

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ РЕАКТОРА АЭС С ВВЭР (обзор)**Д. В. Билей¹, Н. И. Власенко¹, Т. В. Габлая, А. А. Ключников, В. И. Скалозубов**

¹ГП НАЭК «Энергоатом», Киев
Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины

Представлен обзор известных разрабатываемых или уже внедряемых на АЭС с ВВЭР нестандартных систем контроля состояния реактора, которые могут быть перспективными для решения отраслевых задач по повышению безопасности и надежности эксплуатации реакторных установок.

Штатные (предусмотренные проектом) системы контроля ВВЭР фактически обеспечивают контроль нейтронного потока, энерговыделения в активной зоне, состояния металла корпуса реактора, температурного и химического режима теплоносителя, целостности оболочек ТВЭЛ, периодический визуальный контроль корпуса и внутрикорпусных устройств реактора. Опыт эксплуатации, модернизация и повышение безопасности определяют необходимость расширения контроля в части:

непрерывного контроля целостности, деформации, вибрации и надежности внутрикорпусных устройств, корпуса и корпусных соединений;

контроля подкипания, фазораспределения, скорости и запаса до кризиса кипения теплоносителя;

контроля теплогидродинамической устойчивости теплоносителя и динамического воздействия на конструктивные элементы активной зоны;

контроля посторонних предметов в контуре реактора;

альтернативного контроля состояния топлива в реакторе;

совершенствование информационно-управляющих систем (ИУС) и др.

Перспективными для контроля реактора являются разрабатываемые и уже внедряемые для ВВЭР *системы шумовой диагностики*. Шумовая диагностика реактора основана на регистрации и анализе шумов (нестационарных колебательных отклонений) параметров, характеризующих состояние теплоносителя, внутрикорпусных и корпусных конструкций реактора: нейтронного потока, давления и температуры теплоносителя, герметичности конструктивных соединений, вибропараметров и др.). При нормальных условиях эксплуатации, целостности и герметичности конструкций реактора имеет место определенная картина шумов (например, в форме амплитудно-фазочастотных характеристик) определяющих параметров технического состояния реактора. Нарушение условий эксплуатации (например, подкипание теплоносителя, нарушение герметичности конструктивных элементов реактора, появление посторонних предметов и т.п.) приводит к изменению шумов определяющих параметров, по которому и осуществляется диагностика состояния теплоносителя и конструкций реактора [1, 2]. По источникам шумов определяющих параметров разрабатываемые в настоящее время системы шумовой диагностики реакторной установки можно условно классифицировать следующим образом:

контроль паросодержания в реакторе;

контроль вибрационного состояния (виброшумовая диагностика);

контроль высокочастотных пульсаций давления теплоносителя (диагностика термоакустической неустойчивости);

контроль посторонних предметов в потоке теплоносителя.

Ниже подробнее рассмотрены основные положения этих систем шумовой диагностики реактора.

Перспективным для решения вопросов управления старением реакторной установки является также внедрение *оперативной системы диагностики термоакустической неустойчивости теплоносителя в активной зоне реактора* (СОД ТАН). Внедрение этих систем тесно связано со следующими вопросами по управлению старением:

контроль условий возникновения термошока (флакса), вызванного теплогидродинамической неустойчивостью теплоносителя. Возникновение термошока на внутренней поверхности корпуса реактора является одним из доминирующих механизмов деградации/старения корпуса реактора;

контроль циклических нагрузок на внутрикорпусные устройства (ВКУ), вызванных высокочастотной неустойчивостью теплоносителя при работе реактора на мощности.

Подробное описание теоретических и экспериментальных основ СОД ТАН, не имеющих в настоящее время мировых аналогов, приведено в [3, 4].

