

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1000 АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ УКРАИНЫ

Э. У. Гриник, Л. И. Чирко, В. Н. Ревка

Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев

В металле сварных швов девяти действующих энергоблоков типа ВВЭР-1000 АЭС Украины содержание никеля превышает нормативное значение. Известно, что увеличение концентрации никеля сверх регламентируемого приводит к увеличению скорости радиационного охрупчивания, причем наибольшее содержание никеля в сварном шве № 3 энергоблока № 1 ХАЭС (1,88 %). Поэтому в работе рассмотрен именно этот случай как наиболее сложный. Проведенный в работе анализ зависимости критической температуры хрупкости металла сварного шва от накопленного флюенса нейтронов показал, что она не превышает (с доверительной вероятностью 95 %) нормативную зависимость. Таким образом, состояние металла сварного шва не ограничивает проектный ресурс данного корпуса реактора.

Введение

Атомная энергетика Украины основана на использовании энергетических реакторов типа ВВЭР. В настоящее время эксплуатируются 13 энергоблоков ВВЭР-1000 и два энергоблока ВВЭР-440. Назначенный проектом срок безопасной эксплуатации реакторов типа ВВЭР составляет 40 лет; он ограничивается радиационным ресурсом их корпуса, который является наиболее ответственным элементом атомной установки. Это связано с тем, что корпус водо-водяного реактора типа ВВЭР является основным барьером безопасности реакторной установки и не подлежит замене в связи с технической и экономической нецелесообразностью. Поэтому прочностные и ресурсные характеристики корпуса реактора (КР) являются важнейшими для надежности и безопасности атомной станции в целом.

Следовательно, для АЭС Украины наиболее актуальным является обеспечение безопасной эксплуатации действующих энергоблоков типа ВВЭР в пределах проектного ресурса и продление ресурса реакторов типа ВВЭР сверх проектного.

Программа образцов-свидетелей

Для определения механических свойств основного металла и металла сварных соединений проводятся испытания образцов-свидетелей (ОС), которые устанавливаются внутри КР в места, определенные конструкторской документацией (рис. 1). Для облучения ОС упаковывают в специальные устройства (контейнерные сборки). По мере расходования радиационного ресурса степень охрупчивания металла корпуса определяется с помощью испытаний ОС, комплекты которых через определенные промежутки времени извлекаются из реактора.

Для контроля за изменением свойств основного металла и металла сварных швов в реактор загружается шесть комплектов ОС, каждый из которых состоит из пяти контейнерныхборок. Три комплекта ОС двухэтажные (см. рис. 1), а остальные три одноэтажные с расположением ОС только на верхнем этаже. Верхний этаж ОС предназначен для определения текущего состояния материала КР напротив активной зоны. Нижний этаж, на котором ОС набирают флюенс нейтронов в ~ 2,5 раза больше, чем образцы верхнего этажа (в соответствии с геометрией расположения ОС согласно расчетам главного конструктора), предназначен для прогнозных оценок в зависимости от сроков выгрузки.

Программы ОС разрабатываются на основании результатов теоретических и экспериментальных исследований прочности элементов КР с учетом опыта их изготовления и эксплуатации. С помощью ОС контролируют как механические свойства (предел текучести, временное сопротивление разрыву, относительное удлинение, относительное сужение), так и характеристики сопротивления хрупкому разрушению (критическая температура хрупкости, вязкость разрушения).

