

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

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

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМ ДИАГНОСТИКИ ПЕРВОГО КОНТУРА АЭС

Рассмотрены актуальные направления качественного совершенствования систем диагностики и прогноза реального технического состояния элементов и систем ядерных реакторов с целью обеспечения возможности продления их ресурса. Рассмотрен комплекс определяющих физических, технических и диагностических факторов, подлежащих учету при разработке нового поколения диагностических систем для раннего автоматического обнаружения начальных фаз потенциально опасных отклонений параметров теплогидравлических режимов активных зон от регламентируемых значений.

Ключевые слова: ядерный энергоблок, теплогидравлический режим, шумы технологических параметров, распознавание аномалий.

Опыт эксплуатации энергетических ядерных реакторов (ЯР), который к настоящему времени, как известно, насчитывает уже более шести десятилетий, убедительно свидетельствует о том, что поток теплоносителя, который движется в первом контуре ядерных энергетических установок (ЯЭУ), способен инициировать развитие интенсивных и потенциально опасных механических вибраций в критических с точки зрения обеспечения безопасности АЭС элементах конструкции реакторной установки (РУ). Анализ аварий такого рода, которые за указанный, достаточно продолжительный период реакторо-лет эксплуатации основных типов ЯЭУ, имели место на ядерных энергоблоках различных стран мира, выполнен в работе [1]. Там же обобщена информация относительно физических проявлений аномального вибрационного состояния оборудования первого контура РУ. Как подчеркивается в этой связи в публикации [2], подобные вибрационные, а также аномальные акустические процессы в трубопроводах ЯЭУ относятся к числу наиболее опасных эксплуатационных факторов, которые оказывают негативное влияние на величину и характер динамических нагрузок, воздействующих на элементы конструкции РУ. В контексте актуальной проблематики возможной повреждаемости трубопроводов первого контура ЯЭУ, которая рассмотрена в работе [2], в монографиях [5, 6] убедительно показано, что вышеуказанные виброакустические факторы способны оказывать также непосредственное влияние на повреждаемость оболочек собственно ТВЭЛ и тем самым фактически определять реальные показатели структурной надежности активной зоны (АкЗ) ЯР. В этой связи в указанных работах подчеркивается, что наиболее опасным эксплуатационным состоянием ЯЭУ является динамическое взаимодействие структурных компонентов первого контура РУ с потоком теплоносителя именно в резонансной области колебаний внутрикорпусных элементов ЯР, включая тепловыделяющие сборки (ТВС), а также исполнительные органы системы управления и защиты (СУЗ). Приоритетные задачи виброшумовой диагностики АкЗ реакторов ВВЭР с позиций необходимости обеспечения требуемого ресурса ядерных энергоблоков рассмотрены в работе [7]. Вместе с тем, разработка комплексной методологии управления ресурсом АЭС в известной мере сдерживается, поскольку требует дальнейших исследований ряд проблем эксплуатационной безопасности ЯЭУ. К важнейшим из них можно отнести: 1) основные типы причинно-следственных связей между конкретными видами вибрационных повреждений основного оборудования и регистрируемой в процессе его эксплуатации спектральной структурой колебательных процессов; 2) реализацию раннего автоматического обнаружения и компьютерной классификации виброакустических аномалий в критических для безопасности элементах первого контура; 3) характер и особенности акустической динамики контура циркуляции теплоносителя в РУ.

Подтверждением о необходимости дальнейших теплофизических исследований в области термоакустической динамики первого контура ЯЭУ можно считать также данные работы [8], в которой проанализированы уроки тяжелой аварии на японской АЭС «Фукусима Дайичи». Эта ядерная катастрофа подтвердила необходимость дальнейшего совершенствования проектно-конструкторских решений действующих и сооружаемых АЭС. Показательно, что указанные решения принципиально должны обеспечивать не только существенное повышение сейсмостойкости ядерных энергоблоков, но также и учет возможного взаимодействия динамических колебательных процессов, происходящих, с одной стороны, в строительных конструкциях энергоблока и, с другой стороны, в технологических

© А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский, 2018

системах ЯЭУ, особенно в первом контуре РУ. Именно с этих позиций, рассматриваемых далее в контексте вышеуказанной проблематики обеспечения эксплуатационной безопасности, а также увеличения располагаемого ресурса оборудования АЭС, необходимо обратить внимание на следующие принципиальные аспекты.

