

Использование компактных токамаков в качестве источника нейтронов для решения задач ядерной и термоядерной энергетики

Э. Азизов, Э.Бондарчук, Е. Велихов, Г. Гладуш, А. Гостев, В. Докука, В. Крылов,
А. Лопаткин, А. Минеев, Н. Обысов, В. Смирнов, Ю. Стребков, Р. Хайрутдинов

ФГУП «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк , ФГУ РНЦ «КИ», НИКИЭТ, Москва,
НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург, ГК Росатом.

Международный Форум ТЭК, Санкт-Петербург, 2009г.

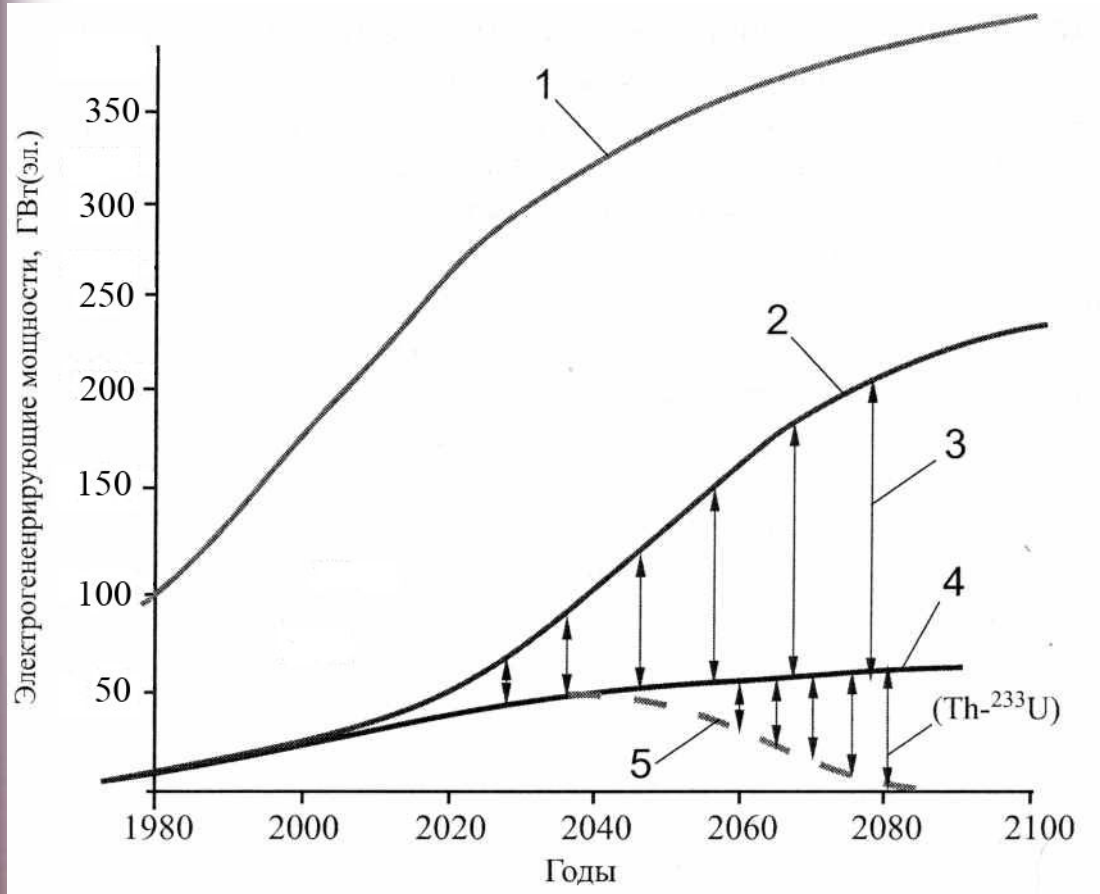
azizov@triniti.ru

Содержание

- 1. Развитие ядерной энергетики и ее проблемы.
- 2. Возможные направления использования токамаков как источников термоядерных нейтронов в ядерной энергетике и основания для этого
- 3. Компактные токамаки-рациональный путь создания ТИН.
- 4. Варианты ТИН для наработки топлива.
- 5. ТИН для трансмутации.
- 6. Чистый компактный токамак-реактор.
- 7. Компактный ТИН-ТРТ.
- 8. Задачи создания компактных ТИН.
- 9. Заключение.
-
-

