

УДК 621.039.53

В. Ревка; О. Тригубенко; Ю. Чайковський; Л. Чирко

Інститут ядерних досліджень НАН України

ЗМІНА ХАРАКТЕРИСТИК МІЦНОСТІ КОРПУСНОЇ СТАЛІ ПРИ ДОВГОТРИВАЛОМУ ОПРОМІНЕННІ

Резюме. Проаналізовано результати випробувань на розтяг зразків-свідків, опроміненних у промисловому реакторі протягом 24-х паливних кампаній у рамках програми зразків-свідків. Було визначено зміну механічних характеристик металу корпусу реактора ВВЕР-1000, опроміненого до значних флюенсів в умовах довготривалої експлуатації. Виявлено, що коефіцієнт деформаційного зміцнення металу помітно знижується з накопиченням флюенсу. Проведено порівняння відношення $R_{p0,2}/R_m$ для корпусних сталей після прискореного опромінення у дослідницьких реакторах та довготривалого опромінення в умовах експлуатації промислових реакторів. Результати цього порівняння свідчать про практично однакову зміну характеристик міцності металу корпусу реактора в обох випадках.

Ключові слова: корпус реактора, зразки-свідки, нейтронне опромінення, коефіцієнт деформаційного зміцнення.

V. Revka, O. Trygubenko, Yu. Chaikovskiy, L. Chyrko

THE CHANGE OF STRENGTH PROPERTIES OF THE REACTOR PRESSURE VESSEL STEEL AFTER LONG-TERM IRRADIATION

Summary. The results of uniaxial tensile testing of the round surveillance-specimens are analyzed in the paper. The specimens were withdrawn from the reactor after neutron exposure of 24 fuel cycles. Maximum fast neutron ($E > 0.5 \text{ MeV}$) fluence is up to $55,6 \cdot 10^{22} \text{ n/m}^2$ for the base metal and $73 \cdot 10^{22} \text{ n/m}^2$ for the weld metal. High fluence accumulated by the specimens gave an opportunity to determine the change of mechanical properties of WWER-1000 reactor pressure vessel metal under the long-term neutron irradiation. In the frame of this study the base metal and the weld metal specimens were tested. The testing temperatures are 20°C and 350°C.

It was found that a strain hardening exponent of the metal changes is directly proportional to the neutron exposure. This dependency is more pronounced of the weld metal test data. The exponent m on $R_{p0,2}/R_m$ ratio linear dependency was also revealed using the experimental data of both the base and the weld metals; it makes us to conclude that $R_{p0,2}/R_m$ ratio characterizes indirectly the change of strain hardening exponent.

Using these data it is possible to compare the hardening rate induced by accelerated irradiation in the research reactors and by long-term irradiation in the power reactors. The results of this comparison demonstrate almost the same difference in metal strength characteristics based on changing the $R_{p0,2}/R_m$ relation. Thus we can predict that a neutron flux at the irradiation temperature of about 300°C doesn't influence the value of strengthening. These experiments allow us to clarify some mechanisms of material hardening and embrittlement and broaden our understanding about the behavior of the reactor pressure vessel steel under irradiation.

Key words: reactor pressure vessel, surveillance specimens, neutron irradiation, strain hardening rate.

Вступ. Як відомо, основним елементом, який обмежує ресурс ядерного реактора з водою під тиском, є його корпус, а основною небезпекою для цілісності металу корпусу реактора (КР) є вплив нейтронного опромінення, яке призводить до зміни фізичних і механічних властивостей сталі і, як наслідок, до її окрихчення. Величина зміни цих властивостей залежить від багатьох факторів: температури опромінення, флюенсу, щільності потоку нейтронів, хімічного складу сталі та ін. Для розуміння впливу кожного з факторів виконано багато досліджень [1, 2], проте не на всі питання знайдено відповіді. Наприклад, ще неможна з упевненістю сказати про вплив прискореного опромінення при визначенні ступеня пошкодження корпусної сталі.

