

УДК: 621.039.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2020.95.1.001

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ОХРУПЧИВАНИЯ КОРПУСНЫХ СТАЛЕЙ, ОБЛУЧЕННЫХ ВЫСОКИМИ ФЛЮЕНСАМИ НЕЙТРОНОВ

Крюков А. М., д. т. н. (kryukov@secnrs.ru),
Лебединский В. И. (lebedinsky@secnrs.ru)
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

Статья поступила в редакцию 13.12.2019 г.

Выполнен статистический анализ результатов испытаний образцов-свидетелей корпусов ВВЭР-440, включенных в Международную базу данных МАГАТЭ. Определены зависимости сдвига критической температуры хрупкости материалов от флюенса нейтронов при облучении флюенсами, соответствующими воздействию на корпуса ВВЭР-440 за 30 – 60 и более лет эксплуатации. Подготовлены предложения по корректировке нормативно-технической документации для оценки остаточного ресурса корпусов ВВЭР-440, касающиеся повышения допустимых значений флюенса нейтронов, воздействующих на корпус реактора в процессе эксплуатации.

► **Ключевые слова:** ВВЭР, корпус реактора, радиационное охрупчивание, флюенс нейтронов.

IRRADIATION EMBRITTLEMENT OF RPV STEELS IRRADIATED BY HIGH NEUTRON FLUENCE

Kryukov A. M., D. Sc., Lebedinsky V. I.
(SEC NRS)

Article received 13 December 2019

For the prediction of irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steels the analysis of surveillance data extracted from the IAEA International Database has been carried out. The dependences of the transition temperature shift on the neutron fluence corresponding to those acting on the vessel for 30 – 60 years of operation are evaluated. A proposal to increase the maximal value of neutron fluence on pressure vessel has been prepared to amend the regulatory and technical documents regarding the adjustment of the residual life of WWER-440 reactor.

► **Keywords:** WWER, reactor pressure vessel, irradiation embrittlement, neutron fluence.

1. Актуальность оценки охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440, облученных высокими флюенсами нейтронов

В настоящее время расчет на сопротивление хрупкому разрушению материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 выполняется в соответствии с нормативно-технической документацией [1 – 3]. В п. 4.5 [2] указано, что данная методика применима для обоснования срока службы корпусов ВВЭР-440/213 до максимального флюенса нейтронов $3,0 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Такое допустимое значение флюенса на внутренней стенке корпуса ВВЭР-440 было установлено в 70-х годах на основе анализа имевшихся в то время экспериментальных данных по радиационному охрупчиванию стали 15Х2МФА (основной металл корпуса ВВЭР-440) и металла ее сварного шва, выполненного проволоками 10ХНМТ и 10ХНМТУ [4]. Главным конструктором реактора были установлены следующие проектные значения флюенса нейтронов для корпуса ВВЭР-440:

- $2,4 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ для основного металла;
- $1,8 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ для металла сварного шва.

Сопротивление хрупкому разрушению материалов корпусов ВВЭР-440 было обосновано до достижения вышеуказанных проектных значений флюенса нейтронов. Необходимо отметить, что в 70-х годах фактически отсутствовала информация о степени радиационного охрупчивания корпусных сталей, облученных флюенсами, превышающими приведенные проектные значения.

К настоящему времени срок эксплуатации ВВЭР-440 значительно превысил проектные значения (30 – 40 лет), а величины флюенсов нейтронов на корпусах ВВЭР-440/213 приближаются к максимально допустимому действующими нормативно-техническими документами значению, а именно $3,0 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

Для дальнейшей безопасной эксплуатации ВВЭР-440 в части обеспечения сопротивления хрупкому разрушению материалов корпусов реакторов существуют два варианта действий.

Первый – существенное снижение достигнутой металлом степени радиационного охрупчивания путем термического отжига. Отжиг корпусов ВВЭР-440 успешно реализуется с 1987 г. К настоящему времени отожжено более 20 корпусов в России и за рубежом. Часть реакторов, в числе которых 4-й блок Нововоронежской АЭС, также 1-й и 2-й блоки Кольской АЭС, находится в эксплуатации.

Однако отжигу обычно подвергается только облучаемый сварной шов корпуса ВВЭР-440.

Поскольку в металле сварного шва повышенная (по сравнению с основным металлом) концентрация примесей меди и фосфора, степень радиационного охрупчивания металла шва корпусов первого поколения ВВЭР-440/230 достигает предельного значения (с точки зрения сопротивления металла хрупкому разрушению) при флюенсах нейтронов существенно более низких, чем $1,8 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ [5]. В связи с этим методика [3] устанавливает более жесткие, по сравнению с [2], ограничения по величине флюенса, воздействующего на металл корпусов ВВЭР-440/230.

В свою очередь, результаты исследований образцов-свидетелей основного металла и сварных швов корпусов ВВЭР-440 с низким содержанием меди и фосфора показывают, что степень радиационного охрупчивания стали при флюенсах $\sim 3,0 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ существенно ниже допустимых значений, и в этом случае отжиг не требуется [6].

Кроме того, выполнение отжига облученного основного металла, а не сварного шва, в несколько раз увеличивает отжигаемую зону корпуса, что приводит к необходимости разработки и изготовления нового отжигающего устройства, а также выполнения дополнительных работ по обоснованию прочности оборудования при отжиге.

