

**НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ
ІНСТИТУТ ЯДЕРНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ**

ТРИГУБЕНКО Олександр Вікторович



УДК 621.039.5

**ЕФЕКТ ЗНИЖЕННЯ УДАРНОЇ В'ЯЗКОСТІ МЕТАЛУ КОРПУСІВ
РЕАКТОРІВ ВВЕР В УМОВАХ ПОНАДПРОЕКТНОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ**

05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки

АВТОРЕФЕРАТ
дисертації на здобуття наукового ступеня
кандидата технічних наук

Київ – 2020

Дисертацією є рукопис.

Робота виконана у відділі радіаційного матеріалознавства Інституту ядерних досліджень Національної академії наук України

Науковий керівник: кандидат фізико-математичних наук
Ревка Володимир Миколайович,
завідувач відділу радіаційного матеріалознавства
Інституту ядерних досліджень НАН України

Офіційні опоненти: доктор технічних наук
Касаткін Олег Георгійович,
провідний науковий співробітник
Інституту електрозварювання
ім. Є.О. Патона НАН України

доктор фізико-математичних наук, професор
Котречко Сергій Олексійович,
завідувач відділу фізики міцності і руйнування сталей
Інституту металофізики
ім. Г.В. Курдюмова НАН України

Захист відбудеться 17 грудня 2020 р. о 14⁴⁵ годині на засіданні спеціалізованої вченої ради Д26.167.01 Інституту ядерних досліджень НАН України за адресою: 03028, м. Київ, проспект Науки, 47.

З дисертацією можна ознайомитись у бібліотеці Інституту ядерних досліджень НАН України, 03028, м. Київ, проспект Науки, 47.

Автореферат розісланий «16» листопада 2020 р.

Вчений секретар
спеціалізованої вченої ради
кандидат фізико-математичних наук



Хоменков В.П.

ЗАГАЛЬНА ХАРАКТЕРИСТИКА РОБОТИ

Обґрунтування вибору теми дослідження. Дослідження змін механічних властивостей, що відбуваються у металі корпусів реакторів (КР) з водою під тиском під дією нейтронного опромінювання та підвищеної температури, є задачею, над якою працюють дослідники багатьох країн світу. Численні експерименти та сучасні моделювання процесів пошкодження структури металу дають певне розуміння механізмів деградації сталі КР, однак все ще залишають багато прогалин, які не дозволяють надійно спрогнозувати поведінку металу при накопиченні значних доз радіаційного пошкодження. У дослідженнях переважно аналізуються базові характеристики, що визначаються під час експерименту, такі як границя текучості або критична температура крихкості. В цей же час питання, що стосуються зниження спротиву в'язкому руйнуванню матеріалів при ударних навантаженнях залишаються відкритими, в тому числі для повторно опромінених після відновлювального відпалу сталей. Аналіз впливу нейтронного опромінення на ці характеристики може поглибити рівень знань про механізми радіаційного пошкодження сталей КР ВВЕР і уточнити підходи до визначення швидкості процесів окрихчування, що важливо для розрахунку ресурсу КР, особливо при подовженні строку їх експлуатації на понадпроектний період.

Більшість опублікованих досліджень виконані для матеріалів КР, що опромінені у дослідницьких реакторах високими густинами потоку нейтронів при температурах, що не завжди близькі до умов опромінення стінки корпусу енергетичного реактора. Дослідники обмежені у використанні даних з випробування матеріалів, що були опромінені до необхідних флюенсів нейтронів з коефіцієнтом випередження не вищим 10. За останні роки завдяки випробуванням зразків-свідків (ЗС) штатних програм в Україні було накопичено значна кількість експериментальних даних і з'явилась можливість провести аналіз змін механічних властивостей, що відбуваються у металі КР внаслідок довготривалого нейтронного опромінення в умовах енергетичних реакторів та глибше зрозуміти закономірності радіаційного пошкодження корпусної сталі. Крім того, унікальними є результати досліджень повторно опромінених після відновлювального відпалу зразків-свідків. Ці результати отримано в Україні вперше і вони дозволяють прогнозувати стан металу КР ВВЕР-440 на період понадпроектної експлуатації.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами, грантами. Результати експериментів отримано в рамках реалізації програми зразків-свідків, яка виконується з метою матеріалознавчого супроводу безпечної експлуатації корпусів реакторів енергоблоків ВВЕР-1000 та ВВЕР-440. Дисертаційна робота виконувалася в рамках наукових тем Інституту ядерних досліджень НАН України «Вплив опромінення та термічного старіння на міцність і пластичність матеріалів корпусів ядерних реакторів водо-водяного типу, шифр 300/240, ДР № 0112U005131» і «Радіаційне окрихчування високоопромінених матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 в надпроектний період експлуатації, шифр 300/283, ДР № 0115U002668», в яких автор приймав участь в якості співвиконавця.

Мета і завдання дослідження. Враховуючи важливість визначення фактичних змін механічних характеристик металу корпусів реакторів внаслідок довготривалого

нейтронного опромінення, метою дисертаційної роботи було отримання експериментальних даних ударної в'язкості досліджуваних матеріалів та інших характеристик, що можуть бути отримані внаслідок випробувань на ударний вигин, пошук і встановлення нових кореляцій між характеристиками, що визначаються в процесі досліджень, а також виявлення закономірностей зміни спротиву матеріалів КР ВВЕР в'язкому руйнуванню при ударних навантаженнях.

Для досягнення поставленої мети необхідно було вирішити наступні завдання:

- проаналізувати склад та реалізацію програм зразків-свідків, що прийняті на АЕС України;
- провести експериментальні дослідження на одновісний розтяг та ударний вигин зразків-свідків та визначити механічні характеристики металу;
- провести дослідження повторно опромінені після відновлювального відпалу зразків металу КР блоку № 1 РАЕС;
- виконати збір та обробку результатів досліджень ЗС всіх вивантажень для КР ВВЕР, що експлуатуються в Україні;
- проаналізувати ступінь зниження в'язких властивостей сталі КР ВВЕР-1000 під впливом опромінення;
- в'яснити емпірично зв'язок між ударної в'язкістю та поперечним розширенням для сталей КР ВВЕР-1000;
- дослідити зміну в'язких властивостей матеріалів КР ВВЕР-440, повторно опромінені після відновлювального відпалу, та оцінити вплив вмісту фосфору у металі зварного шва на енергію верхнього шельфу температурної залежності ударної в'язкості;
- виконати аналіз впливу низьких значень верхнього шельфу кривої Шарпі на ресурс КР.

Об'єкт дослідження – низьковуглецеві сталі марки 15X2МФА і 15X2НМФА-А з ферито-перлитною металографічною структурою, що використовуються при виготовленні корпусів реакторів типу ВВЕР, а також зварні шви корпусів.

Предмет дослідження – параметри ударної в'язкості та критична температура крихкості матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 в опроміненому й неопроміненому стані та ВВЕР-440 в повторно опроміненому після відновлювального відпалу та неопроміненому стані.

Методи дослідження. Для досягнення поставленої мети і вирішення задач дослідження було використано наступні методи:

- випробування на одновісний статичний розтяг циліндричних зразків для визначення характеристик міцності та пластичності;
- випробування на ударний вигин зразків Шарпі для визначення ударної в'язкості та критичної температури крихкості.

Наукова новизна отриманих результатів полягає в тому, що на основі результатів випробувань ЗС матеріалів корпусів реакторів ВВЕР було оцінено вплив довготривалого нейтронного опромінення в умовах енергетичного реактору на спротив матеріалу в'язкому руйнуванню і верхній шельф кривої Шарпі, що раніше не розглядалися для даних матеріалів. Завдяки цьому було отримано нові кореляції, що

дають цінний внесок у розуміння механізмів радіаційного зміцнення та окрихчування матеріалів КР, та надають підґрунтя для розробки нових нормативних залежностей.

Вперше виявлено методичні недоліки діючих нормативних підходів до обробки даних випробувань для сильно окрихчених матеріалів, що ведуть до некоректного визначення температури крихкості. Цей результат є основою для перегляду та доопрацювання нормативних документів, що діють в атомній енергетиці і за якими виконується оцінка ресурсу КР, з метою запобігання надмірного консерватизму при прогнозування строку безпечної експлуатації КР.

У роботі також вперше розглянуто результати випробувань ЗС, що були опромінені в енергетичному реакторі і накопичили флюенс швидких нейтронів $(60-80) \cdot 10^{22}$ нейтр/м² і вище, що значно перевищує проектний. Цей аналіз дозволяє оцінити поведінку металу КР ВВЕР-1000 на період експлуатації 60 років і більше та при необхідності намітити заходи для послаблення деградації матеріалів КР у понадпроектний період експлуатації.

Крім того, вперше показано суттєве обмеження ресурсу КР при врахуванні результатів випробувань ЗС матеріалу з низьким рівнем верхнього шельфу кривої Шарпі за рахунок штучно завищеного значення критичної температури крихкості.

Практичне значення отриманих результатів. Представлені в дисертації результати розширюють існуючі уявлення про поведінку металу КР та співвідношення різних механічних характеристик матеріалів корпусів ВВЕР при довготривалому нейтронному опроміненні в умовах енергетичного реактора.

Результати роботи можуть бути використані при встановленні емпіричних моделей для опису механізмів деградації металу КР, для розробки нових нормативних залежностей зниження верхнього шельфу кривої Шарпі при оцінці терміну безпечної експлуатації КР.