© Э.У. Гриник, Л.И. Чирко, В.Н. Ревка, 2005

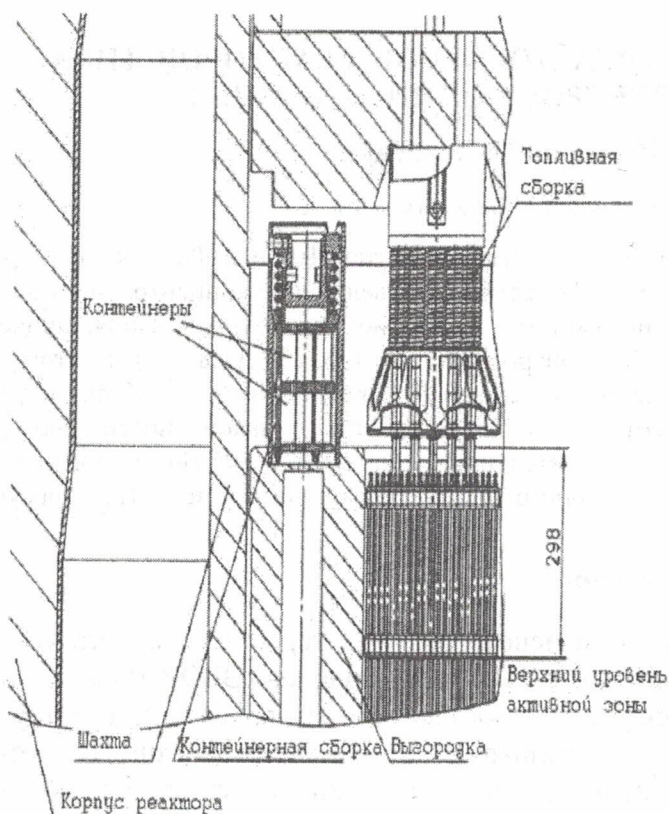


Рис. 1. Расположение контейнерных сборок в реакторе.

Целью программы ОС является подтверждение консервативности зависимостей изменения свойств материалов, принятых в обоснование назначенного срока службы КР. Эта программа позволяет получить экспериментальную информацию о радиационном охрупчивании материалов и является основой для уточнения нормативных зависимостей, предназначенных для оценки радиационного повреждения материалов КР.

Очень ответственным этапом в программе ОС является определение накопленных образцами флюенсов нейтронов. Для этого контейнеры с ОС укомплектовываются датчиками нейтронного потока, содержащими фольги из особо чистых меди, железа и ниобия. Программы ОС также предусматривают датчики температуры облучения из порошка алмаза, радиационное расширение кристаллической решетки которого точно измеряется рентгеновским методом.

Экспериментальные результаты

В табл. 1 приведен химический состав корпусных сталей и их сварных швов АЭС Украины. КР состоит из цилиндрических обечаек, сваренных между собой кольцевыми швами. Как следует из таблицы, содержание никеля в основном металле не превышает нормативного значения (1,3 % мас.) и, как установлено экспериментально, явление ускоренного радиационного охрупчивания в нем не наблюдается.

Таблица 1. Содержание основных легирующих элементов и вредных примесей в корпусных материалах, % мас.

Блок	Никель	Марганец	Медь	Фосфор	Никель	Марганец	Медь	Фосфор
	Основной металл				Металл сварного шва			
ХАЭС-1	1,12	0,48	0,06	0,007	1,88	0,97	0,02	0,006
ЮУАЭС-1	1,17	0,46	0,05	0,008	1,70	0,94	0,04	0,007
ЮУАЭС-2	1,19	0,44	0,12	0,016	1,74	0,93	0,05	0,012
ЮУАЭС-3	1,12	0,35	0,05	0,008	1,72	0,74	0,06	0,005
РАЭС-3	1,2	0,38	0,05	0,009	1,64	0,76	0,03	0,008
ЗАЭС-1	1,20	0,48	0,08	0,007	1,10	0,78	0,03	0,005
ЗАЭС-3	1,10	0,43	0,05	0,007	1,55	0,67	0,05	0,007
ЗАЭС-4	1,34	0,41	0,07	0,010	1,70	0,65	0,06	0,009
ЗАЭС-5	1,28	0,51	0,05	0,008	1,60	0,86	0,08	0,009
ЗАЭС-6	1,26	0,46	0,1	0,01	1,67	0,74	0,04	0,006

В настоящее время экспериментально установлено, что увеличение концентрации никеля сверх 1,3 % в металле сварных швов приводит к увеличению скорости радиационного

охрупчивания. К сожалению, в металле сварных швов девяти энергоблоков АЭС Украины содержание никеля превышает регламентируемое (1,3 %), что является негативным фактором для этих корпусов.

