

«Энергетика и энергосбережение» по этой программе в 2007—2008 гг. выполняется более 40 проектов НИОКР в области водородной энергетики.

Показателем того, что общество начинает осознавать значение и необходимость решения проблем создания возобновляемых и новых источников энергии, стал растущий интерес к водородной энергетике бизнес-сообщества и промышленных предприятий. При общем финансировании этого направления за счет федерального бюджета в 2007 г. — 388 млн. рублей, в 2008 г. — более 450 млн. рублей, они обеспечили дополнительное финансирование за счет внебюджетных средств в размере около 150 млн. рублей в год. Это яркий пример объединения усилий государства и бизнеса для решения перспективных научно-технологических задач.

Планирование и координация разработок в области водородной энергетики осуществляется Роснаукой с участием ведущих специалистов страны в качестве экспертов при разработке целей, задач, содержания работ и анализе их результатов. Структура программы НИОКР по технологиям водородной энергетики в 2007 г. содержит 41 проект. Из них разработкам технологий произ-

водства водорода посвящено 15 проектов, топливных элементов — 9, энергоустановок и интегрированных систем — 9, систем хранения и очистки водорода — 4, безопасности водородных технологий и систем — 4.

В 2008 г. число выполняемых проектов в области водородной энергетики возросло до 44 с соответствующим возрастанием их финансирования. Главными исполнителями 8 проектов являются Федеральные научные центры, 19-ти — институты Российской академии наук, 13-ти — университеты и 4-х — малые инновационные предприятия. Кроме того, ряд НИИ, КБ, университетов, институтов РАН и малых инновационных предприятий являются соисполнителями по проектам программы. Всего в выполнении проектов Федеральной целевой программы в области водородной энергетики принимает участие более 60 научно-исследовательских институтов, конструкторских бюро и университетов.

В 2008 г. завершается более 30 проектов программы. На основании их результатов будут определены важнейшие научно-технические задачи следующего этапа развития работ в области водородной энергетики в нашей стране.

УДК 621.039

Термоядерная энергетика – крупнейший международный инновационный проект

В. П. Смирнов

ВАЛЕНТИН ПАНТЕЛЕЙМОНОВИЧ СМИРНОВ – академик, директор Института ядерного синтеза Российской академии наук «Курчатовский институт». Область научных интересов: ядерная физика.

123182 Москва, пл. Курчатова, д. 1, РНЦ «Курчатовский институт», ИЯС, тел. (499)196-98-14, (499)196-76-75, E mail vsmirnov@nfi.kiae.ru

Введение

Скачок цен на нефть в 2008 году отражает сокращение экономически доступных нефтяных ресурсов. Аналогичная ситуация возникнет в обозримом будущем и с газом. Существует много прогнозов динамики потребления энергоресурсов и сокращения запасов невозобновляемого топлива. Несмотря на некоторые отличия в сроках, общие выводы совпадают: кризис легко добываемых энергоресурсов быстро приближается, и это ставит человечество перед необходимостью искать выход. Острота возникающих проблем резко увеличивается из-за существенного роста потребления топлива в демографических гигантах — Китае и Индии, а также в развивающихся странах с меньшим населением. Ожидаемый рост их потребностей велик, что определяется низким уровнем энергообеспеченности, громадным населением и высокими темпами развития.

Частичная и временная компенсация прогрессирующего напряжения на рынке энергоресурсов может быть получена за счет использования значительных запасов угля и тяжелых нефтей, открытия новых месторождений. Однако для их освоения потребуются новые экологически приемлемые технологии и новое оборудование, что будет связано также со значительным удорожанием потребляемой энергии. Поэтому в долгосрочной перспективе не существует другого решения, кроме перехода на новые источники энергии. К ним условно можно отнести атомную энергетику, доля которой в мировом производстве электроэнергии составляет около 16% [1]. Условность отнесения связана с ограниченностью доступных запасов урана 235 — топлива для реакторов на тепловых нейтронах. Поэтому ренессанс атомной энергетики в полном объеме может состояться только при переходе к бридерам — реакторам на быстрых нейтронах, способным сжигать уран 238 и торий, запасов

которых хватит на тысячелетия. В настоящее время в мире существует только один работающий российский реактор на быстрых нейтронах БН-600, на котором пока еще не реализован замкнутый топливный цикл. Потребуются значительное время для перехода на этот тип реакторов. Осторожные, может быть и чрезмерно, предсказания относят срок начала массового строительства реакторов-бридеров за 2030 год.

Солнечная, ветровая и приливная энергетика и использование возобновляемых биоресурсов могут стать важными составляющими будущей энергосистемы мира. Но они способны удовлетворить только локальные потребности. Уместно также отметить, что стоимость производимой энергии, по крайней мере, ветровой, намного превосходит стоимость энергии тепловых и атомных станций. Таким образом, для массового потребителя — мегаполисы, густонаселенные и промышленные районы — единственным источником энергоснабжения останутся крупномасштабные энергетические блоки, требования к которым по обеспеченности ресурсами, безопасности и экологической совместимости постоянно растут.

В этом отношении термоядерная энергетика представляет уникальные возможности. Она обладает практически неограниченными ресурсами топлива, высоким уровнем безопасности и в наименьшей степени по сравнению с другими источниками воздействует на окружающую среду. Привлекательность термоядерной энергетике остается мощным стимулом продолжения работ по ее овладению, несмотря на то, что более чем полувековые усилия пока не привели к созданию энергетического термоядерного реактора. История развития науки и техники, пожалуй, не знает примеров, когда время до первого практического использования высказанной идеи исчисляется несколькими десятками лет. Поэтому обществу должны быть предъявлены веские основания для продолжения работ в этом направлении. Если говорить об осуществимости термоядерного синтеза, то взрыв термоядерной бомбы доказал реальность синтеза в Земных условиях. Вторым обстоятельством является демонстрация примерного равенства мощности термоядерной реакции в токамаке и мощности, затрачиваемой на поддержание плазмы. Постоянный, хотя и небыстрый прогресс в результатах и нарастающая проблема ресурсообеспеченности также поддерживают внимание к управляемому термоядерному синтезу [2].

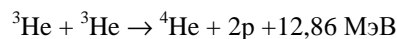
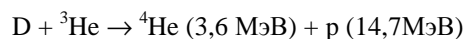
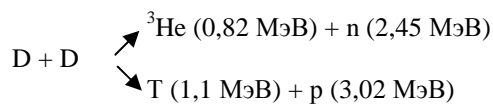
В предлагаемом обзоре кратко освещены научные и технологические основы термоядерного синтеза, современное состояние работ в этой области, планы развития и преодоления возникающих проблем термоядерного реактора и маршрутная карта сооружения промышленной термоядерной станции.

Основы термоядерного синтеза

Слияние-синтез легких ядер в более тяжелое ядро сопровождается выделением энергии, величина которой определяется возникающим дефектом массы продуктов

реакции по сравнению с суммой масс участвующих в синтезе ядер. Эта энергия распределяется между кинетической энергией вновь образованных ядер и нейтронов, а также γ -излучением, на долю которого только в некоторых реакциях синтеза приходится малая часть, а в других оно полностью отсутствует. Возникающие ядра либо стабильны, либо имеют малое время полураспада, как, например, тритий, что принципиально отличает синтез от реакций деления тяжелых ядер, продукты которых имеют очень большие времена распада. Основная радиоактивная опасность синтеза связана с активацией элементов конструкции реактора при бомбардировке их нейтронами — продуктами реакций синтеза. Уровень активации сильно зависит от состава выбранных конструкционных материалов, а его падение во времени происходит быстрее, чем у радиоактивных отходов деятельности реакторов деления.

Наиболее часто обсуждаются следующие реакции синтеза легких ядер.



Среди них особенно привлекательны реакции, продуктами которых являются только заряженные частицы. Это обстоятельство допускает, в принципе, прямое преобразование их кинетической энергии в электрическую. Рекордсменом в этом отношении является реакция протон-бор. Для этой реакции отсутствуют даже вторичные реакции с выходом нейтронов — основного источника наведенной радиоактивности реактора.

Для протекания реакции синтеза необходимо преодолеть электростатическое расталкивание ядер, что на практике достигается нагревом топлива до высоких температур порядка сотен миллионов градусов, при которых топливо переходит в плазменное состояние. Для безнейтронных или малонейтронных реакций, таких как реакция дейтерия с изотопом гелия ${}^3\text{He}$, требуемые температуры существенно выше, чем для основного кандидата на топливо — смеси тяжелых изотопов водорода дейтерия и трития. Особенно она высока для упомянутой реакции протона и бора, что исключает возможность ее протекания в термодинамически равновесной плазме из-за радиационного охлаждения. Для таких реакций необходимо искать другие физические принципы. На рис. 1 приведены зависимости скорости основных реакций от температуры плазмы.

Для разработки реактора, работающего на смеси дейтерия и трития, фактически пришлось создать новую

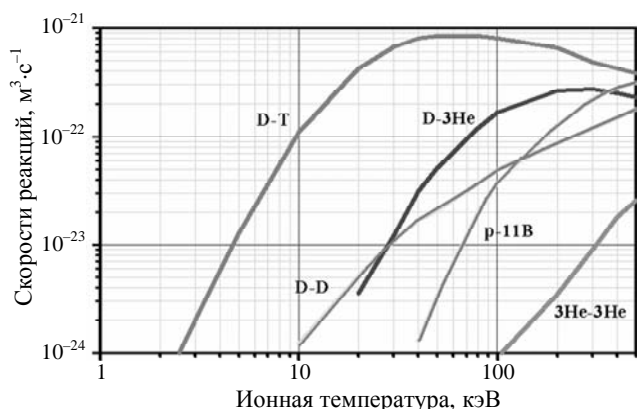


Рис. 1. Зависимость скорости термоядерных реакций от ионной температуры.

