

УДК 621.039.6

25-й СИМПОЗИУМ ПО ТЕХНОЛОГИИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ (SOFT-2008)

(Росток, Германия, 15—19 сентября 2008 г.)

Б.Н. Колбасов (ИЯС РНЦ «Курчатовский институт»)

Приводится краткий обзор приглашённых лекций и устных докладов, прочитанных на симпозиуме. Они были посвящены решению технологических проблем, связанных с сооружением ИТЭР, сооружению стелларатора Вендельштайн 7-ЭКС, организации работ в рамках «расширенного подхода», результатам исследований на токамаке Тор-Супра и стеллараторе LHD, китайской термоядерной программе, изменению требований при переходе от ИТЭР к реактору ДЕМО и другим актуальным проблемам.

Ключевые слова: ИТЭР, токамак, стелларатор, расширенный подход, гибридный термоядерный реактор.

25 SYMPOSIUM ON FUSION TECHNOLOGY (SOFT-2008) (ROSTOCK, GERMANY, 15—19 SEPTEMBER 2008). B.N. KOLBASOV. The author presents a brief review of the invited lectures and oral contributions delivered at the Symposium. They were addressed to problems connected with the ITER construction, mounting of Wendelstein 7-X stellarator, structure of the «broader approach» organization, results of studies performed in tokamak Tore-Supra and stellarator LHD, Chinese fusion programme, requirements change at the transition from ITER to DEMO, and other timely relevant questions.

Key words: ITER, tokamak, stellarator, the broader approach, fusion-driven subcritical system.

Симпозиум был организован для обмена информацией о проектных, конструкционных, технологических и эксплуатационных аспектах современных термоядерных установок, а также демонстрационных реакторов и электростанций. Основное внимание было уделено Международному термоядерному экспериментальному реактору ИТЭР.

В работе симпозиума приняли участие 687 специалистов из 28 стран. Наиболее крупные делегации были из Германии (174 человека), Франции (119 чел.), Италии (72 чел.), Испании (55 чел.), Японии (52 чел.), Нидерландов (33 чел.). Делегация США состояла из 22 человек, от Китая было 2 представителя. В российской делегации было 8 чел. (3 из РНЦ «Курчатовский институт», 2 из НИКИЭТ, 2 из НИИЭФА, 1 из ВНИИНМ). Существенно увеличилось делегации европейских стран, в том числе так называемых «малых» (Финляндия — 16 чел., Румыния — 12 чел., Чехия — 11 чел., Польша — 4 чел., Португалия, Болгария, Венгрия, Греция, Латвия, Эстония). Много специалистов из западноевропейских стран с российскими фамилиями и именами: Тамара Андреева, Александр Антипенков, Борис Базылев, Виктор Быков, Владимир Чакин, Константин Егоров, Пётр Куринский, Сергей Садаков, Аркадий Сериков, Станислав Симаков, Михаил Смирнов, Андрей Терещенко — все из Германии (Карлсруэ, Грайфсвальд, Гархинг, Юлих), Александр Фёдоров и Наталья Лузгинова (Нидерланды), Владимир Моисеенко (Швеция), Александр Карпушов (Швейцария), Андрей Гусаров (Бельгия) и Юрий Кравцов (Польша).

Было прочитано 18 приглашённых лекций, представлено 33 устных и 484 стендовых доклада.

Доклады относились к 10 темам:

- экспериментальные термоядерные установки;
- нагрев плазмы и поддержание тока;
- плазменная инженерия и управление плазмой;
- диагностика, сбор данных и дистанционное участие в экспериментах;
- магниты и их энергоснабжение;
- компоненты, обращённые к плазме;
- технические аспекты, связанные с вакуумным корпусом и компонентами, находящимися внутри него; дистанционное оборудование;
- топливный цикл и размножающие тритий blankets;
- технология материалов;
- энергетические установки, безопасность, охрана окружающей среды, социальноэкономические исследования и передача технологии.

После церемонии открытия с приглашённой лекцией выступил представитель Евратома О. Квинтана-Триас [1]. Он сказал, что Международная организация (МО) ИТЭР в Кадараше уже насчитывает 270 человек. Осуществляется подготовка строительной площадки.

В Барселоне создано европейское агентство для координации работ по сооружению ИТЭР, названное Fusion for Energy (F4E) (Термоядерный синтез для получения энергии). В настоящее время в нём работают 120 человек.

Докладчик ожидает трудностей в сохранении поддержки со стороны руководства на протяжении длительного строительства реактора. Уже сейчас руководство выражает неудовольствие, что пересмотр проекта реактора проводился для удовлетворения желаний физиков с выходом за согласованные финансовые лимиты. По-видимому, придётся ещё раз скорректировать проект. На сей раз, чтобы хоть на половину удовлетворить требования руководства.

У каждого партнёра свои национальные проблемы, приоритеты и интересы. Европейский Союз (ЕС) должен согласовывать свои решения с 27 государствами, что требует немалого времени. Цены растут. В то же время руководство ЕС понимает важность обеспечения своих стран-членов Союза энергией и понимает, что источники энергии должны быть разными.

