

В. Г. Злобин

**ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ
АВТОНОМНЫХ ИСТОЧНИКОВ
ЭНЕРГИИ. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ
И ТЕРМОЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ**

ЧАСТЬ 1. ТЕРМОЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

Учебное пособие

**Санкт-Петербург
2024**

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ

**«Санкт-Петербургский государственный университет
промышленных технологий и дизайна»
Высшая школа технологии и энергетики**

ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ АВТОНОМНЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭНЕРГИИ. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ И ТЕРМОЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

ЧАСТЬ 1. ТЕРМОЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

Учебное пособие

Утверждено Редакционно-издательским советом ВШТЭ СПбГУПТД

Санкт-Петербург
2024

УДК 621.039.6
ББК 22.333
З 680

Рецензенты:

кандидат технических наук, доцент, заведующий кафедрой промышленной теплоэнергетики
Высшей школы технологии и энергетики Санкт-Петербургского государственного
университета промышленных технологий и дизайна

Е. Н. Громова;

кандидат технических наук, доцент, доцент кафедры промышленной энергетики
Санкт-Петербургского государственного лесотехнического университета имени С. М. Кирова

И. В. Иванова

Злобин, В. Г.

З 680 Энергетические установки автономных источников энергии. Атомные электростанции и термоядерные установки. Часть 1. Термоядерные установки: учебное пособие / В. Г. Злобин. — СПб.: ВШТЭ СПбГУПТД, 2024. — 97 с.
ISBN 978-5-91646-418-4

Учебное пособие соответствует программе и учебному плану дисциплины «Энергетические установки автономных источников энергии. Атомные электростанции и термоядерные установки» для студентов, обучающихся по направлению подготовки 13.03.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», профиль подготовки «Эко-энергетика».

В учебном пособии представлены теоретические основы термоядерных реакций, изложен топливный цикл термоядерного реактора (ТЯР), приведена классификация ТЯР и особенности конструкции различных реакторов. Представлено устройство гибридного ТЯР и произведена оценка основных параметров гибридного ТОКАМАКа. Большое внимание уделено вопросам проблематики конструирования ТЯР и тенденции развития термоядерного синтеза, в том числе международного проекта ИТЭР. Приводятся справочные данные и характеристики современных ТЯР.

Материал, изложенный в учебном пособии, может быть полезен при изучении дисциплины «Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии» обучающимся по направлению подготовки 13.03.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», профили «Теплоэнергетика и теплотехника», «Цифровые энергосистемы и комплексы» и «Энергетика теплотехнологий». Учебное пособие предназначено для бакалавров и магистров всех форм обучения.

Материалы, изложенные в учебном пособии, также могут быть использованы в курсовом проектировании и при выполнении выпускных квалификационных работ и магистерских диссертаций. Учебное пособие может быть полезно инженерам-теплоэнергетикам, персоналу предприятий по проектированию и эксплуатации энергетических установок для промышленных предприятий.

УДК 621.039.6
ББК 22.333

ISBN 978-5-91646-418-4

© ВШТЭ СПбГУПТД, 2024
© Злобин В. Г., 2024

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
РАЗДЕЛ 1. ТЕРМОЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ	6
1.1. Особенности протекания термоядерных реакций	9
1.2. Топливный цикл термоядерного реактора	15
1.3. Классификация термоядерных реакторов	21
1.3.1. Система ТОКАМАК	29
1.3.2. Стеллараторы	39
1.3.3. Установки инерционного термоядерного синтеза	43
1.3.4. Холодный термоядерный синтез.....	52
1.4. Контрольные вопросы к Разделу 1.....	54
РАЗДЕЛ 2. ГИБРИДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР	56
2.1. Процессы в гибридном термоядерном реакторе	56
2.2. Оценка основных параметров гибридного ТОКАМАКа.....	60
2.3. Принципиальная схема гибридной термоядерной электростанции	66
2.4. Проблемы конструирования термоядерных реакторов	69
2.4.1. Тритий	69
2.4.2. Инжекция топлива	76
2.4.3. Термогидродинамика	78
2.4.4. Магнитные системы	81
2.5. Контрольные вопросы к Разделу 2.....	83
РАЗДЕЛ 3. ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА	84
3.1. Международный проект – термоядерный реактор ИТЭР.....	84
3.2. Термоядерные источники нейтронов (ТИН).....	92
3.3. Контрольные вопросы к Разделу 3.....	96
БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК	97

ВВЕДЕНИЕ

Энергия синтеза рассматривается многими исследователями в качестве «естественного» источника энергии в долгосрочной перспективе. Сторонники коммерческого использования термоядерных реакторов для производства электроэнергии приводят следующие аргументы в их пользу:

- Практически неисчерпаемые запасы топлива (водород).
- Топливо можно добывать из морской воды на любом побережье мира, что делает невозможным монополизацию горючего одной или группой стран.
- Невозможность неуправляемой реакции синтеза.
- Отсутствие продуктов сгорания.
- Нет необходимости применять материалы, которые могут быть использованы для производства ядерного оружия, таким образом, исключаются случаи саботажа и терроризма.
- По сравнению с ядерными реакторами вырабатывается незначительное количество радиоактивных отходов с коротким периодом полураспада.

Оценивают, что наперсток, наполненный дейтерием, производит энергию, эквивалентную 20 тоннам угля. Озеро среднего размера в состоянии обеспечить любую страну энергией на сотни лет. Однако следует заметить, что существующие исследовательские реакторы спроектированы для достижения прямой дейтериево-тритиевой (*DT*) реакции, цикл топлива которой требует использования лития для производства трития, тогда как заявления о неисчерпаемости энергии касаются использования дейтериево-дейтериевой (*DD*) реакции во втором поколении реакторов.

Так же, как и реакция распада, реакция синтеза не производит атмосферных выбросов углекислоты, что является главным вкладом в глобальное потепление. Это является значительным преимуществом, поскольку использование горючих ископаемых для производства электроэнергии имеет своим следствием то, что, например, в США производится 29 кг CO₂ (один из основных газов, который может считаться причиной глобального потепления) на жителя США в день.

Стоимость электроэнергии в сравнении с традиционными источниками

Критики указывают, что вопрос об экономической целесообразности использования ядерного синтеза для производства электроэнергии остается открытым. В том же исследовании, проведенном по заказу Бюро науки и техники британского парламента указывается, что себестоимость производства электроэнергии с использованием термоядерного реактора будет, вероятно, в верхней части спектра стоимости традиционных источников энергии. Многое будет зависеть от будущей технологии, структуры и регулирования рынка. Стоимость электроэнергии напрямую зависит от эффективности использования, продолжительности эксплуатации и стоимости декомиссии реактора.

Отдельно стоит вопрос стоимости исследований. Страны Европейского Сообщества тратят около 200 млн евро ежегодно на исследования, и прогнозируется, что нужно еще несколько десятилетий, пока промышленное использование ядерного синтеза станет возможным.

Доступность коммерческой энергии ядерного синтеза

Несмотря на распространенный оптимизм (с начала первых исследований 1950-х годов), существенные препятствия между сегодняшним пониманием процессов ядерного синтеза, технологическими возможностями и практическим использованием ядерного синтеза до сих пор не преодолены. Неясным является даже насколько может быть экономически выгодно производство электроэнергии с использованием термоядерного синтеза. Хотя прогресс в исследованиях является постоянным, исследователи то и дело сталкиваются с новыми проблемами. Например, проблемой является разработка материала, способного выдержать нейтронную бомбардировку, которая, как оценивается, должна быть в 100 раз интенсивнее, чем в традиционных ядерных реакторах.

Различают следующие этапы в исследованиях:

1. *Равновесие или режим «перевала» (Break-even)*: когда общая энергия, выделяемая в процессе синтеза уравнивает общую энергию, затрачиваемую на запуск и поддержку реакции. Это соотношение помечают символом Q . Равновесие реакции было продемонстрировано на JET (англ. – Joint European Torus) в Великобритании в 1997 году. (Затратив на его разогрев 52 МВт электроэнергии, на выходе ученые получили мощность на 0,2 МВт выше затраченной).

2. *Пылающая плазма (Burning Plasma)*: промежуточный этап, на котором реакция будет поддерживаться главным образом альфа-частицами, что продуцируются в процессе реакции, а не внешним подогревом, $Q \approx 5$, до сих пор не достигнут.

3. *Воспламенение (Ignition)*: стабильная самоподдерживающаяся реакция. Должна достигаться при больших значениях Q . До сих пор не достигнуто.

Следующим шагом в исследованиях должен стать Международный термоядерный экспериментальный реактор (International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER). На этом реакторе планируется провести исследование поведения высокотемпературной плазмы (пылающая плазма с $Q \sim 30$) и конструктивных материалов для промышленного реактора.

Окончательной фазой исследований станет DEMO: прототип промышленного реактора, на котором будет достигнуто воспламенение, и продемонстрирована практическая пригодность новых материалов. Самые оптимистичные прогнозы завершения фазы DEMO – 30 лет. Учитывая ориентировочное время на построение и введение в эксплуатацию промышленного реактора, нас отделяет ~40 лет от промышленного использования термоядерной энергии.

РАЗДЕЛ 1. ТЕРМОЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

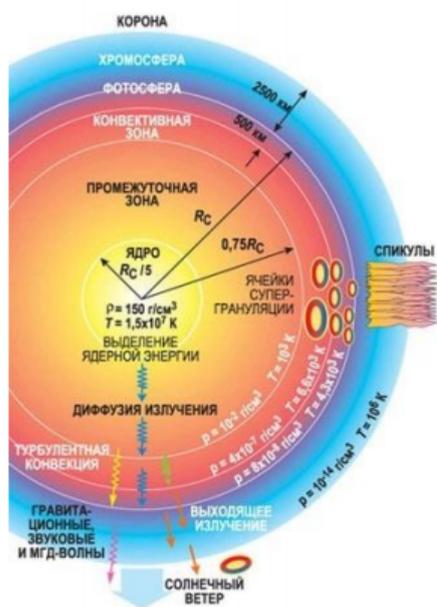
Из самого ядра в настоящее время удалось довести до промышленной реализации только два: *энергия радиоактивного распада* утилизируется в источниках тока, а *цепная реакция деления* – в атомных реакторах. Третий (наиболее мощный) источник ядерной энергии – *аннигиляция элементарных частиц* пока еще является недостижимым. Четвертый же источник – *управляемый термоядерный синтез*, УТС, находится на повестке дня. Этот источник по своему потенциалу хотя и меньше третьего, но существенно превышает второй.



Рисунок 1.1 – Естественный термоядерный реактор

Надежды на УТС связаны с двумя обстоятельствами: согласно современным представлениям звезды (в том числе наше Солнце) существует за счет стационарной термоядерной реакции, и неконтролируемый термоядерный процесс удалось довольно просто реализовать во взрыве водородной бомбы. Кажется, нет никаких принципиальных препятствий для поддержания управляемой реакции ядерного синтеза и на Земле. Однако интенсивные попытки реализовать в лабораторных условиях УТС окончились полным провалом.

Строение Солнца



Реакции синтеза идут в ядре Солнца, где высокая температура и плотность. Несмотря на очень маленькое сечение pp реакции, общее энерговыделение велико из-за большого числа частиц, участвующих в реакциях

Рисунок 1.2 – Строение Солнца

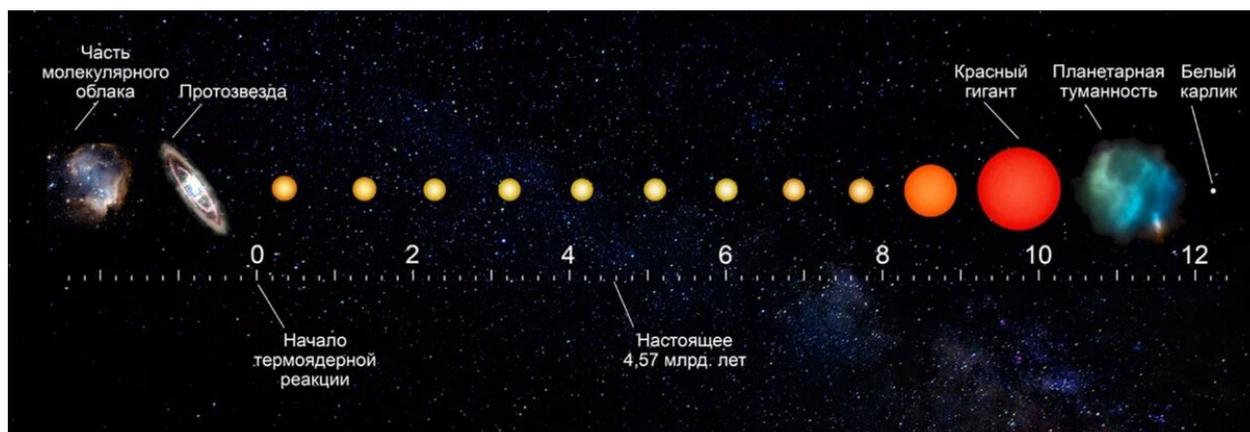


Рисунок 1.3 – Жизненный цикл Солнца

Более того, оптимистические заявки некоторых ученых и инженеров, что термоядерный синтез будет поставлен на службу энергетики в 21-м веке, кажутся ничем не обоснованными.

Другое дело – *неуправляемый термоядерный синтез* – его удалось реализовать в земных условиях. Водородные бомбы созданы и успешно испытаны еще в середине прошлого века.

В данной части учебного пособия мы рассмотрим особенности реакций термоядерного синтеза, существующие и проектируемые установки реализации управляемого синтеза и перспективы подобных установок для создания нового направления энергетики. Военному применению термоядерных реакций также уделим определенное внимание. В настоящее время наиболее разработаны две

Деление: $n + M_1 = M_2 + M_3 + (E = \Delta Mc^2)$

Синтез: $M_1 + M_2 = M_3 + (E = \Delta Mc^2)$

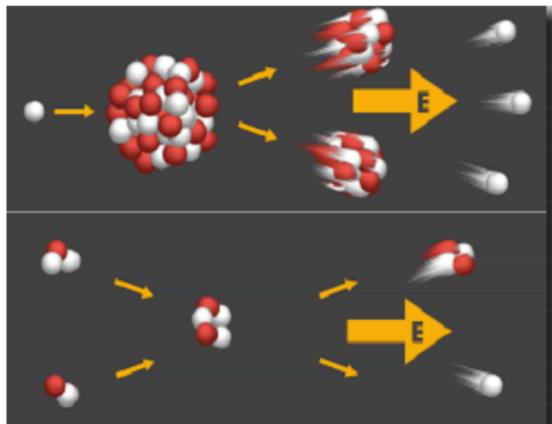
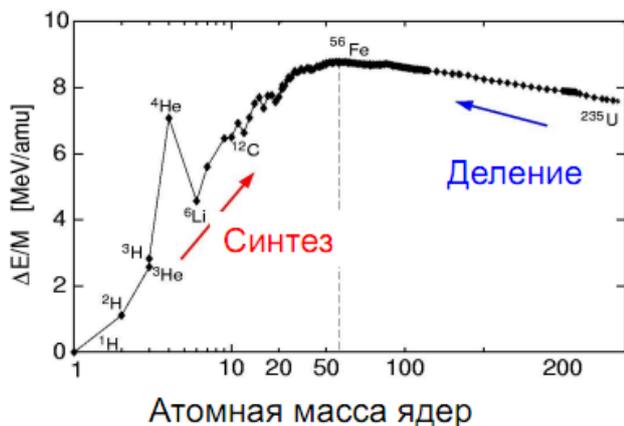
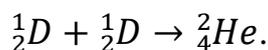


Рисунок 1.4 – Ядерная энергия: деление синтез
Процесс протекания реакции ядерной энергетике

а) **СИНТЕЗ** легких нуклидов, например, дейтерия ${}^2_1\text{D}$ по схеме:



У дейтерия энергия связи, приходящаяся на один нуклон ядра (удельная энергия связи) $\epsilon_{\text{св}} = 1,11$ МэВ/нуклон, следовательно, у двух ядер дейтерия, участвующих в процессе синтеза, суммарная энергия связи:

$$E_{\text{св}} = 2 \cdot 1,11 + 2 \cdot 1,11 = 4,44 \text{ МэВ.}$$

У продукта синтеза – гелия – $\epsilon_{\text{св}} = 7,07$ МэВ/нуклон, следовательно, энергия связи четырех его нуклонов:

$$E_{\text{св}} = 4 \cdot 7,07 = 28,28 \text{ МэВ.}$$

Разница суммарных энергий связи гелия и двух ядер дейтерия будет:

$$\Delta E_{\text{св}} = 28,28 - 4,44 = 23,84 \text{ МэВ,}$$

и эта энергия высвободится при синтезе ядра гелия из двух ядер дейтерия.

б) **ДЕЛЕНИЕ** ядер тяжелых элементов, например, ${}^{235}_{92}\text{U}$:



(одна характерная из множества возможных схем деления ${}^{235}_{92}\text{U}$).

У лантана $\epsilon_{\text{св}} = 8,4$ МэВ/нуклон, у молибдена $\epsilon_{\text{св}} = 8,5$ МэВ/нуклон, следовательно, суммарная энергия связи этих двух осколков деления:

$$E_{\text{св}} = 8,4 \cdot 139 + 8,5 \cdot 96 = 1983,6 \text{ МэВ.}$$

У урана $\varepsilon_{\text{св}} = 7,6$ МэВ/нуклон, следовательно, суммарная энергия связи нуклонов в нем $E_{\text{св}} = 7,6 \cdot 235 = 1786,0$ МэВ.

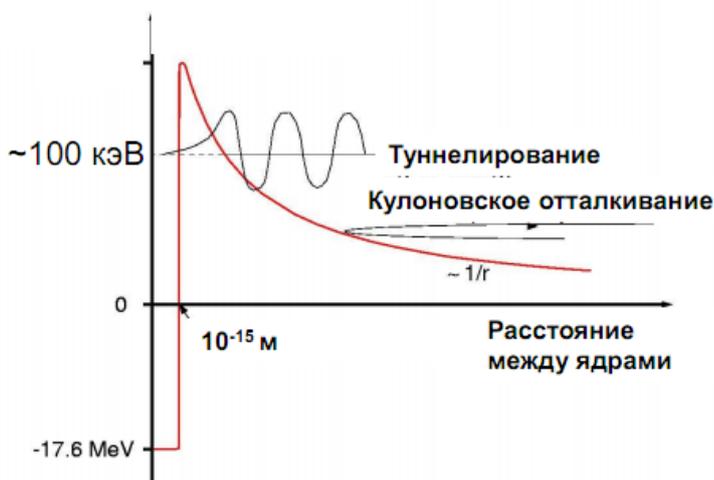
Разница энергий связи осколков деления урана и самого ядра урана:

$$\Delta E_{\text{св}} = 1983,6 - 1786,0 = 197,6 \text{ МэВ},$$

и эта энергия высвободится при делении ядра урана -235 на эту пару осколков.

1.1. Особенности протекания термоядерных реакций

Термоядерные реакции – реакции слияния (синтеза) легких атомных ядер в более тяжелые, происходящие при очень высоких температурах (порядка десятков миллионов градусов и выше).



Силы ядерного взаимодействия проявляются на малых расстояниях $\sim 10^{-15}$ м,

А силы кулоновского отталкивания ядер возрастают с его уменьшением

$$F \propto Z_1 Z_2 q^2 / r^2, \quad V \propto Z_1 Z_2 q^2 / r$$

Поэтому, чтобы сблизить ядра, одно из них надо разогнать до энергии большей этого потенциального барьера.

Для единичных зарядов эта энергия $E \sim 100$ кэВ

Рисунок 1.5 – Процесс протекания термоядерной реакции

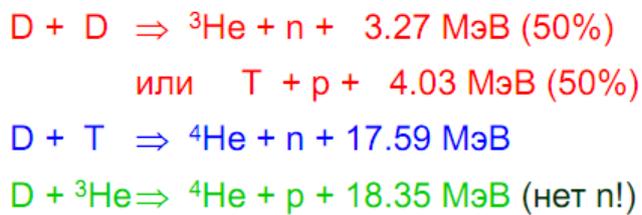
Ядерный синтез, термоядерный синтез – реакция слияния легких атомных ядер в более тяжелые ядра, происходящая при сверхвысокой температуре и сопровождающаяся выделением огромных количеств энергии.

Ядерный синтез – это реакция, обратная делению атомов: в последней энергия выделяется за счет расщепления тяжелых ядер на более легкие.

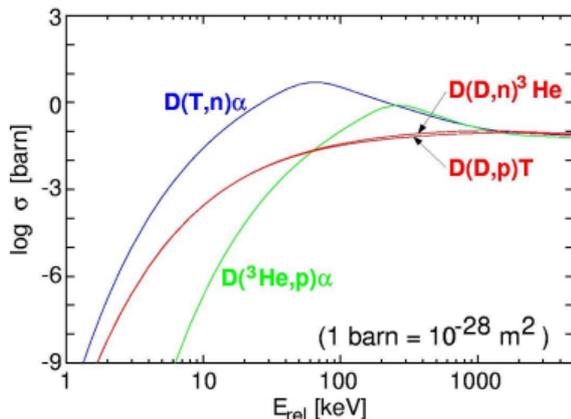
Хотя ядерных реакций синтеза, приводящих к выделению энергии довольно много, для практических целей использования ядерной энергии, интерес представляют только реакции, приведенные в таблице 1.1. Здесь и ниже мы используем стандартное обозначение изотопов водорода: p – протон с атомной массой 1, D – нейтрон, с атомной массой 2 и T – тритий, изотоп с массой 3.

Все ядра, участвующие в этих реакциях за исключением трития стабильны. Тритий – это радиоактивный изотоп водорода с периодом

полураспада порядка 12 лет. В результате β -распада он превращается в ${}^3\text{He}$, излучая низкоэнергичный электрон.



- $D = p+n$ -дейтерий,
 - $T = p + 2n$ - тритий,
- тяжелые изотопы водорода
Наибольшее сечение у DT!
*(Кинетическая энергия
 продуктов реакции обратно
 пропорциональна их массе)*



Сечение взаимодействия σ -площадь, связанная с одной из частиц, попав в которую другая частица с ней взаимодействует.
 Вероятность взаимодействия $N L \sigma$,
 N – концентрация, L – длина пути.
 Скорость реакции $\langle \sigma v \rangle$, v – относительная скорость частиц.

Рисунок 1.6 – Можно ли провести синтез ядер на Земле? Конечно, да!

Таблица 1.1 – Ядерные реакции, представляющие интерес как управляемого термоядерного синтеза

№ п/п	Реакция	Энергетический выход, q , МэВ
1	$D + T = {}^4\text{He} + n$	17,6
2	$D + D = {}^4\text{He} + n$	3,27
3	$D + D = T + p$	4,03
4	$D + {}^3\text{He} = {}^4\text{He} + p$	18,4
5	$p + {}^{11}\text{B} = 3 {}^4\text{He}$	8,7
6	${}^6\text{Li} + n = {}^4\text{He} + T$	4,8
7	${}^7\text{Li} + n = {}^4\text{He} + T + n$	-2,47

В отличие от ядерных реакций деления, реакции синтеза не производят долгоживущих радиоактивных осколков тяжелых ядер, что дает принципиальную возможность создать «чистый» реактор, не обремененный проблемой долговременного хранения радиоактивных отходов. Все реакции, приведенные в таблице 1.1, кроме последней, происходят с выделением энергии в виде кинетической энергии продуктов реакций, q , которая указана в скобках в единицах миллионов электрон-вольт (МэВ)¹, (1 эВ = $1,6 \cdot 10^{-19}$ Дж).

¹ 1 эВ – это энергия, приобретаемая электроном при прохождении ускоряющей разности потенциалов в 1 В. Соотношение между упомянутыми единицами энергии:
 1 эВ = $1,6022 \cdot 10^{-19}$ Дж или 1 Дж = $6,2414 \cdot 10^{18}$ эВ.

Две последние реакции играют особую роль в управляемом термоядерном синтезе – они будут использоваться для производства трития, которого не существует в природе.

Ядерные реакции синтеза 1 ÷ 5 обладают относительно большой скоростью реакций, которую принято характеризовать *сечением реакции*, σ . Сечения реакций из таблицы 1.1 показаны на рисунке 1.7 как функция энергии сталкивающихся частиц в системе центра масс.

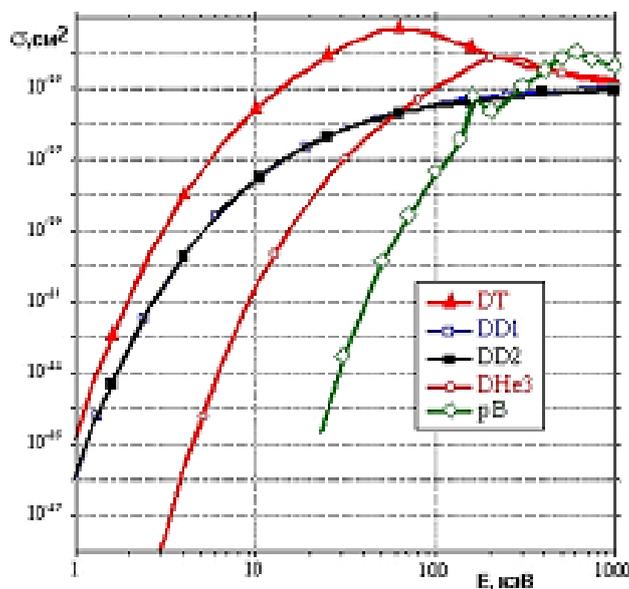


Рисунок 1.7 – Сечения некоторых термоядерных реакций из таблицы 1.1 как функция энергии частиц в системе центра масс

Скорость термоядерных реакций можно рассчитать, проинтегрировав сечение реакции, показанное на рисунке 1.7, по равновесной «максвелловской» функции распределения частиц. В результате можно получить скорость реакций, $K(T)$, которая определяет число реакций, происходящих в единице объема. Из-за наличия кулоновского отталкивания между ядрами сечения реакций при низкой энергии частиц ничтожно малы, и поэтому при обычной температуре смесь изотопов водорода и других легких атомов практически не реагирует. Для того чтобы любая из этих реакций имела заметное сечение, сталкивающимся частицам нужно иметь большую кинетическую энергию.

Тогда частицы смогут преодолеть кулоновский барьер, сблизиться на расстояние порядка ядерных и прореагировать. Например, максимальное сечение для реакции дейтерия с тритием достигается при энергии частиц около 80 кэВ, а для того чтобы DT -смесь иметь большую скорость реакций, ее температура должна быть масштаба ста миллионов градусов, $T = 10^8$ К.

Самый простой способ получения энергии ядерного синтеза, который сразу приходит в голову, это использовать ускоритель ионов и бомбардировать, скажем, ионами трития, ускоренными до энергии 100 кэВ, твердую или газовую мишень, содержащую ионы дейтерия. Однако инжектируемые ионы слишком быстро замедляются, сталкиваясь с холодными электронами мишени, и не

успевают произвести энергию достаточную для того, чтобы покрыть энергетические расходы на их ускорение, несмотря на огромную разницу в исходной (порядка 100 кэВ) и произведенной в реакции энергии (порядка 10 МэВ). Другими словами, при таком «способе» производства энергии коэффициент воспроизводства энергии, $Q_{fus} = P_{\text{синтез}}/P_{\text{затрат}}$ будет меньше 1.

Для того чтобы увеличить Q_{fus} , можно подогреть электроны мишени. Тогда быстрые ионы будут тормозиться медленнее, и Q_{fus} будет расти. Но положительный выход достигается только при очень высокой температуре мишени – порядка нескольких кэВ. При такой температуре инжекция быстрых ионов уже не принципиальна, в смеси существует достаточное количество энергичных тепловых ионов, которые сами вступают в реакции. Таким образом в смеси происходят термоядерные реакции или термоядерный синтез.

Следовательно, объемную плотность выделения энергии в реагирующей смеси:

$$P_{fus} = q \cdot n_1 \cdot n_2 \cdot K(T), \quad (1.1)$$

где n_1, n_2 – концентрации реагирующих компонент;

T – температура реагирующих частиц, К;

q – энергетический выход реакции, МэВ, приведенный в таблице 1.1.

При высокой температуре, характерной для реагирующей смеси, смесь находится в состоянии плазмы, т. е. состоит из свободных электронов и положительно заряженных ионов, которые взаимодействуют друг с другом за счет коллективных электромагнитных полей. Самосогласованные с движением частиц плазмы электромагнитные поля определяют динамику плазмы и, в частности, поддерживают ее квазинейтральность. С большой точностью плотность зарядов ионов и электронов в плазме равны между собой:

$$n_e = Z \cdot n_z, \quad (1.2)$$

где Z – заряд иона (для изотопов водорода $Z = 1$). Ионная и электронная компоненты обмениваются энергией, за счет кулоновских столкновений и при параметрах плазмы, типичных для термоядерных приложений, их температуры примерно равны.

За высокую температуру смеси приходится платить дополнительными энергетическими расходами. Во-первых, нужно учесть тормозное излучение, испускаемое электронами при столкновении с ионами, мощность которого равна:

$$P_6 = 5,3 \times 10^{-37} \cdot n_e \cdot n_z \cdot Z^2 \cdot \sqrt{T}, \text{кэВ}. \quad (1.3)$$

Мощность тормозного излучения, также как и мощность термоядерных реакций в смеси, пропорциональна квадрату плотности плазмы, и поэтому отношение P_{fus}/P_b зависит только от температуры плазмы. Тормозное излучение, в отличие от мощности термоядерных реакций, слабо зависит от температуры плазмы, что приводит к наличию нижнего предела по температуре плазмы, при которой мощность термоядерных реакций равна мощности

тормозных потерь, $P_{fus}/P_b = 1$. При температуре ниже пороговой мощность тормозных потерь превосходит термоядерное выделение энергии, и поэтому в холодной смеси положительный выход энергии невозможен. Наименьшую предельную температуру имеет смесь дейтерия с тритием, но и в этом случае температура смеси должна превышать 3 кэВ ($3,5 \times 10^7$ К). Пороговые температуры для DD и $D\ ^3He$ -реакций примерно на порядок выше, чем для DT -реакции. Для реакции протона с бором (pB) тормозное излучение при любой температуре превышает выход реакции, и поэтому для использования этой реакции нужны специальные ловушки, в которых температура электронов ниже, чем температура ионов, или же плотность плазмы настолько велика, что излучение поглощается рабочей смесью.

Кроме высокой температуры смеси для положительного выхода реакций нужно, чтобы горячая смесь просуществовала достаточно долго и реакции успели произойти. В любой термоядерной системе с конечными размерами существуют дополнительные к тормозному излучению каналы потери энергии из плазмы (например, за счет теплопроводности, линейчатого излучения примесей и др.), мощность которых не должна превышать термоядерное энерговыделение. В общем случае дополнительные потери энергии можно охарактеризовать энергетическим временем жизни плазмы τ_E , определенным таким образом, что отношение $3 \cdot nT/\tau_E$ дает мощность потерь из единицы плазменного объема. Очевидно, что для положительного выхода необходимо, чтобы термоядерная мощность превышала мощность дополнительных потерь, $P_{fus} > 3n \cdot T / \tau_E$, что дает условие на минимальное произведение плотности на время жизни плазмы, $n \cdot \tau_E$. Например, для DT -реакции необходимо, чтобы:

$$n \cdot \tau_E > 5 \cdot 10^{19}, \text{ с/м}^3. \quad (1.4)$$

Это условие принято называть *критерием Лоусона* (строго говоря, критерий Лоусона был выведен для конкретной схемы термоядерного реактора и, в отличие от формулы (1.4), включает в себя КПД преобразования тепловой энергии в электрическую). В том виде, в каком он записан выше, критерий практически не зависит от термоядерной системы и является обобщенным необходимым условием положительного выхода. Критерий Лоусона для других реакций на один-два порядка выше, чем для DT -реакции, выше и пороговая температура. Близость устройства к достижению положительного выхода принято изображать на плоскости $T - n \cdot \tau_E$, которая показана на рисунке 1.8.

Показаны достижения различных экспериментальных установок по удержанию термоядерной плазмы. Видно, что DT -реакции более легко осуществимы – они требуют существенно меньшей температуры плазмы, чем DD -реакции и накладывают менее жесткие условия на ее удержание. Современная термоядерная программа нацелена на осуществление управляемого DT синтеза.

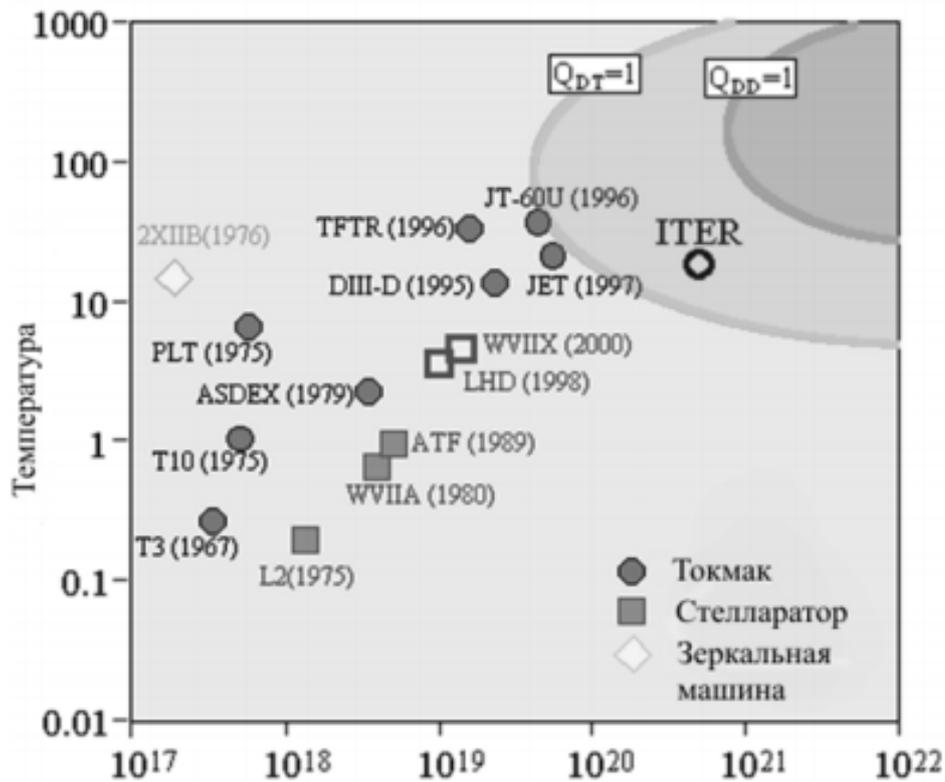


Рисунок 1.8 – Область с положительным выходом ядерной реакции на плоскости $T - n \cdot \tau_E$

Таким образом, управляемые термоядерные реакции, в принципе, возможны и основная задача термоядерных исследований – это разработка практического устройства, которое могло бы конкурировать экономически с другими источниками энергии.

Все изобретенные за 50 лет устройства можно разделить на два больших класса:

- 1) стационарные или квазистационарные системы, основанные на магнитном удержании горячей плазмы;
- 2) импульсные системы.

В первом случае плотность плазмы невелика и критерий Лоусона достигается за счет хорошего удержания энергии в системе, т. е. большого энергетического времени жизни плазмы.

Поэтому системы с магнитным удержанием имеют характерный размер плазмы порядка нескольких метров и относительно низкую плотность плазмы, $n \sim 10^{20} \text{ м}^{-3}$ (это примерно в 10^5 раз ниже, чем плотность атомов при нормальном давлении и комнатной температуре).

В импульсных системах критерий Лоусона достигается за счет сжатия термоядерных мишеней лазерным или рентгеновским излучением и создания смеси с очень высокой плотностью. Время жизни в импульсных системах мало и определяется свободным разлетом мишени. Основная физическая задача в этом направлении управляемого термоядерного синтеза заключается в

снижении полной энергии взрыва до уровня, который позволит сделать практический термоядерный реактор.

Оба типа систем уже вплотную подошли к созданию экспериментальных машин с положительным выходом энергии $Q_{fus} > 1$, в которых будут проверены основные элементы будущих термоядерных реакторов. Но прежде чем перейти к обсуждению термоядерных устройств, мы рассмотрим топливный цикл будущего термоядерного реактора, который в большой степени не зависит от конкретного устройства системы.

1.2. Топливный цикл термоядерного реактора

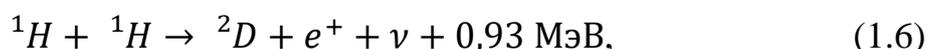
Представим себе, что дешевое и экономически конкурентоспособное устройство для удержания реагирующей смеси разработано. Какие же природные ресурсы потребуются для термоядерной энергетики? Для того чтобы ответить на этот вопрос нужно понять, как будет работать термоядерный реактор.

