

**И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, А. В. Носовский, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский**

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

## **ПРОБЛЕМЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ КОДОВ**

Выполнен анализ современного состояния исследований и разработок в области создания теплогидравлических расчетных кодов. Проанализирован опыт создания отечественных и зарубежных версий наиболее совершенных версий кодов улучшенной оценки. Значительное внимание уделено проблемам расчетного определения критических тепловых потоков в каналах ядерных реакторов. Рассмотрены проблемные вопросы обеспечения теплогидравлической надежности парогенерирующих каналов в условиях термоакустических колебаний.

*Ключевые слова:* компьютерные теплогидравлические коды, коды улучшенной оценки, термоакустические колебания, парогенерирующие каналы.

История атомной энергетики неопровержимо свидетельствует о том, что недостаток знаний в области теплообмена и гидродинамики двухфазных парожидкостных потоков в реакторных каналах в подавляющем большинстве случаев является непосредственной причиной возникновения и развития тяжелых аварий на АЭС. Не является исключением и Чернобыльская катастрофа. В настоящее время можно считать окончательно установленным [1], что исходным событием, которое инициировало последовавший за ним аварийный переходный процесс, стало именно неконтролируемое штатными техническими средствами систем внутриреакторного контроля, не предусмотренное на этапе проектирования исполнительных органов систем управления и защиты и в силу этих объективных причин неизвестное оперативному персоналу энергоблока начало генерации паровой фазы в нижней части активной зоны (АкЗ) реактора РБМК-1000. Это событие произошло в течение первых пяти секунд с момента начала движения поглощающих стержней при срабатывании аварийной защиты АЗ-5, задействованной с целью останова ядерного реактора (ЯР). Результатом последовавшего за вскипанием теплоносителя переходного процесса, как известно, явился разгон реактора на мгновенных нейтронах, кризис теплоотдачи 2-го рода на поверхности ТВЭЛ, парациркониевая реакция, разрушение всего реакторного отделения и значительное радиационное загрязнение больших территорий.

Известно, что реакторные установки (РУ) типа РБМК, в особенности первого поколения (как на энергоблоке № 4 ЧАЭС), характеризуются высоким значением положительного парового коэффициента реактивности (до  $5\beta_{эф}$ ), недопустимым с точки зрения обеспечения ядерной безопасности. Известно также, что непосредственно перед аварией на энергоблоке № 4 его РУ находилась в нерегламентном, причем чрезвычайно уязвимом для ее безопасности состоянии. Это состояние характеризовалось: а) недостаточным оперативным запасом реактивности, составлявшим 8 стержней вместо минимально допустимых 30; б) близким к нулевому входным недогревом теплоносителя, что благоприятствовало его быстрому вскипанию при перемещении в нижнюю часть АкЗ графитовых вытеснителей стержней систем управления и защиты; в) потенциально опасным для РБМК низким уровнем тепловой мощности (6 - 7 % от номинала).

Следует подчеркнуть, что именно не предусмотренный регламентом эксплуатации предаварийный теплофизический процесс в РУ (начало кипения теплоносителя при срабатывании АЗ-5), в сочетании с неблагоприятными ядерно-физическими условиями и эксплуатационными характеристиками РБМК-1000, стал исходным событием наиболее тяжелой из имевших место в атомной энергетике катастроф. Таким образом, возникновение и развитие в ЯР аварийной ситуации в значительной мере определяются закономерностями протекания в циркуляционном контуре РУ именно теплогидравлических процессов (ТГП). С этих позиций для эффективного обоснования подходов к обеспечению надежной эксплуатации АЭС, а также для адекватной формулировки требований, предъявляемых к системам безопасности ядерных энергоблоков необходимы достоверные методы оценки и прогноза изменения основных теплогидравлических параметров АкЗ в штатных и, особенно, нерегламентных режимах эксплуатации реакторного оборудования.

