

Деятельность МАГАТЭ по высокотемпературным реакторам

В декабре 1977 г. в Вене проходило заседание Технического комитета по высокотемпературным реакторам (НТР). В заседании, созванном по инициативе МАГАТЭ и проводящемся в рамках отдела ядерной энергетики и реакторов, участвовали 23 специалиста из Австрии, Бельгии, Франции, ФРГ, Японии, Нидерландов, Польши, Швейцарии, СССР, Великобритания, США и двух европейских организаций СЕС и OECD/NEA. Учитывая заинтересованность в развитии концепции и перспективу промышленного применения этих реакторов, МАГАТЭ обратилось к странам, наиболее активно работающим в данной области, принять участие в работе Технического комитета с целью подготовки рекомендаций для будущей деятельности по НТР и создания Международной рабочей группы. В практике работы Агентства за последние годы создано несколько рабочих групп по различным тематическим направлениям. В их функции входят обмен информацией о национальных программах и конкретных технических проблемах, содействие Агентству в организации конференций, симпозиумов, совещаний специалистов по наиболее актуальным вопросам и оказание другой помощи. Деятельность рабочей группы по НТР будет распространяться на тепловые реакторы с гелиевым охлаждением, предназначенные для производства электроэнергии и технологического тепла, а также на реакторы с углекислотным охлаждением и быстрые гелиевые в той степени, которая не охватывается другими международными организациями и рабочими группами. Задачи Международной рабочей группы будут состоять в обсуждении общей стратегии и программы развития НТР, в планировании исследований, в рассмотрении вопросов проектирования, строительства, аспектов безопасности и эксплуатации АЭС, технологии топливного цикла, областей и процессов применения тепловой энергии НТР.

На заседании Технического комитета рассматривались национальные программы по НТР, обсуждались доклады на специальные темы, представляющие особый интерес с точки зрения современности (опыт строительства и эксплуатации, перспективные топливные циклы, достижения в применении тепловой энергии НТР и др.). В докладах и сообщениях экспертов была дана информация о действующих, строящихся и проектируемых НТР.

По-прежнему стабильно работает AVR (ФРГ) мощностью 15 МВт (эл.), в котором применены шаровые твэлы. В последние 3,5 года AVR эксплуатируется при температуре гелия 950°C с коэффициентом использования мощности 0,8—0,9. Строительство прототипного THTR-300, где будет применена аналогичная концепция активной зоны, предполагается завершить к 1980 г. Задержка с вводом реактора против ранее намечавшихся сроков (1978—1979 гг.) вызвана в основном введением в проект дополнительных требований по обеспечению безопасности. Продолжаются энергетические испытания реактора АЭС «Форт-Сент-Врей» (США) мощностью 330 МВт (эл.) с твэлами блочного типа. В течение года (с середины 1976 г. по июль 1977 г.) реактор периодически (~30% времени) работал на мощности 28—30%. После преодоления трудностей пускового периода и устранения неполадок, связанных с обычным энергетическим паросиловым оборудованием, и специфических неполадок для установки (внутренние перетечки гелия в газодувках, перегрев корпуса в местах проходок СУЗ, распределение потоков газа

в термоизоляции) в августе 1977 г. мощность реактора достигла 40%. На такой мощности он проработал около двух месяцев. В конце октября 1977 г. было получено разрешение на повышение мощности до 70% и проведен выход на этот уровень. Предполагается, что номинальная мощность реактора будет достигнута в 1978 г.

В Японии ведутся работы по экспериментальному сверхвысокотемпературному реактору VHTR мощностью 50 МВт (тепл.) при температуре гелия на выходе 1000°C . Строительство предполагается начать в 1978 г. В рамках проекта должны быть исследованы процессы прямого восстановления железа с использованием тепловой энергии VHTR. В СССР работают над опытной высокотемпературной энерготехнологической установкой с реактором мощностью 50 МВт (эл.) и прототипным реактором на тепловых и быстрых нейтронах большей мощности.

