

И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский

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

ОСОБЕННОСТИ ДИАГНОСТИКИ НЕРЕГЛАМЕНТНЫХ ТЕПЛОВЫХ, ВИБРОАКУСТИЧЕСКИХ И НЕЙТРОННЫХ ПРОЦЕССОВ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Критически проанализированы известные методы диагностики и контроля процессов генерации паровой фазы в водоохлаждаемых и охлаждаемых жидким натрием ядерных реакторах. Определены актуальные направления качественного совершенствования систем диагностики реального технического состояния элементов и систем ядерных реакторов с целью обеспечения возможности продолжения 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 регламентированных значений.

Ключевые слова: ядерный реактор, системы диагностики, опасные отклонения параметров, раннее автоматическое обнаружение, реактор ВВЭР, элементы конструкции, вибрационное состояние.

Анализ физических причин характерных аварий, обусловленных нерегламентной колебательной динамикой первого контура, а также аномальными вибрациями ответственных элементов внутрикорпусных устройств (ВКУ), которые были зарегистрированы на некоторых АЭС с ядерными реакторами (ЯР) различных типов, рассмотрен в [1, 2]. Следует отметить, что эти потенциально опасные физические процессы в ряде случаев обусловили необходимость оптимизации конструкций ядерных энергоустановок (ЯЭУ) с целью минимизации возможных вибрационных повреждений соответствующего оборудования. Показательно, что наиболее часто указанные изменения касались теплового экрана ЯР, тепловыделяющих сборок (ТВС), а также трубных пучков парогенераторов (ПГ) и некоторых других теплообменных аппаратов. Таковы, например, повреждения оборудования на первых ядерных энергоблоках США АЭС Fermi, Hollam, Shinnon и др. Характерно, что количество повреждений оборудования подобного типа продолжало оставаться значительным и в последующие годы. Было установлено, что вибрации ТВС, вызванные потоком теплоносителя, на американских АЭС, оснащенных реакторами PWR первого поколения, были причиной возникновения колебаний мощности с амплитудой 112 кВт на уровне мощности 45 МВт. Такие колебательные процессы были квалифицированы как опасные, поскольку связанные с ними колебания реактивности были способны инициировать другие повреждения органов и систем ЯР. Так, на исследовательском ЯР GETR (США) гидродинамически возбуждаемые вибрации направляющих труб исполнительных органов системы управления и защиты (СУЗ) привели к износу их алюминиевых дистанционирующих элементов. При этом вибрации этих направляющих труб СУЗ происходили с частотой 8 Гц. Оказалось, что к этим колебаниям весьма чувствительны измерители периода ЯР. Так, при работе на мощности 30 МВт были обнаружены существенные колебания периода ЯР, вызвавшие около 2 тыс. предупредительных сигналов, переданных на блочный щит управления. Показательно, что для устранения этих вибраций была признана целесообразной полная реконструкция структуры всей активной зоны (АкЗ).

На основе анализа более 50 случаев повреждений оборудования ядерных энергоблоков, обусловленных гидродинамически возбуждаемыми вибрациями, в одной из первых работ [3] был сделан вывод о том, что наименее надежными с точки зрения возможных вибрационных повреждений являются не только ВКУ ЯР, но и трубные пучки ПГ. Так, из 62 известных случаев аварийных отключений ПГ АЭС в США более 12 % были вызваны вибрационными разрушениями пучков теплообменных труб. В целом накопленная статистика отказов свидетельствует о том, что ежегодно на АЭС США выходят из строя более 60 теплообменных труб вертикальных ПГ. Известен, например, случай полного разрушения теплообменной поверхности ПГ вследствие интенсивных вибраций менее чем через 24 ч после начала эксплуатации энергоблока. Согласно имеющимся данным, экономический ущерб от ликвидации указанных повреждений превышает 6 тыс. долл. на 1 МВт установленной мощности энергоблока.

Необходимо подчеркнуть, что повышенная повреждаемость теплообменных поверхностей ПГ обусловлена рядом причин. Одной из них является то, что трубные пучки ПГ находятся под одновре-

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

менным воздействием не только однофазного потока теплоносителя первого контура, но и паровой среды второго контура. Именно двухфазный поток, отличающийся присущей ему сложной структурой и внутренней нестационарностью, оказывает наибольшее гидродинамическое воздействие на обтекаемые им элементы ВКУ. Так, анализ отказов теплообменного оборудования ядерных энергоблоков, включая ПГ, свидетельствует о том, что вне зависимости от конструктивных особенностей соответствующего оборудования причины аварий вибрационного характера обычно связаны со следующими основными видами повреждений: а) усталостное разрушение труб; б) их износ при взаимных соударениях; в) виброизнос в местах дистанционирования; г) нарушения герметичности соединений труб и трубных досок. Следует отметить, что существование различных механизмов указанных повреждений значительно осложняет проблему борьбы с вибрациями. Так, например, для снижения динамических напряжений в конструкционных материалах в ряде случаев целесообразна установка дополнительных дистанционирующих элементов, уменьшающих интенсивность вибраций. Вместе с тем при таком конструктивном решении возрастает число точек механического контакта и, следовательно, повышается опасность виброизноса. Кроме того, в этих условиях увеличивается гидравлическое сопротивление соответствующего теплообменника, усложняется его сборка и повышается металлоемкость. Таким образом, очевидно, что оптимизация конструкций теплообменного оборудования первого контура ЯЭУ, а также его надежная эксплуатация не могут быть обеспечены без надежного мониторинга параметров вибраций.