Координаты карт термоакустической неустойчивости выбраны в зависимости от геометрических/конструкционных данных и штатных контролируемых теплогидравлических характеристик реакторной установки:

$$K_1 = \frac{N_T}{G_{аз} \cdot \Delta i} \sqrt{\frac{P_{кр}}{P}} \frac{F_{прох.аз}}{F_{об.твс} \cdot n_{твс}} \quad K_2 = \frac{T_{вх}}{T_s},$$

где N_T – тепловая мощность реакторной установки; $G_{аз}$ – суммарный расход через активную зону (с учетом 3 % протечек); $\Delta i(P)$ – скрытая теплота парообразования, определяемая по давлению в активной зоне; $P_{кр}$ – критическое давление теплоносителя; P – давление на входе в активную зону; $F_{прох.аз}$, $F_{об.твс}$, $n_{твс}$ – соответственно площадь проходного сечения активной зоны, обогреваемая площадь и число ТВС; $T_{вх}$ – температура теплоносителя на входе в активную зону, °С; $T_s(P)$ – температура насыщения теплоносителя, определяемая по давлению.

Особенно следует отметить наработки по системе *виброшумовой* диагностики (СВШД).

Основными задачами СВШД реакторной установки (РУ) ВВЭР являются:

определение условий гидродинамического нагружения оборудования и трубопроводов РУ от потока теплоносителя с целью своевременного обнаружения повышенных нагрузок, связанных с условиями изготовления, сборки и балансировки вращающихся механизмов главного циркуляционного насоса (ГЦН);

контроль условий закрепления ВКУ в ходе эксплуатации с целью своевременного выявления релаксации и износов элементов крепления;

контроль тепловых перемещений оборудования и трубопроводов в режимах плановых разогревов и расхолаживаний РУ с целью подтверждения воспроизводимости величин перемещений, а также выявления затираний и заеданий элементов оборудования;

оценка поканального расхода теплоносителя (функция необходима, прежде всего, для определения условий эксплуатации топливных сборок);

оценка фактического ресурса ВКУ по условиям их вибронгруженности.

Последняя задача связана с возможностью продления срока службы ВКУ, а ее актуальность обусловлена тем, что расчетные оценки вибропрочности, проводимые на этапе плановых ремонтов, могут оказаться непредставительными из-за того, что не учитывали возможного изменения условий закрепления ВКУ за длительную эксплуатацию.

Изменение вибрации компонентов РУ – самый чувствительный индикатор для выявления таких изменений механического состояния оборудования, как избыточная деформация трубчатых упругих элементов шахты с ослаблением ее прижатия со стороны крышки реактора; превышение проектных зазоров по разделителю потока; аномальные вибрации тепловыделяющих сборок (ТВС) из-за их кривизны, а также смещения дистанционирующих решеток; износ контактных поверхностей виброгасителей в верхнем и нижнем узлах крепления шахты; аномальные изменения жесткостных характеристик опор парогенераторов (ПГ), ГЦН, опорного бурта корпуса реактора, приводящие к недопустимым амплитудам и типам колебаний, перечисленных элементов главного циркуляционного контура (ГЦК) и ГЦН и др. (рис. 1).

Расположение детекторного оснащения СВШД, разработанный «Диапром», на примере РУ ВВЭР-440 Кольской АЭС приведено на рис.2.