В сварном шве № 3 энергоблока ХАЭС-1 содержание никеля наибольшее и составляет 1,88 % мас. Поэтому целесообразно рассмотреть этот случай как наиболее опасный. Основной металл обечаек КР данного энергоблока содержит 1,12 % мас. никеля. Как показали исследования, радиационное охрупчивание этого металла незначительное (коэффициент охрупчивания не превышает 6 °C при допустимом значении, равном 23 °C [1]).

На рис. 2 показаны полученные авторами экспериментальные результаты по исследованию температурной зависимости ударной вязкости металла сварного шва КР энергоблока ХАЭС-1 в необлученном состоянии и после облучения флюенсом быстрых ($E > 0,5$ МэВ) нейтронов $F = 17,8 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$.

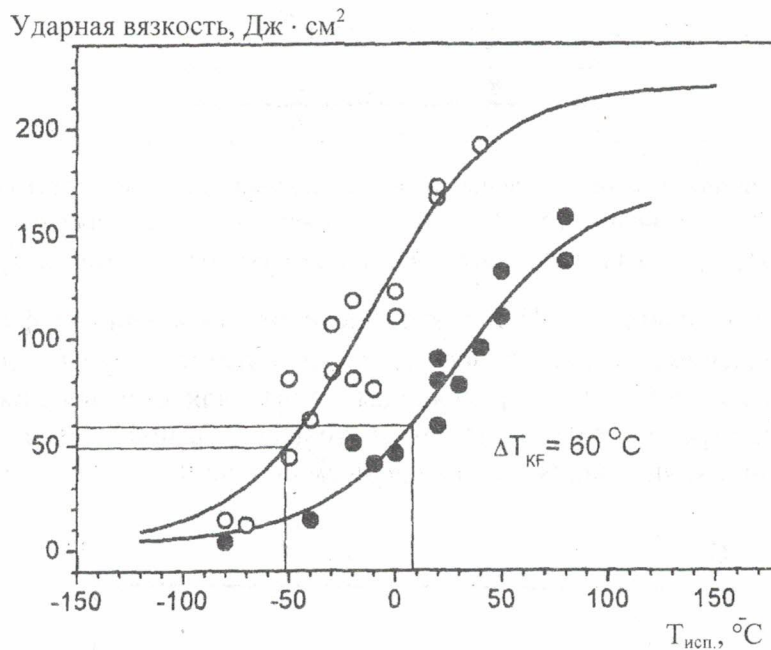


Рис. 2. Температурная зависимость ударной вязкости металла сварного шва в необлученном (○) и облученном до флюенса $17,8 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$ (●) состояниях.

Из рис. 2 следует, что сдвиг температуры хрупко-вязкого перехода (ТХВП) металла сварного шва составляет 60 °C при флюенсе нейтронов, соответствующем примерно 18 годам эксплуатации. Допустимое проектное значение ТХВП (в конце проектного срока — 40 лет) составляет около 77 °C.

Необходимо отметить, что сдвиг ТХВП хорошо описывается зависимостью [1]

$$\Delta T_F = A_F (F/F_0)^{1/3}, \quad (1)$$

где A_F — коэффициент радиационного охрупчивания; F — флюенс быстрых нейтронов (нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$), $F_0 = 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$.

В соответствии с нормами расчета на прочность для надежного определения ТХВП необходимо испытать не менее 12 образцов, набравших флюенс нейтронов с разбросом ± 15 %. В штатной программе за счет расположения ОС в цилиндрической сборке разброс по флюенсу превышает требуемый нормами. Для первого (пять лет эксплуатации) и второго (девять лет эксплуатации) сроков освидетельствования металла КР ХАЭС-1 на основании [2, 3] было выгружено по два комплекта ОС (комплекты 1Л и 4Л, 2Л и 5Л соответственно). Поэтому появилась возможность сортировки по флюенсу образцов типа Шарпи для выполнения вышеупомянутого требования ПНАЭ Г-7-002-86 [1]. В некоторых группах образцов с близким флюенсом оказалось даже больше, чем 12.

В данной работе приведены результаты определения ТХВП для групп образцов после вышеупомянутой сортировки. Полученные значения ТХВП для групп с различным накопленным флюенсом быстрых нейтронов приведены в табл. 2. Ниже жирной черты приведено значение ТХВП, полученное по недостаточному (для достоверного определения ТХВП) количеству образцов в группе и являющееся ориентировочной величиной при определении коэффициента радиационного охрупчивания.

