

Комплекс состоит из бокса перегрузки I БМ1-2-150 нж, цепочки боксов ЦБШ-2, двух хранилищ контейнеров ХК-1 и ХК-2, цепного транспортера, двух грузовых лифтов и центрального пульта управления. Бокс перегрузки, цепочка боксов и оба хранилища контейнеров связаны друг с другом цепным транспортером.

Бокс перегрузки оборудован копирующим манипулятором МЗ1, имеет защитное окно, внутрикамерный тросовый подъемник, тележку для перевозки транспортных контейнеров типа КТ-1, пробкосниматель и винтовой телескопический подъемник и другое технологическое оборудование.

Цепочка боксов ЦБШ-2 состоит из девяти защитных боксов (семь однотипных пшаговых и два перчаточных), связанных между собой тросовым транспортером. В боксах приготавливаются открытые препараты: фасовка, смешивание, разбавление, измерение активности, стерилизация и т. п.

Хранилища ХК-1 и ХК-2 траншейного типа на 32 контейнера каждое. Контейнеры расположены в два ряда. Стены хранилищ выполнены из тяжелого бетона. Каждое хранилище оборудовано специальным координатным манипулятором МЭК-50, который имеет автоматический захват для медицинских контейнеров и передающую телевизионную камеру ПТК-20 для контроля за работой захвата.

Цепной транспортер имеет тележку на два гнезда под медицинские контейнеры, которая опирается на направляющие и приводится в движение электромеханическим приводом через цепную передачу. По обоим концам транспортера установлены пробкосниматели и подъемники, используемые при загрузке и выгрузке содержимого контейнеров.

Лифты грузовые с консольной платформой на два гнезда под медицинские контейнеры смонтированы в бетонных шахтах. Приводы лифтов находятся в ма-

шинном отделении чердачного этажа здания. Для облегчения загрузки и выгрузки контейнеров на обслуживаемых этажах в проемах дверей установлены подъемники — манипуляторы. Доставка контейнеров в палаты производится на тележке с двумя гнездами под контейнеры, а переноска контейнеров вручную осуществляется специальными захватами.

Перемещение изотопов и готовых препаратов внутри комплекса (кроме цепочки боксов) производится только в защитных медицинских контейнерах и за защитными стенками так, что доступ к контейнеру возможен только на этажах в местах использования препаратов. Для обеспечения безопасности работы пробки контейнеров снабжены автоматическим запорным устройством, на случай опрокидывания контейнера.

Все перемещения контейнеров внутри комплекса производятся с помощью электромеханических транспортных средств.

Поскольку цепной и тросовый транспортеры находятся за защитой в труднодоступной зоне, они снабжены дублирующими ручными приводами, управление которыми выведено в операторскую зону цепочки боксов. Координатные манипуляторы также могут управляться непосредственно из помещения, где находятся хранилища, с помощью переносных пультов.

Управление и контроль за транспортной системой производятся диспетчером с центрального пульта управления. На пульте имеется мнемосхема, позволяющая следить за перемещением отдельных транспортных средств. Диспетчер имеет также телевизионную и громкоговорящую связь со всеми помещениями, где производится работа.

В настоящее время начато изготовление оборудования этого комплекса.

Г. И. ЛУКИШОВ, К. Д. РОДИОНОВ, Ю. А. СОКОЛОВ

## Симпозиум по контролю и управлению ядерными реакторами и оборудованием АЭС

В странах — членах СЭВ намечается широкая программа строительства атомных электростанций. В связи с этим все актуальнее становится вопрос о значительном расширении сотрудничества стран — членов СЭВ в области научных разработок и проектирования в направлении обеспечения АЭС оптимальными системами управления и высокоэффективным оборудованием.

В октябре 1969 г. в Будапеште состоялся симпозиум по контролю и управлению ядерными реакторами и оборудованием АЭС, в котором участвовали специалисты из НРБ, ВНР, ГДР, ПНР, СРР, СССР и ЧССР. Было представлено 47 докладов, из них 36 заслушано на секционных заседаниях.

