу ВВЕР-440 і ВВЕР-1000;

- впровадженням на АЕС України конструкцій ПС СУЗ і надставок АРК СУЗ вітчизняного виробництва;

© О.С. Міленін, О.О. Махненко, 2026

Ця стаття у відкритому доступі за ліцензією CC BY-NC-ND
<https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>

– впровадженням використання паливних елементів «Westinghouse Electric» (США) на вітчизняних АЕС.

Мета роботи – узагальнення закономірностей експлуатаційного впливу та аналіз сучасних підходів експертизи несучої здатності та надійності зварних ПС СУЗ і надставок АРК СУЗ, визначення шляхів покращення цих методів. Ідея дослідження полягає в застосуванні міждисциплінарних підходів, що поєднують матеріалознавчий аналіз конструкційних елементів і зварних з'єднань, аналіз нейтронно-фізичних характеристик при можливому продовженні експлуатації, теплотехнічний розрахунок енерговиділення у ПС СУЗ і надставках АРК СУЗ, а також розрахунковий аналіз міцності їхніх елементів із урахуванням технологічного етапу монтажного зварювання.

Призначення, конструкції, матеріали та особливості експлуатації поглинаючих елементів СУЗ реакторів ВВЕР-1000 і ВВЕР-440. На АЕС України знаходяться в експлуатації водо-водяні енергетичні реактори типу ВВЕР-440 і ВВЕР-1000. Поглинаючі елементи СУЗ цих реакторів виконують такі основні функції:

– швидке припинення ланцюгової реакції розпаду в реакторі шляхом швидкого введення в активну зону поглиначів та, у випадку реактора ВВЕР-440, з одночасним виведенням з активної зони паливної частини;

– автоматичне регулювання з метою підтримки потужності реактора на заданому рівні та переведення його з одного рівня потужності на інший у ручному та автоматичному режимах;

– компенсація швидких змін реактивності в ручному та автоматичному режимах.

Світовий досвід експлуатації ПС на енергетичних реакторних установках різного типу виявив низку характерних технологічних проблем [16]. Так, у реакторах із киплячою водою в ПС СУЗ із заповнювачем на основі карбиду бора B_4C спостерігалось стрес-корозійне розтріскування, спричинене радіаційним опроміненням через розпухання поглиначів, зношування стрижнів об компоненти верхніх внутрішніх пристроїв, а також розпухання зі зношуванням і розтріскуванням наконечників. Термін служби керуючих збірок ПС СУЗ у легководних реакторах наразі може обмежуватись механічним руйнуванням оболонки поглиначів [6]. Основною причиною є механічна взаємодія поглиначів з оболонкою через спричинені опроміненням розпухання поглиначів та повзучість матеріалу оболонки, що призводить до її розтріскування. У випадках, коли використовуються сильно розпу-

хаючі поглинаючі матеріали, такі як карбід бору, доцільно використовувати для оболонки матеріали, стійкі до стрес-корозійного розтріскування, наприклад, нікелеві сплави.

Згідно з існуючим досвідом [17] загальний термін експлуатації ПС СУЗ на реакторах ВВЕР-1000 складає 3...10 років. Подальше використання може призвести до значного розпухання поглинаючого матеріалу (B_4C), а також матеріалу оболонки з утворенням тріщин і подальшим вимиванням поглиначів. Максимальний термін експлуатації надставки АРК СУЗ на реакторах ВВЕР-440 складає 4...14 років у залежності від режиму роботи. Гарантування їхньої безпечної експлуатації та продовження терміну служби вимагає врахування особливостей конструкцій та експлуатації поглинаючих елементів СУЗ.

Загальний опис конструкції ПЕЛ СУЗ енергоблоку ВВЕР-1000. У складі активної зони реактора ВВЕР-1000 ПЕЛ СУЗ відноситься до елементів нормальної експлуатації, важливих для безпеки, класу 1Н [18], першої категорії сейсмостійкості [19]. ПЕЛ СУЗ (рис. 1, а) складається з 18 ПС. Конструкція ПС (рис. 1, б, рис. 2) базового варіанту включає оболонку, загерметизовану верхньою (наконечник) і нижньою (конус) кінцевими деталями електродуговим зварюванням у середовищі інертних газів (аргону або гелію). Оболонка ПС має зовнішній діаметр 8,2 мм з товщиною стінки 0,50...0,55 мм. Загальна довжина ПС становить 4215 мм.

З 2000-го року в діючі реактори ВВЕР-1000 почали встановлюватися ПЕЛ СУЗ з ПС конструкції 2173.00.000, в яких оболонка виконана з жаростійкого нікелевого сплаву 42ХНМ, а поглинаючий сердечник містить два поглинаючі матеріали, розміщені в двох зонах по висоті: у нижній завдовжки 300 мм він складається з порошку титанату диспрозію $Dy_2O_3+TiO_2$, а у верхній завдовжки 3200 мм – із порошку карбиду бору B_4C природного ізотопного складу. Застосування в удосконаленій конструкції комбінованого поглинаючого сердечника, в якому використано радіаційно-стійкий (n, γ)-поглинач титанат диспрозію в нижній частині стрижнів, дозволило знизити вплив розпухання сердечника на надійність ПС. Позитивною властивістю сплаву 42ХНМ є жароміцність і корозійна стійкість у пароводяному середовищі, висока пластичність в опроміненому стані при 300...400 °С, як короточасна, так і тривала [17]. Це дозволило продовжити максимальний призначений ресурс таких стрижнів до 10 років (3 роки в режимі АР і 7 років у режимі АЗ [8, 20]).

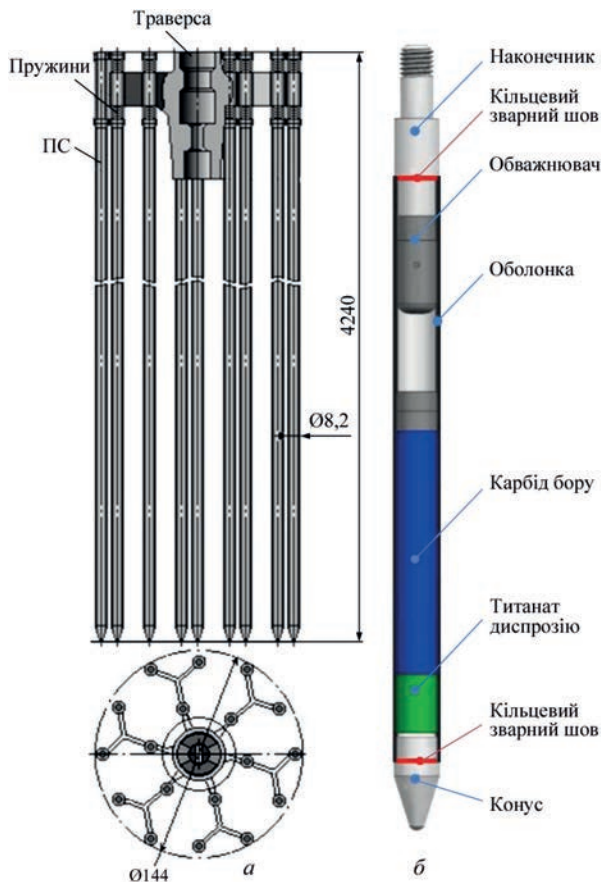


Рис. 1. ПЕЛ (а) та ПС (б) СУЗ реактора ВВЕР-1000

Таблиця 1. Режими навантаження ПС СУЗ ВВЕР-1000 [23]

Позначення режиму	Опис режиму	Граничні умови (діючі навантаження)
ТТО-1	Транспортно-технологічні операції	У випадку транспортування ПС СУЗ у контейнері прискорення не перевищують 4g у горизонтальному напрямку, $T = 20\text{ }^{\circ}\text{C}$
ТТО-2	Транспортно-технологічні операції	Під час перестановок ПС СУЗ у ТВС, що планово виконуються в басейні витримки при температурі теплоносія $\leq 70\text{ }^{\circ}\text{C}$, максимально допустиме повздовжнє навантаження на ПС СУЗ складає 490,3 Н.йу Внутрішній тиск до 3,0 МПа
ГВ	Гідравлічні випробування	Зовнішній тиск до 24,5 МПа, температура середовища $T = 120\text{ }^{\circ}\text{C}$
АР	Аварійне регулювання	Динамічне навантаження на ПС СУЗ консервативно приймається 10g, що реалізується при переміщенні вгору. Температура 350 $^{\circ}\text{C}$. Зовнішній тиск 16,5 МПа. Внутрішній тиск до 3,0 МПа
АЗ	Аварійний захист	Динамічне навантаження на ПС СУЗ при падінні (скиданні) в ТВЗ приймається рівним 31g. Температура 350 $^{\circ}\text{C}$. Зовнішній тиск 16,5 МПа. Внутрішній тиск до 3,0 МПа
ПНУЕ (НУЕ+АС)	Порушення нормальних умов експлуатації (Аварійна ситуація)	Аварійні режими швидкого охолодження та зниження тиску теплоносія першого контуру (двосторонній розрив ГЦТ та ін.)
МРЗ	Максимальний проєктний землетрус	Динамічне навантаження 2,6g (горизонтальне) і 1,6g (вертикальне). Температура 350 $^{\circ}\text{C}$. Зовнішній тиск 16,5 МПа. Внутрішній тиск до 3,0 МПа

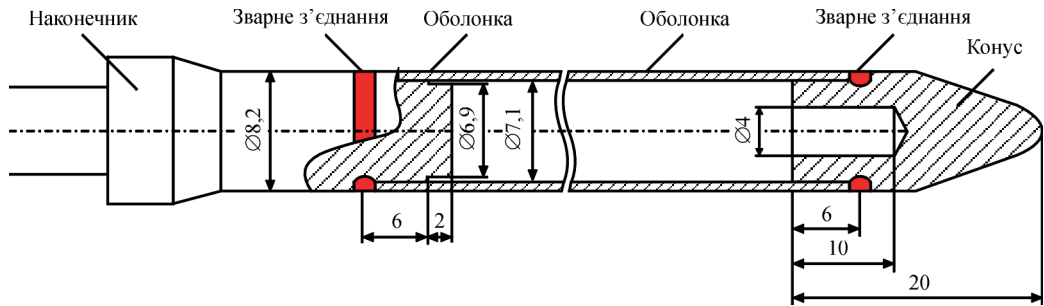


Рис. 2. Схема вузлів зварних з'єднань наконечника ПС з оболонкою та конуса ПС з оболонкою

У ННЦ «ХФТІ» розроблено технологію TIG/GTAW зварювання ПС ПЕЛ СУЗ в атмосфері захисних газів аргону та гелію [21]. В якості електрода застосовували прутки діаметром 2 мм із вольфрамового сплаву, легованого оксидом лантану (тип WL-20). Зварювання наконечника з оболонкою ПС відбувається в наступному режимі: напруга дуги 8,5 В, струм 46 А, швидкість зварювання 4,4 мм/с. Зварювання зібраного конуса з оболонкою: напруга дуги 8 В, струм 44 А, швидкість зварювання 4,4 мм/с. Проведені дослідження показали [21], що запропоновані робочі режими зварювання забезпечують необхідні проєктні характеристики ПС, а саме, герметичність і міцність; рівень якості В зварних з'єднань за ДСТУ ISO 5817:2016 [22], а саме, глибину проплавлення всієї товщини оболонки (приблизно 0,86 мм для з'єднання «конус–оболонка» та 0,98 мм для з'єднання «наконечник–оболонка»), відсутність тріщин, кратерів, непроварів, свищів, несплавлень, допустимі розміри одиночних пор не більше за 0,1 мм. Проєктні умови навантаження наведено в табл. 1.