Для того, щоб зрозуміти механізми радіаційного пошкодження та зміни механічних властивостей корпусних сталей, останнім часом все більше уваги приділяється впливу опромінення на зміцнення матеріалу [3].

В загальному можна сказати, що вільні точкові дефекти або їх кластери, залишені в металі каскадами зміщених унаслідок нейтронного опромінення атомів, можуть бути рухомими і взаємодіяти з атомами твердого розчину та домішками. Це явище призводить до утворення дефектів зміцнення у металі, проте експериментально дуже важко виявити, як саме мобільність точкових дефектів призводить до зміцнення сталі [4]. Окрім того, дефекти, зароджені внаслідок опромінення, створюють перешкоди ковзанню дислокацій і таким чином призводять до зміцнення сталі корпуса реактора [5].

Передумова досліджень. Питання механізмів зміцнення сталі КР унаслідок опромінення є актуальним уже кілька десятиліть. У роботі І.В. Гориніна та ін. [6] викладені результати досліджень деяких механічних властивостей сталі 15Х2МФА у вихідному стані та після нейтронного опромінення при температурі 260 – 280°C до флюенсу $\sim 10^{24}$ нейтр/м² (табл. 1).

Таблиця 1

Механічні властивості сталі 15Х2МФА [6]

Стан металу	R _{p0,2} , МПа	R _m , МПа	R _{p0,2} /R _m
Неопромінений (гартування з високим відпуском)	520	690	0,75
Опромінений	760	910	0,83

Підсумком цього дослідження було те, що радіаційне пошкодження не спричиняє помітного впливу на здатність сталі до деформаційного зміцнення, так як рівномірне видовження і відношення границі текучості до границі міцності ($R_{p0,2}/R_m$) після опромінення зберігаються майже на початковому рівні.

Слід зазначити, що заданий флюенс був досягнутий шляхом прискореного опромінення у дослідницькому реакторі зі щільністю потоку нейтронів (ЩПН) від $3 \cdot 10^{17}$ до 10^{18} нейтр/м²/с, що перевищує ЩПН у промислових реакторах ВВЕР-1000 на 2 – 3 порядки. Оскільки вплив прискореного опромінення на властивості матеріалів при ЩПН більше ніж 10^{16} нейтр/м²/с ще не повністю вивчений, то залежність деформаційного зміцнення від флюенсу швидких нейтронів для сталей корпусів реакторів ВВЕР-1000 може відрізнитися для різних ЩПН.

В останні роки з'явилася можливість проаналізувати ступінь зміцнення корпусної сталі в умовах довготривалого нейтронного опромінення шляхом випробування зразків-свідків (ЗС), вивантажених з реактора, що накопичили флюенс, близький до проектного. Зразки-свідки опромінюються в умовах, подібних до умов опромінення внутрішньої стінки КР (флюенс, швидкість набору флюенсу, температура). Тому дані їх випробувань будуть найточніше характеризувати міцність металу КР після опромінення.

Метою даної роботи є визначення впливу опромінення на зміцнення корпусної сталі, тобто отримання експериментальної залежності коефіцієнта деформаційного зміцнення (КДЗ) від флюенсу швидких нейтронів при довготривалому опроміненні металу в умовах експлуатації промислового реактора, а також порівняння даних зміцнення корпусної сталі, отриманих на зразках-свідках, з відомими в літературі експериментальними даними, отриманими в умовах прискореного опромінення.

Матеріали та методи. У рамках даної роботи досліджувались ЗС основного металу (сталі 15Х2НМФА-А) та металу зварного шва (СВ-12Х2Н2МФА) одного з корпусів реакторів, що експлуатуються в Україні. Хімічний склад матеріалів наведено у табл. 2 і 3.