Как известно, теплогидравлические расчеты ЯР являются необходимой составной частью большинства конструкторских и технологических разработок в атомной энергетике. Роль такого расчетного анализа в обеспечении безопасной работы ЯР трудно переоценить, поскольку только с его помощью могут быть оценены и выбраны инженерные решения для предотвращения гипотетических аварийных ситуаций. При этом следует учитывать, что в условиях АЭС не может быть реализован

© И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, А. В. Носовский, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский, 2015

традиционный для обычного машиностроения путь проверки и уточнения результатов, а также формулирования выводов априорного анализа на основе промышленных испытаний. Поэтому в ряде случаев в условиях ограничений на получение необходимого объема эмпирического базиса единственно возможным средством анализа и прогноза параметров ТГП в циркуляционном контуре реактора являются расчетные исследования, например с помощью современных теплогидравлических кодов. Известно [2 - 9], что идеологическую и программно-алгоритмическую основу для обеспечения эффективной и безопасной эксплуатации РУ АЭС составляет 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. При этом постоянное повышение требований к качеству такого обоснования, в свою очередь, вызывает необходимость непрерывного совершенствования программных средств, используемых для моделирования ТГП.

В 70 - 80-е годы минувшего века в ведущих странах мира интенсивно разрабатывались комплексные расчетные компьютерные программы (так называемые системные ТГРК улучшенной оценки), которые существенно превосходили предшественников этих программных продуктов не только широтой охвата моделируемого оборудования ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) и совершенством вычислительных алгоритмов, но также физической обоснованностью реализованных в них физико-математических моделей. К числу наиболее известных зарубежных ТГРК нового поколения, предназначенных для комплексного анализа переходных и аварийных режимов 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) российским специалистам был открыт доступ к лучшим зарубежным ТГРК нового поколения. В этот же период с целью освоения соответствующими профильными организациями стран СНГ указанных программных продуктов при РНЦ «Курчатовский институт» был организован компьютерный центр «Термокод». Активное использование зарубежных расчетных кодов в России, Украине и других независимых государствах из состава бывшего СССР обусловлено общим состоянием дел с программным обеспечением расчетов динамики РУ в отечественных научно-исследовательских и проектных организациях. Так, к середине 90-х годов в России, единственной из стран СНГ, которая обладала необходимым потенциалом, а именно: специализированными исследовательскими ядерными центрами (ИАЭ, НИКИЭТ, ФЭИ и др.) квалифицированными научными коллективами специалистов в области реакторной теплофизики, исследовательскими теплогидравлическими стендами большой электрической мощности (до 12 МВт) необходимыми знаниями для проведения теоретических и экспериментальных исследований процессов теплообмена и гидродинамики в ЯР, - было аттестовано несколько расчетных программ собственной разработки, предназначенных для комплексного анализа ТГП в РУ. В числе этих российских программных продуктов, разработанных в указанный период большими коллективами исследователей, необходимо отметить следующие коды: РАСНАР и УРОВЕНЬ/МБ-3 (разработчик ОКБМ, г. Нижний Новгород), ТРАП (разработчик ОКБ «Гидропресс», г. Подольск), РАДУГА (разработчик АЭП, г. Москва). Вместе с тем следует подчеркнуть, что все вышеуказанные программные комплексы, разработанные в 60 - 80-е годы минувшего века, по уровню физико-математических моделей и интерфейсам отражали возможности вычислительной техники, которая имела в то время. Они были ориентированы (по области применения) на расчет динамики конкретных типов реакторов и уступали по своим технологическим и функциональным возможностям зарубежным ТГРК улучшенной оценки.

Проблема создания расчетных кодов улучшенной оценки становилась все более острой не только по причине необходимости обеспечения технологической независимости отечественной атомной энергетики, но и актуализировалась требованиями решения таких конкретных практических задач, как неизбежность совершенствования и продления срока эксплуатации парка действующих АЭС в связи с исчерпанием многими энергоблоками своего проектного ресурса. Приоритет создания таких программных продуктов был обусловлен также разработкой проектов АЭС нового поколения с пассивными системами безопасности. Решение комплекса этих задач потребовало углубленного расчетного анализа штатных и переходных режимов, проектных и запроектных аварий АЭС и, соответственно, создания ТГРК, адекватных поставленным целям.

