

**Н. М. Фиалко<sup>1</sup>, Г. И. Шараевский<sup>1</sup>, С. В. Бабак<sup>2</sup>, Н. И. Шараевская<sup>1</sup>**

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

<sup>2</sup> *ГП «Научно-технический центр новейших технологий» НАН Украины, пер. Машиностроительный, 28, Киев, 03067, Украина*

## **АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ НА ОСНОВЕ СОВРЕМЕННЫХ ВЕРСИЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ КОДОВ**

Рассмотрены актуальные проблемы обеспечения надежности результатов математического компьютерного моделирования штатных, переходных и аварийных режимов эксплуатации водоохлаждаемых реакторов. Особое внимание уделено реализации этих численных расчетов, которые касаются определения теплофизических параметров безопасности активных зон водоохлаждаемых ядерных реакторов. Проанализированы проблемные аспекты качества результатов вычислений параметров безопасности реакторных установок, которые обеспечиваются на основе применения современных версий теплогидравлических кодов улучшенной оценки. Выполнена оценка физической адекватности ряда определяющих физических моделей, а также соответствующих расчетных соотношений, которые описывают условия возникновения кризиса теплоотдачи при кипении теплоносителя на поверхности тепловыделяющих элементов. В этой связи сформулированы проблемы получения адекватных расчетных соотношений по критическим тепловым потокам, а также других экспериментальных корреляций, которые применяются для замыкания основной системы дифференциальных уравнений в современных версиях теплогидравлических кодов. Рассмотрены функциональные ограничения, которые присущи указанным кодам, а также сформулированы основные направления совершенствования этих программных средств.

*Ключевые слова: водоохлаждаемые реакторы, параметры безопасности, теплогидравлические коды.*

В многоплановой проблеме обеспечения эксплуатационной безопасности ядерных энергоблоков АЭС комплекс актуальных вопросов надежного определения ряда важнейших теплогидравлических (ТГ) параметров активных зон (АкЗ) водоохлаждаемых ядерных реакторов (ВОЯР) занимает особое место. Как известно [1 - 3 и др.], идеологическую и программно-алгоритмическую основу расчетного обеспечения безопасности АкЗ ВОЯР в настоящее время составляет компьютерное математическое моделирование, применяемое для анализа штатных, переходных и аварийных режимов. Используемые в этих системах теплогидравлические расчетные коды (ТГРК) по существу являются важнейшим, а в некоторых случаях и единственным, средством обоснования безопасности действующих и проектируемых объектов атомной энергетики. Постоянное повышение требований к качеству такого обоснования, в свою очередь, вызывает необходимость непрерывного совершенствования физико-математического обеспечения и программных средств, используемых для моделирования теплогидравлических процессов (ТГП).

В 70 - 80-е годы прошлого столетия интенсивно разрабатывались комплексные расчетные компьютерные программы (так называемые системные ТГРК улучшенной оценки), выгодно отличающиеся от своих предшественников как широтой охвата моделируемого оборудования, так и совершенством, а также и физической обоснованностью реализованных в них физико-математических моделей. К числу таких, наиболее известных зарубежных ТГРК нового поколения, предназначенных для комплексного анализа переходных и аварийных режимов реакторных установок (РУ), следует отнести TRAC, RELAP5 (США), CATHARE (Франция), ATHLET (Германия), APROS (Финляндия), THYDE (Япония), CATHENA (Канада).

В начале 90-х годов в рамках международной программы ICAP (International Code Assessment Program) отечественным специалистам был открыт доступ к лучшим разработкам зарубежных ТГРК. Тогда же при РНЦ «Курчатовский институт» был организован клуб «Термокод». Активное использование зарубежных ТГРК в России, Украине и других республиках бывшего СССР было обусловлено общим состоянием дел с программным обеспечением расчетов динамики РУ в отечественных научно-исследовательских и проектных организациях. Так, к настоящему времени аттестовано лишь несколько отечественных расчетных программ, предназначенных для комплексного анализа ТГП в РУ, а именно: РАСНАР и УРОВЕНЬ/МБ-3 (разработчик - ОКБМ, г. Нижний Новгород), ТРАП (разработчик - ОКБ «Гидропресс», г. Подольск), РАДУГА (разработчик - АЭП, г. Москва). Вместе с тем все эти программы, начало разработки которых было положено в 60 - 80-е годы, по уровню физико-мате-

© Н. М. Фиалко, Г. И. Шараевский, С. В. Бабак, Н. И. Шараевская, 2014

математических моделей и реализованным в них интерфейсам отражают возможности вычислительной техники, которая имела в то время. Кроме того, они ориентированы (по области применения) на расчет динамики некоторых конкретных типов реакторов и уступают при этом по своим технологическим и функциональным возможностям зарубежным ТГРК улучшенной оценки.