Несомненным является также и то, что реализация указанного мониторинга предполагает не только разработку соответствующих расчетных методик, но также и создание образцов нового поколения таких диагностических средств, которые способны обеспечить автоматическое обнаружение и надежную идентификацию соответствующих видов нерегламентных эксплуатационных состояний оборудования АкЗ ЯР, оборудования первого контура и ПГ [4, 5]. Непреложным фактом является также необходимость проведения широкого спектра экспериментальных исследований теплогидравлических динамических процессов (ТГДП) в оборудовании ЯЭУ, особенно в каналах реакторных установок (РУ).

Следует отметить, что характерные методические особенности исследования турбулентных потоков в каналах РУ определяются в первую очередь значительным разнообразием реальных геометрий этих каналов. Течение в них является, как правило, трехмерным и лишь в отдельных случаях можно ограничиться его двумерным представлением. При этом частота турбулентных пульсаций при течении теплоносителя изменяется от долей до тысяч герц и определяется теплофизическими свойствами соответствующей жидкости или газа, а также поперечным сечением канала и скоростью потока. Обычно несущая частота определяется отношением средней скорости потока к характерному поперечному размеру канала, а вычисляемая средняя скорость потока в значительной степени определяется кинематической вязкостью теплоносителя. В силу указанных факторов значения частоты пульсаций скорости (например, при течении жидких металлов) локализованы в низкочастотной области и изменяются от долей до сотен герц. В то же время при течении воды спектральный диапазон простирается от долей герц до килогерц, а при течении газов - от нескольких герц до десятков килогерц. Очевидно, что указанные спектральные диапазоны определяют комплекс соответствующих требований, которые предъявляются при реализации таких измерений как к датчикам, так и к вторичной аппаратуре. Естественно, что малые поперечные размеры каналов обуславливают геометрию соответствующих сенсоров, а незначительные (в некоторых случаях) амплитуды пульсаций предъявляют высокие требования к чувствительности вторичной аппаратуры и вызывают необходимость подавления маскирующих шумов и помех.

Иными словами, очевидной является необходимость обоснованного выбора экспериментальных методов измерений соответствующих разновидностей ТГДП в турбулентных потоках. Кроме того, как следует из вышеизложенного, реальное гидродинамическое воздействие потока теплоносителя на элементы конструкции РУ не может быть адекватно оценено на основе использования только осредненных параметров этого потока. Действительно, возможные повреждения структурных компонентов первого контура ЯЭУ связаны именно с появлением переменных циклических нагрузок, обусловленных пульсациями давления, скорости, расхода.

В настоящее время многие исследователи, которые изучали причины аварий вибрационного характера на АЭС, пришли к выводу, что большинство повреждений оборудования в значительной мере объясняется дефицитом знаний о гидродинамических характеристиках двухфазного потока, которые непосредственно влияют на теплообмен и вызывают вибрации элементов и систем РУ при определенных режимах течения этого потока. Попытки теоретического изучения вибрационных про-

цессов в РУ, обусловленных воздействием гидродинамических сил, показали, что даже в простейших случаях обтекания стержневых конструкций (продольное или поперечное) не удастся получить удовлетворительные расчетные зависимости для надежного определения их вибрационных характеристик даже в относительно узком диапазоне изменения параметров теплоносителя в ЯР.

Очевидно, что с учетом значительной сложности физики ТГДП основой для оптимизации конструктивных решений, реализуемых при создании РУ в направлении совершенствования гидродинамической оптимизации элементов оборудования ЯЭУ, является экспериментальное исследование этих процессов на моделях, а также непосредственно на соответствующем оборудовании с целью изучения гидродинамических, теплофизических, вибрационных, акустических, кавитационных и других явлений, определяющих характер возможных повреждений соответствующих структурных элементов ядерного энергоблока. При этом исследование вибраций структурных элементов ВКУ реактора и элементов теплообменного оборудования ЯЭУ на стадии их изготовления, а также в период пусконаладочных работ, выполняемых в период подготовки энергоблока к пуску, позволяет не только оценить качество сборки, обнаружить и устранить причины повышенной вибрации тех или иных элементов конструкций РУ, но и улучшить динамические характеристики оборудования в последующий период его эксплуатации. Например, наблюдения за динамикой изменения спектрального состава вибраций действующего реакторного оборудования позволяют осуществлять текущий мониторинг его фактического эксплуатационного состояния. Показательно, что типичными спектральными диапазонами вибраций, которые несут полезную информацию о вибрационном состоянии ЯЭУ, являются, например, 0 - 30 (100) Гц и 1000 - 10000 Гц. Характерно, что вибрации в диапазоне частот 0 - 30 (100) Гц в основном характеризуют возникновение резонансных колебаний элементов конструкции, которые в ряде случаев возникают вследствие дефектов их закрепления. С другой стороны, высокочастотный диапазон частот 1000 - 10000 Гц содержит информацию о соударениях плохо закрепленных или потерявших крепление элементах ВКУ ЯР.

В силу ряда объективных физических факторов контроль вибрационных процессов не только во время эксплуатации, но также и в период пусконаладочных работ связан со значительными трудностями. В числе этих факторов, например, сложный характер вибрации с широким спектральным диапазоном от долей герц до десятков килогерц, высокая температура среды (до 300 – 500 °С), высокая скорость движения теплоносителя (до 15 м/с), а также высокий уровень статического давления теплоносителя (до 18,0 МПа), наличие мощных радиационных полей, высокий уровень электрических помех, которые делают невозможными измерения при использовании слабо экранированных и протяженных кабельных линий от виброакселерометров до вторичных приборов, и др.

