

УДК 621.039.564.002.56,53.084,531.7,681.2

РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ВВЭР

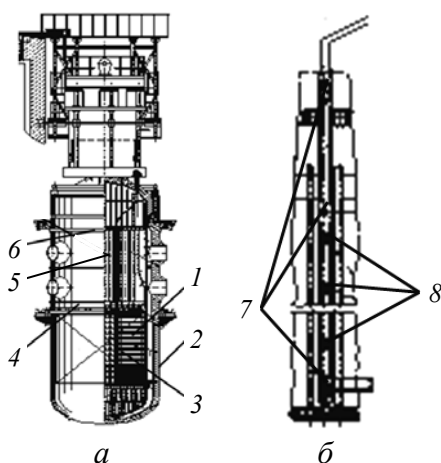
Митин В.И., Семченков Ю.М., Калинушкин А.Е. (РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва)

ВВЭР являются в настоящее время основой ядерной электроэнергетики [1]. Они выработали большое количество электроэнергии, показали высокую надежность и эффективность работы. Их конструкция постоянно совершенствуется, накапливается опыт проектирования и эксплуатации, возрастают требования к безопасности при сохранении основной нейтронно-физической и теплогидравлической технологии (см. таблицу, рис. 1) [2, 3].

Последовательность развития ВВЭР в направлении совершенствования конструкции и увеличения тепловой мощности

Проект	Электрическая мощность, МВт	Число энергоблоков
В-179	440	2
В-189	1000	1
В-213	440	17
В-230	440	12
В-275	440	2
В-302	1000	4
В-320	1000	15
В-428	1000	2

ВВЭР отличаются мощностью, габаритами корпуса, конструкцией и числом ТВС, органов



Р и с. 1. Сборочный чертеж ВВЭР-1000 (В-320) (а) и нейтронный измерительный канал (б): 1 — активная зона; 2 — корпус реактора; 3 — нейтронный измерительный канал; 4 — термопары в сухом нейтронном измерительном канале; 5 — поглотитель; 6 — сухой чехол для термопары; 7, 8 — термопары и детекторы прямой загрузки в нейтронном измерительном канале

регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ), конструкцией и числом циркуляционных насосов (ГЦН) и парогенераторов, составом и размещением детекторов внутриреакторного контроля. Это определяется эволюцией взглядов на задачи внутриреакторного контроля и уровнем развития знаний и умения в данной области.

Эволюция внутриреакторного контроля.

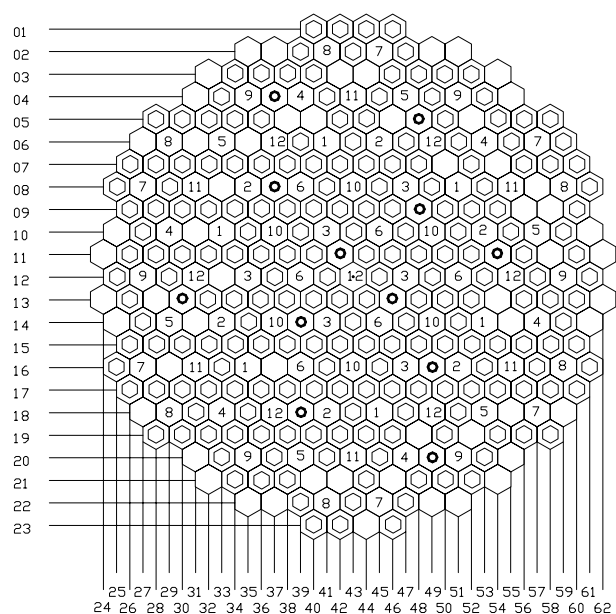
На первом этапе создания и внедрения ВВЭР (ВВЭР-440) предусматривался следующий подход к контролю и управлению:

нейтронную физику и все вопросы, связанные с контролем общей нейтронной мощности и ее распределения, реактивности и др., достаточно полно отрабатывали в критических экспериментах на полномасштабных стендах;

теплогидравлику (расход, давление, плотность теплоносителя, теплопередача и др.), а также связанные с этим установки для защиты и блокировок отрабатывали и фиксировали во время пусконаладочных работ на горячей обкатке и во время освоения мощности.

При этом предполагали, что оперативный контроль, управление и защита активной зоны в процессе эксплуатации эффективно осуществляются с учетом показаний только внереакторных ионизационных камер и термопар, расположенных на выходе теплоносителя из некоторой части ТВС.