Одной из важнейших задач Евратом считает необходимость заинтересовать промышленность в поддержке исследований. С этой целью исследователи должны максимально внедрять свои достижения в промышленность, удовлетворяя сегодняшние потребности промышленных групп.

Среди других важных проблем докладчик назвал подготовку кадров, пропаганду термоядерной энергетики среди населения, финансовые трудности и подчеркнул необходимость постоянной воспитательной работы с лицами, принимающими стратегические решения.

Вторую приглашённую лекцию прочитал Главный заместитель генерального директора МО ИТЭР Н. Хольткамп [2], который рассказал о прогрессе в работах, направленных на сооружение ИТЭР (рис. 1), за последние два года (после предыдущего симпозиума по термоядерной технологии).

В результате критического анализа в проекте ИТЭР были сделаны следующие основные изменения:

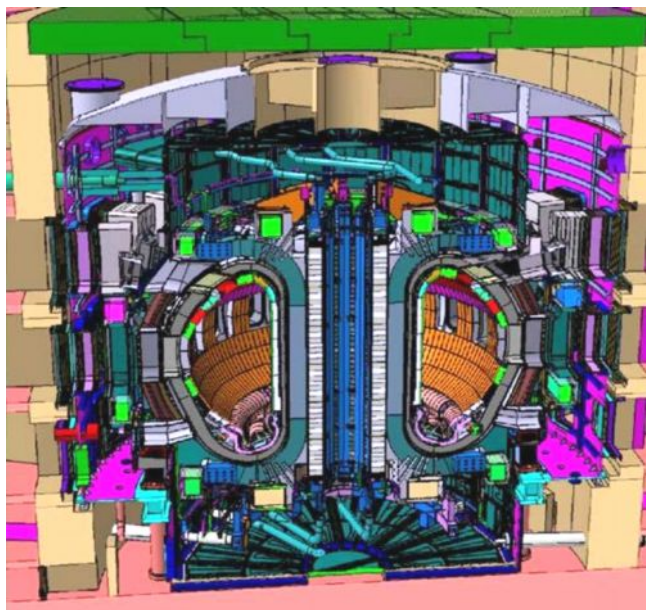


Рис. 1. ИТЭР (из лекции Н. Хольткампа на симпозиуме)

- внутри вакуумного корпуса будут установлены магнитные катушки для предотвращения или уменьшения локализованных на периферии плазменного шнура мод (Edge Localized Modes — ELMs), обеспечения вертикальной устойчивости плазменного шнура и уменьшения неустойчивостей, связанных с электрическим сопротивлением стенки;

- усилены опоры вакуумного корпуса, позволяющие работать с более высокими вертикальными и горизонтальными нагрузками;

- в катушках полоидального поля применена новая конструкция проводника, позволяющая увеличить ток и тем самым увеличить индукцию магнитного поля на 15—20%;

- предусмотрена возможность повышения тока плазмы с 15 до 17 МА.

Из 270 сотрудников МО ИТЭР к 31 мая сего года было 200 профессионалов: 119 европейцев из 18 стран, 17 японцев, по 15 человек из России, Китая и Кореи, 12 американцев и 7 индусов. Предполагается принять ещё 150 человек в течение следующих двух лет.

Получено разрешение на проведение строительных работ, ведётся выравнивание строительной площадки, строятся офисные здания для сотрудников МО ИТЭР. Предполагается провести сборку токамака с 2013 по 2017 г. и получить первую плазму в 2018 г.

Полная стоимость ИТЭР оценивается в 3,58 миллиона IUA (ИТЭРовских условных расчётных денежных единиц), что эквивалентно 5,365 миллиардам евро 2008 г.

Приводя параметры реактора ИТЭР, докладчик назвал мощность дополнительного нагрева плазмы 50 МВт вместо 73 МВт.

Решено, что все пучки сверхпроводящего проводника пройдут квалификационную проверку на стенде Султан в Институте им. Пауля Шеррера в Виллингене, Швейцария. Пока не достигнуто согласие по вопросу, где проводить холодные (при 4,5 К) испытания магнитов — в странах-изготовителях или на строительной площадке. Большинство участников работ склоняются к первому варианту.

Установка для испытаний инжектора быстрых атомов сооружается в Падуге, Италия (20 МВт, 40 А отрицательно заряженных ионов водорода с энергией 1 МэВ).

Россия, ЕС и Япония поставили МО ИТЭР квалификационные прототипы дивертора. До конца текущего года они будут подвергнуты высокотемпературным испытаниям, на основе которых в начале следующего года будут заключены договоры о поставке.

В целях решения проблемы накопления трития в углеродных соединениях вольфрам заменит углеродно-волоконный композит (УВК) в диверторных мишенях перед началом работ с DT-плазмой, а возможно, будет установлен с самого начала экспериментов.

Предполагается удалять пыль с нижней части вакуумного корпуса пылесосом при замене диверторных кассет, т.е. каждые 4 года. Одновременно предполагается проводить удаление трития (из диверторных кассет и нижней части вакуумного корпуса).

