

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Лекция 28. УСТАНОВКИ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

Содержание

1. РАЗВИТИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЯЕМОМУ ТЕРМОЯДЕРНОМУ СИНТЕЗУ

2. РЕАКТОРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ

2.1 Реакторы с магнитным удержанием плазмы

2.1.1 JET

2.1.2 MAST

2.1.3 ИТЭР

2.1.4 Низкоаспектные (сферические) токамаки

2.1.5 Материаловедческий токамак, КТМ

2.2 Импульсные системы

2.2.1 Инерциальное удержание

2.2.2 Лазерный термояд

2.2.3 Пучковый термоядерный синтез

2.2.4 Рентгеновский термоядерный синтез

2.2.5 Взрывная дейтериевая энергетика

2.2.6 Холодный термоядерный синтез

2.3 Тупиковые пути ядерного синтеза

3. БЕЗОПАСНОСТЬ УСТАНОВОК УТС

4. ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В последнее время интерес к управляемому термоядерному синтезу резко возрос. Дело в том, что к 2050, как ожидают, органическая энергетика столкнется с серьезным кризисом, связанным не столько с тем, что газовая компонента будет исчерпана, сколько с тем, что выбросы в атмосферу углекислого газа, которые сегодня составляют 5.5 Гт в год, вырастут в два, а то и в три раза. В результате радикально изменится тепловой поток, падающий на Землю. Он будет составлять 1.5% того потока солнечной энергии, что падает на Землю сегодня. Это - критическая величина. Так что в середине нынешнего века нам придется отказаться от органического топлива или заметно уменьшить его потребление. В то же время термоядерная энергетика, по-видимому, обладает неограниченным ресурсом, потому что запас лития и дейтерия в воде фактически неограниченный, она безопасна, и термоядерные электростанции могут быть размещены в любом месте на Земле, хотя бы потому, что не надо подвозить топливо.

Один классик сказал, что энергетика - это физика плюс экономика. И вот экономика сейчас такова, что где-то в середине текущего столетия термояд будет востребован. По выражению Л.А. Арцимовича, термояд заработает тогда, когда он нужен будет людям.

В данной лекции мы коротко остановимся на развитии работ по управляемому термоядерному синтезу, рассмотрим особенности проектируемых установок (научного, энергетического и материаловедческого назначения) и обсудим перспективы использования термояда для энергетических целей.

1. РАЗВИТИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЯЕМОМУ ТЕРМОЯДЕРНОМУ СИНТЕЗУ

Впервые о возможности создания сверхмощного оружия на основе реакции взаимодействия дейтерия и трития заявили Ю.Б.Харитон и профессора МИФИ И.И.Гуревич, Я.Б.Зельдович и И.Я.Померанчук в докладной записке, направленной в 1946 г. правительству СССР. Быстрая реализация водородной бомбы в начале 50-х гг. создала иллюзию столь же быстрого успеха управляемого термоядерного синтеза с целью получения энергии – практически неисчерпаемого, экологически чистого источника.

В мае 1951 г. вышло постановление ЦК ВКП(б) и Совмина СССР об организации работ по управляемому термоядерному синтезу. Первые успешные испытания атомного, а затем и термоядерного оружия вдохновили первых исследователей этой проблемы. Попытки овладения термоядом предпринимались в основном на установках плазменного типа (например, в таких квазистационарных системах, как токамаки), что не привело к успеху.

В июле 1950 г., когда в СССР шла напряженная работа по созданию и совершенствованию ядерного оружия - атомной и водородной бомб, в ЦК ВКП(б) поступило письмо от сержанта Олега Александровича Лаврентьева (ныне доктор физико-математических наук, работает в Харьковском физико-техническом институте), служившего на Сахалине и не имевшего к тому времени законченного школьного образования. В письме содержалось описание двух идей: возможной схемы конструкции водородной бомбы и способа электростатического удержания горячей плазмы для осуществления реакции синтеза дейтерия и трития - тяжелых изотопов водорода с целью создания источника энергии. Академик А.Д.Сахаров, рецензировавший эти предложения, отметил как оригинальность подхода автора (в письме речь шла об электрических, а не о магнитных способах удержания плазмы), так и принципиальные трудности их реализации. Заслуга О.А.Лаврентьева, ставшего впоследствии известным ученым, заключалась в том, что он первым в СССР обратил внимание на проблему удержания горячей плазмы для энергетического реактора на основе реакций синтеза. Анализ его предложения стимулировал академика А.Д.Сахарова и его учителя академика И.Е.Тамма, работавших в то время над созданием водородного оружия, на рассмотрение концепции магнитной термоизоляции и удержания плазмы в тороидальной геометрии. Впоследствии идея Сахарова-Тамма была претворена в жизнь в Институте атомной энергии (Москва) под руководством Л.А.Арцимовича, долгие годы возглавлявшего советскую термоядерную программу.

Чтобы не доводить дело до взрыва, термоядерная реакция должна протекать в малых дозах – в разреженной и очень нагретой дейтерий-тритиевой плазме. Высокая температура (в десять раз выше температуры центра Солнца) нужна для того, чтобы ядра дейтерия и трития сближались на расстояние действия ядерных сил, преодолевая кулоновское отталкивание. Плотность плазмы 10^{14} атом/см³ (10^{-5} от плотности газа при нормальном давлении) ограничена возможностью ее удержания магнитным полем, препятствующим тепловому разлету. Генеральным направлением УТС стало предложение И.Е.Тамма и А.Д.Сахарова (1952 г.) о магнитном удержании плазмы. Плазма – сгусток заряженных частиц (ядер и электронов) – должна быть заключена в магнитную ловушку, где она может

нагреваться до нужной температуры, будучи изолированной от стенок реактора. Еще одно условие УТС – сохранение высокой температуры дейтерия и трития достаточно долго (не меньше 1 с), чтобы энерговыделение за счет реакций синтеза превысило затраты энергии на создание и разогрев плазмы.

Удержание плазмы в тороидальной камере с продольным магнитным полем требует введения дополнительного азимутального магнитного поля для компенсации тороидального дрейфа частиц. Один из способов его создания – возбуждение тока в плазме в тороидальном направлении. Магнитные силовые линии суммарного поля должны образовать систему вложенных магнитных поверхностей, препятствующих радиальному выбросу плазмы. Для возбуждения тока предложили использовать переменный магнитный поток в металлическом сердечнике, окруженном плазменным тороидальным витком. В результате ловушка становилась нестационарной, а сама установка напоминала трансформатор.

Необходимость возбуждения продольного тока в плазме привлекла внимание физиков к другому классу магнитных ловушек, обеспечивающих **самосжатый цилиндрический разряд в плазме (Z-пинч, см. Л.18)**. Первые эксперименты, в которых было зарегистрировано излучение нейтронов D-D реакции, вызвали эйфорию. Но вскоре выяснилось, что причина появления нейтронов заключается не в нагреве плазмы, а в развитии неустойчивостей и образовании пучка ускоренных ионов, реагирующих с плазменной мишенью. В таких условиях не приходилось ждать существенного выхода энергии в реакции синтеза ядер. Попытки стабилизировать пинч продольным магнитным полем возродили интерес к тороидальным системам. В 1954 г. в Институте атомной энергии под руководством И.Н.Головина и Н.А.Явлинского был построен первый в мире токамак ТМП.

Исследования по УТС в условиях секретности развивались и в других странах. В США основной была установка стелларатор, предложенная Л. Спитцером, в Англии – тороидальный пинч со слабым магнитным полем. В Институте атомной энергии академик Г.И.Будкер, а в США Р.Пост независимо предложили прямолинейную открытую магнитную ловушку с нарастающим к торцам магнитным полем для удержания плазмы в ее центральной области. Под руководством И.Н.Головина была сооружена первая крупная установка такого типа, названная "Огра". В дальнейшем исследования ловушек продолжались как в Институте атомной энергии, так в Институте ядерной физики в Новосибирске.

Начальный этап работ характеризовался обилием идей и типов ловушек (пинчи, удержание высокочастотными полями, плазменные ускорители, способы нагрева плазмы и т.д.) Разнообразие направлений было связано не только с творческой активностью физиков, но и с громадными трудностями реализации условий термоядерных реакций. Слишком малым оказался уровень знаний – потребовалось развить теорию горячей плазмы, удерживаемой магнитными полями, накопить экспериментальный и конструкторский опыт. Параметры плазмы (плотность, температура, чистота и время удержания) в установках росли очень медленно. Постоянно выявлялись новые неустойчивости, приводящие к выбросу плазмы из ловушек, повышенному переносу как частиц, так и энергии на стенки камеры. Поиски решений не внесли кардинального изменения в развитие УТС, но дали уникальный набор новых технологий. Два примера: разработка плазменных

ракетных двигателей и модификация поверхностных слоев материалов плазменными и ионными потоками.

