

Н. М. Фиалко, И. Г. Шараевский, Л. Б. Зимин, С. В. Бабак\*, Г. И. Шараевский

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

\* ГП «Научно-технический центр новейших технологий» НАН Украины, пер. Машиностроительный, 28, Киев, 03067, Украина

## ПРОБЛЕМЫ ДИАГНОСТИКИ ВИБРОАКУСТИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ ВВЭР (Часть 1)

Представлены результаты анализа физических эффектов, которые связаны с возникновением аномальных колебательных процессов теплогидравлического характера в первом контуре реакторных установок типа ВВЭР. Описан характер разрушений элементов конструкции ядерного реактора в условиях возникновения таких динамических процессов. Рассмотрены физические особенности проявления вибрационных эффектов в активной зоне реакторов типа ВВЭР. Выполнена классификация физических факторов, которые способны инициировать опасное развитие вибраций элементов конструкции ядерного реактора.

*Ключевые слова:* теплогидравлические процессы, колебательная динамика, теплоноситель, вибрации элементов конструкции, разрушение элементов.

За последние три десятилетия в комплексной и междисциплинарной структуре проблемы повышения эксплуатационной надежности оборудования первого контура ядерно-энергетической установки (ЯЭУ) особую значимость приобрели актуальные задачи виброакустической безопасности реакторных установок (РУ). Как свидетельствует опыт эксплуатации отечественных и зарубежных АЭС, развитие значительной части аварийных режимов эксплуатации ЯЭУ, которые были непосредственно инициированы внезапными отказами элементов первого контура ядерного реактора (ЯР), было обусловлено возникновением ряда аномальных теплогидродинамических процессов (ТГДП). Последние, как оказалось, способны развиваться в потоке движущегося теплоносителя, способствуя тем самым возникновению некоторых специфических видов колебаний внутрикопусных устройств (ВКУ), а также корпуса реактора (КР) и парогенератора (ПГ). В контексте изложенной проблематики следует также отметить, что определяющие физические особенности одной из достаточно опасных разновидностей этих нерегламентных колебательных процессов, а именно высокочастотной колебательной неустойчивости реакторных каналов, подробно рассмотрены в монографии [1]. Анализ физических особенностей и проявлений термоакустической неустойчивости (ТАН), выполненный в этой работе, имел своей целью углубление существующих представлений о характере кризисных по теплоотдаче явлений на поверхности теплосъема ТВЭЛ, которые способны возникать в области тепловых нагрузок, существенно меньших, чем расчетное значение критического теплового потока (КТП) на теплоотдающей поверхности ТВЭЛ. Результаты исследований физических особенностей возникновения и развития ТАН [1] позволили сделать следующие выводы.

1. Существование термоакустических колебаний (ТАК) в каналах ЯР приводит к разрушению ТВЭЛ при существенно более низких (на 200 – 300 %) значениях плотности теплового потока на поверхности теплосъема, чем расчетное значение КТП, установленное для соответствующих значений режимных параметров и геометрии канала в экспериментах при отсутствии ТАН.

2. Области существования ТАК практически не могут быть предварительно установлены, а возникновение их не может прогнозироваться на основе использования ни одной из наиболее совершенных версий современных теплогидравлических расчетных кодов улучшенной оценки (RELAP, TRAC, ATHLET и др.) – основного инструментального средства, широко используемого специалистами при обосновании безопасности РУ на действующих и проектируемых АЭС.

3. Потенциальная опасность возникновения ТАН в каналах ЯР является одним из главных лимитирующих факторов, препятствующих повышению надежности и безопасности современных водоохлаждаемых РУ основных энергетических типов, что существенно ограничивает также и возможность форсирования мощности ЯЭУ.

Таким образом, результаты исследований [1] свидетельствуют о том, что возникновение и развитие ТАН в каналах ЯР следует рассматривать как потенциально опасное исходное аварийное событие, которое способно инициировать разрушение не только одиночных ТВЭЛ или ТВС, но также привести к повреждению значительной части активной зоны (АкЗ), т. е. к начальной фазе тяжелой аварии ядерного энергоблока. Тепло- и ядернофизические аспекты развития тяжелых аварий ЯР, которые могут быть инициированы, в частности, подобным массовым разрушением ТВЭЛ, рассмотрены в монографии [2], которая является логическим продолжением работы [1]. Вместе с тем следует

© Н. М. Фиалко, И. Г. Шараевский, Л. Б. Зимин, С. В. Бабак, Г. И. Шараевский, 2015

отметить, что в силу характера и специфики стохастической теплогидродинамики ЯР, которая лежит в основе повреждений ВКУ указанного типа, теплофизика этих явлений в работах [1, 2] не могла быть проанализирована на комплексной основе и рассматривалась лишь фрагментарно. Показательно, что в недавней монографической и справочной литературе [3 – 19] указанная проблематика эксплуатации АЭС фактически не рассматривается. Некоторые проблемные вопросы повреждений РУ анализируются только в работе [20], однако исключительно в контексте оценки возможностей обнаружения этих нерегламентных эксплуатационных состояний оборудования РУ.