Предполагается также один раз в год прогревать дивертор до 350 °С, чтобы удалить тритий, сидящий в соосаждённых бериллиевых слоях. Основные оценки накопившегося количества пыли и трития предполагается делать также при замене диверторных кассет. Суммарное количество трития, удерживаемого внутри вакуумного корпуса, будет определяться по уменьшению его количества в системах тритиевого цикла. Признана необходимость локального мониторинга пыли и трития внутри вакуумного корпуса в интервале между заменами диверторных кассет. Для этого разрабатываются четыре диагностические методики:

- определение количества пыли, накопившейся во время работы реактора, на микровесах;
- мониторинг эрозии элементов дивертора во время работы реактора;
- измерения накопления трития на поверхности обращённых к плазме компонентов с помощью лазерной десорбции при остановленном реакторе;
- измерения концентрации пыли и трития при в образцах, извлекаемых при остановках реактора.

Предполагается испытать шесть модулей воспроизводящих тритий бланкетов (МВТБ) пяти типов в трёх проходах между катушками магнитов:

- HCLL — охлаждаемый гелием модуль бланкета со свинцово-литиевой эвтектикой (ответственный ЕС);
- HCPV — охлаждаемый гелием модуль бланкета с керамико-бериллиевой засыпкой (ответственный ЕС);
- WCCB — охлаждаемый водой керамический модуль бланкета с бериллиевым размножителем нейтронов (ответственная Япония);
- LLCB — керамический модуль бланкета, охлаждаемый двумя теплоносителями — свинцово-литиевой эвтектикой и гелием (ответственная Индия);
- HCCB — два охлаждаемых гелием керамических модуля бланкета с бериллиевым размножителем нейтронов (ответственные Китай и Корея).

Темой третьей приглашённой лекции, которую прочитал Л. Вегенер (сотрудник филиала Института физики плазмы в Грайфсвальде), было «Состояние сооружения стелларатора Валленштайн 7-ЭКС» в филиале Института им. Макса Планка в Грайфсвальде, Германия [3].

В настоящее время полным ходом идут испытания и сборка поступающих в институт узлов будущего стелларатора. Сборка должна быть закончена в 2014 г. На начало 2015 г. намечены пусковые испытания. Плазма должна быть получена в мае 2015 г. Первая стадия экспериментов с неохлаждаемым дивертором должна проводиться в течение двух лет на мощности до 8 МВт при длительности импульса около 10 с и на мощности около 1 МВт при длительности импульса до 50 с. В 2017—2018 гг. в течение 1,5 лет будет завершена подготовка к второй стадии экспериментов, которая будет проводиться с 2018 г., сначала на мощности до 18 МВт при длительности импульса 5—10 с. Затем стелларатор будет работать стационарно на мощности около 10 МВт (рис. 2).

Было организовано посещение института. Производят впечатление большие светлые залы для сборки пяти модулей стелларатора площадью 1600 м², а также залы для подготовки и хранения поступающего оборудования площадью 4000 м². Зал, где будет размещаться собранный стелларатор, имеет площадь 900 м². Впечатление производит также сложность магнитов.

На вопрос, что сегодня больше всего беспокоит творцов стелларатора, сопровождающие участников симпозиума специалисты ответили: «Несвоевременная поставка оборудования и иногда качество изготовления, не соответствующее требованиям».



а



б

Рис. 2. Сборка первого модуля магнитной системы закончена (а), модуль доставлен на монтажный стенд для присоединения электрических шин и охлаждающих гелиевых трубок (б) (из лекции Л. Вегенера)

Н. Митчелл (МО ИТЭР) рассказал о разработке магнитов для ИТЭР и размещении заказов на их изготовление.

Проект магнитной системы ИТЭР включает 18 катушек тороидального поля, шесть катушек центрального соленоида, шесть катушек полоидального поля и 18 катушек для коррекции гармоник, искажающих магнитное поле.

Заключены или заключаются контракты на поставку оборудования стоимостью 1,1 млрд евро, что составляет 90% общей стоимости магнитов.

При критическом анализе проекта 2001 г. было решено изменить конструкцию катушек полоидального поля (в результате чего, например, в катушке PF5 ток увеличился с 45 до 53 кА, а соответствующая индукция магнитного поля увеличилась с 5 до 5,7 Тл).

Усложнена программа холодных испытаний магнитов. В качестве примера требуемой точности монтажа магнитной системы Н. Митчелл указал, что зазор в тороидальном направлении в зоне сварки внутренней «ноги» должен быть $2 \pm 0,5$ мм.

В ИТЭР предполагается применить высокотемпературные (80 К) сверхпроводящие токовые вводы (на 68 кА и 30 кВ относительно земли).

Изоляция на основе эпоксидной смолы должна работать в ИТЭР до флюенса 10 МГр (что соответствует 10^{22} н/м²). Однако такой флюенс близок к пределу работоспособности эпоксидной смолы. Предложено использовать смолу на основе цианатного эфира, но она существенно дороже эпоксидной смолы. По-видимому, придётся использовать смесь двух указанных смол.

Все эти усовершенствования привели к удорожанию магнитов на 45 млн евро. В ответ на критику, что стоимость магнитов завышена, Н. Митчелл ответил:

— контракты, в первую очередь, заключаются на основе политических, а не коммерческих соображений, конкуренция, как средство снижения стоимости, не работает;

— шесть стран выразили желание изготавливать и поставлять компоненты магнитной системы. Это имеет следствием то, что многократно дублируются установки для изготовления и контроля однотипных компонентов, невозможно применить единую технологическую цепочку при изготовлении компонентов.