Прежде всего, в настоящее время при оценке характера и особенностей акустической динамики оборудования контура циркуляции теплоносителя в ЯЭУ можно считать установленным тот факт, что физическими источниками генерации широкого спектра нестационарных гидродинамических колебаний различной интенсивности в движущемся потоке (например, согласно экспериментальным данным работ [1, 3 - 6]) являются в первую очередь следующие динамические эффекты: а) акустические стоячие волны в контуре циркуляции; б) процессы вихреобразования и кавитации; в) турбулентные флуктуации давления; г) пульсации напора в проточной части ГЦН; д) основные виды гидродинамической неустойчивости теплоносителя и др. Кроме того, колебательные свойства гидромеханической системы первого контура (как это отмечается, например, в работе [2]) при резонансном взаимодействии оборудования АЭС с вышеуказанными пульсациями давления теплоносителя радикально изменяются. При этом физическим проявлением указанных изменений является то, что именно в этих условиях неизбежен аномальный рост динамических напряжений в материалах конструкции РУ. Следует подчеркнуть, что подобные резонансные эффекты, несомненно, должны рассматриваться в качестве одного из определяющих факторов снижения эксплуатационного ресурса ЯЭУ, а также и одной из причин внезапных отказов в основном оборудовании ядерных энергоблоков.

В работе [9] особо отмечается тот факт, что в структуре комплекса приоритетных мероприятий в области повышения эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков, подлежащих выполнению главным образом на основе комплексной реализации актуальных задач управления ресурсом основного оборудования современных АЭС, проблематика всестороннего применения качественно новых инструментальных средств оперативной диагностики ЯЭУ занимает одно из центральных мест. Обращается внимание на то, что обеспечиваемая на основе широкого использования специализированных диагностических средств нового поколения перспективная концепция проведения ремонтов основного оборудования ядерных энергоблоков с учетом его реального технического состояния позволяет существенно сократить время на проведение цикла ремонтного обслуживания, а также минимизировать используемые при реализации этого цикла материальные ресурсы. Показательно, что решение сформулированных выше приоритетных задач управления ресурсом оборудования действующих и проектируемых АЭС может быть обеспечено именно на основе получения объективной оперативной информации относительно фактического технического состояния критических элементов конструкции ЯЭУ. В то же время необходимо отметить, что значительная часть вышеуказанной ключевой для безопасности диагностической информации относительно фактов возможного возникновения наиболее ранних – начальных – фаз возникновения латентных повреждений ответственных структурных элементов оборудования ядерных энергоблоков в настоящее время не предоставляется операторам блочного щита управления (БЩУ). Практическая реализация приоритетной концепции выполнения ремонтов оборудования ЯЭУ с учетом реального технического состояния на основе разработки нового поколения диагностических средств, позволяющих обеспечить раннее обнаружение скрытых дефектов в элементах и системах АЭС, способна создать необходимые предпосылки для существенного увеличения количества вырабатываемой электроэнергии всей ядерной энергетической отраслью, в первую очередь на основе значительного сокращения времени выполнения основных видов ремонтов парка действующих АЭС.

С учетом сформулированных выше актуальных задач диагностического обеспечения эксплуатации АЭС представляется необходимым обратить внимание также и на некоторые прогностические аспекты проблематики управления ресурсом оборудования ЯЭУ. При этом необходимо отметить следующее. Необходима разработка новых компьютерных технологий, предназначенных для эффективного прогнозирования технологических нарушений в основном оборудовании ядерного энергоблока. Характерно, что созданные на основе указанных технологий программно-технические средства нового поколения должны обеспечить надежную автоматическую идентификацию условий возникновения потенциально опасных тенденций в динамике изменения определяющих технологических параметров ЯЭУ. Кроме того, вышеуказанные перспективные компьютерные комплексы должны быть способны обнаружить связь между подобной динамикой и возникновением аномальных режимов эксплуатации элементов и систем в соответствующих структурных компонентах оборудования АЭС. В этой связи следует отметить, что подобные перспективные компьютерные технологии, реализованные, как это показано, например, в работе [3], на основе методологии искусственных ней-

ронных сетей (ИНС), способны надежно обеспечить существенное снижение вероятности аварийного останова ядерного энергоблока в условиях развивающегося латентного повреждения элементов и систем ЯЭУ. Показательно, что именно на основе комплексного использования таких перспективных технических средств информационной поддержки операторов ядерного энергоблока создается необходимая основа для формирования надежных диагностических и прогностических решений, которые способны обеспечить возможность превентивной реализации персоналом БЦУ соответствующих эффективных мероприятий.

На основе комплексного анализа процесса активации первых центров парообразования на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ в работе [10] всесторонне физически обосновывается тот факт, что исходным аварийным событием, которое инициировало последовавший за ним разгон на мгновенных нейтронах канального водоохлаждаемого графитового ЯР типа РБМК-1000, стало неконтролируемое штатными техническими средствами систем внутриреакторного контроля, а также не предусмотренное на этапе проектирования исполнительных органов СУЗ и, кроме того, надежно не определяемое расчетным путем начало кипения в нижней части АкЗ этого реактора. Следует также подчеркнуть, что и сегодня, по прошествии трех десятилетий после запроектной аварии на энергоблоке № 4 ЧАЭС, ключевые теплофизические вопросы зарождения и катастрофического развития исходного аварийного теплогидравлического события, которым явилось именно начало кипения теплоносителя на поверхности ТВЭЛ, продолжают оставаться проблемными и фактически не могут быть решены на основе существующих подходов.