Второй вариант, альтернативный отжигу всей облучаемой части корпуса, – обоснование обеспечения сопротивления хрупкому разрушению корпусных сталей, в первую очередь основного металла, при флюенсах нейтронов, превышающих $3,0 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

Для этого, прежде всего, необходимо выполнить анализ экспериментальных данных по степени радиационного охрупчивания корпусных сталей с низким содержанием меди и фосфора при облучении флюенсами выше $3,0 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Наиболее представительными для достижения этой цели являются результаты испытаний образцов-свидетелей материалов корпусов ВВЭР-440, статистический анализ которых представлен в настоящей статье.

2. Программа образцов-свидетелей материалов корпусов ВВЭР-440

В процессе эксплуатации ВВЭР-440 осуществляется контроль механических свойств основного металла и сварных соединений корпуса путем испытаний образцов-свидетелей, устанавливаемых в реактор, согласно требованиям конструкторской документации, в соответствии с [7].

На основании результатов испытаний образцов-свидетелей контролируется изменение кратковременных механических свойств металла (предел текучести, временное сопротивление, относительное удлинение, относительное сужение), а также характеристика сопротивления хрупкому разрушению – критическая температура хрупкости T_k . Значение T_k определяется при испытаниях образцов на ударную вязкость.

Образцы-свидетели основного металла вырезаются из припусков штатных «длинных» обечаек активной зоны. При этом образцы вырезаются из металла в центре обечайки, не ближе $\frac{1}{4}$ толщины от наружной и внутренней поверхностей.

Схема вырезки ударных образцов-свидетелей металла шва из сварной пробы, выполненной по той же технологии и теми же материалами, как конкретный корпус ВВЭР-440, представлена на рис. 1.

Облучаемые образцы размещаются в герметичных контейнерах (по два ударных образца в каждом контейнере).

Контейнер с ударными образцами представлен на рис. 2.

Температура облучения образцов соответствует температуре теплоносителя на входе в реактор и составляет ~ 270 °С.

Для оценки флюенса нейтронов, воздействующего на образцы в процессе облучения, в ряде контейнеров размещены капсулы с набором индикаторов флюенса (рис. 2). Стандартный набор индикаторов флюенса состоит из изотопов ^{54}Fe , ^{63}Cu и ^{93}Nb . Определение величины флюенса производится на основе следующих пороговых ядерных реакций:

- $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$;
- $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$;
- $^{93}\text{Nb}(n,n')^{93m}\text{Nb}$.

Контейнеры с образцами-свидетелями собираются в гирлянды (каждый комплект состоит из двух гирлянд), которые размещаются в специальных каналах, расположенных на внешней стороне шахты реактора. Схема расположения гирлянд с образцами-свидетелями в ВВЭР-440 приведена на рис. 3.

Типичное распределение флюенса нейтронов (флюенса в единицу времени) по высоте гирлянды приведено на рис. 4 [8]. Контейнеры с образцами для испытаний на ударную вязкость расположены в центральной части гирлянды, и разница в величинах флюенса на них не более 10 %.

Использованные в настоящей работе значения флюенсов, воздействовавших на образцы, получены с учетом методики переоценки флюенсов нейтронов для образцов-свидетелей, предложенной в [8, 9].

