

УДК 621.039.6,621.039.68,621.039.584

**3-е ТЕХНИЧЕСКОЕ СОВЕЩАНИЕ МАГАТЭ ПО ПЕРВОМУ ПОКОЛЕНИЮ
ТЕРМОЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК:
ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИЯ (ВЕНА, 13—15 ИЮЛЯ 2009 г.)
И 9-е ТЕХНИЧЕСКОЕ СОВЕЩАНИЕ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ
ТЕРМОЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК (ВЕНА, 15—17 ИЮЛЯ 2009 г.)**

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

Даётся обзор наиболее интересных докладов, представленных на 3-м техническом совещании МАГАТЭ по первому поколению термоядерных энергетических установок (ТЭУ): проекты и технология и 9-м техническом совещании МАГАТЭ по безопасности ТЭУ. Приводятся изменения в Предварительном отчёте по безопасности ИТЭР, отражающие требования французских надзорных органов по представлению дополнительных данных, подтверждающих безопасность ИТЭР. Кратко излагаются японская концепция гибридного реактора, перерабатывающего с помощью ТЭУ биомассу в дизельное топливо, и китайская программа развития ядерной и термоядерной энергетики.

Ключевые слова: термоядерная энергетическая установка, гибридный реактор, удержание радиоактивности, воспроизводство трития, радиоактивные отходы.

3rd IAEA TECHNICAL MEETING ON THE FIRST GENERATION OF FUSION POWER PLANTS: DESIGN AND TECHNOLOGY (VIENNA, 13—17 JULY 2009) AND 9th IAEA TECHNICAL MEETING ON FUSION POWER SAFETY (VIENNA, 15—17 JULY 2009). B.N. KOLBASOV. The most interesting reports presented at the 3rd IAEA technical meeting on the first generation of fusion power plants: design and technology and 9th IAEA technical meeting on fusion power safety are reviewed. The change and development of the Preliminary ITER Safety Report reflecting requirements of the French regulatory bodies to produce additional evidence that confirms ITER safety are given. Japanese concept of a hybrid reactor converting biomass into diesel fuel using fusion power and Chinese programme of nuclear and fusion power engineering development are briefly set forth.

Key words: fusion power plant, hybrid reactor, radioactivity confinement, tritium breeding, radioactive waste.

ВВЕДЕНИЕ

Совещания были организованы для комплексного рассмотрения вопросов, относящихся к ИТЭР и первым прототипным термоядерным энергетическим установкам (ТЭУ), которые, как ожидается, начнут работать в середине века, прокладывая дорогу для первого поколения экономически конкурентоспособных электростанций с привлекательными характеристиками с точки зрения безопасности и охраны окружающей среды. В ходе совещаний большое внимание было уделено оценке безопасности, стратегии её обеспечения, характеристикам материалов и социоэкономическим вопросам. Были выработаны научные рекомендации и руководящие принципы, позволяющие определить направления дальнейших научных исследований и конструкторских разработок, обеспечивающих лицензирование будущих ТЭУ.

В работе совещаний принял участие 31 специалист из Организации ИТЭР (3 чел.) и 16 стран. Наиболее крупные делегации были из США (5 чел.), Германии и Кореи (по 4 чел.). По 2 человека было из Китая и Японии. 15 июля было проведено совместное заседание участников обоих технических совещаний.

3-е ТЕХНИЧЕСКОЕ СОВЕЩАНИЕ МАГАТЭ ПО ПЕРВОМУ ПОКОЛЕНИЮ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК: ПРОЕКТЫ И ТЕХНОЛОГИЯ

Г. Манк во вступительном докладе [1] процитировал выступление Д. Мезонье и Я. Кука на предыдущем (втором) техническом совещании МАГАТЭ по термоядерным электростанциям, в котором они призвали снизить требования к экономическим показателям и параметрам ДЕМО, чтобы ещё быстрее, чем в программе «ускоренный подход» (fast track), добиться их сооружения (в течение 20 лет). Г. Манк проиллюстрировал этот призыв тем, что первое поколение газоохлаждаемых ядерных реакторов деления (магноксовые реакторы) имели температуру теплоносителя около 350 °С, второе поколение (AGR) — около 650 °С, третье поколение (HTGR) — около 750 °С, а согласно проектам, температура гелия на выходе из газоохлаждаемых реакторов четвёртого поколения будет около 1000 °С.

С. Кониши (Киотский университет) сказал, что к тому времени, когда ТЭУ появится, энергетическая ситуация в мире будет совсем другой. В Японии ежегодно сжигается 60 Мт мусора. Его можно превратить в искусственное дизельное топливо с помощью гибридной установки, в химическом реакторе которой за счёт тепла, вырабатываемого в ТЭУ, биомасса (горючий мусор, отходы сельскохозяйственного производства, древесные отходы, пластик) может при 900 °С перерабатываться в углеводородное топливо, пригодное для использования в дизельных двигателях. Вначале проходят эндотермические химические реакции, преобразующие биомассу в водород и CO, которые затем с помощью реакции Фишера—Тропша превращаются в заменитель дизельного топлива (Ф—Т-топливо). По мнению докладчика, проблема замены бензина решена. Химическая часть гибридного реактора была экспериментально проверена в Киотском университете. ТЭУ эквивалентной электрической мощностью 1 ГВт может обеспечить теплом гибридный реактор, способный переработать 18 Мт биомассы в год. В таком реакторе из 1 кг биомассы при подводе 8,2 МДж тепла можно получить 0,5 л дизельного топлива с запасённой энергией 15,6 МДж. Коэффициент полезного действия преобразования биомассы в дизельное топливо может достигать 270%. Параметры термоядерной части гибридного реактора: большой радиус $R = 4,5$ м, нейтронная нагрузка на первую стенку $1,7$ МВт/м², термоядерная мощность 763 МВт, отношение термоядерной мощности к мощности поддержания тока плазмы $Q = 4,5$, доля бутстреп-тока в токе плазмы 45,9%, мощность поддержания тока 168 МВт. Для теплоизоляции применяется SiC-композит. Энергия, запасённая в произведённом топливе, 2,2 ГВт. Такой гибридный реактор может быть создан ранее чистой ТЭУ для производства электричества [2].