Таким образом, среди достаточно обширной монографической литературы, посвященной теплофизическим аспектам эксплуатации, безопасности, а также аварийным режимам ЯР, в настоящее время практически отсутствуют публикации, в которых были бы проанализированы определяющие теплофизические аспекты основных видов эксплуатационных повреждений РУ, включая также и некоторые новые, практически не изученные их разновидности, связанные с ТГДП. Начиная цикл статей ставит своей задачей восполнить этот пробел, причем объектом системного анализа будут являться определяющие теплофизические особенности аномальных ТГДП, протекающих в первом контуре РУ, которые, как показывает опыт эксплуатации, способны инициировать тяжелые повреждения соответствующих элементов и систем ЯЭУ. Так, например, комплекс проблемных вопросов теплофизики повреждений РУ, которые непосредственно связаны с возникновением и развитием ТАН в реакторных каналах, не следует ограничивать анализом условий возникновения и развития этих нерегламентных колебаний в случае их возможной локализации только в пределах АкЗ. С учетом опыта ряда серьезных инцидентов, имевших место в атомной энергетике в последние годы, пристального внимания заслуживает, в частности, анализ общеконтурной неустойчивости первого контура как колебательной системы. В этой связи необходимо отметить следующее. Как известно, контроль целостности и напряженного состояния крышек корпусов энергетических ЯР - одна из наиболее важных и неотложных задач, которую необходимо решить для уменьшения риска возникновения тяжелых аварий на АЭС. Актуальность этой проблемы продемонстрировал инцидент на АЭС Дейвис-Бессе-1 (февраль 2002 г., США), вызванный нарушением целостности металла крышки КР. За рубежом он был охарактеризован как наиболее серьезный после аварии на энергоблоке ТМІ-2 в 1979 г. Показательно, что подобные потенциально опасные ситуации возникали также и на АЭС других стран: Sendai-1 (Япония), Jose Cabrera Zorita (Испания), Veznau-2 (Швейцария) [21, 22]. Во всех указанных странах при обнаружении трещин в корпусах ЯР была произведена их замена. Всего (с 1991 г.) было обнаружено около 50 дефектных крышек КР.

Вместе с тем, несмотря на опасность подобных инцидентов, как следует из опубликованных данных [21, 22], анализ причин повреждений корпуса ЯР ограничивался лишь констатацией наличия коррозии и установлением влияния на этот процесс борной кислоты. Возможное возникновение динамической усталости металла в этих авариях не рассматривалось, поэтому потеря несущей способности корпуса воспринималась как внезапный отказ и обычно обнаруживалась случайно, поскольку на сегодняшний день нет надежной методики оценок остаточного ресурса крышки КР и прогноза развития этого вида повреждений в данном конструкционном элементе ЯР. Указанное обстоятельство в значительной мере объясняется тем, что механизм коррозионного воздействия на металл в условиях вибраций, особенно широкополосного случайного спектра, изменяющего свою частотную структуру в зависимости от режима эксплуатации первого контура, практически не исследован. В то же время вынужденный простой ядерного энергоблока, связанный с заменой крышек КР обычно приводит к значительным экономическим потерям, измеряемым сотнями миллионов долларов. Так, например, общие потери вследствие останова АЭС Дейвис-Бессе-1 составили 375 млн долларов в ценах тех лет.

В этой связи следует особо отметить, что серьезная опасность, которую представляют собой ТАК, способные практически бесконтрольно развиваться в первом контуре (необходимо подчеркнуть, что штатные технические средства АСУ ТП АЭС, КИП и А, а также большинства компьютерных комплексов мониторинга и диагностики ЯЭУ указанные колебания обнаружить не способны), была установлена достаточно давно. Выполненные в указанном направлении и задолго до описываемых событий циклы исследований этих аномальных ТГДП [23 - 32] подтверждают это заключение. К сожалению, осознание степени опасности, которую влечет за собой развитие ТАН в первом контуре современных РУ, следует признать еще далеко не полным. По этой же причине не избежала аварий, подобных зарубежным [21, 22], и атомная энергетика Украины. Так, впервые обнаруженные в ходе вышеуказанных инцидентов опасные динамические напряжения и трещины в крышках КР PWR за 20 лет до вышеуказанных аварий проявились в ходе близкой по своему физическому характеру и

проявлению максимальной проектной аварии (МПА), которая имела место в украинской атомной энергетике и была инициирована именно срывом крышек горячих коллекторов в ПГ типа ПГВ-213 ядерного энергоблока № 1 РАЭС в 1982 г. Серьезным радиоэкологическим последствием указанной МПА стал, в частности, выход высокоактивного теплоносителя первого контура через БРУ-А поврежденных ПГ в атмосферу. К сожалению, информация об этой серьезной аварии по известным причинам оказалась недоступной зарубежным специалистам, которые через два десятилетия столкнулись с подобными физическими проявлениями ТГДП, инициировавшими повреждения крышек КР в ходе рассмотренных инцидентов [21, 22].

В контексте краткой систематизации сведений об указанной МПА необходимо отметить следующее. Прежде всего, следует подчеркнуть, что для РУ типа ВВЭР (с горизонтальными ПГ) характерной особенностью течей из первого контура во второй является фактическая потеря (байпасирование) четвертого барьера безопасности, которым является защитная оболочка, что приводит к невозможной потере теплоносителя первого контура и выходу радиоактивности непосредственно в окружающую среду.

