

АКТУАЛЬНЫЕ ЗАДАЧИ ВИБРОАКУСТИЧЕСКОЙ ДИАГНОСТИКИ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРОВ ВВЭР

Выполнен анализ особенностей развития резонансных колебательных процессов в первом контуре реакторов ВВЭР-1000. Рассмотрена расчетная акустическая схема для определения собственных частот колебаний давления двухфазного потока. Представлены типичные спектры пульсаций давления, а также данные о характере разрушений элементов первого контура.

Ключевые слова: виброакустическая диагностика, реакторная установка, резонансные колебательные процессы, собственные частоты колебаний двухфазного теплоносителя, разрушения конструктивных элементов.

Как известно [1 - 4], потоки теплоносителя в первом контуре ЯЭУ вызывают механические колебания и вибрации оборудования реакторной установки (РУ) и ее элементов. Эти процессы относятся к числу главных факторов, определяющих динамические нагрузки на оборудование, его срок службы и надежность. Наиболее опасным является взаимодействие структурных компонентов первого контура ЯЭУ с потоком теплоносителя в резонансной области колебаний механических элементов контура циркуляции. По мнению автора работы [5], актуальной задачей следует считать внедрение в практику эксплуатации виброакустических паспортов АЭС. В указанной работе отмечается, что для практической реализации задачи паспортизации виброакустических характеристик главного циркуляционного контура (ГЦК) необходимо в различных эксплуатационных режимах при появлении аномалий и в аварийных ситуациях определять частоты собственных колебаний оборудования, его элементов и их соединений, а также частоты собственных колебаний теплоносителя. Как отмечается в работе [5], наличие экспериментальных данных о собственных частотах колебаний элементов и систем ГЦК создает необходимые предпосылки для реализации эффективного мониторинга оборудования РУ в штатных и аварийных режимах эксплуатации ЯЭУ. Конечной целью такой мониторинга оборудования является контроль спектральных параметров колебательных процессов в первом контуре РУ и обеспечение несовпадения пиков спектральных характеристик сигналов от датчиков пульсаций давления рабочей среды и сигналов от датчиков вибраций, перемещений, напряжений и

т.д. С учетом изложенного значимые результаты в области моделирования и расчетов частот собственных колебаний конструктивных элементов оборудования РУ получены в работе [6]. В то же время данные [6] практически не учитывают эффектов влияния объема заполняющего ГЦК теплоносителя на характеристики колебаний элементов и систем первого контура в процессе эксплуатации ЯЭУ.

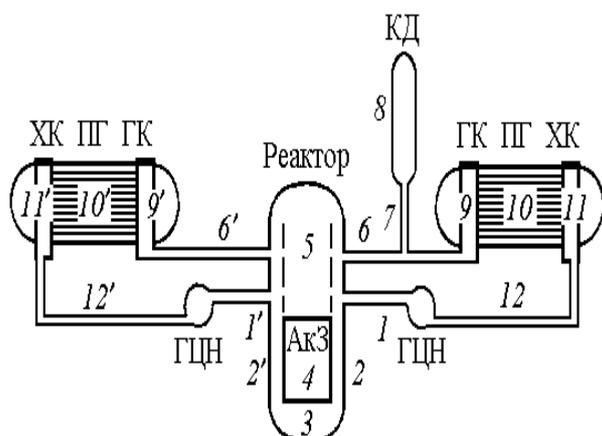


Рис. 1. Акустическая схема двухпетлевого ЯР: АкЗ - активная зона; ПГ - парогенератор; КД - компенсатор давления; ХК и ГК - холодный и горячий коллекторы; 1 - 12 - номера элементов контура; индекс «'» относится к параллельной петле.

В работах [5, 7] предложен акустический подход, который позволяет учесть колебательные процессы, возбуждаемые в заполняющем контур циркуляции теплоносителя. Расчетная акустическая схема первого контура водо-водяного ЯР типа ВВЭР, представленная на рис. 1, а также результаты расчета собственной частоты колебаний давления теплоносителя (СЧКДТ) в первом контуре энергоблока с ВВЭР-1000, сведенные в табл. 1, иллюстрируют основные принципы методики, предложенной в работах [5, 7].