В 1990-е годы благодаря стремительному 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 и проводятся в настоящее время крупными специализированными коллективами ряда ведущих исследовательских центров и проектных организаций ядерной энергетической отрасли бывшего СССР (а ныне – России). Эти специализированные научные школы и коллективы включают мощные группы наиболее квалифицированных специалистов (теоретиков и экспериментаторов) по теплообмену и гидродинамике, программированию и вычислительной математике. Указанные коллективы и соответствующая экспериментально-теоретическая база в ведущих ядерных центрах создавались на протяжении десятилетий. При этом следует подчеркнуть, что в основу разработанных в них российских ТГРК нового поколения - БАГИРА (ВНИИАЭС, г. Москва), РАТЕГ (ВНИИЭФ, г. Саров), КОРСАР (НИТИ, г. Сосновый Бор), SERPENT (РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва) - были положены ставшие доступными отечественным специалистам наиболее совершенные американские программные комплексы, на разработку которых в США были затрачены десятки лет и сотни миллионов долларов. В числе отличительных особенностей ТГРК нового поколения необходимо отметить следующие: расширение номенклатуры и эксплуатационных условий моделируемого оборудования; более совершенные физико-математические модели и численные методы; архитектура функционального наполнения; современные интерфейсы и др., данные их верификации и опыт практического использования этих программных продуктов.

Следует подчеркнуть, что при выборе и обосновании замыкающих соотношений теплогидравлических моделей уровень обоснованности используемых моделей и корреляций в ТГРК требует, в первую очередь, их локальной верификации, а именно сопоставления результатов расчета соответствующих физических моделей с экспериментальными данными. В этой связи наиболее актуальными проблемами математического моделирования динамики двухфазных потоков следует считать: определение границ перехода между режимами течения (устойчивость численной схемы, динамика поверхности межфазного взаимодействия, роль препятствий в каналах в формировании структуры потоков и др.); коллекторные эффекты (пространственность распределения параметров, стратификационные явления); гистерезисные явления; кризис теплоотдачи при кипении теплоносителя в каналах сложной геометрии (сборки ТВЭЛ); закритический теплообмен, включая теплообмен на фронте смачивания при повторном заливе ЯР; явление «захлебывания» при встречном движении фаз; захват и унос жидкой фазы паром в режимах вертикальной стратификации в условиях максимальной проектной аварии (МПА).

На основе критического анализа, в первую очередь зарубежного опыта, представляется возможным сформулировать следующие основные требования к системным 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; документированность; эргономичный интерфейс, наличие средств контроля действий пользователя.

Кроме того, методология расчетного анализа и прогноза развития ТГП должна дополнительно учитывать ряд принципиальных обстоятельств. К числу важнейших из них следует отнести: сложность рассматриваемых явлений и отсутствие единых представлений относительно физических особенностей протекания и развития кризиса теплоотдачи, начала кипения теплоносителя, высокочастотной колебательной неустойчивости и других физических явлений в парогенерирующих каналах (ПК); протекание этих процессов в сложных условиях реальных АкЗ, характеризующихся нестационарностью, возможными глубокими возмущениями режимных параметров (изменения давления, температуры, массовой скорости и т.п.); сложность геометрических форм теплообменных устройств, наличие фазовых переходов и межфазных взаимодействий; взаимное влияние многих процессов различной физической природы и др.; недостаточную изученность как интегральных, так и локальных характеристик ТГП в стационарных и нестационарных режимах эксплуатации; наметившуюся в последние годы тенденцию перехода к использованию в теплогидравлических расчетах локальных параметров вместо среднеинтегральных, что требует знания не только средних скоростей, но и детальных распределений скорости и температуры по сечению потока и поверхности теплообмена; рассмотрение совокупности ТГП в ЯР как в динамической системе, где условия и характер их протекания в данный момент определяются предысторией их развития. При этом в порядке иллюстрации проблемного характера вышеуказанных задач целесообразно привести следующий пример.