Т. Цунемацу (Дирекция исследований и разработок в области термоядерной энергии Японского агентства по атомной энергии) прочитал лекцию о «расширенном подходе» [5]. Он, в частности, привёл схему организации работ в рамках расширенного подхода:

— международная установка по облучению термоядерных материалов (IFMIF) и деятельность по техническому проектированию и обоснованию IFMIF (EVEDA) — руководитель проекта П. Гарин, председатель проектного комитета Х. Такацу;

— Международный центр исследований по термоядерной энергии (IFERC) — руководитель проекта М. Араки, председатель проектного комитета К. Лакнер;

— Токамак (JT-60SA) — руководитель проекта С. Ишида, председатель проектного комитета Дж. Памела (рис. 3).

Докладчик привёл проектные параметры токамака JT-60SA:

- большой радиус 3,06 м;
- малый радиус 1,15 м;
- объём плазмы 128 м^3 ;
- индукция тороидального поля 2,7 Тл;
- ток плазмы 5,5 МА;
- мощность дополнительного нагрева плазмы $\leq 41 \text{ МВт}$;
- длительность импульса $\leq 100 \text{ с}$;
- тепловая нагрузка в диверторе $\leq 15 \text{ МВт/м}^2$.

Ж. Жакино (технический центр FRAMATOME, Франция) прочитал лекцию о прогрессе, достигнутом в разработках системы нагрева плазмы и поддержания тока в ИТЭР [6].

Предусматривается возможность повышения суммарной мощности этой системы с 73 до 130 МВт за счёт ввода третьего инжектора быстрых атомов (17 МВт) и применения системы нижнегибридного (НГ) нагрева (40 МВт). В этом случае для размещения системы потребуются шесть экваториальных проходов между катушками магнитного поля вместо четырёх. При этом оборудование подсистемы электронно-циклотронного (ЭЦ) нагрева можно будет размещать не в экваториальном проходе, а в четырех верхних проходах между катушками тороидального поля. Докладчик сравнил требуемые и достигнутые в экспериментах характеристики подсистем:

- ЭЦ-нагрев — требуется 20 МВт, достигнуто на гиротроне 3 МВт в течение 3 с и 0,38 МВт в течение 54 мин;
- ионно-циклотронный нагрев — требуется 20 МВт, достигнуто 22 МВт в течение 2 с и 1 МВт в течение 800 с (рис. 4);
- НГ-нагрев — требуется 20 МВт, достигнуто 3 МВт в течение 6 минут и 7,3 МВт в течение нескольких секунд.

Директор европейского агентства «Термоядерный синтез для получения энергии» (F4E) Д. Гамбье рассказал о возглавляемой им организации [7]. У агентства три задачи:

— обеспечить выполнение ЕС обязательств по сооружению реактора ИТЭР. Эти обязательства касаются 45% затрат на сооружение реактора и 34% затрат на его эксплуатацию, дезактивацию и снятие с эксплуатации;

— обеспечить выполнение обязательств по соглашению с Японией о «расширенном подходе» на сумму 338 млн евро;

— обеспечить подготовку к сооружению демонстрационных термоядерных реакторов (ДЕМО).

Эти три задачи вместе должны обеспечить «ускоренное движение» («fast track») к созданию энергетических термоядерных установок.

Новому агентству поручена координация выполнения контрактов, которые ранее были под контролем EFDA (Европейское соглашение по разработке термоядерных установок).