В настоящее время эта проблема в основном решена только в проекте РУ В-392 [33], однако это сделано с учетом новых решений, предложенных в этом проекте и позволяющих ограничить потерю теплоносителя 54,1 т. В то же время в технической документации [34] расчет данной аварии прекращен при давлении теплоносителя первого контура порядка 1,962 МПа, что не может рассматриваться в качестве исчерпывающего решения проблемы в целом. Кроме того, необходимо отметить, что возможность средней течи из первого контура во второй вследствие отрыва крышки коллектора даже одного ПГ вообще не рассматривалась в проектах РУ типа ВВЭР. В то же время авария на РАЭС, а также опыт эксплуатации и технический контроль оборудования на ряде энергоблоков показали потенциальную возможность возникновения аварии этого типа, например вследствие нарушения водно-химического режима в ПГ. Таким образом, основанием для пересмотра проектной документации РУ ВВЭР и включения аварий этого типа в перечень проектных, послужил описанный выше инцидент на РАЭС, на первом из украинских энергоблоков, оснащенных реактором этого типа, на начальном периоде его эксплуатации.

Как известно, энергетический ЯР в гидродинамическом отношении представляет собой сложное сочетание параллельно и последовательно соединенных трактов, которые характеризуются не только резко изменяющимися геометрическими формами, условиями входа и выхода потока, режимами его течения, но также и возможной трансформацией структурных форм парожидкостного теплоносителя в условиях его двухфазности. Естественно, что указанные гидродинамические и теплогидравлические факторы обуславливают интенсивные пульсации скорости, давления и расхода потока, движущегося в реакторных каналах. Очевидным следствием такого стохастического характера ТГДП в АкЗ и КР является возбуждение и возможное опасное развитие в них интенсивных вибраций ВКУ. При оценке степени опасности этих вибраций для ЯР нельзя не учитывать также и недостаточно высокую жесткость некоторых конструктивных элементов АкЗ, которые взаимодействуют с потоком теплоносителя в реакторных каналах, образованных соответствующими структурными элементами РУ. Экспериментальные и методические аспекты исследований ТГДП в ЯР ориентированы в первую очередь на решение конкретных задач из практики эксплуатации РУ.

С учетом механических особенностей АкЗ, рассматриваемой как колебательная система, наиболее уязвимыми структурными элементами ВКУ в первую очередь являются ТВЭЛ. В силу этого объективного обстоятельства значительная часть имевших место в истории атомной энергетике разрушительных проявлений вибраций в ЯР была и остается связанной со спецификой реакторных конструкций, а именно: расположением топливных стержней, пластин, панелей, характером их омывания и способом распределения потоков теплоносителя в соответствующих каналах. Вполне очевидно, что реакторным вибрациям в полной мере присущи и наиболее характерные черты «гидроколебательных» процессов в целом. В то же время выяснение глубинных механизмов взаимодействия тел с потоком, механизмы извлечения его энергии колеблющимися элементами ВКУ требуют дальнейших исследований особенностей ТГДП в каналах ЯР.

Как известно, колебания тела в потоке (в общем случае как при внешнем, так и при внутреннем омывании) являются вынужденными в том случае, если действующие на тело силы не зависят от его движения и существовали бы и тогда, когда жесткость конструкции была бы бесконечно большой, т. е. при отсутствии колебательных движений.

Простейшим случаем вынужденных колебаний являются часто наблюдаемые вибрации трубопроводов и главных циркуляционных насосов (ГЦН), когда вынужденные колебания в установив-

шемся режиме происходят с частотой, равной частоте возмущающей силы. Так, при упомянутой вибрации трубопроводов частота является кратной числу оборотов насосного агрегата.

Одним из характерных видов вынужденных колебаний ВКУ является так называемый бафтинг – колебания элементов конструкции, расположенных в кильватерной зоне вихревой спутной струи позади плохо обтекаемых препятствий. Показательно, что эти колебания обусловлены именно стохастическими гидродинамическими пульсациями в потоке теплоносителя и характеризуются достаточно широким спектром частот. Подвергающиеся воздействию такого хаотического потока элементы ВКУ играют роль фильтра и выделяют те компоненты возмущения, которые находятся в резонансе с их собственными колебательными частотами. Бафтинг, таким образом, является реакцией конструкций ВКУ на турбулентный поток теплоносителя.

Вполне очевидно, что каждый из указанных видов колебательных процессов имеет непосредственное отношение к развитию повреждений в РУ. Известны, например, случаи весьма сильных вибраций первого контура, в особенности на холодных патрубках КР, которые, кроме того, сопровождались высоким уровнем акустического шума. Такие колебания могут ставить под угрозу прочность сварных соединений трубопроводов РУ. Естественно, что пульсации давления, распространяющиеся в теплоносителе от насосной группы ГЦН, способны оказывать свое разрушительное воздействие непосредственно на ВКУ.

Очевидно, что явления, подобные бафтингу, наблюдаются при набегании потока, возмущенного срывами на поворотах, на элементы ВКУ. В работе [35], например, отмечается, что отрыв потока при его резких поворотах в контуре циркуляции способен формировать такой спектр импульсов давления, который может инициировать интенсивные вибрации элементов и систем РУ. Согласно оценкам, приведенным в той же работе, при диаметре трубопровода первого контура 500 мм сила, действующая со стороны входящего в ЯР потока теплоносителя на перпендикулярную потоку стенку стакана АкЗ, составляет около 16 т, а при диаметре 800 мм эта сила доходит до 40 т. Тогда, если с учетом указанного силового воздействия оценить колебания средней скорости потока около 1 %, то пульсации силы, пропорциональной в этих условиях квадрату скорости, составят порядка 2 %, т. е. для трубопровода диаметром 500 мм действующие на ВКУ силы доходят до 300 кг, а при диаметре 800 мм они достигают 800 кг (в данном расчете не рассматривался случай неравномерной раздачи потока теплоносителя на входе в реактор, при котором возникают дополнительные статически неуравновешенные силовые воздействия потока). Таким образом, даже при отсутствии резонанса подобные пульсации способны инициировать разрушения опорных и крепежных элементов корзины АкЗ, например вследствие износа (так называемая фреттинговая коррозия), либо способствовать накоплению усталостных напряжений.

