

Оценка деградации механических свойств материалов реакторов и трубопроводов АЭС в процессе эксплуатации

Г. П. Карзов, Б. Т. Тимофеев, Т. А. Чернаенко

ЦНИИ КМ “Прометей”, Санкт-Петербург, Россия

Проведено экспериментальное исследование по влиянию эксплуатационных факторов на статическую и циклическую прочность корпусов реакторов и трубопроводов АЭС. Представлены результаты анализа характеристик трещиностойкости основного материала и сварных соединений реактора ВВЭР-1000 (сталь 15Х2НМФА) при усталостном разрушении. Изучены механизмы теплового старения сталей трубопроводной системы АЭС в условиях длительной эксплуатации (до 10 тыс. ч).

Ключевые слова: деградация свойств, тепловое старение, усталостное повреждение, статическое нагружение.

При изготовлении корпусов реакторов ВВЭР-1000 для сварки кольцевых швов используются различные сварочные материалы, разработанные в ЦНИИ КМ “Прометей” (проволока Св-08ХГНМТА с флюсом 48НФ-18М) и ЦНИИТМАШе (проволока Св-10ХГНМАА и Св-12Х2Н2МАА с флюсом ФЦ-16А). Поскольку применение этих материалов было разрешено действующей нормативной документацией [1, 2], заводы-изготовители (Ижорский и Атоммаш, Россия; “Шкода”, Чехия) сварку кольцевых швов на одном и том же корпусе выполняли по разным технологическим вариантам. В основном сварка кольцевых швов обечаек активной зоны корпуса реактора, подвергавшихся большому воздействию флюенса нейтронов за проектный срок службы, проводилась с помощью сварочных материалов, предложенных в ЦНИИТМАШе, которые для обеспечения прочности металла шва, как правило, имели более высокое содержание никеля (до 1,9%) по сравнению с материалами, разработанными в ЦНИИ КМ “Прометей”. Позже, когда корпуса ВВЭР-1000 уже находились в эксплуатации, проведенные в ряде организаций, в первую очередь в РНЦ “Курчатовский институт” [3] и НИИАР [4], исследования показали, что при содержании никеля более 1,4% коэффициент радиационного охрупчивания достигает значений, которые существенно превышают указанные в “Нормах расчета на прочность” [5]. На основании этого в 1998 г. было принято решение отказаться от использования для сварных швов, расположенных в активной зоне, сварочных материалов с высоким содержанием никеля (более 1,5%). Вместе с тем в реакторах ВВЭР-1000, находящихся в эксплуатации в России, Украине и Болгарии, имеются сварные швы, выполненные по разным технологическим вариантам и содержащие в наплавленном металле от 1,1 до 1,9% никеля. Поэтому необходимо проводить оценку механических свойств металла кольцевых швов для всех действующих корпусов реакторов, а также определять деградацию механических свойств под воздействием различных эксплуатационных факторов. Что касается механических свойств кольцевых швов, выполненных по разным технологическим вариантам, то эта информация была представлена ранее [6]. Эффект воздействия нейтронного облучения на

поведение швов всесторонне изучается в ряде программ, в том числе и международных. Отдельные результаты представлены в работах [7–9].

Многочисленные исследования, проведенные в России, Украине и в ряде других стран, позволили установить степень охрупчивания используемых материалов от нейтронного облучения. В процессе эксплуатации оборудование АЭС кроме нейтронного облучения подвергается влиянию следующих факторов:

постоянные напряжения и деформации от рабочего давления (могут привести к ползучести и релаксации);

переменные напряжения и деформации вследствие изменения температуры и давления при переходе с одного режима на другой (могут привести к усталости материала);

повышенная (до 350°C) температура (ее длительное воздействие может привести к тепловому старению материала);

теплоноситель (может привести к коррозионным повреждениям, износу и эрозии).