область физики — физику высокотемпературной плазмы и пройти тяжелый путь развития экспериментальных исследований и необходимых технологий длиной более полувека. Переход к безнейтронным или малонейтронным реакциям потребует соизмеримых усилий и времени. Так, например, для реакции D^3He потребуются решение сложнейшей задачи добычи и транспортировки сырья с Луны или преодоления неприемлемых потерь на излучение для реакции $p^{11}B$. У термоядерного сообщества нет возможности тратить значительные усилия на решение этих и других проблем, остановив работы над первым термоядерным реактором на DT. Тем не менее, появляются новые идеи по реализации безнейтронного или малонейтронного синтеза [3]. Интенсивная работа над ними была бы возможна только после начала коммерческого использования реакторов на DT топливе.

Как видно из рис. 1, для DT смеси необходим нагрев плазмы до температуры порядка 100—150 млн. градусов или $10 \div 15$ кэВ, термоизоляция и удержание топлива в реакторе на время, достаточное для сгорания значительной доли его. Исторически решение этого комплекса проблем пошло по двум направлениям. В основу первого, получившего название магнитного удержания, положена идея использования магнитного поля для термоизоляции стационарно удерживаемой в реакторе плазмы. В СССР эта идея была высказана И.Е. Таммом и А.Д. Сахаровым в 1951 году. Они предложили тороидальную ловушку, разработанную впоследствии в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова под руководством Л.А. Арцимовича и названную Токамаком (ТОроидальная КАмера с МАгнитным полем). В США по инициативе Стикса развивалось направление стеллараторов, которое после неудач американских физиков было подхвачено в ФРГ и Японии. Кроме токамаков и стеллараторов было предложено и исследовано еще несколько типов магнитных ловушек. Соревнование проектов выиграл токамак. После того, как в 1969 году в совместном эксперименте с английскими физиками в ИАЭ были получены результаты, подтвердившие выво-

ды предыдущих советских работ, токамак был признан лидером термоядерной гонки, и все ведущие лаборатории мира стали строить токамаки. Как было отмечено выше, термоядерная мощность, полученная на трех токамаках в Японии (в пересчете на DT смесь), США и Европе (на DT смеси) практически достигла мощности, затрачиваемой на поддержание разряда.

Второе направление термоядерных исследований основано на идеи организации повторяющихся взрывов термоядерных мишеней, в которых топливо сжимается до плотности примерно в тысячу раз большей твердотельной плотности, а его температура поднимается до 50—60 млн. градусов. При такой температуре α -частицы возникшей реакции разогревают топливную смесь, вызывая термоядерное горение. Его условием является соотношение между радиусом сжатой области и плотностью $pr \geq 0,3 \text{ г/см}^2$; $T \geq 5$ кэВ.

Физическое обоснование возможности такого подхода было получено демонстрацией взрыва водородной бомбы. Однако, для энергетического реактора с повторяющимися взрывами, необходимо научиться взрывать достаточно малые порции горючего, чтобы удержать и утилизировать выделяемую энергию в замкнутой камере. Пока еще в лабораторных экспериментах не удалось зажечь термоядерную мишень, несмотря на значительные материальные и интеллектуальные усилия, давно предпринимаемые в основном странами-обладателями ядерного оружия. Основные препятствия на этом пути лежат в создании внешнего источника энергии (драйвера) для активации мишени с мощностью до 1000 ТВт и с длительностью импульса ~ 10 с, а также в обеспечении однородного сжатия топлива. Н.Г. Басов и О.Н. Крохин предложили лазеры в качестве источников энергии для поджига мишени. В тех же целях разрабатываются ускорители тяжелых ионов и сверхмощные электрические генераторы для магнитного сжатия плазменных оболочек с последующей конверсией их энергии в излучение.

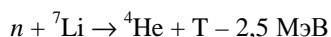
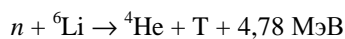
Можно ожидать, что первая успешная демонстрация микровзрыва мишени будет произведена в ближайшее десятилетие на лазерных установках в США и во Франции, или на сверхмощных электрических генераторах в США и, не исключено, в России. Это событие послужит основой для предметной проработки схемы энергетического реактора с инерционным удержанием. Придется решить целый комплекс сложнейших проблем создания драйверов с частотным режимом работы, взрывной камеры реактора с надлежащим ресурсом работы и массового производства мишеней с низкой, в десятки центов, стоимостью. В ряде стран на инерционное удержание расходуется существенно больше средств, чем на магнитное. Тем не менее, для создания энергетики, основанной на этом принципе, потребуется существенно больше времени и затрат, чем для реакторов с магнитным удержанием. Существующий в настоящее время высокий темп финансирования объясняется общностью физических процессов в мишенях и ядерных зарядах, делающей актуальными работы по инерцион-

ному удержанию в условиях запрета на проведение подземных испытаний ядерного оружия.

Из сказанного следует, что энергетический реактор с магнитным удержанием плазмы имеет приоритет в экономическом отношении и временном аспекте. В дальнейшем в данной работе будут обсуждаться только реакторы с магнитным удержанием.

Потенциальные достоинства и проблемы термоядерной энергетики

Как отмечалось выше, особые достоинства термоядерной энергетики являются причиной упорной работы по ее освоению на протяжении десятков лет. Среди них на одном из первых мест стоит практически неограниченная обеспеченность топливом – дейтерием и литием. Литий используется для производства неустойчивого трития с периодом полураспада 12,6 лет в реакциях:



Количество дейтерия в морской воде составляет $1,5 \cdot 10^{-4}$ от количества атомов водорода, запасы лития на Земле оцениваются в 6 млн. тонн. С учетом теплотворной способности термоядерного топлива 10^8 кВт·ч/кг его запасы практически не ограничены при разумных сценариях развития энергетических потребностей человечества. В работе [4] было показано, что для термоядерного реактора энергетически выгодно извлекать литий из морской воды, что еще больше расширяет топливную базу ДТ реакторов. Это обстоятельство обеспечивает равнодоступность топлива ДТ для термоядерного реактора практически для всех стран мира. В результате исчезнут причины мировых конфликтов, связанных с неравномерным распределением используемого в настоящее время топлива для углеводородной и атомной энергетики.

В плазме реактора-токамака в соответствии с расчетами во время работы будет находиться несколько граммов топливной смеси, энергетический эквивалент которой составляет менее 50 г ТНТ взрывчатки при условии мгновенного сгорания. Однако и это невозможно из-за потери равновесия плазмы и ее выброса на стенку камеры. В итоге поступление в плазму сильно излучающих паров материала стенки приведет к ее мгновенному остыванию. Таким образом, взрыв топливной смеси в реакторе исключен, что обеспечивает внутреннюю безопасность реактора. Большую проблему представляет потеря сверхпроводимости в магнитной системе, энергозапас которой достигает нескольких десятков гигаджоулей. Даже если система поглощения этой энергии не сработает, и камера разгерметизируется, выброс радиоактивности в виде пыли, содержащей тритий и активированный материал ее стенки, приведет к повышению уровня излучения до 20 МэВ на расстоянии порядка одного километра от реактора мощностью 1,5 ГВт [5]. Это составляет 30% от допустимой для

населения дозы облучения. Таким образом, даже самая тяжелая авария на термоядерной электростанции (ТЭС) не потребует эвакуации населения. С этим обстоятельством связано и другое преимущество ТЭС: она не представляет интереса для организации тяжелых последствий террористических актов.

Возможность размещения ТЭС в непосредственной близости к крупным городам влечет значительную экономию территории, а также средств на строительство и эксплуатацию дорогостоящих линий электропередач.

Постоянные опасения распространения радиоактивного заражения Земли отработавшим ядерным топливом и активированными конструкциями АЭС в существенной мере ослабевают в отношении термоядерной энергетики. Источниками радиоактивности термоядерной энергетики являются тритий, нарабатываемый в самом реакторе, и наведенная радиоактивность элементов конструкций реактора под действием нейтронного облучения. Накопление трития в камере реактора и возможность его проникновения через три барьера безопасности реактора: камера, криостат и здание станции интенсивно исследуются во многих лабораториях. Проблема пока окончательно не проработана на уровне технических решений для промышленного реактора, но ожидаемые коэффициенты проникновения через барьеры выглядят приемлемыми.

Отсутствие продуктов деления тяжелых ядер принципиально меняет проблему использования материала выведенного из эксплуатации термоядерного реактора из-за практического отсутствия долгоживущих радиоактивных изотопов. Если при остановке ПТС ее уровень активности сравним с АЭС, то в дальнейшем происходит быстрое падение, характерное время которого зависит от выбора конструкционных материалов. В России разработана малоактивируемая ферритно-мартенситная сталь RUSFER, а в Европе EUROFER [6] с низким уровнем активации, которые в настоящее время пока успешно проходят испытания на стойкость к нейтронной нагрузке. Особо перспективными являются ванадиевые сплавы. Анализ и измерения показывают, что после 30-100 лет выдержки под легким укрытием более 85% конструкционных материалов может быть использовано повторно, причем значительная часть материала допускает ручную переработку.

Отсутствие делящегося топлива в ТЭС исключает также угрозу потери теплоносителя. Расчеты показывают, что температура первой стенки реактора и blankets поднимется только на несколько десятков градусов, что не приведет к их разрушению из-за остаточного тепловыделения. Топливом термоядерного реактора являются дейтерий и литий, оба элемента нерадиоактивны. Нарботка трития происходит в blankets реактора, а его выделение на тритиевой фабрике, расположенной на территории станции. Пристанционный характер топливного обеспечения ПТС исключает необходимость существования удаленных предприятий подготовки радиоактивного топлива и переработки уже использованного,

что снимает проблему транспортировки высокоактивных грузов на значительные расстояния. В результате термоядерная энергетика получает еще одно преимущество, важное для безопасности и экологии.

