

© 2009 А. А. Ходаковский, В. В. Харченко, С. В. Кобельский,
В. И. Кравченко, А. Ю. Чирков

Институт проблем прочности им. Г. С. Писаренко НАН Украины, Киев, Украина

**АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ НАПРЯЖЕННОСТИ КОРПУСОВ
РЕАКТОРОВ ВВЭР АЭС ПРИ ТЕРМОШОКЕ К ИЗМЕНЕНИЮ
МОДУЛЯ УПРУГОСТИ И КОЭФФИЦИЕНТА
ТЕРМИЧЕСКОГО РАСШИРЕНИЯ**

На основе анализа результатов численных расчетов напряженности корпусов реакторов ВВЭР АЭС при моделировании термошока, показано, что использование в расчетах данных о физико-механических свойствах металлов корпуса, представленных в ряде известных нормативных документов, приводит к существенному различию значений коэффициентов интенсивности напряжений и критической температуры хрупкости материала в зависимости от расположения трещины и режима термошока.

Ключевые слова: корпус реактора, термошок, трещина, физико-механические свойства, коэффициент интенсивности напряжений, критическая температура хрупкости.

Введение. В настоящее время расчет напряженности и оценка сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов (КР) ВВЭР АЭС при численном моделировании эксплуатационных и аварийных режимов нагружения (термошоке) проводится с использованием данных о физико-механических свойствах металлов корпуса, представленных в нормативных документах VERLIFE [1], МРКР-СХР-2004 [2] и аттестационном отчете по испытаниям сталей [3]. Температурные зависимости модуля упругости $E(T)$ и коэффициента термического расширения $\alpha(T)$ для сталей 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А и антикоррозионной наплавки, представленные в этих документах, различны, поэтому представляет интерес анализ чувствительности напряженности корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при термошоке к изменению модуля упругости и коэффициента термического расширения металлов КР.

При проведении расчетов использовались данные о физико-механических свойствах основного металла (ОМ) и наплавки корпусов реакторов, представленные в упомянутых выше документах. Соответствующие этим документам температурные зависимости модуля упругости и коэффициента термического расширения металлов КР показаны на рис. 1 и 2.

Анализ, приведенных зависимостей показывает, что модули упругости основного металла КР различаются не более чем на 3% для всего диапазона температур. Различие между коэффициентами термического расширения, представленных в МРКР-СХР-2004 и [3] незначительно и составляет

приблизительно 2%, а в документах VERLIFE и МРКР-СХР-2004 – около 16%, что достаточно существенно.

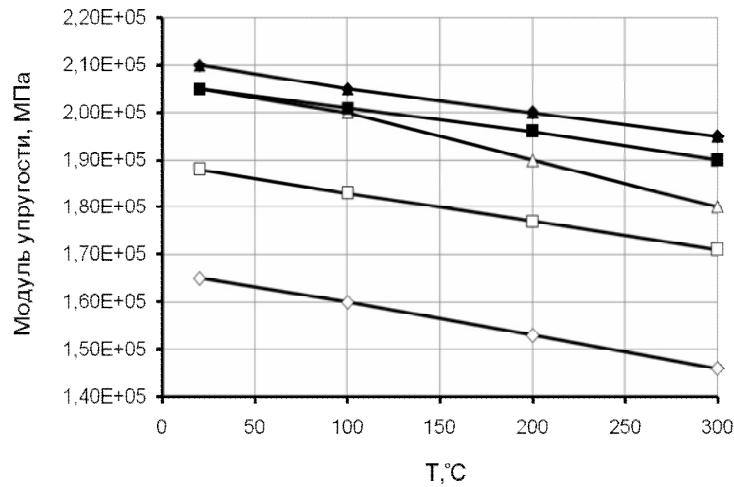


Рис. 1. Зависимость модуля упругости от температуры: ◆ – ОМ [1]; ■ – ОМ [2]; ▲ – ОМ [3]; ◇ – наплавка [1]; □ – наплавка [2]; △ – наплавка [3].