Как известно [10, 11], согласно фундаментальным принципам безопасности ЯЭУ, 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 [12 - 16], 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 перегрев и разрушение этой поверхности. В теплофизике это явление получило название кризиса теплоотдачи при кипении, а его интегральная характеристика – плотность теплового потока, при которой наблюдается указанный внезапный рост температуры поверхности кипения, – обозначается как критическая плотность, или критический тепловой поток (КТП). Определяющим в физике кризиса кипения является факт радикального изменения механизма теплоотдачи 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 предложенной в работе [17] терминологии этот переход соответствует кризису теплоотдачи 1-го рода - верхнему пределу форсирования процесса теплоотдачи при пузырьковом кипении.

Вместе с тем даже для простейшего 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 более чем 70 лет 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 физических 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 академиком С. С. Кутателадзе [15], этот аварийный ТПП обусловлен только гидродинамическими факторами, а именно потерей устойчивости двухфазного пристенного слоя теплоносителя, кипящего в пузырьковом режиме на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ. При этом, согласно указанной 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, существенно затруднен не только относительно надежный расчет КТП на основе соответствующих эмпирических зависимостей, но также и не может быть обеспечено раннее обнаружение кризиса теплоотдачи 1-го рода непосредственно в ЯР перспективными диагностическими средствами. Вместе с тем при анализе адекватности этой физической модели необходимо учитывать также и тот факт, что данные ряда известных экспериментальных работ, таких, например, как [18, 19 и др.], находятся в полном противоречии с постулатами гидродинамической теории кризиса [15].

Например, как показано в работе [2], 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 академика В. И. Толубинского, американских исследователей и школы Д. А. Лабунцова возникновение и развитие кризисных явлений 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 С. С. Кутателадзе, а реализуется на теплоотдающей поверхности последовательно, по мере увеличения плотности центров парообразования. Использование экспериментально подтвержденных модельных представлений, рассмотренных в работе [2], о структурной динамике кипящей поверхности в процессе ее насыщения центрами парообразования обеспечивает достаточные физические предпосылки для следующего принципиального положения. В соответствии с ним 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, физически проявляют себя и могут быть обнаружены перспективной диагностической системой. Для ее создания необходима разработка принципиально новых методик контроля двухфазных потоков на основе бесконтактных шумовых диагностических средств. Таким образом, очевидно, что фундаментальные вопросы физики кризиса теплоотдачи – важнейшей теплофизической проблемы, определяющим образом влияющей на безопасную, надежную и экономичную эксплуатацию АЭС, – тесно взаимосвязаны также и с реализацией актуальной научно-технической проблемы разработки эффективных математических моделей идентификации этого аварийного ТПП на поверхности ТВЭЛ.

В настоящее время, как и при создании первых образцов энергетических ЯР более полувека назад, расчетные эмпирические зависимости для определения КТП, полученные по результатам экспериментальных исследований кризисов теплоотдачи в условиях теплогидравлических стендов большой электрической мощности, продолжают оставаться единственным источником информации об этом сложном, многоплановом и вероятностном аварийном процессе. Наличие таких расчетных корреляций для оценок КТП в тепловыделяющей сборке (ТВС) является обязательным и необходимым условием качественного выполнения разработчиками РУ теплогидравлического расчета АкЗ ЯР при создании новых образцов ЯЭУ [13]. 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 вероятностная природа самого кризиса теплоотдачи как физического явления, но также и возможные отличия в методике фиксации кризисных явлений в экспериментальных ПК с тепловыми имитаторами ТВЭЛ, а также конструктивные особенности теплогидравлических стендов и др.