Реакции с участием протонов, играющие основную роль в процессах ядерного синтеза на Солнце и других гомогенных звездах, в земных условиях не представляют практического интереса, поскольку имеют слишком малое сечение.

НН-реакция. Казалось бы, самой перспективной является следующая реакция ядерного синтеза:



в которой реагирует обычный водород (протий), а образуется α -частица, позитроны и выделяется тепло. И хотя на один атом гелия тут тепла выделяется в 7,5 раз меньше, чем на один атом урана при делении его ядра, но масса атома гелия в 59 раз меньше массы атома урана. Поэтому «калорийность» водородного «топлива» в пересчете на килограмм вещества почти в 8 раз выше, чем уранового. Отметим, что подобная реакция в природе не существует. Она написана как сумма трех последовательных ядерных реакций:



Эту группу реакций называют водородным циклом и предполагают, что по такой цепочке реакций происходит превращение водорода в гелий в недрах большинства звезд, в том числе и Солнца. Первую из этих ядерных реакций в земных условиях никто никогда не наблюдал, даже на ускорителях со встречными пучками протонов. Но поскольку в природном водороде всегда имеются примеси дейтерия ${}^2\text{D}$, то такая реакция в звездах все-таки идет. Других путей для появления дейтерия в природе теории не видят.

DT-реакция. Начнем с *DT*-реакторов, как наиболее легко осуществимых, и затем рассмотрим альтернативные виды топлива. Принципиальная схема термоядерного реактора, работающего на смеси дейтерия с тритием представлена на рисунке 1.9.

Реакция синтеза дейтерия и трития обладает относительно большим сечением и обеспечивает удельную теплотворную способность $3,5 \times 10^{11}$ Дж/г. Если осуществлять термоядерный синтез по *DT*-реакции, то нужен тритий. А природных запасов его не существует, так как ядра трития со временем распадаются по реакции:



с периодом полураспада 12,6 лет.

Тритий можно нарабатывать, облучая литий-6 потоками нейтронов от ядерного реактора:



При этом не только образуется тритий, но и выделяется энергия.

В будущем предполагают получать необходимые потоки нейтронов уже не от ядерных реакторов с ураном, а от термоядерных, то есть производить тритий там же, где он будет использоваться.

Если окружить термоядерную камеру слоем 6Li (в природном литии его содержится 7 %), то можно осуществить полное воспроизводство расходуемого трития. И хотя на практике часть нейтронов неизбежно теряется, их потерю легко восполнить, вводя в оболочку такой элемент, как бериллий, ядро которого при попадании в него одного быстрого нейтрона испускает два. Энергия термоядерных реакций, происходящих в плазме, выносится в основном нейтронами, которые поглощаются в бланкете. Выделяемое в бланкете тепло снимается теплоносителем первого контура охлаждения и используется для получения электроэнергии. Реактор требует снабжения дейтерием и литием. Тритий нарабатывается из лития в процессе работы реактора. Энергия термоядерных реакций выделяется в виде энергичных нейтронов (14,1 МэВ) и энергичных ионов гелия – альфа-частиц (3,5 МэВ), поглощается специальным устройством окружающим плазму – бланкетом и снимается теплоносителем первого контура охлаждения.

Первый из двух компонентов, участвующих в *DT*-реакции, дейтерий – это стабильный, широко распространенный изотоп водорода.

Например, в обычной воде содержится ~ 0,015 % тяжелой воды D_2O . В отличие от дейтерия, тритий не существует в природе. Поэтому тритий будет нарабатываться в самом реакторе из изотопов лития, 6Li и 7Li (реакции 6, 7 в таблице 1.1), которые будут облучаться нейтронами в бланкете. Оба изотопа лития широко распространены в природе в процентном отношении ${}^6Li: {}^7Li = 7,5\%: 92,5\%$ и, как видно из таблицы 1.1, оба способны производить тритий. В случае использования 6Li в бланкете будет выделяться дополнительная энергия в количестве 4,8 МэВ на каждый произведенный атом трития.

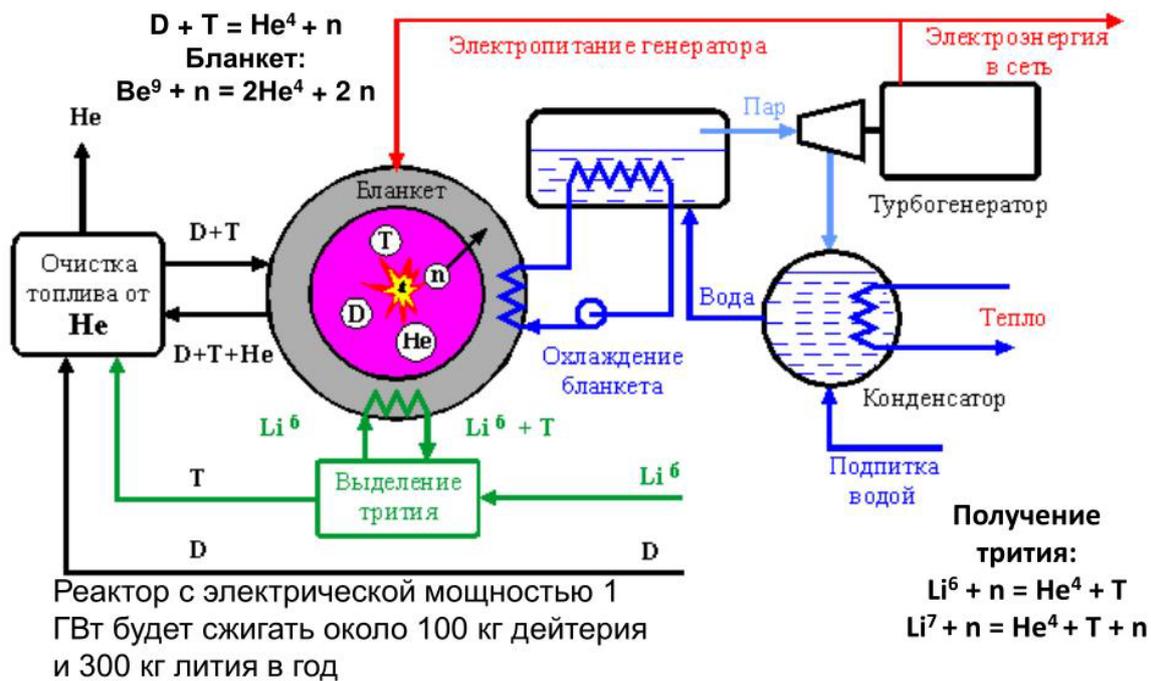


Рисунок 1.9 – Схема основных технологических контуров термоядерного реактора, работающего на смеси дейтерия (D) и трития (T)

На практике в blankets будет содержаться смесь изотопов лития и бериллий, который будет использоваться для размножения нейтронов в реакции:



Содержание материалов в blankets будет подобрано таким образом, чтобы оптимизировать выход трития.

Возможны разные схемы использования лития в blankets. Один из вариантов использует окислы лития. Тритий удаляется из blankets при его нагреве потоком горячего гелия, а потом извлекается из гелия в цехе по очистке топлива. Инженерные проработки blankets показывают, что можно получить коэффициент воспроизводства трития на уровне 1,1, что представляется достаточным для снабжения реактора. Прорабатывались и другие схемы, которые используют жидкометаллический литий. В этом случае литий, помимо наработки трития, может выполнять роль теплоносителя первого контура. На схеме, представленной на рисунке 2.3, литиевый цикл показан условно, в виде отдельного литиевого контура. Объединяя DT -реакцию с реакцией 6 из таблицы 1.1 можно записать:



Таким образом, термоядерный реактор будет сжигать дейтерий и литий, а в результате реакций будет образовываться зола – инертный газ гелий.

Термоядерный реактор будет потреблять очень небольшое количество лития и дейтерия. Например, реактор с электрической мощностью 1 ГВт будет

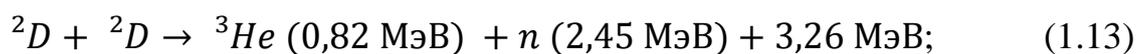
сжигать около 100 кг дейтерия и 300 кг лития в год. Если предположить, что все термоядерные электростанции будут производить 5×10^{20} Дж в год, т. е. половину будущих потребностей электроэнергии, то общее годовое потребление дейтерия и лития составят всего 1500 и 4500 тонн. При таком потреблении, содержащегося в воде дейтерия (0,015 %) хватит на то, чтобы снабжать человечество энергией в течение многих миллионов лет. Если бы удалось освоить *DD*-реакцию, то термоядерная энергетика имела бы фактически неограниченные энергетические ресурсы. Для *DT*-цикла энергетические ресурсы ограничены имеющимися запасами лития. По оценкам экспертов разведанные рудные запасы лития составляют $8 \div 10 \times 10^6$ тонн.

Только этих запасов хватит на многие сотни лет. Кроме того, литий, хотя и в меньшем количестве, чем дейтерий, содержится в морской воде со средней концентрацией $1,7 \times 10^{-7}$ и общим количеством, превышающим примерно в 10^3 раз разведанные рудные запасы. Оценки показывают, что затраты на производство топлива для термоядерной энергетики дают малый вклад в стоимость производимой энергии.

Как уже отмечалось выше, термоядерная энергетика, по-видимому, начнет использовать *DT*-цикл, а затем перейдет к другим перспективным топливам, таким как *DD*, D^3He или *pB*. Каждое из этих перспективных топлив имеет свои преимущества по отношению к *DT*-реакции.

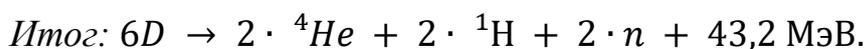
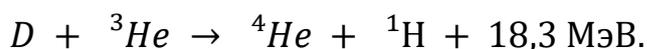
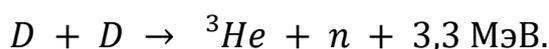
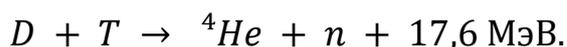
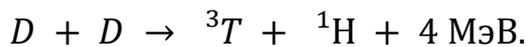
DD-реакция. В любом природном соединении водорода на 6800 атомов протия 1H приходится один атом дейтерия 2D (это 0,015 %.) Дейтерий считается надеждой человечества в решении энергетической проблемы. Ведь технология выделения тяжелой (дейтериевой) воды из обычной достаточно хорошо отработана, а потому добыча дейтерия – не проблема, хоть и дорогое удовольствие. Его запасы в водах мирового океана практически безграничны.

DD-реакцию можно считать практически осуществимой на Земле. Эта реакция может протекать по двум равновероятным каналам:

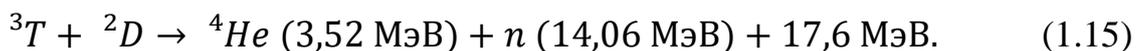


в результате которой начнется энерговыделение.

Замечание. Полный цикл ядерных реакций дейтериевого горения:



Во второй из этих реакций получается, правда, тритий, 3T , а не гелий, но и тритий пригодится: его ядра довольно активно реагируют с ядрами дейтерия:

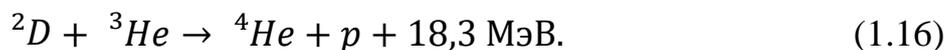


Оказалось, что последнюю реакцию наиболее легко зажечь в земных условиях (требуется нагреть смесь дейтерия с тритием «всего» до 100 миллионов градусов). Поэтому она и была осуществлена еще в начале 50-х годов в водородной бомбе, в которой требуемая для реакции температура создавалась взрывом атомной бомбы.

Основные преимущества *DD*-реакции заключаются в наличии огромных природных ресурсов дейтерия на Земле и отсутствии необходимости воспроизводства трития. Хотя в *DD*-реакции меньшая доля энергии выносится в виде нейтронов, тем не менее, в *DD*-реакторе, также как и в *DT*-реакторе, будет происходить активация первой стенки.

Еще меньше нейтронов производит $D {}^3He$ смесь, в которой нейтроны рождаются в результате *DD*-реакций.

***D*³*He*-реакция.** Реакция (1.16) может быть использована для создания малорадиоактивного термоядерного реактора:



В $D {}^3He$ -реакции основную энергию несут заряженные продукты реакции, а нейтроны возникают лишь в *DD* и в *DT*-реакциях при выгорании рождающегося в *DD*-реакциях трития. Важно, что можно уменьшить в 50 раз его выход. В результате биологическая опасность термоядерного реактора может быть снижена на четыре-пять порядков величины по сравнению с ядерными реакторами деления, отпадет необходимость промышленной обработки радиоактивных материалов и их транспортировки, качественно упрощается захоронение радиоактивных отходов. Оптимизация состава смеси и ее температуры позволяет уменьшить нейтронный поток на порядок величины по сравнению с *DT*-реакцией, что существенно снижает требования к стойкости материалов первой стенки. $D {}^3He$ -реакция имеет относительно высокое сечение, но в то же время требует больших температур смеси. Недостатком этой реакции является практическое отсутствие 3He на Земле, что делает освоение этой реакции в земных условиях практически безнадежным делом. В то же время, этого изотопа много на поверхности Луны, и некоторые проекты, пользуясь тем, что потребление не велико, предлагают добывать это топливо на Луне и доставлять его на Землю. Этот цикл можно замкнуть энергетически даже с учетом энергии затрачиваемой на доставку топлива, хотя сомнительно, что эта схема будет осуществлена в ближайшем обозримом будущем.

***pB*-реакция.** Активация материалов реактора принципиально отсутствует в безнейтронной реакции 5 из таблицы 1.1, происходящей в смеси водорода с бором:



Все продукты этой реакции являются заряженными частицами, которые имеют очень малый пробег в твердом теле и могут удерживаться магнитными и электрическими полями. Последнее открывает принципиальную возможность

создания низкоактивируемых реакторов и устранения низкоэффективного теплового цикла из производства электроэнергии. В случае pB -реакций электроэнергия, в принципе, может получаться с помощью прямого преобразования энергии заряженных частиц в электрическую энергию с КПД гораздо большим, чем в тепловом цикле. К сожалению, эти реакции имеют еще меньшие сечения, чем DD или $D\ ^3He$ -реакции и требуют специальных условий для получения положительного выхода. Поэтому освоение полностью безнейтронных топлив дело далекого будущего.

Таким образом, будущие термоядерные реакторы имеют достаточные запасы топлива для обеспечения потребностей человечества в энергии в течение многих сотен лет, а в случае некоторых реакций и многих десятков тысяч лет. Термоядерная энергетика будет потреблять очень небольшое количество исходных материалов и не потребует развития широкомасштабного производства топлив. Сам топливный цикл будет использовать лишь малую часть производимой энергии и соответственно топливная составляющая в цене электроэнергии будет незначительна. Как исходные составляющие рабочей смеси, так и конечные продукты реакций не являются радиоактивными веществами и не требуют длительного хранения. Эти обстоятельства выгодно отличают термоядерную энергетику, как от обычных ядерных реакторов деления, так и электростанций, сжигающих органические топлива.

Основная проблема осуществления управляемого термоядерного синтеза заключается в создании практичного устройства, способного обеспечить выполнения условия Лоусона при достаточно высокой температуре смеси.

К настоящему времени сформировались два в значительной мере независимых подхода к решению проблемы управляемого термоядерного синтеза. Первый из них основан на возможности удержания и термоизоляции высокотемпературной плазмы относительно низкой плотности ($N \sim 10^{14} \div 10^{15} \text{ см}^{-3}$) магнитным полем специальной конфигурации в течение сравнительно длительного времени ($t \sim 1 \div 10 \text{ с}$). К таким системам относится «ТОКАМАК».

Другой путь импульсный. При импульсном подходе необходимо быстро нагреть и сжать малые порции вещества до таких температур и плотностей, при которых термоядерные реакции успевали бы эффективно протекать за время существования ничем не удерживаемой или, как говорят, инерциально удерживаемой плазмы. Оценки показывают, что для того чтобы сжать вещество до плотностей $100 \div 1000 \text{ г/см}^3$ и нагреть его до температуры $T \sim 5 \div 10 \text{ кэВ}$, необходимо создать давление на поверхности сферической мишени $P \sim 5 \cdot 10^9 \text{ атм}$, то есть нужен источник, который позволял бы подвести к поверхности мишени энергию с плотностью мощности $q \sim 10^{15} \text{ Вт/см}^2$. Этот путь в настоящее время развивается с помощью лазерного термоядерного синтеза.

1.3. Классификация термоядерных реакторов

Предложение об использовании термоядерного синтеза для промышленных целей и конкретная схема с использованием термоизоляции высокотемпературной плазмы электрическим полем были впервые сформулированы советским физиком О. А. Лаврентьевым в работе середины 50-х годов XX века. Эта работа послужила своеобразным катализатором отечественных исследований по проблеме управляемого термоядерного синтеза. Как уже отмечалось выше, к настоящему времени сформировались два в значительной мере независимых подхода к решению проблемы управляемого термоядерного синтеза.

Первый из них это система «ТОКАМАК» (сокращенно от «ТОроидальная КАмера с Магнитными Катушками»). Другой путь – импульсный.

Реакции управляемого термоядерного синтеза могут быть осуществлены в термоядерных реакторах, классифицируемых по некоторым отличительным признакам:

- *по способу удержания плазмы в ограниченном объеме и термоизоляции стенок сосуда, содержащего плазму:*
 - с магнитным удержанием;
 - с инерционным удержанием.
- *по условиям нагрева плазмы, ввода в плазму дополнительной мощности и инициирования термоядерной реакции:*
 - с омическим нагревом;
 - с дополнительным корпускулярным нагревом;
 - с дополнительным волновым нагревом;
 - с нагревом иницированием лазерным лучом;
 - с нагревом и иницированием корпускулярными потоками электронов или ионов (положительно или отрицательно заряженных).
- *по конечному продукту:*
 - чистые;
 - гибридные (наработчики изотопов $^{239}_{94}\text{Pu}$ или $^{233}_{92}\text{U}$).

В свою очередь реакторы управляемого термоядерного синтеза с магнитным удержанием подразделяются на подклассы:

- *по конфигурации удерживающего плазму магнитного поля:*
 - ТОКАМАКи;
 - стеллараторы;

- установки на основе **пинч-эффекта**²;
- магнитные ловушки – ловушки с магнитными пробками (ЛПМ): открытые, замкнутые, с вращающейся плазмой, многопробочные, амбиполярные, газодинамические;
- по особенностям протекания реакции управляемого термоядерного синтеза во времени:
 - стационарные;
 - импульсные;
 - квазистационарные.

На рисунке 1.10 представлена сложившаяся к настоящему времени структура направлений научных исследований в области управляемого термоядерного синтеза (УТС).

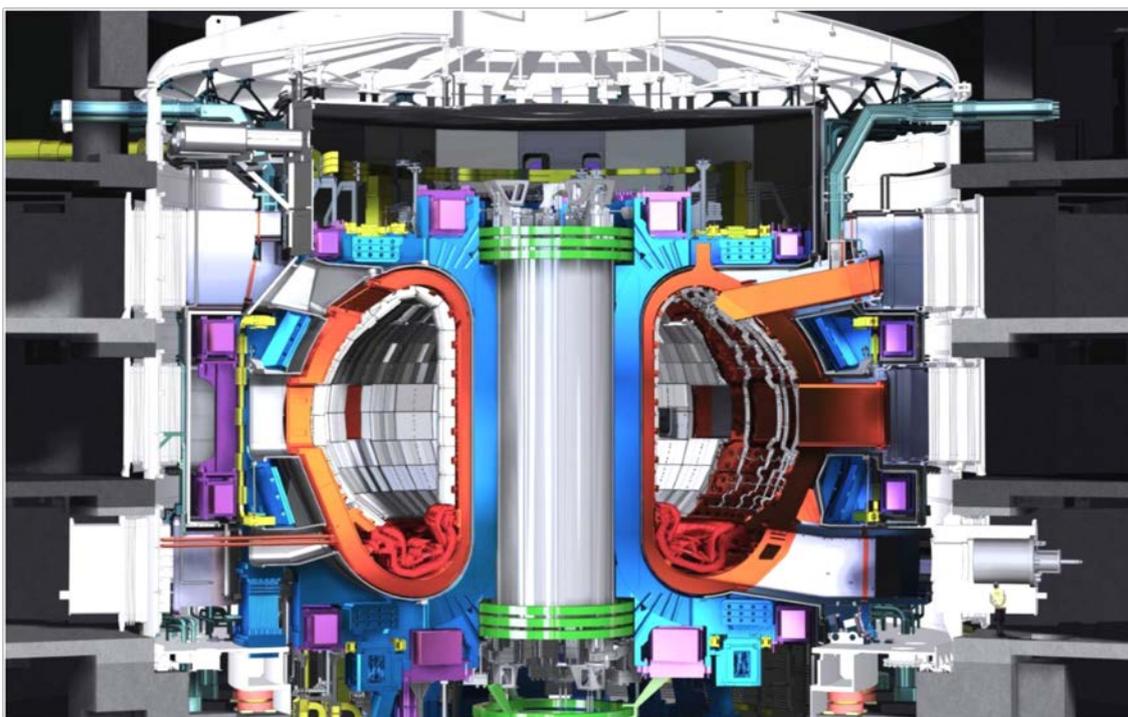


Рисунок 1.10 – Общий вид термоядерного реактора ТОКАМАК

² Если к ионизованному проводящему газу приложить сильное электрическое поле, то в нем возникнет разрядный ток, одновременно с которым появится окружающее его магнитное поле. Взаимодействие магнитного поля с током приведет к появлению действующих на заряженные частицы газа сжимающих сил. Если ток протекает вдоль оси проводящего плазменного шнура, то возникающие радиальные силы подобно резиновым жгутам сжимают шнур, отодвигая границу плазмы от стенок содержащей ее камеры. Это явление названо пинч-эффектом.

Пинч-эффект (pinch – сужение, сжатие) – эффект сжатия, стягивания сильноточного газового разряда (плазменного образования) в результате взаимодействия тока разряда с магнитным полем, собственным или внешним. В плазменных установках под пинч-эффектом понимают сжатие плазмы под действием протекающего в нем тока.

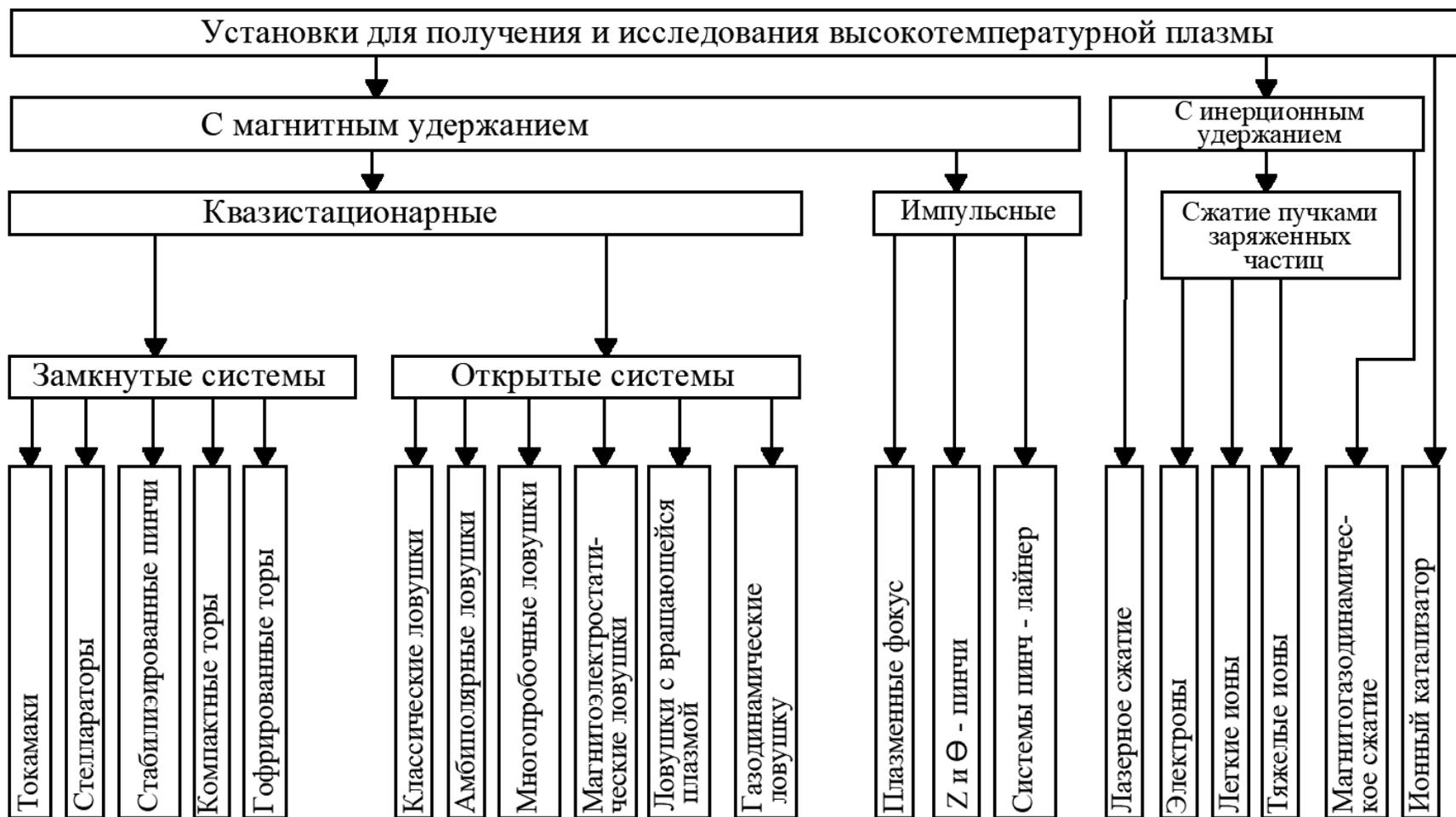


Рисунок 1.11 – Классификация основных установок управляемого термоядерного синтеза

*ТОКАМАК*и представляют собой квазистационарные замкнутые системы (рисунок 1.10). Вдоль оси сильного магнитного поля, создаваемого обмотками тороидального поля (ОТП), в течение некоторого времени индуктором возбуждается электрический ток – направленное движение частиц плазмы, который служит для предварительного омического нагрева и создания вакуумного зазора термоизоляции стенок разрядной камеры.

Обмотки поперечного магнитного поля служат для управления положением плазменного шнура, расширяющегося и смещающегося во время разогрева. В *ТОКАМАК*е первичная обмотка индуктора и вторичная обмотка – плазмы объединены магнитопроводом.

Омическим нагревом создается только начальная плазма. Для достижения требуемых температур T_0 омический подогрев недостаточен и необходимо использование специальных систем дополнительного подогрева.

Стеллараторы (*stellar* – звездный) – тип реактора для осуществления управляемого термоядерного синтеза. Рамкнутая магнитная ловушка для удержания высокотемпературной плазмы, в которой круговое движение заряженных частиц плазмы создается системой внешних проводников, охватывающих тороидальную плазму (рисунок 1.12). Здесь, как и в *ТОКАМАК*е, плазма подвешена в магнитном поле, но тока в ней нет. Плазма в стеллараторе создается и предварительно нагревается разрядом в газообразной топливной смеси (ионизация составляет несколько процентов). Греют плазму мощным радиоизлучением, а держат ее магнитные поля, созданные внешними катушками. В стеллараторе на замкнутое тороидальное магнитное поле налагается поле, создаваемое специальной винтовой обмоткой, навитой на корпус камеры. Суммарное магнитное поле предотвращает дрейф плазмы в направлении от центра и подавляет отдельные виды магнитогидродинамических неустойчивостей.

Главным преимуществом стелларатора является то, что примененный в нем способ удержания не связан с наличием тока в плазме, и потому он может работать в стационарном режиме. Кроме того, винтовая обмотка может оказывать «диверторное» действие, т. е. очищать плазму от примесей и удалять продукты реакции.

Классические *магнитные адиабатные ловушки* – открытые системы, в которых плазма удерживается нарастающим к периферии магнитным полем (см. рисунок 1.13).

Открытые ловушки – разновидность магнитных ловушек для удержания термоядерной плазмы в определенном объеме пространства, ограниченном в направлении вдоль поля. В отличие от замкнутых ловушек (*ТОКАМАК*ов, стеллараторов), имеющих форму тороида, для открытых ловушек характерна линейная геометрия, причем силовые линии магнитного поля пересекают торцевые поверхности плазмы (с этим связано происхождение термина «открытая ловушка» – она «открыта» с торцов).

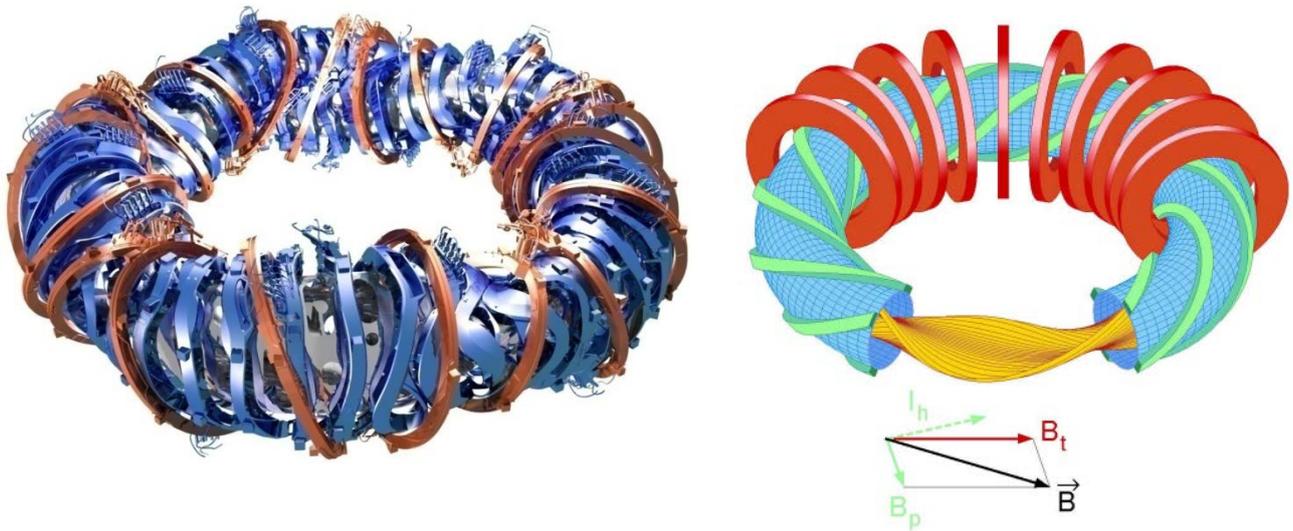


Рисунок 1.12 – Квазисимметричный стеллатор

В установке типа открытой ловушки (пробкотрон) в цилиндрическую вакуумную камеру, запертую магнитными пробками, точно выбрав направление, впрыскивают атомы, которые тормозятся в водородном газе и превращают его в горячую плазму. Удерживают ее магнитные поля сложной конфигурации.

Открытые ловушки обладают рядом *преимуществ* по отношению к другим системам удержания:

- они привлекательны с инженерной точки зрения;
- в них эффективно используется удерживающее плазму магнитное поле;
- они допускают работу в стационарном режиме;
- в них относительно просто решается проблема удаления из плазмы продуктов термоядерной реакции и тяжелых примесей.

Недостаток: слишком большая скорость потерь плазмы вдоль силовых линий магнитного поля.

Магнитные зеркала (пробки) формируются двумя одинаковыми катушками с током, протекающим в одинаковых направлениях (рисунок 1.14).

Амбиполярные ловушки – открытые системы с улучшенными характеристиками продольного удержания плазмы – представляют собой длинный цилиндр с продольным магнитным полем и двумя относительно небольшими ловушками по торцам (рисунок 1.15).

Плазменный фокус – нестационарный сгусток плотной высокотемпературной дейтериевой плазмы, являющийся локализованным источником нейтронов и жестких излучений; также называют и электроразрядную установку, в которой получается эта плазма.

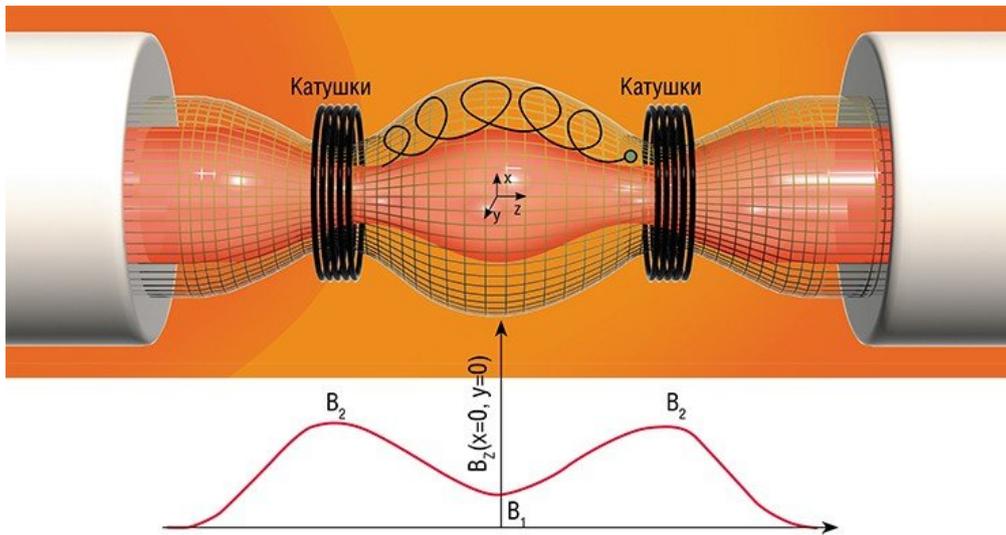


Рисунок 1.13 – Магнитные адиабатные ловушки

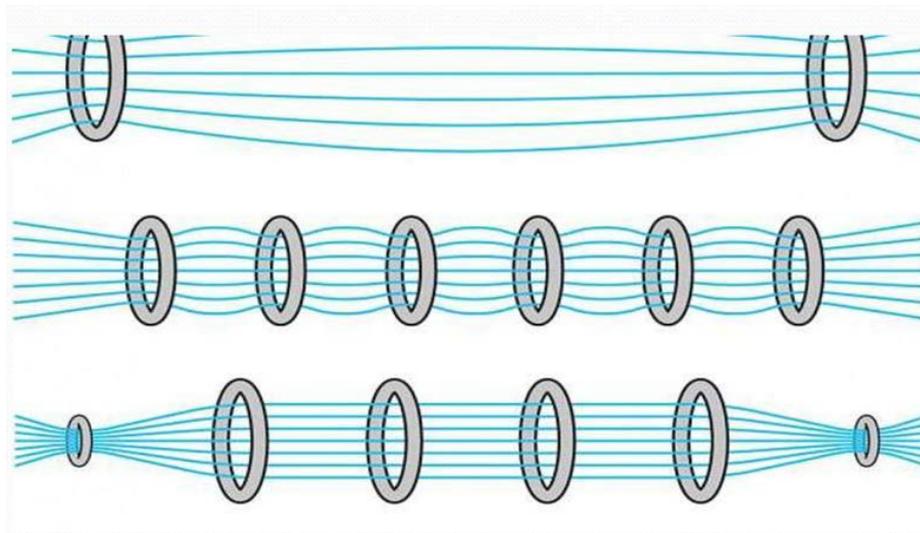


Рисунок 1.14 – Открытые ловушки для удержания плазмы

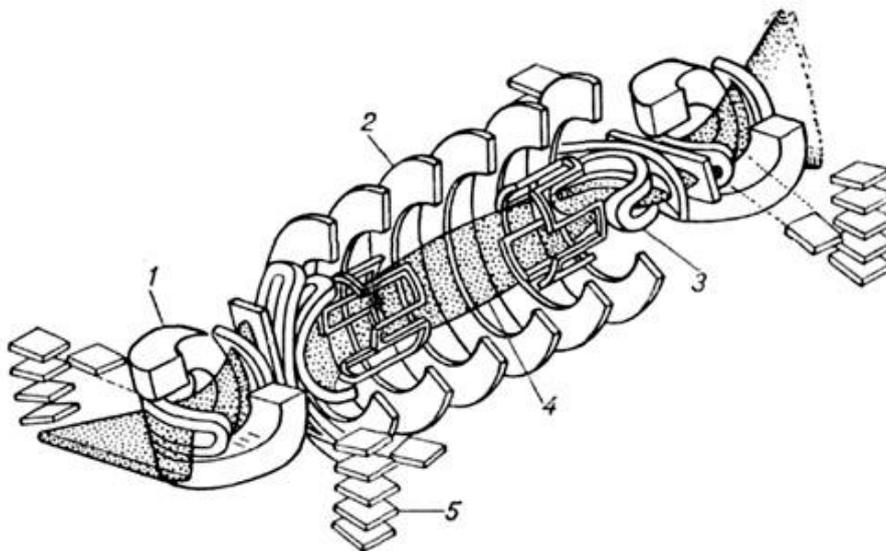


Рисунок 1.15 – Амбиполярные ловушки

Плазменный фокус относится к разряду пинчей; образуется в области кумуляции токовой оболочки на оси газоразрядной камеры, вследствие чего, в отличие от Z-пинча, приобретает нецилиндрическую (обычно воронкообразную) форму. Благодаря этому удается резко повысить плотность энергии в плазме (эффект фокусировки) и стимулировать ряд процессов, приводящих к генерации мощных импульсов жестких излучений.