Наряду с преимуществами термоядерная энергетика обладает определенными недостатками. Прежде всего, необходимо отметить низкую плотность выделения термоядерной мощности в камере реактора. Следствием этого являются значительные размеры реактора и большое потребление конструкционных материалов. Причины, в частности, кроются в низкой стойкости первой стенки реактора под действием потоков частиц, нейтронов и излучения. Эрозия стенки в результате бомбардировки частицами ведет к образованию в камере пыли, накапливающей тритий. Возникает необходимость периодической замены стенки дистанционными манипуляторами. Остановка реактора приведет к снижению коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) и ухудшит его экономические показатели. В итоге в проектах реакторов потоки на стенку ограничивают величиной 10 МВт/м^2 в критических режимах, а для стационарной работы $2\text{--}4 \text{ МВт/м}^2$. Подробнее эти проблемы будут освещены в следующем разделе.

Пыль может катализировать образование водорода при прорыве в камеру воды (теплоносителя). Однако в отличие от других энергетических установок в камере отсутствует кислород, который может попасть туда только при ее разгерметизации. Для разрыва камеры требуется значительная энергия из-за большого объема камеры и массивных конструкций.

Инженерно-физическая база токамака и проект ИТЭР

Принцип действия современного токамака-реактора не претерпел существенных изменений со времени начала работ [7]. Его устройство иллюстрирует разрез ИТЭР (рис. 2) первого сооружаемого экспериментального термоядерного реактора. Тороидальная плазма D-образного сечения удерживается во внешнем магнитном поле, создаваемом 6 катушками полоидального поля (1), выполненными из Nb-Ti сплава и 18 катушками тороидального соленоида из Nb₃Sn (2). Ток по плазме возбуждается индукционным электрическим полем, возникающим при изменении магнитного потока центрального соленоида (3). Ток может поддерживаться как инъекцией пучков нейтральных атомов дейтерия, так и генерацией высокочастотных волн в плазме. Масса токамака велика: криостат (4) высотой 24 м и диаметром 28 м весит 820 т; вакуумная камера (5) — 12480 т; магнитная система — 10150 т; защита, дивертор и трубопроводы — 7945 т; заглушки — 1060 т. Вакуумная камера имеет 9 секторов, бланкет (6) составлен из 440 модулей, дивертор (9) имеет 54 кассеты. Большой радиус плазмы — 6,2 м, объем плазмы — 840 м^3 ; плотность плазмы 10^{20} м^{-3} ; температура плазмы 20 кэВ или ~200 млн град; ток плазмы 15 МА; термоядерная мощность токамака 500 МВт.

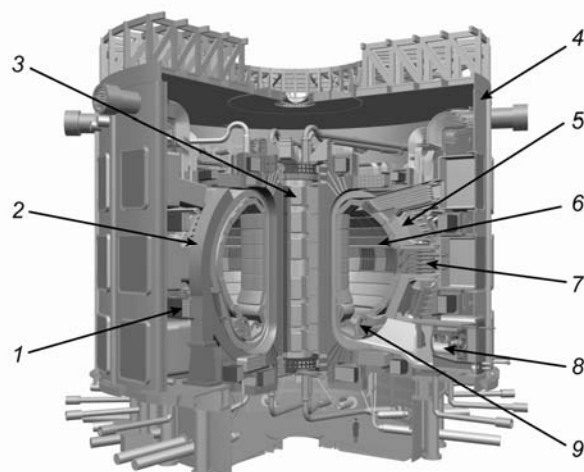


Рис. 2. Принципиальная конструкция Токамак ИТЭР:

1 — катушки полоидального магнитного поля из Nb-Ti сплава; 2 — катушки тороидального магнитного поля, Nb₃Sn; 3 — центральный соленоид (6 модулей, Nb₃Sn); 4 — криостат; 5 — вакуумная камера (9 секторов); 6 — бланкет (440 модулей); 7 — патрубки вакуумной камеры; 8 — крионасосы; 9 — дивертор (54 кассеты)

К удивительным свойствам токамака можно отнести возникновение так называемого будстреп тока из-за градиента давления плазмы в тороидальной камере. Эксперимент продемонстрировал режимы, в которых полный ток в плазме был обязан только току увлечения и будстреп току. Таким образом, токамак в принципе может обойтись без поддержания тока индукционным электрическим полем, что превращает его в стационарную ловушку.

Равновесие плазменного шнура в камере токамака обеспечивается взаимодействием тока плазмы и полоидального магнитного поля. Винтовой характер магнитных силовых линий (рис. 3), возникающий из-за протекания тока по плазме, позволяет компенсировать противоположный тороидальный дрейф электронов и ионов, ведущий к разделению зарядов и появлению аксиального электрического поля. Без вращательного преобразования силовых линий плазменный шнур будет выброшен на стенку камеры в радиальном направлении. Таким образом, ток по плазме принципиально необходим для равновесия плазмы в токамаке. В то же время он является причиной наиболее опасных магнитогидродинамических неустойчивостей плазменного шнура.

Уже с первых лет исследования токамака было понятно, что нагрев плазмы за счет протекания тока ограничен температурой порядка 10 млн. градусов. Поэтому были развиты дополнительные методы ее нагрева пучками нейтральных атомов и возбуждением высокочастотных волн в плазме, поглощающихся на ионноциклотронном, электронноциклотронном и нижнегибридном резонансах. Как было отмечено выше, дополнительный нагрев плазмы сопровождается одновременной генера-

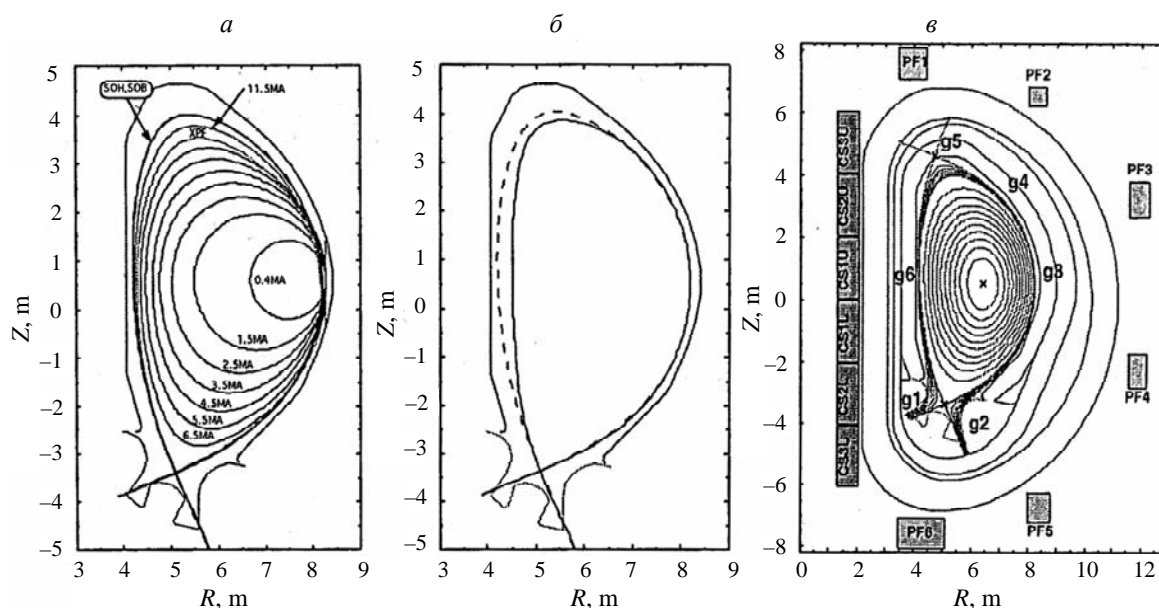


Рис. 3. Профиль сечения плазменного столба токамака в различных режимах:

a — старт; *б* — х-точка; *в* — выход на расчетные параметры

цией токов увлечения. Развитие методов дополнительного нагрева позволило на ряде токамаков даже превзойти требуемые для реактора температуры плазмы. К настоящему времени накоплена громадная экспериментальная база по режимам работы токамаков во многих лабораториях мира. В табл. 1 приведены полученные максимальные температуры, а также другие параметры разрядов в токамаках. Референтным уровнем являются проектные параметры ИТЭР. Видно, что многие параметры ИТЭР либо достигнуты, либо близки к проектным.

В идеальном токамаке магнитные силовые линии образуют систему вложенных магнитных поверхностей. Среди них особыми свойствами обладают поверхности, называемые рациональными, на которых магнитные

силовые линии замыкаются сами на себя. Продукты реакции синтеза, ядра гелия, должны быть удалены из объема плазмы. Диффундируя поперек силовых линий, они будут отдавать свою энергию плазме, нагревая ее. Интенсивность нагрева может превзойти мощность внешних источников и обеспечить саморазогрев плазмы. Такой режим называется режимом термоядерного горения. В этом режиме внешние источники воздействия на плазму будут использоваться только для управления профилями давления в плазме и подавления ее неустойчивостей. Ядра гелия и примеси, попавшие в плазму, двигаясь к периферии плазменного шнура, достигают граничной магнитной поверхности — сепаратрисы, за которой не существует замкнутых поверхностей. Ближайшие к сепаратрисе магнитные силовые линии упираются в специальный приемник примесей и «пепла», названный дивертором. Потoki плазмы, попадающие в дивертор, нейтрализуются и откачиваются. В стационарном режиме работы дивертор — наиболее нагруженная потоками энергии часть поверхности камеры. Выбором магнитной конфигурации положение плазмы устанавливается так, чтобы ближайшие к сепаратрисе разомкнутые магнитные силовые линии в окрестности так называемой X-точки выходили в дивертор (рис. 3).

Профиль сечения плазменного столба токамака во многом определяет развитие магнитногидродинамических (МГД) неустойчивостей. Экспериментально было обнаружено, что вытянутый плазменный шнур D-образного сечения более устойчив в отношении МГД возмущений. Поэтому возникает необходимость управления его формой. Управление осуществляется изменением токов в катушках полоидального поля и центрального соленоида.