Особое место среди вынужденных колебаний ВКУ занимают колебания под действием случайных возмущающих сил, возникающих вследствие турбулентных флуктуаций (упомянутый выше бафтинг представляет собой частный случай колебаний в турбулентном потоке). При анализе этого вида колебаний возникают трудности, связанные с описанием самого возмущающего процесса. Как известно, турбулентные пульсации имеют характерные для любого стохастического физического явления вероятностные особенности. В этой связи для исследования колебательных процессов в турбулентном потоке теплоносителя принципиально должны быть использованы именно статистические методы измерений, а также вероятностные характеристики реально наблюдаемого процесса (в первом приближении – моменты второго порядка, т. е. дисперсия и спектральная плотность). Использование адекватных вероятностных методов и статистических измерений создает необходимую основу для интерпретации явлений возбуждения колебаний, в частности на основе представлений о «фильтрации» составляющих возмущающего процесса (при этом предполагается, что система реагирует на те составляющие спектра, которые близки к ее собственным частотам). При этом, однако, следует констатировать, что случайные колебания ВКУ в настоящее время в целом изучены недостаточно и представляют собой один из наименее известных видов колебательных процессов, которые развиваются в экстремальных условиях ЯР.

К иному классу вибрационных явлений, не менее характерному для случаев развития повреждений в ЯР, относятся самовозбуждающиеся колебания, т. е. автоколебания, которые в определенных условиях способны возникать подобно режиму параметрического усиления ТАК. При подобных самовозбуждающихся колебаниях первопричиной их генерации является случайное отклонение от положения равновесия. Возникающая при этом возбуждающая сила совпадает по направлению со скоростью тела (имеется в виду система с одной степенью свободы), в результате чего указанная сила совершает над телом положительную работу за счет извлечения энергии из потока теплоносителя.

При этом гидродинамическая сила может рассматриваться с этих позиций как диссипативная сила отрицательного затухания, демпфирующая колебания.

Как известно, в большинстве автоколебательных систем механизмы самовозбуждения и демпфирования сосуществуют. Так, если работа, совершаемая гидродинамической силой за один цикл колебаний, превышает энергию, рассеиваемую в системе вследствие диссипации, то амплитуда колебаний будет возрастать. В этих условиях динамика колебательной системы может быть альтернативной: а) процессы диссипации энергии за счет трения компенсируют рост поглощенной энергии, б) система теряет динамическую устойчивость, входя в автоколебательный режим. Таким образом, если система диссипирует энергии больше, чем получает, то колебания убывают. Оптимальным с точки зрения предотвращения повреждений является случай, когда колебательная система стремится к равновесному состоянию, когда оба вида энергии компенсируют друг друга, в результате чего возникают установившиеся колебания с постоянной и ограниченной амплитудой.

Ввиду того, что затухание слабо влияет на частоту колебаний, последняя в случае развития автоколебаний близка к собственной частоте тела. Вместе с тем если тело имеет несколько собственных форм колебаний, то самовозбуждаться может любая из них или их комбинация. Вполне очевидно, что для системы с более чем одной степенью свободы механизмы энергетического взаимодействия существенно усложняются.

Следует отметить, что в различных колебательных системах явления автоколебаний протекают различно, в зависимости от особенностей соответствующих физических процессов и геометрии системы. В силу этого обстоятельства автоколебания обычно труднее прогнозировать, чем какие-либо другие виды колебательных явлений.

Самовозбуждающаяся колебательная динамика ВКУ имеет место, например, при поперечном обтекании потоком динамически неустойчивых профилей. При этом в зависимости от способа закрепления тела в потоке могут наблюдаться как самовозбуждающиеся колебания, так и самовозбуждающиеся вращения. Так, в первых конструкциях ЯР автоколебания ВКУ имели своим типичным проявлением вибрацию параллельных топливных пластин в потоке теплоносителя. Эта характерная для реакторов тех лет конструкция первой испытала на себе разрушительную силу вибраций. Действительно, при движении потока между двумя пластинами их случайное отклонение приводит к возрастанию скорости в стесненном канале и падению давления, что способствует дальнейшему развитию процесса в случайно приобретенном направлении. Подобный механизм инициировал также и авторотацию защитных экранов в КР.

Очевидно, что в турбулентном потоке явления возбуждения и самовозбуждения подвержены суперпозиции, вследствие чего не всегда возможно однозначно идентифицировать характер наблюдаемого колебательного процесса. Трудности классификации имеют место и при колебаниях, возбуждаемых вихрями Кармана.

Как известно, при обтекании тела цилиндрической геометрии потоком жидкости кильватерная область позади этого тела заполняется вихрями, периодически отрывающимися с его кормовой части. Вследствие отрыва вихрей возникают флуктуации давления на противоположных сторонах обтекаемого тела и формируется гармонически изменяющаяся сила, перпендикулярная направлению потока. Вследствие потери устойчивости тела в результате указанных процессов развиваются соответствующие колебания. Некоторая часть исследователей рассматривает это явление как самовозбуждение, причем исключительно на том основании, что возникновение возмущающей силы обусловлено присутствием самого тела в потоке, а сами колебания, после того как они уже начались, в известной мере определяют частоту отрыва вихрей. Вместе с тем известно, что резкое усиление колебаний возникает обычно в том случае, когда частота отделения вихрей (определяемая безразмерным числом Струхала) совпадает с собственной частотой колеблющегося тела. С этих позиций усиление колебаний можно трактовать как проявление вынужденных резонансных эффектов.

