

АТЕСТАЦІЯ ТА АПРОБАЦІЯ ТЕХНОЛОГІЇ РЕКОНСТРУКЦІЇ ЗРАЗКІВ-СВІДКІВ

A.VASYLIEV, V.KOLOCHKO, O.TRYCUBENKO, Yu.CHAIKOVSKIY, L.CHYRKO

CERTIFICATION AND APPROBATION OF SPECIMEN RECONSTITUTION TECHNIQUE

Анотація. В роботі розглянуті особливості програми зразків-свідків металу корпусів реакторів ВВЕР-1000, необхідність та етапи проведення реконструкції зразків-свідків, описаний процес проведення атестації технології реконструкції на базі єдиних в Україні «гарячих» камер, що знаходяться в Інституті ядерних досліджень НАН України та наведений висновок щодо достовірності результатів випробувань реконструйованих ЗС. Також проаналізовані результати визначення зсуву критичної температури крихкості із застосуванням методики реконструкції для зразків металу шва корпусу реактора енергоблоку №1 Запорізької АЕС.

Ключові слова: метал корпусу реактора, зразки-свідки, ударна в'язкість, технологія реконструкції, температура крихкості.

Аннотация. В работе рассмотрены особенности программы образцов-свидетелей металла корпусов реакторов ВВЭР-1000, необходимость и этапы проведения реконструкции образцов-свидетелей, описан процесс проведения аттестации технологии реконструкции на базе единственных в Украине «горячих» камер, находящихся в Институте ядерных исследований НАН Украины и приведен вывод о достоверности результатов испытаний реконструированных ОС. Также проанализированы результаты определения сдвига критической температуры хрупкости с применением методики реконструкции для образцов металла шва корпуса реактора энергоблока № 1 Запорожской АЭС.

Ключевые слова: металл корпуса реактора, образцы-свидетели, ударная вязкость, технология реконструкции, температура хрупкости.

Annotation. This paper shows peculiarities of the surveillance program of WWER-1000 reactor vessel metal, necessity and stages of surveillance specimen reconstitution technique, describes the certification process of the reconstitution technique on the basis of the unique in Ukraine "hot" cells situated at the Institute for Nuclear Research of National Academy of Science of Ukraine and presents the conclusion about the reliability of the reconstructed surveillances test results. The results of the critical brittle temperature shift determination using the reconstitution technique for Zaporozhye NPP unit 1 reactor vessel weld metal are also analyzed.

Key words: reactor vessel metal, surveillance, reconstitution technique, critical brittle temperature.

1 Призначення зразків-свідків

Одним з найважливіших і найвідповідальніших елементів конструкції ядерного реактора є його корпус. Габарити та фізико-механічні властивості матеріалів корпусу забезпечують можливість надійної експлуатації реакторної установки й АЕС в цілому протягом тривалого терміну. Корпус реактора (КР) є також одним з найважливіших бар'єрів безпеки реакторної установки ВВЕР-1000.

В процесі експлуатації корпус постійно знаходиться в полі нейтронного випромінювання активної зони при підвищених температурі і тиску, що призводить до поступової зміни механічних властивостей металу, з якого виготовлений корпус, зокрема до радіаційного окрихчування, яке може призвести до крихкого руйнування. Тому дані про розвиток процесу радіаційного окрихчування металу КР є важливими з точки зору безпечної експлуатації АЕС.

Контроль зміни властивостей металу проводиться за програмою зразків-свідків (ЗС), які завантажуються в КР; вони виготовлені із припусків обичайок КР і контрольних зварних проб. ЗС призначені для контролю зміни механічних властивостей і характеристик опору крихкому руйнуванню (критичної температури крихкості, в'язкості руйнування) металу КР під дією експлуатаційних факторів – нейтронного опромінення і термічного старіння.

Програма зразків-свідків – це комплекс заходів, що забезпечує контроль зміни властивостей металу корпусу реактора за результатами випробувань ЗС в процесі експлуатації енергоблоку.

2 Необхідність реконструкції зразків

На більшості енергоблоків АЕС України контроль зміни властивостей металу КР ВВЕР-1000 в процесі експлуатації здійснюється за проектною (штатною) програмою зразків-свідків. Штатна програма має ряд суттєвих недоліків:

- значний градієнт густини нейтронного потоку по периметру та висоті контейнерних зборок (через контейнери круглої форми);
- недостатнє дозиметричне забезпечення;
- невизначеність температури опромінення ЗС;
- недостатня кількість ЗС типу Шарпі і COD;
- недостатня кількість ЗС, опромінених до близьких за величиною флюенсів нейтронів.