Большой заслугой советской программы было создание теоретической школы физики горячей плазмы, во главе которой стоял академик М.А.Леонтович. Представители этой школы внесли фундаментальный вклад в создание теоретической физики плазмы. Среди них прежде всего следует отметить академиков Б.Б.Кадомцева, В.Д.Шафранова и Е.П.Велихова. Б.Б.Кадомцев после смерти Л.А.Арцимовича возглавил термоядерную лабораторию Института атомной энергии им. И.В.Курчатова, а Е.П.Велихов с 1973 г. - руководитель программы УТС в стране. Уже к концу 1950-х годов были сформулированы основные принципы магнитного удержания плазмы, создана теория равновесия и устойчивости плазменного шнура с током в магнитном поле, доказана возможность подавления желобковой неустойчивости. Многие важнейшие теоретические достижения ассоциируются во всем мире с именами их авторов - теоретиков школы Леонтовича.

К числу таких достижений относятся уравнения Грэда-Шафранова (условие равновесия плазмы в токамаке), критерий Крускала-Шафранова (устойчивость токовой плазмы в магнитном поле), уравнения переноса Брагинского, формула Трубникова (циклотронные потери из замагниченной плазмы), потенциалы Розенблюта-Трубникова (для столкновительного члена кинетического уравнения), "неоклассическая" диффузия Галеева-Сагдеева. Вышли классические монографии А.Б.Михайловского по теории плазменных неустойчивостей. В 1970-х годах развитие получила физика нелинейных явлений, весьма распространенных в плазменных процессах. Здесь следует отметить квазилинейную теорию турбулентности Веденова-Велихова-Сагдеева, уравнения Кадомцева-Петвиашвили. Совершенствовалась теория плазмы в токамаках, в которой появились редуцированные уравнения Кадомцева-Погуце, критерий Погуце-Юрченко (устойчивости баллонных мод). В физике плазмы стали активно использоваться вычислительные методы. Лидирующая роль в их разработке принадлежала Институту прикладной математики АН СССР.

Наряду с теоретиками, достигли успеха и экспериментаторы, в основном благодаря тому, что осознали важность процессов взаимодействия плазмы со стенкой камеры и снизили уровень поступающих примесей, а также поняли, насколько необходимо создание качественной магнитной конфигурации. Большинство крупных термоядерных установок проектировались и изготовлялись в НИИ электрофизической аппаратуры им. Д.В.Ефремова (директор академик В.А.Глухих).

К 1968 г. при омическом нагреве плазмы на токамаке Т-3А температуры электронов и ионов достигли 20 млн. и 4 млн. градусов соответственно - результат, в несколько раз превосходивший мировой уровень. Ученые других стран отнеслись к нему с недоверием. Л.А.Арцимович предложил руководителям Калэмской лаборатории физики плазмы (Англия) провести в Институте атомной энергии совместный эксперимент по измерению параметров плазмы с использованием английской диагностической аппаратуры, аналогов которой тогда у нас не было. Совместный эксперимент однозначно подтвердил рекордные параметры плазмы,

сняв сомнения западных ученых в достоверности этих выдающихся для своего времени результатов.

В исследованиях токамака наступил новый этап: он стал доминирующей установкой термоядерных программ ведущих стран. К 2000 г. в мире было построено более ста токамаков разного масштаба. В 1975 г. в Институте атомной энергии им. И.В.Курчатова начал работать крупнейший токамак Т-10.

Расширение фронта исследований привело к открытию новых физических явлений и способов управления формой и положением плазменного шнура, были найдены разнообразные режимы разрядов, предложены новые технические усовершенствования. Были введены методы дополнительного нагрева высокочастотными полями на электронном, ионном и нижнегибридном циклотронных резонансах, а также путем инжекции пучков нейтральных атомов. Оказалось, что дополнительный нагрев может сопровождаться генерацией токов увлечения, что в перспективе делает токамак стационарной ловушкой. В ИАЭ был построен токамак Т-7 со сверхпроводящей магнитной системой, немецкие физики использовали дивертор, предназначенный для удаления продуктов реакции и примесей, и впервые обнаружили режим улучшенного удержания (Н-мода) в результате формирования транспортного барьера на краю плазменного шнура. Б.Б. Кадомцев, выполнивший анализ коэффициентов переносов, пришел к заключению о возможности создания на базе токамака термоядерного реактора.

1978 г. США, страны ЕЭС и Япония поддержали инициативу СССР и приступили к проектированию токамака-реактора ИНТОР, которое было завершено в середине 1982 г. В 1986 г. М.С.Горбачев, Ф.Миттеран и Р.Рейган договорились приступить к проектированию Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). Примечательно, что перевод этого слова с латыни означает "путь". Участниками проекта были страны Европейского сообщества, Япония, Россия и США, создавшие дирекцию проекта и команду, в которую вошли ученые, инженеры и конструкторы из стран-участниц. Работа шла в трех международных центрах, расположенных в Сан-Диего (США), Гархинге (ФРГ) и Наке (Япония). Деятельность центральной команды контролировалась Советом ИТЭРа (председатель академик Е.П.Велихов). В странах-участницах созданы объединения научно-инженерных организаций, руководимых национальными дирекциями. Российскую дирекцию возглавляет О.Г.Филатов (НИИ электрофизической аппаратуры). К работе привлечены двести российских организаций. Зачтенный вклад нашей страны в проект составил 17%, что ставит Россию в равные условия с партнерами.

В 1997 г., после завершения технического проекта реактора ИТЭР с термоядерной мощностью 1.5 ГВт, стороны решили изменить проект, чтобы сократить его стоимость с 8 до 4 млрд. долл. В 1999 г. США вышли из проекта по причинам внутреннего характера (в основном из-за падения цен на нефть, что сделало нерентабельными такие дорогостоящие проекты, как ИТЭР). 19.02.2003 США вернулись в проект ИТЭР. Приняты в проект также Китай, Канада и Казахстан. В июле 2001 г. проект был завершён. Условием начала переговоров о сооружении ИТЭРа должно было стать предложение одной из стран-участниц площадки для размещения реактора. Такое событие произошло в июне 2001 г., когда правительство Канады предложило площадку вблизи Торонто. Свои

площадки предложили Япония - в Рокашо и Европейский союз - в Кадараше (Франция) и в Ванделосе (Испания). Ожидалось, что переговоры о сооружении ИТЭРа завершатся в середине 2003 г., но и в 2004 г. место строительства не было выбрано.

Создатели реактора ИТЭР преследуют следующие цели:

- достичь выделения 500 МВт термоядерной мощности при 50 МВт электрической мощности, затрачиваемой на поддержание плазмы (коэффициент усиления 10) в режиме индукционного возбуждения тока в течение 400 с;
- предпринять усилия по осуществлению режима с неиндукционным поддержанием тока в течение 3000 с при коэффициенте усиления 5;
- продемонстрировать существенные для реактора технологии;
- начать испытания материалов будущих энергетических реакторов.

Успех ИТЭРа позволит исследовать физику термоядерного горения плазмы, при котором ее нагрев продуктами реакции (α -частицами) является доминирующим. Не исключается также термоядерное горение, при котором температура плазмы (100 млн. К) будет поддерживаться только за счет термоядерной реакции.

ИТЭР - это последняя ступень перед строительством демонстрационной термоядерной станции ДЕМО. В то же время ИТЭР является исследовательской установкой, оснащенной избыточными для будущего реактора возможностями управления, нагрева, радиального распределения тока и т.д. Значительную часть его стоимости составляет исследовательский диагностический комплекс.

Стремление к стационарному режиму реактора требовало поиска возможностей постоянного поддержания тока. Другими словами, в реакторетокмаке следовало отказаться от индукционного (трансформаторного) возбуждения тока. Результатом многочисленных теоретических и экспериментальных исследований стало решение, основанное на дополнительном нагреве, приводящем к увлечению тока, что впервые было продемонстрировано с использованием гиротронов на токамаке Т-10. Последний рекорд - постоянный режим в течение 4.5 минут - реализован на крупном французском токамаке Тор-Супра в 2002 г. Длительность процесса была ограничена только работой источников питания. Электронно-циклотронное поглощение излучения гиротронов, сопровождаемое генерацией тока в локальных областях, - мощный инструмент подавления такой опасной неустойчивости, как неоклассический тиринг моды, ограничивающий время удержания в токамаке. Другим способом решения проблемы этой неустойчивости может быть подбор профилей параметров, при котором она не возникает.

В физической базе ИТЭРа, основанной на опыте десятков токамаков ведущих лабораторий мира, собраны результаты по удержанию плазмы, переходу в режимы улучшенного удержания, поведению плазмы в поверхностном слое, увлечению тока, нагреву электронов и ионов и т.д. Были разработаны коды для расчета многих процессов. Сегодня есть уверенность в том, что цели, сформулированные в проекте ИТЭР, будут достигнуты.

В настоящее время в России рамках программы магнитного УТС ведутся работы, ориентированные на ИТЭР, а также на другие направления, называемые теперь альтернативными. Основная часть средств выделяется на обеспечение

участия в ИТЭР, что ставит другие работы в тяжелое положение. Из-за недостатка средств остановлены крупнейшие токамаки мирового уровня: сверхпроводящий токамак T-15 и токамак с сильным полем ТСП. Сейчас разрабатывается проект модернизации установки T-15. Планируется отказаться от сверхпроводящей, дорогой в эксплуатации магнитной системы, ввести вытянутое сечение плазмы, дивертор, средства управления плазменным шнуром. Установка T-15M моделирует ИТЭР в масштабе 0.25.