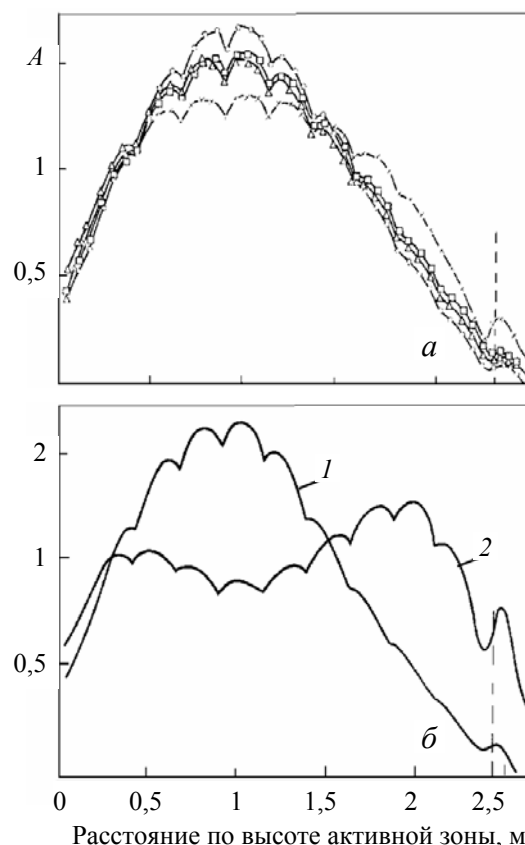
В конце 1970 — начале 1980-х гг. под внутриреакторным контролем подразумевали периодические активационные измерения распределения энерговыделения на всех этапах освоения мощности до номинальной, а также в начале, середине, конце кампании различных топливных загрузок до максимально достигнутой глубины выгорания. Эти измерения давали возможность также проверять в реальных условиях эксплуатации программы расчета трехмерных полей энерговыделения. С этой целью была предусмотрена установка 12 «сухих» каналов в центральных направляющих трубках размером $8 \times 0,8$ мм, длиной до 12—15 м, в которых проводили активационные измерения с использованием медных и алюминиевых проволок и металлических фольг с изотопами золота, ванадия,



Р и с. 2. Картограмма размещения термодатчиков и каналов энерговыделения в активной зоне четвертого энергоблока Нововоронежской АЭС с ВВЭР-440:  — ТВС с нейтронным измерительным каналом и термоконтролем соответственно;  — номер группы СУЗ

диспрозия, родия. Активационные измерения позволяли определять спектральные индексы нейтронного спектра.

На рис. 2 показана картограмма размещения 212 выходных термопар и 12 сухих каналов для активационных измерений распределения энерговыделения на четвертом энергоблоке Нововоронежской АЭС (В-179). Аналогичное число выходных термопар и сухих каналов установлено в реакторах проекта В-230 (первые два блока Кольской, все четыре блока АЭС «Козлодуй» в Болгарии, два блока АЭС «Богунце» в Словакии). Наличие этих каналов и выходных термопар позволяло измерять распределение потоков нейтронов и их спектральные индексы по высоте активной зоны для разных моментов кампании, мощности, положений органов регулирования, создавать библиотеку распределений, необходимых для верификации расчетных программ, сравнивать результаты нейтронных и температурных измерений и калибровать нейтронные датчики в единицах линейной мощности.



Р и с. 3. Зависимость от энерговыделения активации медной проволоки по высоте для первого энергоблока Кольской АЭС при минимально контролируемой мощности, концентрации бора 6,2 г/л (×), 30% номинальной, 4,8 г/л (Δ), 55% номинальной, 4,2 г/л (□), 100%, 2,8 г/л (○) (а) и времени выгорания 5 (1) и 220 эф. сут (2) в экспериментах на Кольской АЭС

вращения при новом повышении мощности происходило их отцепление и заклинивание в активной зоне. Система не контролировала отцепление;

при отключении одной или двух петель (особенно соседних) возникала неравномерность расхода теплоносителя через активную зону и соответственно температура теплоносителя превышала предусмотренный проектом предел на выходе из ТВС;

установка «болванок» вместо ТВС на периферии активной зоны для защиты корпуса от облучения быстрыми нейтронами или внедрение топливной загрузки с уменьшенной утечкой нейтронов на корпус требовали постоянного внимания и повышенной точности определения температуры воды на выходе центральных ТВС;

возникали ошибки в системе температурных измерений по многочисленным причинам (например, плохое качество теплового контакта датчика с измеряемой средой, нарушение темпе-

ратурного режима мест соединения с компенсационными проводами), которые не сопоставлялись с оперативными показаниями системы контроля нейтронного потока. Поэтому не могли быть отбракованы и вызвали необходимость дополнительных ревизий и простоев в работе АЭС.