- **Одной из стратегических целей развития энергетики в России** в ближайшее десятилетие является строительство атомных электростанций общей мощностью более 30 ГВт. Решение этой задачи базируется на развитых в настоящее время технологиях и проектах нового поколения реакторов на тепловых нейтронах. Реакторы на быстрых нейтронах, как полагает ряд специалистов, станут основой атомной энергетики со второй половины XXI века должны еще пройти свой непростой путь разработок достижения приемлемой технологичности, безопасности и экономичности

Сценарий развития общей энергетики в России и место в ней ядерной энергетики деления



- 1 - общая энергетика,
- 2 - ядерная энергетика, включающая быстрые реакторы,
- 3 - быстрые реакторы,
- 4 - тепловые реакторы на U^{233} ,
- 5 - тепловые реакторы на U^{235}

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- 1. Ограниченность топливных ресурсов тепловых АЭС;**
- 2. Создание приемлемых по технологии, экономике и безопасности быстрых реакторов;**
- 3. Отсутствие замкнутого топливного цикла;**
- 4. Утилизация отработанного ядерного топлива;**
- 5. Общественно приемлемая безопасность;**
- 6. Нераспространение ядерного оружия.**

Современное положение в ядерной энергетике в России следующее:

- Добываемого топлива для тепловых реакторов едва хватит до конца столетия;
- Имеется определенное количество оружейного плутония, который может быть использован как в тепловых, так и в быстрых реакторах. Плутоний, нарабатываемый в тепловых реакторах, предполагается использовать в БР.
- Базовый вариант БР, который будет основой экономически и экологически приемлемой и безопасной ядерной энергетике, еще не разработан.
- Быстрый реактор-наработчик топлива рассмотрен только концептуально
- Не решен вопрос об утилизации ОЯТ и долговременном безопасном его захоронении.

Заметная часть ядерно-энергетического сообщества считает, что для решения задач ядерной энергетики использование источника термоядерных нейтронов не только необходимо, но уже и актуально.

Возможные сценарии развития атомной энергетики России с использованием источников термоядерных нейтронов

- ✓ Совместно быстрые и тепловые реакторы, каждая из которых занимают свою нишу в ядерной энергетике. В этом случае необходима наработка топлива (Pu^{239} или U^{233});
- ✓ Только тепловые АЭС и термоядерные источники нейтронов для наработки топлива;
- ✓ Быстрые, тепловые и гибридные (синтез-деление) реакторы. Гибридные реакторы используются как для наработки топлива и трансмутации, так и для производства энергии.

Каждый из этих сценариев имеет свои за и против.

Токамак – путь практического использования управляемых термоядерных реакций

Три направления развития:

1. «Чистый» термоядерный реактор (третий воспроизводящий blanket без делящихся материалов)
2. Гибридный реактор для переработки топлива с blanketом, содержащим уран 238 или торий 232
3. Трансмутационный реактор с blanketом, содержащим минорные актиниды и осколки деления

Состояние физики и технологии токамаков

- Достигнуто необходимое время удержания термоядерной плазмы и получен расчетный выход термоядерных нейтронов;
- Подтверждена возможность поддержания стационарного состояния плазменного шнура;
- Разработаны сценарии получения интенсивных потоков нейтронов ;
- Успешно решаются технические проблемы создания:
 - а) магнитной системы
 - теплой
 - криорезистивной
 - из СП и ВТСП
 - б) систем дополнительного нагрева:
 - инжекторов нейтральных пучков
 - мощных ВЧ- и СВЧ-
 - в) система управления плазменными процессами

Компактный токамак-возможный путь использования токамаков для решения задач ядерной энергетики. Они могут служить:

- В качестве источника термоядерных нейтронов для наработки топлива (Pu^{239} , U^{233} для тепловых реакторов.
- Как источника нейтронов для трансмутации минорных актинидов облученного ядерного топлива.
- Как источника чистой термоядерной энергии;
- Как интенсивного источника нейтронов для тестирования материалов и технологий термоядерной энергетики.