Проблема создания ТГРК улучшенной оценки становится все более острой не только по причине необходимости обеспечения технологической независимости отечественной атомной энергетики, но и актуализирована требованиями решения таких актуальных практических задач, как неизбежность совершенствования и продления срока эксплуатации действующих энергоблоков в связи с исчерпанием ими проектного ресурса и требованиями разработки проектов АЭС нового поколения с развитыми пассивными системами безопасности. Комплексное решение этих неотложных задач требует углубленного расчетного анализа штатных и переходных режимов, проектных и запроектных аварий АЭС и, соответственно, создания новых, адекватных поставленным целям, ТГРК.

В 90-е годы благодаря бурному развитию новых компьютерных технологий, а также накопленным знаниям в области математического моделирования ТГП сложились объективные предпосылки для создания ТГРК нового поколения, предназначенных для комплексного моделирования динамики современных РУ АЭС. Работы по созданию ТГРК, базирующихся на наиболее совершенных физико-математических моделях, были начаты в ряде организаций России и Украины. К числу разработанных в них ТГРК нового поколения следует отнести: БАГИРА (ВНИИАЭС, г. Москва), РАТЕГ (ВНИИЭФ, г. Саров), КОРСАР (НИТИ, г. Сосновый Бор), SERPENT (РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва).

Отличительными особенностями ТГРК нового поколения в первую очередь являются: расширение номенклатуры и эксплуатационных условий моделируемого оборудования; более совершенные физико-математические модели и численные методы; архитектура функционального наполнения; современные интерфейсы и др., всеобъемлющие данные по их верификации, а также опыт практического использования этих программных продуктов. Так, при выборе и обосновании замыкающих соотношений для физико-математических теплогидравлических моделей уровень обоснованности этих моделей и корреляций в расчетных кодах требует в первую очередь их локальной верификации, т.е. сопоставления результатов расчета соответствующих физических моделей с экспериментальными данными.

Наиболее актуальными проблемами математического моделирования динамики двухфазных потоков в этой связи следует считать: определение границ перехода между режимами течения (устойчивость численной схемы уравнений, динамика поверхности межфазного взаимодействия, роль препятствий в каналах в формировании структуры потоков и др.); коллекторные эффекты (пространственность распределения параметров, стратификационные явления); гистерезисные эффекты; кризис теплоотдачи при кипении теплоносителя в каналах; закритический теплообмен, (включая теплообмен на фронте смачивания при повторном заливе); явление «захлебывания» при встречном движении фаз; динамический захват и унос жидкой фазы паром в режимах вертикальной стратификации.

На основе критического анализа отечественного и зарубежного опыта представляется необходимым сформулировать следующие основные требования к системным программным комплексам ТГРК нового поколения: ориентация на наиболее совершенные физико-математические модели; адекватное моделирование физических процессов, надежность и отказоустойчивость в работе (достигаемые за счет всесторонней верификации и тестирования расчетного кода); модульная структура функционального наполнения; возможность решения задач в режиме гибкой топологии; переносимость; интегрируемость; документируемость; эргономичный интерфейс, наличие средств контроля действий пользователя.

