

Особливості окрихчування металу корпусу реактора енергоблоку ЗАЕС-2

В. М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю. В. Чайковський, Л. І. Чирко

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна

Представлено результати випробувань зразків-свідків комплекту ЗЛ корпусу реактора блоку № 2 Запорізької АЕС. За результатами випробувань на ударний згин визначено коефіцієнти радіаційного окрихчування для основного металу та металу зварного шва. Показано, що критичним елементом даного корпусу з точки зору радіаційного окрихчування є основний метал.

Ключові слова: зразки-свідки, корпус реактора, критична температура крихкості, радіаційне окрихчування, ударна в'язкість, флюенс нейтронів.

Вступ. Оцінка цілісності корпусу реактора (КР) є одним із фундаментальних завдань при аналізі безпечної експлуатації реакторної установки (РУ). Підвищена температура та висока щільність нейтронного потоку є тими факторами, які суттєво впливають на стан металу КР. У першу чергу вказані фактори призводять до окрихчування сталі, тобто до зменшення енергії, що викликає руйнування металу, відповідно температура переходу від в'язкого руйнування до крихкого підвищується. Важливою за таких умов є надійна оцінка схильності КР до крихкого руйнування. Для цього має бути показано, що крихке руйнування не відбудеться за будь-яких умов нормальної експлуатації, а також при аварійних ситуаціях та проектних аваріях.

Дуже важливим є отримання інформації про ступінь окрихчування металу корпусу впродовж усього періоду його експлуатації. Із метою моніторингу стану КР на АЕС України реалізується програма контролю металу за зразками-свідками (ЗС). Дана програма дає можливість оцінити стан металу КР та спрогнозувати ступінь окрихчування корпусної сталі на певний період експлуатації. Програма регламентує випробування штатних та реконструйованих ЗС.

У даній роботі проаналізовано результати випробувань штатних та реконструйованих ЗС комплекту ЗЛ КР блоку № 2 Запорізької АЕС (ЗАЕС-2). За результатами випробувань на ударний згин визначено і проаналізовано зсув температури в'язкокрихкого переходу під дією опромінення та коефіцієнти радіаційного окрихчування (A_F) для основного металу (ОМ) і металу зварного шва (МШ). Також проаналізовано результати випробувань температурних комплектів трьох вивантажень, що дозволило оцінити вклад термічної складової у зсув критичної температури крихкості (КТК).

Методика випробування на ударний згин. Для встановлення ступеня надійності корпусної сталі необхідно визначити параметри опору крихкому руйнуванню. Із цією метою використовуються маятникові копри для випробування на ударний згин стандартних зразків типу Шарпі з V-подібним надрізом.

Обробка отриманих даних при випробуваннях на ударний згин проводиться згідно з вимогами п. 8.3. Додатку 2 ПНАЭ Г-7-002-86 [1] за допомо-

гою апроксимації температурних залежностей ударної в'язкості функцією гіперболічного тангенса наступного виду:

$$KCV = \left(\frac{USE}{2} \right) \left(1 + \operatorname{th} \left(\frac{T - T_0}{C} \right) \right), \quad (1)$$

де KCV – ударна в'язкість (питома робота руйнування); USE – значення ударної в'язкості на верхньому шельфі температурної залежності; T – температура випробувань; T_0 – температура, що відповідає значенню ударної в'язкості $USE/2$; C – параметр, що характеризує нахил температурної залежності KCV . Ударна в'язкість на верхньому шельфі температурної залежності визначається як середнє значення для зразків із повністю в'язким зломом. Параметри T_0 і C визначаються методом найменших квадратів для випадку нелінійної залежності.

Отримані графіки для матеріалу у неопромінену й опромінену стані є вихідною інформацією для визначення зсуву критичної температури крихкості ΔT_F . Величина ΔT_F визначається згідно з [1] за формулою

$$\Delta T_F = T_{кF} - T_{к}^{in}, \quad (2)$$

де $\Delta T_F \geq 0$; $T_{кF}$ – температура крихкості матеріалу після опромінення при температурі експлуатації корпусу; $T_{к}^{in}$ – температура крихкості матеріалу у вихідному (до опромінення) стані.

Значення температур $T_{к}^{in}$ і $T_{кF}$ відповідають критеріальним рівням ударної в'язкості, які залежать згідно з [2] від границі текучості матеріалу в даному стані. У роботі за результатами випробувань ЗС на розтяг використовувались рівні ударної в'язкості 49 і 59 Дж/см² для визначення $T_{к}^{in}$ і $T_{кF}$ відповідно.