Загальний опис конструкції надставки АРК СУЗ енергоблоку ВВЕР-440. АРК є робочим органом системи управління та захисту й складається з двох частин: ТВЗ (паливної частини) та надстав-

ки, з'єднаних між собою. До складу СУЗ ВВЕР-440 входять 37 АРК, які закріплені на штоках, що виходять наверх через патрубки кришки корпусу. Вони переміщуються у вертикальному напрямку електроприводами. Під час спрацювання аварійного захисту (режим АЗ) АРК скидаються вниз в активну зону реактора. Надставка АРК входить до складу активної зони енергоблоків із реактором ВВЕР-440, відноситься до елементів нормальної експлуатації, важливих для безпеки, клас безпеки 2 [18]; категорія сейсмостійкості 1 [19]. Термін експлуатації надставки в регулюючій групі складає 4 роки, в групі аварійного захисту реактора – 10 років.

Надставка складається з головки, хвостовика, чохла, обмежувача, центральної труби та 22 вкладишів із бористої сталі (рис. 3). Вкладиш є шестигранною трубою завтовшки 7,1 мм, заввишки 102 мм і розміром «під ключ» 137 мм. Матеріал вкладишів – хромонікелева нержавка сталь із добавками природного бору 1,6...2,0 мас. %. Чохол виготовлений із аустенітної сталі типу 03X17H14M3 (X2CrNiMo17-12-2, AISI 316L, 1.4404) [24], яка має вищі параметри механічної міцності, відрізняється високою корозійною стійкістю та відмінною зварюваністю. Матеріал усіх інших елементів конструкції надставки АРК ВВЕР-440 – титан-стабілізована аустенітна сталь 08X18H10T (X6CrNiTi18-10, AISI 321, 1.4541) [24]. Зварні з'єднання корпусу хвостовика з центральною трубою та обмежувачем, а також чохла з головкою та хвостовиком надставки виконуються автоматичним дуговим зварюванням із застосуванням зварювального дроту Св-04Х19Н11М3.

Аустенітні сталі досить широко застосовуються для відповідальних конструкцій в галузі ядерної енергетики, де працюють при високих радіаційних опроміненнях [25]. У табл. 2 наведено опис режимів роботи надставки АРК згідно з [26].

На основі наведеного можна узагальнити, що складність експлуатаційного впливу на поглинаючі елементи СУЗ зумовлює необхідність глибокого вивчення особливостей протікання фізичних

Таблиця 2. Режими роботи надставки АРК ВВЕР-440 [26]

Позначення режиму	Опис режиму	Граничні умови (діючі навантаження)
ГВ	Гідравлічні випробування	Зовнішній тиск 15,7 МПа, температура середовища $T = 150^{\circ}\text{C}$
АР	Аварійне регулювання	Динамічне навантаження до 10g, що реалізується при переміщенні АРК вгору. Зовнішній тиск 12,5 МПа, $T = 325^{\circ}\text{C}$
АЗ	Аварійний захист	Динамічне навантаження на АРК при падінні (скиданні) приймається рівним 30g. Зовнішній тиск 12,5 МПа, $T = 325^{\circ}\text{C}$
ПНУЕ (НУЕ+АС)	Порушення нормальних умов експлуатації (аварійна ситуація)	Аварійні режими швидкого охолодження теплоносія першого контуру (двосторонній розрив ГЦТ та ін.)
МРЗ (НУЕ+МР)	Максимальний розрахунковий землетрус	Надставка повинна виконувати свої функції при МРЗ 7 балів і витримувати сейсмічні впливи, акселерограми яких встановлені для енергоблоків із реактором ВВЕР-440

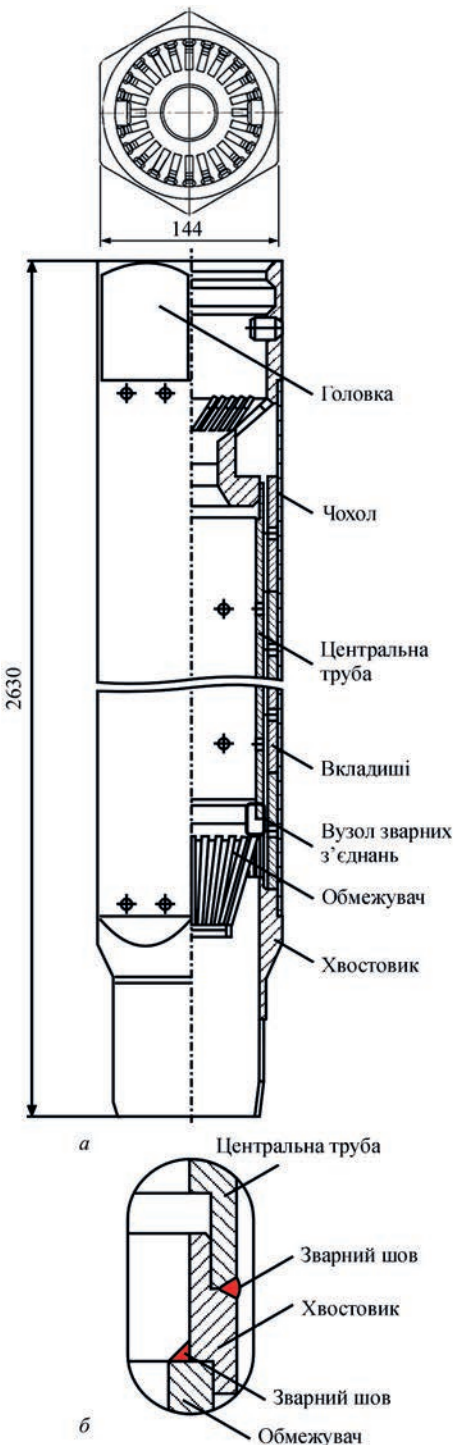


Рис. 3. Конструкція надставки АРК енергоблоку ВВЕР-440 (а) та вузол зварних з'єднань (б) корпусу хвостовика з центральною трубою та обмежувачем

і технологічних процесів для забезпечення їхньої цілісності та надійності при довгостроковій експлуатації. Хоча конструкції поглинаючих елементів реакторів ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 досить сильно відрізняються, але їх об'єднує схожі умови експлуатації, наявність зварних з'єднань, близькі за властивостями високолеговані матеріали.

Фізичні явища та технологічні процеси, які обмежують ресурс безпечної експлуатації елементів СУЗ у проєктних і позапроєктних умовах. Надійність і ресурс безпечної експлуатації СУЗ енергетичних реакторів ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 залежать від факторів, які обумовлені як особливостями технології виготовлення (зварювання), так і умовами експлуатації. Технологія зварювання конструкцій поглинаючих елементів створює технологічну спадковість у матеріалі, у тому числі, розподіли залишкових напружень і пластичних деформацій, а також можливе утворення дефектів несущільності матеріалу у вигляді пор, включень і мікротріщин. Умови експлуатації містять різні ре-

жими навантаження, пов'язані з високим тиском і температурою теплоносія, інтенсивним радіаційним опроміненням в активній зоні реактора, різкою зміною навантажень при аварійних ситуаціях, динамічними навантаженнями при транспортно-технологічних операціях і при максимальному розрахунковому землетрусі. Під дією таких навантажень відбуваються фізичні процеси та явища, які можуть призводити до деградації матеріалу конструкцій поглинаючих елементів.

Необхідно відзначити, що процеси, які впливають на пошкоджуваність матеріалів конструкційних елементів ядерних реакторів, достатньо вивчені, розроблені відповідні фізичні моделі, які можуть ефективно засновуватися при математичному моделюванні НДС і механічних властивостей матеріалу елементів СУЗ. До механізмів пошкоджуваності матеріалів елементів СУЗ відносяться радіаційне окрихчення, втома, корозія, радіаційна розпухання та повзучість, радіаційна стійкість матеріалу поглиначів (рис. 4).

