

Конференции и совещания

Совещание по проектам больших термоядерных установок токамак

Успешное развитие исследований по управляемому термоядерному синтезу поставило на повестку дня создание в ближайшие годы установок, по существу приближающихся к демонстрационным термоядерным реакторам, т. е. систем, в которых должна протекать управляемая термоядерная реакция при слиянии дейтерия и трития с выходом энергии, сравнимой с энергией, вносимой в плазму извне. Из различных экспериментальных термоядерных устройств наиболее изучена сейчас квазистационарная замкнутая система токамак. Несколько лет назад впервые на токамаках осуществлено устойчивое удержание горячей плазмы в замкнутой магнитной ловушке. Тогда исследования этих термоядерных систем велись только в СССР, а сейчас в разных странах мира примерно двадцать установок токамак работает и более десяти находится в стадии проектирования и сооружения.

МАГАТЭ при содействии ГКАЭ СССР организовало обсуждение четырех проектов демонстрационных термоядерных реакторов типа токамак — европейского (стран Европейского экономического сообщества), американского, советского и японского. Более 100 специалистов из Бельгии, Великобритании, Италии, Нидерландов, СССР, США, Франции, ФРГ, Швеции и Японии приняли участие в работе этого международного совещания (Дубна, 4—11 июня 1975 г.), где наряду с детальным обсуждением конструкций различных систем установок состоялись дискуссии по проектам будущих термоядерных электростанций, проблемам и перспективам создания термоядерной энергетики.

Масштабы проектируемых установок JET (ЕЭС), TFTR (США), ДТРТ (СССР) и JT-60 (Япония) определяются физическими и инженерными задачами, которые предполагается решать с помощью этих установок на пути создания в будущем энергетических термоядерных реакторов. Наиболее компактна по размерам (большой и малый радиусы плазмы соответственно 2,48 и 0,85 м) американская установка; у европейской и японской установок размеры приблизительно одинаковые (большой радиус плазмы ~ 3 м, а малый соответственно 1,25 и 1 м). Большой и малый радиусы плазмы в советской установке равны соответственно 5 и 2 м. Разрядный ток в различных установках составляет 1—6 МА, а напряженность продольного магнитного поля 3,5—5,2 Т. Одна из основных характеристик термоядерных установок с магнитной термозащитой плазмы — производство плотности плазмы на время ее удержания $n\tau$. Эта величина вместе с ионной температурой определяет область параметров плазмы, необходимых для обеспечения условия положительного выхо-

да энергии в термоядерном реакторе. Для разных установок $n\tau$ выбирается от 10^{13} до 10^{14} см⁻³·с, а среднее значение ионной температуры от 5 до 15 кэВ.

Различие в технических и конструктивных решениях, а также в выборе параметров плазмы определяется кругом задач, которые предполагается решить на каждой установке. Авторы проекта установки JT-60 поставили перед собой ближайшие, в основном физические задачи, которые требуется решить для создания термоядерного реактора. В отличие от остальных трех установок здесь не предусматривается работа с тритием. Задачей американского проекта испытательного термоядерного реактора является достижение высоких термоядерных температур и изучение так называемого режима двухкомпонентного токамака, когда реакция синтеза протекает между ядрами основной предварительно созданной плазмы и быстрыми частицами, инжектируемыми в плазму извне (в этом случае достаточно величина $n\tau$ порядка 10^{13} см⁻³·с).

Проект объединенного европейского токамака наиболее завершен по сравнению с остальными и задача этой установки — получение и изучение плазмы с параметрами, обеспечивающими протекание самоподдерживающейся термоядерной реакции (величина $n\tau \approx 10^{14}$ см⁻³·с). Обширная программа физических и инженерных исследований намечена на советском демонстрационном токамаке. Установка рассчитана как на получение параметров плазмы, необходимых для самоподдерживающейся реакции, так и на длительную работу с дейтерий-третиевой плазмой. Намечено проведение нейтронно-физических исследований, изучение процесса распыления стенки разрядной камеры под действием α -частиц и определение коэффициентов воспроизводства трития для различных модулей blanket (зоны воспроизводства).

Следует отметить, что параметры плазмы в ДТРТ практически совпадают с параметрами энергетического гибридного реактора, т. е. термоядерного реактора с blanketом, содержащим обедненный или природный уран, предназначенного для получения энергии и делящихся материалов.

Поскольку нагрев плазмы током не позволяет достичь термоядерных температур, во всех установках, помимо джоулевого, предусматриваются дополнительные методы нагрева. Основное внимание при обсуждении было уделено проблеме инжекции нейтральных пучков, адиабатическому сжатию и ВЧ-нагреву плазмы, а также влиянию нагрева на устойчивость плазмы, т. е. вопросу о том, не приведут ли дополнительные методы нагрева к ухудшению условий удержания плазмы.

Для окончательного выбора методов нагрева плазмы в реакторах требуется проведение крупномасштабных экспериментов.