Ступінь окрихчування оцінювалась за допомогою коефіцієнта A_F , отриманого шляхом наближення експериментальних даних степеневою функцією, що задається рівнянням [1]:

$$\Delta T_F = A_F \left(\frac{F_i}{F_0} \right)^n, \quad (3)$$

де F_i – флюенс швидких нейтронів ($E > 0,5$ МеВ); $F_0 = 10^{22}$ нейтр/м²; n – показник степені, рівний 1/3 згідно з [1].

Необхідність та процедура реконструювання зразків. Для реконструювання зразків типу Шарпі використовуються фрагменти (половинки) випробуваних ЗС із матеріалу корпусу реактора (рис. 1).

До оброблених плоскопаралельних торців половинок зразків приварюються хвостовики з корпусної сталі, в центрі вставки наноситься надріз, який імітує тріщину.

Необхідність реконструювання зумовлена недоліками штатної програми ЗС, основним з яких є значний розкид по флюенсу швидких нейтронів ЗС

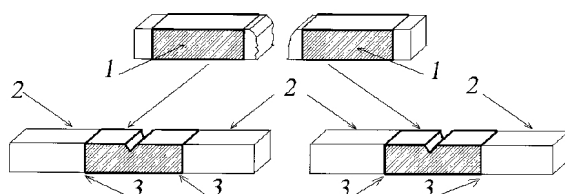


Рис. 1. Схема реконструювання зразків типу Шарпі: 1 – вставки, виготовлені з половинок ЗС (стандартні зразки типу Шарпі або зразки Шарпі з тріщиною втоми); 2 – хвостовики; 3 – зварні шви.

на одному ярусі штатного комплекту, а також по довжині кожного зразка. Як наслідок, вимога Типової програми [2] щодо допустимого розкиду по флюенсу швидких нейтронів ($\pm 10\%$) не може бути дотримана.

Технологія реконструювання передбачає підбір половинок випробуваних ЗС металу таким чином, щоб створити групу зразків, включаючи цілі ЗС, для якої флюенси швидких нейтронів, накопичені робочими частинами, задовольняли вказаній вимозі Типової програми. Таким чином, дана технологія дає можливість не лише виконати вимоги щодо однорідності опромінення, а й збільшити кількість зразків для отримання серіальних кривих для випробувань на ударний згин.

Основні результати випробувань штатних зразків. Випробування на ударну в'язкість опромінених ЗС комплекту ЗЛ блоку ЗАЕС-2 проводились в Інституті ядерних досліджень НАН України. Зразки-свідки контрольних комплектів випробовувались в НДЦ “Курчатовський інститут” (Росія). Значення критичної температури крихкості у вихідному стані становлять:

$$\text{для ОМ } T_{\text{к}}^{\text{in}} = -73^{\circ}\text{C};$$

$$\text{для МШ } T_{\text{к}}^{\text{in}} = -22^{\circ}\text{C}.$$

За результатами випробувань зразків комплекту ЗЛ було визначено значення КТК $T_{\text{кF}}$ для ОМ (-14 і -10°C для верхнього і нижнього ряду контейнерної збірки (КЗ) відповідно) та МШ (-17 і 7°C відповідно). За цими даними зсув КТК внаслідок опромінення ΔT_{F} для ОМ складає 59 і 63°C , для МШ: 5 і 29°C .

Для того щоб якісніше оцінити ступінь окрихчування кожного з типів металу, слід розглянути і проаналізувати всі наявні дані по ударній в'язкості досліджуваних металів (рис. 2, 3).

Результати випробувань свідчать про високу стійкість МШ до опромінення. Основний метал спочатку демонструє підвищений ступінь радіаційного окрихчування, який при опроміненні до флюенса швидких нейтронів вище за $\sim 25 \cdot 10^{22}$ нейтр/м² суттєво знижується. Як видно з рис. 2,а, коефіцієнт радіаційного окрихчування, визначений з 95%-ною ймовірністю, A_{F} (95%), для ОМ дещо перевищує нормативне значення A_{F} (ПНАЭ). Даний результат необхідно було уточнити при випробуваннях ЗС комплекту ЗЛ із застосуванням технології реконструювання.

