УДК 061.3:533.924:621.039.6

19-я МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ ПО ВЗАИМОДЕЙСТВИЮ ПЛАЗМЫ С ПОВЕРХНОСТЬЮ В УСТАНОВКАХ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА (PSI-19)

(Сан-Диего, США, 24—28 мая 2010 г.)

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

Приводится краткий обзор наиболее интересных, по мнению автора, обзорных и приглашённых лекций и устных докладов, прочитанных на конференции. Они были посвящены в основном нерешённым технологическим проблемам, связанным с сооружением международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР: применению вольфрамовых мишеней в диверторе, локальным и переменным тепловым нагрузкам на первую стенку и дивертор, возможности уменьшить удержание трития в токамаках с углеродными мишенями дивертора, подавлению срывов плазмы и локализованных периферийных мод (ЛПМ).

Ключевые слова: ИТЭР, токамак, дивертор, первая стенка, вольфрам.

19th INTERNATIONAL CONFERENCE ON PLASMA SURFACE INTERACTIONS IN CONTROLLED FUSION DEVICES (PSI-19) (SAN DIEGO, USA, 24—28 MAY 2010). B.N. KOLBASOV. The author presents a brief overview of the most interesting, in his opinion, review, invited and oral presentations delivered at the conference. They were addressed mainly to unsolved technological problems connected with the construction of International Thermonuclear Experimental Reactor ITER: application of tungsten divertor targets, local and transient heat loads on the first wall and divertor, ability to decrease tritium retention in tokamaks with carbon divertor targets, suppression of plasma disruptions and edge localized modes (ELMs).

Key words: ITER, tokamak, divertor, first wall, tungsten.

На конференции проведено 13 рабочих сессий:

- свойства вольфрамовых компонентов, обращённых к плазме;
- контроль локализованных периферийных мод (ЛПМ-ELM);
- характеристики ЛПМ, температура ионов на периферии плазменного шнура и кондиционирование первой стенки с помощью лития;
- взаимодействие плазмы с материалами;
- слой, прилегающий к первой стенке, и моделирование дивертора;
- повреждения компонентов, обращённых к плазме, ЛПМ и дугами, пыль;
- кондиционирование первой стенки;
- стелларатор, удержание топлива;
- ввод в плазму примесей и радиационные диверторы;
- явления переноса в плазме, примеси;
- миграция материалов, проблемы проектирования Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР;
- характеристики срывов плазмы и миграция;
- компоненты, обращённые к плазме, и характеристики углеродных компонентов, обращённых к плазме.

Было представлено 357 докладов: 5 обзорных, 20 приглашённых, 35 устных и 297 стендовых.

ДЕНЬ ПЕРВЫЙ

Большое внимание на конференции было посвящено вольфраму (W) как материалу, контактирующему с плазмой (МКП) в ИТЭР, и возможному конструкционному материалу в реакторах следующих поколений.

Первый обзорный доклад «**Вольфрам как материал для обращённых к плазме компонентов термоядерных установок**» был сделан Ф. Филиппсом (Исследовательский центр Юлих, Германия) [1]. Докладчик отметил, что параметры ИТЭР будут сильно отличаться от параметров таких установок, как JET, а характеристики реактора ДЕМО будут столь же сильно отличаться от характеристик ИТЭР. JET работает около $4 \cdot 10^4$ с/год. Флюенс дейтронов (D) в его диверторе $4 \cdot 10^{27}$ D/м². Нейтронных повреждений практически нет. Проектное время работы ИТЭР в течение года на порядок больше. Флюенс бомбардирующих дивертор частиц на три порядка больше. Ожидаемые нейтронные повреждения 1 сна. Проектный флюенс нейтронов в диверторе реактора ДЕМО $4 \cdot 10^{32}$ м⁻², а нейтронные повреждения 50—

80 сна. За типичную кампанию (50 000 с) в JET переосаждается 1 кг углерода (C). Если бы JET работал на номинальной мощности круглый год, количество переосаждённого углерода составило бы 600 кг. В работающем на полной мощности круглый год ИТЭР с первой стенкой и дивертором, покрытыми углеродом, количество переосаждённого углерода должно составить 5 т.

Докладчик считает, что с точки зрения срока службы, совместимости с тритием и нейтронами вольфрам является лучшим контактирующим с плазмой материалом.

Применяемые в настоящее время конструкционные материалы могут работать при температуре T от -60 до 600 °C. Нижняя граница определяется хрупкостью, верхняя — скоростью ползучести. Нейтронные повреждения уменьшают это «окно» с обеих сторон. Вольфрамовые сплавы, по-видимому, могут работать как конструкционные материалы в диапазоне от 500 до 1000 °C. Нижняя граница по-прежнему определяется температурой перехода из пластического в хрупкое состояние, а верхняя — рекристаллизацией W-сплава, которая ускоряет скорость ползучести. Как материал, контактирующий с плазмой, вольфрам, по мнению докладчика, может работать в области от 150 °C до весьма высоких температур (рис. 1).

Рис. 1. Температурные интервалы, в которых можно применять современные материалы и вольфрамовые сплавы

Содержание W в плазме должно контролироваться и не превышать $(2-3) \cdot 10^{-5}$. Эксперименты показывают, что вольфрам переносится к центру плазменного шнура, где его концентрация имеет максимум с большим градиентом по радиусу. Основным источником W в плазме с первой стенкой, покрытой вольфрамовыми пластинами, будет не дивертор, а первая стенка.

Электронная температура T_e , соответствующая порогу распыления дейтронами (при коэффициенте распыления, равном 10^{-4}), для Be равна 2, для Mo — 25 и для W — 50 эВ. Однако при наличии примесей (а они есть практически всегда) эта температура снижается: для Be она становится меньше 1 эВ, для Mo — 4 эВ и для W — 6 эВ (рис. 2).

Вклад ЛПМ в эрозию вольфрама при $T_e \approx 20$ эВ составляет 50%, а при $T_e \approx 6$ эВ — 80%. Поэтому эрозия при H-модах намного больше, чем при L-модах. До 99% распылённого в диверторе W будет переосаждаться в диверторе же. Ожидается, что 80% распылённого W будет переосаждаться вблизи мест распыления. Внешняя сторона дивертора даёт больший вклад в эрозию W, так как внутренняя часть лучше экранирована. Применение ионно-циклотронного резонансного нагрева резко увеличивает эрозию вольфрама из-за увеличения ионной температуры T_i .

При переходных режимах и связанных с ними нагревах и охлаждениях в W неизбежно образуются трещины. Их ширина достигает 2,5 мкм. С

Рис. 2. Влияние примесей на коэффициент распыления вольфрама

Рис. 3. Удержание трития в соосаждённых слоях С, Ве и W: □ — BeC; ○ — BeO + C; ■ — WC

Рис. 4. Объёмное удержание дейтерия в поликристаллическом вольфраме при 500 K, энергия дейтронов 38—500 эВ, данные из термодесорбционных спектров: ■ — HStQ Olga; ◇ — Toronto; □ — DIONISOS; ○ — TPE Causey; ■ — JAERI; ■ — PISCES Doemer; ■ — FTU Loarte; ☆ — Magnetron Alimov; ■ — PISCES Wampler; ■ — PS12Loarte; ★ — TEXTOR; ▸ — ASDEX Up, 400 K; ● — TPE Kolasniski

Рис. 5. Расплавленный W-элемент на пластине дивертора токамака Алкатор-С (с внешней стороны) не позволил продолжать работу токамака

ростом числа циклов изменения температуры от 1000 до 10 000 концентрация трещин и их размер выходят на насыщение (перестают увеличиваться). Трещины изменяют поверхностные характеристики W-элементов.

Водород и гелий слабо растворяются в W (энергия растворения $E_p = 3,5$ и $5,5$ эВ соответственно). Однако они легко мигрируют по трещинам вглубь W-элементов до 100 мкм, где они адсорбируются дефектами, вакансиями и дислокациями на границах и внутри зёрен. При $T < 900$ K и флюенсе $> 10^{23}$ He(H)/м² в W образуются гелиевые и водородные блистеры. Водород и гелий собираются на дефектах, деформациях решётки, границах зёрен. Наличие гелия препятствует диффузии водорода и образованию водородных блистеров. При $T = 1000—1400$ K гелий образует W-пух (fuzz). При температуре > 1400 K и флюенсе $> 10^{25}—10^{26}$ He/м² мигрирующие вакансии объединяются в гелиевые пузыри, на поверхности образуются отверстия. По мнению докладчика, образование блистеров, пуха и пузырей, так же как и трещин на поверхности, не создаёт серьёзных препятствий применению W в термоядерных установках.

Сравнение удержания трития (T) в соосаждённых слоях С, Ве и W показано на рис. 3.

При соосаждении W и трития при комнатной температуре отношение $T/W \approx 0,02$. При 300 °C оно снижается до 0,001.

Измерения объёмного удержания изотопов водорода в вольфраме проводили в основном на ионных пучках. Они хорошо согласуются с опытами на токамаке TEXTOR и установке TPE (Tritium Plasma Experiment) и не сильно отличаются от измерений на токамаке ASDEX-Up. Из представленных на рис. 4 результатов видно, что объёмное удержание дейтерия вольфрамом имеет тенденцию к насыщению и при флюенсе 10^{27} D/м² составляет от $2 \cdot 10^{21}$ до $2 \cdot 10^{22}$ D/м² (7—70 мг/м²). За проектный срок эксплуатации реактора ИТЭР это даёт доминирующее, но приемлемое количество удержанного трития. Правда, из доклада можно понять, что представленные цифры не учитывают удержания трития, связанного с образованием трещин.

При переходных процессах (больших ЛПМ, вертикальных смещениях плазменного шнура и срывах тока) вольфрам будет плавиться (температура плавления W 3380 °C) (рис. 5—7). При мощности нагрева 5—10 МВт края W-элементов расплавятся в течение 1 с. Плавление W искажает поверхность W-элементов, резко ухудшая их ра-

ботоспособность по отводу энергии, вызывает потери W и сокращение срока службы W -элементов. По мнению докладчика, плавление W должно быть безусловно предотвращено.

Мощность радиоактивной дозы от W -элементов близка к мощности дозы от малоактивируемой ферритно-мартенситной стали Еврофер (рис. 8). Под нейтронным облучением W в значительной сте-

Рис. 6. Вольфрамовый лимитер токамака Текстор после локального расплавления и воздействия электромагнитных сил: 100 Па, индукция тороидального магнитного поля 2 Тл

пени трансмутируется в осмий и рений. После 5 лет работы в реакторе ДЕМО на номинальной мощности состав металла: W — 75,1%, Os — 12,6%, Re — 11,8%, Ta — 0,4%. Количество гелия, образующегося за это время в W под действием нейтронного облучения, очень мало — 33 млн^{-1} (ат.). Для сравнения докладчик привёл данные о накоплении гелия за это же время в других материалах: в Ta — 31, в V — 363, в Ti — 913, в Fe — ~ 1100 , в SiC — $\sim 11\,000$ и в Be — $\sim 58\,000 \text{ млн}^{-1}$ (ат.).

При температуре 900—1200 К (при переходных процессах) возможны диффузия Be в W и образование W — Be -сплавов. При более высоких температурах Be сублимирует. Образование W — Be -сплавов (рис. 9), по-видимому, не представляет опасности для работоспособности W -элементов.