Концепция компактного токамака –источника термоядерных нейтронов основана на следующих предпосылках:

1. Аспектное отношение на границе между сферическими и классическими токамаками;
2. Умеренные размеры и вытянутость ($R_o \approx 2$ м, $a \approx 1$ м, $k_{95} = 1,7$), SN;
3. $Q \leq 2$;
4. $\beta_N \leq \max(3,5 \cdot I_i)$ (подтверждается экспериментами);
5. $P_f \approx 50-120$ МВт;
6. $\tau_E = \tau_{E,IPB(y,2)}$; $H = 1.2 \div 1.4$ (достигнуто на JET);
7. Используется нагрев нейтральными пучками с умеренной энергией дейтонов;
8. Возможно использование ИЦН и ЭЦН;
9. Комбинированное индукционное и неиндукционное формирование плазмы и подъем тока;

Выбор умеренной величины аспектного отношения компактных токамаков обусловлен:

- необходимостью надежного решения проблемы ввода тока (индуктор);
- возможностью использования базы данных традиционных токамаков;
- возможностью использования в качестве ЭМС теплых обмоток на первом этапе создания источника термоядерных нейтронов. На следующих этапах теплые обмотки заменяются на сверхпроводящие или на ВТСП.

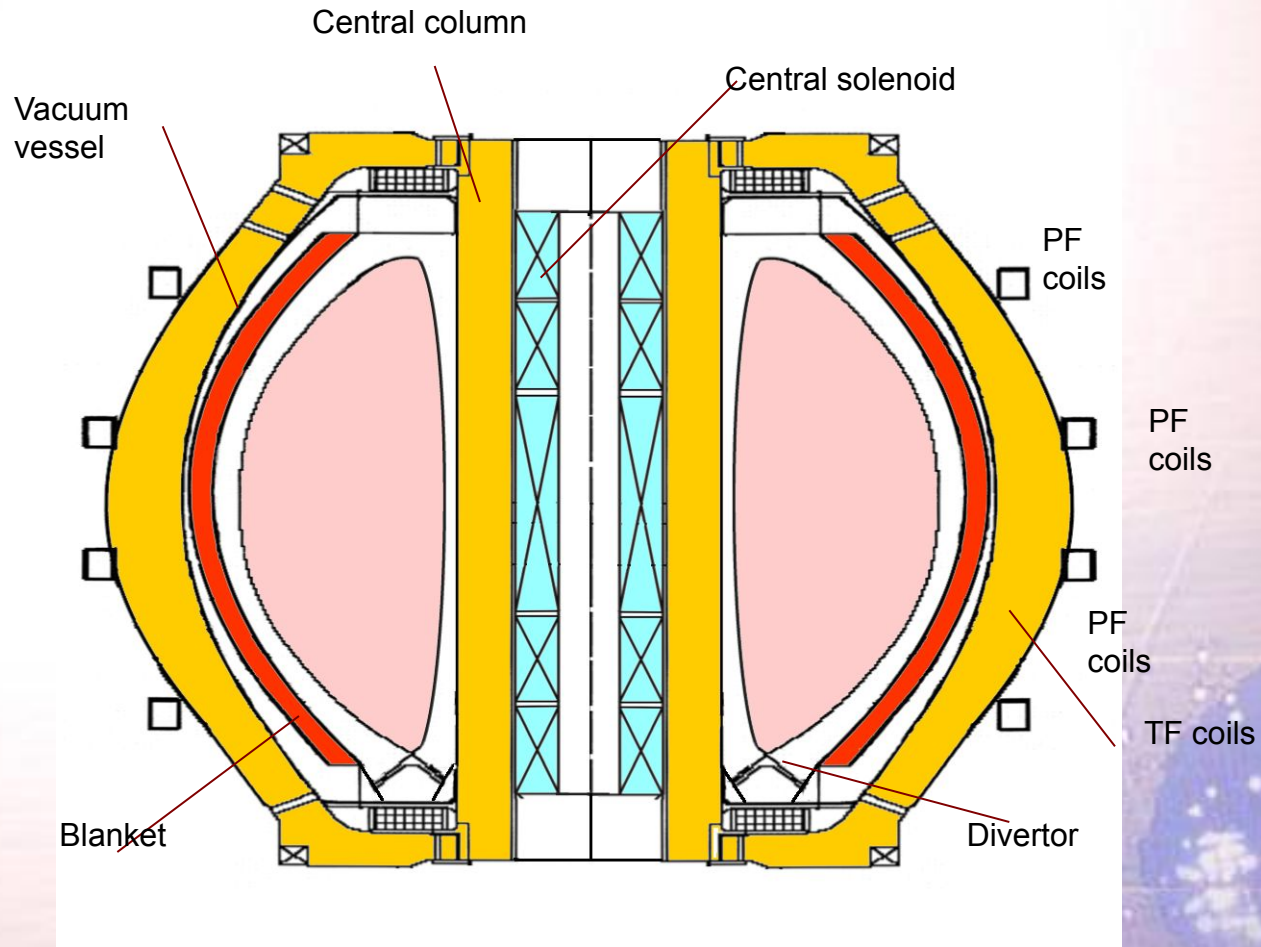
Плазмофизическая база компактного токамака

