

В. И. Скалозубов¹, Т. В. Габлая¹, Г. С. Драган², И. Л. Козлов³, Е. С. Лещетная¹

¹ *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина*

² *Одесский национальный университет им. Мечникова, ул. Дворянская, 2, Одесса, 65082, Украина*

³ *Одесский национальный политехнический университет, пр. Шевченко, 1, Одесса, 65044, Украина*

РИСК-ОРИЕНТИРОВАННЫЙ МЕТОД ОЦЕНКИ ВЕРОЯТНОСТИ РАЗРУШЕНИЯ КОРПУСА РЕАКТОРА ПРИ ТЕРМОУДАРЕ

На основе результатов отчетов по анализу безопасности и отраслевых программ по продлению сроков эксплуатации атомных станций Украины установлено, что ключевым вопросом является предотвращение термоудара на корпус реактора в процессе эксплуатации, а также влияние возникших термических нагрузок на обоснование продления сроков эксплуатации. Предложен риск-ориентированный подход вероятностной оценки разрушения корпуса реактора при термоударах на основе теории надежности по остаточной дефектности. Предложенный подход может быть использован при разработке отчетов по анализу безопасности ядерных энергоустановок.

Ключевые слова: риск-ориентированный подход, корпус реактора, термоудар.

При реализации программ по продлению сроков эксплуатации атомных энергоблоков ключевым элементом является корпус реактора: в случае недопустимости продления сроков эксплуатации корпуса реактора продление сроков эксплуатации энергоблока является экономически необоснованным.

Существенным фактором, влияющим на остаточный ресурс корпуса реактора, являются возможные условия предельных термических нагрузок (термоудар). Для реакторных установок с корпусными реакторами одним из наиболее "благоприятных" условий возникновения термоудара на корпус реактора являются аварии с течами реакторного контура, при которых в реактор от защитных систем безопасности поступает среда с температурой значительно ниже температуры корпуса реактора.

Перспективным направлением совершенствования *вероятностных* оценок разрушения защитных барьеров безопасности является применение риск-ориентированного подхода (РОП), основанных на вероятностных методах *теории надежности по остаточной дефектности* (см., например, [1]). В ядерной энергетике этот подход получил развитие в последние годы для решения задач по оценке и прогнозу остаточного ресурса трубопроводов и корпусов оборудования, а также для реализации концепции "течь перед разрушением".

Основные положения этого подхода заключаются в следующем.

1. В процессе изготовления и эксплуатации под действием внешних воздействий и различных механизмов деградации в материале возникают и развиваются дефекты.

В зависимости от размера несплошности (дефекты) можно разделить на три группы: субмикроскопические (сравнимые с размерами атомов), микроскопические (сравнимые с размерами зерен в металле) и макроскопические (сравнимые с размерами элементов конструкций). Число субмикроскопических дефектов в металле (их еще называют «дефекты междоузельной решетки – дислокации, вакансии» и т.п.) очень велико. В сечении 1 см^2 попадает $10^8 - 10^{12}$ дислокаций. Микроскопические дефекты связаны с процессами получения слитка, его обработки давлением, изготовления полуметаллических деталей. Это в основном микропоры, неметаллические включения, микронадрывы и т.п. Число микроскопических дефектов существенно меньше числа субмикроскопических, но все еще велико. На 1 см^2 может быть несколько дефектов. Макроскопические несплошности характерны, как правило, для сварных соединений. Вероятность попадания в эксплуатацию конструкции с макродефектом в основном металле очень мала, и, возможно, на 3 – 5 порядков меньше, чем для сварных соединений¹.

В общем случае число дефектов в концентрации N уменьшается с увеличением характерного размера дефектов a [1]:

$$N = Aa^{-n}, \quad (1)$$

где A, n – коэффициенты, зависящие от свойств материала, технологии и качества изготовления и технического обслуживания. Примеры значений этих коэффициентов приведены в таблице.

© В. И. Скалозубов, Т. В. Габлая, Г. С. Драган, И. Л. Козлов, Е. С. Лещетная, 2014

¹ Исключение составляют литые детали.