Таблица 1. Результаты расчета СЧКДТ в разных режимах работы реактора ВВЭР-1000

Номера элементов, образующих акустический контур	f_0 , Гц				
	Режим		Этап аварии с течью теплоносителя		
	Номинальный	Нулевой мощности	500...750 с	1070...1 170с	1500...3 000 с
1, 2	10,0	10,6	0,2	3,3	17,2
1, 1', 2, 2', 3	6,3	6,7	0,2	2,7	13,1
4	41,5	49,3	34,1	27,3	7,0
1 - 4	6,5	7,1	0,1	2,3	10,8
1 - 5	5,186	6,0	0,1	2,1	9,0
2,3	19,9	21,1	28,5	29,6	29,8
2 - 4	13,4	14,6	15,2	12,7	20,9
2 - 5	9,3	10,5	10,9	8,5	15,3
3, 4	24,5	28,0	7,0	19,3	10,1
3 - 5	13,8	16,5	14,8	11,5	23,6
4, 5	23,0	28,6	21,4	17,4	41,0
5, 6	7,6	10,1	17,4	9,8	17,1
5, 6, 9	5,8	7,7	11,1	1,8	12,6
7, 8	0,6	0,6	0,2	0,2	0,7
6 - 8	0,6	0,6	0,1	0,1	0,1

Полученные результаты иллюстрируют существенную зависимость СЧКДТ от режима эксплуатации, а для аварийных ситуаций - от характера аварии и этапа ее развития.

Согласно [8], в гидромеханических системах основными источниками возбуждения колебаний являются нестационарные гидродинамические процессы в теплоносителе (акустические волны, турбулентность, вихреобразование, кавитация и др.) и несбалансированность вращающихся механизмов, в первую очередь циркуляционных насосов (механические силы). Важным этапом расчета является настройка моделей по существующим экспериментальным данным. Наибольшее несоответствие значений расхода и давления теплоносителя, полученных с помощью теплогидравлических расчетных кодов и экспериментальным путем, отмечается в области пульсационных режимов течения [9, 10], т.е. в колебательных режимах. При этом колебательные свойства гидромеханической системы не могут рассматриваться как результат суперпозиции соответствующих параметров колебаний составляющих ее частей. Указанное свойство проявляется в виде преобразования частот, с которыми внешние гидравлические возмущения действуют на контур теплоотвода РУ в целом и на его отдельные элементы (реактор, парогенератор (ПГ), трубопроводы и пр.). В результате преобразования частот гидравлических возмущений (например, частоты вращения главного циркуляционного насоса (ГЦН)) в контуре теплоносителя появляются комбинационные инфранизкие и звуковые (десятки герц) частоты, а также частоты, кратные частотам колебаний, подводимых от внешних источников возмущений [8].

При этом новые качественные эффекты обусловлены системными свойствами колебательных процессов теплоносителя в первом контуре и определяются, в частности, следующими факторами:

- нелинейной зависимостью перепада давления в элементах контура от массового расхода;
- асимметрией колебательных параметров в параллельных контурах (петлях) РУ;
- существованием критического сочетания параметров различной физической природы (теплофизических, гидродинамических, конструктивных), при котором происходит смена режимов течения (стационарного и пульсационного).

Эксперименты, выполненные в работе [11], показали, что критическое сочетание параметров достигается на экспериментальном стенде при определенном значении массового паросодержания x в рабочем участке, где двухфазная среда нужного соотношения паровой и водяной фаз создается путем впрыска насыщенного пара (с возможностью изменения паросодержания от 0 до 1). При этом значение пика сигнала от датчика пульсаций давления в автоспектральной плотности (АСП) мощности достигает максимума. Таким образом, сочетание параметров различной физической природы, которое удалось создать в экспериментах, обеспечивает возникновение параметрического резонанса при

колебаниях давления в пароводяном потоке. В циркуляционном контуре [11] это явление наблюдалось при двух значениях паросодержания в потоке: $x = 0,075$ и $x = 0,65$.

Предложенный в работе [12] критерий параметрического подобия парогенерирующего канала (ПК) характеризует его добротность как колебательной системы и свидетельствует о существенном влиянии гидравлических сопротивлений на устойчивость двухфазного течения теплоносителя.

На рис. 2, а представлена реализация АСП сигнала виброускорений, измеренного на крышке реактора ВВЭР-1000 в режиме нулевой мощности энергоблока.

