

УДК 621.039.53

<https://doi.org/10.15407/jnpae2019.03.248>

М. Г. Голяк¹, Г. П. Гринченко², В. М. Ревка¹, О. В. Тригубенко^{1,2,*},
Ю. В. Чайковський¹, Л. І. Чирко¹, О. В. Шкапяк¹

¹ Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна

² ВП «Науково-технічний центр» ДП НАЕК «Енергоатом», Україна

*Відповідальний автор: trygubenko_ol@ukr.net

РАДІАЦІЙНЕ ОКРИХЧУВАННЯ МАТЕРІАЛІВ КОРПУСУ РЕАКТОРА ЕНЕРГОБЛОКА № 1 РІВНЕНСЬКОЇ АЕС УНАСЛІДОК ПОВТОРНОГО ОПРОМІНЕННЯ ПІСЛЯ ВІДПАЛУ

Представлено результати досліджень повторно опромінених після відновлювального відпаду зразків-свідків металу корпусу реактора енергоблока № 1 Рівненської АЕС. За даними випробувань на статичний розтяг та ударний вигин було визначено величину радіаційного зміцнення та оцінено зсув критичної температури крихкості основного металу та металу зварного шва корпусу реактора. Крім того, проведено порівняння експериментальних результатів з відомими в літературі моделями окрихчування внаслідок повторного після відпаду опромінення. Узагальнюючий аналіз результатів випробувань 3 комплектів зразків-свідків показав, що ступінь радіаційного окрихчування досліджених матеріалів, повторно опромінених після відновлювального відпаду, не вищий, ніж при первинному опроміненні. Додатково в роботі показано вплив вмісту фосфору у зварному шві на величину енергії верхнього шельфу кривої Шарпі.

Ключові слова: корпус реактора ВВЕР-440, відновлювальний відпал, зразки-свідки, радіаційне окрихчування, критична температура крихкості, крива Шарпі, енергія верхнього шельфу.

1. Вступ

Корпуси реакторів (КР) типу ВВЕР-440, включаючи КР енергоблока № 1 Рівненської АЕС (РАЕС-1), характеризуються підвищеним вмістом фосфору та міді в металі зварного шва № 4, що призводить до прискореного радіаційного окрихчування матеріалів. Унаслідок підвищеної чутливості до опромінення зварний шов № 4 є конструктивним елементом, який обмежує термін служби КР. Серед енергоблоків ВВЕР-440/213, В-230 та

В-179 КР блока РАЕС-1 відповідно до паспортних даних є одним з найгірших за вмістом фосфору (0,037 %) і міді (0,21 %) у зварному шві № 4 (рис. 1).

Усі КР типу ВВЕР-440, що мають близький за вмістом домішок хімічний склад, уже було відпалено в період з 1987 по 1996 р. Значно триваліша експлуатація енергоблока РАЕС-1 пояснюється установкою з початку експлуатації касет-екранів, що зменшують густину потоку нейтронів на внутрішню стінку КР.

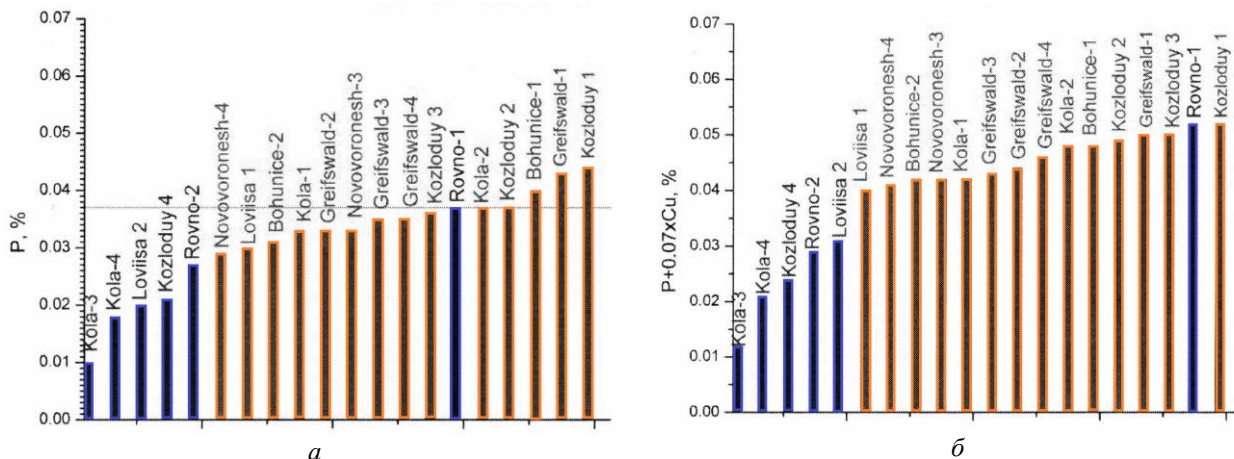


Рис. 1. Вміст фосфору (а) та фосфору й міді (б) у зварному шві № 4 КР ВВЕР-440 (— відпалені та — невідпалені КР станом на 2009 р.) [1]. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

У зв'язку з високим вмістом шкідливих домішок фахівці РНЦ «Курчатовський інститут» (Росія) провели поглиблений аналіз хімічного складу зварювального шва № 4 КР блока РАЕС-1

і переоцінили експериментальні залежності зсуву критичної температури крихкості від флюенсу нейтронів. У результаті переоцінки було обґрунтовано продовження терміну служби КР РАЕС-1

© М. Г. Голяк, Г. П. Гринченко, В. М. Ревка, О. В. Тригубенко, Ю. В. Чайковський, Л. І. Чирко, О. В. Шкапяк, 2019

на понадпроектний період за умови проведення відновлювального відпалу зварного шва № 4. Метою проведення відпалу є часткове відновлення механічних властивостей металу та температури крихко-в'язкого переходу (КВП).

Комплекс заходів з відновлювального відпалу КР РАЕС-1 було проведено у 2010 р. Відпал металу зварного шва виконано за штатним режимом відповідно до технології, розробленої в Росії, із застосуванням спеціального обладнання, що забезпечує відновлення механічних властивостей зварного з'єднання за рахунок термічної обробки в заданому температурно-часовому режимі в умовах АЕС. Температура відпалу становила 475 ± 15 °С, тривалість витримки при цій температурі 150 год [2].

