

Концепция стационарного
источника термоядерных
нейтронов на основе компактного
токамака для решения задач
атомной энергетики

Э.А. Азизов, П.П.Хвостенко

РНЦ «Курчатовский институт»

Форум «АТОМЭКСПО 2010»

7-9 июня

г. Москва

Токамак-источник термоядерных нейтронов – путь практического использования управляемых термоядерных реакций

- ▶ РЕШЕНИЕМ Секции №6 «Управляемый термоядерный синтез и новые энерготехнологии» НТС Госкорпорации «Росатом» (26 июня 2009 года) были одобрены рекомендации Комиссии Росатома по выбору путей оптимального развития термоядерной энергетики России на основе токамаков.
- ▶ «Комиссия считает крайне актуальной скорейшую демонстрацию положительного практического выхода программы УТС, и отмечает, что реальной возможностью этого в ближайшее время может стать разработка и создание ТИН – «гибридной» системы УТС, объединяющей преимущества реакций синтеза и деления и нацеленной на решение проблем, стоящих перед атомной энергетикой».
- ▶ «Комиссия рекомендует приступить к работам, по созданию водородного прототипа термоядерного источника нейтронов ТИН-0 на базе токамака Т-15 и параллельно приступить к эскизному проектированию демонстрационного ТИН-1, чтобы, по возможности, ускорить внедрение управляемого термоядерного синтеза в атомную энергетику».

Токамак-источник нейтронов – центральная часть гибридных систем.

Задачи для ТИН.

1. Гибридный реактор для наработки топлива.
2. Гибридный реактор для трансмутации МА.
3. Реактор для отработки реакторных технологий (РТТ).
4. Гибридный энергетический реактор с подкритической активной зоной.

Программа разработки и создания ТИН в России.

- ▶ Работы по созданию ТИН в России включены в проект Программы «Развитие работ по управляемому термоядерному синтезу в России на 2010-2020 годы» и планируется выполнить в три этапа:
- ▶ 1 этап. Создание и исследования физического прототипа ТИН-0 – установки Т-15МД; разработка обеспечивающих стационарную работу токамака технологий; разработка и испытания бланкетов для ТИН.
- ▶ 2 этап. Разработка и создание демонстрационного ТИН-1 со стационарной нейтронной нагрузкой на бланкет 0,1-0,2 МВт/м², термоядерная мощность 10-20 МВт. Отработка ядерных и термоядерных технологий наработки ядерного топлива (несколько десятков кг урана-233 или плутония) и трансмутации МА.
- ▶ 3 этап. Разработка и создание опытно-промышленного ТИН-2 для наработки ядерного топлива со стационарной нейтронной нагрузкой на бланкет 0,3-0,5 МВт/м², для обеспечения топливом 1-2 ВВЭР-1000 и для трансмутации МА от работы 3-6 ВВЭР-1000 (до 250 кг/год МА).

Потенциальные преимущества гибридных систем

1. **Сниженная нагрузка на первую стенку и дивертор (но будет необходимость частой смены);**
2. **Возможно использование компактных (более дешевых) систем;**
3. **Снижение требований по радиационной стойкости материалов;**
4. **Возможность их использования для тестирования технологий термоядерного реактора и его компонентов;**
5. **Более простое обслуживание термоядерной части (возможно, и ядерной);**
6. **Режимы с меньшими токами, запасенной в магнитном поле энергией и с меньшими последствиями нештатных ситуаций;**
7. **Подкритичность бланкетов и потенциально более высокая степень выгорания топлива и трансмутация отходов, которые не могут быть выполнены в критических ядерных системах.**

Условия стационарной работы ТИН

ТИН будет работать в диапазоне параметров ниже параметров термоядерного реактора в стационарном режиме.

- ▶ При этом необходимо обеспечить:
- ▶ Воспроизводство трития;
- ▶ Высокий ресурс первой стенки и дивертора;
- ▶ Неиндуктивное поддержание полного тока;
- ▶ Подавление неустойчивости срыва тока;
- ▶ Быстрое восстановление стационарного режима после его нарушения.