Таблица 2. Изменение ТХВП металла сварного шва КР ХАЭС-1 под облучением, °С

Флюенс, 10^{18} нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$	$T_{ки}$	T_{kf}	ΔT_F	$T_{к0}$	T_k
4,3	-52	-14	38	-20	18
6,3		-10	43		23
7,8		-4	48		28
10,7		-8	44		24
17,8		8	60		40
27,9		17	69		49

Примечание: жирной чертой отделены значения, полученные по недостаточному количеству точек; $\Delta T_F = T_{ки} - T_{kf}$; $T_{ки}$ - значение ТХВП для необлученных ОС; T_{kf} - значение ТХВП для облученных ОС; $T_k = T_{к0} + \Delta T_F$; $T_{к0}$ - значение ТХВП для исходного состояния металла, приведенное в [4].

На рис. 3 показан сдвиг ТХВП в зависимости от накопленного флюенса быстрых нейтронов. Каждое значение ΔT_F , показанное светлыми точками, получено при обработке не менее 12 ОС в соответствии с [1]. Усредняющая кривая для определения коэффициента охрупчивания (A_F) построена только по этим точкам. Темная точка приведена для иллюстрации тенденции охрупчивания при дальнейшем облучении.

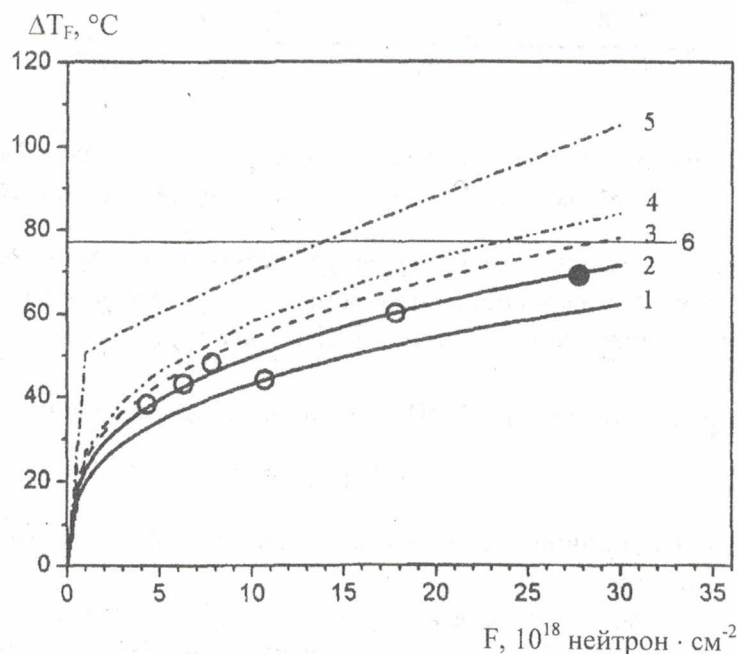


Рис. 3. Дозовые зависимости сдвига ТХВП для металла сварного шва КР ХАЭС-1: 1 – $\Delta T_F = 20 \cdot F^{1/3}$ (нормативная зависимость); 2 – экспериментальные данные испытаний ОС; 3 – 95 %-ная доверительная граница; кривые 4 и 5 построены по формулам (2) и (3); 6 – предельно допустимое значение ΔT_F при максимальном проектном флюенсе $\Delta T_F = 20 \cdot 57^{1/3}$.

Из рис. 3 следует, что коэффициент радиационного охрупчивания для металла сварного шва с содержанием никеля 1,88 % превышает нормативный (20 °С) и составляет $A_F = 23$ °С, а оценка по доверительному интервалу (95%) дает значение $A_F = 25$ °С.