Отсутствие единства мнений в понимании механизма такого рода вибраций не может не сказаться на точности математического описания величины и характера действующих на данный элемент ВКУ сил. Так, возбуждающая сила в этих условиях обычно представляется в форме, стандартной для расчета аэродинамических систем, когда предполагается, что амплитуда переменной силы приближенно равна давлению заторможенного потока. Подобная упрощенная математическая модель обычно используется и при анализе других видов колебаний в потоке теплоносителя, позволяя, таким образом, в значительной мере абстрагироваться от ряда сложных физических особенностей наблюдаемого колебательного процесса.

С учетом вышерассмотренных проблемных вопросов теплофизики развития повреждений в элементах и системах РУ целесообразно кратко охарактеризовать ретроспективу аварий, имевших место в ядерном энергетическом комплексе стран, активно развивавших атомную энергетику, начиная с середины минувшего века. При этом следует подчеркнуть, что проблема снижения гидродинамически возбуждаемых вибраций ВКУ ЯР и других элементов оборудования ЯЭУ фактически возникла одновременно с появлением первых ЯР. Так, впервые авария, вызванная колебаниями пластинчатых ТВЭЛ под действием потока теплоносителя, была зафиксирована на водоохлаждаемом ЯР лаборатории Ок-Ридж (США) в 1948 г. [35]. Тем не менее, несмотря на то, что опасность вибраций была осознана достаточно рано, в последующие годы вибрационные повреждения оборудования продолжали оставаться причиной значительного количества инцидентов, имевших место с РУ [36 - 40].

Данные о наиболее крупных авариях на зарубежных АЭС с легководными ЯР [39], а также с газоохлаждаемыми (например, АЭС Wylfa, Windscale [38]) и жидкометаллическими ЯР (АЭС Fermi, EBR-2 и ряд других [37, 38, 41]) свидетельствуют о значительной доле аварий, вызванных именно нерегламентными вибрациями ВКУ. Так, например, в США только в период между маем 1974 г. и декабрем 1975 г. произошел 261 незапланированный останов или сброс мощности ядерных энергоблоков. Показательно, что 23 из этих аварийных остановов (около 10 %) были обусловлены неполадками, связанными с аномальными вибрациями оборудования ЯЭУ.

Последствия аварий, вызванных вибрационными повреждениями, обычно весьма тяжелы. Длительность ремонтных операций для их устранения в среднем достигала 17 сут (в некоторых случаях ремонт занимал до трех лет), а средняя стоимость (в ценах тех лет) обычно составляла 1,7 млн долларов [39]. Особенно опасны повреждения элементов первого контура ЯЭУ - оболочек ТВЭЛ и труб ПГ, поскольку в случае их повреждений реальной становится опасность радиационного загрязнения промплощадки АЭС и окружающих ее территорий.

Следует отметить, что в первых промышленных образцах РУ типа PWR элементом конструкции, наиболее подверженным вибрациям, был тепловой экран. Типичный пример нерегламентных колебаний этого конструктивного элемента - авария на АЭС Big Rock Point [42, 43]. Сигналом тревоги и основанием для останова энергоблока явились зафиксированные операторами блочных щитов управления колебания нейтронного потока с амплитудой до 9 % при работе кипящего ЯР в номинальном режиме. Анализ частот этих колебаний и сопоставление их с данными, полученными при пусковых испытаниях, показали, что причиной их возникновения являлась вибрация теплового экрана. В ходе ревизии было обнаружено усталостное разрушение 6 из 11 штифтов для крепления теплового экрана. Анализ повреждений выявил комплекс ТГДП, которые инициировали их развитие. Так, возникновение вибраций экрана было связано с пульсациями давления теплоносителя. Несмотря на то, что уровень этих пульсаций был относительно невелик, вследствие значительной площади поверхности экрана суммарные усилия, приложенные к узлам крепления, оказались весьма значительными. Возбуждению вибраций экрана способствовала также и неравномерная раздача теплоносителя в корпусе ЯР. В результате динамического воздействия произошло ослабление, а также износ узлов крепления. Реактор был реконструирован. Изменениям подверглись конструкции опорной плиты АкЗ, опор теплового экрана и ряда других узлов. Для контроля над состоянием ЯР в АкЗ были установлены виброакселерометры.

В 1967 г. при увеличении мощности ЯР SENA (Франция - Бельгия) произошло заклинивание регулирующего стержня, причиной которого, как было установлено позже, явился фрагмент разрушившегося элемента ВКУ [36, 44, 45]. Аналогичные обломки были обнаружены в коллекторах ПГ. Корпус ЯР был вскрыт для ревизии. Осмотр показал, что за счет гидродинамического воздействия потока теплоносителя тепловой экран массой 28 т раскачивался, поднимаясь с одной стороны и одновременно опираясь другой стороной на недостаточное число опор. Опоры экрана и ряд других элементов были сильно изношены и частично разрушены. Повреждения носили усталостный характер. Энергоблок был остановлен на ремонтные работы, длившиеся более двух лет, в ходе которых АкЗ была подвергнута реконструкции, следствием которой стало удаление теплового экрана.