Основные недостатки W как материала для термоядерных энергетических установок:

- ухудшение характеристик плазмы при проникновении W в плазменный шнур, возможность уменьшения диапазона допустимых рабочих параметров плазмы;
- хрупкость при низкой температуре;
- деградация характеристик при высоких температурах из-за рекристаллизации;
- возможность плавления при срывах плазмы и ЛПИМ, которое может привести к повышенной эрозии и требует надёжного уменьшения выделяемой при переходных процессах мощности;

Рис. 7. Рост выступов на поверхности W -пластины из-за её плавления и воздействия давления плазмы, равного 100 кПа, в опытах на квазистационарном сильноточном плазменном ускорителе (КСПУ) в ТРИНИТИ: — — после 40 импульсов; — — — после 20 импульсов

Рис. 8. Сравнение спада активности вольфрама и малоактивируемой ферритно-мартенситной стали еврофер с течением времени

Рис. 9. Диаграмма состояний Be — W

- необходимость увеличить сброс энергии излучением путём ввода для этого излучающих примесей;
- возможность образования W—Ве-соединений, чреватых возможностью снижения характеристик материала;
- недостаточные знания о нейтронных повреждениях и трансмутации при больших флюенсах нейтронов;
- плохая совместимость W с ионно-циклотронным нагревом и кондиционированием;
- необходимость убедиться в работоспособности W в условиях работы высокотемпературного дивертора с гелиевым охлаждением.

При обилии имеющейся и продолжающей поступать информации можно сделать следующий вывод: требуется ещё очень много исследований, чтобы с уверенностью проектировать термоядерные установки с вольфрамовыми компонентами и элементами.

Я. Синэн (Юлих, Германия) представил доклад «Перемещение и выплеск расплавленного слоя вольфрама в токамаке ТЕКСТОР» [2]. Основные выводы из его доклада:

- стационарное перемещение расплавленного вольфрама определяется в основном перпендикулярными к поверхности электромагнитными силами. Так, в ТЕКСТОРЕ при токе $1,2 \text{ МА/м}^2$ и индукции магнитного поля $2,25 \text{ Тл}$ на расплавленный вольфрам действует сила $2,7 \text{ МН/м}^3$. При толщине расплавленного слоя $0,2\text{—}1 \text{ мм}$ эта сила равна $0,5\text{—}3 \text{ кН/м}^2$. При этом давление плазмы составляет 200 Н/м^2 . В плазменной пушке КСПУ (ТРИНИТИ) давление плазмы $20\text{—}700 \text{ кН/м}^2$. Тонкий расплавленный слой вольфрама может остановиться у зазора. Толстый слой может перекрыть зазор;
- средний размер расплавленных капелек вольфрама 4 мкм . Мелкие капельки разбрызгиваются. Крупные (размером от 30 до 100 мкм) выплёскиваются. Выплеск крупных капелек может вызвать срыв плазмы. Нагрев мелких капель может вызвать их кипение;
- изменение формы поверхности вольфрамовых элементов диверторных мишеней при их плавлении увеличивает тепловой поток на мишени и ухудшает способность дивертора отводить поступающую энергию;
- при больших тепловых нагрузках ($> 20 \text{ МВт/м}^2$) на перегретой поверхности наблюдаются деградация материала, изменение размера зёрен, рост дендритов, образование пузырей и пустот, уменьшение плотности материала;
- плавление вольфрама должно быть предотвращено, но вероятность, что оно произойдёт, должна быть предусмотрена в проекте.

На рис. 10 показано приведённое в докладе уменьшение теплового потока, падающего на углеродную,

Рис. 10. Влияние аэрозольно-паровой завесы, образующейся при распылении, сублимации и испарении материала поверхности, на уменьшение теплового потока из плазменного шнура, достигающего бомбардируемую поверхность: 1 — W; 2 — W + C; 3 — C

углеродно-вольфрамовую и вольфрамовую поверхность, в результате его прохождения через аэрозольно-паровое облако, которое образуется около распыляемой поверхности. Эта зависимость была получена Гаркушей с коллегами на КСПУ-Х-50 (НИЦ ХФТИ) и опубликована в 2009 г.

В докладе приводятся следующие комментарии к этому рисунку:

- даже при тепловых нагрузках, не приводящих к плавлению вольфрама ($< 0,57 \text{ МДж/м}^2$), слой, прилегающий к поверхности, не прозрачен для падающего потока частиц; он уменьшает тепловой поток, достигающий поверхность на $35\text{—}40\%$;
- облако углеродных паров и аэрозолей имеет толщину $> 5 \text{ см}$, толщина слоя вольфрамовых аэрозолей $< 5 \text{ мм}$;
- распыляемые углеродные элементы уменьшают тепловую нагрузку на вольфрамовые элементы.

В докладе Н. Оно (Нагойский университет, Япония) «Влияние кристаллографической ориентации на образование гелиевых пузырей и структуру нанопуха в вольфраме» [3] наиболее интересным было рассмотрение возможного механизма образования вольфрамового нанопуха (рис. 11).

Когда рекристаллизованный вольфрам при температуре более 1000 К облучается гелиевой плазмой, в его приповерхностном слое образуются пузыри. Во время их эволюции при продолжении облучения на поверхности пузырей возникают отверстия, напоминающие проколы булавкой, поверхность пузырей вспучивается. Если температура находится в интервале 1000—2000 К, а энергия α -частиц превышает 20 эВ, образуются пухообразные наноструктуры (рис. 12, 13), которые снижают стойкость вольфрама при тепловых нагрузках и увеличивают выход вольфрамовых примесей в плазму.

Рис. 12. Вероятный механизм начальной стадии образования нанопуха при облучении поверхности вольфрама (при температуре 1400 К) ионами гелия с энергией 50 эВ в течение 375 с до флюенса $6 \cdot 10^{24} \text{ He}^+/\text{m}^2$ на установке NAGDIS-II

Рис. 11. Полученная на просвечивающем электронном микроскопе фотография нанопуха на поверхности вольфрама: установка NAGDIS-II, температура W 1400 К, энергия ионов He 50 эВ

Рис. 13. Области температуры поверхности вольфрама и энергии ионов гелия, при которых при облучении вольфрама ионами He образуются гелиевые пузыри и нанопух: $\blacktriangledown$, $\triangledown$ — PISCES-B (M. Baldwin, 2008); $\bullet$, $\circ$ — NAGDIS-II (W. Sakaguchi, 2009); $\square$ — NAGDIS-II (S. Kajita, 2007); $\blacklozenge$ — NAGDIS-II (S. Kajita, 2009); $\blacktriangleright$, $\blacktriangleleft$ — NAGDIS-II (S. Kajita, 2006); $\blacktriangle$, $\triangle$ — NAGDIS-II (W. Sakaguchi, 2008); $\diamond$ — NAGDIS-II (D. Nishijima, 2004); — — NAGDIS-II (D. Nishijima, 2003); $\triangleleft$ — NAGDIS-II (2005); $\blacktriangleleft$ — NAGDIS-II (в печати)

Х. Кугель (Принстонская плазмофизическая лаборатория, США) рассказал о результатах экспериментов по поведению плазмы в сферическом токамаке NSTX с мишенями дивертора, на поверхность которых осаждался литий [4]. В первой серии экспериментов до 2,3 г паров лития (Li) вводилось в камеру токамака и осаждалось (в твёрдом виде) на графитовых пластинах мишеней дивертора между основными экспериментальными импульсами. Литий химически связывал ионы и атомы дейтерия, проникавшие в мишень на глубину 100—250 нм. Уменьшился рециклинг дейтерия. После осаждения лития отпала необходимость в обезгаживании стенок камеры между основными экспериментальными разрядами с помощью гелиевых тлеющих разрядов, которые требовались до введения лития и занимали существенно больше времени, чем осаждение лития. Уменьшилась плотность плазмы в плазменном шнуре и на его периферии, а также плотность атомов на периферии плазменного шнура. Улучшилось удержание энергии в плазме. Что весьма существенно, были подавлены ЛПМ. В результате улучшения удержания энергии и подавления ЛПМ снизились требования по ограничению накопления примесей в плазме и ограничению $Z_{\text{эф}}$, увеличился сброс энергии излучением. Более равномерным стал профиль температуры в плазменном шнуре, улучшилось удержание электронов, повысилась ионная и электронная температура на границе шнура. Уменьшилась вероятность возникновения винтовых (*kink*) и отслаивающихся (*peeling*) неустойчивостей плазмы. После кампании 2008 г. плазма токамака содержала

большое количество кислорода. Применены прогрев, боронизация, шестинедельный цикл обработки камеры тлеющими разрядами в среде Ar, Ne и He. Однако содержание кислорода в плазме оставалось высоким. После осаждения 2,3 г лития и проведения с ним 10 разрядов получены хорошие условия для проведения экспериментов.

Осаждённый на графитовые пластины твёрдый литий обеспечивает хорошую откачку, но в течение короткого времени. Между рабочими импульсами его приходится добавлять. Большую откачку может обеспечить жидкий литий благодаря образованию LiD. Кроме того, он позволяет отводить более высокие тепловые потоки. Поэтому вторая серия экспериментов проведена с дивертором на основе жидкого лития. На стальную пластину толщиной 0,25 мм, припаянную к меди, плазменным напылением наносили слой молибдена с пористостью 45%, толщиной 0,17 мм. В проведённых экспериментах его заполнили литием на 5%. Литий подавался в камеру токамака с расходом 20—40 мг/мин. Осаждение осуществлялось при температурах от комнатной до 320 °С (температура плавления Li около 180 °С). Получены воспроизводимые H-моды без ЛПМ. Откачка с дивертором на основе жидкого лития практически не отличалась от откачки с твёрдым осаждённым литием.

ДЕНЬ ВТОРОЙ

К. Охя (Токусимский университет, Япония) прочитал обзорный доклад «Прогресс в моделировании взаимодействия плазмы с материалами» [5], в котором он призывал разработать единую систему вычислительных программ, которая охватывала бы все взаимосвязанные процессы, происходящие как на границе твёрдого тела и плазмы, так и в самой плазме.

Недавно программы Монте-Карло, моделирующие перенос продуктов эрозии в плазме, были объединены с программами, описывающими двойные столкновения в статических и динамических процессах, что позволило моделировать эрозию и переосаждение материалов, а также образование их смесей. На рис. 14 в качестве примера такого моделирования показаны результаты расчёта эрозии вольфрама и переосаждения на него углерода в смеси ионов $D^+ + C^{4+}$ в зависимости от электронной температуры плазмы (T_e) и концентрации ионов C^{4+} в смеси $D^+ + C^{4+}$ (f_c).

Рис. 14. Глубина эрозии W и толщина осаждённого углеродного слоя на нём в зависимости от T_e и f_c при флюенсе ионов плазмы 10^{25} м^{-2}

Добавление диффузионных программ позволило оценивать захват и десорбцию осаждённых и соосаждённых элементов. В некоторых случаях также применялись программы молекулярной динамики. Учёт в них отражения и прилипания бомбардирующих C-атомов показал, что при энергии около 100 эВ образуется смешанный W—C-слой, при 10 эВ — аморфный C-слой на W с атомным отношением $H/(C + H) \approx 0,12$, а при энергии от 0,01 до 1 эВ — гидрогенизированный аморфный C-слой, в котором атомное отношение $H/(C + H)$ изменяется соответственно от 0,37 до 0,30. Расчитана вероятность выхода из этих слоёв C, CH, CH₂, CH₃ и CH₄ при разной энергии бомбардирующих молекул CH₄. Методы молекулярной динамики позволили оценить распыление гидрогенизированного углеродного слоя (в том числе загрязнённого бериллием) атомами H, D и T низкой энергии. Так называемый «метод крупных частиц» позволил анализировать особенности взаимодействия плазмы с поверхностью полоидальных и тороидальных щелей.