В 1999 г. в Физико-техническом институте им. А.Ф.Иоффе РАН осуществлен пуск **сферического токамака** «Глобус-М». Этот токамак с геометрией плазмы, близкой к сферической, значительно расширяет возможности физических исследований. В нем обеспечивается устойчивость плазмы при малом поле и большом относительном давлении плазмы (0.25-0.3), что недостижимо в обычных токамаках. Он позволит провести первые в России исследования дивертора при тепловых нагрузках до 1 МВт/м³. Физика сферических токамаков очень интересна, однако перспектива их использования в качестве реактора вызывает много споров.

Основной конкурент токамака - стелларатор, представляет собой тороидальную ловушку, в которой плазма удерживается магнитными полями сложной конфигурации, подавляющими тороидальный дрейф. Отсутствие продольного тока устраняет ряд опасных магнитно-гидродинамических неустойчивостей, типичных для токамака. В этом состоит главное достоинство стелларатора. В свое время Принстонская лаборатория не смогла преодолеть технические и физические проблемы стелларатора и переключилась на токамаки. Последующие работы немецких физиков показали, что у стелларатора есть перспективы, хотя реактор на его принципе будет значительно больше токамака. Крупнейший стелларатор (LHD) построен в Японии, а сооружение еще большего (W7-X) будет завершено в 2011 г. в Германии.

Появившиеся в разные годы предложения по тороидальным ловушкам с левитирующими витками изучаются под руководством профессора А.И.Морозова в Московском институте радиотехники, электроники и автоматики. Новая комбинация открытых ловушек, использующих принципы псевдосимметрии, исследуется в Институте атомной энергии. В далекой перспективе это направление может представить интерес для синтеза D-³He.

Современные открытые магнитные системы исследуются под руководством академика Э.П.Круглякова в Институте ядерной физики им. Г.И.Будкера СО РАН на установках многопробочной ГОЛ-3, газодинамической ГДЛ и амбиполярной АМБАЛ-М, наиболее простых в инженерном отношении для реакторов, но сложных в отношении удержания. В последнее время достигнут прогресс в понимании физики удержания и нагрева плазмы. Так, на установке ГОЛ-3 благодаря подавлению продольной теплопроводности плазма с плотностью 10¹⁵ см⁻³ нагрета до температур электронов 20 млн. и ионов 10 млн. градусов. Относительное давление плазмы достигло 0.4 во всех ловушках без признаков магнитно-гидродинамической неустойчивости.

Усилия теоретиков, работающих в области магнитного удержания плазмы, нацелены на создание интегрированных теоретических моделей, самосогласованно описывающих многообразие физических процессов, которые происходят в

термоядерной плазме. В теории равновесия основное внимание уделяется учету возможного вращения плазмы в токамаке и трехмерных эффектов, связанных с расщеплением магнитных поверхностей и образованием магнитных островов. Достигнуты впечатляющие результаты по оптимизации трехмерных стеллараторных конфигураций, демонстрирующие возможность существенного снижения неоклассической диффузии. В теории устойчивости, наряду с исследованиями по неоклассическим тиринг модам, большое значение придается нелинейному развитию магнитно-гидродинамических и дрейфовых неустойчивостей и описанию самосогласованного турбулентного состояния плазмы.

Появление лазеров с большой мощностью и острой фокусировкой излучения открыло путь к нагреву термоядерной мишени. В 1964 г. академики Н.Г.Басов и О.Н.Крохин опубликовали идею прямого нагрева сферической мишени лазерным излучением. Следующее существенное предложение высказал Э.Теллер в 1973 г. Он полагал, что лазерное излучение, сконцентрированное на мишени, приводит к испарению ее внешнего слоя и сжатию под действием импульса отдачи оставшегося вещества. Высокие плотности вещества в конечном состоянии достигаются при профилированном импульсе излучения и безударном сжатии холодного вещества. Анализ предложения выявил сильное влияние неустойчивостей как на начальной стадии сжатия горючего, так и на заключительной. Если на первых порах теория предсказывала зажигание термоядерной мишени при энергии 10^3 - 10^4 Дж, то в последующие годы эта энергия превысила 1 МДж для мишеней с коэффициентом усиления больше 1.

Энергия зажигания термоядерной мишени сильно зависит от характера ее облучения. Рассматриваются две схемы: прямое и не прямое облучение. В первом случае излучение лазера (в дальнейшем источник энергии для облучения мишени назвали драйвером) однородно фокусируется на мишень, однако на практике этого трудно добиться. При не прямом облучении энергия драйвера выделяется на внутренних стенках полости, окружающей мишень, и нагревает их. Возникающее излучение обеспечивает равномерное воздействие на мишень.

Последующие эксперименты показали, что неустойчивости сжатия ограничивают критический параметр для поджига мишени - отношение начального радиуса к конечному - величиной 10 - 20. Но даже при таком коэффициенте сжатия неоднородность выделения энергии не должна превышать 1%. Поэтому при не прямом облучении мишени в полости - хольрауме - однородность достигается гораздо проще благодаря лучистой теплопроводности. Непрямое облучение требует в несколько раз большей энергии для поджига, что служит платой за однородность. Работоспособность принципа не прямого облучения впервые была подтверждена модельными экспериментами, проводившимися в 1976. Коническая мишень облучалась сфокусированными пучками релятивистских электронов.

Сегодня лазер - неоспоримый лидер в работах по инерционному удержанию. Это преимущество обусловлено возможностью фокусировки излучения на удаленную мишень. Серьезным техническим недостатком лазерного драйвера для реактора является низкая эффективность преобразования первичной электрической энергии в лазерное излучение ($\sim 10^{-3}$). Новые типы лазеров, изменение способов накачки активной среды вселяют надежду.

В мире строятся три крупные лазерные установки, способные по энергетике обеспечить термоядерную вспышку. В США и Франции - это установки с энергией выходного импульса < 2 МДж, в России - установка "Искра-6" с энергией 0.3 МДж. Время предполагаемого ввода в строй этих лазеров – 2010 г. Вполне возможно, что наряду с демонстрацией вспышки они позволят проверить идеи быстрого поджига термоядерного горения в предварительно сжатой мишени с помощью дополнительного лазера с малой энергией, но ультракоротким импульсом 10^{-15} с. Успех этой схемы может привести к существенному снижению требований к величине энергии основного импульса.

Идея использования интенсивных пучков тяжелых ионов для поджига термоядерной мишени представляет собой пример взаимного проникновения различных областей физики. Современные ускорители, создававшиеся для исследований по ядерной физике и физике высоких энергий, эффективно и надежно работают в частотном (до 10 Гц) режиме. В будущем энергосодержание пучков может быть доведено до нескольких мегаджоулей, а их высокое качество обещает хорошую фокусировку на мишени. Как и в лазерах, не исключен, но крайне маловероятен режим прямого облучения мишени. Более реалистично не прямое облучение мишени, при котором энергия пучка преобразуется в рентгеновское излучение в полости, содержащей мишень. Пока достигнутые параметры пучков далеки от необходимых. Уникальное качество тяжелых ионов с энергией 50-500 МэВ/нуклон - большой пробег в веществе. С одной стороны, это усложняет конструкцию драйвера для облучения сферических мишеней, с другой - открывает интересные возможности для опытов с цилиндрическими мишенями. В настоящее время работы по инерционному термоядерному синтезу на пучках тяжелых ионов и по физике высокой плотности энергии в веществе проводятся в Европейском Союзе, Японии, США и России.

Ряд актуальных задач, связанных как с физикой ускорителей, так и с физикой взаимодействия пучков тяжелых ионов с ионизованной материей, может быть решен на экспериментальной установке, в которой энергия тяжелоионного пучка выделяется в виде импульса мощностью 1 ТВт. Сейчас в Институте теоретической и экспериментальной физики ведется модернизация ускорительно-накопительного комплекса. Построенный в 1979-1990 гг., он включает тяжелоионный инжектор, синхротрон, кольцо УК, в которых можно обеспечить режим инжекции, ускорения и накопления тяжелых ионов в достаточном количестве. Система быстрого вывода пучка ионов и фокусирующая линия дают возможность осуществлять эксперименты при выходной мощности 1 ТВт и интенсивности облучения 120 ТВт/см².

К концу 1960-х годов в СССР окончательно сложилась школа мощной импульсной техники, поэтому идея использования импульсных генераторов мощностью $> 10^{14}$ Вт для поджига термоядерной мишени была подкреплена эффективной научно-технической базой. В отличие от лазеров и ускорителей тяжелых ионов импульсные генераторы характеризуются простой технологией и высоким уровнем энергии на выходе. В то же время не ясно, как можно решить проблему передачи энергии на мишень и как перейти от типичной длительности импульса 100 нс к требуемой 5 нс. Первоначально развивалась идея концентрации энергии импульса с помощью релятивистских электронных пучков, но преодолеть

трудности, связанные с фокусировкой излучения, сокращением длительности импульса и предпрогревом мишени тормозным излучением, не удалось. В дальнейшем в США основным направлением стала генерация и транспортировка на мишень пучка легких ионов, а в СССР - ускорение лайнеров или Z-пинчей для последующего преобразования их энергии в мягкое рентгеновское излучение. Перед каждым из подходов стояли трудноразрешимые проблемы. В случае легких ионов требовалось сократить длительность импульса и обеспечить необходимую для фокусировки высокую яркость пучка, а в лайнерном варианте - сократить длительность импульса излучения и добиться эффективного поглощения его энергии в поверхностном слое мишени.