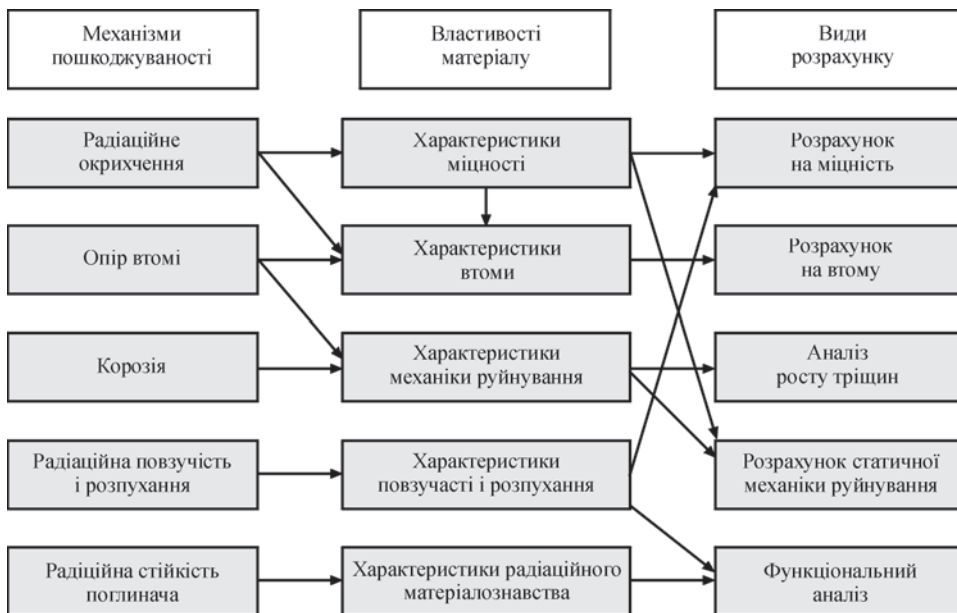


Рис. 4. Схема методології оцінювання механізмів пошкоджуваності

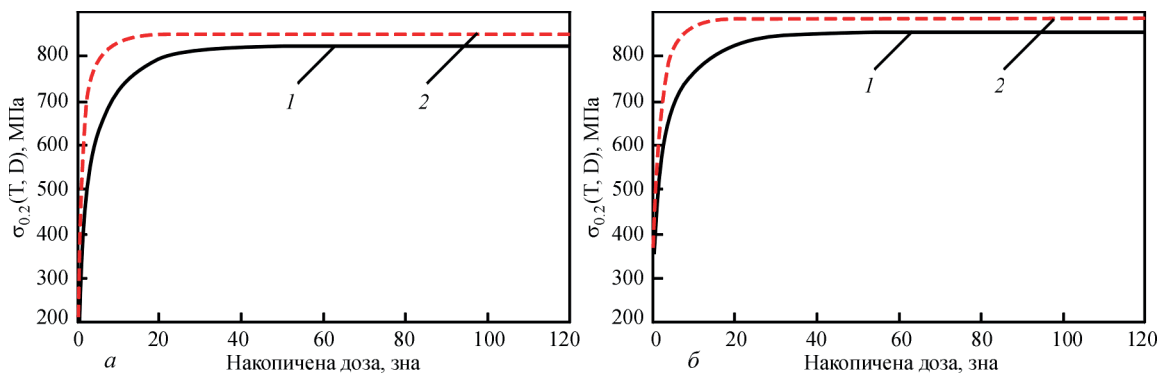


Рис. 5. Механічні властивості сталі 08X18H10T у залежності від накопиченої пошкоджуючої дози (зна – зміщення на атом) при температурі $T = 400^{\circ}\text{C}$: $\sigma_{0.2}(T, D)$ – границя текучості матеріалу, $\sigma_b(T, D)$ – границя міцності матеріалу, 1 – ОМ, 2 – зварний шов [28]

Радіаційне окрихнення. Відомо, що радіаційне опромінення підвищує границю текучості та границю міцності аустенітних сталей, збільшує швидкість низькотемпературної повзучості матеріалів і призводить до радіаційного окрихнення [27]. У [28] розглянуто механічні властивості сталі 08X18H10T і металу її зварного шва в опроміненому стані, отримано залежності границі текучості та границі міцності від дози та температури опромінення. На рис. 5 видно, що в залежності від накопиченої пошкоджуючої дози границя текучості та границя міцності матеріалу мають несуттєві відмінності як для основного металу (ОМ), так і для матеріалу зварного шва, що дає можливість при аналізі надійності не враховувати зміни механічних властивостей в зоні зварного шва.

Виходячи з даних [11, 17], міцність оболонки зі сплаву 42ХНМ інтенсивно зростає до флюенсу $5 \cdot 10^{21}$ н/см² (рис. 6, а). Подальше опромінення практично не впливає на зміну границі текучості, мінімальне значення якої становить 625 МПа при флюенсі $34 \cdot 10^{21}$ н/см². Пластичність оболонки зменшується зі збільшенням дози опромінення. Найнижче загальне видовження, що спостерігалось при дослідженні зразків оболонок макетів регулюючих стрижнів, опромінених до $\sim 26 \cdot 10^{21}$ н/см² ($E > 0,1$ MeV), становило 8,1 % (рис. 6, б). У разі збереження аналогічної тенденції зменшення загального видовження, зумовленого флюенсом нейтронів, при дозі $\sim 34 \cdot 10^{21}$ н/см² ($E > 0,1$ MeV) загальне видовження становитиме 6,6 %.

Аналіз наведених даних щодо впливу нейтронного опромінення на в'язкість руйнування K_{lc} аустенітних матеріалів показує, що при невеликих дозах до ~ 1 зна (зміщення на атом) істотного зниження цього параметра не спостерігається. Подальше підвищення дози опромінення призводить до помітного зменшення K_{lc} . При дозах, що перевищують 20 зна, швидкість деградації опірності крихкому руйнуванню поступово знижується,

у кінцевому підсумку досягається насичення, коли подальше опромінення вже не чинить істотного впливу на значення K_{lc} для аустенітних сталей.

Згідно з [29], критичне значення J -інтеграла J_c для аустенітних сталей після опромінення до високих доз перебувають у діапазоні 30...40 кДж/м². На нижній полиці в'язкості метал зварних з'єднань вирізняється нижчими значеннями J_c , що зумовлено особливостями мікроструктури з'єднання, зокрема наявністю δ -фериту та можливістю його перетворення у σ -фазу під час тривалої експлуатації.

Опірність крихкому руйнуванню (критичне значення K_{lc}) хромонікелевих сплавів у результаті опромінення (накопичена доза до 12 зна) може знизитись більше ніж у 3 рази [30], що може негативно впливати на збереження герметичності оболонки ПС СУЗ під дією експлуатаційних або аварійних навантажень.

Опір втомному руйнуванню. Для розрахунку на циклічну міцність елементів СУЗ обирають режим НУЕ, ГВ і режим АС. В якості проєктних циклів навантаження для режиму НУЕ та ГВ консервативно приймаються щорічні пуск-зупинка та гідровипробування за проєктний строк експлуатації. В якості проєктних циклів навантаження АС можна консервативно використовувати сумарну кількість циклів спрацювання аварійного захисту. З урахуванням вищевказаного прогнозна кількість циклів навантаження елементів СУЗ за період проєктного строку експлуатації 10...14 років не повинна перевищувати 100–200 циклів.

Матеріали, з яких виготовляють регулюючі елементи СУЗ, мають достатньо високі характеристики опору крихкому руйнуванню як при статичному, так і при циклічному навантаженні, як це показано в табл. 3 на прикладі аустенітної сталі 08X18H10T [25, 31]. При цьому хромонікелеві сплави мають підвищені міцнісні та пластичні характеристики відносно аустенітних сталей

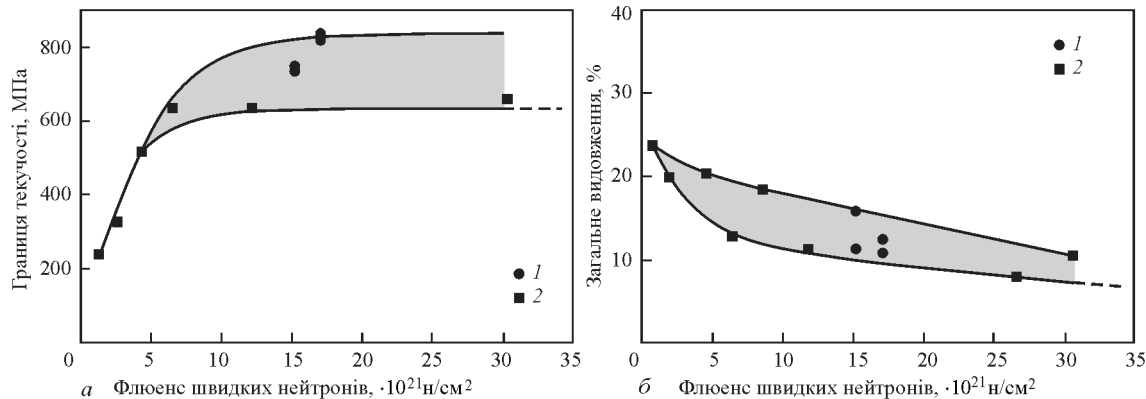


Рис. 6. Механічні властивості сплаву 42ХНМ у залежності від накопиченої пошкоджуючої дози за температури 300 °С: а – границя текучості, б – відносне видовження, 1 – поглинаючі стрижні, 2 – зразок [17]

Таблиця 3. Характеристики циклічної тріщиностійкості сталей у реакторній воді борного регулювання при 300 °С [25, 31]

Марка сталі	K_{th}	K_{thc}	K_{fc}
	МПа·м ^{0,5}		
08X18H10T	9,2	9,8	87

Примітка: K_{th} – пороговий розмах коефіцієнта інтенсивності напружень (КІН) при циклічному навантаженні, K_{thc} – пороговий розмах КІН при циклічному навантаженні з урахуванням впливу середовища, K_{fc} – порогове значення КІН при статичному навантаженні з урахуванням впливу середовища.

як в неопромінену, так і опромінену станах (рис. 7) [32].

Також авторами [32] визначено, що хоча вода першого контуру АЕС із водо-водяними реакторами типу ВВЕР не впливає на зниження опору малоциклової втомі сталі 08X18H10T (рис. 7), з підвищенням температури з 20 до 350 °С опір малоциклової втомі металу зварних швів помітно падає, що треба враховувати при оцінці циклічної міцності зварних з'єднань за допомогою коефіцієнту 0,8. Під дією водного теплоносія регламентованого хімічного складу на поверхнях аустенітних сталей виникає плівка складних оксидів, причому концентрація хрому збільшується [33]. Такі плівки надійно захищають метали від взаємодії з водним теплоносієм, що зумовлює їхню корозійну стійкість у стаціонарних режимах. Але вони крихко руйнуються від порівняно малих механічних на-

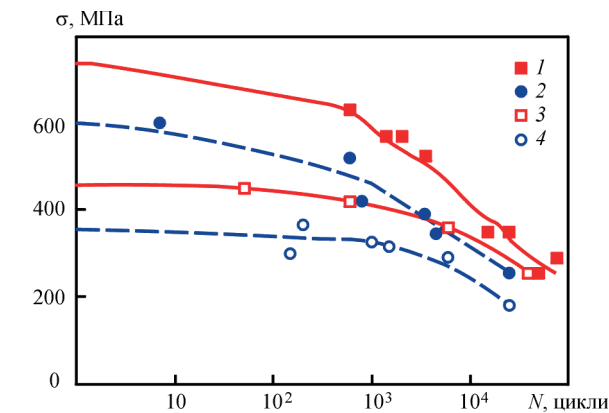


Рис. 7. Опір малоциклової втомі сталі 08X18H10T при 290 °С на повітрі (2) та у воді (1) [32]

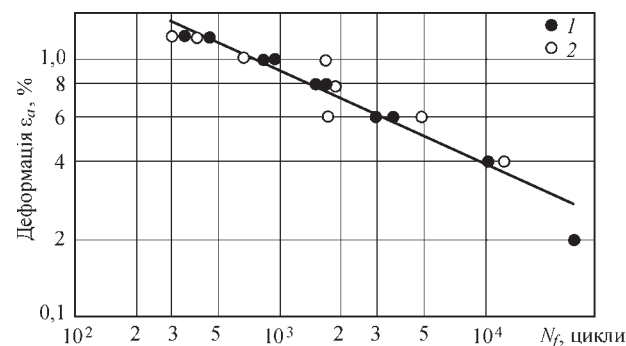


Рис. 8. Опір малоциклової втомі сталі 08X18H10T при 290 °С на повітрі (2) та у реакторній воді (1) [33]

вантажень і вразливі до хімічного забруднення теплоносія. Таким чином, за відсутності реалізації впливу середовища за механізмом корозійного розтріскування елементи СУЗ можуть безаварійно відпрацьовувати свій ресурс. Але при порушенні хімічного балансу теплоносія опір втомі елементів обладнання з аустенітних нержавіжних сталей може помітно знижуватись (рис. 8) [31].