Г. Пинчук (Юлих, Германия) представил доклад, подготовленный Н. Климовым (ТРИНИТИ, Россия), который был посвящён экспериментальному исследованию эрозии углеволокнистого композита и вольфрама и осаждению эродировавшего материала при переменных тепловых на-

грузках, близких ожидаемым в ИТЭР. Эксперименты проводились на квазистационарном сильноточном плазменном ускорителе КСПУ (ТРИНИТИ) [6].

Параметры КСПУ: тепловая нагрузка $Q = 0,2—5$ МДж/м²; длительность импульса 0,1—0,6 мс; диаметр плазменного пучка 6 см; энергия бомбардирующих ионов 0,1—1 кэВ; электронная температура <10 эВ; плотность плазмы $10^{22}—10^{23}$ м⁻³.

При мощных тепловых нагрузках, близких к ожидаемым в ИТЭР, в углеволокнистом композите (УВК) эродируют волокна УВК. С увеличением тепловой нагрузки от 0,2 до 2,4 МДж/м² скорость эрозии h увеличивается от 10 нм до 10 мкм за импульс, подчиняясь зависимости $h = 0,9 Q^{2,7}$.

Основным эрозионным процессом в вольфраме при мощных переменных тепловых нагрузках и температурах ниже температуры плавления W является образование трещин. Первичные трещины глубиной до 0,5 мм (после 100 импульсов) образуют на поверхности вольфрама решётку с характерным размером ячеек 1—3 мм. Вторичные трещины глубиной до 50 мкм (после 100 импульсов) образуют на поверхности вольфрама решётку с характерным размером ячеек 100—300 мкм. Ширина трещин растёт с увеличением числа импульсов.

Трещины на поверхности сначала оплавленного, а затем застывшего $W—1\%La_2O_3$ образуют решётку с размерами ячеек от 1 до 100 мкм. Глубина трещин зависит от толщины расплавленного слоя.

При температуре выше температуры плавления вольфрама основными эрозионными процессами являются перемещение расплавленного слоя и выброс капелек металла. Более 80% капелек вылетают в направлении, соответствующем потоку плазмы, под углом от 0 до 60° между поверхностью мишени и вектором скорости плазмы. Скорость капелек вольфрама от 0 до 25 м/с.

При одновременном облучении W и УВК масса УВК увеличивается за счёт осаждения и накопления на нем вольфрама.

Р.Д. Смирнов (Отделение Калифорнийского университета в Сан-Диего) представил доклад «Пыль в термоядерных установках» [7].

В результате отслаивания осаждённых плёнок, плавления или хрупкого разрушения поверхностных слоёв контактирующих с плазмой материалов, образования на поверхности МКП горячих пятен и униполярных дуг, а также конденсации находящихся в плазме аэрозолей в современных термоядерных установках (ТУ) образуется пыль. Она накапливается в щелях и патрубках. Ожидается, что в ТУ следующих поколений количество пыли будет значительно больше. Частицы пыли сильно отличаются по конфигурации и размеру (от 10 нм до 100 мкм). Их химический состав соответствует составу МКП.

Проблемы безопасности, связанные с пылью, обусловлены возможностью взрыва пыли при авариях с потерей вакуума и теплоносителя, а также её радиоактивностью и токсичностью. В ИТЭР поставлено требование, чтобы количество пыли внутри вакуумного корпуса на холодных поверхностях не превышало 1 т, а на горячих — 6 кг. Ожидается, что скорость образования пыли в ИТЭР будет около 1 г/с.

В ТУ пыль захватывает тритий, ухудшает работу диагностических систем и загрязняет плазму. В частности, в стеллараторе LHD накопление пыли в плазме приводило к прекращению рабочего импульса, а в сферическом токамаке NSTX литиевая пыль образовывала излучающую мантию.

Физические процессы, связанные с пылью, сложны и многогранны. Ни источники образования пыли, ни вероятность тех или иных процессов пока количественно не описаны.

Для определения количества пыли разработаны весовые и электростатические детекторы. С помощью рассеяния лазерного света определяются мелкие частицы, но не удаётся определить объём пыли. Применение высокочувствительных видеокамер позволяет в рабочих условиях просматривать большой объём плазмы и видеть относительно крупные частицы пыли. Кроме того, разрабатываются диагностические методики, основанные на захвате частиц пыли аэрогелем, возмущении пылью энергетического спектра плазмы и разогреве частиц пыли до высокой температуры при лазерном облучении.

Инжекция 10 мг/с пыли в периферийную зону вакуумной камеры значительно увеличивает концентрацию примесей в этой зоне и радиационные потери. Около 80% пыли при этом испаряется. Образующееся паровое облако приблизительно в 50 раз снижает тепловой поток на стенку (или диверторные пластины). Пыль проникает в плазменный шнур значительно глубже, чем газовые примеси.

Б.В. Кутеев рассказал о проводимых в РНЦ «Курчатовский институт» исследованиях по инжекции пыли в диверторный слой (ДС-Scrape-off-layer- SOL) для уменьшения тепловых нагрузок на дивертор и управления плазмой при срывах [8].

Чтобы уменьшить тепловые потоки на дивертор, предполагается увеличить долю энергии, излучаемой примесями на первую стенку. Для этого целесообразно увеличить концентрацию излучающих энергию примесей в ДС. Перспективной является инжекция Li, так как ограничения на его введение в вакуумную камеру с точки зрения плазменных требований меньше, чем для других рассматриваемых элементов. Однако малый атомный номер лития имеет и недостаток — низкую излучательную способность элемента. Поэтому наряду с Li были рассмотрены Be, B и C. Разработана расчётная модель, согласно которой капельки Li размером 20—30 мкм инжестировались в ДС и «мантию» со скоростью 30—500 м/с и расходом 0,1 г/с. Мощность, которая будет выделяться в ИТЭР при термоядерной реакции в виде α -частиц, плюс мощность дополнительного нагрева плазмы будет равна 120 МВт. Согласно расчётам до введения Li 62% этой мощности будет попадать на диверторные пластины. После введения Li благодаря увеличению излучения из ДС на первую стенку тепловая мощность, снимаемая на мишенях дивертора, уменьшилась до 41,5 МВт (35% от полной тепловой мощности плазмы). Тепловая нагрузка на мишени дивертора реактора ДЕМО при аналогичном введении Li снижается с 70 до 54% от полной тепловой мощности плазмы. При этом в обоих случаях средний по объёму плазмы эффективный заряд $Z_{\text{эф}} = 1,7$. Была разработана, изготовлена и испытана (на Li, NaCl и C) аппаратура для введения пыли в ДС токамака.

Разработан криогенный инжектор льдинок протия, дейтерия и неона для быстрого (в течение нескольких мс после принятия решения) прекращения разряда. Инжектор предполагается испытать на токамаке Т-10.

Проведены первые эксперименты по ослаблению последствий срывов плазмы на токамаке Т-10 с инжекцией менее 1 см³/с лития. Оценки показывают, что для эффективного подавления срывов плазмы требуется инжекция сотен см³/с твёрдого водорода, инертных газов, Li- или Be-пыли.

Доклад, представленный Б.Н. Колбасовым [9], содержал результаты исследований наноструктурных особенностей гомогенных углеводородных хлопьев, образующихся при взаимодействии плазмы с поверхностью разрядной камеры в токамаке Т-10. Исследованные продукты эрозии являются аморфными. Однако с помощью дифракции рентгеновских лучей в их структуре обнаружены нанокластеры, или нанопоры, средним размером 1,3, 0,75 и 1,1 нм с межплоскостными расстояниями 0,70, 0,24 и 0,12 нм соответственно. Численное моделирование интенсивности рассеяния рентгеновских лучей различными углеродными наноструктурами (трубками, сферами, эллипсоидами) показало, что тороиды (тороидальные углеродные нанотрубки с радиусом тора ~1 нм) лучше других структур соответствуют экспериментальной кривой интенсивности дифракции рентгеновских лучей. Исследования с применением спектроскопии околопороговой тонкой структуры рентгеновского поглощения показали, что хлопья содержат ~63% алмазоподобных структур и ~37% графитоподобных структур. Адсорбция изотопов водорода в хлопьях происходит в основном на дефектах. Существуют два адсорбционных состояния: одно с энергией связи ~0,65 эВ/Н, второе — хемосорбционное с энергией связи ~1,25 эВ/Н. По-видимому, из первого адсорбционного состояния десорбция происходит путём «прыжковой диффузии», а при втором адсорбционном состоянии имеет место резонансная десорбция сильно связанных в углеродной сетке соседних С—Н(Д)-групп. Накопление и десорбцию дейтерия можно контролировать *in situ* по интенсивности растягивающих С—D_{2,3} *sp*³-мод инфракрасного спектра при 2100—2200 см⁻¹. При малой толщине плёнки и малом атомном отношении D/C пики, соответствующие этим модам, не видны. С увеличением толщины плёнки и ростом атомного отношения D/C интенсивность этих пиков растёт.

ДЕНЬ ТРЕТИЙ

Г. Ли (Институт физики плазмы, Хэфэй, КНР) представил большой обзорный доклад о методах кондиционирования первой стенки реактора ИТЭР [10]. Цель кондиционирования — удалить тритий, адсорбированный внутри вакуумного корпуса, уменьшить количество примесей в плазме, а иногда также удалить пыль и углерод. Термодесорбционный прогрев дивертора до 350 °С, первой стенки —

до 240 °С и вакуумного корпуса — до 200 °С рассматривается как необходимая для обезгаживания процедура. Предполагается, что прогрев будет вестись при отсутствии магнитного поля.

Другой рутинный метод кондиционирования первой стенки — тлеющие разряды в атмосфере H_2 , D_2 , He и O_2 . Применительно к ИТЭР предусматриваются рабочее давление 0,01—0,5 Па, использование шести электродов, плотность тока на первую стенку 0,1—0,4 А/м², напряжение смещения –300—600 В, скорость откачки 30—40 м³/с [11]. При применении этого метода допустимо наличие магнитного поля с индукцией до 0,015 Тл [12]. Докладчик заметил, что при осуществлении тлеющих разрядов на токамаке НТ-7 индукция магнитного поля достигала 0,017 Тл.

Электронно-циклотронное резонансное обезгаживание (ЭЦРО) применялось с 1980-х годов, по крайней мере, на 10 экспериментальных токамаках, стеллараторах и открытых ловушках. В большинстве этих установок использовалась частота 2,45 ГГц при индукции магнитного поля 0,0875 Тл. Начиная с 1994 г., в токамаках ТЕКСТОР и JT-60U была использована частота 110 ГГц при индукции магнитного поля 1,65—3,73 Тл. Эти эксперименты показали преимущества перехода на повышенные частоты. В ИТЭР предполагается работать на частоте 170 ГГц с тем же кондиционирующим газом и той же скоростью откачки, как и при применении тлеющих разрядов. Проектная мощность, поглощаемая при ЭЦРО в ИТЭР, 100—400 кВт, рабочее давление 0,01—0,1 Па, максимальная производительность 4 Па·м³/с, индукция тороидального магнитного поля 5,3 или 2,65 Тл, максимальная индукция полоидального магнитного поля 0,1 Тл, длительность очистки между импульсами ЭЦРО ~500 с. Докладчик подчеркнул необходимость большого количества исследований для решения проблем, связанных с использованием этого метода обезгаживания.

