

СТАТЬИ

УДК 621.3.002

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ, ДИАГНОСТИКИ И УПРАВЛЕНИЯ ДЛЯ ЯЭУ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ С ВОДО-ВОДЯНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Калинушкин А.Е., Козлов В.В., Митин В.И., Семченков Ю.М. (РНЦ «Курчатowskiй ин-т», г. Москва)

Опыт эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) показывает, что реакторные установки с ВВЭР характеризуются надежной и экономичной энерговыработкой, стабильными характеристиками, освоенной эксплуатацией. Для создания и эксплуатации реакторной установки с ВВЭР имеется накопленный потенциал профессионально подготовленных кадров, способных с высоким качеством обеспечивать проектирование, изготовление основного и вспомогательного оборудования, создание и применение информационно-измерительных и управляющих систем, строительство и эксплуатацию АЭС с ВВЭР. Поэтому укрепилась тенденция как к увеличению числа реакторных установок с ВВЭР, так и их проектированию с повышенной установленной мощностью. Однако при увеличении мощности повышаются требования к точности, системной надежности и быстродействию процессов контроля и диагностики состояния ВВЭР в целях обеспечения эффективного управления эксплуатацией и безопасностью реакторной установки данного типа и защиты персонала, населения и окружающей среды от аварий. Качество и системная надежность контроля, диагностики и управления безопасным состоянием реакторной установки с ВВЭР во многом достигаются уменьшением риска отрицательного воздействия человеческого фактора, тщательной конструкторско-технологической подготовкой и хорошо продуманной эксплуатацией информационно-измерительной и управляющей системы контроля, диагностики и управления. Вместе с этим качество проектирования и эксплуатации комплексных информационно-измерительной и управляющей систем контроля, диагностики и управления способствует увеличению коэффициента использования установленной мощности и экономичности внедряемых топливных цик-

лов, достоверному прогнозированию технического состояния основного технологического оборудования и систем реакторной установки, раннему обнаружению аварийных состояний в целях превентивного предотвращения их последствий. Поэтому в новых проектах предусмотрено обязательное наличие комплексной системы контроля, диагностики и управления состоянием активной зоны и основного технологического оборудования, которая получила название СКУД [1].

Целью создания СКУД было обеспечение ядерной и радиационной безопасности, надежности и эффективности реакторной установки с ВВЭР на этапе эксплуатации, в том числе за счет:

- проверки правильности загрузки активной зоны;

- качества и требуемого быстродействия управления мощностью и распределением энерговыделения в активной зоне;

- контроля и подтверждения прогнозной (расчетной) оценки показателей выгорания ядерного топлива (ТВС) в течение топливной кампании;

- контроля соблюдения проектных ограничений по эксплуатации ядерного топлива;

- тарифов средств внезонного нейтронного контроля;

- соблюдения эксплуатационных пределов и условий безопасности;

- реализации концепции «течь перед разрывом»;

- оценки фактической долговечности материалов, изделий и ресурса основного оборудования.

Интегрально СКУД состоит из самостоятельных информационно-измерительных и управляющих систем, объединенных общей задачей контроля и диагностирования состояния безопасности и надежности реакторной уста-

новки с ВВЭР в процессе эксплуатации. СКУД построена по принципу объединения функционально законченных информационно-измерительных и управляющих систем, выполняющих свои функции в полном объеме и соединяемых информационными потоками. В типовом варианте в состав СКУД входят системы [1]:

- внутриреакторного контроля;
- комплексного анализа;
- оперативной диагностики:

- контроля течей теплоносителя первого контура (СКТ), состоящей из двух независимых подсистем акустического и влажностного контроля;

- контроля вибраций основного оборудования;

- обнаружения свободных и слабозакрепленных предметов в главном циркуляционном контуре;

- контроля остаточного ресурса основного оборудования.

В состав также входят локальная сеть СВРК и локальная сеть СКУД. По сути, это есть архитектура многомодульной информационно-измерительной и управляющей системы. Ее основные составные части таковы.