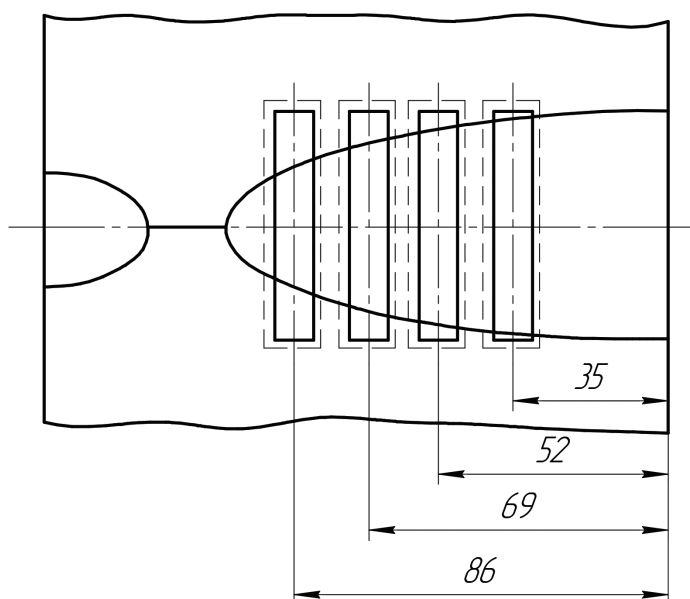


Рис. 1. Схема вырезки ударных образцов-свидетелей металла сварного шва

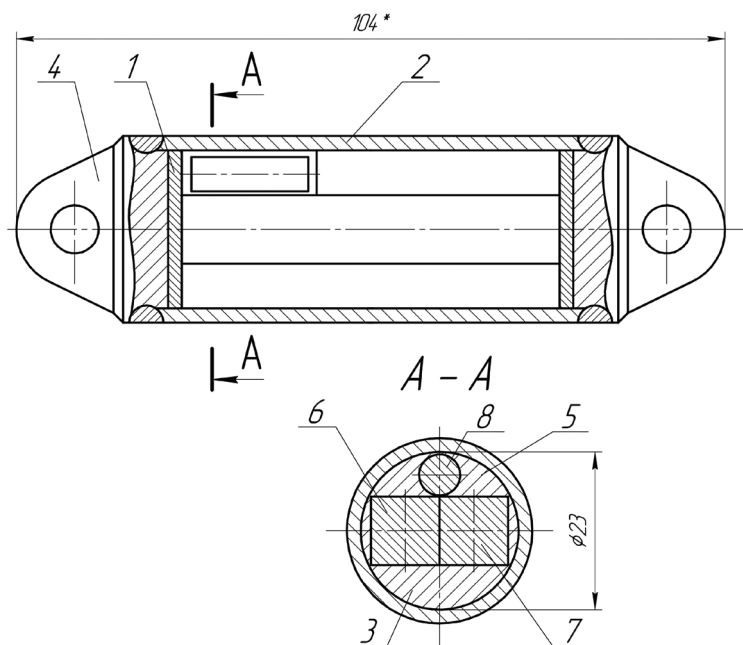


Рис. 2. Стандартный контейнер с ударными образцами-свидетелями и индикатором флюенса нейтронов

1 – прокладка, 2 – корпус контейнера, 3 – наполнитель, 4 – крышка, 5 – наполнитель, 6, 7 – образцы, 8 – капсула с индикаторами флюенса нейтронов

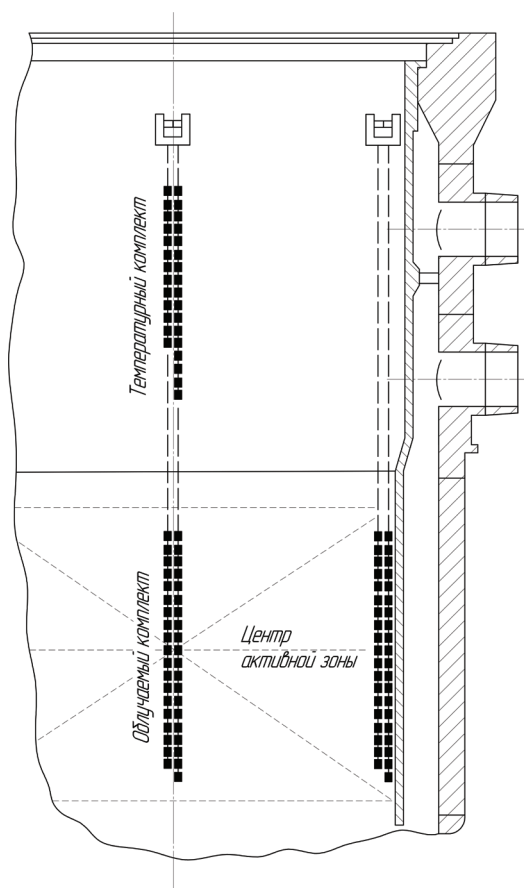


Рис. 3. Схема расположения гирлянд с образцами-свидетелями в ВВЭР-440

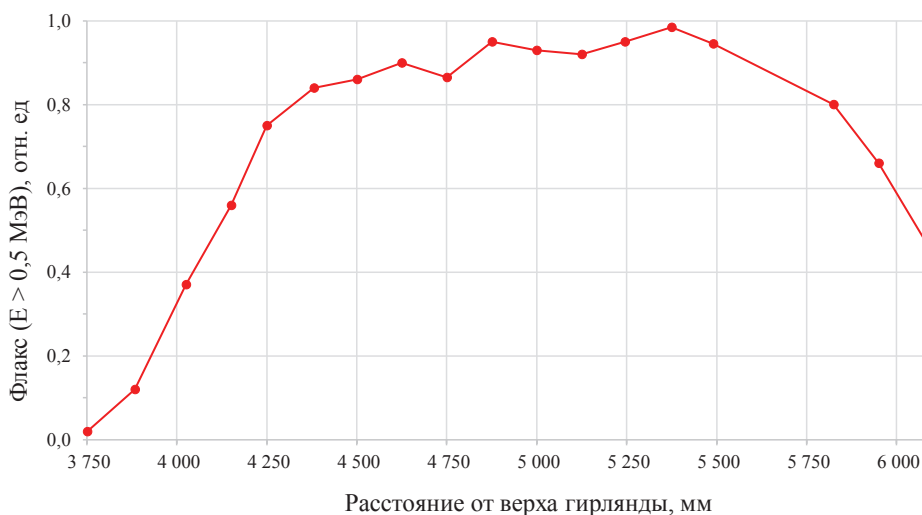


Рис. 4. Аксиальное распределение флакса нейтронов по длине гирлянды с образцами-свидетелями

3. Методика оценки результатов испытаний образцов-свидетелей

Степень охрупчивания материалов образцов-свидетелей под облучением оценивалась по величине повышения критической температуры хрупкости (ΔT_f) стали на основании результатов испытаний на ударную вязкость стандартных образцов типа Шарпи [1]:

$$\Delta T_f = T_f - T_{ко}, \quad (1)$$

где:

T_f – критическая температура хрупкости стали в облученном состоянии;

$T_{ко}$ – критическая температура хрупкости стали в исходном состоянии.

Значения $T_{ко}$ и T_f определялись в соответствии с [1]:

$$T_k = \max \{ T_{47Дж}, (T_{71Дж} - 30) \}, \quad (2)$$

где $T_{47Дж}$, $T_{71Дж}$ – значения температуры, при которых температурная зависимость работы разрушения стали достигает значений 47 и 71 Дж, соответственно.

