

В. И. Скалозубов, Т. В. Габляя, И. Л. Козлов*, Е. С. Лещетная

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев

**Одесский национальный политехнический университет, Одесса*

КРИТЕРИАЛЬНЫЙ МЕТОД ОЦЕНКИ УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕРМОУДАРА НА КОРПУС РЕАКТОРА

При продлении сроков эксплуатации атомных электростанций основным вопросом является обоснование возможности продления сроков эксплуатации корпуса реактора, что определяет экономическую целесообразность дальнейшей эксплуатации энергоблока в целом. Существенное влияние на остаточный ресурс корпуса реактора оказывают термические нагрузки, в том числе возможный термоудар при авариях с «неплотным» реакторным контуром. В работе получили развитие критериальные методы оценки условий термоудара на корпус реактора, причем внимание акцентируется не на известных корреляционных подходах, а на дополнительных критериях, связанных с завершенностью процессов теплообмена и условиями прочности металла корпуса реактора при термических нагрузках. Предлагаемый критериальный метод может быть основой для оперативной системы диагностики условий термоудара на корпус реактора при авариях с «неплотным» реакторным контуром.

Ключевые слова: термоудар, термические нагрузки, корпус реактора, теплообмен, прочность.

В общем случае термические нагрузки (N_T) на корпус реактора определяются амплитудой ($A_{\Delta T}$), скоростью ($W_{\Delta T}$) и частотой ($\nu_{\Delta T}$) температурных перепадов между теплоносителем (Т) и корпусом реактора ($\Delta T = T_{KP} - T_T$), а также условиями межфазного теплообмена (α_{TO} – коэффициент интенсивности теплообмена) и состоянием металла корпуса реактора

$$N_T = f_i(A_{\Delta T}, W_{\Delta T}, \nu_{\Delta T}, \alpha_{TO}, \dots). \quad (1)$$

Термические нагрузки на корпусе реактора могут возникать при следующих обстоятельствах:

в нормальных условиях эксплуатации – пуск/останов реактора, переходные режимы и т.п.;

при нарушениях нормальных условий эксплуатации – возникновение различных видов теплогидродинамической неустойчивости теплоносителя в реакторном контуре;

при аварийных ситуациях – подача относительно «холодного» теплоносителя от систем безопасности, обеспечивающих охлаждение и подпитку реакторного контура; открытие арматуры системами аварийного регулирования давления в реакторном контуре; аварийное расхолаживание реактора системами второго контура и т. п.

Термические нагрузки оказывают влияние на критерий прочности (целостности) K_{II} и обоснованности продления безопасной эксплуатации корпуса реактора [1, 4].

$$K_{II} = \frac{КИИ_i(N_T)}{КИИ_{\max}}, \quad (2)$$

где $КИИ_i$, $КИИ_{\max}$ – соответственно интегральный коэффициент интенсивности напряжений и максимально допустимый (критический) коэффициент напряжений в металле корпуса реактора.

Максимальные термические нагрузки определяют возможность возникновения «термоудара» (термошока) на корпус реактора, при котором «скачкообразно» и существенно ухудшается выполнение условий прочности (формула (2)) – вплоть до исчерпания остаточного ресурса и разрушения корпуса реактора. Обычно полагают, что наиболее «благоприятными» условиями для возникновения термоудара на корпус реактора являются аварии с «неплотным» реакторным контуром энергетических установок с ВВЭР (течи первого контура, межконтурные течи), при которых происходит срабатывание систем аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ) и подача водного раствора с температурой, существенно меньше температуры корпуса реактора.