Система внутриреакторного контроля технического состояния и безопасности активной зоны ВВЭР (СВРК). В настоящее время она используется на всех АЭС с ВВЭР. В типовом варианте она включает в свой состав датчики, линии связи, измерительную аппаратуру и вычислительную технику. Для выполнения требований по точности, надежности и быстродействию контроля и управления безопасностью ВВЭР в настоящее время создана современная система внутриреакторного контроля (СВРК-М), вобравшая в себя все положительные характеристики СВРК предыдущего поколения и последние достижения в сфере программно-технических средств и информационных технологий. В процессе создания были применены следующие технические решения [1]:

- для повышения быстродействия —

- введение в измерительный канал каждого внутриреакторного нейтронного датчика типа ДПЗ индивидуального АЦП с числом разрядов не менее 16, циклом обработки не более 160 мс, уровнем шумов на входе не более 10^{-10} А;

- введение в обработку каждого сигнала ДПЗ специальной программы, исключающей влияние

- запаздывания β -распада ^{104}Rh на быстродействие ДПЗ;

- для повышения точности —

- применение измерительной аппаратуры класса точности 0,05%;

- применение кубического сплайна при аппроксимации функциональных зависимостей от высоты, выгорания активной зоны и др. при обработке сигналов ДПЗ;

- использование индивидуальных калибровочных коэффициентов и термостабилизации метрологических характеристик термодатчиков;

- исключение запаздывания сигналов ДПЗ для уменьшения динамической погрешности при контроле быстропротекающих процессов переходных процессов;

- для повышения надежности —

- разработка измерительной аппаратуры в соответствии с требованиями, предъявляемыми к оборудованию систем защиты;

- резервирование измерительных каналов, дублирующих выполнение основных функций;

- разработка программного обеспечения в соответствии с современными отечественными и международными нормативными документами;

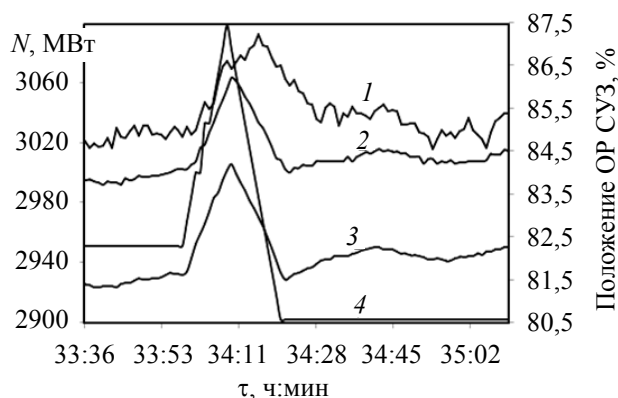
- применение надежных операционных систем типа юникс;

- использование элементов, узлов и вычислительных средств, разработанных, изготовленных для ответственного применения;

- введение широко развитой процедуры самодиагностики;

- наличие двойного запаса по скорости выполнения расчетов и использование процессорных возможностей вычислительных средств.

В результате реализации этих решений были значительно улучшены характеристики СВРК ВВЭР большой мощности. На рисунке показан контроль процессов в активной зоне ВВЭР, проведенный в период освоения мощности на третьем блоке Калининской АЭС и связанный с изменением положения рабочей группы органов регулирования СУЗ. Изменение показаний АКНП и СВРК-М в части контроля тепловой мощности по показаниям ДПЗ совпадает во времени. Отставание СВРК-М в части контроля тепловой мощности по показаниям термодатчиков первого контура циркуляции теплоносителя объясняется значительной теплоемкостью материалов активной зоны, влияющей на разогрев реактора.



Пример результатов измерений диагностических характеристик энергоблока с ВВЭР-1000, характеризующий быстрое действие СВРК-М: 1, 2, 3 — мощность, измеренная аппаратурой контроля нейтронного потока (АКНП), системой внутриреакторного контроля (СВРК-М) по показаниям датчиков прямой зарядки (ДПЗ) и датчиков теплогидравлических параметров первого контура соответственно; 4 — положение рабочей группы ОР

Перечисленные решения, а также структура построения обеспечили соответствие СВРК-М следующим принципам проектирования систем АСУТП: единичный отказ, отказ по общей причине, разнообразие, независимость, резервирование, контроле- и ремонтпригодность. СВРК-М, построенная на этих принципах, позволила в условиях реальной эксплуатации ВВЭР реализовать новые функции: защиту по локальным параметрам активной зоны (линейное энерговыделение твэлов, запас до кризиса теплообмена) и внутриреакторную шумовую диагностику. Поскольку указанные локальные параметры являются расчетными и изменяющимися в процессе эксплуатации, данный тип защиты может реализовываться только с применением программного обеспечения. Этой части разработки комплексной информационно-измерительной системы и верификации решений было уделено особое внимание. В частности, на первом этапе были определены основные технические решения и проведено расчетное обоснование для определенного перечня проектных исходных событий (аварий) с учетом прогнозируемой проектной деградации свойств самой системы контроля, диагностики и управления. Впоследствии были разработаны аппаратура и необходимое программное обеспечение. Разработанная аппаратура получила условное название «Гиндукуш-М» и прошла процедуру квалификации по МЭК 60780 как аппаратура систем защиты реактора (с учетом эффекта старения).