Геометрические размеры ударных образцов типа Шарпи приведены на рис. 5.

На рис. 6 в качестве примера приведены полученные в рамках настоящей работы температурные зависимости работы разрушения после испытаний необлученного и пяти облученных различными флюенсами комплектов образцов-свидетелей основного металла корпуса реактора 2-го блока Ровенской АЭС.

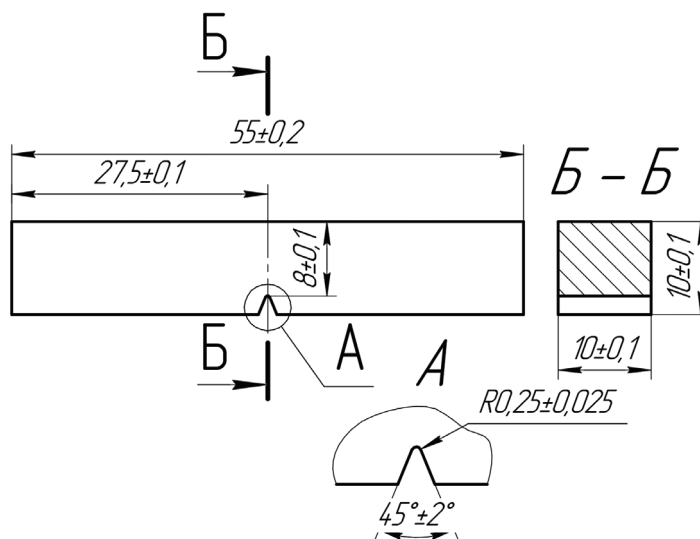


Рис. 5. Образец-свидетель для испытания на ударную вязкость

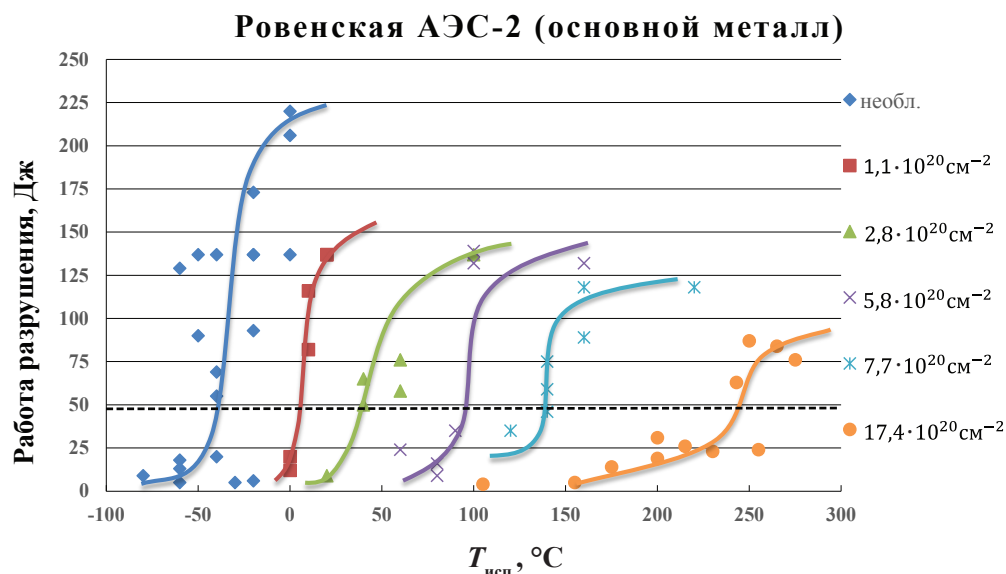


Рис. 6. Температурные зависимости работы разрушения основного металла корпуса реактора 2-го блока Ровенской АЭС

4. Международная база данных МАГАТЭ по результатам испытаний образцов-свидетелей

К настоящему времени в мире в результате реализации программ образцов-свидетелей получено большое количество результатов испытаний материалов корпусов реакторов типов ВВЭР и PWR (Pressurized Water Reactor – разработанный на Западе тип реактора с водой под давлением). Кроме того, существует множество результатов испытаний образцов корпусных сталей, облученных в исследовательских реакторах. По инициативе МАГАТЭ в 90-х гг. прошлого века была создана Международная база данных по резуль-

татам испытаний материалов корпусов реакторов [10], которая объединила результаты, полученные в 14-ти странах, в числе которых США, Франция и Россия. По значениям флюенса нейтронов, а также по химическому составу металла имеющаяся в базе данных МАГАТЭ [10] информация покрывает весь диапазон вариаций этих важнейших параметров в корпусах всех эксплуатируемых в мире реакторов (таблица 1) [11].

В рамках настоящей работы был выполнен статистический анализ данных, полученных при испытаниях на ударную вязкость образцов-свидетелей материалов 15-ти корпусов ВВЭР-440, эксплуатирующихся в России, Украине, Армении, Венгрии, Чехии и Словакии (таблица 2).