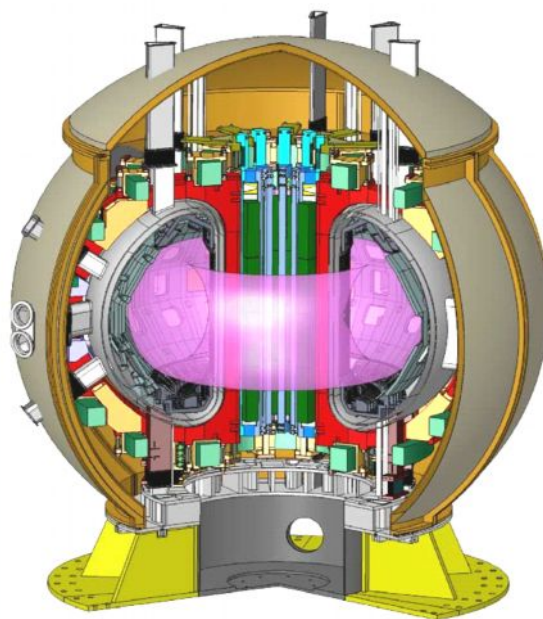


Рис. 3. Токамак JT-60SA

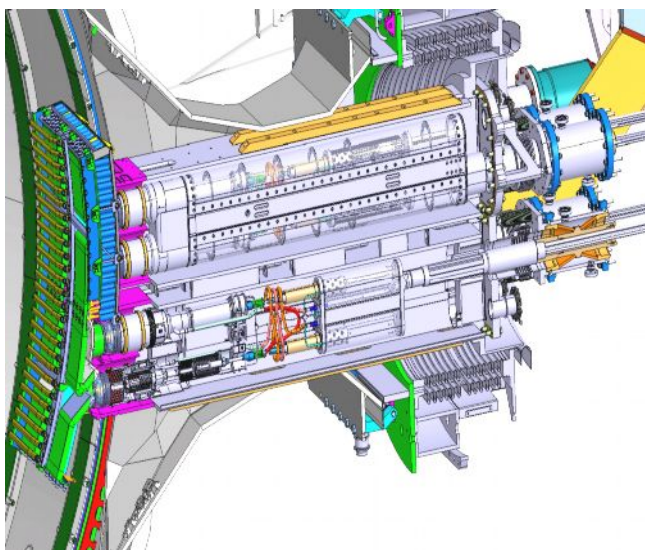


Рис. 4. Антенна системы ионно-циклотронного резонансного нагрева плазмы в реакторе JET (8 МВт, 25-55 МГц), соответствующая проекту реактора ИТЭР

К концу года в агентстве будут работать 140 профессиональных сотрудников. Агентство имеет «офицеров» связи с промышленными предприятиями (и научными организациями) 15 европейских стран, включая Латвию и Эстонию.

Главный инженер европейского агентства «Термоядерный синтез для получения энергии» М. Гаспаротто прочитал лекцию «Проект и техническое состояние европейского вклада в сооружение ИТЭР» [8].

Он отметил, что ЕС, вклад которого в сооружение ИТЭР является основным, наибольшее внимание уделяет подготовке контрактов на поставку оборудования, особенно «критического» (того, которое определяет сроки сооружения реактора).

Продолжаются проектные и научно-исследовательские работы в четырёх областях: по дистанционному оборудованию, МВТБ, диагностике и системе нагрева плазмы и поддержания тока.

Ведётся оптимизация процессов изготовления вакуумного корпуса (ВК), сверхпроводящих магнитов, защитного бланкета, диверторных мишеней и первой стенки.

Три прототипа внутренних вертикальных мишеней дивертора прошли приёмные испытания. Их испытания при высоких тепловых нагрузках (УВК до 20 МВт/м² и W до 5 МВт/м² при 1000 циклов) начались в НИИЭФА им. Д.В. Ефремова в сентябре 2008 г.

Подготовка строительной площадки ведётся согласно графику работ.

Докладчик назвал четыре проблемы, требующие решения:

- обеспечение работоспособности лимитера и первой стенки при переходных процессах, протекающих при нарушении нормальной работы реактора и при создании плазмы;
- разработку проекта первой стенки и защитного бланкета, удовлетворяющего требованиям по теплоотводу, эффективности нейтронной защиты и обслуживаемости;
- разработку надёжной методики обнаружения мест течей внутри вакуумного корпуса;
- разработку и демонстрацию эффективности методов контроля количества трития и пыли внутри ВК.

Б. Саутик (Ассоциация Евратом—Комиссариат по атомной энергии Франции, Кадараш, Франция) рассказал об опыте работы на токамаке Тор-Супра [9]. Этот токамак является третьим в мире по размерам. Обращённые к плазме компоненты активно охлаждаются. Криомагнитная система токамака 20 лет работает без проблем. Констатируется безопасная работа токамака на уровне мощности 10 МВт. В 2006 г. токамак в течение 1 ч работал на мощности 6 МВт, правда, это потребовало предварительного длительного кондиционирования.

На токамаке исследовалась основная проблема токамаков с углеродными элементами, контактирующими с плазмой, — удержание изотопов водорода внутри вакуумной камеры. При продолжительных разрядах в камере удерживается около 50% инжектируемых изотопов водорода. Для изучения этого явления была проведена специальная экспериментальная кампания (160 разрядов длительностью от 1 до 2 мин общей продолжительностью 5 ч без кондиционирования при мощности НГ-нагрева 1,6—2 МВт). Было инжектировано 19,3 г ($5,8 \cdot 10^{24}$ атомов) дейтерия, 10 г ($3 \cdot 10^{24}$ атомов) осталось внутри вакуумной камеры. Никаких признаков насыщения за 5 ч не обнаружено. 90% удержания изотопов водорода объясняется соосаждением. В удержании, кроме углерода, принимает участие бериллий. Количество дейтерия в зонах, где преобладала эрозия, оказалось намного больше (и располагался дейтерий глубже), чем ожидалось на основе имплантационных расчётов.

Параметры плазмы (температура и плотность электронов) в ходе кампании не изменялись.

Х. Ямада прочитал лекцию о результатах 10-летней работы на стеллараторе LHD (Большой геликоидальной установке) [10]. Он отметил хорошую работу гелиевого компрессора в течение более чем 52 000 ч. В стеллараторе работают крупнейшие в мире сверхпроводящие магниты. Внешняя вертикальная катушка имеет диаметр 11,1 м.

На стеллараторе работают четыре тангенциальных инжектора быстрых атомов (–180 кэВ) суммарной мощностью 16 МВт и один перпендикулярный инжектор быстрых атомов (+40 кэВ) мощностью 7 МВт. Плазменные разряды могут быть осуществлены с использованием только инжекторов быстрых атомов.

Величина β (отношение давления плазмы к магнитному давлению) в стеллараторе достигает 5%.

Планы на ближайшее будущее предусматривают исследование изотоп-эффекта.