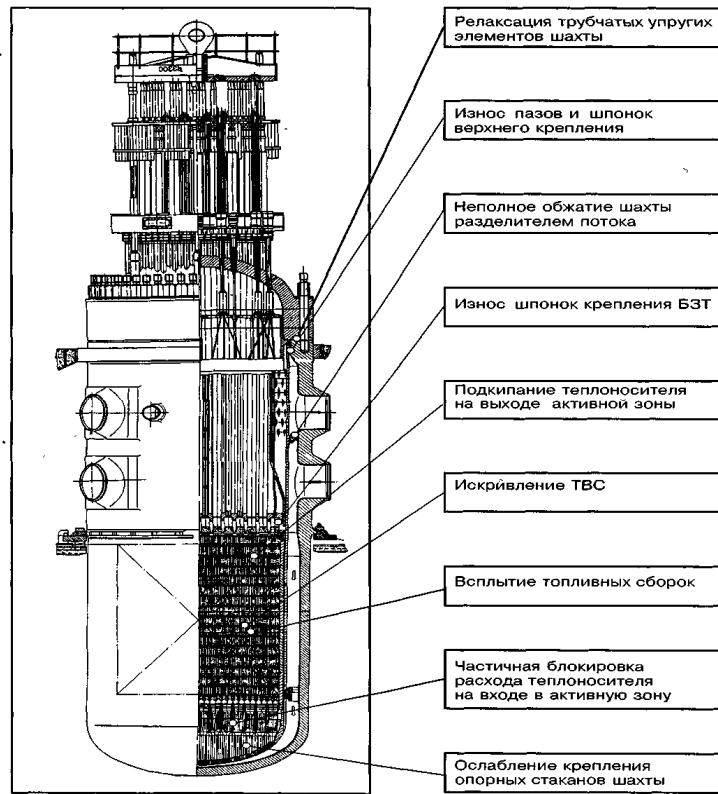


Рис. 1. Возможности системы виброшумовой диагностики реактора.

На наш взгляд, особенности дальнейшего качественного внедрения виброшумовой диагностики связаны также со следующими положениями:

1. В виброшумовой диагностике оценка технического состояния осуществляется по шумам вибропараметров, а следовательно, зависит от причин/источников вибрации. Причин/источников вибрации объекта контроля может быть несколько, в т.ч. и диагностируемый дефект. Разные причины/источники вибрации объекта контроля могут создавать сложную картину шумовых сигналов, из которых необходимо выделить только шумы диагностируемого дефекта и тем самым его идентифицировать. Ситуация может еще усложняться и тем, что датчики вибродиагностики могут регистрировать одновременно шумы разных дефектов.

2. Алгоритмы виброшумовой диагностики определяются перечнем сценариев, который ограничен. Необходимо расширение перечня сценариев и соответствующих вычислительных процедур (например, термоакустическая и низкочастотная неустойчивость теплоносителя, неоднородность теплоносителя в реакторе и в ГЦК и др.), в том числе и создание обобщенного сценария, учитывающего все возможные источники вибрации.

Система обнаружения свободных предметов (СОСП) - диагностическая система, предназначенная для обнаружения в объеме РУ посторонних предметов, оторвавшихся деталей и деталей с ослабленным креплением, находящихся в стационарном состоянии или уносимых потоком теплоносителя. Разработка систем по обнаружению свободных предметов в РУ активно ведется с середины 70-х годов. Основанием для этого послужили многочисленные аварийные ситуации, вызванные присутствием в контуре посторонних предметов, особенно в период введения АЭС в эксплуатацию. Задачи, решаемые системой:

контроль акустического шума на поверхности оборудования и трубопроводов РУ;

обнаружение свободно перемещающихся в потоке теплоносителя предметов и деталей оборудования с ослабленным креплением.

Основным принципом диагностики является регистрация акустического шума, создаваемого при ударах свободных предметов о стенки оборудования РУ. Акселерометры, устанавливаемые на корпусе реактора, ПГ и ГЦН, как показано на рисунке внизу, регистрируют виброакустические сигналы, содержащие диагностическую информацию. По регистрируе-

мым сигналам удара можно определить место и энергию удара, а также массу и форму свободного предмета (рис. 3).



Рис. 2. Расположение детекторов системы виброшумовой диагностики.



Рис. 3. Размещение датчиков системы обнаружения свободных предметов на основном оборудовании первого контура РУ ВВЭР-1000 (В-320).

Перспективными для диагностики теплогидравлических процессов теплоносителя (в том числе и двухфазных сред) являются методы, основанные на применении ультразвуковых датчиков [5]. Принцип действия ультразвуковых датчиков основан на индикации фазового состояния локального объема среды путем определения его акустической проводимости. Прохождение газовых включений через контролируемый локальный объем приводит к изме-

нению акустической проводимости среды, что фиксируется и расшифровывается вторичной аппаратурой датчика.