СОСТОЯНИЕ физики и технологии **токамаков**

- Достигнуто необходимое энергетическое время удержания термоядерной плазмы и получен расчетный выход термоядерных нейтронов (TFTR, JET);
- Подтверждена возможность стационарного режима поддержания высокотемпературной плазмы (TOR-SUPRA),
- Разработаны сценарии получения интенсивных потоков нейтронов ;
- Успешно решаются физические и технические проблемы создания:
 - а) стационарных магнитных систем
 - теплых
 - из классических СП и ВТСП
 - б) стационарных систем дополнительного нагрева:
 - инжекторов нейтральных пучков
 - мощных ВЧ- и СВЧ-генераторов
 - в) систем управления плазменными процессами

Создается ИТЕР

Концепция компактного токамака– источника термоядерных нейтронов основана на следующем:

1. Аспектное отношение на границе между сферическими и классическими токамаками (от 2 до 2,5); Умеренные размеры и вытянутость, SN ;
2. $Q > 2$;
3. $\beta_N \leq \text{макс. } (3,5 \cdot I_i)$ (подтверждается экспериментами);
4. $P_f \approx 10\text{-}100$ МВт;
5. $\tau_E = H\tau_{E,IPB(y,2)}$; $H = 1.2 \div 1.4$ (достигнуто на JET);
6. Возможность использования нейтральных пучков с умеренной энергией дейтронов (100-180 кеВ);
7. Возможность многоцелевое использования ИЦН, ЭЦН и комбинированного нагрева;
8. Комбинированное индукционное и неиндукционное формирование плазмы и подъем тока;

Выбор умеренной величины аспектного отношения токамаков обусловлен:

- Возможностью создания компактной конструкции токамаков;
- Обоснованностью использования базы данных классических токамаков;
- Решением проблемы ввода тока (индуктором) по сравнению со сферическими токамаками;
- Возможностью использования в качестве ЭМС как теплых обмоток, так и сверхпроводящих;
- Необходимостью защиты СП ЭМС.
- Необходимостью снижения капитальных затрат на сооружение и др.

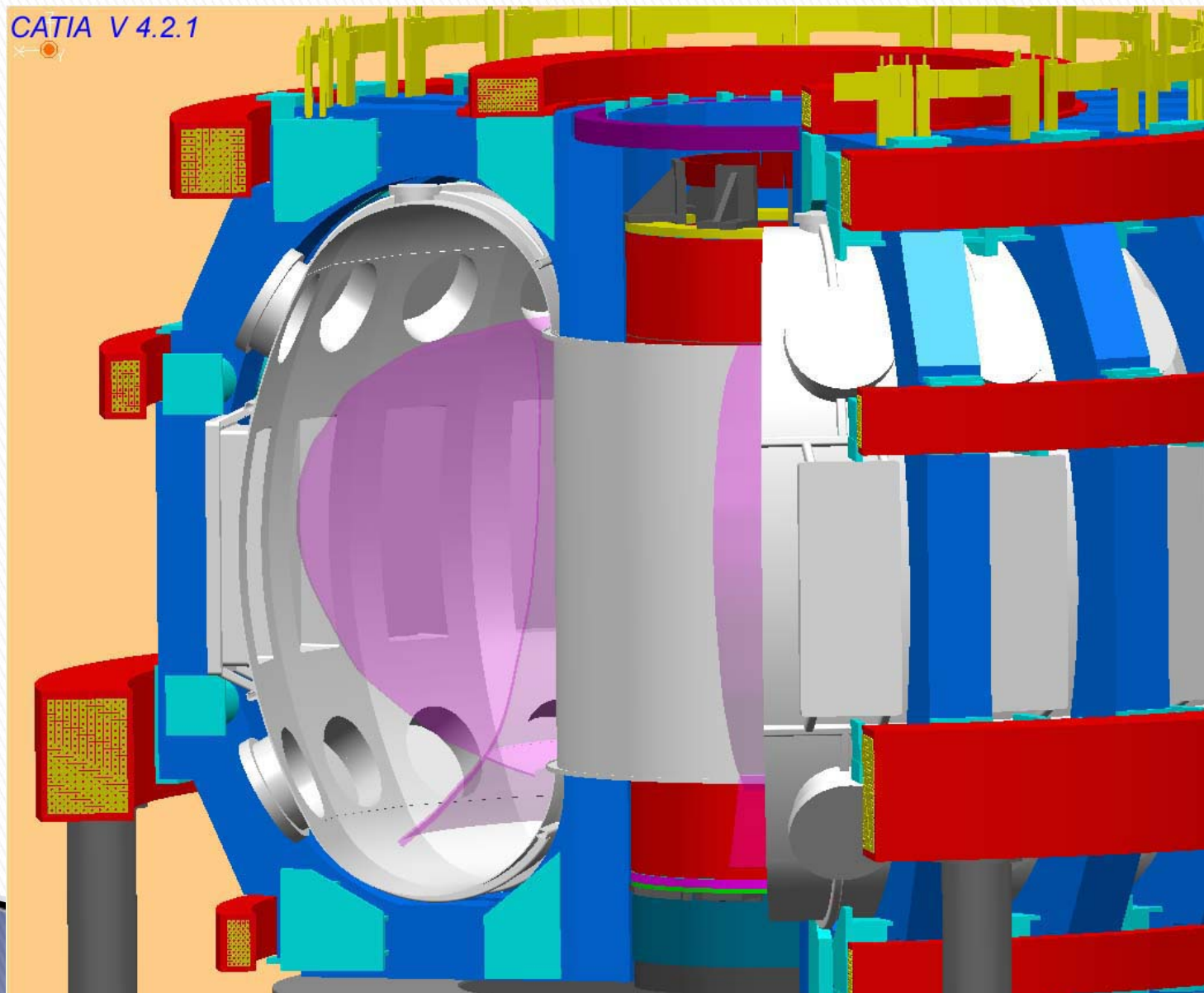
Плазмофизическая база компактного токамака