Дж. Памела (EFDA) прочитал лекцию о требованиях при переходе от ИТЭР к реактору ДЕМО [11]. Он сказал, что при определении важности научно-исследовательских работ нужно, в первую очередь, исходить из требований:

- самообеспечения реактора тритием;
- достижения высокого коэффициента полезного действия;
- обеспечения возможности проведения ремонтных работ;
- надёжности;
- минимизации радиоактивных отходов.

При этом он подчеркнул важность работ с МВТБ, необходимость создания слабоактивируемых материалов, способных работать при высоких температурах в специфических условиях термоядерного реактора и необходимость резко усилить работу над средствами нагрева плазмы и поддержания тока, которая, по его словам, недооценивалась и недофинансировалась. Необходимо существенно увеличить надёжность компонентов этой системы, поднять коэффициент их полезного действия с 20—30 до 60—70% и длительность их работы — с 10 с до практически стационарной работы.

Докладчик подчеркнул важность программы создания систем дистанционного обслуживания, отметив, что полностью эта программа может быть сформулирована только на основе концептуального проекта реактора ДЕМО.

Требования существенно повысить надёжность работы реактора означают, что нужно устранить срывы плазмы, ELMы и другие аналогичные нарушения нормальной работы, снизить энергетические нагрузки на компоненты, обращённые к плазме. В этом отношении придётся провести тщательный анализ «характеристики—надёжность».

Другой нерешённой проблемой остаётся совместимость плазменных сценариев и материалов, контактирующих с плазмой.

К. Хуанг (Институт физики плазмы, Хэфэй, КНР) от имени коллектива, разрабатывающего гибридный термоядерный реактор (Fusion-Driven Subcritical system — FDS), представил устный доклад «Прогресс в экспериментальных исследованиях совместимости эвтектики LiPb с кандидатными конструкционными материалами для термоядерного реактора в Китае» [12].

Он отметил, что термоядерные реакторы, в которых для производства трития используется LiPb, разрабатываются в ЕС, США и Китае и являются одними из наиболее перспективных термоядерных реакторов. Они относительно просты по конструкции, имеют высокий коэффициент воспроизводства трития (КВТ), в них отсутствует взрывоопасность с воздухом и водой, они могут работать при температурах 700—1000 °С, пригодны для работы в многоцелевом режиме.

В Китае создана и создаётся серия экспериментальных петель для исследования совместимости эвтектик LiPb с материалами:

- в текущем году заканчиваются статические исследования коррозии до 1200 °С;
- в 2009 г. на петле Драгон-IV должны закончиться исследования коррозии, МГД-эффектов и элементов МВТБ до 800 °С в условиях принудительной конвекции эвтектики;
- в 2010—2015 гг. на петле Драгон-V будет испытываться МВТБ перед его установкой в токамак EAST;
- в течение 2016—2035 гг. на петле Драгон-VI пройдёт испытания МВТБ, который китайцы планируют установить в ИТЭР;
- начиная с 2035 г., исследования компонентов прототипа энергетического термоядерного реактора предполагается проводить в реакторе ДЕМО.

В качестве конструкционного материала китайцы разработали слабоактивируемую сталь CLAM, содержащую около 9% Cr, 1,4% W, 0,5% Mn, 0,2% V и 0,15% Ta. В ней нет Ni и Mo. Эта сталь продемонстрировала хорошую совместимость с жидкой LiPb при 480 °С в течение 500 ч, но корродировала (9,25 мг/см²) при 700 °С в течение 500 ч. Сталь 310S при 700 °С показала склонность к точечной коррозии.

При испытаниях высокотемпературных металлов при 700 °С в течение 500 ч потеря веса Mo была 70 мг/см², W — 36 мг/см², потеря веса Nb образца была намного меньше.

Ж. Бутар (EFDA, Гархинг, Германия) сказал, что в ЕС металловедческие работы ведутся по четырём основным темам:

- исследования и разработки W-сплавов;
- разработка наноструктурированных упрочнённых диспергированной окисью (ODS) ферритных сплавов;

- моделирование радиационных эффектов и экспериментальная проверка моделирования;
- разработка композита $\text{SiC}_f\text{—SiC}$ для использования в качестве конструкционного материала [13].

Свой доклад он посвятил первой теме. В разработках W-сплавов участвуют институты Германии, Великобритании, Австрии, Франции, Испании, Швейцарии, Бельгии и Чехии. Разрабатываются новые конструкционные сплавы W—Ti, W—Ta и W—V и новые сплавы для защитных покрытий первой стенки и дивертора WY_2O_3 , W—Si—Cr и W—TiC.

Основные недостатки вольфрама и его сплавов:

- недопустимое охрупчивание под облучением;
- недостаточное сопротивление развитию трещин;
- высокая температура перехода из пластичного в хрупкое состояние;
- недостаточное сопротивление рекристаллизации, которая способствует развитию трещин.

На сплаве W—Si10—Cr10 образуется защитная плёнка, уменьшающая скорость окисления в присутствии воздуха при 1073—1273 К в 5000 раз по сравнению с чистым вольфрамом.