Вопросам определения условий возможного возникновения термоудара на корпус реактора уделено достаточно большое количество расчетных и экспериментальных исследований [1 - 3], которые в основном посвящены моделированию и анализу завершенности гидравлических процессов перемешивания «горячих» и «холодных» потоков теплоносителя на входе в реактор. Так, в работе [3] на основе обзорного анализа известных расчетно-экспериментальных исследований указывается, что в случае интенсивного перемешивания потоков теплоносителя на входе в реактор (например, относительно большие расходы циркуляции в реакторном контуре) «... исходные

события с наличием принудительной циркуляции не являются основными вкладчиками риска разрушения корпуса реактора от термоудара». Основной риск возникновения термоудара на корпус реактора связан с режимами при стратификации (расслоении) «горячих» и «холодных» потоков теплоносителя. Общепринятым критерием возникновения стратификации потоков теплоносителя на входе в реактор является зависимость коэффициента перемешивания $[e]$ (отношение объемного расхода «горячего» теплоносителя, поступающего из опускного участка реактора, к объемному расходу САОЗ) от модифицированного числа Фруда (Fr), который фактически отражает обратное отношение скорости (расхода) потока от САОЗ к расчетной скорости (расходу) потока при естественной циркуляции.

Так, в экспериментах [5] применительно к реакторным установкам с ВВЭР установлены следующие эффективные условия перемешивания ($[e] > 1$) «холодных» потоков от САОЗ и «горячих» потоков естественной циркуляции:

$$0,03 < Fr = \frac{Q_{CAO3}}{Q_{EC}} < 0,06, \quad (3)$$

где Q_{CAO3} – объемный расход от САОЗ;

$Q_{EC} = \Pi_{ГЦТ} \left[g D_{ГЦТ} \frac{\rho_{OX} - \rho_{EC}}{\rho_{OX}} \right]^{\frac{1}{2}}$ – объемный расход потоков естественной циркуляции; $\Pi_{ГЦТ}$, $D_{ГЦТ}$ – площадь проходного сечения и диаметр трубопровода «холодной» нитки соответственно; ρ_{OX} , ρ_{EC} – плотность «холодного» и «горячего» теплоносителя соответственно; g – ускорение свободного падения.

В экспериментах [6] (в рамках проекта европейского сообщества FLOMIX-R) установлены условия эффективного перемешивания потоков при доминировании естественной циркуляции:

$$Fr = \frac{W_{BX}}{W_{EC}} < 0,85, \quad (4)$$

где W_{BX} – скорость потока на входе в опускной участок (смешанная вода «холодной» петли и САОЗ); $W_{EC} = \sqrt{g H_{OY} \frac{\rho_{BX} - \rho_{EC}}{\rho_{BX}}}$; H_{OY} – высота опускного участка.

Представленные выше примеры оценки критериев эффективного перемешивания потоков теплоносителя отражают главным образом гидродинамические аспекты условий возникновения термоудара на корпус реактора: отсутствие стра-

тифицированных режимов течения и «холодных языков», равномерность распределения скоростей потоков и т.п. Поэтому подобные оценки можно условно определить как *гидродинамические критерии термоудара на корпус реактора*.

При завершенности процессов перемешивания потоков для квазистационарных условий уравнение сохранения энергии можно представить в виде

$$(G_{EC} + G_{OX})i_{mix} = G_{EC}i_{EC} + G_{OX}i_{OX}, \quad (5)$$

где G_{EC} , G_{OX} – соответственно массовые расходы «горячего» теплоносителя реактора и охлаждающего («холодного») теплоносителя от САОЗ; i_{EC} , i_{OX} – удельная энтальпия «горячего» и «холодного» теплоносителей соответственно; i_{mix} – удельная энтальпия смеси.

Тогда из уравнения (5) следует

$$i_{mix} = \frac{i_{EC} + Fr^* i_{OX}}{1 + Fr^*}, \quad (6)$$

где модифицированный критерий Фруда

$$Fr^* = \frac{G_{OX}}{G_{EC}}. \quad (7)$$

При относительно больших расходах «холодного» теплоносителя от САОЗ ($Fr^* \gg 1$) следует $i_{mix} \approx i_{OX}$, т.е. температура смеси, поступающей в опускной участок реактора, близка к температуре «холодного» теплоносителя, и корпус реактора будет испытывать аналогичные термические нагрузки как и при стратифицированных режимах с «холодными языками». При этом условия $Fr^* \gg 1$ вполне реалистичны, так как расход от САОЗ осуществляется насосами (так называемая принудительная циркуляция), а расход естественной циркуляции в реакторе – под действием разности плотностей теплоносителя.