С учетом указанных факторов исследование виброакустических процессов в ЯЭУ, в особенности в АкЗ водоохлаждаемых ЯР (ВОЯР), а также в теплообменном оборудовании требует разработки и применения специальных высокотемпературных и помехозащищенных первичных вибродатчиков, а также вторичных приборов. Так, для исследования вибраций элементов и систем РУ (тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), корпуса реактора и др.) широко используются преобразователи с пьезоэлектрическими чувствительными элементами на основе высокотемпературной пьезокерамики или искусственно выращиваемых кристаллов с требуемыми пьезоэлектрическими свойствами.

Переходя к проблематике разработки и создания специализированных диагностических средств, необходимо отметить следующее. Данные ряда работ [1, 6, 7] свидетельствуют о том, что модели автоматической компьютерной идентификации основных классов ТГДП принципиально могут быть основаны на использовании диагностических сигналов различной природы: нейтронных, акустических, теплогидравлических и др. Так, например, теоретические и экспериментальные исследования флуктуаций основных технологических параметров в элементах и системах РУ, например в системе охлаждения АкЗ, и основанные на них шумовые методы автоматической диагностики позволяют с высокой надежностью и в режиме on-line перейти к реализации комплекса качественно новых - интеллектуальных - диагностических функций [7]. Последние оказались способными обеспечить решение ряда новых задач, например распознавания процесса кипения недогретого теплоносителя и других теплогидравлических аномалий в АкЗ, идентификации источников вибрационных процессов и др. При этом следует отметить, что методы и средства шумовой диагностики в комплексе превентивных мер по обеспечению безопасной и надежной эксплуатации АЭС играют приоритетную роль и призваны обеспечить: а) обнаружение дефектов на ранних стадиях их возникновения; б) определение аномалий по факту; в) прогноз развития аномалии и возможной аварии; г) подготовку рекомендаций персоналу для оптимизации управляющих решений и устранения причин соответствующего нерегулярного эксплуатационного состояния.

Как показывает накопленный опыт [1, 7], контроль текущего эксплуатационного состояния РУ, в особенности раннее автоматическое обнаружение аномалий в ее оборудовании, принципиально могут быть реализованы посредством анализа ряда статистических параметров измеряемых реакторных шумов. Выполненные в этом направлении исследования [1, 2, 6 - 8] показали, что при решении задач оперативного контроля, сущность которых состоит в определении вида и степени опасности развивающихся повреждений, которые потенциально могут рассматриваться как аварийное событие, инициирующее переход соответствующих элементов и систем РУ к некоторому нештатному эксплуатационному состоянию, наиболее эффективен контроль частотной структуры спектров диагностических шумовых сигналов. При этом указанные сигналы генерируются измерительными преобразователями соответствующего типа (ими могут быть нейтронные детекторы, датчики пульсаций давления и температуры теплоносителя, виброакселерометры, установленные на оборудовании и др.), которые реализуются в режиме on-line в процессе эксплуатации РУ. Как известно, применяемый в настоящее время для целей шумовой диагностики детерминированный подход к идентификации таких случайных сигналов [8, 9] оператором-диагностом предусматривает формирование диагностических решений в ручном режиме, которое предполагает использование простейшего бинарного логического анализа, который реализуется на основе определения факта изменения интенсивности некоторых, предварительно избранных для этого анализа, спектральных составляющих.

Очевидно, что при реализации такого эргатического (человеко-машинного) подхода идентификация начальной фазы развития соответствующего повреждения в элементах и системах РУ состоит в визуальном определении направления смещения доминирующих частот в спектре диагностического сигнала и эвристическом (т.е. на основе ранее приобретенных знаний и опыта эксперта) формировании соответствующего решения относительно причин, вызвавших такое спектральное изменение. Так, например, изменение характера и формы некоторых спектральных максимумов в спектрах виброакустического сигнала может свидетельствовать об изменении механических параметров соответствующей колебательной системы, которая эволюционирует в процессе эксплуатации ЯЭУ. В тех случаях, когда собственные частоты колебаний элементов этой системы известны, зарегистрированные частотные трансформации в спектрах могут быть идентифицированы, например, как механическое повреждение конкретного элемента контролируемой системы. Показательно, что именно такие качественные эвристические подходы к диагностике технического состояния элементов и систем РУ, которые предполагают использование данных визуального мониторинга ограниченного набора доминирующих частот в спектрах вибраций ВКУ, а также пульсаций давления теплоносителя в ЯР и т.п., реализованы в современных компьютерных комплексах поддержки операторов АЭС, таких, например, как ALLY, pwVDN, ALUS, SUS, COMPASS, СКУД и др. В указанном контексте представляется необходимым конкретизировать ряд проблемных вопросов обеспечения виброакустической безопасности ЯЭУ, которые подлежат учету при решении задач пролонгации ресурса оборудования первого контура и ЯЭУ в целом. К числу указанных вопросов необходимо отнести следующие.

1. Современная ЯЭУ в гидродинамическом отношении представляет собой сложное сочетание параллельно и последовательно соединенных трактов, которые характеризуются не только существенно отличающейся геометрией, а также условиями входа и выхода потока и режимами его течения, но также и возможной трансформацией структурных форм потока парожидкостного теплоносителя в условиях его двухфазности.

2. Указанные выше гидродинамические и теплогидравлические факторы обуславливают развитие интенсивных пульсаций скорости, давления и расхода теплоносителя, движущегося в реакторных каналах, что приводит к возникновению интенсивных вибраций оборудования первого контура. Опасность этих вибраций, способных практически бесконтрольно развиваться в оборудовании, штатными техническими средствами АСУ ТП АЭС, КИП и А, а также современными компьютерными комплексами мониторинга и диагностики ЯЭУ практически не может быть обнаружена.