Основные вопросы, затронутые в докладах, касались теоретических исследований в области автоматизации АЭС. Следует отметить характерную тенденцию к глубокой разработке различных технических, технологических, экономических и других аспектов централизованного контроля и автоматического управления с применением цифровых вычислительных машин (ЦВМ), а также конкретную направленность на решение практических вопросов автоматизации контроля и управления мощных реакторов типа ВВЭР.

Использование вычислительных машин на АЭС особенно целесообразно, так как с увеличением мощности энергетических блоков объем поступающей информации превышает возможности их обработки обслуживающим персоналом. Вычислительные машины дают возможность использовать принципы современной теории управления для формирования законов поведения оборудования систем управления с целью увеличения безопасности и экономичности АЭС. Системы управления с ЦВМ смогут решать такие проблемы, как стабилизация нейтронного поля, использование предельно допустимых параметров установки, компенсация случайных возмущений и обеспечение автономности отдельных зон реактора. Однако практическое применение ЦВМ встречает трудности, связанные, главным образом, с необходимостью переработки в короткое время огромной информации. Специалистами ПНР рассмотрены некоторые общие вопросы оптимального управления большими АЭС путем использования систем с ЦВМ. Ими предложен метод оптимального управления многосвязными системами, использующий упрощение описания физических процессов за счет линеаризации нелинейных систем, стационарного приближения нестационарных процессов и оптимального

управления за счет разделения многомерной системы на отдельные подсистемы и т. д.

Специалисты ГДР проводят большие работы по достаточно широкой программе комплексной автоматизации АЭС «Норд». Ими в сводной форме представлена концепция автоматизации АЭС большой мощности с реактором с водой под давлением (типа ВВЭР), состоящей из двух блоков по 1000 Мвт (эл.). На основе анализа мировых достижений в области автоматизации АЭС сформулированы основные требования к системам автоматизации и приведены функциональные схемные решения. В общих принципах автоматизации АЭС подчеркнута возможность эффективного уплотнения информации благодаря применению управляющей вычислительной машины (УВМ). Эта машина обеспечивает оптимальную настройку заданных значений технологических параметров, а регулирование обеспечивается местными аналоговыми регуляторами. Основным принципом управления является иерархическая система, на низшей ступени которой находятся узлы местной автоматизации, а на высшей ступени (управление блоком) предполагается использовать ЦВМ.

Приводились сведения по первым попыткам подготовить технологические алгоритмы для оперативного расчета на вычислительной машине технико-экономических и основных комплексных показателей, характеризующих работу АЭС (удельный расход пара, степень выгорания горючего в реакторе, мощность реактора и ее распределение, количество эффективных суток, проработанных реактором на номинальной мощности, запас реактивности, к. п. д. технологических участков и объекта в целом и т. д.).

В основу определения экономических показателей АЭС принята методика, разработанная для тепловых электростанций специалистами ЧССР, ВНР и ГДР. Единая методика позволит осуществить анализ всего процесса выработки электроэнергии и сопоставить экономику различных электростанций. Методика была переработана применительно к АЭС.

Показано, что применение даже небольшой машины типа ИВ-500 (1000 операций/сек, 4096 ячеек в долговременном запоминающем устройстве) в системе контроля и управления АЭС дает возможность обработать и проверить основные технические решения, проверить и скорректировать алгоритмы и уточнить окончательные требования к УВМ для мощных АЭС.

Вопросам исследования динамики объектов и систем регулирования на симпозиуме было уделено большое внимание. В докладах были освещены различные аспекты динамики и регулирования реакторов и установок различных типов.

Исследования переходных процессов в ядерных энергетических установках на математических моделях, по сравнению с другими способами, сравнительно просты, как правило, не требуют специального оборудования, а производится на универсальных моделях. Исследования помогают разработчикам получить более полную информацию об объекте регулирования. Правильный учет динамических свойств объекта при создании систем регулирования имеет важное значение как для обеспечения безопасности, так и для определения оптимальной структуры системы регулирования и управления.