Перспективной системой контроля выгорания и радиационной ползучести топлива является применение *нейтринной диагностики*. Основы автоматизированной информационной системы нейтринного контроля за выгоранием и скоростью радиационной ползучести топлива разработаны в [6], в которой представлена структура алгоритмов корреляционной пассивной локации нейтринных источников внутриреакторных процессов самоподдерживающейся цепной реакции деления. Разработанная структура алгоритмов обработки сигналов является основой для практической реализации системы пассивной локации нейтринных источников. Автоматическая система дистанционного управления предназначена для непрерывного контроля над степенью выгорания и скоростью радиационной ползучести топлива с учетом его расположения в активной зоне реактора, а следовательно, диагностирования его остаточного ресурса/срока службы с помощью модели неперевышения предельного выгорания, модели неперевышения «нагрузка - прочность» и модели «параметр - поле допуска».

Развитые в настоящее время теоретические расчеты (в совокупности с возросшим уровнем экспериментальной идеологии и техники нейтринных измерений) уже позволяют не только осуществлять постановку ряда фундаментальных задач физики реакторных нейтрино, но также открывают реальную возможность для эффективного решения основной задачи нейтринной спектрометрии внутриреакторных процессов - восстановления ядерной плотности каждой из компонент изотопного состава ядерного топлива и, соответственно, динамики их изменения непосредственно в процессе работы реактора. На Ровенской АЭС уже существует лаборатория нейтринной диагностики топлива реактора.

Развитие и совершенствование *систем контроля протечек верхнего блока реактора* определено всеми отраслевыми программами по повышению безопасности и модернизации производства АЭС с ВВЭР. На рис. 4 в качестве примера приведены отдельные данные АЭС Украины о возникших дефектах и нарушениях, приводящих к течам на верхнем блоке реактора АЭС с ВВЭР и существенно влияющих на условия ядерной и радиационной безопасности.

На верхнем блоке РУ ВВЭР-1000 предусмотрена штатная система контроля протечек, представляющая собой набор узких трубок, подходящих в полость каждого уплотняемого фланцевого соединения и коллектор вытекшего теплоносителя. Штатная система раннего обнаружения и контроля протечек теплоносителя, реализованная в энергоблоках ВВЭР-1000, позволяет обнаруживать в автоматическом режиме возникновение течи в одном из шести секторов на верхнем блоке. Величина течи определяется по датчику давления объединяющей камеры, который срабатывает при давлении до 5 кгс/см². Однако эксплуатационная практика показала определенную неработоспособность данной системы, связанную с тем, что при протечках трубки малого диаметра быстро забиваются кристаллической борной кислотой, что требует полного демонтажа системы и прочистки трубок механическими средствами. Кроме того, штатную систему нельзя определить системой раннего обнаружения течи. Указанное обстоятельство обосновывает целесообразность разработки более совершенной системы контроля протечек теплоносителя, обеспечивающей автоматический контроль каждого фланцевого соединения в режиме малых течей, дополняющей штатную существующую систему контроля протечек. Одной из таких систем, предлагаемых на отечественном рынке, является система фирмы «Siemens», которая основана на принципе локальных измерений влажности с помощью совокупности шлангов, содержащих датчики-приемники влажности, устанавливаемых снаружи фланцевых соединений. Точность определения местоположения течи составляет порядок 1% длины измерительной линии. Система контроля протечек фирмы «Siemens» может реагировать при появлении влажности после возникновения течи во внешней прокладке фланцевого соединения, которая появляется после нарушения герметичности внутренней (никелевой) прокладки. Поэтому система не способна обнаружить протечки внутренней (никелевой) прокладки фланцевого соединения. Следует также отметить,

что даже при наличии двух измерительных линий в лучшем случае будет определена лишь группа фланцевых соединений, в которой есть неплотный фланец [7].