Характерной особенностью этого спектра является наличие доминирующего пика на частоте 49,8 Гц, которая равна утроенной оборотной частоте вращения ГЦН-195М (16,6 Гц). Его значение на порядок выше прочих, в том числе и вызванных оборотной частотой вращения ГЦН. Эта особенность спектра вибраций крышки реактора проявляется только в указанном режиме, т. е. при отсутствии энерговыделения в активной зоне. При малой мощности значение пика на частоте 49,8 Гц уменьшается примерно в 5 раз (см. рис. 2, б).

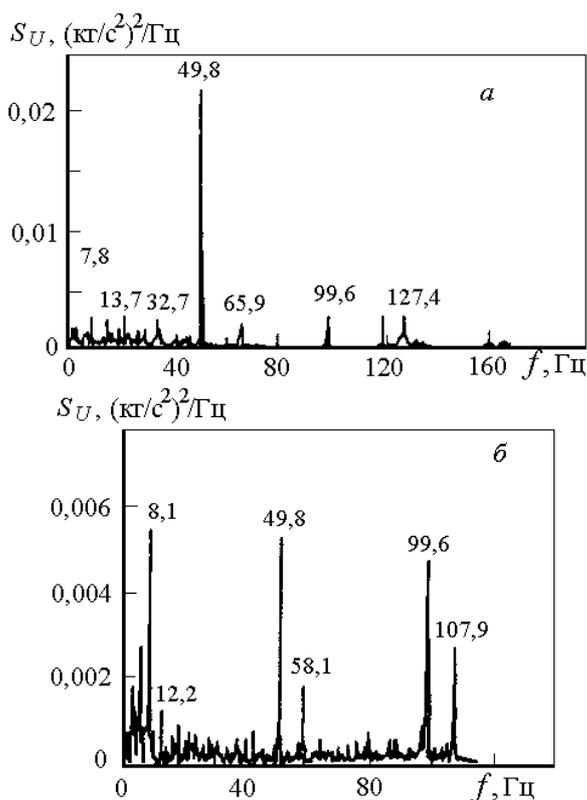


Рис. 2. Спектр виброускорений $S_U(f)$ (крышка ЯР): а - датчик 02В1-1, $p = 15,9$ МПа; $T = 270$ °С; б - датчик В1-2, $p = 16$ МПа, $T_{гор} = 281$ °С; $T_{хол} = 278$ °С.

С использованием данных табл. 1 представляется возможным установить причину увеличения уровня вибраций крышки реактора в режиме нулевой мощности. В этом случае СЧКДТ АкЗ равна 49,3 Гц, т.е. практически совпадает с частотой колебаний теплоносителя, обусловленных вращением ГЦН, и поэтому усиливает их. В номинальном режиме работы реактора СЧКДТ в АкЗ равна 41,5 Гц и в силу этой причины находится вне области резонансного взаимодействия.

По мере уменьшения мощности реактора происходит приближение значений СЧКДТ в АкЗ к области резонансного взаимодействия. В режиме нулевой мощности реактора ВВЭР-1000 создаются условия для увеличения частоты вибраций двух источников пульсаций давления (ГЦН - утроенная оборотная частота вращения, равная 49,8 Гц, и СЧКДТ в активной зоне, равная 49,3 Гц). Суммарное динамическое воздействие этих источников приводит к увеличению уровня вибраций крышки реактора.

Иллюстрацией вышеуказанных процессов могут служить впервые обнаруженные в ходе известных ядерных инцидентов [13, 14] опасные динамические напряжения и трещины в крышках корпусных реакторов PWR. Следует отметить, что за 20 лет до вышеуказанных аварий подобные эффекты проявились в ходе близкой по своему физическому характеру и проявлению МПА, которая имела место в украинской атомной энергетике и была инициирована именно срывом крышек горячих коллекторов в парогенераторах 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 теплогидродинамических процессов, инициировавшими повреждения крышек корпуса реактора в ходе отмеченных выше инцидентов.

Представленная на рис. 3 фотография разрушенного узла горячего коллектора ПГ типа ПГВ-213 ядерного энергоблока с реактором ВВЭР-440 (Ровенская АЭС, энергоблок № 1, авария 22 января 1982 г.) [15] иллюстрирует катастрофический характер разрушений ответственного элемента первого контура ЯЭУ вследствие возникновения и неконтролируемого развития аномальных виброакустических колебаний резонансного характера.