Таблиця 2

Хімічний склад основного металу (% ваг)

С	Mn	Si	S	P	Ni	Mo	Cu	V	Nb
0,13	0,39	0,25	0,009	0,008	1,27	0,54	0,04	0,09	0,001

Таблиця 3

Хімічний склад металу зварного шва (% ваг)

C %	Mn %	Si %	S %	P %	Ni %	Mo %	Cu %	V %
0,04	0,71	0,24	0,009	0,005	1,62	0,54	0,06	0,006

Для отримання характеристик міцності проводили випробування на одноосний розтяг циліндричних зразків діаметром 3 мм та розрахунковою частини 30 мм. Зразки перебували в реакторі при температурі $\sim 300^\circ\text{C}$ в умовах опромінення щільністю потоку нейтронів $\sim 10^{15}$ нейтр/м²/с протягом 24-х паливних кампаній. За цей період максимальний накопичений основним металом флюенс швидких нейтронів ($E > 0,5$ MeV) становив $55,6 \cdot 10^{22}$ нейтр/м², для металу зварного шва – $73 \cdot 10^{22}$ нейтр/м².

Випробування на розтяг проводили згідно зі стандартом ASTM E8M при 20°C та 350°C на електромеханічній системі Instron 8862 з прикладним програмним забезпеченням. Швидкість руху активного захвату становила 0,4 мм/хв, що відповідає швидкості навантаження зразка на лінійній ділянці діаграми розтягу близько 7 МПа/с. Коефіцієнт деформаційного зміцнення m визначали за формулою

$$R = K \cdot \varepsilon^m, \quad (1)$$

де R – напруження при розтягу; K – коефіцієнт міцності; ε – деформація зразка.

Результати дослідження. На рис. 1а і 1б представлені залежності КДЗ від флюенсу швидких нейтронів для ОМ при температурах випробувань 20°C та 350°C . Для металу ЗШ ці ж залежності представлені на рис. 2а і 2б.

Як бачимо з рисунків, з накопиченням флюенсу для основного металу та металу зварного шва значення m спадає, тобто ділянка діаграми розтягу, що відповідає рівномірному видовженню зразка, стає пологішою, і величина границі текучості $R_{p0,2}$ наближається до значення границі міцності R_m , що є результатом зміцнення сталі під впливом опромінення. Можна також стверджувати, що для металу ЗШ дана тенденція носить більш виражений характер і розкид значень ε менший, ніж для ОМ. Форму залежності m від флюенсу нейтронів можна буде уточнити за наявності результатів випробувань ЗС наступних вивантажень.

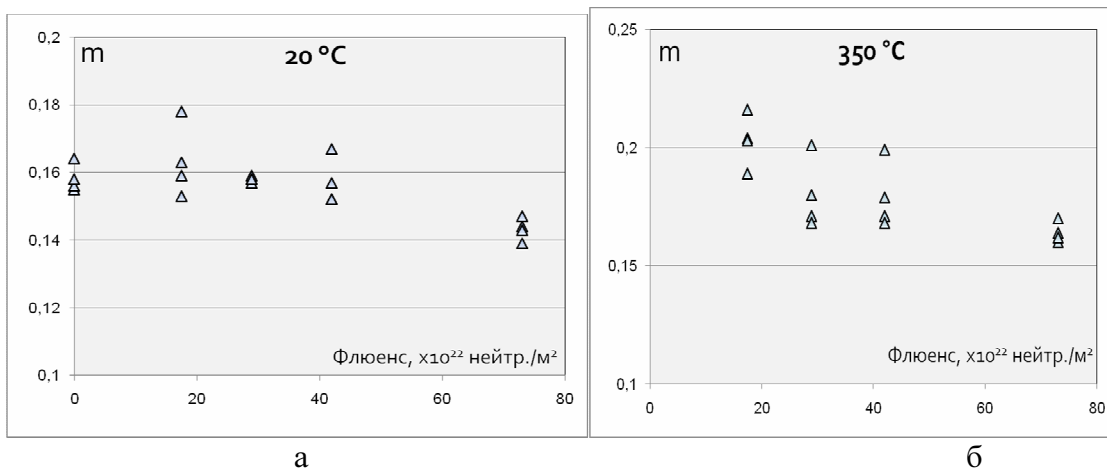


Рисунок 1. Залежності коефіцієнта m від флюенсу швидких нейтронів для ОМ при температурі випробування 20°C (а) та 350°C (б)