Корозійне пошкодження. Згідно з результатами дослідження [10] конструкційні матеріали елементів СУЗ мають високу корозійну стійкість в умовах експлуатації першого контуру теплоносія (350 °С, 16,5 МПа). Хромонікелевий сплав 42ХНМ має вищу корозійну стійкість, бо оксидні плівки, що утворюються на його поверхні, суттєво не розчиняються, на відміну від аустенітних сталей Х18Н10Т, які мають коефіцієнт розчинення оксидної плівки 30 % (рис. 9). Протягом одного паливного циклу (7500 год) експлуатації сталей Х18Н10Т в активній зоні ВВЕР-1000 відбудеться втрата майже 54 мг/дм² (середнє значення для 06Х18Н10Т і 08Х18Н10Т) металу, що становить 0,68 мкм. Наступний паливний цикл призведе до втрати лише 0,19 мкм металу. Для сплаву 42ХНМ втрати за перший і другий паливні цикли становитимуть 0,1 і 0,04 мкм відповідно. За 10 років експлуатації втрати металу конструкційних елементів, виготовлених зі сталі Х18Н10Т, становитимуть ~ 2,5 мкм, а зі сплаву 42ХНМ – ~ 0,5 мкм.

Оскільки елементи СУЗ працюють у контакті з агресивним середовищем (теплоносієм) при підвищеній температурі (до 350 °С) та за високого тиску (до 16,5 МПа), до характерних пошкоджуючих факторів відноситься корозійно-механічне пошкодження у вигляді корозійного розтріскування, спричинене радіаційним опроміненням, при статичних або циклічних навантаженнях. Особливо небезпечними зонами є ЗТВ зварних з'єднань [2]. Оболонки з хромонікелевих сплавів не схильні до корозійного роз-

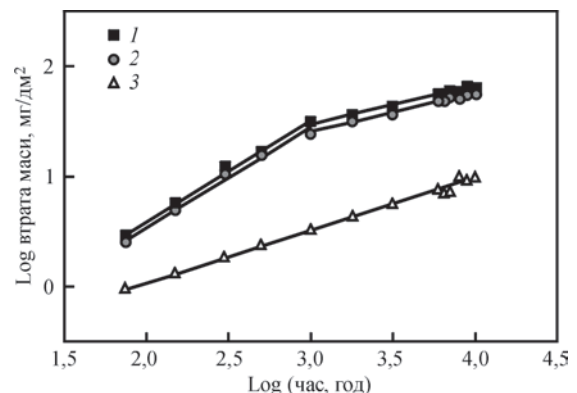


Рис. 9. Зміна маси зразків зі сплаву 42ХНМ та аустенітної сталі марок 06Х18Н10Т і 08Х18Н10Т після хімічного видалення оксидних плівок: 1 – 06Cr18Ni10Ti, 2 – 08Cr18Ni10Ti, 3 – 42CrNiMo [10]

тріскування під напруженням, але в [34] зазначено чутливість до цього процесу оболонок із аустенітної сталі (рис. 10). Разом з тим, цей процес носить дифузійний, залежний від часу, характер і має місце лише за наявності напружень розтягу в оболонці.

Радіаційне розпухання матеріалу. Основною макроскопічною характеристикою радіаційного розпухання є зміна об'єму матеріалу ΔV за рахунок виникнення пор у процесі його опромінення. В ізотропному наближенні деформації розпухання відповідають об'ємній формозміні:

$$S = \frac{\Delta V}{V} 100\% \quad (1)$$

ДП НАЕК «Енергоатом» для розрахунку радіаційного розпухання елементів зі сталей X18H10T внутрішньокорпусних пристроїв ВВЕР-1000 регламентує досить розвинуту фізичну модель [35, 36], яка, окрім залежності від температури та накопиченої дози, містить вплив напруженого стану:

$$S = C_D D^n f_1(T) f_2(\sigma_m, \sigma_{eq}) f_3(\alpha) 100\%, \quad S > 0 \quad (2)$$

$$f_1(T) = \exp(-r(T - T_{\max})^2);$$

$$f_2(\sigma_m, \sigma_{eq}) = 1 + P(0,85\sigma_m + 0,15\sigma_{eq});$$

$$f_3(\alpha) = \exp(-\eta\alpha);$$

$$C_D = 1,035 \cdot 10^{-4}, \text{ зна }^{-n}, \quad n = 1,88;$$

$$r = 1,825 \cdot 10^{-4}, \text{ } ^\circ\text{C}^{-2}, \quad T_{\max} = 470 \text{ } ^\circ\text{C};$$

$$P = 8 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}, \quad \eta = 8,75,$$

де σ_m – середні напруження, МПа; σ_{eq} – еквівалентні напруження, МПа; α – параметр Оджкіста.

Як видно з (2), ця модель враховує еквівалентні та середні напруження, які можуть бути як розтягуючими, так і стискаючими, а тому врахування НДС може підвищувати або знижувати рівень радіаційного розпухання.

Радіаційна повзучість матеріалу. Радіаційна повзучість визначається як поступова зміна форми матеріалу під дією навантаження в умовах оп-

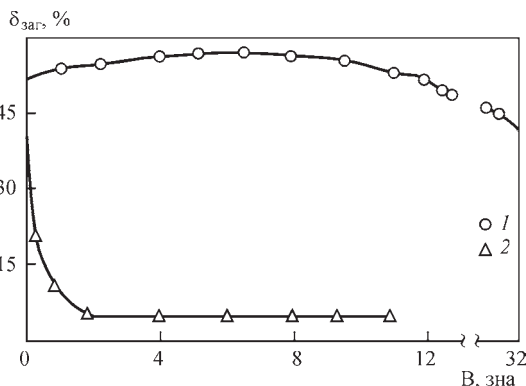


Рис. 10. Залежність відносного видовження при 300 °С опромінених зразків зі сплаву 42ХНМ (1) та аустенітної сталі марок 304 і 316 (2) від дози пошкоджень [34]

ромінення, що зумовлена радіаційним пошкодженням ґратки та спостерігається навіть за низьких температур, коли термічна повзучість практично відсутня. Ефект радіаційної повзучості зазвичай найбільш виражений в температурному режимі $0,2 \dots 0,45 T_{\text{пл}}$ (де $T_{\text{пл}}$ – температура плавлення матеріалу). У цьому температурному режимі величина деформації, пов'язаної з радіаційною повзучістю, може бути на порядки більшою, ніж при термічній повзучості [36].

Згідно з існуючими розрахунковими даними [37] температура оболонки ПС ПЕЛ СУЗ реактора ВВЕР-1000 не перевищує 336 °С із зовнішньої сторони та 348 °С – з внутрішньої сторони в місці контакту з поглиначем, який може мати в середині свого об'єму максимальну температуру до 530 °С. У випадку надставки АРК СУЗ реактора ВВЕР-440, яка охолоджується теплоносієм як із зовнішньої, так і з внутрішньої сторони, температура матеріалу конструкції не повинна суттєво перевищувати температуру теплоносія 325 °С. На рис. 11 порівнюється залежна від температури поведінка радіаційної повзучості та звичайної термічної повзучості аустенітної нержавкої сталі [38]. Радіаційна повзучість вирізняється відносно слабкою залежністю від температури та прогресивним зростанням деформації зі збільшенням рівня пошкодженості при даній температурі [39].

Розроблені відповідні моделі радіаційної повзучості для сталі 08Х18Н10Т [35]:

$$\frac{d\epsilon^{cr}}{dt} = \left(B_0 \frac{dD}{dt} + \omega \frac{dS}{dt} \right) \sigma_{eq}, \quad (3)$$

де $B_0 = 1 \cdot 10^{-6} (\text{МПа} \cdot \text{зна})^{-1}$, $\omega = 2,95 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}$.

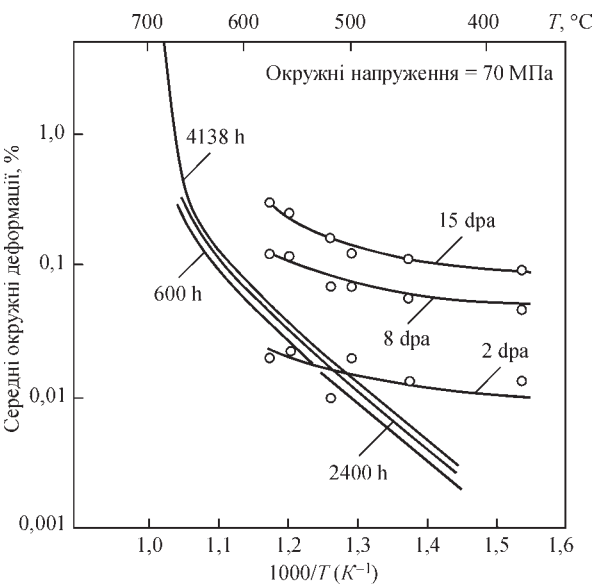


Рис.11. Порівняння термічної повзучості (суцільні лінії) та радіаційної повзучості (точки) сталі Туре 316 [38]

Радіаційна стійкість нейтронно-поглинаючих матеріалів. Опромінення нейтронами призводить до двох потенційно небезпечних явищ у поглинаючих матеріалах, які можуть вплинути на термін служби ПС: зміни ізотопного складу та розпухання поглинаючого елементу. Зміни ізотопного складу можуть призвести як до зниження ефективності поглинання нейтронів, так і до утворення газоподібного гелію. У ПС ПЕЛ СУЗ, що зараз експлуатуються на українських АЕС у якості матеріалу, що поглинає нейтрони, використовується комбінація віброуцільненого титанату диспрозію та карбиду бору. Титанат диспрозію вирізняється відсутністю газоподібних продуктів поділу. Крім того, протягом трьох років експлуатації в активній зоні ефективність поглинання нейтронів титанату диспрозію в нижній, найбільш навантаженій частині стрижнів, зменшується лише на ~5 % (рис. 12) [13].