Вопросы конструкции вакуумных камер, выбора материалов стенок камер экспериментальных установок и будущих термоядерных реакторов должны решаться с учетом таких факторов, как охрупчивание под воздействием нейтронов и распыление под действием заряженных частиц плазмы. Существенным является и предотвращение локального выделения энергии в различных участках камеры. Заметим, что для решения многих из этих вопросов требуются исследования, аналогичные проводимым при создании быстрых реакторов-размножителей, в связи с чем были предложены концепции термоядерного реактора — источника нейтронов с энергией 14 ЭВ, предназначенного специально для испытания материалов и решения инженерных и технологических проблем.

Специально обсуждались вопросы радиационной защиты при экспериментах с дейтерий-тритиевой плазмой, комплексы систем для регенерации и предотвращения утечки трития как при нормальной работе, так и в аварийных ситуациях. Принятые конструктивные решения должны обеспечить нормальные условия работы для экспериментаторов и обслуживающего персонала.

Ввод в строй всех четырех установок планируется в начале 80-х годов, и в случае получения положитель-

ных результатов должно быть принято решение о создании опытных энергетических термоядерных реакторов. Во время совещания были рассмотрены концепции чистых (с воспроизводством трития) и гибридных термоядерных реакторов-токамаков, разрабатываемых в СССР, США и Японии. Отмечалось, что создание гибридных реакторов на первом этапе развития термоядерной энергетики может оказаться экономически более выгодным, чем создание чистых реакторов синтеза. Размеры и электрическая мощность таких термоядерных реакторов-токамаков различаются не сильно. Большой радиус выбирается от 10 до 15 м, малый — от 3 до 5 м, электрическая мощность в большинстве проектов принимается равной 2000—2500 МВт. Обсуждение показало, что уже сейчас необходимы технологические и инженерные исследования для обеспечения разработок экономически выгодных и минимально воздействующих на окружающую среду промышленных термоядерных электростанций. К этим работам, несомненно, должны быть привлечены коллективы, имеющие опыт в создании атомных электростанций с тепловыми и быстрыми реакторами.

Совещание показало, что международное сотрудничество в обсуждении проектов больших термоядерных установок-токамаков очень полезно и позволит внести ряд усовершенствований в проекты при их дальнейшей проработке и реализации.

КУЗНЕЦОВ Э. И.

Семинар «Перспективы бридеров деления и синтеза»

Семинар проходил в начале 1975 г. в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова. Он был организован Государственным комитетом по науке и технике СССР и Международным институтом системного анализа — IISA (Австрия, Люксембург). Наряду с советскими специалистами в семинаре приняли участие проф. В. Хефеле (IISA), проф. Дж. Кульчинский (Висконсинский университет, США), проф. Дж. Холдрен (Калифорнийский университет, США) и доктор Г. Кеслер (Ядерный исследовательский центр в Карлсруэ, ФРГ).

Открывая семинар, акад. М. А. Стырикович приветствовал инициативу Международного института системного анализа и отметил актуальность исследований с использованием системного анализа при рассмотрении мировых энергетических проблем и, в частности, при сравнении перспективности бридеров деления и синтеза в энергетике будущего. В. Хефеле сообщил о предварительной сравнительной оценке бридеров обоих типов, сделанной им совместно с К. Старом [1]. Исходные положения, на которых базировался проведенный анализ, сводятся к следующему: 1) природные запасы химического топлива будут в основном исчерпаны в течение ближайших 40—50 лет; 2) для освоения новых источников энергии требуется время порядка 25—30 лет, так что основы энергетики начала XXI столетия должны закладываться уже сегодня; 3) использование бридеров как деления, так и синтеза означает практически неограниченные энергетические ресурсы.

В. Хефеле отметил, что работа [1] вызвала оживленную дискуссию и во многом обоснованную критику, особенно со стороны специалистов в области термоядерного синтеза. В настоящее время в IISA подготавливается новая работа, учитывающая указанную критику и дополнительную информацию, полученную в последнее время.

В ходе обсуждения проблемы в целом участники семинара единодушно пришли к заключению, что основные трудности на пути создания как атомной, так и термоядерной энергетики обусловлены специфическими требованиями к конструкционным материалам, требованиями надежной защиты от выбросов радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации реакторов и в аварийных ситуациях и, наконец, проблемой захоронения образующихся радиоактивных отходов. Каких-либо проблем, связанных с ресурсами исходного топлива или высоким удельным весом топливной составляющей в стоимости производимой энергии, по-видимому, нет. Констатируется, что в настоящее время сравнительный анализ бридеров деления и синтеза не может быть исчерпывающим, так как эти системы исторически стоят на разных уровнях проработки. В связи с этим задача системного анализа должна состоять не в выборе того или иного пути для развития мировой энергетики, а во всестороннем исследовании нерешенных проблем по каждому из направлений и в выработке предложений по выбору оптимальных путей их решения. При этом необходимо тщательно рассмотреть весь цикл от добычи сырья и доступности топливных и конструкционных материалов до распределения энергии и переработки и захоронения отходов.

При системном анализе перспективности атомной и термоядерной энергии должны учитываться географические особенности различных районов мира. Для малых стран могут, например, оказаться неприемлемыми электростанции большой мощности. Государства, не имеющие условий для захоронения больших количеств радиоактивных отходов, будут, очевидно, отдавать предпочтение более «чистым» системам. Для таких больших стран, как СССР и США, выбор типа станций может зависеть от конкретного расположения