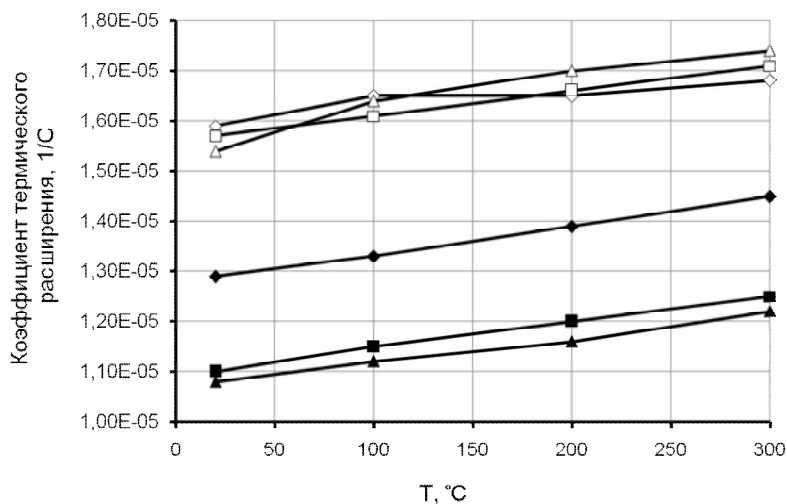


Рис. 2. Зависимость коэффициента термического расширения от температуры: ◆ – ОМ [1]; ■ – ОМ [2]; ▲ – ОМ [3]; ◇ – наплавка [1]; □ – наплавка [2]; △ – наплавка [3].

Расчеты напряженности и коэффициентов интенсивности напряжений (КИН) проводились в упругой постановке. Для корпуса реактора ВВЭР-440 в качестве постулируемых трещин рассматривалась кольцевая и осевая поднаплавочные трещины глубиной 10 мм. Для корпуса реактора ВВЭР-1000 рассматривалась кольцевая поверхностная трещина глубиной 22 мм и

кольцевая поднаплавочная трещина глубиной 15 мм. КИН вычислялся для наиболее глубокой точки, а для поднаплавочных трещин и на границе раздела наплавки и основного металла корпуса.

При определении $T_{ка}$ температурную зависимость критического коэффициента интенсивности напряжений K_{IC} использовали в виде, представленном в МРКР-СХР-2004:

$$K_{IC} = 23 + 48 \exp[0,019(T - T_{к})], \quad (1)$$

где T – температура в вершине трещины, $T_{к}$ – критическая температура хрупкости металла.

Изменение напряженности корпуса реактора ВВЭР-440. Задача решалась в осесимметричной постановке для характерного сценария режима термошока. Расчеты выполняли для трех вариантов данных о физико-механических свойствах металлов корпуса. Для первого варианта полагали, что модуль упругости и коэффициент термического расширения соответствует приведенным в VERLIFE. Для второго варианта модуль упругости, а для третьего модуль упругости и коэффициент термического расширения принимали по данным МРКР-СХР-2004.

На рис. 3 и 4 представлены сравнительные результаты расчета кинетики КИН для кольцевой поднаплавочной трещины в корпусе реактора в наиболее глубокой точке и на границе раздела наплавки и основного металла соответственно.

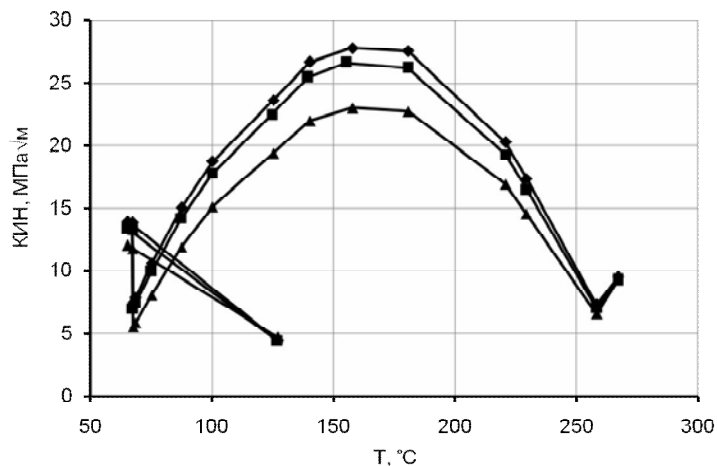


Рис. 3. Изменение КИН от температуры для наиболее глубокой точки кольцевой поднаплавочной трещины глубиной 10 мм в КР ВВЭР-440: \blacklozenge – E, α [1]; \blacksquare – E [2], α [1]; \blacktriangle – E, α [2].