Тому, ґрунтуючись на досвіді експлуатації, на енергоблоках ЮУАЕС-2, ЗАЕС-4, 6 встановлені додатково модернізовані програми ЗС, а на введених у 2004 р. в експлуатацію нових енергоблоках ХАЕС-2 та РАЕС-4 – тільки модернізовані програми ЗС, які відповідають новим вимогам до програм ЗС (пласкі контейнери, збільшена кількість ЗС, оптимізація орієнтації контейнерів із ЗС відносно активної зони реактора тощо).

У штатній програмі ЗС на кожному ярусі кожного комплексу для кожного типу металу є по 12 зразків типу Шарпі (Ш) і по 6 зразків з попередньо вирошеною утомною тріщиною типу COD (С). Згідно з ПНАЕ Г-7-002-86 [1] визначення температури в'язко-крихкого переходу має здійснюватися за результатами ударних випробувань не менше 12-и зразків типу Ш, опромінених нейтронами з флюенсами швидких ($E \geq 0,5$ МеВ) нейтронів, що відрізняються не більше ніж $\pm 10\%$ [2]. Такий же розкид флюенсу допускається в групі з не менше 6 ЗС типу С.

Для задоволення вищезазначеної вимоги ПНАЕ використовується технологія реконструкції зразків з половинок ЗС, випробуваних на динамічну та статичну в'язкість руйнування. Половинки випробуваних ЗС даного металу підбираються таким чином, щоб створити групу зразків (включаючи цілі ЗС), для якої флюенси швидких нейтронів, накопичені робочими частинами, відповідали б вказаній вимозі ПНАЕ Г-7-002-86.

Використання методики реконструкції дозволить збільшити кількість зразків та виділити групи зразків для отримання серіальних кривих для випробувань на ударний вигин, які б відповідали вимогам як щодо числа експериментальних точок на одну криву, так і щодо однорідності опромінення.

Технології реконструкції випробувальних зразків у світовій інженерній практиці, в тому числі в радіаційному матеріалознавстві, застосовуються вже кілька десятиліть [3]. Реконструйовані випробувальні зразки використовуються для визначення фізичних, механічних та ін. характеристик і властивостей матеріалів, часто мають технічно і технологічно складну історію виготовлення та експлуатації.

Для реконструкції зразків типу Шарпі використовуються фрагменти (половинки) випробуваних зразків-свідків із матеріалу корпусу реактора (рис.1).

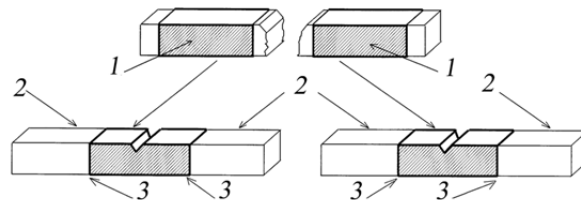


Рис.1. Схема реконструкції зразків Шарпі:

1 – вставки, виготовлені з половинок зразків-свідків типу Ш або С; 2 – хвостовики, 3 – зварні шви

До оброблених плоско-паралельних торців половинок зразків приварюються хвостовики з корпусної сталі, в центрі наноситься надріз, який імітує тріщину, а в зразках на тріщиностійкість вирощується утомна тріщина.

В технології реконструкції зразків-свідків типу Ш та С можна виділити наступні етапи:

1. Підбір опромінених фрагментів (половинок) випробуваних зразків-свідків у групі з близьким флюенсом швидких нейтронів.
2. Підготовка вставки із фрагменту випробуваного зразка.
3. Виготовлення хвостовиків.
4. Очищення поверхонь заготовок.
5. Збирання в спеціальному кондукторі.
6. Електронно-променевого зварювання заготовок.
7. Контроль якості зварних з'єднань.
8. Обробка поверхонь заготовок.
9. Нанесення надрізу на зразок типу Ш.

10. Нанесення надрізу і вирощування утомної тріщини у зразках типу С.

Випробування на ударний вигин реконструйованих зразків типу Ш, так само, як і штатних ЗС, проводяться на маятниковому копрі КМД-30 із запасеною енергією молота 300 Дж у відповідності до вимог ГОСТ 9454 [4] та ПНАЕ Г-7-002-86. Випробування цілих та реконструйованих зразків типу С на триточковий вигин проводяться у відповідності до ГОСТ 25.506 [5] та Е 1921 [6] на випробувальному комплексі Інстрон.