Врахування виявлених методичних недоліків діючих нормативних документів дозволить уникнути некоректного визначення зсуву критичної температури крихкості металу КР, яке може привести до недооцінки ресурсу корпусів ВВЕР. Крім того, врахування розглянутих в роботі недоліків дозволить об'єктивно обґрунтувати необхідні заходи для пом'якшення деградації КР і ефективного управління старінням.

Особистий внесок здобувача. При отриманні результатів, представлених в дисертації, автор брав активну участь практично у всіх етапах роботи: участь у плануванні та проведенні експериментів з визначення механічних властивостей корпусних матеріалів корпусів реакторів шляхом випробування ЗС, виконання необхідних розрахунків, узагальнення та аналіз експериментальних даних, написання науково-технічних звітів і наукових статей.

За даними звітів та протоколів випробувань ЗС на ударний вигин було відібрано значення верхніх шельфів кривої Шарпі для всіх вивантажень зразків металу КР ВВЕР та обчислено середнє значення флюенсу для цих зразків. Також з метою оцінки зниження в'язких властивостей металу КР енергоблоку № 1 РАЕС автором проаналізовано дані випробувань ЗС даного корпусу до та після проведення відновлювального відпалу.

Наукові роботи опубліковані у співавторстві з Чирко Л.І., Ревкою В.М., Чайковським Ю.В., Гринченко Г.П.

Співавторами наукових праць є науковий керівник та науковці, спільно з якими проведені дослідження. У наукових працях, опублікованих у співавторстві, дисертанту належить фактичний матеріал і основний творчий доробок.

Постановка мети та завдань, обговорення результатів проведені разом з науковим керівником.

Апробація результатів дисертації. За результатами дисертаційної роботи було зроблено доповіді на Міжнародній науково-технічній конференції «Пошкодження матеріалів під час експлуатації, методи його діагностування і прогнозування» (17-20 вересня 2013 р., 21-24 вересня 2015 р., 24-27 вересня 2019 р., м. Тернопіль), на XII Міжнародній науково-технічній конференції молодих вчених та фахівців «Проблеми сучасної атомної енергетики» (16-18 листопада 2016 р., м. Харків), на міжнародних науково-практичних конференціях «Безпека та ефективність атомної енергетики» (5 - 9 вересня 2016 р., 4-6 вересня 2018 р., м. Одеса), на щорічних наукових конференціях ІЯД НАН України (28 січня - 01 лютого 2013 р., 27 - 31 січня 2014 р., 26 - 30 січня 2015 р., 16-20 квітня 2018 р., 8-12 квітня 2019 р., м. Київ).

Публікації. За матеріалами дисертаційної роботи опубліковано 15 наукових робіт, у тому числі 7 статей, з яких 4 статті в наукових спеціалізованих виданнях України, які включені в міжнародну наукометричну базу даних Scopus, 3 статті – роботи апробаційної характеру, 8 тез доповідей.

Обсяг і структура дисертації. Дисертаційна робота викладена на 191 сторінці машинописного тексту, складається зі вступу, 7 розділів, загальних висновків, списку використаних джерел та 1 додатку. Обсяг основного тексту дисертації складає 146 сторінок друкованого тексту. Робота ілюстрована 10 таблицями та 98 рисунками. Список використаних джерел містить 108 найменувань, з них 54 кирилицею та 54 латиницею.

ОСНОВНИЙ ЗМІСТ РОБОТИ

У **вступі** дисертаційної роботи висвітлено актуальність тематики дослідження, мету та задачі, наукову новизну та практичне значення отриманих результатів, зв'язок роботи з науковими програмами та темами, зазначено особистий внесок здобувача.

У **першому розділі** розкрито сучасний стан досліджень впливу опромінення швидкими нейтронами ($E_n > 0,5$ MeV) на сталі корпусів реакторів водо-водяних реакторів, розглянуто проведені дослідження структурних змін в металі під дією опромінення та наведені бібліографічні посилання на основні теоретичні та експериментальні роботи.

Другий розділ містить опис пом'якшуючих заходів, які застосовуються для зниження ступеню радіаційного окрихчування металу КР. Найбільш ефективним заходом з повного або часткового відновлення вихідних механічних властивостей матеріалів КР є застосування технології відновлювального відпалу. Термічний відпал є тією альтернативою, яка дозволяє, до певної міри, відновити значення температури крихко-в'язкого переходу (ТКВП) та рівень верхнього шельфу матеріалу, що були змінені під дією нейтронного опромінення.

Продовження терміну служби КР РАЕС-1 було обґрунтовано за умови реалізації відпалу зварного шва (ЗШ) № 4, який визначає ресурс корпусу. Для більш

детального обґрунтування радіаційного окрихчування ЗШ № 4 РАЕС-1 в РНЦ «Курчатівський інститут» проведено додатковий аналіз хімічного складу металу зразків-свідків, який показав, що середні значення вмісту фосфору у зварному шві збільшуються при віддаленні від кореня шва, розкид значень вмісту фосфору в одному шарі ЗС ЗШ № 4 енергоблоку № 1 РАЕС суттєво перевищує характерні для інших зварних швів значення, а в деяких зразках середній вміст фосфору перевищує паспортне значення і складає 0,038-0,039% [1].

Результати всіх проведених досліджень в обґрунтування продовження терміну служби КР енергоблоку РАЕС-1 показали високий темп радіаційного окрихчування для металу ЗШ № 4. Встановлено, що прогнозований темп окрихчування досліджуваного шва суттєво перевищує той, що відповідає результатам випробувань ЗС.

Комплекс заходів з відновлювального відпалу КР енергоблоку РАЕС-1 проведено у 2010 році. Відпал зварного шва виконано за штатним режимом із застосуванням спеціального обладнання, що забезпечує відновлення механічних властивостей зварного з'єднання за рахунок термічної обробки в заданому температурно-часовому режимі в умовах АЕС.

Для контролю металу КР після відпалу було розроблено і впроваджено нову програму зразків-свідків.

У третьому розділі описано програми ЗС, які реалізуються на енергоблоках АЕС України для контролю за змінам механічних властивостей матеріалів КР під дією експлуатаційних факторів, розглянуто їх особливості та виконано аналіз номенклатури зразків, включених до складу різних програм. Результати випробувань зразків, що належать до програм ЗС, було використано для даного дослідження.

Програми ЗС є цінним джерелом унікальних даних про поведінку металу під дією нейтронного опромінення. Для більшості енергоблоків ВВЕР-1000 реалізується штатна програма ЗС, однак через ряд суттєвих недоліків для декількох енергоблоків програму було модернізовано. Це дозволило створити однорідні умови опромінення зразків на одному ряді контейнерної збірки, яка містить контейнери зі ЗС. Модернізацію однорядних контейнерних збірок було застосовано до штатних збірок з метою можливості отримання прогнозних даних випробувань ЗС. Таким чином вивантажені комплекти ЗС дозволяють оцінити стан металу КР на період 60-80 років експлуатації.

Для енергоблоку РАЕС-1 зараз реалізується програма ЗС на період після відновлювального відпалу. До складу програми входять 5 комплектів, які складаються з 1 або 2 гірлянд контейнерів зі ЗС. На даний момент вивантажено чотири з п'яти комплектів, 2 з яких досліджено в РНЦ КІ, ще два – в ІЯД НАНУ. Саме останні є найбільш цікавими з практичної точки зору, оскільки характеризують стан металу КР на період близько 60 років експлуатації КР.

Основний акцент програм ЗС для КР ВВЕР зроблено на зразках типу Шарпі, призначених для випробувань на ударний вигин та визначення критичної температури крихкості (КТК). Тим не менше штатні програми ЗС для КР ВВЕР-1000 комплектуються зразками для випробувань на в'язкість руйнування типу COD, а

модернізовані додатково зразками типу СТ-0,5. У новій програмі ЗС для КР РАЕС-1 зразки механіки руйнування не передбачені.

Також показано, що програми ЗС супроводжуються ретельною дозиметрією для коректного визначення умов опромінення зразків.

У четвертому розділі наведено інформацію про обладнання для проведення досліджень, яке використано при отриманні експериментальних даних. Більшість досліджень проведено у лабораторії «гарячих» камер (ГК) Інституту ядерних досліджень НАН України. Основною машиною для випробувань опромінених та неопромінених ЗС на одноосний розтяг в лабораторії ГК служить система випробувань Instron моделі 8862. Даний випробувальний комплекс являє собою повністю цифрову систему, яка здатна вимірювати характеристики міцності і пластичності матеріалів. Для отримання достовірних результатів при проведенні експерименту з визначення механічних характеристик металу КР в даній роботі керувались вимогами [2, 3], також брались до уваги вимоги міжнародного стандарту ASTM E8M-04 [4].

Проведення випробувань на ударний вигин у захисних камерах ІЯД виконувалися на маятниковому копрі КМД-30 із максимальною енергією при ударі 300 Дж. Даний копер укомплектований термокріокамерою з автоматичною подачею зразка на опори копра, завдяки чому для нього реалізована можливість випробування при понижених (від -160°C) та підвищених ($> 300^{\circ}\text{C}$) температурах.

Випробування проводилися з дотриманням стандарту ДСТУ EN 10045-1:2006 [5]. Також бралися до уваги рекомендації міжнародного стандарту ASTM E23-05 [6]. За результатами випробувань на ударний вигин визначалися значення ударної в'язкості зразків, які апроксимувалися функцією гіперболічного тангенсу в залежності від температури випробування. Отримані графіки дозволяли визначити температуру крихко-в'язкого переходу матеріалу і її зсув внаслідок опромінення (ΔT_F). Додатково для кожної групи зразків визначалася енергія верхнього шельфу (USE) кривої ударної в'язкості, тобто максимальний рівень енергії, яка затрачається на руйнування зразка у в'язкому стані. На відміну від ΔT_F , за якою можна оцінити схильність металу до крихкого руйнування, величина USE характеризує опір матеріалу в'язкому руйнуванню.

