

# НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ

УДК 539.3

## Некоторые аспекты учета истории нагружения при анализе сопротивления разрушению корпусов реакторов при термошоке

**В. В. Харченко, А. Ю. Чирков**

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

*Рассмотрены некоторые аспекты учета истории нагружения при анализе сопротивления разрушению корпусов реакторов при расчетном моделировании режимов термошока. Показано, что оценка прочности корпуса реактора и продление его ресурса существенно зависят от достоверности результатов упругопластического моделирования кинетики напряженно-деформированного состояния и определения расчетных значений параметров механики разрушения. Приведенные результаты конечноэлементного анализа свидетельствуют о необходимости учета истории нагружения при определении температурной зависимости коэффициента интенсивности напряжений для постулируемой расчетной трещины. Показано, что при анализе сопротивления разрушению корпуса реактора температурную зависимость коэффициента интенсивности напряжений следует определять по данным анализа кинетики и характера нагружения металла в вершине трещины при термошоке. Для построения указанной зависимости предложен подход, позволяющий учитывать процессы активного нагружения и разгрузки металла перед фронтом трещины. Учет истории нагружения при анализе температурной зависимости коэффициента интенсивности напряжений с использованием предложенного подхода может позволить выявить дополнительные резервы прочности при обосновании сроков продления эксплуатации корпуса реактора при термошоке.*

**Ключевые слова:** корпус реактора, упругопластическое деформирование, история нагружения, коэффициент интенсивности напряжений, постулируемая трещина, сопротивление разрушению, вязкость разрушения, термошок.

**Введение.** Обеспечение целостности корпуса реактора при всех возможных режимах нагружения, включая аварийные ситуации, является одним из основных условий безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС и продления их ресурса. Корпус атомного реактора – наиболее ответственный элемент реакторной установки, и срок его безопасной эксплуатации практически определяет срок эксплуатации энергоблока АЭС. При режимах работы реакторов, вызванных аварийными ситуациями, в качестве основного критерия прочности и целостности корпуса принимается его способность сопротивляться хрупкому разрушению.

Оценка целостности корпуса реактора и обоснование продления его ресурса существенным образом зависят от достоверности результатов расчетного моделирования кинетики напряженно-деформированного состояния и определения расчетных значений параметров механики разрушения по данным проведенных расчетов. К важным особенностям расчетного анализа сопротивления разрушению корпуса реактора следует отнести учет упругопластического деформирования металла в окрестности фронта постулируемой расчетной трещины и истории термосилового нагружения.

Авторы работы не стремились полностью охватить все вопросы, связанные с методическими аспектами учета деформационной истории нагружения при расчетном обосновании прочности корпусов реакторов при термошоке. Ниже представлены отдельные результаты анализа, которым, на наш взгляд, не уделяется достаточного внимания в литературных источниках, посвященных конечноэлементным расчетам и общим методическим подходам к оценке сопротивления разрушению корпусов реакторов при термошоке. Расчетный анализ проводили с учетом основных положений и рекомендаций методических документов [1–4].

**Результаты упругопластического анализа.** Прежде всего, для достоверного, адекватного физическим процессам моделирования, необходимо обеспечить точность и сходимость конечноэлементного решения задачи, что во многом зависит от регулярности и плотности используемой сетки конечных элементов. При решении задачи в упругопластической постановке для определения устойчивых расчетных значений локальных параметров разрушения, особенно на стадии разгрузки металла, требуется достаточно мелкое конечноэлементное разбиение в окрестности фронта трещины. Опыт решения практических задач свидетельствует о том, что при моделировании аварийных режимов нагружения корпуса реактора величина шага сетки в окрестности фронта расчетной трещины может достигать порядка десятков микрон и меньше.

Одной из важных выявляемых при этом особенностей упругопластического решения является наличие резкого снижения, так называемой “ниспадающей ветви” (НВ), расчетных значений коэффициента интенсивности напряжений (КИН) в конце процесса его изменения от температуры при термошоке корпуса реактора. Данное обстоятельство обусловлено возникновением локальной зоны сжимающих напряжений при разгрузке металла перед фронтом трещины [5]. Установлено, что использование в расчетных моделях корпуса реактора со встроенной постулируемой трещиной недостаточно мелких конечноэлементных разбиений в окрестности вершины трещины не позволяет обнаружить локальные зоны разгрузки, что искажает зависимость КИН от температуры, полученную на достаточно густых сетках, при которых имеет место сходимость численных результатов расчета. Необходимо отметить, что наличие в конце режима охлаждения корпуса реактора такой ниспадающей ветви – достаточно важный фактор при оценке его ресурса, поскольку позволяет выявить дополнительные резервы прочности при обосновании сроков продления эксплуатации.