Примеры исходной дефектности оборудования

Оборудование	Исходная дефектность	
	A, мм ⁿ	n
Наплавка корпуса реактора ВВЭР-1000	1482	2,17
Основной металл и сварные швы главного циркуляционного трубопровода ВВЭР-1000	241,7	1,58
Трубы главного циркуляционного трубопровода ВВЭР-440 после входного, предэксплуатационного и эксплуатационного контроля	234	1,37

При длительной эксплуатации оборудования и трубопроводов неизбежно возникают повреждения или нарушения работоспособности элементов даже при отсутствии дефектов изготовления и соблюдении правил эксплуатации. Это обусловлено особенностями эксплуатации: высокими температурой, давлением и скоростью потоков, наличием переменных температурных деформаций и сложного напряженного состояния металла оборудования. Воздействие указанных факторов в течение длительного времени вызывает повреждение металла, развитие микродефектов на поверхностях нагруженных элементов оборудования и трубопроводов.

2. С позиции механики разрушения комплексной характеристикой сопротивления усталости металлов и сплавов является кинетическая диаграмма усталостного разрушения (рис. 1). По оси ординат откладывается логарифм скорости роста трещины v , а по оси абсцисс – логарифм размаха коэффициента интенсивности напряжений $\Delta K = K_{\max} - K_{\min}$ или его максимальное значение K_{\max} .

На диаграмме можно выделить три участка, каждый из которых характеризуется своими феноменологическими и физическими закономерностям развития трещин:

I – стадия припорогового распространения усталостных трещин ($0 < da/dN < 5 \cdot 10^{-5}$ мм/цикл);

II – стадия стабильного распространения усталостных трещин ($5 \cdot 10^{-5} < da/dN < 10^{-3}$);

III – стадия ускоренного (нестабильного) распространения усталостных трещин ($da/dN > 10^{-3}$ мм/цикл).

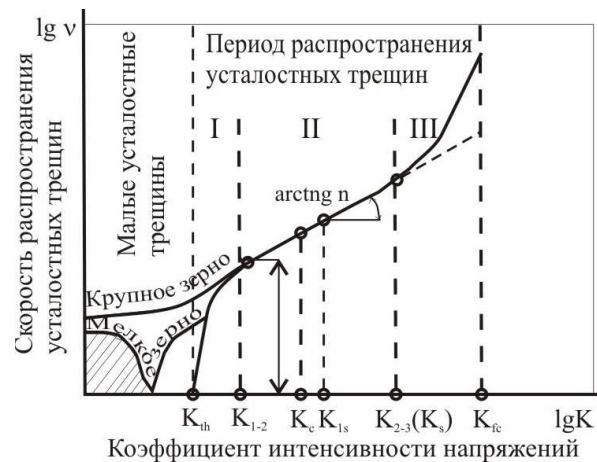


Рис. 1. Кинетическая диаграмма усталостного разрушения.

Основными характеристиками циклической трещиностойкости материалов, вытекающими из рассматриваемой диаграммы, являются следующие: пороговое значение коэффициента интенсивности напряжений K_{th} , ниже которого усталостная трещина не распространяется и критическое значение коэффициента интенсивности напряжений K_{fc} , при котором происходит усталостное разрушение.

Критические внутренние напряжения K_{fc} и эксплуатационные внешние нагрузки σ связаны с соответствующими размерами дефектов (трещин) $a_{кр}$ известным соотношением [1]

$$a_{кр} = \left(\frac{K_{fc}}{\sigma} \right)^2 n_1, \quad (2)$$

где n_1 – коэффициент, зависящий от формы трещины и ее расположения в конструкции.

3. В рамках рассматриваемого РОП *основным показателем риска* является условная *вероятность хрупкого разрушения* P_p конструкции при достижении условий $a \geq a_{кр}$ (критерий риска).

В общем случае вероятность разрушения в момент времени t определяется решением

$$P_p = \frac{1}{t} \int_0^t \int_{K_{fc\min}}^{K_{fc\max}} \rho_{kf}(K_{fc}) \int_{\delta_{\min}}^{\delta_{\max}} \rho_{\delta}(\sigma) P_a(a > a_{кр}) d\sigma dK_{fc} d\tau, \quad (3)$$

где ρ_{kf} и ρ_{δ} – функции плотности вероятностей соответственно критических коэффициентов напряжений и эксплуатационного напряжения; P_a – интегральная функция вероятностей существования трещин (дефектов) размером не менее a .