Анализ приведенных графиков показывает, что при использовании в расчетах данных о физико-механических свойствах металлов корпуса, представленных в VERLIFE и МРКР СХР-2004, различие между максимальными значениями КИН для наиболее глубокой точки трещины и

на границе раздела наплавки и основного металла составляет 17% и 26% соответственно.

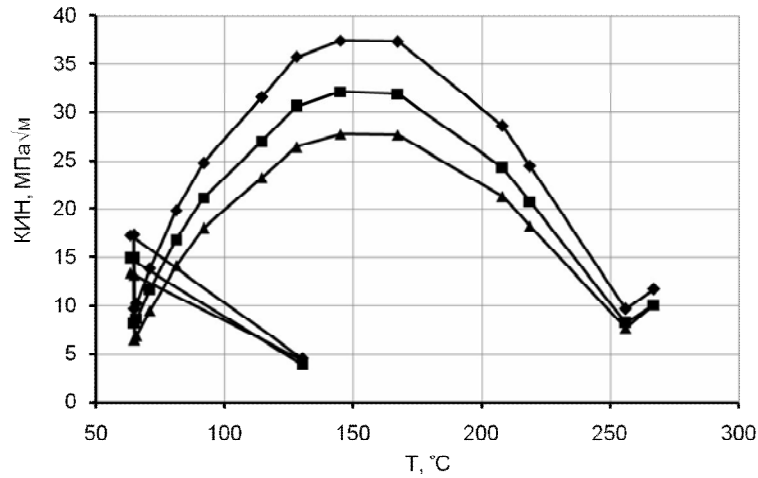


Рис. 4. Изменение КИН от температуры на границе раздела наплавки и основного металла кольцевой поднаплавочной трещины глубиной 10 мм в КР ВВЭР-440: ◆ – E, α [1]; ■ – E [2], α [1]; ▲ – E, α [2].

На рис. 5 приведены результаты расчетов кинетики КИН в случае другого сценария характерного режима термошока для наиболее глубокой точки продольной поднаплавочной трещины глубиной 10 мм. Задача решалась при осесимметричном нагружении в условиях плоской деформации. Модули упругости и коэффициенты термического расширения принимались в соответствии с данными VERLIFE и МРКР СХР-2004.

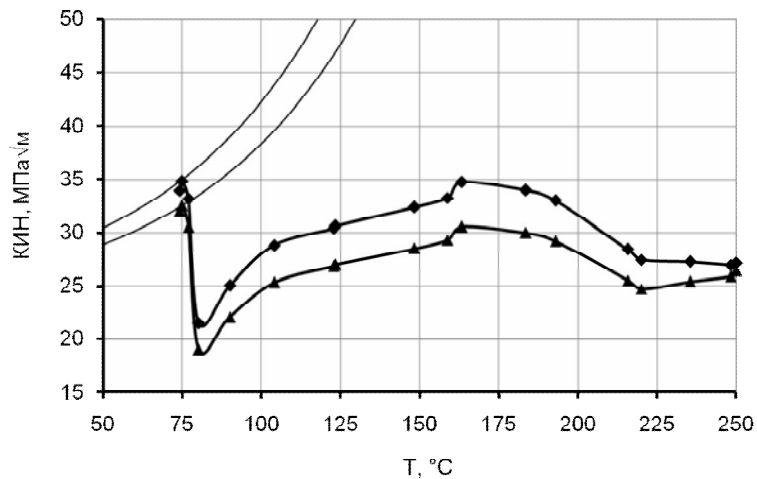


Рис. 5. Изменение КИН от температуры для наиболее глубокой точки продольной поднаплавочной трещины глубиной 10 мм в КР ВВЭР-440: ◆ – [1]; ▲ – [2].

И в этом случае видно, что использование в расчетах напряженности корпуса реактора данных о физико-механических свойствах основного металла, представленных в VERLIFE, приводит к более высоким значениям КИН, по сравнению расчетами на основе данных МРКР-СХР-2004. Превышение значений КИН по данным VERLIFE составляет приблизительно 7%. Уменьшение величины $T_{ка}$, полученной на основе расчетов КИН по данным VERLIFE ($T_{ка} = 148^{\circ}\text{C}$), составляет 12°C по сравнению с таковыми по данным МРКР-СХР-2004 ($T_{ка} = 160^{\circ}\text{C}$).

