

ВІДГУК

офіційного опонента на дисертаційну роботу О.В. Тригубенка
**“Ефект зниження ударної в’язкості металу корпусів реакторів
ВВЕР в умовах понадпроектної експлуатації”**,
подану на здобуття наукового ступеня кандидата
технічних наук за спеціальністю
05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки

Актуальність теми дисертації. Питання про подовження строку служби діючих реакторів на понадпроектний період вже тривалий час стоїть на порядку денному атомної енергетики України. Економічна доцільність такого підходу очевидна, оскільки будівництво нових енергоблоків потребує значно більших капіталовкладень, а енергетична ситуація в країні вкрай напружена. За цих умов важливо максимально коректно оцінювати ресурс корпусів реакторів (КР) та обґрунтовано знижувати рівень консерватизму, закладений на етапі проектування. Усе вищезазначене дозволяє зробити висновок про безсумнівну актуальність та практичну доцільність поданої роботи, яка пропонує більш повне розуміння процесів деградації матеріалу за рахунок всебічного аналізу параметрів ударної в’язкості та виявлення нових емпіричних кореляцій для матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440.

Сучасний рівень знань про радіаційну пошкоджувальність феритних сталей не дозволяє з необхідною достовірністю прогнозувати окрихчування матеріалу корпусу в умовах довготривалої експлуатації. Тому в Україні, як і в усіх країнах, що експлуатують АЕС з реакторами корпусного типу, для оцінки стану металу корпусу використовують зразки-свідки. Ці зразки вирізаються з того ж металу, з якого виготовлений корпус реактора, і завантажуються у реактор при його введенні в експлуатацію. Після закінчення визначеного терміну опромінення зразки вивантажують з реактора і проводять механічні випробування. Результати випробувань зразків-свідків є підставою для встановлення радіаційно-стимульованих змін властивостей корпусних матеріалів. Експериментальні дані зразків-свідків є цінним матеріалом для інженерів та науковців, однак досі лише обмежений обсяг інформації враховується при аналізі процесів деградації корпусного металу. В своїй роботі дисертант висвітлив ряд відкритих питань, які стосуються зниження спротиву в’язкому руйнуванню матеріалів внаслідок опромінення та показав важливість їх врахування для уникнення невиправданого обмеження терміну експлуатації корпусів реакторів.

Ступінь обґрунтованості наукових положень, висновків і рекомендацій, сформульованих у дисертації. Достовірність результатів та обґрунтованість положень дисертації обумовлена тим, що дослідження зразків-свідків проведено з використанням стандартизованих методів механічних випробувань згідно відповідних нормативних документів, державних та міжнародних стандартів. Усі отримані результати, пройшли апробацію на українських та міжнародних конференціях та є опублікованими у реферованих фахових наукових виданнях.

Наукова новизна наукових положень, висновків і рекомендацій дисертаційної роботи полягає у наступних отриманих результатах:

- 1) виявлено кореляції ударної в'язкості та поперечного розширення зразків-свідків, виготовлених зі сталі корпусів реакторів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440. Показано, що прямолінійна кореляція цих параметрів зберігається для груп зразків як у вихідному, так і опромінену стані;
- 2) показано, що верхній шельф кривої ударної в'язкості помітно знижується при накопиченні металом флюенсу швидких нейтронів;
- 3) аналіз зміни енергії руйнування зразків верхнього шельфу, а також ріст долі в'язкої складової у зламі зразків-свідків, визначеному на критеріальному рівні ударної в'язкості, дозволили продемонструвати зниження опору металу в'язкому руйнуванню при довготривалому нейтронному опроміненні для основного металу та зварних швів корпусів ВВЕР-1000 та для повторно опромінених після відновлювального відпалу зварних швів корпусів ВВЕР-440;
- 4) показано, що більш висока концентрація фосфору у зварному шві металу КР ВВЕР-440 призводить до нижчої величини верхнього шельфу кривої Шарпі при повторному після відновлювального відпалу опроміненні;
- 5) продемонстровано, що значення критичної температури крихкості, визначене у відповідності до нормативного документу ПНАЕ Г-7-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок», є штучно завищеним для матеріалів з низьким рівнем верхнього шельфу та високим ступенем опромінення;
- 6) показано суттєве обмеження ресурсу КР при врахуванні результатів випробувань зразків-свідків матеріалів з низьким рівнем верхнього шельфу кривої Шарпі за рахунок штучно завищеного значення критичної температури крихкості.

