

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

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

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

## **ПРОБЛЕМЫ ДИАГНОСТИКИ ВИБРОАКУСТИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ ВВЭР (Часть 2)**

На примерах различных нештатных ситуаций рассмотрена вибрационная надежность водо-водяных энергетических реакторов. Показана недостаточная эффективность применения детерминированных подходов к диагностике текущего технического состояния элементов и систем реакторов ВВЭР. Рассмотрены принципы и перспективы создания систем автоматической компьютерной диагностики на основе анализа спектральных характеристик сигналов штатных датчиков параметров вибрационных и теплогидравлических процессов с целью раннего выявления и предотвращения развития потенциально опасных состояний.

*Ключевые слова:* реактор ВВЭР, элементы конструкции, вибрационное состояние, автоматическая диагностика.

Опыт эксплуатации АЭС и ликвидации последствий аварий, связанных с вибрациями, обусловил необходимость изменения конструкции некоторых элементов внутрикорпусных устройств (ВКУ) в ряде реакторов. При этом указанные изменения касались, главным образом теплового экрана [1 - 4], что привело к значительному уменьшению вибрационных повреждений ядерных реакторов (ЯР). Вместе с тем количество инцидентов, связанных с повреждениями тепловыделяющих сборок (ТВС) [5, 6], а также трубных пучков парогенераторов (ПГ) и других теплообменных аппаратов (таковы повреждения на АЭС США Fermi, Hollam, Shinnon и др.) [5, 7, 8], продолжало оставаться значительным и в последующие годы. Так, например, на ЯР EBR-2 (США) вибрации тепловых сборок, вызванные потоком жидкометаллического теплоносителя, привели к возникновению колебаний мощности, достигавших при номинальном режиме (45 МВт) 112 кВт [9]. Такие колебательные процессы были квалифицированы как опасные, поскольку связанные с ними колебания реактивности способны привести к повреждению органов систем управления и защиты (СУЗ).

На исследовательском ЯР GETR (США) гидродинамически возбуждаемые вибрации направляющих труб исполнительных органов СУЗ привели к износу их алюминиевых дистанционирующих элементов [9, 10]. Вибрации этих направляющих труб 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. Для устранения вибраций была признана целесообразной реконструкция всей АкЗ.

На основе изучения более 50 случаев повреждений оборудования ядерных энергоблоков, обусловленных гидродинамически возбуждаемыми вибрациями, в работе [11] сделан вывод о том, что наименее надежными с точки зрения возможных вибрационных повреждений являются трубные пучки ПГ. Так, из 62 известных случаев аварийных отключений ПГ АЭС в США 5 были вызваны вибрационными разрушениями пучков теплообменных труб. Накопленная статистика отказов свидетельствует о том, что в среднем ежегодно на АЭС США выходят из строя около 60 теплообменных труб ПГ. Известен случай полного разрушения теплообменной поверхности ПГ вследствие интенсивных вибраций менее чем через 24 ч после начала эксплуатации. Экономический ущерб от ликвидации указанных повреждений в ценах тех лет обычно составлял не менее 5 - 6 тыс. долл. на 1 МВт установленной мощности энергоблока [12].

Показательно, что повышенная повреждаемость теплообменных поверхностей ПГ обусловлена рядом причин. Одной из них является то, что трубные пучки ПГ находятся под одновременным воздействием однофазного потока теплоносителя первого контура и пароводяной среды второго контура. Именно двухфазный поток, отличающийся присущей ему сложной структурой и внутренней нестационарностью, оказывает наибольшее гидродинамическое воздействие на обтекаемые элементы оборудования. Анализ отказов теплообменного оборудования ядерных энергоблоков, например ПГ, свидетельствует о том, что вне зависимости от конструктивных особенностей соответствующего устройства причины аварий обычно связаны со следующими основными видами повреждений: усталостное разрушение труб, их износ при взаимных соударениях, виброизнос в местах дистанциони-

© Н. М. Фиалко, И. Г. Шараевский, Л. Б. Зимин, С. В. Бабак, Г. И. Шараевский, 2016  
ния; нарушения герметичности соединений труб и трубных досок. Следует отметить, что существование различных механизмов указанных повреждений значительно осложняет проблему борьбы с вибрациями. Для снижения динамических напряжений в конструкционных материалах в ряде случаев целесообразно, например, 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, при этом увеличивается гидравлическое сопротивление соответствующего теплообменника, усложняется его сборка и повышается металлоемкость.