Такие же проблемы имели место и на АЭС Obrigheim (ФРГ) [36]. Испытания, проведенные до загрузки АкЗ топливом, обнаружили вибрации теплового экрана массой 25 т с амплитудой до 10 мм. При осмотре после испытаний был выявлен износ экрана в местах его соприкосновения с опорными кронштейнами. Конструкция опор была изменена. Объем выполненных работ по реконструкции ЯР превысил 1500 ч. Следует отметить, что своевременно проведенные вибрационные испытания и замена узлов, оказавшихся ненадежными, на АЭС Obrigheim позволили предупредить аварию, последствия которой могли бы быть существенно более тяжелыми.

Рассмотрению других физических аспектов диагностики виброакустической безопасности реакторов основных типов будут посвящены последующие публикации настоящего цикла статей.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *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.
2. *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.
3. Çengel Yu. A., Ghajar A. J., 2011. Heat, Mass Transfer: Fundamentals & Applications, 4rd ed., McGraw-Hill, New York, NY, USA, 924 p.
4. Oka Yo., Koshizuka S., Ishiwatari Y., Yamaji A. 2010. Super Light Water Reactors, Super Fast Reactors, Springer, 416 p.
5. NIST Reference Fluid Thermodynamic, Transport Properties - REFPROP, 2010. NIST Standard Reference Database 23, Ver. 9.0, E. W. Lemmon, M. L. Huber, M. O. McLinden, National Institute of Standards, Technology, Boulder, CO, U.S. Department of Commerce, April.
6. *Nuclear Engineering Handbook*, 2009. K. D. Kok, Editor, CRC Press, Boca Raton FL, USA, 768 p.
7. *Perry's Chemical Engineers' Handbook*. 2008. 8th ed., Eds.: D. W. Green, R. H. Perry, McGraw-Hill Companies, Inc., New York, NY, USA.
8. *Mechanical Engineers' Handbook*. 2006. Editor: M. Kutz, 3rd ed., J. Wiley & Sons, Inc., Hoboken, NJ, USA, 1088 p.
9. Lewis E. E., 2008. Nuclear Reactor Physics, Academic Press, Burlington, MA, USA, 293 p.
10. Shultis J. K., Faw R. E. 2008. Fundamentals of Nuclear Science, Engineering, 2nd ed., CRC Press, Boca Raton, FL, USA, 591 p.
11. Incropera F. P., DeWitt D. P., Bergman Th. L., Lavine A. S. 2007. Fundamentals of Heat, Mass Transfer, 6th ed., J. Wiley & Sons, Inc., New York, NY, USA, 997 p.
12. Kirillov P. L., Terent'eva M. I., Deniskina, N. B. 2007. Thermophysical Properties of Nuclear Engineering Materials (In Russian), 2nd ed., Izdat Publ. House, Moscow, Russia, 194 p.
13. Hewitt G. F., Collier J. G. 2000. Introduction to Nuclear Power, 2nd ed., Taylor & Francis, New York, NY, USA, 304 p.
14. *International Encyclopedia of Heat & Mass Transfer*, 1997. Eds: G. F. Hewitt, G. L. Shires, Y. V. Polezhaev, CRC Press, Boca Raton, FL, USA, 1312 p.
15. Tong L. S., Weisman J. 1996. Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, 3rd ed., American Nuclear Society, La Grange Park, IL, USA, 748 p.
16. Glasstone S., Sesonske A. 1994. Nuclear Reactor Engineering: Reactor Systems Engineering, 4th ed., Vol. 2, Chapman & Hall, New York, NY, USA.
17. Todreas N. E., Kazimi M. S. 1990. Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals, Taylor & Francis, New York, NY, USA, 703 p.
18. Todreas N. E., Kazimi M. S. 1990. Nuclear Systems II: Elements of Thermal Hydraulic Design, Taylor & Francis, New York, NY, USA, 506 p.
19. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 472 с.
20. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И. Виброшумовая диагностика ВВЭР. - М.: Энергоатомиздат, 2004.
21. *Millimeters From Disaster* // WISE/NIRS Nuclear Monitor. - March 22. 2002.
22. *Alarm Over Faulty Design in European PWRs* // WISE News Communiqui 385. 3770, 2002.
23. Шараєвський І.Г. Розпізнавання передаварійних теплогідравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис ... д-ра техн. наук. – К.: ІПБ АЕС НАН України, 2010. - 48 с.
24. Проскураков К. Н. Гидравлические и акустические характеристики элементов гидравлических систем. - М.: Изд-во МЭИ, 1980.
25. Ornaty 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.
26. Ornaty 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.
27. 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.
28. 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.
29. Динамика и прочность водо-водяных энергетических реакторов / Н. А. Махутов, Ю. Г. Драгунов, К. В. Фролов и др. - М.: Наука, 2004.