Після ударного руйнування зразка визначалися ще два параметри: поперечне розширення зразка на грані, протилежній надрізу, яке кількісно характеризує величину залишкової пластичної деформації при руйнуванні, а також долю в'язкої складової на поверхні зламу.

Важливою складовою при підготовці зразків та формуванні представницьких груп зразків для випробувань є застосування технології реконструювання випробуваних зразків. В рамках даної роботи реконструювалися зразки КР ВВЕР-1000 та ВВЕР-440. Крім того, програмою ЗС для РАЕС-1 передбачено механічне виточування ЗС для випробувань на розтяг з циліндричних заготовок.

У п'ятому розділі на основі експериментальних даних показано зв'язок ударної в'язкості та поперечного розширення для матеріалів КР ВВЕР та досліджено вплив опромінення на спротив в'язкому руйнуванню.

Ударна в'язкість – це складна, комплексна характеристика, що залежить від сукупності характеристик міцності і пластичності матеріалу [7]. Ударна в'язкість матеріалу характеризує сумарний опір металу зразка пластичній деформації та руйнуванню. Величину поперечного розширення (Δb) зразка після удару можна віднести до характеристики опору зразка пластичній деформації, оскільки стан металу, його зміцнення внаслідок опромінення, буде проявлятися у величині деформованості половинок зразка. З цього слідує, що поперечне розширення має непрямої зв'язок з ударною в'язкістю.

При різному ступеню опромінення міцність матеріалу, а також енергія руйнування матеріалу змінюються, що може впливати на зв'язок KCV і Δb . Тому в рамках даної роботи було виконано аналіз взаємовідношення цих параметрів при різному ступеню опромінення металу КР ВВЕР. На рис. 1 представлено кореляційні залежності для ОМ та металу ЗШ, зразки яких були опромінені в реакторі енергоблоку № 2 Запорізької АЕС. Як видно з рисунків, між величинами KCV і Δb спостерігається прямолінійна кореляція з коефіцієнтом достовірності апроксимації близьким до одиниці. За цим можна говорити про певний зв'язок енергії, яка затрачається на руйнування металу тобто розрив міжатомних зв'язків, і енергії, яка йде на залишкову деформацію, від кількості цієї деформації.

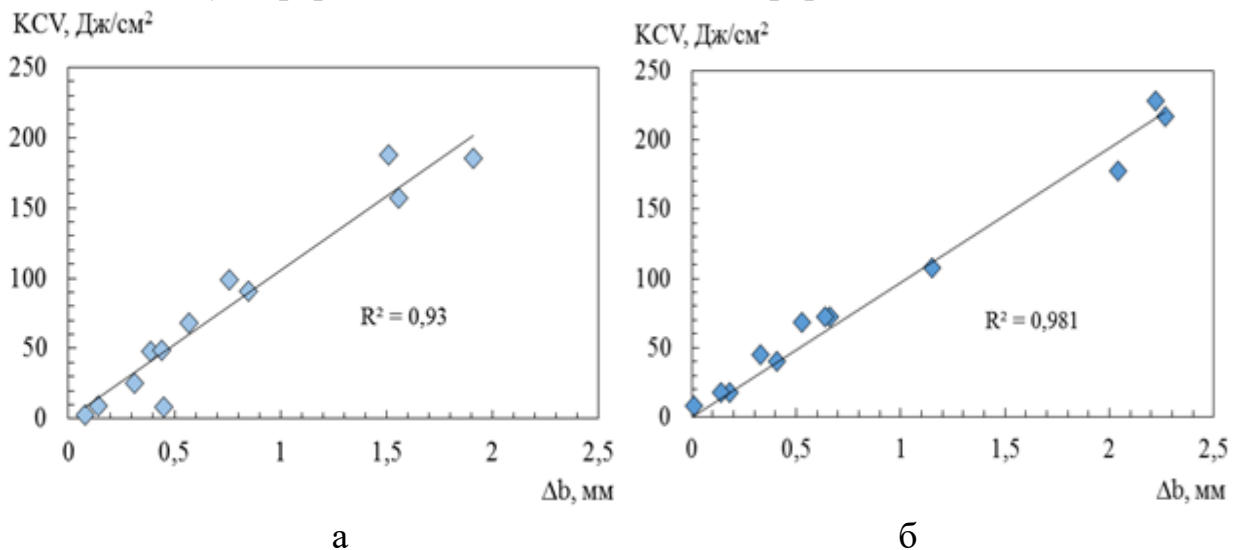


Рис. 1 Кореляція поперечного розширення та ударної в'язкості для зразків ОМ (а) та металу ЗШ (б) КР енергоблоку ЗАЕС-2, опроміненних до флюенсу $\sim 58,9 \cdot 10^{22}$ нейтрон/м² та $\sim 42,7 \cdot 10^{22}$ нейтрон/м² відповідно

Результати співставлення результатів випробувань неопроміненних та опроміненних зразків показані на рис. 2. Виявилось, що експериментальні точки з малим розкидом формують лінійну прямопропорційну залежність KCV від Δb з коефіцієнтом пропорційності k близьким до 0,01 як для неопроміненних так і для опроміненних зразків; тобто кут нахилу прямої залишається майже незмінним навіть при накопиченні значного флюенсу. Таким чином, маючи вид кореляційної залежності KCV від Δb , можна оцінити енергію руйнування зразка, отримавши лише дані його поперечного розширення.

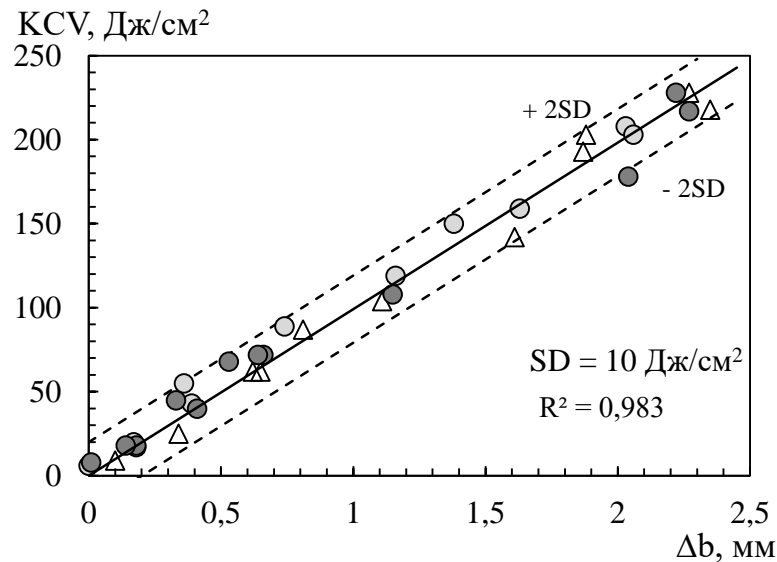


Рис. 2 Кореляція поперечного розширення та ударної в'язкості неопромінених та опромінених зразків металу ЗШ КР енергоблоку ЗАЕС-2 (Δ – неопромінені зразки; \circ – зразки, опромінені до $\sim 17,4 \cdot 10^{22}$ нейтрон/м²; \bullet – ЗС, опромінені до $\sim 42,7 \cdot 10^{22}$ нейтрон/м²)

В'язке руйнування відбувається зазвичай після значної пластичної деформації. Його головними особливостями є повільне просування тріщини і висока енергоємність, обумовлена необхідністю затрати значної роботи пластичної деформації при вершині тріщини. Однак втрата в'язких властивостей небезпечна тим, що опромінений метал навіть у в'язкому стані поглине меншу кількість енергії при руйнуванні у порівнянні з вихідним металом. При руйнуванні зразка енергія поглинається фактично лише при просуванні в'язкої тріщини і зниження спротиву в'язкому руйнуванню в результаті опромінення, призведе до того, що зразок також зруйнується раніше.

Такий же висновок можна зробити при аналізі кореляції виду зламу (fracture appearance (FA)) і ударної в'язкості металу. У цьому випадку очікуваною є прямо пропорційна залежність FA від KCV (більша кількість енергії затрачається на руйнування зразка з більшою долею в'язкої складової зламу), про що свідчать експериментальні дані (рис. 3). Проте аналіз кутів нахилу ($tg\alpha$) апроксимуючих прямих залежностей FA від KCV для опромінених і неопромінених комплектів зразків показує ріст $tg\alpha$ з накопиченням дози нейтронного опромінення (рис. 4), тобто для більш опромінених зразків значення кута нахилу апроксимуючої прямої є вищим у порівнянні з менш опроміненими зразками того ж матеріалу. Це говорить про поступову втрату опроміненим металом своїх в'язких властивостей, незалежно від долі крихкої складової у зламі, оскільки одна і та ж кількість поглиненої енергії веде до руйнування більш в'язкого зразка. Цей ефект є більш помітним на початковій стадії опромінення до накопичення металом флюенсу близько $20 \cdot 10^{22}$ нейтр/м². Таким чином, можна говорити про зниження спротиву в'язкому руйнуванню матеріалу під впливом нейтронного опромінення.