Кроме того, вызывало беспокойство, что не все ТВС охвачены температурным контролем на выходе и в случае тех или иных рассмотренных аномалий возможна потеря запаса до кризиса теплообмена в неконтролируемых ТВС.

Следует иметь в виду, что работа ТВС в активной зоне энергетических реакторов на номинальной мощности является последним этапом испытаний нового топлива и требует особенного внимания к процессам внутри активной зоны. Например, необходимо выявить консервативный (явно заниженный) запас пикового фактора и его использовать для увеличения вырабатываемого электричества. Все это потребовало разработки системы внутриреакторного контроля (СВРК), обеспечивающей выполнение точных измерений нейтронного потока и температуры, а также способной сравнивать с результатами измерений проектно-конструкторские и другие данные для предоставления службе эксплуатации оперативной информации о теплотехнической надежности работающего реактора.

С этой целью необходимо было провести исследования в следующих направлениях:

- выбор подходящего типа внутриреакторного детектора нейтронного потока и методик восстановления поля энерговыделения;

- выбор подходящего типа и разработка конструкции внутриреакторного датчика температуры, обеспечивающего надежную работу в условиях активной зоны ВВЭР, определение соответствующих кабельных трасс, измерительной аппаратуры и методик обработки результатов измерений;

- поиск способов и средств обнаружения возникновения локального кипения в ТВС, которые не контролируются.

Анализ распределения энерговыделения, а также исследования различных датчиков и методов внутриреакторных измерений позволили создать систему внутриреакторного контроля на базе постоянно размещаемых внутри активной зоны родиевых (β -эмиссионных) детекторов или детекторов прямой зарядки и хромель-алюмелевых термопар специальной конструкции [2, 3].

Родиевые детекторы оказались оптимальными по следующим причинам:

- максимальная удельная чувствительность при приемлемой скорости выгорания эмиттера;

- точно рассчитываемое изменение чувствительности по мере выгорания в условиях топливной решетки ВВЭР;

- наилучшее соотношение сигнал—фон, включая влияние γ -излучения, линий связи, электронной аппаратуры и др., одновременно с наибольшей простотой и технологичностью изготовления и оптимальными механическими и химическими свойствами;

- возможность использования «мгновенной» составляющей сигнала для контроля быстропротекающих процессов, а также локального кипения теплоносителя;

- наличие подготовленной технологической базы для промышленного производства датчиков [3—5] и измерительной аппаратуры [6].

При выборе датчиков температуры необходимо было учесть не только механические, технологические, конструкторские проблемы, но и влияние n — γ -излучения активной зоны на состояние датчиков и их показания.

Исследования показали, что при конструировании датчиков температуры для внутриреакторных измерений необходимо учитывать:

- неизотропный обмен потоками электронов горячего спа и сигнальных жил с окружающими материалами и разность электрических потенциалов или накопленных раскомпенсированных электрических зарядов на концах сигнальных жил;

- интенсивное γ -излучение активной зоны, создающее внутренние источники тепла, которые могут привести к локальным градиентам температуры при возникновении препятствий для теплосъема.

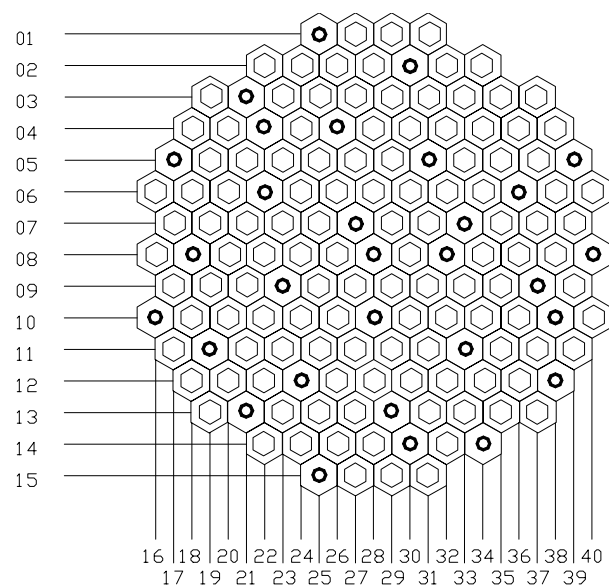
С учетом этого для контроля температуры теплоносителя на выходе активной зоны была выбрана хромель-алюмелевая микротермопара с неизолированным горячим спаем в коррозионно-стойкой оболочке с минеральной изоляцией. Для измерения сигнала термопары используется схема дифференциального усилителя с гальванически развязанными входами или схема «летающий конденсатор». Подключение термопары к медным проводам («холодные концы») находится в специальном термостате на крышке реактора.