Чтобы разобраться в сложившейся ситуации, были проанализированы предсказательные формулы радиационного охрупчивания, предложенные российскими организациями:

РНЦ "Курчатовский институт" (КИ) [5]

$$\Delta T_F = 2,43 \cdot C_{Ni} \cdot (C_{Mn} \cdot C_{Cr}/C_{Mo})^2 \cdot F^{1/3} \quad (2)$$

и ЦНИИ конструкционных материалов (КМ) „Прометей” [6]

$$\Delta T_F = 685 \cdot (C_P + 0,07C_{Cu}) \cdot F^{1/3} + 0,56 \cdot (C_{Ni} - 0,236)^2 \cdot F + 44^\circ\text{C}, \quad (3)$$

где C_{Ni} , C_{Mn} , C_{Cr} , C_{Mo} , C_P , C_{Cu} - концентрация никеля, марганца, хрома, молибдена, фосфора и меди соответственно, % мас.

Оба выражения для предсказания сдвига ТХВП в зависимости от накопленного флюенса быстрых ($E > 0,5$ МэВ) нейтронов учитывают концентрацию никеля и других легирующих элементов и примесей в корпусной стали. Рассчитанные по формулам (2) и (3) кривые нанесены на рис. 3.

Как следует из рис. 3, все теоретические зависимости неудовлетворительно описывают полученные по ОС экспериментальные данные (кривые 2 и 3). В частности, из рисунка видно, что для металла сварного шва кривая 2 по данным ОС ($A_F = 23^\circ\text{C}$) лежит выше нормативной зависимости 1, полученной по формуле (1) с нормативным значением коэффициента радиационного охрупчивания ($A_F = 20^\circ\text{C}$ для металла сварного шва). 95 %-ная доверительная граница (кривая 3) имеет значение $A_F = 25^\circ\text{C}$.

Кривая 4 (РНЦ "КИ") соответствует коэффициенту радиационного охрупчивания $A_F = 30,3^\circ\text{C}$, поэтому она лежит выше 95 %-ной доверительной границы экспериментальных результатов.

Зависимость, предлагаемая ЦНИИ КМ "Прометей" (кривая 5), лежит еще выше и является наиболее консервативной.

Проектный сдвиг ТХВП в соответствии с [1] (при проектном флюенсе $57 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$) достигается по предсказательной формуле (3) ЦНИИ КМ "Прометей" при флюенсе быстрых ($E > 0,5$ МэВ) нейтронов, равном $\sim 14 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$, а по формуле (2) РНЦ "КИ" - при флюенсе $\sim 16,5 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$.

На рис. 4 приведена дозовая зависимость ТХВП $T_K = T_{K0} + \Delta T_F$, где $T_{K0} = -20^\circ\text{C}$ - значение исходной ТХВП, полученное по аттестационным испытаниям стали на заводе-изготовителе [4].

На рис. 4 для построения кривой 1 использованы первые пять точек (светлые), которые соответствуют отсортированным по флюенсу (с отклонением не более 15 %) значениям T_K . Последняя (темная) точка получена по недостающему количеству данных, имеющих разброс по флюенсу менее 2 % от среднего. Она нанесена на график для иллюстрации тенденции изменения ТХВП с ростом накопленного флюенса быстрых нейтронов.

Коэффициент охрупчивания металла сварного шва КР ХАЭС-1 составляет 23°C (кривая 1). 95 %-ная доверительная граница (кривая 2) охватывает разброс по флюенсу и A_F соответствует 25°C .

Из рис. 4 видно, что кривая 2, соответствующая 95 %-ной доверительной границе, лежит ниже нормативной кривой (3) и при проектном флюенсе $F \cong 57 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot$ см $^{-2}$ достигает значения 75°C , что не превышает нормативного значения ТХВП на конец проектного срока эксплуатации КР, равного 77°C [1]. Таким образом, использование реальных значений критических температур хрупкости, а не их сдвига в результате радиационного охрупчивания позволяет более адекватно оценить состояние корпусного материала, что подтверждается и для других КР [8].