На рис. 1 показаны результаты упругопластических расчетов в трехмерной постановке, полученные для различных значений шагов сетки при моделировании характерного режима аварийного охлаждения со встроенной в конечноэлементную модель корпуса реактора ВВЭР-1000 поднаплавочной окружной полуэллиптической трещиной глубиной 15 мм и отношением полуосей 0,3, расположенной в металле сварного шва № 4. Размеры и форма постулируемой трещины соответствуют положениям методического документа [3]. По результатам расчетов получена температурная зависимость КИН для наиболее глубокой точки фронта трещины при варьировании шагов сетки в окрестности ее вершины. При проведении расчетов использовали четыре варианта шагов сетки:  $275 \times 290$ ,  $55 \times 70$ ,  $11 \times 24$ ,  $2 \times 5$  мкм, где первое число соответствует величине равномерного шага сетки в меридиональной плоскости, а второе – шагу вдоль фронта трещины.

Из приведенных графиков следует, что для этапов активного нагружения, включающих участок с максимальным значением КИН, температурные зависимости КИН, полученные с использованием редких и густых конечноэлементных сеток, незначительно различаются. Наибольшее расхождение в результатах упругопластического расчета наблюдается на ниспадающей ветви температурной зависимости КИН, что обусловлено величиной шага сетки при моделировании разгрузки металла перед вершиной фронта трещины в конце режима охлаждения.

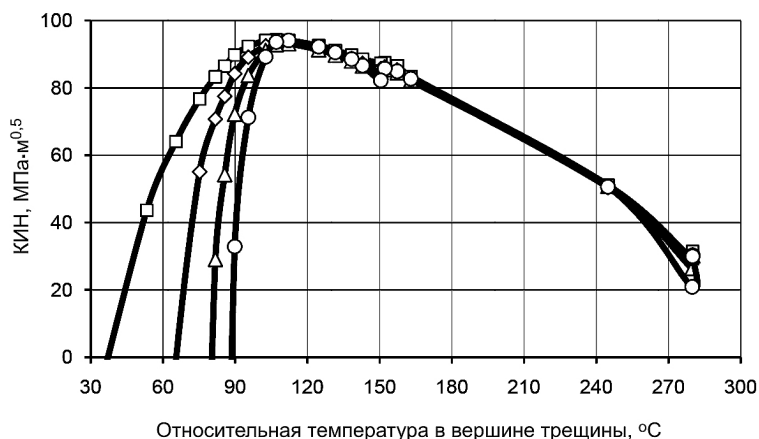


Рис. 1. Температурная зависимость КИН для наиболее глубокой точки поднаплавленной окружной полуэллиптической трещины глубиной 15 мм при различных шагах сетки ( $\square$  –  $275 \times 290$  мкм;  $\diamond$  –  $55 \times 70$  мкм;  $\triangle$  –  $11 \times 24$  мкм;  $\circ$  –  $2 \times 5$  мкм).

Еще одним важным фактором, влияющим на определение температурной зависимости КИН, является учет деформационной истории нагружения при термошоке [6, 7]. Установлено, что если расчет проводить без учета истории упругопластического деформирования, например, в линейно-упругой постановке или с помощью уравнений деформационной теории пластичности, то полученная зависимость КИН от температуры уже не содержит участок с резким снижением расчетных значений КИН в конце режима охлаждения, причем отсутствие ниспадающей ветви имеет место не только при использовании редких, но и достаточно густых сеток конечных элементов в окрестности фронта постулируемой трещины.

На рис. 2 представлены расчетные данные по влиянию учета истории упругопластического деформирования металла на определение температурной зависимости КИН при аварийном охлаждении корпуса реактора. Рассматривали три варианта решения задачи: 1) упругопластический расчет с учетом деформационной истории нагружения на основе уравнений теории течения; 2) упругопластический расчет с использованием уравнений деформационной теории пластичности; 3) линейно-упругий расчет.