Таблица 1

Содержание примесных и легирующих элементов в металле корпусов эксплуатирующихся реакторов

Тип реактора	Cu _{max} , %	P _{max} , %	Ni _{max} , %	Mn _{max} , %	Флюенс _{max} , см ⁻²	Примечания
PWR	0,42	0,025	1,2	2,1	3,7 · 10 ¹⁹ , E > 1 МэВ	32 года эксплуатации на полной мощности
ВВЭР	0,20	0,042	1,9	1,3	2,4 · 10 ²⁰ , E > 0,5 МэВ	ВВЭР-440, 40 календарных лет
База данных образцов-свидетелей	0,35	0,035	1,9	2,1	~2 · 10 ²¹ , E > 0,5 МэВ	-
База данных исследовательских работ	0,4	0,045	2,8	2,0	~2 · 10 ²¹ , E > 0,5 МэВ	-

Таблица 2

**Корпуса ВВЭР-440, результаты испытаний образцов-свидетелей
которых включены в базу данных МАГАТЭ**

Страна	АЭС	Блок
Армения	Армянская	2
Венгрия	Пакш	1
		2
		3
		4
Россия	Кольская	3
		4
Словакия	Богунце	3
		4
Украина	Ровенская	1
		2
Чехия	Дукованы	1
		2
		3
		4

5. Результаты статистического анализа

5.1. Содержание фосфора и меди в образцах-свидетелях корпусов ВВЭР-440

Изменения механических свойств корпусных сталей под облучением являются результатом микроструктурных процессов, происходящих в металле при температуре 250 – 300 °С в результате воздействия на него нейтронов с высокой кинетической энергией. Основные механизмы радиационного повреждения корпусных сталей:

- упрочнение матрицы путем образования точечных дефектов и дислокационных петель, препятствующих движению линейных дислокаций, посредством которого реализуется пластическая деформация металла;
- упрочнение стали в результате образования примесными элементами – медью и фосфором – кластеров/преципитатов размером 1 – 3 нанометров, которые также затрудняют движение дислокаций;
- образование зернограницных сегрегаций посредством радиационно-стимулированной диффузии примесных элементов, главным образом фосфора, к границам зерен, ослабляя последние.

В результате вклад в радиационное охрупчивание корпусных материалов двух из трех вышеприведенных механизмов зависит от содержания

в стали фосфора и меди.

Анализируемые в настоящей работе материалы были разбиты на четыре группы, которые указаны в таблице 3.

5.2. Оценка повышения критической температуры хрупкости на образцах, облученных высокими флюенсами

Как указано выше, целью настоящей работы является разработка предложений по корректировке нормативно-технической документации [1 – 3] для оценки остаточного ресурса корпусов реакторов ВВЭР-440 на основе повышения допустимых значений флюенса нейтронов, воздействующих на корпус реактора в процессе эксплуатации. Для этого следует установить целевое значение флюенса, относительно которого оценивается степень радиационного охрупчивания металла корпуса. Исходя из приведенного в разделе 1 значения проектного флюенса $2,4 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ для основного металла, соответствующего 40-ка годам эксплуатации ВВЭР-440, в настоящей работе целевое значение флюенса определено как $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Указанное значение примерно соответствует максимальному флюенсу нейтронов на внутренней стенке корпуса ВВЭР-440 напротив центра активной зоны с полной топливной загрузкой за 80 лет эксплуатации.

Таблица 3

Классификация металла образцов-свидетелей корпусов ВВЭР-440 на основании содержания в нем фосфора и меди

Группы материалов	P, %	Cu, %
«Чистые»	$P \leq 0,012$	$Cu \leq 0,07$
«Условно чистые»	$0,017 \geq P \geq 0,012$	$0,14 \geq Cu \geq 0,07$
«Грязные»	$0,036 \geq P \geq 0,028$	$Cu \geq 0,13$
«Очень грязные»	$P > 0,036$	$Cu > 0,13$

В связи с вышеизложенным в работе выполнена оценка степени радиационного охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440 при облучении до $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

На рис. 7 приведены зависимости ΔT_k от флюенса, полученные при испытании образцов-свидетелей, облученных вплоть до флюенса $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, для групп материалов, указанных в таблице 3. Необходимо отметить, что приведенные на рис. 7 графики зависимостей ΔT_k от флюенса определены по методу наименьших квадратов и отражают изменения средних значений T_k

в результате облучения.

Из рассмотрения рис. 7 следует, что, поскольку степень радиационного охрупчивания металла, определяемая по величине ΔT_k , для «грязных» и «очень грязных» материалов при флюенсе $\sim 3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ составляет $170 \text{ }^\circ\text{C}$ и выше, то для них оценка увеличения ΔT_k при более высоких флюенсах не имеет практического значения.

Что касается «чистых» и «условно чистых» материалов, то для них выполнен более детальный статистический анализ экспериментальных данных, результаты которого представлены на рис. 8, 9.