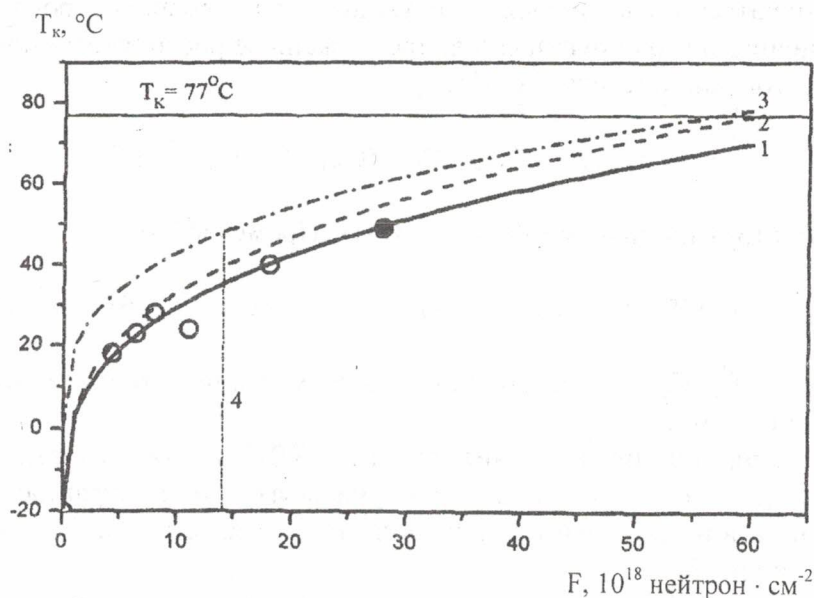


Рис. 4. Дозовая зависимость ТХВП металла сварного шва КР ХАЭС-1: 1 – полученная по данным испытаний ОС ($\Delta T_F = -20^\circ\text{C} + 23 \cdot F^{1/3}$); 2 – 95 %-ная доверительная граница ($\Delta T_F = -20^\circ\text{C} + 25 \cdot F^{1/3}$); 3 – нормативная зависимость ($\Delta T_F = 0^\circ\text{C} + 20 \cdot F^{1/3}$); 4 – флюенс на стенке КР на конец 14-й топливной кампании [7].

Нормативная величина ТХВП, равная 77°C , использована в качестве ее предельно допустимого значения (T_k^a) в связи с тем, что во время планово-профилактического ремонта в 2004 г. (ППР-2004) на ХАЭС-1 был проведен ультразвуковой контроль внутренней поверхности КР. В результате контроля не выявлено трещин со значимыми размерами. В [9] согласно российскому стандарту [10] проведен расчет хрупкой прочности и T_k^a для типичного режима эксплуатации и в условиях термошока. Для условия минимальной трещины с размерами полуоси 22,5 мм и глубины 15 мм расчет дает значение $T_k^a = 85^\circ\text{C}$. Мы пользуемся принятым в Украине нормативным значением 77°C , которое является более консервативным.

Необходимо отметить, что здесь использован максимально консервативный подход. Исползованная величина $T_{K0} = -20^\circ\text{C}$, указанная в [4], является температурой, полученной при сдаточных испытаниях металла сварного шва для аттестации материала согласно требованиям нормативно-технической документации (НТД). Она получена по малому количеству образцов только для подтверждения того, что T_{K0} не выше 0°C в соответствии с требованием НТД. Следовательно, значение T_{K0} является очень консервативным и реальное ее значение может быть гораздо ниже, что подтверждают данные испытаний 18 контрольных ОС металла сварного шва (см. табл. 2). Полученная при этом температура $T_{Ki} = -52^\circ\text{C}$.

Таким образом, даже при таком консервативном подходе видно, что охрупчивание металла сварного шва, по-видимому, не ограничивает проектный срок эксплуатации КР ХАЭС-1. Однако подтверждение такого вывода должно быть получено на основании результатов испытаний ОС 3-го срока выгрузки.

Определение срока безопасной работы КР ХАЭС-1

Из рис. 4 видно, что, несмотря на повышенный коэффициент охрупчивания ($A_F(95\%) = 25^\circ\text{C}$), полученная зависимость T_k от накопленного флюенса для металла сварного шва (кривая 2) не превышает нормативную зависимость (кривая 3). Это обусловлено тем, что для определения T_k в процессе эксплуатации в качестве критической температуры хрупкости для необлученного состояния используется значение $T_{K0} = -20^\circ\text{C}$, полученное заводом-изготовителем во время сдаточных испытаний металла КР [4]. Эта величина лежит

гораздо ниже нормативного значения, равного $0\text{ }^{\circ}\text{C}$. Как указано выше, это использованное значение $T_{K0} = -20\text{ }^{\circ}\text{C}$ является весьма консервативной величиной.