Кроме того, методология расчетного анализа и прогноза ТГП должна дополнительно учитывать ряд принципиальных обстоятельств. К числу важнейших из них прежде всего следует отнести: сложность рассматриваемых явлений и отсутствие единых представлений относительно физических особенностей протекания и развития в первую очередь кризиса теплоотдачи, начала кипения теплоносителя, высокочастотной колебательной неустойчивости. Должны быть учтены также особенности протекания этих процессов в сложных условиях реальных АкЗ, которые характеризуются нестационарностью, возможными глубокими возмущениями режимных параметров (имеются в виду динамические изменения давления, температуры, массовой скорости и т.п.); сложностью геометрических форм теплообменных устройств, наличием фазовых переходов и межфазных взаимодействий; взаимным влиянием комплекса процессов различной физической природы; недостаточной изученностью ряда интегральных и локальных характеристик ТГП в стационарных и нестационарных режимах экс-

плуатации; тенденцией перехода к использованию в теплогидравлических расчетах ряда локальных параметров вместо среднеинтегральных (последнее требует знания детальных распределений скорости и температуры по сечению потока и поверхности теплообмена); необходимостью комплексного анализа ТГП в ВОЯР в динамике с учетом того фактора, что условия и характер протекания физических процессов определяются также и предысторией их развития.

Согласно фундаментальным принципам безопасности ядерных энергоустановок (ЯЭУ) (см., например, [1, 4]), повреждение оболочки ТВЭЛ вследствие неконтролируемого перехода процесса теплоотдачи на его поверхности к кризису кипения приводит к ее разрушению и устранению одного из основных физических барьеров, препятствующих выходу высокорadioактивных продуктов деления в теплоноситель. Характеризуя кризис теплоотдачи при кипении теплоносителя на поверхности ТВЭЛ как физическое явление, необходимо отметить следующее. Известно [5 - 7], что увеличение плотности теплового потока на охлаждаемой кипящей жидкостью теплоотдающей поверхности при определенных условиях может приводить к резкому возрастанию ее температуры, следствием которого обычно является пережог и разрушение этой поверхности. В теплофизике это аварийное явление получило название кризиса теплоотдачи при кипении, а его интегральная характеристика – плотность теплового потока, при которой наблюдается указанный внезапный рост температуры кипящей поверхности, – обозначается как критическая плотность, или КТП. Определяющим в физике кризиса теплоотдачи является факт радикального изменения механизма кипения при достижении величины КТП на теплоотдающей поверхности. Так, например, при реализации процесса фазового перехода в наиболее простых условиях (при пузырьковом кипении жидкости в большом объеме) кризис теплоотдачи обусловлен изменением механизма процесса теплоотдачи при переходе теплоотдающей поверхности от режима пузырькового кипения к пленочному, причем согласно установившейся терминологии, этот переход соответствует кризису теплоотдачи 1-го рода - верхнему пределу форсировки процесса теплоотдачи при пузырьковом кипении.

Вместе с тем даже для случая кипения жидкости при ее свободном движении в большом объеме механизм кризиса теплоотдачи вплоть до настоящего времени ясен еще далеко не полностью. Действительно, даже теперь, по прошествии почти восьми десятилетий после начала систематических исследований КТП, налицо не только очевидный дефицит надежной информации о физике кризисных явлений в области тепловых потоков, непосредственно предшествующих КТП, но также имеет место существенная противоречивость современных модельных представлений о механизме кризиса теплоотдачи при кипении. Так, согласно получившей широкое распространение гидродинамической теории кризиса теплоотдачи 1-го рода, которая более полувека назад была предложена С. С. Кутателадзе, этот аварийный ТГП обусловлен только гидродинамическими факторами, а именно потерей устойчивости двухфазного пристенного слоя теплоносителя, кипящего в пузырьковом режиме на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ. Согласно соответствующей физической модели, потеря гидродинамической устойчивости этого слоя, а также последующий переход пузырькового кипения в его пленочный режим происходят практически мгновенно. В соответствии с таким гидродинамическим модельным переходом структура двухфазного пристенного слоя теплоносителя, который кипит в пузырьковом режиме на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ, качественных изменений своей структуры непосредственно перед кризисом не претерпевает.

Иными словами, ввиду того, что качественные структурные изменения двухфазного пристенного слоя в предкризисной области, согласно постулатам гидродинамической теории, не имеют места, а потеря устойчивости этого слоя происходит внезапно и скачкообразно, надежное прогнозирование кризиса теплоотдачи 1-го рода в ВОЯР на основе ТГРК эффективно не может быть обеспечено. Вместе с тем при анализе адекватности этой физической модели необходимо учитывать также и тот факт, что экспериментальные данные ряда исследователей находятся в полном противоречии с постулатами указанной гидродинамической теории кризисных явлений.