В вакуумной камере между двумя электродами создается мощный импульс тока, который быстро нагревает плазму и дает всплеск ядерного синтеза. Плазма связана с магнитным полем, но синтез идет в импульсах микросекундной длительности.

Галатея – магнитные ловушки, в которых магнитное поле создается не только внешними (по отношению к плазме) катушками, а и погруженными в плазму проводниками с током. Преимущество: отсутствие неустойчивостей, связанных с диамагнетизмом плазмы.

В таких «магнитных баллонах» плазма располагается в области очень малого магнитного поля, что позволяет использовать их в малорадиоактивном термоядерном реакторе на $D - {}^3\text{He}$ -топливе.

Традиционные магнитные ловушки (рисунок 1.16), перечисленные выше, имеют одно общее свойство: плазма и магнитное поле в них «перемешаны». Это приводит к нескольким неприятным явлениям, одно из которых – неустойчивость плазменного шнура. Заряженные частицы плазмы движутся в поле по спиралям, образуя круговые токи. Собственные магнитные поля токов направлены противоположно полям внешним, и при их взаимодействии возникает сила, выталкивающая плазму из поля. В устройствах, называемых «галатеями», магнитное поле образует своего рода «корку», или «забор», который отбрасывает вылетающую частицу внутрь плазменного шнура.

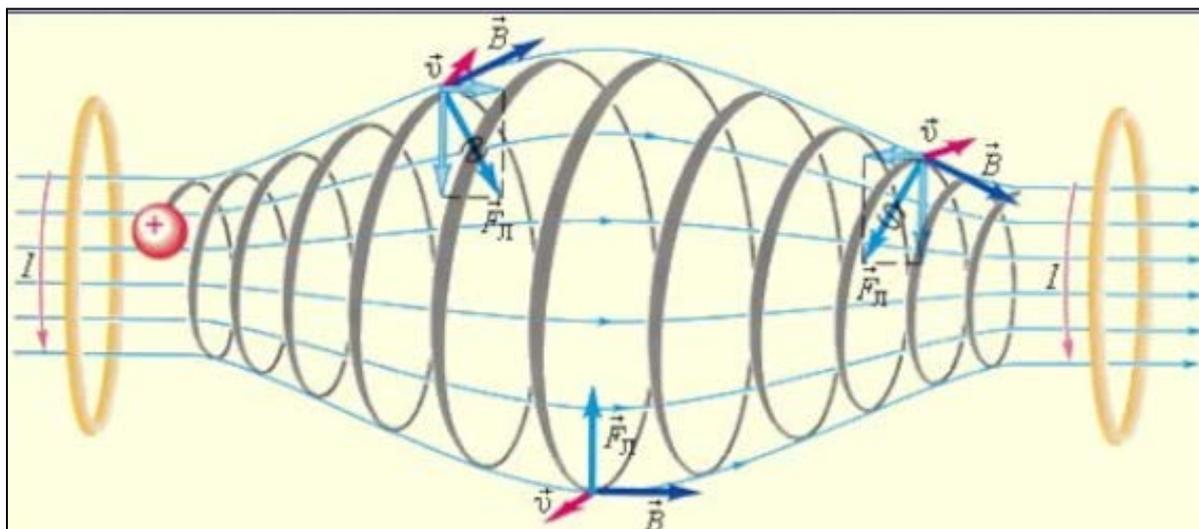


Рисунок 1.16 – Схема магнитной «бутылки» или ловушки: заряженные частицы не выходят за пределы «бутылки»; используется для удержания плазмы в управляемом термоядерном синтезе

Для этого внутри плазменного объема нужно подвесить сверхпроводящие кольца, по которым циркулирует электрический ток.

Реакторы управляемого термоядерного синтеза с *инерционным удержанием плазмы* относятся к взрывным импульсным системам (рисунок 1.17). В отличие от стабильного протекания реакции синтеза и непрерывного выделения энергии в стационарных установках выделение термоядерной энергии в инерционных системах происходит непродолжительными импульсами.

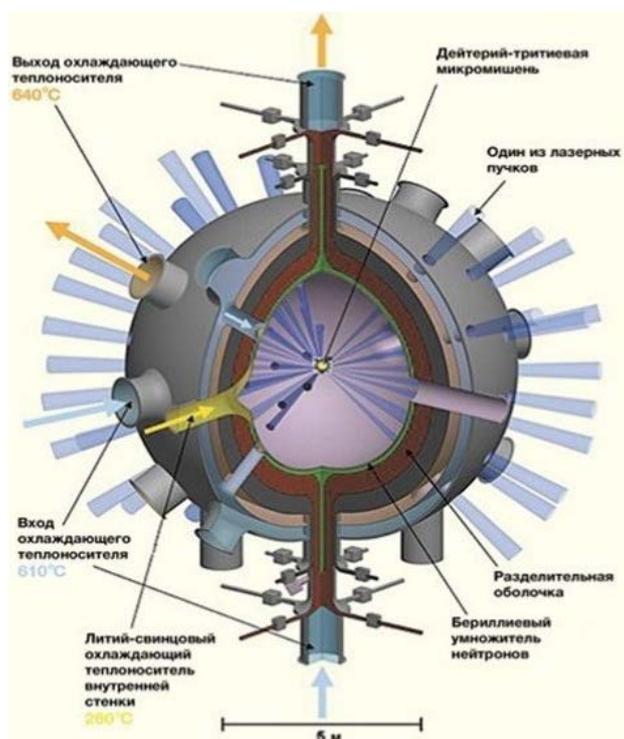


Рисунок 1.17 – Реакторы управляемого термоядерного синтеза с инерционным удержанием плазмы

Инерциальный управляемый термоядерный синтез – один из видов ядерного синтеза, при котором термоядерное топливо удерживается собственными силами инерции. Идея заключается в быстром и равномерном нагреве термоядерного топлива, так чтобы образовавшаяся плазма до разлета успела прореагировать. При использовании данного принципа реактор будет импульсным. Для D-T плазмы сжатой в 100 раз с температурой 10^8 К и диаметром в 2 мм, время удержания соответствует 10^{-9} секунды, что создает значительную проблему мгновенности разогрева.

Поэтому для разогрева используют различные высокоомощные лазеры, в том числе лазеры сверхкоротких импульсов. Для увеличения плотности и времени удержания используется радиационная имплозия мишени и прочие вторичные эффекты.

Прерывистость обусловлена тем, что в установке производятся термоядерные микровзрывы относительно небольшой мощности. В системах с

инерционным удержанием «условия критичности» (см. формулу (1.4)) или условие поддержания реакции синтеза по числу Лоусона:

$$n \cdot \tau_E \geq (n \cdot \tau_E)_0, \quad (1.18)$$

где $(n \cdot \tau_E)_0$ – минимально необходимое для осуществления термоядерной реакции число Лоусона;

или по параметру удержания:

$$p \cdot \tau_E \geq (p \cdot \tau_E)_0, \quad (1.19)$$

где p – плотность тока (или температура).

1.3.1. Система ТОКАМАК

ТОКАМАК – это сокращение слов ТОроидальная Камера с МАгнитными Катушками, которые описывают основные элементы этой магнитной ловушки, изобретенной А.Д. Сахаровым в 1950 г.

Первый ТОКАМАК был построен в 1955 году и долгое время ТОКАМАКи существовали только в нашей стране. Лишь после 1968 года, когда на отечественном ТОКАМАКе Т-3 была достигнута температура плазмы в 10 млн градусов и английские ученые со своей аппаратурой подтвердили этот факт, в мире начался настоящий бум ТОКАМАКов. Схема принципиальных узлов ТОКАМАКА представлена на рисунке 1.18.

ТОКАМАК представляет собой тороидальную вакуумную камеру, на которую намотаны катушки для создания тороидального магнитного поля. Из вакуумной камеры сначала откачивают воздух, а затем заполняют ее смесью дейтерия и трития (рисунок 1.19). Затем с помощью индуктора в камере создают вихревое электрическое поле. Индуктор представляет собой первичную обмотку большого трансформатора, в котором камера ТОКАМАКа является вторичной обмоткой. Электрическое поле вызывает протекание тока и зажигание в камере плазмы. Протекающий через плазму ток выполняет две задачи:

1. Нагревает плазму так же, как нагревал бы любой проводник (омический нагрев);
2. Создает вокруг себя магнитное поле. Это магнитное поле называется полоидальным (то есть направленное вдоль линий, проходящих через полюсы сферической системы координат).
3. Магнитное поле сжимает протекающий через плазму ток.

В результате образуется конфигурация, в которой винтовые магнитные силовые линии «обвивают» плазменный шнур. При этом шаг при вращении в тороидальном направлении не совпадает с шагом в полоидальном направлении. Магнитные линии оказываются незамкнутыми, они бесконечно много раз закручиваются вокруг тора, образуя, так называемые, «магнитные поверхности» тороидальной формы.

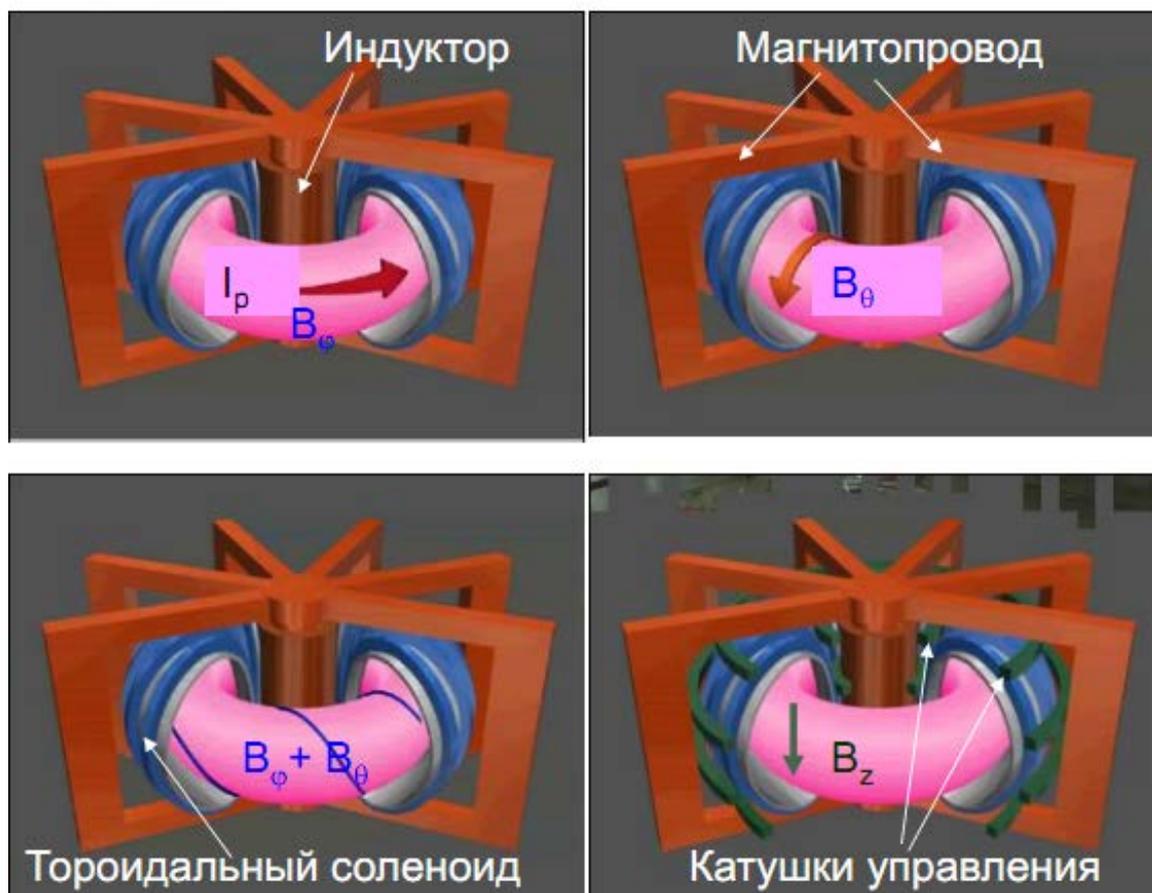


Рисунок 1.18 – Схема принципиальных узлов ТОКАМАКа

Наличие полоидального поля необходимо для стабильного удержания плазмы в такой системе. Так как оно создается за счет увеличения тока в индукторе, а он не может быть бесконечным, время стабильного существования плазмы в классическом ТОКАМАКе ограничено.

Для преодоления этого ограничения разработаны дополнительные способы поддержания тока. Для этого может быть использована инжекция в плазму ускоренных нейтральных атомов дейтерия или трития или микроволновое излучение. Одной из важных проблем ТОКАМАКа является обеспечение чистоты плазмы, так как попадающие в плазму примеси прекращают реакцию. Попадают они в плазму со стенок камеры, так как запускаемые в объем рабочие вещества можно очистить, а стенка камеры работает в таких условиях, что проблема из чего и как ее сделать получила собственное название: «проблема первой стенки». Все, что выходит из плазмы (нейтроны, протоны, ионы и электромагнитное излучение в диапазоне от инфракрасного до гамма-лучей) разрушает стенку, и продукты ее разрушения попадают в плазму. Проблему стойкости стенок камеры в современных конструкциях наиболее удачно решает бериллий.

Кроме того, современный ТОКАМАК получил дополнительный, принципиальный для реактора элемент – *дивертор*.

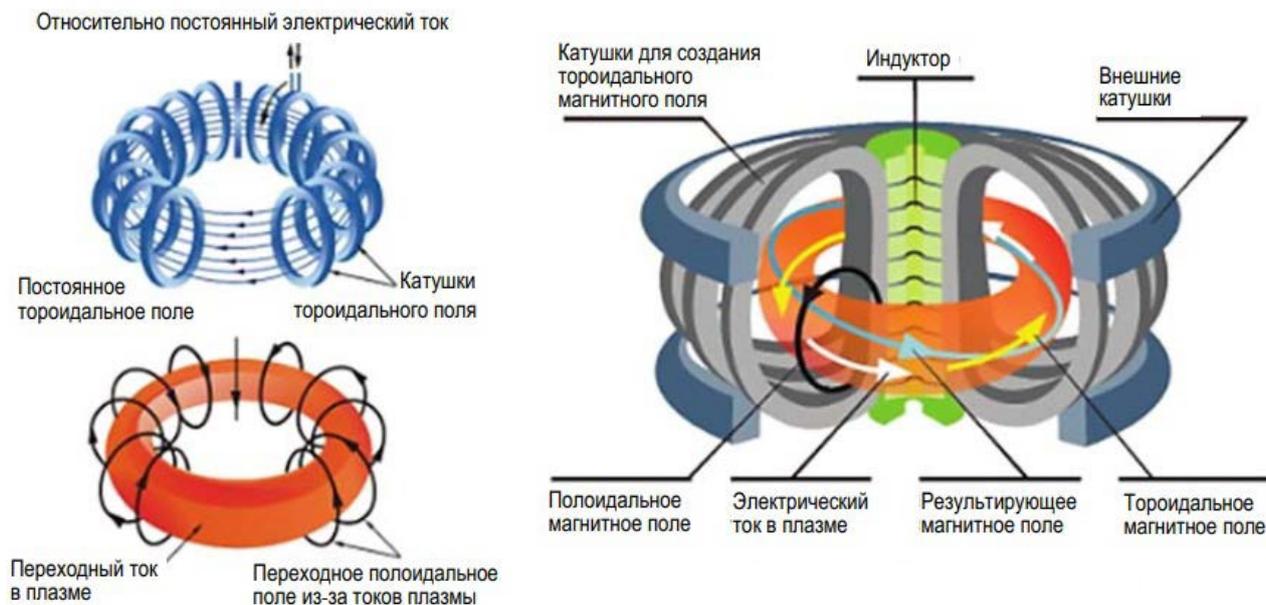


Рисунок 1.19 – Принцип работы управляемого термоядерного реактора ТОКАМАК

Дивертор позволяет лучше контролировать потоки энергии из плазмы и уменьшить поступление примесей в плазму. При наличии дивертора силовые линии магнитного поля полоидальных витков выводятся в специальную часть рабочей камеры ТОКОМАКа. Ниже, на рисунке 1.20, приведена схема современного ТОКАМАКа с вытянутой по вертикали плазмой и диверторной магнитной конфигурацией.

В начале 80-х годов в строй вошло третье поколение ТОКАМАКов – машин с большим радиусом тора 2–3 метра и плазменным током в 1 МА. Были построены пять таких машин: JET и TORUS-SUPRA в Европе, JT-60U в Японии, TFTR в США и T-15 в СССР. Параметры больших ТОКАМАКов приведены в таблице 1.2. Две из этих машин, JET и TFTR, предусматривали работу с тритием и получение термоядерного выхода на уровне:

$$Q_{fus} = P_{\text{синтез}}/P_{\text{затрат}} = 1. \quad (1.20)$$

ТОКАМАКи T-15 и TORUS-SUPRA имеют сверхпроводящие магнитные катушки, подобные тем, которые будут нужны в ТОКАМАКе-реакторе.

Основная физическая задача машин этого поколения заключалась в исследовании удержания плазмы с термоядерными параметрами, уточнении предельных плазменных параметров, получение опыта работы с дивертором и др.

Технологические задачи включали в себя следующее:

- разработку сверхпроводящих магнитных систем, способных создавать поле с индукцией до 5 Тл в больших объемах;
- разработку систем для работы с тритием;
- приобретение опыта снятия высоких потоков тепла в диверторе;

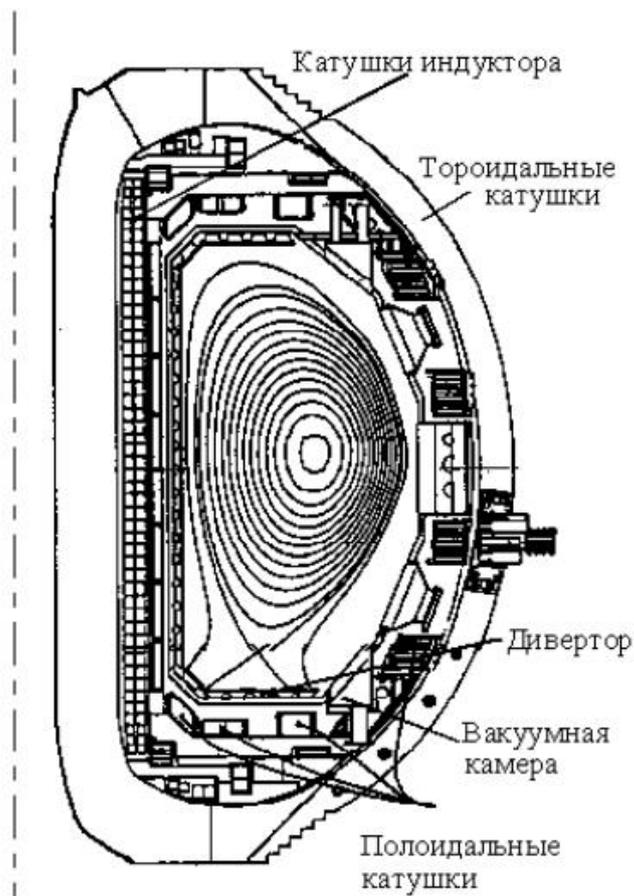


Рисунок 1.20 – Сечение современного ТОКАМАКа с вытянутой по вертикали плазмой и диверторной магнитной конфигурацией

- разработку систем для дистанционной сборки и разборки внутренних узлов установки;
- совершенствование плазменных диагностик и др.

Приведенное Q_{fus} , представленное в таблице 1.2, пересчитано с параметров DD -плазмы, полученных в установке, на DT -плазму.

И хотя экспериментальная программа на этих ТОКАМАКах еще не закончена, это поколение машин практически выполнило поставленные перед ним задачи. ТОКАМАКи JET и TFTR впервые получили большую термоядерную мощность DT -реакций в плазме, 11 МВт в TFTR и 16 МВт в JET. На рисунке 1.21 показаны временные зависимости термоядерной мощности в DT экспериментах.

Это поколение ТОКАМАКов достигло пороговой величины $Q_{fus} = 1$ и получило $n\tau_E$ в несколько раз ниже, чем то, которое требуется для полномасштабного ТОКАМАКа-реактора.

В ТОКАМАКах научились поддерживать стационарный плазменный ток с помощью ВЧ-полей и нейтральных пучков. Также была изучена физика нагрева плазмы быстрыми частицами, и в том числе термоядерными альфа-частицами.

Таблица 1.2 – Основные параметры больших экспериментальных ТОКАМАКов

Название ТОКАМАК	Большой радиус, R (м)	Малый радиус, a (м)	Ток в плазме, p (МА)	Мощность нагрева плазмы, (МВт)	B, (Тл)	Q_{fus}	Особенности машины
JET	3	1	7	30	3,5	0,9	DT плазма, дивертор
JT60-U	3,3	1	3	30	4	1,06	Дивертор, пучки энергичных нейтральных атомов
T-15	2,4	0,7	2,5	20)*	3,5	-	Сверхпроводящая магнитная система (Nb3Sn)
TFTR	2,6	0,9	3	50	6	0,3	DT плазма
TORUS SUPRA	2,4	0,8	2	15	4	-	Сверхпроводящая магнитная система (NbTi)

Примечание – ТОКАМАК TFTR уже выполнил свою программу и был остановлен в 1997 г. Остальные машины продолжают работать и по настоящее время. ТОКАМАК T-15 пока работал только в режиме с омическим нагревом плазмы, и поэтому параметры плазмы, полученные на этой установке, достаточно низкие. В будущем предусматривается введение 10 МВт нейтральной инжекции и 10 МВт электронно-циклотронного нагрева.

Изучена работа дивертора и разработаны режимы его действия с низкими тепловыми нагрузками. Результаты этих исследований позволили создать физические основы, необходимые для следующего шага – первого ТОКАМАКа-реактора, который будет работать в режиме горения.

Какие же физические ограничения на параметры плазмы имеются в ТОКАМАКах?

Максимальное давление плазмы в ТОКАМАКе или максимальная величина β определяется устойчивостью плазмы и приближенно описывается соотношением *Тройона*:

$$\beta = \beta_N \frac{I_p}{\alpha \cdot \beta_T}, \quad (1.21)$$

где β выражено в %;

I_p – ток, протекающий в плазме;

β_N – безразмерная константа, называемая *коэффициентом Тройона*.

Параметры в (1.21) имеют размерность МА, Тл, м. Максимальные значения коэффициента *Тройона*: $\beta_N = 3 \div 5$, достигнутые в экспериментах, хорошо согласуются с теоретическими предсказаниями, базирующимися на расчетах устойчивости плазмы. На рисунке 1.22 показаны предельные значения β , полученные в различных ТОКАМАКах.

При превышении предельного значения β , в плазме ТОКАМАКа развиваются крупномасштабные винтовые возмущения, плазма быстро охлаждается и гибнет на стенке. Это явление называется *срывом плазмы*.

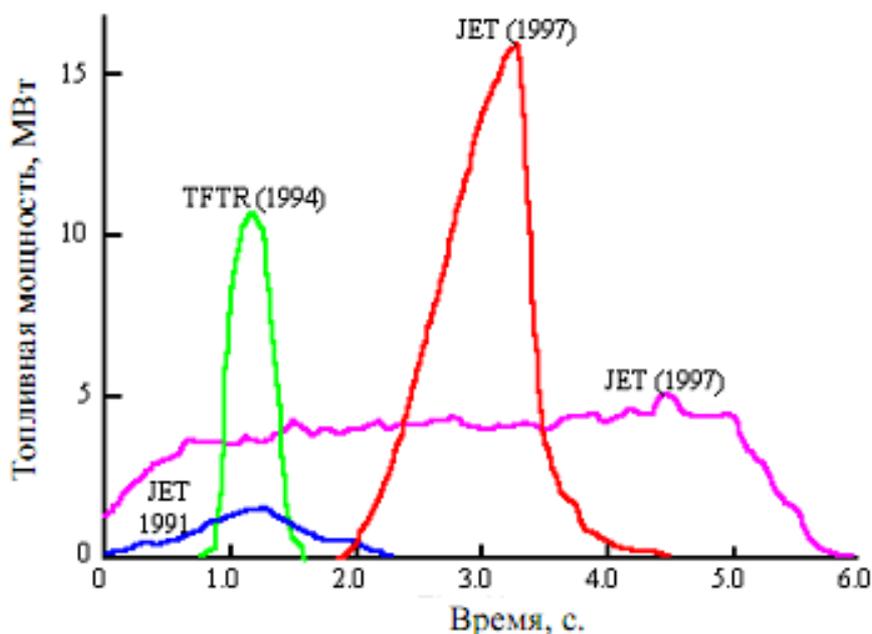


Рисунок 1.21 – Зависимость термоядерной мощности от времени в рекордных дейтериево-тритиевых разрядах на ТОКАМАКах JET и TFTR

Как видно из рисунка 1.22, для ТОКАМАКа характерны довольно низкие значения β на уровне нескольких процентов. Существует принципиальная возможность увеличить значение β за счет уменьшения аспектного отношения плазмы до предельно низких значений $R/a = 1,3 \div 1,5$.

Теория предсказывает, что в таких машинах β может достигать нескольких десятков процентов. Первый ТОКАМАК с ультранизким аспектным отношением, START, построенный несколько лет назад в Англии, уже получил значения $\beta = 30\%$ со скейлингом *Тройона*.

С другой стороны, эти системы технически более напряжены и требуют специальных технических решений для тороидальной катушки, дивертора и нейтронной защиты.

В настоящее время строятся несколько более крупных, чем START, экспериментальных ТОКАМАКов с низким аспектным отношением и плазменным током выше 1 МА. Ожидается, что в течение следующих 5 лет эксперименты дадут достаточно данных для того, чтобы понять будет ли достигнуто ожидаемое улучшение плазменных параметров и сможет ли оно компенсировать технические трудности, ожидаемые в этом направлении.

Многолетние исследования удержания плазмы в ТОКАМАКах показали, что процессы переноса энергии и частиц поперек магнитного поля определяются сложными турбулентными процессами в плазме. И хотя плазменные неустойчивости, ответственные за аномальные потери плазмы, уже обозначены, теоретическое понимание нелинейных процессов еще недостаточно для того, чтобы, основываясь на первых принципах, описать время жизни плазмы.

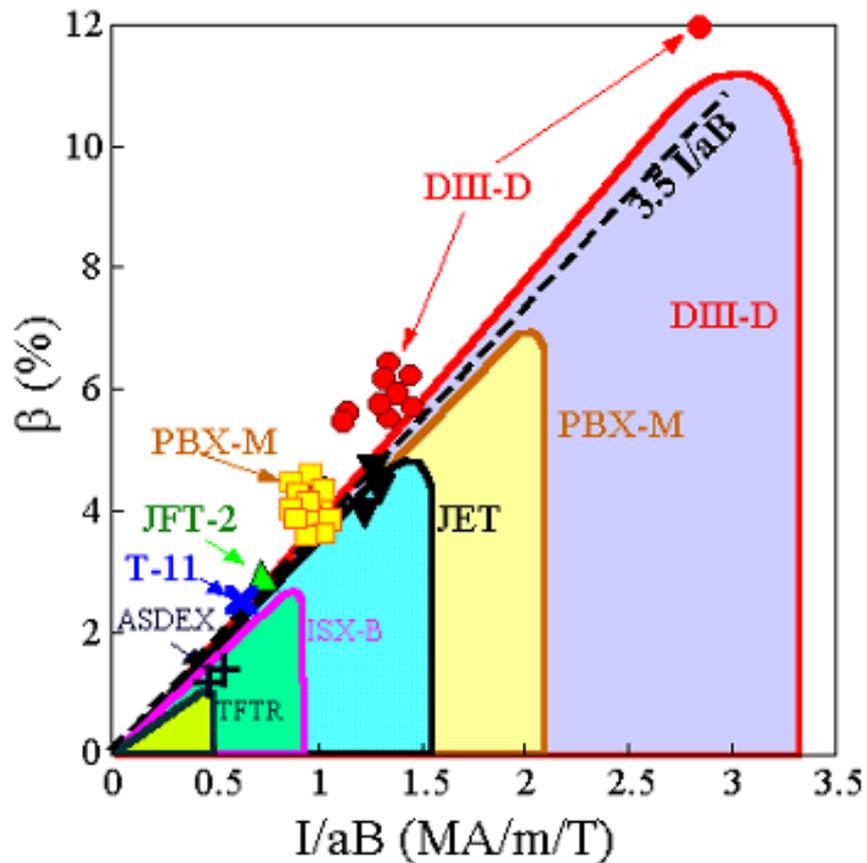


Рисунок 1.22 – Сравнение предельных значений β , достигнутых в экспериментах

Поэтому для экстраполяции времен жизни плазмы, полученных в современных установках, к масштабам ТОКАМАКа-реактора в настоящее время используются эмпирические закономерности – скейлинги.

Один из таких скейлингов (ITER-97(y)), полученный с помощью статистической обработки экспериментальной базы данных с различных ТОКАМАКов, предсказывает, что время жизни растет с ростом размера плазмы, R , плазменного тока I_p , вытянутости сечения плазмы $k = b/a = 4$ и падает с ростом мощности нагрева плазмы, P :

$$\tau_E \sim R^2 \cdot k^{0,9} \cdot I_p^{0,9} / P^{0,66}. \quad (1.22)$$

Зависимость энергетического времени жизни от остальных плазменных параметров довольно слабая. Измеренное время жизни практически во всех экспериментальных ТОКАМАКах хорошо описывается этим скейлингом, см. рисунок 1.23.

Среднестатистическое отклонение экспериментальных точек от скейлинга составляло 15%. Разные метки соответствуют различным ТОКАМАКАм и проектируемому ТОКАМАКу-реактору ИТЭР.

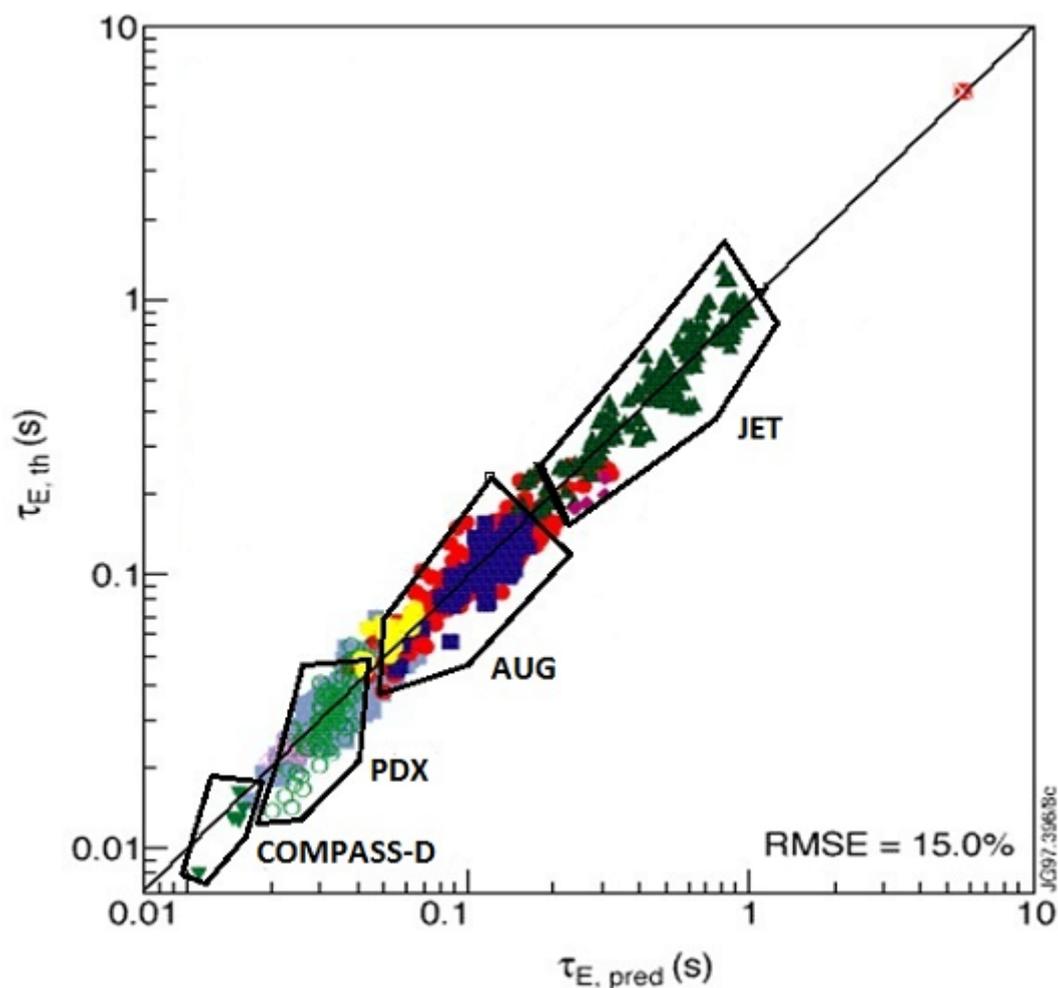


Рисунок 1.23 – Зависимость экспериментально наблюдаемого энергетического времени жизни от предсказанного скейлингом ITER-97(y)

Этот скейлинг предсказывает, что ТОКАМАК, в котором будет происходить самоподдерживающееся термоядерное горение, должен иметь большой радиус $7 \div 8$ м и плазменный ток на уровне 20 МА. В таком ТОКАМАКе энергетическое время жизни будет превышать 5 секунд, а мощность термоядерных реакций будет на уровне $1 \div 1,5$ ГВт.

В 1998 г. был закончен инженерный проект ТОКАМАКа-реактора ИТЭР. Работы проводились совместными усилиями четырех сторон: Европы, России, США и Японии с целью создания первого экспериментального ТОКАМАКа-реактора, рассчитанного на достижение термоядерного горения смеси дейтерия с тритием. Основные физические и инженерные параметры установки приведены в таблице 1.3, а его сечение показано на рисунке 1.24.

ИТЭР будет обладать уже всеми основными чертами ТОКАМАКа-реактора. Он будет иметь полностью сверхпроводящую магнитную систему, охлаждаемый бланкет и защиту от нейтронного излучения, систему дистанционного обслуживания установки.

Предполагается, что на первой стенке будут получены потоки нейтронов с плотностью мощности 1 МВт/м^2 и полным флюенсом $0,3 \text{ МВт}\cdot\text{лет/м}^2$, что

позволит провести ядерно-технологические испытания материалов и модулей blankets, способных воспроизводить тритий.

Экспериментальная программа, которая будет продолжаться на этом экспериментальном реакторе около двадцати лет, позволит получить плазменно-физические и ядерно-технологические данные, необходимые для строительства в 2030 ÷ 2035 гг. первого демонстрационного реактора-ТОКАМАКа, который уже будет производить электроэнергию. Основная задача ИТЭРа будет заключаться в демонстрации практичности реактора-ТОКАМАКа для производства электроэнергии. Вклад России в установку ИТЭР показан на рисунке 1.25.

Таблица 1.3 – Основные параметры первого экспериментального термоядерного ТОКАМАКа-реактора ИТЭР

Параметр	Значение
Большой/малый радиусы тора (A/a)	8,14 м/2,80 м
Конфигурация плазмы	С одним тороидальным дивертором
Плазменный объем	2000 м ³
Ток в плазме	21 МА
Тороидальное магнитное поле	5,68 Тл (на радиусе $R = 8,14$ м)
β	3 %
Полная мощность термоядерных реакций	1,5 ГВт
Нейтронный поток на первой стенке	1 МВт/м ²
Длительность горения	1000 с
Мощность дополнительного нагрева плазмы	100 МВт

Наряду с ТОКАМАКаами, которые в настоящее время являются наиболее продвинутой системой для осуществления управляемого термоядерного синтеза, существуют другие магнитные ловушки, успешно конкурирующие с ТОКАМАКаом.