Программное обеспечение для этой информационно-измерительной системы было разработано в соответствии с рекомендациями МЭК 60880. Это означает, что процесс разработки включал в себя процедуры подтверждения качества разработки, в нашем случае это были оригинальные процедуры независимой верификации и валидации.

Учитывая, что по действующим правилам в процессе эксплуатации АЭС недопустимо специально создать условия для проверки формирования сигналов защиты по локальным параметрам, на полигоне АСУТП (ЭНИЦ, г. Электрогорск) были проведены имитационные испытания качества работы СВРК в условиях, близких к натурным условиям эксплуатации. В процессе имитационных испытаний была завершена успешная проверка формирования сигналов защиты в некоторых возможных случаях при реальной эксплуатации реакторных установок с ВВЭР. В частности, проведена проверка формирования сигналов защиты при отключении главных циркуляционных насосов контура циркуляции теплоносителя, неуправляемом извлечении органов регулирования СУЗ, возможном снижении концентрации борной кислоты в теплоносителе, в случае, характеризующемся выбросом одного органа регулирования СУЗ.

В дальнейшем функция защиты по внутриреакторным локальным параметрам прошла проверку в процессе эксплуатации на третьем блоке Калининской АЭС, а также на пятом и шестом блоках АЭС «Козлодуй» (Болгария). Испытания осуществляли по специально разработанным программам, которые затем нашли свое развитие в процессе пуска и освоения мощности обоих блоков Тяньваньской АЭС (Китай). Следует отметить, что на Тяньваньской АЭС в составе СВРК-М введена в штатную эксплуатацию функция внутриреакторной шумовой диагностики, суть которой состоит в контроле локальных изменений нейтронного потока и появления кипения в активной зоне ВВЭР. В качестве изменяющейся в момент наступления кипения характеристической функции индикатора технического состояния выбрано отношение дисперсии флюктуации («шума») нейтронного потока к току ДПЗ. Такое решение было апробировано и подтверждено натурными испытаниями.

В проекте АЭС-2006 обоснованно предполагается дополнить возможности СВРК-М функциями оперативного контроля эксплуатационных ограничений по интегральной мощности твэлов и экспертной составляющей данной информационно-измерительной системы для выдачи рекомендаций оптимального ведения водно-химического режима первого контура циркуляции теплоносителя.

Системы оперативной диагностики состояния оборудования реакторной установки.

Их назначением является диагностирование технического состояния основного технологического оборудования первого контура в процессе эксплуатации реакторной установки в части контроля вибронагруженности и надежности крепления конструктивных элементов, обнаружения свободных и слабозакрепленных предметов в контуре циркуляции теплоносителя и контроля его герметичности, последующего прогнозирования фактической долговечности конструктивных элементов и оценки их ресурса для безопасной эксплуатации [2]. Актуальность этой важной производственной задачи вызвана повышением мощности АЭС с ВВЭР и соответственно уровня термосиловых нагрузок на оборудование, введением маневренного режима работы энергоблока и увеличением срока службы оборудования.

Важной является локальная система обнаружения течи теплоносителя. В ее составе используются две независимые информационно-измерительные системы. Принцип действия этих систем основан на акустическом (САКТ) [3] и влажностном методе (СКТВ) [4] неразрушающего контроля. Основу акустического метода составляют регистрация и контроль уровня широкополосного шума, возникающего при истечении теплоносителя из-за негерметичности оборудования, влажностного — измерение относительной влажности воздуха под изоляционным пространством трубопровода. Поскольку относительная влажность сама по себе не характеризует содержание пара во влажном воздухе, то при измерении одновременно регистрируется температура влажного воздуха. На основании полученных показаний вычисляется абсолютная влажность, которая является наиболее информативным и надежным индикатором наличия течи. САКТ обнаруживает течь теплоносителя с расходом от 1,9 л/мин в течение не более 3 мин и определяет место и размер течи за время не бо-

лее 10 мин. СКТВ имеет те же показатели, начиная с расхода 1 л/мин.