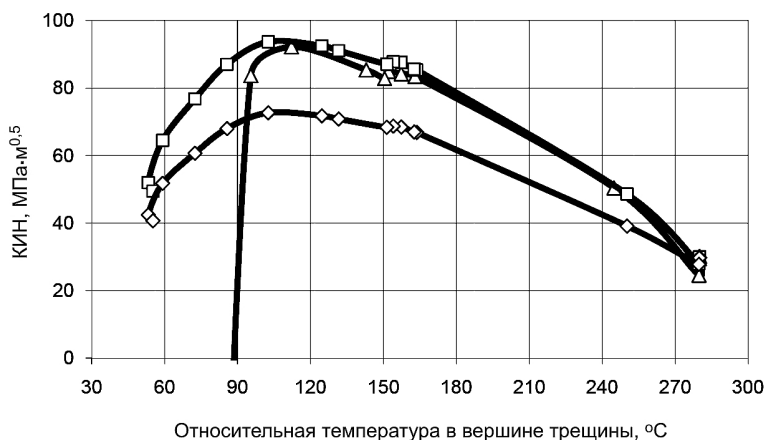


Рис. 2. Температурные зависимости КИН для наиболее глубокой точки поднаплавленной окружной полуэллиптической трещины глубиной 15 мм, полученные по результатам расчетов с учетом ( $\triangle$ ) и без учета ( $\square$ ) деформационной истории нагружения ( $\diamond$  – упругий расчет).

При упругопластическом моделировании расчет напряжений и деформаций на текущем этапе нагружения проводили с учетом полей остаточных напряжений и деформаций, полученных на предыдущем этапе нагружения. Расчеты на основе деформационной теории пластичности и в линейно-упругой постановке проводили без учета деформационной истории нагружения, т.е. каждый этап процесса нагружения рассчитывали при условии, что корпус реактора свободен от начальных напряжений и деформаций.

Представленные на рис. 2 графики изменения КИН от температуры, полученные на основании проведенных расчетов, позволяют сделать следующие выводы. Прежде всего, линейно-упругий расчет приводит к заниженным расчетным значениям КИН по сравнению с упругопластическим моделированием истории нагружения, т.е. использование линейной механики разрушения приводит к неконсервативной оценке сопротивления разрушению и, значит, к завышенной оценке допустимых нагрузок. При упругопластическом расчете максимальные значения КИН примерно на 26...28% больше, чем при линейно-упругом расчете. Кроме того, анализ сопротивления разрушению корпуса реактора при термошоке на основе деформационной теории пластичности, а также расчет в линейно-упругой постановке не позволяют выявить локальную зону разгрузки металла перед фронтом трещины и, следовательно, получить ниспадающую ветвь в конце режима аварийного охлаждения корпуса реактора даже при использовании достаточно густых конечноэлементных сеток в окрестности фронта трещины.

Таким образом, наличие ниспадающей ветви на конечном участке изменения КИН от температуры обусловлено влиянием на результаты расчета таких факторов, как плотность конечноэлементных разбиений в окрестности фронта постулируемой трещины и учет истории упругопластического деформирования металла при моделировании условий аварийного охлаждения корпуса реактора.

Поскольку ниспадающую ветвь температурной зависимости КИН для постулируемой трещины можно получить только при упругопластическом анализе с использованием достаточно густых конечноэлементных сеток, практическая реализация такого расчета при моделировании режимов аварийного охлаждения корпуса реактора требует значительных вычислительных и временных затрат. Кроме того, следует учитывать, что вычисление КИН с помощью инвариантного, т.е. не зависящего от пути интегрирования, контурного  $J$ -интеграла Черепанова–Райса [8], а также расчет энергетического  $J$ -интеграла методом объемного эквивалентного интегрирования [9, 10] будут в полной мере корректными только в том случае, если тело упругое либо подчиняется уравнениям деформационной теории пластичности.

Таким образом, существует необходимость в разработке более совершенного и экономичного подхода к учету истории нагружения при анализе сопротивления разрушению корпусов реакторов при термошоке. Это позволит учитывать эффект разгрузки металла при определении температурной зависимости КИН, построенной по результатам упругопластического расчета с использованием достаточно умеренных по размерам сеток конечных элементов в окрестности фронта постулируемой трещины.

Следует подчеркнуть, что при расчетном анализе сопротивления разрушению корпусов реакторов при термошоке учет истории нагружения должен включать не только пошаговое решение упругопластической краевой задачи, но и определение температурной зависимости КИН для постулируемой трещины по данным анализа кинетики и характера нагружения металла в вершине трещины при термошоке. Вопрос о физической модели поведения материала в вершине трещины в данном случае не рассматривается, речь идет только о целесообразности применения предлагаемого подхода к построению температурной зависимости КИН с учетом возможного образования локальных зон разгрузки металла перед вершиной трещины.

