

Конструкция мощного канального реактора РБМКП в секционно-блочном исполнении и с ядерным перегревом пара (О. М. Глазков) показывает, что при разработке проекта учтены основные требования энергосистем и есть основания считать вполне реальной работу энергоблока с таким реактором в переменных режимах. Особенности реактора РБМКП, расширяющими его маневренные характеристики, являются секционирование активной зоны и циркуляционного контура, охлаждаемые металлоконструкции, отсутствие толсто-стенных плакированных коллекторов большого диаметра, вертикальные сепараторы, использование турбин на перегретом паре и др.

О расширении маневренных возможностей энергоблока с реактором РБМКП говорилось в докладе П. А. Кругликова и др., посвященном особенностям тепловой схемы энергоблока, позволяющим обеспечивать регулирование температуры перегретого пара на выходе из реактора при переменных режимах.

Опыт работы реакторов Билибинской АТЭЦ в сложных условиях изолированной энергосистемы (А. В. Бондаренко) подтвердил высокую эксплуатационную надежность канальных реакторов.

В интересном докладе Ю. И. Митяева подробно проанализированы физические аспекты работы реакторов типа РБМК в переменных режимах. Показано, как наилучшим образом использовать имеющийся запас реактивности с учетом физических и экономических ограничений. Ежедневные остановки реактора в нерабочие дни на 40—55 или на 24—32 ч не вызовут дополнительных ограничений по условиям выхода из «иодной ямы». Напротив, ежесуточные остановки на 5—8 ч более неблагоприятны и экономически невыгодны. Отмечено также, что нейтронно-физические характеристики реакторов типа РБМК не ограничивают необходимую скорость изменения их мощности за исключением скорости подъема мощности в интервале 80—100% от номинальной. До накопления достаточного опыта эксплуатации увеличения мощности в этом интервале целесообразно проводить осторожно с учетом стабилизации и формирования полей энерговыделения.

Интересны сообщения по стабилизации нейтронных полей в реакторе ВВЭР-100 (А. С. Духовенский, В. Н. Семенов) и поведению реактивности ВВЭР-440 в условиях работы АЭС в режиме переменной нагрузки (В. Ф. Горохов).

При использовании в качестве конструкционных материалов АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК нержавеющей аустенитных сталей, сталей перлитного класса и сплавов циркония не следует ожидать снижения их коррозионной стойкости при периодических остановках на несколько суток, в том числе и с разгерметизацией контура (В. В. Герасимов). При более продолжительных остановках в случае использования перлитных сталей может потребоваться введение в контур консервирующих агентов.

Большое число докладов, посвященных требованиям к материалам и оборудованию по условиям прочности и ресурса их работы в переменных режимах (Г. П. Карзов) и анализу термонапряженного состояния основных элементов турбин (А. Ш. Лейзерович и др.), подтверждает возможность использования основного технологического оборудования при эксплуатации АЭС с регулированием нагрузки.

Проведенное на семинаре обсуждение позволяет сделать следующие выводы:

- 1) существующие конструкции реакторов могут быть использованы в переменных режимах и удовлетворять большинству требований энергосистем;
- 2) некоторые требования энергосистем к реакторам, такие, как необходимость ежесуточного останова, неограниченное число изменений мощности на  $\pm 10\%$  со скоростью 2% в секунду и ряд других, являются чрезмерными, экономически неоправданными и должны обеспечиваться другими средствами;
- 3) при разработке перспективных конструкций реакторов и тепломеханического оборудования необходимо полнее учитывать требования энергосистем;
- 4) работоспособность твэлов при многоцикловом изменении нагрузки требует дальнейшего серьезного изучения и экспериментального подтверждения.

БАТУРОВ Б. Б., ГЛАЗКОВ О. М., ИОНАЙТИС Р. Р.

## Международный симпозиум по газоохлаждаемым реакторам

С 13 по 17 октября 1975 г. в Центре ядерных исследований в Юлихе (ФРГ) проходил Международный симпозиум по газоохлаждаемым реакторам, организованный МАГАТЭ и Агентством по ядерной энергии (NEA) Организации экономической кооперации и развития (OECD). Симпозиум касался всех реакторов с гелиевым охлаждением: высокотемпературных (HTR) энергетических реакторов с паротурбинным (HTR-ST) и гелиевотурбинным циклами (HTR-HT или ННТ), сверхвысокотемпературных реакторов VHTR для производства тепла и электроэнергии, высококонверсионных реакторов HTR-НС и гелиевого бридера GCFR.