Figure 1. Dependence of the coefficient m on the fast neutrons fluence for OM at the testing temperature 20°C (a) and 350°C (b)

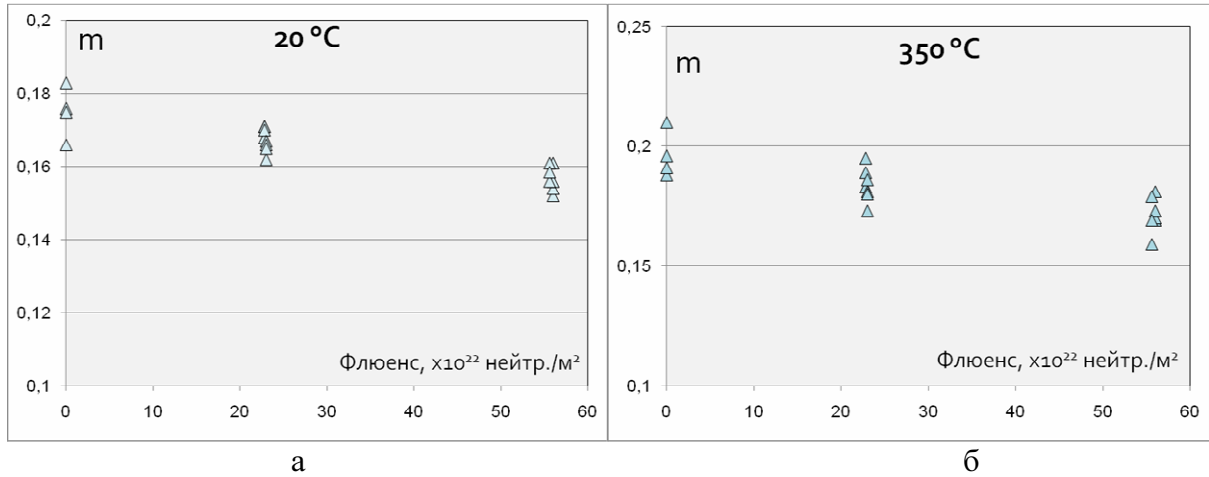


Рисунок 2. Залежності коефіцієнта m від флюенсу швидких нейтронів для металу ЗШ при температурі випробування 20°C (а) та 350°C (б)

Figure 2. Dependence of the coefficient m on the fast neutrons fluence for the weld metal ЗШ at testing temperature 20°C (a) and 350°C (b)

Кореляційні залежності коефіцієнта m від відношення $R_{p0,2}/R_m$ представлені на рис. 3 і 4 для ОМ та металу ЗШ відповідно. З графіків бачимо, що кореляції між КДЗ та відношенням $R_{p0,2}/R_m$ носять близьку до лінійної форму як для ОМ, так і для ЗШ. Оскільки спостерігається така залежність, то можна сказати, що співвідношення $R_{p0,2}/R_m$ непрямо характеризує зміну коефіцієнта деформаційного зміцнення.

