

1. Термодинамика ТВС быстрых реакторов в нормальных условиях и при съеме остаточного тепла (Февраль, Карлсруэ, ФРГ).

2. Теоретическое моделирование поведения топлива быстрых реакторов (май, Париж, Франция).

3. Углерод в натрии (октябрь, Харуэлл, Великобритания).

4. Сильфоны для натриевых систем (ноябрь, Япония).

МРГБР принимает меры для координации между-

народных совещаний по быстрым реакторам. В целях исключения распыления усилий по многим совещаниям и для обеспечения необходимого международного представительства были обсуждены условия поддержания МРГБР крупных международных совещаний. МРГБР пришла к выводу, что настало время в рамках МАГАТЭ приступить к изучению безопасности быстрых реакторов с последующей активизацией деятельности в этой области.

ИНЮТИН Е. И.

Канадско-советский семинар по электронной аппаратуре систем контроля и управления АЭС

Семинар состоялся в апреле 1978 г. в Чок-Риверской ядерной лаборатории (Канада). На нем было зачитано 22 доклада и сообщения как по общим вопросам построения систем контроля и управления АЭС, так и по пресектрованию различных подсистем реакторной аппаратуры (систем внутриреакторного контроля ВРК, контроля герметичности оболочек твэлов КГО, контроля радиационной безопасности КРБ, управления и защиты СУЗ и др.).

Основное внимание на семинаре было уделено использованию ЭВМ в системах контроля и управления реакторами и АЭС и при проектировании реакторной аппаратуры. Общие концепции построения систем управления и защиты реакторов CANDU описаны в докладах А. Китса, Е. Хинчли и Н. Яновского (Канада). Система контроля и управления — централизованная, она построена на базе сдвоенной управляющей цифровой вычислительной машины, осуществляющей функции контроля, управления и аварийной сигнализации по всем основным агрегатам АЭС (реактору, парогенератору, турбине и т. п.). Автономна от ЭВМ только система аварийной защиты, построенная на традиционных аналоговых приборах по принципу «два из трех» для достижения высокой степени надежности.

Опыт промышленной эксплуатации двухмашинной системы управления, в основном по данным АЭС «Пикеринг», показывает, что недобыработка энергии по причине отказов системы управления менее 0,2%, т. е. коэффициент готовности составляет 99,89%. Это свидетельствует о правильности выбранной концепции и структуры системы управления на базе двух резервирующих одна другую ЭВМ. Одномашинная система имела бы по крайней мере на порядок низшую надежность и была экономически нецелесообразной. Трехмашинная система также была бы экономически не оправданной, так как незначительное повышение выработки электроэнергии не окупит расходы на введение третьей ЭВМ. АЭС (Канадское акционерное общество по атомной энергии) предполагает внедрять на своих АЭС подобную систему управления в течение ближайших 10 лет.

В качестве перспективной рассматривается мультипроцессорная система контроля и управления АЭС с распределенной архитектурой и связью по телевизионному кабелю (доклады Л. Уоткинса и А. Капеля). Предполагается, что система обеспечит высокую надежность, достаточную для выполнения всех функций контроля и управления АЭС (в том числе аварийной защиты). На первом этапе разработки для проверки основных принципов предусмотрено создать систему

сбора и обработки данных, которая свяжет в единое целое экспериментальные установки и вычислительный центр Чок-Риверской лаборатории.

Мысль о тесной взаимосвязи технологического и информационно-управляющего контуров АЭС и необходимости их взаимного согласования и совместного проектирования с ранних этапов разработки развивается в докладе В. В. Матвеева и др. «Общие вопросы построения комплекса аппаратуры контроля и управления реактора АЭС». В нем же приводится структура и состав технических средств основных подсистем реакторной аппаратуры — ВРК, КГО, КРБ и СУЗ.