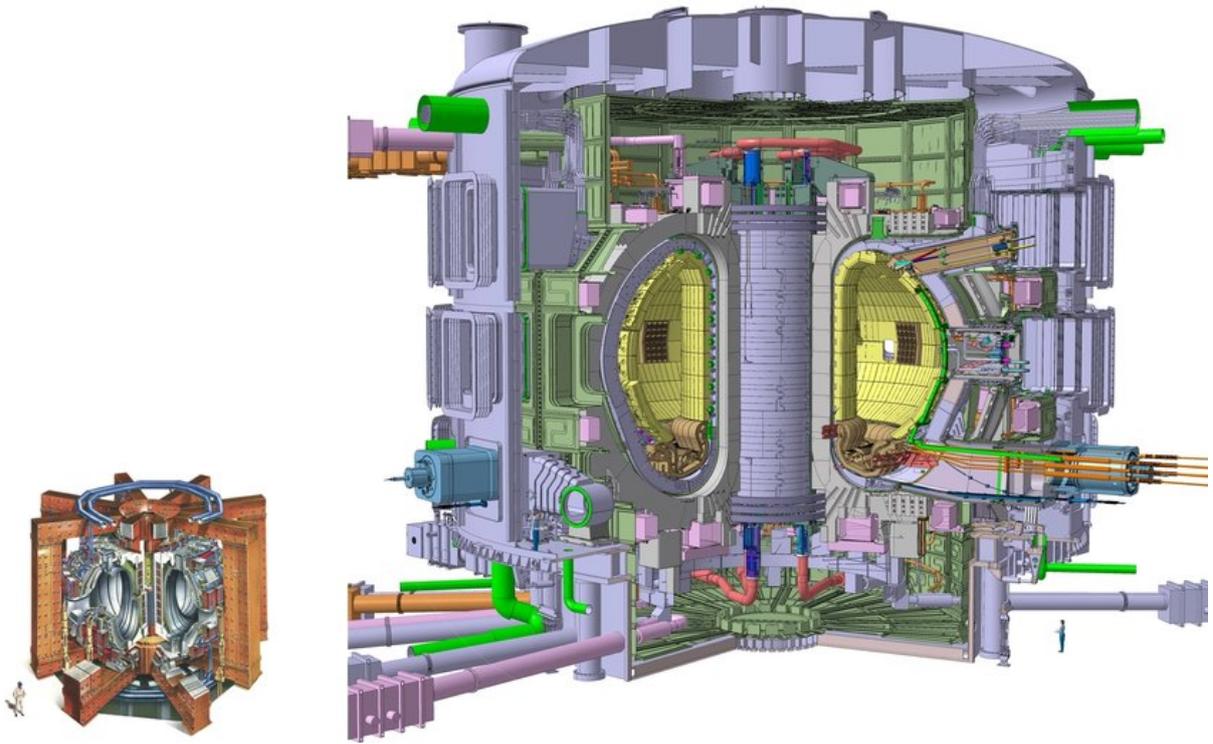


Рисунок 1.24 – Внешний вид экспериментального термоядерного ТОКАМАК-реактора ИТЭР и сравнение его размеров с ТОКАМАК-реактором ЖЕТ

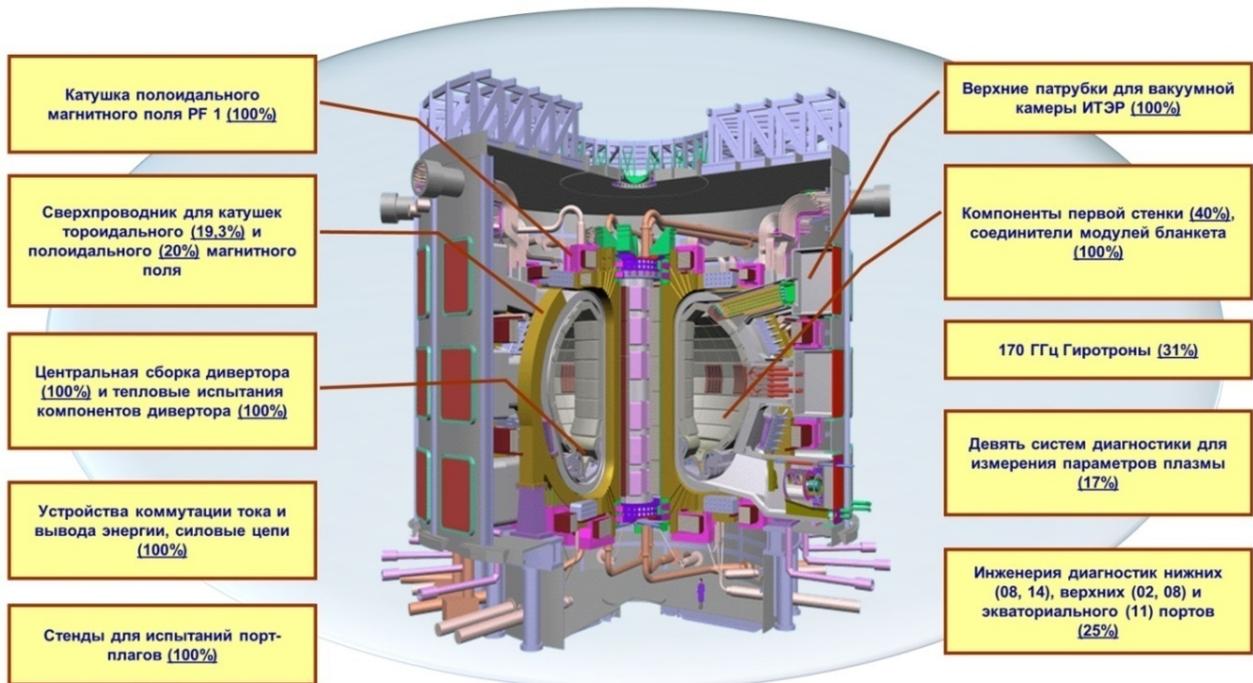


Рисунок 1.25 – Вклад России в разработку ИТЭР

1.3.2. Стеллараторы

В то же время, в отличие от ТОКАМАКа, стелларатор – это принципиально аксиально-несимметричная ловушка с магнитной осью, представляющая собой трехмерную кривую, и переменным в тороидальном направлении сечением плазмы. Схема стелларатора показана на рисунке 1.26.

Существуют различные модификации стеллараторных конфигураций, которые отличаются тем, как создается вращательное преобразование, т.е. навивание магнитных силовых линий вокруг магнитной оси, и какие магнитные катушки используются для создания полоидального поля. Вращательное преобразование можно получить и за счет более сложной пространственной конфигурации магнитной оси, например, в виде замкнутой пространственной восьмерки.

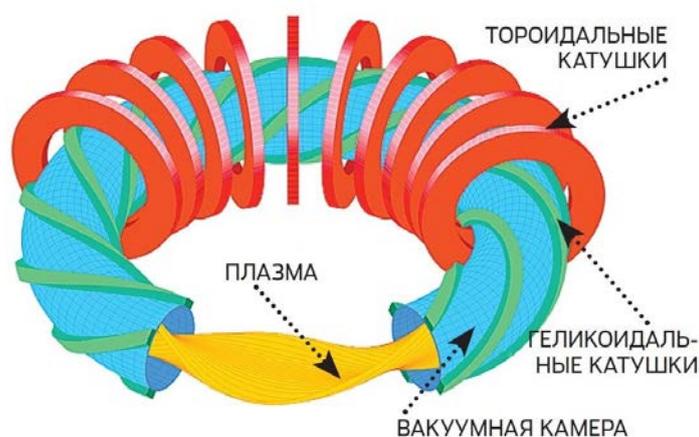


Рисунок 1.26 – Принципиальная схема стелларатора

Относительная сложность магнитной конфигурации, по сравнению с ТОКАМАКом, несколько затормозили развитие этой системы на начальном этапе развития. В первых стеллараторах удержание плазмы существенно уступало удержанию плазмы в ТОКАМАКе, и потребовались многие годы исследований для того, чтобы выяснить причину потерь энергии из стелларатора.

Оказалось, что из-за тороидальной несимметрии траектории частиц в первых стеллараторах имели большие отклонения от магнитных поверхностей. Соответственно, были большими и потери энергии из плазмы. Кроме того, выяснилось, что магнитные поверхности в стеллараторе чувствительны к внешним возмущениям магнитного поля, создаваемым не совсем точной установкой внешних винтовых обмоток, что было характерно для первых стеллараторов. В результате часть магнитных поверхностей была разрушена возмущениями, что также уменьшало время удержания плазмы.

Существенный прогресс в развитии концепции стеллараторов был достигнут после появления мощных численных кодов, которые были использованы для оптимизации магнитной системы стелларатора. Два

относительно недавних открытия позволили принципиально улучшить концепцию этой ловушки.

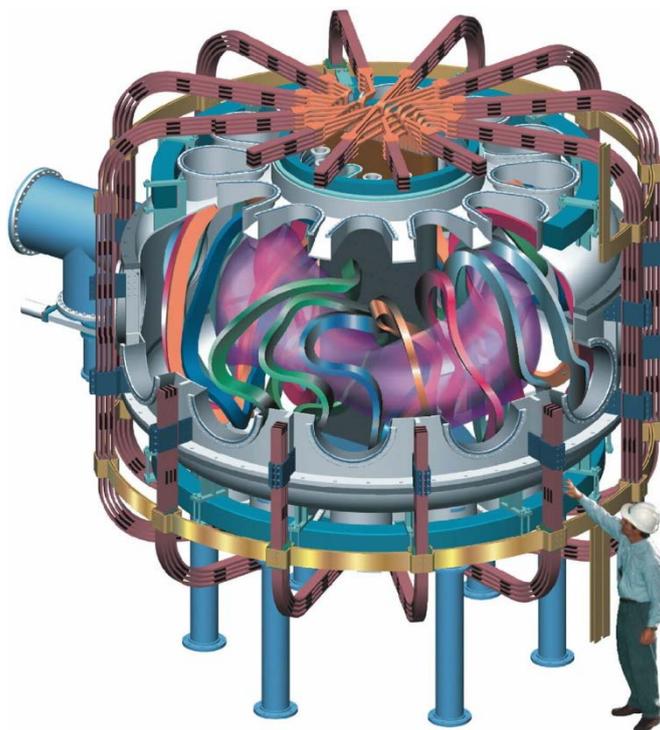


Рисунок 1.27 – Схема стелларатора Wendelstein

Во-первых, было показано, что можно отказаться от вложенных друг в друга винтовых витков, окружающих плазму (см. рисунок 1.27), а вместо них использовать модульные трехмерные тороидальные катушки. Такие катушки, которые показаны на рисунке 1.12, создают не только тороидальное поле, но требуемое полоидальное поле, создающее замкнутые магнитные поверхности.

Концепция модульных катушек существенно упростила сборку и разборку магнитной системы стелларатора-реактора и повысило его привлекательность.

Во-вторых, теоретические исследования геометрии магнитных полей показали, что существуют такие магнитные конфигурации, в которых, несмотря на отсутствие геометрической симметрии, у частиц плазмы сохраняется адиабатический инвариант движения, обеспечивающий их хорошее удержание. С точки зрения удержания отдельных частиц, такие квазисимметричные стеллараторы эквивалентны аксиально-симметричным ТОКАМАКам.

Соответственно, можно ожидать возрастания энергетического времени жизни плазмы в системах с такой конфигурацией магнитного поля.

Нынешнее поколение стеллараторов существенно улучшило свою способность удерживать горячую плазму. Соответственно, выросли и параметры плазмы в этих ловушках. То преимущество, которое было у ТОКАМАКов в самом начале развития, а именно омический нагрев плазмы протекающим по ней током, уже не так важно. Сейчас и ТОКАМАК, и стелларатор используют одни и те же дополнительные методы нагрева плазмы

с полной мощностью, существенно превышающей мощность омического нагрева в ТОКАМАКе. Стеллараторы, пока еще машины с малым радиусом плазмы $0,2 \div 0,3$ м, магнитным полем меньшим $2,5$ Тл и максимальной мощностью дополнительного нагрева $3 \div 4$ МВт. Рекордная температура плазмы $T = 3$ КэВ и максимальное время удержания энергии, $\tau_E = 0,04$ с, пока, примерно, на порядок меньше величины, чем те, которые достигнуты сейчас в ТОКАМАКах.

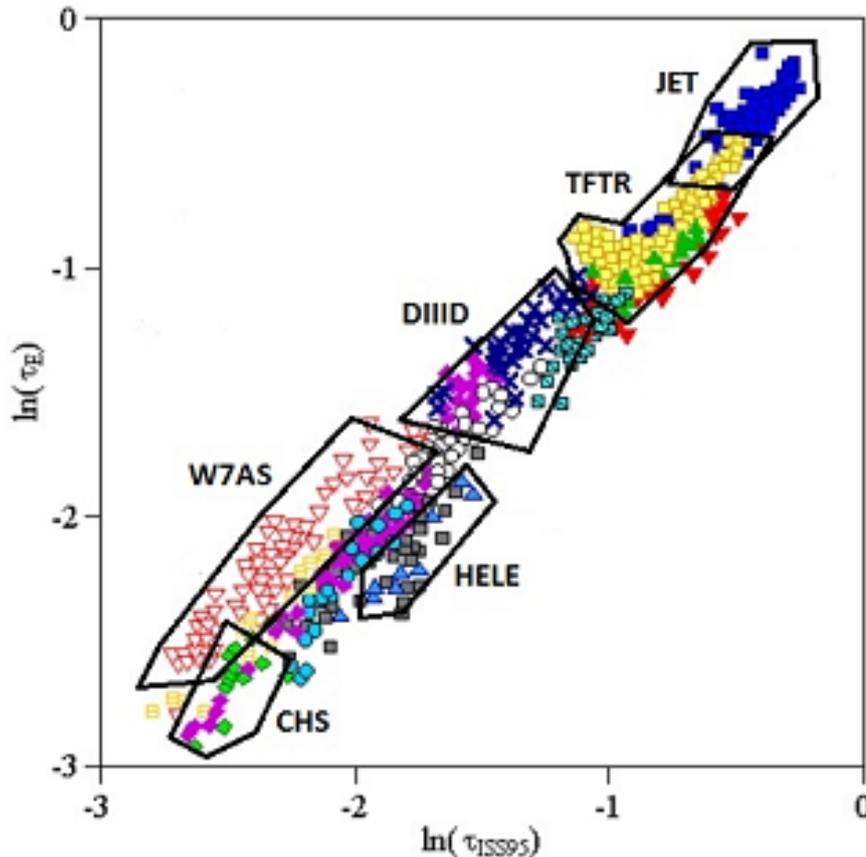


Рисунок 1.28 – Сравнение времени удержания энергии в стеллараторах и времени удержания энергии в L-моде ТОКАМАКов

Предельное β в стеллараторе, как и в ТОКАМАКе, определяется магнитогидродинамической устойчивостью плазмы, которая ограничивает максимально достижимое значение β на уровне нескольких процентов. Из-за того, что в стеллараторе равновесие плазмы создается внешними магнитными обмотками, а не током, протекающим по плазме, в стеллараторе отсутствуют плазменные срывы.

Превышения параметрами плазмы своих предельных значений, как правило, ведет в стеллараторе к насыщению этих параметров или медленному распаду плазмы. Это, несомненно, большое преимущество стелларатора по отношению к ТОКАМАКу, в котором срывы плазменного тока создают большие механические и тепловые нагрузки на первой стенке и в диверторе и, как следствие, усложняют их конструкцию.

Исследование удержания энергии в стеллараторах показало, что время жизни в этих ловушках близко к тому, которое наблюдается в ТОКАМАКах в *L*-режиме, т. е. в режиме с высокими аномальными переносами и, соответственно, низким временем удержания энергии. На рисунке 1.28 показано, что время удержания энергии в *L*-режиме ТОКАМАКа и стеллараторах хорошо описывается одним и тем же скейлингом и, следовательно, удержание энергии в стеллараторе не хуже, чем в ТОКАМАКе, работающем в *L*-режиме.

Наблюдаемое время жизни показано, как функция эмпирического скейлинга для времени удержания в стеллараторе.

Однако основной режим работы ТОКАМАКов с дивертором – это режим с улучшенным удержанием энергии и частиц, *HH*-режим, со временем удержания примерно в два раза выше, чем в *L*-режиме. *HH*-режим хорошо освоен и являются основным рабочим режимом нынешних экспериментальных установок с дивертором. Предполагается, что ТОКАМАК-реактор будет также работать в *HH*-режиме.

Пока стеллараторам не удалось получить подобного увеличения времени жизни – режимы с улучшенным удержанием в стеллараторе хотя и существуют, но дают возрастание времени жизни лишь на 20–30 % по сравнению с *L*-режимом. Если стелларатор не освоит режимы подобные *HH*-режиму в ТОКАМАКе и не сможет существенно увеличить энергетическое время жизни, то удержание энергии останется в 1,5–2,5 раза ниже, чем в ТОКАМАКе и, соответственно, для выполнения критерия Лоусона стелларатор-реактор потребует гораздо больших размеров, чем ТОКАМАК-реактор. Улучшение времени жизни плазмы за счет оптимизации плазменных параметров и магнитной конфигурации является основной экспериментальной задачей стеллараторной программы.

Таблица 1.4 – Основные параметры строящихся стеллараторов

Название	Большой радиус, R (м)	Малый радиус, a (м)	Мощность нагрева плазмы, (МВт)	Магнитное поле, Тл	Комментарии
LHD (Япония)	3,9	0,6	28	4	Сверхпроводящая магнитная система, винтовой дивертор
WVII-X (Германия)	5,5	0,5	20	3	Сверхпроводящая магнитная система, модульные катушки, оптимизированная магнитная конфигурация

Стеллараторная программа проводится довольно активно, и стеллараторы сейчас существуют во многих странах, включая Японию, Германию и Россию. В настоящее время строятся два больших стелларатора: LHD в Японии и

WVII-X в Германии. Параметры этих установок приведены в таблице 1.4. Стелларатор WVII-X будет иметь модульные катушки с оптимизированной геометрией магнитного поля.

Японский стелларатор, LHD, будет снабжен винтовым дивертором. Оба стелларатора будут иметь сверхпроводящие магнитные катушки.

Кроме ТОКАМАКов и стеллараторов эксперименты, хотя и в меньшем масштабе, продолжаются на некоторых других системах с замкнутыми магнитными конфигурациями. Среди них следует отметить пинчи (с обращенным полем), СФЕРОМАКи и компактные торы Пинчи с обращенным полем имеют относительно низкое значение тороидального магнитного поля. В СФЕРОМАКе или в компактных торах тороидальная магнитная система вовсе отсутствует. Соответственно, все эти системы обещают возможность создания плазмы с высоким значением параметра β и, следовательно, в перспективе могут оказаться привлекательными для создания компактных термоядерных реакторов или же реакторов, использующих альтернативные реакции, такие как D^3He или pB , в которых низкое поле требуется для снижения магнитно-тормозного излучения. Нынешние параметры плазмы, достигнутые в этих ловушках, пока существенно ниже, чем те, которые получены в ТОКАМАКах и стеллараторах.

1.3.3. Установки инерционного термоядерного синтеза

Инерциальный управляемый термоядерный синтез – один из видов ядерного синтеза, при котором термоядерное топливо удерживается собственными силами инерции.

Идея заключается в быстром и равномерном нагреве термоядерного топлива так, чтобы образовавшаяся плазма до разлета успела прореагировать. При использовании данного принципа реактор будет импульсным. Для DT плазмы сжатой в 100 раз с температурой 10^8 К и диаметром в 2 мм, время удержания соответствует 10^{-9} секунды, что создает значительную проблему мгновенности разогрева. Поэтому для разогрева используют различные высокоомощные лазеры, в том числе лазеры сверхкоротких импульсов. Для увеличения плотности и времени удержания используется радиационная импlosion мишени, и прочие вторичные эффекты (рисунок 1.29).

В импульсных системах с инерционным удержанием плазмы, выполнение критерия Лоусона достигается не за счет длительного удержания плазмы, а за счет увеличения ее плотности в результате сжатия смеси.

Если при сжатии удастся достичь требуемой температуры $10 \div 50$ КэВ, а плотность смеси после ее сжатия будет достаточно велика, то она успеет прореагировать за время инерционного разлета смеси.

Такие системы, которые фактически используют микровзрывы небольшого количества реагирующей ДТ-смеси называются *системами с инерционным удержанием*. Основная физическая задача в этом направлении управляемого термоядерного синтеза – получение высоких степеней сжатия в

таким малым количеством топлива, которое позволит использовать выделившуюся термоядерную энергию без разрушения камеры (рисунок 1.30).

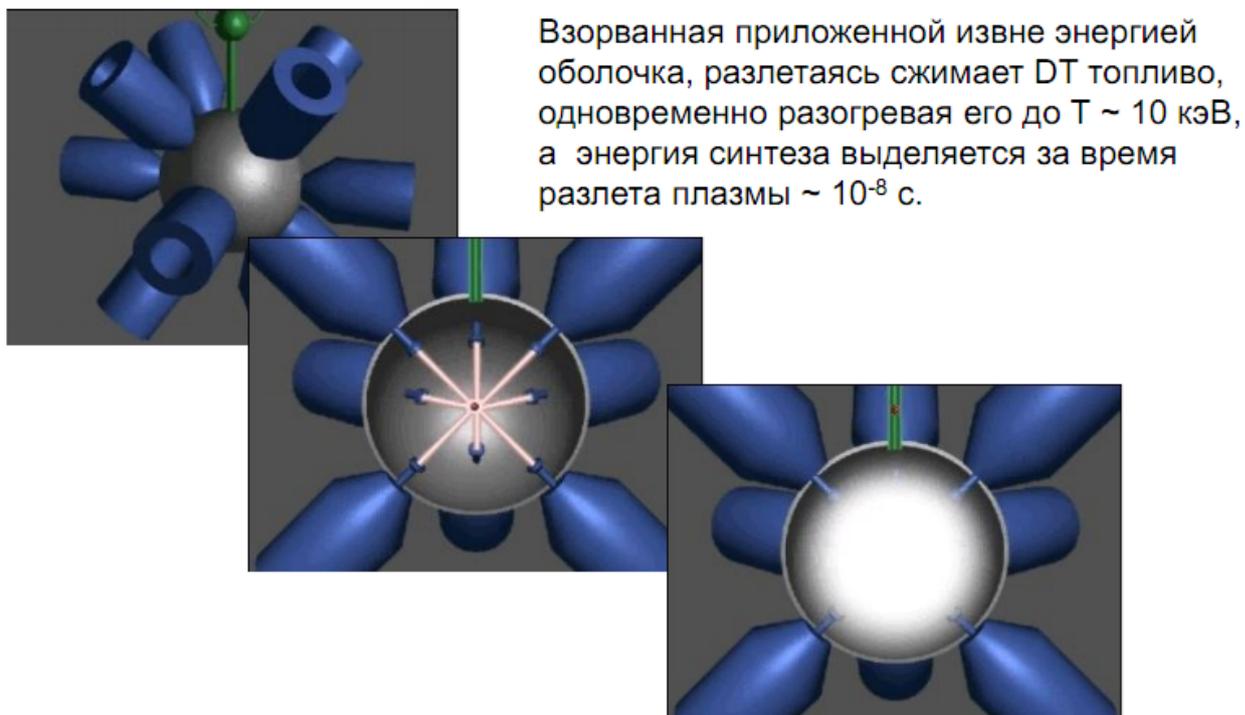
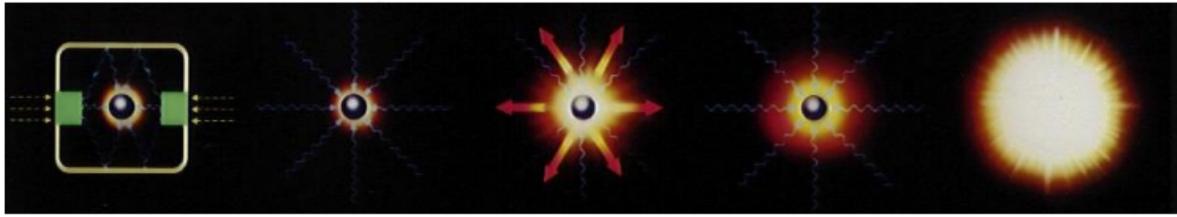


Рисунок 1.29 – Инерционный термоядерный синтез (ИТС)

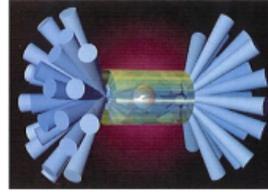
В инерционном термоядерном синтезе несколько миллиграмм дейтериево-тритиевой смеси сжимаются оболочкой, ускоряемой за счет реактивных сил, возникающих при испарении оболочки с помощью мощного лазерного или рентгеновского излучения. Энергия выделяется в виде микровзрыва, когда в процессе сжатия в смеси дейтерия с тритием достигаются необходимые условия для термоядерного горения. Время жизни такой плазмы определяется инерционным разлетом смеси и поэтому критерий Лоусона для инерционного удержания принято записывать в терминах произведения $\rho \cdot r$, где ρ – плотность реагирующей смеси и r – радиус сжатой мишени. Для того чтобы за время разлета смесь успела выгореть, нужно, чтобы $\rho \cdot r \sim 3$ г/см². Отсюда следует, что критическая масса топлива, M , уменьшается с ростом плотности смеси, $M \sim 1/r^2$, а, следовательно, и энергия микровзрыва будет тем меньше, чем большей плотности смеси удастся достичь при сжатии.

Ограничения на степень сжатия связаны с небольшой, но всегда существующей неоднородностью падающего на оболочку излучения и с несимметрией самой мишени, которая еще и нарастает в процессе сжатия из-за развития неустойчивостей. В результате появляется некая критическая масса мишени и, следовательно, критическая энергия, которую нужно вложить оболочку для ее разгона и получения положительного выхода энергии.

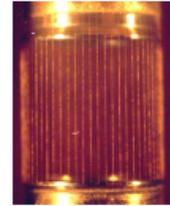


Драйверы передаваемой к мишени мощности:

лазеры – NIF (США), LML (Франция), УФЛ-2М (Саров)



взрывающиеся проволочки – (Z машины, «Байкал») →



ускоренные тяжелые ионы (проект FAIR) →

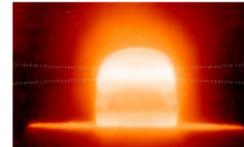


Рисунок 1.30 – Различные варианты ИТС

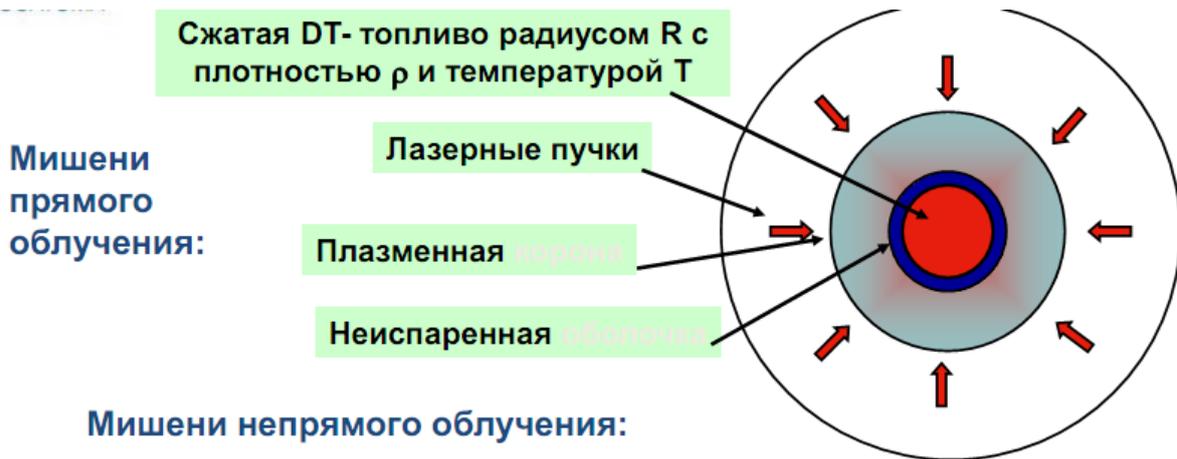
В мишень с массой топлива около 5 мг и радиусом $1 \div 2$ мм нужно вложить 2 МДж за время $5-10 \times 10^{-9}$ с. При этом энергия микровзрыва будет на уровне всего 5×10^8 Дж (эквивалентно около 100 кг обычной взрывчатки) и может быть легко удержана достаточно прочной камерой (рисунок 1.31).

Предполагается, что будущий термоядерный реактор будет работать в режиме последовательных микровзрывов с частотой в несколько герц, а выделяемая в камере энергия будет сниматься теплоносителем и использоваться для получения электроэнергии. Многослойные мишени (рисунок 1.32) уже проверены с помощью подземных ядерных взрывов, которые позволяют обеспечить требуемую мощность излучения.

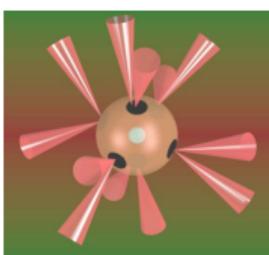
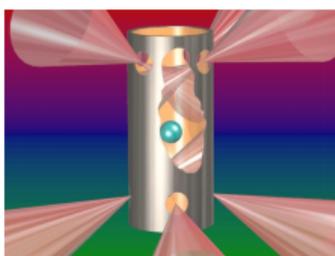
Было получено зажигание и большой положительный выход термоядерной энергии, и поэтому нет сомнений, что этот способ может привести к успеху.

Основная техническая проблема – создание эффективного импульсного драйвера для ускорения оболочки. Требуемые мощности можно получить, используя лазеры, но КПД лазеров слишком мал для того, чтобы можно было рассчитывать на положительный выход энергии.

В настоящее время разрабатываются и другие драйверы для инерционного синтеза, основанные на использовании ионных и электронных пучков и на создании рентгеновского лазерного зажигания.



Мишени непрямого облучения:



Первой опубликованной работой по использованию лазера для зажигания термоядерного горючего явилась работа Н.Г. Басова и О.Н. Крохина (возглавляет магистратуру НИЯУ МИФИ)

Рисунок 1.31 – Лазерные термоядерные мишени

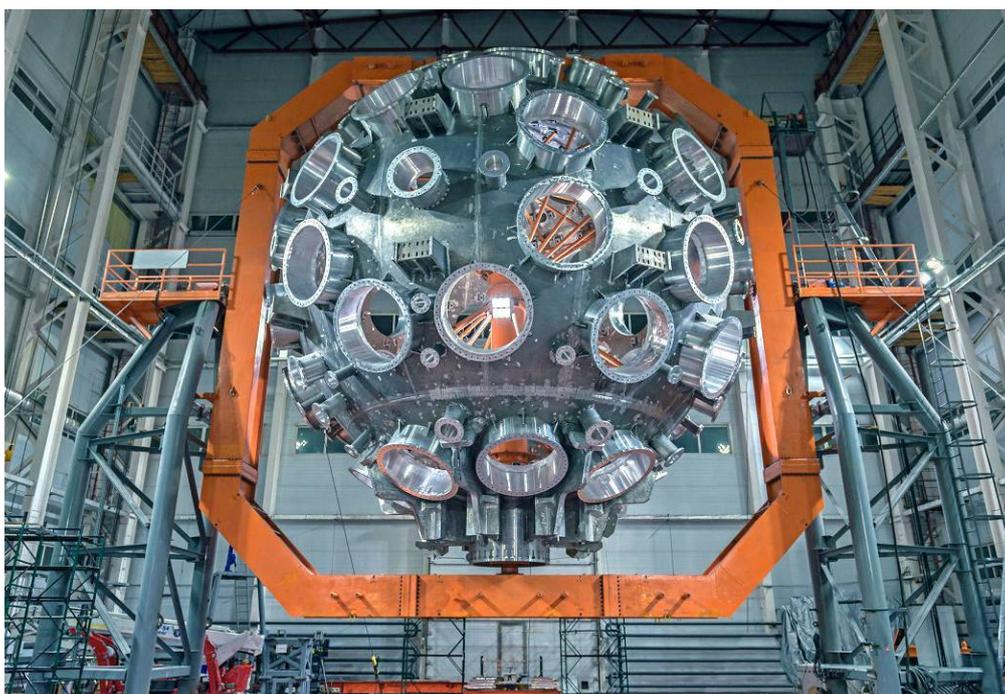


Рисунок 1.32 – Сборка на стенде установки ИТС «ИСКРА-6»



Рисунок 1.33 – Взрывная камера создаваемой в России установки ИТС «ИСКРА-6». Со всех сторон в камеру будет вводиться 128 лучей, генерируемых фиолетовым лазером на стекле с неодимом. Импульс длительностью 3 нс будет нести энергию 300 кДж, длина волны лазера – 350 нм. На сегодня уже построены и используются в экспериментах четыре лазерных канала (установка «Луч») с энергией в импульсе 12 кДж

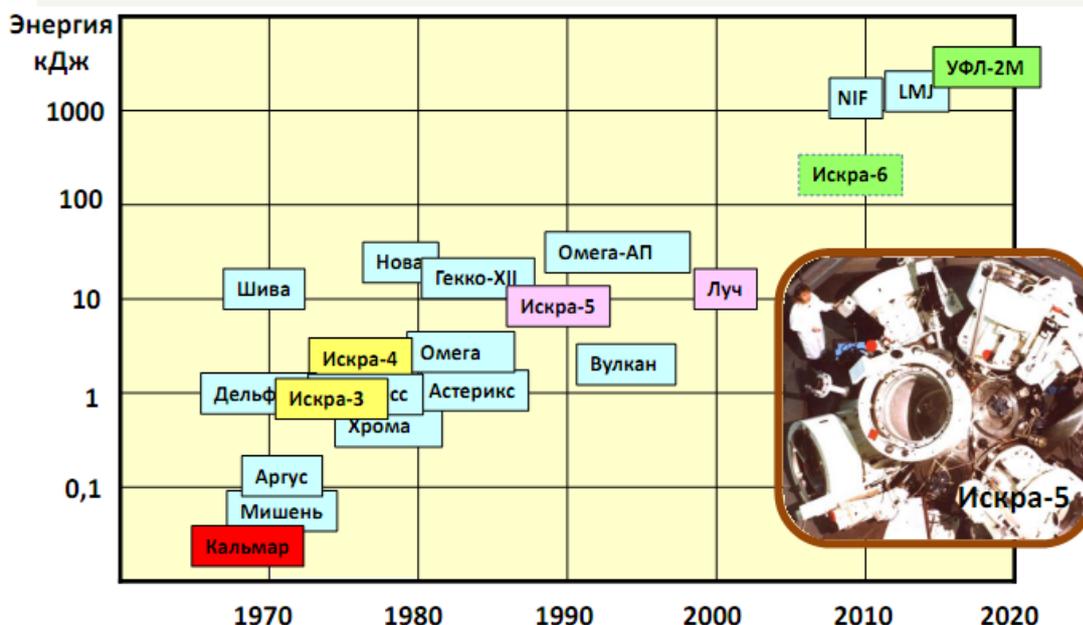
Чтобы микровзрыв произошел, надо успеть за миллиардные доли секунды нагреть топливный шарик до термоядерной температуры. Сделать это можно с помощью мощных лазеров (рисунок 1.33).

В настоящее время фактически все крупные лазерные установки на неодимовом стекле снабжены системами умножения частоты. В таблице 1.5 и на рисунке 1.34 представлены крупнейшие действующие лазерные установки в мире.

Недавно в США заработала мощная лазерная установка NIF с энергией импульса до $1,8 \times 10^6$ Дж. Лазерные лучи со всех сторон направляют на мишень, содержащую термоядерное топливо. Это смесь дейтерия с тритием охлажденная ниже температуры плавления водорода, т. е. до 10 К (-263 °С).

Под действием светового давления и реактивной силы от испаряющегося с поверхности вещества происходит одновременно сильное сжатие и нагрев мишени. Если достичь плотности в 1000 раз выше плотности твердого водорода, то одного миллиона джоулей будет достаточно для поджига термоядерной реакции.

Первые эксперименты на установке «Кальмар» (ФИАН) положили начало разработкам лазерных установок для изучения физики инерциального термоядерного синтеза



Сейчас в ИЛФИ ВНИИЭФ (Саров) под руководством С.Г.Гаранина сооружается самая мощная в мире установка УФЛ-2М

Рисунок 1.34 – Лазерный термоядерный синтез. Разработки ИТС

Таблица 1.5 – Крупнейшие действующие лазерные установки

Название (страна)	Энергия, кДж	Длительность импульса, с	Длина волны, мкм	Число пучков
"Нова" (Ливермор, США)	20 – 100	$10^{-10} - 10^{-9}$	Nd-лазер 0,35-1,06	20
"Гекко XII" (Осака, Япония)	20	$10^{-10} - 10^{-9}$	Nd-лазер 0,53-1,06	12
"Лекко VIII" (Осака, Япония)	10	$10^{-10} - 10^{-9}$	CO ₂ -лазер 10,6	8
"Дельфин- 1" (ФИАН, СССР)	2	$(1,5-4) \times 10^{-9}$	Nd-лазер 1,06	6
"Омега" (Рочестер, США)	3	$0,7 \times 10^{-9}$	Nd-лазер 0,35-1,06	24

Но пока в экспериментальных установках плотность возрастает лишь в 30 ÷ 40 раз. Основное препятствие – недостаточная равномерность освещения мишени. Даже небольшие (в несколько процентов) различия скорости сжатия по разным направлениям приводят к деформации мишени, и плазма буквально просачивается между лазерными пучками. Для более равномерного сжатия в последнее время стали применять схему непрямого облучения мишени. Твердый дейтерий-тритиевый шарик помещают в оболочку из материала с большим зарядом ядра, например урана или золота. Лазерные лучи вводят в нее

через два окна так, чтобы, не задев мишень, осветить внутреннюю поверхность оболочки. Она сразу превращается в слой горячей плазмы, испускающий мощное рентгеновское излучение, которое намного равномернее освещает мишень, вызывая ее сжатие.