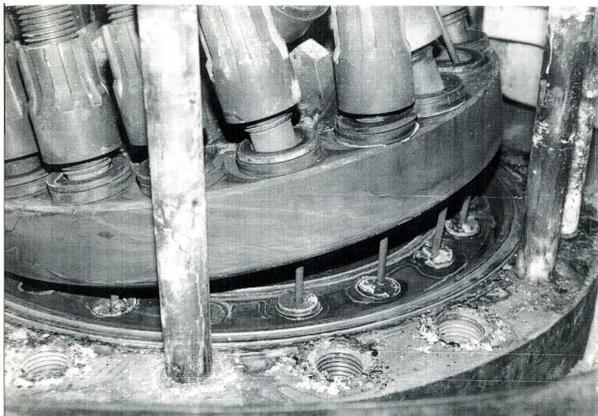


Рис. 3. Характер разрушения шпилек крышки горячего коллектора ПГ типа ПГВ-213 на Ровенской АЭС.

Анализу данных экспериментальных исследований спектральных характеристик колебаний элементов первого контура ВВЭР-1000, которые были выполнены в натуральных условиях, а также характера соответствующих повреждений этих элементов будет посвящена следующая статья.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2012. - 528 с.
2. *Вибронадежность элементов оборудования в энергомашиностроении* / Н. А. Махутов, С. М. Каплунов, Л. В. Прусс и др. // *Машиноведение*. – 1982, № 2. - С. 68 - 77.
3. *Фомичев М. С.* Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. - М.: Энергоатомиздат, 1989.- 248 с.
4. *Конструирование ядерных реакторов: учеб. пособие для вузов* / И. Я. Емельянов, В. И. Михан, В. И. Солонин; Под ред. Н. А. Доллежаля. – М.: Энергоиздат, 1982. – 400 с.
5. *Проскураков К. Н.* Виброакустическая паспортизация АЭС - средство повышения их надежности и безопасности // *Теплоэнергетика*. – 2005. - № 12. – С. 30 - 34.
6. *Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И.* Виброшумовая диагностика ВВЭР. - М.: Энергоатомиздат, 2004.
7. *Проскураков К. Н.* Теплогидравлическое возбуждение колебаний теплоносителя во внутрикорпусных устройствах ЯЭУ. - М.: Изд-во МЭИ, 1984.
8. *Проскураков К. Н.* Математические модели источников теплогидравлических возмущений в контурах АЭС // *Теплоэнергетика*. - 1999. - №6. - С. 6 - 11.
9. *Analysis of SPES2-AP-600 Experiment Using the WCOBRA / TPAC CODE* / J. S. Petzold, S. M. Bajorek, K. Ohkava, L. E. Hochreiter, C. Frepoli // *Post-Smirt 14 Int. Seminar*. – 1997, August 25 - 27, Piza - Italy. - P. B. 1. 1 - B. 1. 10.
10. *Vihavainen J., Zabetta E. C., Tuunanen J.* Analysis of PACTE experiment GDE-05 with CATHARE2, RELAP5 codes // *Post-Smirt 14 Int. Seminar*. – 1997, August 25 - 27, Piza - Italy. Proceeding E. 1. 18 - 1. 25.
11. *Proskouriaikov K. N., Moukhine V. S., Sabouni K.* Experiment Investigation of System Parameters, Structure Influence on Steam-winter Flow Regime, Pressure Oscillation // *Proceedings of the 10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulic (NURETH-10)*. – Seoul, Korea. - October 5 – 9, 2003.
12. *Proskouriaikov K. N.* Criterion of Steam Generating Ducts Pan metrical Similarity // *Fifth International Information Exchange Ford safety analysis for NPP of VVER, RBMK types*. – 16 - 20 October 2001, Obninsk, Russian Federation.
13. *Millimeters From Disaster* // *WISE/NIRS Nuclear Monitor*. - March 22. 2002.
14. *Alarm Over Faulty Design in European PWRs* // *WISE News Communiqui* 385. 3770, 2002.
15. *Теплофизика повреждений реакторных установок: монография* / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко и др. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2013. - 528 с.

О. І. Шараєвська

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

АКТУАЛЬНІ ЗАДАЧІ ВІБРОАКУСТИЧНОЇ ДІАГНОСТИКИ ПЕРШОГО КОНТУРУ РЕАКТОРІВ ВВЕР

Виконано аналіз особливостей розвитку резонансних коливальних процесів у першому контурі реакторів ВВЕР-1000. Розглянуто розрахункову акустичну схему для визначення власних частот коливаний тиску дво-

фазного потоку. Представлено типові спектри пульсацій тиску, а також дані стосовно характеру руйнації елементів першого контуру.