Нейтронный поток и энерговыделение на канадских реакторах контролируют исключительно эмиссионными детекторами с эмиттером из ванадия, кобальта и платины (доклад К. Аллана). Число и место расположения детекторов в активной зоне выбирают из соображений о необходимости контроля и стабилизации первых радиальной, аксиальной и азимутальной и второй азимутальной гармоник нейтронного потока, из соображений симметрии и запаса на случай выхода детекторов из строя (доклад Ф. Макдоннела). В канадских системах в отличие от советских не разделяют контроль на абсолютный и относительный и на контроль по радиусу и высоте. Здесь четко разграничены детекторы, с помощью которых управляют общей мощностью реактора и ее распределением по активной зоне (28 γ -чувствительных быстродействующих платиновых детекторов), и детекторы, с помощью которых рассчитывают поля энерговыделения (102 нейтронно-чувствительных медленнодействующих ванадиевых детектора в CANDU-600).

Температуру теплоносителя в активной зоне CANDU измеряют с помощью термосопротивлений. Сигналы от детекторов, определяющих нейтронный поток и температуру, поступают на формирующие преобразователи и вводятся в ЭВМ, где используются для контроля, сигнализации, управления и частично защиты реактора. Есть программы расчета поля распределения нейтронного потока и энерговыделения по активной зоне и программы управления этими полями с помощью управляющих органов четырех родов — 14 жидких поглотителей с легкой водой, 21 компенсационного стержня, 4 управляющих стержней и введения в замедлитель бора или гадолиния (доклады Е. Хинчли и Р. Леша).

Унифицированная система внутриреакторного контроля отечественных ВВЭР описана в докладе Г. Л. Левина и др. Система собирает информацию от датчиков в активной зоне реактора (детекторы нейтронного потока и температуры) и в первом контуре (расход,

давление, уровень и т. п. — всего свыше 1000 датчиков). Сигналы поступают в электронную измерительную аппаратуру, которая предварительно обрабатывает информацию (линеаризует, сглаживает, масштабирует), выводит ее для оператора на цифропечать и дисплей и передает в общестанционную ЭВМ. Аппаратура построена по принципу программно-управляемых модульных систем с использованием интерфейса КАМАК — Вектор и благодаря возможности изменения программы может быть использована для реакторов различных типов. В состав системы входят также программы нейтронно-физических и теплотехнических расчетов, выполняемых на общестанционной ЭВМ.

Физическим аспектам контроля энергораспределения в отечественных РБМК, а также результатам радиационных термических испытаний электронно-эмиссионных детекторов нейтронов и кабелей с магнетической изоляцией посвящены два доклада, прочитанные Ю. И. Володько.

Системы контроля герметичности оболочек твэлов, применяемые на CANDU, рассмотрены в докладе Д. Липсетта. Системы состоят из двух подсистем — системы общего контроля для обнаружения негерметичности кассет и контроля суммарной эффективной поверхности обогащенного топлива и системы поканального КГО для локализации кассет, содержащих негерметичные твэлы. Общий контроль ведется по реперным нуклидам ^{133}Xe и ^{88}Kr , ^{135}Xe и ^{88}Kr с использованием полупроводниковых германиевых или сцинтилляционных детекторов. Системы поканального КГО твэлов основаны на измерении концентрации изотопов, излучающих запаздывающие нейтроны. Все системы выполнены с отбором проб от каждого технологического канала.

Контролю радиационной безопасности были посвящены три канадских (Х. Ина, А. Джонс и Р. Осборн) и один советский доклад (В. М. Скаткин).