За прошедшие десятилетия исследователями в различных странах мира, включая и украинскую теплофизическую школу, накоплены представительные массивы экспериментальных данных по КТП, полученные в ПК различной геометрии, а также в широком диапазоне режимных параметров процесса теплообмена. Эффективному использованию соответствующих эмпирических корреляций как для получения оценок КТП при конструкторских расчетах АкЗ, так и для оперативного контроля располагаемого запаса до наступления кризиса теплоотдачи 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, 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, и т.п. Таким образом (как справедливо отмечается в работах [11, 16]), многие известные расчетные соотношения для определения КТП не могут быть эффективно использованы для оценки реальных эксплуатационных теплогидравлических режимов АкЗ водоохлаждаемых ЯР. Наиболее продуктивным путем решения этой проблемы следует считать именно разработку новых методов оперативной диагностики предаварийных и аномальных режимов генерации паровой фазы, предоставляющих информацию, необходимую для адекватных оперативных расчетов докризисного запаса мощности. Таким образом, решение задач диагностики ТПП в АкЗ водоохлаждаемых ЯР тесно взаимосвязано с актуальными проблемами верификации ТГПК нового поколения [20, 21], таких как RELAP-5, TRAC (США), ATHLET (Германия), THYDE (Япония), CORSAR (Россия), CATHARE (Франция), CATHENA (Канада), которые в настоящее время стали основным инструментальным средством обоснования безопасности современных АЭС. Как подчеркивается в ряде работ [3, 13 и др.], наиболее актуальной в комплексе подлежащих неотложному решению указанных верификационных задач признана проблема локальной верификации ряда базовых корреляций, без которых получение основополагающего компонента современных ТГПК, а именно их замыкающих соотношений 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. В этой связи следует отметить, что расчеты кризисов теплоотдачи в каналах водоохлаждаемых ЯР во всех версиях наиболее совершенных зарубежных кодов –

RELAP, ATHLET, TRAC и др. – до настоящего времени безальтернативно реализуются на основе эмпирических соотношений, полученных в экспериментах только с цилиндрическими каналами. Согласно оценкам, выполненным в работах [3, 20 - 22], это обстоятельство предопределяет получение существенно завышенных расчетных данных по КТП, особенно в диапазоне пониженных аварийных давлений. Необходимо подчеркнуть, что широко используемая в настоящее время версия кода RELAP-5/MOD3 [23], несмотря на предпринятые разработчиками значительные усовершенствования расчета КТП в сборках ТВЭЛ, предусматривает использование достаточно ограниченного массива экспериментальных данных по кризису теплоотдачи. Показательно, что эти данные были получены зарубежными исследователями в экспериментах с трубами внутреннего диаметра 0,008 м. Вместе с тем, в настоящее время специалистам стало уже очевидно [3, 20 - 22], что для отечественных ЯЭУ с реакторами ВВЭР указанные зарубежные программные комплексы следует применять со значительной осторожностью, поскольку они дают существенно завышенные значения КТП применительно к аварийным пониженным давлениям в условиях 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. В этой связи следует также подчеркнуть, что ни одна из известных версий современных ТГРК не позволяет оценить возможность возникновения термоакустической неустойчивости (ТАН), а также некоторых других видов нерегламентных колебаний двухфазного парожидкостного потока [17, 24] в ТВС реакторов основных типов применительно к штатным и нерегламентным условиям эксплуатации РУ. Следует также подчеркнуть, что исследования ТАН в ПК в условиях вынужденного движения теплоносителя, выполненные за последние три десятилетия, показали, что процесс кипения на теплоотдающей поверхности при определенных условиях сопровождается интенсивными полигармоническими колебаниями давления двухфазного потока в звуковом диапазоне частот. Амплитуды этих колебаний могут достигать значений, составляющих 100 % и более от величины статического давления теплоносителя в канале, и являться непосредственной причиной разрушения теплоотдающей поверхности ТВЭЛ [2].

В настоящее время проблема внезапного возникновения ТАН в ПК рассматривается специалистами в качестве одного из главных лимитирующих факторов, которые ограничивают форсирование мощности и создание новых типов высокофорсированных теплообменных устройств, в особенности АкЗ водоохлаждаемых энергетических ЯР. В то же время необходимо констатировать, что ТАН двухфазных diabатных парожидкостных потоков продолжает оставаться одним из наименее изученных и весьма специфичных видов колебательной неустойчивости ПК.