С позиций гарантий безопасности ВВЭР важно иметь действенную и эффективную систему мониторинга вибраций основного и вспомогательного оборудования, трубопроводов и других ответственных элементов конструкций. Работа реакторных установок с ВВЭР на любых режимах сопровождается вибрацией ее компонентов, в основном, вызванной наличием возбуждающих сил в первом контуре циркуляции теплоносителя. Благодаря тому, что спектр вибраций несет большой объем информации о текущих характеристиках оборудования, его контроль способен выявить уже на ранней стадии развития повреждений появление механических дефектов или аномальное изменение условий закрепления элементов конструкций. Вибрация компонентов, как правило, измеряется прямым (с помощью датчиков) или косвенным (регистрация физических характеристик, на изменение которых влияет вибрация) методом неразрушающих испытаний [5]. В типовой системе контроля вибраций используются сигналы различных типов датчиков: датчики для измерения механических перемещений, внутриреакторные датчики нейтронного потока, вне реакторные датчики нейтронного потока, датчики для измерения пульсации давления. Сравнительно медленное изменение параметров механических дефектов в материалах оборудования и трубопроводах, как правило, на практике позволяет отказаться от непрерывного контроля за их вибрационным состоянием. Это определяет особые условия для функционирования системы и контроля за вибрационным состоянием. В частности, эти условия определяют возможность проводить процедуры контроля за вибрационным состоянием в режиме отсроченного анализа, например, не реже одного раза в неделю. Отличительными особенностями системы как виброконтроля за оборудованием являются автоматическое выделение резонансов и реализация алгоритмов диагностирования в виде сценариев — зафиксированной последовательности вычислительных процедур, адаптированных к конкретному энергоблоку с ВВЭР. Кроме контроля вибраций, такая система в режимах разогрева или расхолаживания может осуществлять непрерывный контроль температурных перемещений контролируемого оборудования.

Одной из систем оперативной диагностики состояния оборудования в составе СКУД является система обнаружения свободных и слабозакрепленных предметов. Наличие этой системы дает возможность в период пуска АЭС обнаружить посторонние предметы в главном циркуляционном контуре и тем самым предотвращать случаи повреждения основного оборудования. Эта же система позволяет обнаружить освободившиеся или частично потерявшие свое крепление предметы в процессе эксплуатации. Принцип действия основан на постоянном сравнении среднеквадратичных значений сигналов от датчиков с программно-устанавливаемым порогом. В целях их метрологического обслуживания и для тестирования измерительных каналов в системе предусмотрено специальное устройство с молотками, которые наносят тестовые удары по оборудованию для имитации свободных (слабозакрепленных) предметов. Также в системе предусмотрены оригинальные режимы экспресс-анализа и отсроченного интерактивного анализа.

В состав системы оперативной диагностики входит также система автоматизированного контроля остаточного ресурса. В настоящее время уточнение возможных безопасных сроков эксплуатации оборудования и основных систем ограничено и пока обеспечивается расчетом циклической прочности определенных рабочих зон для наперед заданных контрольных точек корпуса реактора, трубопроводов системы компенсации давления и самого компенсатора давления, главного циркуляционного контура [5]. Методика выбора контрольных точек такова. Для каждого типа оборудования в соответствии с проектными расчетами выбираются основные узлы и элементы, исходя из ожидаемой вероятности их разрушения. Для незаменимых и непригодных для восстановительного ремонта элементов конструкций устанавливаются рабочие зоны материала конструкций и изделий с ожидаемой максимальной проектной повреждаемостью. Для заменяемых или доступных для ремонта и восстановления элементов конструкций контрольные точки выбираются для каждого отдельного конструктивного элемента, исходя из принципа доступности и целесообразности. Приоритетом при выборе зон контроля является выбор точек, для которых прогнозируемые значения повреждаемости за проектное

время эксплуатации ВВЭР превышают установленные главным конструктором.

В настоящее время частота проведения уточняющего расчета ресурса (по критериям циклической прочности) составляет не менее одного раза в месяц. Исходными данными для такого расчета являются показания штатных температурных датчиков, хотя в дальнейшем существует перспектива использования тензометрических и иных датчиков для контроля изменения действующих механических напряжений и/или измерения накопленного повреждения. Информационный инструментарий данной системы позволяет рассчитывать напряженно-деформируемое состояние с использованием приближенных формул для функциональных зависимостей этого состояния от параметров эксплуатации. Определяющие коэффициенты для формул вычисляются на базе проектных расчетов. После определения (уточнения) напряженно-деформируемого состояния для каждого узла или контрольной зоны проводится расчетное уточнение накопленной за контрольный период повреждаемости материала исследуемой зоны. Затем по принятым критериям механики разрушения проводится проверка допустимости достигнутого уровня суммарной повреждаемости за предыдущий период. Критерием допустимости этого уровня является адекватная гарантия дальнейшей надежности и безопасности эксплуатации.

В настоящее время рассмотренные информационно-измерительные системы СКУД реализованы как системы оперативной диагностики в описанном составе на третьем блоке Калининской и двух блоках Тяньваньской АЭС.