При размещении нейтронных и температурных детекторов необходимо учитывать особенности топливной загрузки и расположение ОР СУЗ в целях контроля нейтронно-физических свойств активной зоны и диагностирования любых аномалий положения ОР СУЗ.

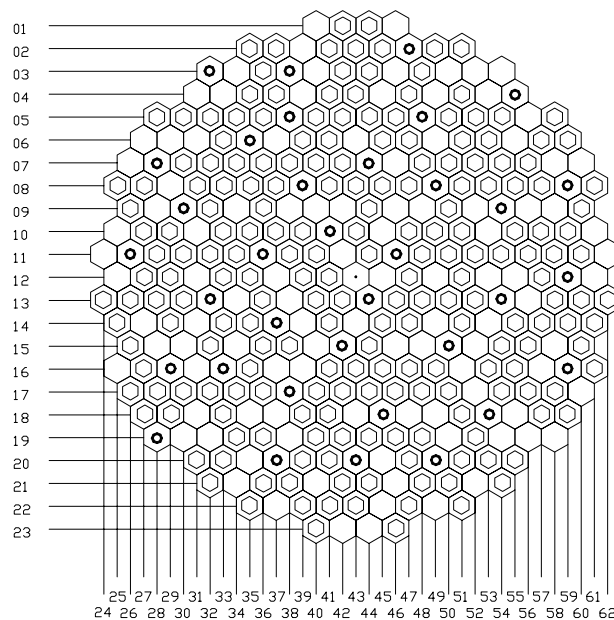
Первые образцы специальной СВРК были установлены на пятом блоке Нововоронежской АЭС и АЭС «Ловиса» (Финляндия). С точки зрения подхода к программе восстановления поля энерговыделения эти реакторы объединяет наличие наружных чехлов у каждой ТВС и большая достоверность и информативность температурного контроля. На АЭС «Ловиса» (ВВЭР-440) предусмотрены 216 выходных термопар, 36 нейтронных измерительных каналов с семью датчиками прямой зарядки в каждом. На Нововоронежской АЭС с ВВЭР-1000 каждая из 151 ТВС оснащена выходной термопарой. Для обнаружения локального возмущения в распределении энерговыделения по высоте активной зоны установлено по семь датчиков в каждом из 31 нейтронного измерительного канала. Это позволяет надежно контролировать соблюдение проектных пределов в базовом режиме эксплуатации. Для калибровки родиевого датчика прямой зарядки и наблюдения за ним в процессе выгорания в измерительные каналы на пятом блоке Нововоронежской АЭС встроены сухие каналы (рис. 4).

Серийный ВВЭР-1000 (малая серия В-302, большая В-320) принципиально отличается от предыдущих наличием бесчехловых ТВС и топливных загрузок, при которых в наиболее энергонапряженных ТВС часто отсутствуют датчики прямой зарядки. К тому же могут быть недостоверными показания термопар на выходе ТВС из-за попадания холодного теплоносителя через трубки, предназначенные для поглощающих элементов, — это занижает температуру воды в месте размещения горячего спая за счет ее прохождения через направляющие каналы поглощающих элементов. В них уменьшено число термопар, но увеличено число родиевых датчиков (рис. 5—7).