Для подальшого матеріалознавчого супроводу безпечної експлуатації КР енергоблока РАЕС-1 після відновлювального відпалу було розроблено нову програму зразків-свідків. У цій статті представлено результати досліджень повторно опромінених після відновлювального відпалу зразків-свідків третього вивантаження КР енергоблока РАЕС-1.

2. Програма контролю металу КР РАЕС-1 на понадпроектний період

Нова програма включає зразки в тому ж стані, що й метал КР, тобто їх було попередньо опромінено в енергетичних або дослідницьких реакторах та відпалено за тим же температурним і часовим режимом, що й КР.

Новою програмою зразків-свідків передбачено проведення випробування зразків Шарпі на удар-

ний вигин для визначення ступеня окрихчування матеріалу та циліндричних зразків на одновісний розтяг для оцінки змін міцності та пластичності.

Зразки Шарпі вирізаються із чотирьох шарів КР. Попередні дослідження зварних швів з підвищеним вмістом фосфору виявили градієнт за його вмістом зі збільшенням концентрації Р в напрямі від кореня зварного шва до його поверхні [3, 4]. У зв'язку з цим було проведено розширений аналіз хімічного складу зразків-свідків металу зварного шва КР енергоблока РАЕС-1 і виявлено значний розкид результатів вимірювань для фосфору (від 0,020 до 0,039 % мас.), що вказує на неоднорідність матеріалу (рис. 2). Хімічний склад металу зварного шва КР РАЕС-1 за даними дослідження штатних комплектів зразків-свідків наведено в табл. 1 [2].

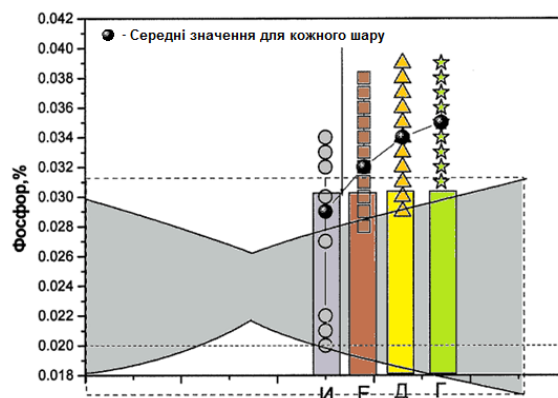


Рис. 2. Вміст фосфору в різних шарах металу зварного шва КР.

Таблиця 1. Хімічний склад металу зварного шва КР РАЕС-1 (% мас.)

Матеріал	C	Mn	Si	Ni	Cr	Mo	V	Cu	P	S
МШ РАЕС-1	0,07	1,30	0,56	0,16	1,63	0,50	0,22	0,22	0,020 - 0,039	0,022

З урахуванням 95 % довірчої границі для всіх результатів вимірювань вміст фосфору у зразках-свідках 0,041 %, тому це значення використано для консервативної оцінки радіаційного окрихчування зварного шва № 4 КР РАЕС-1.

Дослідження впливу вмісту фосфору на окрихчування корпусів ВВЕР-440 під час опромінення показали високу чутливість корпусної сталі до цього хімічного елемента [5]. Його термічна і радіаційно підсилена дифузія та скупчення на границях зерен веде до підвищення ймовірності міжзеренного крихкого руйнування металу. Також показано, що для зварних швів при повторному після відпалу опроміненні висока концентрація фосфору може призводити до їхнього прискореного окрихчування [6, 7], тому забезпечення консервативного значення вмісту фосфору у зразках

металу зварного шва було важливим при розробці нової програми зразків-свідків для КР РАЕС-1.

Використання лише металу зварного шва № 4 КР блока РАЕС-1 у програмі зразків-свідків недостатньо для забезпечення консервативної оцінки радіаційного окрихчування. Тому нова програма зразків-свідків формувалася за «принципом бази даних», згідно з яким у програму окрім металу зварних швів із штатної програми РАЕС-1 було включено інші зварні шви ВВЕР-440 з різним вмістом фосфору в діапазоні від 0,029 до 0,051 % мас.

Нова програма зразків-свідків передбачає чотири терміни вивантаження гірлянд, третій з яких включає комплекти ІА-ЛК-3 і ЛК-5 і містить максимальну кількість зразків. Гірлянди з опромінюваними зразками-свідками було встановлено в ре-

актор до початку експлуатації корпусу після відпалу на штатні місця, що звільнилися від проектних гірлянд.

3. Матеріали та умови опромінення

У даній роботі було досліджено зразки-свідки основного металу (ОМ) та матеріалу зварних швів, які було повторно опромінено після віднов-

лювального відпалу в реакторі енергоблока РАЕС-1. Відпал зразків проведено відповідно до штатного режиму для матеріалів КР ВВЕР-440.

Групи зразків було опромінено до флюенсу швидких ($E > 0,5$ MeV) нейтронів ($56,5 \div 60,9$) $\times 10^{22}$ нейтрон/м² при температурі 270°C. Вміст хімічних елементів у ОМ та металі шва (МШ), які розглянуто у даній роботі, представлено в табл. 2.

Таблиця 2. Вміст хімічних елементів у досліджених матеріалах з різним вмістом фосфору

Матеріал	C	Mn	Si	Ni	Cr	Mo	V	Cu	P	S
ОМ РАЕС-1	0,19	0,50	0,27	0,13	2,71	0,54	0,24	0,10	0,012	0,016
МШ-28	0,05	1,21	0,45	0,13	1,31	0,44	0,18	0,14	0,029	0,017
МШ РАЕС-1 (НФ)*	0,07	1,27	0,52	0,15	1,56	0,47	0,20	0,21	0,031 - 0,033	0,021
МШ РАЕС-1 (ВФ)**	0,07	1,27	0,52	0,15	1,56	0,47	0,20	0,21	0,035 - 0,037	0,021
МШ НВ-2	0,05	1,20	0,48	0,15	1,38	0,48	0,14	0,12	0,039	0,010
МШ-D	0,03	1,02	0,52	0,24	1,32	0,49	0,17	0,24	0,041	0,015
МШ-A	0,04	1,04	0,51	0,22	1,41	0,5	0,2	0,18	0,051	0,015

* НФ – низький вміст фосфору.

** ВФ – високий вміст фосфору.

4. Зразки для дослідження

Відповідно до нової програми зразків-свідків для енергоблока РАЕС-1 матеріали для досліджень було закладено в контейнери у вигляді заготовок (вставок), з яких можна виготовити стандартні зразки. Для виготовлення зразків Шарпі було закладено вставки у вигляді прямокутних брусків квадратного поперечного перерізу 10 × 10 мм та довжиною 18 мм. Для виготовлення п'ятикратних зразків на розтяг у контейнерах опромінювалися циліндричні заготовки довжиною 26 мм і діаметром 6 мм.