Ожидается, что таким способом удастся достичь сжатия мишени в 4000 раз и получить в $100 \div 200$ раз больше термоядерной энергии, чем содержалось в лазерном импульсе. Впрочем, и этого мало: КПД лазера составляет около 2 %, а значит, чистый выигрыш в энергии будет всего несколько раз.

Возможно, ситуация улучшится, если разделить задачи сжатия и нагрева вещества: для поджига мишени, предварительно сжатой обычными лазерами, можно использовать появившиеся в последнее время лазеры с очень коротким импульсом $\sim 10^{-11}$ с.

Еще одна проблема инерционного термоядерного синтеза – необходимость взрывать заряды несколько раз в секунду. Пока столь мощные лазеры дают по одному импульсу в несколько часов (см. рисунки 1.35 и 1.36).

Еще одна проблема инерционного термоядерного синтеза – необходимость взрывать заряды несколько раз в секунду. Пока столь мощные лазеры дают по одному импульсу в несколько часов.

Есть идея заменить их ускорителями ионов: у них значительно выше КПД, и они могут работать с высокой частотой. Но из-за электрического отталкивания ионов пучок трудно сфокусировать до нужного диаметра. Одна из возможных схем мишени показана на рисунке 1.37.

Основное топливо содержится внутри мишени в виде твердой *DT* смеси, замороженной на внутреннюю сторону оболочки мишени. Центральная часть мишени заполнена разреженным *DT*-газом (примерно 5 % от полной массы топлива), который служит для поджига мишени в процессе ее сжатия. Испарение материала оболочки мишени и его разлет создает реактивную силу, сжимающую оболочку и содержащиеся в нем *DT*-топливо.

В конечном, сжатом состоянии давление должно быть примерно однородным по сечению, но температура в центральной области, получившейся из разреженного газа (область 3 на рисунке 1.37), будет более высокой, поэтому в центре загорится термоядерная реакция, которая будет разогревать более плотную внешнюю область.

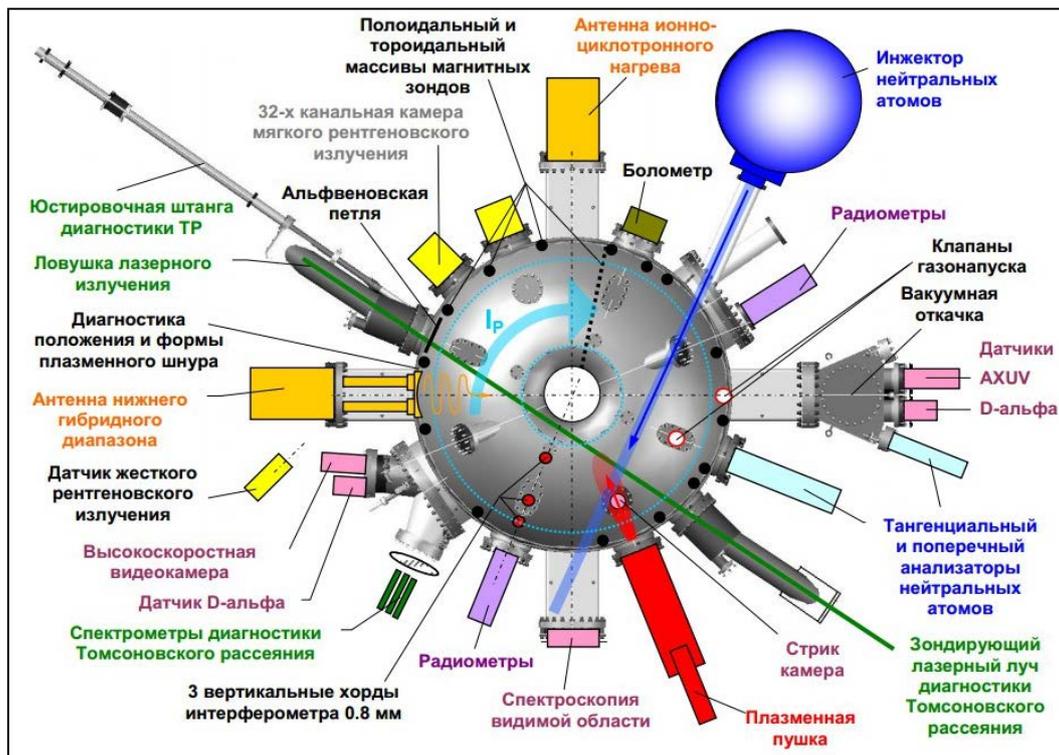


Рисунок 1.35 – Принципиальная схема лазерной установки ИТС

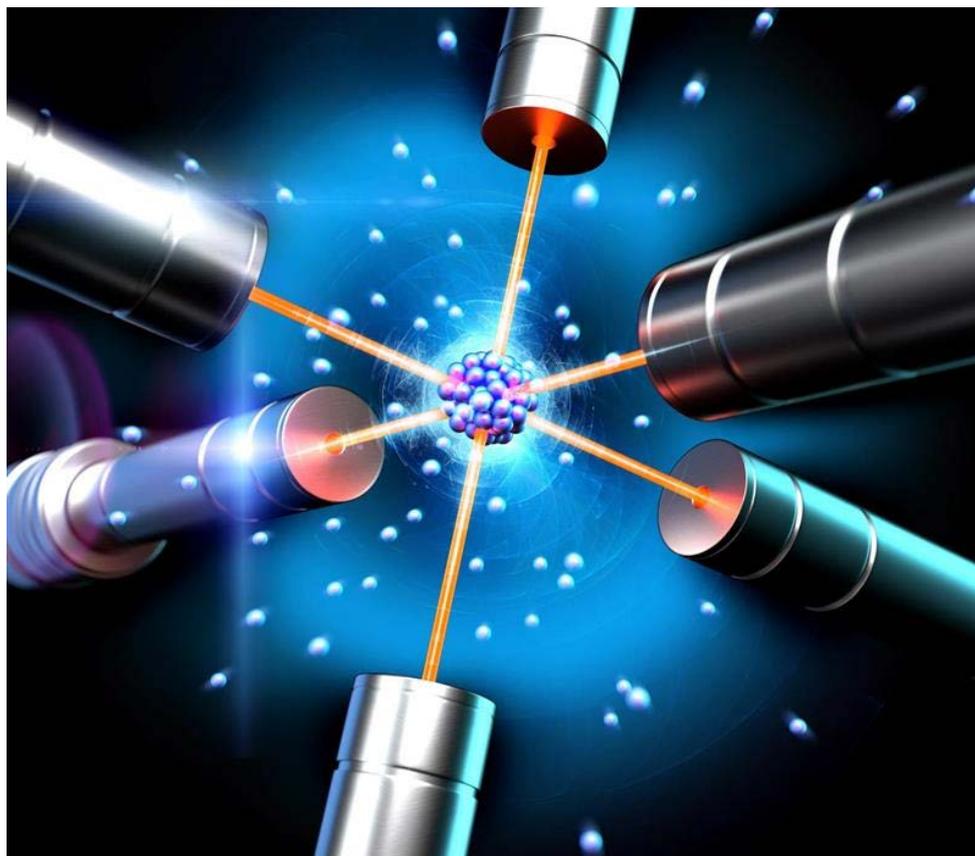


Рисунок 1.36 – Лазерная установка ИТС с отражателями

В результате термоядерное горение распространится на всю смесь, содержащуюся внутри оболочки.

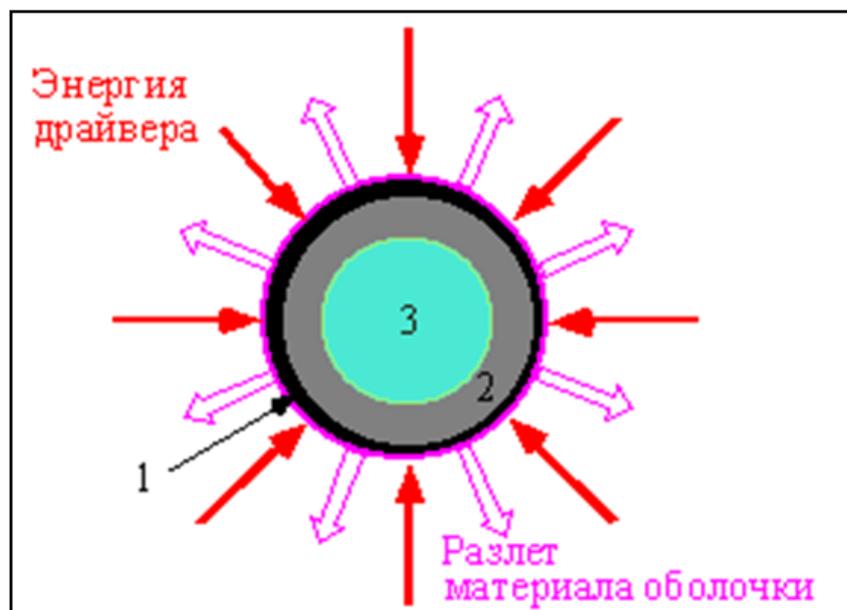


Рисунок 1.37 – Мишень для инерционного синтеза: полая оболочка (1) слой твердой замороженной DT -смеси (2) и DT -газа низкой плотности в центре мишени (3)

После этого смесь будет разлетаться примерно со скоростью звука, соответствующей температуре смеси, $T = 20 \div 40$ КэВ.

Расчеты показали, что для поджига мишени миллиметрового размера, содержащей несколько миллиграмм DT -смеси, к ней требуется подвести полную энергию на уровне нескольких МДж за время меньшее или порядка 10 наносекунд. Отклонения от симметрии облучения мишени должно быть не более 1 %. В термоядерном реакторе с электрической мощностью 1 ГВт нужно поджигать 5 ÷ 6 мишеней в секунду.

В отличие от магнитного термоядерного реактора, где требуется высокий вакуум и чистота плазмы, к камере импульсного реактора такие требования не предъявляются. Основные технологические трудности создания импульсных реакторов лежат в области драйверной техники, создании прецизионных мишеней и систем позволяющих подавать и контролировать положение мишени в камере. Сама камера импульсного реактора имеет относительно простую конструкцию. Большинство проектов предполагает использовать жидкую стенку, создаваемую открытым теплоносителем. Например, проект реактора NULIFE-11 использует расплавленную соль Li_2BeF_4 , жидкая завеса из которой окружает область, куда поступают мишени. Жидкая стенка поглощает нейтронное излучение и смывает остатки мишеней. Она же демпфирует давление микровзрывов и равномерно передает ее на основную стенку камеры. Характерный внешний диаметр камеры 8 м, ее высота – 20 м. Полный расход жидкого теплоносителя составляет 50 м³/с. Предполагается, что кроме основного, стационарного потока, в камере будет сделана импульсная жидкая заслонка, которая будет открываться синхронизировано с подачей мишени с частотой около 5 Гц для пропускания пучка тяжелых ионов.

Требуемая точность подачи мишени составляет доли миллиметров. Очевидно, что пассивная подача мишени на расстояние в несколько метров с такой точностью в камере, в которой будет происходить турбулентные потоки газа, вызванные взрывами предшествующих мишеней, представляет собой практически невыполнимую задачу. Поэтому в реакторе потребуется система управления, позволяющая отслеживать положение мишени и производить динамическую фокусировку пучка. В принципе, такая задача выполнима, но может существенно усложнить управление реактором.

Определенные перспективы в ИТС имеет использование рентгеновских лучей. При сдавливании электрическим разрядом (Z -пинч) вольфрамовых проволок, окружающих дейтериевую мишень, проволоки испаряются, создавая мощный рентгеновский импульс, который сжимает и нагревает мишень дейтериевой плазмы, где проходит реакция:



Использование рентгеновской установки вместо дорогого лазера, возможно, приведет к удешевлению термоядерной энергии, повысив ее конкурентную способность. Отказ от DT -топлива снимет сложную проблему наработки трития. А это не только экономическая выгода, но и важный экологический стимул.

1.3.4. Холодный термоядерный синтез

Идея *холодного термоядерного синтеза (мюонного катализа)* (рисунок 1.38) существует давно. Этому варианту ИТС не нужны горячая плазма, микро- и макровзрывы, вообще какой-либо разогрев.

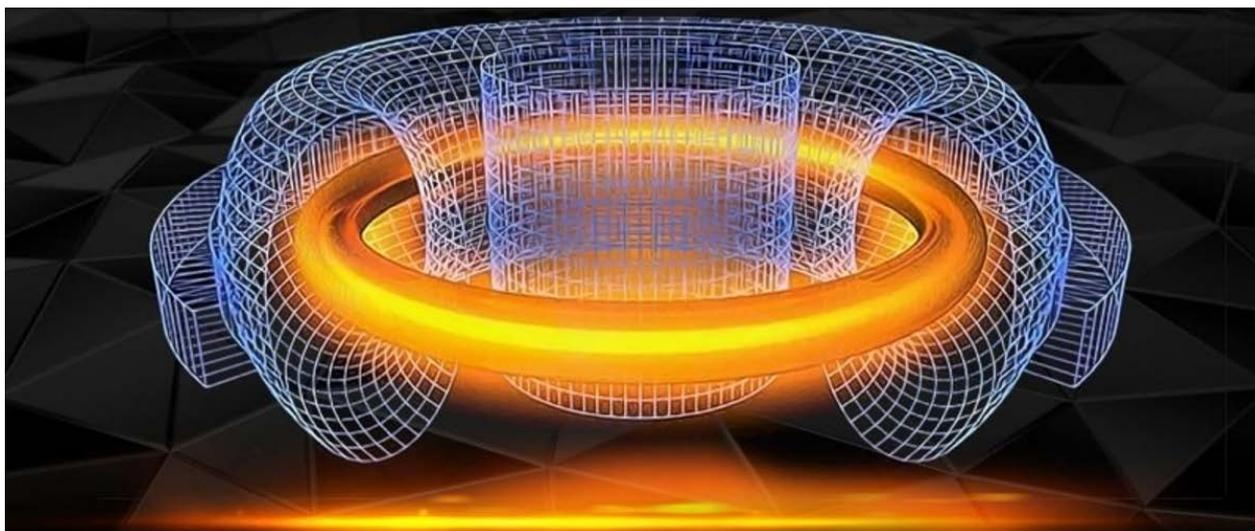


Рисунок 1.38 – Модель холодного термоядерного синтеза

Суть его заключается в использовании нестабильной частицы – отрицательно заряженного мюона, масса которого в 200 раз больше массы электрона. *Мюон* по своим свойствам очень похож на электрон, в частности, он

может замещать электрон в атоме, но по закону квантования, радиус мюонной орбиты в 200 раз меньше, чем электронной.

Атомы дейтерия и трития, в которых место электрона занял мюон, могут объединяться в молекулы, где ядра дейтерия и трития сближены в 200 раз, до расстояния около 10^{-11} см, что все еще намного больше радиуса ядерных сил (10^{-13} см).

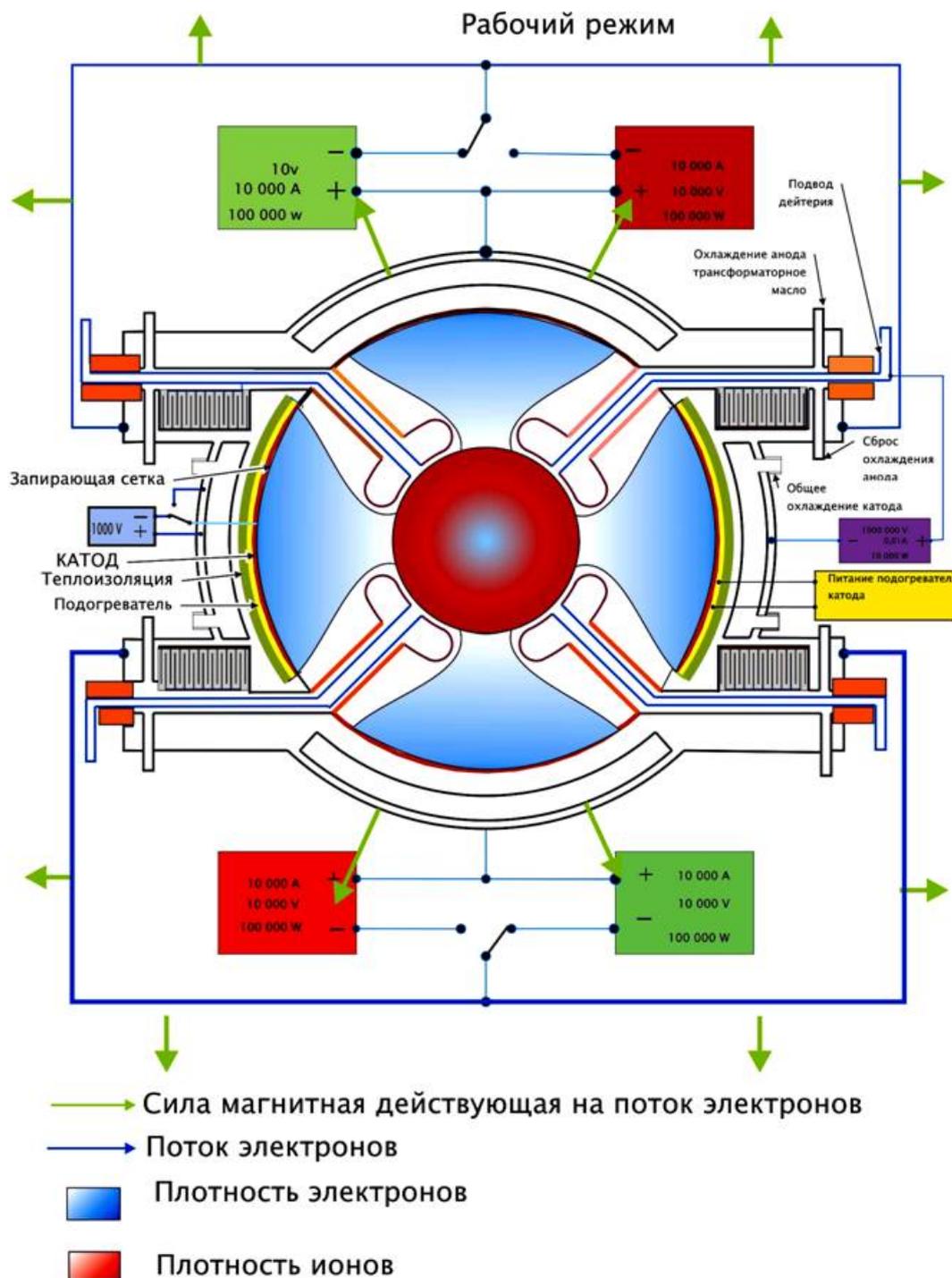


Рисунок 1.39 – Схема реактора термоядерного холодного синтеза

В горячей плазме при таком сближении ядерная реакция не пойдет, т. к. встреча ядер длится мгновение, после чего они разлетаются. Но в мезомолекуле дейтерий и тритий постоянно находятся на таком расстоянии и могут, «почувствовав» друг друга, с заметной вероятностью осуществить туннельный переход, вступив в DT -реакцию. Образуются ядро гелия и нейтрон, выделится энергия синтеза, а мюон, ставший вновь свободным, может сесть на орбиту соседнего атома, заменив в нем электрон. Все повторится – произойдет новое сближение ядер и новая реакция синтеза. Отрицательный мюон выступает здесь в роли активного посредника, сводящего вместе дейтерий и тритий. Он – ядерный катализатор. Оказывается, за время своей короткой жизни (2 мкс) мюон успевает осуществить до ста DT -реакций. Схема реактора термоядерного холодного синтеза представлен на рисунке 1.39.

Способ нуждается в интенсивных потоках мюонов, получаемых на ускорителях во взаимодействии энергичных протонов с ядрами, и как в любом методе, необходимо условие положительного выхода энергии.

Сейчас идет борьба за энергетическую цену одного мюона, и если она окажется меньше суммарного выхода реакций синтеза, мюон-катализ будет включен в реестр конкурирующих путей управляемого термоядерного синтеза.

1.4. Контрольные вопросы к Разделу 1

1. Назовите четыре основных источника ядерной энергии.
2. Какие две принципиальные возможности получения ядерной энергии разработаны в настоящее время?
3. Какая энергия высвободится при синтезе ядра гелия и двух ядер дейтерия?
4. Какая энергия высвободится при делении ядра урана ^{235}U на пару осколков ядра?
5. Что такое термоядерная реакция?
6. Дайте определение ядерному синтезу.
7. Что принято характеризовать сечением реакции, σ .
8. Какую температуру должна достигать реакция смеси DT при энергии частиц около 80 кэВ?
9. Что такое критерий Лоусона, и его численное значение для термоядерного реактора на смеси DT ?
10. На какие два класса можно разделить все изобретенные за 50 лет устройства УТС?
11. Приведите группу реакций водородного цикла, в чем их особенность?
12. В чем ограниченность УТС на основе DT -цикла?
13. В чем основные преимущества DD -реакции?
14. Особенность УТС на основе $D\ ^3\text{He}$ -реакции?

15. Безнейтронные реакции смеси водорода и бора. Особенность получения электроэнергии при прямом преобразовании энергии заряженных частиц в электрическую энергию?
16. Приведите классификацию УТС по способу удержания плазмы?
17. Приведите классификацию УТС по условиям нагрева плазмы, ввода в плазму дополнительной мощности и инициирования термоядерной реакции?
18. Что представляют собой системы ТОКАМАК?
19. Какой тип реактора представляют стеллараторы?
20. Какими преимуществами обладают открытые ловушки рядом по отношению к другим системам удержания?
21. Что такое магнитные ловушки Галатея? Их преимущества?
22. В чем особенность инерциального управляемого термоядерного синтеза?
23. Что такое коэффициент Тройона и чем он определяется?
24. Что такое явление «срыв плазмы» в ТОКАМАКе?
25. Что такое скейлинги и, и как их используют при предварительном проектировании ТОКАМАК?
26. Принцип работы установок инерционного термоядерного синтеза (ИТС)?
27. Приведите различные варианты ИТС?

РАЗДЕЛ 2. ГИБРИДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР

2.1. Процессы в гибридном термоядерном реакторе

Термоядерные реакторы, в которых, кроме реакции синтеза легких ядер, происходит деление тяжелых изотопов и накопление искусственного ядерного топлива, называются *гибридными*.

Осуществление реакции:



сопровождается выходом нейтронов. Вероятность деления изотопа ${}^{238}_{92}U$ нейтронами при $E_n = 14,06 \text{ МэВ}$ очень велика, что позволяет получить большие абсолютные значения теплового потока в урановой зоне blankets, охватывающего разрядную камеру термоядерного реактора.

Источники быстрых нейтронов также дают возможность использовать в качестве топлива сырьевые уран-238 и торий-232

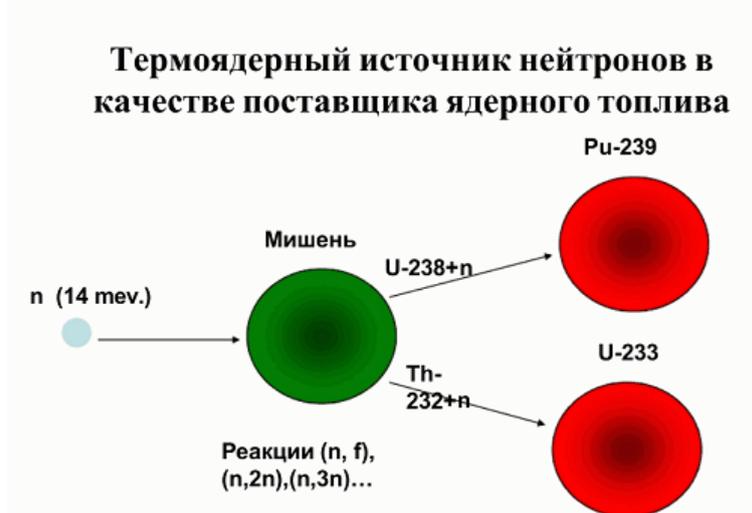
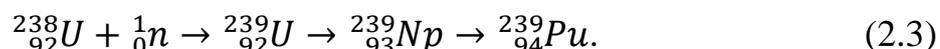


Рисунок 2.1 – Термоядерный синтез для атомной энергетики

Выгорание изотопа ${}^{238}_{92}U$ (в естественном или отвалном виде) происходит по схеме реакций $(n, 2n)$; $(n, 3n)$ или $(n, 4n)$. Часть нейтронов поглощается в литиевой зоне blankets для образования трития согласно:



Необходимого для подпитки термоядерного реактора топливом. Поглощение добавочного числа замедленных нейтронов изотопами ${}^{238}_{92}U$ приводит к образованию искусственных изотопов ядерного топлива ${}^{239}_{94}Pu$ для обычных реакторов деления:



Гибридный реактор синтеза – деления представляет собой двухкаскадный усилитель мощности:

- мощность, подведенная для подогрева плазмы и инициирования реакции синтеза усиливается в разрядной камере с коэффициентом усиления $Q_{пл}$ (первая ступень);

- мощность, уносимая нейтронами за пределы разрядной камеры, усиливается в бланкете при коэффициенте усиления в бланкете $Q_{бл}$.

Рассмотрим общую схему термоядерного реактора с магнитным удержанием. На рисунке 2.2 изображена схема реакторной части, а на рисунке 2.3 – блок-схема инфраструктуры внешних элементов. Основные технические элементы являются общими для всех реакторов синтеза с магнитным удержанием плазмы.

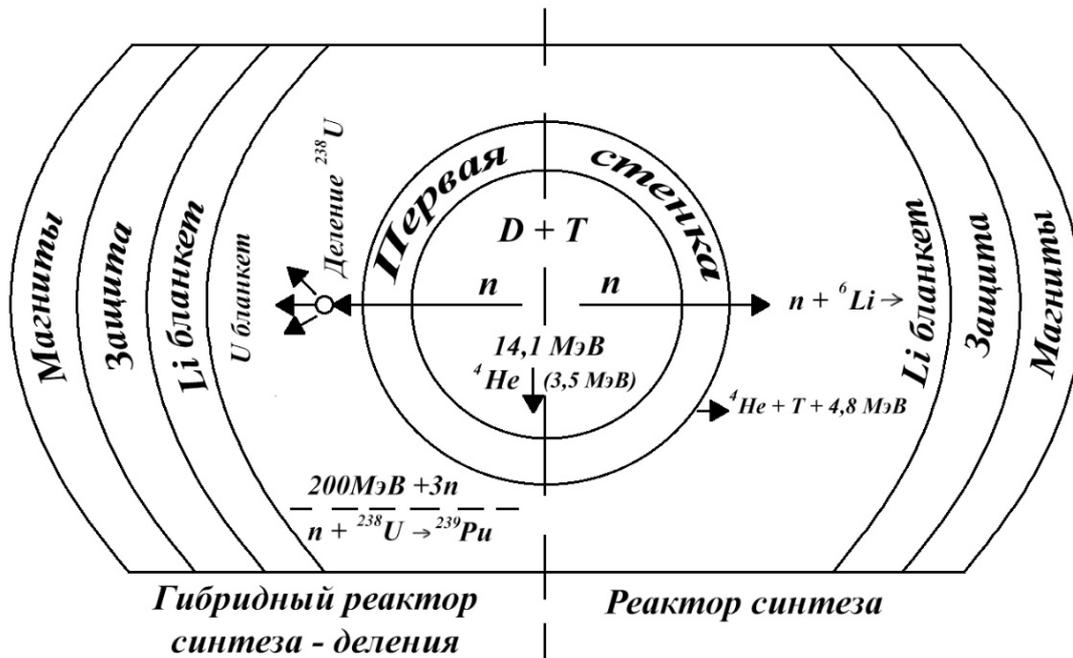


Рисунок 2.2 – Схема реакторной части термоядерного реактора с магнитным удержанием

Основной круг технических вопросов, которые необходимо решить при конструировании D -реактора, связан с определением поведения материалов реактора при интенсивном облучении потоком нейтронов с энергией $14,1 \text{ МэВ}$. Следовательно, конструкция такого реактора должна существенно отличаться от конструкции реактора, в котором энергия выделяется в основном в форме кинетической энергии заряженных продуктов реакции (например, $D^3\text{He}$ -реакции).

DT -реактор должен преобразовывать кинетическую энергию нейтронов в полезную энергию и воспроизводить тритий, необходимый для реактора. Кроме того, в D -реакторе (как в любом другом) должен быть обеспечен нагрев термоядерного топлива до высокой температуры и удержание плазмы в течение времени, представляющем интерес с экономической точки зрения. Одновременное удовлетворение этих требований представляет собой сложную инженерную задачу.

Гибридный термоядерный реактор предназначен главным образом для наработки искусственного ядерного топлива для реакторов деления на тепловых и быстрых нейтронах, поэтому гибридная термоядерная электростанция не является альтернативой электростанциям с реакторами деления.

Как известно из раздела 1.3.1, в настоящее время наиболее изучены термоядерные реакторы с магнитным удержанием плазмы – ТОКАМАКИ. Геометрические характеристики поперечного сечения реактора с *D*-образной разрядной камерой показаны на рисунке 2.4.

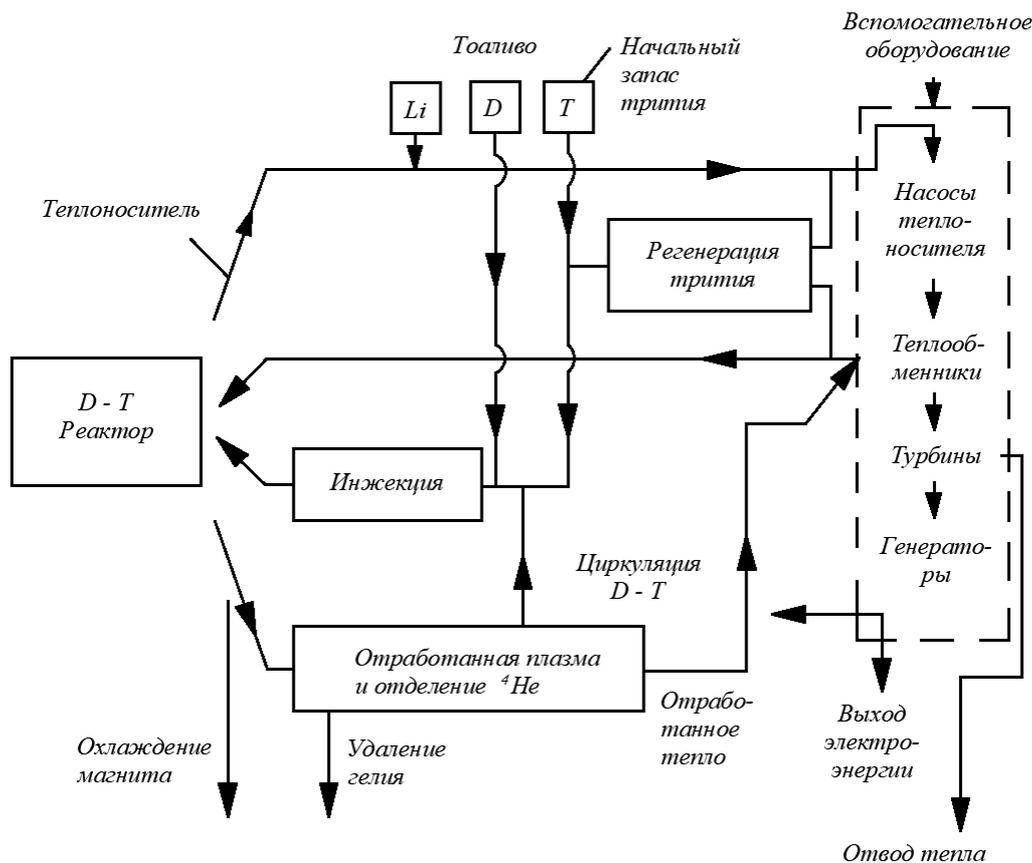


Рисунок 2.3 – Блок-схема инфраструктуры внешних элементов термоядерного реактора с магнитным удержанием

Элементы конструкции разрядной камеры, обращенные поверхностью к плазме, называются *первой стенкой*. Корпускулярные потоки на первую стенку вызывают радиационные повреждения конструкционных материалов. В результате взаимодействия потока частиц из плазмы с конструкционным материалом происходит распыление атомов поверхности первой стенки. Эти атомы переходят в плазму, ионизируются и увеличивают потери с тормозным излучением.

Плотность потоков частиц на первую стенку уменьшается за счет специальных устройств – диверторов, предназначение которых подробно рассмотрено в параграфе 1.3.1 (рисунок 2.5).

Квадрупольные магнитные поля, формирующие D-образное сечения плазменного шнура, и токи, расположенные симметрично относительно эквивалентного сечения реактора диверторных отмоток, образуют естественную сепаратрису³ полоидального поля с двумя (одной) симметричными нулевыми точками.

Поток заряженных частиц, набегающих на первую стенку, отводится сепаратрисой – магнитной силовой линией особой конфигурации – в диверторную камеру и высаживается на контактных устройствах (пластинах, жидких пленках, каплях, газовых струях). Дивертор также выполняет задачу по очистке плазмы от примесей.

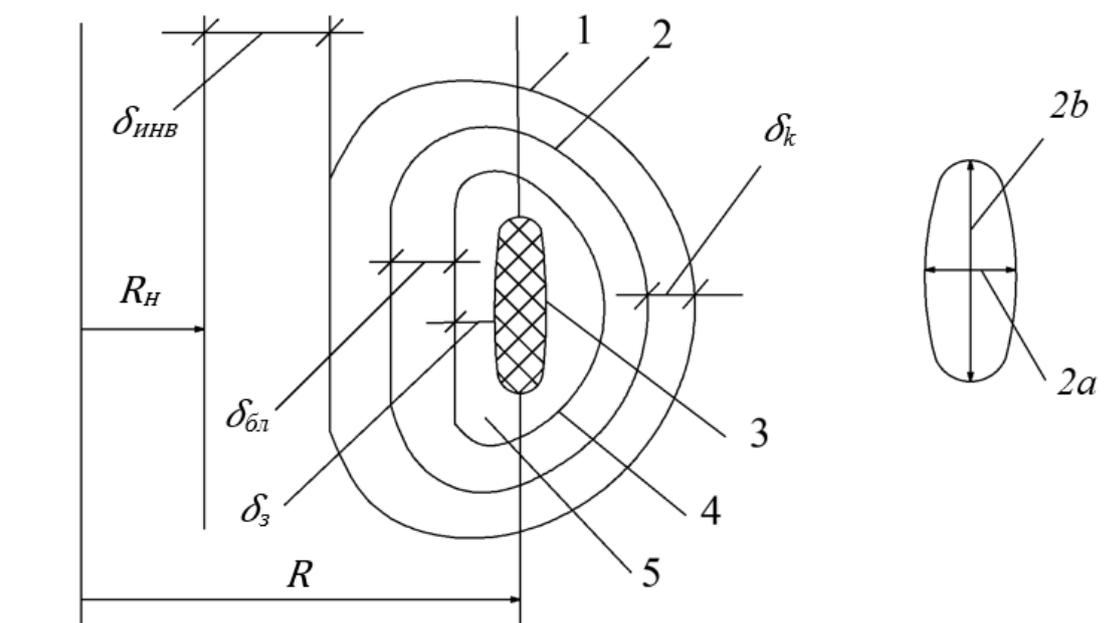


Рисунок 2.4 – Геометрические характеристики реактора ТОКАМАК:
 1 – катушка тороидального магнитного поля; 2 – бланкет с радиационной защитой; 3 – плазма; 4 – первая стенка; 5 – вакуумный термоизоляционный зазор; δ_k – толщина катушки тороидального магнитного поля; δ_{bl} – толщина бланкета; a – малый; b – большой радиусы сечения плазменного шнура; δ_z – толщина вакуумного зазора; R – большой радиус плазменного тора; R_m – полутолщина магнитопровода; $\delta_{инд}$ – толщина обмотки индуктора

Дополнительный нагрев плазмы и инициирование термоядерной реакции производится инжектором, который состоит из ускорителя и фиксирующих устройств, устройства для нейтрализации быстрых ядер дейтерия и сепаратора не нейтрализовавшихся частиц. Инжекция на базе отрицательных ионов более эффективна. Дополнительный нагрев плазмы, инициирование реакции синтеза

³Сепаратрисы – разновидность фазовых траекторий, разделяющие области фазовых портретов с разным характером фазовых траекторий. В линейных системах сепаратрисы присутствуют в фазовых портретах типа «седло» и представляют собой прямые линии. В нелинейной системе, кроме седла, могут существовать и другие особые точки, а сепаратрисы имеют произвольную форму.