Функции ρ_{kf} и ρ_{δ} могут быть описаны уравнениями нормального распределения закона Гаусса. При стремлении к нулю дисперсии нормальное распределение соответствует δ -функции. Так, в случае пренебрежения разбросами K_{fc} и σ вероятность разрушения может быть выражена через соотношение критических дефектов и общего количества дефектов

$$P_p(\tau) = P_a(a \geq a_{кр}) = \frac{\int_{n_1}^{n_2} dN(a \geq a_{кр})}{\int_{n_0}^{n_2} dN(a_{\min} \leq a \leq a_{\max})}, \quad (4)$$

где N_0 – число дефектов размером a_{\min} (соответствующих K_{th}); N_1 – число дефектов размером $a_{кр}$ (соответствующих K_{fc}); N_2 – число дефектов с максимально возможными дефектами a_{\max} (соответствующие K_{\max}).

В соответствии с уравнением (3) условная вероятность разрушения P_p равна вероятности существования в элементе конструкции несплошности с размером $a \geq a_{кр}$. Вероятность существования в материале конструкции дефекта $a \geq a_{кр}$ определяется функцией остаточной дефектности P_a , т.е. вероятностной частью остаточной дефектности. Критический размер несплошности определяется коэффициентом K_{fc} и действующим в рассматриваемом элементе конструкции напряжением σ . На рис. 2 графически изображена схема решения уравнения (4).

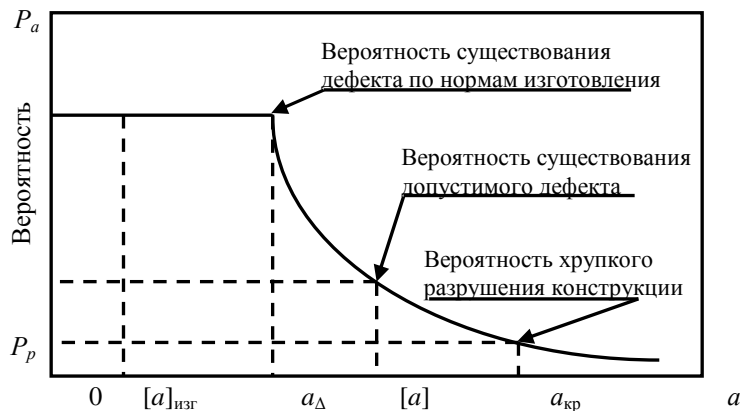


Рис. 2. Вероятность существования дефектов различных размеров [1].

С учетом формул (1) и (4) при сосредоточенных нагрузках упрощенная оценка условной вероятности разрушения конструкции в момент t имеет вид

$$P_p(t) = \frac{1}{t} \int_0^t \left(\frac{a_{\min}}{a_{кр}} \right)^n \left[1 - \left(\frac{a_{кр}}{a_{\max}} \right)^n \right] d\tau, \quad (5)$$

где $a_{\min} = \frac{K_{th}^2}{\sigma_{\max}^2} n_1$; $a_{\max} = \frac{K_{\max}^2}{\sigma^2} n_1$; σ_{\max} – максимально допустимое напряжение в конструкции; σ –

удельные (на единицу поверхности напряжения, вызванные внешними воздействиями: механические, термические, нейтронно-физические, физико-химические и др.) эксплуатационные нагрузки.

Тогда с учетом формулы (2) вероятностные оценки формулы (5) имеют вид

$$P_p(t) = \frac{1}{t} \int_0^t \Pi_1^n (1 - \Pi_2^n) d\tau, \quad (6)$$

где параметры $P_1 = \frac{K_{th}^2 \sigma^2}{K_{fc}^2 \sigma_{max}^2}$ и $P_2 = \frac{K_{fc}^2}{K_{max}^2}$ определяются конструкционно-техническими характери-

стиками конструкции, качеством и условиями изготовления, эксплуатации, контроля, технического обслуживания и ремонта, а также суммарным воздействием эксплуатационных нагрузок (в том числе при нормальных условиях эксплуатации, нарушениях и аварийных режимах).

Соотношения для оценки параметров, входящих в формулу (6), определяются в зависимости от рассматриваемой системы и постановки задач, а также области применимости расчетных соотношений.

Рассмотренный риск-ориентированный метод позволяет развивать альтернативный подход оценки вероятностных показателей безопасности энергоблоков АЭС. В частности, вероятностный показатель суммарной частоты предельных аварийных выбросов [2] можно определить как совокупность произведений частоты возникновения исходных событий аварий (ИСА) и вероятностей разрушения защитных барьеров безопасности. В отличие от традиционной методологии вероятностного анализа безопасности (ВАБ) такой подход более корректно и обоснованно учитывает:

1) возможность разрушения защитных барьеров безопасности до достижения условий предельных детерминистских параметров в процессе аварии (температур оболочек твэлов и корпуса реактора, давления в герметическом отсеке и др.);

2) предысторию влияния (до момента аварии) на надежность защитных барьеров безопасности различных эксплуатационных режимов (в нормальных условиях, при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных ситуациях).