В рамках нового подхода должна решаться обратная задача восстановления поля энерговыделения по текущим показаниям датчиков СВРК, алгоритм которого исключал бы ошибку по общей причине при сравнении результатов восстановления поля энерговыделения в СВРК с проектными расчетами по программам



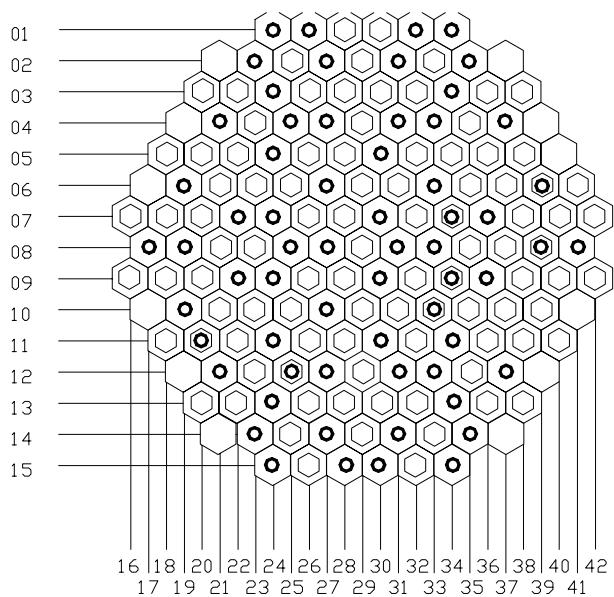
а



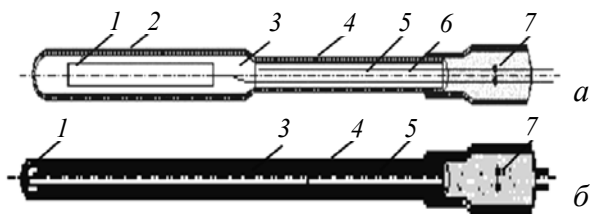
б

Р и с. 4. Картограмма размещения внутриреакторных детекторов нейтронного потока и температуры на Нововоронежской АЭС (а) и АЭС «Ловиса» (б) (обозначения см. на рис. 2)

БИПР-7А и ПЕРМАК. Решение данной проблемы было найдено путем создания комплекса программ внешнего математического программного обеспечения «Хортица». В нем реализован метод решения обратной задачи путем комбинации процедуры определения линейной мощности энерговыделения в $64 \times 7 = 448$ точках размещения детекторов и интерполяции результатов измерений на остальные элементарные объемы, в которых их нет. Это удастся сделать путем решения уравнения диффузии для замед-



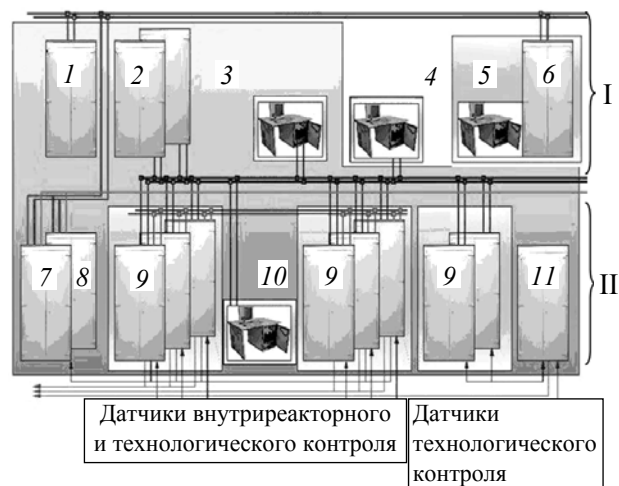
Р и с. 5. Картограмма размещения внутриреакторных детекторов нейтронного потока и температуры серийного ВВЭР: $\square$ — ТВС; $\odot$, $\ominus$, $\oplus$ — ТВС с нейтронным измерительным каналом, термопарой на выходе теплоносителя, нейтронным измерительным каналом и термопарой соответственно



Р и с. 6. Схема родиевого детектора прямой зарядки (а) и хромель-алюмелевой термопары (б) соответственно: 1 — эмиттер, термопара; 2 — коллектор; 3 — изолятор (MgO); 4 — оболочка кабеля; 5, 6 — сигнальная и фоновая жила соответственно; 7 — узел выводных концов

ляющихся нейтронов в конечно-разностном приближении с применением итеративных циклов с включенным механизмом адаптации некоторых нейтронно-физических параметров в целях получения в конце n -го итеративного цикла минимального среднеквадратичного отклонения восстановленного поля энерговыделения от результатов измерения. Структурированное и компактное программирование, верификация и валидация обеспечили успешную работу программного обеспечения «Хортица» в составе СМ-2М с 1986 г. по настоящее время.