В особой мере изложенное следует отнести также и к проблеме оперативного обнаружения ТАН в ТВС водоохлаждаемых ЯР, для которых этот вид колебательной неустойчивости представляет непосредственную угрозу вследствие опасности разрушения оболочек ТВЭЛ при возникновении этих высокочастотных колебаний. Необходимо подчеркнуть, что существующими техническими средствами оперативного контроля технологических процессов в АкЗ ЯР, включая системы внутриреакторного мониторинга и поддержки операторов, а также другие подсистемы АСУ ТП АЭС, указанные потенциально опасные колебательные режимы реакторных каналов принципиально не могут быть обнаружены. Кроме того, заслуживает внимания также и тот факт, что физический механизм возникновения ТАН, несмотря на выполненные в этом направлении до настоящего времени исследования [24, 25 и др.], продолжает оставаться в значительной мере не раскрытым. Кроме того, необходимо констатировать, что к числу актуальных проблем повышения теплогидравлической надежности водоохлаждаемых энергетических РУ дополнительно следует отнести не только установление физического механизма этого вида колебательной неустойчивости во взаимосвязи с параметрами разрушения оболочек ТВЭЛ при ее возникновении в ПК, но также и определение влияния режимных параметров теплообмена на условия возникновения и спектральную структуру колебаний, и, кроме того, разработку методов их раннего автоматического обнаружения в АкЗ.

Таким образом, весьма остро стоящие в современной атомной энергетике проблемы оперативной диагностики предаварийных и аномальных теплофизических процессов в каналах ЯР в значительной мере пересекаются с неотложными требованиями локальной верификации современных ТГРК улучшенной оценки, которая включает следующие задачи: верификацию известных эмпирических расчетных зависимостей по определению начала кипения в ПК; оценку адекватности используемых в современных теплогидравлических кодах карт режимов течения двухфазного парожидкостного потока; задачи локальной верификации расчетных зависимостей по КТП в основных типах геометрических реакторных ТВС.

Вполне очевидно, что без всестороннего учета этой проблематики в практике проектирования и эксплуатации водоохлаждаемых РУ эффективное и надежное функционирование ядерных энергоблоков не может быть обеспечено.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. - 528 с.
2. *Теплофизика безопасности атомных электростанций: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. - 484 с.
3. *Мигров Ю. А., Соловьев С. Л.* Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Общая характеристика и перспективы развития // Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация). Теплофизика-2001. - Обнинск, 2001. - С. 13 - 16.
4. *Kroshilin A. E., Kroshilin B. E.* Three Dimensional Thermal-Hydraulic Dynamics Code BAGIRA // Fifth International Information Exchange Forum «Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types», 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.
5. *Самигулин М. С. и др.* ПАТЕГ - системный двухжидкостный термогидравлический код. Состояние и планы развития // Докл. на семинаре по динамике «Математические модели для исследования и обоснования характеристик оборудования и ЯЭУ в целом при их создании и эксплуатации». - Сосновый Бор, НИТИ, 18 - 20 сентября 2000.
6. *Migrov Yu. A., Yudov Yu. V.* KORSAR: A New-Generation Computer Code for Numerically Modeling Dynamic Behavior of NPPs // Fifth International Information Exchange Forum "Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types", 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.
7. *Ustinov V. C. et al.* High-Speed TH Code "SERPENT" // Fifth International Information Exchange Forum Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types", 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.
8. *Шараевский И. Г., Домашев Е. Д., Архипов А. П., Шараевская Е. И.* Верификация нижней границы пузырьковой структуры двухфазного потока в тепловыделяющих сборках // Теплофизические коды для энергетических реакторов. Теплофизика-2001. - Обнинск, 2001. - С. 221 - 223.
9. *Долинский А. А., Шараевский И. Г., Фиалко Н. М. и др.* Методология распознавания и верификации кризисов теплоотдачи в стержневых сборках // Пром. теплотехника. - 2005. - Т. 27, № 6. - С. 66 - 80.
10. *Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций (ОПБ-88) ПНА-ЭТ-1-011-89* / Госатомэнергонадзор СССР. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
11. *Самойлов О. Б., Усынин Г. Б., Бахметьев А. М.* Безопасность ядерных энергетических установок. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 279 с.
12. *Теплофизика повреждений реакторных установок: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. - 528 с.
13. *Клемин А. И., Полянин Л. Н., Стригулин М. М.* Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1980. - 261 с.
14. *Толубинский В. И.* Теплообмен при кипении. - К.: Наук. думка, 1980. - 315 с.
15. *Кутателадзе С. С.* Основы теории теплообмена. - М.: Атомиздат, 1979. - 416 с.
16. *Сидоренко В. А.* Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. - М.: Атомиздат, 1977. - 324 с.
17. *Дорожук В. Е.* Кризисы теплообмена при кипении воды в трубах. - 2-е изд. - М.: Энергоатомиздат, 1983. - 120 с.
18. *Kirby G. J., Stainifortt R., Kinneir I. H.* A visual study of forced convection boiling. Part 2. - Flow patterns and burnout for a round test section. - Report AEEW - R 506, 1967 - 126 p.
19. *Гертнер Р. Ф.* Фотографическое исследование пузырькового кипения в большом объеме // Теплопередача. - 1965. - Т. 87, № 1. - С. 20 - 35.
20. *Нигматулин Б. И., Мелихов О. И., Соловьев С. Л.* Состояние и развитие отечественных системных теплогидравлических кодов для моделирования аварийных и нестационарных процессов на АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. - 2001. - № 3. - С. 17 - 20.
21. *Нигматулин Б. И., Василенко В. А., Соловьев С. Л.* Разработка расчетных кодов нового поколения - актуальная задача развития отечественной атомной энергетики // Теплоэнергетика. - 2002. - № 11. - С. 2 - 10.
22. *Бобков В. П., Смогалец И. П.* О точности описания различными кодами критических тепловых потоков в пучках стержней // Теплоэнергетика. - 2001. - № 3. - С. 21 - 28.
23. *Fletcher C. D., Schultz R. R.* RELAP-5/MOD3 code manual user's guidelines. Idaho National Engineering Lab., NUREG/CR-5535, January 1992.
24. *Герлига В. А., Скалозубов В. И.* Пузырьковые кипящие потоки в энергооборудовании АЭС. - М.: Энергоатомиздат, 1992. - 432 с.
25. *Теплофизика надежности активных зон: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2015. - 772 с.