Одним из практических приложений представленного вероятностного метода могут быть актуальные вопросы оценки вероятности (риска) разрушения корпуса реактора R_p вследствие термоударов (термошока), вызванных различными эксплуатационными состояниями (в том числе и при авариях).

Возникновение термоударов на корпус реактора происходит в режимах при повышении критического соотношения между изменениями давления и температуры теплоносителя и приводит к накопительным эффектам хрупкого разрушения. Например, для ИСА на ВВЭР-1000 критериями возникновения термоударов при работе реактора на мощности или "горячем" останове могут быть [3]:

1) температура в 1-м контуре снижается до 150 °С со скоростью более 50 °С/ч;

2) работа на 1-й контур минимум одного насоса систем аварийного охлаждения активной зоны при отключенных главных циркуляционных насосов;

3) внешнее затопление корпуса реактора до нижнего сварного шва.

Актуальность вопросов оценки риска разрушения корпуса реактора при накопительных эффектах термоударов связана с тем, что в ранее проведенных ВАБ украинских энергоблоков с ВВЭР не учитывались все возможные сценарии, приводящие к термоудару на корпус реактора. А последствия термоударов не учитывались для общих вероятностных показателей безопасности. Поэтому в последнее время активизировались работы по моделированию сценариев/режимов термоударов и их влияния на безопасность (например, [3 – 5 и др.]). В частности, в работе [3] на основе вероятностных методов анализа безопасности определены профили риска возникновения для различных групп сценариев хрупкого разрушения корпуса реактора (в том числе и ранее не учтенных в ВАБ). В работах [4, 5] на основе теплогидродинамических расчетов был проведен детерминистский анализ условий возникновения эффектов термоудара на корпус реактора для разных сценариев. Однако эти результаты могут быть лишь основой для оценки риска разрушения корпуса реактора при термоударах, так как не оценивают условную вероятность разрушения, определяемую механикой эффектов хрупкого разрушения.

Основные положения предлагаемого метода оценки условной вероятности P_p и риска R_p разрушения корпуса реактора заключаются в следующем.

Основной механизм деградации корпуса реактора при термоударах – хрупкое разрушение при остаточной дефектности. В этом случае для каждой i -й группы сценариев/режимов, имеющих одинаковое термическое воздействие при термоударах на прочностные напряжения в корпусе реактора, условная вероятность разрушения

$$P_{pi} = \left(\frac{K_{th}^2 \sigma_i^2}{K_{fc}^2 \sigma_{max}^2} \right)^n, \quad (7)$$

где K_{th} , K_{fc} – коэффициент интенсивности внутренних напряжений корпуса реактора, ниже которых трещины (дефект) не развиваются и при которых происходит разрушение, соответственно; σ_{max} – максимальное допустимое напряжение, определяемое прочностными характеристиками металла корпуса реактора; σ_i – удельные напряжения в корпусе реактора, вызванные термоударом i -го сценария/режима; $n = 2, 17$ – для корпусов реакторов ВВЭР-1000.

Соотношение внутренних напряжений σ и деформаций $\Delta\varepsilon$ следует из общих положений теории напряженно-деформированных состояний и прочности конструкций (например, [6]):

$$\vec{\sigma} = M \vec{\Delta\varepsilon}, \quad (8)$$

где M – нелинейная матрица параметров упругости для тензоров напряжений и деформаций, определяемая прочностными параметрами.

В режимах с термоударами на корпус реактора термические деформации являются определяющими для внутренних напряжений и в квазистатическом приближении²

$$\Delta\varepsilon^T = \left[\frac{dK_T}{dT} (T - T_0) + K_T \right] (T - T_0), \quad (9)$$

где T , T_0 – текущее и начальное значение температуры корпуса реактора в зоне термоудара соответственно; K_T – объемный коэффициент термической деформации, определяемый теплофизическими свойствами корпуса реактора.

Суммарные напряжения на корпус реактора в процессе термоудара длительностью t_{TY}

$$\sigma_{TY} = \int_0^{t_{TY}} \frac{d\Delta\varepsilon^T}{dT} \frac{dT}{dt} dt. \quad (10)$$

Таким образом, идентификация i -х групп режимов/сценариев термоудара на корпус реактора должна осуществляться по идентичности скорости изменения температуры корпуса и длительности термоудара.