Таким образом, критерии эффективного гидродинамического перемешивания *не являются достаточными* для предотвращения термоудара на корпус реактора: в общем случае в ситуациях с подачей более «холодного» теплоносителя от САОЗ корпус реактора будет испытывать различные термические нагрузки (ΔT) даже при эффективном гидродинамическом перемешивании «горячих» и «холодных» потоков. Вместе с тем не все возникающие термические нагрузки могут оказывать «прочностной» эффект на корпус реактора, сопоставимый с условиями термошока.

Дополнительными критериями для возникновения термоудара на корпус реактора могут быть:

теплообменным критерий K_T , характеризующий завершенность процессов теплообмена между «горячими» и «холодными» потоками в опускном участке реактора;

прочностной критерий K_{Π} (область 2 на рис. 1), характеризующий уровень влияния термических нагрузок на остаточный ресурс корпуса реактора.

Для обоснования дополнительных критериев термоудара на корпус реактора рассмотрим упрощенную модель взаимодействия «горячих» и «холодных» потоков в опускном участке реактора в квазистационарном и одномерном приближении при следующих основных допущениях:

1) на входе в опускном участке рассматривается взаимодействие «холодного» потока от САОЗ (принудительная циркуляция) и «горячего» потока в реакторе, вызванного термогравитационными эффектами разной плотности потоков (естественная циркуляция). Принудительной циркуляцией «горячего» теплоносителя по реакторному контуру (вызванной например «выбегом» остановленных циркуляционных насосов) консервативно пренебрегается;

2) консервативно пренебрегается теплообменными процессами взаимодействия «горячих» и «холодных» потоков до входа в реактор;

3) консервативно предполагается изобарность смеси теплоносителей в опускном участке и пренебрегается гидравлическими потерями;

4) температура «горячего» потока на входе реактора соответствует температуре внутренней поверхности корпуса реактора (консервативно).

В рамках принятых допущений математическая модель взаимодействия потоков имеет следующий вид:

$$G_{\text{ЕЦ}} \frac{di_{\Gamma}}{dz} = -q\Pi_{\Gamma O}; \quad (8)$$

$$G_{\text{ОХ}} \frac{di_{\text{ОХ}}}{dz} = q\Pi_{\Gamma O}; \quad (9)$$

$$i_{\Gamma}(z=0) = i_{\text{КР}}(T_{\text{КР}}); \quad (10)$$

$$i_{\text{ОХ}}(z=0) = i_{\text{ОХО}}(T_{\text{ОХО}}), \quad (11)$$

где $G_{\text{ЕЦ}}$, $G_{\text{ОХ}}$ – массовые расходы естественной и принудительной циркуляции соответственно; i_{Γ} , $i_{\text{ОХ}}$ – удельные энтальпии «горячего» и «холодного» потоков соответственно; $\Pi_{\Gamma O}$ – периметр площади межпоточного взаимодействия; z – продольная координата потоков; $T_{\text{КР}}$ – температура корпуса реактора; q – плотность теплового потока: $q = \alpha(T_{\Gamma} - T_{\text{ОХ}})$; α – коэффициент межпоточного теплообмена [12]; T_{Γ} , $T_{\text{ОХ}}$ – температуры

«горячего» и «холодного» теплоносителей.