Д. Вард (Калэмский научный центр, Великобритания) рассказал об исследовании того, какое отношение термоядерной мощности к мощности, вводимой в плазму для поддержания тока, (Q) минимально необходимо в энергетическом термоядерном реакторе. Эта величина оказалась равной 12. Наиболее эффективным средством поддержания тока в плазме является инжекция быстрых атомов. Их эффективность приблизительно вдвое больше, чем у электронно-циклотронных средств. Желательно иметь большую энергию быстрых атомов (например 1,5 МэВ). Однако нет уверенности, что она достижима [3].

Позже, во время дискуссии, Д. Вард предложил обсудить, насколько быстро могут быть разработаны ТЭУ. Он отметил, что семь крупнейших автомобильных компаний мира тратят на НИОКР $\$43 \cdot 10^9$ /год, что составляет 4% от стоимости продаваемых ими автомобилей; семь крупнейших фармацевтических компаний тратят на НИОКР $\$42 \cdot 10^9$ /год, или 15% от стоимости продаваемых ими лекарств; мировые затраты на НИОКР в энергетической области равны $\$10 \cdot 10^9$ /год, что составляет всего 0,2% от стоимости продаваемой электроэнергии. Причина такого разрыва в затратах на НИОКР в том, что на рынке новые марки автомобилей и новые лекарства пользуются спросом, а электричество остаётся электричеством независимо от того, на угольной или атомной электростанции оно производится. Тем не менее, бюджет Великобритании на создание атомной энергетики был в 10—20 раз больше современного бюджета Великобритании на создание термоядерной энергетики. При достаточном финансировании мы могли бы начать проектирование ДЕМО в течение ближайших 5 лет. Ещё 10—15 лет потребуется для сооружения ДЕМО. Ещё 20 лет нужно для создания коммерческих ТЭУ. Однако, по-видимому, реальная потребность в термоядерной энергетике будет осознана только после 2050 г. [4].

Л. Эль-Гузбали (Висконсинский университет, США) рассмотрела требования к коэффициенту воспроизводства трития (КВТ) и его зависимость от параметров реактора (обогащения лития, толщины бланкета, количества стали в первой стенке) [5]. Докладчица напомнила, что ТЭУ термоядерной мощностью 1 ГВт при коэффициенте использования 100% потребляет 55,6 кг трития в год, и заметила, что все канадские реакторы КАНДУ за время их эксплуатации наработали около 30 кг трития. Анализ проводился для разрабатываемых в Висконсинском университете усовершенствованного токамака АРИЕС-АТ с проектным выгоранием трития 36,4% и компактного стелларатора АРИЕС-КС. Неточность расчёта КВТ, вызванная неточностью ядерных данных, оценивается в пределах 6—10%. Неточность, связанная с неадекватностью вычислительных программ, — 3—7%; неточность из-за неопределённости проекта — до 3%. Кроме того, требуется предусмотреть запас на накопление трития в материалах внутрикорпусных компонентов и крионасосах (0,9 кг), тритиевых системах (0,4 кг), системах детритизации и горячих камерах (0,5 кг) и на случай отказа систем очистки трития (0,25 кг), а также распад трития (0,16 кг/год). Потери трития в окружающую среду не должны превышать 4 г/год. Следует стремиться свести к мини-

муму количество трития в хранилищах. Требуется также предусмотреть обеспечение тритием пуска новых ТЭУ. Согласно докладу, при неограниченном финансировании КВТ = 1,05 может обеспечить время удвоения мощности термоядерной энергетики, равное 0,5 года. У меня сложилось впечатление, что доклад страдает академичностью и не учитывает проектных реалий.

П. Кардиас (Калэмский научный центр, Великобритания) посвятил свой доклад [6] коррозии в контурах охлаждения ТЭУ. Хорошо изучена только коррозия аустенитных сталей в водоохлаждаемых реакторах деления. Исследования, относящиеся к ИТЭР, не учитывают наличие сильных магнитных полей. Тем же грешат исследования химии жидких металлов. Модели растворимости продуктов коррозии в теплоносителе разработаны для отдельных элементов, но не сплавов. Скорость коррозии мартенситных сталей в воде оказалась приблизительно в 20 раз больше, чем для аустенитных сталей. Данные о коррозии сталей в гелии, содержащем примеси окислителя, недостаточны.

Т. Шибата (Киотский университет) рассчитал, что при выбросах трития с ТЭУ $1,35 \cdot 10^{14}$ Бк/год максимальная эффективная эквивалентная доза (на расстоянии 680 м от места выброса) через 1 год работы ТЭУ в Японии равна 0,6 мкЗв/год, что в 3 раза меньше, чем в континентальных странах. Это объясняется поглощением трития поверхностью океана (50%) и водой рисовых полей, а также обильными дождями. Через 100 лет эксплуатации максимальная эффективная эквивалентная доза в Японии в 15 раз больше, чем через 1 год работы ТЭУ (10 мкЗв/год) [7].