1. Экспериментально подтвержден скейлинг (IPB98(y,2)). С учетом установленного в экспериментах коэффициента улучшения этот скейлинг дает необходимое энергетическое время удержания термоядерной плазмы (**Глобус-М, NSTX**)
2. Показана возможность достижения стационарного режима на компактных токамаках (**MAST, NSTX**)
3. Дополнительный нагрев плазмы (нейтральная инжекция (**100-180 кэВ**), ИЦР, ЭЦР, НГ) обладает достаточной для поддержания стационарного состояния эффективностью
4. Показана возможность управления процессами как в центре так и на периферии плазменного шнура
5. Практически полностью разработана технологическая диагностика и созданы активные средства, при помощи которых можно управлять параметрами плазменного шнура
6. Созданы и верифицированы программы, позволяющие с большой надежностью моделировать и прогнозировать процессы и параметры плазменного шнура
7. Разрабатывается КПС литиевая технология первой стенки и дивертора
8. Создаются мощные информационные и измерительные средства и программы, позволяющие в режиме **on-line** получать информацию о процессах в плазме, на первой стенке, диверторе и эффективно ими управлять

Стационарная инжекция нейтральных дейтонов (100-500кэВ) как базовая система доп. нагрева, поддержания тока и генерации нейтронов позволяет:

- Нагреть плазму до 8-10 кэВ;
- Создать условия поддержания стационарного режима путем генерации бутстреп-тока ($> 40\% I_p$) и токов увлечения;
- Управлять профилями тока, коэффициента запаса устойчивости, плотности и температуры;
- Генерировать за счет реакции плазма-пучок до 90% нейтронного потока.