Вигорання ізоотопу ^{10}B , який входить до складу карбиду бору, призводить до інтенсивнішого зниження ефективності поглинання нейтронів порівняно з титанатом диспрозію. Також до недоліків ^{10}B відноситься розпухання під впливом опромінення, утворення гелію при вигоранні та виділення газу під оболонкою ПС. Згідно з наявними даними [13], робота регулюючих стрижнів до максимального вигорання ^{10}B менше за ~30 % супроводжується незначним виходом газоподібного гелію, що призводить до збільшення тиску під оболонкою до 0,5...1,0 МПа. Для найбільшого вигорання ^{10}B , яке становить 53,2 %, вихід гелію створює тиск під оболонкою в діапазоні ~2,0...2,5 МПа (рис. 13). При подальшому вигоранні, наприклад, до 72...77 %, при збереженні попередньої швидкості накопичення гелію тиск під оболонкою буде в діапазоні ~3,8...4,6 МПа.

Наразі розглядаються можливості продовження терміну експлуатації ПС ПЕЛ СУЗ реакторів типу ВВЕР-1000 шляхом оцінки їхнього залиш-

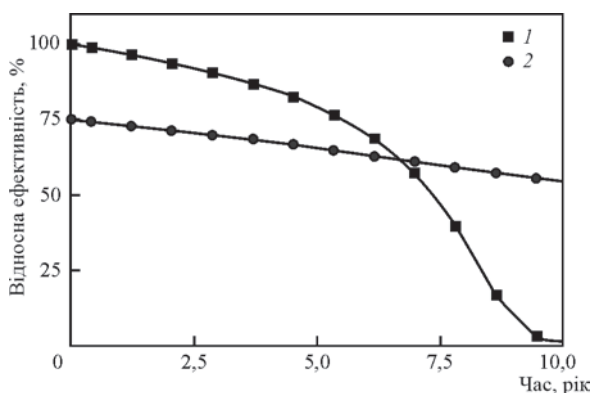


Рис. 12. Залежність відносної ефективності поглинання нейтронів карбідом бору (B_4C) (1) та титанатом диспрозію ($\text{Dy}_2\text{O}_3 \cdot \text{TiO}_2$) (2) від часу експозиції за однакових умов опромінення [13]

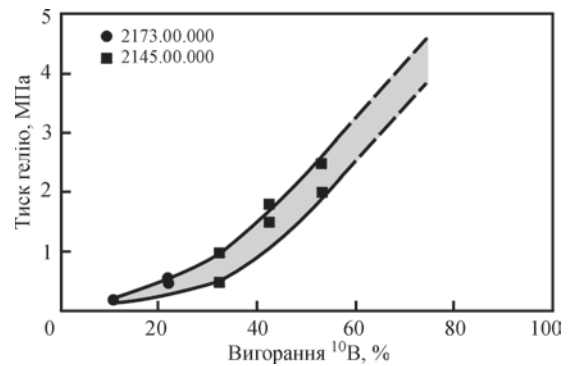


Рис. 13. Залежність внутрішнього тиску в оболонці ПЕЛ при 20 °C від максимального вигорання ізоотопу ^{10}B [13]

кового ресурсу із застосуванням підходу, що враховує фактичне положення ПС протягом усіх паливних циклів експлуатації. На основі розрахунків [17], виконаних із урахуванням графіка зміни положення ПЕЛ СУЗ групи АР і потужності одного з енергоблоків протягом паливного завантаження, показано, що запропонований підхід дозволяє продовжити ресурс більшості ПС СУЗ з 3 до 5 років для елементів групи АР та з 7 до 15 років для елементів групи АЗ.

Методи оцінки міцності, надійності та ресурсу поглинаючих елементів СУЗ елементів атомних реакторів. При обґрунтуванні продовження термінів безпечної експлуатації елементів обладнання АЕС, у тому числі, ПС СУЗ енергетичних реакторів ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 необхідно проводити комплекс розрахунків на міцність при різних режимах випробувань, нормальних умов експлуатації, порушень цих умов і аварійних ситуацій. З метою зниження консервативності розрахунків на міцність, регламентованих діючими стандартами, допускається проведення поглиблених досліджень із застосуванням нових моделей фізичних процесів, що відбуваються при експлуатації ядерних реакторів, нових результатів досліджень і сучасних критеріїв і методів розрахунків. Розвиваються методи теплогідрравлічних і нейтронно-фізичних розрахунків, що дозволяє отримувати точніші дані стосовно розподілів температури та флюенсу нейтронів у конструкційних елементах реакторів при різних сценаріях їхньої роботи. Відповідно нові дані дозволяють проводити уточнені розрахункові оцінки напружено-деформованого стану та міцності конструкційних елементів із урахуванням таких фізичних явищ, як радіаційне окрихнення та розпухання матеріалу. Також сучасні розрахункові підходи дозволяють отримувати досить достовірну інформацію стосовно розподілу механічних властивостей матеріалу, залишкових напружень і пластичних деформацій у зоні зварних з'єднань і наплавлень, що пов'язано з урахуванням техноло-

гічної спадковості виготовлення елементів обладнання АЕС.

Регламентовані розрахунки міцності елементів обладнання АЕС. Згідно з діючими стандартами при виконанні розрахункових обґрунтувань міцності, надійності та ресурсу елементів обладнання АЕС проводяться наступні розрахунки [1, 3, 8] з урахуванням виконаних теплогідралічних і нейтронно-фізичних аналізів, а також механічних характеристик матеріалів після впливу нейтронного опромінення:

- розрахунок статичної міцності для режимів ГВ, НУЕ;
- розрахунок сейсмічної міцності (режиму МРЗ і комбінація режимів НУЕ + МРЗ);
- розрахунки на міцність з урахуванням теплогідралічних змін у режимі аварійного захисту (режим АС) і комбінація режимів НУЕ + АС, НУЕ + АС + МРЗ;
- розрахунок на циклічну міцність;
- розрахунок на віброміцність;
- розрахунок на опір крихкому руйнуванню;
- розрахунок на тривалу циклічну міцність;
- розрахунок на прогресуючу формозміну.

У рамках виконання обґрунтування механічної міцності конструкцій зварних елементів СУЗ енергоблоків ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 має бути підтверджено, що виконання функціональних вимог забезпечується конструктивним виконанням її елементів, здатних зберігати свою цілісність і геометричні характеристики під дією проектних навантажень і умов експлуатації в активній зоні в інтервалі проектного часу. Кількісною характеристикою надійності відповідальних елементів енергетичного обладнання, яка визначається під час експертизи їхнього стану, є рівень механічних напружень, що формується на різних етапах експлуатації. Для випадку оболонкових елементів розподіл напружень у перерізі конструкції визначається взаємодією зварювальних напружень із зовнішніми навантаженнями та температурним впливом. Тому для прогнозування полів напружень необхідно врахувати як технологічний аспект монтажного зварювання, тобто кінетику термодетформованого стану матеріалу конструкції під дією локального джерела нагрівання аж до повного охолодження та настання залишкового стану після зварювання, так і подальшого експлуатаційного навантаження.

Стосовно вибору методів визначення залишкових (нерелаксованих) напружень у зварних з'єднаннях слід зазначити деякі характерні особливості такого визначення:

– високий градієнт зміни напружень, що вимагає відповідної бази вимірювань або розмірів скінченних елементів при чисельному моделюванні;

– об'ємність напруженого стану, особливо у глибинних шарах, коли три основних компоненти напружень досить співмірні за величиною, а їхній напрямок далеко не завжди передбачуваний.

Зазначені особливості створюють суттєві обмеження для застосування найбільш прийнятних неруйнівних методів [40] вимірювання залишкових напружень (ультразвуковий, рентгенівський та електромагнітні методи). Для цих методів прийнятні результати можна отримувати тільки на доступних поверхнях (з урахуванням відповідного мікроструктурного тарування), проте їхнє застосування для глибинних шарів є неприйнятним. Виняток становить метод нейтронної дифракції [41], проте його застосування вимагає дуже коштовного обладнання, тому він використовується, головним чином, в окремих лабораторіях США, Канади, Європи та Японії.

Слід звернути увагу, що для вимірювання напружень у поверхневих шарах великих виробів значну конкуренцію зазначеним вище неруйнівним методам становлять так звані напівруйнівні методи, засновані на відомому методі Матара [42]. Удосконалення методів вимірювання пружних деформацій після свердління отвору, наприклад за допомогою голографічної інтерферометрії, з одного боку, і зниження наклепу при свердлінні невеликих отворів, з іншого, вдихнули нове життя в цей метод при вимірюванні залишкових напружень у поверхневому шарі різних виробів [43].

У зв'язку з розвитком обчислювальної техніки та засад термомеханіки зварювання [44] широке розповсюдження при визначенні залишкових напружень у зварних конструкціях отримали розрахункові методи, що базуються на математичному моделюванні кінетики розвитку температурних полів і пружно-пластичних деформацій у процесі зварювання та подальшої термообробки зварних з'єднань із урахуванням зміни мікроструктури та механічних властивостей у процесі нагрівання та охолодження. Тому раціональним є використання методів математичного моделювання та комп'ютерного моделювання відповідних технологічних процесів на основі мультифізичних математичних моделей та скінченно-елементних засобів їхньої чисельної реалізації.

Задача чисельного прогнозування кінетики температурного поля та розвитку пружно-пластичних деформацій може розглядатись у рамках постановки крайової задачі нестационарної термопластичності. Так, кінетика температурного поля визначається

шляхом чисельного розв'язання нестационарного рівняння теплопровідності, а саме :

$$c\rho(r,\beta,z,T)\frac{\partial T(r,\beta,z)}{\partial \tau} = \nabla[\lambda(r,\beta,z,T)\nabla T(r,\beta,z)], \quad (4)$$

де λ , $c\rho$ – теплопровідність і об'ємна теплоємність матеріалу конструкції відповідно в даній точці як функції від просторових координат у циліндричній системі координат (r, β, z) і температури.

Джерелом тепла є нормально розподілений поверхневий потік від зварювальної дуги в області монтажного з'єднання. Дисипація тепла через поверхню при зварюванні відбувається відповідно до закону Ньютона-Ріхмана (конвективна тепловіддача) і Стефана-Больцмана (інфрачервоне випромінювання) та описується відповідними потоками тепла. Таким чином, граничні умови щодо сформульованої задачі (4) наступні:

$$-\lambda(T)\frac{\partial T}{\partial n} = -q_w + \alpha_T(T - T_C) + \varepsilon\sigma_{SB} \cdot (T^4 - T_C^4), \quad (5)$$

де n – нормаль до поверхні; α_T – коефіцієнт тепловіддачі; T – температура матеріалу; T_C – температура навколишнього середовища; ε – ступінь чорноти матеріалу; σ_{SB} – константа Стефана-Больцмана; q_w – потік енергії зварювального нагрівання.