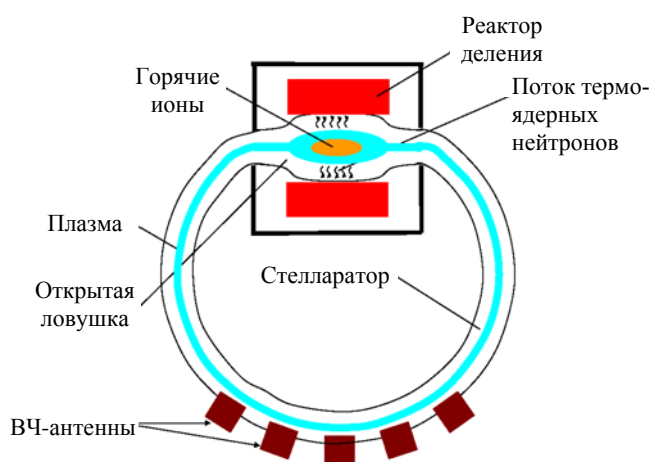


Рис. 1. Гибридный подкритический быстрый ядерный реактор, в котором источником нейтронов является комбинация стелларатора и открытой ловушки

кета. Один — охлаждаемый гелием. Для воспроизводства трития будет применяться Li_2TiO_3 (60% ^6Li , 400 кг на модуль). Конструкционный материал — мартенситная сталь индийской разработки. В другом модуле, кроме литиевой керамики для воспроизводства трития будет применяться эвтектика Pb-Li (90% ^6Li). Первая стенка будет охлаждаться гелием. Для теплоизоляции горячего гелия и уменьшения МГД-сопротивления при прокачке эвтектики в каналы теплоносителя будут устанавливаться вставки из SiC-композиата, позволяющие иметь температуру гелия до 1000 °С. В модуле будет применяться бериллиевый размножитель нейтронов (500 кг на модуль) и бериллиевое покрытие первой стенки (3 кг на модуль). Докладчик привёл химический состав примесей в бериллии. Количество урана — 0,0125% (вес) [9].

СОВМЕСТНОЕ ЗАСЕДАНИЕ УЧАСТНИКОВ ДВУХ ТЕХНИЧЕСКИХ СОВЕЩАНИЙ

И. Ву (Институт физики плазмы Китайской академии наук и Школа ядерной науки и техники Научно-технологического университета Китая, Хэфэй, Аньхуэй) рассказал об энергетической ситуации и стратегии развития гибридных реакторов синтеза-деления в Китае [10]. Ожидается, что в 2050 г. население Китая достигнет 1,5 миллиарда человек. Согласно консервативным оценкам, потребность в электроэнергии составит 1,2—1,5 ТВт. В 2025 г. Китай выйдет на первое место по производству CO_2 . Ввиду недостатка энергетических источников, кроме угля, и проблем с загрязнением окружающей среды парни-

В. Моисеенко (Харьковский физико-технический институт) кратко рассмотрел достоинства и недостатки гибридных подкритических быстрых ядерных реакторов, в которых источником нейтронов являются ускоритель, токамак и открытая ловушка. Он рекомендует в качестве источника нейтронов комбинацию стелларатора и открытой ловушки. Открытая ловушка окружена бланкетом, содержащим делящиеся материалы (рис. 1) [8].

А. Сури (Атомный исследовательский центр им. Баба, Тромбей, Индия) изложил программу материаловедческих исследований для воспроизводящего тритий экспериментального модуля и реактора ДЕМО. Индия планирует построить термоядерный реактор ДЕМО к 2037 году. Разрабатываются два экспериментальных модуля бланкета.

ковыми газами, Китай надеется удовлетворить свои энергетические потребности за счёт возобновляемых источников энергии и ядерной энергии. В 2008 г. в Китае (без Тайваня) работали 11 энергетических ядерных реакторов электрической мощностью 9,1 ГВт, что составило 2% от полной мощности китайских электростанций. Атомные электростанции (АЭС) мощностью 25,4 ГВт (эл.) строятся. До 2020 г. по три ядерных блока должны вводиться в строй ежегодно, и в 2020 г. мощность АЭС в Китае должна достичь 40 ГВт (эл.) (4% от суммарной мощности электростанций). В 2050 г. мощность китайских АЭС должна составить 240 ГВт (эл.), или 20% от суммарной мощности электростанций. В настоящее время эта программа пересматривается в сторону увеличения. Согласно новому плану, мощность китайских АЭС в 2020 г. должна составить 70—100 ГВт (эл.). Такие амбициозные планы рождают три большие проблемы:

- обеспечение ядерным топливом;
- захоронение ядерных отходов;
- безопасность.

В силу сказанного Китай планирует сверхускоренное строительство (ultra-fast track) многофункционального демонстрационного гибридного реактора с подкритической ядерной (деления) зоной. Задачей этого реактора будет демонстрация возможности трансмутации отходов, воспроизводства делящегося ядерного топлива, производства энергии и испытания материалов. Др. Ву напомнил достоинства гибридных реакторов:

- снижение требований к параметрам плазмы благодаря производству энергии вblankете зоны деления;
- улучшенный нейтронный баланс за счёт термоядерных нейтронов;
- хорошие характеристики по безопасности благодаря подкритичности;
- отсутствие проблем по нераспространению ядерного оружия благодаря подкритичности.

Программа работ следующая:

- 2009—2010 гг. — определение концепции демонстрационного гибридного реактора;
- 2010—2015 гг. — проектирование гибридного реактора ДЕМО и требуемые НИОКР;
- 2015—2025 гг. — сооружение гибридного реактора ДЕМО;
- 2025—2035 гг. — сооружение прототипа коммерческого гибридного реактора;
- 2035—2045 гг. — сооружение коммерческих гибридных электростанций.

На токамаке EAST с помощью нижегибридного поддержания тока достигнута длительность рабочего импульса 60 с. Разрабатывается воспроизводящий тритий модуль blankета на основе эвтектики PbLi с гелиевым охлаждением. Для проверки принимаемых решений сооружаются экспериментальные установки. Одни из них финансируются Министерством науки и технологии, другие — Академией наук, третьи — Научно-технологическим университетом Китая.