Вероятность (риск) разрушения корпуса реактора под воздействием i -й группы сценариев/режимов с одинаковыми нагрузками термоударов σ_i :

$$R_{pi} = N_i P_{pi}, \quad (11)$$

а суммарная вероятность разрушения корпуса реактора от термоударов на текущий момент эксплуатации t :

$$R_p(t) = \sum_{i=1}^m N_i(t) P_{pi}, \quad (12)$$

где N_i – количество возникших i -х режимов/сценариев (в том числе и аварийных) с термоударами на корпус реактора; m – суммарное количество i -х режимов/сценариев с термоударами на корпус реактора.

Необходимо отметить, что полученные соотношения учитывают:

различия фактических термических нагрузок на корпус реактора в разных сценариях/режимах возникновения термоударов;

накопительный эффект термических нагрузок за весь период эксплуатации;

текущее техническое состояние и прочностные характеристики корпуса реактора;

не только аварийные, но и другие переходные режимы с термоударами за весь период эксплуатации.

В рамках традиционной методологии ВАБ, определяющей частоту (вероятность) возникновения i -х аварийных сценариев I_i риск разрушения корпуса реактора от термоударов:

$$R_p = \sum_{i=1}^m I_i P_{pi}. \quad (13)$$

Вариационные оценки вероятности разрушения корпуса реактора от суммарной частоты сценариев с термоударами и условной вероятности хрупкого разрушения приведены на рис. 3.

² Karlsson L. Thermal Stressess in Welding / R. Hetnarski (ed.) // Thermal Stresses 1. – Amsterdam, 1986. – P. 133 – 144.

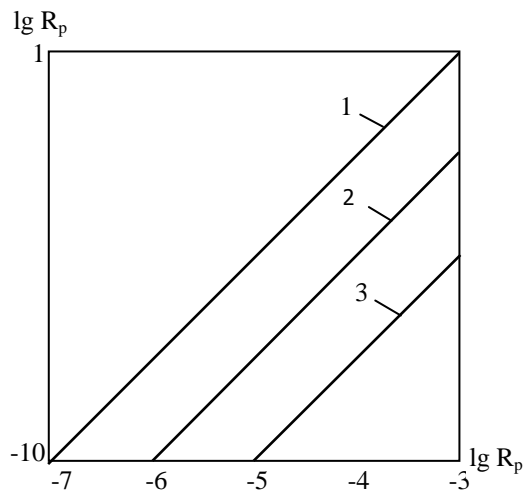


Рис. 3. Зависимость вероятности (риска) разрушения корпуса реактора от термоударов: 1 – $I = 10^{-1}$ 1/год; 2 – $I = 10^{-2}$ 1/год; 3 – $I = 10^{-3}$ 1/год.

Так, для полученной в [3] оценки суммарной частоты сценариев с хрупким разрушением $1,67 \cdot 10^{-2}$ 1/год (блок № 1 Запорожской АЭС) риск разрушения корпуса реактора не более 10^{-6} 1/год. Однако эти оценки предварительные и требуют уточнения в части зависимости удельных напряжений в корпусе реактора от характера влияния термических нагрузок при термоударах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Оптимизация плановых ремонтов энергоблоков атомных электростанций с ВВЭР* / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов, В. Ю. Кочнева, В. В. Урбанский; Под ред. В. И. Скалозубова. – Черновобиль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2008. – 496 с.
2. *Борисенко В. И.* О некоторых закономерностях последствий аварий на АЭС // Проблемы безопасности АЭС і Чернобиля. – 2012. – Вип. 18. – С. 6 – 15.
3. *Грищенко Б. Ю., Полянский М. А., Севбо А. Е., Семенюк И. А.* Применение вероятностных методов анализа безопасности АЭС при исследовании нарушений хрупкой прочности корпуса реактора // Ядерная и радиационная безопасность. – 2013. – № 1(57). – С. 22–25.
4. *Воробьев Ю. Ю., Терещенко И. А.* Моделирование температурного расслоения в ГЦТ при естественной циркуляции теплоносителя 1-го контура для оценки термошока корпуса реактора с помощью кода RELAP5/MOD 3.2 // Учеб. семинар. – К.: ГП "ГНТЦ ЯРБ", 2001.
5. *Вышемирский М. П., Мазурок А. С., Носовский А. В.* Анализ влияния начальных и граничных условий на формирование термоудара корпуса реактора // Ядерная и радиационная безопасность. – 2013. – № 1(57). – С. 26 – 30.
6. *Добрышевский Н. Д., Киселев А. Е., Стрижев В. Ф., Филипов А. С.* Верификация и предложение механического модуля кода СОКРАТ к задачам расчета на прочность // Материалы 6-й НТК "Обеспечение безопасности АЭС". – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ "ГП", 2009.