**Учет истории нагружения при анализе температурной зависимости КИН.**

Итак, если нагружение корпуса реактора с постулируемой трещиной рассматривать как процесс, то условия виртуального роста трещины можно сформулировать следующим образом. Полагаем, что условия активного нагружения тела с трещиной реализуются в вершине трещины, если расчетная величина энергии  $G(t)$ , необходимой для раздвижения верхнего и нижнего берегов трещины в зоне сил сцепления, положительна, причем в процессе нагружения эта энергия не уменьшается:

$$G(t) > 0, \quad \frac{dG(t)}{dt} \geq 0, \quad (1)$$

где  $t$  – время или какой-либо иной параметр, характеризующий изменение нагрузки. Для произвольной истории нагружения величина  $G(t)$  не является монотонно возрастающей функцией параметра нагружения  $t$  и зависит от кинетики и характера напряженно-деформированного состояния в малой окрестности перед вершиной трещины. При активном процессе нагружения расчетная величина  $G(t)$  возрастает, однако при разгрузке – уменьшается.

Если использовать зависимость  $K^2(t) \sim G(t)$ , где  $K(t)$  – коэффициент интенсивности напряжений, то с учетом неравенств (1) получим следующие условия активного нагружения:

$$K(t) > 0, \quad \frac{dK(t)}{dt} \geq 0. \quad (2)$$

При расчетном моделировании кинетики напряженно-деформированного состояния корпуса реактора процесс нагружения разбивают на отдельные этапы нагружения  $[t_{n-1}, t_n]$ . Тогда с учетом интегрирования второго неравенства (2) в пределах одного этапа получим

$$K(t_n) \geq K(t_{n-1}) \geq 0. \quad (3)$$

Если использовать условия (3) для расчетного определения температурной зависимости КИН, то излишне детализировать участки кривой с ниспадающей ветвью, поскольку для этих участков не выполняются условия активного нагружения. Для определения максимально допускаемой критической температуры хрупкости металла корпуса реактора достаточно выделить только те участки температурной зависимости КИН, для которых обеспечивается выполнение условий активного нагружения (3).

Для того чтобы оценить, насколько весомым является эффект учета истории нагружения с помощью предлагаемого подхода, приведем результаты определения максимально допускаемой критической температуры хрупкости корпуса реактора  $T_{ka}$  с использованием температурной зависимости вязкости разрушения  $K_{1c}(T)$ , принятой в методическом документе [3]:

$$K_{1c}(T) = 23 + 48 \exp(0,0019(T - T_k)),$$

где  $T_k$  – критическая температура хрупкости.

На рис. 3–5 приведены данные по определению максимально допускаемой критической температуры хрупкости металла корпуса реактора  $T_{ka}$  на основе подхода касательной точки, тепловой опрессовки и предлагаемого подхода с учетом температурной зависимости КИН, полученной по результатам упругопластических расчетов с использованием редкой и густой конечноэлементных сеток. В качестве параметра нагружения в неравенствах (3) принимали время от начала аварийного охлаждения корпуса реактора.

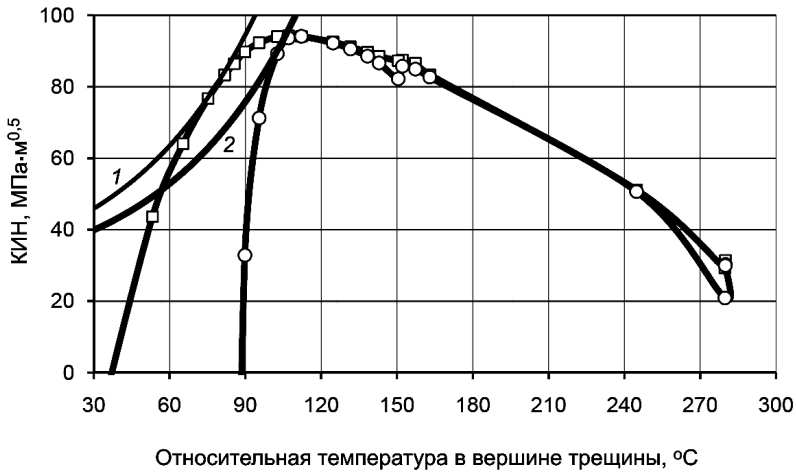


Рис. 3. Определение максимально допустимой критической температуры хрупкости металла корпуса реактора на основе подхода касательной точки и температурной зависимости КИН, полученной при использовании редкой ( $\square$ ) и густой ( $\circ$ ) конечноэлементных сеток (1 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 69^\circ\text{C}$ ; 2 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 85^\circ\text{C}$ ).