3. Возникновение и развитие такого специфического вида виброакустических колебаний, как термоакустическая неустойчивость (ТАН) в каналах ЯР [2], следует рассматривать как потенциально опасное исходное аварийное событие, которое способно инициировать разрушение не только одиночных ТВЭЛ, но и ТВС. В результате ТАН может привести к повреждению значительной части АКЗ и явиться исходным событием тяжелой аварии ядерного энергоблока. Следует подчеркнуть, что современными расчетными методами, включая теплогидравлические компьютерные коды, этот важный фактор обеспечения эксплуатационной безопасности и ресурса ЯЭУ не может быть установлен.

4. К числу актуальных проблем акустической динамики первого контура ЯЭУ следует отнести также и резонансные колебания теплоносителя. Как показано в работах [1, 2], эти колебания спо-

способны оказывать разрушающее воздействие на ответственные элементы конструкции первого контура, включая ЯР.

С изложенных позиций представляется необходимым далее рассмотреть некоторые определяющие особенности диагностики вышеуказанных виброакустических колебаний применительно не только к реакторам ВВЭР, но также и к другим типам РУ. Следует отметить, что указанное направление научных исследований в области ядерных технологий развивается достаточно давно в первую очередь к применительно наиболее теплонапряженным ЯР, которыми являются реакторы на быстрых нейтронах (ЯРБН), по следующим направлениям: а) обнаружение вскипания натрия в АкЗ и определение области вскипания; б) контроль течей в ПГ «натрий - вода». Следует отметить, что пристальное внимание, уделяемое за рубежом акустической диагностике ЯРБН, обусловлено следующей определяющей особенностью эксплуатации реакторов этого типа: стремительным нарастанием процесса разрушения АкЗ ЯРБН сразу после начала генерации паровой фазы.

Действительно, в ЯРБН вскипание натрия рассматривается как исходное событие тяжелой аварии ввиду положительного натриевого пустотного эффекта реактивности и связанной с ним опасности массового расплавления ТВЭЛ и фактического разрушения АкЗ. Как известно, ЯРБН имеют высокую теплонапряженность, в силу чего прекращение расхода теплоносителя через аварийную ТВС приводит к полному ее осушению менее чем за 1 с, причем через 3 - 5 с к плавлению всей АкЗ. Кипению натрия предшествует его перегрев, в результате которого осушение ТВС происходит взрывообразно с ростом температуры топлива до 600 °С/с. Показательно, что высокая теплопроводность натрия и перемешивание его потоков из отдельных ТВС не позволяют фиксировать начальную фазу аварии посредством контроля средней температуре теплоносителя на выходе из АкЗ. Обнаружение и оценка кипения в каждой ТВС на основе измерений температуры и расхода теплоносителя требуют неприемлемо большого числа датчиков, которые, кроме того, должны быть размещены непосредственно в АкЗ. Так, например, если термодатчики устанавливать не над каждой ТВС, а располагать их на некотором расстоянии от их выходных окон ЯР, то аварийный сигнал будет существенно запаздывать. При этом негативную роль играет также инерционность собственно термодатчиков. В результате кипение будет обнаружено лишь тогда, когда значительное повреждение ТВЭЛ уже произошло. Кроме того, в ЯРБН вывод электрического сигнала от термодатчика из АкЗ требует надежной работы кабеля при температурах выше 550 °С. Замена температурного контроля предложенным в работе [10] акустическим зондированием требует неприемлемо большого числа акустических волноводов, ввести которые в условиях плотной компоновки АкЗ ЯРБН не представляется возможным.

С учетом изложенного для решения проблемы обнаружения локальных изменений условий теплосъема и возникновения кипения теплоносителя не только в ЯРБН, но и в ЯР других типов концептуально следует воспользоваться распознаванием акустических импульсов, возникающих при образовании паровых пузырьков. Простота и очевидные преимущества такого метода обусловили значительное внимание к этой диагностической технологии. Показательно, что использованию акустических методов обнаружения кипения натрия в ЯРБН способствуют два обстоятельства. Во-первых, распространение сигнала здесь происходит в условиях однофазной среды, во-вторых, выход парового пузыря в сливную камеру с натрием, имеющим значительный недогрев до температуры кипения, должен приводить к интенсивной деградации пузырей и сопровождаться акустическим импульсом.

Напротив, в ВОЯР типа ВВЭР последствия вскипания теплоносителя в отдельных сборках не носят катастрофического характера. Более того, в отдельных случаях подкипание теплоносителя, которое интенсифицирует теплосъем в АкЗ, может считаться допустимым режимом эксплуатации. Тем не менее своевременное определение факта вскипания и прогнозирование динамики этого процесса считаются необходимыми для реализации эффективного оперативного контроля с целью предотвращения пленочного кипения. Следует отметить, что в кипящих аппаратах, в которых интенсивное кипение является штатным технологическим процессом, применение пассивных акустических методов встречает определенные затруднения. Так, при сравнительно низком объемном паросодержании двухфазная среда фактически становится акустически непрозрачной, поскольку затухание акустических колебаний согласно [10] достигает сотен децибел на метр. В результате датчик, расположенный на периферии зоны двухфазного теплоносителя, воспринимает интегральный сигнал от периферийных участков этой области. При этом уровень сигнала из внутренних участков кипящей АкЗ существенно зависит от поглощения звука в двухфазной среде и, кроме того, определяется резонансными эффектами в кипящей системе. Эти эффекты затрудняют интерпретацию диагностических данных.