Для виготовлення зразків Шарпі було застосовано технологію реконструкції. Реконструкція полягає у виготовленні нового зразка, використовуючи фрагмент випробуваного зразка в якості центральної вставки, до якої приварюються хвостовики [8, 9]. Хвостовики являють собою бруски з розмірами 10 × 10 × 18,5 мм. Зварювання вставок із хвостовиками проводиться за допомогою електронно-променевої установки ЕВВ-НС. Нанесення механічного надрізу здійснювали за допомогою електроерозійного станка. Після реконструкції зразок має таку ж геометрію, розміри та орієнтацію, як і штатний.

Для виточування циліндричних зразків з опромінених заготовок в ІЯД НАН України за допомогою сторонніх організацій було розроблено й виготовлено спеціальну систему LEON-01, що дає змогу виконувати токарні роботи в режимі дистанційного управління обладнанням. Система управляється за допомогою електроніки і спеціалізованого програмного забезпечення.

5. Методики випробувань та обробки даних

Випробування на ударний вигин реконструйованих зразків Шарпі (10 × 10 × 55 мм) було виконано відповідно до вимог ДСТУ EN 10045-1:2006 [10]. Для випробувань використовувався маятниковий копер КМД-30 з дистанційним управлінням, установлений у захисній камері «гарячої» лабораторії. Максимальна запасена енергія копра 300 Дж.

Випробування на ударний вигин та визначення температури КВП виконується відповідно до вимог нормативного документа ПНАЕ Г 7-002-86 [11]. Для оцінки перехідної температури результати випробувань зразків Шарпі наносяться на графік «ударна в'язкість – температура випробувань» та виконується апроксимація експериментальних даних функцією гіперболічного тангенсу:

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

де KCV – ударна в'язкість (питома робота руйнування); USE – величина ударної в'язкості на верхньому шельфі температурної залежності KCV ; T – температура випробувань; T_0 – температура, що відповідає значенню ударної в'язкості $USE/2$; C – параметр, що характеризує нахил температурної залежності KCV .

Використовуючи середню лінію регресії, визначають температуру КВП, що відповідає вибраному критеріальному рівню KCV , який залежить від границі текучості матеріалу.

Виходячи із значення границі текучості матеріалу, вибирається критеріальний рівень KCV_I , при якому визначається температура T_1 , далі оцінюють температуру T_2 , що відповідає значенню $KCV_{II} = 1,5 \cdot KCV_I$. За температуру КВП приймається більше значення між $(T_2 - 30)$ та T_1 .

Варто відзначити, що, на відміну від багатьох міжнародних документів [12 - 14], ПНАЕ Г 7-002-86 не регламентує мінімальне значення USE у процедурі визначення перехідної температури крижкості.

Випробування на розтяг циліндричних зразків було проведено при кімнатній температурі відповідно до вимог стандарту ДСТУ EN 10002-1:2006 [15]. Для випробувань використовувалася випробувальна система Instron 8862, установлена в захисній камері «гарячої» лабораторії. Швидкість навантаження зразка контролювалася за допомогою датчика переміщення активного захвату випробувальної машина і становила 0,3 мм/хв. Контроль проведення випробувань і визначення характеристик міцності й пластичності здійсню-

вали за допомогою програмного забезпечення Bluehill 2.

Оцінку змін характеристик міцності опромієних матеріалів зазвичай виконують шляхом визначення коефіцієнта радіаційного зміцнення B_F , який характеризує ступінь зміцнення металу внаслідок опромінення. Для цього залежності $\Delta R_{p0,2}$ від флюенсу нейтронів апроксимують степеневою функцією

$$\Delta R_{p0,2} = B_F \left(\frac{F_n}{F_0} \right)^n, \quad (2)$$

де $\Delta R_{p0,2}$ – збільшення границі текучості внаслідок опромінення; $F_0 = 10^{22}$ нейтрон/м²; n – показник степеня; F_n – флюенс швидких нейтронів.

6. Результати досліджень та аналіз даних

Результати випробувань на статичний розтяг зразків-свідків семи груп третього вивантаження наведено в табл. 3.

Таблиця 3. Зміна границі текучості $R_{p0,2}$ і границі міцності R_m матеріалів КР за результатами випробувань на статичний розтяг

Матеріал	Флюенс, $\times 10^{22}$ нейтрон/м ²	$R_{p0,2}$, МПа	$\Delta R_{p0,2}$, МПа	R_m , МПа	ΔR_m , МПа
ОМ РАЕС-1	0	551	–	698	–
	56,5	580	29	695	–3
МШ РАЕС-1 (ВФ)	0	503	–	648	–
	58,2	585	82	680	32
МШ РАЕС-1 (НФ)	0	503	–	648	–
	59,2	575	72	685	37
МШ-28	0	–	–	–	–
	58,3	565	–	675	–
МШ НВ-2	0	551	–	672	–
	57,1	655	104	735	63
МШ-А	0	493	–	624	–
	60	600	107	725	101
МШ-D	0	455	–	594	–
	60,2	570	115	680	86

Механічні властивості опромієних після відновлювального відпалу матеріалів істотно відрізняються. Границя текучості $R_{p0,2}$ знаходиться в межах від 565 до 655 МПа. Результати, представлені в табл. 3, демонструють характерне для матеріалів ВВЕР-440 підвищення границі текучості та границі міцності під опроміненням. У випадку аналізу змін характеристик міцності повторно опромієних матеріалів доцільно порівняти отримані експериментальні результати випробувань зразків трьох вивантажень з даними, отриманими при первинному опроміненні. Серед матеріалів, що входять до нової програми зразків-свідків КР РАЕС-1, випробування зразків при первинному опроміненні проводилися для

ОМ, МШ РАЕС-1 (ВФ) та МШ РАЕС-1 (НФ).

На рис. 3 представлено залежності зміни границі текучості від флюенсу швидких нейтронів ОМ і металу зварного шва КР РАЕС-1 при кімнатній температурі випробувань при первинному опроміненні, а також при повторному після відпалу опроміненні.