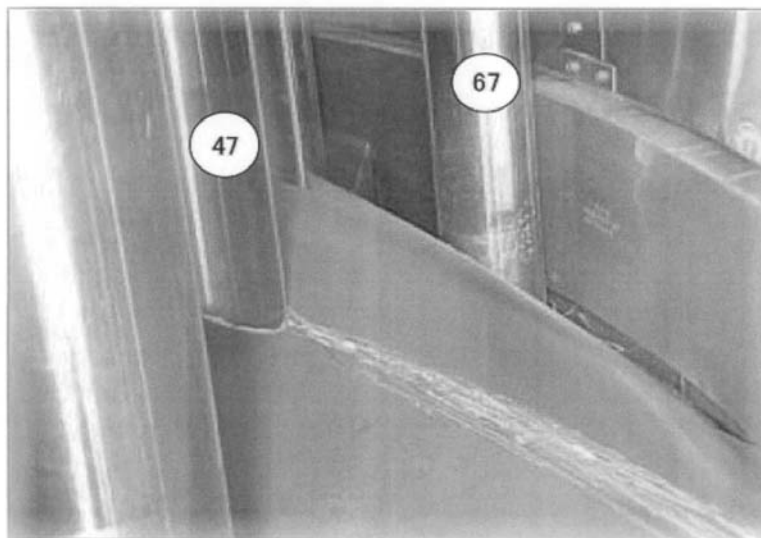


Рис. 4. Течь в крышке корпуса реактора из-за коррозионного растрескивания под напряжением патрубков системы управления и защиты (СУЗ).

Система быстрого обнаружения и определения места возникновения протечек верхнего блока реактора и теплоносителя первого контура ВВЭР (СКТТ) ("Диапром", Россия) представляет собой компьютеризированную систему, разработанную на основе системы FLUS производства фирмы Siemens KWU, для быстрого и надежного обнаружения протечек воды либо пароводяной смеси из трубопроводов, баков и других сосудов. Данная система была специально разработана специально для обнаружения протечек из сосудов под давлением и других изолированных элементов оборудования применяемого на АЭС. СКТТ позволяет обнаружить протечки с малым расходом (вплоть до 0,1 кг/ч), а также с высокой точностью определить местоположение течей. Протечки могут быть обнаружены через 15 мин после того, как появилось нарушение герметичности, независимо от того, работает энергоблок АЭС на полной мощности или он остановлен. Принцип измерения в системе основывается на том факте, что при возникновении протечки увеличивается влажность воздуха с наружной стороны стенки трубопровода (под теплоизоляцией) вблизи трещины или неплотности разъемного соединения. Для измерения влажности в СКТТ используется "сенсорный шланг", который укладывается внутри теплоизоляции в непосредственном контакте с трубопроводом или поверхностью корпуса реактора.

В Центре «Техническая диагностика и надежность АЭС и ТЭС» создана система раннего обнаружения и непрерывного контроля протечек теплоносителя на верхнем блоке реактора ВВЭР-1000, обеспечивающая автоматический контроль малых течей, определение дефектного фланцевого соединения как на этапе гидроиспытаний, так и при работе энергоблока на мощности. Эта система также дополняет существующую штатную систему контроля протечек (рис. 5). В результате длительных экспериментов для этой системы были созданы и испытаны на натуральных фланцевых соединениях датчики раннего обнаружения и контроля протечек фланцевых соединений верхнего блока реактора ВВЭР-1000. Датчики устанавливаются на верхнем блоке реактора ВВЭР-1000 с помощью монтируемых и демонтируемых узлов крепления при очередных перегрузках ядерного топлива и сохраняют свою работоспособность в условиях реально действующих во время эксплуатации энергоблока электромагнитных полей, вибраций и градиентов температур.

Конструктивное оформление позволяет разместить датчик в полости между двумя прокладочными уплотнениями фланцевого соединения. Соединительные проводники указанного датчика могут быть размещены внутри трубки, которая ранее использовалась для измерения давления в полости между двумя уплотнениями фланцевого соединения.

В [8] на основании критического анализа существующих систем диагностики течей предлагаются основы системы диагностики течей верхнего блока КР СКТГ-ВБ, состоящей из двух подсистем:

акустической бесконтактной с размещением датчиков микрофонного типа на стенах шахты ВБ;

подсистемы измерения удельной активности продуктов активации теплоносителя с датчиками, размещаемыми на выходах корбов системы охлаждения приводов СУЗ.

