УДК 621.039.577

В. Н. Ревка

Институт ядерных исследований Национальной академии наук Украины, г. Киев, Украина

Разброс данных по сдвигу критической температуры хрупкости для материалов корпусов реакторов ВВЭР

Представлены результаты статистического анализа большого массива данных образцов-свидетелей для корпусов реакторов ВВЭР-1000 энергоблоков АЭС, которые эксплуатируются в Украине. С помощью статистической обработки зависимостей сдвига критической температуры хрупкости ΔT_F от флюенса быстрых (E > 0,5 МэВ) нейтронов определен разброс данных для основного металла и металла сварного шва. Значения ΔT_F получены путем испытаний образцов Шарпи на ударный изгиб. Образцы облучены в промышленных реакторах в диапазоне флюенсов нейтронов (3,0...92,2)·10^{22} м$^{-2}$ в рамках реализации национальной программы образцов-свидетелей.

Анализ показал, что разброс данных относительно средней линии регрессии для материалов корпусов реакторов характеризуется стандартным отклонением 5,5 °С. На основании полученных результатов предложено использовать удвоенное стандартное отклонение 11 °С в качестве температурного запаса для обеспечения консервативной оценки радиационного сдвига критической температуры хрупкости материалов корпусов реакторов энергоблоков ВВЭР-1000.

Ключевые слова: корпус реактора ВВЭР-1000, образцы-свидетели, ударная вязкость, критическая температура хрупкости, стандартное отклонение.

© В. Н. Ревка, 2018

Согласно нормативным документам, для обеспечения безопасной эксплуатации корпуса реактора (КР) необходимо проводить периодический контроль радиационно-индуцированных изменений механических свойств металла КР на протяжении всего периода эксплуатации ядерного энергоблока ВВЭР-1000 [1, 2]. Изменения механических свойств контролируют путем испытания образцов-свидетелей (ОС), устанавливая их в реактор в соответствии с требованиями нормативной документации и периодически извлекая для исследований. В номенклатуру ОС включены стандартные образцы Шарпи с V-образным надрезом для испытаний на ударный изгиб. На основании результатов испытаний образцов Шарпи определяют сдвиг критической температуры хрупкости вследствие облучения, который затем используют для оценки критической температуры хрупкости T_K облученных материалов КР. Оценка температуры T_K должна быть получена с необходимым уровнем консерватизма, чтобы учесть разброс экспериментальных данных, обусловленный неоднородностью материала и ошибками определения радиационного сдвига критической температуры хрупкости ΔT_F и флюенса нейтронов.

Согласно действующему на сегодняшний день в Украине подходу [3], консервативное значение сдвига T_K определяют с помощью 95 % доверительной границы $A_F^{95\%}$ для среднего значения коэффициента радиационного охрупчивания A_F, полученного с помощью регрессионного анализа экспериментальных зависимостей ΔT_F от флюенса нейтронов. В силу своей статистической природы параметр $A_F^{95\%}$ в некоторых случаях дает заниженную или завышенную оценку сдвига критической температуры хрупкости в зависимости от количества экспериментальных точек [4], что неприемлемо в нормативной практике.

В отличие от Украины, нормативными документами большинства стран, где эксплуатируют реакторы с водой под давлением, для консервативной оценки сдвига температуры хрупкости регламентируется использовать значение стандартного отклонения, характеризующее разброс экспериментальных данных. Например, регулирующий орган США в процедуре оценки консервативного значения сдвига референсной температуры ΔRT_{NDT} (функциональный эквивалент ΔT_K) рекомендует использовать дополнительный температурный запас (safety margin), который учитывает разброс данных (10 °С для основного металла и 16 °С для швов), если нет достоверных результатов испытаний ОС [5, 6]. В случае, если есть достоверные данные ОС, указанные значения разброса определяемой величины могут быть уменьшены вдвое. Руководство МАГАТЭ [7], которое регламентирует процедуру оценки сдвига T_K вследствие облучения материалов корпусов реакторов ВВЭР, также рекомендует в этих целях использовать стандартное отклонение, полученное в результате статистического анализа.

Чтобы привести национальные нормативные подходы к оценке сдвига критической температуры хрупкости T_K в соответствие с международной практикой, необходимо знать величину разброса данных по сдвигу ΔT_F, которая характеризуется стандартным отклонением. Поэтому цель данной работы — оценить разброс данных для материалов КР с помощью статистической обработки зависимостей ΔT_F от флюенса нейтронов. В статье представлены результаты статистического анализа большого массива данных ОС для корпусов реакторов ВВЭР-1000.