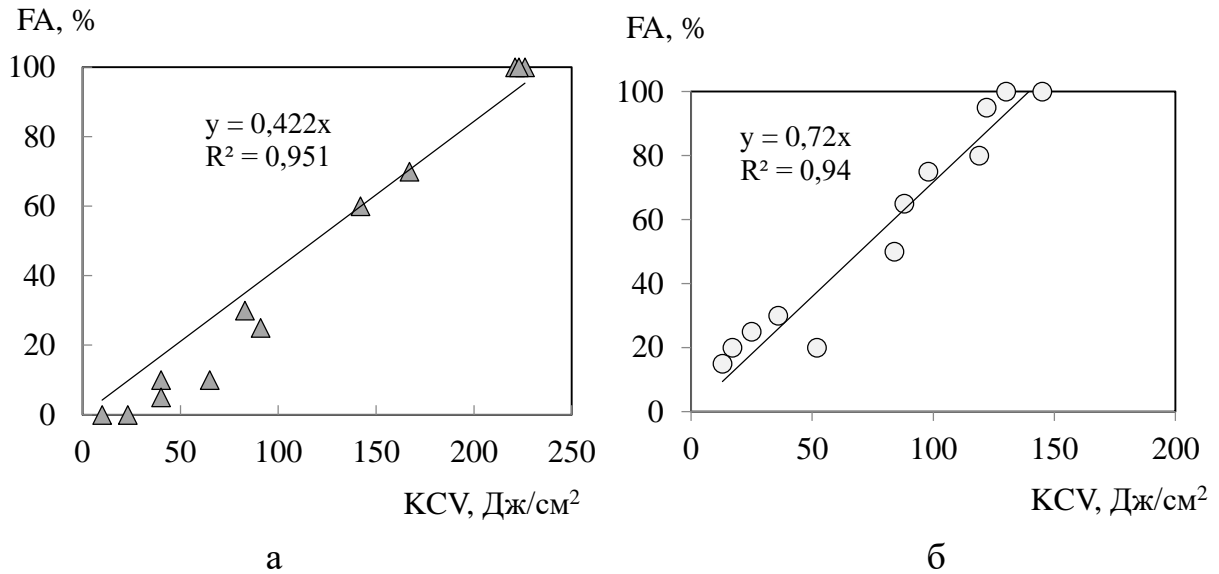


Рис. 3 Співвідношення доли в'язкої складової у зламі та ударної в'язкості ЗС третього вивантаження для ОМ (а) та металу ЗШ (б) КР енергоблоку ЗАЕС-4

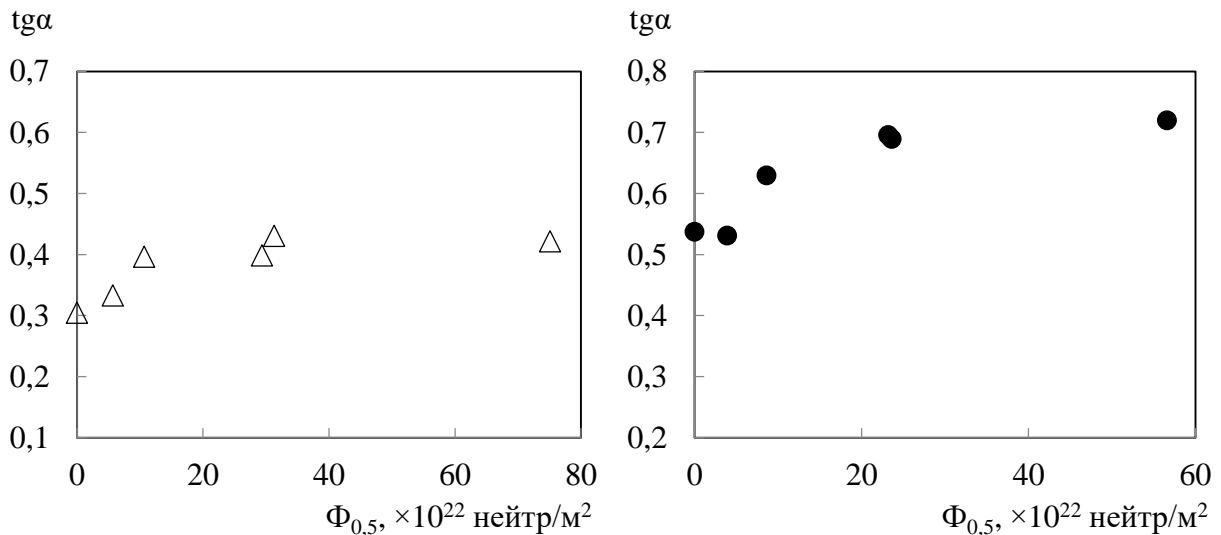


Рис. 4 Залежність кута нахилу співвідношення FA та KCV від флюенсу швидких нейтронів для ОМ (Δ) та металу ЗШ (\bullet) КР енергоблоку ЗАЕС-4

У шостому розділі досліджено вплив опромінення на енергію верхнього шельфу кривої Шарпі. Основним показником зменшення спротиву в'язкому руйнуванню сталі корпусу реактора є ступінь зниження положення USE кривої Шарпі. Порівняння кривих Шарпі для вихідного та опроміненого матеріалу дозволяє показати, що вплив опромінення на властивості сталі КР спостерігається не лише в зоні крихко-в'язкого переходу, зсуваючи температуру переходу в область додатних температур, а й в діапазоні температур, що відповідають повністю в'язкому стану металу, знижуючи USE . Питання впливу нейтронного опромінення на енергію верхнього шельфу являється малодослідженим для реакторів типу ВВЕР, особливо в умовах довготривалого нейтронного опромінення.

У багатьох міжнародних регулятивних документах питанню падіння USE приділена особлива увага. Зазвичай регламентується мінімально допустимий рівень енергії верхнього шельфу. Крім того, у випадку зниження USE нижче допустимого

рівня передбачено додаткові випробування (наприклад, зразків механіки руйнування), що дозволить обґрунтувати достатній опір металу просуванню тріщини.

Контроль стану металу КР українських АЕС ведеться відповідно до ПНАЕ Г-7-002-86 [8]. У цьому документі відсутні вимоги щодо визначення положення USE , гранично допустимого значення падіння цього параметра і, відповідно, відсутня інформація про трендові зміни USE при збільшенні флюенсу на метал КР. Тому в даному розділі проаналізовані зміни, що відбуваються у металі корпусу при різному ступеню опромінення для блоків АЕС України з точки зору величини USE .

Наведені на рис. 5 результати вказують на поступове падіння енергії руйнування металу з накопиченням дози опромінення. Для ОМ форма залежності носить більш виражений степеневий характер у порівнянні з металом ЗШ.

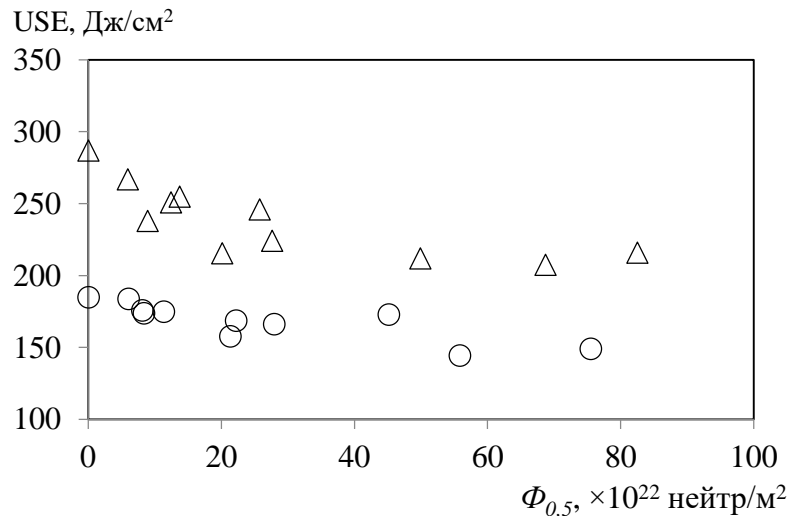


Рис. 5 Залежність ударної в'язкості зразків на верхньому шельфі кривої Шарпі від флюенсу нейтронів для ОМ (Δ) та металу ЗШ (\circ) енергоблоку ЗАЕС-3

На рис. 6 виконано узагальнений збір абсолютних значень USE для металу ЗШ енергоблоків ВВЕР-1000, що експлуатуються в Україні. Для даного аналізу було використано результати випробувань штатних та реконструйованих зразків.

Представлена на графіку поведінка матеріалів може залежати від хімічного складу зварних швів. Останні наукові дослідження показують, що основними елементами, які впливають на швидкість окрихчування, є мідь, нікель та марганець [9, 10], а також сумарна масова доля Ni та Mn у сплаві [11, 12], тому аналіз сукупного вмісту Ni та Mn у зварних швах розглянутих корпусів дозволив виявити, що для металів з найнижчим вмістом цих елементів рівень USE є вищим. Відповідно, зварні шви КР з максимальною долею вказаних хімічних елементів, ЮУАЕС-1, 2 та ЗАЕС-5, при руйнуванні показують найменшу в'язкість металу при різному значенні флюенсу нейтронів.

Аналогічно до поведінки металу КР ВВЕР-1000 результати випробувань ЗС металу ЗШ КР ВВЕР-440 продемонстрували схильність до зниження USE . Для ОМ зниження USE не спостерігалось, що узгоджувалося з незначним зсувом ТКВП цього матеріалу. Однак у роботі відмічено, що значення USE для більшості матеріалів ЗШ КР ВВЕР-440 суттєво нижчі у порівнянні з розглянутими для матеріалів ЗШ КР ВВЕР-1000. Крім того, у роботі показано, що положення верхнього шельфу для

матеріалів ЗШ прямопропорційно залежить від вмісту фосфору в металі.