Концептуальные проекты гибридных реакторов с термоядерной мощностью 50—500 МВт показали возможность обеспечить делящимся топливом до 10 стандартных реакторов, охлаждаемых водой под давлением, и трансмутировать радиоактивные отходы 15 таких реакторов. Доклад содержит большое количество таблиц с результатами расчётов.

К.М. Ченг (Чэнду, Китай) говорил приблизительно на ту же тему [11]. Он, правда, предположил, что население Китая к середине века составит 1,6—2 миллиарда человек, и отметил, что в течение последних 20 лет ежегодный прирост валового национального продукта (ВНП) превышал 8% и что в 2020 г. ВНП будет в 4 раза больше, чем в 2000 г. По мнению докладчика, гибридный реактор, вероятно, выйдет на рынок раньше чистого термоядерного реактора. Китай будет широко сотрудничать с международной бригадой, разрабатывающей реактор ДЕМО, и рассмотрит участие в проекте IFMIF. На термоядерные исследования в 2009—2020 гг. правительство выделило $110 \cdot 10^9$ юаней. Из них $60 \cdot 10^9$ юаней — на работы по ИТЭР. Докладчик кратко описал проект китайского гибридного реактора. Значительно подробнее он рассказал о «чистом» охлаждаемом гелием реакторе ДЕМО с керамическими элементами для воспроизводства трития и соответствующем воспроизводящем тритий модуле blankета.

Б.Н. Колбасов (РНЦ «Курчатовский институт») представил доклад, соавторами которого были М. Цуккетти (Италия), Л. Ди Паче (Италия) и В. Массо (Бельгия) [12]. Ожидается, что одной из основных проблем термоядерной (так же, как и обычной ядерной) энергетики будет проблема захоронения радиоактивных

отходов. Уменьшение количества радиоактивных отходов термоядерных энергетических установок (ТЭУ) возможно целенаправленным проектированием, в том числе применением слабоактивируемых материалов, выводом из-под контроля надзорных органов очень низкоактивных материалов и возвращением радиоактивных материалов в производственный цикл, когда это целесообразно. Основным проблемам захоронения, повторного использования и вывода из-под контроля надзорных органов радиоактивных материалов термоядерных реакторов и был посвящён представленный доклад.

9-е ТЕХНИЧЕСКОЕ СОВЕЩАНИЕ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Н. Тэйлор, недавно назначенный руководителем группы по безопасности Организации ИТЭР вместо Ж. Жирара, рассказал об основных проблемах, связанных с безопасностью и лицензированием ИТЭР [13]. Так как проектные параметры «плавают», представляют интерес параметры, названные докладчиком. В январе 2008 г. Предварительный отчёт о безопасности ИТЭР на кадарашской площадке был представлен во французские ядерные надзорные органы как приложение к просьбе о выдаче лицензии на сооружение реактора в Кадараше. Однако надзорные органы потребовали представить дополнительные результаты анализов во многих областях безопасности и более убедительно показать, что технические решения по обеспечению безопасности соответствуют предъявляемым требованиям. В настоящее время Предварительный отчёт о безопасности ИТЭР обновляется. Он будет повторно представлен надзорным органам в 2010 г. Разрешение на строительство неядерных объектов получено. Основными функциями безопасности ИТЭР являются удержание радиоактивных материалов (трития и продуктов активации нейтронами, в том числе находящейся в вакуумном корпусе пыли) и защита от ионизирующего излучения. Функция удержания радиоактивных материалов обеспечивается двумя системами удержания, включающими статические барьеры и динамические системы. Криостат больше не рассматривается как барьер удержания радиоактивности. Для удержания радиоактивных материалов, находящихся в вакуумном корпусе (ВК), будет применяться первый барьер, состоящий из собственно ВК и его продлений. Анализируются возможности выхода радиоактивности из ВК при аварийном превышении проектного давления в нём, в частности, при течах трубок с теплоносителем внутри ВК или при взрывах водорода и пыли. В проекте ИТЭР предусмотрено несколько средств снижения опасности нарушения герметичности ВК: сброс давления, ограничение образования водорода и поступления воздуха, поддержание достаточно низкой температуры за счёт теплоотвода. Две линии сброса давления ($0,1 \text{ м}^2$), соединяющие ВК с системой снижения давления (1200 м^3), открываются при давлении 94 кПа (абс.). Разрывные диски ($1,2 \text{ м}^2$) срабатывают при 150 кПа (абс.). Разрешается иметь в ВК не более 700 кг вольфрамовой и бериллиевой пыли. Места скопления пыли в диверторе показаны на рис. 2. Однако при оценках безопасности предполагается, что количество пыли может достичь 1 т, а количество трития (в основном адсорбированного в пыли) 1 кг.

Поставлена задача, чтобы при взаимодействии водорода с воздухом (в случае аварийного прорыва

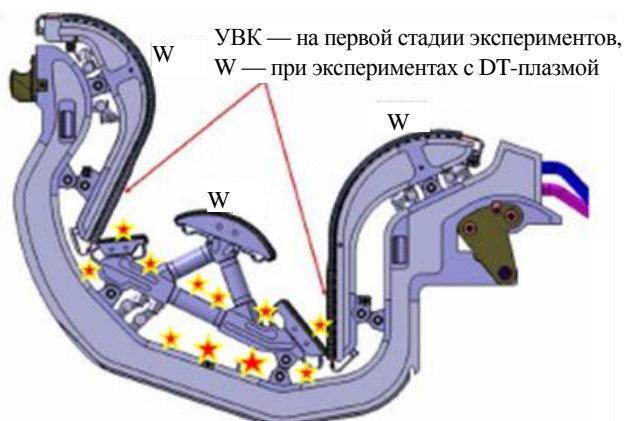


Рис. 2. Места скопления пыли в диверторе (★)

воздуха в ВК) давление в ВК не превысило 200 кПа. Для этого количество водорода в ВК не должно превышать 4 кг. Так как в нормальных условиях количество водорода в ВК (включая водород, адсорбированный пылью, а также водород в крионасосах и инжекторах быстрых атомов) может достигать 1,5 кг, образование водорода при аварийном взаимодействии пыли с водой не должно превышать 2,5 кг. Для этого количество прореагировавшей бериллиевой пыли не должно превышать 11 кг, а вольфрамовой пыли — 76 кг. Одним из путей выполнения этого требования является ограничение количества воздуха, прорвавшегося в ВК (50 кг).