Таблица 1

Параметры установки Токмак с магнитным удержанием плазмы

Параметры	Современный уровень	Требования к ИТЭР
Температура, кэВ	50	15
Концентрация, 10^{20} м^{-3}	15	1
Время жизни, с	1	3
Малый радиус, м	1,1	2
Большой радиус, м	3	6
Длительность разряда, с	360	400
Мощность нагрева, МВт	50	100
Мощность синтеза, МВт	16	500
Длительность горения, с	10	400

Свежее топливо вводится в токамак либо инжекцией газа, либо высокоскоростными таблетками замороженной D-T смеси. Последний способ предпочтителен, поскольку топливо глубже проникает в объем плазмы. Для этого созданы инжекторы таблеток, сообщаемые им скорость до 1—2 км/с.

В экспериментальном реакторе ИТЭР предполагается три способа дополнительного нагрева: ионноциклотронный, электронноциклотронный и инжекция пучков нейтральных атомов дейтерия. В табл. 2 приведены проектируемые для ИТЭР методы дополнительного нагрева и поддержания тока, а также характерные частоты. Использование нагрева на нижнегибридном резонансе также не исключается. Техника генераторов для нагрева на ионноциклотронном и нижнегибридном резонансах хорошо освоена. Для электронноциклотронного нагрева в ИПФ РАН были разработаны принципиально новые генераторы СВЧ волн с частотой до 170 ГГц — гиротроны с мощностью в единичном блоке до 1 МВт и КПД более 50%. Эти разработки были подхвачены также фирмами Европы, Японии и США. Создание инжекторов пучков нейтральных атомов с мощностью до 16,5 МВт перешло в завершающую стадию. В будущих промышленных реакторах система дополнительного нагрева может быть изменена по результатам работы ИТЭР в сторону упрощения.

Таблица 2

Методы нагрева и генерации тока в плазме стационарного токамака

Вид нагрева и генерации тока	Нагрев плазмы
Омический нагрев	Te ~ 1 кэВ
Электронноциклотронный резонанс ($\omega_e, 2\omega_e$)	Te, Ti
Ионноциклотронный резонанс ($\omega_{ci} = eH/Mc$)	Ti, Te
Нижнегибридный резонанс ($\omega_{ci} < \omega_c < \omega_{ce}$)	Te
Инжекция нейтральных пучков $E < 1\text{МэВ}$	Te, Ti
Будстреп ток (неоклассика) $j_{BS} \approx \nabla P$ $j_{BS} \approx (0.8 \div 0.9) j_T$	

Магнитные катушки токамака-реактора сверхпроводящие и размещаются в общем криостате. В ИТЭР максимальное магнитное поле на сверхпроводнике составляет 13 Тл. Поэтому тороидальные катушки используют ниобий-оловянные сверхпроводники. Для полоидальных катушек достаточно характеристик ниобий-титанового сверхпроводника. Криостат заполняется жидким гелием и одновременно является вторым барьером безопасности реактора.

Плазма токамака подвержена многочисленным неустойчивостям магнитно-гидродинамической и кинетической природы, которые ограничивают максимально достижимые температуры и плотность плазмы. Неустойчивость срыва приводит к выбросу плазмы на стенку и прекращению разряда. Она сопровождается повреждением стенки и большими динамическими нагрузками

конструкции из-за изменения магнитного потока. Чтобы защитить стенку от потока энергичных частиц, перед срывом в плазму для ее охлаждения инжектируют сильно излучающее вещество. При развитии тиринг-неустойчивости образуются замкнутые магнитные поверхности, не охватывающие ось плазменного столба, что увеличивает перенос частиц и энергии на стенку.

Для стабилизации применяют методы локальной генерации тока в плазме на электронноциклотронном резонансе. Резистивные МГД моды стабилизируют дополнительными магнитными полями катушек на периферии камеры, включенных в цепь обратных связей. В середине 80-х годов обнаружили режим с повышенным удержанием плазмы в результате возникновения теплового барьера на границе плазмы — так называемую H-моду. На границе в H-режиме возникают неустойчивости — ELMы, приводящие к импульсному периодическому сбросу частиц и энергии на стенку и в дивертор. Если частота выбросов мала, их поверхности испытывают значительную перегрузку и разрушение. Недавно были найдены способы увеличения частоты выбросов и уменьшения тем самым импульсных нагрузок на дивертор и стенку.

Также к последним достижениям физики относится обнаружение уже после завершения проекта ИТЭР внутренних транспортных барьеров в плазменном столбе и новых режимов, улучшающих удержание плазмы в токамаке. Можно ожидать, что продолжение исследований физики плазмы токамака приведет к дальнейшему повышению качеств реактора. Именно поэтому в странах — участницах проекта ИТЭР существуют обширные программы экспериментальных и расчетно-теоретических исследований на существующей или вновь создаваемой экспериментальной и вычислительной базе.

Расчет поведения плазмы, транспорта частиц и энергии, основанный на первых принципах, невозможен из-за ограниченных мощностей современных вычислительных машин. Поэтому для предсказания поведения плазмы развиты многочисленные теоретические модели и соответствующие коды. С их помощью описываются равновесие, форма сечения, температуры электронов и ионов, поперечные переносы частиц и энергии в камере, взаимодействие плазма—стенка. В настоящее время они обладают неплохой предсказательной силой. Но развитие неустойчивостей, многочисленные нелинейные взаимодействия волн и частиц не могут полностью описываться в рамках созданных моделей. Поэтому перед теорией плазмы стоят задачи постоянного развития более совершенных моделей и кодов.

Важнейшим параметром токамака является энергетическое время удержания, зависящее от многих факторов. Накопленная многотысячная база экспериментальных режимов послужила основанием для получения зависимости скейлинга времени удержания энергии [7]:

$$\tau_E = (H_H) 0,031 I_p^{1,06} B^{0,32} p^{-0,67} M^{0,41} R^{1,79} n_e^{0,17} \epsilon^{-0,11} k^{-0,6}$$

Приведенная зависимость подчеркивает многопараметричность режимов.

Несмотря на громадное количество исследований, физика токамака продолжает развиваться, что, как правило, увеличивает реакторные возможности. Примерами служат открытия в последние годы внутренних транспортных барьеров и новых режимов улучшенного удержания. Но остается важнейшая зона физики токамака, практически еще незатронутая — режим термоядерного горения, при котором в плазме появляются высокоэнергичные ядра гелия. Теория предсказывает появление новых неустойчивостей альфвеновских мод, способных уменьшить время жизни ядер гелия в плазме. Модельные эксперименты не дают оснований ожидать больших неприятностей. Но окончательно ситуацию прояснит только эксперимент на ИТЭР. В этом состоит одна из важнейших миссий ИТЭР.

Материалы термоядерного реактора

Развитие материалов термоядерного реактора постепенно выходит на первый план. К их числу прежде всего следует отнести сверхпроводники магнитной системы токамака реактора. На современном этапе для изготовления катушек используются низкотемпературные ниобий-титановые и ниобий-оловянные сверхпроводники. Обязательства России по поставкам сверхпроводников на ИТЭР стимулировали восстановление их производства. Сегодня созданная промышленность не только обеспечит ИТЭР, но уже получает заказы на поставку проводников для изготовления медицинских томографов. Следующим шагом в развитии сверхпроводящих магнитных систем реактора было бы использование высокотемпературных сверхпроводников, что позволило бы отказаться от гелиевой криосистемы.

Серьезной проблемой реактора является выбор конструкционных материалов, в первую очередь, материалов первой стенки камеры (рис. 4). Наибольшие нагрузки испытывает ее поверхность, подвергаемая воздействию всех энергетических потоков, существующих в токамаке: частицы, излучение и нейтроны. Частицы и излучение разрушают ее в результате распыления и

Скорость эрозии материалов ИТЭР при различных параметрах плазмы

Материал	T_e , эВ	Скорость эрозии без учета перепыления, нм/с	Скорость эрозии с учетом перепыления, нм/с
Графит	8	240	5,7
	<3	158	~16
Вольфрам	~8	<0,2	<0,003
	<3		<0,0005
Бериллий	~8	217	10,1
	<3		9,5

испарения. Скорости потери массы для разных условий облучения были измерены во многих работах. Для бериллия потеря массы составляет 30 г на импульс ИТЭР или 1,8 т/год (1 м^3), что соответствует времени жизни стенки — 1 год; для вольфрама потеря массы — 1,3 т/год ($0,07 \text{ м}^3$), и время жизни стенки составит 20 лет. Как видно из табл. 3 (J.N. Brooks e. a.), потеря массы значительно уменьшается при учете перепыления.

Тем не менее, она остается достаточно высокой. Это ограничит срок службы первой стенки, в особенности, пластин дивертора. Выше было отмечено, что эрозия стенки ведет к образованию пыли в камере, ограничивает срок ее работы. Обладая высокой удельной поверхностью, пыль представляет существенную угрозу при раскрытии камеры. В работе [8] показана сложная глобулярная структура осажденных слоев перепыленного материала на стенке камеры, модификация которых ведет к образованию пыли. Характерный масштаб минимальных элементов структуры составляет несколько нанометров. Развитая поверхность структуры (до $200 \text{ м}^2/\text{г}$) представляет собой опасность как аккумулятор осажденного на стенке трития. Методы борьбы с образованием пленок пыли и способы удаления осажденного трития пока только разрабатываются [9]. Значительная неопределенность в понимании этих процессов связана с отсутствием экспериментальных результатов, полученных в условиях, приближенных к реакторным, для которых характерна температура стенки порядка 500 градусов и наличие изменения структуры материала под действием нейтронного облучения. Согласно расчетам, атомы материала стенки за рабочую кампанию реактора должны испытывать порядка 150—200 смещений на атом (СНА). Отметим, что планируемые СНА для материалов быстрых реакторов близки — обстоятельство, которое облегчит разработку материалов. Очевидно, распыление материала радиационно поврежденной стенки должно измениться, что подтверждается первыми измерениями в модельных экспериментах [10].