**І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський, Л. Б. Зімін, Г. І. Шараєвський**

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

### **ПРОБЛЕМИ УДОСКОНАЛЕННЯ КОМП'ЮТЕРНИХ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ КОДІВ**

Виконано аналіз сучасного стану досліджень і розробок у галузі створення теплогідрравлічних розрахункових кодів. Проаналізовано досвід створення вітчизняних та зарубіжних версій найбільш досконалих версій кодів покращеної оцінки. Значну увагу приділено проблемам розрахункового визначення критичних теплових потоків у каналах ядерних реакторів. Розглянуто проблемні питання забезпечення теплогідрравлічної надійності парогенеруючих каналів в умовах термоакустичних коливань.

*Ключові слова:* комп'ютерні теплогідрравлічні коди, коди покращеної оцінки, термоакустичні коливання, парогенеруючі канали.

**I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, A. V. Nosovsky, L. B. Zimin, G. I. Sharaevsky**

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

### **PROBLEMS OF THE THERMAL-HYDRAULIC COMPUTER CODES PERFECTION**

The analysis of the current state of research and development in the field of thermal-hydraulic computer codes. The experience of the creation of domestic and foreign versions of the most advanced versions of code improved estimate. Considerable attention is paid to the problems of calculation of the critical heat fluxes in the channels of nuclear reactors. Considered problematic issues to ensure the reliability of thermal-hydraulic steam-generating channels in a thermoacoustic oscillation.

*Keywords:* thermal-hydraulic computer codes, codes, improved evaluation, thermoacoustic vibrations, steam generating channels.