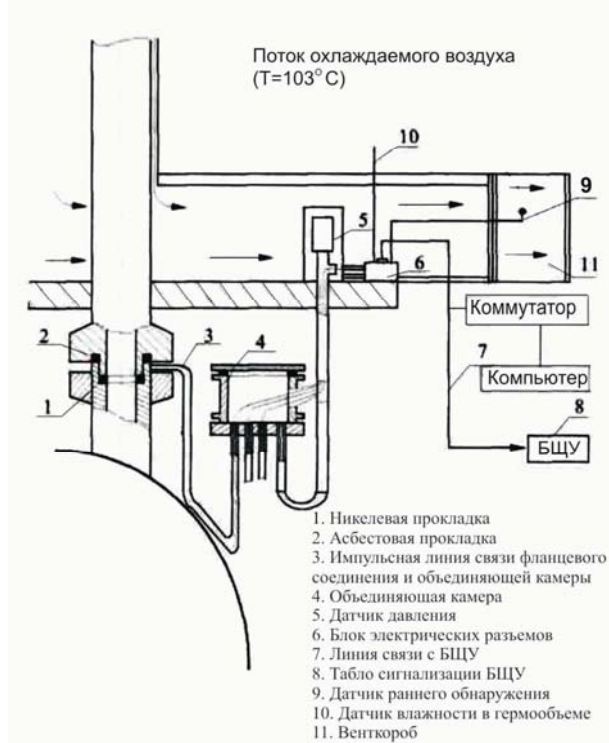


Рис. 5. Система контроля протечек верхнего блока реактора.

СКТГ-ВБ обеспечивает: обнаружение протечки теплоносителя на верхнем блоке РУ с расходом не менее 0,6 кг/ч; определение координат места протечки с точностью не хуже 3 % от общей протяженности контролируемого участка оборудования; гарантированное время обнаружения течи не превышает 30 мин.

В автоматическом режиме СКТГ-ВБ обеспечивает: непрерывный контроль сигналов преобразователей по всем активизированным каналам, оценку и сравнение показаний с заранее выставленными пороговыми значениями, выдачу сигнала тревоги для оперативного персонала, а также выдачу минимально-достаточного объема протоколов для проведения анализа состояния контролируемого оборудования; при обнаружении течи система осуществляет непрерывную запись сигналов с отметкой времени возникновения протечки, указанием координат места течи и значения расхода течи.

Современные нормативы требуют усовершенствования систем диагностики и представления обобщенной информации о состоянии активной зоны реактора (АЗ) для обеспечения информационной поддержки оператора. Используемая на АЭС с ВВЭР-1000 штатная аппаратура системы внутриреакторного контроля (СВРК) не отвечает этим требованиям. Кроме того, она физически и морально устарела, не способна выполнять ряд новых функций, не отвечает современным требованиям, предъявляемым к вычислительной технике и программному обеспечению, предназначенных для работы на АЭС в системах, важных для безопасности. Направление и содержание модернизации СВРК учитывает опыт эксплуатации ВВЭР, повышенный уровень требований к безопасности и качеству эксплуатации АЭС и современный уровень развития средств измерения и вычислительной техники. Модернизация состоит в замене физически и морально устаревшего оборудования внутриреакторного контроля для: увеличения быстродействия, точности и надежности внутриреакторного конт-

роля нейтронного потока, температуры теплоносителя на входе и выходе АКЗ, условий работы наиболее напряженных ТВЭЛ; организации автоматической защиты АКЗ по локальным параметрам и по запасу до кризиса теплообмена; оперативного представления параметров безопасности; организации информационной поддержки при управлении полем энерговыделения.

Увеличение быстродействия, точности и надежности внутрореакторного контроля достигается за счет: замены существующих детекторов на укороченные с увеличенным диаметром эмиттера и индивидуальными фоновыми линиями связи; подключения на вход каждого детекторов индивидуальных дифференциальных усилителей с автоматическим вычитанием сигнала и синфазных помех на линиях связи; введения программы корректировки инерционности датчиков детекторов в вычислительные средства нижнего уровня; размещения термодатчиков на выходе теплоносителя из АКЗ и др.

Организация автоматического сигнала защиты от превышения локальных энерговыделений в АКЗ имеет особую значимость при внедрении экономически выгодных топливных загрузок с уменьшенной утечкой нейтронов на корпус реактора, особенно при изменениях мощности реактора.