В. І. Скалозубов¹, Т. В. Габлая¹, Г. С. Драган², І. Л. Козлов³, К. С. Лещотна¹

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

² Одеський національний університет ім. І. І. Мечникова, вул. Дворянська, 2, Одеса, 65082, Україна

³ Одеський національний політехнічний університет, пр. Шевченка, 1, Одеса, 650044, Україна

РИЗИК-ОРИЕНТОВАННИЙ МЕТОД ОЦІНКИ ЙМОВІРНОСТІ РУЙНУВАННЯ КОРПУСУ РЕАКТОРА ПРИ ТЕРМОУДАРАХ

На основі результатів звітів з аналізу безпеки і галузевих програм з продовження термінів експлуатації атомних станцій України встановлено, що ключовим питанням є запобігання термоудару на корпус реактора в процесі експлуатації, а також вплив виниклих термічних навантажень на обґрунтування продовження термінів експлуатації. Запропоновано ризик-орієнтований підхід імовірнісної оцінки руйнування корпусу реактора при термоударах на основі теорії надійності за залишковою дефектністю. Запропонований підхід може бути використаний при розробці звітів з аналізу безпеки ядерних енергоустановок.

Ключові слова: ризик-орієнтований підхід, корпус реактора, термоудар.

V. I. Skalozubov¹, T. V. Gablaia¹, G. S. Dragan², I. L. Kozlov³, E. S. Leshotnaya¹

¹ Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine

² Odessa national university, Dvoryanska str., 2, Odessa, 65082, Ukraine

³ Odessa national polytechnic university, boulevard Shevchenko, 1, Odessa, 65044, Ukraine

RISK-ORIENTED METHOD OF ASSESSMENT OF PROBABILITY OF DESTRUCTION OF THE REACTOR DURING THERMAL SHOCK

Based on the results of safety analysis reports, and specialized programs for life extension of nuclear power plants in Ukraine found that the key issue is to prevent thermal stress on the reactor vessel during the operation, and the influence of thermal stress on any justification for the extension service. The paper proposes a risk-based approach probabilistic assessment of the destruction of the reactor vessel at thermal shock on the basis of the theory of reliability on the residual defects. The proposed approach can be used in the development of safety analysis reports of nuclear power plants.

Keywords: risk-oriented approach, reactor, thermal shock.

REFERENCES

1. *Optimization of scheduled maintenance NPPs with VVER* / V. I. Skalozubov, Yu. L. Kovrizhkin, V. N. Kolykhanov, V. Yu. Kochneva, V. V. Urbanski. – Chornobyl: Institut problem bezpeky AES NAN Ukraine (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants), 2008. – 496 p. (Rus)
2. *Borisenko V. I.* Some regularities of the consequences of accidents at nuclear power plants // Problemy bezpeky atomnyh electrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants and of Chornobyl). – 2012. – Iss. 18. – P. 6 – 15. (Rus)
3. *Grishchenko B. Yu, M. Polansky, Sevbo A. E, Semeniuk I. A.* Application of probabilistic methods of analysis in the study of nuclear safety violations brittle strength of the reactor vessel // Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost. – 2013. – № 1(57). – P. 22–25. (Rus)
4. *Vorobiev Yu. Yu, Tereshchenko I. A.* Modelling temperature stratification in the MTC with natural circulation of coolant 1st circuit to evaluate thermal stress of the reactor vessel using code RELAP5/MOD 3.2 // Training workshop. - Kyiv: DP "GNTC YaRB" 2001. (Rus)
5. *Vyshemirsky M. P., Mazurok A. S., Nosovskii A. V.* Analysis of the influence of initial and boundary conditions on the formation of thermal stress of the reactor vessel // Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost. – 2013. – № 1(57). – P. 26 – 30. (Rus)
6. *Dobryshevsky N. D., Kiselev A. E., Strizhev V. F Phillip A.* Verification and offer the mechanical module code SOCRATES to problems based on strength // Proceedings of the 6th conference on "Ensuring the safety of nuclear power plants." - Podolsk (Russia): FSUE EDO "GP", 2009. (Rus)

Надійшла 24.10.2013
Received 24.10.2013