В докладах изложены методические вопросы, связанные с написанием уравнений в полных производных и описанием программ расчетов динамики двухконтурных ядерных установок водо-водяного типа. Приведены

результаты исследований переходных процессов в системе управления и защиты реактора ВВЭР-440 для третьего блока Ново-Воронежской АЭС. При этом часть элементов энергоблока — реактор, парогенератор и др. — моделировалась, параметры их предполагались сосредоточенными, регулирующий блок использовался реальный. Даны основные положения методики, с помощью которой исследуются нестационарные процессы в энергоблоках с водо-водяными ядерными реакторами. Особенно большое внимание уделено процессам теплообмена в твэлах и парогенераторах. При этом предлагается рассматривать процессы теплообмена по методу интегрирования дифференциального уравнения баланса энергии вдоль поверхности нагрева, а процессы теплообмена в парогенераторах — по методу сосредоточенных параметров с разбивкой парогенератора на отдельные участки.

Для АЭС с кипящим реактором канального типа, работающих по одноконтурной блочной схеме, разработаны варианты систем автоматического регулирования, обеспечивающие соответствие выработки и потребления пара при нормальной эксплуатации в режимах ее работы: базовом, первичного и вторичного регулирования частоты. Исследования нестационарных процессов, проведенные на математической модели, показали хорошее качество регулирования как тепловых параметров, так и частоты энергосистемы. Опытная проверка различных вариантов схемы автоматического регулирования АЭС с реактором ВК-50 показала два наиболее важных результата: экспериментально проверены работоспособность АЭС при хорошем качестве автоматического регулирования основных технологических параметров объекта в условиях резких и больших по величине возмущениях в энергосистеме и возможность исключения из общей системы автоматического регулирования АЭС регулятора нейтронной мощности, что дало значительное упрощение системы регулирования при сохранении высокого качества в регулирующем режиме работы АЭС. Высокая мобильность электростанций этого типа делает их перспективными не только для крупных, но и для маломощных изолированных энергосистем.

Симпозиум показал, что исследования динамики на аналоговых моделях получили широкое распространение и проводятся практически во всех странах. Однако сравнения расчетных данных, полученных на моделях, с результатами исследований на реальных объектах проводятся редко. Поэтому достоверность расчетов еще требует подтверждения опытом.

На симпозиуме было уделено большое внимание описанию приборов, устройств и средств автоматизации, применяемых на АЭС, вопросам стандартизации и унификации электронной аппаратуры управления.

В Советском Союзе разработаны регуляторы мощности повышенной надежности для атомного энергетического блока. В импульсном регуляторе мощности используются стандартные блоки тепловой автоматики и транзисторные логические элементы, серийно выпускаемые в Советском Союзе. Повышенная надежность в основном контуре регулирования обеспечивается межрегуляторной схемой формирования сигнала на выходе регулятора («два из трех»). В аналоговом регуляторе мощности используются элементы вычислительной техники: бесконтактные модули, операционные усилители постоянного тока и т. д. В зависимости от величины входного сигнала регулятор меняет свою структуру. При малых входных сигналах происходит автоматическая компенсация дрейфов всех элементов регулятора,

Унифицированные функциональные блоки для построения аппаратурных каналов системы СУЗ Таблица 1

Шифр блока	Линейный импульсный канал		Логарифмический импульсный канал			Линейный токовый канал		Логарифмический токовый канал			«Автомат»	«Щелкун»
	Измеритель мощности	Аварийная защита по мощности	Измеритель мощности	Измеритель периода	Аварийная защита по периоду	Измеритель мощности	Аварийная защита по мощности	Измеритель мощности	Измеритель периода	Аварийная защита по периоду		
БУ-21	+	+	+	+	+							
БФ-8	+	+	+	+	+							
БПУ-2	+	+	+	+	+							
БПУ-1	+	+	+	+	+							
БУ-15	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+
БО-1	+	+		+	+	+	+	+	+	+	+	+
БО-2				+	+							
БО-3			+	+	+			+		+	+	+
БО-4				+	+					+	+	
ПАЗ-1		+										
ПАЗ-2								+				
БЗП-1										+		
БЗМ-1											+	
БУ-16											+	
БУ-19											+	
БПН-1											+	
ВС-9	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+