и поддержание этой реакции в период паузы возможны также с помощью генераторов высокочастотных магнитных полей.

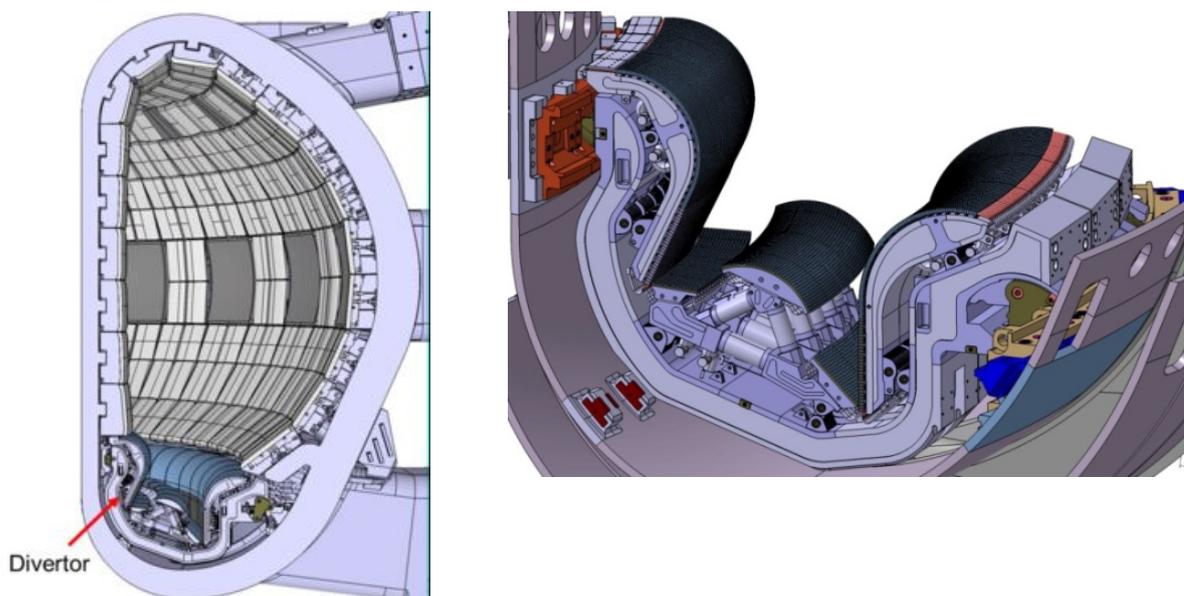


Рисунок 2.5 – Дивертор ТОКАМАК

Вакуумный комплекс термоядерного реактора обеспечивает:

- откачку газов в период рабочего импульса при соблюдении условий динамического равновесия между потоком инжектируемых быстрых нейтральных атомов дейтерия и потоком газов, выводимых из плазмы;
- откачку газов из разрядной камеры в период энергетической паузы;
- рабочий режим инжекторов электронейтральных атомов дейтерия и устройств дополнительного подогрева плазмы.

2.2. Оценка основных параметров гибридного ТОКАМАКА

Исходными величинами при оценке характеристик гибридного термоядерного реактора являются следующие варьируемые независимые переменные:

Геометрические: a – малый радиус сечения плазменного шнура; b – большой радиус сечения плазменного шнура; R – большой радиус плазменного тора; δ_k – толщина катушки тороидального магнитного поля; $\delta_{див}$ – толщина дивертора; $\delta_{бл}$ – толщина blankets; δ_3 – толщина вакуумного зазора.

$$A = a/R; \chi = b/a; \quad (2.4)$$

$$S_{ст} = 2\pi^2[(a + \delta_3) + (b + \delta_3)]R; \quad (2.5)$$

$$V_{пл} = 2\pi^2 abR. \quad (2.6)$$

Плазменные: $I_{\text{пл}}$ – ток; Z – заряд ядра в примеси; $dI_{\text{пл}}/dt$ – скорость нарастания тока плазмы в начальный период; $\Delta\tau_0$ – продолжительность начального периода; τ_c – корпускулярное время жизни плазмы; τ_α – продолжительность жизни α -частиц в плазме.

Электромагнитные: B_K – индукция магнитного поля на поверхности сверхпроводящей катушки тороидального магнитного поля; $B_{\text{инд}}$ – индукция магнитного поля, создаваемого индуктором.

Искомые величинами являются: $T_{\text{пл}}, n_i, n_d, n_t, n_\alpha, \overline{n_d}, \overline{n_\alpha}, B_{\text{тор}}, \tau_{\text{имп}}, W, Q_{\text{пл}}, Q_{\text{бл}}, \varphi_{\text{п}}$ – удельный поток термоядерных нейтронов на первую стенку.

Оценки абсолютных значений искомых величин для гибридного термоядерного реактора производятся при решении системы уравнений с допущениями и ограничениями, соответствующими «нуль-мерной» модели расчета.

Условие квазинейтральности (равенства суммарных зарядов противоположно заряженных частиц):

$$n_e = n_a + n_t + 2n_\alpha + Zn_z = n_d(1 + \varepsilon_t + \varepsilon_\alpha) \frac{Z-1}{Z-Z_{\text{эф}}}, \quad (2.7)$$

где n_z – число ядер примеси с зарядовым числом Z в 1 см^3 плазмы;

$$Z_{\text{эф}} = (n_d + n_t + Z^2 n_z)/n_e; \quad \varepsilon_t = n_t/n_d; \quad \varepsilon_\alpha = 2n_\alpha/n_d; \quad n_z = n_e \frac{Z_{\text{эф}}}{(Z-1)Z}.$$

Условие баланса частиц в плазме:

$$\begin{cases} \tau_c = \tau_\alpha \\ \frac{d(n_a)}{d\tau} + \frac{n_d}{\tau_d} = \frac{I_{\text{ин}}}{V_{\text{пл}}} - \frac{W_\alpha}{kE_\alpha} \\ \frac{d(n_\alpha)}{d\tau} + \frac{n_\alpha}{\tau_\alpha} = \frac{W_\alpha}{kE_\alpha} \\ \frac{d(\overline{n_a})}{d\tau} + \frac{\overline{n_\alpha}}{\tau_\alpha} = \frac{I_{\text{ин}}}{V_{\text{пл}}} \end{cases}, \quad (2.8)$$

где τ_d – время торможения быстрого дейтрона в плазме:

$$\begin{cases} \tau_d = 8 \cdot 10^{17} \frac{T^{3/2}}{n_e} \ln \left[1 + \left(\frac{E_{\text{ин}}}{v_*} \right) \right]^{3/2} \\ v_* \cong \frac{29,4}{(m)^{2/3}} T_e \\ m = 2 \frac{2 \cdot 3 \varepsilon_t + 2 \varepsilon_\alpha}{2 + 2 \varepsilon_t + \varepsilon_\alpha} \end{cases}. \quad (2.9)$$

Баланс частиц в плазме обеспечивается динамическим равновесием между инъекцией быстрых атомов дейтерия и медленного трития, с одной стороны, и отводом не прореагировавшей топливной смеси и α -частиц в дивертор, с другой.

Условие баланса мощностей:

$$\frac{3d(n_e kT)}{d\tau} + \frac{3n_e kT}{\tau_E} = W_{\text{ин}} + W_{\text{дж}} + W_\alpha - W_{\text{рад}}, \quad (2.10)$$

где k – постоянная Больцмана, $k = 1,38 \times 10^{-23}$ Дж/К;
 T – в К;
 τ – в с;
 n_e – в м^{-3} .

$$(\tau_E)^{-1} = (\tau_E^k)^{-1} + (\tau_E^r)^{-1}, \quad (2.11)$$

$$\tau_E^k = 1,1 \cdot 10^2 \frac{B_{\text{тор}}^2}{T^{3/2} A^2 q} \xi(T);$$

$\xi(T)$ – коэффициент, $\xi(T < 5 \text{ кэВ}) = 1$; $\xi(T \geq 5 \text{ кэВ}) > 1$;
 $\xi(T < 58 \cdot 10^6 \text{ К}) = 1$; $\xi(T \geq 58 \cdot 10^6 \text{ К}) > 1$;

q – коэффициент запаса устойчивости плазмы на периферии плазменного шнура: $q = 5 \frac{abB_{\text{тор}}}{R/I_{\text{пл}}}$;

$B_{\text{тор}}$ – индукция тороидального поля на оси плазмы, Тл;

τ_E^r – энергетическое время, определяемое гофрировкой тороидального магнитного поля при относительной амплитуде гофрировки, равной $(\delta_r/a) < 1 \%$; $\tau_E^r \gg \tau_E^k$;

$W_{\text{ин}}$ – мощность, вводимая в плазму инжектируемым пучком дейтерия, Вт/м³:

$$W_{\text{ин}} = k \cdot I_{\text{ин}} \cdot E_{\text{ин}} / V_{\text{пл}}, \quad (2.12)$$

где $I_{\text{ин}}$ – ток инжекции дейтронов, с⁻¹, захваченных в плазме;

$E_{\text{ин}}$ – энергия инжектируемого атома дейтерия, кэВ;

$I_{\text{пл}}$ – ток в плазме, МА;

$W_{\text{дж}}$ – потери мощности на джоулев (омический) нагрев плазмы, Вт/м³:

$$W_{\text{дж}} = 10^{11} \frac{I_{\text{пл}}^2}{\rho_{\text{пл}} a^2 b^2}; \quad (2.13)$$

$\rho_{\text{пл}}$ – электрическая проводимость плазмы, Ом⁻¹·м⁻¹:

$$\rho_{\text{пл}} = 10^7 \frac{T_e^{3/2}}{Z_{\text{эф}}}; \quad (2.14)$$

W_{α} – мощность α -частиц, выделяющаяся в термоядерных реакциях:

$$W_{\alpha} = k(n_d n_t (\sigma_{dt} v)) E_{\alpha} + f \frac{I_{\text{ин}} E_{\alpha}}{V_{\text{пл}}}; \quad (2.15)$$

$E_{\alpha} = 3,52 \cdot 10^3 \text{ кэВ}$; $f = f_0 \frac{n_t}{n_e}$; f_0 – вероятность события реакции быстрого дейтрона с начальной энергией $E_{\text{ин}}$ с ядром трития за время торможения:

$$f_0 = 3,1 \cdot 10^{-5} \cdot E_{\text{ин}} T^{3/2} F(E_{\text{ин}}, T_e);$$

$$F(E_{\text{ин}}, T_e) = \int_0^1 \frac{\sigma_{\text{я}}(X) X dX}{X^{3/2} + \left(14,2 \frac{T_e}{E_{\text{ин}}}\right) - 1,5 \frac{T_e}{E_{\text{ин}}} X^{1/2}};$$

$$X = E/E_{\text{ин}}; \sigma_{\text{я}}(X) = 10^{24} \sigma_{dt}(E).$$

Предполагается, что вся энергия α -частиц идет на нагрев плазмы.

Потери мощности с радиационным излучением плазмы

$$W_{\text{рад}} = W_{\text{т.и}} + W_{\text{п}} + W_{\text{ц.и}}, \quad (2.16)$$

где $W_{\text{т.и}}$ – потери мощности, обусловленные тормозным излучением плазмы, Вт/м³:

$$W_{\text{т.и}} = 5,35 \cdot 10^{-37} n_e^2 T_e^{1/2}; \quad (2.17)$$

$W_{\text{п}}$ – потери мощности с излучением, обусловленные примесями плазмы, Вт/м³:

$$W_{\text{п}} = n_e n_z \frac{6,6 \cdot 10^{-35} Z^4}{1 + 8,5 \cdot 10^{-3} Z^2}, \quad (2.18)$$

$W_{\text{ц.и}}$ – потери мощности с циклотронным излучением, Вт/м³:

$$W_{\text{ц.и}} = 4 \cdot 10^{20} n_e B_{\text{тор}} T_e^{5/2} \times \sqrt{\left(1 + \frac{22,6a}{R\sqrt{T_e}}\right) \frac{B_{\text{тор}} \cdot 10^{18}}{n_e a}}. \quad (2.19)$$

Условие равновесия:

$$2n_e kT(1 + \Gamma) = \beta_0 \frac{10^7 B}{8\pi q^2 A}, \quad (2.20)$$

где $\Gamma = \frac{\overline{n_d \cdot \overline{E}} + n_\alpha \overline{E}_\alpha}{3n_e T}$;

\overline{E} , \overline{E}_α – средняя энергия быстрых дейтронов и α -частиц: $\overline{E} = E_{\text{ин}}/2$;

$\overline{E}_\alpha = E_\alpha/2$;

$n_\alpha = \overline{\tau}_\alpha W_\alpha / k E_\alpha$;

$\overline{\tau}_\alpha = 2\tau_d$;

$\overline{\tau}_\alpha$ – время кулоновского торможения α -частиц в плазме;

β_0 – параметр, характеризующий предельное давление плазмы:

$$\beta_0 \leq \frac{b R}{a a}.$$

Индукция тороидального магнитного поля, Тл:

$$B_{\text{тор}} = B_k \left(1 - \frac{a}{k} - \frac{\delta_{\text{див}}}{R} - \frac{\delta_{\text{бл}}}{R}\right). \quad (2.21)$$

Выражение для оценки продолжительности рабочего импульса, с:

$$\tau_{\text{имп}} = \frac{\Delta\Phi_{\text{имп}}}{2\pi R (J/\rho_{\text{эф}})}. \quad (2.22)$$

где $\Delta\Phi$ – магнитный поток, В·с:

$$\left. \begin{aligned} \Delta\Phi &= 2\pi R^2 \times \left(1 - \frac{a}{R} - \frac{\delta_{\text{див}}}{R} - \frac{\delta_{\text{бл}}}{R} - \frac{\delta_k}{R}\right) \cdot B_{\text{инд}} \\ \Delta\Phi &= \Delta\Phi_0 + \Delta\Phi_{\text{имп}} \end{aligned} \right\}; \quad (2.23)$$

где $\Delta\Phi_0$, $\Delta\Phi_{\text{имп}}$ – расход магнитного потока на начальный разогрев и рабочий импульс плазмы;

$\rho_{\text{эф}}$ – проводимость плазмы с учетом $Z_{\text{эф}}$, Ом⁻¹·м⁻¹:

$$\rho_{\text{эф}} = 10^7 \frac{T_e^{3/2}}{Z_{\text{эф}}};$$

J – плотность тока разряда, А/м².

Поток нейтронов на первую стенку:

$$\varphi_n = \frac{W_\alpha}{kE_\alpha S_{ст}}. \quad (2.24)$$

Для инициирования реакции пробоя в газе необходимо создать по контуру тока электрическое поле напряженностью $E_{эл} \approx 0,5$ В/см и скорость нарастания тока плазмы $dI_{пл}/d\tau = 10^7$ А/с:

$$\Delta\Phi_0 = 0,2LI_{пл},$$

где L – полная индуктивность плазменного шнура, Гн:

$$L = 4\pi R \left(\ln \frac{20R}{a+b} - 1,75 \right).$$

Полная термоядерная мощность реактора:

$$W = W_\alpha W_{пл} \frac{E_{синт}}{E_{ин}}. \quad (2.25)$$

Решение системы (2.7) ÷ (2.25) дает возможность вычислить температуру плазмы:

$$T_{пл} = \frac{E_{ин}}{3(1+n_t/n_d)} \frac{\tau_E}{\tau_c}; \quad (2.26)$$

$$\tau_E = 0,02e^2 \frac{B_{top} \cdot R^3}{\left(\frac{3}{2}T\right)^{3/2} A^2 q} \xi(T). \quad (2.27)$$

Коэффициент усиления мощности в плазме:

$$Q_{пл} = \frac{n_t/n_d}{(1+n_t/n_d)} (f_0 + n_e \tau_c \langle \sigma_{dt} v \rangle) \times \frac{E_{синт}}{E_{ин}}.$$

При $E_{ин} = 400$ кЭв, $T_e = 12$ кЭв:

$$\xi(T) = 4; f_0 = 4,1 \cdot 10^{-2}; \langle \sigma_{dt} v \rangle = 1,7 \cdot 10^{-16} \text{ см}^2/\text{с}.$$

Ток в плазме приближенно можно оценить по формуле:

$$I_{пл} = \beta_\varphi (\pi ab) / 2\pi R. \quad (2.28)$$

Эквивалентный ток $I_{ин}$, экв кА, инжектируемых атомов дейтерия, вычисляется по формуле:

$$I_{ин} = \frac{nV_{пл}}{\tau_c(1+n_t/n_e)} \cdot 10^6. \quad (2.29)$$

Мощность, вводимая инжектируемым дейтерием $W_{ин}$, МВт:

$$W_{ин} = 1,6 \cdot 10^{-19} I_{ин} E_{ин}. \quad (2.30)$$

Плотность потока нейтронов DT -синтеза, см⁻²·с⁻¹, на первую стенку можно оценить:

$$\varphi_n = \frac{n_t/n_d}{(1+n_t/n_d)} \left(\frac{f_0}{n\tau_c} + \langle \sigma_{dt} v \rangle \right) \frac{n^2 V_{пл}}{S_{ст}}. \quad (2.31)$$

Коэффициент усиления мощности в урановой зоне blankets:

$$Q_{бл} = E_{бл} / E_{синт},$$

где $E_{\text{бл}}$ – энергия, выделяемая при делении термоядерным нейтроном ^{235}U (в зависимости от доли потока нейтронов, участвующих в делении ^{238}U , $Q_{\text{бл}}$ лежит в пределах $8 \div 12$).

Полная тепловая мощность гибридного термоядерного реактора:

$$W = W_{\text{ин}} \cdot Q_{\text{пл}} \cdot Q_{\text{бл}}. \quad (2.32)$$

При $a = 1,5\text{ м}$, $b = 3\text{ м}$, $R = 6\text{ м}$, $\delta_3 = 0,2\text{ м}$, $B_{\text{тор}} = 6\text{ Тл}$, $q = 3$, $E_{\text{ин}} = 400\text{ кэВ}$, $n = 8 \cdot 10^{-13}\text{ см}^{-3}$, $\beta_\phi = 9$ и в предположении, что корпускулярное время жизни примерно втрое превышает энергетическое время ($\tau_c = 3\tau_E$), вычисления по формулам (2.7)÷(2.32) дают:

$$I_{\text{пл}} = 3,4\text{ МА}; \varphi_{\text{п}} = 5 \cdot 10^{13}\text{ быстрых нейтронов на } 1\text{ см}^2\text{ в } 1\text{ с};$$

$$W_{\text{ин}} = 400\text{ МВт}; W_{\text{пл}} = 800\text{ МВт}; Q_{\text{пл}} = 2; Q_{\text{бл}} = 8; W = 6400\text{ МВт}.$$

Характеристики некоторых проектов гибридных термоядерных реакторов даны в таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Сравнительные характеристики проектов гибридных термоядерных реакторов

Параметр	Реакторы			
	ГТРТ	«Старфайер»	«ИНТОР»	Опытный термоядерный реактор ОТР
Большой радиус плазмы R , м	6,4	7,7	5,0	6,2
Малый радиус плазмы a , м	1,5	2,14	1,2	1,5
Коэффициент вытянутости плазмы по вертикали, χ	2	1,6	1,6	1,5
Магнитное поле на оси плазмы $B_{\text{тор}}$, Тл	6,0	5,8	5,5	5,8
Магнитное поле на ОТП B_k , Тл	12,0	11,1	11	11
Ток плазмы $I_{\text{пл}}$, МА	4,0	10,1	8,0	8,1
Продолжительность рабочего импульса $\tau_{\text{имп}}$, с	900	Стационарный режим	150	600
Пауза $\tau_{\text{п}}$, с	50	0	45	60
Средняя плотность плазмы n , см^{-3}	$6 \cdot 10^{13}$	$8 \cdot 10^{13}$	$1,4 \cdot 10^{14}$	$1,4 \cdot 10^{14}$
Параметр удержания $p \cdot a^2$, $\text{кэВ} \cdot \text{см}^2$	$6 \cdot 10^{13}$	$2,9 \cdot 10^{14}$	$2 \cdot 10^{14}$	$2,5 \cdot 10^{14}$
Мощность инъекции $W_{\text{ин}}$, МВт	200	ВЧ-нагрев, 90	ВЧ-нагрев, 50	ВЧ-нагрев, 60

Параметр	Реакторы			
	ГТРТ	«Старфайер»	«ИНТОР»	Опытный термоядерный реактор ОТР
Энергия инжектируемых дейтронов $(E_d)_{ин}$, кэВ	500	-	-	-
Коэффициент усиления мощности в плазме $Q_{пл}$	4,4	-	-	-
То же в урановой зоне blankets $Q_{бл}$	8	-	-	-
Материал ОТП (сверхпроводники, матрица)	-	Nb ₃ Sn/NbTi Cu/нержавеющая сталь	-	Nb ₃ Sn/NbTi Cu/нержавеющая сталь
Полная тепловая мощность W , МВт	6650	4000	620	650
Наработка плутония, т/год	4,2	Нет	-	Опытная проверка
Капитальные вложения, млн \$	930	2400	-	-

Примечание: Концептуальные проекты ГТРТ (РФ), «Старфайер» (США), установки физической демонстрации УТС – «ИНТОР» (МАГАТЭ) и опытный термоядерный реактор ОТР (РФ).

2.3. Принципиальная схема гибридной термоядерной электростанции

Основные системы гибридной термоядерной электростанции с реактором-ТОКАМАКом (ГТЭСТ) и их взаимосвязь показаны на рисунке 2.6. Она включает в себя: 1 – разрядную камеру, в которой осуществляется нагрев плазмы и реакция синтеза; 2 – сверхпроводящую электромагнитную систему, обеспечивающую образование плазмы с помощью вихревого электрического поля, удерживания этой плазмы в вакуумном объеме, теплоизоляцию ее стенок, а также создающую диверторную конфигурацию магнитного поля; 3 – blanket, окружающий вакуумную камеру и состоящий из вакуумной стенки (3а) и зон преобразования нейтронной энергии в теплоту (3б), воспроизводства ядерного топлива (3в) и радиационной защиты (3г); 4 – систему питания сверхпроводящих магнитных обмоток; 5 – систему извлечения трития (5а), подготовки (5б) и инъекции (5в) вещества; 6 – вакуумную систему, поддерживающую необходимый вакуум в вакуумной камере (6а), инжекторах (6б) и криостатах сверхпроводящих электромагнитных обмоток (6в); 7 – криогенную систему, обеспечивающую необходимым количеством хладагента сверхпроводящие электромагнитные системы, криопанели инжекторов нейтральных атомов в вакуумные системы, а также другие устройства, работающие при криогенных температурах;

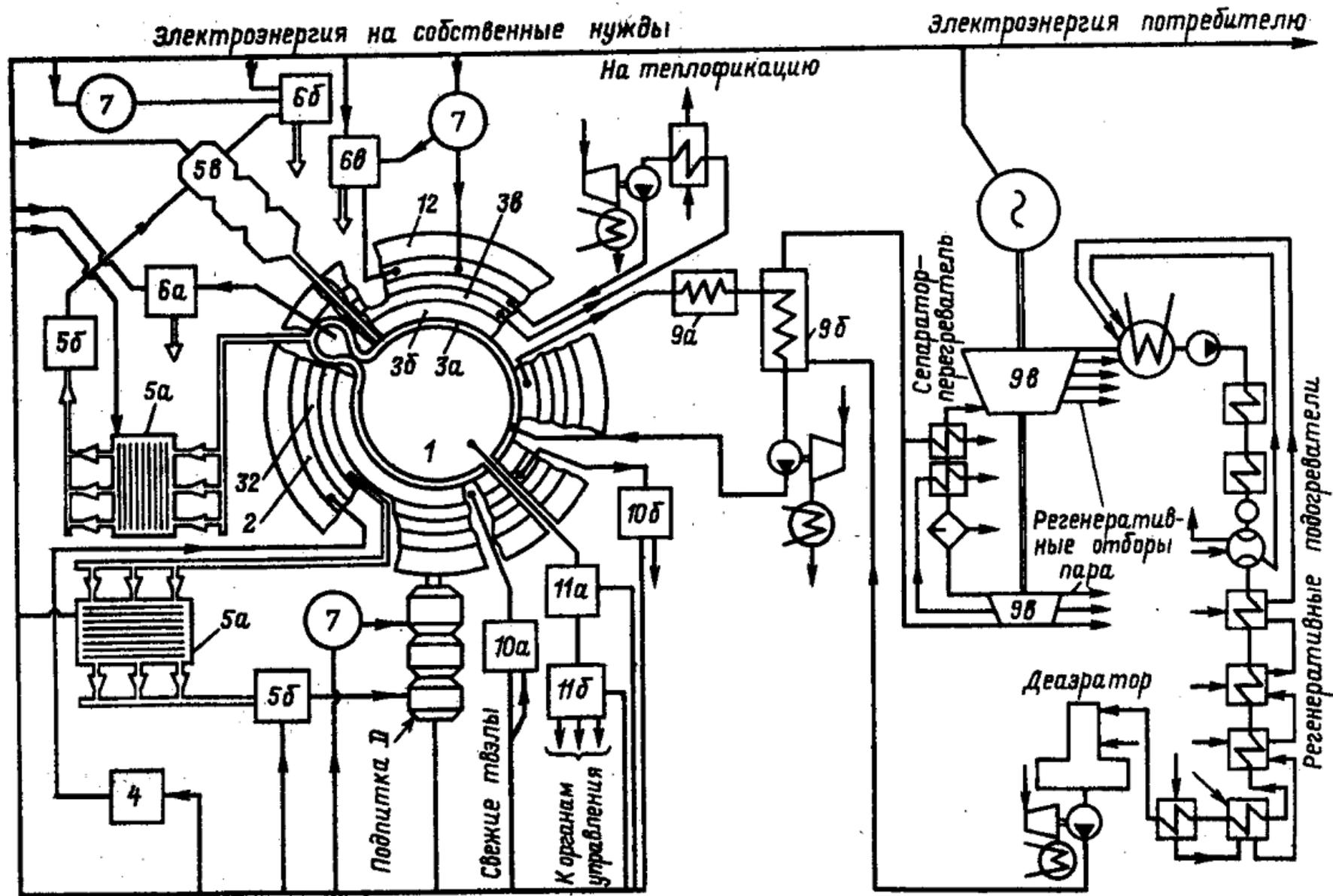


Рисунок 2.6 – Структурная схема гибридной термоядерной электростанции

8 – систему инъекции нейтральных атомов, осуществляющую нагрев плазмы до температуры 12 кэВ (по условиям зажигания); 9 – систему преобразования теплоты в электрическую энергию, включая тепловые аккумуляторы (9а), парогенераторы (9б), турбины (9в), электрогенератор (9г) и другое оборудование; 10 – систему загрузки (10а) и извлечения (10б) ядерного топлива; 11 – систему управления, контроля и защиты, которая используя набор ЭВМ различных уровней (11б), вместе с устройствами диагностики (11а) обеспечивает управление всеми технологическими системами электростанции; 12 – биологическую защиту, предотвращающую проникновение различного рода излучений в окружающую среду. Электромагнитная система (ЭМС) гибридного термоядерного реактора состоит из обмоток: тороидального поля (ОТП), индуктора (ОИ), дивертора (ОД).

Обмотка тороидального поля (ОТП) состоит из катушек, между которыми имеется пространство для проводки каналов инъекции. Катушки ОТП имеют модифицированную D-образную форму. Индуктор гибридного термоядерного реактора включает насыщенный ферромагнитный сердечник и сверхпроводящие обмотки индуктора.

Нагрузки, создаваемые ОТП, воспринимаются силовыми опорными кольцами и передаются на стальной сердечник.

Внешний радиус центральной части ОИ до 18 м, что соответствует индукции в сердечнике $B_{\text{инд}} = 5,7$ Тл, максимальной индукции на обмотке индуктора $B_{\text{инд}}^{\text{ОИ}} = 3,6$ Тл.

Из изображенной на рисунке 2.6 структурной схемы термоядерной электростанции (ТЯЭС), основные элементы которой рассмотрены выше, в состав комплекса ТЯЭС входят: реактор, системы его технологического и инженерного обеспечения, а также здания и сооружения.

Перечислим основные структурные элементы ТЯЭС (по данным имеющихся в настоящее время отечественных и зарубежных концептуальных проектов):

1) Здания и сооружения:

- a) здание реактора с защитой;
- b) энергетический корпус с подстанцией и ЛЭП;
- c) криогенный корпус;
- d) корпус систем управления и центрального вычислительного комплекса;
- e) технологический корпус;
- f) генераторный зал;
- g) строительная база;
- h) сооружения социально-бытового назначения.

2) Криогенная система:

- a) гелиевая система;
- b) азотная система.

3) Вакуумная система:

- a) откачка вакуумной камеры;
- b) откачка средств нагрева плазмы;

- с) откачка технологических систем.
- 4) Система питания (СП):
 - а) СП обмоток тороидального поля;
 - б) СП обмоток полоидального поля;
 - с) СП нагрева плазмы;
 - д) подстанция собственных нужд и технологии;
- 5) Система нагрева плазмы:
 - а) ВЧ-нагрев;
 - б) инжекторы.
- 6) Система обеспечения топливом:
 - а) хранение и подготовка трития;
 - б) бланкет-трیتیевый контур;
 - с) плазма-трیتیевый контур;
 - д) уран-плутониевый контур;
 - е) система подготовки газов к инжекции топлива.
- 7) Система преобразования энергии:
 - а) турбогенераторный корпус;
 - б) подстанция.
- 8) Система управления и диагностики:
 - а) центральный вычислительный комплекс;
 - б) управление плазмой;
 - с) управление технологическими системами.
- 9) Система технического обеспечения:
 - а) оборудование дистанционного обслуживания;
 - б) обслуживание средств нагрева плазмы;
 - с) ремонт и обслуживание технологических систем.
- 10) Реактор:
 - а) обмотки тороидального поля;
 - б) обмотки полоидального поля;
 - с) индуктор;
 - д) вакуумная камера;
 - е) дивертор;
 - ф) бланкет и внутренняя защита;
 - г) криостат.

2.4. Проблемы конструирования термоядерных реакторов

2.4.1. Тритий

Тритий – радиоактивный изотоп водорода с массовым числом 3. Ядро трития состоит из одного протона и двух нейтронов. Период полураспада 12,26 года. Тритий – чистый β – излучатель ($E_{\beta} = 0,018$ МэВ). Тритий образуется при бомбардировке дейтерием дейтериевой или бериллиевой мишени, а также при облучении лития нейтронами. Тритий образуется в небольших количествах в атмосфере (примерно 0,1 – 0,2 атома на 1 см² земной поверхности в 1 с).

Получившийся таким образом тритий соединяется с кислородом воздуха, образуя «сверхтяжелую» воду, и выпадает на землю вместе с дождями. В природной воде содержится около 10^{-18} трития по отношению к водороду. Тритий обладает высокой летучестью и проникающей способностью, т. е. именно он определяет радиационную опасность в аварийных ситуациях и при эксплуатации термоядерного реактора.

Основные конструктивные проблемы, связанные с воспроизводством, герметизацией и извлечением трития:

1. *Воспроизводство трития*

Требование воспроизводства трития означает, что бланкет должен содержать литий. Образование трития происходит за счет ядерных реакций 6 и 7 (см. таблицу 1.1), вызванных нейтронами ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ и ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$. Кроме среды, воспроизводящей тритий, бланкет в общем случае будет состоять из конструкционных материалов, теплоносителя и замедлителя нейтронов. В некоторых конструкциях предусматривается введение бериллия для воспроизводства нейтронов с помощью реакции $(n, 2n)$. В таблице 2.2 указаны материалы, которые считаются перспективными для выполнения различных функций бланкета.

Таблица 2.2 – Материалы, перспективные для выполнения различных функций бланкета

Назначение	Материал
Воспроизводство трития	Жидкий литий Расплавы солей (Li_2BeF_4 , LiF) Керамика (Li_2O , Li_2C_2 , Li_2ZrO_3 , Li_2SO_2) Соединения алюминия (LiAl , LiAlO_2) Сплавы (Pb-Li)
Конструкционный материал	Аустенитные хромоникелиевые стали Ферритные стали Ванадиевые сплавы Аустенитные хромомарганцевые стали Алюминиевые сплавы Карбид кремния
Теплоноситель	Вода Жидкий литий Свинец Гелий Расплавы солей
Замедлитель	Воспроизводящие материалы. Графит
Размножение нейтронов	Бериллий. Свинец

Необходимо отметить, что 1) один и тот же материал может выполнять несколько функций, например, жидкий литий может служить воспроизводящей (тритий) средой, теплоносителем и замедлителем нейтронов; 2) интерес представляют как жидкие, так и твердые воспроизводящие материалы. Характеристики воспроизводства трития согласовывались с требованиями

роста воспроизводства электроэнергии (примерно $7 \div 10$ лет). Приближенная формула для времени удвоения трития имеет вид:

$$T_2 \cong \frac{1,9 \cdot 10^{-3} \cdot E_{\text{ВЫХ}}}{P_{\text{уд}}(K_T - 1)}, \quad (2.33)$$

где T_2 – время удвоения в годах;

$P_{\text{уд}}$ – удельная мощность реактора в тепловых мегаваттах на грамм заправки тритием (МВт/г заправ.тритием);

$E_{\text{ВЫХ}}$ – энергетический выход в тепловых мегаваттах-днях на грамм потребляемого трития (МВт·дн/г потр.трития);

K_T – коэффициент воспроизводства трития, т. е. число ядер трития, образующихся в blankets на каждый нейтрон синтеза или, что то же самое, на каждый акт DT -реакции.

В идеальном случае (источник 14 МэВ нейтронов в бесконечной среде из природного ${}^7\text{Li}$) нейтрон успевает до своего замедления ниже порога реакции ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)T$ вызвать в среднем 0,8 таких реакций и идеальный коэффициент воспроизводства трития в этом случае составляет $K_T = 1,9$.

Примем величину энергетического выхода ($E_{\text{ВЫХ}}$) равной 7,85 МВт·дн/г потр. трития. Эта величина получена исходя из полного выделения энергии 21,1 МэВ в одном акте DT слияния, считая, что коэффициент усиления blankets M равен 1,2. В реакторах деления $E_{\text{ВЫХ}}$ составляет около 1 МВт·дн/г потр. трития.

Значение $P_{\text{уд}}$ зависит от величины полной тритиевой заправки электростанции, которая включает: 1) плазму; 2) систему подпитки; 3) blankets и связанную с ним систему извлечения трития; 4) систему приготовления топлива; 5) систему хранения топлива; 6) конструкционные материалы этих систем. Расчет содержания трития в каждой из систем может быть выполнен только на основе конкретных конструкций. Однако можно сделать некоторые общие заключения относительно содержания трития в этих системах. Рассмотрим электростанцию на 1000 МВт электрической мощности и оценим количество содержащегося в ней трития.

1. Содержание трития в плазме не более одного грамма.

2. При электрической мощности 1000 МВт и полном КПД станции 30 % реактор будет потреблять около 0,4 кг трития в день (безвозвратно). Таким образом, система извлечения трития из blankets (включая сам blankets) должна пропускать поток трития, равный 0,4 кг/день. Содержание трития в связанной с blankets системе воспроизводства и извлечения трития изменяется в пределах $0,1 \div 10$ кг.

3. Если принять частичное выгорание топлива равным 5 %, то приток трития через систему подпитки плазмы составит около 8 кг/день. По современным требованиям, количество трития в этой системе находится в пределах $0,1 \div 4$ кг.

4. Если принять, что система приготовления топлива содержит запас трития на $1/3$ дня, то соответствующее его количество составит 0,1 кг.

5. Если система хранения трития рассчитана на 10 дней, то соответствующее его количество составит около 4 кг.

6. Для сведения к минимуму влияния трития на механические свойства конструкционных материалов концентрация трития в этих материалах не должна превышать нескольких миллионных долей. Содержание трития в этих материалах будет менее 0,1 кг.

Таким образом, общее количество трития лежит в пределах $4 \div 18$ кг, а соответствующая удельная мощность составляет $0,2 \div 0,8$ МВт/г. Примем для иллюстрации величину удельной мощности $P_{уд} = 0,5$ МВт/г. Для сравнения отметим, что ожидаемая удельная мощность бридеров деления составляет около 10^{-3} МВт на грамм делящегося вещества, т.е. требуемое количество топлива для термоядерных бридеров будет существенно меньше.