В числе кандидатов для материалов первой стенки обсуждаются и изучаются бериллий, вольфрам и SiC

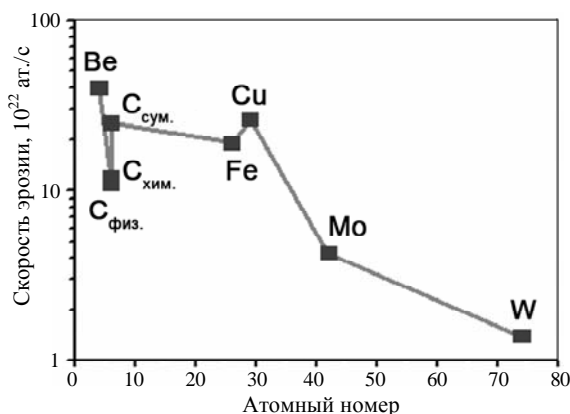


Рис. 4. Скорость эрозии материалов в зависимости от их атомного номера

композит. Вольфрам, как видно на рис. 4, обеспечивает большее время службы стенки. Однако до сих пор не получено окончательных данных о диффузии ионов вольфрама в центр плазмы, что привело бы к ее интенсивному радиационному охлаждению. Для композита SiC это опасение не столь остро из-за меньших атомных номеров материала. Вольфрам и композит допускают высокую температуру стенки и являются перспективными материалами для высокотемпературных теплоносителей и реакторов с производством водорода.

Интересным, но пока еще дискуссионным, является предложение создать жидкую возобновляемую стенку из лития [11]. На токамаке T-11M в ТРИНИТИ была разработана и успешно испытана капиллярно-пористая диафрагма с жидким литием. Последующие эксперименты также подтвердили отсутствие поступления паров лития в плазму. К числу проблемных вопросов применения литиевой стенки следует отнести ограничение температуры ее поверхности величиной 450—500 градусов, большое МГД сопротивление потоку лития в сильном магнитном поле токамака и взаимодействие лития с водяным теплоносителем в случае потери герметичности. Успешная реализация этой идеи явилась бы революционным решением проблемы первой стенки реактора.

Проект Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР

В 1986 г. М.С. Горбачев по предложению Е.П. Велихова выступил с инициативой сооружения первого термоядерного реактора на международной основе. Проект, начатый в 1989 г. силами Европы, России, США и Японии, был завершен в 1998 г. Он был рассчитан на достижение термоядерного горения с большим коэффициентом усиления Q (отношение мощности реакции синтеза к затрачиваемой мощности на поддержание плазмы). Однако США потребовали вдвое сократить стоимость проекта (до 5 млрд долларов). В 1998—2001 гг. проект был переработан с расчетом на более

умеренные величины Q . В процессе перепроектирования США вышли из проекта, а по его завершении опять вернулись. В дальнейшем к проекту присоединились Южная Корея, Китай и Индия. В настоящее время обсуждается заявка Казахстана на участие в проекте.

ИТЭР является прообразом промышленного реактора, в конструкции которого присутствуют все основные элементы будущего реактора, но в избыточном наборе, для обеспечения широты и гибкости фактически заключительного эксперимента по физике термоядерной плазмы (см. рис. 2). Основными целями проекта являются:

— демонстрация выделения термоядерной мощностью 500 МВт с коэффициентом усиления 10 в импульсе длительностью 400 с при индукционном поддержании тока;

— в стационарном режиме с безиндуктивным поддержанием тока (длительность 3000 с) попытаться достичь коэффициента усиления 5;

— продемонстрировать работоспособность основных термоядерных технологий;

— на условиях добровольного вклада участников испытать тритий воспроизводящие модули.

В исследованиях термоядерной плазмы ИТЭР главными задачами будут физика нагрева плазмы ядрами гелия, кинетические неустойчивости и удаление золы; управление профилями магнитного поля, давления и плотности методами дополнительной генерации тока и нагрева; управление потоками плазмы на стенку и в дивертор; контроль неустойчивостей в токамаке. Основные технические характеристики ИТЭР приведены в табл. 4.

Полная проектная мощность дополнительного нагрева плазмы составляет 72 МВт: 32 МВт на нейтральную инжекцию, 20 МВт на гиротроны 170 ГГц, 20 МВт на нагрев 35÷70 МГц. Как было отмечено выше, существует возможность добавить 20 МВт нагрева на нижнегибридном резонансе.

Общая стоимость проектирования ИТЭР составила 2 млрд. долларов. В эту сумму входили дизайнерские работы, необходимые НИР и НИОКР, изготовление

Таблица 4

Технические характеристики ИТЭР

Показатель	Величина
Полная термоядерная мощность, МВт	500 (700)
Средняя нагрузка на стенку 14 МэВ нейтронов, МВт·м ⁻²	0,57 (0,8)
Длительность импульса, индуктивный режим 15 МА, с	> 400
Время в безиндуктивном режиме, с	3000
Большой (R) и малый (a) радиусы плазмы, м	6,2/2,0
Ток плазмы I_p , МА	15 (17)
Вертикальная вытянутость на 95% поверхности магнитного потока/сепаратриса (k_{95})	1,7/1,85 (1,85/2,0)
Треугольность на 95% поверхности магнитного потока/сепаратриса (δ_{95})	0,33/0,48 (0,45/0,55)
Тороидальное поле в радиусе 6,2 м (B_T)	5,3Т
Объем плазмы, м ³	831

крупномасштабных макетов. На фазе технического проектирования было изготовлено семь крупных макетов для отработки технологии и проверки основных технических характеристик. Они включали проверку работоспособности сверхпроводника при проектных напряжениях магнитного поля, для чего были изготовлены Россией, Европой и США катушки-вставки в японский соленоид. Важными проектами было изготовление каскада дивертора и испытание системы их дистанционной замены, намотка макета катушки полоидального поля. Изготовление сектора вакуумной камеры в Японии уточнило возможность обеспечения требуемой точности в несколько миллиметров при характерном размере сектора 15 метров. Были опробованы технология изготовления дивертора с вольфрамовыми и бериллиевыми элементами, модуля бланкета и система дистанционной замены модулей бланкета реактора.

Благодаря ИТЭР дальнейшее развитие получили ряд физических и технических устройств и приборов. В первую очередь надо отметить громадный прогресс в производстве новых гиротронов, впервые созданных в ИПФ РАН, в системах электропитания и защиты сверхпроводящих соленоидов. Сверхпроводящая магнитная система ИТЭР будет уникальной по энергозапасу магнитного поля и объему. Ее проектирование стимулировало последующие успехи в производстве сверхпроводников. В России для этого воссоздана промышленность, утраченная после 1991 г.

Особенностью разработок была необходимость учета влияния нейтронных потоков на системы реактора. В конструировании впервые в значительном объеме использованы коды и технологии атомной энергетики. Сверхпроводники защищены бланкетом, диагностика строится с учетом нейтронной нагрузки на зеркала и детекторы. Выбранные решения проверялись под нейтронными потоками на реакторах деления. Ради снижения стоимости и сроков в проект не вошли системы воспроизводства трития из лития. Участникам проекта было предложено разработать собственные конструкции модулей, воспроизводящих тритий (ТВМ). Для их размещения предусмотрены специальные порты. Будет отрабатываться несколько типов модулей, отличающихся материалами конструкции и способами охлаждения.

ИТЭР будет иметь систему управления режимами с использованием создаваемых симуляторов и мощную диагностику плазмозфизических и технологических процессов. Планируется, что он будет связан высокоскоростной информационной системой ИТЭР-ГРИД с национальными центрами для обеспечения обработки объемов информации порядка 10 Гб с одного запуска комплекса. Эта система даст также возможность для удаленного участия в работе реактора.

Как видно, ИТЭР сложный многопрофильный комплекс. Его сооружение по планам, принятым до начала работы Международной организации ИТЭР (МОИ), должно осуществляться в соответствии с планом графиком. После начала работы МОИ с ноября 2006 г.

проведена ревизия проекта. Потребовалось внести некоторые коррективы, что представляется естественным, поскольку проект был завершен 2001 г., а за это время накоплены новые знания, которые должны быть отражены в проекте. МОИ и национальные команды прикладывают усилия с тем, чтобы выдержать плановые сроки сооружения и уложиться в проектную стоимость, определенную в 5 млн. евро 2006 г. Однако, учитывая значительный рост цен на материалы и оборудование, можно предвидеть общее увеличение стоимости ИТЭР на 15—20% и смещение начала работ с плазмой на 2018 г.

Согласно сценарию работы реактора после его пуска первые четыре года будут длиться водородная и дейтериевая фазы исследований, чтобы не допустить накопления трития и облегчить доступ в камеру на первых этапах работы. В это время все системы ИТЭР должны выйти на проектные параметры. Затем последующие три года предполагается отрабатывать режимы с малым количеством трития в плазме. После завершения этой фазы начнется трехлетний период работы с проектным содержанием трития в плазме. После остановки и внесения необходимых изменений (переход на вольфрам в качестве материала первой стенки и дивертора) наступит заключительный этап работы ИТЭР. Полная проектная продолжительность работы составит 25 лет, после чего реактор будет разобран, а активированные части конструкции складированы на площадке для выдержки. Полная стоимость активного периода и вывода из эксплуатации оценивается в 5 млрд. евро.

Проекты демонстрационной и промышленной термоядерных станций

Планы быстрого овладения термоядерной энергетикой предполагают начало эскизного проектирования демонстрационной станции ДЕМО в середине сооружения ИТЭР, а завершение технического проекта перед заключительным этапом его работы в 2026 г. В отличие от ИТЭР ДЕМО должен производить значительную электрическую мощность и дать ответы на все вопросы по строительству промышленной термоядерной станции (ПТС). Первые эскизные проработки ДЕМО были выполнены в 1980-90-х годах. Последующие проработки ее концепции показывают, что оптимальная электрическая мощность реактора должна находиться на уровне 1—1,5 МВт. Понижение ее требует недостижимых магнитных полей и неоптимального использования конструкционных материалов, переход же на большие мощности ведет к чрезмерно большим размерам реактора. Кроме того, включение или остановка такого блока создаст слишком значительные скачки в сети электрообеспечения.