В дополнение к изложенному необходимо отметить следующее. Не только в кипящих реакторах РБМК, но также и в ВВЭР - реакторах некипящего типа и, кроме того, в ядерных реакторах на быстрых нейтронах типа БН определяющим с точки зрения обеспечения эксплуатационной безопасности теплофизическим процессом является начало кипения теплоносителя на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ. Как известно, в практике проектирования и эксплуатации ЯЭУ в качестве основного средства оценки теплогидравлического состояния АкЗ применяются современные компьютерные теплогидравлические расчетные коды (ТГРК). Вместе с тем, наряду с необходимостью надежного расчетного определения условий НК в ЯР, в ряде случаев эксплуатационному персоналу ядерного энергоблока необходима оперативная диагностическая информация не только о факте вскипания теплоносителя в конкретной части АкЗ ЯР, но также и оперативные данные о положении (аксиальной координате) сечения закипания теплоносителя по высоте соответствующей ТВС. Эти данные необходимы не только для оценки распределения паросодержания и коэффициента реактивности по высоте парогенерирующего канала (ПК), но также и для обеспечения возможности контроля за рядом эксплуатационных параметров, важных для безопасности РУ, таких, например, как запас до кризиса теплоотдачи в ТВС. Кроме того, для оптимального проектирования АкЗ, а также обеспечения современных стандартов безопасности для действующих и перспективных образцов ЯЭУ с ЯР некипящего и кипящего типов, при теплогидравлических расчетах необходимы надежные, экспериментально подтвержденные и обоснованные сведения о величине плотности теплового потока $q_{н.к.}$, соответствующей режиму НК и соотносящейся с нижней границей пузырьковой структуры двухфазного парожидкостного потока в кипящем канале. Очевидно также, что эти данные важны и для оценки гидравлического сопротивления на экономайзерном и кипящем участках ПК.

В контексте изложенного заслуживающим особого внимания является тот факт, что исходное аварийное событие ядерной катастрофы на ЧАЭС произошло в течение первых пяти секунд с момента начала движения поглощающих стержней при срабатывании аварийной защиты АЗ-5, задействованной с целью останова ЯР. Результатом последовавшего за вскипанием теплоносителя запроектного развития аварийного переходного процесса и стали следующие, стремительно развивавшиеся в течение первых десятков секунд, начальные этапы ядерной катастрофы: а) разгон реактора на мгновенных нейтронах; б) кризис теплоотдачи 2-го рода на поверхности ТВЭЛ; в) пароциркониевая реакция; г) водородный взрыв и разрушение всего реакторного отделения. Как известно [3], РУ типа РБМК, в особенности первого поколения (реакторы именно этого поколения были установлены на энергоблоках 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 чрезвычайно уязвимом для ее безопасности состоянии. Это состояние характеризовалось: а) недостаточным оперативным запасом реактивности, составлявшим 8 стержней вместо минимально допустимых 30 (такой регламент, однако, был введен уже после аварии); б) близким к нулевому входным недогревом теплоносителя, что благоприятствовало его быстрому вскипанию при перемещении в нижнюю часть

Ак3 графитовых вытеснителей стержней СУЗ; в) потенциально опасным для ЯР РБМК низким уровнем тепловой мощности (6 - 7 % от номинала). Таким образом, именно не предусмотренный регламентом эксплуатации предаварийный теплофизический процесс в РУ (НК 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.

Известно [3], что потенциальная опасность неконтролируемого перехода режима теплосъема в Ак3 ВВЭР от конвективной теплоотдачи на поверхности ТВЭЛ сначала к пузырьковому кипению, а затем и к его пленочной форме (к кризису теплоотдачи первого рода) обуславливает необходимость обнаружения начала кипения. Вместе с тем нельзя не отметить и материаловедческий аспект проблемы обнаружения вскипания теплоносителя в водоохлаждаемых ЯР. Как свидетельствует ряд экспериментальных исследований, причиной разрушения оболочек ТВЭЛ в области НК могут стать усталостные напряжения, возникающие в их материале при температурных пульсациях, которые связаны с испарением микрослоя в основании парового пузыря. В области начала пузырькового кипения на теплоотдающей поверхности возникают пульсации температуры стенки определенной частоты и амплитуды, зависящие от плотности теплового потока q , массовой скорости w двухфазного потока теплоносителя, а также от длины кипящего участка. При фиксированной массовой скорости потока частота этих пульсаций тем выше, чем больше плотность теплового потока. Кроме того, существует предположение о том, что сокращение эксплуатационного ресурса кипящей поверхности нагрева в области начала кипения является следствием разрушения на ней защитных гидроокисных пленок, что обусловлено действием микрогидравлических ударов, возникающих при деградации паровых пузырей в условиях недогретого кипения. Следует отметить, что в области перехода от конвекции к развитому кипению различными авторами обнаружено разрушение теплоотдающей поверхности теплового имитатора ТВЭЛ в условиях, когда запас до критической плотности теплового потока (КТП) был еще весьма значителен.