Одной из самых серьёзных аварий в техническом проекте считалась авария с длительным обесточиванием и отказом всех систем охлаждения внутрикорпусных компонентов. Выход был найден в использовании естественной конвекции в контурах охлаждения ВК. В этом случае температура компонентов, обращённых к плазме, не превышает 600 °С. Французские надзорные органы потребовали рассмотреть аварию, когда и в системах охлаждения ВК теряется теплоноситель. Дополнительный анализ привёл к необходимости ввода воздуха в криостат через 3 дня после аварии. Тогда температура дивертора и первой стенки не превысит 250 °С.

Предусмотрена система быстрого прекращения термоядерной реакции, которая требуется только при одном виде аварии: разрыве контура охлаждения внутрикорпусного компонента (например, дивертора) за пределами ВК (например, в боксе теплообменного оборудования, рис. 3). Предполагается, что термоядерная реакция продолжается, неохлаждаемый компонент быстро нагревается (рис. 4) и разрушается, вода прорывается в ВК и взаимодействует с горячей пылью на перегретом диверторе. Чтобы этого не произошло, термоядерную реакцию необходимо своевременно прекратить.

В качестве второй системы удержания радиоактивности рассматриваются системы детритизации и стены здания. При повышении концентрации трития до 10^8 Бк/м³ вентиляция переключается на систему детритизации, удерживающую при нормальных условиях 90% трития. Выброс воздуха, прошедшего через систему детритизации, осуществляется на высоте 56 м от уровня земли.

В проекте предусмотрены меры для того, чтобы функция удержания радиоактивности продолжала выполняться при внутренних авариях, например пожаре, и внешних событиях, например землетрясениях. В некоторых случаях для подтверждения допущений, принятых в анализах безопасности, требуется закончить ведущиеся НИОКР. Однако ожидается, что пересмотренный предварительный отчёт о безопасности ИТЭР покажет, что предусмотренные в проекте меры обеспечивают выполнение требований по безопасности.

В. Гульден, ныне работающий в общеевропейской организации по сооружению ИТЭР и разработкам в области термоядерной энергии «Fusion for Energy» (Термоядерный синтез для получения энергии) в Барселоне, рассказал о ведущихся в Европейском Союзе работах по безопасности ИТЭР, направленных на получение лицензии на сооружение реактора [14]. Эти работы определяются требованием французских надзорных органов дать дополнительные подтверждения безопасности реактора. Результаты этих работ будут использованы Организацией ИТЭР при написании обновлённого Предварительного отчёта о безопасности ИТЭР и подготовке других лицензионных документов.

Около 49% работ приходится на проектные усовершенствования, связанные с применением принципа ALARA (настолько мало, насколько это разумно достижимо) к анализу облучения персонала, разработкой и проверкой вычислительных программ и обращением с отходами. 42% работ — это исследования совместных взрывов водорода и пыли, методов контроля количества пыли и трития в ВК, технологии детритизации отходов, последствий аварий с потерей теплоносителя, образования и миграции акти-

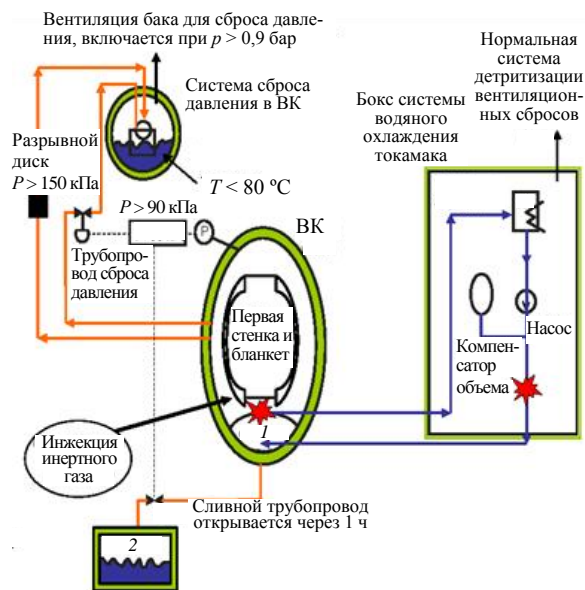


Рис. 3. Авария с разрывом контура охлаждения дивертора за пределами вакуумного корпуса: 1 — дивертор; 2 — сливной бак

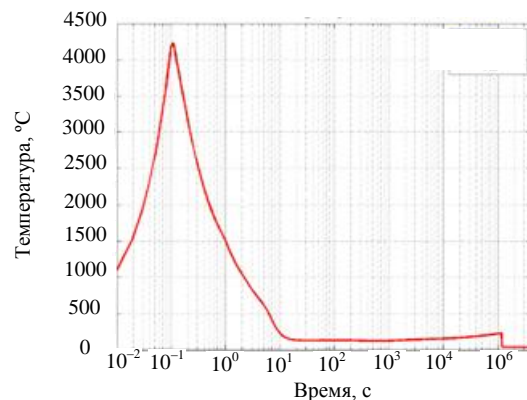


Рис. 4. Изменение температуры мишени дивертора при прекращении его охлаждения

вированных продуктов коррозии, а также поведения электрических дуг в сверхпроводящих магнитах. 9% работ связано с разработкой экспериментальных модулей воспроизводящего тритий blankets.