Изложенное позволяет обосновать мнение о том, что оптимизация конструкций теплообменного оборудования первого контура ЯЭУ, а также его надежная эксплуатация не могут быть обеспечены без надежного мониторинга параметров вибраций.

Очевидным 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 ЯР, первого контура и ПГ [13, 14]. Несомненной является также и необходимость проведения широкого спектра экспериментальных исследований теплогидродинамических процессов (ТГДП) в каналах РУ.

Характерные особенности исследования турбулентных потоков в каналах РУ обусловлены в первую очередь значительным разнообразием реальных геометрий этих каналов. Течение в них является, как правило, трехмерным и лишь в отдельных случаях можно ограничиться его двухмерным представлением. Частота турбулентных пульсаций при течении теплоносителя изменяется от долей герца до нескольких килогерц в зависимости от теплофизических свойств соответствующей жидкости или газа, поперечного сечения канала и скорости потока. «Несущая частота» определяется отношением средней скорости потока к характерному поперечному размеру канала. Вычисляемая средняя скорость потока в значительной степени определяется кинематической вязкостью теплоносителя. В силу указанных причин значения частоты пульсаций скорости, например при течении жидких металлов, сравнительно низки и изменяются от долей до сотен герц, при течении воды - от долей герц до килогерц, при течении газов - от нескольких герц до десятков килогерц. Указанные спектральные диапазоны обуславливают соответствующие требования, предъявляемые при реализации таких измерений, как к датчикам, так и к вторичной аппаратуре. Кроме того, малые поперечные размеры каналов обуславливают в некоторых случаях незначительные амплитуды пульсаций, что предъявляет высокие требования к чувствительности вторичной аппаратуры и вызывает необходимость подавления шумов и помех.

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

Многие исследователи, которые изучали причины аварий на АЭС, пришли к выводам, что большинство повреждений объясняется в первую очередь дефицитом знаний о гидродинамических характеристиках потока, которые влияют на теплообмен и вызывают вибрации элементов и систем РУ при определенных режимах движения потока теплоносителя. Попытки теоретического изучения вибрационных процессов в РУ, обусловленных воздействием гидродинамических сил, показали, что даже в простейших случаях обтекания стержневых конструкций (продольное или поперечное) не удается получить удовлетворительные расчетные зависимости для надежного определения их вибрационных характеристик даже в относительно узком диапазоне изменения параметров теплоносителя в ЯР.

С учетом значительной сложности физики ТГДП основой для оптимизации конструктивных решений, реализуемых при создании РУ в направлении совершенствования гидродинамического профилирования элементов ЯР, было и остается экспериментальное исследование этих процессов на моделях, а также непосредственно в РУ на основе изучения гидродинамических, теплофизических,

вибрационных, акустических, кавитационных и других явлений, определяющих характер возможных повреждений соответствующих структурных компонентов первого контура ЯЭУ.

Вполне очевидно, что исследование, например, вибраций структурных компонентов 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 оценить качество сборки, обнаружить и устранить причины повышенной вибрации тех или иных элементов конструкций РУ и тем самым улучшить динамические характеристики оборудования в последующий период его эксплуатации. Так, наблюдения за динамикой изменения спектрального состава вибраций действующего реакторного оборудования позволяют осуществлять текущий мониторинг его фактического эксплуатационного состояния. При этом наиболее характерными спектральными диапазонами вибраций, несущими полезную информацию, являются 0 - 30 (100) Гц и 1000 - 10000 Гц. Вибрация в диапазоне частот 0 - 30 (100) Гц в основном характеризуют возникновение резонансных колебаний элементов конструкции, которые в ряде случаев возникают вследствие дефектов их закрепления. Напротив, высокочастотный диапазон частот 1000 - 10000 Гц содержит информацию о соударениях плохо закрепленных или потерявших крепление элементах ВКУ.

В силу ряда объективных 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 (спектр частот вибраций от единиц до десятков килогерц), высокая температура среды (до 300 – 500 °С), высокая скорость движения теплоносителя (до 15 м/с), а также его большое статическое давление (до 18,0 МПа), наличие радиации (в эксплуатационных условиях), высокий уровень электрических помех (при использовании недостаточно экранированных и протяженных кабельных линий от виброакселерометров до вторичных приборов) и др.