Токамак Т-15МД (ТИН-0)- первый шаг на пути создания ТИН



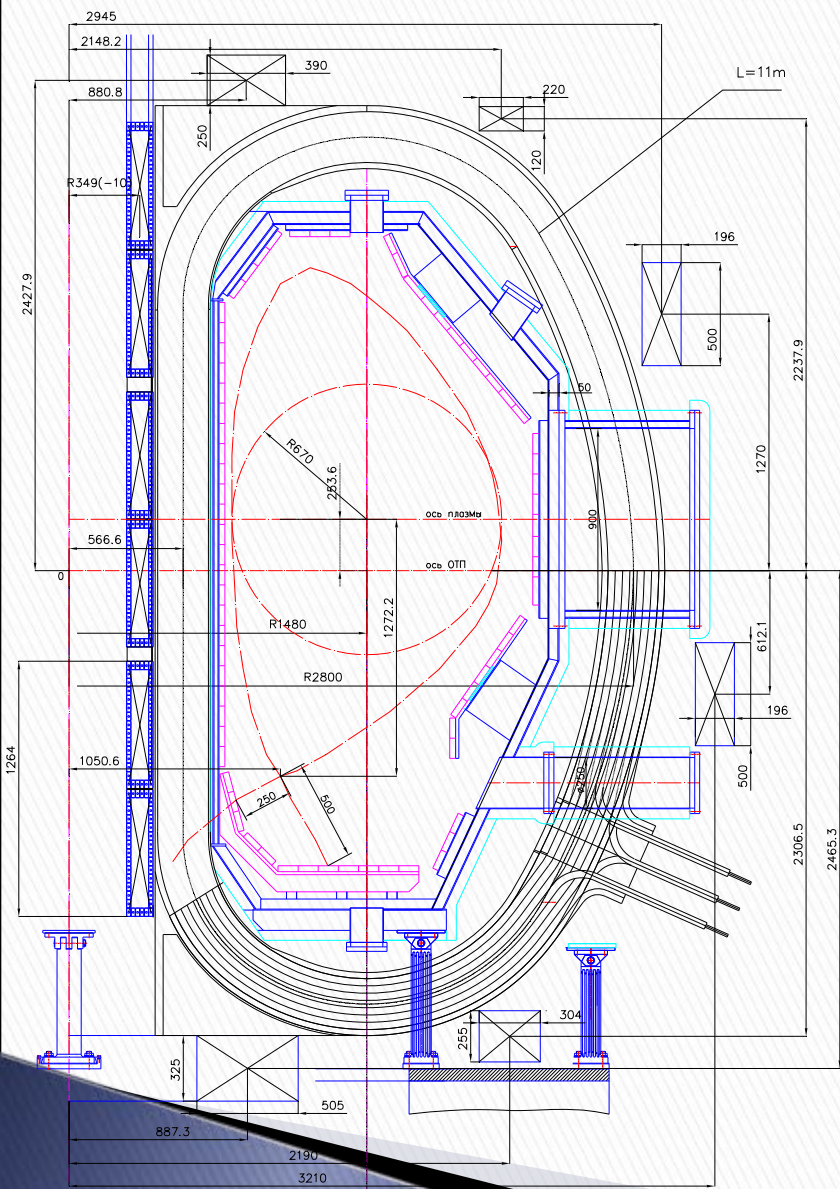
ЦЕЛЬ ПРОЕКТА

Для расширения тематик исследований в поддержку ядерной и термоядерной энергетики, в России необходимо иметь компактный токамак с ИТЭР-подобной конфигурацией магнитного поля, с вытянутой ($k \approx 2$) диверторной плазмой, с возможностью управления формой и параметрами плазменного шнура в реальном времени. Установка будет оборудована комплексом дополнительного нагрева и поддержания тока плазмы ($P_{aux} \approx 10-15$ МВт), обеспечивающим одновременное достижение высокой температуры ($T_i \sim T_e \sim 5-9$ кэВ) и плотности плазмы ($n_e \sim 10^{20} \text{ м}^{-3}$), а также позволяющим управлять профилями параметров плазмы при полном неиндукционном поддержании тока.