Исследуемые материалы. Для анализа использованы результаты испытаний ОС основного металла обечаек и металла сварных швов (СШ) корпусов реакторов

ВВЭР-1000 всех энергоблоков АЭС, которые эксплуатируются в Украине. Испытания образцов Шарпи на ударный изгиб проведены в Институте ядерных исследований НАН Украины и РНЦ «Курчатовский институт» (Россия). Проанализированы результаты испытаний штатных ОС, а также экспериментальные данные, полученные с использованием технологии реконструкции. Все образцы облучены в промышленных реакторах в рамках реализации национальной программы ОС. Диапазон флюенсов быстрых ($E \geq 0{,}5$ МэВ) нейтронов для образцов составляет (3,0...92,2) $\cdot 10^{22}$ м$^{-2}$. Максимальный сдвиг критической температуры хрупкости вследствие облучения равен 113 °С.

Статистический анализ и обсуждение результатов. Разброс экспериментальных данных ОС определен с помощью регрессионного анализа методом наименьших квадратов. Для анализа использованы зависимости сдвига критической температуры хрупкости ΔT_F от флюенса нейтронов. Значения ΔT_F определены на основании результатов испытаний стандартных образцов Шарпи с V-образным нарезом на ударный изгиб. Зависимости ΔT_F от флюенса нейтронов рассмотрены отдельно для каждого облученного комплекта ОС.

Все экспериментальные зависимости аппроксимированы функцией следующего вида (проектная модель охрупчивания согласно ПНАЭ Г-7-002-86):

$$\Delta T_F = A_F \left(\frac{F}{F_0} \right)^{\frac{1}{3}}, \qquad (1)$$

где A_F — параметр приближения (коэффициент радиационного охрупчивания); F — флюенс нейтронов; $F_0 = 10^{22}$ м$^{-2}$.

Результаты статистической обработки данных позволили определить остатки для каждой экспериментальной точки ΔT_F. Схема вычисления остатков показана наглядно в графическом виде на рис. 1.

Остатки представляют собой разницу между экспериментальными ΔT_F (test) и расчетными значениями сдвигов:

$$\text{остатки} = \Delta T_F(\text{test}) - \Delta T_F(\text{calc}), \qquad (2)$$

где ΔT_F (calc) — расчетный сдвиг, определенный с помощью формулы (1) и параметра средней линии регрессии A_F.

В ходе дальнейшего рассмотрения получена зависимость остатков от величины ΔT_F (calc) и затем проведен ее статистический анализ, чтобы оценить стандартное отклонение, характеризующее разброс данных относительно средней линии регрессии.

В анализ включены достоверные и представительные значения ΔT_F для основного металла (43 экспериментальных значения) и металла СШ (59 значений), полученные с применением технологии реконструкции. Экспериментальные данные, полученные с помощью реконструированных образцов Шарпи, считаются достоверными и представительными по сравнению со штатными ОС касательно однородности условий облучения, поэтому анализ основан, в первую очередь, на этих результатах. В графическом виде зависимость остатков от расчетного значения ΔT_F показана на рис. 2 и 3 соответственно для основного металла и металла СШ. Табличные значения остатков и сдвигов ΔT_F взяты из технического отчета по апробации недавно разработанного стандарта СОУ НАЕК 087:2015 [8]. Статистическая обработка остатков показала, что разброс значений ΔT_F характеризуется стандартным отклонением (standard deviation, или *SD*) *SD*=5,7 °С для основного металла и *SD*=5,5 °С для металла СШ.

Из литературы, посвященной статистическому анализу экспериментальных данных, известно [9], что стандартное отклонение является мерой неопределенности единичного измерения, и эту статистическую оценку используют как характеристику разброса экспериментальных значений относительно их среднего. Другими словами, стандартное отклонение характеризует доверительный интервал единичных измерений с вероятностью 68 %. В инженерных решениях наиболее часто применяют доверительные границы с вероятностью 95 %, и в этом случае используют удвоенное стандартное отклонение 2*SD*. В нашем анализе с учетом округления к целому значение 2*SD* составляет 11 °С и, как видно на рис. 2 и 3, соответствующие доверительные границы адекватно описывают разброс экспериментальных данных для исследованных материалов.