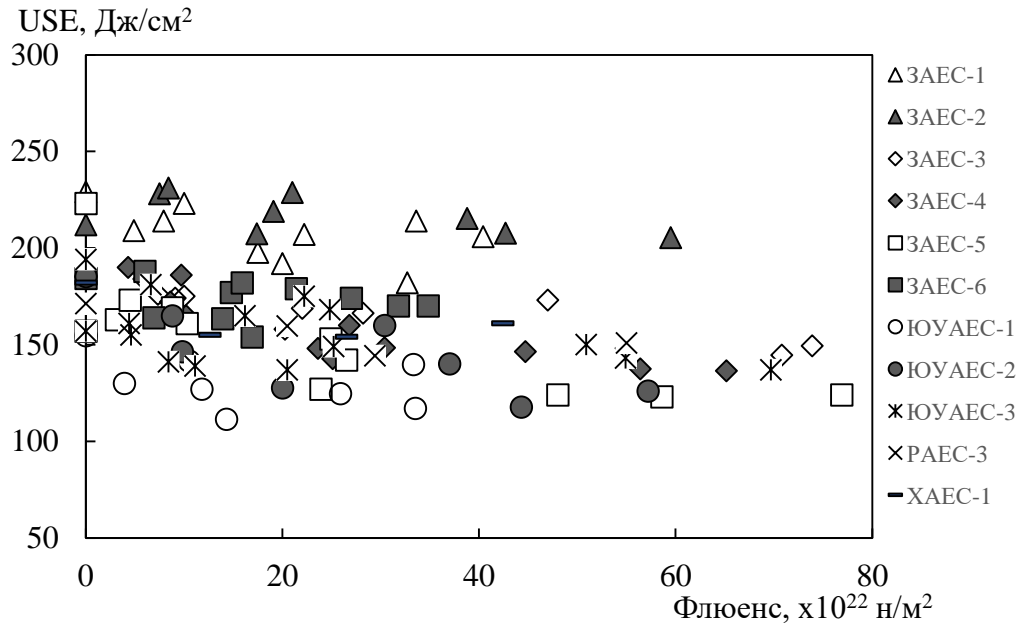


Рис. 6 Узагальнена залежність ударної в'язкості зразків на верхньому шельфі кривої Шарпі від флюенсу нейтронів для металу ЗШ КР ВВЕР-1000

Низькі значення USE зумовили необхідність виконання додаткового аналізу результатів випробувань зразків Шарпі та визначення температури крихко-в'язкого переходу T_{KR} . З цією метою детально проаналізовано температурні криві ударної в'язкості для груп зразків з підвищеним вмістом фосфору. Результат цього аналізу дозволив виявити важливу особливість практичного застосування методики оцінки ТКВП за ПНАЕ Г-7-002-86. Для матеріалів декількох груп, наприклад, МШ-А (рис. 7) значення USE є досить низьким (93 Дж/см^2) і тому воно досить близьке до значення критеріального рівня KCV_{II} , що призводить до штучного завищення температури T_{KR} . Визначення ТКВП відбувається не на перехідній ділянці кривої Шарпі, а фактично в області верхнього шельфу. Більше того, для матеріалів з енергією верхнього шельфу менше 89 Дж/см^2 , визначення перехідної температури крихкості згідно ПНАЕ Г-7-002-86 взагалі втрачає сенс.

Додатково за результатами випробувань ЗС групи МШ-А побудовано графік залежності долі в'язкої складової у зламі зразків від температури випробувань (рис. 8). Експериментальні результати апроксимовано функцією гіперболічного тангенсу, аналогічно до форми опису температурної залежності ударної в'язкості. З рисунка видно, що визначення температури T_2 на критеріальному рівні ударної в'язкості KCV_{II} відбувається при значенні FA 99%. При цьому два зразки, випробувані при температурах нижчих T_2 , мають повністю в'язкий злам. Крім того, один зразок випробуваній при температурі нижчій за (T_2-30) . Отже, зразки, які формують верхній шельф кривої Шарпі, випробувані при температурі, нижчій за температуру крихко-в'язкого переходу. Це свідчить про те, що рівень KCV_{II} не може слугувати критерієм для визначення КТК для подібних груп зразків, оскільки він визначає температуру, що відповідає верхньому шельфу кривої Шарпі.

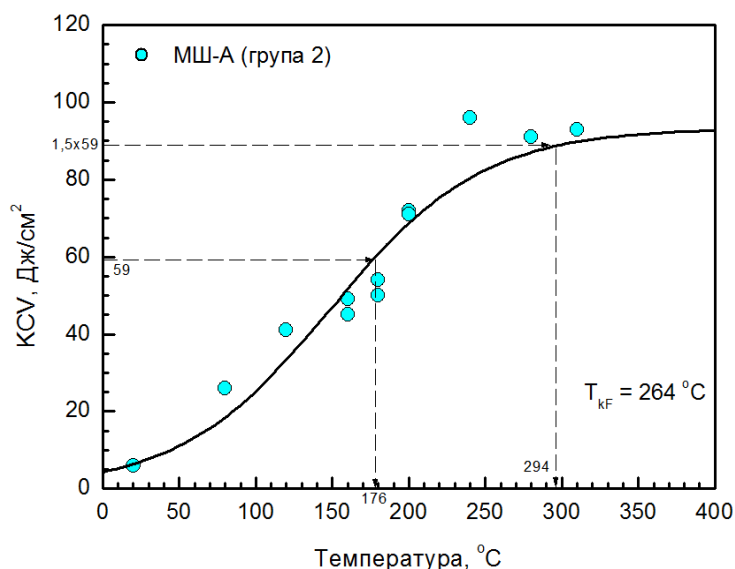


Рис. 7 Температурна залежність ударної в'язкості металу ЗШ КР ВВЕР-440 з вмістом фосфору 0,051%

Таким чином, представлені аргументи свідчать про необхідність внесення змін до діючих нормативних документів, які регламентують процедуру визначення ТКВП. Актуальним доповненням є встановлення вимог щодо мінімально допустимого рівня енергії верхнього шельфу кривої Шарпі. Але в цьому випадку при падінні *USE* нижче цього рівня необхідно передбачити альтернативні підходи до оцінки радіаційного окрихчування матеріалу та підтвердження безпечної експлуатації КР. До таких підходів, в першу чергу, слід віднести прямі методи визначення в'язкості руйнування феритних сталей із застосуванням зразків механіки руйнування.

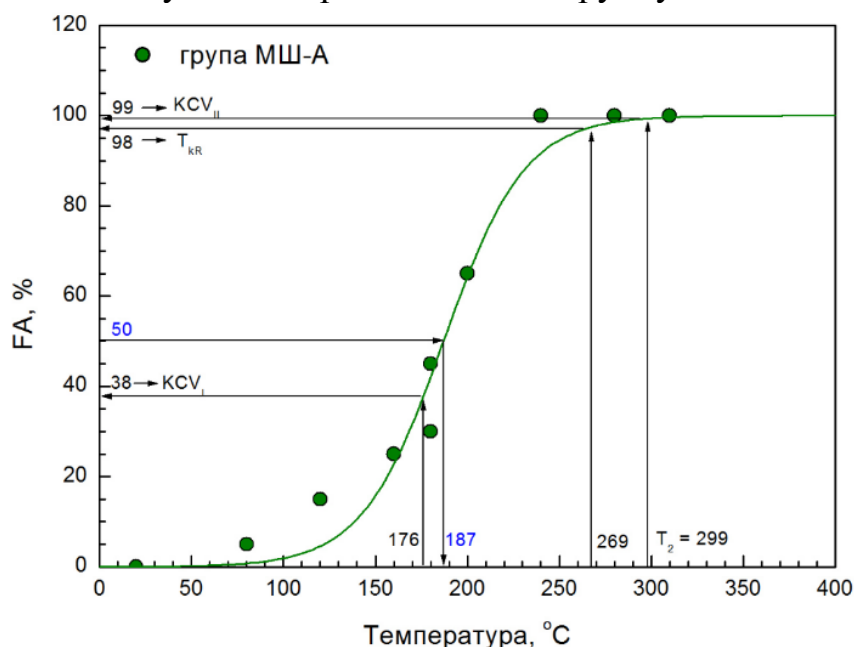


Рис. 8 Графіки залежності долі в'язкої складової у зразках від температури випробувань

Іншим питанням, розглянутим у розділі 6, є зв'язок *USE* та границі текучості матеріалу ($R_{p0,2}$). Отримані в рамках реалізації програм ЗС дані дозволили виконати

співставлення значень USE та границі текучості матеріалів КР. З рисунку 9 можна зробити висновок, що процес зміцнення матеріалу для ОМ і металу ЗШ розглянутих КР певною мірою корелює із втратою ударної в'язкості.

Визначення границі текучості важливе для інженерних цілей і вимагається нормативними документами [8, 13, 14], в яких також вказано форму трендової залежності зміни $R_{p0,2}$ з накопиченням флюенсу нейтронів.

Виявлена кореляція між границею текучості матеріалу та максимальним значенням ударної в'язкості дозволяє припустити подібність механізмів, що відповідальні за зміни цих параметрів та наблизити до встановлення форми функціональної залежності USE від флюенсу швидких нейтронів.