В СССР исследования начались на многомодульной установке "Ангара-5-1", построенной в 1984 г. в филиале Института атомной энергии (теперь ТРИНИТИ) в Троицке. Реализована схема двухоболочечного лайнера, в которой ускоренная внешняя оболочка, соударяясь с внутренней, передает ей энергию, а внутренняя ее переизлучает на мишень, расположенную на оси. Сжатие легких цилиндрических оболочек (лайнеров) происходит при протекании через них электрического тока силой в несколько миллионов ампер. При соответствующем выборе веществ для первой и второй оболочек первая играет роль экрана: она удерживает на некоторое время излучение во внутренней полости и обеспечивает в результате абляцию внешней оболочки мишени. В экспериментах 1989-1992 гг. была получена энергия импульса мягкого рентгеновского излучения 40 кДж за время 5 нс, что позволило не только проводить эксперименты по инерционному удержанию, но и исследовать теплофизические свойства веществ при экстремальных плотностях энергии.

Успех с лайнерами на установке "Ангара-5-1" был неожиданным для американских ученых, чья программа легких ионов находилась под угрозой закрытия из-за отсутствия прогресса на протяжении 15 лет. Сотрудники национальных лабораторий США Ливермор, Лос-Аламос и Сандиа решили проверить результаты, участвуя в совместном эксперименте на "Ангаре-5-1" в 1993 г. Итоги эксперимента убедили их в перспективности подхода. Программу США по легким ионам закрыли и начали исследования лайнеров - Z-пинчей.

Обладая более мощной установкой с током 20 МА, специалисты Сандиа достигли рекордного уровня энергии излучения 2 МДж при длительности импульса излучения 5-6 нс. Важно, что результаты на установках разного масштаба соответствовали скейлингу, согласно которому при токе 50 МА ожидаемый уровень энергии излучения >10 МДж, что обеспечит поджиг термоядерной мишени с коэффициентом усиления много большим 1. В США обсуждается вопрос о создании такой установки, в России рассматривается возможность использования существующего в ТРИНИТИ уникального индуктивного накопителя с энергозапасом 900 МДж для создания генератора "Байкал" с длительностью импульса 100-200 нс и током 50 МА.

По-видимому, лабораторная демонстрация поджига мишени с коэффициентом усиления больше 1 в принципе может быть осуществлена любым из трех вышеописанных драйверов. Получение результата можно ожидать в течение 10 лет. Гораздо сложнее разработка термоядерной электрической станции с инерционным удержанием. При энергии драйвера для поджига 5 МДж, коэффициенте усиления поджига термоядерной мишени 100 для достижения

тепловой мощности 2 ГВт в вакуумной камере нужно повторять два раза в секунду взрывы, эквивалентные 100 кг взрывчатки.

Инженерные проблемы таких схем очень сложны, поэтому при анализе термоядерной энергетики пока рассматриваются только реакторы с магнитным удержанием плазмы.

2. Реакторная технология

Термоядерный реактор – устройство для получения энергии за счет реакций синтеза легких атомных ядер, происходящих в плазме при очень высоких температурах (выше 10^8K). Основное требование, которому должен удовлетворять термоядерный реактор, заключается в том, чтобы энерговыделение в результате термоядерных реакций с избытком компенсировало затраты энергии от внешних источников на поддержание реакции.

Различают два типа термоядерных реакторов. К первому относятся реакторы, которым энергия от внешних источников необходима только для зажигания термоядерной реакции. Далее реакция поддерживается за счет энергии, выделяющейся в плазме при термоядерной реакции, например, в дейтерий – тритиевой смеси на поддержание высокой температуры расходуется энергия α -частиц, образующихся в ходе реакции. В смеси дейтерия с ^3He энергия всех продуктов реакций, т.е. α -частиц и протонов, расходуется на поддержание необходимой температуры плазмы. В стационарном режиме работы термоядерного реактора энергия, которую несут заряженные продукты реакции, компенсирует энергетические потери из плазмы, обусловленные в основном теплопроводностью плазмы и излучением. Такие реакторы называются реакторами с зажиганием самоподдерживающейся термоядерной реакции. Примеры: токамак, стеллатор.

К другому типу термоядерных реакторов относятся реакторы, в которых для поддержания горения реакций недостаточно энергии, выделяющейся в плазме в виде заряженных продуктов реакций, а необходима энергия от внешних источников. Такие реакторы принято называть реакторами с поддержанием горения термоядерных реакций. Это происходит в тех термоядерных реакторах, где велики энергетические потери, например, открытая магнитная ловушка, токамак, работающий в режиме по плотности и температуре плазмы ниже кривой зажигания термоядерной реакции.

Эти два типа реакторов включают все возможные типы термоядерных реакторов, которые могут быть построены на основе систем с магнитным удержанием плазмы (токамак, стеллатор, открытая магнитная ловушка и др.) или систем с инерциальным удержанием плазмы.

Таким образом, установки для УТС бывают двух типов: квазистационарные системы ($\tau \geq 1\text{ с}$, $n \geq 10^{14}\text{ см}^{-3}$) и импульсные системы ($\tau \approx 10^{-8}\text{ с}$, $n \geq 10^{22}\text{ см}^{-3}$). В первых (токамак, стеллараторы, зеркальные ловушки и т.п.) удержание и термоизоляция плазмы осуществляются в магнитных полях различной конфигурации. В импульсных системах плазма создается при облучении твердой мишени (крупинки смеси дейтерия и трития) сфокусированным излучением мощного лазера или электронными или ионными пучками: при попадании в фокус пучка малых твердотельных мишеней происходит последовательная серия термоядерных микровзрывов. Такой реактор работает только в режиме коротких импульсов, в отличие от реактора с магнитным удержанием плазмы, который может работать в квазистационарном и даже стационарном режимах.

Термоядерный реактор характеризуется коэффициентом усиления мощности (добротностью) Q , равным отношению тепловой мощности реактора к мощности затрат на ее производство. Тепловая мощность реактора складывается из мощности, выделяемой при термоядерной реакции в плазме, мощности, которая вводится в плазму для поддержания температуры горения термояда или поддержания стационарного тока в плазме в случае токамака, и мощности, выделяющейся в blankets и в радиационной защите – специальной оболочке, окружающей плазму, в которой утилизируется энергия термоядерных нейтронов и которая служит защитой сверхпроводящих магнитных катушек от нейтронного т радиоактивного излучений.

В настоящее время самые высокие параметры плазмы получены на крупных установках «Токамак-15» (Россия), TFTR (США), JET, MAST (Европа, Англия), JT-60 (Япония), которые являются чисто исследовательскими и не используют дейтерий-третиевую смесь (по причине радиоактивности трития). Их цель – проверка теории, описывающей поведение высокотемпературной плазмы, на основе которой делаются расчеты более крупных промышленных установок. Можно считать, что плазма сейчас ведет себя вполне предсказуемым образом и исследования уже достигли границы энергетически выгодного UTC ($Q = 1$). В некоторых случаях эта граница по отдельным параметрам даже пройдена: получена температура 400 млн град., в 4 раза больше минимально необходимой (JT-60), энергетический выход $Q = 1,25$ (JT-60U), мощность реактора в течение 1 с составляла 10 МВт (TFTR) и 16 МВт (JET).

2.1 Реакторы с магнитным удержанием плазмы

Разработка термоядерных реакторов с магнитным удержанием более продвинута, чем систем с инерционным удержанием.

Подобный реактор обычно имеет следующие узлы. Вакуумную камеру в виде полого тороида или сферы. Стенки камеры обычно выполнены из стали или другого конструкционного материала, способного обеспечить в камере поддержание высокого вакуума, радиационно и термически стойкого. Поскольку стенка камеры подвергается мощной бомбардировке ионами и нейтральными частицами, облучению быстрыми нейтронами и гамма квантами, и, иногда сгустками плазмы, то для противостояния этим неблагоприятным факторам внутренняя стенка камеры покрывается специальными материалами (проблема 1-ой стенки, см. ниже). Центральный соленоид электрическое поле которого осуществляет пробой газа, регулирует нарастание тока и поддерживает его вместе со специальной системой дополнительного нагрева плазмы. **Бланкет** (одеяло)– неотъемлемая часть термоядерного реактора на дейтерий-третиевом топливе, т.к. в blankets воспроизводится сгоревший в плазме тритий (проблема 2-ой стенки).

Бланкет термоядерного реактора – одна из основных частей термоядерного реактора – специальная оболочка, окружающая плазму, в которой происходят термоядерные реакции, и которая служит для утилизации энергии термоядерных нейтронов.

Бланкет со всех сторон охватывает кольцо плазмы, и родившиеся при синтезе основные носители энергии - 14-МэВ- ные нейтроны - отдают ее blankets, сильно нагревая его. В blankets находятся теплообменники, по которым пропускают воду. Полученный пар вращает паровую турбину, а она - ротор генератора (если реактор функционирует в составе термоядерной электростанции).