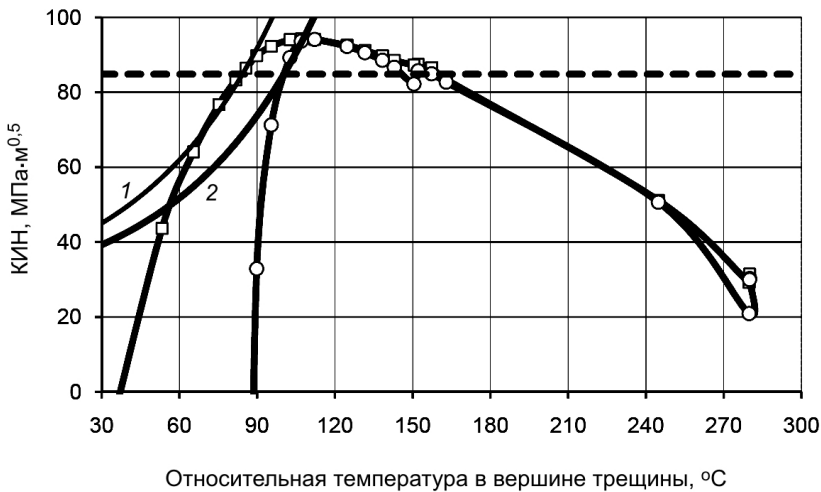


Рис. 4. Определение максимально допустимой критической температуры хрупкости металла корпуса реактора на основе подхода тепловой опрессовки и температурной зависимости КИН, полученной при использовании редкой ( $\square$ ) и густой ( $\circ$ ) конечноэлементных сеток (1 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 71^\circ\text{C}$ ; 2 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 87^\circ\text{C}$ ; штриховая линия –  $K_1 = 0,9K_{1\text{max}}$ ).

Согласно приведенным результатам, учет истории нагружения при анализе температурной зависимости КИН с использованием предлагаемого подхода приводит к заметному снижению консерватизма при определении расчетной оценки максимально допустимой критической температуры хрупкости  $T_{ka}$  по сравнению с результатами  $T_{ka}$ , полученными с помощью подходов касательной точки и тепловой опрессовки [1–4].

При использовании редкой сетки предлагаемый подход позволяет существенно улучшить результат определения  $T_{ka}$  и приблизить полученную расчетную оценку к величине  $T_{ka}$ , найденной с использованием густой конечноэлементной сетки. Применение подхода касательной точки приводит к следующим расчетным значениям:

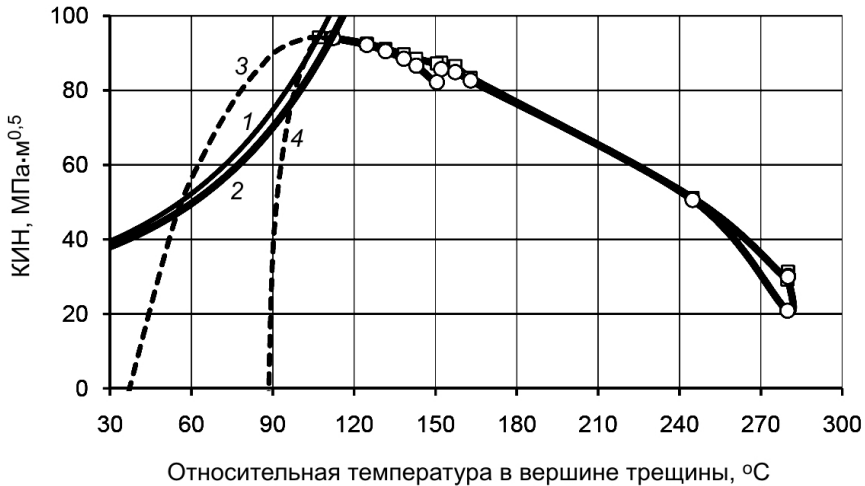


Рис. 5. Определение максимально допускаемой критической температуры хрупкости металла корпуса реактора на основе предлагаемого подхода и температурной зависимости КИН, полученной при использовании редкой ( $\square$ ) и густой ( $\circ$ ) конечноэлементных сеток (1 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 86^\circ\text{C}$ ; 2 –  $K_{1c}$ ,  $T_{ka} = 91^\circ\text{C}$ ; 3 – редкая сетка (НВ); 4 – густая сетка (НВ)).