Дальнейшее развитие. Основываясь на опыте эксплуатации ВВЭР, с учетом возрастающих требований к безопасности и качеству эксплуатации формировались функции и соответствующие технические решения, внедрение которых проходило поэтапно, эволюционным



Р и с. 7. Общая архитектура СВРК-М: I, II — локальная сеть СВРК верхнего и нижнего уровня соответственно; 1, 7 — вычислительный комплекс внутриреакторной шумовой диагностики; 2 — вычислительный комплекс (сервер) верхнего уровня; 3, 5 — сервисная стойка дежурного инженера на нижнем и оперативного персонала на верхнем уровне; 4 — рабочее место оператора-технолога на блочном щите управления; 6 — система комплексного анализа; 8, 11 — клеммные шкафы; 9 — измерительная аппаратура и аналого-цифровое преобразование сигналов внутриреакторного контроля; 10 — сервисный комплекс нижнего уровня

путем по мере достижения ими полной готовности. Во всех проектных режимах нормальной эксплуатации реакторной установки, включая переходные и аварийные режимы, должен обеспечиваться контроль и регулирование:

тепловой мощности активной зоны и теплового баланса в реакторной установке;

распределения поля энерговыделения и его функционалов в активной зоне;

температуры, расхода и давления теплоносителя в реакторе и циркуляционных петлях обоих контуров, давления и уровня воды в парогенераторе;

температуры теплоносителя на входе и выходе активной зоны;

реактивности и распределения концентрации изотопов делящихся и поглощающих материалов и шлаков;

внутриреакторных нейтронных шумов.

Быстродействие, точность и надежность системы должны обеспечить выработку сигнала автоматического регулирования важнейших параметров безопасности, автоматической защиты активной зоны по локальным параметрам (линейному энерговыделению и запасу до кризиса теплоотдачи).

СВРК обеспечивает:

анализ и представление параметров безопасности в части реакторной установки;

информационную поддержку при управлении реакторной установкой в переходных и аварийных режимах;

регистрацию последовательности быстрых событий при возникновении аварийных ситуаций за заданные отрезки времени;

точное автоматическое регулирование и поддержку важнейших параметров в диапазоне их максимального удаления от допустимых пределов.

В целях реализации данной концепции были проведены исследования в следующих направлениях:

возможность повышения точности внутриреакторного контроля нейтронного потока и температуры теплоносителя;

возможность повышения точности, надежности и быстродействия измерительной аппаратуры и вычислительной техники;

разработка современного вычислительного комплекса верхнего уровня и соответствующих сетевых решений промышленного исполнения (учет высоких требований по наработке на отказ, вибростойкости, электромагнитной совместимости и устойчивости работы в климатических условиях размещения конкретных АЭС). Указанные работы проводились в СНИИПе под руководством сотрудников РНЦ «Курчатовский институт»;

введение удаленных рабочих мест для углубленного анализа хода эксплуатации активной зоны и реакторной установки инженерным персоналом при подготовке и информационной поддержке оперативного персонала.

Одним из основных направлений исследований было получение знаний о путях повышения точности измерения сигналов внутриреакторных датчиков температуры и нейтронного потока в местах размещения датчиков.

Основными параметрами детекторов, которые контролируются при изготовлении, являются диаметр d и длина L эмиттера, погрешность их измерения, толщина t и плотность ρ изолятора, погрешность их измерения.

Исследования показали, что поправки к чувствительности детекторов, связанные с отклонениями геометрических размеров от проектного, носят аддитивный характер и не зависят от выгорания, поэтому изменения чувствительности с выгоранием, а также с учетом отклонений в раз-

мерах от проектных значений можно выразить формулой

$$l = l_n + \frac{\partial l}{\partial d} \Delta d + \frac{\partial l}{\partial L} \Delta L + \frac{\partial l}{\partial t} \Delta t + \frac{\partial l}{\partial \rho} \Delta \rho,$$

где l_n — скорость выгорания проектного детектора; $\partial l / \partial d$, $\partial l / \partial L$, $\partial l / \partial t$, $\partial l / \partial \rho$ — частные производные функции чувствительности от параметров d , L , t , ρ .