Термоядерный реактор на DT-топливе в зависимости от материала blankets может быть «чистым» или гибридным. Blanket «чистого» термоядерного реактора содержит Li, в нем под действием термоядерных нейтронов получается тритий: ${}^6\text{Li} + n \rightarrow \text{T} + 4,8 \text{ МэВ}$ и происходит усиление термоядерной реакции с 17,6 МэВ до 22,4 МэВ. В blankets гибридного термоядерного реактора не только производится тритий, но и имеются зоны, в которые помещается отвалный ${}^{238}\text{U}$ для получения ${}^{239}\text{Pu}$. Одновременно в blankets выделяется энергия равная 140 МэВ на один термоядерный нейтрон. Таким образом, в гибридном термоядерном реакторе можно получать примерно в шесть раз больше энергии на один исходный акт синтеза, чем в чистом термоядерном реакторе, но наличие делящихся радиоактивных веществ создает радиационную установку, близкую той, которая существует в ядерных реакторах деления. В термоядерном реакторе с топливом на смеси D с ${}^3\text{He}$ blanket отсутствует, т.к. нет необходимости воспроизводить тритий: $\text{D} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} (3,6 \text{ МэВ}) + p (14,7 \text{ МэВ})$, и вся энергия выделяется в виде заряженных продуктов реакции.

Радиационная защита (литий-берриллиевый blanket) предназначена для поглощения энергии нейтронов и радиоактивного излучения и уменьшения потоков тепла и излучений на сверхпроводящую магнитную систему до приемлемого для стационарной работы уровня. Катушки тороидального магнитного поля служат для создания тороидального магнитного поля и изготавливаются сверхпроводящими с использованием сверхпроводника Nb_3Sn и медной матрицы, работающих при температуре жидкого гелия (4,2К). Катушки полоидального поля являются также сверхпроводящими и вместе с магнитным полем тока плазмы создают равновесную конфигурацию полоидального магнитного поля (сечение плазмы переводится с круговой в D-образную форму) с одно или двухнулевым полоидальным **дивертором**, служащим для отвода тепла из плазмы в виде потока заряженных частиц и для откачки нейтрализованных на диверторных пластинах продуктов реакции: гелия и протия.

Управление примесями в термоядерном реакторе осуществляется специальным устройством, называемым дивертором. Для целей УТС требуется очень чистая плазма на основе изотопов водорода. Чтобы ограничить примесь других ионов в плазме используется сложная диверторная конфигурация, создаваемая катушками полоидального магнитного поля. Эти катушки необходимы даже для плазмы круглого сечения: с их помощью создается вертикальная компонента магнитного поля, которая при взаимодействии с основным током плазмы не позволяет плазменному витку выбраться на стенку по направлению большого радиуса. В диверторной конфигурации витки полоидального поля расположены так, чтобы сечение плазмы было вытянуто в вертикальном направлении. При этом замкнутые магнитные поверхности сохраняются только внутри сепаратрисы, снаружи ее силовые линии уходят внутрь диверторных камер, где происходит нейтрализация потоков плазмы, вытекающих из основного объема. В диверторных камерах удается смягчить нагрузку от плазмы на диверторные пластины за счет дополнительного охлаждения плазмы при атомарных взаимодействиях.

В термоядерном реакторе с D- ${}^3\text{He}$ топливом диверторные пластины могут служить одним из элементов системы прямого преобразования энергии

заряженных продуктов реакции в электроэнергию. Криостат служит для охлаждения сверхпроводящих катушек до температуры жидкого гелия или более высокой температуры при использовании более совершенных высокотемпературных сверхпроводников. Вакуумная камера и средства откачки предназначены для получения высокого вакуума в рабочей камере реактора, в которой создается плазма, и во всех вспомогательных объемах, включая криостат.

2.1.1 JET

Наиболее мощный современный ТОКАМАК JET (Joint European Torus - Объединенный Европейский Тор), был создан в городе Абингдон недалеко от Оксфорда (Англия), в Научном Центре Кулхэм (Culham Science Centre).

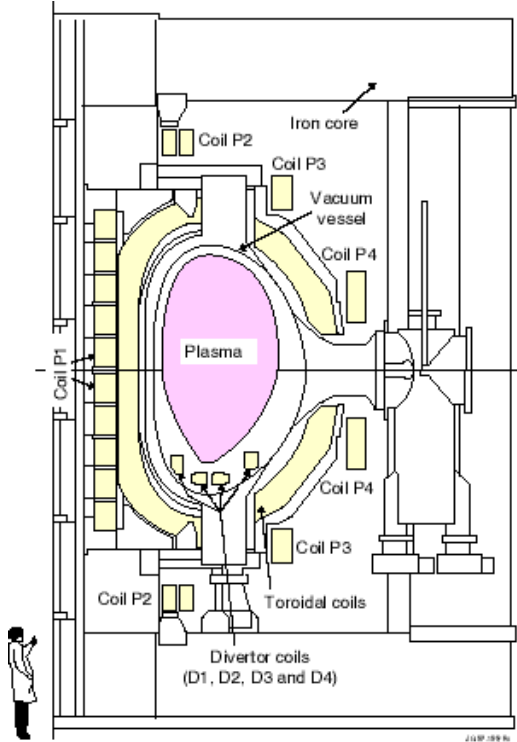


Рис.1 Поперечное сечение Токамака JET, демонстрирующее тороидальную, полоидальную и диверторную катушки.

Его функционирование и совершенствование финансирует международная организация EURATOM. Огромный, высотой в десять метров, ТОКАМАК JET вырабатывает плазму и сохраняет ей жизнь около одной секунды. Но и этот гигант — не термоядерный реактор, а всего лишь прибор для производства плазмы, позволяющий исследовать ее свойства.

Схема Токамака JET представлена на **Рис.1**.

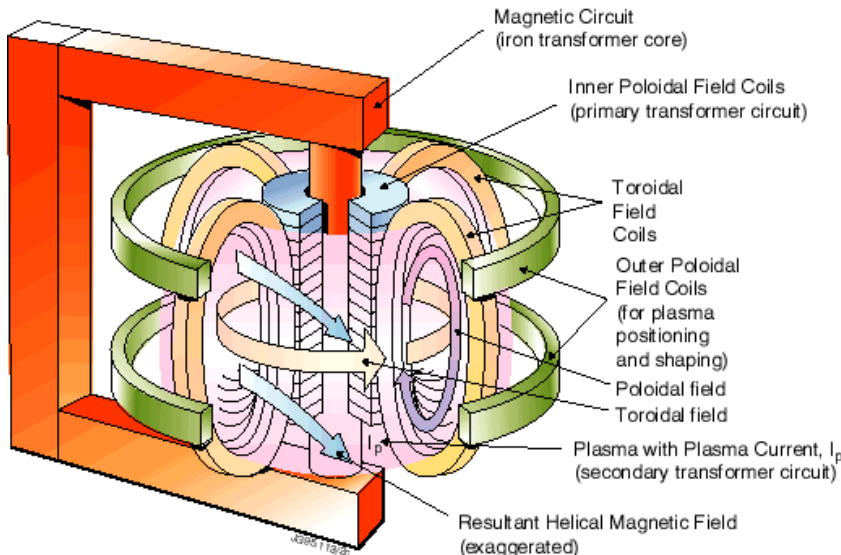


Рис.2 демонстрирует конфигурацию магнитного поля в Токамаке JET.

Рис.2 Конфигурация магнитного поля в токамаке JET

Вакуумная камера, в которой создается плазма, имеет вид полого круглого бублика, сечение которого имеет D-образную форму. Главный радиус плазмы 2.96 м, минимальный радиус плазмы 2.10 м (вертикальный) и 1.25 м (горизонтальный). Вес стальной оболочки

бублика 2800 тонн. JET работает в импульсном режиме: импульсы следуют с частотой один импульс за 20 мин, длительность прямоугольного импульса – 20 сек. Мощность катушки возбуждения тороида – 380 МВат, напряженность магнитного поля на оси плазмы – 3,45 Т. Величина плазменного тока: 3,2 МА (для круглой плазмы), 4,8 А для D-образной плазмы. Количество газа, вводимого в камеру для импульса, - менее 0,1 грамма. Достижимая тепловая мощность 25МВат.

2.1.2 MAST

В конце 1999 г. в Англии начал работать Токамак MAST (Mega-Amp Spherical Tokamak - супермощный сферический токамак), разработанный в Научном Центре Кулхэм (Culham Science Centre). Этот реактор относится к новому типу термоядерных реакторов, так называемым низкоаспектным токамакам (аспект – отношение внешнего к внутреннему радиусов бублика). В нем отношение радиусов тора таково, что камера для плазмы имеет почти сферическую форму. Эксперимент финансируется Департаментом Торговли и Промышленности Великобритании и Евроатомом, как часть европейской программы изучения ядерного синтеза. Непосредственное руководство осуществляет Управление Атомной Энергии Великобритании (United Kingdom Atomic Energy Authority, УКАЕА). В создании этого сферического токамака принимали участие российские ученые. В 2001 г. на этой установке была достигнута температура, близкая к температуре Солнца.