Математичний розгляд об'єднаної задачі кінетики температурного поля та розвитку НДС базується на скінченно-елементному описі з використанням об'ємних скінченних елементів (СЕ). У межах об'єму СЕ розподіли температур, напружень і деформацій приймаються однорідними, а приріст тензора деформацій може бути представлено у відповідності до наступного виразу [44]:

$$d\varepsilon_{ij} = d\varepsilon_{ij}^e + d\varepsilon_{ij}^p + \delta_{ij}d\varepsilon_T, \quad (6)$$

де $d\varepsilon_{ij}^e, d\varepsilon_{ij}^p, \delta_{ij}d\varepsilon_T$ – компоненти приросту тензора деформацій, обумовлених пружним механізмом деформування, деформаціями миттєвої пластичності та кінетикою неоднорідного температурного поля, відповідно, δ_{ij} – одиничний тензор.

Тензори механічних напружень s_{ij} і пружних деформацій $d\varepsilon_{ij}^e$ пов'язані між собою узагальненим законом Гука, тобто [2]:

$$\varepsilon_{ij}^e = \frac{\sigma_{ij} - \delta_{ij}\sigma}{2G} + \delta_{ij}(K\sigma + \varphi), \quad (7)$$

де σ – середнє значення нормальних компонентів тензора напружень σ_{ij} , тобто $\sigma = \frac{(\sigma_{\beta\beta} + \sigma_{zz} + \sigma_{rr})}{3}$,

$K = \frac{1-2\nu}{E}$ – модуль об'ємного стиску, φ – функція вільної об'ємної зміни, пов'язаної з нагрівом, структурними перетвореннями тощо, у простішому випадку $\varphi = \alpha(T - T_0)$, α – коефіцієнт темпера-

турного розширення, T_0 – початкова температура матеріалу.

Пошук рішення проводиться ітераційним шляхом на кожному кроці чисельного простежування в рамках крайової задачі нестационарної термопластичності, що дозволяє розв'язати нелінійність за пластичним плином.

Таким чином, чисельне розв'язання задачі нестационарної термопластичності дозволяє отримувати вичерпні дані щодо кінетики температурних полів і НДС у відповідальних конструкціях при зварюванні, а також враховувати залишковий НДС при оцінці впливу експлуатаційних впливів на їх надійність. Але наступною задачею є інтерпретація цих розрахункових результатів з точки зору виконання критеріїв міцності. Одним із таких методів є метод постульованих дефектів, який передбачає розгляд припустимості невеликих тріщиноподібних дефектів у кожному вузлі скінченно-елементного розбиття з наступним використанням критеріїв припустимості в рамках використання підходів механіки руйнування.

Одним із широко використовуваних критеріїв допустимості тріщиноподібних дефектів є процедура R6 [45], яка базується на двопараметричній діаграмі крихко-в'язкого руйнування тіла з тріщиною (рис. 14).

Якщо стан конструкції описується точкою, що лежить в області, обмеженій осями та граничною кривою, дефект припустимий; якщо – на кривій чи над нею, дефект неприпустимий. Граничне значення $L_r = L_{rmax}$, яке дозволяє уникнути оцінки в області локальної пластичної нестійкості, може бути визначено значеннями, наведеними на рис. 14.

Співвідношення для розрахунку залишкового коефіцієнта запасу міцності n зварного з'єднання, який є типовою кількісною характеристикою на-

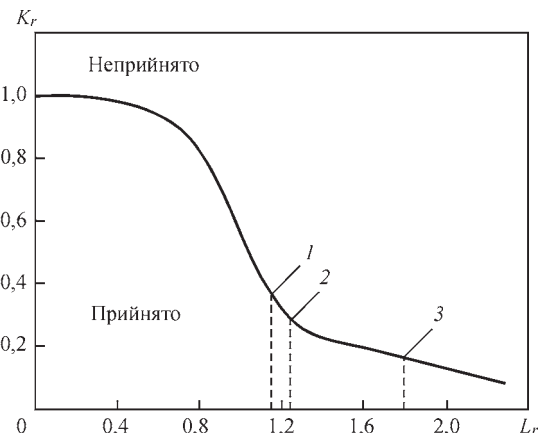


Рис. 14. Двопараметрична діаграма оцінки схильності до крихко-в'язкого руйнування конструкції з тріщиноподібним дефектом [45]: 1 – межа при 1,15 (низьколеговані сталі та зварні з'єднання); 2 – межа при 1,25 (низьковуглецеві сталі та аустенітні зварні з'єднання); 3 – межа при 1,8 (аустенітні сталі)

дійності, може бути сформульовано у вигляді [2, 46]:

$$nK_r(L_r) = \begin{cases} \left[1 - 0,14(n \cdot L_r)^2\right] \left\{0,3 + 0,7 \exp\left[-0,65(nL_r)^6\right]\right\}, & \text{якщо } nL_r \leq L_{r\max} \\ 0, & \text{якщо } nL_r > L_{r\max}. \end{cases} \quad (8)$$

$$K_r = \frac{K_I}{K_{IC}}, \quad L_r = \frac{\sigma_{ref}}{\sigma_T},$$

де K_I – коефіцієнт інтенсивності напружень, K_{IC} – критичне значення K_I , σ_{ref} – реферативні напруження, σ_T – границя текучості.

Розрахунок розподілу коефіцієнта запасу міцності у перерізі конструкції дозволяє оцінити її крихку міцність залежно від параметрів зварювального процесу та умов зовнішнього силового навантаження. Одним із ключових аспектів коректної реалізації даного алгоритму є вибір величини постульованого дефекту. З одного боку, лінійні розміри тріщини не повинні перевищувати роздільної здатності інструментальних засобів дефектоскопії, а з іншого боку, бути досить великими для виявлення схильності конструкції до крихкого руйнування, що може бути визначено варіюванням розмірів дефектів, що постулюються.

Питання зростання розмірів тріщиноподібних дефектів нині досить добре висвітлені в сучасній літературі [2, 47]. Тут в основному розрізняють три характерні механізми зростання: втомний, корозійний та повзучість. Перший пов'язаний зі змінними навантаженнями, а два інших можуть виявлятися й при статичному навантаженні. Для розглянутого устаткування атомної енергетики роль повзучості є невеликою при експлуатаційних температурних умовах роботи, проте втома та корозія є досить впливовими факторами в безпеці експлуатації.

У рекомендаціях Міжнародного інституту зварювання [48] при прогнозуванні кінетики зростання втомних тріщин нормального відриву в зоні зварного з'єднання пропонується залежність:

$$\frac{da}{dN} = \frac{C_0 \Delta K_I^m}{1 - R - \frac{\Delta K_I}{K_C}} \quad \text{при } \Delta K_I > \Delta K_{th}(R);$$

$$\frac{da}{dN} = 0 \quad \text{при } \Delta K_I < \Delta K_{th}(R);$$

де константи C_0 , m , K_C – характеристики матеріалу; $\Delta K_I = K_I^{\max} - K_I^{\min}$ від зовнішніх навантажень, тобто не залежить від залишкових напружень σ_{ij}^{res} ; коефіцієнт асиметрії циклу навантаження

$$R = \frac{K_I^{\min} + K_I^{res}}{K_I^{\max} + K_I^{res}}; \quad \text{граничне значення } \Delta K_{th}(R)$$

визначається залежністю:

$$\Delta K_{th}(R) = 190 - 144R, \quad \text{але не нижче за } 62 \text{ МПа} \cdot \text{мм}^{1/2} \quad (10)$$

З урахуванням залежності R від K_I^{res} неважко отримати при $\Delta K_I > \Delta K_{th}(R)$:

$$\frac{da}{dN} = \frac{C_0 \Delta K_I^{m+1}}{\left(K_I^{\max} + K_I^{res}\right) \left(1 - \frac{K_I^{\max} + K_I^{res}}{K_C}\right)} \quad (11)$$

Видно, що при $m > 1$ збільшення K_I^{res} (особливо, коли $K_I^{\max} + K_I^{res} \rightarrow K_C$) може помітно інтенсифікувати зростання втомних тріщин.

Для корозійних тріщин роль нерелаксованих залишкових напружень є рівноправною з такою для напружень від зовнішнього навантаження. Експериментальні дані [49] показують, що швидкість зростання таких тріщин залежить від величини коефіцієнта інтенсивності сумарних напружень, тобто для низки випадків доданок K_I^{res} у сумарній величині K_I може бути значним.

Критерії цілісності та роботоздатності зварних з'єднань ПС СУЗ і АРК СУЗ. При проведенні розрахункового обґрунтування міцності зварних конструкцій елементів СУЗ необхідно розглядати кожне зварне з'єднання з точки зору забезпечення його роботоздатності при продовженні експлуатації зі збереженням попередніх умов експлуатації з урахуванням залишкових напружень і можливих несучільностей, а також забезпечення цілісності при динамічних навантаженнях (скиданнях, транспортних, сейсмічних навантаженнях) і максимальній деградації механічних характеристик матеріалу під дією радіаційного опромінення.

Проектним критерієм цілісності зварних з'єднань ПС СУЗ ВВЕР-1000 в інтервалі проектного та продовженого терміну експлуатації приймається умова, що максимальний флюенс (накопичена доза) швидких нейтронів ($E > 0,1$ МеВ), що дорівнює $3,4 \cdot 10^{22}$ н/см², який досягається на зварному з'єднанні конуса з оболонкою ПС, виготовленої зі сплаву 42ХНМ, є проектною граничною величиною. З метою визначення, що накопичений та прогнозований флюенс не перевищує проектної граничної величини флюенсу для проектних режимів експлуатації ПС СУЗ, виконується розрахунковий нейтронно-фізичний аналіз величини флюенсу швидких нейтронів на поверхні з'єднання «конус–оболонка ПС». Для додаткового врахування впливу залишкового НДС в області монтажних зварних з'єднань,

у тому числі для аналізу взаємодії залишкових та експлуатаційних напружень, доцільно використувати скінченно-елементне моделювання технологічного процесу зварювання [2, 50] із наступним аналізом крихкої міцності на основі методу постульованих дефектів, приклад яких описаний вище.

Для розрахункової оцінки крихкої міцності зварних з'єднань ПС СУЗ у процесі довгострокової експлуатації і при різних сценаріях порушення проєктних умов експлуатації необхідно враховувати зниження значення в'язкості руйнування K_{IC} під дією нейтронного опромінення.

При виконанні розрахункових обґрунтувань міцності, надійності та роботоздатності надставки АРК енергоблоку ВВЕР-440 повинно бути підтверджено, що виконання функціональних вимог забезпечується конструктивним виконанням її елементів, у тому числі зварних з'єднань, здатних зберігати свою цілісність і геометричні характеристики під дією проєктних навантажень та умов експлуатації в активній зоні реактора в інтервалі проєктного часу.