Ключові слова: віброакустична діагностика, реакторна установка, резонансні коливальні процеси, власні частоти коливань двофазного теплоносія, руйнація конструктивних елементів.

E. I. Sharayevska

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

ACTUAL PROBLEMS OF VIBROACOUSTIC DIAGNOSTICS OF THE FIRST CIRCUIT OF WATER-WATER ENERGETIC REACTORS

The analysis of features of development of resonant oscillatory processes in the first circuit of WWER-1000 reactors is made. The settlement acoustic scheme for determination of own frequencies of oscillatory pressure of a two-phase stream is considered. Typical ranges of pulsations of pressure, and also data on nature of destructions of elements of the first circuit are presented.

Keywords: vibroacoustic diagnostics, reactor installation, resonant oscillatory processes, own frequencies of fluctuations of the two-phase heat carrier, destruction of constructive elements.

REFERENCES

1. *Thermophysics of nuclear reactors breakdowns: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2012. - 528 p. (Rus)*
2. *Vibration stability of equipments elements in energetic machine-building / N. A. Makhutov, S. M. Kaplunov, L. V. Pruss i dr. // Mashinovedenie. - 1982, № 2. - P. 68 - 77. (Rus)*
3. *Fomichev M. S. Experimental hydrodynamics of NPP. - Moskva: Energoatomizdat, 1989. - 248 p. (Rus)*
4. *Construction of nuclear reactors: tutorial for univercity / I. Ja. Emelianov, V. I. Mikhan, V. I. Solonin; Under edit N. A. Dollezhalia. - Moskva: Energoizdat, 1982. - 400 p. (Rus)*
5. *Proskouriakov K. N. Vibroacoustic certification of NPP - means for increasing the reliability and safety // Teploenergetika. - 2005. - № 12. - S. 30 - 34. (Rus)*
6. *Arkadov G. V., Pavelko V. I., Usanov A. I. Vibronoise diagnostics of VVER. - Moskva: Energoatomizdat, 2004. (Rus)*
7. *Proskouriakov K. N. Thermogydravlyc excitement of the coolant fluctuations in the internfls of NPP. - Moskva: Izd-vo MEI, 1984. (Rus)*
8. *Proskouriakov K. N. Mathematical models of the thermogydravlyc disturbance sources in the circuits of NPP // Teploenergetika. - 1999. - № 6. - S. 6 - 11. (Rus)*
9. *Analysis of SPES2-AP-600 Experiment Using the WCOBRA / TPAC CODE / J. S. Petzold, S. M. Bajorek, K. Ohkava, L. E. Hochreiter, C. Frepoli // Post-Smirt 14 Int. Seminar. - 1997, August 25 - 27, Piza - Italy. - P. B. 1. 1 - B. 1. 10.*
10. *Vihavainen J., Zabetta E. C., Tuunanen J. Analysis of PACTE experiment GDE-05 with CATHARE2, RELAP5 codes // Post-Smirt 14 Int. Seminar. - 1997, August 25 - 27, Piza - Italy. Proceeding E. 1. 18 - 1. 25.*
11. *Proskouriakov K. N., Moukhine V. S., Sabouni K. Experiment Investigation of System Parameters, Structure Influence on Steam-winter Flow Regime, Pressure Oscillation // Proceedings of the 10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulic (NURETH-10). - Seoul, Korea. - October 5 - 9, 2003.*
12. *Proskouriakov K. N. Criterion of Steam Generating Ducts Pan metrical Similarity // Fifth International Information Exchange Ford safety analysis for NPP of VVER, RBMK types. - 16 - 20 October 2001, Obninsk, Russian Federation.*
13. *Millimeters From Disaster // WISE/NIRS Nuclear Monitor. - March 22. 2002.*
14. *Alarm Over Faulty Design in European PWRs // WISE News Communiqui 385. 3770, 2002.*
15. *Thermophysics of nuclear reactor plants damages: monografija / A. A. Kliuchnykov, I. G. Sharaevskij, N. M. Fialko i dr. - Chernobyl: In-t problem bezopasnosti AES NAN Ukrainy, 2013. - 528 p. (Rus)*

Надійшла 10.06.2015
Received 10.06.2015