Так, в соответствии с физической моделью кризиса теплоотдачи 1-го рода, предложенной Г. Н. Кружилиным, а также с позиций близких к ней представлений об этом явлении школы В. И. Толубинского, ряда американских исследователей и школы Д. А. Лабунцова, возникновение и развитие кризиса теплоотдачи в двухфазном пристенном слое кипящего на поверхности ТВЭЛ теплоносителя сопровождается последовательной структурной перестройкой этого слоя. Следует подчеркнуть, что указанная перестройка происходит не скачкообразно, как это постулируется гидродинамической моделью кризиса теплоотдачи, а реализуется на теплоотдающей поверхности перманентно, т.е. по мере увеличения плотности центров парообразования. Использование экспериментально подтвержденных модельных представлений о структурной динамике кипящей поверхности в процессе ее насыщения

центрами парообразования обеспечивает достаточные физические предпосылки для следующего важного утверждения. В соответствии с данными работ [1, 8] потенциально опасные для герметичности ТВЭЛ начальные фазы реструктуризации двухфазного пристенного слоя в области верхней границы пузырькового режима кипения, предшествующие возникновению устойчивых паровых пленок на теплоотдающей поверхности и наступлению кризиса теплоотдачи 1-го рода, могут быть не только надежно рассчитаны на основе адекватных моделей кризиса теплоотдачи и соответствующих расчетных корреляций, включенных в перспективные ТГРК, но также обнаружены создаваемыми диагностическими средствами с использованием эффективных топологий искусственных нейронных сетей. Вполне очевидно, что для создания таких перспективных диагностических средств нового поколения необходима разработка принципиально новых методик контроля двухфазных потоков на основе бесконтактных шумовых диагностических средств. Изложенное позволяет заключить, что фундаментальные вопросы физики кризиса теплоотдачи – важнейшей теплофизической проблемы, которая определяющим образом влияет на реализацию безопасной, надежной и экономичной эксплуатации АЭС, – тесно взаимосвязаны также и с требованием разработки качественно новых физико-математических моделей условий перехода к начальным фазам пленочного кипения на поверхности ТВЭЛ. Естественно, что прогресс в создании указанных физико-математических моделей непосредственно определяет возможность разработки высокоэффективных ТГРК нового поколения.

В настоящее время, как и при создании первых образцов энергетических ВОЯР более полувека назад, расчетные эмпирические зависимости для определения КТП, полученные по результатам экспериментальных исследований кризисов теплоотдачи в условиях теплогидравлических стендов, продолжают оставаться единственным источником информации об этом сложном, многоплановом и вероятностном аварийном процессе. Наличие таких расчетных корреляций для оценок КТП в ТВС является необходимым условием качественного выполнения разработчиками РУ теплогидравлического расчета АкЗ ЯР при создании новых образцов ЯЭУ. Вместе с тем в силу ряда факторов указанные эмпирические расчетные зависимости для определения КТП, полученные различными авторами, различаются не только количественно, но и качественно. В числе указанных факторов не только отмечены выше различия в подходах к оценке природы самого кризиса теплоотдачи как физического явления, но также и имеющие место отличия в методике фиксации кризисных явлений различными авторами в экспериментальных парогенерирующих каналах (ПК) с тепловыми имитаторами ТВЭЛ, но также и конструктивные особенности парка имеющихся теплогидравлических стендов и различия в методике обработки экспериментальных данных.