Для розрахункової оцінки крихкої міцності зварних з'єднань надставки АРК у процесі довгострокової експлуатації можливо також урахування зниження значення K_{IC} під дією нейтронного опромінення через відповідні значення J_c [14].

Висновки

Регламентовані методи прогнозування граничного стану та оцінювання ресурсу безпечної експлуатації конструкційних елементів ПС ПЕЛ СУЗ реакторів ВВЕР-1000 і надставок АРК СУЗ реакторів ВВЕР-440 залишаються недостатньо розвиненими та вирізняються високим рівнем консервативності. Це обмежує можливість науково обґрунтованого продовження відносно короткого терміну їхньої безпечної експлуатації, закладеного на етапі проєктування ядерних енергетичних установок. Зокрема це стосується задач експертизи стану зварних з'єднань, які мають суттєвий вплив на показники надійності та роботоздатності ПС ПЕЛ СУЗ і надставок АРК СУЗ.

Показано, що поряд із деградацією нейтронопоглинальних властивостей матеріалів під впливом опромінення, довговічність і цілісність зварних конструкцій СУЗ визначаються сукупною дією складних експлуатаційних факторів, зокрема температурно-радіаційного впливу, корозійних процесів, накопичення пошкоджень, а також втомного навантаження при змінних режимах роботи. Додатковим чинником, який часто залишається поза увагою при оцінюванні ресурсу, є просторово неоднорідний розподіл залишкових напружень

у зонах монтажних зварних з'єднань, що може суттєво впливати на локальні умови міцності та ініціацію пошкоджень.

Актуальним є проведення комплексних досліджень закономірностей деградації матеріалів та еволюції напружено-деформованого стану зварних конструкцій ПС ПЕЛ СУЗ ВВЕР-1000 і надставок АРК ВВЕР-440 за різних режимів експлуатації, випробувань і потенційних аварійних сценаріїв. Такі дослідження мають базуватися на сучасних підходах механіки пружно-пластичного суцільного середовища, механіки руйнування та радіаційного матеріалознавства з урахуванням сумісного впливу зовнішніх навантажень і залишкових напружень у зонах зварних з'єднань. Результати таких досліджень забезпечать науково обґрунтовану оцінку роботоздатності, надійності та залишкового ресурсу ПЕЛ СУЗ енергоблоків ВВЕР-1000 і надставок АРК ВВЕР-440 дадуть можливості для обґрунтування продовження ресурсу конструкцій поглинаючих елементів СУЗ або для удосконалення існуючих конструкцій для підвищення їхньої довговічності та надійності, що має ключове значення для підвищення рівня безпеки експлуатації ядерних енергетичних установок і зміцнення науково-технічної бази атомної енергетики України.

Список літератури/References

- (1989) ПНАЭ Г-7-002-86. *Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок*. М., Энергоатомиздат.
- (1989) PNAE G-7 *Codes for Strength Analysis of Nuclear Power Plant Equipment and Piping*. Moscow, Energoatomizdat [in Russian].
- Махненко В.І. (2006) *Ресурс безопасной эксплуатации сварных соединений и узлов современных конструкций*. Киев, Наукова думка.
- Makhnenko, V.I. (2006) *Safe service life of welded joints and assemblies of modern structures*. Kyiv, Naukova Dumka [in Russian].
- Шугайло О., Банько С., Брик Д. та ін. (2023) *Забезпечення працездатності елементів і конструкцій АЕС у період проєктної та довгострокової експлуатації (аналітичні дослідження та досвід експлуатації)*. Під ред. О. Шугайла. Київ, ДНТЦ ЯРБ. DOI: <https://doi.org/10.32918/978966-2544-81-7>
- Shugailo, O., Banko, S., Brik, D. et al. (2023) *Ensuring the operability of NPP components and structures during design and long-term operation (analytical studies and operational experience)*. Ed. by O. Shugailo. Kyiv, DNTTs YaRB [in Ukrainian]. DOI: <https://doi.org/10.32918/978966-2544-81-7>
- Харченко В.В., Чирков А.Ю., Кобельский С.В., Кравченко В.І. (2018) *Методы расчетного анализа в задачах прочности элементов оборудования реакторных установок ВВЭР*. Ин-т проблем прочности им. Г.С. Писаренко НАН Украины, Киев.
- Kharchenko, V.V., Chirkov, A.Yu., Kobelskyi, S.V., Kravchenko, V.I. (2018) *Calculation analysis methods in problems of strength of equipment elements of WWER reactor installations*. IPS, Kyiv, Ukraine [in Russian].
- Torop, V.M. (1998) Scientific and technical section: Monitoring of strength as a necessary condition of safe operation of the equipment of nuclear power plants. Pt. 1. Methodology and realization. *Strength of Mater.*, 30(2), 107–113. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF02811275>

6. Dewes, P., Roppelt, A. (2000) The role of cladding material for performance of LWR control assemblies. In: *Experience, performance and perspectives. Technical committee meeting on control assembly materials for water reactors*, 215–227.
7. Afanasiev, A. (2000) Experience of CR and RCCA operation in Ukrainian WWER-1000: Aspects of reliability, safety and economic efficiency. In: *Experience, performance and perspectives. Technical committee meeting on control assembly materials for water reactors*, 77–89.
8. Makarenko, A., Chaikovskiy, M., Mazurok, O., Zuyok, V., Mykhaylenko, O. (2024) Calculation analysis of VVER-1000 RCCA elements to justify lifetime extension. *Nuclear and Radiation Safety*, 3(103), 26–35. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2024.3\(103\).03](https://doi.org/10.32918/nrs.2024.3(103).03)
9. Chopra O.K. (2010) *Degradation of LWR core internal materials due to neutron irradiation*. NUREG/CR-7027. ANL-10/11.
10. Zuyok, V.A., Tretyakov, M.V., Rud, R.O. (2023) Corrosion resistance of the produced by Ukrainian enterprises main structural materials for the primary circuit of pressurized water reactors to substantiate its application and further licensing. *Chemical Technologies for Reconstructing Ukraine in the War and Post-War Periods*, 92–116. DOI: <https://doi.org/10.30525/978-9934-26-329-3-6>
11. Risovanyi, V., Khudyakov, A., Ostrovsky, Z. (1998) Properties and structure of control rod dummies claddings made of EP-630U alloy and 08Cr18Ni10Ti steel after reactor irradiation. *Proc. of SSC RF RIAR*, 4, 81–90.
12. Чирков О.Ю. (2020) *Радіаційна повзучість у задачах механіки напруженого деформування матеріалів та елементів конструкцій*. Інститут проблем міцності ім. Г.С. Писаренка НАН України, Київ.
Chyrkov, O.Yu. (2020) *Radiation creep in problems of mechanics of stress deformation of materials and structure elements*. IPS, Kyiv, Ukraine [in Ukrainian].
13. Zuyok, V., Mazurok, O., Godun, O. et al. (2025) Justification of RCCAs lifetime extension at operating Ukrainian NPPs. Summary calculations. *Nuclear Engineering and Design*, 437, 114008. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.114008>
14. (2013) *Guidelines for Integrity and Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER Nuclear Power Plants (VERLIFE)*. Vienna, Int. At. Energy Agency.
15. Махненко О.В., Кандаля С.М. (2022) Вплив залишкових технологічних напружень на опір крихкому руйнуванню вигородки реактора ВВЕР-1000 в умовах аварійної ситуації. *Технічна діагностика та неруйнівний контроль*, 4, 12–16. DOI: <https://doi.org/10.37434/tdnk2022.04.02>
Makhnenko, O.V., Kandala, S.M. (2022) Influence of residual process stresses on brittle fracture resistance of WWER-1000 reactor baffle in case of an emergency. *Technical Diagnostics and Non-Destructive Testing*, 4, 12–16 [in Ukrainian]. DOI: <https://doi.org/10.37434/tdnk2022.04.02>
16. Kennard, M.W., Harbottle, J.E. (2000) LWR control assembly designs: A historical perspective. Experience, performance and perspectives. In: *Technical committee meeting on control assembly materials for water reactors*, 7–31.
17. Zuyok, V., Mazurok, O., Godun, O., Chaikovskiy, M., Tretyakov, M. (2024) Materials science analysis of RCCA structural materials and calculations for lifetime extension. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(101), 38–48. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2024.1\(101\).04](https://doi.org/10.32918/nrs.2024.1(101).04)
18. НП 306.2.141-2008. *Загальні положення безпеки атомних станцій*.
NP 306.2.141-2008. *General Safety Provisions for Nuclear Power Plants* [in Ukrainian].
19. НП 306.2.208-2016. *Вимоги до сейсмостійкого проектування та оцінки сейсмічної безпеки енергоблоків атомних станцій*.
NP 306.2.208-2016. *Requirements for seismic design and seismic safety assessment of nuclear power plant units* [in Ukrainian].
20. Paydar, A.Z., Balgehshiri, S.K.M., Zohuri, B. (2023) *Advanced reactor concepts (ARC)*. Elsevier.
21. Kushtym, A.V., Zigunov, V.V., Grytsyna, V.M. et al. (2023) Characteristics of weld joints in absorbing rods made of 42CrNiMo alloy for VVER-1000 RCCA. *Nuclear and Radiation Safety*, 4(100), 38–48. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2023.4\(100\).04](https://doi.org/10.32918/nrs.2023.4(100).04)
22. ДСТУ ISO 5817:2016. *Зварювання. Зварні шви під час зварювання плавленням сталі, нікелю, титану та інших сплавів (крім променевого зварювання). Рівні якості в залежності від дефектів*.
DSTU ISO 5817:2016. *Welding. Fusion-welded joints in steel, nickel, titanium and their alloys (beam welding excluded). Quality levels for imperfections* [in Ukrainian].
23. ТУ У 25.3-26444970-015:2020/12-1-060.00.00 ТС. *ВВЕР-1000. Поглинаючі стрижні. Технічні умови*.
TU U 25.3-26444970-015:2020/12-1-060.00.00 TS. *WWER-1000. Absorber rods. Technical specifications* [in Ukrainian].
24. ДСТУ EN 10088-1:2019. *Сталі нержавкві. Ч. 1. Перелік нержавквих сталей (EN 10088-1:2014, IDT)*.
DSTU EN 10088-1:2019. *Stainless steels. Pt. 1. List of stainless steels (EN 10088-1:2014, IDT)* [in Ukrainian].
25. Балицький О.І., Махненко О.В., Балицький О.О. та ін. (2005) *Механіка руйнування та міцність матеріалів: довідн. посіб. За заг. ред. В.В. Панасюка. Т. 8. Міцність матеріалів і довговічність елементів конструкцій АЕС*. Київ, Академперіодика.
Balytskyi, O.I., Makhnenko, O.V., Balytskyi, O.O. et al. (2005) *Fracture Mechanics and Strength of Materials: Reference Guide*. Ed. by V.V. Panasiuk. Vol. 8: *Strength of Materials and Durability of NPP Structural Components*. Kyiv, Akademperiodyka [in Ukrainian].
26. ТУ У 25.3-26444970-022:2022. *Надставка АРК. Технічні умови*.
TU U 25.3-26444970-022:2022. *ARK Extension Unit. Technical Specifications* [in Ukrainian].
27. Вотинов С.Н., Максимкин О.П. (2002) К вопросу о роли энергии дефекта упаковки в изменении структуры и свойств металлов и сплавов в результате радиационного и термического воздействия. *Вопросы атомной науки и техники*, 3, 23–30.
Votinov, S.N., Maksymkin, O.P. (2002) On the question of the role of the energy of the packing defect in the change in the structure and properties of metals and alloys as a result of radiation and thermal exposure. *Questions of Atomic Science and Technology*, 3, 23–30 [in Russian].
28. Сорокин А.А., Марголин Б.З., Курсевич И.П. и др. (2011) Влияние нейтронного облучения на механические свойства материалов внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР. *Вопросы материаловедения*, 2(66), 131–151.
Sorokin, A.A., Margolin, B.Z., Kursevych, I.P. et al. (2011) Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of materials of WWER-type reactor cores. *Questions of materials Science*, 2(66), 131–151 [in Russian].
29. Smirnov, V.I., Margolin, B.Z., Lapin, A.N., Kokhonov, V.I., Sorokin, A.A. (2012) Neutron irradiation effect on the fracture toughness of 18Cr10NiTi steel and metal of its welds. *Inorganic Mater.: Appl. Res.*, 3, 534–545. DOI: <https://doi.org/10.1134/S2075113312060093>
30. Mills, W.J. (1987) Fracture toughness of two Ni-Fe-Cr alloys. *Eng. Fract. Mech.*, 26(2), 223–238.
31. Похмурський В., Гнип І., Личковський Е. (2001) Матеріалознавчі аспекти надійності обладнання блоків АЕС. *Праці НТШ*, 6, 22–42.
Pokhmurskyi, V., Hnyp, I., Lychkovskiy, E. (2001) Materials science aspects of the reliability of NPP unit equipment. *Proc. of the Shevchenko Scientific Society*, 6, 22–42 [in Ukrainian].
32. Тимофеев Б.Т., Базарас Ж.Л. (2007) Малоцикловая усталость сварных соединений стали 08X18Ni10T. *Фізико-хімічна механіка матеріалів*, 1, 104–109.
Timofeev, B.T., Bazaras, Zh.L. (2007) Low-cycle fatigue of welded joints of 08Kh18Ni10T steel. *Physicochemical Mechanics of Materials*, 1, 104–109 [in Russian].
33. Красноруцкий В.С., Петельгузов И.А., Грицина В.М. и др. (2010) Исследование влияния ВХР на коррозионные процессы на материалах активной зоны реакторов ВВЭР. *Вопросы атомной науки и техники*, 5, 58–66.
Krasnorutsky, V.S., Petelguzov, I.A., Hritsina, V.M. et al. (2010) Investigation of the influence of VCR on corrosion processes in materials of the active zone of WWER reactors. *Questions of Atomic Science and Technology*, 5, 58–66 [in Russian].
34. Karpyuk, L.A., Savchenko, A.M., Leontyeva-Smirnova, M.V. et al. (2020) Steel cladding for WWER fuel pins in the context of accident-tolerant fuel. *Prospects. Atomic Energy*, 128, 218–222. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00679-3>
35. (2013) *Guidelines for integrity and lifetime assessment of components and piping in WWER nuclear power plants*