До груп результатів, які обробляються, входять дані, отримані як для реконструйованих зразків даного типу, так і цілих ЗС зі значеннями флюенсів, що відповідають вимогам "Типової програми контролю властивостей металу КР ВВЕР-1000 за зразками-свідками" ПМ-Т.0.03.120-08 [Ошибка! Закладка не определена.] відносно розкиду по групі не більше 10 %.

3 Процес проведення атестації технології реконструкції

В Інституті ядерних досліджень НАН України на базі "гарячих" камер впроваджена технологія реконструкції ЗС, яка пройшла атестаційний контроль для отримання дозволу до роботи з опроміненими ЗС.

Метою атестації технології реконструкції є обґрунтування збереження властивостей металу вставки після виготовлення реконструйованого зразка.

Атестаційним матеріалом слугував метал марки 15Х2НМФА корпусу реактора розмонтованої Кримської АЕС, а також корпусна сталь марки 15Х2НМФАА умовного енергоблоку Д7.

Відповідно до розробленої Програми атестації були проведені наступні види досліджень:

1. Вибір оптимального режиму зварювання вставки з хвостовиком.
2. Перевірка стійкості зварних швів до руйнування.
3. Перевірка відсутності перегріву центральної частини вставки в процесі зварювання.
4. Макро- і мікроскопічні дослідження металу зварного з'єднання та зони термічного впливу (ЗТВ).
5. Перевірка збереження властивостей металу вставки після реконструкції зразка.

Перевірка стійкості швів до руйнування проведена шляхом квазістатичного вигину зварених заготовок без надрізу (з боку, протилежного нанесення майбутнього надрізу) на випробувальному комплексі INSTRON 1362 (цифровий контролер FastTrack 8500 Plus), встановленому всередині "гарячої" камери, при температурах: -150°C до навантаження $P_{\max} = 34 \text{ кН}$; -70°C до $P_{\max} = 31 \text{ кН}$; $+150^{\circ}\text{C}$ до $P_{\max} = 34 \text{ кН}$ і $+20^{\circ}\text{C}$ до $P_{\max} = 26 \text{ кН}$.

Після випробувань всі вигнуті заготовки обстежені на наявність надривів в металі шва і в ЗТВ. Результати досліджень свідчать, що після випробувань відсутні пошкодження в зварних з'єднаннях та ЗТВ, метал демонструє в'язке подовження на розтягнутих волокнах у всьому зварному з'єднанні.

Для перевірки відсутності перегріву вставки в процесі зварювання вище температури експлуатації корпусу реактора (300°C) проведені контрольні зварювання з хромель-алюмелевими термопарами, розміщеними на глибині 5 мм на відстані 2,5 мм і 5 мм від лінії сплавлення. Запис зміни температури проводили безперервно протягом усього циклу зварювання. Як видно з графіків (рис. 2), на відстані 2,5 мм температура не перевищує 180°C , а на відстані 5 мм – 100°C .

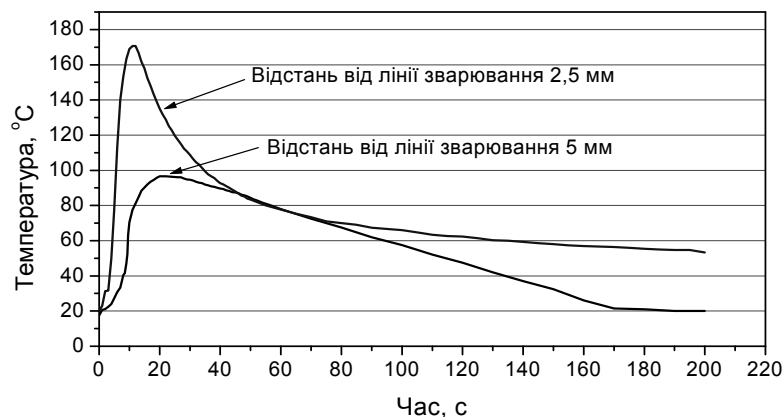


Рис. 2. Зміна температури вставки в процесі електронно-променевого зварювання

Для перевірки збереження при зварюванні властивостей металу в робочій зоні реконструйованого зразка був використаний також метод вимірювання твердості. З цією метою на

глибині 3 мм по боковій поверхні заготовки, а також по діагональному перетину шва виготовлені мікрошліфи. Вимірювання твердості проводилося за методом Віккерса на твердомірі Computest SC HV5 з навантаженням 49,03 Н з кроком 3...4 мм поодаль від швів і 0,05... 0,2 мм в ЗТВ і на поверхні шва (рис. 3). Результати вимірювань твердості свідчать про те, що зміна твердості спостерігається тільки в зоні швів.