Рассматриваемое направление в реакторостроении развивается в течение 20—25 лет. В течение 8—10 лет успешно работают опытные реакторы «Драгон», «Пич-Боттом» и AVR. В последнее время на реакторе «Драгон» заменен отражатель (подобные операции предусматриваются на HTR вследствие больших флюенсов быстрых нейтронов). Первый блок АЭС «Пич-Боттом» остановлен для тщательного изучения состояния установки после

восемью лет работы. Год назад выходная температура гелия в реакторе AVR увеличена с 850 до 950°С, что привело к увеличению выхода продуктов деления из твэлов (R/B):  $^{133}\text{Xe}$  — в три, а  $^{135}\text{Xe}$  — в полтора раза. Доминирующими по  $\gamma$ -активности изотопами в первом контуре AVR стали  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{110m}\text{Ag}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ . Общее увеличение  $\gamma$ -активности всех благородных газов составило 30—50%, а уровень загрязнения гелия окисью углерода повысился в три — пять раз.

В течение многих лет основной задачей в развитии реакторов HTR было создание коммерческого конкурентоспособного HTR-ST для внедрения на рынок АЭС. Эта цель остается на Западе основной и сейчас, однако на пути ее достижения в последнее время встретились трудности. Несмотря на общеизвестные и остающиеся в силе положительные качества HTR чувствуется, что атомная энергетика, вероятно, сможет обойтись и без широкого внедрения АЭС с HTR-ST за счет использования хорошо отработанных LWR и бридеров (LMFBR или GCFR в том случае, если возникнут непред-

виденные осложнения с LMFBR). Несколько большие шансы в конкуренции с LWR имеет HTR-НТ, но этот тип HTR еще недостаточно развит, и его будущее во многом зависит от успеха HTR-ST. Созданное положение объясняется отчасти и трудностями, встретившимися при сооружении полупромышленных HTR-ST, а также незавершенностью ториевого топливного цикла, на который ориентируются большинство HTR, в части создания установок по переработке топлива.

Сдача в коммерческую эксплуатацию АЭС «Форт-Сент-Врейн» (намечалась на март 1972 г.) ожидается в июне 1976 г. Эта АЭС накопила значительный положительный опыт холодных и горячих физических пусков, проходивших в конце 1974 г. и в мае 1975 г., когда она выходила на уровень мощности 2% от номинального. Но наряду с этим, к сожалению, уже накоплен и существенный опыт различных поломок и неполадок. Одно из последних таких событий произошло в январе 1975 г.: во время остановки реактора при не очень ясных обстоятельствах в первый контур попало значительное количество воды (несколько тонн) из водяной системы газодувки. В мае обнаружилась течь горячего гелия через верхние внутрикорпусные конструкции, а также неисправность части электрических кабелей. Пуск станции и выход на энергетические уровни мощности ожидается в конце 1975 — начале 1976 гг. Ввиду создавшихся обстоятельств компания «Дженерал атомик» (GAC) сократила планы строительства крупных АЭС с HTR-ST до одной демонстрационной АЭС «Саммит» с двумя блоками по 770 МВт (эл.). Первый блок предполагается ввести в 1981 г. при поддержке ERDA.

Вторая полупромышленная АЭС THTR, сооружаемая в ФРГ, будет пущена в 1978 г. Строительные работы в значительной степени завершены, и в 1976 г. намечается осуществить натяжение тросов и опробовать под давлением бетонный корпус. Ввиду позиции фирмы «Крупп», заключившей союз с GAC по доработке HTR-ST электрической мощностью 1160 МВт (HTR-1160) развитие направления по созданию HTR-ST с шаровыми твэлами, начатое в ФРГ созданием реакторов AVR и THTR, прервано, и крупные АЭС с HTR-1160 и гелиевотурбинными ННТ мощностью 1170 МВт (эл.) проектируются с активными зонами из блочных твэлов.

Реактор HTR-1160 принят в качестве основного и во Франции, и в настоящее время его проект дорабатывается с учетом местных условий совместно с GAC. Выходную температуру гелия во французском варианте решено увеличить с 750 до 1000°С за счет использования блочных твэлов с более гомогенным размещением топлива для использования этого реактора в химической и металлургической промышленности. Аналогичная ориентация на развитие в первую очередь VHTR принята и в Японии. В японском экспериментальном реакторе VHTR предполагается использовать блочные твэлы английского типа с полыми стержневыми элементами, расположенными непосредственно в отверстиях графитовых блоков для прохода теплоносителя. Мощность реактора 50 МВт(т.) при выходной температуре гелия 1000°С. Вопрос о строительстве этого реактора еще не решен. Совместно с GAC изучается также возможность создания сейсмоустойчивого HTR-ST.