Практичне значення результатів дисертаційного дослідження.

Отримані в рамках дисертаційної роботи кореляції роблять цінний внесок у розуміння механізмів радіаційного зміцнення та окрихчування матеріалів КР та надають підґрунтя для розробки нових нормативних залежностей.

Представлені експериментальні результати характеризують стан металу корпусів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 після опромінення протягом 60 років та більше, що дозволяє використання цих даних при подальшій понадпроектній експлуатації корпусів для прогнозування поведінки металу КР та обґрунтування безпечної експлуатації енергоблоків.

Особливе практичне значення мають результати аналізу впливу зниження параметрів ударної в'язкості матеріалів КР ВВЕР на коректність визначення критичної температури крихкості, що, в свою чергу, безпосередньо впливає на ресурс корпусів реакторів. Врахування розглянутих в роботі методологічних недоліків нормативних документів дозволить уникнути некоректного визначення критичної температури крихкості металу КР та об'єктивно обґрунтувати експлуатаційний ресурс.

Загальна характеристика структури та змісту дисертації. Дисертація складається з переліку умовних скорочень, вступу, семи розділів, висновків,

списку використаних джерел та одного додатку.

У **Вступі** викладено загальну характеристику роботи, вказано актуальність обраної теми, мету і завдання дослідження, об'єкт та предмет дослідження, наукову новизну отриманих результатів і їх практичне значення. У вступі зазначено також особистий внесок здобувача при отриманні результатів.

Перший розділ присвячено огляду основних досліджень структурних змін, що відбуваються в сталі під дією нейтронного опромінення. Розглянуто напрямки дослідження матеріалів корпусів реакторів західного типу та ВВЕР. Приділено увагу дослідженням із впливу умов опромінення на окрихчування та зміцнення сталей корпусів ядерних реакторів.

У **другому розділі** розглянуто умови проведення термічного відпалу корпусів реакторів ВВЕР для відновлення механічних властивостей та критичної температури крихкості металу. Вказано на причини необхідності проведення відновлювального відпалу для корпусу реактора енергоблоку № 1 Рівненської АЕС.

У **третьому розділі** проаналізовано склад та реалізацію програм зразків-свідків енергоблоків АЕС України. Детально розглянуто місця вирізки зразків з основного металу обичайок та металу зварних швів корпусів, номенклатуру зразків, що входять до складу різних програм зразків-свідків для енергоблоків ВВЕР-1000, види контейнерних збірок, що містять зразки, та місця встановлення контейнерних збірок у реакторі для опромінення.

Окремий підрозділ виділено для аналізу складу та номенклатури зразків-свідків корпусу реактора енергоблоку № 1 Рівненської АЕС для контролю стану металу корпусу на період після відновлювального відпалу. У підрозділі представлено інформацію про розміщення зразків у контейнерах та розташування гірлянд контейнерів в реакторі. Також наведено хімічний склад матеріалів, що включено до програми зразків-свідків корпусу реактора енергоблоку № 1 Рівненської АЕС.

Четвертий розділ містить опис експериментальної бази, яка дозволила виконати дослідження в рамках даної роботи. Основні результати отримано у лабораторії «гарячих» камер Інституту ядерних досліджень НАН України з використанням дистанційно керованого обладнання та маніпуляторів, які дозволяють безпечно працювати з радіоактивними матеріалами.

Також у розділі описано методики, відповідно до яких проводилися випробування зразків-свідків і виконувалася обробка експериментальних даних, та наведено посилання на відповідні українські та міжнародні нормативні документи.

У **п'ятому розділі** досліджено зв'язок ударної в'язкості матеріалів корпусів реакторів та поперечного розширення зразків після руйнування та розглянуто вплив опромінення на спротив в'язкому руйнуванню. Показано, що під дією нейтронного опромінення відбувається одночасне зменшення енергії в'язкого руйнування металу та поперечного розширення зразків.