включая и ионизационные камеры. При больших сигналах регулятор приобретает структуру каскадного регулятора. Автоматическое изменение структуры регулятора позволяет получать хорошее качество обработки возмущения, а также требуемую зону нечувствительности в статическом состоянии при работе регулятора по программе поддержания постоянным давления пара перед турбинами. Необходимо отметить, что для этой программы регулятор обеспечивает при отключении циркуляционных петель быстрое снижение мощности реактора до необходимого уровня с одновременной управляемой разгрузкой турбогенераторов. Аналоговый регулятор мощности испытан на первом блоке Ново-Воронежской АЭС.

В целях дальнейшего совершенствования и ускоренного промышленного выпуска современных систем контроля, управления и аварийной защиты ядерных реакторов предпринята разработка новых блоков и приборов на основе широкой унификации функциональных элементов и узлов.

Важной составной частью систем управления и защиты (СУЗ) реакторов является электронная аппаратура, измеряющая основные параметры активной зоны и осуществляющая необходимую обработку этой информации.

Основными контролируемыми параметрами, характеризующими работу реактора, являются уровень мощности и скорость ее изменения во времени. Основным методом измерения мощности, наиболее полно отвечающим требованиям по точности и быстродействию, является измерение потока нейтронов. Для обеспечения точных измерений в широком диапазоне изменения потока нейтронов целесообразно использование нескольких автономных линейных измерительных приборов, каждый из которых охватывает диапазон в 4 ÷ 5 декад. Диапазоны измерений каждого из этих приборов обычно частично перекрываются. Для целей обзорных измерений обычно используются приборы

с логарифмической шкалой. При малых потоках нейтронов (в режиме пуска) используются импульсные

Типовые унифицированные модули, разработанные в ПНР, для построения приборов измерения параметров и управления реакторами Таблица 2

Название модуля	Варианты прибора				
	ТРР-1	ТРР-2А	ТРР-2В	ТРР-3	ТРР-4
Электрометрический усилитель	+				
То же		+	+		+
»				+	
Задатчик диапазона измерения		+	+		
То же				+	
Задатчик диапазона измерения и уровня максимальной защиты					+
Блок триггеров сигнализации	+				
То же		+	+	+	+
Усилитель сигнала рассогласования	+				
То же			+		
Логический блок	+				
Стабилизатор высокого напряжения	+				
То же		+	+	+	+

методы измерений, обладающие наибольшей чувствительностью и наилучшей дискриминацией  $\gamma$ -фона. На больших уровнях мощности более предпочтительны токовые методы измерения потока нейтронов.

Несмотря на кажущееся многообразие аппаратуры, может быть выделен ряд функциональных электронных блоков, в результате унификации которых различные аппаратурные каналы могут быть выполнены единообразно и состоять из быстросъемных и взаимозаменяемых узлов.

Детальное рассмотрение в Союзном научно-исследовательском институте приборостроения (СССР) структуры перечисленных выше аппаратурных каналов показало, что поставленной задаче отвечает набор из 17 функциональных блоков. В табл. 1 дан полный перечень типовых унифицированных функциональных блоков, предназначенных для построения аппаратурных каналов СУЗ. Все аппаратурные блоки выполнены на типовых унифицированных шасси быстросъемной конструкции, состоящей из лонжеронов, передней и задней панели. На передней панели располагаются органы управления и ручка для извлечения блока из каркаса. На задней панели блока располагаются

органы подстройки электронных схем и разъем ножевого типа с ловителями.

В Институте ядерных исследований ПНР разработан комплект из 13 типовых унифицированных модулей для построения приборов измерения и управления (ТРР). Тринадцать модулей позволяют построить пять вариантов приборов типа ТРР (ТРР-1, ТРР-2А, ТРР-2В, ТРР-3, ТРР-4), различающихся функционально и диапазонами измерений. В табл. 2 представлен состав всех вариантов.