С учетом принятых значений для $P_{уд} = 0,5$ МВт/г и $E_{вых} = 7,85$ МВт·дн/г получим время удвоения трития в годах:

$$T_2 = \frac{3,0 \cdot 10^{-2}}{(K_T - 1)}. \quad (2.34)$$

Из (2.34) следует, что коэффициент воспроизводства K_T , лишь немногим превышающий единицу, дает время удвоения трития около 10 лет. На начальной стадии использования термоядерного реактора (пока будет осуществляться нехватка трития) желательно иметь время удвоения порядка 1 года. Для этого необходимо иметь значение $K_T \approx 1,1$.

Современные конструкции blankets дают расчетные значения $K_T = 1,28 \div 1,51$. В некоторых конструкциях используются добавки бериллия и обогащенного лития 6Li . Однако приведенные значения K_T могут быть завышены на 10÷20 % по сравнению с действительными из-за неточности данных о ядерных сечениях и неточности одномерной геометрической модели, использованной для расчетов. Кроме того, необходимо выполнить оптимизацию конструкции blankets для реализации условий лучшего воспроизводства трития.

2. Герметизация трития

Герметизация трития в blankets и связанных с ним системах должна удовлетворять двум основным требованиям:

- 1) выделение трития в окружающую среду при нормальных рабочих условиях должно быть как можно ниже;
- 2) конструктивные меры аварийной защиты должны гарантировать минимальное выделение трития в окружающую среду в случае аварии.

Из этих требований вытекает, что содержание трития в blankets и связанных с ним системах должно быть минимальным. Так как требования аварийной защиты далеко не исследованы, поэтому рассмотрим только герметизацию трития при нормальных рабочих условиях.

Тритий при повышенной температуре с большой скоростью проникает через большинство металлов и может диффундировать через стенки объема хранения, трубы откачки и трубы теплообменника, входящие в blanket и

связанные с ним системы. Есть два основных пути, по которым тритий при нормальных рабочих условиях может попасть в окружающую среду:

- 1) через стенки кожуха blankets и трубы откачки – в окружающую среду;
- 2) через систему теплоносителя – в контур первого цикла (сквозь стенки теплообменника).

Другими путями утечки можно пренебречь по следующим причинам:

а) элементы системы подпитки плазмы тритием в нормальных условиях будут находиться при относительно низких температурах, поэтому диффузия трития через стенки этой системы будет малой;

б) некоторая часть воспроизведенного трития может диффундировать через парную стенку blankets в реакторную камеру, однако этот тритий попадает в систему возобновления и подпитки плазмы;

в) запасы трития в системах приготовления и хранения топлива будут находиться при относительно низких температурах, т. е. скорости проникновения трития будут малы.

В настоящее время нет общепринятых норм на выделение трития в окружающую среду. Некоторое представление о предельных величинах можно получить исходя из действующих норм для энергетических реакторов деления. По нормам Комиссии по атомной энергии США:

- 1) мощность дозы на границе станции не должна превышать 5 мбэр в год;
- 2) среднегодовая концентрация трития до растворения его в естественной воде не должна превышать $5 \cdot 10^{-3}$ мкКи (Кюри) на литр.

Проведем сравнение возможных потерь трития из термоядерных реакторов с нормами потерь для реакторов деления с обычной водой.

Диффузия трития через стенки blankets и трубы откачки может быть ограничена с помощью вторичного кожуха. Объем, заключенный внутри вторичного кожуха, может непрерывно продуваться, а выходящий газ – обрабатываться с целью извлечения трития. Однако некоторое количество трития будет неизбежно теряться из системы вторичного удержания. Если этот тритий рассеивается через трубу высотой примерно 30 м, то при предельно допустимой дозе 5 мбэр в год на границе станции скорость выделения трития должна составлять от 10 до 100 Ки в день в зависимости от ожидаемой степени окисления трития в процессе выделения и рассеивания и от погодных условий. Окись трития в несколько раз более опасна, чем сам тритий, поэтому необходимы точные данные о скорости его окисления. Рассмотрим снова электростанцию 1000 МВт, где проток трития через систему регенерации трития в blankets составляет примерно 0,4 кг/день или около $4 \cdot 10^6$ Ки/день. Для такого реактора скорость утечки 10 Ки/день означает, что коэффициент удержания трития должен приближаться к 99,9999 % (такая степень герметизации технически недостижима).

В большинстве предлагаемых конструкциях системы охлаждения и воспроизводства в blankets связаны так, что воспроизводимый тритий будет присутствовать в системе охлаждения и, следовательно, попасть в паровой контур. Для предотвращения этого необходимо разработать конструкцию blankets, в которой воспроизводящая и охлаждающая системы изолированы.

Если же тритий попадает в контур водяного пара, то он будет быстро замещать водород и его извлечение из слабо концентрированного раствора потребует дорогостоящей системы разделения изотопов.

3. Извлечение трития

Системы извлечения необходимы как для воспроизведенного трития, так и для трития, содержащегося в отработанной плазме.

Извлечение воспроизведенного трития

Если воспроизведенный тритий присутствует в системе охлаждения, то выбор схемы извлечения трития зависит от способности этой системы ограничивать выделение трития в паровой контур. Скорость R диффузии трития в паровой контур определяется формулой:

$$R = \frac{s \cdot P}{t} (\sqrt{p_c} - \sqrt{p_s}), \quad (2.35)$$

где s – поверхность теплообмена теплообменника теплоноситель-пар;

P – проницаемость стенок труб теплообменника;

t – толщина стенок труб теплообменника;

p_c и p_s – парциальные давления трития в теплообменнике со стороны теплоносителя и водяного пара соответственно.

У паровой части теплообменника тритий будет быстро замещать водород, поэтому значение p_s фактически равно нулю. Следовательно, максимально допустимое давление трития в теплообменнике со стороны теплоносителя будет равно:

$$p_{c.m} = (R_m t / s P)^2, \quad (2.36)$$

где R_m – максимально допустимая скорость выделения трития в паровой контур.

Параметры s и t будут определяться в основном из термодинамических и конструктивных соображений. Поэтому управляемым параметром, определяющим величину $p_{c.m}$, является проницаемость P . Проницаемость стенок труб теплообменника теплоноситель-пар может быть уменьшена в результате снижения рабочей температуры или нанесения покрытий, препятствующих проникновению трития. Величины давления трития, которые могут получаться на стороне теплоносителя, зависят от принятой схемы извлечения. Таким образом, существует ряд противоречивых факторов, к которым относятся разработка материалов и термодинамическая эффективность для каждой системы извлечения трития.

Рассматриваемые в настоящее время технические варианты систем извлечения трития из blankets в основном осуществлены, однако некоторые системы требуют дополнительных разработок и экспериментальных проверок. Кроме того, требуются дополнительные экспериментальные данные по:

- 1) проницаемости при наличии и отсутствии барьеров для диффузии при низких парциальных давлениях трития ($10^{-6} \times T_{op}$ и ниже);

- 2) коэффициентам диффузии трития в предлагаемых воспроизводящих материалах и теплоносителях при малых концентрациях;
- 3) равновесию систем тритий-литий и тритий-металлы в широком температурном диапазоне.

Извлечение трития из отработанной плазмы

Хотя воспроизводство трития и не является необходимым для топливных циклов, базирующихся на дейтерии, тем не менее, наличие трития в системе отработанной плазмы предъявляет к этим топливным циклам такие же требования в отношении извлечения трития, как топливный цикл $D - T - Li$.

В таблице 2.3 сравниваются относительные количества трития (отнесенные к выходной электрической мощности), попадающего в систему отработанной плазмы реактора на основе ЛМП (реактор с открытой магнитной системой или на основе ловушки с магнитными пробками см. параграф 1.3), в котором используется один из трех топливных циклов.

Таблица 2.3 – Относительные количества трития, отнесенные к выходной электрической мощности

	Топливный цикл		
	$D - T - Li$	$D - D - T$	$D - D - {}^3He$
Относительное содержание трития	1,0	0,31	0,02

1. Цикл $D - T - Li$ при ионной температуре 300 кэВ. Топливная смесь состоит из 60 % D и 40 % T .

2. Цикл $D - D - T$ при ионной температуре 400 кэВ. Топливная смесь состоит из 88 % D и 12 % T . Тритий не воспроизводится в blankets, а образуется в результате $D(D, H)T$ -реакции и снова вводится в плазму.

3. Цикл $D - D - {}^3He$ при ионной температуре 400 кэВ. Топливная смесь состоит из 80 % D и 20 % 3He . 3He , образованный в результате реакции $D(D, n) {}^3He$, используется повторно. Тритий, образованный в реакциях $D(D, H)T$, накапливается.

Отработанная плазма собирается либо путем вакуумной откачки, либо улавливается на пленку протекающей жидкости или на твердое тело.

«Гелиевая зола» (смесь 4He и 3He) может быть отделена несколькими способами, в том числе криогенной дистилляцией и диффузией через палладиевую мембрану. Не вполне ясно, какое количество гелиевой золы является допустимым как примесь в повторно используемом топливе. Возможно, потребуется разделение изотопов, чтобы удалить H из смеси D и T или даже отделить T от D (с помощью многокаскадной системы тонких палладиевых мембран или криогенной перегонки).

Технологические проблемы, связанные с извлечением трития из отработанной плазмы, представляются менее сложными, чем проблемы извлечения воспроизведенного трития.

2.4.2. Инжекция топлива

В ТОКАМАКАх и в ЛМП скорость утечки термоядерного топлива в $10 \div 20$ раз выше скорости его «сгорания» в реакциях синтеза. Это делает необходимым процесс его восстановления и повторного использования.

После очистки откаченной плазмы от загрязнений и от «гелиевой золы» необходимо отделить несгоревшие дейтерии и тритий, чтобы они могли быть соединены в нужных пропорциях с тритием, воспроизведенным в blankets. Такое разделение наиболее просто осуществляется путем дистилляции при криогенных температурах. Точки кипения H_2 , DH , D_2 , HT , DT и T_2 различны. Наиболее летучим является водород H_2 – его точка кипения 20,39 К, наименее летучим – T_2 с точкой кипения 25,04 К. Приемлемой чистоты можно добиться, используя перегонные колонны примерно с 60 ступенями.

Заново составленная смесь трития и дейтерия должна быть вновь инжектирована в плазму. В экспериментах с водородной плазмой это делается следующим образом: струи газа направляют на поверхность плазмы, которая поглощает его. В реакторе поглощение будет не столь эффективным: атомы газа будут ионизироваться на расстоянии не более 10 см от поверхности плазмы. При этом потребуется 10 или более систем подачи газа, каждая из которых состоит из сопла и быстродействующего клапана. Каждая такая система будет подавать струи газа в течение 50 – 100 мс.



Рисунок 2.7 – Центробежный инжектор для инъекции таблеток

Другой метод заключается в высокоскоростной инъекции замороженных таблеток топлива (Pellets). Каждая таблетка, приготовленная при температуре ниже точек замерзания дейтерия (18,73 К) и трития (20,62 К), выстреливается в плазму. Диаметр каждой таблетки от 2 до 4 мм, и она будет содержать от 10 до 15 % полного числа атомов горючего в плазме в любой момент времени. Таблетки будут ускоряться до скоростей около 2 км/с и затем инжектироваться с частотой примерно 20 таблеток в секунду.

Для инъекции может быть использован центробежный инжектор, представляющий собой пластину, вращающуюся с большой скоростью, на которой установлены две U-образные трубки (рисунок 2.7).

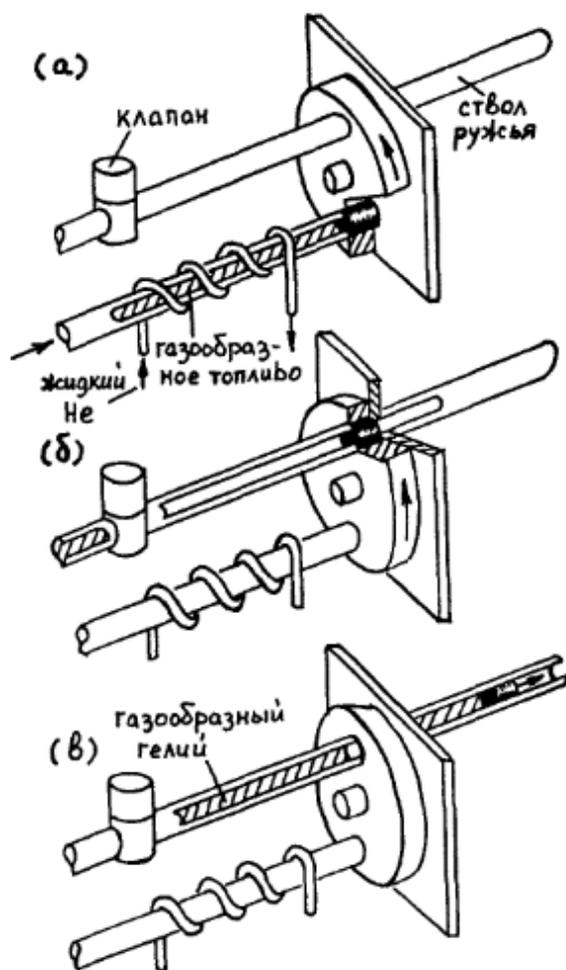


Рисунок 2.8 – Работа системы типа пневматическое ружье для инъекции таблеток топлива

Твердое топливо выталкивается в один из открытых концов U-образной трубки и при этом разрезается на таблетки. Вращение пластины ускоряет эти таблетки так, что они выходят из трубки с большой скоростью. Это устройство обеспечивает ускорение таблеток до скорости 0,29 км/с и инжектирование с частотой 150 таблеток в секунду.

Инъекция таблеток топлива может быть осуществлена с помощью системы типа пневматическое ружье, изображенной на рисунке 2.8. В этом инжекторе струя газообразного термоядерного топлива замораживается жидким гелием таким образом, что цилиндр твердого топлива попадает в отверстие, просверленное в диске (а). Диск, в котором просверлены отверстия, помещен в медный кожух, также охлаждаемый жидким гелием. Газообразное топливо застывает в каждом отверстии, а диск вращается таким образом, чтобы цилиндр оказался на одной линии с быстродействующим клапаном, расположенным на конце ствола ружья (б). Клапан открывается и пропускает поток газообразного гелия под давлением 30 атм, который уносит цилиндр топлива. Таблетки диаметром 1 мм ускоряются до скоростей 1 км/с. Характеристики этой системы могут быть улучшены, если использовать водород и длинноствольные ружья.

2.4.3. Термогидродинамика

Применение жидких металлов в качестве теплоносителей и выделение энергии на первой стенке создают ряд специфических термогидродинамических проблем.

Жидкометаллические теплоносители

Их применение в blankets систем с электромагнитным удержанием ставит ряд вопросов, связанных с магнитогидродинамическими (МГД) эффектами взаимодействия сильных магнитных полей с потоком жидких металлов. В реакторах на основе ЛМП или ТОКАМАКа эти МГД-эффекты приводят к:

- 1) потерям давления, влекущим за собой увеличение мощности насосов и рост растягивающих напряжений в конструкциях охлаждающих каналов;
- 2) подавлению турбулентности теплоносителя, которое ведет к уменьшению эффективности теплопередачи теплоносителя и к увеличению температуры стенок канала, необходимой для нагрева всей жидкости до нужной температуры.

Приближенная формула для МГД-потерь давления при использовании жидкого металла имеет вид:

$$\Delta p = const \cdot \frac{L \cdot \sigma \cdot t \cdot B_m^2 \cdot P_W}{a \cdot \Delta T}, \quad (2.37)$$

где Δp – падение давления;

L – эффективная длина пути потока теплоносителя перпендикулярно магнитному полю, рассчитанная по максимальному магнитному полю B_m ;

σ – эффективная электропроводность стенок охлаждающих каналов;

P_W – тепловая нагрузка стенок реактора (тепловой выход, отнесенный к площади первой стенки);

a – радиус охлаждающего канала;

ΔT – полное увеличение температуры всей массы теплоносителя.

Отношение мощности насосов теплоносителя P_p к тепловой мощности реактора P_t можно выразить формулой:

$$\frac{P_p}{P_t} = const \cdot \frac{f \cdot t}{a \cdot \Delta T}, \quad (2.38)$$

где $f = \Delta p \cdot a / t$ – растягивающее напряжение в теле охлаждающего канала.

Формулы (3.37) – (3.38) показывают, что МГД-потери давления и связанные с ними эффекты сильно зависят от типа конструкции.

Рассмотрим различные конструкционные возможности снижения потерь.

1. Существенное снижение эффективности электропроводности стенок охлаждающих каналов σ сильно уменьшит МГД-потери давления. Для этого на стенки охлаждающих каналов можно нанести высокоомное покрытие. Покрытие с удельным поверхностным сопротивлением, как у полупроводников

(10^{-3} - 10^{-4} Ом·см), уменьшит МГД-потери давления приблизительно на два порядка. Эти покрытия должны противостоять коррозии под действием жидкого металла при наличии интенсивной радиации.

2. Потери давления можно снизить, сводя к минимуму эффективную длину, проходимую потоком теплоносителя перпендикулярно магнитному полю L . В реакторах, охлаждаемых Li , при типичных значениях тепловой нагрузки стенок и максимального магнитного поля (1–5 МВт/м² и 8–16 Тл соответственно) максимально допустимый спад давления определяется ограничениями по ползучести металла, а не требованиями, предъявляемыми к мощности насосов.

Например, если допустимое рабочее напряжение равно половине напряжения, вызывающего ползучесть 0,2 % за 100 000 часов, то для представляющих интерес конструкционных материалов рабочее напряжение будет ограничено величиной 700–1050 кг/см². Для энергетического реактора с тепловой нагрузкой стенок 4 МВт/м² и максимальным магнитным полем 12 Тл МГД-перепад давления, соответствующий напряжению 1050 кг/см², составляет 28 кг/см² и затраты на прокачку равны примерно 0,5 % теплового выхода.

3. МГД-потери давления могут быть сильно снижены при применении особых конструкций охлаждения blankets. Одна из таких конструкций состоит из литиевого контура в blanketе реактора-ТОКАМАКа и контура с кипящим калием для отвода тепла из blanketа поперек силовых линий магнитного поля. Отличительной особенностью этой конструкции являются большие расположенные вдоль магнитного поля каналы, по которым с небольшой скоростью течет литий. В конце каналов имеются U -образные изгибы. Эти изгибы служат электромагнитными насосами постоянного тока, которые обеспечивают циркуляцию лития, когда он протекает через U -образные изгибы поперек магнитного поля. Для снижения потерь на краевые токи в области такого «насоса» используются электрически изолированные перегородки, состоящие из двух *ниобиевых* пластин, разделенных промежуточным слоем окиси алюминия. Калий вводится в blanket в жидкой фазе, а выводится в виде пара, благодаря чему обеспечиваются низкие скорости потока жидкости. МГД-потери давления в парообразной фазе пренебрежительно малы. Сильное магнитное поле не препятствует возникновению центров парообразования в калии.

Для этой конструкции МГД-потери давления составляют 0,07 кг/см² при тепловыделении на стенках 0,07 МВт/м² и максимальном магнитном поле 5 Тл.

Исследования магнитного подавления турбулентности в потоке лития показали, что в предполагаемом диапазоне рабочих параметров реакторов на базе ТОКАМАКа или ЛМП теплопередающие свойства лития могут ухудшаться в 2–10 раз. Такое уменьшение теплопередачи ограничит допустимый диапазон тепловыделения на стенки и толщину первой стенки. Для оценки этих ограничений необходимо провести дополнительные экспериментальные исследования коэффициентов теплопередачи в сильных магнитных полях.

Энерговыделение на первой стенке

Выделение энергии на первой стенке blankets обусловлено тремя причинами: 1) продуктами индуцированных нейтронами реакций и γ -лучами; 2) излучением плазмы; 3) потоками частиц из плазмы.

Величина индуцированной нейтронами компоненты зависит от конструкции blankets. Толщина первой стенки обычно равна нескольким миллиметрам и индуцированное нейтронами энерговыделение в первой стенке будет, как правило, меньше нескольких Вт/см² при нейтронном потоке через стенку 1 МВт/м².

Величина энерговыделения, обусловленная излучением и потоком частиц из плазмы, зависит от характеристик плазмы.

В таблице 2.4 приведены данные по энерговыделению на первой стенке во время горения плазмы.

В реакторе на базе ЛМП основным источником тепловыделения являются потоки частиц из плазмы, которые не попадают в прямой преобразователь энергии и теряют свою энергию на участке (примерно 10 %) площади первой стенки.

Таблица 2.4 – Данные по энерговыделению на первой стенке во время горения плазмы

Схема реактора	ЛМП	ТОКАМАК
Материал первой стенки	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь
Толщина первой стенки, см	0,1	0,4
Нейтронный поток на стенку, МВт/м ²	1,6	1,25
Временной масштаб энерговыделения	непрерывное	непрерывное
Энерговыделение, Вт/см ² :		
1) индуктированное нейтронами,	0,9	5,2
2) через излучение плазмы,	5,0	22,0
3) с потоками частиц	100,0	1,0

Это энерговыделение вызывает локальные тепловые напряжения, которые необходимо учитывать при проектировании конструктивных и теплопередающих элементов blankets. В реакторе-ТОКАМАКе основным источником энерговыделения является излучение плазмы. Тепловые напряжения в первой стенке должны учитываться при конструировании blankets, хотя величина этих напряжений, как на стадии горения, так и на стадии остывания плазмы меньше, чем в реакторе на основе ЛМП.

2.4.4. Магнитные системы

Термоядерные реакторы должны содержать магнитные системы различного назначения, в задачи которых входят удержание и нагрев плазмы, накопление энергии и управление движением заряженных частиц. Для этих целей требуются сверхпроводящие обмотки, работающие как в стационарном, так и в импульсном режимах.

К основным проблемам конструирования магнитных систем для термоядерных реакторов можно отнести следующие:

- 1) стабилизация больших сверхпроводящих катушек с сильным магнитным полем для того, чтобы не было преждевременной потери сверхпроводимости под действием постоянных и переменных полей;
- 2) сдерживание механических усилий;
- 3) защита сверхпроводящей магнитной системы в случае внезапной потери сверхпроводимости;
- 4) рефрижераторная система;
- 5) экранировка от излучений.

Рассмотрим коротко каждую из них.

Стабилизация. Важно, чтобы сверхпроводящие магниты имели стабилизацию, препятствующую преждевременной потере сверхпроводимости. Практический интерес представляют два метода стабилизации: криогенная и адиабатическая.

Принцип *криогенной стабилизации* заключается в обеспечении: а) второго низкоомного пути в токе, если сверхпроводник приобретает нормальную проводимость; б) достоверного поверхностного охлаждения для того, чтобы зона нормальной проводимости не распространялась. Эти задачи решаются путем помещения сверхпроводника внутрь матричного материала, представляющего собой хороший нормальный проводник (например, медь или алюминий), и обеспечения хорошего контакта между проводником и охлаждающим гелием. Если сверхпроводник на локальном участке станет нормально проводящим, то ток пойдет по матричному материалу, а соответствующее «джоулево тепло» будет отведено вскипевшим гелием. При этом сверхпроводник вновь остынет до сверхпроводящего состояния, и ток перейдет из матрицы обратно в сверхпроводник.

Идея *адиабатной стабилизации* заключается в использовании сверхпроводников в виде нитей, настолько тонких, чтобы любое выделение энергии, вызванное локальными изменениями магнитного поля, сказывалось недостаточным для перевода нити в состояние нормальной проводимости. В сверхпроводниках, образованных из множества таких нитей, погруженных в матрицу из нормального проводника, нити должны быть скручены так, чтобы каждая из них независимо реагировала на изменение магнитного поля. Такое устройство обеспечивает стабильность сверхпроводимости в присутствии импульсных магнитных полей.

Адиабатически стабилизированные магниты допускают большую плотность тока, чем магниты с криогенной стабилизацией; в то же время для последних меньше стоимость изготовления.

Сдерживание механических усилий. Сдерживание усилий и механическая конструкция являются главными проблемами магнитных систем с сильными полями; они по-видимому, будут ограничивающим фактором при проектировании сверхпроводящих систем для реакторов на ЛМП и ТОКАМАКов. Величины возникающих сил можно проиллюстрировать следующими примерами:

1. В системе обмоток типа «инь-ян» (при максимальном поле примерно 16 Тл и размерах примерно 10 м) сила, действующая нормально широкому торцу каждой катушки, равна примерно 10^8 кг на метр длины обмотки, что дает общую силу, действующую на весь торец, около 3×10^9 кг.

2. В системе тороидального поля реактора-ТОКАМАКа действуют большие силы, стремящиеся сместить каждую катушку к центру тора. Для обмотки, состоящей из 40 катушек кругового сечения с малым диаметром 11 м и большим радиусом тора 10,5 м, при максимальном поле 8 Тл радиальная сила составляет около 10^7 кг на катушку и около $3,6 \times 10^8$ кг на всю обмотку; при максимальном поле 15 Тл – $0,5 \cdot 10^8$ кг на одну катушку и около $1,8 \times 10^9$ кг на всю обмотку.

Защита магнитной системы. Энергия, запасенная в системе сверхпроводящих обмоток термоядерного реактора, может достигать 10^{11} Дж (например, реактор ITER – $4,23 \times 10^{10}$ Дж). При нормальном переходном процессе запасенная энергия должна диссипировать, не вызывая повреждений магнитной системы. Предпочтительным способом диссипации запасенной энергии является использование активной нагрузки, вынесенной за пределы криогенных элементов. С помощью активного сопротивления можно диссипировать до 99 % запасенной энергии. Однако даже 1 % запасенной энергии достаточно, чтобы испарить гелий в дьюарах, что приведет к быстрому большому повышению давления. Такая особенность должна быть предусмотрена в конструкции криостата.

Рефрижераторная система. Энергетическое потребление рефрижераторных систем для сверхпроводящих магнитов, удерживающих плазму в реакторах на ЛМП, и в реакторах на основе ТОКАМАКа (для удержания и управления) может изменяться от 10 до примерно 300 кВт тепловой мощности в зависимости от типа реактора.

Наиболее важными характеристиками рефрижераторных систем являются эффективность (КПД) и капитальные затраты, они определяются криогенной температурой и мощностью агрегата. Расчеты этих характеристик показывают, что агрегаты мощностью 1 кВт_t, работающие при температуре $4 \div 5$ К, обеспечивают для реакторов с рефрижераторными нагрузками около 10 кВт_t приемлемые расходы мощности и капитальные затраты. Для реакторов с рефрижераторными нагрузками около 100 кВт_t требуется разработка сверхпроводящих материалов, работающих при температуре около 10 К.

Экранировка от излучений. Наличие эффектов ядерного нагрева и радиационного повреждения требует помещения радиационных экранов между воспроизводящим бланкетом и сверхпроводящими обмотками. В зависимости от величины нейтронного потока через стенку требования к экрану будут определяться либо нагревом, либо радиационными повреждениями.

Оптимальный выбор материала и формы экрана при заданной нейтронной нагрузке стенки будет определяться стоимостью экрана, магнитных обмоток и рефрижераторной системы. Одномерные расчеты переноса излучения дают для толщины экрана значения $50 \div 100$ см. Однако при расчетах экранировки обмоток большое значение будут иметь эффекты проникновения в геометрические неоднородности, поэтому для любой практической конструкции экрана требуются конкретные многомерные расчеты переноса излучения.

2.5. Контрольные вопросы к Разделу 2

1. Какие термоядерные реакторы называют гибридными?
2. Какие элементы называют «первой стенкой» реактора?
3. Что такое дивертор и какую задачу он выполняет?
4. Что обеспечивает вакуумный комплекс термоядерного реактора?
5. Какими величинами являются плазменными исходными данными при оценке характеристик гибридного ТЯР?
6. Какими величинами являются геометрическими исходными данными при оценке характеристик гибридного ТЯР?
7. Какими величинами являются электромагнитными исходными данными при оценке характеристик гибридного ТЯР?
8. Какими величинами являются искомыми данными при оценке характеристик гибридного ТЯР?
9. Назовите четыре условия решения уравнений при оценке характеристик гибридного ТЯР?
10. Перечислите основные структурные элементы ТЯЭС (по данным имеющихся в настоящее время отечественных и зарубежных концептуальных проектов)?
11. Дайте характеристику тритию и какие основные конструктивные проблемы, связаны с его воспроизводством, герметизацией и извлечением?
12. Назовите материалы, перспективные для выполнения воспроизводства трития бланкетом.
13. Какие требования к герметизации трития в бланкете и связанных с ним системах?
14. Для чего необходимы системы извлечения трития?
15. Что такое «гелиевая зола» и как она отделяется от плазмы ТЯР?
16. К чему приводит МГД-эффекты взаимодействия сильных магнитных полей с жидкими металлическими теплоносителями?
17. Какими причинами обусловлено выделение энергии на первой стенке бланкета?
18. Какие основные проблемы конструирования магнитных систем для ТЯР?
19. В чем заключается принцип «криогенной стабилизации»?
20. Опишите идею «адиабатной стабилизации» и что при этом допускают стабилизированные магниты?

РАЗДЕЛ 3. ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

3.1. Международный проект – термоядерный реактор ИТЭР

Атомная энергия – сначала это было расщепление ядра, а теперь слияние ядер – до сих пор остается главным шансом человечества на резкое сокращение выбросов парниковых газов в атмосферу до нуля к 2050 году, о чем сказал Фредерик Бордри, руководивший разработкой и строительством другой безумно сложной установки для проведения научных экспериментов – Большого адронного коллайдера в ЦЕРН, пишет британская «Independent».

«Когда мы говорим о стоимости ИТЭР, это мелочь по сравнению с его воздействием на процесс изменения климата, – добавил он. – Нам придется найти необходимые средства».

В ходе термоядерного синтеза энергия образуется, когда атомы водорода сливаются вместе, образуя более тяжелые элементы, такие как гелий. Технология считается самым чистым безуглеродным источником энергии, который может обеспечить весь мир дешевым теплом и электричеством и остановить негативные климатические изменения на Земле. Но технология требует работы с плазмой при температуре 200 млн градусов. Основная проблема заключалась в том, чтобы заставить плазму генерировать больше энергии, чем требуется для ее запуска.

Поэтому состоявшаяся в конце прошлого года пресс-конференция российских участников международного термоядерного проекта ИТЭР привлекала внимание прессы.

Прежде всего, наверное, стоит отметить, что данный проект предусматривает строительство реактора в ядерном центре Кадараш на юге Франции близ Марселя.

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor – проект международного экспериментального термоядерного реактора, который строится во Франции в Кадараше (рисунок 3.1) с 2007 года как прототип установок, в которых энергия будет вырабатываться в высокотемпературной плазме при синтезе изотопов водорода (то есть как следствие термоядерной реакции). Большая сложность и объемность проекта делают невозможной его реализацию отдельной страной, поэтому ИТЭР строится совместными усилиями стран ЕС, Китая, Индии, России, США, Южной Кореи и Японии. *Цель проекта ИТЭР* – создание реактора и разработка методов и условий формирования практически стационарного плазменного разряда, параметры которого будут способствовать интенсивной термоядерной реакции.

Одним из важнейших условий достижения цели проекта ИТЭР является разработка, производство и успешная эксплуатация ряда диагностических систем, часто основанных на новых методах, которые должны анализировать параметры плазмы, процессы, происходящие в ней, результаты плазменной обработки, взаимодействие со стенкой плазменной камеры и др. Во всех странах-участницах проекта разрабатываются различные системы диагностики.



Рисунок 3.1 – Площадка строительства ИТЭР

Этот проект является крупнейшим международным научно-исследовательским проектом в сфере ядерной физики. Он был начат в 80-х годах прошлого века с целью достижения фундаментального прорыва в сфере термоядерных и плазменных технологий и создания рабочего прототипа термоядерного реактора. Данные проекта ИТЭР приведены в параграфе 1.3.1.

Для понимания проблемы отметим, что на Солнце осуществляется такой же синтез, но неуправляемый. Там идут термоядерные реакции превращения водорода в гелий и каждую секунду около 4 млн т вещества превращаются в лучистую энергию, в результате чего генерируется солнечное излучение.

Первая плазма в реакторе ИТЭР (рисунок 3.2) должна быть получена в 2025 году.

Идея состоит в том, чтобы получать неограниченное количество энергии при минимальных первоначальных энергозатратах. Другими словами, ИТЭР, согласно расчетам ученых, сможет генерировать около 500 МВт мощности при затрачиваемых 50 МВт. Главное отличие термоядерного синтеза от современной ядерной энергетики состоит в том, что в ней осуществляется реакция распада, а не синтеза.

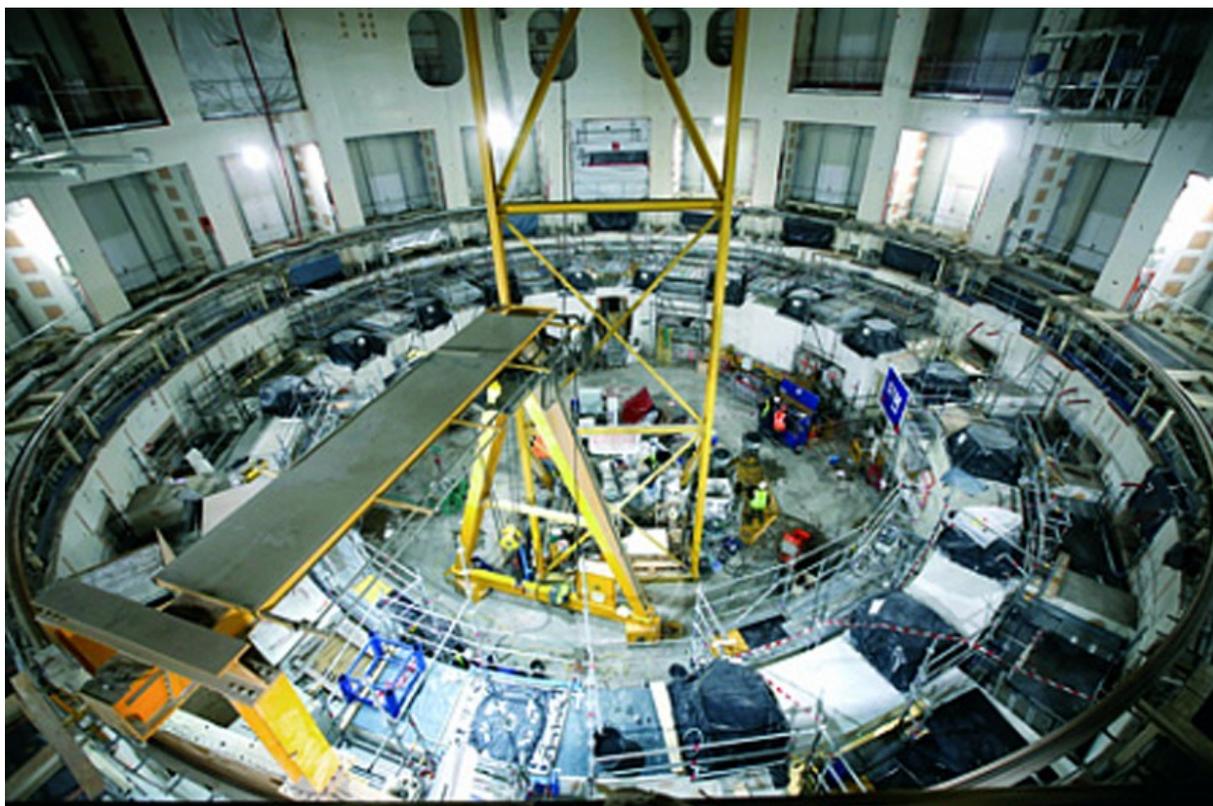


Рисунок 3.2 – ИТЭР в разрезе

В отличие от существующих реакторов, работающих за счет деления ядер, которые дают радиоактивные отходы и порой становятся причиной катастрофических аварий, ядерный синтез, как утверждают его апологеты, может стать чистым и в буквальном смысле неиссякаемым источником энергии. Разумеется, если ученым и инженерам удастся освоить технологии ядерного синтеза – они бьются над решением этой задачи уже почти 100 лет.

В противовес расщеплению атомов ядерный синтез фактически повторяет процесс, который естественным образом происходит внутри звезд: два атома водорода сливаются друг с другом, в результате чего возникает атом гелия – и выделяется огромное количество энергии.

Чтобы такое слияние двух атомов произошло, требуется невообразимое количество тепла и чрезвычайно высокое давление. Один из способов этого достичь – превратить водород в ионизированный газ, то есть в плазму, которую помещают в специальную вакуумную камеру в форме пончика.

Это можно сделать с помощью мощных сверхпроводящих магнитов, таких как «центральный соленоид».