Европейские концептуальные проработки промышленной термоядерной электростанции (ПТС) ориентированы на повышение ресурса станции до 40 лет с возможностью его продления до 60 [5]. Поставлена задача довести КИУМ до 75—80% путем максимального увеличения времени работы сменяемых элементов первой

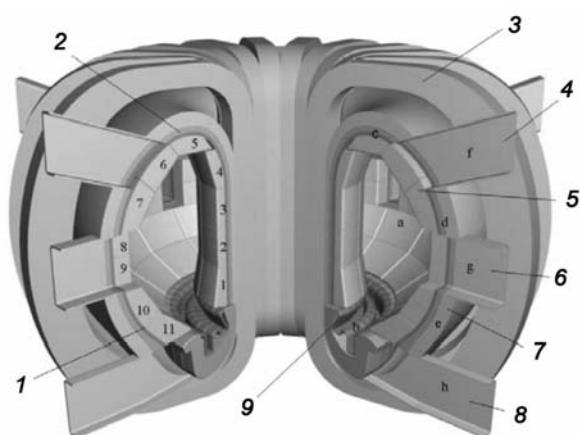


Рис. 5. Концептуальный проект ПТС, вариант С:

1 — тепловой экран; 2 — система теплосъема; 3 — катушки тороидального магнитного поля; 4 — верхние вводы в камеру (8 шт.); 5 — 176 модулей blankets (ресурс 5–6 лет); 6 — горизонтальные вводы в камеру (8 шт.); 7 — вакуумная камера; 8 — нижние вводы в камеру в области дивертора; 9 — панели дивертора (ресурс 2 года)

стенки и скорости их замены. Особое внимание уделяется конструкции и стойкости дивертора, возможности быстрой смены кассет. Материалом первой стенки и дивертора будет вольфрам. Предполагаемые ресурсы первой стенки и пластин дивертора тогда составят 2 и 8 лет соответственно. На рис. 5 изображен предполагаемый вид реактора ПТС.

Размеры камеры в различных вариантах определяются условиями стабильности, генерации тока и огра-

ничениями по тепловым нагрузкам дивертора (не более 10 МВт/м²). В вариантах А и В используются развитые в Европейской программе модели свинцово-литиевого водоохлаждаемого и гелийохлаждаемого керамического blankets (табл. 5).

Варианты С и D рассчитывались, исходя из улучшенных параметров плазмы и материалов. Так в наиболее компактном варианте D в диверторе использован карбид кремния, охлаждаемый свинцово-литиевым теплоносителем. Полная эффективность вариантов и температуры теплоносителей на входе и выходе приведены в табл. 5. В наиболее оптимистичном варианте D эффективность достигает 60%, а температура на выходе из blankets 990 градусов, что делает такой вариант особо перспективным для производства водорода.

Представляет интерес распределение материалов ПТС (вариант В) по категориям вторичного использования. На рис. 6 отмечены массы использованных материалов ПТС за время эксплуатации и полученных после разборки реактора. Наиболее важной чертой ПТС является отсутствие материалов, подлежащих длительному захоронению. Как отмечают авторы работы [5], анализ концепций ПТС необходим для четкой формулировки задач сооружения ДЕМО. Он же определит направления технологических разработок и требования к создаваемым материалам ПТС.

Экономика термоядерной энергетики

В настоящее время термоядерная энергетика опирается на сложную, материалоемкую технологию. Именно поэтому вопрос о стоимости электроэнергии и капи-

Таблица 5

Концептуальные проекты промышленной термоядерной станции

Показатель	Модель А	Модель В	Модель С	Модель D	ИТЭР
Физические параметры плазмы					
Мощность, ГВт	1,55	1,33	1,45	1,53	-
Тепловая мощность, ГВт	5,0	3,6	3,41	2,53	0,37
Аспект R/a	3,0	3,0	3,0	3,0	3,43
Большой радиус, м	9,55	8,6	7,5	6,1	6,35
Поле на оси, Тл	7,0	6,9	6,0	5,6	5,1
Ток плазмы, МА	30,5	28,0	20,1	14,1	10
βN	2,8, 3,5	2,7, 3,4	3,4, 4,0	3,7, 4,5	3,1
P _{алд} , МВт	246	270	112	71	7,3
n/n _G	1,2	1,2	1,5	1,5	0,85
Инженерные параметры					
Средняя нейтронная нагрузка стенки	2,2	2,0	2,2	2,4	0,78
Нагрузка дивертора, МВт·м ⁻²	15	10	10	5	10
Эффективность нагрева и генерации тока	0,6	0,6	0,7	0,7	0,6
Кпд ПТС	0,31	0,37	0,42	0,6	-
Теплоноситель blankets,	Вода,	Гелий,	LiPb/He,	LiPb,	Вода,
T _{внутр} /T _{внеш} , °C	285/325	300/500	480/700	700/100	140
Теплоноситель дивертора,	Вода,	Гелий,	Гелий,	LiPb,	Вода,
T _{внутр} /T _{внеш} , °C	140/167	540/720	540/720	600/990	140
Тепловой цикл	Ренкин	Ренкин	Брайтон	Брайтон	—

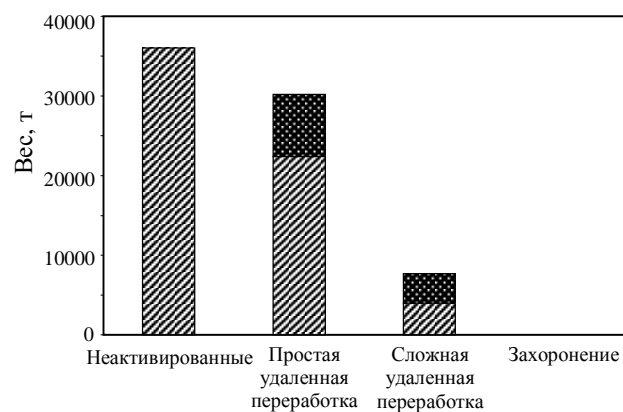


Рис. 6. Вторичное материалов реактора использование спустя 100 лет после остановки ПТС

▨ — разборка; ■ — эксплуатация

тальных затратах на сооружение станции является предметом постоянных дискуссий среди ее сторонников и противников. Найти ответ на этот вопрос – непростая задача, учитывая, что промышленные термоядерные электростанции (ТЭС) появятся только в середине века. Следует ожидать, что к тому времени стоимость электроэнергии, производимой на существующих электростанциях, существенно поменяется из-за топливной, материальной и экологической компонент. Сравнение следует вести на равных условиях, что не всегда представляется возможным. Примером может служить стоимость энергии АЭС, не включающей затраты на вывод станции из эксплуатации, переработку и хранение долгоживущих радиоактивных отходов. Эти отложенные сегодня задачи придется решать и оплачивать. Другой не менее важной составляющей могут стать затраты на обеспечение безопасности АЭС и нераспространения ядерного оружия в странах, где практически невозможно решать эти вопросы на национальном уровне. Серьезность проблемы очевидна, если учесть, что для заметного замещения станций на углеводородном топливе придется построить тысячи гигаваттных блоков АЭС.

Анализ ожидаемой стоимости электроэнергии ТЭС проводился во всех странах-участницах проекта ИТЭР. Наиболее детально он выполнен в Европе, где с 1990-х годов финансируется программа исследований социально-экономических аспектов термоядерной энергетики [15]. Для сравнения авторы использовали те же показатели и коды, что и для существующих станций. На стоимость энергии ТЭС существенно влияют достижимые физические режимы горения ДТ топлива. Учет их вклада проводился на основе той физической базы данных и кодов, которые использовались для ИТЭР. Предполагалось, что физические параметры будут повышены на 30% по сравнению с принятыми в ИТЭР. Принималось во внимание также ожидаемое упрощение термоядерных технологий.

Физическими параметрами зависимости стоимости энергии являются относительное давление плазмы β_N и

отношение плотности плазмы к плотности Гринвальда f_{GW} . Эти физические параметры и мощность ТЭС играют существенную роль в определении стоимости. Для снижения стоимости энергии в качестве базовой была принята мощность блока 1,5 ГВт, а не 1 ГВт, как рекомендовалось промышленностью.

Близкие результаты получены также в США и Японии. Низкая стоимость энергии ТЭС в какой-то мере является неожиданной. В первую очередь это связано с малыми затратами на эксплуатационные расходы, включающие топливную составляющую. Они компенсируют высокий уровень капитальных затрат. Пути дальнейшего снижения стоимости энергии ТЭС лежат в уменьшении затрат на оборудование и повышение ресурса заменяемых частей реактора. Из анализа стоимости вытекает также необходимость дальнейших усилий по оптимизации режимов работы токамака реактора через продолжение целенаправленных физических исследований.

Стоимость электроэнергии ТЭС лежит от 3–5 Евроцентов за кВтч для оптимистического варианта D до 5–7 для вариантов A и B, близких по физическим параметрам к ИТЭР. Таким образом, ТЭС выглядит вполне конкурентноспособной по отношению к другим электростанциям. Отметим, что в последние годы развитие новых энергосистем все в большей степени определяется не экономическими факторами, а их приемлемостью для общества. Примером могут служить ветровые установки, экономика и постоянство генерации мощности которых очень далеки от идеальных. С учетом достоинств термоядерной энергетики и конкурентноспособной стоимости электроэнергии имеются все основания полагать, что она должна занять важное место в мировой энергетической системе.