Ионно-циклотронное резонансное кондиционирование (ИЦРК) первой стенки является наиболее обещающим методом при наличии тороидального магнитного поля. На ТЕКСТОРе при ИЦРК количество десорбируемых молекул (Па·м³) было в 20 раз больше, чем при ЭЦРО [10, 13]. На НТ-7 ИЦРК был в 10 раз эффективнее ЭЦРО. В то же время в LHD скорость удаления водорода при обезгаживании тлеющим разрядом была в 10 раз выше, чем при ИЦРК. Скорость удаления частиц при ИЦРК увеличивается с увеличением мощности и давления. В ИТЭР предполагается работать на ионно-циклотронной частоте 40—55 МГц. Максимальная проектная мощность, поглощаемая при ИЦРК в ИТЭР, 3,5 МВт. Эффективность обезгаживания увеличивается при работе короткими импульсами (0,3 с — импульс, 1,5 с — пауза). На конференции ИЦРК были посвящены пять отдельных докладов [11, 14—17].

Докладчик положительно отозвался об опыте применения ионно-циклотронного (ИЦ) радиочастотного нагрева для боронизации первой стенки на токамаках EAST и НТ-7, особенно после срывов плазмы [10, 18]. Длительность боронизации 120 мин, среда — $\text{C}_2\text{B}_{10}\text{H}_{12}/\text{He}$, давление 0,01 Па, индукция магнитного поля 1—2 Тл, мощность ИЦ-нагрева 15 кВт, частота 30 МГц, рабочий импульс 1 с, пауза 1 с, температура первой стенки до 120 °С. Боронизации предшествует ИЦРК первой стенки в среде He в течение 0,5 ч. После боронизации применяется ИЦРК в среде He для удаления водорода в течение 1 ч. Докладчик выразил недоумение, что Организация ИТЭР игнорирует эту технологию. На конференции проблемы боронизации рассматривались также ещё в двух докладах [19, 20].

На токамаках EAST и НТ-7 для обезгаживания первой стенки длительное время применяются высокочастотные тлеющие разряды. Они относительно просты и в то же время обеспечивают почти такую же эффективность обезгаживания, как ИЦРК и ЭЦРО. Параметры этой технологии: рабочая среда — Ar , He/D_2 , H_2 , давление от $5 \cdot 10^{-4}$ до 2 Па, частота 25—100 кГц, ток разряда 0,5—3 А, индукция магнитного поля 0—2 Тл, напряжение 1—2 кВ.

Среди других методов кондиционирования докладчик отметил кратковременное смещение сепаратрисы (sweeping), которое может привести к удалению трития и пыли с диверторной мишени и уменьшить слой переосаждённого углерода.

Перед переходом на работу на DT-плазме, видимо, потребуется удаление углерода с поверхности контактирующих с плазмой компонентов окислением. Для этого рекомендуется ИЦРК в среде He/O при давлении 0,01—0,2 Па. Наилучшие результаты получаются при атомном соотношении $\text{He}/\text{O} = 4/1$. В этом случае скорость удаления углерода 103 г/ч. При увеличении концентрации кислорода скорость удаления углерода, конечно, увеличивается, но одновременно заметно увеличивается образование DTO.

Для удаления углерода в ИТЭР потребуется мощность ИЦ-нагрева 3 МВт. После удаления углерода нужно удалить кислород. Для этого можно применить тлеющий разряд или ИЦРК в среде He. Однако наилучшие результаты даёт ИЦРК в среде дейтерия. В этом случае скорость удаления кислорода в 5—7 раз выше, чем в среде He [10, 21]. Вопросы окисления углерода рассматривались также в трёх стендовых докладах, представленных на конференции [22—24].

Для удаления трития и пыли, особенно из таких мест, куда трудно добраться, используя другие методы очистки, например, из зазоров на зубчатых поверхностях, из-под купола и кассет дивертора, рекомендуется применять фотонное кондиционирование. Применительно к ИТЭР оценки показали, что скорость удаления трития с поверхности площадью 150 м^2 с помощью импульсной лампы может быть $0,075 \text{ г/ч}$, а с помощью лазера $0,03—0,3 \text{ г/ч}$ [10, 25—28].

Одиннадцать представленных на конференции докладов были посвящены улучшению характеристик плазмы путём кондиционирования первой стенки и дивертора с помощью лития [4, 10, 29—37]. В токамак HT-7 вводились смеси $\text{Li} + \text{Si}$ и $\text{Li} + \text{SiH}_4$. Этот метод кондиционирования Ли назвал очень привлекательным. Он подавляет ЛПМ и MARFE, улучшает удержание плазмы. Однако требуется ещё большое количество дополнительных исследований, связанных с коррозией, захватом трития, электромагнитными силами и возможностью течи воды.

Е. Унтерберг (Ок-Риджская национальная лаборатория, США) представил доклад об исследованиях удержания дейтерия в обращённых к плазме углеродных компонентах токамака DIII-D на разных стадиях рабочего импульса при работе в разных модах [38]. При подъёме тока и температуры плазмы удержание дейтерия (разница между количеством инжектируемого и откачиваемого криогенным насосом дейтерия) составляет около 20% от количества инжектируемого дейтерия как при инъекции быстрых атомов, так и при применении электронно-циклотронного нагрева. При горении плазмы в H-моде (в течение $\sim 4 \text{ с}$) удержания дейтерия практически нет ни при инъекции быстрых атомов, ни при использовании электронно-циклотронного нагрева. При этом на начальной стадии работы в H-моде, когда ещё нет ЛПМ, количество откачиваемого дейтерия немного превышает инжектируемое количество.

При омических разрядах в L-моде без криогенной откачки в вакуумной камере удерживается 80—90% инжектируемого дейтерия. При наличии криогенной откачки количество удерживаемого дейтерия уменьшается до $\sim 15\%$.

Перед началом работы вакуумная камера прогревается до $350 \text{ }^\circ\text{C}$. При этом она обедняется дейтерием (содержание дейтерия становится на ~ 500 торр·л меньше соответствующего насыщению при рабочей температуре). За типичный день работы токамака DIII-D в H-моде в него инжектируется около 2400 торр·л дейтерия. Приблизительно половина этого количества (1010—1140 торр·л) откачивается криогенными насосами. Другая половина остаётся в камере (компенсирует обеднение при прогреве и удерживается углеродными элементами). После рабочего дня опять проводится прогрев камеры (в течение 4,5 ч) до $350 \text{ }^\circ\text{C}$. При этом удаляется около 1090 торр·л слабо связанного дейтерия. Не исключено, что при более длительном прогреве количество удалённого дейтерия увеличилось бы. После ночного прогрева количество дейтерия в вакуумной камере оказывается на 170—300 торр·л больше, чем накануне (7—12% от количества инжектированного дейтерия). По-видимому, это в основном соосаждённый с углеродом дейтерий, термодесорбция которого начинается при $\sim 700 \text{ }^\circ\text{C}$.

Для удаления оставшегося дейтерия применяется термоокислительное обезгаживание: прогрев камеры в течение 2 ч в смеси 80% He и 20% O_2 при давлении 10 торр. Однако эта процедура позволяет удалить только около половины удерживаемого сильно связанного дейтерия [23, 24, 39].

ДЕНЬ ЧЕТВЁРТЫЙ

Четвёртый день конференции начался с обзорного доклада **А. Калленбаха (Институт физики плазмы им. М. Планка, Гархинг, Германия) о взаимодействии с поверхностью плазмы, в которую введены примеси [40].**

Ввод примесей в разрядную камеру токамака позволяет увеличить энергию, сбрасываемую излучением на стенки, получить в диверторе частично оторванную плазму, снизить там электронную температуру до 5 эВ и увеличить в диверторе плотность электронов.

Если без введения примесей для увеличения сброса энергии излучением можно иногда обойтись в термоядерных установках с углеродными высоконапряжёнными элементами, то при переходе на вольфрамовые конструкции использование излучающих примесей становится необходимым. Наилучшими излучающими энергией примесями являются С и N, но так как ориентация на W обусловлена стремлением уйти от углерода, применение С в качестве излучающей примеси маловероятно.

Основная проблема, связанная с применением излучающих примесей,— это увеличение эрозии материалов. Для вольфрама вклад примесей в эрозию будет доминирующим. Чтобы распыление не превышало допустимый уровень, даже при больших потоках примесных атомов и ионов плазма перед распыляемыми элементами должна иметь достаточно низкую температуру. При большом (требуемом) излучении в диверторе образуются слишком большие потоки примесного материала на первую стенку. Одновременное поддержание требуемых концентрации и температуры примесей в плазменном шнура, ДС и диверторе оказывается сложной задачей и, по-видимому, потребует комбинации различных видов примесей. Это особенно вероятно для будущих высоконапряжённых энергетических установок.

Данные о влиянии излучающих примесей на удержание энергии противоречивы. В JET удержание ухудшилось. В Alcator C-Mod введение неона на удержании энергии не отразилось. В ASDEX Upgrade инжекция азота улучшила удержание.

Введение примесей может привести к изменению структуры поверхностных слоёв контактирующих с плазмой материалов. В приповерхностных слоях вольфрама толщиной в несколько нм атомное отношение N/W после инжекции азота было близко к 1. Образовывался нитрид W. Результаты лабораторных исследований и измерений на токамаках сильно расходятся.

В докладе Р.А. Питца (Организация ИТЭР) «Физические основы и проект обращённых к плазме компонентов реактора ИТЭР» (рис. 15) был описан изготавливаемый в настоящее время дивертор, который будет состоять из 54 модулей, каждый из которых будет включать 80 воспринимающих тепловой поток элементов и весить ~8,7 т [41]. При обезгаживании дивертор может прогреваться до 350 °С. Вольфрамовые моноблоки горловины дивертора и пластины купола дивертора и отражателей рассчитаны на стационарную работу при тепловых потоках до 5 МВт/м² и кратковременно (до 2 с) при 10 МВт/м². Изготавливаемые из углеволоконистого композита моноблоки мишеней дивертора должны работать стационарно при 10 МВт/м² и кратковременно (до 10 с) при 20 МВт/м². Для того чтобы тепловой поток на вольфрамовые мишени (99,94% W) не превысил 10 МВт/м², требуется обеспечить частичный отрыв плазмы, непрерывный мониторинг этого потока и ввод примесей для радиационного сброса энергии.