Деятельность развитых стран мира в отношении внедрения концепции НТР характеризуется в последние годы сосредоточением и расширением работ в области наиболее эффективного промышленного применения этого типа реактора. В некоторых странах (США, ФРГ, Швейцария и др.) работают над применением НТР для электроэнергетики, причем в данном случае предпочтение отдается более перспективному газотурбинному циклу, который обеспечивает более высокий КПД и эффективно использует воздушное охлаждение. Наиболее интенсивное развитие в ФРГ, Японии, СССР, Франции, США получают работы, направленные на энерготехнологическое применение таких реакторов в химии, металлургии и других отраслях промышленности, для дальнейшей передачи тепловой энергии и т. д. Внедрение НТР в эти области основано на производстве водорода и синтетического топлива путем газификации углей и при разложении воды. В настоящее время интенсивно исследуются проблемы, в первую очередь влияющие на промышленное внедрение реактора: развитие топливного цикла, обработка оборудования (корпусов из предварительно-напряженного железобетона, газодувок, теплообменников, приводов СУЗ и т. п.), обоснование безопасности и надежности АЭС, лицензирование и т. п.

В некоторых странах в 1977 г. начаты работы по изменению топливных циклов НТР в связи с требованиями о нераспространении ядерного оружия. В действующих, строящихся и проектируемых реакторах предусмотрен топливный цикл, обеспечивающий высокий коэффициент конверсии с использованием высокобогащенного урана (~93%) и тория. Вследствие новых ограничений на обогащение топлива для ядерной энергетики в НТР предполагается уран-ториевый цикл с обогащением урана ~20%, а также цикл на низкообогащенном уране (5—10%). Начаты работы по технологии изготовления микрочастиц с топливом нового состава. Лицензию на промышленное использование этого топлива, в частности в реакторе АЭС «Форт-Сент-Врей», предполагается получить после 1980 г. Промышленное внедрение крупных НТР в некоторых наиболее продвинутых в этом направлении странах (ФРГ, США и др.) предусматривается начать в конце 80-х — начале 90-х годов. Эти реакторы, имеющие более высокий КПД и экономичный топливный цикл, предполагается использовать как для электроэнергетики ($N_{эл} = 1200—1300$ МВт), так и главным образом для производства промышленного тепла ($N_{т} \sim 3000$ МВт). Крупные прототипные

установки по энерготехнологическому использованию НТР и с применением газотурбинного цикла намечено построить в течение следующего десятилетия. По мнению специалистов, наиболее освоенным в настоящее время процессом, использующим высокотемпературное тепло НТР и предпологаемым к первоочередному внедрению, по-видимому, будет получение синтетического газообразного или жидкого топлива из угля. Этот путь рассматривается как один из основных в программе будущего энергообеспечения стран, располагающих значительными запасами бурых и каменных углей.

На заседании Технического комитета обсуждалась возможная стратегия развития ядерной энергетики с включением в нее НТР и быстрых гелиевых реакторов-размножителей с коротким временем удвоения. Работы по быстрому реактору проводятся в рамках европейских групп и направлены в основном на исследование безопасности, отработку принципиальных конструктивных особенностей и реакторные испытания по воздействию высоких потоков на конструкционные материалы и топливные композиции.

Международная рабочая группа по НТР наметила программу деятельности и рекомендовала проведение совещаний специалистов в рамках МАГАТЭ в 1978—1979 гг., на которых будут рассмотрены наиболее актуальные аспекты НТР, что позволит специалистам разных стран обменяться мнениями и обсудить конкретные проблемы и пути их решения. Для участия в рабочей группе по НТР в 1978 г. решено пригласить специалистов Италии, Испании, Швеции.

Широкие возможности применения НТР и связанный с этим большой объем исследований побуждают многие страны объединять усилия с целью концентрации работы и сокращения сроков и затрат на исследования и создание установок. Международное сотрудничество в рамках МАГАТЭ является важным условием для успешного развития концепции НТР. На оказание всесторонней помощи в этом вопросе и будет направлена деятельность созданной при МАГАТЭ Международной рабочей группы по НТР.