Для АЭС с ВВЭР в настоящее время разработана новая технология для контроля мощности и энергораспределения на основе сигналов внереакторных детекторов [9]. При этом традиционные функции АКНП – контроль и защита реактора по нейтронной мощности и периоду – были дополнены новыми функциями, которые реализуют: контроль и защиту реактора по мощности с учетом энергораспределения в активной зоне, положения управляющих групп и температуры теплоносителя в опускном участке; контроль аксиального энергораспределения; контроль реактивности в диапазоне изменения мощности от минимально контролируемого до номинального уровня с учетом пространственных эффектов; контроль и защиту по нарушению допустимых пределов энергонапряженности топлива (линейное энерговыделение) и запаса до достижения критических тепловых нагрузок; контроль фиксации внутрикорпусных устройств по результатам фазочастотного анализа флуктуаций сигналов внереакторных датчиков нейтронного потока.

Аппаратура СВРК нового поколения СВРК-03 (НТК "Электроника" и ИЯР РНЦ КИ) позволяет решать задачи, связанные с повышением безопасности и экономичности эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) при внедрении новых топливных циклов, увеличении мощности ЯЭУ, работе энергоблоков в маневренном режиме. Расширенные эксплуатационные возможности СВРК-03 обеспечиваются прецизионностью в условиях массовых измерений (класс 0.1), помехозащищенностью, быстродействием, надежностью, полнотой функциональных возможностей, эксплуатационных удобств, гибкостью комплексования, способностью к интегрированию с другими системами. С ее созданием, в том числе, появилась принципиальная возможность приступить к решению качественно новых проблем, относящихся к улучшению измерительных характеристик детекторов, с одной стороны, увеличению и оптимизации возможностей средств представления информации - с другой, а в целом - к важному переходу на новый уровень роли СВРК в общей системе управления РУ (уровень большей функциональной ответственности).

СНПО «Импульс» и МПО «Крузиз» осуществляется модернизация СВРК в части технических средств диагностики и соответствующего программного обеспечения. Для оценки поля энерговыделения реализован алгоритм, в котором интерполяция по пространству и экстраполяция по времени поля энерговыделения осуществляется с помощью дискретного аналога двухгруппового трехмерного уравнения диффузии нейтронов (аналог аттестованного кода БИПР-7А) с моделью адаптации к показаниям внутрореакторных детекторов. Расчет локальных параметров поля энерговыделения осуществляется на основании интерполяции заранее насчитанных кодом ПЕРМАК-А микрополей в ТВС для различных состояний реактора на фактическое распределение поля энерговыделения в ТВС, получаемое в данный момент алгоритмом восстановления поля энерговыделения. Непрерывный

контроль за изменением всех эксплуатационных параметров активной зоны реактора позволил внедрить предупредительную защиту реактора второго рода по локальным параметрам энерговыделения (запрет на подъем мощности), приобретает возможность непосредственного сравнения реального хода кампании с запланированным и выявления причин отличий. Для упрощения контроля состояния активной зоны персоналу АЭС предоставлена возможность генерации произвольных видеogramм, при этом все эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации РУ контролируются автоматически, и в случае их достижения оператор РУ получает соответствующий сигнал и видеogramму [11].

На Хмельницкой АЭС в течение 2000 - 2004 гг. для выполнения измерений применяются как штатные средства измерений СВРК, так и специализированные средства измерений – реактиметры, разработанные в Институте проблем безопасности АЭС НАН Украины. В качестве реактиметров на Хмельницкой АЭС применялись: аналоговый измеритель мощности и реактивности - АИМР-8-2М; лабораторный образец цифрового вычислителя мощности и реактивности - ЦВМР-1.

Реактиметр АИМР-8-2М используется, наряду с другими приборами, для проведения физических измерений во время пуска новых энергоблоков, а также во время физических измерений после перегрузки топлива на Ровенской, Запорожской и Хмельницкой АЭС. Применение ЦВМР-1 показало ряд преимуществ: технические характеристики ЦВМР-1 выше, чем у аналогового реактиметра АИМР-8-2М, за счет применения современной элементной базы и средств цифровой вычислительной техники; применение ЦВМР-1 позволяет улучшить качество и оптимизировать сроки проведения физических измерений, что, в конечном итоге, положительно отразится на безопасности и эффективности проведения этапа выхода реактора на мощность после планово-предупредительного ремонта.