Допустимая годовая коллективная доза при обслуживании ИТЭР принята равной 500 мЗв. Согласно расчётам, около 17% этой дозы набирается за счёт диагностики, 11% — при обслуживании систем водяного охлаждения, 8% — при работе с дистанционным оборудованием и 8% — в горячих лабораториях.

Смесь водорода, воздуха и вольфрамовой пыли становится взрывоопасной при концентрации кислорода 8—9%. Аналогичная смесь водорода, воздуха и углеродной пыли взрывается при концентрации кислорода около 15%. При наличии внешнего возбудителя, например, искры, взрыв может произойти ранее (при 10% кислорода). Давление, возникающее при взрыве, является линейной функцией концентрации кислорода. При росте этой концентрации от 10 до 20% давление увеличивается от 4 до 7 бар (рис. 5). При совместном взрыве водорода и пыли давление больше. Так, при 11% (об.) водорода давление при взрыве смеси H_2 и O_2 более 4 бар, а при взрыве смеси H_2 , O_2 и углеродной пыли — около 7 бар (рис. 6). В текущем году в Германии (Карлсруэ) и Франции планируется проведение экспериментальных взрывов смеси водорода и бериллиевой пыли.

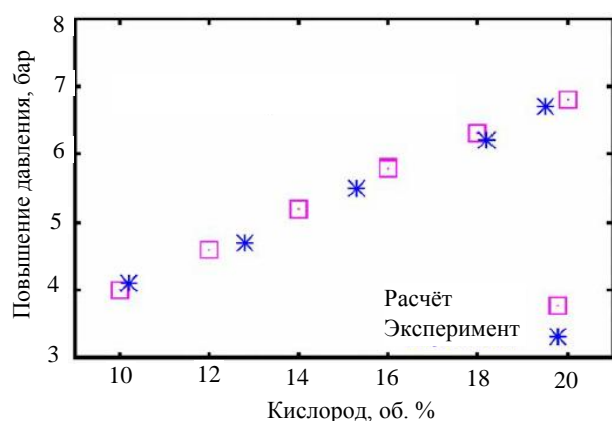


Рис. 5. Зависимость давления при взрыве смеси водорода и графитовой пыли от объёмной концентрации кислорода

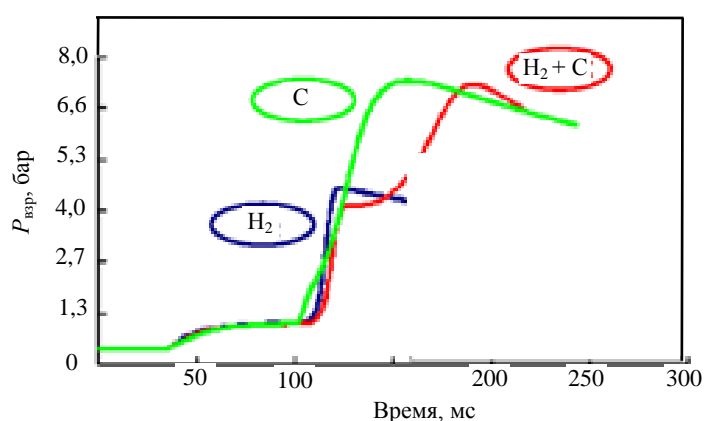


Рис. 6. Давление $P_{взр}$ при инициированном искрой взрыве водорода (11% об.), углеродной пыли C (200 г/м^3), смеси H_2 (11% об.) с углеродной пылью C (200 г/м^3) (эксперименты в Карлсруэ)

Ф. Лё Герн (Организация, выполняющая Европейское соглашение о разработках в области термоядерной энергии — EFDA) представил доклад об обращении с пылью и тритием [15]. В Предварительном отчёте о безопасности ИТЭР приведены максимально допустимые количества пыли (1 т) и трития (880 г) в ВК. Отчёт об анализе аварий 2008 г. рекомендует, чтобы для предотвращения взрыва количество вольфрамовой, бериллиевой и углеродной пыли на горячих ($>400 \text{ }^\circ\text{C}$) поверхностях в ВК не превышало 6 кг по каждому виду пыли. Докладчик подчеркнул трудность измерения малых количеств пыли на больших площадях горячих поверхностей в условиях термоядерного реактора. Предполагается, что при нормальной работе, сопровождающейся ELMами (Edge Localized Modes) ($<0,5 \text{ МДж/м}^2$), будет образовываться 75 г пыли за разряд. Докладчик выразил сомнение, что энергия ELMов будет $<0,5 \text{ МДж/м}^2$. При срывах плазмы ожидается образование 5 кг пыли за срыв. Так как предполагается (что докладчик считает оптимистичным), что один срыв будет приходиться на 66 разрядов, до накопления 1 т пыли можно сделать более 5000 разрядов. Предельное допустимое количество трития в ВК может быть достигнуто через несколько сотен импульсов. Эта оценка не является консервативной. В настоящее время наиболее срочной задачей является подтверждение возможности измерять количество пыли и трития в ВК и удалять их с помощью отобранных методик, а также установить соответствующую аппаратуру в заглушках проходов (портов) через ВК, в кассетах дивертора и внутри ВК (рис. 7). При этом нужно иметь в виду, что рабочие проекты внутренних систем и заглушек проходов через ВК должны быть готовы в 2014 г.