Основные задачи разработок:

- для конструкционных W-сплавов — увеличить прочность и микроструктурную стабильность;
- для вольфрамовых защитных покрытий — увеличить сопротивление тепловой усталости и тепловым ударам.

В реакторе ДЕМО W-сплавы должны работать до 80 смещений на атом (сна) (в первой стенке) и тепловом потоке около 10 МВт/м² (в диверторе). Нарботка гелия будет около 1 ат. млн⁻¹/сна, наработка против около 10 ат. млн⁻¹/сна.

В Карлсруэ разработаны защитные покрытия из вольфрама (99,97%) для работы при максимальной расчётной температуре 1711 °С. При этом максимальная допустимая температура покрытия 2500 °С, а температура перехода из пластичного в хрупкое состояние под облучением 700 °С.

В докладе Я. Оя (Шицуокский университет, Япония) «Удержание и десорбция дейтерия в W и УВК, облучённых в установке ТРЕ» отмечаются следующие экспериментальные факты:

- при температурах от 539 до 745 К и дозе облучения дейтериевой плазмой ($T_i = 70$ эВ) до $9 \cdot 10^{25}$ м⁻² доля дейтерия, удержанного в отожжённом вольфраме в течение 30 мин при температуре 1178 К, составила до $5,5 \cdot 10^{-5}$. В рекристаллизованном вольфраме эта доля была вдвое меньше;

- в ходе облучения на поверхности вольфрама образуются трещины, увеличивающие удержание дейтерия;

- на поверхности вольфрама образуется монокарбид вольфрама даже при содержании углерода в плазме менее 0,1% ат.

- удержание дейтерия в УВК сильно растёт с увеличением эффективной смоченной (БЕТ) поверхности УВК [14].

У. Фишер (Технологический институт, Карлсруэ, Германия) рассказал о нейтронно-физическом анализе реактора ДЕМО с бланкетами типа HCLL и HCPB, проведённом в Карлсруэ на базе системы КАД, обогащённой вычислительной программой Монте-Карло.

Он отметил, что в варианте с бланкетом HCLL принята средняя по полоидальному обходу нейтронная нагрузка (плотность энергии, переносимой термоядерными нейтронами) 1,8 МВт/м², и привёл максимально допустимые требования по нейтронным и гамма-потокам на магниты:

- нейтронное + гамма-излучение на изоляцию — (2—3)10 МГр (что приблизительно соответствует нейтронному флюенсу (2—3)10²² м⁻², т.е. в 2—3 раза больше, чем в ИТЭР);

- флюенс быстрых нейтронов ($E > 100$ кэВ) на Nb₃Sn-сверхпроводник — $1 \cdot 10^{22}$ м⁻²;

- радиационные повреждения в медном стабилизаторе — между отжигами катушек тороидального поля — $1 \cdot 10^{-4}$ сна;

- ядерный нагрев в катушках — 5 кВт/м³.

В докладе рекомендуется принять на внутренней стороне токамака толщину защиты 30 см и толщину ВК 35 см.

В варианте HCLL КВТ при обогащении Li по ${}^6\text{Li}$ 90% ат. равен 1,09. Докладчик допускает, что, возможно, придётся уменьшить толщину зоны воспроизводства трития для размещения коллекторов на 5—10 см. В этом случае КВТ снизится до 1,084 и 1,080 соответственно.

В варианте НСПВ КВТ = 1,08 при обогащении по ${}^6\text{Li}$ 40% ат. При увеличении обогащения до 50 и 60% КВТ увеличится до 1,11 и 1,14 соответственно [15].

К. Иоки (МО ИТЭР) представил доклад «Вакуумный корпус реактора ИТЭР; экспертиза проекта и заказ оборудования». Он отметил, что изготовление ВК наравне с изготовлением магнитов практически определяет сроки сооружения реактора. ВК будет изготавливаться по французским RCC-MR 2007 (а не американским) стандартам.

В ходе пересмотра проекта внесены следующие основные изменения, касающиеся ВК:

- предусмотрены девять магнитных катушек (каждая охватывает по 40° в тороидальном направлении), уменьшающих ELMs и улучшающих вертикальную стабильность плазменного шнура; положение катушек регулируется с точностью ± 10 мм;

- вертикальная стабильность плазменного шнура улучшена также путем нанесения толстого (3 мм) медного покрытия на одну из опор;

- уменьшена рябь тороидального магнитного поля;

- предусмотрены средства для контроля количества трития внутри ВК и для удаления пыли;

- уменьшено число коллекторов для теплоносителя, облегчено их дистанционное обслуживание;

- уточнённый расчёт показал, что при вертикальном смещении плазменного шнура максимальная вертикальная нагрузка (с учётом коэффициента неточности, равного 1,2) может достигать 108 МН, что потребовало усиления опор ВК; был изменён механизм контроля положения ВК; в настоящее время горизонтальное положение ВК регулируется с точностью до 1 мм.

Автор данного обзора представил доклад, соавторами которого были С.А. Бартенев, Е.Н. Ли, В.Н. Романовский, Н.Г. Фирсин (Радиевый институт им. В.Г. Хлопина) и П.В. Романов (Росатом).