1. Экспериментально подтвержденный скейлинг ($IPB98(y,2)$) с учетом установленного в экспериментах коэффициента улучшения удержания дает необходимое энергетическое время удержания термоядерной плазмы
2. Возможность стационарного режима поддержания плазменного шнура при условии подавления глобальных неустойчивостей установлена экспериментально (JET, TORE-SUPRA и др.)
3. Дополнительный нагрев плазмы (нейтральная инжекция(140-500 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. Экспериментально достигнуто значение $Q \sim 1$, когда мощность термоядерных реакций компенсирует мощность энергопотерь в плазме, а нейтронный поток соответствует расчетному
6. Практически полностью разработана технологическая диагностика и созданы активные средства, при помощи которых можно управлять процессами в плазменном шнуре
7. Созданы и верифицированы программы, позволяющие с большой надежностью моделировать и прогнозировать процессы в плазменном шнуре
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

Инжекция нейтральных дейтонов с энергией 140 и 500 кэВ и мощностью пучка до 100 МВт позволит:

- Нагреть плазму до 8-10 кэВ;
- Создать условия поддержания стационарного режима путем эффективной генерации бутстреп-тока ($> 40\% I_p$) и токов увлечения;
- Управлять профилями тока, коэффициентом запаса устойчивости, плотности и температуры;
- Генерировать за счет реакции плазма-пучок до 50% нейтронного потока