Рис. 15. ИТЭР (из доклада Питца)

Недавно закончилось рецензирование нового концептуального проекта бланкета/первой стенки. Предыдущий проект первой стенки рассматривал только радиационные тепловые нагрузки и нагрузки, связанные с обменом зарядами. Потоки плазмы на стенку не учитывались. Были предусмотрены специальные стартовые лимитеры. Согласно новому проекту бланкет будет состоять из 440 модулей общим весом 1800 т. Каждый модуль включает панель первой стенки площадью 1,4×1,0 м и блок защиты весом 3,5 т. Новый проект учитывает локальные тепловые нагрузки,

Рис. 16. Места максимальных тепловых нагрузок в ИТЭР

позволяет заменять целиком панели первой стенки и отказаться от стартовых лимитеров. Наибольший локальный стационарный тепловой поток на первую стенку ожидается вблизи верхней точки пересечения вторых сепаратрис (рис. 16). При работе на DT-плазме в Н-моде при $Q = 10$ он может достигать 8 МВт/м^2 . Такую локальную тепловую нагрузку первая стенка ИТЭР выдержать может.

Рассматривая наиболее напряжённую работу дивертора на DT-плазме при ЛПМ, докладчик предположил, что энергия ЛПМ 20 МДж , $2/3$ её выделяется на внутренней стороне дивертора, площадь которой $0,8 \text{ м}^2$, т.е. удельное энерговыделение 17 МДж/м^2 . Чтобы избежать плавления кромок вольфрамовых моноблоков дивертора, удельное энерговыделение не должно превышать $0,5 \text{ МДж/м}^2$, т.е. необходимо добиться уменьшения энергии ЛПМ в 35 раз (до 600 кДж). Если энергия ЛПМ не будет уменьшена, повреждаться будут не только кромки моноблоков, но и поверхность, обращённая к

плазме. При проектировании первой стенки рассматривается наложение максимального локального стационарного теплового потока (8 МВт/м^2) и переменного теплового потока, вызванного ЛПМ. При энергии контролируемых ЛПМ, равной $0,6 \text{ МДж}$, эта переменная (проектная) добавка может достигать 24 МВт/м^2 .

Энергия, запасённая в плазме ИТЭР, — до 350 МДж . При больших срывах плазмы в диверторе выделится $100\text{—}800$, а на первой стенке $70\text{—}300 \text{ МДж/м}^2$. Такой срыв приведёт к оплавлению и поверхностным повреждениям вольфрамовых и бериллиевых контактирующих с плазмой компонентов. Поэтому одна из основных задач Организации ИТЭР — разработка методов уменьшения числа срывов плазмы и выделяемой при срывах энергии. Спецификация тепловых нагрузок, которые берутся за основу при проектировании, предполагает, что удастся разработать способ, обеспечивающий выделение при срыве на первой стенке не более $45\text{—}120 \text{ МДж/м}^2$ в течение $3\text{—}6 \text{ мс}$. При смещении плазменного шнура вверх будет выделяться $70\text{—}270 \text{ МДж/м}^2$ в течение $1,5\text{—}3 \text{ мс}$, а при смещении плазменного шнура вниз энерговыделение составит $90\text{—}300 \text{ МДж/м}^2$. При зажигании разряда и его гашении будет выделяться на внутренней стороне первой стенки 25 и на внешней стороне 40 МВт/м^2 в течение нескольких секунд. Испытать методы борьбы со срывами плазмы и ЛПМ на начальной (протиевой и гелиевой) стадии работы ИТЭР будет легче при использовании углеродных мишеней дивертора. В то же время небольшая часть мишеней дивертора уже на начальной стадии работы будет сделана из вольфрама, чтобы испытать его работоспособность в диверторе ИТЭР.

Максимальные стационарные тепловые нагрузки в диверторе на начальной стадии работы:

- протиевая плазма, L-мода, ток плазмы $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — удельная мощность $P_{\text{див}} = 7,5 \text{ МВт/м}^2$;
- протиевая плазма, L-мода, $I_{\text{пл}} = 15 \text{ МА}$ — $P_{\text{див}} = 13,5 \text{ МВт/м}^2$;
- гелиевая плазма, Н-мода, $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — $P_{\text{див}} = 13,5 \text{ МВт/м}^2$.

Максимальные переменные тепловые нагрузки на мишенях дивертора на начальной стадии работы:

- неконтролируемая ЛПМ, $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — энергия ЛПМ $E_{\text{ЛПМ}} = 5 \text{ МДж}$, длительность увеличения теплового потока $t_{\text{ув}} = 0,35\text{—}0,70 \text{ мс}$, удельное энерговыделение $E_{\text{миш}} = 2,1 \text{ МДж/м}^2$;
- срыв плазмы, L-мода, $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — энергия срыва $E_{\text{ср}} = 30\text{—}60 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 0,5\text{—}1,9 \text{ МДж/м}^2$;
- срыв плазмы, L-мода, $I_{\text{пл}} = 15 \text{ МА}$ — $E_{\text{ср}} = 55\text{—}110 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 1,7\text{—}6,9 \text{ МДж/м}^2$.

Кроме максимальных, докладчик привёл вероятные переменные тепловые нагрузки на мишенях дивертора ИТЭР, а также соответствующие параметры теплового воздействия $e_{\text{ТВ}} = E_{\text{миш}} t_{\text{ув}}^{-1/2}$ (вольфрам начинает плавиться при $e_{\text{ТВ}} \approx 48 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$):

— неконтролируемая ЛПМ, ток плазмы 7,5 МА — $E_{\text{ЛПМ}} = 5 \text{ МДж}$, частота ЛПМ $f_{\text{ЛПМ}} = 2\text{—}4 \text{ Гц}$, $t_{\text{ув}} = 0,35\text{—}0,70 \text{ мс}$; $E_{\text{миш}} = 1,2 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 64 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$;

— срыв плазмы, L-мода, $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — $E_{\text{ср}} = 30\text{—}60 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 0,3\text{—}1,1 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 28 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$;

— срыв плазмы, H-мода, $I_{\text{пл}} = 7,5 \text{ МА}$ — $E_{\text{ср}} = 30\text{—}60 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 0,5\text{—}2,1 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 54 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$;

— неконтролируемая ЛПМ, ток плазмы 15 МА — $E_{\text{ЛПМ}} = 20 \text{ МДж}$, частота ЛПМ $f_{\text{ЛПМ}} = 1\text{—}2 \text{ Гц}$, $t_{\text{ув}} = 0,25\text{—}0,50 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 9,5 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 601 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$;

— срыв плазмы, L-мода, $I_{\text{пл}} = 15 \text{ МА}$ — $E_{\text{ср}} = 55\text{—}110 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 1,0\text{—}3,9 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 100 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$;

— срыв плазмы, H-мода, $I_{\text{пл}} = 15 \text{ МА}$ — $E_{\text{ср}} = 88\text{—}175 \text{ МДж}$, $t_{\text{ув}} = 1,5\text{—}3,0 \text{ мс}$, $E_{\text{миш}} = 3,1\text{—}12,5 \text{ МДж/м}^2$, $e_{\text{ТВ}} = 322 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1/2}$.

Проанализировав эти данные, докладчик делает вывод: если не будут приняты меры к уменьшению энергии, выделяющейся на мишенях дивертора при ЛПМ и срывах плазмы, вольфрам будет плавиться даже на начальной стадии экспериментов (до перехода на DT-плазму).

Р. Питц перечислил основные вопросы, которые нужно решить для уверенного применения вольфрама в ИТЭР:

— получение и поддержание отрыва плазмы в диверторе при вводе примесей для радиационного сброса энергии;

— обеспечение концентрации W в плазменном шнуре, совместимой с требованиями к характеристикам плазмы;

— совместимость W с ионно-циклотронным нагревом плазмы;

— совместимость W со сценариями, обеспечивающими контроль ЛПМ;

— допустимость повреждений W при неконтролируемых ЛПМ и срывах плазмы;

— возможность продолжения работы с повреждёнными W-поверхностями;

— допустимость растрескивания W-поверхности после её плавления или периодического воздействия подпороговых ЛПМ;

— изменение свойств материала при образовании сплава W и Be;

— изменение морфологии поверхности при воздействии смешанных D/T/He-потоков;

— образование пыли при разбрызгивании капель W и растрескивании поверхности.

Вызывает беспокойство неизбежное расхождение по высоте отдельных элементов мишеней дивертора при изготовлении и монтаже. Среднее проектное расхождение по высоте при изготовлении 150 мкм. Максимальное проектное расхождение между смежными элементами 400 мкм. Ожидается, что в ~0,3% моноблоков мишеней (в 180 из 59 000) расхождение элементов по высоте будет достигать 140 мкм. Выступающие кромки элементов мишеней могут нагреваться до недопустимых температур.

Ожидается, что в бериллии будет удерживаться до 5,5 гТ/ч, расчётная пиковая эрозия 55 мкм Be/ч. Докладчик посетовал на большие неопределённости при оценке этих величин.

А.С. Кукушкин (Организация ИТЭР) представил доклад о физических требованиях к системе подачи топлива в ИТЭР [42]. Эта система будет выполнять пять функций:

— восполнять сгоревшее топливо (его доля ничтожна);

— поддерживать требуемую плотность в плазменном шнуре с помощью относительно крупных топливных таблеток;

— поставлять лёгкие топливные таблетки для увеличения частоты и уменьшения энергии ЛПМ;

— восполнять газовым напуском топливо, потерянное при удалении He;

— обеспечивать допустимую пиковую тепловую нагрузку на мишени дивертора с помощью регулируемого напуска газообразного топлива.

В анализе игнорируется захват трития внутри вакуумной камеры, т.е. количество подаваемого и откачиваемого трития считается одинаковым.

Рис. 17. Суммарная подача топлива за импульс $S_{DT-имп}$ при разной подаче топлива, требуемой для поддержания плотности в плазменном шнуре $S_{пл}$: S_{edge} — количество топлива, подаваемого в периферийную часть плазмы; S_{puff} — количество топлива, подаваемого газовым напуском; S_{pel} — суммарная подача топливных таблеток

В докладе Р. Питца [41] поставлено жёсткое требование, чтобы энергия, выделяемая при единичном ЛПМ, не превышала 600 кДж, так как в противном случае вольфрамовые элементы дивертора будут оплавляться, что следует предотвратить. Одним из способов уменьшения энергии, выделяемой при единичных ЛПМ, является увеличение частоты ЛПМ. Предполагается, что мощность потока плазмы на сепаратрисе в ИТЭР будет около 100 МВт. Вероятная доля этой мощности, выделяющейся при ЛПМ, $\alpha = 0,2$. Чтобы выделяемая при ЛПМ энергия была на уровне 600 кДж, нужно довести частоту ЛПМ, а следовательно и суммарную частоту инъекции таблеток до 33 Гц. Крупные таблетки предполагается инжектировать с частотой 8 Гц. Кроме них, потребуется инъекция в область пьедестала более мелких топливных таблеток, содержащих $2 \cdot 10^{21}$ атомов топлива (~8 мг) с частотой 25 Гц (94 Па·м³/с). Таким образом, суммарная подача топливных таблеток $S_{pel} = 150—160$ Па·м³/с.

Чтобы поддерживать концентрацию гелия в разрядной камере не выше 5% и компенсировать потери топлива при его откачке, требуется газовый напуск в периферийную зону плазмы ~40 Па·м³/с топлива. Так как эта величина существенно меньше суммарной подачи топлива в виде таблеток, признано, что можно обойтись без этого газового напуска топлива.

Для поддержания пиковых тепловых нагрузок на мишени дивертора на уровне ниже 10 МВт/м² требуется суммарная подача топлива до 180 Па·м³/с [43], что сравнимо с суммарной подачей топлива таблетками и не превышает предельную величину 200 Па·м³/с.