За прошедшие десятилетия исследователями в различных странах мира, включая и украинскую теплофизическую школу, накоплены представительные массивы данных экспериментов по КТП, полученные в ПК различной геометрии, а также в широком диапазоне режимных параметров процесса теплообмена. Эффективному использованию соответствующих эмпирических корреляций для получения оценок КТП при конструкторских расчетах АкЗ, а также для оперативного контроля располагаемого запаса до наступления кризиса теплоотдачи в процессе эксплуатации ВОЯР препятствует ряд объективных обстоятельств. В их числе следует отметить, например, отсутствие достоверной информации по ряду определяющих значений режимных и, в особенности, локальных параметров процесса теплоотдачи в тепловыделяющих сборках (ТВС), без которых надежная оценка располагаемого запаса по КТП на поверхности ТВЭЛ не может быть получена. Такова, в частности, недоступная в настоящее время для средств оперативного контроля АкЗ информация о фактическом распределении массовой скорости теплоносителя и его энтальпии в теплогидравлических ячейках ТВС, без сведений о которых надежный расчет КТП в условиях имеющей место теплогидравлической неравноценности этих ячеек не может быть выполнен. Таким образом, известные расчетные соотношения для определения КТП в большинстве случаев не могут быть эффективно использованы для оценки реальных эксплуатационных теплогидравлических режимов эксплуатации АкЗ ВОЯР. Наиболее продуктивным направлением при решении этой проблемы следует считать не только разработку вышеуказанных физико-математических моделей кризиса теплоотдачи в комплексе с получением адекватных расчетных корреляций для ТГРК, но также и разработку новых методов оперативной диагностики предаварийных и аномальных режимов генерации паровой фазы, предоставляющих информацию, необходимую для надежных оперативных расчетов докризисного запаса мощности при эксплуатации ВОЯР.

Действительно, решение задач диагностики ТГП в АкЗ ВОЯР тесно взаимосвязано с актуальными проблемами верификации расчетных ТГРК нового поколения, таких как RELAP-5, TRAC (США), ATHLET (Германия), THYDE (Япония), CORSAR (Россия), CATHARE (Франция), CATHE-

НА (Канада), которые в настоящее время повсеместно стали рассматриваться в качестве основного инструментального средства обоснования безопасности современных АЭС. В этой связи наиболее сложной и актуальной (в комплексе подлежащих неотложному решению указанных проблемных задач) следует считать проблему локальной верификации ряда базовых корреляций, без которых получение основополагающего компонента современных ТГРК, а именно замыкающих соотношений этих кодов принципиально не может быть обеспечено. К числу указанных корреляций в первую очередь следует отнести: расчетные соотношения для определения начала кипения на поверхности ТВЭЛ; оценку достоверности используемых в этих кодах карт режимов течения двухфазного парожидкостного потока теплоносителя; эмпирические зависимости для расчета КТП в стержневых сборках ТВЭЛ с неравноценными в теплогидравлическом отношении ячейками этих сборок и др.

Так, расчеты кризисов теплоотдачи в каналах ВОЯР во всех версиях наиболее совершенных зарубежных ТГРК – RELAP, TRAC, ATHLET и др. – до настоящего времени безальтернативно реализуются на основе эмпирических соотношений, полученных в экспериментах только с цилиндрическими каналами. Согласно известным оценкам [1, 8], это обстоятельство предопределяет получение существенно завышенных расчетных данных по КТП, особенно в диапазоне пониженных аварийных давлений. Следует отметить, что широко используемая в настоящее время версия кода RELAP-5/MOD3, несмотря на предпринятые разработчиками значительные усовершенствования расчета КТП в сборках ТВЭЛ, предусматривает использование достаточно ограниченного массива экспериментальных данных по кризису теплоотдачи. Необходимо подчеркнуть, что эти данные были получены зарубежными исследователями в экспериментах с трубами внутреннего диаметра 0,008 м. В настоящее время специалистам стало уже очевидно, что для отечественных ЯЭУ с реакторами ВВЭР указанные зарубежные программные комплексы следует применять со значительной осторожностью, так как они дают существенно завышенные значения КТП применительно к условиям динамики развития МПА. Кроме того, применяемые в указанных кодах эмпирические расчетные зависимости по КТП не всегда корректно описывают реальные экспериментальные данные даже для зарубежных ТВС с квадратной решеткой, не говоря уже о сборках ТВЭЛ с гексагональной геометрией, характерной для отечественных РУ. Кроме того, следует также подчеркнуть, что ни одна из известных версий современных ТГРК не позволяет оценить возможность возникновения термоакустической, а также некоторых других видов колебательной неустойчивости двухфазного парожидкостного потока в ТВС ВОЯР применительно к конкретным условиям эксплуатации РУ.