30. *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.
31. *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.
32. *Проскураков К. Н.* Математические модели источников теплогидравлических возмущений в контурах АЭС // Теплоэнергетика. - 1999. - №6. - С. 6 - 11.
33. *Букин Н. В., Филь Н. С. и др.* Анализ аварий с течью из первого контура во второй для РУ ВВЭР-1000 и разработка соответствующих мер по локализации // Сб. тр. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, 2003. - 320 с.
34. *Реакторная установка В-320.* Техническое описание и информация по безопасности 320.00.00.00.000. Д61. ОКБ «Гидропресс». - 1986. - 756 с.
35. *Муратова Т. М.* Вибрации в ядерных реакторах (обзор). - М.: Информэнерго, 1973. - 75 с.
36. *Wambsganss M. W.* Vibration of reactor core components // Reactor, Fuel Processing Technology. - 1967. - Vol. 10, No. 3. - P. 208 - 219.
37. *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.
38. *Blevins R. D.* Flow-induced vibration in nuclear reactors: a review // Progress in Nuclear Energy. - 1979. - Vol. 4. - P. 25 - 49.
39. *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. - Ses.4. - P. 419 - 434.
40. *Paidoussis M. P.* Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers<sup>†</sup> Practical Experience with Flow-Induced Vibrations. IAHR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979. - P. 1 - 81.
41. *EBR-II self-excited oscillations / R. W. Hyndman, F. S. Kirn, R. R. Smith et al.* // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1965, Vol. 8, No. 2. – 590 p.
42. *Thermal shield vibration eliminated at Big Rock Point // Nucleonics.* – 1966. – No. 5. - P. 64 - 65.
43. *Riesland G. L., Gustafson E. A.* Work performed on fuel channels, the core support plate at Big Rock Point nuclear Power Plant // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1965. - Vol. 8, Suppl. - P. 5 - 9.
44. *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.
45. *Abouadarham L., Delar R., Etke P.* Les incidents materiels survenus a la centrale nucleaire des Ardennes // Energ. Nucl. France. – 1970. - Vol. 11, No. 2. - P. 211 - 223.

**Н. М. Фіалко, І. Г. Шараєвський, Л. Б. Зімін, С. В. Бабак\*, Г. І. Шараєвський**

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

*\* Державне підприємство «Науково-технічний центр новітніх технологій» НАН України,  
Машинобудівний пров., 28, Київ, 03067, Україна*

#### **ПРОБЛЕМИ ДІАГНОСТИЧНОГО ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ВІБРОАКУСТИЧНОЇ БЕЗПЕКИ РЕАКТОРІВ ВВЕР (Частина 1)**

Представлено результати аналізу фізичних ефектів, що пов'язані з виникненням аномальних коливальних процесів теплогидравлічного характеру в першому контурі реакторних установок типу ВВЕР. Описано характер руйнації елементів конструкції ядерного реактора в умовах виникнення таких динамічних процесів. Розглянуто фізичні особливості прояву вібраційних ефектів в активній зоні реакторів типу ВВЕР. Виконано класифікацію фізичних чинників, що здатні ініціювати небезпечний розвиток вібрацій елементів конструкції ядерного реактора.

*Ключові слова:* теплогидравлічні процеси, коливальна динаміка, теплоносій, вібрації елементів конструкції, руйнація елементів.

**N. M. Fialko, I. G. Sharayevsky, L. B. Zimin, S. V. Babak\*, G. I. Sharayevsky**

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

*\* State Enterprise "Scientific and Technical Center of the newest technologies" NAS of Ukraine,  
Mashinobudivny lane, 28, Kyiv, 03067, Ukraine*

#### **PROBLEMS OF DIAGNOSTICAL ENSURING OF WATER-WATER ENERGETIC REACTORS' VIBROACOUSTIC SAFETY (Part 1)**

The article describes the results of the analysis of physical effects that are associated with the occurrence of abnormal oscillatory processes of heat-hydraulic character in the first circuit of reactor WWER. Character of elements'



destructions of a design of a nuclear reactor in the conditions of emergence of such dynamic processes is described. Physical features of manifestation of vibration effects in an active zone of WWER reactors are considered. Classification of physical factors which are capable to initiate dangerous development of vibrations of elements of a design of a nuclear reactor is executed.

*Keywords:* heat-hydraulic processes, oscillatory dynamics, heat carrier, vibrations of elements of a design, destruction of elements.