В расчётах предполагалось, что подача и откачка топлива в ИТЭР будут в 100 раз меньше рециркуляции. Так как желательно этот анализ распространить на термоядерные реакторы следующих (после ИТЭР) поколений, был проведён параметрический анализ, учитывающий возможность увеличения доли мощности потока плазмы на сепаратрисе, выделяемой при ЛПМ, с 0,2 до 0,4. Этот анализ показал, что суммарная подача топливных таблеток может находиться в рамках от 140 до 190 Па·м³/с, в том числе в центральную часть плазменного шнура от 30 до 130 Па·м³/с, т.е. имеется возможность проводить дополнительный напуск газообразного топлива с расходом от 10 до 60 Па·м³/с и обеспечить подачу на периферию плазмы от 60 до 170 Па·м³/с.

При работе на Н-моду на гелиевой плазме (в начале эксплуатации ИТЭР), по-видимому, достаточно подавать 60 Па·м³/с гелия. Для уменьшения энергии, выделяемой при ЛПМ, в этом случае потребуется подавать до 30 Па·м³/с водорода.

В докладе Т. Айха (Институт физики плазмы им. Макса Планка, Гархинг, Германия) приводятся результаты исследований энергетических нагрузок при ЛПМ первого типа в Н-моду на JET [44]. Но-

Из соображений безопасности количество трития в крионасосах и тритиевых системах ИТЭР ограничено. Наибольшая допустимая средняя подача топлива (трития + дейтерия) в реактор за 400 с $S_{DT-имп} = 200$ Па·м³/с = $5 \cdot 10^{22}$ мол./с (0,24 гТ/с) (рис. 17).

При более коротких импульсах расход подаваемого трития может быть увеличен. Максимальная проектная подача топлива Т + D за импульс 80 кПа·м³ (около 100 г трития).

Для поддержания требуемой плотности плазмы ($1,2 \cdot 10^{20}$ м⁻³ в плазменном шнуре, $1 \cdot 10^{20}$ м⁻³ у пьедестала, $(3—4) \cdot 10^{19}$ м⁻³ на сепаратрисе) в ИТЭР требуется подавать $S_{пл} = 25—30$ Па·м³/с топлива. Инжекция DT-таблеток вызывает ЛПМ, которые, в свою очередь, приводят к дополнительной потере частиц плазмы. Чтобы скомпенсировать эти потери, требуется инжектировать в плазменный шнур относительно крупные таблетки, содержащие $4,2 \cdot 10^{21}$ атомов топлива (весом около 17,5 мг) с расходом 62 Па·м³/с и скоростью 300 м/с.

вые исследования с улучшенными диагностическими системами подтвердили, что длительность увеличения теплового потока при ЛПМ $t_{ув} \approx 2\pi q_{95}R/c_{зв}$, где q_{95} — запас устойчивости на границе магнитной поверхности, охватывающей 95% тороидального магнитного потока; R — большой радиус токамака, м; $c_{зв} = [(T_e + T_i)/m_D]^{1/2}$ — скорость звука в плазме, м/с; T_e и T_i — температура электронов и ионов соответственно, кг·м²/с²; m_D — масса дейтрона, кг. Комплексы $2\pi q_{95}R/c_{зв}$ для JET и ИТЭР очень близки (208 и 194 мкс соответственно), поэтому можно ожидать, что зависимости изменения теплового потока при ЛПМ от времени в этих двух установках также будут близкими. Длительность спада теплового потока (в e раз) превышает длительность его увеличения не менее, чем в 2 раза. Соответственно энергия, выделяемая при спаде теплового потока, в 1,5—3,5 раза больше, чем при его подъёме (в среднем в 2,5 раза). Пиковый тепловой поток при ЛПМ приблизительно пропорционален произведению максимального давления у пьедестала на скорость звука в плазме: $q_{max} = (0,23—0,26) p_{пед} c_{зв}$ ГВт/м². Отношение энерговыделения при ЛПМ к давлению плазмы у пьедестала оказалось равным 2,4 м (около 1/3 длины окружности JET в полоидальном направлении).

Доклад Г. Арно (Научный центр Калэм, Великобритания) был посвящён измерению тепловых потоков на первую стенку токамака JET во время срывов плазмы [45]. Запасённая магнитная энергия в плазме токамака JET около 9,1 МДж. Измерения проводились при срывах плазмы, создающих относительно небольшие тепловые потоки. При тепловом срыве выделялась энергия от 0,5 до 2,3 МДж. Типичные пиковые тепловые потоки на внутренний лимитер были до 18 МВт/м². В представленном примере максимум потока достигался через 4,9 мс после начала срыва. Максимум пикового теплового потока на внешний лимитер (~14 МВт/м²) был достигнут через 1,2 мс после начала срыва. Максимум пикового теплового потока на внешнюю мишень дивертора (около 30 МВт/м²) имел место через 0,9 мс. Это свидетельствует о том, что значительная часть энергии при тепловом срыве выделяется на полоидальных лимитерах. При относительно небольших срывах тока около 10% магнитной энергии плазмы передаётся первой стенке при взаимодействии плазмы с поверхностью камеры. Энергия рождающихся при срывах тока убегающих электронов (УЭ), которая передаётся первой стенке, пропорциональна квадрату тока УЭ. В экспериментах ток УЭ изменялся от 173 до 502 кА. Тепловые потоки, вызванные УЭ, были от 0,5 до 3 МДж/м².

ДЕНЬ ПЯТЫЙ

Е.М. Холльманн (Отделение Калифорнийского университета в Сан-Диего) сделал обзорный доклад о взаимодействии плазмы с поверхностью при срывах плазмы и быстром прекращении термоядерной реакции в токамаках [46]. Срыв плазмы — это общая МГД-неустойчивость, прекращающая разряд в токамаке, при которой выделение тепловой и магнитной энергии плазмы может вызвать повреждения контактирующих с плазмой компонентов реактора. Срыв состоит из трёх стадий: предсрыва, теплового срыва (ТС) и срыва тока (СТ) (рис. 18).

Срыву плазмы предшествует предвестник срыва (предсрыв), длящийся около 10 мс и проявляющий себя в цуге флуктуаций производной от индукции магнитного поля по времени. Он возникает при нарушении границы устойчивости плазмы, отказе системы регулирования или вводе примесей.

Рис. 18. Изменение параметров плазмы в токамаке DIII-D в зависимости от времени: B_{dot} — производная от индукции магнитного поля по времени; E_ϕ — напряжённость тороидального электрического поля

На стадии теплового срыва большая часть тепловой энергии плазмы обычно выделяется в диверторе (рис. 19), но при некоторых видах срывов (вертикальном смещении шнура, нарушении предела по плотности плазмы) тепловые нагрузки на лимитеры первой стенки (в JET, MAST) были сравнимы с нагрузками в диверторе.

Рис. 19. Эволюция канала тока плазмы при срыве: R — радиус токамака, t — время

Наибольшая температура поверхности в месте воздействия теплового срыва пропорциональна параметру $\Phi = E_{т.ср}/(At_{т.ср}^{1/2})$, где $E_{т.ср}$ — энергия, выделяемая при тепловом срыве, A — площадь воздействия срыва при выделении тепловой энергии, $t_{т.ср}$ — длительность воздействия теплового срыва, которая сильно зависит от вида срыва и пропорциональна малому радиусу тора. Ожидается, что в ИТЭР $t_{т.ср}$ будет около 1 мс.

Особого внимания требуют возможные локальные пики тепловых нагрузок на стенках, изготовленных из материалов с малым Z . Наибольшая допустимая величина Φ для Ве 15 МДж/(м²·с^{1/2}). При превышении этой величины Ве плавится. Толщина расплавленного слоя превышает 1 мм. Вольфрамовые стенки реакторов ДЕМО будут плавиться при $\Phi \approx 50$ МДж/(м²·с^{1/2}). Толщина расплавленного W-слоя менее 1 мм. При меньших тепловых потоках в W образуются трещины. Разрабатываются разные методы их «залечивания» и борьбы с ними: пропитка W-сеток кремнием, напыление на W лития, применение текущих жидких металлов (Li, Ga, Sn), покрытие W углеродом. Повреждения элементов из углеволокнистого композита при срывах обычно проявляются в образовании трещин и пыли. При распылении материала поверхности, вызванном тепловым срывом, около поверхности образуется аэрозольный экран, который может снизить тепловой поток в 100 раз.

Рис. 20. Гало-ток в нижнем диверторе

При срыве тока вокруг плазменного шнура образуется гало-плазма, по ней в стенку текут полойдальные гало-токи, создающие в стенке напряжения (рис. 20). Эти напряжения могут быть рассчитаны. Они пропорциональны параметру $K = I_{гало, макс}^2 / (I_{гало, ср} I_{пл, 0}) < 0,7$, где $I_{гало, макс}$ — наибольшая величина гало-тока, $I_{гало, ср}$ — величина гало-тока, усреднённая по тороидальному обходу, $I_{пл, 0}$ — ток плазмы в начале срыва. В различных токамаках $I_{гало, макс}/I_{гало, ср}$ варьируется от 1 до 4,4, $I_{гало, макс}/I_{пл, 0}$ — от 0,02 до 0,5.

Наибольшее опасение вызывают убегающие электроны. Их эволюция показана на рис. 21. На рис. 22 показана фотография хрупкого разрушения и сублимации углеволокнистого композита

Рис. 21. Эволюция убегающих электронов: 1 — тепловой срыв (в плазменном шнуре образуется остров, где концентрируются УЭ (более 75% их тут же уходит в дивертор, остаются в основном УЭ, находящиеся в зоне, где $r/a < 0,5$ (здесь r — расстояние по радиусу от центра плазменного шнура)); 2 — срыв тока (плазменный шнур, уменьшаясь, дрейфует в вертикальном направлении, оставшиеся электроны увеличивают свою энергию до нескольких десятков МэВ за счёт тороидального электрического поля, их плотность увеличивается); 3, 4 — конец СТ (УЭ узким пучком лавинообразно бомбардируют стенку, создавая большое локальное тепловыделение, схема, фото)

под действием узкого пучка УЭ. Опыты на JET и TEXTOR показали, что УЭ образуются, только когда тороидальное магнитное поле превышает 2 Тл.

Обращает на себя внимание очень большая энергия УЭ. На рис. 23 показана эта энергия в разных местах плазменного шнура в конце теплового срыва при быстром принудительном прекращении разряда в токамаке DIII-D согласно расчётам по программе NIMROD. Докладчик отметил, что результаты расчётов согласуются с измерениями.

Согласно расчётам бомбардировка первой стенки ИТЭР УЭ с энергией 10 МэВ под углом 1° в течение 100 мс приведёт к расплавлению Ве на глубину 2 мм, а бомбардировка УЭ с энергией 50 МэВ под углом 5° в течение 10 мс приведёт к плавлению медных элементов первой стенки.