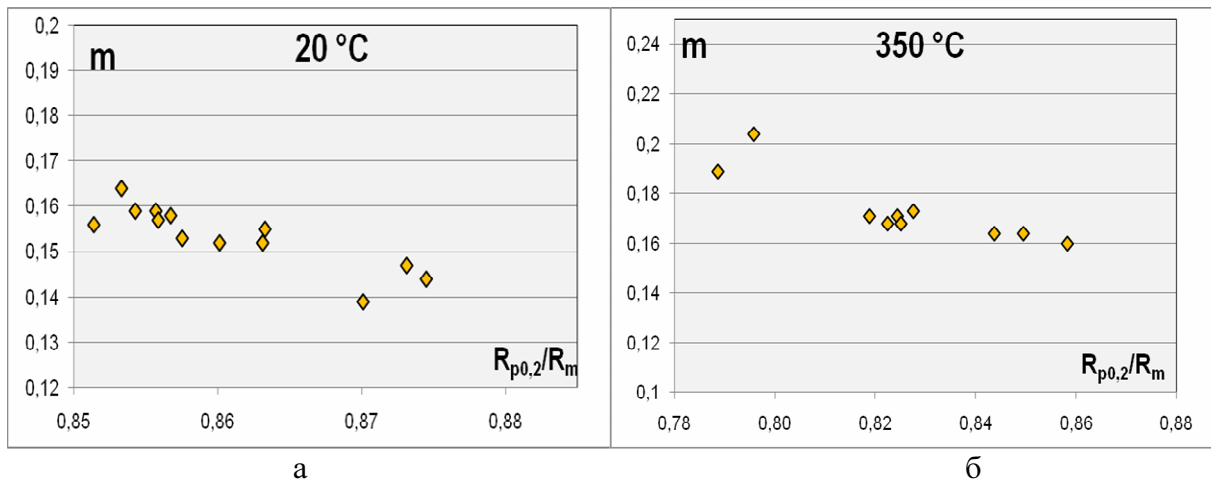


Рисунок 3. Кореляційні залежності коефіцієнта m від відношення $R_{p0,2}/R_m$ для основного металу при температурі випробування 20°C (а) та 350°C (б)

Figure 3. Correlation of dependencies of coefficient m on the relation $R_{p0,2}/R_m$ for the base metal at testing temperature 20°C (a) and 350°C (b)

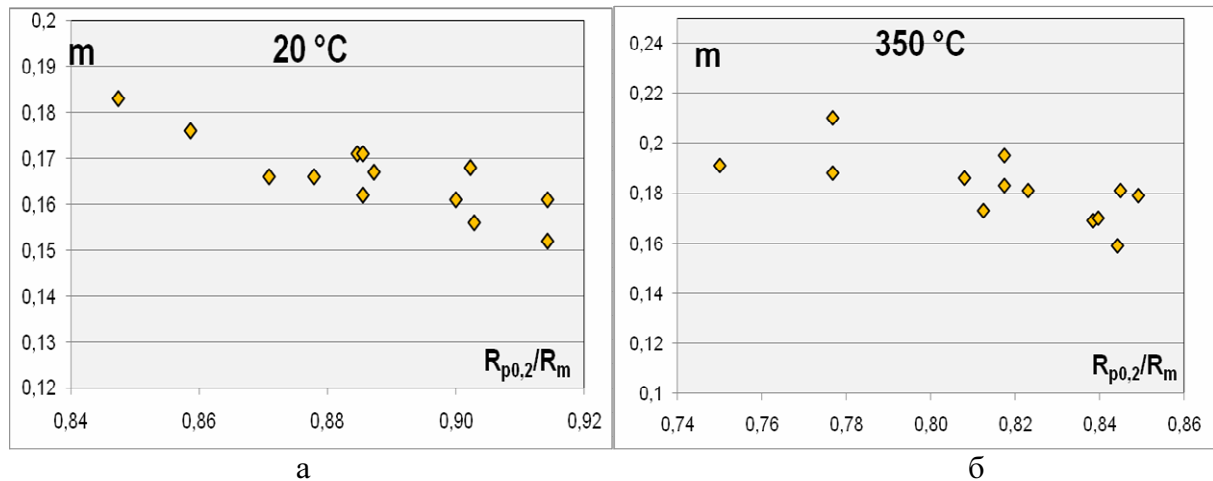


Рисунок 4. Кореляційні залежності коефіцієнта m від відношення $R_{p0,2}/R_m$ для металу зварного шва при температурі випробування 20°C (а) та 350°C (б)

Figure 4. Correlation dependencies of coefficient m on the relation $R_{p0,2}/R_m$ for the weld metal at the testing temperature 20°C (a) and 350°C (b)

Якщо проаналізувати зміну відношення границі текучості до границі міцності матеріалів в неопромінену стані та опромінених до максимального флюенсу, то ця різниця становитиме від 0,03 до 0,08 (залежно від температури випробування зразків) для ОМ та 0,06 ÷ 0,11 для ЗШ. Збільшення величини даного відношення, досягнуте шляхом прискореного опромінення, дає різницю 0,08 (див. табл. 1). Тобто бачимо, що порівняння ступенів зміцнення сталі внаслідок прискореного опромінення у дослідницьких реакторах та довготривалого опромінення в умовах експлуатації промислових реакторів свідчить про незначну та практично однакову зміну відношення $R_{p0,2}/R_m$ в обох випадках. Проте слід зауважити, що ця зміна є помітною, оскільки спостерігається стійке зростання $R_{p0,2}/R_m$ та падіння коефіцієнта m з накопиченням флюенсу.