В этой связи следует подчеркнуть, что исследования термоакустической неустойчивости (ТАН) в ПК в условиях вынужденного движения теплоносителя, выполненные за последние три десятилетия, убедительно показали, что процесс кипения на теплоотдающей поверхности при определенных условиях способен сопровождаться интенсивными полигармоническими колебаниями давления двухфазного потока в звуковом диапазоне частот. Необходимо отметить, что амплитуды этих колебаний могут достигать значений, составляющих 100 % и более от величины статического давления теплоносителя в канале, и являться непосредственной причиной разрушения теплоотдающей поверхности.

В настоящее время проблема внезапного (для оперативного персонала ВОЯР) возникновения таких колебаний в ТВС рассматривается специалистами в качестве одного из главных лимитирующих факторов, которые ограничивают форсирование мощности и создание новых типов кипящих теплообменных устройств, АкЗ. Вместе с тем необходимо констатировать, что ТАН двухфазных диатомных парожидкостных потоков продолжает оставаться одним из наименее изученных и весьма специфичных видов колебательной неустойчивости в ПК.

Наряду с проблемой расчетного определения ТАН в полной мере изложенное следует отнести также и к проблемной задаче оперативного обнаружения этого вида неустойчивости в ТВС ВОЯР, для которых этот вид колебательных процессов представляет прямую угрозу, вследствие опасности разрушения оболочек ТВЭЛ. Необходимо подчеркнуть, что существующими техническими средствами оперативного контроля технологических процессов в АкЗ ЯР, включая СВРК, СПО и другие подсистемы АСУ ТП АЭС, указанные потенциально опасные колебательные режимы теплоносителя в реакторных каналах принципиально не могут быть обнаружены. Кроме того, заслуживает внимания также и то обстоятельство, что физический механизм возникновения ТАН, несмотря на выполненные в этом направлении до настоящего времени исследования, продолжает оставаться в значительной мере не раскрытым. Таким образом, в дополнение к вышерассмотренной проблематике совершенствования современных ТГРК необходимо констатировать, что к числу актуальных проблем повышения теплогидравлической надежности водоохлаждаемых энергетических РУ следует также отнести:

установлення фізичного механізму ТАН во взаємозв'язку з параметрами руйнування оболонок ТВЭЛ при виникненні коливань в ПК; визначення впливу режимних параметрів теплообміну на умови виникнення і спектральну структуру цих коливань, а також розробку методів раннього автоматичного виявлення ТАН безпосередньо в АкЗ ВОЯР.

Закладаючи викладене, необхідно, таким чином, підкреслити, що сформульовані в цій статті актуальні проблемні завдання підвищення експлуатаційної безпеки АЕС на основі надійного рахункового визначення теплофізичних параметрів безпеки ВОЯР з використанням новітніх розробок ефективних ТГРК диктують необхідність виконання широкого фронту конкретизованих вище неотложних теоретичних, експериментальних і експериментально-конструкторських робіт в області реакторної теплофізики. Слід відзначити також і той факт, що значимість вказаних проблемних завдань, а також роль, яку вони грають в комплексній проблемі забезпечення експлуатаційної безпеки ядерних енергоблоків дозволяє розраховувати на те, що при забезпеченні всесторонньої державної підтримки профільних інститутів НАН України їх рішення може бути забезпечено.

#### СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Теплофізика безпеки атомних електростанцій: монографія* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 484 с.
2. *Теплофізика аварій ядерних реакторів: монографія* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. - 528 с.
3. *Теплофізика пошкоджень реакторних установок: монографія* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. - 528 с.
4. *Ядерные реакторы повышенной безопасности. Анализ концептуальных разработок* / В. М. Новиков. И. С. Смирнов, П. Н. Алексеев и др. - М.: Энергоатомиздат, 1993. - 384 с.
5. *Толубинский В. И.* Теплообмен при кипении. - К.: Наук. думка, 1980. - 315 с.
6. *Кутателадзе С. С.* Основы теории теплообмена. - М.: Атомиздат, 1979. - 416 с.
7. *Делайе Дж., Гюо М., Ритмюллер М.* Теплообмен и гидродинамика двухфазных потоков в атомной и тепловой энергетике: Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1984. - 424 с.
8. *Шараевський І. Г.* Розпізнавання перед аварійних теплогідролічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис. ... докт. техн. наук. - К.: ІПБ АЕС НАН України, 2010. - 48 с.