В числе задач, связанных с важным для безопасности требованием оперативного определения режима НК в Ак3 энергетических ЯР, представляется необходимым выполнить анализ существующих подходов к определению НК на поверхности ТВЭЛ и использования эмпирических расчетных зависимостей, которые обычно применяются для расчетного определения этого важного эксплуатационного параметра. Вместе с тем следует подчеркнуть, что практическое использование проанализированных в работе [3] эмпирических зависимостей для определения $q_{н.к.}$ в практике эксплуатации РУ наталкивается на ряд нерешенных проблем. Последние связаны в первую очередь с невозможностью контроля в условиях реальных Ак3 ряда важнейших расчетных параметров (например, величины массовой скорости двухфазного потока теплоносителя непосредственно в характерных теплогидравлических ячейках ТВС ЯР). Вполне очевидно, что при отсутствии надежной оперативной информации об этих параметрах выполнить достоверное расчетное определение условий вскипания теплоносителя в Ак3 ЯР не представляется возможным.

Системный анализ физической адекватности существующих концептуальных подходов и эмпирических расчетных зависимостей, используемых для определения $q_{н.к.}$, а также методологических особенностей получения основных видов расчетных зависимостей, которые используются в расчетном компьютерном коде RELAP и других современных ТГПК для определения такого важного параметра эксплуатационной безопасности и ресурса Ак3 реакторов ВВЭР, каким является тепловой поток начала кипения теплоносителя на поверхности ТВЭЛ, выполнен в монографии [3], а также в недавних публикациях [10, 11]. В этой связи представляется необходимым отметить следующее. Все существующие модификации кода RELAP для определения условий начала закипания теплоносителя в ТВС используют зависимость Дж. Чена, полученную в 1955 г. исключительно для одиночных каналов цилиндрической геометрии, т.е. для труб. В то же время известно, что для условий ТВС характерными являются отсутствующие в трубах поперечные потоки теплоты и массы между различными теплогидравлическими ячейками. Именно этим и объясняется привлекающий в последнее время исследователей «эффект пучка», особенно ярко проявляющийся при пониженных аварийных давлениях теплоносителя. Последние результаты экспериментальной оценки значений КТП, представленные в работе [12], наглядно свидетельствуют о том, что именно это явление служит причиной резкого снижения точности кода RELAP при пониженных давлениях, что крайне важно при расчетном обосновании безопасности и ресурса реакторов в условиях развивающейся аварии с потерей теплоносителя первого контура. Кроме того, известно, что в практике эксплуатации реакторов в настоящее время отсутствуют объективные средства прямого контроля начала кипения в ТВС. Такой контроль ограни-

чен измерениями температуры потока на выходе из ТВС. При этом как насыщенное, так и недогретое кипение (подкипание) теплоносителя такими средствами не может быть обнаружено. Следует подчеркнуть, что такие возможности отсутствуют и в экспериментальных исследованиях. Указанное обстоятельство обуславливает также известный субъективизм в физической трактовке этого потенциально опасного теплогидравлического режима. Предложенный впервые в работе [3] диагностический подход к обнаружению начала кипения на основе объективной информации относительно шумов (акустического и нейтронного), сопровождающих процесс генерации паровой фазы позволяет устранить вышеупомянутые недостатки. Реализация указанного подхода к анализу шумов АкЗ позволяет своевременно обнаруживать режим подкипания теплоносителя и устанавливать область его локализации.

К сожалению, в настоящее время приходится констатировать, что современная ситуация с физической адекватностью эмпирических зависимостей для определения условий начала генерации паровой фазы в АкЗ ЯР, при которой расхождения в результатах оценки величины этого важного параметра могут достигать сотен процентов, является типичной. Несмотря на то, что за последние десятилетия многие теплофизические явления, связанные со штатной и нерегламентной эксплуатацией ЯЭУ, удалось достаточно глубоко изучить, немало проблем, в особенности те из них, которые связаны с обеспечением ресурсной надежности АкЗ ЯР, продолжают оставаться еще нерешенными. При этом одним из основных препятствий в проведении исследований в современной теплофизике реакторных технологий является практически полное отсутствие необходимой измерительной и диагностической аппаратуры, которая непосредственно предопределяет существенные неточности в измерениях определяющих параметров двухфазного потока, а именно: расхода, плотности, паросодержания и др. Указанное обстоятельство особенно серьезно сказывается на проведении натуральных экспериментов непосредственно в АкЗ ЯР в штатных и переходных режимах эксплуатации ЯЭУ. Очевидно, что недостаточная достоверность определения важнейших теплофизических параметров ЯР негативно влияет не только на точность оценок ресурса ЯЭУ, но и порождает сомнения относительно выбора соответствующих моделей, которые призваны адекватно описать процессы теплообмена и гидродинамики в АкЗ.