Вариант схемы компактного токамака-источника термоядерных нейтронов

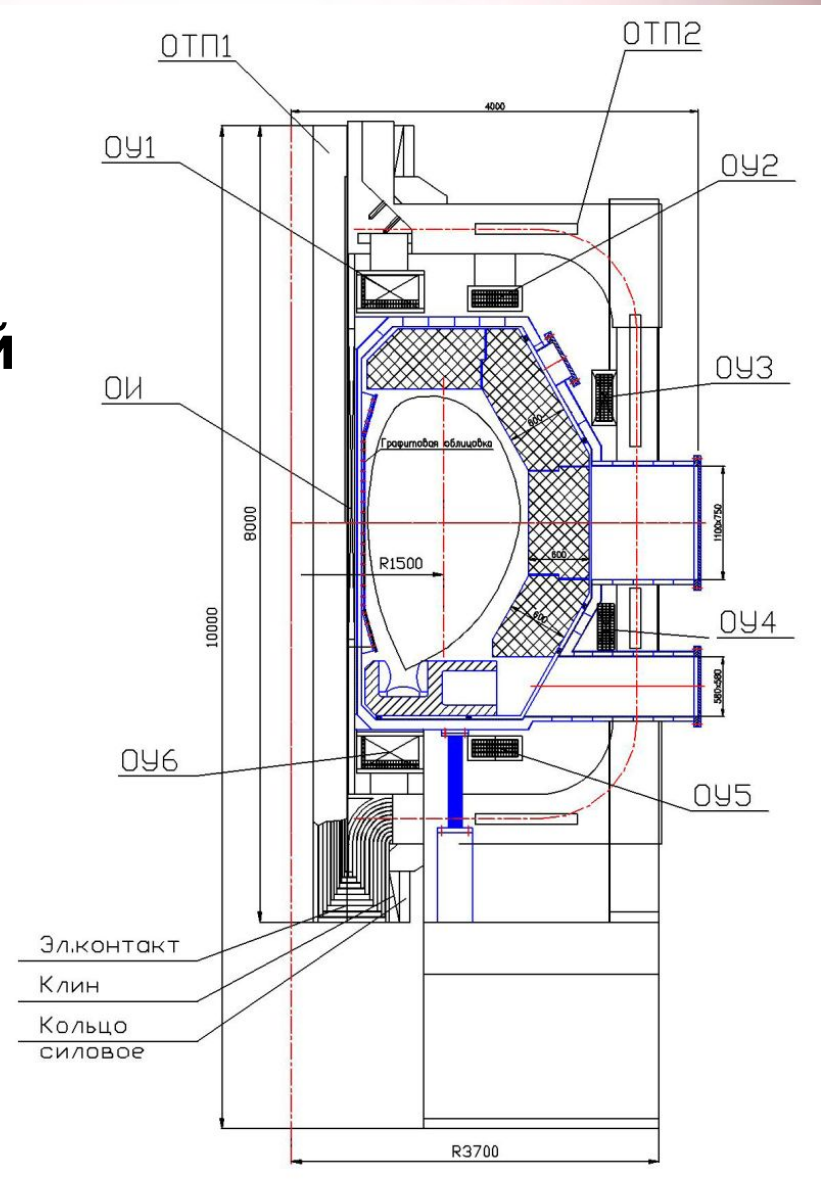


Для инженерной проработки варианта ТИН с теплой ЭМС выбраны следующие основные параметры плазмы на плато

конфигурация – диверторная с однонулевым дивертором;

- большой радиус плазмы $R_0 = 1,5 \text{ м};$
- малый радиус плазмы $a = 0,75 \text{ м};$
- аспектное отношение $A = 2;$
- вытянутость сечения плазмы $k_{95} = 1,6;$
- треугольность плазмы $\delta_{95} = 0,2;$
- Запас устойчивости на границе плазмы $q_{95} \sim 6$
- номинальный ток плазмы $I_{pl} = 2 \text{ МА};$
- тороидальное поле на оси плазмы $B_{t0} = 2,5 \text{ Т};$
- полоидальное бэта $\beta_p \sim 1;$
- внутренняя индуктивность плазмы $l_i = 0,8$

Общий вид ТИН с теплой электромагнитной системой, вакуумной камерой, бланкетом и диверторным устройством показан на рисунке.