Цель настоящей работы заключалась в изучении воздействия циклических нагрузок и длительного влияния повышенных температур на изменение сопротивления хрупкому разрушению стали 15X2НМФА и ее сварных швов. Представлены данные исследований по оценке влияния указанных эксплуатационных факторов на материалы другого оборудования АЭС с реакторами ВВЭР-1000, а именно на стали марок 10ГН2МФА, 16ГС и 20, из которых изготовлены трубы Ду-850 главного циркуляционного трубопровода, Ду-600 главного паропровода и Ду-400 трубопроводов питательной воды парогенераторов.

Используемые для изготовления ядерных энергетических установок материалы должны быть аттестованы в соответствии с требованиями ПНАЭ Г-7-009-89 [10]. В приложении 11 этого документа указаны требования к применению и аттестации новых материалов, где наряду с общими сведениями, в том числе по условиям возможного использования, приведена полная информация о всех необходимых физико-механических свойствах и характеристиках разрушения. Обычно после завершения работы в надзорные органы представляется аттестационный отчет с указанием методик проведения испытаний, типов образцов и другие сведения. Для всех элементов оборудования и трубопроводов АЭС с реакторами ВВЭР-1000 исследования были выполнены с представлением информации о влиянии теплового старения при температурах 250...400°C и повреждений от циклических нагрузок на механические свойства сталей марок 15X2НМФА, 10ГН2МФА, 16ГС и 20.

Влияние теплового старения. Экспериментальные исследования по оценке влияния теплового старения на механические свойства сталей проводятся обычно на ограниченной временной базе (10000 ч). На стадии аттестации материала такие испытания обязательны, однако практически всегда в результате теплового старения заметного изменения как прочностных, так и пластических характеристик стали при комнатной и повышенной температурах не наблюдается. Старение сталей 15X2НМФА и 10ГН2МФА осуществлялось при температуре 350°C, 16ГС – при 300°C, а 20 – при трех температурах – 250, 300 и 350°C.

Для реакторной стали испытания проводились на шести плавках стали, из которых затем изготавливали поковки различной толщины – 240–650 мм. Полученные результаты представлены на рис. 1. Как видно, деградации механических свойств металла шва, выполненного по этому технологическому варианту, на базе 10000 ч не происходит.

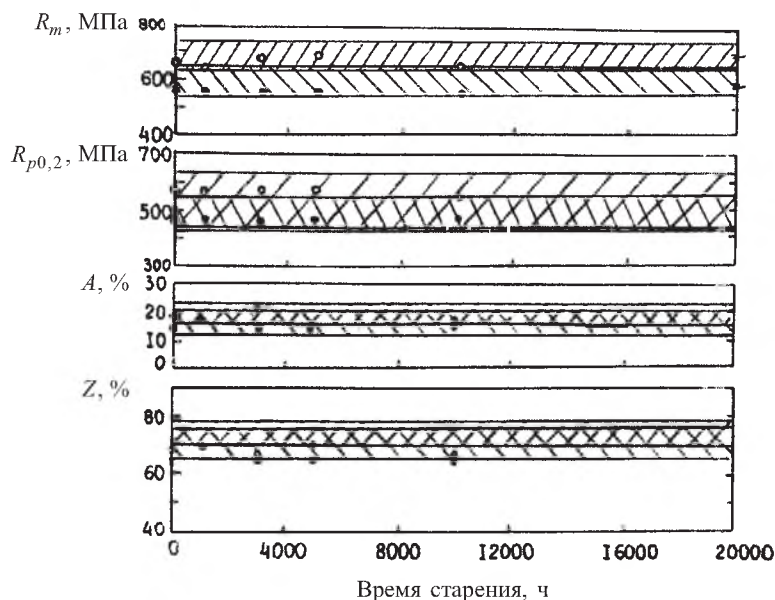


Рис. 1. Влияние теплового старения на механические свойства стали 15X2NMFA при $T = 20$ (////) и 350°C (\\\\) (проволока Св-08ХГНМТА, флюс 48НФ-18М).