Ступінь окрихчування металу внаслідок термічного старіння. Розгляд результатів випробувань реконструйованих ЗС потребує аналізу даних випробувань зразків температурних комплектів для ОМ. Зсув критичної тем-

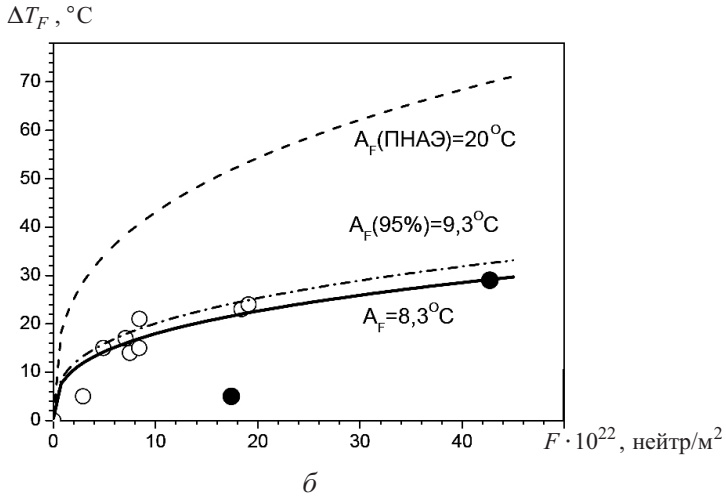
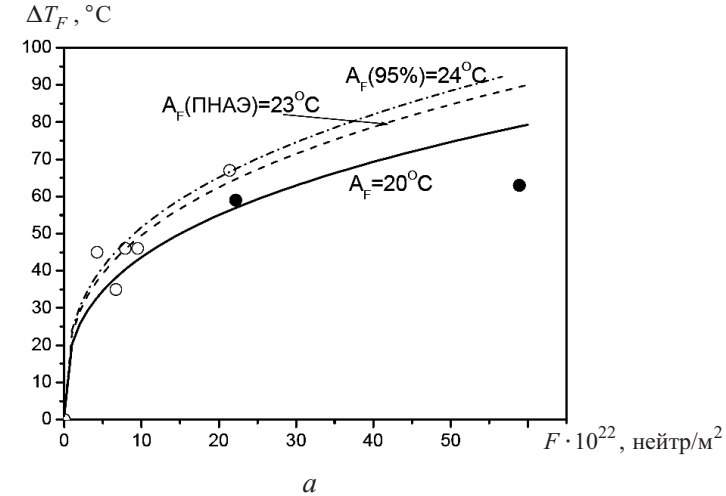


Рис. 2. Залежність зсуву критичної температури крихкості від флюенса швидких ($E > 0,5$ MeV) нейтронів для основного металу (а) і металу зварного шва (б) КР ЗАЕС-2: \circ – комплекти 1Л, 2Л, 5Л; \bullet – комплект 3Л.

ператури крихкості внаслідок термічного старіння ΔT_T визначається за формулою [1]

$$\Delta T_T = T_{кТ} - T_{к}^{in}, \quad (4)$$

де $\Delta T_T \geq 0$.

Найвні дані зсувів критичної температури крихкості для ОМ КР ВВЕР-1000 та КР ЗАЕС-2 представлено на рис. 3. Видно, що ΔT_T ОМ корпусу реактора ЗАЕС-2 перевищує аналогічні значення для інших корпусів.

Для ОМ даного КР при витримці протягом 47740,8 еф. год величина $T_{кТ}$ зросла на 50°C , термічне старіння до 121730,4 еф. год призводить до зниження ΔT_T до 37°C . Отримана для ОМ тенденція зміни ΔT_T є характерною для матеріалів корпусів ВВЕР-1000, для яких ця величина зростає протягом 35000...50000 еф. год, а далі зменшується. Це дозволяє прогнозувати подальше зменшення ΔT_T зі збільшенням часу витримки.

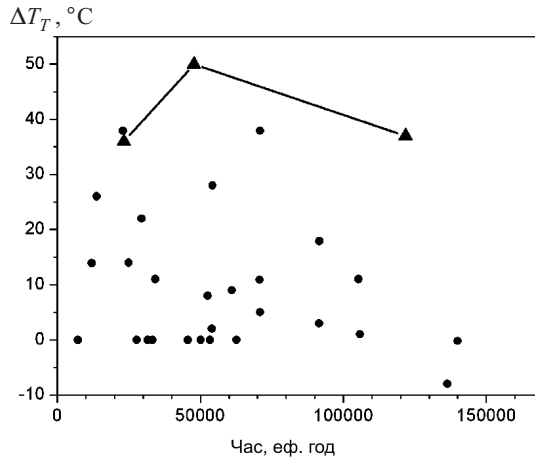


Рис. 3. Зсув критичної температури крихкості ОМ КР ЗАЕС-2 внаслідок термічного старіння і зіставлення даних для ОМ КР ЗАЕС-2 (▲) з узагальненими для КР ВВЕР-1000 (●).