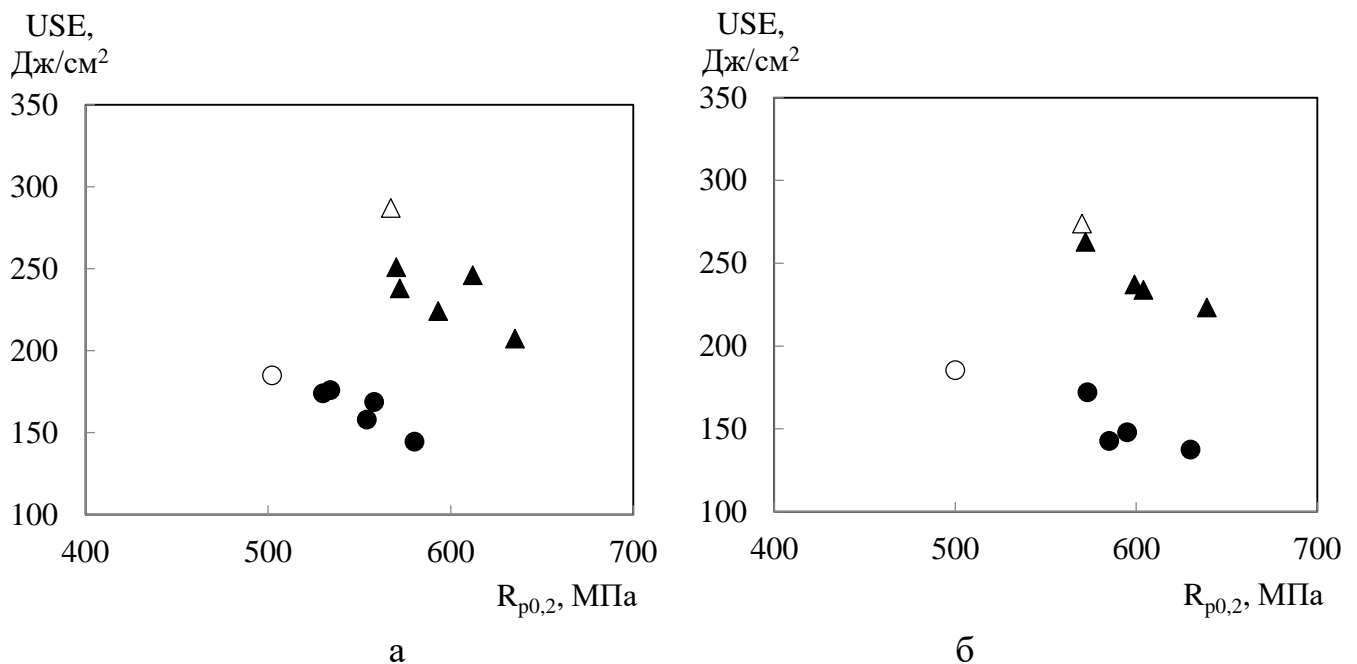


Рис. 9 Співвідношення ударної в'язкості зразків, випробуваних на верхньому шельфі, та границі текучості для ОМ (Δ, \blacktriangle) та металу ЗШ (\circ, \bullet) КР енергоблоків ЗАЕС-3 (а), ЗАЕС-4 (б) (Δ, \circ – контрольні комплекти зразків; \blacktriangle, \bullet – опромінені комплекти)

Сьомий розділ містить оцінку критичної температури крихкості для повторно опроміненних матеріалів КР ВВЕР-440.

Кінцевою метою проведення відновлювального відпалу матеріалів корпусів енергетичних реакторів є можливість їх безпечної подальшої експлуатації та продовження ресурсу всього енергоблоку, що передбачає повторний вплив опромінення на матеріал КР і вимагає розробки підходу для визначення і прогнозування поведінки металу при повторному накопиченні флюенсу швидких нейтронів.

З метою виявлення впливу завищених значень зсуву ТКВП для матеріалів КР з дуже низькою енергією верхнього шельфу на ресурс корпусів отримані значення КТК для повторно опроміненних матеріалів, що включені до програми ЗС КР РАЕС-1, співставлено з двома моделями прогнозування повторного після відновлювального відпалу окрихчування матеріалу: консервативного та горизонтального зсуву.

Представлені на рисунках 10-11 експериментальні дані показали, що опромінення викликає істотне збільшення критичної температури крихкості

матеріалів КР. Рисунки 10-12 показують, що темп радіаційного окрихчування основного металу та металу ЗШ КР РАЕС-1 у випадку коректної оцінки величини T_{KR} не перевищує швидкість радіаційного окрихчування, оціненої як за консервативною моделлю, так і за моделлю горизонтального зсуву. Однак помітно, що некоректне визначення T_{KR} для МШ-А призводить до переоцінки величини зсуву ТКВП і відповідно отримане значення перевищує моделі горизонтального зсуву і консервативного зсуву (рис. 12).

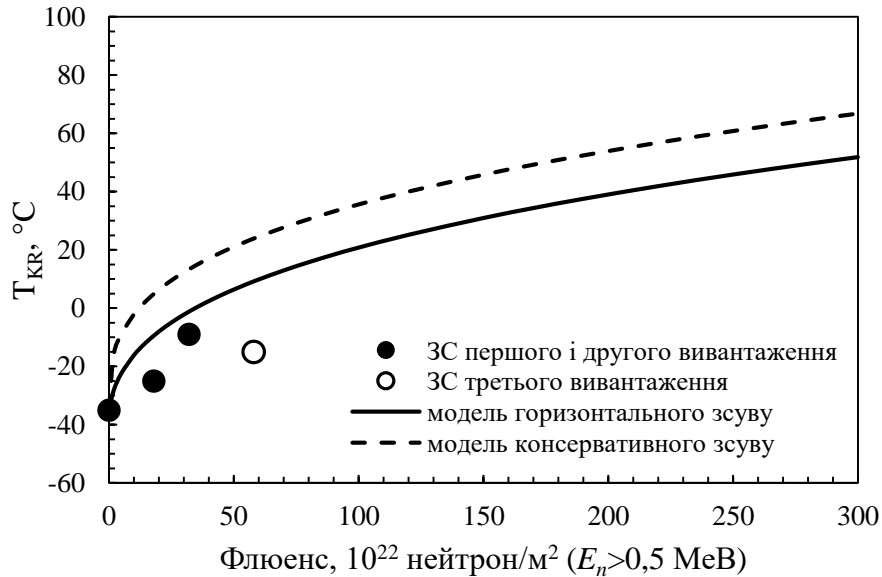


Рис. 10 Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для ОМ РАЕС-1 при повторному після відпалу опроміненні

Однак такий результат більшою мірою є наслідком застосування нормативного підходу ПНАЕ Г-7-002-86 при розрахунку температури крихко-в'язкого переходу для матеріалів з низьким рівнем верхнього шельфу і не може бути розглянутий як результат прискореного окрихчування матеріалу.

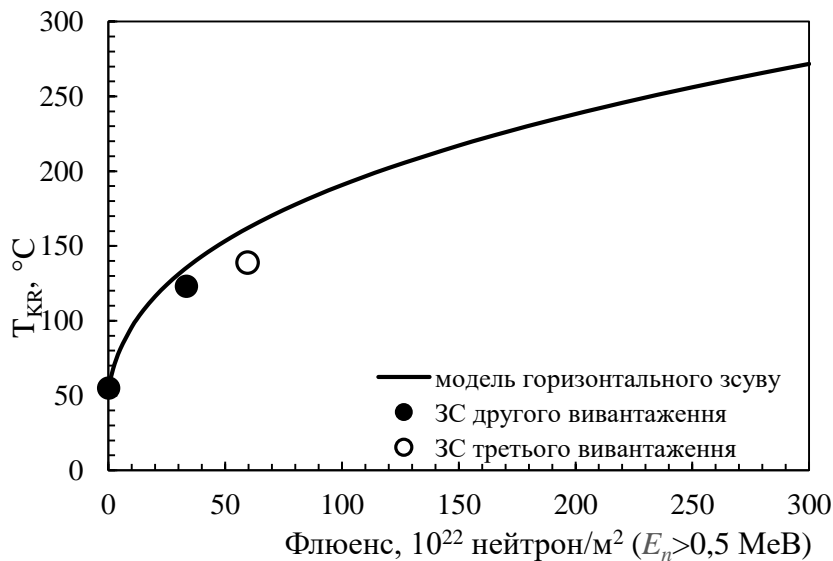


Рис. 11 Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для МШ РАЕС-1 (ВФ) при повторному після відпалу опроміненні

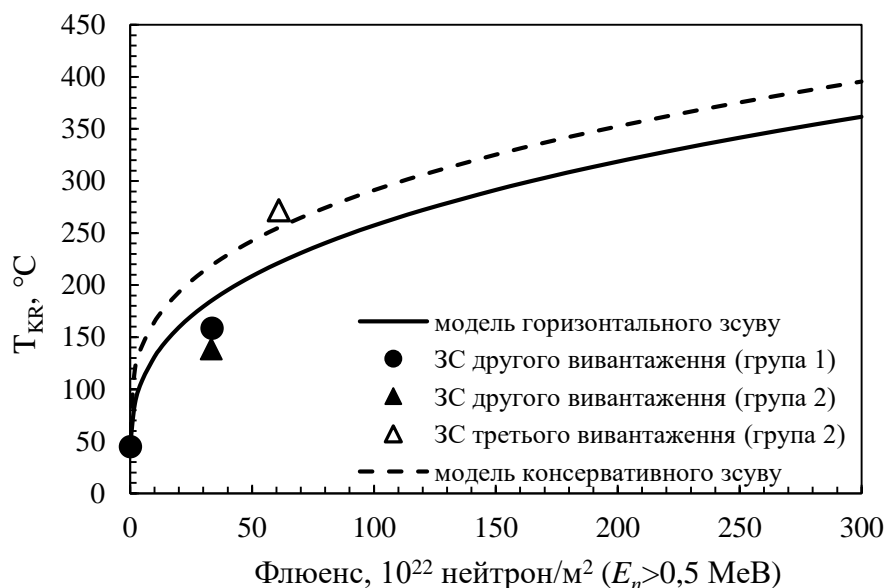


Рис. 12 Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для МШ-А при повторному після відпалу опроміненні

Щоб оцінити вплив низького шельфу на ресурс КР розглянемо тренд повторного окрихчування металу ЗШ КР ВВЕР-440 з вмістом фосфору 0,041% та міді 0,24% у металі ЗШ № 4.