В связи с указанными факторами, осложняющими проведение измерений, для исследования вибрационных и акустических процессов в РУ, а также теплообменном оборудовании потребовалась разработка специальных высокотемпературных и помехозащищенных первичных вибродатчиков и вторичных приборов. Так, для исследования вибраций элементов и систем РУ (твэлов, корпуса реактора и др.) наиболее широко используются преобразователи с пьезоэлектрическими чувствительными элементами на основе высокотемпературной пьезокерамики или искусственно выращиваемых кристаллов с требуемыми пьезоэлектрическими свойствами.

Данные ряда работ [13, 15 - 17] 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 выполнять комплекс качественно новых интеллектуальных диагностических функций [16], которые способны обеспечить решение следующих задач: распознавание кипения недогретого теплоносителя и «горячих» точек в АкЗ; идентификацию источников вибрационных процессов в АкЗ и др. Следует отметить, что методы и средства шумовой диагностики в комплексе превентивных мер по обеспечению безопасной и надежной эксплуатации АЭС играют приоритетную роль благодаря возможностям: а) обнаружения дефектов на ранних стадиях их возникновения; б) определения первопричины аномалии при обнаружении отказа; в) прогноза развития аномалии и возможной аварии; г) подготовки рекомендаций персоналу по оптимизации управляющих решений для локализации и устранения причин соответствующего нерегламентного эксплуатационного состояния.

Как показывает накопленный опыт [13, 14, 16], контроль текущего эксплуатационного состояния РУ и раннее обнаружение аномалий в ее работающем оборудовании могут быть осуществлены на основе анализа статистических характеристик измеряемых шумов. Выполненные в этом направлении исследования [13 - 31] показали, что при решении задач диагностического характера, сущность которых состоит в определении вида и степени опасности развивающегося повреждения, инициирующего переход соответствующих элементов и систем РУ к некоторому аномальному эксплуатационному состоянию, наиболее эффективен контроль частотной структуры спектров высокоинформативных шумовых сигналов, генерируемых измерительными преобразователями определенного типа (нейтронными детекторами, датчиками пульсаций давления и температуры, виброакселерометрами, акустическими датчиками и др.) в процессе такого нештатного перехода. Вместе с тем обычно применяемый для целей шумовой диагностики детерминированный подход к идентификации таких слу-

чайных сигналов [17, 18, 23, 26 - 31 и др.] основан на формировании диагностических решений, получение которых предполагает использование простейшего логического анализа, имеющего своей целью лишь определение направления изменения интенсивности некоторых, предварительно избранных для этого анализа, спектральных компонент.

При реализации этого детерминированного подхода идентификация начальной фазы развития соответствующего повреждения в элементах и системах РУ состоит в определении направления смещения доминирующих частот в спектре диагностического сигнала и эвристическом (на основе знаний и опыта эксперта) формировании соответствующего решения относительно причин, вызвавших такое спектральное изменение. Так, например, изменение характера и формы доминирующих пиков в спектре сигнала может свидетельствовать об изменении механических параметров ВКУ как колебательной системы, которая эволюционирует в корпусе реактора. В тех случаях, когда собственные частоты колебаний элементов известны, зарегистрированные частотные трансформации в спектрах могут быть идентифицированы, например, как механическое повреждение конкретного элемента контролируемой системы, т. е. ВКУ.

Показательно, что именно такие качественные эвристические подходы к диагностике технического состояния элементов и систем РУ, которые предполагают использование данных визуального мониторинга доминирующих частот в спектрах вибраций ВКУ, пульсаций давления теплоносителя в ЯР и т.п., реализованы в современных компьютерных комплексах СПО АЭС: ALLY, pwVDN, EAGLE-21, SPDS, DASS, HDSR (США); STAR, ALUS, SUS (Германия); ALARM (Великобритания); COMPASS (Дания); СКУД (Россия).