Отмеченные выше объективные и субъективные факторы, обуславливающие неточности существующих физических моделей продолжают оказывать негативное влияние при выполнении расчетов ресурсных характеристик ЯЭУ и в особой мере проявляют себя при оценке условий возникновения кризиса теплоотдачи при кипении. Как известно [3], кризис теплоотдачи как физическое явление существенного ухудшения отвода тепла с поверхности теплосъема ТВЭЛ к потоку теплоносителя, является определяющим параметром реально располагаемого ресурса ЯЭУ. При этом проявление кризиса теплоотдачи зависит от множества факторов: формы каналов, свойств теплоносителя, температуры на входе в канал АкЗ ЯР, давления, скорости течения теплоносителя, наличия или отсутствия турбулизаторов, энерговыделения вдоль потока и по периметру поверхности теплообмена и др. Явление кризиса теплообмена, как и другие процессы при наличии турбулентности, носит статистический характер. В настоящее время физические законы возникновения кризиса теплоотдачи изучены далеко неполно. Попытки описать это явление на основе фундаментальных уравнений движения и переноса (Навье - Стокса или осредненных уравнений Рейнольдса) приводили к некоторому прогрессу, но не к результатам, которые отвечали бы современным требованиям реакторостроения. Для решения же практических задач создания энергетических установок проводились и проводятся многочисленные экспериментальные исследования КТП и на их основе разрабатывались и разрабатываются рекомендации для проведения расчетов (см., например, [13 - 16]). Накоплено также значительное количество данных, которые сосредоточены в банках данных различных организаций [15, 16] и могут быть использованы для верификации создаваемых физико-математических моделей. Анализ этих данных показал, что на современном этапе развития реакторной теплофизики появились предпосылки для создания существенно более надежных и точных методов описания кризиса теплообмена, учитывающих влияние различных факторов.

По существующим физическим представлениям кризис теплоотдачи при кипении воды и в круглых трубах, и в каналах более сложного поперечного сечения вызывается уменьшением площади контакта жидкой фазы потока теплоносителя с поверхностью нагрева и последующим резким снижением коэффициента теплоотдачи, обусловленным гидродинамическим и тепловым разрушением пристенного парожидкостного слоя и образованием паровой пленки около поверхности теплообмена, что характерно для недогретой, в среднем, до температуры насыщения жидкости или сокращением расхода жидкости в пленке, движущейся вдоль поверхности теплоотдачи (в дисперсно-кольцевом режи-

ме течения), что связано с процессами испарения, механического уноса жидкости и недостаточного выпадения капель из парожидкостного ядра потока на стенку ТВЭЛ.

Эти два вида кризиса получили название кризисов теплоотдачи первого и второго рода. Они реализуются в областях с различным относительным паросодержанием. При дисперсно-кольцевом режиме течения тепло от стенки трубы отводится в основном жидкой пленкой на поверхности теплоотдающей стенки. В этом случае целостность пленки поддерживается выпадающими на нее каплями жидкости. Возникновение кризиса теплоотдачи в этом режиме вызывается исчезновением пленки из-за недостаточного орошения стенки каплями жидкости (кризис орошения). Механизмы кризиса теплообмена в трубах в значительной мере определяются режимами течения двухфазной смеси, недогревом жидкости до температуры насыщения и плотностью теплового потока. При этом отсутствуют резкие границы между режимами с различными механизмами кризиса теплоотдачи, причем имеются области одновременного существования двух и более механизмов. Естественно, что интерпретация опытных данных и описание их эмпирическими методами вызывают закономерные трудности.

Очевидный дефицит точных сведений о механизме кризиса кипения при вынужденном течении потока теплоносителя не позволил создать достоверную физическую модель явления и дать ее математическое описание. Расчетные уравнения, предложенные для гладких труб, пучков стержней и кольцевых каналов [17 - 24], не обобщают всех экспериментальных данных, полученных в широком диапазоне изменения определяющих параметров. Причина этого - как приближенность методов обобщения и наличие в уравнениях коэффициентов, полученных экспериментально в узком диапазоне изменения параметров (в основном в трубах), так и расхождения самих этих данных.

Расхождения экспериментальных данных по критическим плотностям теплового потока в каналах носят, как правило, количественный, а иногда и качественный характер. Они вызваны в основном особенностями методик проведения эксперимента и способами представления данных, а также способами фиксации кризиса теплоотдачи при кипении, отсутствием контроля гидродинамической устойчивости в каналах и наличием эксцентриситета, который появляется в процессе изготовления, монтажа и эксплуатации ТВС.

Следует, прежде всего, отметить статистический характер как процесса кипения в целом, так и кризиса теплоотдачи при кипении. Поэтому даже в условиях свободного движения опытные данные по критическим тепловым потокам характеризуются разбросом от ± 5 до ± 10 %, а при низких давлениях и более [17].