Введем безразмерные параметры

$$\bar{T}_{\Gamma} = \frac{T_{\Gamma}}{T_{\text{КР}}}; \quad \bar{T}_{\text{ОХ}} = \frac{T_{\text{ОХ}}}{T_{\text{КР}}};$$

$$\bar{Z} = \frac{Z}{H_{\text{ОХ}}}; \quad \Delta\bar{T} = \frac{T_{\Gamma} - T_{\text{ОХ}}}{T_{\text{КР}} - T_{\text{ОХО}}}.$$

В безразмерном виде система уравнений (8) - (11) следующая:

$$\frac{d\Delta\bar{T}}{d\bar{Z}} = -A\Delta\bar{T}, \quad (12)$$

$$\Delta\bar{T}(\bar{Z}=0) = 1, \quad (13)$$

где $A = \frac{\alpha\Pi_{\Gamma O}H_{\text{ОХ}}}{G_{\text{ЕЦ}}C_{\text{P}}}\left(1 + \frac{1}{Fr^*}\right)$; C_{P} – удельная изобарная теплоемкость теплоносителя.

Решение (12), (13) имеет вид

$$\Delta\bar{T} = \exp(-A\bar{Z}). \quad (14)$$

Критерий завершенности теплообменных процессов

$$\Delta\bar{T}(\bar{Z}_0) = 0, \quad (15)$$

с температурой смеси

$$T_{\text{mix}} = T_{\Gamma}(\bar{Z}_0) = T_{\text{ОХ}}(\bar{Z}_0). \quad (16)$$

Основные результаты расчетов варьированием Fr^* при условиях завершенного гидродинамического перемешивания «горячего» и «холодного» потоков для опускных участков ВВЭР-1000 приведены на рис. 1, которые определяют три характерные области:

1 – область отсутствия условий термоудара на корпус реактора при

$$Fr^* < 0,1; \quad (17)$$

2 – переходная область термических нагрузок и потенциально возможного термоудара на корпус реактора при

$$0,1 \leq Fr^* < 10; \quad (18)$$

3 – область термоудара на корпус реактора

$$Fr^* \geq 10. \quad (19)$$

Для области 1 характерно относительно непродолжительное завершение теплообменных процессов с установлением температуры смеси,

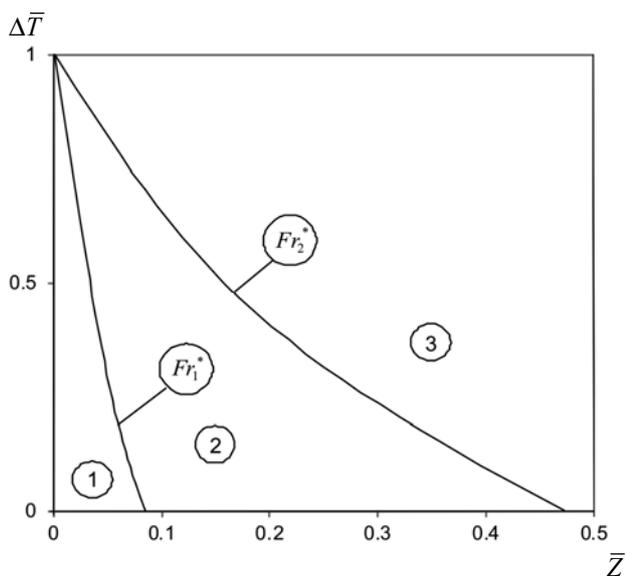


Рис. 1. Критерии зависимости теплообменных процессов в потоках опускного участка реактора при отсутствии стратифицированных режимов: 1 – область отсутствия термоудара на корпус реактора; 2 – переходная область термических нагрузок на корпус реактора; 3 – область термоудара на корпус реактора; $Fr_1^* = 0,1$; $Fr_2^* = 10$.

близкой к температуре «горячего» теплоносителя (отсутствие условий термоудара на корпус реактора).

Для области 3 характерно более продолжительное завершение теплообменных процессов с установлением температуры смеси, близкой к

температуре «холодного» теплоносителя (условия термоудара на корпус реактора вне зависимости от завершенности процессов гидродинамического перемешивания).

В переходной области 2 корпус реактора испытывает разные термические нагрузки в зависимости от расхода и температуры «холодного» теплоносителя, которые можно оценить консервативным соотношением условий завершенности процессов гидродинамического перемешивания

$$\Delta T = T_{KP} - T_{mix}(i_{mix}, P), \quad (20)$$

где P – давление в опускных участках реактора; i_{mix} определяется из уравнения (6).