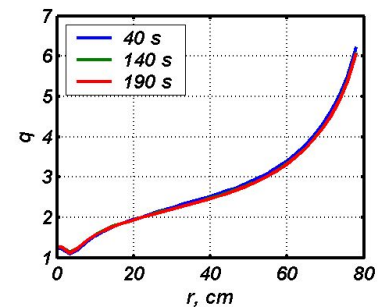
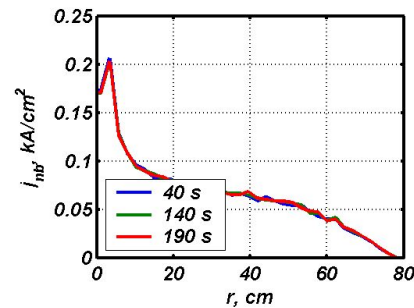
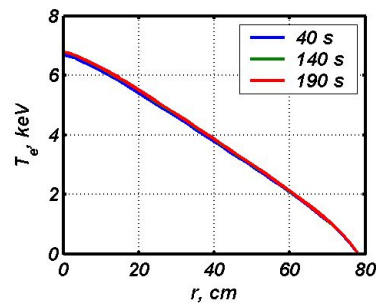
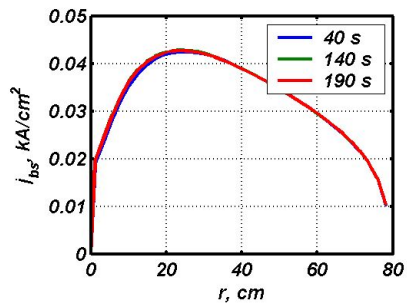
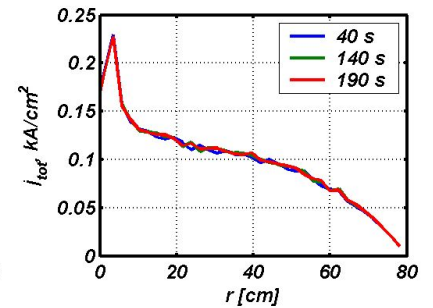
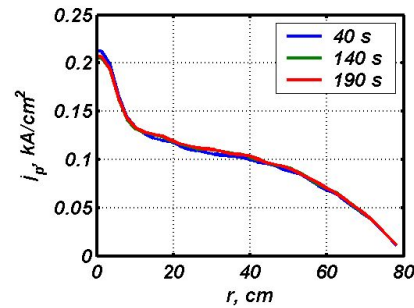
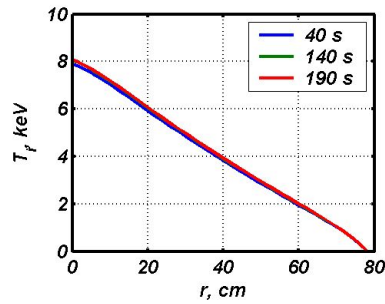
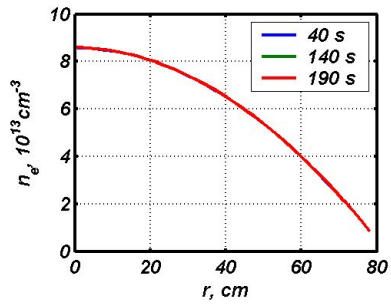