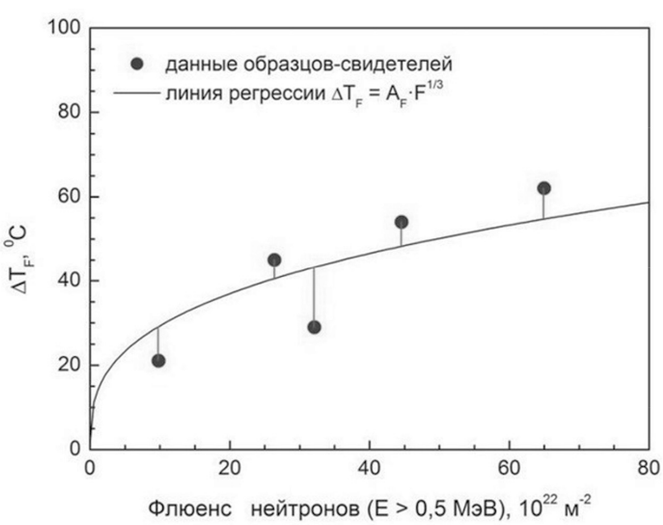

Рис. 1. Схема вычисления остатков (вертикальные линии) для экспериментальных значений ΔT_F

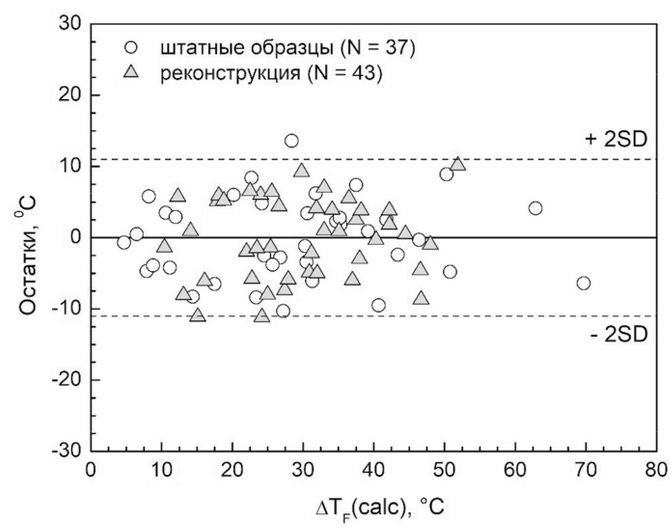

Рис. 2. Зависимость остатков от расчетного значения ΔT_F (calc) для основного металла КР ВВЭР-1000

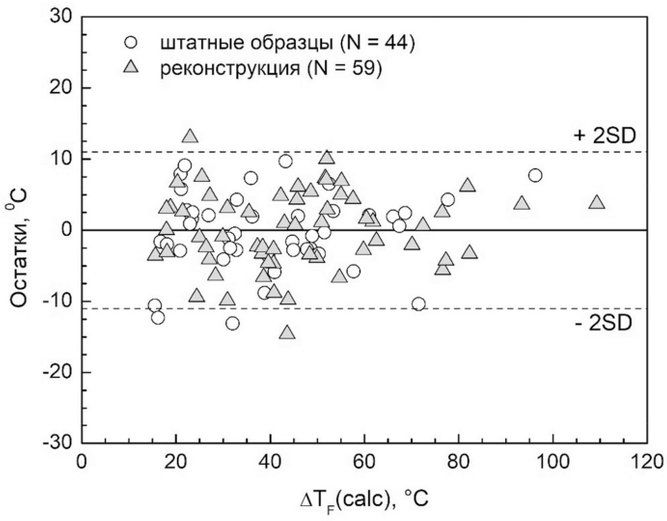

Рис. 3. Зависимость остатков от расчетного значения ΔT_F (calc) для металла сварного шва КР ВВЭР-1000

Кроме значений ΔT_F, полученных с применением технологии реконструкции, дополнительно в анализе использованы результаты испытаний штатных образцов, чтобы убедится в надежности полученных оценок. К уже рассмотренному массиву данных добавлено 37 и 44 экспериментальные точки ΔT_F для основного металла и металла СШ, соответственно. Статистический анализ существенно увеличенных выборок показал, что стандартное отклонение практически не изменилось и составляет 5,6 °С для основного металла и 5,5 °С для металла СШ. Другими словами, практически все дополнительные точки, относящиеся к штатным образцам, находятся в пределах 95 % доверительных границ, определенных для реконструированных образцов (см. рис. 2 и 3).