Дж. Ксяо (Институт ядерной и энергетической технологий, Карлсруэ) доложил, что применение инжекции азота и системы рекомбинации водорода эффективно снижает опасность взрыва водорода. Однако опасность нарушения целостности ВК при относительно медленном горении водорода без взрыва (дефлаграции) сохраняется. Анализ проводился при следующих исходных данных: Ве покрывает 700 м^2

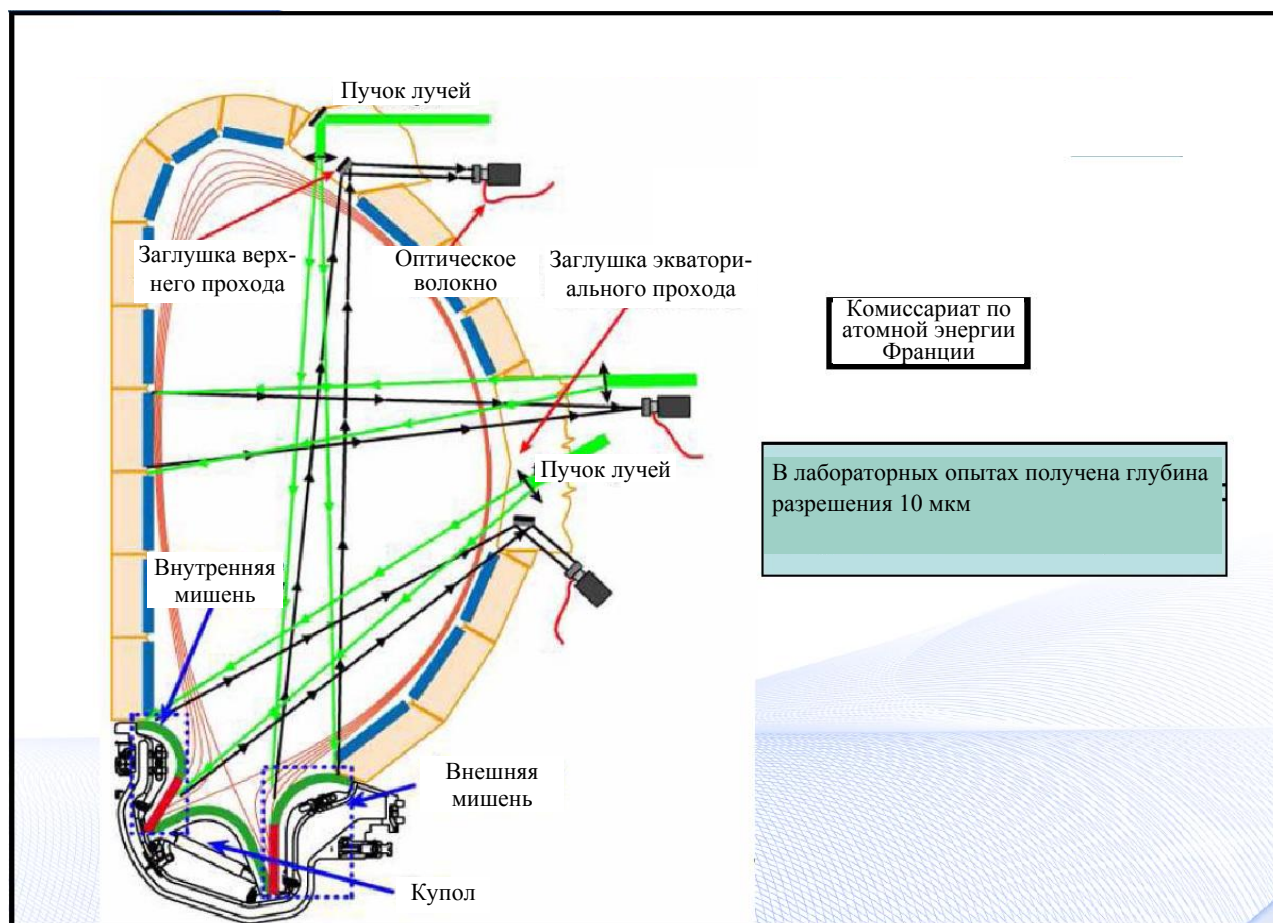


Рис. 7. Схема планируемых спекл-интерферометрических измерений количества пыли в вакуумной камере ИТЭР

первой стенки, вольфрам находится на 100 м^2 горловины и «купола» дивертора, углеволоконный композит — на 50 м^2 мишеней дивертора. Исходное давление в вакуумной камере 500 Па , температура — 500 К . В камеру прорывается вода с расходом 40 кг/с . Образуется 20 кг водорода. Одновременно через отверстие площадью $0,02 \text{ м}^2$ в камеру прорывается воздух (влажный байпас). Смесь H_2 и O_2 может воспламениться, если концентрация компонентов более 5%. При большей концентрации компонентов дефлаграция переходит в детонационный взрыв (рис. 8) [16].

И.Л. Тажибаева (Институт атомной энергии Национального ядерного центра Казахстана) рассказала о ведущихся в Казахстане исследованиях поведения бериллия под облучением [17]. Основное внимание в докладе было обращено на исследование влияния реакторного облучения на накопление изотопов водорода в бериллии ТВ-56 и выход их из бериллия. Эксперименты проводились на реакторе РА с преобладанием спектра быстрых нейтронов в дейтериевой среде и на тепловом реакторе ИВГ.1М в среде обычного водорода или азота. Эксперименты на реакторе РА показали, что выход дейтерия из образцов, разре-