Анализ большого количества данных по кризису кипения в каналах затруднен и тем, что в формулировке самого понятия «критический тепловой поток» имеется некоторая неопределенность. Так, несмотря на то, что в соответствии с принятой терминологией первая критическая плотность теплового потока определяется как максимально возможная (при данных условиях) плотность теплового потока при пузырьковом кипении, в публикациях критическим часто называют тепловой поток, при котором происходит покраснение или пережог трубы, внезапное повышение ее температуры, колебания температуры, наблюдается максимум теплоотдачи и др. Встречаются такие термины, как «быстрый» (первого рода) и «медленный» (второго рода) кризисы. А поскольку в некоторых случаях возможна надежная работа технических устройств в закризисной области, то ряд авторов считает термин «критическая тепловая нагрузка» в отношении труб и каналов вообще устаревшим.

Неясность иногда вносит игнорирование различной природы ухудшения теплообмена при кипении. Иногда смешиваются понятия кризисов первого и второго рода, а также кризиса орошения, подчиняющиеся разным закономерностям.

На основании вышеизложенного можно заключить, что существующие системы мониторинга и диагностики, которые применяются для оперативного контроля текущего эксплуатационного состояния оборудования первого контура АЭС, не позволяют получать надежную информацию о начальных фазах возникновения потенциально опасных аномалий в наиболее ответственных элементах и системах этого оборудования, а также не реализуют функцию автоматического формирования диагностических решений. В силу указанных обстоятельств современные средства оперативной диагностики АЭС требуют качественного совершенствования с целью решения вышеуказанных проблем.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизика* поврежденных реакторных установок / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. – 528 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966- 02-6815-9.
2. *Проскураков К. Н.* Прогнозирование условий возникновения в первых контурах АЭС с ВВЭР виброакустических резонансов с внешними периодическими нагрузками / К. Н. Проскураков, А. И. Федоров, М. В. Запорожец // *Теплоэнергетика*. - 2015. - № 8. – С. 1- 7.
3. *Теплофизика* безопасности атомных электростанций / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. – 484 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966- 02-5814-3.
4. *Теплофизика* аварий ядерных реакторов / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины НАН Украины, 2012. – 528 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966- 02-6194-5.
5. *Теплофизика* надежности активных зон / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины НАН Украины, 2015. – 772 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966- 02-7339-9 (кн. 4).
6. *Теплофизика* ресурса ядерных энергоустановок / А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2017. – 624 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966-02-8313-8 (кн. 5).
7. *Аркадов Г. В.* Вибрационная диагностика ВВЭР / Г. В. Аркадов, В. И. Павелко, А. И. Усанов. – М. : Энергоиздат, 2004.
8. *Анализ* причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах: монография / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. И. Ващенко, С. С. Яровой; под ред. В. И. Скалозубова. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. – 280 с.
9. *Рясный С. И.* Управление ресурсом оборудования при инженерной поддержке эксплуатации АЭС / С. И. Рясный // *Теплоэнергетика*. – 2015. - № 5. – С. 39 – 43.
10. *Шараевский Г. И.* Проблемы валидации исходного аварийного события Чернобыльской катастрофы / Г. И. Шараевский // *Ядерная радиационная безопасность*. – 2016. -Вип. 1(69). - С. 20 – 27.
11. *Шараевский Г. И.* Методология определения режима начала кипения в ТВС путем анализа акустического шума / Г. И. Шараевский // *Ядерная радиационная безопасность*. - 2016. - Вип. 3(71). - С. 32 - 36.
12. *Бобков В. П.* Критический тепловой поток при кипении воды в каналах. Современное состояние, характерные закономерности, нерешенные проблемы и пути их решения / В. П. Бобков // *Теплоэнергетика*. – 2015. - № 2.- С. 10 – 18.
13. *Методика* расчета кризиса теплоотдачи в трубчатых твэлах при охлаждении их водой и пароводяной смесью / В. Н. Смолин, С. В. Шпанский, В. И. Есиков, Т. К. Седова // *Теплоэнергетика*. - 1977. - № 12. - С. 30.
14. *Рекомендации* по расчету кризиса теплоотдачи при кипении воды в круглых трубах: препринт 1-57. - М. : ИВТ АН СССР, 1980.
15. *Бобков В. П.* Рекомендации по расчету кризиса теплообмена в трубах на основе банка данных / В. П. Бобков, П. Л. Кириллов, В. Н. Виноградов // *Атомная энергия*. - 1985. - Т. 59, вып. 1. - С. 223 - 228.
16. *The 1996 look-up table for critical heat flux in tubes* / D. C. Groeneveld, L. K. H. Leung, P. L. Kirillov et al. // *Nucl. Eng. and Design*. - 1996. - № 163. - P. 223 - 226.
17. *Толубинский В. И.* Теплообмен при кипении / В. И. Толубинский. – Киев : Наук. думка, 1980. - 316 с.
18. *Ивашкевич А. А.* Критические тепловые потоки при вынужденном движении жидкости в каналах / А. А. Ивашкевич. - *Атомная энергия*. – 1960. - № 8. - С. 51 - 54.
19. *Миропольский З. Л.* Критические тепловые потоки при кипении воды в каналах / З. Л. Миропольский, М. Е. Шицман // *Атомная энергия*. – 1961. - № 11. - С. 515 - 521.
20. *Глуценко Л. Ф.* К вопросу о методике и сопоставление данных исследований критических тепловых потоков / Л. Ф. Глуценко, Е. М. Маевский // *Теплофизика и теплотехника*. – 1972. - Вып. 22. - С. 82 - 87.
21. Баттерворс Д. Теплопередача в двухфазном потоке / Д. Баттерворс, Г. Хьюитт ; пер. с англ. под ред. Д. А. Лабуки. - М. : Энергия, 1980. - 326 с.
22. *Толубинский В. И.* Кризис теплоотдачи при кипении в пучках стержней / В. И. Толубинский, Е. Д. Домашев // *Теплофизика и теплотехника*. – 1979. - Вып. 37. - С. 3 - 12.
23. *Толубинский В. И.* Кризис теплоотдачи при кипении в кольцевых каналах / В. И. Толубинский, Е. Д. Домашев // *Вопросы атомной науки и техники. Серия "Физика и техника ядерных реакторов"*. – 1983. - Вып. 1 (30). - С. 58 - 68.
24. *Мигров Ю. А.* Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Общая характеристика и перспективы развития / Ю. А. Мигров, С. Л. Соловьев // *Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)*. Теплофизика-2001. - Обнинск, 2001. - С. 13 - 16.