Аналіз дозових залежностей зміни границі текучості ОМ і металу зварного шва КР РАЕС-1 свідчить, що ступінь радіаційного зміцнення як для ОМ, так і металу зварного шва при повторному після відпалу опроміненні не вища в порівнянні з первинним опроміненням.

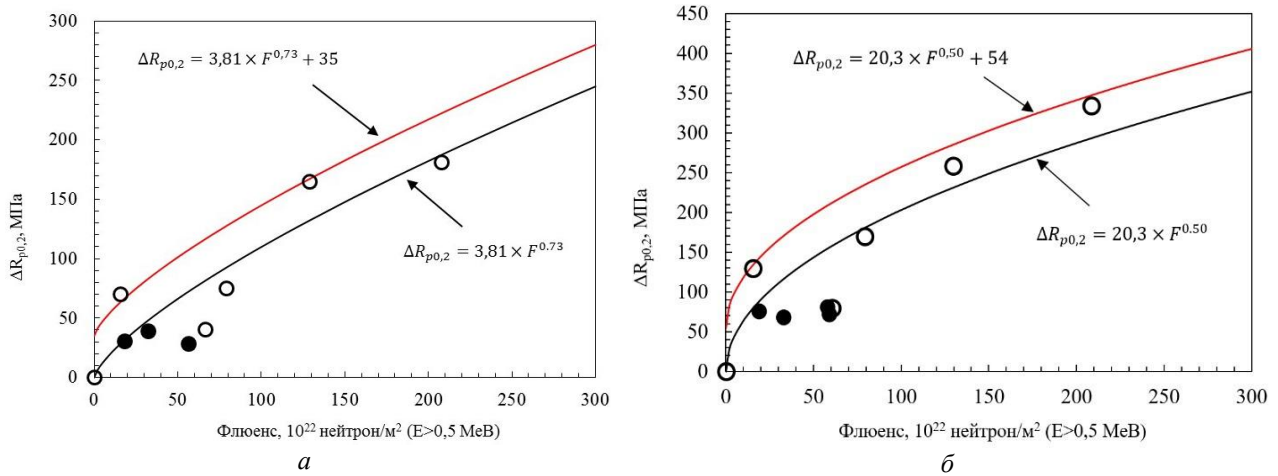


Рис. 3. Залежність зміни границі текучості від флюенсу швидких нейтронів ОМ (а) та зварного шва (б) КР РАЕС-1: ○ – зразки-свідки при первинному опроміненні; ● – зразки-свідки при повторному після відпалу опроміненні; чорна суцільна лінія – лінія регресії дозової залежності зміни границі текучості; червона суцільна лінія – верхня 95 %-на огинаюча для експериментальних даних. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

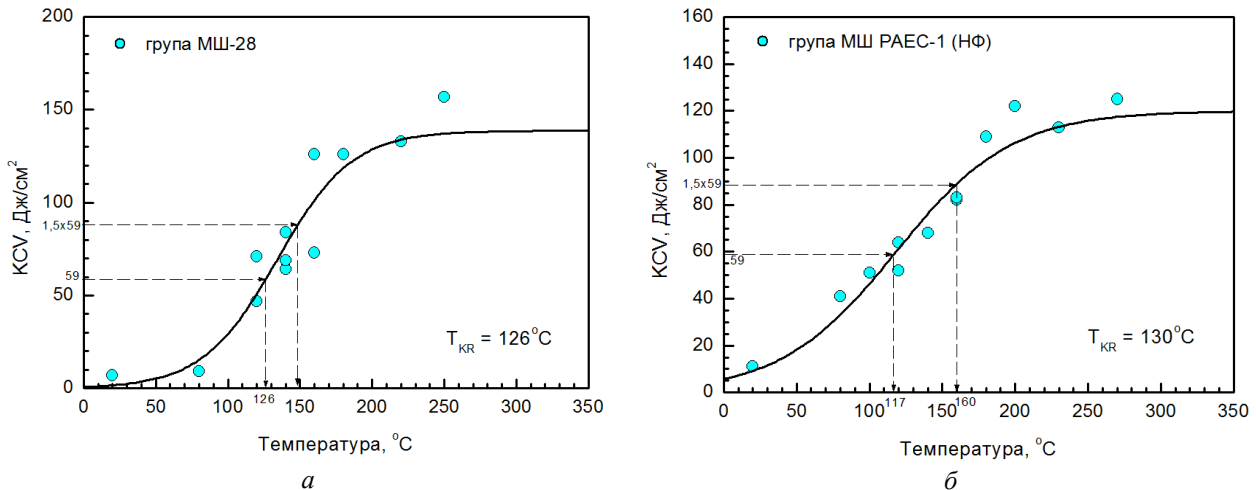


Рис. 4. Температурні залежності ударної в'язкості металу зварного шва КР ВВЕР-440 із вмістом фосфору 0,029 (а) та 0,031 (б).

На рис. 4, а представлено температурну залежність ударної в'язкості для групи зразків МШ-28 із середнім вмістом фосфору 0,029 % – одна із найнижчих концентрацій фосфору серед досліджених груп зразків. Для визначення температури КВП (T_{KR}) використовується критеріальний рівень $KCV_I = 59 \text{ Дж/см}^2$. Зразки групи МШ РАЕС-1 (НФ) (див. рис. 4, б) підібрані із середнім вмістом фосфору 0,031 %. Як видно з рисунка, вищий вміст фосфору спричинює підвищене окрихчування матеріалу, що проявляється в більшому значенні перехідної температури. Для визначення температури КВП групи МШ РАЕС-1 (НФ) було застосовано критерій $KCV_{II} = 88,5 \text{ Дж/см}^2$, а $T_{KR} = T_2 - 30$.

Очевидно, що для інших матеріалів з вищим вмістом фосфору для визначення температури T_{KR} також буде застосовуватися критерій KCV_{II} (рис. 5). Рис. 5, в і г становлять особливий інтерес, оскільки вміст фосфору у МШ є максимальним серед матеріалів, що входять до нової програми зразків-свідків КР РАЕС-1.

Результати визначення зсуву температури КВП внаслідок повторного після відновлювального відпалу опромінення (ΔT_{KR}) наведено в табл. 4. Також у таблиці наведено значення критичних температур крихкості опромінених матеріалів безпосередньо після відновлювального відпалу (T_{KB}) і величини невідновлених зсувів критичної температури крихкості ($\Delta T_{зал}$), узяті з формуляра [16] і звіту [17].