Следует отметить, что пассивный акустический контроль признан эффективным не только для диагностики вскипания теплоносителя в АкЗ, но также и в задачах контроля второго (натриевого)

контура ЯРБН при решении актуальной задачи обнаружения течей воды в натрий в ПГ. Источниками шума при такой течи могут быть, например, движение водяного пара в натрии, осцилляции пузырьков водорода, кипение натрия в зоне реакции и другие эффекты. Одним из основных преимуществ акустического метода контроля течей по сравнению с другими диагностическими технологиями является именно быстрое действие, позволяющее своевременно вывести ПГ из работы до развития течи и значительного разрушения всего трубного пучка.

Важной проблемой при реализации методов пассивной акустической диагностики в ЯЭУ является выделение полезного сигнала из маскирующего фонового шума. При этом следует отметить, что частотный диапазон акустических колебаний в работающем ЯР простирается от долей герца до сотен килогерц, в силу чего он может быть использован для решения различных задач.

Результаты классификации информационно значимых спектральных диапазонов акустических сигналов применительно к основным типам задач оперативной диагностики ЯР представлены в табл. 1.

Таблица 1. Информационно значимые частотные диапазоны акустических колебаний в ЯР

Верхняя частота, кГц	Область измерения	Метод идентификации
20	Контроль насосов, арматуры, вибраций элементов конструкции, обнаружение течи в ПГ «натрий - вода»	Обнаружение изменения спектров шума от штатного состояния
10 - 100	Определение течей в трубопроводах	Распознавание спектральных параметров двумерных диагностических сигналов
20 - 200	Обнаружение кризисного состояния теплоносителя	Распознавание спектров диагностических сигналов
100 - 2000	Контроль прочности корпусов ЯР и оборудования первого контура	Распознавание сигналов акустической эмиссии

Естественно, что приведенные в таблице результаты селективного разделения частотных диапазонов имеют оценочный характер. Тем не менее высокочастотный и широкополосный характер большинства анализируемых акустических спектров требует системного подхода к выбору конструкции акустических преобразователей. Очевидно, что воспринимающие акустический сигнал преобразователи колебаний, расположенные, например, на корпусе ЯР, чувствительны к виброакустическим эффектам, распространяющимся по элементам конструкции ЯЭУ, а также фоновым шумам. В то же время сигналы, поступающие из теплоносителя, существенно ослабляются ввиду имеющей место абберации на пути распространения этих сигналов через гетерогенную структуру ЯЭУ.

С этой точки зрения предпочтительным является использование датчиков, находящихся в непосредственном контакте с теплоносителем, а именно волноводных и погружных. В первом случае электрическая часть преобразователя может работать в условиях нормальных температур и не подвергаться действию экстремальных технологических условий. Таким образом с теплоносителем волноводные датчики контактируют через акустический зонд, проходящий через крышку ЯР. Основные недостатки таких систем очевидны. Прежде всего, это существенные потери при прохождении сигналов по волноводам, а также ограниченность полосы пропускания информационно значимых частот. Указанное обстоятельство с учетом сложности детектирования полезного сигнала на фоне технологических шумов и широкополосного характера звуковых колебаний, связанных с кипением, предопределяет необходимость реализации эффективных методов распознавания случайных сигналов в контексте методологии искусственного интеллекта.

Напротив, погружные акустические датчики обеспечивают лучшую чувствительность в области низких частот, являются более широкополосными и обладают способностью неискаженного представления информационно значимых возмущений акустического поля, возникающих при кипении. Вместе с тем эти датчики функционируют в экстремальных температурных и радиационных условиях и должны надежно обеспечивать селекцию слабых электрических сигналов, включая интенсивное нейтронное и γ -излучение.

Показательно, что в большинстве используемых в настоящее время датчиков применяются пьезоэлектрики на основе ниобата лития или керамики цирконата-титаната свинца (ЦТС). Характерные физические условия функционирования этих пьезоэлектриков ЯР приведены в табл. 2.

Технология применения пьезоэлектрических датчиков в качестве диагностических сенсоров оборудования ядерных энергоблоков достаточно хорошо разработана. Так, например, эксперимен-

тально подтверждена радиационная стойкость пьезоматериалов на основе ЦТС при облучении тепловыми нейтронами до флюенсов $2,7 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-2}$ и быстрыми нейтронами - до $1,6 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$.

Таблица 2. Физические условия функционирования пьезоэлектрических датчиков в энергетических ЯР

Параметр	ВВЭР	ЯРБН
Давление теплоносителя, МПа	16	0,1
Температура теплоносителя, С	322	550
Плотность потока быстрых нейтронов, $\text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	10^{17}	10^{19}
Уменьшение плотности потока быстрых нейтронов в 10 раз на длине, м	0,08	0,50

Как отмечено выше, важной особенностью пассивного контроля состояния теплоносителя в энергетическом ЯР является то, что акустическое поле в этих условиях формируется не только шумом работающего оборудования (преимущественно главных циркуляционных насосов), но и процессами, происходящими в самом теплоносителе. Именно на этом технологическом фоне подлежит детектированию сигнал, инициированный кипением теплоносителя. При этом звуковые волны, образующиеся при кипении, формируются процессами зарождения и деградации паровых пузырьков, а также их объемными осцилляциями. Несомненно, что развитие пассивных систем контроля обуславливает необходимость глубокого понимания фундаментальной физики процессов генерации паровой фазы. Естественно, что кроме паровых пузырей, возникающих при кипении, в теплоносителе возможно присутствуют кавитационные каверны и пузыри неконденсируемого газа. О возможном наличии значительного объема подобных парогазовых образований в теплоносителе может свидетельствовать, например, барометрический эффект реактивности, обнаруженный в ЯРБН [11].