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

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

ТЕПЛОФІЗИЧНІ АСПЕКТИ УДОСКОНАЛЕННЯ СИСТЕМ ДІАГНОСТИКИ ПЕРШОГО КОНТУРУ АЕС

Розглянуто актуальні напрямки якісного удосконалення систем діагностики та прогнозу реального технічного стану елементів і систем ядерних реакторів із метою забезпечення можливості подовження їхнього ресурсу. Розглянуто комплекс визначальних фізичних, технічних та діагностичних факторів, що підлягають урахуванню під час розробки нового покоління діагностичних систем для раннього автоматичного виявлення початкових фаз потенційно небезпечних відхилень параметрів теплогідрравлічних режимів активних зон від регламентованих значень.

Ключові слова: ядерний енергоблок, теплогідрравлічний режим, шуми технологічних параметрів, розпізнавання аномалій.

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

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

THERMOPHYSICAL ASPECTS OF DIAGNOSIS SYSTEMS IMPROVING FOR THE NPP FIRST CIRCUIT

The results of a comprehensive analysis of unresolved thermal problems of resource management nuclear NPP with water-cooled VVER reactors. Identified current trends in the qualitative improvement of diagnostics and forecasting technical condition of the real elements and nuclear reactor systems in order to ensure the possibility of extending their life. Thermophysical aspects of physical processes that are capable of initiating potentially damaging defects to their elements and systems during the operation of the main energy types reactor installations are considered. Particular attention is paid to the causes of the emergence and development of latent damage in critical elements of the primary circuit critical to the safety of nuclear power plants. The features and the calculation methodology of the corresponding thermohydrodynamic and vibrational processes are analyzed, as well as the principal aspects of the main approaches to early automatic detection of the conditions of nucleation and subsequent development of anomalous and pre-emergency operational states in the elements and systems of active zones and heat exchange equipment of the first circuit of reactor plants. The complex of determining the physical, technical and diagnostic factors to be considered when developing a new generation of diagnostic systems for early automatic detection of the initial phases of potentially dangerous deviations of active zones heat-hydraulic modes parameters from regulated values.

Keywords: nuclear power, heat-hydraulic mode, noise processing parameters, detection of anomalies.

REFERENCES

1. *Thermophysics of nuclear power units impairments / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti NPP NAS of Ukraine, 2013. – 528 p. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серія), ISBN 978-966- 02-6815-9. (Rus)*
2. *Proskuriakov K. N. Prediction of the occurrence conditions of the primary circuit of NPP with VVER vibro-acoustic resonances with external periodic load / K. N. Proskuriakov, A. I. Fedorov, M. V. Zaporozhets // Teploenergetika. - 2015. - № 8. – P. 1 - 7. (Rus)*
3. *Thermophysics of nuclear power plants safety: monography / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti NPP NAS of Ukraine, 2010. - 484 p. – ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-5814-3. (Rus)*
4. *Thermophysics of nuclear reactor damages: monography / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti NPP NAS of Ukraine, 2012. - 528 p. – ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-6194-5. (Rus)*
5. *Thermophysics of active zones reliability / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti NPP NAS of Ukraine, 2015. – 772 p. – ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-7339-9. (Rus)*
6. *Thermophysics of nuclear power plants resource: monography / A. V. Nosovsky, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti NPP NAS of Ukraine, 2017. - 624 p. - ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-6194-8. (Rus)*
7. *Arkadov G. V. Vibration diagnostics of VVER / G. V. Arkadov, V. I. Pavelko, A. I. Usanov. – Moskwa : Energoizdat, 2004. (Rus)*
8. *Analysis of the causes and consequences of the accident at the Fukushima nuclear power plant as a factor in the prevention of severe accidents in tank reactors: monography / V. I. Skalozubov, A. A. Kliuchnykov, V. I. Vashchenko, S. S. Yarovoj ; under ed. V. I. Skalozubov. – Chornobyl : NAS of Ukraine, In-t problem bezopasnosti AES, 2012. – 280 p. (Rus)*