Розглянувши представлені в аналізі дані, можна помітити різний рівень енергії верхнього шельфу кривих Шарпі. У даному дослідженні величина USE визначалася за середнім значенням енергії удару для трьох зразків, випробуваних при температурах верхнього шельфу. Хоча кількість зразків не дозволяє однозначно визначити USE, проте навіть за наявними даними для всіх розглянутих зварних швів можна чітко побачити зниження USE зі збільшенням концентрації Р у матеріалі (рис. 6).

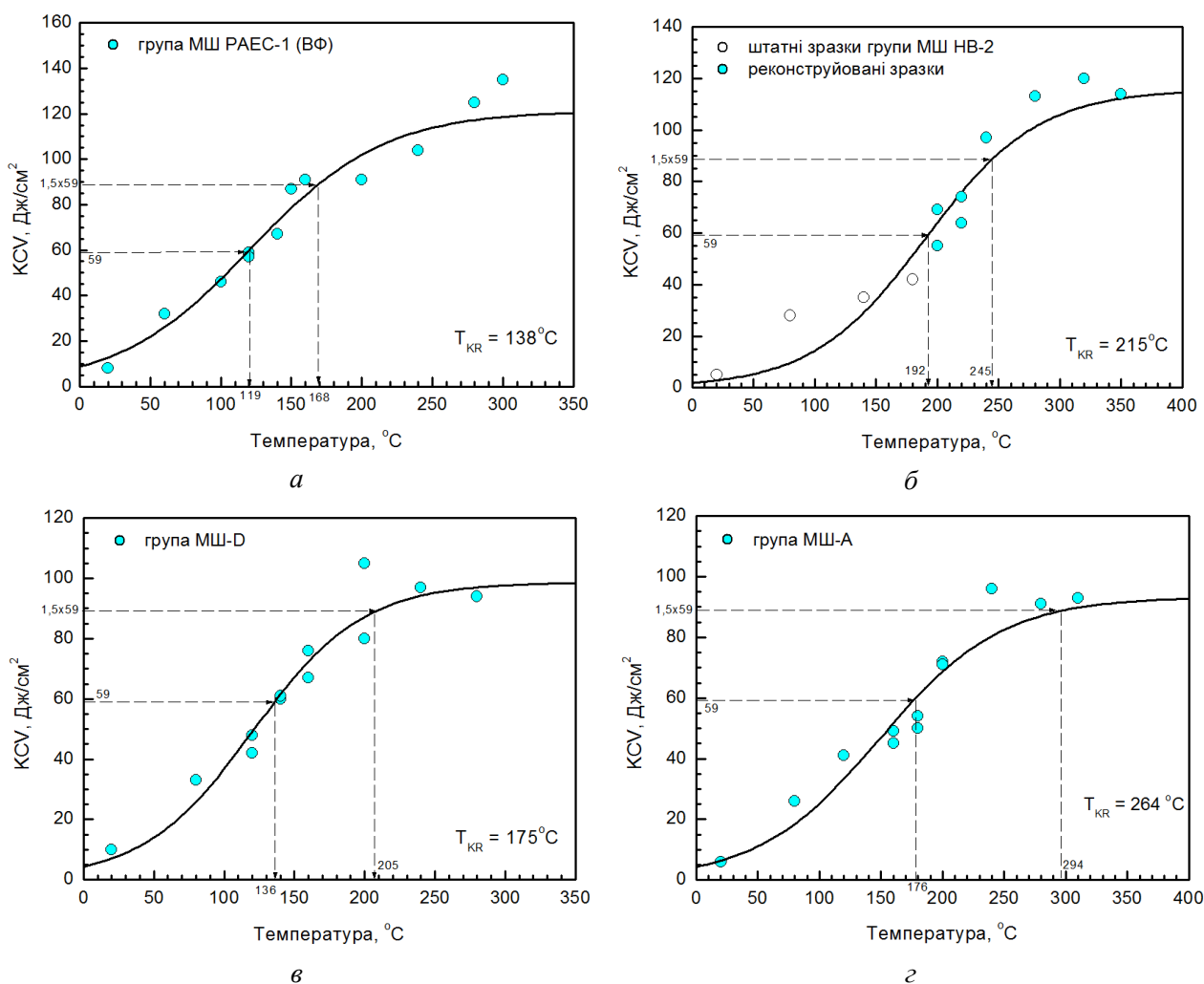


Рис. 5. Температурні залежності ударної в'язкості металу зварного шва КР ВВЕР-440 із вмістом фосфору 0,036 (а), 0,039 (б), 0,041 (в) та 0,051 (г).

Таблиця 4. Зсув критичної температури крихкості матеріалів КР енергоблока РАЕС-1

Матеріал	P, %	Флюенс, $\times 10^{22}$ нейтрон/м ²	$\Delta T_{\text{зал}}$, °C	$T_{\text{КВ}}$, °C	$T_{\text{КР}}$, °C	$\Delta T_{\text{КР}}^{**}$, °C	USE, Дж/см ²
ОМ РАЕС-1	0,012	57,9	15	-35	-15	20	235
МШ РАЕС-1 (ВФ)	0,036	59,5	50	55	139	84	121
МШ РАЕС-1 (НФ)	0,031	59,9	50	55	130	75	120
МШ-28	0,029	59,3	20*	-	126	-	139
МШ НВ-2	0,039	59,3	37	95	215	120	116
МШ-А	0,051	60,9	24	45	272	227	93
МШ-Д	0,041	60,0	36	28	177	149	99

* Значення $\Delta T_{\text{зал}}$ прийнято відповідно до [18].

** $\Delta T_{\text{КР}} = T_{\text{КР}} - T_{\text{КВ}}$.

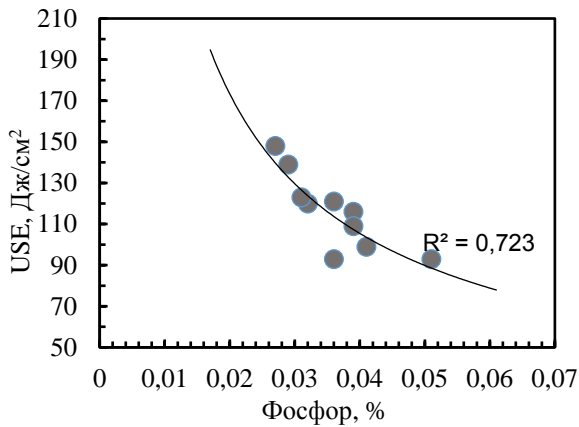


Рис. 6. Залежність енергії руйнування на верхньому шельфі від вмісту фосфору у металі

Аналізуючи дані рис. 4 та 5 і табл. 4, можна виявити важливу особливість практичного застосування методики оцінки температури КВП за ПНАЕ Г 7-002-86. Для матеріалів МШ-D і МШ-A (див. рис. 5, в та г відповідно) величина USE досить близька до значення критеріального рівня (KCV)_ц, що призводить до штучного завищення температури T_{кр}. Визначення температури КВП відбувається не на перехідній ділянці кривої Шарпі, а фактично в області верхнього шельфу, де кут нахилу дотичної до кривої наближається до нуля, тобто крива прямує до горизонтальної асимптоти. Більше того, для матеріалів з енергією верхнього шельфу менше 89 Дж/см² визначення перехідної температури крихкості згідно з ПНАЕ Г 7-002-86 взагалі втрачає сенс.