2.1.3 ИТЭР

В настоящее время самым «продвинутым», доведенным до инженерного решения, является крупный проект ИТЭР (International Thermonuclear Experimental Reactor - Международный Термоядерный Экспериментальный Реактор), уже более 10 лет разрабатываемый «большой четверкой» (США, Европой, Россией и Японией) на базе токамака. Потребляя 50 МВт мощности он должен за счет реакции трития с дейтерием выдавать мощность 500 МВт. ИТЭР – это очередной шаг в развитии УТС и весьма сложное, дорогое предприятие. Даже в новом, «урезанном» варианте его стоимость составляет 4 млрд долларов!

Все физические задачи, связанные с поведением плазмы в магнитном поле (ее разогрев, подавление неустойчивостей, приводящих к охлаждению), – считаются решенными на предыдущих установках, но множество инженерно-технических вопросов (радиационная стойкость материалов, выбор оптимальных режимов, переход к непрерывному горению) еще ждут своего решения. Размеры установки, ее уникальное приборное оснащение так велики, а ожидаемые результаты настолько ответственны, что до сих пор не принято окончательного решения о создании ИТЭР. Не достигнуто согласия о сроках и месте строительства, о составе консорциума.

В основу международного реактора ИТЭР положена установка типа Токамак. Хотя теория и численное моделирование процессов предсказывают или объясняют ряд основных явлений, сегодня нет возможности полностью рассчитать токамак, поскольку, как отмечалось в Л.18, плазма токамака подвержена большому количеству неустойчивостей, турбулентна по своей природе. Поэтому ИТЭР проектировался в основном на базе экспериментальных данных и гарантий, что на нем будут достигнуты планируемые результаты нет.

Более того, проект по ходу дела постоянно модернизируется.

Современные физические исследования позволяют глубже понять явления переносов и устойчивости, что постепенно учитывается в проекте. Так, к моменту, когда началось проектирование ИТЭРа, в качестве основного рассматривался рабочий режим с ухудшенным в результате дополнительного нагрева удержанием плазмы. Хотя уже было известно, что в некоторых условиях можно иметь в 2-2.5 раза лучшее удержание, так называемый H-режим, явление это было плохо изучено и не могло тогда закладываться в проект. Через несколько лет H-режим стал рассматриваться как основной в реакторе. Недавно обнаружены внутренние тепловые барьеры, возникающие при определенном профиле плотности тока и приводящие к увеличению эффективности нагрева плазмы. Но пока эти режимы не включены в проект, поскольку процесс их формирования недостаточно изучен.

Основные параметры ИТЭРа таковы: мощность 500 МВт, отношение энергии ТЯ-синтеза к энергии дополнительного нагрева не менее 10, время горения плазмы 400 с (с переходом на непрерывный режим), большой и малый радиусы тора 6,2 м и 2 м соответственно, объем плазмы 840 м³, ток плазмы 15 МА. Топливо: смесь дейтерия с тритием (отметим, что эксперименты с такими большими количествами радионуклида трития до сих пор не проводились из соображений безопасности).

Ожидают, что на установке будут достигнуты значения параметры плазмы, превышающие критические значения.

Для наглядности, приведем разрез реактора ИТЭР на двух рисунках – Рис.3а и 3б.

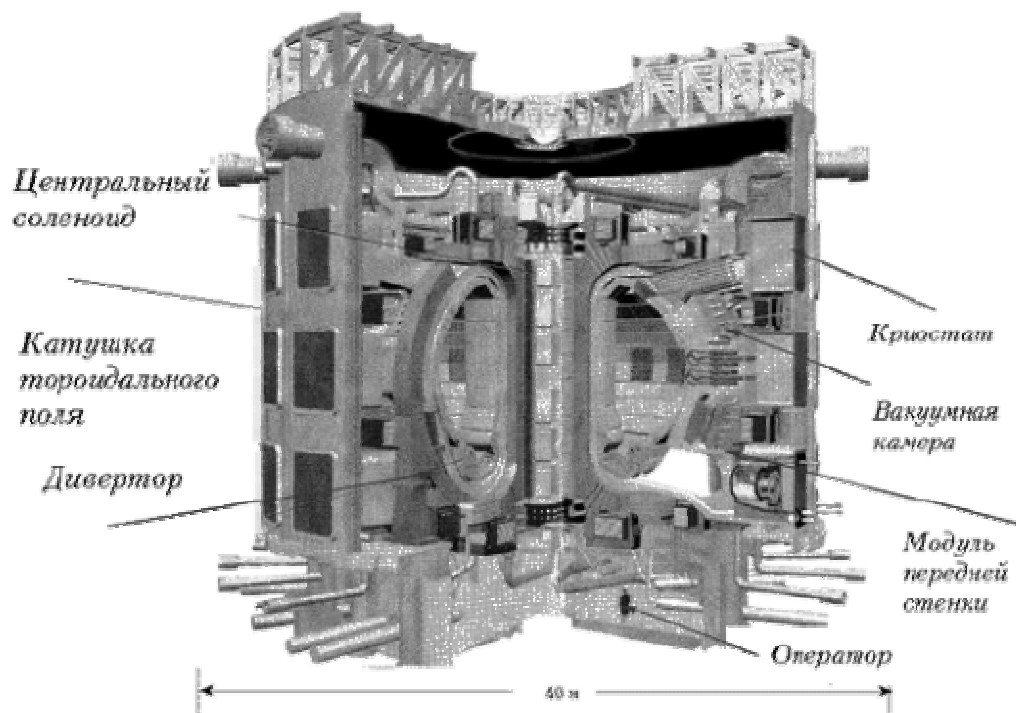
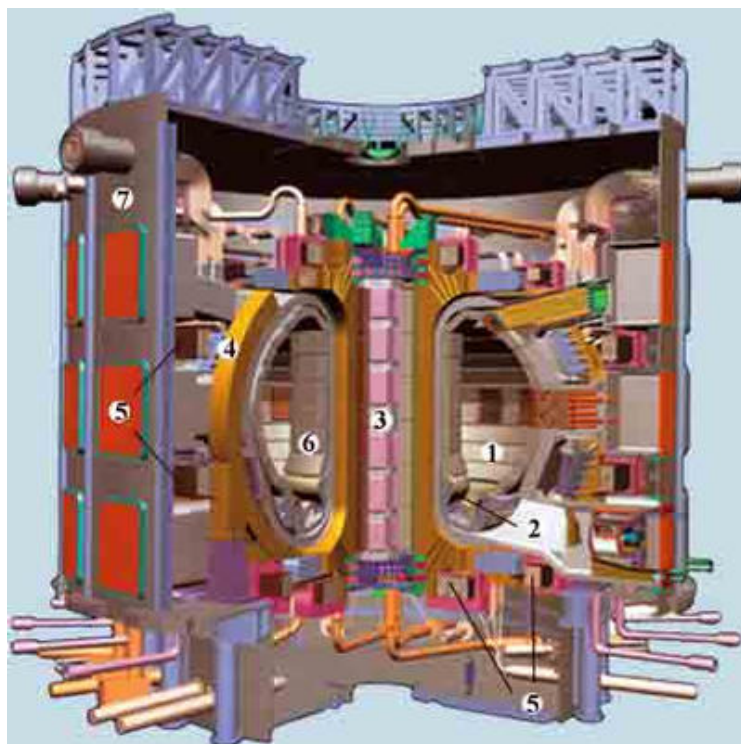


Рис. 3. Общий вид проектируемого реактора ITER-FeAT, в котором возможно будет получен энергетически выгодный термоядерный синтез

Так выглядит в разрезе термоядерный реактор ИТЭР. Его вакуумная камера 1 снабжена дивертором 2 - устройством, искажающим магнитное поле так, что оно



превращается в ловушку для «отходов производства», которые непрерывно откачиваются в процессе работы. Роль первичной обмотки играет центральный соленоид 3, катушки тороидального поля 4 охватывают камеру, а полоидального 5 - окружают ее. Камера со всех сторон покрыта бланкетом 6, играющим роль поглотителя нейтронов и теплоизолятора. Весь реактор помещен в кожух-криостат 7; сверхпроводящая магнитная система охлаждается жидким гелием до температуры 4,5К и окружена слоем жидкого азота с температурой около

70К.

В вакуумной камере ИТЭРа сверхпроводящая магнитная система создает тороидальное магнитное поле напряженностью 5.3 Т и полоидальное поле, управляющее положением плазмы в камере. Секционированный центральный соленоид возбуждает индукционное электрическое поле. В качестве сверхпроводников используются Nb_3Sn и $NbTi$. Плазма объемом 892 м^3 помещается в вакуумной камере (Рис.4 и 5), стенки которой защищаются бланкетом, воспринимающим поток тепла. Продукты реакции, а также примеси удаляются в дивертор, где существует система дополнительной вакуумной откачки. Если потоки тепла на стенку камеры в ИТЭРе должны составлять 0.5 МВт/м^2 то на диверторе из-за импульсного характера выбросов плазмы они могут достигать 10 МВт/м^2 . Увеличить частоту выбросов, чтобы уменьшить импульсные нагрузки на дивертор, - одна из задач физиков. Для нагрева плазмы и поддержания тока используются пучки нейтральных атомов и микроволновое излучение. Полная проектная мощность этих систем 70 МВт. Основными источниками мощности служат гиротроны - приборы для генерации СВЧ-волн с частотой 170 ГГц. Гиротроны в настоящее время обладают мощностью около 1 МВт при коэффициенте полезного действия 50%.