Экспериментальная программа Т-15МД (ТИН-0) будет охватывать широкий диапазон исследований по УТС, включая решение следующих задач:

- Физическое и технологическое обоснование демонстрационного термоядерного источника нейтронов ТИН-1.**
- Возможность достижения высоких значений β_N , как путь к удешевлению ТЯР, в условиях стационарного разряда с полностью неиндукционным током.**
- Управление профилем тока и давления, как путь к увеличению β_N и времени удержания τ_E .**
- Оптимизация дивертора и исследование влияния периферийной плазмы на глобальные характеристики плазменного разряда.**
- Контроль над устойчивостью, равновесием, нагревом и удержанием высокотемпературной плазмы в режиме реального времени.**
- Исследования взаимодействия плазмы с различными материалами, включая графит, вольфрам и литий.**

Параметры токамака Т-15МД



Аспектное отношение	2.2
Ток плазмы I_p , МА	2.0
Большой радиус тора R , м	1.48
Вытянутость сечения плазмы k	1.9
Треугольность плазмы δ	0.5
Конфигурация плазмы	SN
Длительность разряда $t_{\text{разр}}$, с	≥ 5
Тороидальное поле на оси плазмы B_t	2.0
T_l	
Запас потока в соленоиде (с перемагничиванием) $\Delta\Psi_{CS}$, Вб	6
Мощность инъекции нейтралов, МВт	9
Мощность СВЧ-нагрева, МВт	6

ТИН-1 со сверхпроводящей ЭМС

$R = 1.7$ м, $a = 0.68$ м, $A = 2.5$, $k_{95} = 1.7$, $\delta = 0.25$,
 $Z_{eff} = 1.2$, $P_{NBI,tang} = 15$ MW, $E_{NBI,tang} = 140$ кэВ,

Тороидальное поле на оси плазмы $B_{t R=R_0}$, Тл	2.9
Тороидальное поле на обмотке $B_{t coil}$, Тл	7.8
Состав плазмы D:T	25:75
Фактор улучшения удержания $H_{y,2}$	1.36
Ток плазмы I_p , МА	2.2
Запас устойчивости на границе плазмы q_{95}	5
Средняя концентрация плазмы $\langle n_{20} \rangle$, м ⁻³	0.7
Относительная концентрация плазмы $\langle n_e \rangle / n_{Gw}$	0.5
Средняя температура ионов плазмы $\langle T_i \rangle$, keV	3.3
Энергетическое время жизни плазмы τ_E , с	0.19
Нормализованная бэта плазмы β_N	3
Мощность энерговыделения в нейтронах P_n , MW	8
Нейтронная нагрузка на первую стенку γ , MW/m ²	0.12

Вариант с $A = 2.5$, $R = 1.9$ м, $B_t = 3$ Тл (Nb_3Sn)

$a = 0.76$ м, $k_{95} = 1.7$, $\delta = 0.2$, $Z_{eff} = 1.2$

	Параболическая профиль плотности плазмы	Плоский профиль плотности плазмы
Мощность инжекции, $P_{NBI,tang}$, MW	20	20
Тороидальное поле на оси плазмы $B_{t R=R_0}$, Тл	3.0	3.0
Состав плазмы D:T	25:75	25:75
Ток плазмы I_p , МА	2.4	2.3
Фактор улучшения удержания $H_{y,2}$	1.2	1.2
Запас устойчивости на границе плазмы q_{95}	6.1	6.36
Средняя концентрация плазмы $\langle n_{20} \rangle$, m^{-3}	0.5	0.5
Средняя температура ионов плазмы $\langle T_i \rangle$, keV	3.05	3.7
Энергетическое время жизни плазмы τ_E , s	0.162	0.157
Нормализованная бета плазмы, β_N	2.54	2.9
Мощность энерговыделения в нейтронах P_n , MW	9.5	10.16
Нейтронная нагрузка на первую стенку γ , MW/m ²	0.13	0.14
Площадь, m ²	75.6	75.6

Заключени

1. Проанализированы физические параметры и предложены конструкции водородного прототипа термоядерного источника нейтронов ТИН-0 (токамак Т-15МД) и компактного демонстрационного токамака-источника термоядерных нейтронов (ТИН-1) с теплой и сверхпроводящей электромагнитной системой, отличающихся размерами и параметрами.
2. Интенсивность нейтронных потоков ТИН-1 достаточна для демонстрации наработки ядерного топлива и трансмутации долгоживущих высокорadioактивных отходов, а также для отработки различных типов бланкетов и технологии их обслуживания.
3. Данные, полученные в результате разработки, исследований и испытаний термоядерных и ядерных процессов и технологий, позволяют выполнить проект и создать опытно-промышленный гибридный реактор.