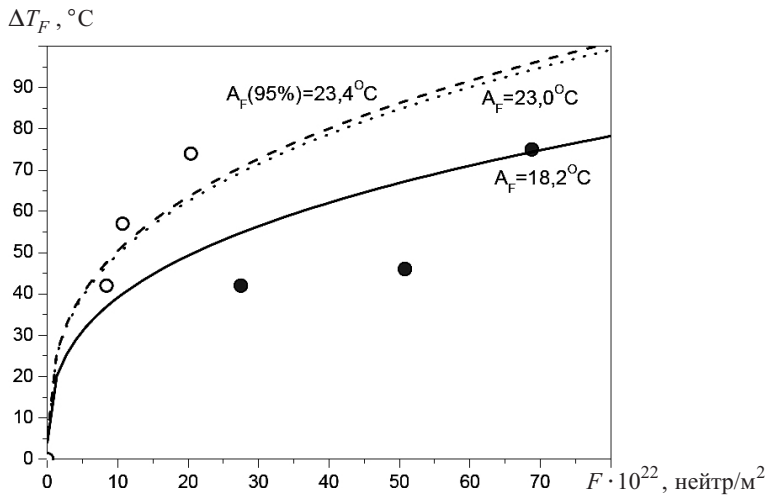


Рис. 4. Залежність ΔT_F від флюенса нейтронів ($E > 0,5$ MeV) для основного металу за результатами випробування зразків комплектів 2Л і 3Л (технологія реконструювання).

Представлені результати не тільки показують тенденцію зміни T_{KT} , а й дають можливість оцінити значний вплив термічного старіння на окрихчування основного металу КР блоку ЗАЕС-2.

Результати випробування реконструйованих зразків. Для уточнення результатів випробування штатних ЗС комплекту 3Л було підібрано і випробувано три групи реконструйованих зразків основного металу з розкидом по флюенсу $\pm 10\%$ від середнього значення у групі.

На рис. 4 показано залежність ΔT_F від флюенса нейтронів для груп реконструйованих ЗС основного металу за результатами випробування зразків комплектів 2Л і 3Л. Видно, що результати другого вивантаження показують досить високі значення ΔT_F при невеликих флюенсах, що добре узгоджується з попередніми висновками про значний вклад термічної складової у процес окрихчування ОМ протягом перших 50000 еф. год експлуатації блоку.

Отримане в результаті обробки даних для реконструйованих ЗС основного металу комплектів 2Л і 3Л значення коефіцієнта радіаційного окрихчування A_F становить $18,2^\circ\text{C}$, відповідно $A_F(95\%) = 23,4^\circ\text{C}$, що практично узгоджується з нормативним значенням 23°C .

Висновки

1. Оцінка радіаційного окрихчування матеріалів КР блоку ЗАЕС-2 за результатами випробувань ЗС на ударний згин показала, що критичним елементом із точки зору ступеня радіаційного окрихчування є основний метал. Результати, отримані для штатних ЗС, підтверджуються даними випробувань реконструйованих зразків.

2. Отримані при випробуваннях ЗС температурних комплектів дані свідчать про значний вклад термічної складової у радіаційний зсув критичної температури крихкості для ОМ, особливо у перші 50000 еф. год роботи енергоблока. У результаті цього після обробки даних випробувань опромієних ЗС комплекту 2Л отримано перевищення нормативного значення коефіцієнта радіаційного окрихчування з наступним його відновленням до середнього рівня за даними випробувань ЗС комплекту 3Л. Обробка представницьких даних випробувань ЗС основного металу комплектів 2Л і 3Л показала, що значення коефіцієнта радіаційного окрихчування склали $A_F = 18,2^\circ\text{C}$ і $A_F(95\%) = 23,4^\circ\text{C}$, що практично дорівнює нормативному значенню 23°C .

Оскільки термічне старіння основного металу тривалістю 121730,4 еф. год (комплект 3М) призводить до зниження ΔT_T до 37°C у порівнянні з попереднім вивантаженням температурного комплекту 5М, можна спрогнозувати подальше зменшення вкладу термічного старіння у значення температури в'язкокрихкого переходу. Проте уточнити даний прогноз можна буде за результатами випробувань ЗС температурних комплектів, що будуть отримані при наступних вивантаженнях.

Резюме

Представлены результаты исследований образцов-свидетелей комплекта 3Л корпуса реактора блока № 2 Запорожской АЭС. По результатам испытаний на ударный изгиб определены коэффициенты радиационного охрупчивания для основного металла и металла сварного шва. Показано, что критическим элементом данного корпуса с точки зрения радиационного охрупчивания является основной металл.

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
2. ПМ-Т.0.03.120-08. Типовая программа контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям. – НАЭК “Энергоатом”, 2008. – 36 с.

Поступила 03. 10. 2012