#### **REFERENCES**

1. *Thermophysics of nuclear reactors breakdowns: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2012. - 528 p. (Rus)*
2. *Thermophysics of nuclear power plants safety: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2010. - 484 p. (Rus)*
3. *Migrov Yu. A., Solov'ev S.L. Thermohydraulic calculating codes of new generation. Overall performance and extension perspectives // Thermohydraulic codes for energetic reactors (creation and verification). Thermophysics-2001. - Obninsk, 2001. - P. 13 - 16. (Rus)*
4. *Kroshilin A. E., Kroshilin B. E. Three Dimensional Thermal-Hydraulic Dynamics Code BAGIRA // Fifth International Information Exchange Forum «Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types», 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.*
5. *Samigulin M. S. et al. RATEG - systemic two-liquid thermohydraulic code. Status and developing planes // Report of the seminar on the dynamics «Mathematical models for research and study the characteristics of the equipment and the NPS as a whole at their creation and operation». - Sosnovy Bor, NITI, 18 - 20 Sept. 2000. (Rus)*
6. *Migrov Yu. A., Yudov Yu. V. KORSAR: A New-Generation Computer Code for Numerically Modeling Dynamic Behavior of NPPs // Fifth International Information Exchange Forum "Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types", 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.*
7. *Ustinov V. C. et al. High-Speed TH Code "SERPENT" // Fifth International Information Exchange Forum Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types", 16 - 20 Oct. 2000, Obninsk, Russian Federation.*
8. *Sharaevsky I. G., Domashev E. D., Arhipov A. P., Sharaevskaya O. I. Verification of low border bubble structure of two-phase flow in the fuel assemblies // Thermohydraulic codes for energetic reactors. Thermophysics-2001. - Obninsk, 2001. - P. 221 - 223. (Rus)*
9. *Dolynsky A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M. et al. Methodology for the recognition and verification of heat transfer crisis in rod assemblies // Industrial Heat Engineering. - 2005. - Vol. 27, № 6. - P. 66 - 80. (Rus)*
10. *General theses for safety of nuclear power plants (ОПБ-88) ПНА-ЭТ-1-011-89 / Gosatomenergondzor SSSR. - Moskva: Energoatomizdat, 1990. (Rus)*
11. *Samojlov O. B., Usynin G. B., Bfkhmetjev A. M. Safety of nuclear energetic plants. - Moskva: Energoatomizdat, 1989. - 279 p. (Rus)*
12. *Thermophysics of reactor plants failures: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2013. - 528 p. (Rus)*
13. *Klemin A. I., Polianin L. N., Strigulin M. M. Thermal-hydraulic calculation and thermal reliability of nuclear reactors. - Moskva: Energoatomizdat, 1980. - 261 p. (Rus)*
14. *Tolubinsky V. I. Heat transfer at boiling. - Kyiv: Naukova dumka, 1980. - 315 p. (Rus)*



15. *Kutateladze S. S.* Fundamentals of the theory of heat transfer. - Moskva: Atomizdat, 1979. - 416 p. (Rus)
16. *Sidorenko V. A.* Questions safe operation of VVER reactors. - Moskva: Atomizdat, 1977. - 324 p. (Rus)
17. *Doroshchuk V. E.* Crises boiling heat transfer of water in the pipes. - Second edition. - Moskva: Energoatomizdat, 1983. - 120 p. (Rus)
18. *Kirby G. J., Stainifortt R., Kinneir I. H.* A visual study of forced convection boiling. Part 2. - Flow patterns and burnout for a round test section. - Report AEEW - R 506, 1967 – 126 p.
19. *Gertner R. F.* Photographic study of the bubble boiling in a large amount // Heat Transfer. - 1965. - Vol. 87, № 1. - P. 20 - 35. (Rus)
20. *Nigmatulin B. I., Melikhov O. I., Soloviev S. L.* Status and developing of domestic systemic thermohydraulic codes for emergency and non-stationary processes modelling on NPP with VVER // Heat-power engineering. - 2001. - № 3. - P. 17 - 20. (Rus)
21. *Nigmatulin B. I., Vasilenko V. A., Soloviev S. L.* Creation of new generation calculating codes - actual task of the domestic nuclear energetic development // Heat-power engineering. - 2002. - № 11. - P. 2 - 10. (Rus)
22. *Bobkov V. P., Smogalev I. P.* On the accuracy of the description of the various codes of critical heat fluxes in rod bundles // Heat-power engineering. - 2001. - № 3. - P. 21 - 28. (Rus)
23. *Fletcher C. D., Schultz R. R.* RELAP-5/MOD3 code manual user's guidelines. Idaho National Engineering Lab., NUREG/CR-5535, January 1992.
24. *Gerliga V. A., Skalozubov V. I.* Bubble boiling flows in nuclear power equipment. - Moskva: Energoatomizdat, 1992. - 432 p. (Rus)
25. *Thermophysics of the active zones reliability: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr.* - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2015. - 772 p. (Rus)

Надійшла 15.06.2015  
Received 15.06.2015