$T_{ka} = 69^\circ\text{C}$  – для редкой сетки,  $T_{ka} = 85^\circ\text{C}$  – для густой. При использовании подхода тепловой опрессовки имеем:  $T_{ka} = 71^\circ\text{C}$  – для редкой сетки,  $T_{ka} = 87^\circ\text{C}$  – для густой. Результаты определения  $T_{ka}$  на основе предлагаемого подхода следующие:  $T_{ka} = 86^\circ\text{C}$  – для редкой сетки,  $T_{ka} = 91^\circ\text{C}$  – для густой.

Таким образом, учет истории нагружения при анализе температурной зависимости КИН с помощью предлагаемого подхода дает возможность получить менее консервативную оценку максимально допускаемой критической температуры хрупкости  $T_{ka}$  по сравнению с подходами касательной точки и тепловой опрессовки, применяемыми в международной и отечественной практике при проведении расчетов на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов [1–4]. Данное обстоятельство является весьма существенным фактором при анализе сопротивления разрушению корпусов реактора при термошоке, поскольку может позволить обосновать дополнительные резервы прочности и ресурса.

## Резюме

Розглянуто деякі аспекти урахування історії навантаження при аналізі опору руйнуванню корпусів реакторів за розрахункового моделювання режимів термошоку. Показано, що оцінка міцності корпусу реактора та продовження його ресурсу суттєво залежать від вірогідності результатів пружно-пластичного моделювання кінетики напружено-деформованого стану і визначення розрахункових значень параметрів механіки руйнування. Наведені результати скінченноелементного аналізу свідчать про необхідність урахування історії навантаження при визначенні температурної залежності коефіцієнта інтенсивності напружень для постульованої розрахункової тріщини. Показано, що при аналізі опору руйнуванню корпусу реактора температурну залежність коефіцієнта інтенсивності напружень необхідно визначати за даними аналізу кінетики і характеру навантаження металу у вістрі тріщини при термошоці. Для побудови вказаної залежності запропоновано підхід, який дозволяє враховувати процеси активного навантаження і розвантаження металу перед фронтом тріщини. Урахування історії навантаження при аналізі температурної залежності

коефіцієнта інтенсивності напружень із використанням даного підходу може дозволити виявити додаткові резерви міцності при обґрунтуванні термінів продовження експлуатації корпусу реактора при термошокі.

1. *Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs (VERLIFE)*. – Version 2008. – 275 p.
2. *Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment // IAEA-TECDOC-1627*. – Vienna, 2010. – 229 p.
3. *РД ЭО 0606-2005*. Методика расчета на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов АЭС с ВВЭР (МРКР-СХР-2004). – СПб.; М., 2004. – 65 с.
4. *МТ-Д.0.03.391-06*. Методика оценки прочности и ресурса корпусов реакторов ВВЭР в процессе эксплуатации / Харченко В. В., Степанов Г. В. и др. – Киев, 2009. – 50 с.
5. *Харченко В. В., Пиминов В. А., Чирков А. Ю. и др.* Упругопластический расчет на сопротивление разрушению элементов оборудования 1-го контура АЭС // Пробл. прочности. – 2013. – № 4 – С. 14–26.
6. *Харченко В. В., Чирков А. Ю., Кобельский С. В. и др.* Влияние истории термо-механического нагружения на напряженность корпусов реакторов ВВЭР АЭС при термошоке // Пробл. прочности. – 2010. – № 1 – С. 27–36.
7. *Харченко В. В., Чирков О. Ю., Кобельский С. В. та ін.* Розвиток методології розрахунку на опір руйнуванню елементів обладнання АЕС // Опір матеріалів і теорія споруд: Наук.-техн. збірник. – К.: КНУБА, 2015. – Вип. 94. – С. 59–74.
8. *Черепанов Г. П.* Механика хрупкого разрушения. – М.: Наука, 1974. – 640 с.
9. *deLorenzi H. G.* On the energy release rate and the  $J$ -integral for 3-D crack configurations // *Int. J. Fract.* – 1982. – **19**, No. 3. – P. 183–193.
10. *Никишков Г. П.* Расчет энергетического интеграла методом эквивалентного объемного интегрирования. Вычислительные методы в механике разрушения / Под ред. С. Атлури. – М.: Мир, 1990. – 392 с.

Поступила 01. 09. 2016