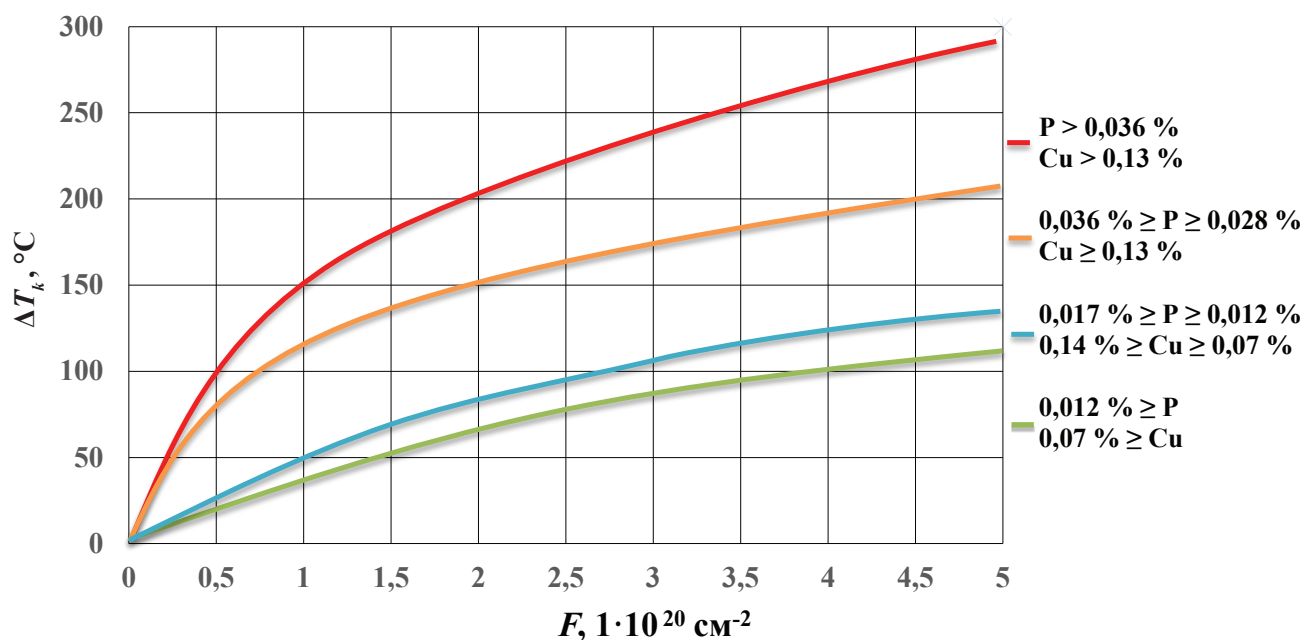


Рис. 7. Повышение T_k материалов корпусов ВВЭР-440 с различным содержанием фосфора и меди в результате нейтронного облучения

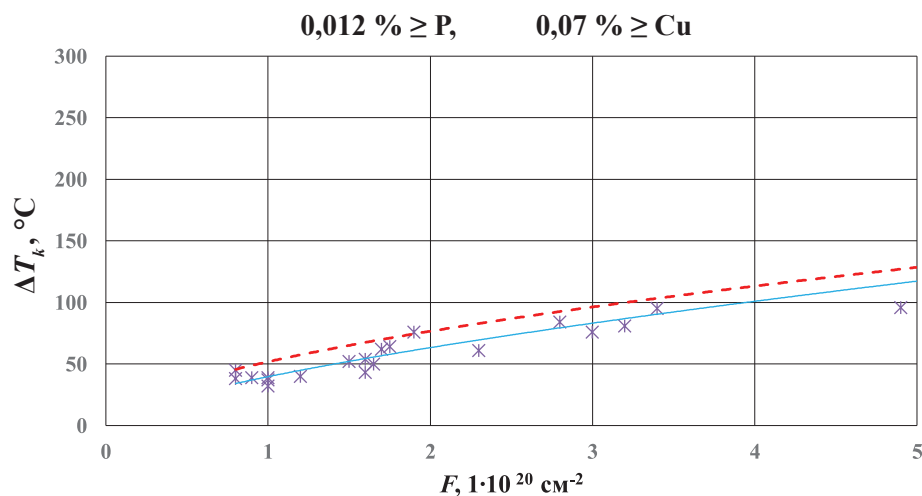


Рис. 8. Повышение T_k «чистых» материалов корпусов ВВЭР-440 в результате нейтронного облучения:
 — средние значения; - - - верхняя граница 95 % интервала

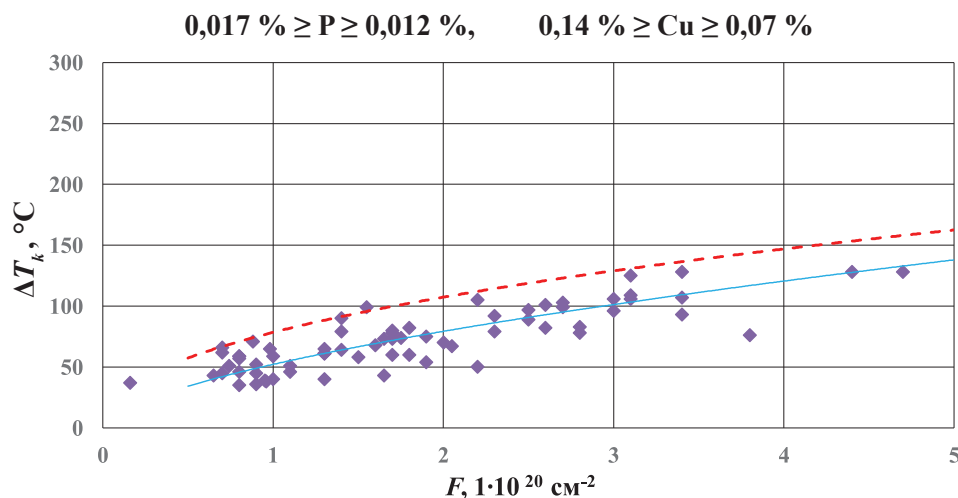


Рис. 9. Повышение T_k «условно чистых» материалов корпусов ВВЭР-440 в результате нейтронного облучения:
 — средние значения; - - - верхняя граница 95 % интервала

Средние значения повышения ΔT_k под облучением для «чистых» сталей, приведенные на рис. 8, описываются функциональной зависимостью:

$$\Delta T_k = 39,707 \cdot \left(\frac{F}{10^{20}}\right)^{0,6728}, \quad (3)$$

а данные, приведенные на рис. 9, относящиеся к «условно чистым» материалам, описываются зависимостью:

$$\Delta T_k = 52,184 \cdot \left(\frac{F}{10^{20}}\right)^{0,6042}. \quad (4)$$

С целью определения 95 % доверительного интервала, верхняя граница которого приведена на

рис. 8, 9, рассчитаны среднеквадратичные отклонения σ , которые при флюенсе $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ составляют 7,4 и 11,4 °C для «чистых» и «условно чистых» сталей, соответственно.