На блоке ХАЭС-1 ведется систематическое определение условий облучения, текущей и накопленной радиационной нагрузки основного металла обечаек и металла сварного шва. Максимальный суммарный флюенс нейтронов с энергией $E > 0.5\text{ МэВ}$, накопленный КР на уровне сварного шва № 3 за 14 топливных кампаний (на 2002 г.) и равный $\sim 13,5 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot\text{ см}^{-2}$ [7], приведен на рис. 4 (значение 4). Значение T_K , соответствующее этому флюенсу, не превышает $39\text{ }^{\circ}\text{C}$, что на $9\text{ }^{\circ}\text{C}$ ниже, чем предусмотрено нормативной зависимостью (кривая 3) для данного флюенса быстрых нейтронов.

Анализ условий облучения КР в течение первых 14 топливных кампаний показывает, что, начиная с 8-й кампании, при эксплуатации блока ХАЭС-1 реализуется принцип формирования активной зоны с пониженной утечкой нейтронов [7, 11]. Это приводит к значительному снижению радиационной нагрузки на КР. Оценка показывает, что при такой скорости накопления флюенса нейтронов (при условии сохранения принципа формирования активной зоны с пониженной утечкой нейтронов) через 40 лет эксплуатации сварной шов № 3 наберет флюенс, не превышающий $\sim 40 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot\text{ см}^{-2}$. При этом T_K не превысит $\sim 64\text{ }^{\circ}\text{C}$ (рис. 4, кривая 2). Таким образом, полученные данные показывают, что состояние металла сварного шва № 3 не ограничивает ресурс эксплуатации КР блока № 1 ХАЭС. Для подтверждения этого необходимы результаты испытаний ОС третьего срока освидетельствования.

Заключение

1. Установлено, что сдвиг под облучением критической температуры хрупкости для металла сварного шва с содержанием никеля 1,88 % мас. составляет $69\text{ }^{\circ}\text{C}$ при флюенсе быстрых нейтронов $\sim 27,9 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot\text{ см}^{-2}$ при коэффициенте охрупчивания (с доверительной вероятностью 95 %) $A_F = 25\text{ }^{\circ}\text{C}$, который превышает нормативное значение $20\text{ }^{\circ}\text{C}$.

2. Проведена теоретическая оценка значений сдвига критической температуры хрупкости для проектного флюенса металла сварного шва на основе предложенных в научных разработках РНЦ "КИ" и ЦНИИ КМ "Прометей" прогнозных формул охрупчивания с учетом реального химического состава. Полученные теоретические данные носят оценочный характер и плохо согласуются с экспериментальными данными.

3. Анализ дозовой зависимости критической температуры хрупкости металла исследованного сварного шва показывает, что она не превышает (с доверительной вероятностью 95 %) нормативную зависимость. Это говорит о том, что использование значений только сдвига критической температуры хрупкости не дает возможности адекватно оценить состояние корпусного материала.

4. Оценка показывает, что при условии сохранения принципа формирования активной зоны с пониженной утечкой нейтронов в конце проектного срока эксплуатации (40 лет) сварной шов наберет флюенс нейтронов $\sim 40 \cdot 10^{18}$ нейтрон $\cdot\text{ см}^{-2}$, а критическая температура хрупкости не превысит $64\text{ }^{\circ}\text{C}$ при допустимом проектом значении $77\text{ }^{\circ}\text{C}$. Таким образом, состояние сварного шва с содержанием никеля 1,88 % мас. не ограничивает проектный ресурс эксплуатации КР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ПНАЭ Г-7-002-86 "Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок". - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 524 с.
2. Техническое решение о внесении изменений в порядок контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям / ГАН РФ. - Инв. № 62 - 1668. - М., 1993. - 5 с.
3. Принципиальные положения контроля свойств металла КР ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям / ГАН РФ. - Инв. № 60/80. - М., 1993. - 30 с.
4. Образцы-свидетели. 1152.75.00.000 Формуляр ХАЭС-1, ПО "Атоммаш", 1985. - 215 с.

