

Конференции и совещания

Первая технологическая конференция Минэнергомаша

В мае 1976 г. Министерство энергетического машиностроения провело Первую технологическую конференцию, на которой были подведены итоги выполнения в девятой пятилетке плана создания новой техники для внедрения передовой технологии, механизации и автоматизации производственных процессов и намечены пути осуществления заданий десятой пятилетки по усилению технического перевооружения производства, широкому внедрению прогрессивной техники и технологии, обеспечивающих повышение качества продукции и производительности труда, увеличение фондоотдачи, экономию материальных ресурсов и улучшение условий труда.

Большое внимание на двух секциях конференции — технологической и металлургической — было уделено развитию атомного энергомашиностроения, которое должно увеличить выпуск оборудования для АЭС в десятой пятилетке в 2,5—3 раза с одновременным совершенствованием производственной базы и ростом единичных мощностей, надежности, маневренности и экономичности выпускаемого энергооборудования.

На конференции обсуждены научно-исследовательские и проектно-конструкторские работы на перспективу. Важнейшие из них — разработка оборудования для серийных АЭС с реакторами ВВЭР-1000; замена блоков с реакторами ВВЭР-440 на ВВЭР-500, унифицированные с блоками ВВЭР-1000; освоение реакторного оборудо-

ования для АЭС с РБМК мощностью до 1500 МВт; создание и освоение оборудования для АЭС с блоками быстрых реакторов.

Конференция отметила исключительную важность ввода и освоения в десятой пятилетке производственных мощностей на Волгодонском заводе Атоммаш и его металлургической базы на Краматорском заводе литья и поковок и призвала всех специалистов отрасли оказывать всемерное содействие строительству и оснащению указанных заводов, а также подготовке кадров. С пуском этих заводов атомное энергомашиностроение поднимется на новую ступень по уровню и оснащенности производственной базы.

В принятом решении Первая технологическая конференция Минэнергомаша рекомендовала коллективам производственных объединений, предприятий, научно-исследовательских, проектно-конструкторских и технологических институтов отрасли обеспечить безусловное выполнение заданий десятой пятилетки, которые обсуждены на конференции в плане развития новой техники, внедрения передовой технологии, механизации и автоматизации производственных процессов, автоматизированных систем управления.

Вторую технологическую конференцию решено провести в 1978 г.

МЕРЕНКОВ А. И.

Советско-английский семинар по быстрым реакторам

Основная программа семинара, состоявшегося в октябре 1976 г. в Великобритании, касалась вопросов конструкции оборудования и средств контроля и управления быстрых реакторов с натриевым охлаждением — CFR и BN-600.

В настоящее время в Великобритании действуют два быстрых реактора, охлаждаемых натрием, — экспериментальный DFR электрической мощностью 14 МВт и энергетический реактор-прототип PFR на 250 МВт, причем последний достиг мощности 60% от номинальной. Мелкие течи, которые происходили в газовой полости парогенераторов и в основном определяли неполадки в них, устранены, и дальнейшая программа освоения PFR связывается с постепенным наращиванием мощности. Работа реактора на освоенной мощности характеризуется стабильностью основных регулируемых параметров. Что касается DFR, то его эксплуата-

цию после освоения PFR предполагается, как было сообщено, прекратить, хотя в настоящее время он используется для проведения экспериментов по безопасности, связанных с изучением нестационарных процессов сокращения расхода натрия через реактор и радиационных испытаний материалов.

Разработка коммерческого быстрого реактора CFR на данном этапе характеризуется незавершенностью конструкций отдельных узлов, конкретные сроки сооружения не установлены, площадка строительства не определена. Продемонстрированный на семинаре проект реактора CFR электрической мощностью 1320 МВт предусматривает применение корпуса из предварительно напряженного железобетона в качестве защитной оболочки реактора, которая окружает реакторный бак диаметром 25 м из аустенитной стали. Охлаждение активной зоны обеспечивают шесть глав-

нах циркуляционных насосов и восемь промежуточных теплообменников, размещаемых внутри реакторного блока.

Основная концепция сооружения такого реактора — максимальное изготовление оборудования и узлов максимально возможных транспортных габаритов с последующим укрупнением их в специально построенном на площадке строительства АЭС цехе. Монтажной техникой предусматривается надвигание крышки в сборе массой до 3000 т на корпус реактора, в связи с чем последний заглублен на 30 м от уровня земли. Реакторное оборудование размещается в герметичной оболочке, рассчитываемой на аварийное повышение внутреннего давления на 2 бара и на внешнее воздействие ударных нагрузок от падения самолета. В конструкциях и оборудовании учитывается также воздействие сейсмических нагрузок с ускорением до 0,25 g. Предполагается, что за сооружение CFR потребуются шесть лет от начала строительства до заполнения натрия и один год на пусконаладочные работы.