В контексте изложенного представляется необходимым также кратко охарактеризовать некоторые принципиальные особенности существующих подходов к автоматической идентификации пузырьковой структуры двухфазного потока в ТВС водо-водяного ЯР. Как показано в работе [5], наиболее эффективным подходом при решении указанной задачи является использование параметров двумерного сигнала нейтронного шума, который реализован в работах [12, 13]. Типичный современный подход реализован, например, в работе [12]. Его следует считать показательным с точки зрения использования вероятностных характеристик диагностического сигнала при выполнении работ в области создания средств поддержки операторов АЭС. В этой связи представленный ниже анализ позволяет получить представление о применяемых в настоящее время типичных подходах к созданию математических моделей диагностики теплогидравлических режимов реакторных каналов, в частности с использованием параметров нейтронного шума. Так, например, сущность подхода [12, 13] состоит в вычислении для двумерного сигнала нейтронного шума, сформированного сигналами детекторов прямого заряда (ДПЗ) штатной внутриреакторной детекторной сборки в диагностируемом канале ЯР, такого статистического параметра, каким является параметр регрессии. Последний, в соответствии с определением [14], представляет собой множественный коэффициент корреляции R^2 .

При этом применительно к рассматриваемой задаче обнаружения кипения теплоносителя в работах [12, 13] предлагается контролировать степень линейности фазы в фиксированном спектральном диапазоне фазового спектра двумерного сигнала ДПЗ. Последняя, как показано, например, в работе [15], может служить мерой дисперсионно-диссипативных свойств среды между двумя приемниками, формирующими двумерный диагностический сигнал. Действительно, при анализе условий бездисперсионного распространения широкополосного акустического шума от внешнего источника на участке проводящей среды между двумя приемниками колебаний в работе [15] показано, что снижение степени линейности участка фазового спектра в определенном спектральном диапазоне обусловлено рассеиванием широкополосного шума на неоднородностях среды по пути распространения сигнала между этими приемниками, выходы которых формируют соответствующий двумерный сигнал. Применительно к условиям обнаружения пузырьковой структуры пароводяного потока в ТВС ВОЯР по параметрам нейтронного шума, как это следует из данных [12, 13], аналогичный эффект снижения степени линейности фазового спектра в спектральном диапазоне $\Delta f = 1 \dots 4$ Гц имеет в своей основе изменение энергетических характеристик термализованных нейтронов при их взаимодействии с паровыми пузырями как фазовыми неоднородностями потока теплоносителя.

Как известно [14], множественный коэффициент корреляции $R^2 = \frac{\sum_{i=1}^n (\hat{Y}_i - \bar{Y})^2}{\sum_{i=1}^n (Y_i - \bar{Y})^2}$ вычисляется на основе таких параметров статистической выборки, как значения \hat{Y}_i случайной переменной

Y_i с математическим ожиданием \bar{Y} , которые рассчитываются на основе уравнения регрессии, полученного для этой случайной последовательности. Таким образом, параметр R^2 , используемый при формировании решающего правила в [12, 13], объективно может характеризовать только общий разброс данных относительно их математического ожидания \bar{Y} , причем большему значению R^2 , естественно, соответствует и большая дисперсия данных. Например, в диагностической системе KARD [12] спектральный диапазон участка фазового спектра, значения оценок которого формируют указанную статистическую выборку, соответствует выбранной авторами разработки частотной полосе $\Delta f = 1 - 4$ Гц. При оценке эффективности рассматриваемого диагностического алгоритма необходимо обратить внимание на тип решающего правила, который предложено использовать в [12, 13], а именно: при $R^2 = 0,9$ принимается решение о наличии значительного кипения в ТВС, а в случае $R^2 \leq 0,9$ считается, что кипение в канале реактора отсутствует. Иными словами, предложенное в [12, 13] решающее правило является правилом детерминированного типа, это правило не позволяет учесть реальные вероятностные характеристики многомерного спектрального признакового пространства диагностического сигнала. При этом указанные характеристики заменены их пороговыми уровнями, причем только для одного статистического параметра - множественного коэффициента корреляции R^2 . В этой связи следует отметить, что попытка использования детерминированных решающих правил, формируемых на основе уменьшения числа используемых при рассмотрении диагностических признаков путем замены многомерного признакового пространства одним «обобщенным» параметром, характерна и для других современных диагностических систем, которые следуют подходу, предложенному в работе [16]. Авторами этих разработок, однако, игнорируется тот известный факт (он отмечен, в частности, в ряде фундаментальных работ по теории распознавания, таких, например, как [17]), что следствием уменьшения мерности пространства признаков, используемых при распознавании случайных объектов, является резкое снижение надежности их правильной идентификации. Как было установлено в этой связи по результатам опытной эксплуатации диагностической системы KARD, обобщенной в работе [12], при использовании реализованного в этой работе алгоритма обработки двумерного сигнала нейтронного шума в АкЗ ВВЭР-1000 не удастся надежно диагностировать начало кипения в ТВС. Кроме того, не удастся идентифицировать ни область локализации этого теплогидравлического режима по ее высоте, ни соотнести результаты обнаружения легкой фазы в потоке теплоносителя с конкретной структурной формой двухфазного потока.

Завершая приведенный выше анализ физических особенностей оперативной диагностики нерегламентных виброакустических процессов в первом контуре основных типов ЯР, необходимо заключить следующее.

1. Нечеткий характер границ между основными классами шумовых виброакустических процессов, которые реализуются в первом контуре основных энергетических типов ЯР обусловлен не только вероятностным характером гидродинамики и теплообмена в РУ, но также, кроме того, и субъективным характером оценки границ этих процессов и неполнотой современных знаний о них.