Следовательно, для повышения точности измерения энерговыделения с помощью детекторов прямой зарядки в части уменьшения влияния разброса его геометрических размеров от проектного на суммарные погрешности необходимо в техническую спецификацию (паспорт) на изделие вносить отклонения указанных параметров от проектных значений, которые должны быть введены в базу данных СВРК и учтены при расчете энерговыделения. Анализ показывает, что в принятой в настоящее время геометрии детекторов, используемых в ВВЭР, при измерении линейных размеров параметров с погрешностью не более 0,01 мм погрешность влияния индивидуальных отклонений на восстановление поля энерговыделения составляет не более 0,75%.

Были проведены исследования различных физических принципов и механических устройств для исключения накапливания ошибок в коэффициентах чувствительности детекторов в процессе выгорания эмиттера и изменения изотопного состава окружающих твэлов. Исследованиями установлено, что для ВВЭР наилучшим является метод измерения подогрева теплоносителя в струе, которая охлаждает окружающие детекторы твэлы. Была создана конструкция и разработана технология изготовления измерительного зонда, совмещающего детектор и термопару «мокрого» исполнения. При их использовании температурные измерения позволяют перекалибровать детектор в процессе выгорания. Результаты исследований показали, что для повышения точности измерения сигналов термопар необходимо особое внимание уделить:

выбору аппроксимационного выражения индивидуальной статической характеристики в рабочем диапазоне температуры горячего спая и свободных концов;

термостабилизации кабельных проводов термопар перед калибровкой;

индивидуальной калибровке каждой термопары на заводе-изготовителе во всем диапазоне рабочей температуры (до 350 °С) с внесением результатов калибровки в техническую спецификацию (паспорт) каждой термопары;

техническим и метрологическим характеристикам термостата и контролю температуры внутри термостата, в котором размещаются переходы от свободных концов термопар на медные провода;

обработке сигналов каждой термопары и датчиков температуры, контролирующих температуру свободных концов, с учетом индивидуальных калибровочных характеристик всех термодатчиков.

В этом случае достигается погрешность измерения температуры теплоносителя на входе/выходе ТВС не более 0,7 °С.

Большое внимание было уделено исследованию путей достижения высоких метрологических характеристик, а также характеристик надежности и помехозащищенности измерительных трактов на уровне предусилителей и аналого-цифровых преобразователей, предназначенных для прецизионных измерений малых токов (10^{-6} А) и напряжений (10^{-3} В) в условиях работы энергетического реактора АЭС.

Были разработаны и прошли испытания измерительные каналы с гарантированной погрешностью не более 0,05%, циклом опроса примерно 0,16 с, высокими показателями по наработке на отказ, электромагнитной совместимости, сейсмовибропрочности и др.

При конструировании программно-технических комплексов верхнего и нижнего уровня проводили специальные исследования для выбора программно-технических средств и сетевых решений, учитывающих требования нормальной эксплуатации реакторной установки, включая переходные и аварийные режимы, а также дополнительные запросы и потребности эксплуатационного персонала и современные требования к человеко-машинному интерфейсу на АЭС.

Особое внимание было уделено:

разработке методов и инструментов всестороннего анализа комплектующих элементов измерительной техники и информационных технологий, предлагаемых на мировом рынке;

сопоставительному анализу технических спецификаций и набора поддерживаемых программных приложений;

возможности получения лицензий на право применения программно-технических средств для оснащения реакторных установок вновь строящихся и модернизируемых ВВЭР;

надежности и качеству работы цифровых платформ и связанных с ними операционных систем;

анализу соответствия требованиям мировых стандартов к вычислительной технике и программным продуктам в системах контроля и управления АЭС, в том числе требованиям стандарта МЭК 60880 к системам, важным для безопасности.

В результате исследований было принято решение об использовании операционной системы «Solaris» американской фирмы SUN. На площадках пятого и шестого блоков АЭС «Козлодуй», обоих блоков Тяньваньской АЭС (Китай) установлена именно эта операционная система. На третьем блоке Калининской АЭС и на всех блоках Балаковской АЭС использована общедоступная и широко используемая операционная система Red Hat (США).

В части прикладного программного обеспечения для восстановления поля энерговыделения оптимальным является код «Хортица-М», созданный с использованием расчетной модели программного обеспечения «Хортица», надежность которого в настоящее время подтверждена значительным опытом (более 20 реакторо-лет) эксплуатации на ВВЭР-1000 (В-320) в нашей стране, на Украине и в Болгарии. В настоящее время завершены верификация, валидация и сертификация.