Размеры установки довольно большие: высота вакуумной камеры - 15 метров (пятиэтажный дом), а внешний диаметр - более 12 метров. Само же здание кубической формы, со стороной более 70 метров, где разместится реактор со всеми вспомогательными системами, поднимется над землей на двадцать жилых этажей.



Рис.5 Вакуумная камера в Атомы водорода вводятся в предварительно приобрета энергия 1 МэВ в системе линейного ионизатора, ускорителя и нейтрализатора.

ITER-FEAT – крупная экспериментальная установка, возможно, последняя перед созданием демонстрационного промышленного ТЯ-реактора. Главное направление ее исследований:

- оптимизация работы всех действующих агрегатов реактора;
- повышение мощности в 50 раз и достижение уровня крупных современных ТЭС;
- увеличение времени жизни горячей плазмы до минут с последующим переходом на непрерывное (часы, дни) горение (достижение «границы горения»);
- решение вопроса регенерации трития (работа дивертора);– решение ряда важнейших технических задач по надежности и эффективности эксплуатации промышленного реактора.

2.1.4 Низкоаспектные (сферические) токамаки

Интерес к токамакам с малым отношением максимального и минимального радиусов тороида, как замкнутым системам с максимально достижимой тороидальностью, возник после статьи И.Д.Шафранова и Л.А.Арцимовича, в которой было указано на преимущества удлиненных конфигурационных систем. Удлинение увеличивается естественно с уменьшением величины отношения радиусов без специальной равновесной магнитной спирали. Однако практическая разработка низкоаспектных токамаков началась, после того, как M.Peng и D.Strickler теоретически сформулировали основные преимущества такого параметра, как естественное вертикальное удлинение плазменного шнура ($K \sim 2$), указали на большое значение такого важного для магнитного удержания параметра, как бета тороидальности, на лучшее удержание, и т.д. Недавно, эти прогнозы были экспериментально качественно подтверждены на некоторых малых сферических токамаках (например, CDX-U, HIT, TS-3, MEDUSA, ROTAMAK-ST) и на Кульхэмском лабораторном START. Этот успех стимулировал новую фазу теоретических и экспериментальных изучений. В результате было создано новое поколение установок, таких как GLOBUS-M (Россия), PEGASUS и NSTX (США),

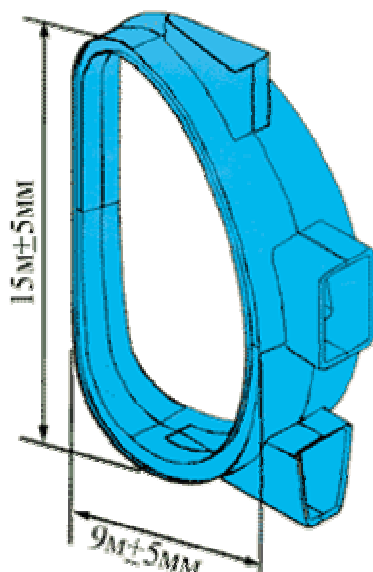
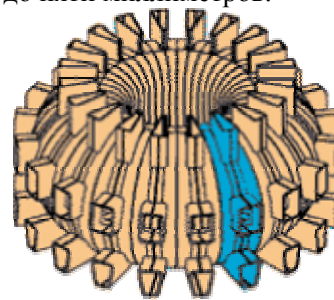


Рис. 4 Секция вакуумной камеры. Размеры этой гигантской детали должны быть выдержаны с точностью до пяти миллиметров.



собранный виде. камеру токамака,

MAST (Англия), ETE (Бразилия), TST (Япония), многие из которых показали рекордные результаты.

В настоящее время полагают, что токамак с низким аспектным отношением (сферический токамак) представляет собой перспективный тип установок для получения термоядерного горения в компактной и простой системе, более дешевой, чем традиционные токамаки. Сферический токамак сочетает в себе преимущества сферомаков (компактность) и токамаков (улучшенное удержание плазмы). Эксперименты и теоретические исследования показали, что сферический токамак имеет ряд преимуществ по сравнению с традиционными токамаками: плазма в сферическом токамаке не подвержена срывам, имеет хорошую вертикальную устойчивость и обладает потенциалом для естественной диверторной конфигурации. Вычисления показывают возможность функционирования даже в отсутствие проводящей стенки для дополнительной устойчивости, большая часть тока может создаваться плазменным давлением, что ведет к возможности стационарных режимов работы без использования криогенных сверхпроводников. Для данного фактора устойчивости, благодаря низкому аспектному отношению и естественному высокому удлинению вакуумное тороидальное поле может быть на порядок меньше чем в традиционных токамаках с тем же плазменным током. Впечатляющие экспериментальные результаты и предварительное рассмотрение работы промышленного реактора указывают на то, что данный подход открывает сравнительно низкокзатратный путь к термоядерной энергии.

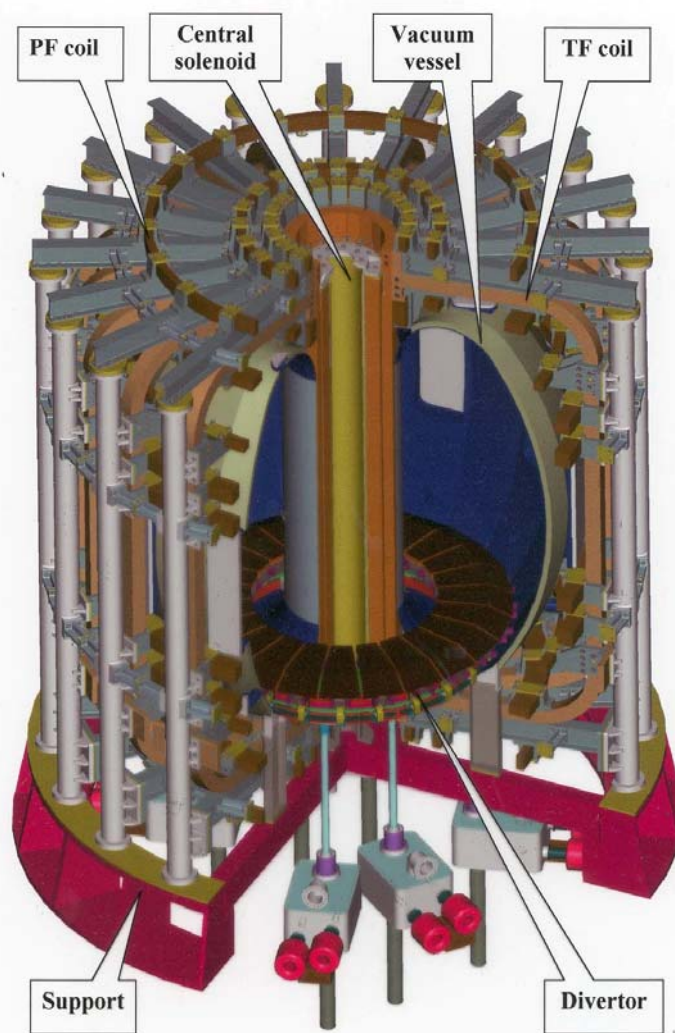
Справедливости ради следует указать, что у сферических токамаков есть и противники. соображение касается величины магнитных полей в токамаках. Их Известно, что удельная мощность токамака пропорциональна четвертой степени индукции поля. В сферомаке величина магнитного поля мала, что снижает его перспективность. Если требуется большое поле, нужно будет использовать сверхпроводники, что удорожит сферомаки. Не ясно, что произойдет с преимуществами сферических токамаков при их масштабировании.

2.1.5 Материаловедческий токамак, КТМ

При создании установок для УТС проблема подбора материалов (как для первой, так и второй стенок) является определяющей. Именно отсутствие материалов для вакуумной камеры до сих пор не позволяет достигнуть критериальных параметров плазмы. Поэтому при разработке конструкции ИТЭРа было принято решение о строительстве специального материаловедческого токамака. Этот термоядерный реактор КТМ строится в Казахстане в г.Курчатов (ранее Семипалатинский полигон для испытания ядерного оружия).

Казахстанский Токамак КТМ является экспериментальной термоядерной установкой для отработки задач материаловедения на предмет радиационной стойкости. Предполагается, что на КТМ будут проводиться такие работы, как экспериментальные изучения материалов первой стенки и дивертора в ITER-подобных режимах нагрузки; тестирование внутри реакторных компонентов и элементов дивертора; изучение различных способов сокращения тепловых нагрузок на пластины дивертора. В задачи, решаемые на КТМ, входит разработка новых кандидатных материалов для пластин и других элементов дивертора; исследование процессов эрозии, распыления и сводообразующих процессов

пластин дивертора; анализ динамики распределения поверхностных и объемных температур пластины дивертора защита первой стенки и внутрисосудных элементов;



3D-view of the KTM tokamak

разработка методов сокращения локальных тепловых нагрузок на пластинах дивертора. Для выбора материалов первой стенки будут исследоваться материалы с различным $Z_{эфф}$ (в плане их устойчивости в процессах рециклирования, распыления, эрозии, при термических и радиационных воздействиях), а также пористые материалы, используемые для сокращения тепловых нагрузок на стенки реактора.