В то же время из результатов работ [13, 16, 19 - 22, 24, 25 и др.] следует, что надежность подобных эвристически формируемых оператором по данным текущего мониторинга диагностических решений в подавляющем большинстве случаев является весьма низкой ввиду очевидного несоответствия стохастической структуры подлежащих идентификации шумовых акустических сигналов и детерминированного характера логики бинарного типа, которая используется для целей такой классификации. Напротив, согласно данным вышеуказанных работ, реализация предложенных в них эффективных алгоритмов автоматического распознавания стохастических диагностических сигналов на основе использования предложенных в этих исследованиях статистического и нейросетевого подходов к компьютерной идентификации этих сигналов принципиально позволяет обеспечить получение приемлемой для практического использования (свыше 90 %) надежности распознавания, что создает необходимую основу для создания нового поколения диагностических средств с использованием методологии искусственного интеллекта в структуре современных технических средств поддержки операторов АЭС.

Завершая краткий анализ современного состояния исследований основных видов вибрационных, резонансных, термоакустических и некоторых других ТГДП, которые, как следует из вышеизложенного, способны инициировать некоторые потенциально опасные виды повреждений РУ, необходимо подчеркнуть следующее. Проблему обеспечения высокого уровня эксплуатационной надежности РУ отличает значительная сложность исходных аварийных событий, которыми, как отмечено выше, являются физические явления возникновения, накопления и развития повреждений в элементах и системах РУ.

Показательно, что значительная часть потенциально опасных повреждений непосредственно связана с развитием ряда аномальных, причем недостаточно изученных и в настоящее время практически неконтролируемых ТГДП, которые, как показал опыт эксплуатации ядерных энергоблоков, способны возникать не только непосредственно в ЯР, но также в первом контуре и ПГ. Указанные обстоятельства объективно определяют исключительную многоплановость и комплексный характер широкого спектра тех перспективных исследований физики зарождения потенциально опасных эксплуатационных аномалий, а также связанных с этими исследованиями разработок специализированных вычислительных систем для раннего обнаружения подобных нерегламентных эксплуатационных состояний, которые подлежат неотложной реализации в ближайшие годы. Вполне очевидно, что вопросы изучения физики возникновения и последующего катастрофического развития первоначально скрытых повреждений РУ следует рассматривать как одни из наиболее приоритетных не только при планировании перспективных направлений работ в области повышения безопасности ЯЭУ с реакторами основных энергетических типов, но также и при выработке эффективных подходов к реализации актуального требования оптимального управления надежностью и ресурсом оборудования РУ, включая элементы и системы активной зоны, корпуса реактора и ПГ.

При этом проблемы теплофизики ЯР, связанные с актуальным требованием своевременного предотвращения тяжелых аварий РУ, подлежат системному анализу и, возможно, переосмыслению с учетом тех отличительных физических особенностей развития ряда характерных видов повреждений элементов и систем РУ, которые уже имели место в практике эксплуатации энергоблоков с реакторами ВВЭР, РБМК, БН, а также PWR, BWR, LMFBR.

Таким образом, только фактический уровень располагаемых на сегодняшний день знаний о реальном характере, возможной катастрофической аварийной динамике, специфике и характерных физических проявлениях подобных первоначально скрытых эксплуатационных состояний определяет степень эффективности того комплекса тактических и стратегических противоаварийных мер, практическая реализация которых и должна быть направлена на предотвращение обусловленных скрытыми эксплуатационными аномалиями внезапных отказов элементов и систем РУ. Вполне очевидно, что к числу вышеуказанных превентивных мер, реализация которых принципиально должна быть обеспечена на основе использования новых знаний о характере и физических особенностях скрытой повреждаемости ответственных структурных компонентов первого контура ЯЭУ, следует отнести и способность оперативного персонала к эффективной оценке и надежному прогнозированию реальных эксплуатационных состояний ядерного энергоблока. Следует отметить также и то, что степень реальной опасности некоторых ранее неизвестных видов ТГДП, например нерегламентных колебаний в потоке теплоносителя, движущегося в реакторных каналах, возникновение которых, как показал накопленный за последние десятилетия опыт, принципиально возможно в процессе эксплуатации ЯЭУ, была установлена только в последние годы. В силу этого объективного обстоятельства физические особенности возникновения подобных нештатных эксплуатационных состояний изучены на сегодняшний день недостаточно. Очевидно и то, что в ряде случаев степень опасности этих процессов недооценивается не только оперативным персоналом АЭС, но и конструкторскими и проектными организациями, работниками регулирующих органов, а также преподавательскими коллективами ведущих отечественных технических университетов, которые обеспечивают подготовку для атомной энергетики Украины будущих специалистов по профилю «Атомная энергетика».