Изменение напряженности корпуса реактора ВВЭР-1000. Расчеты выполнялись для характерного режима термошока с использованием данных о физико-механических свойствах основного металла и наплавки, представленных в VERLIFE, МРКР-СХР-2004 и [3]. Задача решалась в осесимметричной постановке.

На рис. 6 представлены результаты расчетов кинетики КИН для наиболее глубокой точки кольцевой поверхностной трещины глубиной 22 мм, расположенной на уровне сварного шва № 4 корпуса реактора. Различие максимальных значений КИН составило менее 2%. Допускаемая температура $T_{ка}$, определенная на основе расчетов КИН по данным МРКР-СХР-2004, превышает температуру $T_{ка}$, определенную на основе расчетов КИН по данным VERLIFE, всего на 1°C ($T_{ка} = 26,8$ и $25,8^{\circ}\text{C}$ соответственно). В случае использования данных [3] $T_{ка} = 25^{\circ}\text{C}$.

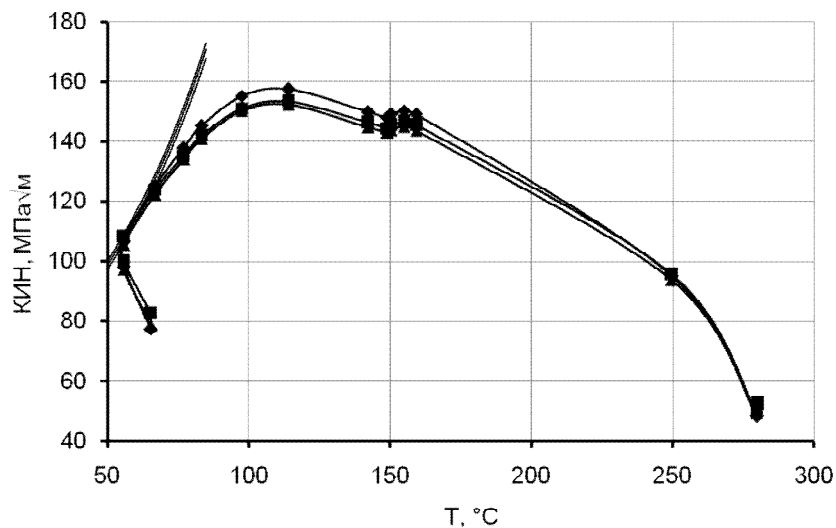


Рис. 6. Изменение КИН от температуры для наиболее глубокой точки кольцевой поверхностной трещины глубиной 22 мм в КР ВВЭР-1000: \blacklozenge – [1]; \blacksquare – [3]; \blacktriangle – [2].

На рис. 7 представлены результаты расчетов кинетики КИН для наиболее глубокой точки кольцевой поднаплавочной трещины глубиной 15 мм, расположенной в основном металле корпуса реактора на уровне сварного шва № 4. Из приведенных графиков температурных зависимостей КИН следует, что использование в расчетах напряженности корпуса реактора

данных о физико-механических свойствах основного металла, представленных в VERLIFE, приводит к более высоким значениям КИН, по сравнению с расчетами КИН на основе данных российских нормативных документов МРКР-СХР-2004 и [3]. Превышение максимальных значений КИН, рассчитанных по данным VERLIFE, составляет 10 %, по сравнению с расчетами по данным МРКР-СХР-2004, и 16%, по сравнению с расчетами по данным [3].