ГРЕБЕННИК В. Н.

Совещание экспертов МАГАТЭ по термоядерным реакторам

На совещании, состоявшемся в октябре 1977 г. в Медисоне (США), рассматривались проекты термоядерных реакторов, разрабатываемых в настоящее время. Были представлены проекты: 1) установок TFTR, JT-60, JET, T-10M, которые будут сооружаться после T-10 и RLT. На этих установках должны быть получены реакторные параметры плазмы; 2) реакторов для получения зажигания термоядерной реакции и изучения взаимодействия α -частиц с плазмой. Их предполагается строить вслед за установками типа TFTR и JET; 3) реакторов для изучения воспроизводства трития, процессов, протекающих в blankets, и доказывающих возможность выработки электрической энергии для сторонних потребителей; 4) демонстрационных реакторов, т. е. прототипов термоядерных электростанций, показывающих экономическую целесообразность создания конкурентоспособных термоядерных электростанций. Основное внимание участники совещания уделили проектам, указанным в пп. 2 и 3. По четырем проектам п. 1 были сделаны информационные доклады о состоянии разработок; демонстрационные реакторы (п. 4) проработаны недостаточно.

На пленарных заседаниях проектам и отдельным инженерным и технологическим вопросам реакторов типа токамак было посвящено 24 доклада, реакторов с инерциальным удержанием — 9, на основе открытых ловушек — 4, экономическим вопросам и планированию — 6. Остальные доклады касались различных инженерно-физических проблем и реакторов других типов.

Вслед за США и Советским Союзом Япония и страны Западной Европы приступили к разработке программ создания термоядерных электростанций на основе токамака. В программе Японии рассматриваются две возможности достижения поставленной цели — быстрое осуществление первого шага на базе техники сегодняшнего дня без использования сверхпроводников или одновременное решение физических и инженерных задач (с применением сверхпроводников), но более медленными темпами. Европейская программа предполагает параллельное сооружение установок, удовлетворяющих

требованиям пп. 2 и 3, с использованием в них по возможности одинаковых инженерных решений. Работа над обеими программами далека от завершения.

Наиболее перспективными и глубоко проработанными продолжают оставаться токамаки. Получаемые на них параметры плазмы существенно продвинулись к термоядерным, а оптимизация проектов идет по линии приближения характеристик будущих реакторов к достигнутым на имеющихся установках. Так, отношение необходимой для реактора длительности процесса к полученной экспериментально с 1974 г. сократилось с 10 000 до 60. Температура ионов и параметр удержания энергии $n\tau$ всего на порядок меньше необходимых для реактора.

Совершенствуются проекты термоядерных реакторов токамаков — уменьшаются их габариты и упрощается конструкция. Это достаточно ясно прослеживается в работах Висконсинского университета, Аргоннской национальной лаборатории, Принстонской лаборатории. В представленных ими проектах нет дивертера, управляющие обмотки вынесены наружу. Энергетический цикл снижен до ~ 60 с, геометрические размеры уменьшены за счет увеличения тороидального магнитного поля. Отмечалось, что за счет упрощения конструкции можно сделать токамак конкурентоспособным.

По мере углубления проектных проработок все большее место начинают занимать экономические расчеты. Было представлено несколько докладов о вычислительных кодах, которые позволяют решать задачу получения заданных параметров плазмы при минимальной стоимости. Следует отметить, что, хотя не все коды дают верные результаты, с помощью подобного метода расчетов удалось оптимизировать параметры и довольно точно предсказать стоимость TFTR.

На совещании работало пять секций: термоядерные реакторы токамаки, демонстрационные и промышленные энергетические реакторы токамаки, термоядерные реакторы с магнитным удержанием, реакторы с инерциальным удержанием, роль и место термоядерных реакторов.