Вариант с $A = 2.5$, $R = 1.9\text{ м}$, $B_t = 3\text{ Тл}$ Nb_3Sn

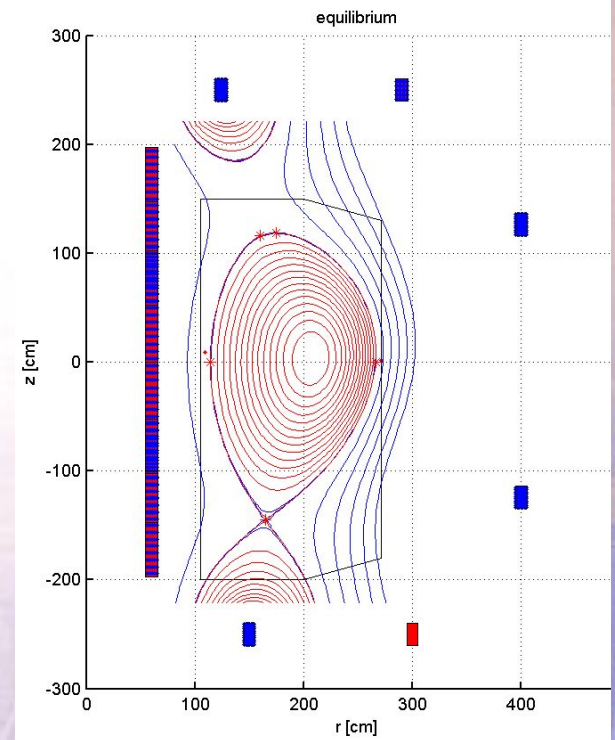
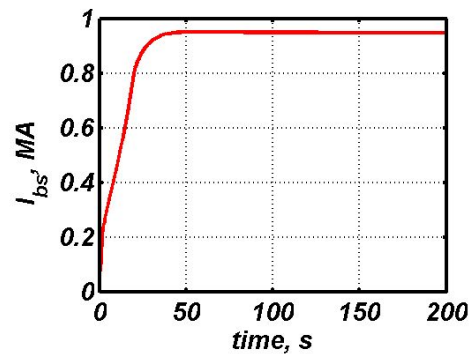
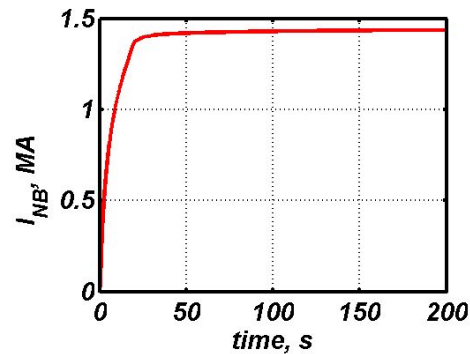
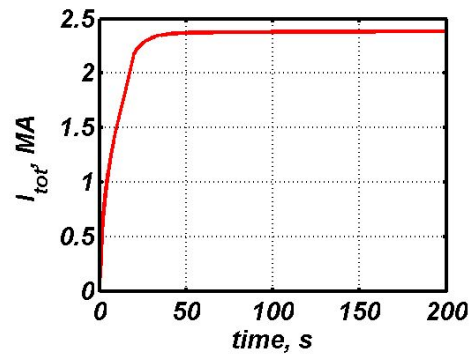
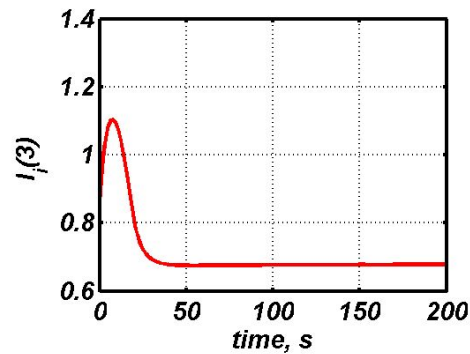
$a = 0.76\text{ м}$, $A = 2.5$, $k_{95} = 1.7$, $\delta = 0.2$, $Z_{\text{eff}} = 1.2$