Как следует из отмеченных выше характерных особенностей вероятного сценария развития тяжелой аварии ядерного энергоблока, которая инициирована внезапным отказом одного из ответственных структурных компонентов РУ, наиболее перспективным подходом к решению указанной проблемы следует считать устранение возможных первопричин этой аварии. Под этим следует понимать прежде всего снижение вероятности возникновения необратимых разрушений критически важных для безопасности АЭС элементов и систем первого контура ЯЭУ на основе раннего обнаружения инициирующих эти разрушения аномальных ТГДП. Трудности, связанные с решением этой актуальной задачи, обусловлены рядом причин. В их числе следует, в частности, назвать стохастический характер процессов зарождения, накопления и развития локальных повреждений в элементах и системах первого контура ЯЭУ, которые имеют характер физически нечетких диагностических объектов и низкую эффективность применения для целей идентификации вышеуказанных случайных диагностических объектов существующих технических средств АСУ ТП АЭС, КИП и А, а также мониторинга и диагностики оборудования РУ, которые основаны на использовании не только малоинформативных интегральных диагностических параметров (давления, температуры, скорости теплоносителя и др.), но также и на практически безальтернативной реализации неадекватных вероятностной природе реальных физических процессов детерминированных подходов к обработке оперативных данных.

Вполне очевидно, что комплекс сформулированных выше проблемных вопросов теплофизики повреждений РУ объективно предопределяет и основные направления тех перспективных исследований аномальных ТГДП, которые требуют применения новейших современных технологий (измерительных, информационных и др.). Эти работы подлежат неотложной реализации в ближайшие годы с целью предотвращения опасности зарождения и возможного опасного развития в оборудовании РУ возможных эпицентров тяжелых аварий.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Internal structures of the reactor in the Ardennes Nuclear Power Plant / R. Evenpoel, M. Fabris, G.-P. Samson et al. // ACEC review. – 1969. – No. 2. – P. 3 - 13.*
2. *Stern T. Review of experience with light-water moderated power reactors // Nucl. Energy. – 1970. - Vol. 11. – No. 2. - P. 35 - 42.*