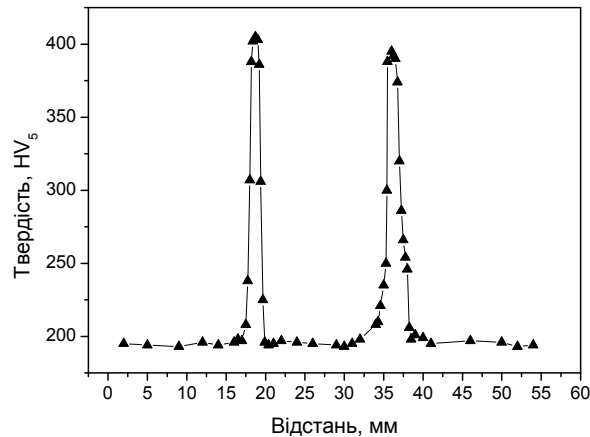


Рис. 3. Зміна твердості вздовж реконструйованого зразка

З метою верифікації результатів випробувань реконструйованих зразків було проведено визначення критичної ($T_{ки}$) і референтної (T_0) температур крихкості за результатами випробувань на ударний і триточковий вигини цілих і реконструйованих з їх половинок зразків типу Шарпі і Шарпі з тріщиною, виготовлених відповідно до вимог ГОСТ 9454 і ГОСТ 25.506 (рис.4).

Статистичний аналіз за тестом Чоу отриманих результатів випробувань зразків у вихідному стані і після реконструкції показав однорідність всіх вибірок, що підтверджує відсутність впливу реконструкції на фізико-механічні властивості сталі.

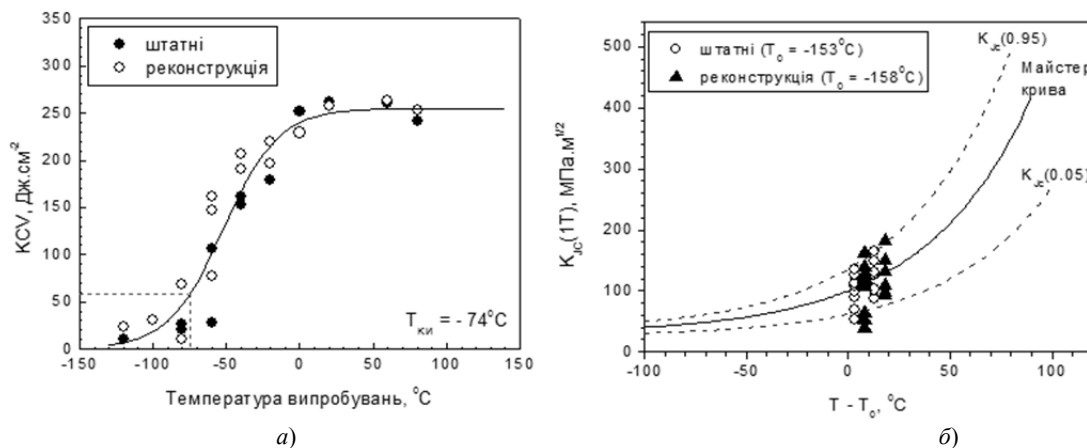


Рис. 4. Узагальнені температурні залежності в'язкості руйнування сталі корпусу Д7 при випробуваннях на ударний (а) і триточковий вигин (б)

Таким чином, отримані результати досліджень зварного шва і вставки довели, що дана методика реконструкції штатних ЗС не змінює властивостей металу зразка і може використовуватись для отримання даних про стан металу корпусу реактора.

4 Випробування реконструйованих зразків корпусу реактора енергоблоку №1 Запорізької АЕС

Аналіз результатів визначення зсуву критичної температури крихкості із застосуванням методики реконструкції був проведений для енергоблоку №1 Запорізької АЕС. Оскільки основним елементом корпусу реактора, що обмежує його ресурс, є зварний шов, то аналіз результатів випробувань на ударний вигин проведено для металу зварного шва №3, з якого виготовлені ЗС.