Хотя в конструкциях реакторов PFR и CFR прослеживаются общность технических решений, существуют и серьезные различия. Так, например, в системе переноса пакетов CFR вместо пантографа и одной вращающейся пробки применен прямой механизм и три шаровые пробки. В испарителях и перегревателях парогенераторов предусматриваются цельные U-образные трубки из стали ферритно-перлитного класса с содержанием хрома 9%, в конструкциях исключены трубные доски, а индивидуально выходящие из крышки модуля трубки собираются в групповые коллекторы. В CFR будет применяться паровой промперегрев пара вместо натриевого.

Как действующий PFR, так и проектируемый CFR представляют собой высокоавтоматизированные объекты, где предусмотрен большой объем внутриреакторных измерений, сигналы от которых заведены в управляющую вычислительную систему. УВС энергоблока PFR состоит из двух ЭВМ «Аргус-500» фирмы «Ферранти» и выполняет функции обработки и представления информации, управления энергоблоком и защиты реактора по параметрам внутриреакторного контроля (основная защита реактора независима от УВС). Исходя из малой вероятности выхода из строя обеих ЭВМ объем индивидуального контроля и управления технологическим оборудованием незначителен, но недостаточен для осуществления с его помощью контролируемой остановки и расхолаживания реактора.

Созданию и оснащению реакторов средствами внутриреакторного контроля уделяется в Англии большое внимание для повышения безопасности установок. Так, например, получены положительные результаты разработок термодатчиков коаксиального типа диаметром 1 мм, работающих при непосредственном погружении горячего спая в натрий при температуре до 600 °C, обладающих инерционностью не более 0,1 с и измеряющих температуру со скоростью 30 °C за 0,1 с. Ведутся разработки малогабаритных датчиков расхода, основанных на принципе искажения магнитного поля в потоке натрия, быстроедействие которых составляет 50% за

0,1 с. Предполагается, что конструктивно в этих датчиках может быть размещено и несколько термодатчиков указанного выше типа. Такого рода датчики, устанавливаемые над каждым пакетом, могут использоваться для целей аварийной защиты. Для CFR проводятся работы по созданию датчиков нейтронного потока и кабелей к ним, располагаемых в сухих каналах возле активной зоны и работающих при температуре до 625 °C, нейтронных потоках плотностью около 10^{11} нейтр./(см²·с) и γ-полях порядка 10^5 Р/ч.

Работы в области безопасности реакторов и парогенераторов ведутся довольно широко в Ризли и Уинфрите как на модельных стендах, служащих для экспериментальной отработки расчетных методик, так и на натуральных конструкциях. Приборное оснащение и устройства автоматизированного сбора и обработки экспериментальных данных основаны, как правило, на стандартных элементах промышленного производства.

Исследования безопасности быстрых реакторов, связанные с изучением взрывных процессов при гипотетической аварии, происшедшей в результате взаимодействия расплавленного топлива с натрием, проводятся на стендовом комплексе, введенном в конце 1975 г. в Уинфрите. В экспериментах изучается поведение моделей корпуса, внутрикорпусных устройств и защитной оболочки реактора при внезапном выделении энергии с целью отработки расчетных методов. Процессы регистрируются тензодатчиками, пьезокерамическими датчиками давления и скоростной киносъемкой. На первом этапе опыты проводятся при взаимодействии расплавленного алюминия с водой.

Следует сказать, что рассмотрению различных аспектов безопасности реакторов и защиты окружающей среды в связи с деятельностью предприятий будущей крупномасштабной ядерной энергетики посвящен доклад комиссии под председательством проф. Д. Флауэрса, представившей недавно результаты своей работы правительству. Данная комиссия, рассматривая в общей структуре топливно-энергетического баланса страны место и роль быстрых реакторов, пришла к выводу, что поскольку проблемы, возникающие в связи с переработкой облученного топлива для извлечения плутония и с захоронением больших количеств радиоактивных отходов, пока не нашли своего удовлетворительного решения и не обеспечивается гарантированная безопасность и сохранение окружающей среды, ориентироваться на программу широкого применения быстрых реакторов для энергетики в течение нескольких десятилетий (50 лет или около этого) было бы преждевременным. Данный вывод, сделанный, по-видимому, не без учета имеющихся нефтяных ресурсов Северного моря, и, как следует из печати, далеко не бесспорный, тем не менее не отвергает необходимости продолжения исследований в области быстрых реакторов и разработок коммерческого реактора CFR.

В целом проведенная встреча советских и английских специалистов подтвердила наличие широкого круга вопросов, представляющих взаимный научно-технический интерес.

МАРКОВ Ю. В.