## REFERENCES

1. *Thermophysics of nuclear power plants safety: monografiya / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2010. - 484 p. (Rus)*
2. *Thermophysics of nuclear reactors breakdowns: monografiya / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2012. - 528 p. (Rus)*
3. Çengel Yu. A., Ghajar A. J., 2011. Heat, Mass Transfer: Fundamentals & Applications, 4rd ed., McGraw-Hill, New York, NY, USA, 924 p.
4. Oka Yo., Koshizuka S., Ishiwatari Y., Yamaji A. 2010. Super Light Water Reactors, Super Fast Reactors, Springer, 416 p.
5. NIST Reference Fluid Thermodynamic, Transport Properties - REFPROP, 2010. NIST Standard Reference Database 23, Ver. 9.0, E. W. Lemmon, M. L. Huber, M. O. McLinden, National Institute of Standards, Technology, Boulder, CO, U.S. Department of Commerce, April.
6. *Nuclear Engineering Handbook, 2009. K. D. Kok, Editor, CRC Press, Boca Raton FL, USA, 768 p.*
7. *Perry's Chemical Engineers' Handbook. 2008. 8th ed., Eds.: D. W. Green, R. H. Perry, McGraw-Hill Companies, Inc., New York, NY, USA.*
8. *Mechanical Engineers' Handbook. 2006. Ed.: M. Kutz, 3rd ed., J. Wiley & Sons, Inc., Hoboken, NJ, USA, 1088 p.*
9. *Lewis E. E., 2008. Nuclear Reactor Physics, Academic Press, Burlington, MA, USA, 293 p.*
10. *Shultis J. K., Faw R. E. 2008. Fundamentals of Nuclear Science, Engineering, 2nd ed., CRC Press, Boca Raton, FL, USA, 591 p.*
11. *Incropera F. P., DeWitt D. P., Bergman Th. L., Lavine A. S. 2007. Fundamentals of Heat, Mass Transfer, 6th ed., J. Wiley & Sons, Inc., New York, NY, USA, 997 p.*
12. *Kirillov P. L., Terent'eva M. I., Deniskina, N. B. 2007. Thermophysical Properties of Nuclear Engineering Materials (In Russian), 2nd ed., Izdat Publ. House, Moscow, Russia, 194 p.*
13. *Hewitt G. F., Collier J. G. 2000. Introduction to Nuclear Power, 2nd ed., Taylor & Francis, New York, NY, USA, 304 p.*
14. *International Encyclopedia of Heat & Mass Transfer, 1997. Eds: G. F. Hewitt, G. L. Shires, Y. V. Polezhaev, CRC Press, Boca Raton, FL, USA, 1312 p.*
15. *Tong L. S., Weisman J. 1996. Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, 3rd ed., American Nuclear Society, La Grange Park, IL, USA, 748 p.*
16. *Glasstone S., Sesonske A. 1994. Nuclear Reactor Engineering: Reactor Systems Engineering, 4th ed., Vol. 2, Chapman & Hall, New York, NY, USA.*
17. *Todreas N. E., Kazimi M. S. 1990. Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals, Taylor & Francis, New York, NY, USA, 703 p.*
18. *Todreas N. E., Kazimi M. S. 1990. Nuclear Systems II: Elements of Thermal Hydraulic Design, Taylor & Francis, New York, NY, USA, 506 p.*
19. *Petukhov B. S., Genin L. G., Kovalev S. A. Heat transfer in the nuclear power plants. – Moskva: Energoatomizdat, 1988. – 472 p. (Rus)*
20. *Arkadov G. V., Pavelko V. I., Usanov A. I. Vibronoise diagnostics of VVER. - Moskva: Energoatomizdat, 2004. (Rus)*
21. *Millimeters From Disaster // WISE/NIRS Nuclear Monitor. - March 22. 2002.*
22. *Alarm Over Faulty Design in European PWRs // WISE News Communiqui 385. 3770, 2002.*
23. *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)*
24. *Proskouriakov K. N. Hydraulic and acoustic characteristics of elements of hydraulic systems. - Moskva: Izd-vo MEI, 1980. (Rus)*
25. *Ornatsky A. P., Sharayevskiy I. G. Acoustic Phenomena Acompaining Boiling of Water in Annuli under Forced Convection // Heat Transfer – Soviet Research. – 1977. – Vol. 9, № 3. - P. 28 - 34.*
26. *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.*
27. *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.*

28. *Sharayevskiy I. G., Domashev E. D., Archipov A. P. et al.* Methodology for identification of the coolant thermalhydraulic 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.
29. *Dynamics and strength of VVER* / N. A. Makhutov, Yu. G. Dragunov, K. V. Frolov et al. - Moskva: Nauka, 2004. (Rus)
30. *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.
31. *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.
32. *Proskouriakov K. N.* Mathematical models of the thermohydraulic disturbance sources in the circuits of NPP // *Теплоэнергетика*. - 1999. - № 6. - P. 6 - 11. (Rus)
33. *Bukin N. V., Fil N. S. et al.* An analysis of accidents with leak from the primary circuit into the second for RP VVER-1000 and develop appropriate measures for localization // Proceedings of the scientific and engineering. Conf. "Ensuring the safety of nuclear power plants with VVER". - Podolsk, 2003. - 320 p. (Rus)
34. *Reactor installation V-320.* Technical details and information security 320.00.00.00.000. D61. ОКБ «Gydropress». - 1986. - 756 p. (Rus)
35. *Muratova T. M.* Vibrations in nuclear reactors (overview). - Moskva: Informenergo, 1973. - 75 p. (Rus)
36. *Wambsganss M. W.* Vibration of reactor core components // *Reactor, Fuel Processing Technology*. - 1967. - Vol. 10, No. 3. - P. 208 - 219.
37. *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.
38. *Blevins R. D.* Flow-induced vibration in nuclear reactors: a review // *Progress in Nuclear Energy*. - 1979. - Vol. 4. - P. 25 - 49.
39. *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. - Ses.4. - P. 419 - 434.
40. *Paidoussis M. P.* Flow-induced vibrations in nuclears, heat exchangers<sup>†</sup> Practical Experience with Flow-Induced Vibrations. IAHR / IUTAM Symposium. Karlsruhe, 1979. - P. 1 - 81.
41. *EBR-II self-excited oscillations* / R. W. Hyndman, F. S. Kirn, R. R. Smith *et al.* // *Trans. Amer. Nucl. Soc.* - 1965, Vol. 8, No. 2. - 590 p.
42. *Thermal shield vibration eliminated at Big Rock Point* // *Nucleonics*. - 1966. - No. 5. - P. 64 - 65.
43. *Riesland G. L., Gustafson E. A.* Work performed on fuel channels, the core support plate at Big Rock Point nuclear Power Plant // *Trans. Amer. Nucl. Soc.* - 1965. - Vol. 8, Suppl. - P. 5 - 9.
44. *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.
45. *Abouardham L., Delar R., Etkes P.* Les incidents materiels survenus a la centrale nucleaire des Ardennes // *Energ. Nucl. France*. - 1970. - Vol. 11, No. 2. - P. 211 - 223.

Надійшла 04.06.2015  
Received 04.06.2015