Как уже было сказано, параметр *SD* по своей природе является мерой разброса оцениваемой величины, в данном случае — сдвига критической температуры хрупкости. Очевидно, что разброс относительно средней линии регрессии в той или иной степени зависит от ошибки определения ΔT_F и флюенса нейтронов *F*. Следовательно, если методы определения сдвига критической температуры хрупкости и величины *F* не меняются, то нет оснований ожидать значимого изменения стандартного отклонения в случае дальнейшего увеличения массива данных ΔT_F, что подтверждается результатами анализа.

Выводы

Проведен статистический анализ большого массива данных образцов-свидетелей для корпусов реакторов ВВЭР-1000 энергоблоков АЭС Украины. С помощью статистической обработки экспериментальных зависимостей сдвига критической температуры хрупкости ΔT_F от флюенса быстрых (E>0,5 МэВ) нейтронов определен разброс данных для основного металла и металла сварного шва.

Результаты анализа показали, что разброс значений ΔT_F для исследованных материалов характеризуется 95 % доверительным интервалом, равным 11 °С. Это значение может быть использовано в качестве температурного запаса, чтобы обеспечить необходимый уровень консерватизма при определении сдвига критической температуры хрупкости материалов КР блоков ВВЭР-1000.

Список использованной литературы

1. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок : ПНАЭ Г-7–008-89. М. : Энергоатомиздат, 1990. 168 с.

2. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок : ПНАЭ Г-7-002-86. М. : Энергоатомиздат, 1989. 525 с.

3. Типовая программа контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям : ПМ-Т.0.03.120-08. К. : ГП «НАЭК “Энергоатом”», 2008. 36 с.

4. Ревка В. М., Чирко Л. І. Нормативні аспекти матеріалознавчого супроводу безпечної експлуатації корпусів реакторів ВВЕР-1000 // XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, 01—05 лютого 2016 р., Київ, Україна : Тези доповідей. К., 2016. С. 105.

5. Regulatory Guide 1.99, Revision 2. Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials / U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1988. 9 p.

6. 10 CFR 50.61 Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events / NRC 10, Code of Federal Regulations, Part 50 — Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007, p. 699—704.

7. Руководство по анализу термического удара для АЭС с реакторами типа ВВЭР : IAEA-EBP-WWER-08. Вена : МАГАТЭ, 2005. 73 с.

8. Апробация нормативного документа СОУ НАЕК 087:2015 «Методика определения радиационного охрупчивания метала корпусов реакторов по результатам испытаний образцов-свидетелей”: Техн. отчет, инв. № 300/26 — 257 / Институт ядерных исследований НАН Украины. К., 2018. 35 с.

9. Зайдель А. Н. Погрешности измерений физических величин. Л. : Наука, 1985. 112 с.

References

1. Rules for Design and Safe Operation of Components and Piping of Nuclear Power Plants [Pravila ustroystva i bezopasnoy ekspluatatsii oborudovaniya i truboprovodov atomnyih energeticheskih ustanovok]: PNAE G-7–008-89. Energoatomizdat, Moscow, 1990. 168 p.

2. Standards for Strength Calculations of Components and Piping of Nuclear Power Plants [Normyi rascheta na prochnost oborudovaniya i truboprovodov atomnyih energeticheskih ustanovok]: PNAE G-7–002-86. Energoatomizdat, Moscow, 1989. 525 p.

3. Standard Program of the Inspection for WWER-1000 Reactor Pressure Vessel Metal Properties by Surveillance Specimens [Tipovaya programma kontrolya svoystv metalla korpusov reaktorov VVER-1000 po obraztsam-svidetelyam]: PM-T.0.03.120-04. — NNEGC Energoatom, Kyiv, 2008. 36 p.

4. Revka, V.M., Chyrko, L.I. (2016), Regulatory aspects of material science support for the WWER-1000 RPV safe operation [Normatyvni aspekty materialoznavchoho suprovodu bezpechnoi ekspluatatsii korpusiv reaktoriv VVER-1000] // XXIII annual science conference, Institute for Nuclear Research NAS Ukraine, 01–05 February 2016, Kyiv, Ukraine / Abstracts, P. 105

5. Regulatory Guide 1.99, Revision 2. Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials / U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1988. 9 p.