Система комплексного анализа. В целом она позволяет персоналу на основе информации, имеющейся в СКУД и поступающей от систем АСУТП, проводить комплексный анализ текущего состояния активной зоны в целях раннего выявления скрытых отрицательных тенденций (аномалий) для безопасной эксплуатации реакторной установки и их превентивного устранения. С помощью информационных средств этой системы, в частности, программного комплекса ИР можно прогнозировать от текущего состояния распределение поля энерговыделения в активной зоне реактора в переходных режимах, а также оценивать подкритичность и допустимую концентрацию борной кислоты на основе про-

гнозирования изменения параметров активной зоны. Система уже реализована на третьем блоке Калининской, двух блоках Тяньваньской АЭС, в составе СВРК-М на пятом и шестом блоках АЭС «Козлодуй». В проекте АЭС-2006 ее планируется дополнить подсистемой оперативного контроля герметичности твэлов.

Таким образом, в настоящее время система контроля, управления и диагностики уже внедряется на АЭС с ВВЭР большой мощности. Ее дальнейшее развитие и совершенствование будут способствовать безопасности и эффективности эксплуатации энергоблоков при повышении их установленной мощности, ускоренному внедрению экономичных топливных циклов, продлению срока службы за пределы проектного ресурса для основного оборудования и тем самым улучшению технико-экономических показателей новых ЯЭУ с ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Голованов М.Н., Калинушкин А.Е., Митин В.И., Зорин А.В., Филатов В.П. Система контроля, управления и диагностики РУ для ВВЭР-1000. — Ядерные информ.-измерит. технологии, 2002, № 2, с. 9—20.
2. Тугнов И.А. Информационно-управляющие системы для технического диагностирования объектов использования атомной энергии. Учебное пособие для вузов. М.: РАДЭКОН, 2003. 127 с.
3. Морозов С.А., Ковтун С.Н., Бударин А.А. и др. Система акустического контроля (САКТ): Препринт ФЭИ-3082, 2006. 23 с.
4. Морозов С.А., Ковтун С.Н., Дворников П.А. и др. Система влажностного контроля течи водяного теплоносителя (СКТВ): Препринт ФЭИ-3080, 2006. 20 с.
5. Аркадов Г.А., Павелко В.И., Усанов А.И. Виброшумовая диагностика ВВЭР. М.: Энергоатомиздат, 2004. 344 с.
6. Драченко В.Н., Беркович В.Я., Богачев А.В. и др. Система автоматизированного контроля остаточного ресурса применительно к проектам нового поколения. — Тяж. машиностроение, 2008, № 3, с. 2—4.

Поступила в Редакцию 26.09.08

УДК 621.039.526

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И ТОПЛИВОИСПОЛЬЗОВАНИЕ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ И ТОПЛИВОМ ПОВЫШЕННОЙ ПЛОТНОСТИ НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ ПЕРЕХОДА К ЗАМКНУТОМУ ЦИКЛУ

*Митенков Ф.М., Песков Р.А. (ОКБМ им. И.И. Африкантова, г. Нижний Новгород),
Митенкова Е.Ф. (ИБРАЭ, г. Москва)*

Повышенная плотность топлива в быстрых реакторах способствует улучшению нейтронно-физических характеристик и росту эффективности его использования.

В некоторых западных странах, Индии, Китае, Южной Корее проводятся интенсивные исследования по созданию быстрых реакторов с различными видами топлива. В экспериментах на реакторе «Феникс» (Франция) по изучению нитридного и карбидного видов топлива выявлено преимущество последнего. Исследования карбидного топлива в замкнутом топливном цикле продолжаются в рамках международной программы «Поколение-4» [1], а также в программе сотрудничества Франции, США, Японии по созданию FBR к 2020—2025 гг. [2].

Результаты работ с карбидным топливом, достигнуто выгорание ~10,4% тяж. ат. [6]. Обнадёживающие результаты получены и для метал-

Значительные успехи достигнуты в освоении карбидного топлива в Индии. В быстром реакторе FBTR с уран-плутониевым карбидным топливом достигнуто выгорание 100—150 МВт·сут/кг, облученное топливо выгоранием 25, 50 и 100 МВт·сут/кг переработано по оригинальной технологии на основе пурекс-процесса [3]. Дальнейшее усовершенствование связывается с применением в замкнутом топливном цикле металлического (легированного) топлива: PFBR-500 (пуск в 2020 г., Индия) [4], KALIMER-600 (Южная Корея) [5].

В нашей стране исследованы различные перспективные топливные композиции, в том числе с карбидным топливом (UC, PuC, UPuC). В НИИАРе выполнен комплекс экспериментального легированного уран-плутоний-циркониевого топлива, отработана технология изготовления твэлов с таким топливом [7]. Со-