- (*VERLIFE*). Annex G to Appendix C. Swelling of RVI Materials, 63–64.
36. Margolin, B.Z., Murashova, A.I., Neustroev, V.S. (2012) Analysis of the influence of type of stress state on radiation swelling and radiation creep of austenitic steels. *Strength Mater.*, 44(3), 227–240. DOI: <https://doi.org/10.1007/s11223-012-9376-3>
 37. Zuyok, V., Gann, V.V., Zigunov, V.V. et al. (2024) Cooling of control rods and specification of critical temperatures to justify safe operation. In: *Problems of Atomic Sci. and Technol.*, 40–48. DOI: <https://doi.org/10.46813/2024-152-040>
 38. Garner, F.A. (2012) Radiation damage in austenitic steels. *Comprehensive Nuclear Mater.*, 4, 33–95. DOI: <https://doi.org/10.1016/b978-0-08-056033-5.00065-3>
 39. Zinkle, S.J., Tanigawa, H., Wirth, B.D. (2019) Radiation and thermomechanical degradation effects in reactor structural alloys. In: *Structural Alloys for Nuclear Energy Applications*, 163–210. DOI: <https://doi.org/10.1016/b978-0-12-397046-6.00005-8>
 40. Rossini, N.S., Dassisti, M., Benyounis, K.Y., Olabi, A.G. (2012) Methods of measuring residual stresses in components. *Materials & Design*, 35, 572–58. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.matdes.2011.08.022>
 41. ISO 21432:2019. *Non-destructive testing – Standard test method for determining residual stresses by neutron diffraction*.
 42. (2003) ASTM E837-01e1. Standard test method for determining residual stress by the hole drilling strain gauge method. In: *ASTM Standard Book*, 694–703.
 43. Лобанов Л.М., Пивторак В.А. (1990) Голографические методы исследования напряженно-деформированных состояний и контроля качества сварных конструкций. В кн.: *Проблемы сварки и специальной электрометаллургии*. Киев, Наукова думка, 47–51.
Lobanov, L.M., Pivtorak, V.A. (1990) Holographic methods of research of stress-deformed composites and quality control of welded structures. In: *Problems of welding and special electrometallurgy*. Kyiv, Naukova Dumka, 47–51 [in Russian].
 44. Ueda, J., Murakawa, H., Nakacho, K., Ma, N.X. (1995) Establishment of computational welding mechanics. *Trans. of JWRI*, 24(2), 73–86.
 45. Harrison, R.P., Loosemore, K., Milne, J., Dowling R. (1980) *Assessment of the integrity of structure containing defects*. Report R/H R6– Rev. 2 of Central Electricity Generating Board. Bekeley.
 46. Orynyak, I.V., Torop, V.M. (1991) Two-criterial evaluation of the limiting state of a cracked body under a nonsymmetric loading. *Strength Mater.*, 23(11), 1177–1184 DOI: <https://doi.org/10.1007/BF00780093>
 47. Дмитрах І.М., Тот Л., Білий О.Л. та ін. (2012) *Механіка руйнування та міцність матеріалів: довідн. посіб.* За заг. ред. В.В. Панасюка. Т. 13. Працездатність матеріалів і елементів конструкцій з гострокінцевими концентраторами напружень. Львів, Сполом.
 48. Dmytrakh, I.M., Tot, L., Bilyi, O.L. et al. (2012) *Fracture Mechanics and Strength of Materials: Refer. Manual*. Ed. by V.V. Panasyuk. Vol. 13: Serviceability of Materials and Structural Elements with Sharp-Notch Stress Concentrators. Lviv, Spolom [in Ukrainian].
 49. Hobbacher, A. (2002) *Recommendations for fatigue design of welded joints and components*. Doc. IIW XIII-1539 96 / XV-845-96.
 50. Horn, R.M., Kass, J.N., Rangantath, K. (1984) Evaluation of the growth and stability of stress corrosion cracking in sensitized austenitic pipings. *J. Pressure Vessel Technol.*, 106(2), 201–208. DOI: <https://doi.org/10.1115/1.3264329>
 51. Lobanov, L.M., Makhnenko, O.V., Milenin O.S. et al. (2025) Computer software for modeling a circumferential welded joint. *The Paton Welding J.*, 8, 55–67, DOI: <https://doi.org/10.37434/tpwj2025.08.06>

RELIABILITY ASSESSMENT OF WELDED STRUCTURES OF ABSORBING ELEMENTS OF CONTROL AND PROTECTION SYSTEMS OF WWER -1000 AND WWER -440 NUCLEAR REACTORS (Review)

O.S. Milenin, O.O. Makhnenko

E.O. Paton Electric Welding Institute of the NAS of Ukraine. 11 Kazymyr Malevych Str., 03150, Kyiv, Ukraine.

E-mail: asmilenin@ukr.net

To ensure the safety of nuclear power plants in Ukraine, a crucial role is played by the Control and Protection Systems (CPS) with absorber elements (AE) – the rod cluster control assembly (RCCA) of the WWER-1000 reactor and the extensions of the emergency control cassettes (ECC) of the WWER-440 reactor. The complexity of the operational impact on the AE, which are welded structures, necessitates an in-depth study of the physical and technological processes to ensure their structure integrity and reliability. Currently, the methods for predicting the limit state and service life of the AE elements in the CPS are insufficiently developed. This makes it impossible to extend the limited term of safe operation of these elements, which was assigned during the design of the nuclear power units. 50 Ref., 3 Tabl., 14 Fig.

Keywords: nuclear reactors, WWR-1000, WWER-440, control and protection system, absorber rods, emergency control cassette extensions, welded joints, term of safe operation

ORCID

O.S. Міленін – <https://orcid.org/0000-0002-9465-7710>, O.O. Махненко – <https://orcid.org/0000-0003-2319-2976>

КОНФЛІКТ ІНТЕРЕСІВ

Автори заявляють про відсутність конфлікту інтересів

АВТОР ДЛЯ ЛИСТУВАННЯ

O.S. Міленін

ІЕЗ ім. Є.О. Патона НАН України. 03150, м. Київ, вул. Казимира Малевича, 11.

E-mail: asmilenin@ukr.net

РЕКОМЕНДОВАНЕ ЦИТУВАННЯ

O.S. Міленін, O.O. Махненко (2026) Оцінка надійності зварних конструкцій поглинаючих елементів систем управління та захисту ядерних реакторів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 (Огляд). *Автоматичне зварювання*, 05, 45–59.

DOI: <https://doi.org/10.37434/as2026.05.06>

ГОЛОВНА СТОРІНКА ЖУРНАЛУ

<https://patonpublishinghouse.com/ukr/journals/as>

Отримано 21.05.2026

Отримано у переглянутому вигляді 31.07.2026

Підписано до друку 30.09.2026

Оприлюднено 20.10.2026