Для этой области дополнительным условием возможного термоудара на корпус реактора может быть *прочностной критерий* (область 2 на рис. 1):

$$T_{KP} - T_{mix} \geq \Delta T_{пред} \{K_{II} \rightarrow 1\}, \quad (21)$$

где $\Delta T_{пред}$ – предельно допустимая термическая нагрузка, при которой происходит нарушение условий прочности корпуса реактора (область 2 на рис. 1).

Графическая иллюстрация выполнимости прочностного критерия при термоударе на корпус реактора приведена на рис. 2. Следует отметить, что предельно допустимые термические нагрузки зависят в том числе и от текущего срока эксплуатации реактора.

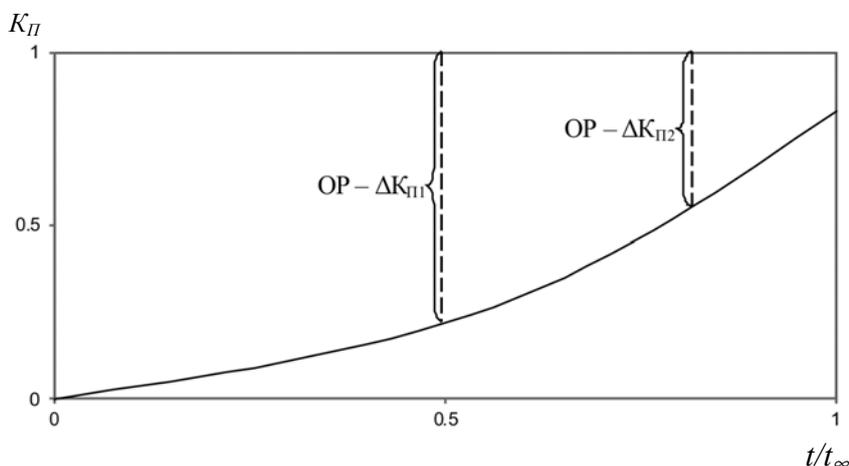


Рис. 2. Допустимые термические нагрузки на корпус реактора в зависимости от сроков эксплуатации (t_{∞} – проектный срок эксплуатации).

Результаты расчетного моделирования показали, что условия возникновения термоудара на корпус реактора существенно зависят от расхода подачи САОЗ, который определяется расходной характеристикой насосов и давлением в реакторе

$$G_{OX} = f(P). \quad (22)$$

В процессе аварий с «неплотным» реактор-

ным контуром давление теплоносителя в реакторе может существенно изменяться, а следовательно, будет меняться и расход G_{OX} . Поэтому возможны, например, ситуации, когда в начальные моменты аварии условия для возникновения термоудара на корпус реактора не выполняются, однако это может произойти в дальнейшем в зависимости от развития аварийной ситуации.