3. *Abbot W. E.* New design features for large BWR // *Combustion*. – 1970. – Vol. 41, No. 8. – P. 8 - 14.
4. *Evolution of the modifications designed to suppress the damaging vibration of the Hinkley Point «B», Huttonson «B» gags / A. D. Bolton, B. N. Furber, M. Parkin et al.* // *Vibration in Nuclear Plant. Int. Conf. Keswick*. – 1978. – Vol. 2, S. 5. – P. 507 - 522.
5. *Kiss E., Schardt G. F., Wishnevski S.* US DoE-GE-ANL flow-induced vibration technology program // *Vibration in Nuclear Plant. Int. Conf. Keswick*. – 1978. – Vol. 1. – S. 4. – P. 419 - 434.
6. *Исследование колебаний кассет АРК / В. В. Стекольников, В. П. Федоров, В. В. Ляшенко и др.* // *Динамические деформации в элементах энергетического оборудования*. – М.: Наука, 1987. – С. 85 - 89.
7. *Shin Y. S. Wambsganss M. W.* Flow-induced vibration in LMFBR steam generators: a state-of-the-art review // *Nuclear Engineering and Design*. – 1977. – Vol. 40. – P. 235 - 294.
8. *Pettigrew M. G., Campagna A. O.* Heat exchanger tube vibration: comparison between operating experiences, vibration analysis // *Practical Experience with Flow-Induced Vibrations, IAHR / IUTAM Symposium*. – Karlsruhe, 1979. – P. 72 - 83.
9. *Wambsganss M. W.* Vibration of reactor core components // *Reactor, Fuel Processing Technology*. – 1967. – Vol. 10, No. 3. – P. 208 - 219.
10. *Scaardal R. C.* Operational problems, solutions // *Power Reactor Technology*. – 1965, Vol. 8, No. 4. – P. 271 - 278.
11. *Paidoussis M. P.* Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers<sup>1</sup> *Practical Experience with Flow-Induced Vibrations. IAHR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979*. – P. 1 - 81.
12. *Вибронадежність елементів обладнання в енергомашиностроєнні / Н. А. Махутов, С. М. Каплунов, Л. В. Прусс и др.* // *Машиноведение*. – 1982. – № 2. – С. 68 - 77.
13. *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.
14. *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.
15. *Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И.* Виброшумовая диагностика ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 2004.
16. *Шараєвський І. Г.* Розпізнавання передаварійних теплогідрравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис ... д-ра техн. наук. – К.: ІПБ АЕС НАН України, 2010. – 48 с.
17. *Гуцев Д. Ф., Павелко В. И.* Новые методы шумовой диагностики ВВЭР // *Атомная энергия*. – 1997. – Т. 82, вып. 4. – С. 264 - 271.
18. *Проскураков К. Н.* Гидравлические и акустические характеристики элементов гидравлических систем. – М.: Изд-во МЭИ, 1980.
19. *Ornatsky A. P., Sharayevskiy I. G.* Acoustic Phenomena Accompanying Boiling of Water in Annuli under Forced Convection // *Heat Transfer – Soviet Research*. – 1977. – Vol. 9, № 3. – P. 28 - 34.
20. *Ornatsky A. P., Sharayevskiy I. G.* Onset, Development of Thermoacoustic Oscillation in Forced-convection Boiling of Water // *Heat Transfer – Soviet Research*. – 1980. – Vol. 12, № 1. – P. 137 - 144.
21. *Sharayevskiy I. G.* A Methodology for discerning incipient boiling of the coolant in a water-moderated, water-cooled (pressurized-water) nuclear reactor by means of the bayesian neutron-noise classifier // *Proceedings of ICONE-14: 14-th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, USA, July 17 - 20, 2006, ICONE 14-89630*.
22. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al.* Methodology for identification of the coolant thermal-hydraulic regimes in the core of nuclear reactors // *Proceedings of ICONE-10: 10-th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, Virginia, USA, April 14 - 18, 2002, ICONE – 22386*.
23. *Динамика и прочность водо-водяных энергетических реакторов / Н. А. Махутов, Ю. Г. Драгунов, К. В. Фролов и др.* – М.: Наука, 2004.
24. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al.* Methodology for local verification of flow regimes in fuel assemblies chartes // *Proceedings of ICONE-11: 11-th International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, JAPAN, April 20 - 23, 2003, ICONE-36080*.
25. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al.* Methodology for recognition, verification of heat transfer crisis in fuel assemblies // *Proceedings of NURETH-10: 10<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Seoul, KOREA, October 5 - 9, 2003, NURETH A00306*.
26. *Проскураков К. Н.* Математические модели источников теплогидравлических возмущений в контурах АЭС // *Теплоэнергетика*. – 1999. – № 6. – С. 6 - 11.
27. *Теоретическое определение частот собственных колебаний теплоносителя в первом контуре АЭС / К. Н. Проскураков, С. П. Стоянов, Г. Нидцбалла, А. В. Грязев* // *Тр. МЭИ*. – 1979. – Вып. 407. – С. 87 - 92.
28. *Mullens L. A., Thie J. A.* Understanding Pressure Dynamic Phenomena in PWRs for Surveillance, Diagnostic Application // *Proceedings of 5 th Power Plant Dynamics, Controls, Testing Symposium University of Tennessee - Knoxville, March 1983*.
29. *Por G., Izsak E., Valko S.* Some Results of Noise Measurements in PWR NPP // *Progress in Nuclear Energy*. – 1985. – № 15. – P. 387.

30. *Nagy I., Katona T.* Theoretical Investigation of the Low-Frequency Pressure Fluctuation in PWRs // *Progress in Nuclear Energy*. - 1985. - № 15. - P. 651 - 659.
31. *Проскураков К. Н., Устинов А. К.* Создание научной базы акустической диагностики теплогидравлических процессов в оборудовании АЭС // *Вестник МЭИ*. - 1996. - № 3. - С. 51 - 61.