Як було згадано вище, отримані дані при випробуваннях на ударний вигин реконструйованих зразків обробляються так само, як і для штатних ЗС, згідно з вимогами п. 8.3 Додатку 2 ПНАЕ Г-7-

002-86 за допомогою апроксимації температурних залежностей ударної в'язкості функцією гіперболічного тангенса. Температурні індекси T_{KI} і T_{kF} відповідають критеріальним рівням ударної в'язкості, які залежать згідно з ПНАЕ Г-7-002-86 від границі текучості матеріалу в даному стані. В даній роботі за результатами випробувань ЗС на розтяг використовувались рівні 49 і 59 Дж/см² для визначення T_{KI} (неопромінений комплект) і T_{kF} (опромінений матеріал) відповідно.

Для зручності значення нижнього шельфу для температурної залежності енергії удару вибрано на рівні 0 Дж. Слід відмітити, що РНЦ "Курчатівський інститут" вибирає для цих цілей значення 2,7 Дж [7]. Однак згідно з документами [8, 9] для отримання результатів з необхідною точністю слід використовувати маятникові копри для ударних випробувань металів тільки у визначеному діапазоні енергій. Для копрів з максимальною енергією удару 300 Дж, які зазвичай використовуються для випробувань корпусних сталей, нижня границя корисного діапазону енергій у кращому випадку складає 3,5 Дж. Таким чином, у цьому розумінні вибір рівня нижнього шельфу 0 чи 2,7 Дж практично не має значення, враховуючи, що опромінення не впливає на нижній шельф кривої Шарпі [10]. Ударна в'язкість на верхньому шельфі визначалась як середнє значення для зразків, що мали повністю в'язкий злам. Параметри T_0 і C визначались методом найменших квадратів для випадку нелінійної залежності. Програмне забезпечення Origin 6.1 було використано для статистичного аналізу результатів випробувань зразків Шарпі на ударний вигин.

Криві Шарпі для матеріалу в неопроміненому і опроміненому станах є вихідною інформацією для визначення зсуву критичної температури крихкості ΔT_F . Значення ΔT_F визначається згідно з нормами ПНАЕ Г-7-002-86, використовуючи формулу:

$$\Delta T_F = T_{kF} - T_{KI}, \tag{1}$$

де $\Delta T_F \geq 0$, T_{kF} – температура крихкості матеріалу після опромінення;
 T_{KI} – температура крихкості матеріалу, отримана при випробуваннях зразків у неопроміненому стані.

Для оцінки ступеня окрихчення використовувався коефіцієнт A_F , отриманий шляхом наближення експериментальних даних степеневу функцією, що задається рівнянням [1]:

$$\Delta T_F = A_F \left(\frac{F_n}{F_0} \right)^n, \tag{2}$$

де F_n – флюенс швидких нейтронів ($E > 0,5$ MeV);
 $F_0 = 10^{22}$ нейтр/м²;
 n – показник степеня, дорівнює 1/3.

Результати випробувань зразків Шарпі на ударний згин для металу зварного шва показані на рисунках 5,6,7,8. На рис.5 представлена температурна залежність ударної в'язкості для штатних та реконструйованих зразків металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС-1 неопроміненого комплекту. Як видно з рис. 5, температура крихко-в'язкого переходу для штатних зразків, яка становить $T_{KI} = -33^\circ\text{C}$, майже не відрізняється від тієї ж температури для реконструйованих зразків ($T_{KI} = -30^\circ\text{C}$), що свідчить про достовірність методики реконструкції.

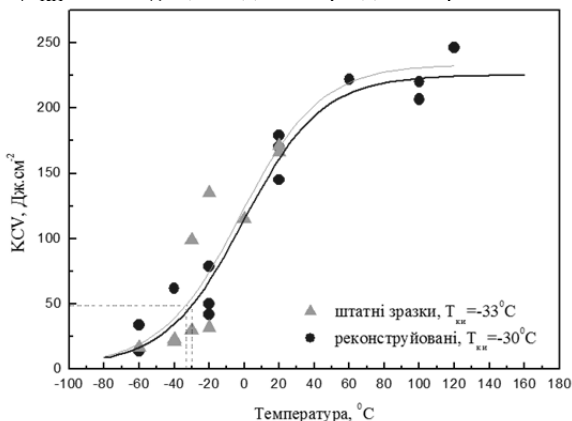


Рис. 5. Температурна залежність ударної в'язкості для штатних (▲) та реконструйованих (●) зразків металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС-1 (неопромінений комплект)