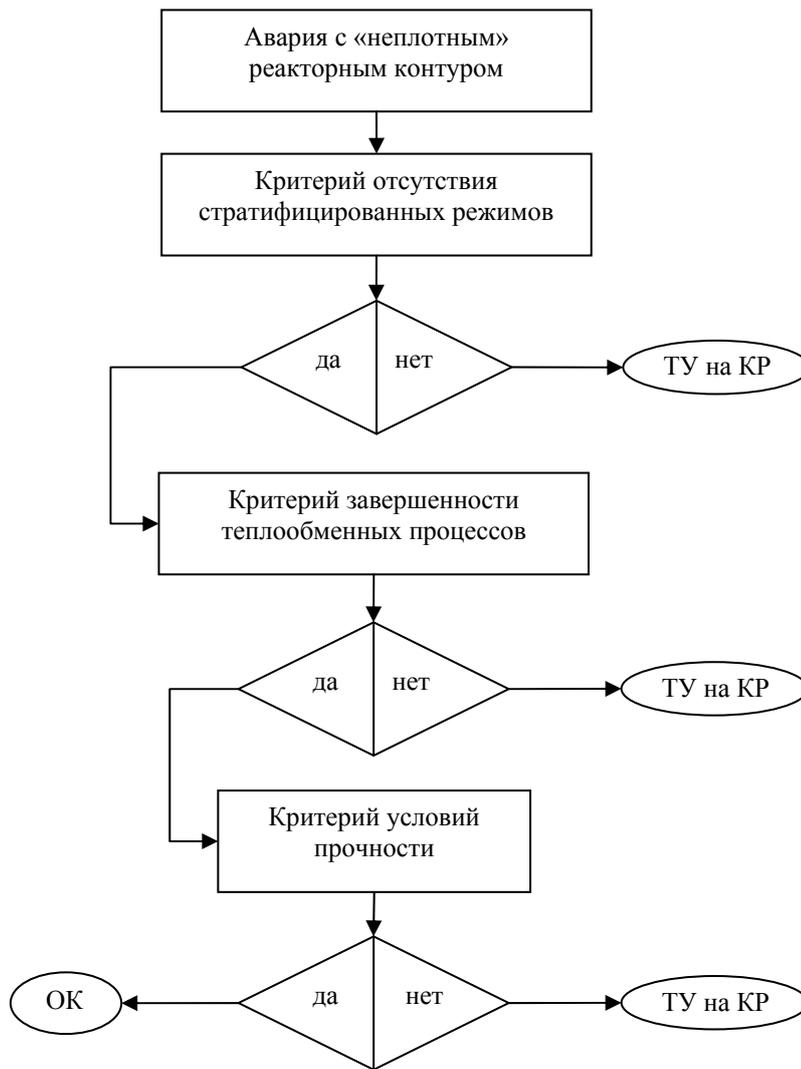


Рис. 3. Критериальный метод оценки условий термоудара на корпус реактора при авариях с «неплотным» реакторным контуром.

Предложенный подход позволяет сформулировать критериальный метод для оценки условий возникновения термоудара на корпус реактора (рис. 3), в котором консервативно предполагается, что термоудар на корпус реактора однозначно происходит при следующих обстоятельствах:

стратифицированных режимах в опускных участках;

незавершенности теплообменных процессов с относительно высоким $Fr^* \geq 10$;

невыполнимости условий прочности (область 2 на рис. 1) при промежуточных значениях термических нагрузок.

Представленный критериальный метод следует рассматривать как развитие «корреляционных» кодов (например, [9 - 11]). Основные отличия заключаются в том, что, кроме критериев условий возникновения стратифицированных режимов течения, учитываются условия незавершенности теплообменных процессов и влияние термических нагрузок на корпус реактора

при срабатывании САОЗ.

Применение детализированных теплогидродинамических кодов (типа RELAP, CATHARE, TRACE, ATHLET и т. п.) для моделирования условий возникновения термоудара на корпус реактора в опускном участке имеет ряд ограничений, среди которых можно выделить следующие [2]:

1) недостаточная обоснованность детализации нодализационных схем опускного участка для предотвращения «эффектов пользователей»;

2) недостаточное физическое соответствие и адекватность реальным условиям соотношений для моделирования межпоточного и межфазного взаимодействия в опускном участке, приводящее в конечном итоге к существенным дополнительным неопределенностям;

3) недостаточная обоснованность процедур валидации/верификации расчетных кодов.

Одним из основных направлений адаптации теплогидродинамических кодов для моделирования термоудара на корпус реактора является де-

тализация нодализационных схем для учета неравномерности поступления охлаждающей среды на корпус реактора. Однако для реализации такого подхода необходимы дополнительное обоснование независимости результатов расчетного моделирования от уровня детализации нодализационных схем, а также применимости расчетных соотношений для межпоточного и межфазного взаимодействия в опускном участке.