Внедрение указанных выше перспективных систем контроля реактора позволит расширить перечень контролируемых параметров качество и надежность контроля и тем самым будет способствовать повышению безопасной эксплуатации АЭС ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Шараевский И.Г., Инюшев В.В.* Распознавание кипения недогретой жидкости в активной зоне ядерного реактора // Ядерная и радиационная безопасность. - 2003. - № 2.
2. *Фиалко Н.М., Шараевский И.Г., Мерадова Н.О.* Автоматическое обнаружение начала кипения теплоносителя в активной зоне реактора ВВЭР // Проблемы безпеки АЕС і Чорнобиля. - 2006. - Вип. 6.
3. *Внедрение системы оперативного контроля термоакустической неустойчивости теплоносителя в активной зоне ВВЭР 1000 (В-320): (Промежуточн отчет о НИР) / ОФ ГНТЦ ЯРБ. – Одесса, 2005. – 68 с.*
4. *Коврижский Ю.Л., Скалозубов В.И.* Термоакустическая неустойчивость теплоносителя в активной зоне водоводяных реакторов. – Одесса: ТЭС, 2003. – 172 с.
5. *Болтенко Э.А., Савинов А.А., Цой В.Р., Мельников В.И.* Ультразвуковые датчики для измерения параметров двухфазного потока на стенде псб-ввэр // Годовой отчет ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2000.
6. *Русов В.Д., Тарасов В.А., Терещенко Д.А.* Автоматическая система для нейтринного контроля за выгоранием и радиационной ползучестью топлива. // Тр. 15-й Междунар. конф. по физике радиац. явлений и материаловедению – Алушта, сентябрь 2001 г. – ИПП НАН Украины, 2002.
7. *Петровский Б. С, Аксенов В.И., Давиденко Н.Н., Корякин Ю.Е.* Компьютеризированная система раннего обнаружения) и непрерывного контроля протечек теплоносителя на верхнем блоке реактора ВВЭР-1000 // 2-я Междунар. науч.-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». - М.: ВНИИАЭС, 2001.
8. *Система экспресс-диагностики течей на верхнем блоке РУ ВВЭР 1000 // Там же.*
9. *Трыков И.А., Семенов В.П., Чернов В.А.* Многоцелевой спектрометр гамма-излучения СПЕДОГ// Тез. докл. Междунар. конф. обращения с ОЯТ. - М.: ВНИИАЭС, 2000.
10. *Система внутрореакторного контроля ВВЭР-1000 СВРК-М. Концепция модернизации и сопровождения эксплуатации СВРК-М Украины / ГП НАЭК «Энергоатом», 2005.*
11. *Концепция модернизации систем внутрореакторного контроля ВВЭР-1000 АЭС Украины / А. Х. Горелик, В. В. Елисеев, А. С. Кужиль и др.// Ядерная и радиационная безопасность. - 2005. - № 4.*

Поступила в редакцию 05.07.07

23 ПЕРСПЕКТИВНІ СИСТЕМИ КОНТРОЛЮ РЕАКТОРА АЕС ІЗ ВВЕР (огляд)

Д. В. Білей, М. І. Власенко, Т. В. Габляя, О. О. Ключников, В. І. Скалозубов

Представлено огляд відомих розроблювальних або вже впроваджуваних на АЕС із ВВЕР позаштатних систем контролю стану реактора, які можуть бути перспективними для вирішення галузевих завдань по підвищенню безпеки та надійності експлуатації реакторних установок.

23 ADVANCED REACTOR CONTROL SYSTEMS OF NPPS WITH VVER

D. V. Biley, N. I. Vlasenko, T. V. Gablaya, A. A. Kluchnikov, V. I. Skalozubov

The paper presents a review of known off-design control systems of reactor state that are under development or introduced at NPPs with VVER. These systems may be very promising for solution of branch tasks on increasing operational safety and reliability of reactors.