5. Николаев А.В., Николаев Ю.А., Кеворкян Ю.Р. Радиационное охрупчивание материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 // Атомная энергия. - 2001. - Т. 90, вып. 5. - С. 359 - 366.
6. Морозов А.М., Николаев В.А., Юрченко Е.В. Влияние никеля на радиационное охрупчивание основного металла и металла швов стали 15Х2НМФА-А // Proc. of the 6-th Intern. Conf. on "Materials Issues in Design, Manufacturing and Operation of NPPs Equipment" - St. Petersburg, 19 - 23 June 2000. - Vol. 2. - P. 372 - 396.
7. Определение радиационной нагрузки КР блока № 1 ХАЭС в течение 12 и 13 топливных кампаний. 14 топливная кампания: (Отчет по доп. соглашению № 1 к рамочному договору № Х/105У "Мониторирование радиационной нагрузки КР ХАЭС-1") / ИЯИ НАН Украины. - Киев, 2003. - 51 с.
8. Banyuk G.F., Dragunov Yu.G., Piminov V.A., Ryjov S.B. Ageing Degradation & Mitigation // Workshop on Integration Opportunities, 10 - 11 Dec. 2001. - Netherlands, Petten. - 6 p.
9. Piminov V., Akbashev I., Maksimov Y. Results of Application of New Russian Regulatory Methodology МРК-СХР-2000 for Integrity Assessment of WWER Reactor Pressure Vessels // Regional Workshop on Structural Integrity Assessment, 10 - 14 Dec. 2001. - Germany, Erlangen. - 35 p.
10. Методика определения ресурса корпусов атомных реакторов в процессе эксплуатации. МРК - СХР - 2000. Концерн "Росэнергоатом". - С.-Петербург - Москва, 2000 - 47 с.
11. Определение суммарного флюенса быстрых нейтронов на КР блока № 1 ХАЭС за первые 12 топливных кампаний: (Отчет по этапу II НИР) / ИЯИ НАН Украины. - Киев, 2003. - 174 с.

ОЦІНКА РАДІАЦІЙНОГО РЕСУРСУ КОРПУСІВ РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ УКРАЇНИ

Е. У. Гринік, Л. І. Чирко, В. М. Ревка

У зварних швах дев'яти діючих енергоблоків типу ВВЕР-1000 АЕС України вміст нікелю перевищує нормативне значення. Відомо, що збільшення концентрації нікелю понад регламентовану призводить до збільшення швидкості радіаційного окрихчування, причому найбільший вміст нікелю є в металі зварного шва енергоблока № 1 ХАЕС (1,88 %). Тому в роботі розглянуто саме цей випадок як найбільш складний. Проведений у роботі аналіз залежності критичної температури крихкості металу зварного шва від накопиченого флюенсу нейтронів показав, що вона не перевищує (з довірчою вірогідністю 95 %) нормативну залежність. Таким чином, стан металу зварного шва не обмежує проектний ресурс даного корпусу реактора.

ASSESSMENT OF WWER-TYPE REACTOR VESSELS RADIATION LIFETIME OF UKRAINIAN NPPS

E. U. Grynik, L. I. Chyrko, V. M. Revka

The Ni content in the welds of 9 energetic units of WWER-1000 type NPPs operating in Ukraine now exceeds the standard value. The increase of the Nickel concentration beyond the regulated one is known to lead to the increase of the irradiation embrittlement rate. The highest content of Nickel is in the weld metal of Khmelnytsky NPP-1 and it is equal to 1,88 %. Therefore, the paper considers just this case as the most complicated. In the paper the performed analysis of the dependence of the brittle critical temperature of the weld metal on the accumulated neutron fluence has shown the critical temperature not to exceed (with the confidence probability 95%) the regulated dependence. Thus, the state of the weld metal does not limit the design lifetime of the given reactor vessel.

Поступила в редакцию 06.12.04,
после доработки - 26.12.04.