**Н. М. Фіалко<sup>1</sup>, Г. І. Шарасівський<sup>1</sup>, С. В. Бабак<sup>2</sup>, Н. І. Шарасівська<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корпус 106, Київ, 03028, Україна

<sup>2</sup> ДП «Науково-технічний центр новітніх технологій» НАН України, пров. Машинобудівний, 28, Київ, 03067, Україна

#### АКТУАЛЬНІ ПРОБЛЕМИ РОЗРАХУНКОВОГО ВИЗНАЧЕННЯ ПАРАМЕТРІВ БЕЗПЕКИ ВОДООХОЛОДЖУВАНИХ РЕАКТОРІВ НА ОСНОВІ СУЧАСНИХ ВЕРСІЙ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ КОДІВ

Розглянуто актуальні проблеми забезпечення надійності результатів математичного комп'ютерного моделювання режимів експлуатації водоохолоджуваних ядерних реакторів. Головну увагу приділено методології визначення теплофізичних параметрів безпеки активних зон реакторних установок на основі використання сучасних теплогідролічних кодів. Виконано аналіз адекватності фізичних моделей виникнення кризи тепловіддачі, а також розрахункових кореляцій, що використовуються у цих комп'ютерних програмах для визначення умов виникнення цього аварійного процесу. Розглянуто основні напрямки вдосконалення сучасних теплогідролічних кодів з метою підвищення надійності визначення теплофізичних параметрів безпеки водоохолоджуваних ядерних реакторів.

*Ключові слова:* водоохолоджувані реактори, параметри безпеки, теплогідролічні коди.

**N. M. Fialko<sup>1</sup>, G. I. Sharaevsky<sup>1</sup>, S. V. Babak<sup>2</sup>, N. I. Sharaevskaya<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Kirova str., 36a, Chornobyl, 07270, Ukraine

<sup>2</sup> Government enterprise "Scientific-technical center of high technologies" NAS of Ukraine, Mashinobudivny side str, 28, Kyiv, 03067, Ukraine

#### THE ACTUAL PROBLEMS OF CALCULATION OF THE PARAMETERS OF SAFETY OF WATER COOLED REACTORS BASED ON MODERN VERSIONS OF THERMAL-HYDRAULIC CODES

The article discusses the current problems of ensure reliability of results of mathematical computer simulation of modes of operation of water-cooled nuclear reactors. The main focus devoted on the methodology for determining

the technological security settings active zones reactor plants using modern thermal-hydraulic codes. An analysis was performed of the adequacy of the physical models of burnout, as well as the calculated correlations that used in these computer programs to determine the conditions of this emergency process. In this article examined the basic directions of perfection of the modern thermal-hydraulic codes to improve the reliability of determination of thermophysical parameters of safety the water-cooled nuclear reactors.

*Keywords:* water-cooled reactors, parameters of safety, heat-hydraulic codes.

#### REFERENCES

1. *Thermophysics of Nuclear Power Plants Safety: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2010. - 484 p. (Rus)
2. *Thermophysics of Nuclear Reactors Damages: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2012. - 528 p. (Rus)
3. *Thermophysics of Nuclear Reactors Defects: monography* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: NAS of Ukraine, Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 2013. - 528 p. (Rus)
4. *Nuclear reactors of advanced security. Analysis of conceptual designs* / V. M. Novikov, I. S. Smirnov, P. N. Alekseev et al. - Moskva: Energoatomizdat, 1993. - 384 p. (Rus)
5. *Tolubinsky V. I. Boiling heat transfer.* – Kyiv: Naukova dumka, 1980. - 315 p. (Rus)
6. *Kutateladze S. S. Fundamentals of the heat transfer theory.* - Moskva: Atomizdat, 1979. - 416 p. (Rus)
7. *Delays J., Gio M., Ritmuller M. Heat Transfer and Hydrodynamic of two-phase flows in the nuclear end Heat Power.* Transl. from Eng. - Moskva: Energoatomizdat, 1984. - 424 p. (Rus)
8. *Sharaevsky I. G. Recognition of pre-demand heat-hydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors: authoref. ... Doctor. Sc.* - Kyiv: ISP NPP National Academy of Sciences of Ukraine, 2010. - 48 p. (Ukr)

Надійшла 08.01.2014

Received 08.01.2014