С учетом того, что верхняя граница 95 % доверительного интервала выше среднего значения ΔT_k на величину 2σ , то увеличение T_k в результате облучения материалов корпусов ВВЭР-440 флюенсами до $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ с вероятностью 95 % не превысит:

- 132 °C для «чистых» материалов ($P \leq 0,012 \%$, $\text{Cu} \leq 0,07 \%$);
- 161 °C для «условно чистых» материалов ($0,012 \% \leq P \leq 0,017 \%$, $0,07 \% \leq \text{Cu} \leq 0,14 \%$).

Необходимо отметить, что, согласно используемой в настоящей работе классификации, основной металл всех корпусов ВВЭР-440 относится к «чистым» и «условно чистым» материалам.

Поскольку, согласно таблице 5.11 ПНАЭ Г-7002-86 [1], значение критической температуры хрупкости сталей 15Х2МФА и 15Х2МФАА (основного металла корпусов ВВЭР-440) в необлученном состоянии $T_{ko} = 0$ °С, а на практике оно ниже минус 30 – 40 °С, то абсолютное значение T_k «чистого» основного металла после облучения флюенсом $\sim 5 \cdot 10^{20}$ см⁻² не превысит 132 °С. Результаты расчета на сопротивление хрупкому разрушению корпуса ВВЭР-440 с использованием такого значения T_k указывают на то, что корпус ВВЭР-440 можно эксплуатировать до 80-ти лет без отжига основного металла.

Что касается сварных швов, T_{ko} которых, как правило, выше, чем у основного металла, то для каждого конкретного корпуса, на основании приведенной в настоящем отчете информации, необходимо выполнить расчет на сопротивление хрупкому разрушению металла сварного шва, исходя из фактических значений флюенса и содержания в стали меди и фосфора.

6. Предложения по внесению изменений в нормативно-техническую документацию

В соответствии с действующей нормативно-технической документацией [2] расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов ВВЭР-440/213 применим до максимального флюенса нейтронов $3 \cdot 10^{20}$ см⁻². На основании выполненного в настоящей работе статистического анализа данных испытаний образцов-свидетелей предлагается ограничить диапазон применения методики [2] до максимального флюенса $5 \cdot 10^{20}$ см⁻².

В настоящее время в поддержку новой редакции федеральных норм и правил взамен ПНАЭ Г-7-002-86 [1] разрабатывается документ по стандартизации «Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпуса реактора ВВЭР». На основании выполненной работы предлагается ограничить область действия указанного стандарта максимально допустимым значением флюенса на корпусах ВВЭР-440, равным $5 \cdot 10^{20}$ см⁻².

Федеральные нормы и правила НП-096-15 [12] предусматривают разработку и выполнение эксплуатирующей организацией программ управления ресурсом оборудования и трубопроводов АЭС. Предлагается установить в упомянутых программах для АЭС с ВВЭР-440 в качестве ресурсной характеристики корпуса реактора максимальное значение флюенса на корпусе на уровне $5 \cdot 10^{20}$ см⁻².

Заключение

Одной из основных целей работы является разработка предложений по корректировке нормативно-технической документации для оценки остаточного ресурса корпусов реакторов ВВЭР-440 на основе повышения допустимых значений флюенса нейтронов, воздействующих на корпус реактора в процессе эксплуатации.

Для достижения поставленной цели выполнены сбор, верификация и статистический анализ результатов механических испытаний образцов-свидетелей корпусов ВВЭР-440, включенных в Международную базу данных МАГАТЭ [10]. Выполнена оценка степени радиационного охрупчивания материалов, определяемой по величине повышения критической температуры хрупкости стали при облучении флюенсами, соответствующими флюенсам, воздействующим на корпуса ВВЭР-440 за 30 – 60 и более лет эксплуатации.

Основные результаты работы:

- проведен статистический анализ результатов испытаний образцов-свидетелей материалов 15-ти корпусов ВВЭР-440, эксплуатируемых в России и за рубежом, облученных до флюенсов нейтронов $\sim 10 \cdot 10^{20}$ см⁻²;
- подготовлено предложение в используемую в настоящее время для расчета на сопротивление хрупкому разрушению корпусов ВВЭР-440 методику [2], касающееся повышения допустимого значения флюенса на корпусах ВВЭР-440 с $3 \cdot 10^{20}$ см⁻² до $5 \cdot 10^{20}$ см⁻²;
- в программах управления ресурсом оборудования и трубопроводов АЭС с реакторами ВВЭР-440, предусмотренных НП-096-15 [12], в качестве ресурсной характеристики корпуса реактора предлагается установить максимальное значение флюенса на корпусе на уровне $5 \cdot 10^{20}$ см⁻².