**Н. М. Фіалко, І. Г. Шараєвський, Л. Б. Зімін<sup>1</sup>, С. В. Бабак<sup>2</sup>, Г. І. Шараєвський<sup>1</sup>**

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

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

## **ПРОБЛЕМИ ДІАГНОСТИКИ ВІБРОАКУСТИЧНОЇ БЕЗПЕКИ РЕАКТОРІВ ВВЕР (Частина 2)**

На прикладах різних нештатних ситуацій розглянуто вібраційну надійність водо-водяних енергетичних реакторів. Показано недостатню ефективність застосування детермінованих підходів до діагностики поточного технічного стану елементів та систем реакторів ВВЕР. Розглянуто принципи і перспективи створення систем автоматичної комп'ютерної діагностики на основі аналізу спектральних характеристик сигналів штатних датчиків параметрів вібраційних і теплогидравлических процесів з метою раннього виявлення та запобігання розвитку потенційно небезпечних станів.

*Ключові слова:* реактор ВВЕР, елементи конструкції, вібраційний стан, автоматична діагностика.

**N. M. Fialko, I. G. Sharayevsky, L. B. Zimin<sup>1</sup>, S. V. Babak<sup>2</sup>, G. I. Sharayevsky<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> *Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine*

<sup>2</sup> *Public enterprise «Scientific and Technical Center of the newest technologies» NAS of Ukraine, row Mashinostroitelny, 28, Kyiv, 03067, Ukraine*

## **PROBLEMS OF DIAGNOSTICAL ENSURING OF WATER-WATER ENERGETIC REACTORS' VIBROACOUSTIC SAFETY (Part 2)**

For examples of different contingencies considered reliable vibration of the water-water energetic reactors. It is shown that the lack of deterministic approaches effectiveness to the diagnosis 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 sensors for early detection and prevention of potentially dangerous conditions.

*Keywords:* reactor VVER design elements, vibration condition, automatic diagnostics.

## **REFERENCES**

1. *Internal structures of the reactor in the Ardennes Nuclear Power Plant / R. Even-poel, M. Fabris, G.-P. Samson et al. // ACEC review*. - 1969. - No. 2. - P. 3 - 13.
2. *Stern T.* Review of experience with light-water moderated power reactors // *Nucl. Energy*. - 1970. - Vol. 11. - No. 2. - P. 35 - 42.
3. *Abbot W. E.* New design features for large BWR // *Combustion*. - 1970. - Vol. 41. - No. 8. - P. 8 - 14.
4. *Evolution of the modifications designed to suppress the damaging vibration of the Hinkley Point «B»*, Hunterson «B» gags / A. D. Bolton, B. N. Furber, M. Parkin et al. // *Vibration in Nuclear Plant. Int. Conf. Keswick*. - 1978. - Vol. 2. - S. 5. - P. 507 - 522.
5. *Kiss E., Schardt G. F., Wishnevski S.* US DoE-GE-ANL flow-induced vibration technology program // *Vibration in Nuclear Plant. Int. Conf. Keswick*. - 1978. - Vol. 1. - S. 4. - P. 419 - 434.
6. *Research fluctuations of tapes ARK / V. V. Stekolnikov, V. P. Fedorov, V. V. Liashenko i dr.* // *Dynamycheskie deformacii v elementakh energeticheskogo oborudovaniya*. - Moskva: Nauka, 1987. - P. 85 - 89. (Rus)
7. *Shin Y. S. Wambsganss M. W.* Flow-induced vibration in LMFBR steam generators: a state-of-the-art review // *Nuclear Engineering and Design*. - 1977. - Vol. 40. - P. 235 - 294.
8. *Pettigrew M. G., Campagna A. O.* Heat exchanger tube vibration: comparison between operating experiences, vibration analysis // *Practical Experience with Flow-Induced Vibrations, IAHR / IUTAM Symposium*. - Karlsruhe, 1979. - P. 72 - 83.
9. *Wambsganss M. W.* Vibration of reactor core components // *Reactor, Fuel Processing Technology*. - 1967. - Vol. 10, No. 3. - P. 208 - 219.
10. *Scaardal R. C.* Operational problems, solutions // *Power Reactor Technology*. - 1965, Vol. 8, No. 4. - P. 271 - 278.
11. *Paidoussis M. P.* Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers<sup>d</sup> // *Practical Experience with Flow-Induced Vibrations. IAHR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979*. - P. 1 - 81.