Следует отметить, что разработанные в СССР и ПНР комплекты блоков и модулей решают лишь основные задачи контроля и управления ядерными реакторами. Предполагается изучить возможность улучшения их технических и эксплуатационных параметров путем использования новых схемных решений и новых комплектующих изделий, а также разработать новые функциональные блоки и каналы.

В ходе дискуссий наметились научно-технические проблемы, на решение которых целесообразно направить объединенные усилия стран — членов СЭВ.

А. Г. ФИЛИПОВ

## Проблемы радиационной безопасности в проектировании и эксплуатации горячих лабораторий

Обмен информацией в области проектирования и эксплуатации горячих лабораторий в течение последних 10 лет носил ограниченный характер, охватывая лишь небольшое число стран Америки и Западной Европы. Хотя начиная с 1958 г. Американское ядерное общество ежегодно организует национальные конференции по горячим лабораториям, в них обычно принимают участие лишь специалисты Великобритании, Франции, Канады и ФРГ. Симпозиум в Сакле, организованный в октябре 1969 г. МАГАТЭ, явился первым действительно международным совещанием, которое было целиком посвящено этой весьма важной и актуальной теме. В нем приняло участие около 200 специалистов из 26 стран и 6 международных организаций. Всего было представлено более 60 докладов. Доклады, сгруппированные в соответствии с их тематикой, обсуждались на специальных заседаниях, посвященных аспектам безопасности в конструкции лабораторий и установок, защитному оборудованию, защите персонала и дозиметрии, опыту эксплуатации горячих лабораторий, специальным и профилактическим операциям, вентиляции и контролю за загрязнением воздуха.

За последнее время в мировой практике накоплен большой опыт в проектировании, оборудовании и эксплуатации горячих лабораторий. Конструкция используемых защитных устройств прогрессировала до тщательно разработанных установок, оснащенных сложными системами дистанционного управления и совершенной смотровой системой. Однако развитие шло не только по пути усложнения и удорожания защитного оборудования. При его конструкционной разработке и совершенствовании было найдено много простых и остроумных решений. Сложный комплекс инженерных средств и приемов современной горячей лаборатории позволяет совершенно безопасно проводить любые необходимые операции и эксперименты с радиоактивными материалами в количествах, дости-

гающих сотен тысяч кюри. Число горячих лабораторий в странах мира быстро увеличивается, и они уже перестали быть достоянием только крупных индустриальных держав.

Ставшая классической трехзональная система планировки помещений горячих лабораторий практически не претерпела изменений. Исключение составляют лишь некоторые французские лаборатории для работ с материалами среднего уровня активности, а также опытные и полупромышленные установки временной конструкции, построенные по двухзональной системе без специальной ремонтной зоны (Г. Лефор, Франция). Радиационная безопасность и, в частности, защита от радиоактивного загрязнения в таких лабораториях обеспечивается за счет абсолютной герметизации используемых защитных устройств.

Большой интерес у аудитории вызвал доклад И. К. Швецова и др. (СССР), в котором в качестве оптимального варианта планировки горячей части здания лаборатории предлагается круговое расположение камер. Эта оригинальная схема выгодно отличается от общепринятого линейного расположения компактностью здания, относительно меньшей площадью ремонтной зоны, а также удобством обслуживания горячих камер.

Несколько лет назад в некоторых странах возник новый подход к проектированию защитных устройств, согласно которому проблемы защиты от проникающего излучения и защиты от распространения радиоактивного загрязнения решаются совершенно независимо.

Такой подход вполне оправдан, если учесть, что требуемая эффективность биологической защиты зависит только от характера и интенсивности радиоактивного излучения источника, тогда как необходимая степень герметичности и эффективность вентиляции внутреннего объема горячей камеры или защитного бокса зависит от других факторов, таких, как радиологическая