При повторному після відновлювального відпалу опроміненні зразки-свідки металу ЗШ енергоблоку № 1 РАЕС не визначають форму кривої окрихчування, а служать для підтвердження консервативності прийнятої в обґрунтування безпечної експлуатації корпусу моделі повторного радіаційного окрихчування, а саме моделі горизонтального зсуву.

Для безпечної експлуатації КР повинні бути дотримані умови крихкої міцності. Крихка міцність корпусу вважається забезпеченою, якщо виконується умова $T_K < T_{ka}$ або $T_{KR} < T_{ka}$, де T_{ka} – гранично допустима критична температура крихкості.

На рисунку 13 (а) представлено залежність КТК від флюенсу швидких нейтронів при первинному (T_K) та повторному (T_{KR}) опроміненні. Для побудови кривої окрихчування використано модель горизонтального зсуву. Додатково на графіку нанесено гранично допустиму критичну температуру крихкості T_{ka} , а також додаткову вісь абсцис, яка відповідає рокам експлуатації корпусу. У розглянутому на рисунку варіанті експериментальні точки лежать нижче нормативної кривої, що свідчить про достатній рівень консерватизму при застосуванні моделі горизонтального зсуву.

На рисунку 13 (б) на графік додано результати випробувань ЗС з низьким USE і перехідною температурою, визначеною в області верхнього шельфу кривої Шарпі. Отримані значення КТК груп зразків перевищують модель горизонтального зсуву, тому її застосування при оцінці ресурсу буде недостатньо консервативним. У цьому випадку обґрунтованим є застосування моделі консервативного зсуву, яка охоплює всі експериментальні точки.

Таким чином, щоб оцінити вплив низького шельфу на ресурс КР можна порівняти граничні терміни безпечної експлуатації КР при застосуванні моделей горизонтального та консервативного зсуву. У першому випадку КТК досягає

величини T_{ka} орієнтовно на 37-38 році експлуатації корпусу після відпалу. При використанні консервативного тренду КТК досягне граничного значення через 15 років понадпроектної експлуатації енергоблоку.

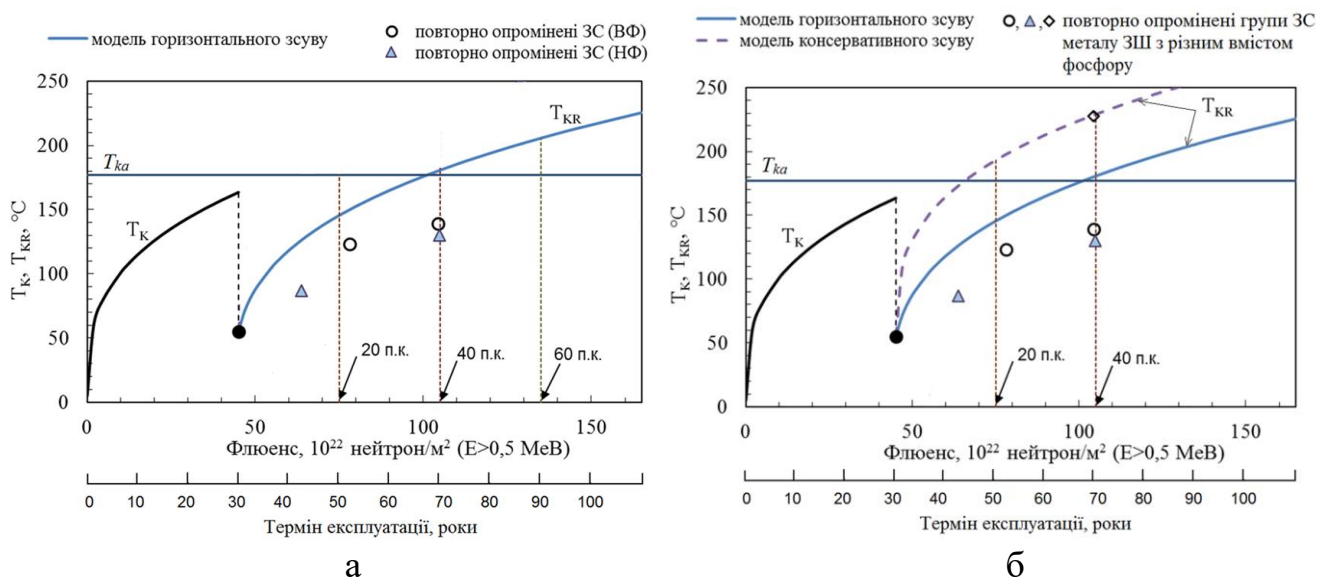


Рис. 13 Дозова залежність критичної температури крихкості при первинному (T_K) та повторному опроміненні (T_{KR})

Цей приклад однозначно вказує на вплив низького значення USE на достовірність оцінки швидкості окрихчування металу корпусів ВВЕР і показує важливість детального аналізу кривих Шарпі при визначенні температур крихкості матеріалів.

ВИСНОВКИ

Дисертація присвячена вивченню ефекту зниження ударної в'язкості металу корпусів реакторів ВВЕР в умовах понадпроектної експлуатації. В роботі розглянуто параметри, які несуть важливу інформацію про поведінку досліджуваних матеріалів, опромінених до великих флюенсів нейтронів в умовах енергетичних реакторів та дозволяють коректно оцінити ступінь деградації корпусної сталі при понадпроектній експлуатації. Крім того, неврахування зміни деяких з параметрів, як положення верхнього шельфу кривої Шарпі, може значно впливати на визначення ресурсу КР.

1. Встановлено кореляцію ударної в'язкості та поперечного розширення досліджуваних зразків для всіх розглянутих матеріалів. При цьому показано, що кореляційна залежність є однаковою для різних матеріалів і не змінюється під впливом нейтронного опромінення.

2. Показано, що кут нахилу залежності виду зламу зразка від ударної в'язкості зростає внаслідок нейтронного опромінення, що говорить про поступову втрату опроміненим металом своїх в'язких властивостей.

3. Встановлено, що ударна в'язкість на верхньому шельфі кривої Шарпі (USE) має тенденцію до зниження із збільшенням флюенсу нейтронів, що свідчить про зменшення спротиву металу КР в'язкому руйнуванню.

4. Показано, що існує достатній запас в'язкості по критерію верхнього шельфу кривої Шарпі для розглянутих матеріалів принаймні в межах проектних значень флюенсу нейтронів з точки зору граничних значень USE , вказаних у міжнародних нормативних документах.

5. Для розглянутих матеріалів КР ВВЕР-1000 встановлено кореляцію між значеннями USE та границею текучості матеріалу $R_{p0,2}$, визначеній при кімнатній температурі.

6. Встановлено, що існує зв'язок між вмістом фосфору у металі ЗШ корпусу реактора ВВЕР-440 та величиною USE : із збільшенням концентрації фосфору верхній шельф кривої Шарпі суттєво знижується.

7. Продемонстровано, що низьке значення USE може призводити до некоректної оцінки ТКВП при застосуванні діючих підходів до обробки даних. Результатом цього є штучне завищення температури крихкості T_K та невиправдане обмеження ресурсу відповідного КР. У зв'язку з цим наведено рекомендації щодо необхідності внесення змін або роз'яснень до діючих нормативних документів в частині визначення ТКВП для матеріалів з низьким рівнем USE .

СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

1. Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації

1. Кореляція поперечного розширення та ударної в'язкості матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 / О. В. Тригубенко // Ядерна фізика та енергетика. – 2014. – Т. 15, № 4. – С. 344-348.
2. Different approaches to estimation of reactor pressure vessel material embrittlement / V.M. Revka, L.I. Chyrko, Yu.V. Chaikovskiy, O.V. Trygubenko / Ядерна фізика та енергетика, т. 14, № 1, 2013, С. 38-41.
3. Особливості окрихчення металу корпусу реактора енергоблоку ЗАЕС-2 / В.М. Ревка, О.В. Тригубенко, Ю.В. Чайковський, Л.І. Чирко // Проблеми прочності. – 2013. - № 4. – С. 119-124.
4. Радіаційне окрихчування матеріалів корпусу реактора енергоблоку № 1 Рівненської АЕС внаслідок повторного після відпалу опромінення / М.Г. Голяк, Г.П. Гринченко, В.М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю.В. Чайковський, Л.І. Чирко, О.В. Шкапяк // Ядерна фізика та енергетика. – 2019. – Т. 20, № 3. – С. 248-257.