Объем экспериментов по оценке влияния теплового старения для других марок стали был меньше. Исследования выполняли для одной или трех плавков стали. Изменения механических свойств после теплового старения по сравнению с исходным состоянием минимальны. В большей степени они отмечаются для стали 10ГН2МФА. Возможно, это связано с более высокой температурой старения указанной стали по сравнению со сталью 16ГС. Вместе с тем при температурах $300...350^\circ\text{C}$ влияние старения на деградацию стандартных механических свойств при однократном статическом нагружении отсутствует. Практически аналогичный эффект наблюдается при испытании образцов на ударный изгиб. Так, по представленным в аттестационных отчетах данным сдвиг критической температуры хрупкости ΔT_T вследствие температурного старения длительностью до 10^4 ч для стали 15X2NMFA равен нулю, для стали 10ГН2МФА – 10°C . Это зафиксировано в нормативной документации.

Однако в ряде работ [11, 12] этот факт применительно к стали 15X2NMFA оспаривается. В [11] на основе анализа полученных экспериментальных данных показано, что для корпусных реакторных сталей, особенно сталей с никелем, возможны две формы проявления процесса теплового охрупчивания. Первая обусловлена выделением и коагуляцией карбидов цементитного типа и проявляется при $\Delta T_{T_{\max}} = 30^\circ\text{C}$ и выдержке только до 3000 ч в

условиях температуры 300...350°C с последующим снижением до $\Delta T_T = 0$ после 10000 ч, вторая – сегрегацией примесей на границы зерен, при больших экспозициях она может иметь место даже при температуре эксплуатации корпусов водоохлаждаемых реакторов.

Влияние циклического нагружения. Сдвиг критической температуры хрупкости вследствие накопления усталостных повреждений ΔT_N определялся только для реакторной стали и ее сварного шва. Вначале с использованием плоских образцов сечением 10 × 45 мм строили кривые малоциклового усталости материала. Кроме того, выполнялось циклическое нагружение образцов в жестком режиме (при постоянном уровне деформации $\varepsilon_a = 0,4\%$) до момента, пока повреждение n не достигало 0,01 и 0,1. Для основного металла такая циклическая повреждаемость обеспечивалась при наработке 300 и 3000 цикл соответственно, для металла сварного шва – 100 и 1000 цикл.

После циклической тренировки в жестком режиме указанных образцов из их рабочей части вырезали образцы типа Шарпи. По результатам испытаний этих образцов строили температурные зависимости ударной вязкости (рис. 2).

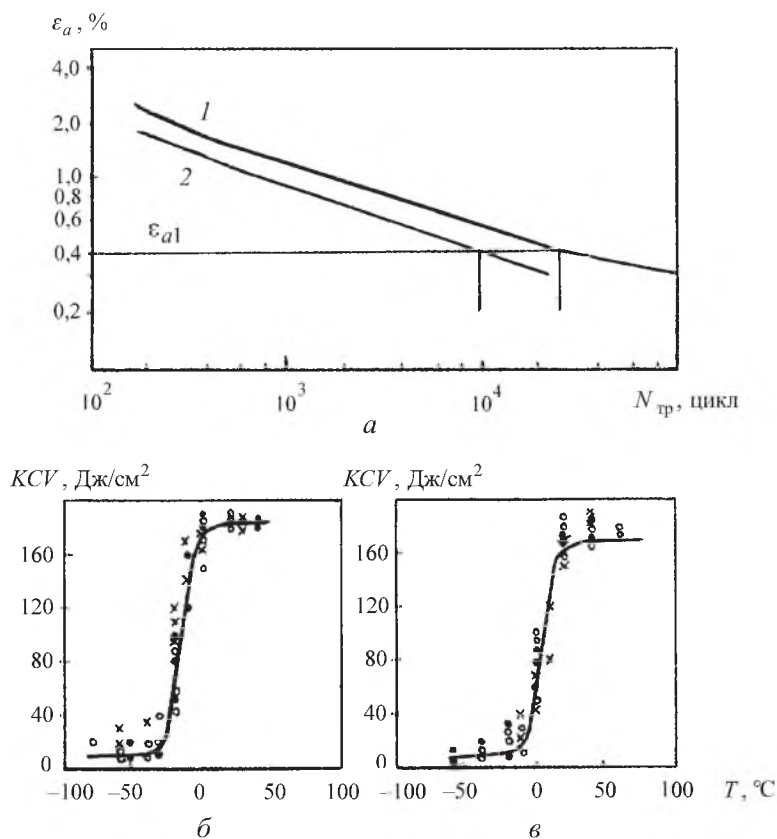


Рис. 2. Деформационная кривая усталости (а) и вязкость разрушения основного металла (б) и сварного шва (в) для реакторных сталей: 1 – основной металл; 2 – сварной шов (○ – $n = 0$; ● – $n = 0,1$; × – $n = 0,01$).