Кінцевою метою отримання результатів випробувань зразків-свідків на ударний вигин є отримання дозових залежностей зсуву температури КВП, які дозволять визначити швидкість радіаційного окрихчування сталі та будуть використані при

оцінці безпечної експлуатації КР. У випадку повторно опроміненого матеріалу для оцінки подальшої безпечної експлуатації КР дані щодо зміни температури T_{кр} з ростом флюенсу нейтронів мають бути співставлені з кривими окрихчування, отриманими при первинному опроміненні. При цьому порівняння виконується відповідно до одного із стандартних підходів: консервативний зсув кривої, модель бічного (горизонтального) зсуву і модель вертикального зсуву [19].

На рис. 7 - 9 представлено експериментальні залежності зсуву температури КВП від флюенсу швидких нейтронів у порівнянні зі стандартними моделями зсуву, що використовуються при оцінці повторного після відновного відпалу окрихчування матеріалу. З метою оцінки змін, що відбуваються в металі з накопиченням дози нейтронного опромінення, на графіки було додано результати випробувань зразків-свідків (ЗС) попередніх вивантажень, які було отримано в РНЦ «Курчатовський інститут» (Росія).

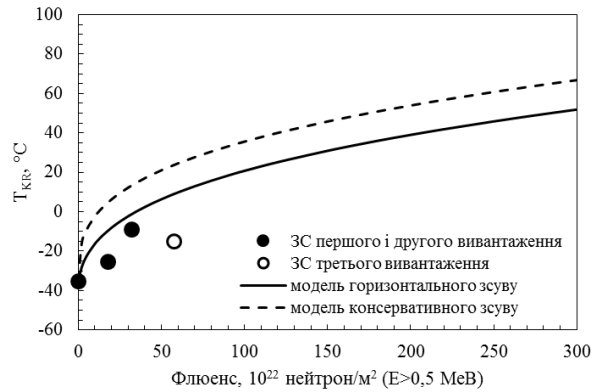


Рис. 7. Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для ОМ при повторному після відпалу опроміненні.

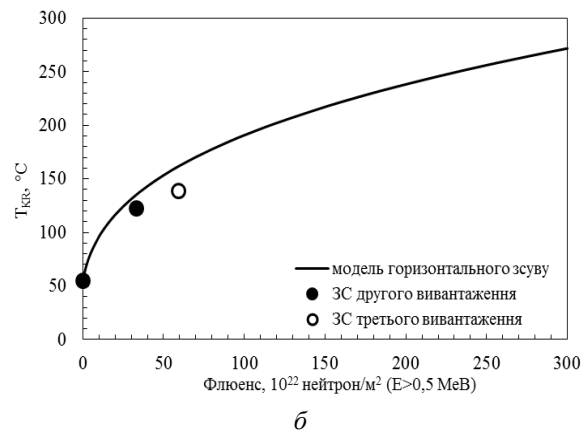


Рис. 8. Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для груп МШ РАЭС-1 (НФ) (а) і МШ РАЭС-1 (ВФ) (б) при повторному після відпалу опроміненні.

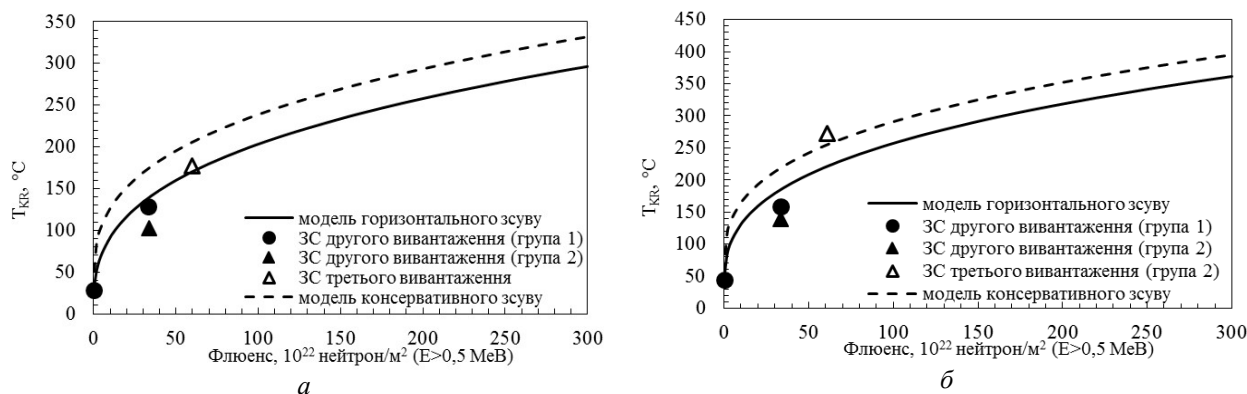


Рис. 9. Залежність критичної температури крихкості від флюенсу швидких нейтронів для групи МШ-D (а) і МШ-A (б) при повторному після відпалу опроміненні.

Дані рис. 7 і 8 показують, що темп радіаційного окрихчування ОМ та металу зварного шва 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 матеріалів МШ-D і МШ-A призводить до переоцінки величини зсуву температури КВП і відповідно отримані значення перевищують модель горизонтального зсуву (метал МШ-D, МШ-A) і консервативного зсуву (метал МШ-A) (див. рис. 9). Такий результат не може розглядатися як достовірний та свідчити про прискорене окрихчування матеріалу, оскільки він більшою мірою є наслідком застосування нормативного підходу ПНАЕ Г-7-002-86 при розрахунку температури КВП для матеріалів з низьким рівнем верхнього шельфу.