Технология радиохимической переработки активированных конструкционных материалов термоядерного реактора на основе ванадий-хром-титанового (ВХТ) сплава, разработанная ранее в России, позволяет очистить основные компоненты сплава от продуктов активации до уровня, когда повторное использование V, Cr и Ti можно осуществлять «руками» без применения защитных устройств. Эта технология основывалась на лабораторных статических экспериментах с активированными в гатчинском реакторе образцами. После проведения первой серии динамических экспериментов выявилась необходимость корректировки технологии, которой и был посвящён представленный доклад.

Следующий, 26-й симпозиум по термоядерной технологии (SOFT-2010) состоится 27 сентября — 2 октября 2010 г. в г. Порту, Португалия.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Quintana—Trias O. Achievements and challenges of the European fusion research programme and ITER. — Symposium on Fusion Technology. Rostock, Germany, 15—19 September 2008. Available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I1.1_571_OctaviTrias.pdf.
2. Holtkamp N. The ITER Project. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I1.2_550_Holtkamp.pdf.
3. Wegener L. et al. Status of Wendelstein 7-X construction. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I2.1_106_Wegener.pdf.
4. Mitchell N., Bauer P., Bessette D., Devred A., Gallix R., Huguet M., Jong C., Knaster J., Libeyre P., Lim B., Sahu A., Simon F. Status of the ITER magnets. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/2.2_194_Mitchell.pdf.
5. Tsunematsu T. The broader approach to fusion energy. Collaboration between Europe and Japan. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I3.1_83_Tsunematsu.pdf.
6. Jacquinet J., Albajar F., Beamont B. et al. Progress on H and CD systems for ITER. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I3.2_560_Jacquinet.pdf.

7. **Gambier D.** Fusion for energy. The European joint undertaking for ITER and the development of fusion energy. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I4.1_553_Gambier.pdf.
8. **Gasparotto M.** Design and technical status of the EU contribution to ITER. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I4.2_410_Gasparotto.pdf.
9. **Sautic B.** Development of key ITER technologies on the Tore Sura tokamak. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I5.2_340_Sautic.pdf.
10. **Yamada H.** Ten years of engineering and physics achievements by the Large Helical Device project. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I7.1_549_Yamada.pdf.
11. **Pamela J., Becoulet A., Borba D. et al.** Key R&D issues for DEMO — an analysis based on functional requirements. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/I7.3_574_Pamela.pdf.
12. **Huang Q.** Progress in compatibility experiments on LiPb with candidate structural materials for fusion in China. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/O3.2_532_Huang.pdf.
13. **Boutard J.-L., Rieth M., Dudarev S., Pamela J.** EFDA research project for the development of tungsten and tungsten alloys. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/O3.1_446_Boutard.pdf.
14. **Oya Y., Calderoni P., Shimada M. et al.** Deuterium retention and desorption behaviors in tungsten and carbon fiber composites exposed to TPE. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/O8.2_193_Oya.pdf.
15. **Fischer U., Grosse D., Pereslavytsev P. et al.** Neutronics design analyses of fusion power reactors based on a novel methodological approach. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/O7.1_227_Fischer.pdf.
16. **Ioki K., Bachmann C., Chappuis P. et al.** ITER vacuum vessel; design review and start of procurement process. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/O2.3_479_Ioki.pdf.
17. **Bartenev S.A., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Romanovskij V.N., Firsin N.G.** An improved procedure for radiochemical processing of activated fusion-reactor-relevant V—Cr—Ti alloy. — Ibid, available at http://www.ipp.mpg.de/eng/for/veranstaltungen/soft2008/presentations/id182_P_verakt.pdf.

Статья поступила в редакцию 21 ноября 2008 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2008, вып. 4, с. 76—85.

Данная работа продолжает серию публикаций под общим названием БИБЛИОТЕКА ПРОГРАММ «ВИРТУАЛЬНЫЙ ТОКАМАК» (грант РФФИ № 08-07-00182). Авторы статей являются разработчиками входящих в библиотеку программ. Описание структуры библиотеки, входящих в нее программ и инструкции по работе с ними можно найти на сайте leader.ic.msu.ru/~fusion. Возможны также консультации с авторами при помощи e-mail.

УДК 533.9:519.688

КОД ДЛЯ РАСЧЕТА МГД-РАВНОВЕСИЯ ТОКАМЕQ (МОДУЛЬ БИБЛИОТЕКИ ПРОГРАММ «ВИРТУАЛЬНЫЙ ТОКАМАК»)

Д.Ю. Сычугов (МГУ им. М.В. Ломоносова, факультет ВМиК)

В статье приводится краткое описание стандартного кода ТОКАМЕQ (ТОКАМаQ EQuilibrium) для расчета МГД-равновесия плазменного шнура в установках токамак. Данный код является одним из модулей библиотеки «Виртуальный Токамак».

Ключевые слова: библиотека стандартных программ, токамак, МГД-равновесие.

THE CODE TOKAMEQ FOR SIMULATION MHD-EQUILIBRIUM (MODULE OF PROGRAM LIBRARY «VIRTUAL TOKAMAK»). D.Yu. SICHUGOV. In the present paper the standard MHD equilibrium code TOKAMEQ (TOKAMaQ EQuilibrium) is described. This code is one of the modules of the library The Virtual Tokamak.

Key words: the Library of standard codes, tokamak, MHD equilibrium.