2. Опубліковані праці апробаційного характеру

5. Атестація та апробація технології реконструкції зразків-свідків / А.Ф. Васильєв, В.М. Колочко, О.В. Тригубенко, Ю.В. Чайковський, Л.І. Чирко // Енергетика: економіка, технології, екологія. – 2011. – №1. – С. 4-10.
6. Нормативні аспекти визначення критичної температури крихкості в частині вимог до кривої Шарпі / Г.П. Гринченко, В.М. Ревка, О.В. Тригубенко // Збірник доповідей п'ятої міжнародної науково-практичної конференції «Безпека та ефективність атомної енергетики». – Одеса, 2017. – С. 175-179.
7. Зміна характеристик міцності корпусної сталі при довготривалому опроміненні / В. Ревка, О. Тригубенко, Ю. Чайковський, Л. Чирко // Вісник Тернопільського національного технічного університету. – 2013. – №3 (71). – С. 252-258.

8. В. М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю. В. Чайковський, Л. І. Чирко. Вплив радіаційного пошкодження на міцність сталі корпусу реактора ВВЕР-1000 // Тези доповідей ХХ щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ, 2013. – С. 96-97.
9. В. М. Ревка, О. В. Тригубенко. Вплив нейтронного опромінення на енергію верхнього шельфу кривої Шарпі для матеріалів корпусів реакторів ВВЕР // Тези доповідей ХХІ щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ, 2014. – С. 145-146.
10. В. М. Ревка, О. В. Тригубенко. Зв'язок поперечного розширення та ударної в'язкості зразків Шарпі сталі корпусів реакторів ВВЕР-1000 в неопроміненому та опроміненому стані // Тези доповідей ХХІІ щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ, 2015. – С. 130-131.
11. В. М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю. В. Чайковський, Л. І. Чирко. Пошуки оптимального підходу для визначення зсуву критичної температури крихкості матеріалів корпусів реакторів типу ВВЕР-1000 // Матеріали ІV Міжнародної науково-технічної конференції «Пошкодження матеріалів під час експлуатації, методи його діагностування і прогнозування». – Тернопіль, 2015. – С. 194-197.
12. Гринченко Г.П., Ревка В.М., Тригубенко О.В. Моніторинг методологій визначення критичної температури крихкості в частині вимог до кривої Шарпі // Тези доповідей ХІІ Міжнародної науково-технічної конференції молодих вчених та фахівців «Проблеми сучасної атомної енергетики». – Харків, 2016. – С. 53-54.
13. Г.П. Гринченко, О.В. Тригубенко, В.М. Ревка, Ю.В. Чайковський, Л.І. Чирко. Особливості визначення температури крихко-в'язкого переходу для повторно опроміненого після відпалу металу зварного шва корпусу реактора ВВЕР-440 // Тези доповідей ХХV щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ, 2018. – С. 92-93.
14. О.В. Тригубенко, В.М. Ревка, Л.І. Чирко. Оцінка ресурсу корпусу реактора енергоблоку № 1 Рівненської АЕС згідно різних нормативних підходів // Тези доповідей ХХVІ щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ, 2019. – С. 93-94.
15. В.М. Ревка, О.В. Тригубенко, Л.І. Чирко. Аналіз повторного після відновлювального відпалу окрихчування корпусу реактора РАЕС-1 // Праці VІ Міжнародної науково-технічної конференції «Пошкодження матеріалів під час експлуатації, методи його діагностування і прогнозування». – Тернопіль, 2019. – С. 87-90.

ПЕРЕЛІК ЦИТОВАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Анализ химического состава и радиационного охрупчивания металла сварного шва № 4 корпуса реактора Ровенской АЭС блок 1. Отчет о научно-исследовательской работе, Инв. № 180-14/26. – Москва, 2008. – 31 с.
2. ДСТУ EN 10002-1:2006. Матеріали металеві. Випробування на розтяг. Частина 1. Метод випробування за кімнатної температури (EN 10002-1:2001, IDT).
3. ДСТУ EN 10002-5:2006. Матеріали металеві. Випробування на розтяг. Частина 5. Метод випробування за підвищених температур (EN 10002-5:1991, IDT).

4. ASTM E8M-04. Standard Test Methods for Tension Testing of Metallic Materials. - ASTM. - 2004. - 24 p.
5. ДСТУ EN 10045-1:2006. Матеріали металеві. Випробування на ударний вигин за Шарпі. Частина 1. Метод випробування (EN 10045-1:1990, IDT).
6. ASTM E23-05. Standard Test Methods for Notched Bar Impact Testing of Metallic Materials. - ASTM. - 2005. - 27 p.
7. Золотаревский В.С. Механические свойства металлов / Золотаревский В.С. – М.: МИСИС, 1998. – 400 с.
8. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). – Введ. 01.07.87. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 524 с.
9. J. Mathew, D. Parfitt, K. Wilford, N. Riddle, M. Alamaniotis, A. Chroneos, M.E. Fitzpatrick. Reactor pressure vessel embrittlement: Insights from neural network modelling / Journal of Nuclear Materials, Vol. 502, 2018, p. 311–322.
10. M.K. Miller, K.F. Russell. Embrittlement of RPV steels: An atom probe tomography perspective / Journal of Nuclear Materials, Vol. 371, 2007, p. 145–160.
11. B.Z. Margolin, V.A. Nikolayev, E.V. Yurchenko, Yu.A. Nikolayev, D.Yu. Erak, A.V. Nikolayeva. Analysis of embrittlement of WWER-1000 RPV materials / International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol. 89, 2012, p. 178-186.
12. G. Bonny, D. Terentyev, A. Bakaev, E.E. Zhurkin, M. Hou, L. Malerba. On the thermal stability of late blooming phases in reactor pressure vessel steels: An atomistic study / Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, 2013, p. 282–291.
13. Типовая программа контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям (ПМ-Т.0.03.120-18) / Министерство энергетики и угольной промышленности Украины ГП «НАЭК «Энергоатом». – К., 2018. – 38 с.
14. СОУ НАЕК 087:2015. Инженерная, научная и техническая поддержка. Методика определения радиационного охрупчивания металла корпусов реакторов и сроков выгрузок образцов-свидетелей по результатам их испытаний. – Київ. – 2015. – 29 с.

АНОТАЦІЯ

Тригубенко О.В. Эффект снижения ударной вязкости металла корпусов реакторов ВВЭР в условиях ponadпроектной эксплуатации. – На правах рукописи.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук (доктора філософії) за спеціальністю 05.14.14 – Теплові та ядерні енергоустановки. – Інститут ядерних досліджень Національної академії наук України, Київ, 2020.

У дисертації виконано аналіз ефекту зниження ударної в'язкості сталей корпусів реакторів ВВЭР-1000 та повторно опромінених сталей КР ВВЭР-440 в умовах довгострокової експлуатації.

Дослідження базувалося на результатах, отриманих при реалізації програм зразків-свідків для корпусів ВВЭР. Зразки опромінено в енергетичних реакторах до флюенсів швидких нейтронів, що відповідають періоду експлуатації корпусів реакторів у понад 60 років.

У роботі проаналізовано зниження в'язких властивостей корпусних сталей під впливом опромінення, для сталей КР ВВЭР-1000 емпірично показано наявність

кореляції ударної в'язкості з іншими параметрами, такими як поперечне розширення зразка після руйнування та границя текучості сталі.

Для матеріалів КР ВВЕР-440, повторно опромінених після відновлювального відпалу, за зміною положення верхнього шельфу температурної залежності ударної в'язкості прослідковано зниження в'язких властивостей та показано вплив вмісту фосфору у металі ЗШ на енергію верхнього шельфу. Також продемонстровано, що для матеріалів з низьким значенням верхнього шельфу може спостерігатися штучне завищення температури крихкості та невиправдане обмеження ресурсу КР.

Ключові слова: корпус реактора ВВЕР, зразки-свідки, ударна в'язкість, довготривале нейтронне опромінення, окрихчування металу, крива Шарпі, енергія верхнього шельфу, поперечне розширення, доля в'язкої складової.

ABSTRACT

Trygubenko O.V. The effect of impact toughness decrease for WWER reactor pressure vessel steels under the long-term operation. – Manuscript.

Thesis for candidate degree of technical sciences (Doctor of Philosophy) by specialty 05.14.14 – Thermal and nuclear power plants. Institute for Nuclear Research, National Academy of Science of Ukraine, Kyiv, 2020.

The thesis describes the effect of impact toughness decrease for WWER-1000 reactor pressure vessel (RPV) steels and re-irradiated WWER-440 RPV steels under the long-term operation.

The study was based on surveillance-specimens test results for WWER RPVs. The specimens were irradiated in power reactors to fast neutron fluences, corresponding to the period of more than 60 years RPV operation.

The paper analyses decrease in ductile properties of RPV steels under the impact of neutron irradiation. Correlation of impact toughness with other parameters, such as lateral expansion and yield strength, is empirically shown for WWER-1000 RPV steels.

For WWER-440 RPV materials, re-irradiated after recovery annealing, the change in upper shelf energy level of impact toughness temperature dependence showed a decrease in metal ductile properties. It is also shown the effect of phosphorus content in weld metal on the upper shelf energy. It is demonstrated that for materials with low upper shelf energy value there may be an artificial overestimation of critical temperature of brittleness and unjustified RPV life limitation.

Keywords: WWER reactor pressure vessel, surveillance-specimens, impact toughness, long term neutron irradiation, metal embrittlement, Charpy curve, upper shelf energy, lateral expansion, fracture appearance.