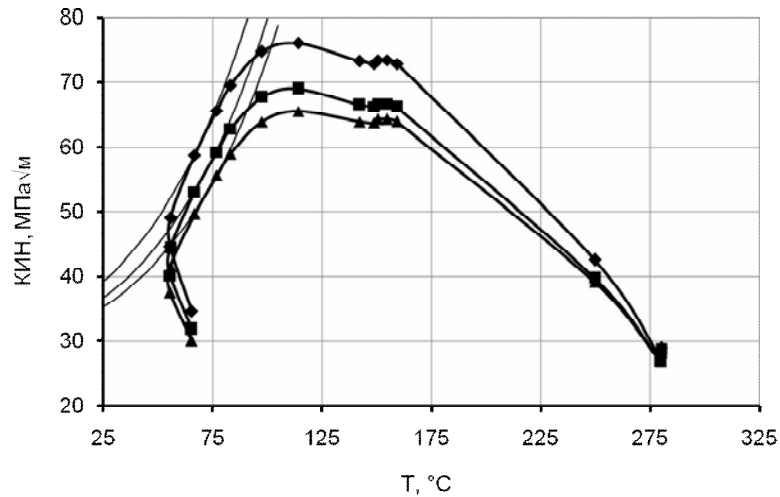


Рис. 7. Изменение КИН от температуры для наиболее глубокой точки кольцевой поднаплавочной трещины глубиной 15 мм КР ВВЭР-1000: ◆ – [1]; ■ – [2]; ▲ – [3].

Допускаемая критическая температура хрупкости материала $T_{ка}$, рассчитанная с использованием данных о физико-механических свойствах основного металла корпуса, приведенных в МРКР-СХР-2004, превышает температуру хрупкости, рассчитанную по данным VERLIFE, на 9°C ($T_{ка} = 91^\circ\text{C}$ и $T_{ка} = 82^\circ\text{C}$ соответственно). Значения $T_{ка}$, вычисленные с использованием данных о физико-механических свойствах основного металла корпуса, приведенных в МРКР-СХР-2004, ниже температуры хрупкости, рассчитанной по данным [3], на 6°C ($T_{ка} = 91^\circ\text{C}$ и $T_{ка} = 97^\circ\text{C}$ соответственно).

Выводы. Расчеты напряженности корпусов реакторов ВВЭР при моделировании режимов термошока с использованием данных о физико-механических свойствах нормативных документов VERLIFE [1], МРКР-СХР-2004 [2] и [3] приводят к различной оценке коэффициентов интенсивности напряжений и критической температуры хрупкости материала.

Чувствительность определения критической температуры хрупкости материала к изменению физико-механических свойств металлов корпуса реактора более заметно проявляется в расчетах с поднаплавочными трещинами. Использование в расчетах напряженности корпусов реакторов данных о физико-механических свойствах основного металла, представленных в VERLIFE, приводит к более высоким значениям КИН и

более низким значениям $T_{ка}$ по сравнению с расчетами КИН и $T_{ка}$ на основе данных российских нормативных документов.

Summary

Based on analyzing the calculation results of the stress level in VVER pressure vessels during thermal shock simulation, it is shown that the use in calculations of the data on physical-mechanical properties of pressure vessel steels, which are given in a number of well-known standards, leads to substantial discrepancies between the values of stress intensity factors and critical brittle points of the material depending on the crack location and thermal shock regime.

Keywords: reactor pressure vessel, thermal shock, crack, physical-mechanical properties, stress intensity factor, critical brittle point.

Резюме

На основі аналізу результатів чисельних розрахунків напруженості корпусів реакторів ВВЕР АЕС при моделюванні термошоку показано, що використання в розрахунках даних про фізико-механічні властивості металів корпусу, які представлені в ряді відомих нормативних документів, призводить до істотної відмінності значень коефіцієнтів інтенсивності напружень і критичної температури крихкості матеріалу в залежності від розташування тріщини і режиму термошоку.

Ключові слова: корпус реактора, термошок, тріщина, фізико-механічні властивості, коефіцієнт інтенсивності напружень, критична температура крихкості.

1. *Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in VVER NPPs.* – «VERLIFE», Version 2008. – 275 p.
2. *Методика* расчета на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов АЭС с ВВЭР (МРКР-СХР-2004), РД ЭО 0606-2005. – С.-Петербург; Москва, 2004. – 65 с.
3. *Аттестационный отчет* по испытаниям марок сталей 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А, 15Х2НМФА – класс 1, их сварных соединений и антикоррозионных наплавов по опыту изготовления и эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР-1000 // ОКБ «Гидропресс», НПО ЦНИИТМАШ, ЦНИИКМ «Прометей», ИРТМ РНЦ «Курчатовский институт», 1998.

Поступила 11.12.2009