12. *Vibration Reliability of equipment components in power engineering* / N. A. Makhutov, S. M. Kaplunov, L. V. Pruss et al. // *Mashinovedenie*. – 1982, № 2. - P. 68 - 77. (Rus)
13. *Thermophysics of nuclear power plants safety: monografiya* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2010. - 484 p. (Rus)
14. *Thermophysics of nuclear reactors breakdowns: monografiya* / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko et al. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2012. - 528 p. (Rus)
15. *Arkadov G. V., Pavelko V. I., Usanov A. I. Vibronoise diagnostics of VVER*. - Moskwa: Energoatomizdat, 2004. (Rus)
16. *Sharaevsky I. G. Recognition of the pre-demand heat-hydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors: author's abstract of dissertation... doctor of science*. – Kyiv: IPB AES NAN Ukrainy, 2010. - 48 p. (Ukr)
17. *Gucev D. F., Pavelko V. I. New methods for noise diagnostics VVER* // *Atomnaja energija*. – 1997. - Vol. 82, issue 4. - P. 264 - 271. (Rus)
18. *Proskouriakov K. N. Hydraulic and acoustic characteristics of the elements of hydraulic systems*. - Moskwa: Izdvo MEI, 1980. (Rus)
19. *Ornatsky A. P., Sharayevskiy I. G. Acoustic Phenomena Accompanying Boiling of Water in Annuli under Forced Convection* // *Heat Transfer – Soviet Research*. – 1977. – Vol. 9, № 3. - P. 28 - 34.
20. *Ornatsky A. P., Sharayevskiy I. G. Onset, Development of Thermoacoustic Oscillation in Forced-convection Boiling of Water* // *Heat Transfer – Soviet Research*. – 1980. – vol. 12, № 1. - P. 137 - 144.
21. *Sharayevskiy I. G. A Methodology for discerning incipient boiling of the coolant in a water-moderated, water-cooled (pressurized-water) nuclear reactor by means of the bayesian neutron-noise classifier* // *Proceedings of ICON-14: 14-th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, USA, July 17 - 20, 2006, ICON-14-89630*.
22. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al. Methodology for identification of the coolant thermal-hydraulic regimes in the core of nuclear reactors* // *Proceedings of ICON-10: 10-th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, Virginia, USA, April 14 - 18, 2002, ICON-10-22386*.
23. *Dynamics and strength of VVER* / N. A. Makhutov, Yu. G. Dragunov, K. V. Frolov et al. - Moskwa: Nauka, 2004. (Rus)
24. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al. Methodology for local verification of flow regimes in fuel assemblies chartes* // *Proceedings of ICON-11: 11-th International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, JAPAN, April 20 - 23, 2003, ICON-11-36080*.
25. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al. Methodology for recognition, verification of heat transfer crisis in fuel assemblies* // *Proceedings of NURETH-10: 10<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Seoul, KOREA, October 5 - 9, 2003, NURETH A00306*.
26. *Proskouriakov K. N. Mathematical models of the thermogidravlic disturbance sources in the circuits of NPP* // *Teplotenergetika*. - 1999. - № 6. - P. 6 - 11. (Rus)
27. *The theoretical definition of natural frequencies of the coolant in the NPP primary circuit* / K. N. Proskouriakov, S. P. Stojanov, G. Nidcballa, A. V. Griazev // *Proc. MEI*. – 1979. - Issue 407. - P. 87 - 92. (Rus)
28. *Mullens L. A., Thie J. A. Understanding Pressure Dynamic Phenomena in PWRs for Surveillance, Diagnostic Application* // *Proceedings of 5 th Power Plant Dynamics, Controls, Testing Symposium University of Tennessee*. - Knoxville, March 1983.
29. *Por G., Izsak E., Valko S. Some Results of Noise Measurements in PWR NPP* // *Progress in Nuclear Energy*. – 1985. - № 15. - P. 387.
30. *Nagy I., Katona T. Theoretical Investigation of the Low-Frequency Pressure Fluctuation in PWRs* // *Progress in Nuclear Energy*. - 1985. - № 15. - P. 651 - 659.
31. *Proskouriakov K. N., Ustinov A. K. Creating the scientific basis of acoustic diagnostics of thermal-hydraulic processes in NPP Equipment* // *Vestnik MEI*. – 1996. - № 3. - P. 51 - 61. (Rus)

Надійшла 26.10.2015

Received 26.10.2015