Наиболее широкие и значительные работы по VHTR развернуты в ФРГ. Основными объектами исследований являются постепенно увеличивающиеся по масштабу теплообменники, в которых используется тепло горячего гелия, входящего в них при 950°С, для газификации угля, а также для получения и нагрева восстановительных газов (водорода, отдельно или в смеси с окисью углерода). Последний тип теплообменника — паровой преобразователь (ПП) изучается на электрически обогреваемой установке EVA мощностью 1 МВт, работающей в KFA с 1972 г. Установка SUPER-EVA мощностью 40 МВт будет запущена в 1978 г. Работы по исследованию газификаторов и ПП предполагается завершить созданием в 80-х годах полупромышленных и промышленных установок с реакторами VHTR тепловой мощностью 750 и 3000 МВт с шаровыми твэлами при одноразовом прохождении активной зоны. Представляет интерес концепция реактора VHTR, развитая в докладе Р. Шультена и других. Предлагается установка петлевого типа с реактором в корпусе из предварительно напряженной литой стали (PSRV) и наружной герметизацией. Вокруг корпуса вплотную к нему размещены петли из ПП (700—950°С) и парогенераторов ПГ (250—700°С). Горячий гелий передается к ПП по центральной трубе (с тонкой внутренней теплоизоляцией) коаксиального теплопровода и возвращается в реактор после прохождения ПГ по коаксиальному зазору. ПП комплектуются из трубок Фильда центробежного литья диаметром 100 и толщиной стенки 15 мм с выходом горячего восстановительного газа из ПП по внутренней трубе. В установке не планируется промежуточный теплообменник, однако изучение такого теплообменника, выполненного в виде коаксиальных труб с зазором 0,1—1 мм, планируется на установке EVA. Поставка этих труб осуществляется фирмой «Дженерал электрик» (GE), приступившей с 1974 г. совместно с GAC и фирмой «Вестингауз» (WG) к изучению VHTR в США. Проработки GE основываются на шаровых твэлах, разработанных в ФРГ, WG — на блочных твэлах типа использованных в проекте NERVA.

ФРГ, США и Швейцария проводят также совместные работы по скоординированным проектам HTR-НТ и GCFR. Базой для отработки реактора ННТ являются газотурбинные стелды ФРГ: ННВ, построенный в KFA (пуск намечен на 1977 г.), и ЕВО в Оберхаузене (в настоящее время сдается в эксплуатацию). Достоинство головного ННТ с КПД, равным 37%, — возможность сброса тепла в сухих воздушных градирнях, что облегчает выбор места для АЭС. В США проработан HTR-НТ, рассчитанный на использование дополнительного контура с аммиачным теплоносителем (при отводе остаточного тепла водой), позволяющего повысить КПД до 42 и даже 50% (при увеличении нагрева гелия в реакторе с 816 до 982°С).

Новое в работах по GCFR — трехмерная искусственная шероховатость (Д. Донне, Карлсруэ), нанесенная на твэлы петлевой сборки, предназначенной для реакторных испытаний в BR-2 в 1976 г. Этот тип шероховатости позволяет приблизиться к теоретическому пределу по интенсификации отвода тепла гелием. Интересными были сообщения об экспериментальных работах, проводимых в США по вентилируемому твэлам, и предложения европейской ассоциации газовых бридеров (Дж. Шерман), рекомендующие вернуться к рассмотрению вопроса о строительстве прототипного GCFR мощностью 600 МВт (эл.). В докладе говорилось о многолетних проработках GCFR (GBR-4), показавших его эксплуатационную надежность и лучшие, чем у LMFBR, воспроизводящие свойства. П. Кастен и др. (США) в докладе о приоритете в развитии различных типов газоохлаждаемых реакторов поставили GCFR на второе место после HTR-ST ввиду большого значения бридеров в экономии ресурсов урана. Однако GCFR

рассматривается лишь как запасной вариант в случае неудачи с натриевым бридером.

В качестве альтернативы в случае задержки ввода бридеров Е. Тойхерт и др. (ФРГ) предлагают эксплуатировать любой вид НТР в высококонверсионном ( $K_B=0,76$ ), а впоследствии в почти бридерном ( $K_B=0,97$ ) режимах с использованием ториевого цикла. Режим НТР-НС приводит к снижению удельной мощности до 5 МВт/м<sup>3</sup> и глубины выгорания до 20—30 МВт·сут на 1 кг топлива.