Программа российских работ по созданию промышленной термоядерной энергетики

После 1991 г. Российское термоядерное сообщество понесло тяжелейшие потери. Они были связаны, главным образом, с отъездом значительной части высококвалифицированных специалистов среднего возраста за рубеж или переходами в коммерческие фирмы. Нишенская поддержка собственных исследований стала причиной остановки ряда установок. Драматизм ситуации, сложившийся в работах по УТС, был в значительной степени ослаблен благодаря участию России в проектировании ИТЭР, на которое выделялись деньги Министерством атомной энергии. Их было недостаточно, но громадный задел, созданный в предыдущие годы, помог России по вкладу в проект выступить полноправным партнером.

Работы по ИТЭР в настоящее время проводятся через пять головных организаций.

РНЦ Курчатовский институт отвечает за физику, диагностику и испытания гиротронов. Курчатовский институт является домашним агентством ИТЭР, ответственным за поставку всего оборудования на площадку ИТЭР и координацию работ по программе.

НИИЭФА выполняет 56% работ по изготовлению оборудования для реактора, проводит инженерно-физические, конструкторские и испытательные работы по ряду направлений, в частности, по элементам первой стенки и дивертора.

ВНИИНМ обеспечивает поставку сверхпроводников и бериллия для первой стенки.

НИКИЭТ разрабатывает и изготавливает крепления для бланкета.

ИПФ РАН разрабатывает и поставляет гиротроны.

К работе по Российскому участию в строительстве ИТЭР через эти головные институты привлечены многие десятки научных и промышленных организаций Росатома, РАН и других ведомств. На стадии распределения обязанностей по поставкам на ИТЭР Россия старалась обеспечить свое участие в изготовлении ключевых элементов оборудования, чтобы максимально с учетом существующих возможностей получить опыт изготовления, необходимый для будущего промышленного овладения энергией синтеза. Такой же политики придерживаются и другие участники проекта ИТЭР. Россия поставляет различные элементы ИТЭР: кабель для катушек полоидальной и тороидальной магнитных систем, катушки PF1 и PF6, коммутирующую аппаратуру для системы электропитания и защиты сверхпроводящей магнитной системы; элементы диверторного

приемного устройства; диагностическую аппаратуру; систему обеспечения дополнительного нагрева плазмы; порт-лимитеры с бериллиевым покрытием; патрубки вакуумной камеры; сборку первой стенки и защитного бланкета реактора. Более детально состав поставляемого Россией оборудования приведен в табл. 6.

Очевидно, что участие в ИТЭР имеет смысл только тогда, когда полученные знания могут быть восприняты и использованы для создания отечественной промышленной термоядерной энергетики. Это возможно, если в стране существует собственная программа развития и имеется кадровый научно-технический потенциал. Из этой логики исходят все участники проекта, создав у себя национальные термоядерные программы. Такие же усилия предпринимаются и Российским термоядерным сообществом. Разработанные основы стратегии овладения термоядерной энергетикой до 2050 г. были представлены Росатомом на рассмотрение Правительству 16 августа 2007 г. и получили одобрение. Согласно поручению Правительства Росатом должен представить концепцию федеральной целевой программы на 2009—2015 гг. Структура одобренной Стратегии практически совпадает с маршрутными картами других участников проекта ИТЭР, что является результатом тесной кооперации. Практика доказала справедливость ориентации международного сообщества на совместное развитие

Таблица 6

Вклад Российской Федерации в сооружение установки ИТЭР

Заказы на изготовление	Вклад России	Перечень работ
Магнитная технология		
Проводник для катушек TF	20% Nb ₃ Sn	Производство кабеля из Nb ₃ Sn и NbTi, изготовление катушек магнитной системы
Проводник для катушек PF PF 1&6	46% NbTi 50—100%	
Вакуумная камера		
Экваториальные патрубки	33%	Изготовление компонент вакуумной камеры и системы контроля сварных швов
Верхние патрубки	То же	
Нижние патрубки	—“—	
Бланкет		
Сборки первой стенки и бланкета	20%	Производство облицовки, порт-лимитера и систем механического крепления модулей бланкета
Защитный бланкет	То же	
Порт лимитеры	100%	
Механические опоры для защитных модулей бланкета	То же	
Дивертор		
Приемное диверторное устройство (дом/лайнер)	100%	Производство облицовки, элементов конструкции мишеней и проведение испытаний
Тепловые испытания	То же	
Система электропитания		
Коммутирующая аппаратура	100%	Изготовление коммутирующих аппаратов для системы питания и защиты сверхпроводящих магнитов
Дополнительный нагрев		
Гиротроны, элементы тракта инъекции нейтральных атомов	30,7%	Изготовление СВЧ генераторов (гиротронов) и оборудования для нагрева плазмы
Диагностика	13%	Изготовление и поставка 6 диагностических систем для измерения физических параметров реактора и плазмы

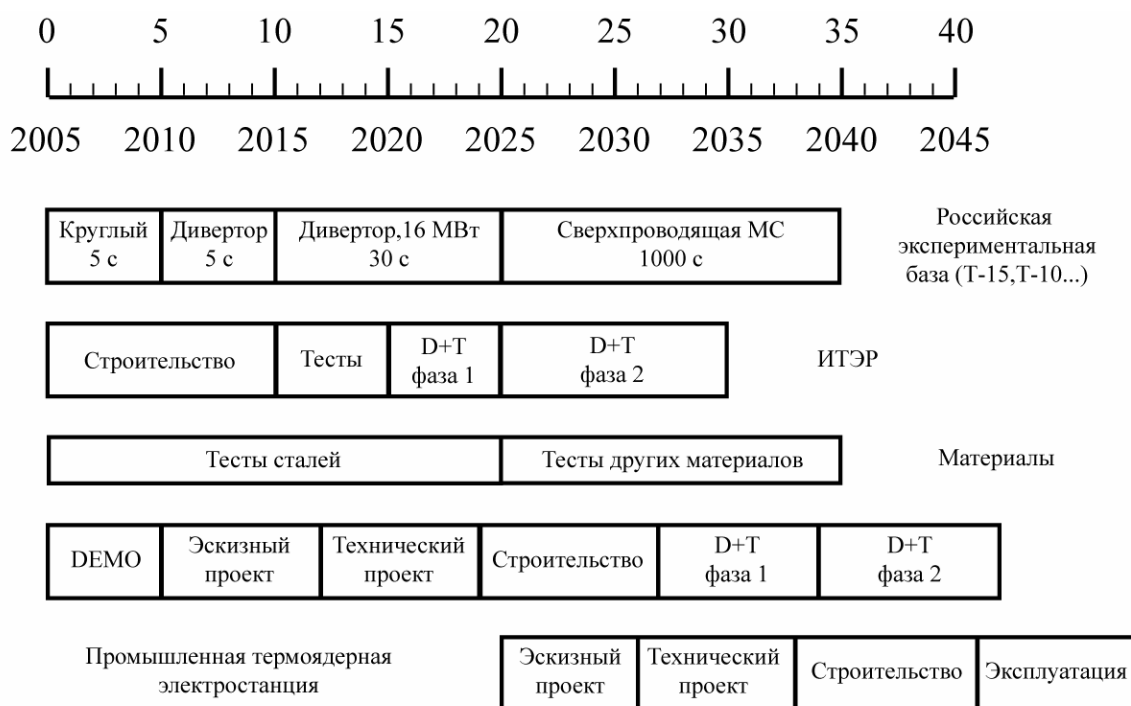


Рис. 7. Маршрутная карта Стратегии овладения термоядерной энергией в России

основ термоядерной энергетики. По-видимому, ни одна отдельно взятая страна не могла бы решиться на рискованный, дорогостоящий, но многообещающий проект освоения термоядерной энергетики. Сегодня ИТЭР — крупнейший проект международного сотрудничества, не имеющий в настоящее время аналогов.

Основная цель российской Стратегии заключается в овладении энергией термоядерного синтеза на базе отечественных инновационных технологий и продуктивного международного сотрудничества, что позволит приступить к промышленному производству термоядерной электроэнергии в России с 2050 г. Российская маршрутная карта основывается на пяти главных линиях развития (рис. 7):

- воссоздание отечественной экспериментальной базы с центральной установкой – токамаком Т-15, параметры которого будут увеличены в процессе постепенной модернизации;
- активное участие в программе ИТЭР;
- развитие материаловедческих работ на основе использования российских реакторов на быстрых нейтронах и участия в исследованиях на ИФМИФ;
- проектирование, строительство и эксплуатация ДЕМО либо на основе международной кооперации, либо на национальной базе;
- концептуальные проработки, проектирование и строительство ПТС.

По решению Правительства России Росатом совместно с РНЦ «Курчатовский институт» разработал проект концепции федеральной целевой программы по управлению термоядерному синтезу на 2009—2015 гг. Ос-

новой для разработки документа послужили утвержденные Правительством фундаментальные положения Стратегии. Концепция предполагает достижение следующих результатов к 2015 г.:

- развитие научно-технологической базы термоядерной энергетики, необходимой для создания ПТС в России к 2050 г.;
- достижение термоядерных параметров плазмы на токамаке Т-15;
- обеспечение полноценного российского вклада в проект ИТЭР;
- выбор концептуальных решений по ДЕМО и ПТС;
- решение кадровой проблемы ФЦП, ИТЭР, ДЕМО и ПТС путем подготовки и переподготовки 1000 специалистов;
- внедрение и коммерциализация разработанных термоядерных технологий.

Предложенное финансирование Стратегии включает как расходы на выполнение международных обязательств по сооружению ИТЭР и ДЕМО (если будет принято решение об участии в международной кооперации), так и расходы на национальную программу, включающую строительство первой промышленной станции. Полные затраты на выполнение Стратегии оценены в 515,6 млрд. руб. в ценах 2007 г.