Висновки. Проаналізовано залежності від флюенсу нейтронів деяких характеристик міцності металу корпусу реактора ВВЕР-1000, що були отримані в рамках програми зразків-свідків. Результати аналізу свідчать, що коефіцієнт деформаційного зміцнення m металу помітно зменшується з накопиченням флюенсу. Для металу зварного шва дана тенденція носить більш виражений характер, ніж для основного металу. Також було виявлено лінійну кореляцію величини m від співвідношення $R_{p0,2}/R_m$. Отриманий результат дає привід говорити, що дане співвідношення непрямо характеризує зміну коефіцієнта деформаційного зміцнення.

Крім того, порівняння ступенів зміцнення сталі внаслідок прискореного опромінення у дослідницьких реакторах та довготривалого опромінення в умовах експлуатації промислових реакторів свідчить про практично однакову зміну відношення $R_{p0,2}/R_m$ в обох випадках. Проте слід зауважити, що ця зміна є досить помітною, оскільки спостерігається стійке зростання $R_{p0,2}/R_m$ та відповідно зниження коефіцієнта m з накопиченням флюенсу. Результати даної роботи можуть бути використані в подальшому для аналізу та глибшого розуміння механізмів зміцнення сталі КР унаслідок нейтронного опромінення.

Conclusions. In the paper the dependencies of some strength properties on neutron fluence obtained in the frame of a surveillance program have been considered for the WWER-1000 reactor pressure vessel materials. The results of analysis testify that the strain hardening coefficient m decreases noticeably, when the neutron fluence increases. This tendency is more pronounced for the weld metal in comparison to the base metal. Furthermore, a linear

correlation for the m value and the $R_{p0,2}/R_m$ ratio has been found. This result testifies that the above mentioned ratio describes indirectly the change of strain hardening coefficient.

In addition the comparison of the hardening rate for RPV steels irradiated in the test reactor and under the long-term irradiation condition in the power reactor testifies almost the same change in the $R_{p0,2}/R_m$ ratio in both cases. However, it should be noted that this change is noticeable as a steady increase of $R_{p0,2}/R_m$ ratio and respectively the decrease of the m value, which are observed when the neutron fluence increases. Further the results of this study may be applied to the analysis and the comprehensive understanding of the hardening mechanisms for the RPV steels because of neutron irradiation.

Список використаної літератури

1. Y. Nishiyama, K. Onizawa, M. Suzuki, J.W. Anderegg, Y. Nagai, T. Toyama, M. Hasegawa, J. Kameda. Effects of neutron-irradiation-induced intergranular phosphorus segregation and hardening on embrittlement in reactor pressure vessel steels / *Acta Materialia*, Vol. 56, 2008, P. 4510 – 4521.
2. A. Ballesteros, R. Ahlstrand, C. Bruynooghe, A. Chernobaeva, Y. Kevorkyan, D. Erak, D. Zurko. Irradiation temperature, flux and spectrum effects / *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 53, 2011, p. 756 – 759.
3. R. Chaouadi, R. Gérard. Neutron flux and annealing effects on irradiation hardening of RPV materials / *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 418 (1 – 3), 2011, P. 137 – 142.
4. NP-T-3.11 Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants: assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels / International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, 144 p.
5. Гуляев, А.П. *Металловедение [Текст]* / А.П. Гуляев. – М.: Металлургия, 1986. – 544 с.
6. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов [Текст] / Н.Н. Алексеенко, А.Д. Амаев, И.В. Горынин, В.А. Николаев; под ред. И.В. Горынина. – М.: Энергоиздат, 1981. – 192 с.

Отримано 08.08.2013