9. *Ryasny S. I.* Hardware resource management with engineering support NPP / S. I. Ryasny // *Теплоэнергетика*. – 2015. - № 5. – P. 39 – 43. (Rus)
10. *Sharaevsky G. I.* Validation Problems initial emergency events of the Chernobyl disaster / G. I. Sharaevsky // *Yaderna ta radiatsijna bezpeka*. - 2016. - Vol. 1(69). - P. 20 – 27. (Rus)
11. *Sharaevsky G. I.* Methodology for determining the initial boiling regime in FA by analyzing the acoustic noise // *Yaderna ta radiatsijna bezpeka* / G. I. Sharaevsky. - 2016. - Vol. 3(71). - P. 32 - 36. (Rus)
12. *Bobkov V. P.* The critical heat flux in a boiling water channels. Current state, specific laws, unresolved problems and their solutions / V. P. Bobkov // *Теплоэнергетика*. – 2015. - № 2. - P. 10 – 18. (Rus)
13. *The method of calculating heat transfer crisis in tubular fuel elements while cooling them with water and steam mixture* / V. N. Smolin, S. V. Shpansky, V. I. Esikov, T. K. Sedova // *Теплоэнергетика*. - 1977. - № 12. - P. 30 - 35. (Rus)
14. *Recommendations for calculating heat transfer crisis during boiling of water in circular pipes: preprint 1-57*. Moskva : IVT AN SSSR, 1980. (Rus)
15. *Bobkov V. P.* Guidelines for the calculation of heat transfer tubes in the crisis on the basis of the data bank / V. P. Bobkov, P. L. Kirillov, V. N. Vinogradov // *Atomnaja energija*. - 1985. - Vol. 59. - Iss. 1. – P. 223 - 228. (Rus)
16. *The 1996 look-up table for critical heat flux in tubes* / D. C. Groeneveld, L. K. H. Leung, P. L. Kirillov et al. // *Nucl. Eng. and Design*. - 1996. - № 163. - P. 223 - 226.
17. *Tolubinsky V. I.* Heat transfer during boiling / V. I. Tolubinsky. – Kiev : Nauk. dumka, 1980. - 316 p. (Rus)
18. *Ivashkevich A. A.* Critical heat flux at the forced motion of a fluid in the channels / A. A. Ivashkevich // *Atomnaja energija*. – 1960. – No. 8. - P. 51 - 54. (Rus)
19. *Miropolsky Z. L.* Critical heat flux at boiling of water in the canals / Z. L. Miropolsky, M. E. Shitsman // *Atomnaja energija*. – 1961. – No. 11. P. 515 - 521. (Rus)
20. *Glushchenko L.F.* On the question of procedure and comparison of these studies critical heat fluxes / L. F. Glushchenko, E. M. Maevsky // *Teplofizika i teplotekhnika*. – 1972. - Vol. 22. - P. 82 - 87. (Rus)
21. *Battervorth D.* Heat transfer in the two-phase flow / D. Battervorth, G. Huwitt ; transl. from ang. under ed. D. A. Labuki. – Moskva : Energy, 1980. - 326 p. (Rus)
22. *Tolubinsky V. I.* heat transfer crisis at reflux rod bundles / V. I. Tolubinsky, E. D. Domashev // *Teplofizika i teplotekhnika*. -1979. - Vol. 37. - P. 3 - 12. (Rus)
23. *Tolubinsky V. I.* Crisis during boiling heat transfer in annular channels / V. I. Tolubinsky, E. D. Domashev // *Voprosy atomnoi nauky i tekhniki*. Ser. "Fizika i tekhnika yadernykh reaktorov". – 1983. - Vol. 1 (30). - P. 58 - 68. (Rus)
24. *Migrov Yu. A.* Thermal-hydraulic calculated codes of a new generation. General characteristics and development prospects / Yu. A. Migrov, S. L. Solov'ev // *Thermal-hydraulic codes for power reactors (development and verification)*. *Teplofizika-2001*. - Obninsk, 2001. - P. 13 - 16. (Rus)

Надійшла 19.03.2018
Received 19.03.2018