6. 10 CFR 50.61 Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events / NRC 10, Code of Federal Regulations, Part 50 — Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007, P. 699—704

7. Guidelines on pressurized thermal shock analysis for WWER nuclear power plant [Rukovodstvo po analizu termicheskogo udara

dlya AES s reaktorami tipa VVER]: IAEA-EBP-WWER-08. Vienna: IAEA, 2005. 73 p.

8. Approbation of the normative document SOU NAEK 087:2015 "Method for the determination of radiation embrittlement of the RPV metal by the surveillance test data" [Aprobatsiya normativnogo dokumenta SOU NAEK 087:2015 "Metodika opredeleniya radiatsionnogo ohrupchivaniya metala korpusov reaktorov po rezultatam ispyitaniy obraztsov-svideteley"]: technical report, № 300/26—257 / Institute for Nuclear Research NAS Ukraine, Kyiv, 2018. 35 p.

9. Zaidel, A.N. (1985), Errors in the measurements of physical quantities [Pogreshnosti izmereniy fizicheskih velichin], Nauka, Leningrad. 112 p.

В. М. Ревка

Інститут ядерних досліджень Національної академії наук України, м. Київ, Україна

Розкид даних із зсуву критичної температури крихкості для матеріалів корпусів реакторів ВВЕР

Наведено результати статистичного аналізу великого масиву даних зразків-свідків для корпусів реакторів ВВЕР-1000 енергоблоків АЕС, що експлуатуються в Україні. За допомогою статистичної обробки залежностей зсуву критичної температури крихкості ΔTF від флюенсу швидких (E > 0,5 МеВ) нейтронів визначено розкид даних для основного металу та металу зварного шва. Значення ΔTF отримано випробуванням зразків Шарпі на ударний вигин. Зразки опромінено в промислових реакторах у діапазоні флюенсів нейтронів (3,0...92,2)·10^{22} $м^{-2}$ в рамках реалізації національної програми зразків-свідків.

Аналіз показав, що розкид даних відносно середньої лінії регресії для матеріалів корпусів реакторів характеризується стандартним відхиленням 5,5 °С. На підставі отриманих результатів запропоновано використовувати подвоєне стандартне відхилення 11 °С як температурний запас для забезпечення консервативної оцінки радіаційного зсуву критичної температури крихкості матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000.

Ключові слова: корпус реактора ВВЕР-1000, зразки-свідки, ударна в'язкість, критична температура крихкості, розкид даних, стандартне відхилення.

V. Revka

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

A Data Scatter for a Shift of the Ductile to Brittle Transition Temperature for WWER-1000 Reactor Pressure Vessel Materials

In the most countries that operate the nuclear power plants with reactor pressure vessels a safety margin accounting a data scatter is applied for a conservative evaluation of a radiation shift of the ductile to brittle transition temperature for RPV metal. This scatter is to a significant extent due to material inhomogeneity and errors in determining the temperature shift and neutron fluence. In the regulatory practice of Ukraine, the obsolete approaches are used that can lead to an underestimation or overestimation of the transition temperature shift depending on the number of test data points.

In order to use the updated regulatory approaches that will be consistent with international practice, it is necessary to know the magnitude of the data scatter on the transition temperature shift which is characterized by a standard deviation. Therefore, the aim of the research work was to estimate the data scatter for WWER reactor pressure vessel materials using statistical methods.

The paper presents the results of a statistical analysis for a large array of surveillance test data for WWER-1000 reactor pressure vessels of NPP units which are operated in Ukraine. The data scatter for RPV base and weld metal has been estimated using a statistical treatment for the dependencies of a transition temperature shift, ΔTF, on the fast (E > 0,5 MeV) neutron fluence. The ΔTF values have been derived from the Charpy impact tests. The Charpy V-notch specimens have been irradiated in the nuclear power reactors within a neutron fluence range of (3,0 ... 92,2)·10^{22} m^{-2} in the frame of a national surveillance program.

The analysis has shown the data scatter relative to the average regression line for RPV materials is characterized by a standard deviation of 5,5 °C. Based on the results obtained, it was suggested to use a double standard deviation of 11 °C as a safety margin to provide a conservative estimate for the radiation shift of the transition temperature of the WWER-1000 reactor pressure vessel materials.

Keywords: WWER-1000 reactor pressure vessel, surveillance test data, impact toughness, ductile to brittle transition temperature, data scatter, standard deviation.

Получено 27.04.2018.