2. Изменение частотной структуры сигналов внутризонных электронно-эмиссионных детекторов потока нейтронов, которое регистрируется при переходе соответствующего участка ТВС ВВЭР от конвективной теплоотдачи к кипению, обусловлено локальным изменением термализационных свойств замедлителя у той части поверхности ТВЭЛ в этой сборке, на которой началась генерация паровой фазы. При этом использование низкой мерности признакового пространства диагностических сигналов не обеспечивает приемлемой для целей оперативного контроля АкЗ надежности распознавания.

3. Механическая вибрация ВКУ реактора ВВЭР обуславливает трансформацию спектральной структуры автоспектральной плотности сигналов внутризонных детекторов нейтронного потока в тех частотных диапазонах этих спектров, которые существенно отличаются от участков локализации спектральных компонент, обусловленных процессом генерации паровой фазы на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ.

4. Формирование отдельных спектральных диапазонов автоспектральной плотности нейтронного шума, измеренного в АкЗ реактора ВВЭР, связано с конкретными видами нейтронно-физических процессов, протекающих в реакторах этого типа: а) частотный диапазон $\Delta f = 7 - 60$ Гц обусловлен главным образом процессами термализации нейтронов в замедлителе; б) спектральная полоса $\Delta f = 0,05 - 1,0$ Гц может рассматриваться как информативная с точки зрения некоторых особенностей протекания теплогидравлических процессов в АкЗ водо-водяных реакторов.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизика аварий ядерных реакторов* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Е. И. Шараевская. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. – 528 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966-02-6194-5.
2. *Теплофизика поврежденных реакторных установок* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Н. И. Шараевская. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. – 528 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966-02-6815-9.
3. *Paidoussis M. P. Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers. Practical Experience with Flow-Induced Vibrations* / М. Р. Paidoussis. IANR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979. – P. 1 - 81.
4. *Теплофизика надежности активных зон* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2015. – 772 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966-02-7339-9 (кн. 4).
5. *Теплофизика ресурса ядерных энергоустановок* / А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко, Л. Б. Зимин, Г. И. Шараевский. – Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2017. – 624 с. – ISBN 978-966-02-5763-4 (серия), ISBN 978-966-02-8313-8.
6. *Аркадов Г. В. Вибрационная диагностика ВВЭР* / Г. В. Аркадов, В. И. Павелко, А. И. Усанов. – М. : Энергоиздат, 2004.
7. *Шараєвський І. Г. Розпізнавання передаварійних теплогідрравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах* : автореф. дис ... д-ра техн. наук / І. Г. Шараєвський. – К. : ІПБ АЕС НАН України, 2010. – 48 с.
8. *Проскураков К. Н. Математические модели источников теплогидравлических возмущений в контурах АЭС* / К. Н. Проскураков // Теплоэнергетика. – 1999. – № 6. – С. 6 - 11.
9. *Аналіз експериментальної статистики інтервалів. Перевірка експоненціального розподілу інтервалів* / О. О. Кучмагра, А. Д. Скорбун, В. В. Августов, І. О. Мазний, О. С. Казимиров // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2017. – Вип. 29. – С. 27 - 34.
10. *Мельников В. И. Акустические методы диагностики двухфазных потоков в ЯЭУ* / В. И. Мельников, Г. Б. Усынин. – М. : Энергоатомиздат, 1987. – 160 с.
11. *Усынин Г. Б. Реакторы на быстрых нейтронах* / Г. Б. Усынин, Б. В. Кусмарцев. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 228 с.
12. *Отчет по результатам первых месяцев эксплуатации системы реакторной шумовой диагностики «KARD»*. – Калининская АЭС, Удомля, 1992. – 37 с.
13. *Olockler O. Reactor Noise Diagnostics Based on Multivariate Autoregressive Modeling* / O. Olockler, B. R. Ypadhuaya // Prepared for the Fourth Conference on Utility Experience in Reactor Noise Analysis. – May 12 - 14, 1987.
14. *Дрейпер Н. Прикладной регистрационный анализ* / Н. Дрейпер, Г. Смит. – В 2 кн. Кн. 1 ; пер с англ. – М. : Финансы и статистика, 1986. – 366 с.
15. *Бендат Дж. Прикладной анализ случайных данных* / Дж. Бендат, А. Пирсол ; пер. с англ. – М. : Мир, 1989. – 540 с.
16. *Распознавание «образа» кипения теплоносителя в энергетических установках* / В. Ф. Ратников, Р. В. Радченко, А. Г. Шагалов, Б. А. Зырянов // Изв. ВУЗов. Серия «Энергетика». – 1981. – № 2. – С. 98 - 101.
17. *Распознавание образов. Состояние и перспективы* / К. Верхаген, Р. Джейк, Ф. Грун, Й. Йостен, П. Вербек ; пер. с англ. ; под ред. И. Б. Гуревича. – М. : Радио и связь, 1985. – 103 с.

І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін, Г. І. Шараєвський

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

ОСОБЛИВОСТІ ДІАГНОСТИКИ НЕРЕГЛАМЕНТНИХ ТЕПЛОВИХ, ВІБРОАКУСТИЧНИХ ТА НЕЙТРОННИХ ПРОЦЕСІВ У ПЕРШОМУ КОНТУРІ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ

Критично проаналізовано відомі методи діагностики та контролю процесів генерації парової фази у водоохолоджуваних та охолоджуваних рідким натрієм ядерних реакторах. Визначено актуальні напрямки якісного вдосконалення систем діагностики реального технічного стану елементів та систем ядерних реакторів з метою забезпечення можливості подовження їхнього ресурсу. Розглянуто комплекс визначальних фізичних, технічних та діагностичних чинників, 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 реактор, системи діагностики, небезпечні відхилення параметрів, раннє автоматичне виявлення, реактор ВВЕР, елементи конструкції, вібраційний стан.