Процессы, происходящие во время быстрого прекращения термоядерной реакции, аналогичны процессам, происходящим при срывах. Однако быстрое прекращение термоядерной реакции, проведённое должным образом, может уменьшить повреждения, которыми чреват срыв. Наиболее эффективным средством для этого является ввод достаточного количества излучающих примесей, которые:

- во время теплового срыва более или менее равномерно переизлучают тепловую энергию плазмы на окружающие стенки (Ne и Ar переизлучают до 100% энергии, выделяемой при тепловом срыве),

- во время срыва тока охлаждают плазму, снижают га-ло-ток (на ALCATOR в 2 раза) и тем самым уменьшают электромагнитные силы, возникающие в стенке камеры, препятствуют вертикальному смещению плазменного шну-

Рис. 22. Сублимация и хрупкое разрушение углеволокнистого композита в токамаке Tore-Supra под действием УЭ; видны отлетающие углеродные осколки

Рис. 23. Энергия убегающих электронов в разных местах плазменного шнура в токамаке DIII-D в конце теплового срыва

ра, ускоряют процесс срыва тока, не позволяя электронам набрать большую энергию, и уменьшают за счёт столкновений лавину УЭ, бомбардирующую стенку.

Длительность срыва тока определяется удельным электрическим сопротивлением плазмы, которое, в свою очередь, зависит от распылённых и введённых примесей.

Примеси с большим Z дают более сильный эффект. Однако эксперименты на DIII-D, TEXTOR и JET показали, что инъекция небольшого количества примесей с большим Z даёт обратный результат. Например, на рис. 24 видно, что на DIII-D ток УЭ $I_{УЭ}$ увеличивался в 10^5 — 10^6 раз по сравнению с опытами без инъекции примесей.

Рис. 24. Ток УЭ в конце СТ в токамаке DIII-D при разном количестве инжектируемых атомов: $\blacklozenge$ — Ag-таблетки; $\blacksquare$ — Ne-таблетки; $\blacktriangle$ — Ar-газ; $\bullet$ — Ne-газ; $\blacklozenge$ — He-газ; $\bullet$ — H_2 - или D_2 -газ

повреждения при минимальной нагрузке на насосы. Для снижения тепловых нагрузок из-за излучения инжектируемых газов вблизи мест инъекции требуются газы с малым порядковым номером элемента Z , а для уменьшения тепловых потоков и токов гало в диверторе желательно иметь газы с большим Z .

Для предотвращения плавления Ве требуется равномерное переизлучение. Оно лучше достигается при инъекции газовых примесей, чем при стрельбе таблетками.

Проблема подавления УЭ остаётся нерешённой. По-видимому, потребуются разработки в различных направлениях, чтобы надёжно предотвратить повреждения от них. Это:

- массивная инъекция примесей до начала срыва для столкновительного подавления лавины УЭ;
- возмущения магнитного поля, ускоряющие потерю УЭ на стадии выделения тепловой энергии, когда их энергия ещё не велика (в ряде случаев эти возмущения давали обратный эффект);
- применение обратного напряжения на обходе;
- направление пучка УЭ в жертвенный лимитер.

Инъекция примесей при тепловом срыве до плотности $5 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-3}$ может, согласно расчётам, полностью подавить лавину УЭ. Однако в экспериментах пока достигнуто только 20% от указанной плотности (DIII-D, TEXTOR, ASDEX-U).

Расчёты показывают, что увеличение плотности плазмы в ИТЭР в 20 раз с дополнительным наложением обратного тороидального электрического поля напряжённостью 2 В/м может уменьшить ток УЭ в 10 раз.

А.Г. МакЛин (Ок-Риджская национальная лаборатория, США) рассказал о количественном определении химической эрозии углерода в диверторе токамака DIII-D и возможном применении результатов этих исследований для ИТЭР [39]. Углеродные мишени в диверторе ИТЭР будут подвергаться физическому распылению и химической эрозии. Физическое распыление С имеет энергетический порог, равный 30 эВ. Это немного выше электронной температуры в «закреплённой» (attached) плазме дивертора ИТЭР (25—30 эВ).

Обычно предполагают, что для химической эрозии С нет энергетического порога ниже этой величины и химическая эрозия будет основным источником эродирующего углерода в ИТЭР. Наиболее авторитетным обобщением экспериментальных данных по коэффициенту химического распыления С явля-

ется полученная Й. Ротом в 2004 г. зависимость этого коэффициента от ионного потока, которая игнорирует энергию бомбардирующих ионов (рис. 25).

Тщательные измерения химической эрозии углерода вблизи точки пересечения сепаратрисы с мишенью с внешней стороны дивертора токамака DIII-D [39, 47] показали, что в «закрепленной» плазме при $T_e = 25\text{—}30$ эВ, плотности электронов $n_e = (0,7\text{—}2,5)10^{19} \text{ м}^{-3}$ и потоке дейтронов $3 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ коэффициент химического распыления S равен $2,6 \pm 0,5\%$, что весьма хорошо согласуется с кривой Й. Рота. Однако при работе с холодным дивертором при $T_e = 2\text{—}3$ эВ, плотности электронов $n_e = (4\text{—}8)10^{19} \text{ м}^{-3}$ и потоке дейтронов $6,5 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ этот коэффициент оказался равным $0,5 \pm 0,3\%$. Такая разница в коэффициентах химического распыления S связана с различием в T_e , а не с отличием ионных потоков. Физическое распыление в условиях холодного дивертора пренебрежимо по сравнению с химической эрозией.

Заметно меньшее распыление углерода в холодном диверторе имеет следствием меньшее соосаждение трития с углеродом ($\sim 0,5$ гТ/импульс в ИТЭР) и возможность провести до 1000 номинальных итэровских импульсов (500 МВт, 440 с), прежде чем будет достигнут административный предел по накоплению трития внутри вакуумного корпуса, установленный в 2008 г. на уровне 650 г.

Л.Б. Беграмбеков представил доклад о возможности применения защитного возобновляемого покрытия из B_4C в ИТЭР [20]. Он рассмотрел проблемы, связанные с процессами, происходящими в поверхностных слоях вольфрама и углерода при воздействии на них больших потоков плазмы, и рекомендовал защищать эти материалы от эрозии и имплантации трития путём нанесения на них покрытия из карбида В¹⁰. Для этого предлагается вводить нетоксичный и невзрывоопасный карборан $\text{C}_2\text{B}_{10}\text{H}_{12}$ в вакуумную камеру ИТЭР при рабочих импульсах. В высокотемпературной плазме карборан полностью диссоциирует, и продукты диссоциации осаждаются на защищаемых поверхностях в виде карбида бора B_4C (с составом, близким к стехиометрическому). Эксперименты на установке PISCES-B и токамаке T11-M показали, что скорость осаждения защитного покрытия около 30 нм/с, т.е. для получения оптимальной толщины покрытия около 30 мкм требуется 15—20 мин. Карбид бора выдерживает тепловые нагрузки до 13 МВт/м². Эрозия покрытия из B_4C и последующее переосаждение продуктов эрозии приводят в образованию легко удаляемой Н/С/В-плёнки с атомным отношением D/C = 0,22—0,45. Оценки показывают, что в этом случае допустимый предел накопления трития в вакуумной камере ИТЭР достигается через 2500—3000 проектных (400 с) рабочих импульсов. Возобновление эродировавшего покрытия может проводиться в ходе нормальной работы реактора. В докладе предлагается конструкция $\text{B}_4\text{C}/\text{W}/\text{C}$ -пластины, способной работать при тепловых нагрузках до 13 МВт/м².

Рис. 25. Зависимость коэффициента химического распыления (отношение числа эродируемых атомов к числу бомбардирующих дейтронов) от потока дейтронов: $\blacklozenge$ — ионные пучки, Гархинг; $\blacksquare$ — PSI-1; $\circ$ — JT-60U, пл. дивертора; $\blacksquare$ — Tore Supra, 1999; $\blacktriangledown$ — Tore Supra, 2002; $\triangle$ — TEXTOR; $\diamond$ — PISCES; ∇ — JET, 2001

REFERENCES

1. **Philipps V.** Tungsten as material for plasma-facing components in fusion devices. — In: 19th Intern. Conf. on Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices. San Diego, California, USA, May 24—28, 2010, R-01. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Monday/Session1/PSI2010_invitedreview_final.pdf.
2. **Coenen J.W., Bazylev B., Brezinsek S., Philipps V., Hirai T., Linke J., Kreter A., Sergienko G., Pospieszczyk A., Tanabe T., Ueda Y., Samm U. et al.** Tungsten melt layer motion and splashing at the tokamak TEXTOR. — Ibid., O-01. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Monday/Session1/Coenen_O-1.pdf.
3. **Ohno N., Hirahata Y., Kajita S., Saeki T., Yamagiva M., Yoshida N. et al.** Influence of crystallographic orientation on bubble and fuzz structure formation in tungsten exposed to helium plasma. — Ibid., O-03. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Monday/Session1/PSI19_O_3_Ohno.pdf.