Недостаточная обоснованность процедур валидации/верификации расчетных средств моделирования термоудара на корпус реактора (например, [3]) связана со следующими положениями:

а) верификация расчетных кодов на экспериментальных стендах (в том числе «масштабных») проводится при отсутствии анализа условий теплогидродинамического подобия в экспериментальных и натуральных условиях [13];

б) валидация теплогидравлических кодов в

натурных условиях осуществляется в эксплуатационных режимах, не соответствующих термоудару на корпус реактора. Неадекватность реальным физическим процессам замыкающих соотношений (в том числе для описания межпоточного взаимодействия) определяет необоснованность экстраполяции результатов валидации в переходных режимах на натурные условия аварий с «неплотным» реакторным контуром [13].

Предложенный в этой работе критериальный метод основан также на упрощенных теплогидродинамических моделях, которые приводят к неопределенности результатов расчетного моделирования; однако основным преимуществом является консервативность подхода. Представленный критериальный метод может быть основой для внедрения *оперативной системы диагностики* термоудара на корпус реактора в режиме «online» реакторных установок с ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скалозубов В.И., Ключников А.А. Основы продления эксплуатации АЭС с ВВЭР. - Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. - 210 с.
2. Скалозубов В.И., Ключников А.А. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР. - Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. - 200 с.
3. Воробьев Ю.Ю., Носовский А.В. Теоретическое и экспериментальное моделирование теплогидравлических условий в опускном участке реактора применительно к задачам стратификации и перемешивания // Ядерная и радиационная безопасность. - 2012. - № 2 (54).
4. МАГАТЭ. Руководство по анализу термического удара для АЭС с реактором типа ВВЭР / IAEA-EBR-WWER-08. - Вена, 2008.
5. Tuomisto H. Thermal-hydraulics of the Loviisa Reactor Pressure Vessel Overcooling transients // Imatran Voima Oy, Research report IVO-A-01/87. - 1987.
6. Fluid Mixing and Flow Distribution in the Reactor Circuit (FLOMIX-R) // Annual Report 2004. Institute of Safety Research. Wissenschaftlich-technische Berichte FZR-420-2005.
7. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР. - Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2004.
8. International Comparative Assessment Study of Pressurized Thermal Shock in Reactor Pressure Vessels. NUREG/CR-6651 ORNL/TM-1999/231. - 1999.
9. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel. - IAEA - TECDOC - 1627 - 2010.
10. Flow Stagnation and Thermal Stratification in Single and Two-Phase Natural Circulation Loops. - Italy: ICTP, 2007.
11. Курносков М.М., Лапатин В.М., Стребнев Н.А. Теплогидравлические параметры зон перемешивания теплоносителя и воды САОЗ в РУ с ВВЭР при авариях с течью (сравнение известных методик и результатов расчетов по ним). - Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005. - (МНТК-2005).
12. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам. - 2-е изд. - М.: Энергоатомиздат, 1990. - 360 с.
13. Васильченко В.Н., Ким В.В., Скалозубов В.И. Моделирование аварий на ЯЭУ АЭС. - Одесса.: Резон 2000, 2002. - 466 с.

В. И. Скалозубов, Т. В. Габляя, И. Л. Козлов*, К. С. Лещотна

Институт проблем безпеки АЕС НАН України, Київ

** Одеський національний політехнічний університет, Одеса*

КРИТЕРІАЛЬНИЙ МЕТОД ОЦІНКИ УМОВ ВИНИКНЕННЯ ТЕРМОУДАРУ НА КОРПУС РЕАКТОРА

При подовженні термінів експлуатації атомних електростанцій основним питанням є обґрунтування можливості подовження термінів експлуатації корпусу реактора, що визначає економічну доцільність подальшої експлуатації енергоблока в цілому. Істотний вплив на залишковий ресурс корпусу реактора чинять термічні навантаження, у тому числі можливий термоудар при аваріях з «нешільним» реакторним контуром. У роботі розвинуто критериальні методи оцінки умов термоудару на корпус реактора, причому увага акцентується не на відо-

мих кореляційних підходах, а на додаткових критеріях, пов'язаних із завершеністю процесів теплообміну та умовами міцності металу корпусу реактора при термічних навантаженнях. Критеріальний метод, що пропонується, може бути основою для оперативної системи діагностики умов термоудару на корпус реактора при аваріях з «нешільним» реакторним контуром.