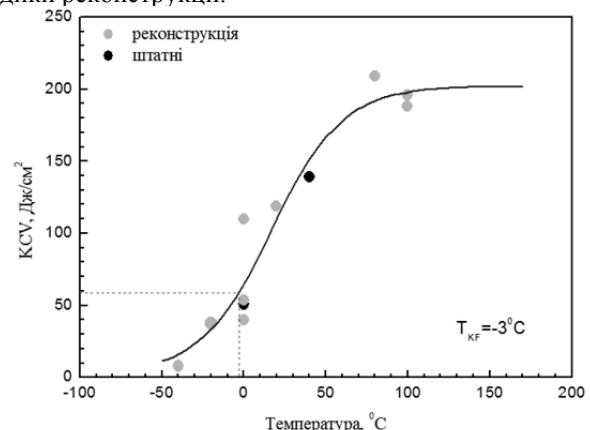


Рис. 6. Температурна залежність ударної в'язкості для металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС - 1 (опромінена група 1)

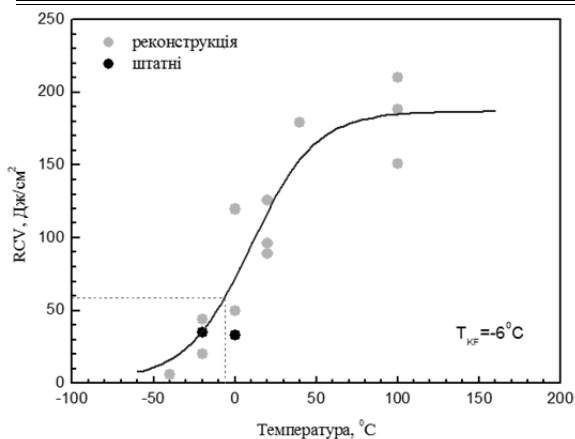


Рис. 7. Температурна залежність ударної в'язкості для металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС-1 (опромінена група 2)

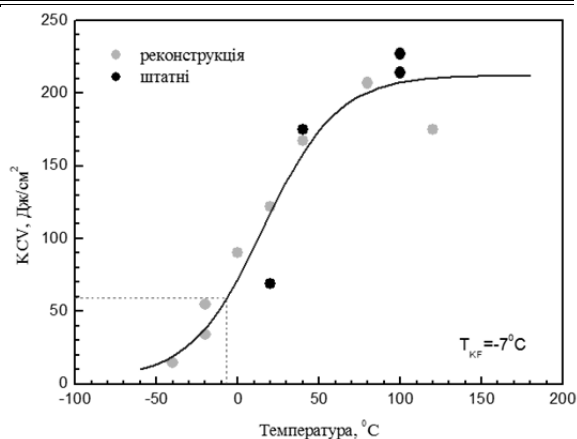


Рис. 8. Температурна залежність ударної в'язкості для металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС-1 (опромінена група 3)

Для опроміненої групи 1 були вибрані зразки з накопиченим флюенсом ($15,7 \cdot 10^{22} \dots 19,3 \cdot 10^{22}$) нейтр.м⁻², для опроміненої групи 2 – ($30,1 \cdot 10^{22} \dots 34,8 \cdot 10^{22}$) нейтр.м⁻², для групи 3 – ($37,0 \cdot 10^{22} \dots 5,3 \cdot 10^{22}$) нейтр.м⁻².

Ступінь радіаційного окрихчення металу зварного шва, визначена із застосуванням методики реконструкції, показана в табл. 1 для трьох груп опромінених зразків. Максимальний зсув $\Delta T_F = 27^\circ\text{C}$. Верхній шельф кривої Шарпі для неопроміненого матеріалу складає 220 Дж/см² і дещо знижується після нейтронного опромінення (максимальне зниження $\sim 17\%$).