Значительное внимание было уделено проблемам разработки материалов: изоляции, слабодисперсного графита, неметаллических лопаток гелиевых турбин, высокотемпературных сплавов с присадками окислов алюминия к стали НК-40 (25% Cr, 20% Ni), увеличивающими прочность на разрыв с 1 до 8 кг/мм<sup>2</sup> при 900 °С (Г. Е. Василевский и др., США) и др. Большие работы ведутся по изучению механизмов выхода из твэлов продуктов деления и их отложения в контуре, а также по усовершенствованию топлива и завершению топливного цикла. Только в 1976 г. ERDA выделяет на эти работы 20 из 30 млн. долл., предназначенных для доводки НТР-СТ. Окончание работ намечено на 1986 г. В KFA в 1977 г. будет запущена установка «Юпитер» по переработке твэлов AVR. Совершенствование микро-топлива идет по пути замены оболочек из SiC оболочками из ZrC и добавки окислов Al, Si и других элемен-

тов к топливному ядру для стабилизации эффекта «Амеба» (смещения топливного зерна). Число стран, участвующих в разработке НТР, расширяется (Бразилия, Австрия и др.). Национальная программа Австрии состоит в создании и совершенствовании отдельных элементов оборудования НТР. В Австрийском ядерном центре Сайберсдорф сооружен крупный стенд по испытанию корпусов из напряженного бетона (PCRВ) и другого оборудования при давлениях в контуре до 100 бар. Интересная особенность австрийского PCRВ — использование горячей (300° С) внутренней герметизирующей оболочки, расположенной перед теплоизоляцией корпуса, что облегчает ее осмотр и ремонт. Австрийские специалисты не видят препятствий для повышения давления в PCRВ до 150—200 бар.

От СССР на симпозиуме был представлен доклад А. П. Александрова и других о структуре АЭС в процессе развития атомной энергетики.

Симпозиум, собравший около 300 делегатов из 21 страны и пяти международных организаций, продемонстрировал широкий фронт научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по технологии газоохлаждаемых реакторов и подтвердил (несмотря на некоторые затруднения с НТР-СТ) необходимость дальнейшего развития НТР (особенно VHTR).

ГАНЕВ И. Х.

## Советско-французский семинар по водо-водяным энергетическим реакторам

В Центре ядерных исследований Сакле (Франция) 17—23 сентября 1975 г. проходил советско-французский семинар по теме «Парогенераторы, конструкционные материалы и технология изготовления компонентов первого контура водо-водяных реакторов». Рассматривалась вторая тема программы сотрудничества ГКАЭ СССР и КАЭ Франции в области разработок для АЭС с водоохлаждаемыми реакторами, согласованной в 1974 г. Первая тема программы «Физика, гидравлика и теплообмен водо-водяных реакторов» обсуждалась на семинаре в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова в октябре 1974 г.

На семинаре в Сакле было представлено шесть советских и восемь французских докладов. Советские доклады охватывали проблемы разработки реакторных установок ВВЭР, парогенераторов для них, конструкционных материалов для основного оборудования реакторных установок, а также обоснования прочности основных компонентов первого контура. Во французских докладах рассматривались отдельные вопросы по вертикальным парогенераторам фирмы «Вестингауз», применяемым в строящихся АЭС с водо-водяными реакторами во Франции, разработки новой конструкции прямоточных вертикальных парогенераторов, результаты исследования охрупчивания корпусных сталей под облучением, возможность сварки электронным лучом компонентов первого контура, результаты разработки систем контроля качества оборудования первого контура при эксплуатации. Основную часть при обсуждении заняла проблема парогенераторов для АЭС с ВВЭР. Советские специалисты в своих докладах на основании десятилетнего опыта эксплуатации парогенераторов на первом блоке НВАЭС и многолетнего

опыта работы парогенераторов второго — четвертого блоков этой станции, а также парогенераторов Кольской АЭС, АЭС «Норд», «Козлодуй» показали правильность выбора горизонтальной конструкции парогенератора с вертикальными цилиндрическими трубными коллекторами, обеспечивающей надежную работоспособность теплообменной поверхности, выполненной из обычной аустенитной стали ОХ18Н10Т. Коррозионная стойкость обеспечивается тем, что в условиях горизонтальной компоновки трубного пучка и вертикальных трубных коллекторов исключается возможность постоянного накопления коррозионно-активных примесей за счет обеспечения устойчивой циркуляции «котловой» воды и поддержания норм водного режима. Французские специалисты представили результаты расчетно-экспериментальных исследований, направленных на улучшение работы вертикальных парогенераторов с U-образными пучками. Недостатки таких парогенераторов — коррозионные повреждения теплообменных труб в местах заделки в трубные доски. В одном из докладов рассматривалась циркуляция котловой воды в U-образном трубном пучке и предложено использовать встроенные струйные насосы для интенсификации циркуляции, в частности в районе плоской трубной доски парогенератора, и тем самым предотвратить постоянное накопление коррозионных примесей на трубной доске.

В докладе об исследовании сепараторов пара в парогенераторах интерес представляет применение на моделях в качестве рабочей среды смеси вода — фреон и измерение влажности пара различными датчиками. Коррозионной стойкости труб теплообменной поверхности вертикальных парогенераторов посвящен