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок». ПНАЭ Г-7-002-86. Утверждены постановлением Госатомэнергонадзора СССР от 5.11.1986 г. № 5.
2. МТ 1.2.1.15.0232-2014. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов АЭС с ВВЭР-440 (В-213) при продлении срока эксплуатации до 65 лет. Введ. 01.11.2014. АО «Концерн Росэнергоатом», 2014.
3. МТ 1.2.1.15.1135-2016. Определение радиационного охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440 (В-230, В-179) после восстановительного отжига при продлении срока эксплуатации до 60 лет. Введ. 19.12.2016. АО «Концерн Росэнергоатом», 2016.
4. Алексеенко Н. Н., Амаев А. Д., Горынин И. В., Николаев В. А. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов. М.: Энергоиздат, 1981. 191 с.
5. Amaev A. D., Kryukov A. M., Levit V., Sokolov M. STP 1170: Radiation Stability of WWER-440 Vessel Materials // ASTM. 1993. P. 9 – 29.
6. Kryukov A. M., Debarberis L., Hähner P., Gillemot F., Oszvald F. Prediction of irradiation embrittlement of vanadium alloyed low nickel steel for future reactors // Journal of Nuclear Materials. 2011. No. 419. P. 327 – 330.
7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок». НП-089-15: утверждены приказом Ростехнадзора от 17 декабря 2015 г. № 521.
8. Kochkin V., Erak D., Machotin D., Zaritsky S., Egorov A. Upgraded neutron dosimetry procedure for WWER-440 surveillance specimens // World Scientific: Proceedings of 13th International Symposium on reactor dosimetry / 2009. P. 291 – 299.
9. Кочкин В. Н., Махотин Д. Ю., Ерак Д. Ю. Сравнительный анализ параметров нейтронного поля на образцах-свидетелях и корпусах реакторов ВВЭР-440 // Вопросы атомной науки и техники. 2011. № 1. С. 63 – 73.
10. Gillemot F. The IAEA database ageing of reactor pressure vessel steels and welds // The IAEA Specialist Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation / Espoo, Finland. 1995.
11. Kryukov A. M., Ballesteros A., Bruynooghe C., U. von Estorff. International Database on Reactor Pressure Vessel Materials for Long Term Operation of NPPs // Journal of Nuclear Technology. 2012. V. 180. P. 443 – 449.
12. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения». НП-096-15: утверждены приказом Ростехнадзора от 15 октября 2015 г. № 410.

References

1. Federal Nuclear Safety Regulations. Strength Analysis Code for Pipelines and Components of Nuclear Power Installations. PNAE G-7-002-86. Endorsed by Gosatomenergondzor Order 5.11.1986 № 5.
2. МТ 1.2.1.15.0232-2014. Analysis of Brittle Fracture Resistance of VVER-440 (V-213) Reactor Pressure Vessels in the Context of Life Extension to 65 years. Put in force on 01.11.2014. JSC “Rosenergoatom”, 2014.
3. Assessment of the Irradiation Embrittlement of VVER-440 (V-230, V-179) Reactor Pressure Vessel Materials after Recovery Annealing in the Context of Life Extension to 60 years. Put in force on 19.12.2016. JSC “Rosenergoatom”, 2016.
4. Alekseenko N. N., Amaev A. D., Gorynin I. V., Nikolaev V. A. Irradiation Damage to Steel in Pressure Vessels of Water-Cooled Water-Moderated Reactors. M.: Energoizdat, 1981. 191 p.
5. Amaev A. D., Kryukov A. M., Levit V., Sokolov M. STP 1170: Radiation Stability of VVER-440 Vessel Materials // ASTM. 1993. P. 9 – 29.
6. Kryukov A. M., Debarberis L., Hähner P., Gillemot F., Oszvald F. Prediction of Irradiation Embrittlement of Vanadium Alloyed Low Nickel Steel for Future Reactors // Journal of Nuclear Materials. 2011. No. 419. P. 327 – 330.
7. Federal Nuclear Safety Regulations. Rules for the Design and Safe Operation of Pipelines and Components of Nuclear Power Installations. NP-089-15: Endorsed by Rostekhnadzor Order No. 521 of December 17, 2015.

8. Kochkin V., Erak D., Makhotin D., Zaritsky S., Egorov A. Upgraded Neutron Dosimetry Procedure for VVER-440 Surveillance Specimens // World Scientific: Proceedings of the 13th International Symposium on Reactor Dosimetry / 2009. P. 291 – 299.

9. Kochkin V. N., Makhotin D. Yu., Erak D. Yu. Comparison Study of Neutron Field Parameters of VVER-440 Surveillance Specimens and Pressure Vessels // Issues of Nuclear Science and Engineering. 2011. No. 1. P. 63 – 73.

10. Gillemot F. The IAEA Database on Ageing of Reactor Pressure Vessel Steels and Welds // The IAEA Specialist Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation / Espoo, Finland. 1995.

11. Kryukov A. M., Ballesteros A., Bruynooghe C., U. von Estorff. International Database on Reactor Pressure Vessel Materials for Long Term Operation of NPPs // Journal of Nuclear Technology. 2012. V. 180. P. 443 – 449.

12. Federal Nuclear Safety Regulations. Life Management Requirements for Nuclear Plant Pipelines and Components. Basic Provisions. NP-096-15: Endorsed by Rostekhnadzor Order No. 410 of October 15, 2015.