Таким чином, для матеріалів КР з дуже низькою енергією верхнього шельфу використання нормативного підходу ПНАЕ Г-7-002-86 для оцінки величини T_{KB} є неприйнятним і потребує оновлення з урахуванням міжнародного та отриманого в Україні досвіду обробки експериментальних даних.

7. Висновки

У рамках даної роботи проведено серію випробувань зразків-свідків третього вивантаження металу КР РАЕС-1, які було повторно опромінено в реакторі після проведення відновлювального відпалу.

За результатами випробувань було оцінено температуру КВП матеріалів та визначено характеристики міцності матеріалів КР залежно від флюенсу нейтронів. Отримані дані було співставлено з результатами досліджень попередніх комплексів зразків-свідків, а також із кривими радіаційного окрихчування, отриманими при первинному опроміненні.

Дослідження матеріалів на одновісний розтяг показали, що зміна границі текучості при повторному після відпалу опроміненні не вища, ніж при первинному опроміненні. Результати випробувань на статичний розтяг матеріалів зразків-свідків третього вивантаження демонструють характерне для матеріалів ВВЕР-440 підвищення границі текучості та границі міцності під опроміненням.

Представлені в роботі результати випробувань на ударний вигин зразків-свідків, повторно опромінених після відновлювального відпалу металу зварних швів КР ВВЕР-440, указують на вплив вмісту фосфору на зсув температури КВП. Підвищений вміст цього хімічного елемента прискорює окрихчування матеріалу та суттєво знижує спротив в'язкому руйнуванню. Для розглянутих матеріалів із вмістом фосфору 0,041 % і вище суттєве зниження енергії в'язкого руйнування призводить до обмеження в застосуванні методики визначення температури КВП. Для матеріалів КР з низьким рівнем верхнього шельфу кривої Шарпі нормативний метод ПНАЕ Г-7-002-86 дає невіправдану завищену оцінку температури КВП.

Результати даного дослідження можуть стати підґрунтям для доопрацювання та осучаснення нормативних документів, що регламентують оцінку радіаційного окрихчування матеріалів КР.

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. В.Я. Беркович и др. Восстановительный отжиг корпусов реакторов ВВЭР-440. В кн.: *Сб. тр. АО ОКБ «Гидропресс» 14* (2013).
2. Программа образцов-свидетелей для сопровождения эксплуатации корпуса реактора 1 блока Ривненской АЭС на период после восстановительного отжига. Инв. № 180-14/87, РНЦ КИ (Москва, 2010).

3. A. Chernobaeva et al. Material characterization and selection for the international research project "PRIMAVERA". *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 84 (2007) 151.
4. H.-W. Viehrig, U. Rindelhardt, J. Schuhnecht. Post-mortem Investigation of NPP Graifswald WWER-440 Reactor pressure Vessel. In: Proc. of 19th Intern. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Toronto, Canada, August 12 - 17, 2007, paper 1458.
5. Yu.A. Nikolaev, A.V. Nikolaeva, Ya.I. Shtrombakh. Radiation embrittlement of low-alloy steels. *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 79 (2002) 619.
6. A. Kryukov. State of the art VVER-RPV radiation embrittlement and mitigation. In: Proc. of the IAEA meeting, Russia, Vladimir, 1997.
7. Ya.I. Shtrombakh, Yu.A. Nikolaev. Monitoring of Radiation Embrittlement of the First and Second Generation of VVER RPV Steels. *Journal of ASTM International* 4(5) (2007) 1.
8. Технология реконструкции образцов-свидетелей металла корпусов реакторов ВВЭР-1000: Отчет. ИЯИ НАН Украины (Киев, 2009) 14 с.
9. Eric van Walle. Recommendation for Reconstitution of Non-Irradiated and Irradiated Charpy-size Specimens. Final Report, R 3450. Commission of the European committee. Forth Framework Programme on Nuclear Fission Safety. Resque: Reconstitution Techniques Qualification and Evaluation to study Aging Phenomena of Nuclear Pressure Vessel Materials. RMR, SCK CEN, Mol, Belgium (June, 2000) 29 p.
10. ДСТУ EN 10045-1:2006. Матеріали металеві. Випробування на ударний вигин за Шарпі. Ч. 1. Метод випробування (EN 10045-1:1990, IDT).
11. ПНАЕ Г 7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
12. Nuclear Regulatory Commission, Title 10 of the Code Federal Regulations, Part 50, Appendix G, Fracture Toughness Requirements, Office of the Federal, National Archives and Records Administration, US Government Printing Office, Washington, DC-1995.
13. Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission, KTA 3203 (6/01), Surveillance of the Irradiation Behaviour of Reactor Pressure Vessel Materials of LWR Facilities (Cologne, 2001) 15 p.
14. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs - VERLIFE, European Commission. Final Report. Contract No. FIKS-CT-2001-20198, September 2003 - 2008.
15. ДСТУ EN 10002-1:2006. Матеріали металеві. Випробування на розтяг. Ч. 1. Метод випробування за кімнатної температури (EN 10002-1:2001, IDT).
16. Комплект гирлянд с образцами-свидетелями для сопровождения эксплуатации корпуса реактора блока № 1 Ривненской АЭС на период после восстановительного отжига. Формуляр. 180.1/Д1050-2010.
17. Исследование ОС Ривненской АЭС блок 1 (комплект ІА-ЛК-2) после двух лет облучения. Отчет, Инв. № 220-14/61 (Москва, 2014) 97 с.
18. МКТ 02-98 «Методика определения КТХ КР при его эксплуатации после отжига» (Москва, 1998).
19. J. Kohopaa, R. Ahlstrand. Re-embrittlement behaviour of VVER-440 reactor pressure vessel weld material after annealing. *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 77 (2000) 575.