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

FEATURES OF DIAGNOSTICS OF UNSUPPOSED THERMAL, VIBROACOUSTIC AND NEUTRON PROCESSES IN THE FIRST CONTOUR OF NUCLEAR REACTORS

The approaches to pattern recognition of beginning moment of a vapour phase steady generating in PWR and LMFBR reactors. Identified current trends in the qualitative improvement of diagnostics technical condition of the real elements and nuclear reactor systems in order to ensure the possibility of extending their life. 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 was proposed. An analysis of the features of resonant vibratory processes in the primary circuit of VVER – 1000 reactor was performed. For examples of different contingencies considered reliable vibration of the water – water energetic reactors was reviewed. It is shown that the lack of deterministic approach effectiveness to the diagnostic of the current technical condition of VVER reactors elements and systems. The principles of and prospects for the creation of automatic computer diagnosis on the basis of the analysis of the spectral characteristics of the signals of standard parameters of vibration and heat – hydraulic processes sensor for early detection of potentially dangerous conditions. The well-known methods of diagnostic end control of a vapor phase generating process in water – cooled nuclear reactors were critically analysed. Besides the possibility of creating diagnostic system on the basis of intellectual software (i. e. created by methods of artificial intelligence) was reviewed.

Keywords: nuclear reactor, diagnostic systems, dangerous deviations of parameters, early automatic detection, reactor VVER, design elements, vibration condition.

REFERENCES

1. *Thermophysics of nuclear reactor damages* / A. A. Kliuchnikov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin, E. I. Sharaevskaya. – Chernobyl : In-t problem bezopasnosti AES NAS of Ukraine, 2012. – 528 p. - ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966-02-6194-5. (Rus)
2. *Thermophysics of nuclear power units impairments* / A. A. Kliuchnikov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin, G. I. Sharaevsky. - Chernobyl : In-t problem bezopasnosti AES NAS of Ukraine, 2013. – 528 p. - ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-6815-9. (Rus)
3. *Paidoussis M. P. Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers. Practical Experience with Flow-Induced Vibrations* / M. P. Paidoussis. IAHR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979. - P. 1 - 81.
4. *Thermophysics of active zones reliability* / A. A. Kliuchnikov, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin, G. I. Sharaevsky. - Chernobyl : In-t problem bezopasnosti AES NAS of Ukraine, 2015. – 772 p. - ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966- 02-7339-9 (book 4). (Rus)
5. *Thermophysics of NPP resource* / A. V. Nosovsky, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin, G.I. Sharaevsky. - Chernobyl : In-t problem bezopasnosti AES NAS of Ukraine, 2017. – 624 p. - ISBN 978-966-02-5763-4 (book series), ISBN 978-966-02-8313-8. (Rus)
6. *Arkadov G. V. Vibration diagnosis of VVER* / G. V. Arkadov, V. I. Pavelko, A. I. Usanov. – Moskwa : Energoizdat, 2004. (Rus)
7. *Sharaevsky I. G. Recognition of transient thermal-hydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors: avtoref. dis ... d-r thekn. nauk* / I. G. Sharaevsky. – Kyiv : IPB AES NAS of Ukraine, 2010. - 48 p. (Ukr)
8. *Proskuriakov K. N. Mathematical models of thermal-hydraulic disturbances sources in NPP circuits* / K. N. Proskuriakov // *Teploenergetika*. - 1999. - № 6. - P. 6 - 11. (Rus)
9. *Analysis of experimental statistics of intervals. Checking the exponential distribution of intervals* / A. A. Kuchmagra, A. F. Skorbun, V. V. Avgustov, I. A. Maznyj, A. S. Kazimirov // *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsiy i Chornobyl'ya*. – 2017. – Iss. 29. – P. 27 - 34. (Ukr)
10. *Mel'nikov V. I. Acoustic methods of diagnostics of two-phase flows in nuclear power plants* / V. I. Mel'nikov, G. B. Usynin. – Moskwa : Energoatomizdat, 1987. – 160 p. (Rus)
11. *Usynin G. B. Fast reactors* / G. B. Usynin, B. V. Kusmartsev. – Moskwa : Energoatomizdat, 1985. - 228 p. (Rus)
12. *Report on the results of the first months operation of the reactor noise diagnostic system «KARD»*. – Kaliniskaja AES, Udomlia, 1992. – 37 p. (Rus)
13. *Olockler O. Reactor Noise Diagnostics Based on Multivariate Autoregre Modeling* / O. Olockler , B. R. Ypadhuaya // Prepared for the Fourth Conference on Utility Experience in Reactor Noise Analysis. - May 12 - 14, 1987.
14. *Drejper N. Applied registration analysis* / N. Drejper, G. Smith : in book 2, book 1 ; trans. from eng. – Moskwa : Finansy i statistika, 1986. – 366 p. (Rus)
15. *Bendat J. Applied analysis of random data* / J. Bendat, A. Pirsol ; trans. from eng. – Moskwa : Mir, 1989. – 540 p. (Rus)
16. *Recognition of the "image" of the coolant boiling in power plants* / V. F. Ratnikov, R. V. Radchenko, A. S. Shagalov, B. A. Zyrianov // *Izv. VUZov. Ser. «Energetika»*. – 1981. - № 2. – P. 98 - 101. (Rus)
17. *Pattern recognition. Status and prospects* / K. Verkhagen, R. Jeik, F. Grun, J. Josten, P. Verback ; trans. from eng. ; under ed. I. B. Gurevich. – Moskwa : Radio i svjaz', 1985. – 103 p. (Rus)

Надійшла 07.02.2018

Received 07.02.2018