По окончании семинара советская делегация посетила научные лаборатории и здания экспериментальных

ядерных реакторов NRU и NRX в Чок-Ривере, проектный институт «Пауэр проджектс» в Шеридан-Парке, где специалисты познакомились с машиной для перегрузки твэлов и компьютерной системой контроля и управления АЭС в процессе отладки. «Пауэр проджектс» является одной из основных структурных групп АЕСЛ, занимающейся комплексной разработкой, проектированием и проектированием безопасных, надежных и экономичных ядерных паропроизводящих установок. Кроме того, эта организация выполняет функции генпродрядчика, обеспечивает проектное сопровождение строительства, получение лицензий, пуск, введение в строй, соблюдение сроков и сметы проведения работ. Структура института позволяет комплексно решать проектирование реакторов и АЭС. Сосредоточение «в одних руках» проектирования как информационно-управляющего, так и технологического контура АЭС для одного отработавшего типа реактора облегчает взаимное согласование и увязку взаимодействия контуров. Благодаря этому при знакомстве с проектами АЭС и их реализацией «в металле» создается впечатлительное единое, законченное комплекс.

Советская делегация ознакомилась с работой АЭС «Брюс»; осмотрела реактор четвертого блока, находящийся в стадии монтажа, помещение пульта управления всеми четырьмя блоками, а также строительную площадку следующей очереди АЭС «Брюс» из четырех блоков. В научном центре в Уайтшелле (вблизи Виннипега) канадские специалисты сделали сообщения о химии органических теплоносителей, об удалении отходов и гарантиях для CANDU, а также показали реактор WR-1 и некоторые научные лаборатории.

Семинар и посещение предприятий АЕСЛ позволили обменяться информацией и безусловно способствовали улучшению взаимопонимания и укреплению научных контактов между специалистами СССР и Канады.

ЛЕВИН Г. Л.

Симпозиум по переработке отработавшего ядерного топлива

Трехсторонний симпозиум с участием специалистов Бельгии, Нидерландов и СССР состоялся в мае 1978 г. в Бельгийском центре ядерно-энергетических исследований, расположенном вблизи г. Моль. В этом районе размещены завод по переработке ядерного топлива (EUROCHEMIC), ядерные реакторы и предприятие по изготовлению твэлов. Таким образом, здесь, в одном месте сосредоточены объекты, на базе которых можно создать ядерно-энергетический центр с замкнутым технологическим циклом переработки отработавшего топлива, включающим облужение, переработку, рефабрикацию и удаление радиоактивных отходов.

В соответствии с программой на семинаре были рассмотрены переработка отработавшего топлива; удаление радиоактивных отходов; очистка газов и сбросных растворов от криптона-85, ксенона, радиоактивного йода и трития; выделение трансураниевых элементов из отходов отработавшего топлива в целях их дальнейшего использования и переработки в нейтронных потоках (трансмутационные процессы); разработка и применение процедур гарантий по нераспространению ядерного оружия к заводам. Кроме того, состоялась экскурсия в лаборатории Бельгийского центра ядерно-энергетических исследований, Нидерландского энергетического центра ECN и на завод.

Завод, пущенный в 1966 г., в 1975 г. был остановлен для проведения новой программы работ по дезактивации основного оборудования и созданию установок для переработки жидких и твердых отходов, накопленных за период работы. Основное назначение завода — переработка твэлов энергетических реакторов с использованием пурекс-процесса. За девять лет переработано 181,5 т природного и слабообогащенного урана и 30,6 т уран-алюминиевого сплава (твэлы реактора MTR с содержанием 1,36 т высокообогащенного урана, 69—92% ^{235}U), выделено 678 кг плутония и 90 МКи продуктов деления. За время работы проводилась модернизация аппаратурной и технологической схем. В частности, были разделены конечные стадии переработки высоко- и слабообогащенного урана. 2-й плутониевый цикл первоначально проводился в смесителях-отстойниках. Позднее для этой цели был построен каскад пульсационных колонн, а смесители-отстойники использовались для 3-го цикла при переработке высокообогащенного урана. Для снижения содержания солей на операции окисления плутония (III) перед 2-м плутониевым циклом нитрид натрия был заменен NO_2 с продувкой, осуществляемой в насыщенной колонне, и отдувкой воздухом при подогреве в следующей колонне. Готовым продуктом урана яв-