Выводы

1. Установлено, что тепловое старение и циклическое нагружение практически не влияют на деградацию механических свойств основного металла и металла кольцевых швов корпуса реактора ВВЭР-1000, а также материалов трубопроводов.

2. Металл обечаек и кольцевых швов корпуса реактора, подверженный в процессе эксплуатации воздействию нейтронного облучения, охрупчивается, причем интенсивность охрупчивания значительно зависит от содержания никеля в материале. Материалы с содержанием никеля более 1,5% в настоящее время для указанных узлов не рекомендуются.

Резюме

Проведено експериментальне дослідження щодо впливу експлуатаційних чинників на статичну і циклічну міцність корпусів реакторів і трубопроводів АЕС. Представлено результати аналізу характеристик тріщиностійкості основного матеріалу і зварних з'єднань реактора ВВЕР-1000 (сталь 15Х2НМФА) при руйнуванні від утомленості. Розглянуто механізми теплового старіння сталей трубопровідної системи АЕС в умовах тривалої експлуатації (до 10 тис. годин).

1. ПНАЭ Г-7-009-89. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 190 с.
2. ПНА Г-7-010-89. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 129 с.
3. Ерак Д. Ю., Крюков А. М. Обоснование возможности восстановления радиационной стойкости материалов корпусов реакторов типа ВВЭР-1000 путем отжига: Тр. IV Междунар. конф. “Проблемы материаловедения при изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС”. – СПб., 1996. – Т. 3. – С. 27 – 36.
4. Цыканов В. А., Шамардин В. К., Печерин А. М., Колесова Т. Н. Влияние никеля на радиационное охрупчивание стали 15Х2НМФАА: Тр. V Междунар. конф. “Проблемы материаловедения при изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС”. – СПб.; Пушкин, 1998. – С. 50 – 51.
5. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
6. Горынин И. В., Игнатов В. А., Тимофеев Б. Т., Шкатов Ю. И. Применение новых сварочных материалов для кольцевых швов на корпусах реакторов АЭС повышенной мощности // Автомат. сварка. – 1983. – № 10. – С. 38 – 42.

7. Тимофеев Б. Т., Данаусов А. В. Сопоставление механических свойств металла кольцевых швов реакторов ВВЭР-1000, находящихся в эксплуатации: Тр. VI Междунар. конф. "Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС". – СПб., 2000. – Т. 3. – С. 351 – 356.
8. Морозов А. М., Николаев В. А., Юрченко Е. В., Васильев В. Г. Влияние никеля на радиационное охрупчивание основного металла и металла швов стали 15Х2НМФАА: Тр. VI Междунар. конф. "Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС". – СПб., 2000. – Т. 2. – С. 372 – 396.
9. Gorynin I. V. and Timofeev B. T. The main mechanisms of variation of nuclear power equipment material properties of operation: Proc. Workshop "Ageing of NPP Component Materials" (28 February – 2 March). – 1995. – P. 4 – 18.
10. ПНАЭ Г-7-009-89. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 169 с.
11. Грекова И. И., Юханов В. А., Филимонов Г. Н., Зубченко А. С. Термическое старение материалов для корпусов ВВЭР: Тр. III Междунар. конф. "Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС". – М.; СПб., 1994. – Т. 2. – С. 439 – 451.
12. Юханов В. А., Зубченко А. С., Туляков Г. А. Исследование влияния действующих напряжений на тепловое охрупчивание стали для корпуса реактора ВВЭР-1000: Тр. семинара "Старение материалов компонентов АЭС". – СПб., 1995. – С. 119 – 128.

Поступила 26. 05. 2003