Общая характеристика оборудования СВРК-М. В состав СВРК-М входят:

внутриреакторные датчики нейтронного потока и температуры;

устройства приема сигналов положения ОР СУЗ, концентрации бора в первом контуре и др.;

общепромышленные датчики контроля состояния теплоносителя в первом и втором контурах (расход, давление, температура);

программно-технический комплекс нижнего уровня, который удовлетворяет требованиям класса В по категории МЭК 1226, включает индивидуальные усилители малых токов и напряжений, аналого-цифровые преобразователи, контроллеры для предварительной обработки

информации и локальную сеть. Оборудование СВРК спроектировано в варианте с двойным резервированием и оборудованием самодиагностики и контроля метрологических характеристик измерительных трактов;

программно-технический комплекс верхнего уровня, включающий вычислительные комплексы (серверы), рабочие места оператора-технолога (клиенты), локальную сеть верхнего уровня, удаленные рабочие места контролирующего физика, системного администратора и др. Все рабочие места оговорены в инструкциях по эксплуатации СВРК.

Для нижнего уровня принят евроконструктив, элементы которого размещаются в специальных вибросейсмостойких шкафах, обеспечивающих электромагнитную защищенность и совместимость. Для верхнего уровня принят промышленный стандарт в соответствующих стойках, также обеспечивающих все необходимые требования по стойкости в сейсмических и климатических условиях работы, вибропрочности, электромагнитной совместимости, пожаробезопасности и др.

Выводы. Модернизация и развитие СВРК являются одним из направлений повышения эффективности и надежности эксплуатации АЭС с ВВЭР. Особенно плодотворным представляется внедрение результатов исследований по повышению точности нейтронных и температурных измерений с возможностью нахождения максимально нагруженного твэла, определения условий теплосъема в районе минимального запаса до кризиса теплоотдачи, а также прогнозирова-

ния динамического поведения активной зоны для планирования управляющих воздействий при внедрении новых методов контроля и управления параметрами реакторной установки.

Авторы выражают благодарность М.Н. Голованову, А.И. Ковелю, А.М. Мусихину, Н.В. Мильто, А.Н. Алексееву, Д.И. Конинову, В.П. Филатову, А.В. Зорину, без участия которых эта работа не могла бы состояться.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Денисов В.П., Драгунов Ю.Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИздАТ, 2002.
2. Митин В.И. Технические средства внутриреакторного контроля на ВВЭР. — Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 1, с. 7—10.
3. Митин В.И., Шикалов В.Ф., Цимбалов С.А. Экспериментальное изучение механизма токообразования родиевого эмиссионного детектора. — Там же, 1973, т. 34, вып. 4, с. 301—305.
4. Мительман М.Г., Ерофеев Р.С., Розенблюм Н.Д. Преобразование энергии короткоживущих радиоактивных изотопов. — Там же, 1961, т. 10, вып. 1, с. 72—74.
5. Розенблюм Н.Д., Мительман М.Г., Кононович А.А., Загадкин В.А. Детекторы нейтронов прямой зарядки. Дозиметрия больших доз. Ташкент: ФАН, 1966.
6. Курочкин С.С., Киселев А.Г., Мурин И.Д., Титов П.Г. Организация работы многокаркасных (точных) систем. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерное приборостроение, 1974, вып. 26, с. 10—12.

Поступила в Редакцию 24.11.08

УДК 621.039.58

СОВРЕМЕННЫЙ ВЗГЛЯД НА НОРМИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Павловский О.А. (ИБРАЭ, г. Москва)

В 1958 г. в журнале «Атомная энергия» была опубликована статья А.Д. Сахарова «Радиоактивный углерод ядерных взрывов и непороговые биологические эффекты» [1]. Эта статья, опубликованная более 50 лет назад и посвященная необходимости запрета испытаний ядерного оружия и обеспечения радиационной защиты людей, и сегодня является во многом поучительной и актуальной. На наш взгляд, ее полезно сравнить с современными подходами к основам

радиационной безопасности. Новые знания, накопленные за прошедшие 50 лет, почти не меняют количественные оценки, представленные в статье А.Д. Сахарова. Вместе с тем использованная им гипотеза вредного воздействия малой и сверхмалой дозы облучения на человека по-прежнему остается не более чем гипотезой. В наши дни предметом яростных дискуссий является как раз правомерность, с одной стороны, линейной беспороговой концепции в области