Таблиця 1

Ступінь радіаційного окрихчення для металу зварного шва корпусу реактора блоку ЗАЕС-1 (застосування технології реконструкції для зразків типу Шарпі)

Стан	Флюенс (E 0,5 МеВ), 10 ²² , нейтр.м ⁻²	T_{KI}/T_{KF} °C	ΔT_F , °C	USE, Дж/см ²
Неопромінені	–	–30	–	220
Опромінена група 1	17,6	–3	27	198
Опромінена група 2	32,8	–6	24	183
Опромінена група 3	41,9	–7	23	206

Залежність зсуву критичної температури крихкості ΔT_F від флюенсу швидких нейтронів показана на рис. 9. Коефіцієнт радіаційного окрихчення $A_F(95\%)$, визначений з довірчою ймовірністю 95%, дорівнює $12,3^\circ\text{C}$. Це значення не перевищує вимоги ПНАЕ Г-7-002-86 відносно максимально допустимого значення ($A_F = 20^\circ\text{C}$) для зварних швів корпусів реакторів ВВЕР-1000.

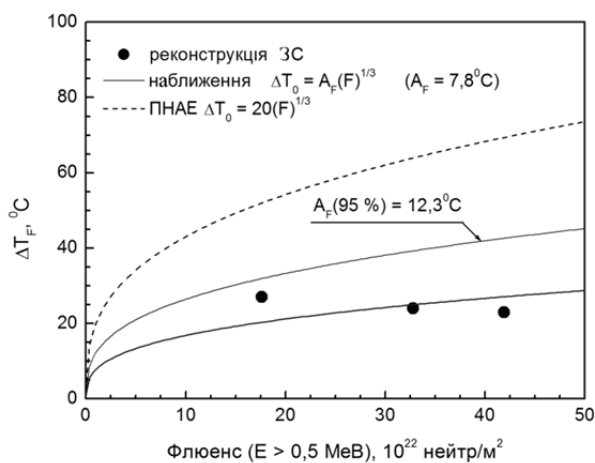


Рис. 9. Зсув критичної температури крихкості залежно від флюенсу нейтронів для металу зварного шва корпусу реактора ЗАЕС-1 (застосування технології реконструкції)

Максимальний флюенс, накопичений опроміненою групою 3, становить $41,9 \cdot 10^{22}$ нейтр.м⁻². Враховуючи те, що за рік (за одну паливну кампанію) корпус реактора набирає флюенс не більше ніж $1 \cdot 10^{22}$ нейтр.м⁻², то отримана 95% довірча залежність $\Delta T_F(F)$ дає можливість спрогнозувати процес окрихчення металу КР на період експлуатації щонайменше 40 років.

Таким чином, отримані дані дають можливість зробити висновок про те, що радіаційне окрихчення металу шва №3 не обмежує проектний ресурс (40 років) корпусу реактора енергоблоку №1 ЗАЕС. Для визначення остаточного ресурсу КР необхідно провести розрахунки крихкої міцності і визначити величину допустимої критичної температури крихкості $T_{ка}$.

Література

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок – Москва, Энергоатомиздат – 1989 – 525 с.
2. Типовая программа контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям ПМ-Т.0.03.120-08. – ГП НАЭК "Энергоатом" – 2008 – 36 с.
3. Методика реконструкции образцов для испытаний на ударный и трехточечный статический изгиб материалов корпусов реакторов типа ВВЭР. РД.ЭО.0352-02, Москва, 2000, 11с.
4. ГОСТ 9454. Металлы. Метод испытания на ударный изгиб при пониженной, комнатной и повышенной температурах." – М.: Изд-во стандартов, 1982. – 12 с.
5. ГОСТ 25.506-85. Расчеты и испытания на прочность. Методы испытания металлов. Определение характеристик трещиностойкости (вязкости разрушения). – М.: Изд-во стандартов, 1985. – 61 с.
6. ASTM E 1921 Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range, ASTM, 1997.
7. Исследования первого комплекта образцов-свидетелей блока № 2 Южно-Украинской АЭС после двенадцати кампаний работы реактора: Отчет инв. № 62-1813 / РИЦ "Курчатовский институт". – Москва, 2001. – 111с.
8. ISO/DIS 12736, Metallic Materials – impact Testing – Preparation and Characterization of Charpy V Reference Test Pieces for Verification of Pendulum Impact Testing Machines, ISO, Geneva, Switzerland.
9. Siewert T.A., Shmieder A.K. Pendulum Impact Machines: Procedures and Specimens for Verification, ASTM STP 1248, ASTM, West Conshohocken, PA, – 1995.
10. Windle P.L., Crowder M., Moskovic R., A statistical model for the analysis and prediction of the effect of neutron irradiation on Charpy impact energy curves // Nucl. Eng. & Design. – 1996. – Vol. 165. – P. 43-56.