4. Kugel H.W., Bell M.G., Javorski M., Kaita R., Kallman J., Kaye S.M., Maingi R., Mansfield D., Nygren R., Skinner C.H., Soukhanovskii V. et al. NSTX plasma response to lithium coated divertor. — Ibid., O-08. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Monday/Session3/O8%20Kugel%2019PSI.pdf>.
5. Ohya K. Progress in modeling plasma-material interactions. — Ibid., R-02. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Tuesday/Session%204/R2_Kaoru_Ohya.pdf.
6. Klimov N., Podkovyrov V., Zhitlukhin A., Kovalenko D., Linke J., Pintsuk G., Landman I., Pestchanyi S., Bazylev B., Janeschitz G., Loarte A., Merola M., Hirai T., Federici G., Riccardi B., Mazul I., Ganiyatulin R., Khimchenko L., Koidan V. Experimental study of PFCs erosion and eroded material deposition under ITER-like transient loads at plasma gun facility QSPA. — Ibid., R-02. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Tuesday/Session%206/Klimov_PSI19_1.pdf.
7. Smirnov R.D., Krashenninnikov S.I., Pigarov A.Yu., Rudakov D.L., Yu J.H., Rosenberg M., Mendis A., Benson D., West W.P., Boivin R.L., Bray B.D., Brooks N.H., Hyatt A.W., Wong C.P.C., Roquemore A.L., Mansfield D.K., Skinner C.H., Terry J.L., Lipschultz B., Bader A., Granetz R.S., Rognlien T.D., Tanaka Y., Nichols J. Dust in fusion devices. — Ibid., I-08. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Tuesday/Session%206/PSI19_presentations_Smirnov.pdf.
8. Kuteev B.V., Sergeev V.Yu., Timokhin V.M., Skokov V.G., Krylov S.V., Bykov A.S., Notkin G.E., Kislov A.Ya., Tilinin G.T., Petrov V.S. Dust technologies for magnet fusion. — Ibid., O-17. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Tuesday/Session%206/PSI19_O-17_Kuteev.pdf.
9. Kolbasov B.N., Stankevich V.G., Svechnikov N.Yu., Neverov V.S., Kukushkin A.B., Zubavichus Y.V., Veligzhanin A.A., Sukhanov L.P., Menshikov K.A., Lebedev A.M., Rajaratnam D., Khimchenko L.N. Nano-scale structural features of stratified hydrocarbon films formed at interaction of plasma with surface in T-10 tokamak. — Ibid., P2-90.
10. Li J., Shimada M., Hu J., Zhao Y.P., Gong X.Z., Yu Y.W., Zuo G.Z. Wall conditioning towards utilization in ITER. — Ibid., R-03. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Wednesday/Session%207/PSI19-R3-Li-V2.pdf>.
11. Shimada M., Pitts R.A. Wall conditioning on ITER. — Ibid. P2-01.
12. Tankut A., Vlases G., Miller K.E., Grossnickle J. Wall conditioning in TCSU and its effect on plasma performance. — Ibid., P3-51.
13. Kreter A., Schultz C., Phillips V., Litnovsky A., Samm U. Fuel removal from castellated structures by plasma discharges in reactive gases. — Ibid., P3-62.
14. Douai D. Recent results on ion cyclotron wall conditioning in mid and large size tokamaks. — Ibid., I-09. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Wednesday/Session%207/PSI%20DOUAI%201-9.pdf>.
15. Lysoivan A., Koch R., Douai D., Noterdaeme J.-M., Philipps V., Rohde V., Schueller F.C., Sergienko G., Van Eester D., Wauters T., Blackman T., Bobkov V., Bremond S., Brezinsek S., de la Cal E., Dumont R., Garcia-Munoz M., Gauthier E., Graham M., Jachmich S., Joffrin E., Lamalle P.U., Lerce E., Lombard G., Louche F., Maslov M., Mayoral M.-L., Moiseenko V.E., Monakhov I., Ongena J., Paul M.K., Pitts R.A., Plyusnin V., Shimada M., Suttrop W., van Schoor M., van Wassenhove G., Vervier M., Weynants R. et al. ICRF physics aspects of wall conditioning with conventional antennas in large-size tokamaks. — Ibid., P2-02.
16. Wauters T., Philipps V., Douai D., Lysoivan A., Bremond S., Freisinger M., Kreter A., Lombard G., Paul M.K., Pegourie B., Reimer H., Sergienko G., Tsitrone E., Vervier M., van Wassenhove G., van Schoor M., van Oost G. Isotope exchange experiments on TEXTOR and TORE SUPRA using ion cyclotron wall conditioning and glow discharge conditioning. — Ibid., P2-03.
17. Unterberg B., Laengner R., Lysoivan A., Paul M., Philipps V., Pospieszczyk A., Samm U., Schmitz O., Schweer B., Sergienko G., Vervier M., and the TEXTOR team. Electron density and temperature measurements in TEXTOR ion cyclotron wall conditioning plasmas by thermal Li beam spectroscopy. — Ibid., P3-49.
18. Wu J.H., Hu J.S., Chen Y., Ashikawa N., Wang X.M., Zhao Y.P., Li J.G. ICRF boronization in full carbon walls on EAST superconducting tokamak. — Ibid., P3-50.
19. Hong S.-H., Lee K.-S., Kim K.-P., Kim K.-M., Kim H.-T., Sun J.-H., Woo H.-J., Park J.-M., Park E.-K., Kim W.-C., Kim H.-K., Park K.-R., Yang H.-L., Oh Y.-K., Na H.-K., Lho T., Chung K.-S. et al. First boronization in KSTAR: experiences on carborane. — Ibid., P2-04.
20. Begrambekov L.B., Buzhinsky O.I., Zakharov A.M. Possibility of protecting renewable B₄C coating application in ITER. — Ibid., O-35. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Friday/Session13/B4C%20coating%20in%20ITER.pdf>.
21. Hu J.S. Oxidation wall conditioning on HT-7 and EAST superconducting tokamaks. — Ibid., O-19. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Wednesday/Session%207/O-19%20Hu.pdf>.
22. Vesel A., Drenik A., Balat-Pichelin M., Mozetic M. Oxidation and reduction of tungsten oxide and hydrogen plasma. — Ibid., P2-16.
23. Davis J.W., Tsui C.K., Chung G.A., Fitzpatrick B.W.N., Haasz A.A. Thermo-oxidation of DIII-D codeposits and codeposits in simulated tile gap structures. — Ibid., P3-60.
24. Fitzpatrick B.W.N., Allen S.L., Ellis R., Davis J.W., Haasz A.A., Stangeby P.C., McLean A.G. Collateral effects DIII-D in-vessel components and first results from the *in situ* DIII-D oxidation. — Ibid., P3-61.
25. Ivanova D., Rubel M., Philipps V., Schweer B., Huber A., Gierse N., Petersson P. Laser-based and thermal methods for fuel removal and cleaning of plasma-edge components. — Ibid., P2-13.
26. Roche H., Grisolia C., Hernandez C., Courtois X., Vignal N., Pocheau C., Loarer T., Tsitrone E., Gauthier E., Mercadier L., Delaporte Ph., Semerok A., Farcage D. Optimization of laser ablation technique for deposited layer removal on carbon plasma facing components. — Ibid., P2-14.
27. Zhou Y., Zheng L., Li L.C., Li Y.G., Li C.Z., Jiao Y.M., Deng Z.C., Zhao G., Gao H., Yang Q.W., Duan X.R. Development of carbon deposition mitigation technique for first mirror in HL-2A. — Ibid., P2-15.
28. Vatry A., Marchand A., Delaporte Ph., Grisolia C., Hernandez C., Roche H., Sentis M. Mechanisms of tokamak-like dust removal induced by laser irradiation. — Ibid., P3-64.

29. Zuo G.Z., Hu J.S., Li J.G., Luo N.C., Zakharov L.E., Zhang L., Zhang W., Xu P. First results of liquid lithium limiter and coating experiments in HT-7. — Ibid., P1-69.
30. Mansfield D.K., Roquemore A.L., Kugel H.W., Maingi R., Bell M.G., Ahn J.-W., Bell R., Gates D., LeBlanc B., Menard J., Mueller D., Ono M., Paul S., Raman R., Sabbagh S., Schneider H., Skinner C.H., Soukhanovskii V., Stevenson T., Timberlake J., Zakharov L.E. Improved H-mode performance by injection of lithium aerosol into the NSTX scrape-off layer in real time. — Ibid., P1-74.
31. Majeski R., Berzak L., Boyle D., Foley E., Gershman S., Granstedt E., Jacobson C.M., Jones A.D., Kaita R., Kozub T., LeBlanc B., Levinton F., Lundberg D.P., Pereverzev G.V., Snieckus K., Strickler T., Thomas C.E., Timberlake J., Zakharov L.E., Soukhanovskii V. The Lithium Tokamak eXperiment (LTX) — status and plans. — Ibid., P1-75.
32. Tafalla D., Tabares F.L., Ferreira J.A. Recycling and sputtering studies in hydrogen and helium plasmas under lithiated walls in TJ-II. — Ibid., P2-77.
33. Taylor C.N., El-Atwani O., Heim B., Allain J.P., Skinner C.H., Roquemore A.L., Kugel H.W., Krstic P.S. Surface chemistry and physics of D-retention in lithiated graphite. — Ibid., P2-78.
34. Javorski M.A., Morley N.B., Gerhardt S.P., Abrams T., Kaita R., Kallman J., Kugel H.W., Majeski R., Ruzic D.N. Macroscopic motion of liquid metal plasma facing components in a diverted plasma. — Ibid., P2-79.
35. Stotler D.P., Skinner C.H., Blanchard W.R., Kugel H.W., Schneider H., Zakharov L.E., Krstic P.S. Simulations of diffusive lithium evaporations onto the NSTX vessel walls. — Ibid., P2-80.
36. Alfier A., Cavazzana R., Scarin P., Dal Bello S., Mazzitelli G., Cervaro V., Pavei M., Rigato W., Rossetto F., Tiso A. Liquid lithium limiter on the RFX-Mod experiment. — Ibid., P2-82.
37. Spitsyn A.V., Skovoroda A.A., Gureev V.M., Zubarev V.F., Vershkov V.A. Lithium in tokamak T-10, simulation experiments. — Ibid., P2-84.
38. Unterberg E.A., Allen S.L., Brooks N.H., Chrobak C., Davis J.W., Fitzpatrick B.W.N., Haaz A.A., Jackson G.L., Leonard A.W., Mahdavi M.A., Tsui C.K., Umstadter K.R., Stangeby P.C., West W.P., White D.G. et al. Hydrogenic retention studies in DIII-D during ramp-up & steady-state H-modes. — Ibid., I-11. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Wednesday/Session%208/Unterberg_PSI2010_v4.pdf.
39. McLean A.G., Stangeby P.C., Allen S.L., Boedo J.A., Bray B., Brezinsek S., Brooks N.H., Davis J.W., Fenstermacher M., Haaz A.A., Isler R.C., Jakubowski M., Lasnier C.J., Leonard A.W., Moyer R., Mu Y., Munoz J., Petrie T.W., Rudakov D.L., Schafer M., Schmitz O., Unterberg E.A., Watkins J.G., White D.G., Wong C.P.C. Quantification of chemical erosion in the DIII-D divertor and implications for ITER. — Ibid., O-34. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Friday/Session13/PSI2010_mclean_27may2010.pdf.
40. Kallenbach A., Balden M., Dux R., Eich T., Giroud C., Huber A., Maddison G.P., Mayer M., McCormick K., Neu R., Petrie T.W., Puetterich T., Rapp J., Reinke M., Schmid K., Schweinzer J., Wolfe S. et al. Plasma-surface interactions in impurity seeded plasmas. — Ibid., R-04. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Thursday/Session%209/R-4_Kallenbach.pdf.
41. Pitts R.A., Carpentier S., Escourbiac F., Hirai T., Komarov V., Kukushkin A.S., Liso S., Loarte A., Merola M., Mitteau R., Raffray A.R., Shimada M., Stangeby P.C. Physics basis and design of ITER plasma-facing components. — Ibid., I-17. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Thursday/Session%2011/pitts_psi2010_27_05_2010_ITER_D_33CECE.pdf.
42. Kukushkin A.S., Polevoi A.R., Pacher H.D., Pacher G.W., Pitts R.A. Physics requirements on fuel throughput in ITER. — Ibid., O-30. Available at <https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Thursday/Session%2011/O-30%20kukushkin.pdf>.
43. Pacher H.D., Kukushkin A.S., Pacher G.W., Kotov V., Reiter D. Modelling of the ITER reference divertor plasma. — Ibid., P3-04.
44. Eich T., Thomsen H., Fundamenski W., Devaux S., Arnoux G., Herrmann A., Brezinsek S., Jachmich S., Scarabosio A., Rapp J. Power load studies for type-I ELMs in H-mode in JET. — Ibid., O-06. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Friday/Session12/PSI2010_eich_devaux.pdf.
45. Arnoux G., Bazylev B., Devaux S., Eich T., Fundamenski W., Hender T., Jachmich S., Huber A., Lehen M., Loarte A., Kruezi U., Riccardo V., Sergienko G., Thomsen H. et al. Heat load measurements on the JET first wall during disruptions. — Ibid., O-31. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Friday/Session12/PSI2010_arnoux.pdf.
46. Hollmann E.M., Arnoux G., Commaux N., Eidietis N., Evans T., Granetz R., Huber A., Humphreys D., Izzo V., James A., Jernigan T., Lehen M., Maddaluno G., Paccagnella R., Parks P., Philipps V., Reinke M., Rudakov D., Saint-Laurent F., Sizyuk V., Strait E., Wesley J., Wong C., Yu J. Plasma-surface interactions during tokamak disruptions and rapid shutdowns. — Ibid., R-05. Available at https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Hollmann_PSI.pdf.
47. Mu Y., Elder J.P., Stangeby P.C., McLean A.G. 3D-DIVIMP(HC) code modeling of DIII-D DiMES (Divertor Materials Evaluation System) porous plug injector experiments. — Ibid., P3-70.

AUTHORS

Kolbasov B.N. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Kolbasov_BN@nrcki.ru

Received 7 October 2010
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2010, issue 4, pp. 48—69.