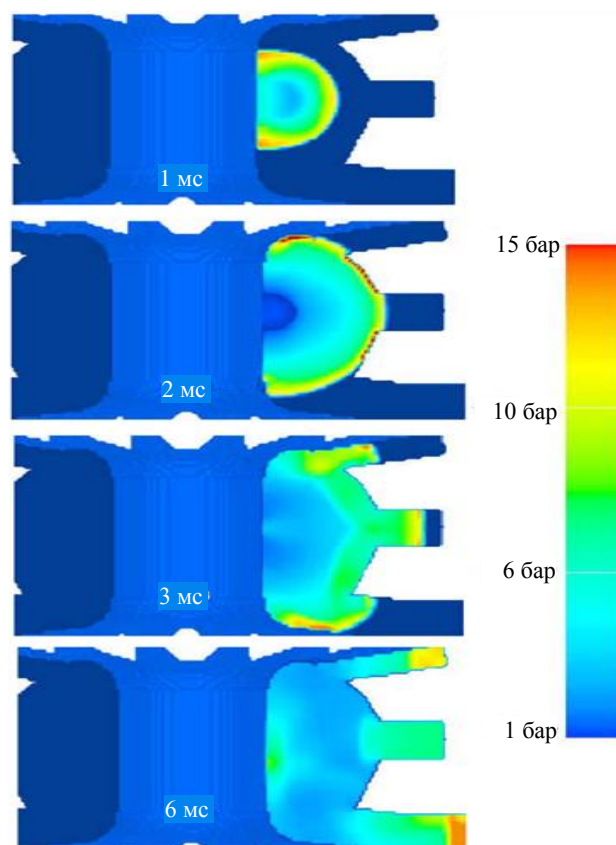


Рис. 8. Распределение давления в вакуумном корпусе ИТЭР после водородного взрыва

занных вдоль оси выдавливания, был в 1,6 раза больше, чем из образцов, разрезанных поперёк оси выдавливания. При этом выход дейтерия (а следовательно и его накопление) из облучённых в реакторе и необлучённых образцов был приблизительно одинаков. В то же время, согласно экспериментам на реакторе ИВГ.1М, накопление протия при облучении Ве в среде обычного водорода в 2,2 раза превышало его содержание в образцах, облучённых в азотной среде и насыщенных протием после облучения. Выход изотопов водорода начинался при 400 К, когда происходила диссоциация гидрида бериллия ВеН. Практически полная детритизация бериллиевых изделий может быть осуществлена при 900 °С. Свойства бериллия сильно зависят от технологии изготовления и чистоты металла. В докладе приведены измеренные авторами коэффициенты диффузии бериллия в интервале 623—1023 К. Они на полтора порядка величины ниже данных Джоунса и Гибсона и на 8—10 порядков выше данных И. Куприянова, что иллюстрирует разброс реальных коэффициентов диффузии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 **Mank G.** 3rd International Atomic Energy Agency (IAEA) Technical Meeting (TM) on «First Generation of Fusion Power Plants: Design and Technology»; 9th IAEA TM on Fusion Power Plant Safety, 13—17 July 2009, IAEA Headquarters, Vienna, Austria. — IAEA, 3rd TM «First Generation of Fusion Power Plants: Design and Technology», Vienna, Austria, 13—15 July 2009 and 9th TM «Fusion Power Plant Safety», Vienna, Austria, 15—17 July 2009, CD-ROM proceedings, Tuesday-2009-07-14 and Wednesday-2009-07-15. CD-ROM proceedings, Tuesday-2009-07-14 and Wednesday-2009-07-15.
- 2 **Konishi S.** Non-Nuclear Hybrid Concept with Fuel Production. — Ibid., Tuesday-2009-07-14.
- 3 **Ward D.J., Han W.E.** Current Drive in DEMO. — Ibid., Tuesday-2009-07-14.
- 4 **Ward D.J.** How Quickly Could Fusion be Developed? Discussion Session. — Ibid., Tuesday-2009-07-14, Discussion-Power Plant.
- 5 **El-Guebaly L., Malang S.** Need for Online Adjustment of Tritium Bred in Blanket and Implications for ARIES Power Plants. — Ibid., Tuesday-2009-07-14.
- 6 **Karditsas P.J.** Corrosion, Erosion and Activation in Fusion Power Plant Cooling Loops. — Ibid, Tuesday-2009-07-14.
- 7 **Shibata T., Noborio K., Yamamoto Y., Konishi S.** Analysis of Long Term Environmental Behavior of Tritium Using Numerical Model. — Ibid, Tuesday-2009-07-14.
- 8 **Moiseenko V.E., Noack K., Ågren O., Stepanov K.N., Tereshin V.I.** Stellarator-Mirror Fusion Driven System. — Ibid, Tuesday-2009-07-14.
- 9 **Suri A.K., Banerjee S.** Indian Program on Materials Development for Test Blanket Module. — Ibid, Tuesday-2009-07-14.
- 10 **Wu Y.** Re-evaluation of Fusion-Fission Hybrid Reactors for Energy Production, Fuel Breeding and Waste Transmutation. — Ibid, Wednesday-2009-07-15.
- 11 **Cheng K.M.** Study Activities of DEMO Plant at South-Western Institute of Physics. — Ibid, Wednesday-2009-07-15.
- 12 **Kolbasov B.N., Zucchetti M., Di Pace L., Massaut V.** Critical Issues for Disposal, Recycling, and Clearance of Fusion Radioactive Materials: the European Viewpoint. — Ibid, Wednesday-2009-07-15.
- 13 **Taylor N., Baker D., Cattaglia S. et al.** Key Issues in the Safety and Licensing of ITER. — Ibid, Thursday-2009-07-16.
- 14 **Gulden G.** EU Safety Activities for ITER Licensing. — Ibid, Thursday-2009-07-16.
- 15 **Le Guern F., Coad P., Counsell G. et al.** In-Vessel Dust and Tritium Management. — Ibid, Thursday-2009-07-16.
- 16 **Xiao J., Travis J.R., Breitung W., Jordan T.** Analysis of Hydrogen Risk Mitigation Measures for ITER. — Ibid, Thursday-2009-07-16.
- 17 **Tazhibaeva I.L., Kenzhin E.A.** Study of Accumulation and Gas-Release of Hydrogen Isotopes in Beryllium under Irradiation. — Ibid, Friday-2009-07-17.

Статья поступила в редакцию 7 сентября 2009 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. 3, с. 70—78.