Шостий розділ присвячений дослідженню впливу опромінення на енергію верхнього шельфу (*USE*) кривої ударної в'язкості, який є основним показ-

ником зменшення спротиву сталі корпусу реактора в'язкому руйнуванню. Показано, що під дією нейтронного опромінення відбувається поступове падіння ударної в'язкості металу. Узагальнений аналіз дозволив виявити корпуси ВВЕР-1000, для яких спостерігаються найнижчі значення *USE* протягом експлуатації. Також наведено припущення, що причиною прискореного зниження верхнього шельфу кривої Шарпі є хімічний склад металу.

Для повторно опромінених зварних швів корпусів ВВЕР-440 також виявлено схильність металу до зниження *USE* під дією нейтронного опромінення. При чому рівень верхнього шельфу для деяких матеріалів є досить низьким, що впливає на достовірне визначення критичної температури крихкості. Це пов'язано з виявленим недоліком нормативного підходу ПНАЕ Г-7-002-86, який використовується при оцінці критичної температури крихкості матеріалів корпусів реакторів як при первинному, так і повторному після відпалу опроміненні.

У **сьомому розділі** виконано оцінку критичної температури крихкості для повторно опромінених матеріалів корпусів ВВЕР-440, які включено до програми зразків-свідків енергоблоку № 1 Рівненської АЕС. Вказано на важливість детального аналізу зниження спротиву матеріалу в'язкому руйнуванню та врахування рівня *USE* при визначенні критичної температури крихкості та оцінці ресурсу корпусу.

Робота завершується **висновками**, в яких наведено основні наукові та практичні результати дисертації, списком використаних джерел та додатком.

Дисертаційна робота, однак, не позбавлена деяких недоліків.

1. Отримані результати і висновки виглядали б більш обґрунтовано і переконливо, якби аналізовані гіпотези мали статистичні оцінки (наприклад ймовірність, розсіяння, довірчий інтервал), а не тільки графічне представлення.

2. Було б корисно і цікаво проаналізувати сучасний стан матеріалів КР, виготовлених в інших країнах, зокрема, в Росії, де спроектовані і виготовлені реактори українських АЕС.

Оцінюючи дисертацію в цілому, необхідно сказати, що вказані зауваження не зменшують її наукової цінності і є швидше побажанням автору на подальшу роботу.

Дисертація є закінченою науково-дослідною роботою, яку виконано на достатньо високому науковому рівні і яка відповідає спеціальності 05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки. Одержані результати є важливими для вирішення питання достовірної оцінки ресурсу корпусів реакторів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440 при їх понадпроектній експлуатації.

Автореферат дисертації достатньо повно і точно описує основний зміст дисертаційної роботи. Результати досліджень опубліковані в наукових фахових виданнях та обговорені на міжнародних та вітчизняних конференціях спеціалістів.

Вважаю, що за обсягом проведених експериментальних та аналітичних досліджень, актуальністю та новизною отриманих результатів, дана робота

«Ефект зниження ударної в'язкості металу корпусів реакторів ВВЕР в умовах понадпроектної експлуатації» повністю відповідає вимогам п.п. 9, 11, 12 і 13 «Порядку присудження наукових ступенів», затвердженого Постановою КМУ від 24 липня 2013 р. № 567 (зі змінами, внесеними згідно з Постановою КМУ № 656 від 19.08.2015 р., № 1159 від 30.12.2015 р. та № 567 від 27.07.2016 р., № 943 від 20.11.2019 р. та № 607 від 15.07.2020 р.), які висуваються до кандидатських дисертацій, а її автор Тригубенко Олександр Вікторович безсумнівно заслуговує присудження наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю 05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки.

Офіційний опонент,
доктор технічних наук,
провідний науковий співробітник
Інституту електрозварювання
ім. Є.О. Патона НАН України

Kasatkina

О.Г. Касаткін

Підпис Касаткіна О.Г. засвідчую:
вчений секретар Інституту електрозварювання
ім. Є.О. Патона НАН України,
кандидат технічних наук



I.M. Klochkov