Овладение термоядерной энергией — принципиальная цель всех работ по управляемому термоядерному синтезу. Ее достижение, как уже отмечалось выше, потребует значительного времени. Поэтому термоядерное сообщество часть своих усилий направляет на разработ-

ку новых технологий и их коммерциализацию, внося тем самым вклад в решение задач настоящего момента и демонстрируя практически значимые выходы из программы управляемого термоядерного синтеза. К ним относятся новые материалы, процессы обработки и модификации поверхности материалов, решение экологических проблем, задач для космического и авиационного направлений и т. д. Но есть случай, когда речь может идти о сильном влиянии термоядерных установок непосредственно на энергетику, прежде всего, атомную. Эти вопросы будут рассмотрены в следующем разделе.

Управляемый термоядерный синтез и атомная энергетика

Замещение значительной части углеводородной энергетики на атомную активно обсуждается во многих странах. В России поставлена задача довести долю АЭС в производстве электроэнергии до 25% к 2030 г. В Китае намечено построить 100 блоков с мощностью порядка 1 ГВт. Другие страны также заявляют амбициозные планы. Помимо обострения проблем нераспространения атомного оружия и обращения с долгоживущими отходами АЭС возникает проблема обеспечения топливом тепловых реакторов, на которых основана атомная энергетика настоящего времени. По оценкам, урана-235, используемого в качестве топлива, хватит на несколько десятков лет.

Очевидно, что без внедрения новых технологий использования урана-238 или тория атомная энергетика не решит проблемы удовлетворения энергетических потребностей человечества. Кардинальным выходом из ситуации с дефицитом топлива АЭС является развитие бридеров — реакторов на быстрых нейтронах, вырабатывающих энергию и воспроизводящих топливо из урана-238, запасы которого обеспечат потребности на несколько тысяч лет. Однако, несмотря на то, что в России более 29 лет эксплуатируется реактор БН-600 с натриевым теплоносителем, потребуется еще несколько десятилетий для промышленного освоения бридеров. В этих условиях представляется актуальным вернуться к анализу возможностей использования термоядерных реакторов для наработки топлива. Идеи создания реактора, в котором термоядерные нейтроны, попадая в бланкет, содержащий уран-238 или торий, нарабатывают плутоний или уран-233 (для тория) обсуждались давно [17]. Для некоторых конструкций бланкета максимальный выход плутония составит 1 кг/МВт(т/я) год или 2 кг/МВт(т/я) год в ториевом бланкете. Выделяющаяся в бланкете тепловая энергия будет превосходить энергию синтеза. Таким образом, для гибридной электростанции требуется термоядерный реактор с коэффициентом усиления порядка 1. Напомним, что режим с Q , близким к 1, был уже продемонстрирован на трех токамаках, правда, в коротком 1—10 с импульсе.

Получаемое в бланкете гибридного реактора топливо будет выделяться и использоваться для АЭС на тепловых нейтронах. В работе [18] показано, что гибридный

реактор способен обеспечить топливом 3—5 реакторов на тепловых нейтронах той же мощности.

Выше отмечалось, что проекты гибридных реакторов не развивались с 1980-х годов из-за требований создания безопасной и «чистой» энергетики. Их варианты анализировались только в связи с проектами пережигания долгоживущих минорных актинидов, выделяемых из отработавшего ядерного топлива существующих АЭС [19]. Создание термоядерного реактора-трансмутатора также является актуальной задачей в свете прогрессирующего накопления отходов АЭС. Однако она может решаться и другими способами, в частности, продолжением хранения отходов без их переработки до накопления чрезмерно больших объемов. Обеспечение же растущей энергетики АЭС топливом имеет безусловный приоритет. В выборе путей вовлечения урана-238 в топливный цикл критическим является коэффициент наработки. Спецификой термоядерных гибридных реакторов по сравнению с бридерами является большая начальная энергия нейтрона. Поэтому скорость наработки топлива, отнесенная к единице мощности реактора в 6—10 раз больше, чем для бридеров.

Задача ускоренного развития атомной энергетики ведет к пересмотру позиции в отношении остановки работ по гибридным реакторам. Прогресс в исследованиях и разработка проекта ИТЭР позволяют уже в настоящее время приступить к проектированию гибридного реактора — термоядерного источника нейтронов (ТИН). Низкие требования на мощность реакции синтеза в ТИН по сравнению с ТЭС резко упрощают условия работы токамака. Потоки на первую стенку и в дивертор существенно падают, меньше опасений вызывает пока нерешенная проблема кинетических неустойчивостей плазмы из-за большой плотности ядер гелия, снижаются требования на мощность дополнительного нагрева и генерации тока, становится более понятной ситуация с первой стенкой. Все эти обстоятельства позволяют приступить в настоящее время к эскизному, а затем и техническому проектированию ТИН уже на основе существующих знаний. Быстрое завершение проектных работ плазменной части проекта возможно в результате использования громадного опыта, накопленного в проекте ИТЭР. Поэтому, если будет признано, что ТИН может сыграть важную роль в развитии атомной энергетики на новом этапе ее развития, то при объединении усилий атомно-энергетического и термоядерного сообществ опытная установка будет создана в короткие сроки, опытно-промышленный реактор с наработкой порядка тонны и более топлива в год — уже к 2030 г.

Заключение

Исследования по управляемому термоядерному синтезу вступили в заключительную фазу, когда должен быть дан ответ на вопрос о возможности практического использования синтеза в энергетике. Хотя выше отмечались большие физические, материаловедческие и технологические проблемы термоядерного синтеза,

сегодня существует понимание путей их решения. Сложность технологий термоядерной энергетики, конечно, препятствует ее освоению, но конкурентоспособность экономики ТЭС, ее преимущества в экологической безопасности стимулируют их преодоление. С другой стороны, решение задач термоядерного синтеза уже привело и несомненно приведет в дальнейшем к появлению многих новых технологий в разных областях промышленности, науки и медицины. Можно сказать, что опосредованно затраты на термоядерный синтез уже многократно окупались. В тяжелые 1990-е годы российские предприятия, выполнявшие работы по проектированию и моделированию систем ИТЭР, получили зарубежные заказы на общую сумму, превышающую финансирование этих работ Минатомом. Участие в проекте позволило сохранить и развить ряд высокоинтеллектуальных и высокотехнологичных предприятий. Будущее страны лежит в области инновационного развития, а не в поставке энергоресурсов на мировой рынок. Работы над термоядерной энергетикой одна из компонент инновационного развития.

Успех термоядерной энергетики будет означать освобождение от ресурсной топливной зависимости и переход к принципиально другому топливному циклу. Основой для ее овладения будет интеллектуальный ресурс, способность государства владеть и развивать высокотехнологичные области промышленности, выступать с ними на мировом рынке.

Несомненно, что успех термоядерной энергетики, основанный на токамаке-реакторе, откроет, как и в атомной энергетике, путь к развитию и других типов термоядерных реакторов, в частности, основанных на инерционном удержании.

И, наконец, провозглашенные планы ускоренного развития атомной энергетики стимулируют к возобновлению анализа перспективности гибридных реакторов деления-синтеза на новом уровне знаний, накопленных как в термоядерных исследованиях, так и атомной энергетике. Если анализ докажет перспективность и необходимость создания термоядерных нейтронных источников для наработки топлива и трансмутации, будет открыт кратчайший путь к практическому использованию термоядерной энергетики.

Автор выражает признательность за постоянные обсуждения и ценные советы Е.П. Велихову,

В.А. Глухих, О.Г. Филатову, В.А. Белякову, Н.В. Иванову, Э.А. Азиизову, А.К. Шикову и Ю.С. Стребкову, а также коллегам из атомноэнергетического комплекса П.Н. Алексееву, А.В. Лопаткину, С.А. Субботину и А.Л. Шимкевичу.

ЛИТЕРАТУРА

1. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Россия в мировой энергетике 21 века. М.: ИздАТ, 2006.
2. Велихов Е.П., Смирнов В.П. Вестн. РАН, 2006, т.76, №5, с. 419—426.
3. Volosov V.I. Nuclear Fusion, 2006, v. 46, №8, p. 802—828.
4. Hafele W., Holden J.P., Kessler G. e.a. Fusion and fast breeder reactors. Rep. RR-77-8 at the International Institute for Applied Systems Analysis Luxemburg, Austria, July 1977.
5. Maisonnier D., Campbell D., Cook L. e.a. Nuclear Fusion, 2007, v. 47, p. 1524—1532.
6. Chernov V.M., Leonteva-Smirnova M.V., Potapenko M.M. e.a. Ibid, 2007, v. 47, p. 839—848.
7. ITER Physics Basis 1999. Ibid, 199, v. 39, p. 2175.
8. Budaev V.P., Khimchenko L.N. Physica A, 2007, v. 382, p. 359—377.
9. Semerok A., Dutouquet C. Thin Solid Films, 2004, v. 453—454, №4, p. 501—505.
10. Koidan V.S., Bruchanov A.N., Chugunov O.K. e.a. 13th Int. Conf. on Fusion Reactor Materials, Nice, France, 2007, pap. 0035.
11. Mirnov S.V., Azizov E.A., Evtikhin V.A. e.a. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2006, v. 48, №6, p. 821—837.
12. Люблинский И.Е., Вертков А.В., Евтихин В.А.. Вopr. атомной науки и техники, сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 4, с. 13—44.
13. Norajitra P. e.a. Nucl. Fusion, 2005, v. 45, p. 1271—1276; Kirillov I.R. and RF DEMO Team. Fusion Eng.Des., 2000, v. 49-50, p. 457—465.
14. Колбасов Б.Н., Борисов А.А., Васильев Н.Н. и др. Вopr. атомной науки и техники, сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 4, с. 3—13.
15. April 2001 Socio-economic aspects of fusion power EUR (01) CCE-FU 10/6.6.2 European Fusion Development Agreement Report.
16. Maisonnier D. e.a. 2005 The European Power Plant Conceptual Study Fusion Eng. Des. 75-79, p. 1173-1179.
17. Велихов Е.П. и др. Атом. энергия, 1978, т. 45, вып.1.
18. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В. и др. Тр. 2 советско-американского семинара, 14 марта — 14 апреля, 1977, М. Атомиздат, 1978.