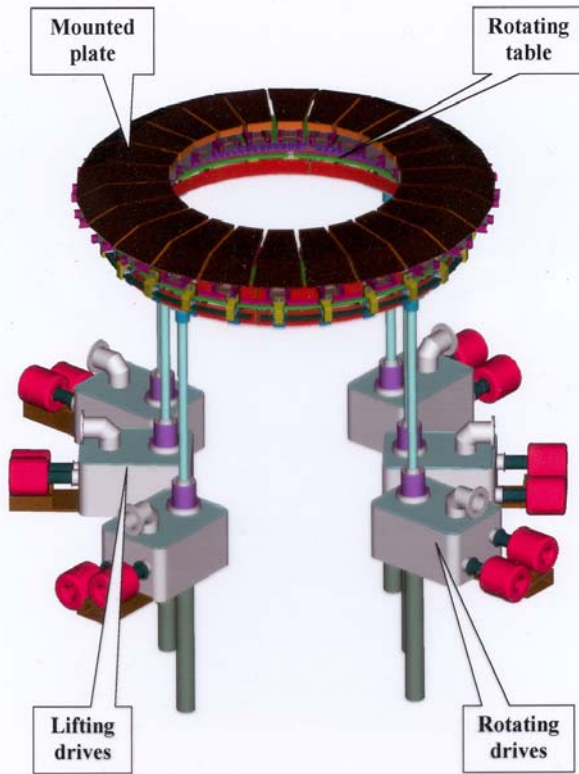
Рис.6 Схема токамака КТМ

По своей конструкции КТМ относится к новому типу реакторов – так называемых сферических токамаков (Рис.6). Установка КТМ представляет собой устройство, в котором заряженные частицы плазмы в магнитном поле двигаются по спирали вдоль магнитных силовых линий, замкнутых в кольцо – тор. Для нагрева газа (топливо - протий либо

дейтерий – изотопы водорода) используется безэлектродный разряд, а для удержания плазмы – собственное магнитное поле разряда. Токамак КТМ (габариты которого $4*4*3.5 \text{ м}^3$, площадь, занимаемая КТМ со вспомогательными системами $8*8 \text{ м}^2$) расположен в приемке (глубиной 1м) $10*10*1 \text{ м}^3$.

Дизайн магнитной конфигурации и методика работы обеспечат генерацию плазменный поток в диверторе $1-20 \text{ MW/m}^2$. Радиочастотная система обеспечит входную мощность не меньше 5 MW . Большинство этой мощности ($\sim 80 \%$) попадает на дивертор. Полоидальные и равновесные обмотки, ограничитель, пассивные обмотки, элементы первой стенки и радиочастотная антенна способны обеспечить желаемую форму плазмы, ее равновесие и стабильность при минимальном объеме вакуумной камеры и дивертора. Конструкция токамака позволяет изменять тепловые нагрузки на пластинах дивертора посредством

смещения всех пластин дивертора, смещения х-точки в горизонтальном направлении (± 5 см) и изменением угла между пластинами и главной осью. Это



предусматривает возможность быстрого удаления и установки пластин дивертора (или каких-либо других исследуемых материалов) без нарушения вакуума (Рис. 7). Деятельность импульса должна быть достаточна для достижения стационарного распределения температуры по пластинам дивертора.

Рис.7 Конструкция КТМ-токамака.

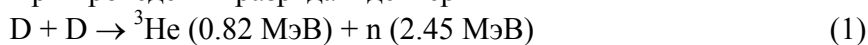
Табл. 1 Основные параметры КТМ-токамака

Divertor of the KTM tokamak

Большой радиус R	0.86 m
Малый радиус a	0.43 m
Аспект	2
Удлинение	1.7
Тороидальное магнитное поле B_T	1Т
Ток плазмы I_p	0.75 MA
Тепловая мощность P_a	6-7 MW
Длительность импульса t_p	2-4 s
Плотность плазмы n	$(3-5)10^{19} \text{ m}^{-3}$
Температура плазмы T_0	$(1.5-3) \text{ KeV}$
Power density on divertor plates P_g	2-20 MW/ m ²

В номинальном режиме тепловой поток на первую стенку реактора составляет 0.2 MW/m^2 ; максимальный выход быстрых (в термоядерной D+D реакции) нейтронов за импульс равен 10^{14} . Частота следования импульсов 1 имп./10 минут (6 имп./час, 30 импульсов за смену – за 6-ти часовой рабочий день). Ресурс установки КТМ ~20000 импульсов/10 лет.

При проведении разряда в дейтерии



в КТМ возможно образование в плазме масштаба 10^{14} быстрых (термоядерных нейтронов) за импульс (1-5 секунд) с энергией 2.45 МэВ. Во время замедления (в

конструкционных материалах токамака, во вспомогательных системах, окружающих токамак, в бетоне стен и др.) энергия нейтронов уменьшается. Тепловой поток на первую стенку составляет 0.1-0.2 МВт/м²; на приёмные пластины дивертора 1-10 МВт/м².

В) Равновероятность термоядерных реакций (1) и



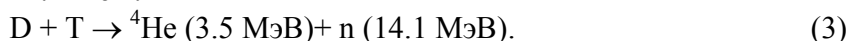
гарантирует появление в высокотемпературной плазме КТМ радиоактивного изотопа водорода – трития (бета-излучателя с периодом полураспада 12.3 года, постоянной распада $\lambda=1.76 \cdot 10^{-9} \text{ c}^{-1}$). Так как за импульс по реакции (1) образуется 10^{14} D-D –быстрых нейтронов, то по реакции (2) также за импульс рождается $N = 10^{14}$ ядер (атомов) трития.

Активность трития за один импульс и за 20000 импульсов составит соответственно:

$$A_1 = \lambda \cdot N = 1.76 \cdot 10^{-9} \cdot 10^{14} = 1.76 \cdot 10^5 \text{ Бк} = 4.76 \cdot 10^{-6} \text{ кюри/импульс},$$

$$A_{20000} = 20\,000 \cdot 4.76 \cdot 10^{-6} = 0.0952 \text{ кюри} \approx 0.1 \text{ кюри} = 3.52 \cdot 10^9 \text{ Бк}.$$

Особой радиологической опасности образующийся тритий не представляет. Опасность трития на КТМ в том, что он при взаимодействии с дейтерием (дейтонами) плазмы приводит к образованию термоядерных нейтронов с энергией 14.1 МэВ:



Эта реакция – экзотермическая и может протекать при сколь угодно малых энергиях дейтонов.

При разряде в протии (водороде) нейтронов в КТМ не образуется.

Средняя энергия гамма-спектра, обусловленного торможением ускоренных

электронов (в рабочем режиме), находится в пределах $E_\gamma = 0.60\text{-}1.20 \text{ МэВ}$.

Рис. 8 иллюстрирует положение токамака КТМ в ряду других компактных (низкоаспектных, сферических) токамаках.

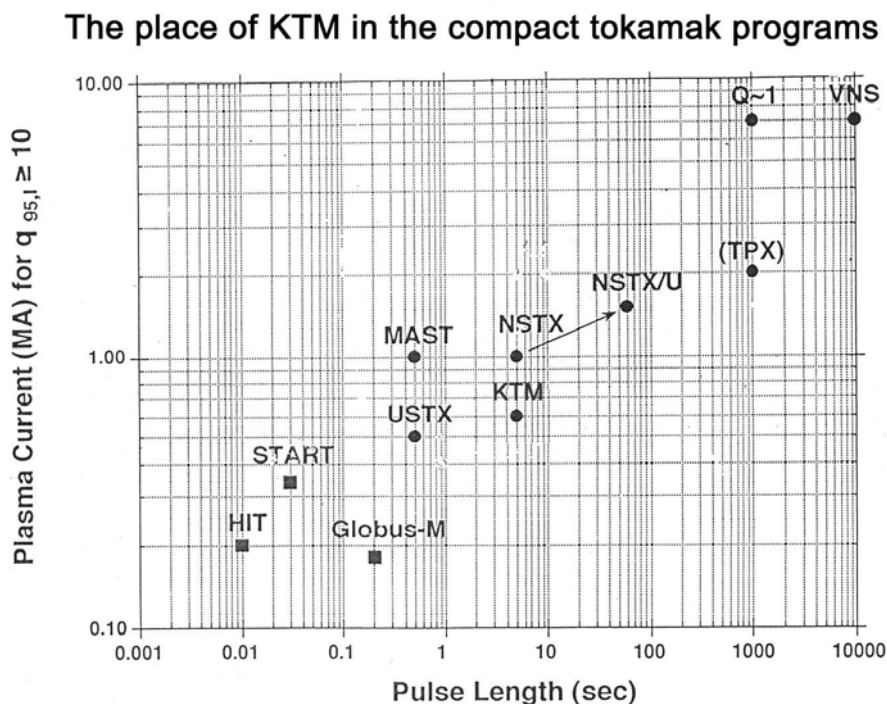


Рис.8 Место КТМ-токамака в ряду других компактных термоядерных реакторов.