Н. Г. Голяк¹, Г. П. Гринченко², В. Н. Ревка¹, А. В. Тригубенко^{1,2,*},
Ю. В. Чайковский¹, Л. И. Чирко¹, А. В. Шкапяк¹

¹ Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев, Украина

² ОП «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», Киев, Украина

*Ответственный автор: trygubenko_ol@ukr.net

РАДИАЦИОННОЕ ОХРУПЧИВАНИЕ МАТЕРИАЛОВ КОРПУСА РЕАКТОРА ЭНЕРГОБЛОКА № 1 РИВНЕНСКОЙ АЭС ВСЛЕДСТВИЕ ПОВТОРНОГО ПОСЛЕ ОТЖИГА ОБЛУЧЕНИЯ

Представлены результаты исследований повторно облученных после восстановительного отжига образцов-свидетелей металла корпуса реактора энергоблока № 1 Ривненской АЭС. По данным испытаний на статическое растяжение и ударный изгиб было определено значение радиационного упрочнения и оценен сдвиг критической температуры хрупкости основного металла и металла сварного шва корпуса реактора. Кроме того, проведено сравнение экспериментальных результатов с известными в литературе моделями охрупчивания в результате повторного после отжига облучения. Обобщающий анализ результатов испытаний трех комплектов образцов-свидетелей показал, что степень радиационного охрупчивания исследованных материалов, повторно облученных после восстановительного отжига, не выше, чем при первичном облучении. Дополнительно в работе показано влияние содержания фосфора в сварном шве на величину энергии верхнего шельфа кривой Шарпи.

Ключевые слова: корпус реактора ВВЭР-440, восстановительный отжиг, образцы-свидетели, радиационное охрупчивание, критическая температура хрупкости, кривая Шарпи, энергия верхнего шельфа.

M. G. Holiak¹, G. P. Grynchenko², V. M. Revka¹, O. V. Trygubenko^{1,2,*},
Yu. V. Chaykovsky¹, L. I. Chyrko¹, O. V. Shkapyak¹

¹ Institute for Nuclear Research, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

² SS "Scientific and Technical Center" of SE NNEGC "Energoatom", Kyiv, Ukraine

*Corresponding author: trygubenko_ol@ukr.net

RADIATION EMBRITTLEMENT OF REACTOR PRESSURE VESSEL MATERIALS OF RIVNE NPP UNIT 1 DUE TO RE-IRRADIATION AFTER RECOVERY ANNEALING

The results of surveillance-specimens testing of re-irradiated after recovery annealing reactor pressure vessel (RPV) metal of Rivne NPP unit 1 are presented. The radiation strengthening and shift of critical temperature of brittleness for RPV base metal and weld metal have been defined using tension and Charpy impact tests. The comparison of the experimental results and irradiation re-embrittlement models has been made. Based on summary analysis of three surveillance-specimens sets test results, it is shown that re-embrittlement degree after recovery annealing is not higher than that under primary irradiation. The paper also reveals the effect of phosphorus content in the RPV weld metal on Charpy upper shelf energy.

Keywords: WWER-440 reactor pressure vessel, recovery annealing, surveillance-specimens, radiation embrittlement, critical temperature of brittleness, Charpy curve, upper shelf energy.

REFERENCES

1. V.Ya. Berkovich et al. Recovery annealing of VVER-440 reactor vessels. In: *Proc. of Joint-stock Company Experimental Design Bureau "Gidropress" 14 (2013)*. (Rus)
2. The program of surveillance-specimens to accompany the operation of the reactor vessel 1 of the Rivne NPP unit for the period after the recovery annealing. Inventory No. 180-14/87, RRC KI (Moskva, 2010). (Rus)
3. A. Chernobaeva et al. Material characterization and selection for the international research project "PRIMAVERA". *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 84 (2007) 151.
4. H.-W. Viehrig, U. Rindelhardt, J. Schuhnecht. Post-mortem Investigation of NPP Graifswald WWER-440 Reactor pressure Vessel. In: *Proc. of 19th Intern. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology*, Toronto, Canada, August 12 - 17, 2007, paper 1458.
5. Yu.A. Nikolaev, A.V. Nikolaeva, Ya.I. Shtrombakh. Radiation embrittlement of low-alloy steels. *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 79 (2002) 619.
6. A. Kryukov. State of the art VVER-RPV radiation embrittlement and mitigation. In: *Proc. of the IAEA meeting*, Russia, Vladimir, 1997.
7. Ya.I. Shtrombakh, Yu.A. Nikolaev. Monitoring of Radiation Embrittlement of the First and Second Generation of VVER RPV Steels. *Journal of ASTM International* 4(5) (2007) 1.
8. Reconstruction technology of metal surveillance-specimens samples of VVER-1000 reactor pressure vessels: Report. INR NAS of Ukraine (Kyiv, 2009) 14 p. (Rus)
9. Eric van Walle. Recommendation for Reconstitution of Non-Irradiated and Irradiated Charpy-size Specimens. Final Report, R 3450. Commission of the European committee. Forth Framework Programme on Nuclear Fission Safety. Resque: Reconstitution Techniques Qualification and Evaluation to study Aging Phenomena of Nuclear Pressure Vessel Materials. RMR, SCK CEN, Mol, Belgium (June, 2000) 29 p.
10. National Standards of Ukraine EN 10045-1: 2006. Metal materials. Sharp Shock Bending Test. Part 1. Test method (EN 10045-1: 1990, IDT). (Ukr)
11. Rules and Regulations of Nuclear Energy Г 7-002-86. Standards for Calculating the Strength of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Plants. (Rus)
12. Nuclear Regulatory Commission, Title 10 of the Code Federal Regulations, Part 50, Appendix G, Fracture Toughness Requirements, Office of the Federal, National Archives and Records Administration, US Government Printing Office, Washington, DC-1995.
13. Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission, KTA 3203 (6/01), Surveillance of the Irradiation Behaviour of Reactor Pressure Vessel Materials of LWR Facilities (Cologne, 2001) 15 p.
14. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs - VERLIFE, European Commission. Final Report. Contract No. FIKS-CT-2001-20198, September 2003 - 2008.
15. National Standards of Ukraine EN 10002-1:2006. Metal materials. Tensile test. Part 1. Test method at room temperature (EN 10002-1: 2001, IDT). (Ukr)
16. A set of garlands with surveillance-specimens to accompany the operation of the reactor vessel of unit No. 1 of the Rivne NPP for the period after the recovery annealing. Form 180.1 / D1050-2010. (Rus)
17. The study of the surveillance-specimens of the Rivne NPP unit 1 (set IA-LK-2) after two years of exposure. Report. Inventory No. 220-14 / 61 (Moskva, 2014) 97 p. (Rus)
18. CTT 02-98 "Method for determining the critical brittleness temperature characteristics of the reactor vessel during its operation after annealing" (Moskva, 1998). (Rus)
19. J. Kohopaa, R. Ahlstrand. Re-embrittlement behaviour of VVER-440 reactor pressure vessel weld material after annealing. *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping* 77 (2000) 575.

Надійшла 10.04.2019

Received 10.04.2019