Ученые утверждают, что ИТЭР уже готов на 75 % (рисунок 3.3). Они намерены запустить реактор уже к началу 2026 года. Их конечная цель – произвести больше энергии, чем требуется для того, чтобы разогреть плазму, и доказать, что технология ядерного синтеза действительно жизнеспособна.

О термоядерных реакторах в последние годы говорят все больше. Все больше стран уже занимаются этим направлением либо строят свои установки.

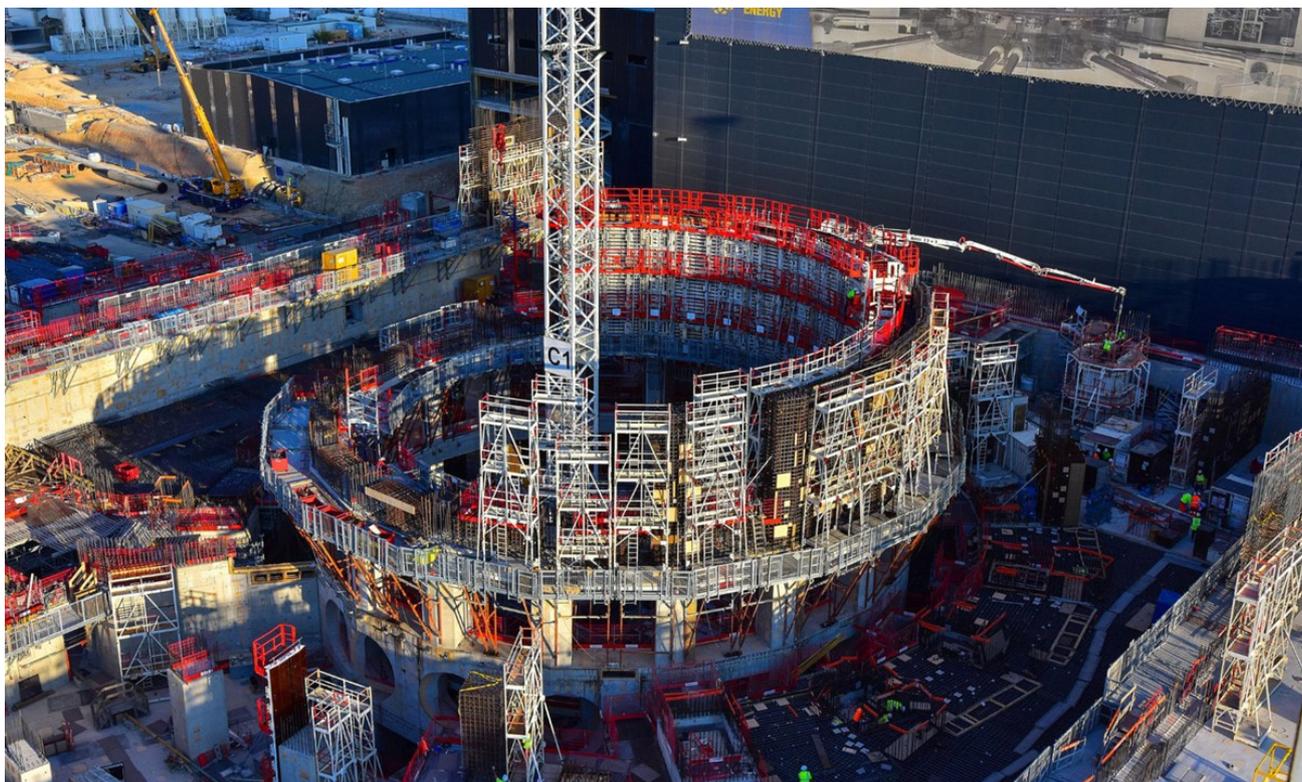


Рисунок 3.3 – Строительство блока ИТЭР

И большинство частных компаний ожидают, что первые соответствующие реакторы появятся в 2030-х годах. Но пока все термоядерные реакторы в мире потребляют больше энергии, чем выделяют.

Не так давно Ассоциацией термоядерной промышленности (Fusion Industry Association; FIA) и Управлением по атомной энергии Великобритании (UK Atomic Energy Authority; UKAEA) был опубликован прогноз о состоянии термоядерной энергетики в мире. В нем говорится, что во всем мире существует не менее 35 частных компаний, занимающихся термоядерным синтезом, большинство из которых сосредоточено в США и Европе. 12 компаний заявили, что они находятся на ранней стадии разработки или работают «в скрытом режиме» и поэтому не участвовали в отчете. Что касается остальных 23 компаний, 12 отметили, что они начали свою деятельность только в последние пять лет. 18 компаний из списка раскрыли данные о своем финансировании, и суммарно речь идет примерно о 1,8 млрд долл.

Согласно отчету, магнитное удержание, при котором магнитные поля используются для удержания высокотемпературной плазмы, является наиболее популярной технологией при постройке термоядерных реакторов. Хотя производство электроэнергии является основной целью для частных компаний, занимающихся термоядерным синтезом, почти половина компаний считают, что эта технология также может найти применение для космических двигателей, судовых двигателей и прочих промышленных задач.

«ИТЭР – это ворота в термоядерную энергетику, через которые мир должен пройти» – Е.П.Велихов Президент НИЦ «Курчатовский институт»



- Демонстрация научной и технической осуществимости использования термоядерной энергии промышленных масштабов в мирных целях.
- Достижение зажигания контролируемой термоядерной реакции при десятикратном превышении термоядерной мощности над мощностью, затраченной на создание и нагрев плазмы (Q больше 10).
- Демонстрация режима длительного горения плазмы.
- Разработка систем и технологий, необходимых для энергетического термоядерного реактора, и их испытание в интегрированном виде.

Надо понимать, что ИТЭР представляет собой только один из проектов, и наиболее продвинутые в научном плане страны работают в этом направлении и самостоятельно. В прессу просочились некоторые сведения о достигнутых в других странах уровнях.

Так, ТОКАМАК EAST в Китае проработал 17 минут при температуре 70×10^6 °С. Это является самым продолжительным временем работы подобного аппарата в мире. Термоядерный реактор в Китае установил рекорд устойчиво высоких температур, достигнув 70×10^6 °С. Конечная цель проекта состоит в выработке почти безграничной чистой энергии, имитирующей естественные реакции, происходящие внутри звезд. При этом для данного процесса не требуется ископаемое топливо, и он не оставляет опасных отходов. Проект уже обошелся китайским властям более чем в 700 млрд фунтов стерлингов. В июне 2021 года китайские ученые побили рекорд, достигнув температуры плазмы 120×10^6 °С в течение 101 секунды и 160×10^6 °С в течение 20 секунд. Эксперимент EAST является частью проекта по созданию Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). А американская компания Commonwealth Fusion Systems (CFS) начала строительство кампуса термоядерной энергии. Уникальный реактор SPARC будет размещен в местечке Девенс на северо-востоке штата Массачусетс, на бывшей базе Армии США, в 50 км к западу от Бостона. Там же построят корпоративные офисы компании и завод для промышленного производства аналогичных устройств.

Что даст России участие в Проекте ИТЭР



Рисунок 3.4 – Что даст России участие в проекте ИТЭР

Группа же ученых из Массачусетского технологического института (МТИ) вместе с одной частной компанией объявили, что они тоже достигли важной стадии в разработке технологии ядерного синтеза: они успешно провели испытания самого сильного высокотемпературного сверхпроводящего магнита, который, возможно, позволит им обогнать команду ИТЭР в гонке за создание «солнца на Земле». Скорее всего, в данном случае как раз идет речь о CFS. Команда МТИ утверждает, что ей удалось создать магнитное поле, которое в два раза сильнее поля ИТЭР, с помощью электромагнита, который в 40 раз меньше. Они сообщили, что, возможно, сумеют создать установку, готовую к широкому использованию, уже к началу 2030-х годов.

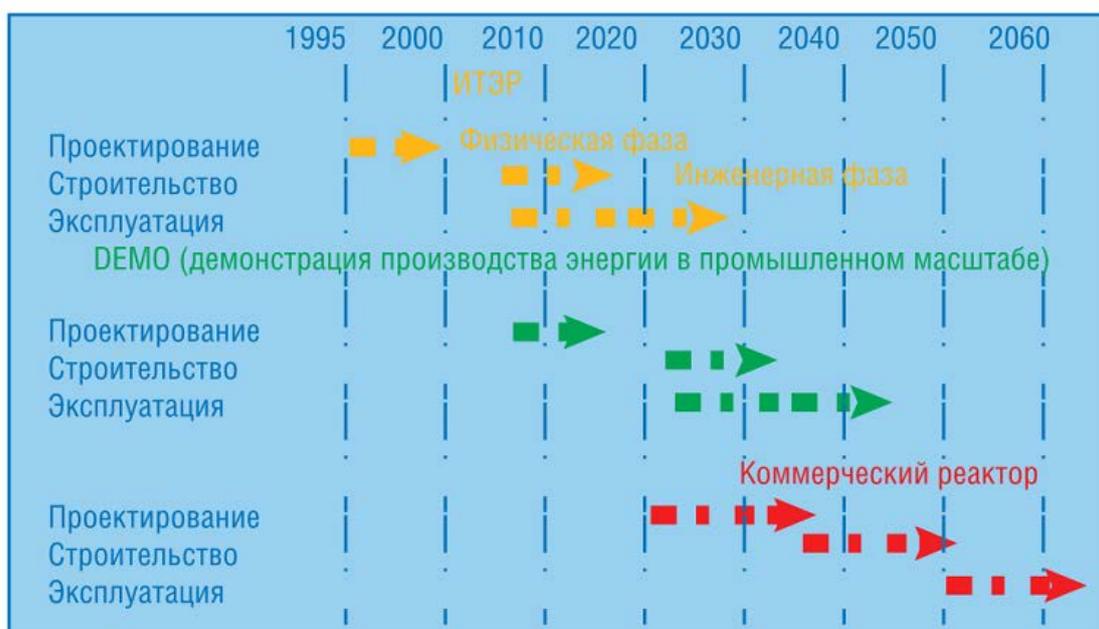
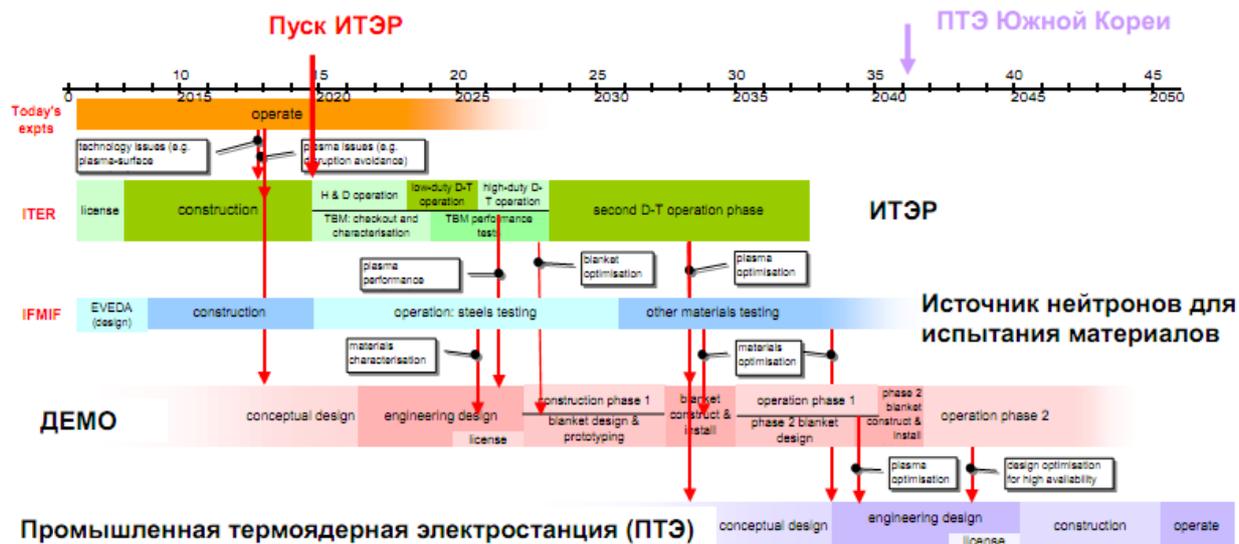


Рисунок 3.5 – Сценарий развития установок с ТОКАМАК



Шаги на пути использования УТС для получения энергии намечены:
 ИТЭР ~2020г ДЕМО ~2035г ПТЭ ~2050г

Рисунок 3.6 – График создания термоядерной энергетики с магнитным удержанием плазмы

Одним из путей развития УТС является разработка альтернативных систем с магнитным удержанием плазмы.

ТОКАМАК – лидер в исследованиях по УТС.

В то же время мировое сообщество считает целесообразным затрачивать 10–20 % всех ассигнований в УТС с магнитным удержанием на т. н. альтернативные системы.

Эти системы имеют ряд потенциальных преимуществ перед ТОКАМАКами.

Вопрос в том – смогут ли быть реализованы эти преимущества?

Основные альтернативные системы магнитного удержания:

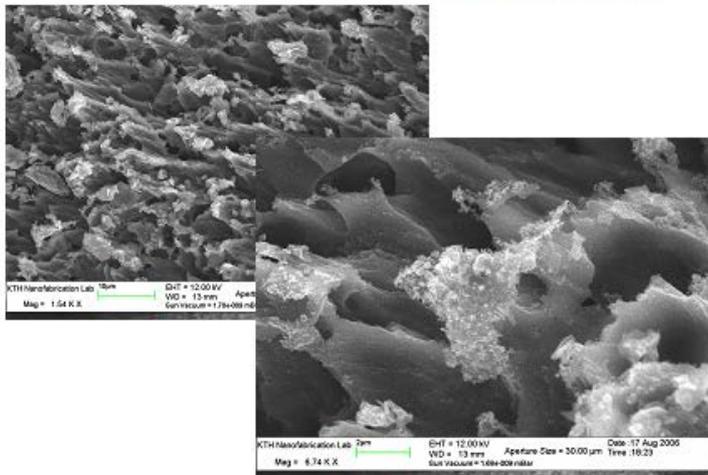
- стеллараторы (успехи на LHD и строится W-7X);
- открытые ловушки;
- сферوماки;
- пинчи.

На этом пути надо решить много проблем. И этой проблемой активно занимаются в России (рисунок 3.7).

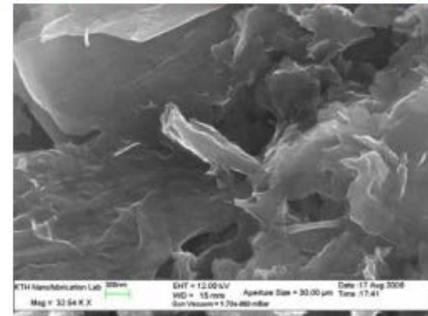
Но зажечь реакцию можно и в небольшой установке. Для этого надо сильно увеличить магнитное поле! От 5Тл в ИТЭРе до ~ 14Тл в ИГНИТОРЕ (при этом давление и нагрузки на конструкцию возрастают почти на порядок). Возможное место размещения Игнитора в Троицке (Большая Москва). Игнитор может быть расположен в здании комплекса ТСП в ТРИНИТИ, где для него есть соответствующие питание и защита.

Одна из наиболее острых – разрушение материалов и накопление в них трития при взаимодействии с ними плазмы

Электронная сторона: 3 мм от плазменной границы



Ионная сторона 4-6 мм от плазменной границы



Светлые (в СЭМ) области = шелушение

И этой проблемой активно занимаются в НИЯУ МИФИ

Рисунок 3.7 – Проблема разрушение материалов и накопление в них трития при взаимодействии с ними плазмы



Рисунок 3.8 – Возможное место размещения Игнителя в Троицке (Большая Москва)

Тенденция развития гибридных термоядерных электростанций показана на рисунке 3.9.

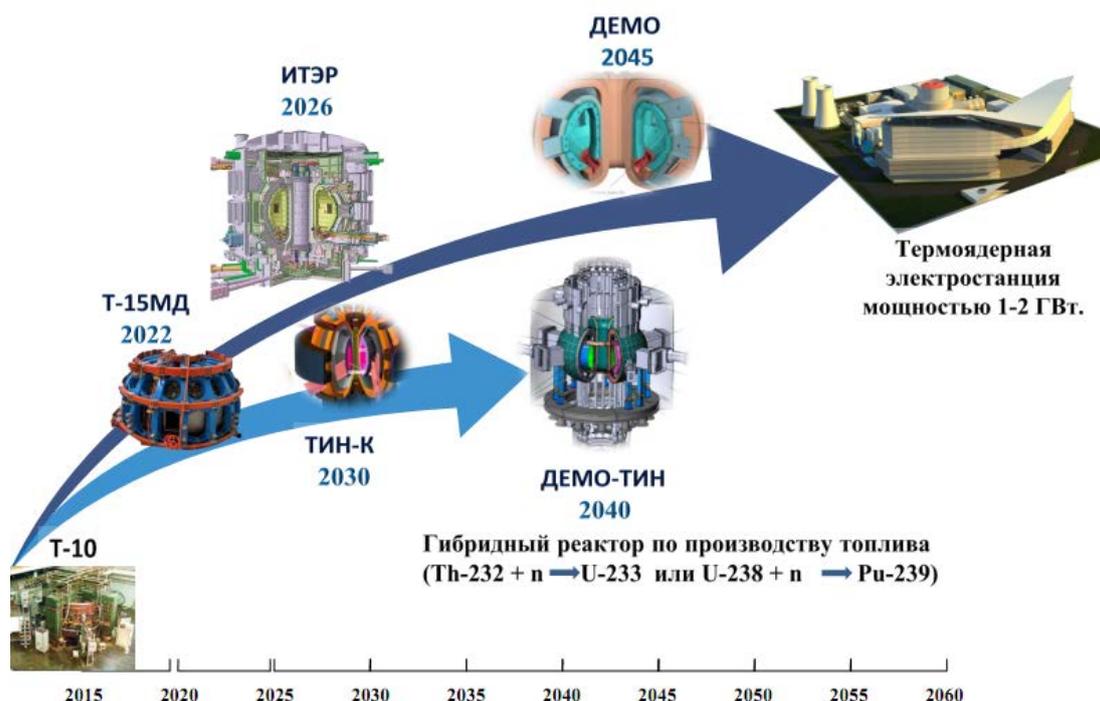


Рисунок 3.9 – Тенденция развития гибридных термоядерных электростанций

3.2. Термоядерные источники нейтронов (ТИН)

Сегодня только энергетика на основе ядерных реакций может рассматриваться как долгосрочная перспектива человечества.

В условиях дефицита делящихся нуклидов, особенно на этапе быстрого роста мощностей ядерной энергетики, термоядерные источники нейтронов могут быть использованы как наиболее эффективные источники нейтронов для наработки делящихся нуклидов из сырьевых нуклидов (^{238}U и ^{232}Th –торий-232), энергетический ресурс которых может обеспечить устойчивое развитие.

Путь использования УТС для получения энергии долог:

- ИТЭР ~2020г -ДЕМО ~2035г -ПТЭ ~2050г

Однако термоядерный синтез позволяет получать также нейтроны, затрачивая в 20 раз меньше энергии, чем при делении.

Нейтроны нужны для дожигания отходов атомных станций, наработки иссякающего топлива для АЭС в гибридных реакторах.

Оптимальное значение для синтеза пучок-плазма много меньше $n \cdot \tau_E \approx 10^{13} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}$.

Ускорение использования УТС – термоядерные источники нейтронов (ТИН). Значит, реализовывать ТИН надо как можно быстрее (рисунок 3.10).

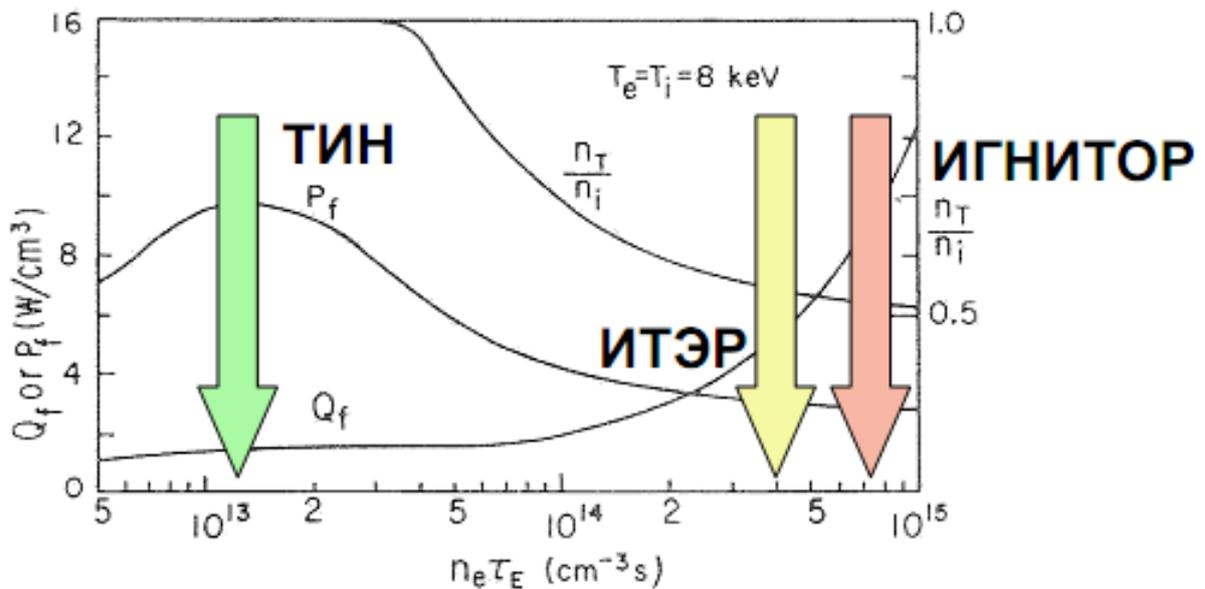


Рисунок 3.10 – Развитие термоядерных источников нейтронов

Этапы достижения ТИН-0, ТИН-1 и ТИН-2.

ТИН-0: (демонстрация стационарного горения плазмы, топливо *HD*):

- конфигурация с вытянутым сечением ($k \approx 1,7$) и дивертором;
- создание стационарных источников нагрева пучками и ВЧ мощностью;
- достижение стационарного тока в течение длительного времени;
- высокая удельная мощность энерговыклада ($p_{aux} \sim 0,3$ МВт/м²).

ТИН-1: (демонстрация наработки топлива, топливо *DT*, покупной тритий)

- уровень нейтронной нагрузки на первую стенку $0,1 \div 0,2$ МВт/м²;
- стационарное функционирование с коэффициентом использования $\geq 0,8$;
- наработка полезного продукта $10 \div 20$ кг (^{233}U , ^{239}Pu);
- использование модулей бланкетов различных типов (в патрубках);

ТИН-2: (широкая демонстрация ядерных технологий, производство трития)

- уровень нейтронной нагрузки на первую стенку $> 0,3$ МВт/м²;
- бланкеты: наработка топлива; производство трития;
- трансмутация МА;
- подкритические бланкеты. Покрытие первой стенки бланкетом $> 0,75$.

Первый шаг – ТИН-0-ТОКАМАК T-15 (рисунок 3.11)

ТОКАМАК сооружается в Институте физики ТОКАМАКОВ НИЦ «Курчатовский институт». Главная задача – найти пути стационарной работы, набраться опыта и подготовить кадры.

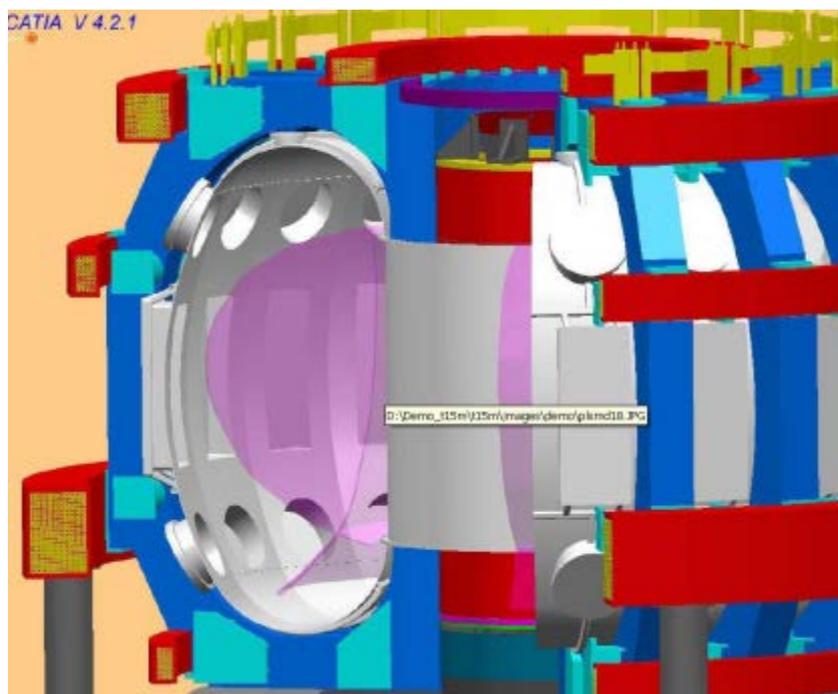


Рисунок 3.11 – Первый шаг – ТИН-0-ТОКАМАК Т-15

Требования к демонстрационному ТОКАМАКУ – источнику термоядерных нейтронов гибридного реактора:

- демонстрационный ТОКАМАК-ТИНГ должен быть компактным с целью минимизации стоимости и сроков сооружения;
- демонстрация работоспособности ТОКАМАКА-ТИНГ заключается в наработке или трансмутации заметных количеств топлива или минорных актинидов в течение одного стационарного цикла;
- на демонстрационном ТИНГ должны быть отработаны также высокоресурсные первая стенка и дивертор, конструкционные материалы и основные технологии бланкетов различного типа.

ДЕМО ТИНГ (рисунок 3.12) должен быть полезен для отработки стационарных режимов «чистых» термоядерных реакторов.

Источники быстрых нейтронов также дают возможность использовать в качестве топлива сырьевые уран-238 и торий-232 (^{238}U и ^{232}Th).

Использование ТИН для трансмутации – один из возможных путей эффективной утилизации ОЯТ.

Достоинства этого пути:

1. Возможность использования трансмутационных бланкетов различного типа в том числе:

- жидкометаллического с высокотемпературным (Pb, Na), низкотемпературным (вода) или газовым теплоносителями;
- жидкосолевого с вариацией количества МА;
- с воспроизводством трития.

2. Исключение Pu из трансмутационного цикла;

3. Ядерная безопасность.

Жидкосольевые blankets (ЖСБ) ТЯР:

- ЖСБ – blankets, в которых в той или иной комбинации используются композиции расплавов фторидов таких элементов как Li, Na, Be, Th, U, Pu, и минорные актиниды (МА).
- Основная задача разработки ЖСБТИН состоит в обосновании надежного, безопасного, малоотходного и эффективного источника производства делящихся материалов (^{233}U) для ядерной энергетики и трансмутации МА.
- Через такой blanket циркулирует смесь расплавленных фторидов металлов, содержащая ThF₄ или МА.
- Образовавшиеся в расплаве протактиний и ^{233}U и продукты трансмутации могут быть выведены из системы в байпасном контуре. Это обеспечит достаточно малую концентрацию ^{233}U и МА в соли и тем самым малую скорость деления ядер. Существенно простая и дешевая технология переработки топлива, которая в ряде случаев может сводиться в принципе только к непрерывному выводу ^{233}U , протактиния, газообразных и растворимых продуктов деления из blanketа ТЯР.

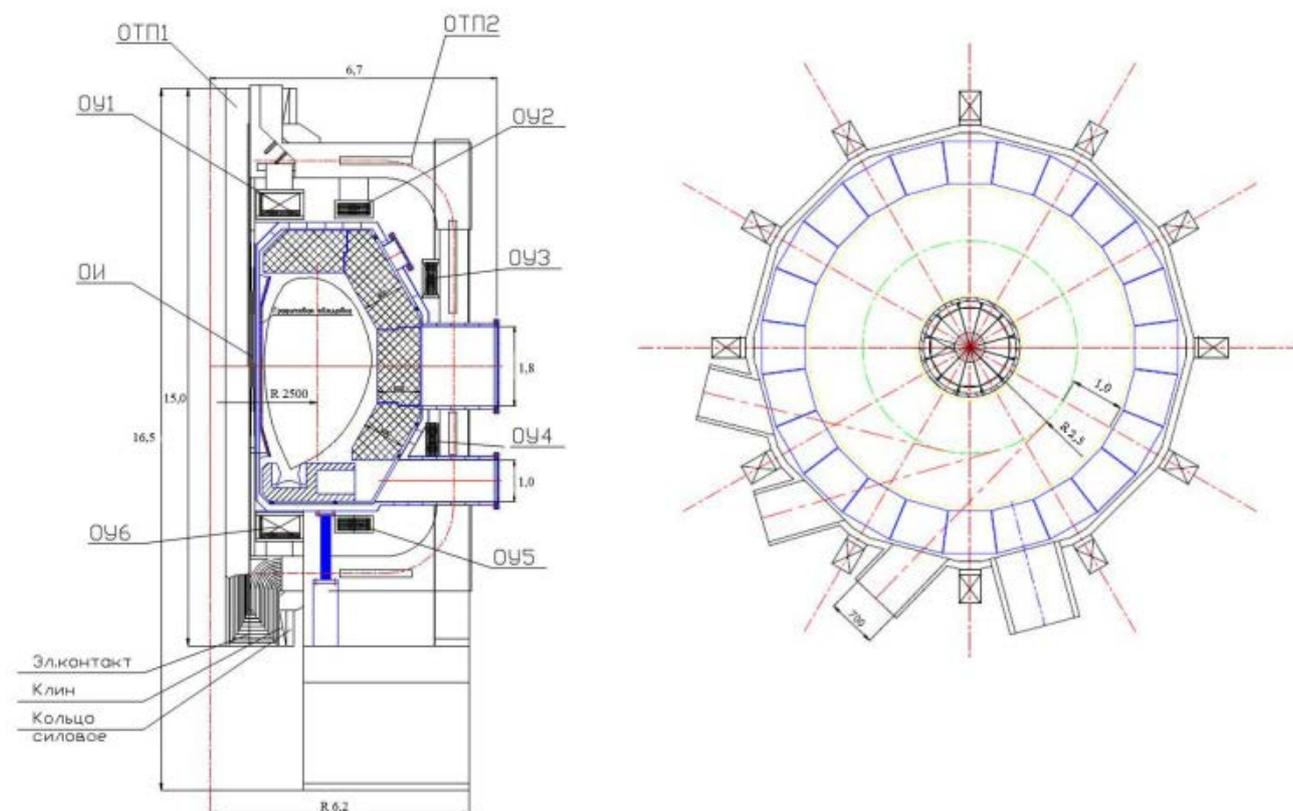


Рисунок 3.12 – Термоядерный источник нейтронов гибридный (ТИНГ)

Наработка трития для ТИН может осуществляться непосредственно в blanketе ТЯР либо в реакторе деления, являющемся более простой системой, чем ТЯР.

Таким образом, рассмотрение физической и технологической баз компактного ТОКАМАКА – источника термоядерных нейтронов гибридного

реактора с теплой и сверхпроводящей электромагнитной системой показало принципиальную возможность их создания и использования для решения задач ядерной и термоядерной энергетики.

Имеется реальная возможность создания в России компактного гибридного реактора-наработчика топлива, реактора-трансмутатора отработанного ядерного топлива (ОЯТ) для производства электроэнергии, а также в качестве нейтронного источника для тестирования компонент термоядерных реакторов и отработки технологий термоядерной энергетики, что явилось бы существенным вкладом в энергетику XXI века (рисунок 3.13).

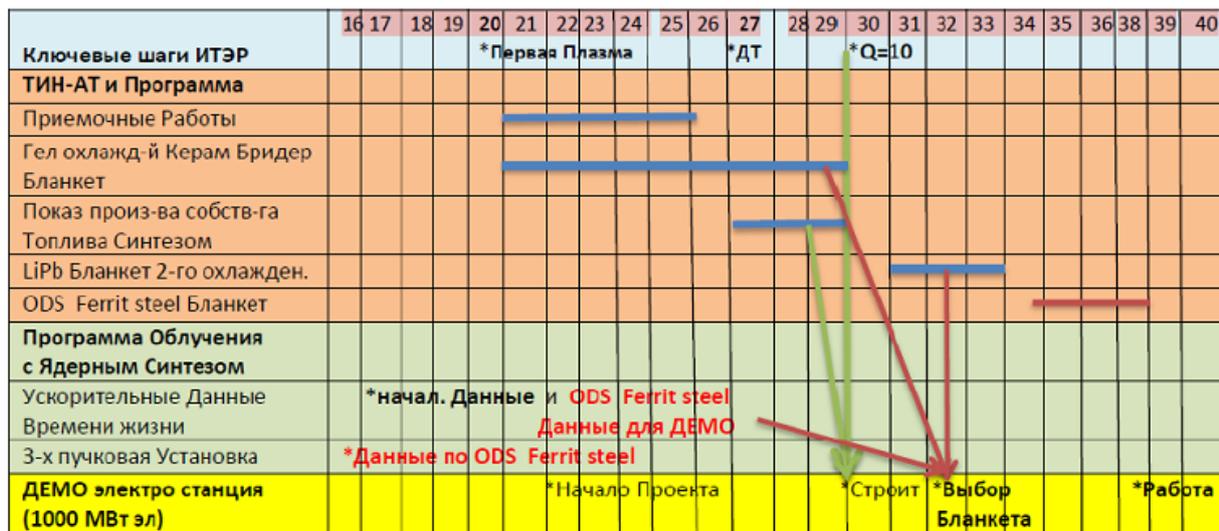


Рисунок 3.13 – Возможный сценарий развития термоядерной энергетики с учетом создания ТИН

3.3. Контрольные вопросы к Разделу 3

1. Что такое ИТЭР и где реализуется этот проект?
2. Какие страны входят в проект ИТЭР?
3. Какова цель проекта ИТЭР?
4. Кто является лидером в исследованиях УТС?
5. Назовите основные альтернативные системы магнитного удержания.
6. Какая одна из наиболее острых проблем бланкета ТЯР?
7. В чем суть термоядерных источников нейтронов?
8. В чем состоят основные требования к демонстрационному ТОКАМАКу?
9. Назовите этапы достижения ТИН?
10. Что такое жидкосолевые бланкеты (ЖСБ) ТЯР?
11. Основные задачи разработки жидкосолевых бланкетов (ЖСБ) ТЯР?

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Белокопытов, В. М. Термоядерные энергетические реакторы и станции. Физико-технические проблемы установок с магнитным удержанием: учебное пособие / В. М. Белокопытов, Н. Н. Семешко, П. Д. Хромов; под ред. В. М. Белокопытова. – М.: Изд-во МЭИ, 1996. – 123 с.
2. Теплоэнергетика и теплотехника: Общие вопросы: справочник / Под общей ред. А. В. Клименко, В. М. Зорина. – М.: Изд-во МЭИ, 1999.
3. Трухний, А. Д. Теплофикационные паровые турбины и турбоустановки / А. Д. Трухний, Б. В. Ломакин. – М.: Издательство МЭИ, 2002. – 540 с.
4. Курнаев, В. А. Плазма – XXI век / В. А. Курнаев. – М.: МИФИ, 2008. – 80 с.
5. Ананьин, О. Б. Лазерная плазма. Физика и применения / О. Б. Ананьин, Ю. Б. Афанасьев, Ю. А. Быковский, О. Н. Крохин. – М.: МИФИ, 2006. – 400 с.
6. Мирнов, С. В. Энергия из воды. Популярно об управляемом термоядерном синтезе / С. В. Мирнов. – М.: МИФИ, 2007. – 128 с.
7. Джумабаев, К. А. Курс лекционных занятий по предмету «Тепловые и атомные электрические станции» / К. А. Джумабаев. – Каракол: ИГУ, 2011. – 80 с.
8. Балошин, Ю. А. Физические основы ядерной энергетики: учебное пособие. Часть II / Ю. А. Балошин, Ю. П. Заричняк, М. В. Успенская. – СПб: Университет ИТМО, 2015. – 88 с.

Учебное издание

Злобин Владимир Германович

**Энергетические установки
автономных источников энергии. Атомные
электростанции и термоядерные установки**

Часть 1. Термоядерные установки

Учебное пособие

Редактор и корректор А. А. Чернышева

Техн. редактор А. А. Чернышева

Учебное электронное издание сетевого распространения

Системные требования:
электронное устройство с программным обеспечением
для воспроизведения файлов формата PDF

Режим доступа: http://publish.sutd.ru/tp_get_file.php?id=202016, по паролю.
- Загл. с экрана.

Дата подписания к использованию 28.11.2024 г. Рег. № 5278/24

Высшая школа технологии и энергетики СПбГУПТД
198095, СПб., ул. Ивана Черных, 4.