

**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.

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

¹ *Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна*

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.

**М. Г. Holiak¹, G. P. Grynchenko², V. M. Revka¹, O. V. Trygubenko^{1,2,*},
Yu. V. Chaykovskyi¹, 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. Postmortem 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