Ключові слова: термоудар, термічні навантаження, корпус реактора, теплообмін, міцність.

V. I. Skalozubov, T. V. Gablaia, I. L. Kozlov*, E. S. Leshotnaya

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv

** Odesa National Polytechnic University, Odesa*

DIMENSIONLESS METHOD OF ASSESSING THE CONDITIONS OF THERMAL SHOCK TO THE REACTOR VESSEL

During the prolongation of the terms of the nuclear power plants operation the main issue is the substantiation of the possibility of the terms of the reactor vessel operation, which determines the economic necessity to continue operating the unit as a whole. Significant effect on the residual life of the reactor pressure vessel is to commit thermal loads, including thermal shock in case of the accident with leaky reactor circuit. The dimensionless method is developed concerning the rating conditions of the thermal shock to reactor vessels. Moreover, the attention is focused not on the known correlation approaches, but on the additional criteria, related to the completeness of the heat transfer and terms strength of metal under thermal loading. Proposed methods can be the basic for the rapid diagnosis of the conditions of thermal shock to reactor in the accidents with leaky reactor circuit.

Keywords: shock, thermal loads, reactor, heat, strength.

REFERENCES

1. *Skalozubov V.I., Klyuchnikov A.A.* Basics of extending operation of NPPs with VVER. - Chornobyl: ISP NPP NASU, 2010. - 210 p. (Rus)
2. *Skalozubov V.I., Klyuchnikov A.A.* Scientific and technical basis for improving the safety measures of NPPs with VVER. - Chornobyl: ISP NPP NASU, 2010. - 200 p. (Rus)
3. *Vorob'ev Yu.Yu., Nosovskij A.V.* // *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost.* - 2012. – No. 2 (54). (Rus)
4. *IAEA.* Guidance on the analysis of thermal shock for NPP with VVER / IAEA-EBR-WWER-08. - Vienna, 2008. (Rus)
5. *Tuomisto H.* Thermal-hydraulics of the Loviisa Reactor Pressure Vessel Overcooling transients // *Imatran Voima Oy, Research report IVO-A-01/87.* - 1987.
6. *Fluid Mixing and Flow Distribution in the Reactor Circuit (FLOMIX-R)* // Annual Report 2004. Institute of Safety Research. Wissenschaftlich-technische Berichte FZR-420-2005.
7. *Logvinov S.A., Bezrukov Yu.A., Dragunov Yu.G.* Experimental study of thermal-hydraulic reliability of the VVER. - Podol'sk: FGUP OKB "Gidropress", 2004. (Rus)
8. *International Comparative Assessment Study of Pressurized Thermal Shock in Reactor Pressure Vessels.* NUREG/CR-6651 ORNL/TM-1999/231. - 1999.
9. *Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel.* - IAEA - TECDOC - 1627 - 2010.
10. *Flow Stagnation and Thermal Stratification in Single and Two-Phase Natural Circulation Loops.* - Italy: ICTP, 2007.
11. *Kurnosov M.M., Lapatin V.M., Strebnev N.A.* Thermal-hydraulic parameters of coolant mixing zones and water of ECCS in RA with VVER during leak accidents (comparison of known techniques and calculation results on them). - Podol'sk: FGUP OKB «Gidropress», 2005. - (MNTK-2005). (Rus)
12. *Kirillov P.L., Yur'ev Yu.S., Bobkov V.P.* Handbook of thermal-hydraulic calculations. - 2-nd ed. - Moskva: Energoatomizdat, 1990. - 360 p. (Rus)
13. *Vasil'chenko V.N., Kim V.V., Skalozubov V.I.* Modeling of accidents at nuclear power units of NPP. - Odessa.: Rezon 2000, 2002. - 466 p. (Rus)

Надійшла 26.11.2013

Received 26.11.2013