	Параболическая профиль плотности плазмы	Плоский профиль плотности плазмы
Мощность инъекции, $P_{\text{NBI,tang}}$, 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	2.3827	2.2949
Фактор улучшения удержания $H_{y,2}$	1.2	1.2
Запас устойчивости на границе плазмы q_{95}	6.063	6.3631
Средняя концентрация плазмы $\langle n_{20} \rangle$, м^{-3}	0.5	0.5
Средняя температура ионов плазмы $\langle T_i \rangle$, keV	3.049	3.703
Энергетическое время жизни плазмы τ_E , s	0.162	0.157
Нормализованная бета плазмы, β_N	2.5385	2.8759
Мощность энерговыделения в нейтронах P_n , MW	9.5032	10.1595
Нейтронная нагрузка на первую стенку γ , $\text{MW}/\text{м}^2$	0.1257	0.1350
Площадь, м^2	75.6074	75.6074

Профили параметров плазмы ТИН



Сценарий выхода тока плазмы на стационарный режим

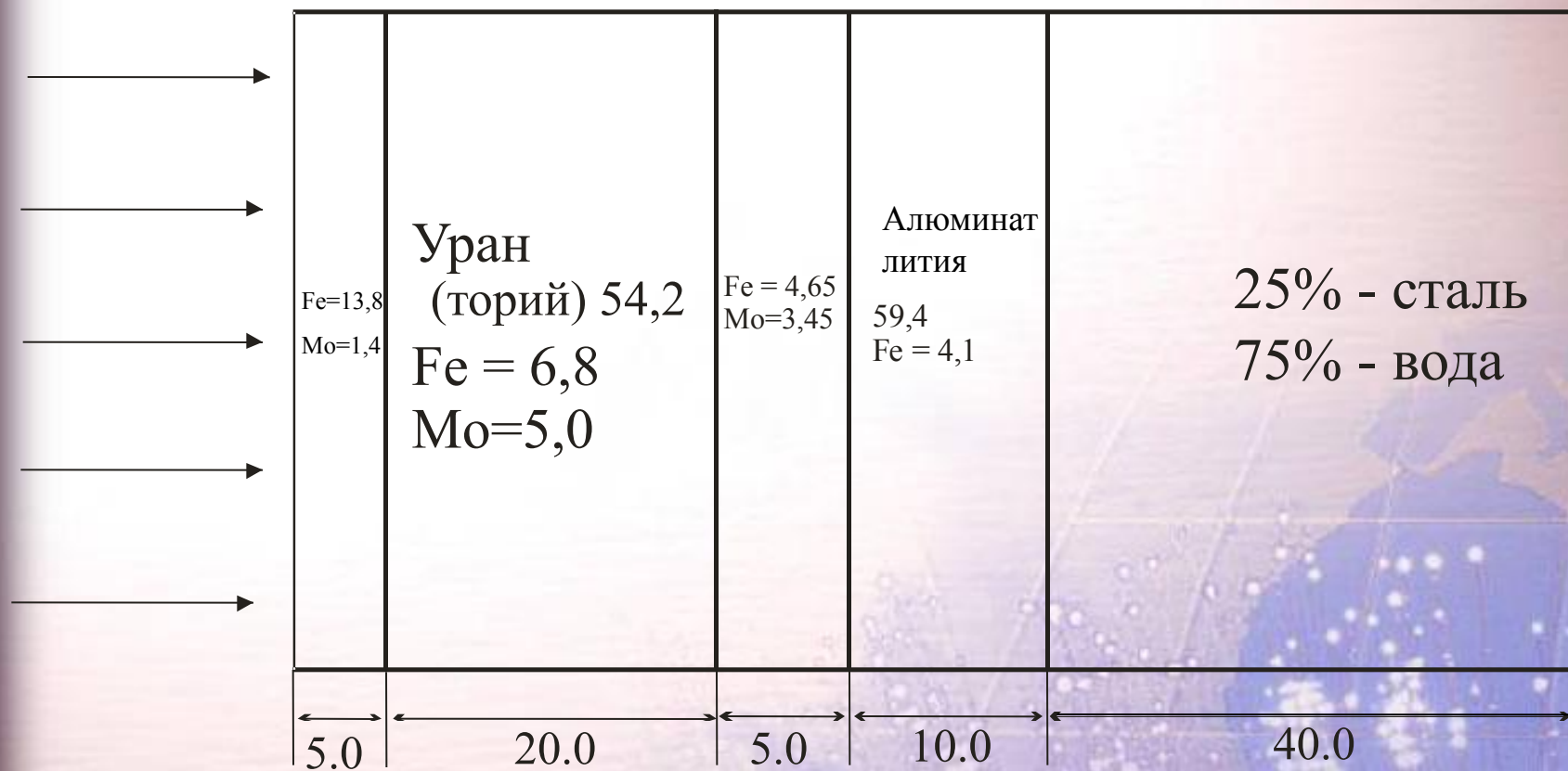


Вариант с $A = 2.5$, $R = 2.5$ м, $B_t = 3$ Тл NbTi

$R = 2.5$ м, $a = 1.0$ м, $A = 2.5$, $k_{95} = 1.7$, $\delta = 0.2$, $Z_{\text{eff}} = 1.2$

	Параболическая плотность
Мощность инъекции, $P_{\text{NBI,tang}}$, MW	30
Тороидальное поле на оси плазмы $B_{t R=R_0}$, Тл	3.0
Состав плазмы D:T	25:75
Ток плазмы I_p , МА	3.4323
Фактор улучшения удержания $H_{y,2}$	1.2
Запас устойчивости на границе плазмы q_{95}	4.8133
Li	0.508
Средняя концентрация плазмы $\langle n_{20} \rangle$, m^{-3}	0.7
Средняя температура ионов плазмы $\langle T_i \rangle$, keV	3.092
Нормализованная бэта плазмы β_N	2.3684
Мощность энерговыделения в нейтронах P_n , MW	13.1419
Нейтронная нагрузка на первую стенку γ , MW/m^2	0.1013
Площадь, m^2	129.70

Примерный состав и структура blankets токамака для переработки топлива (%, см)



Использование термоядерных нейтронов для трансмутации – один из возможных путей эффективной утилизации ОЯТ

Достоинства этого пути:

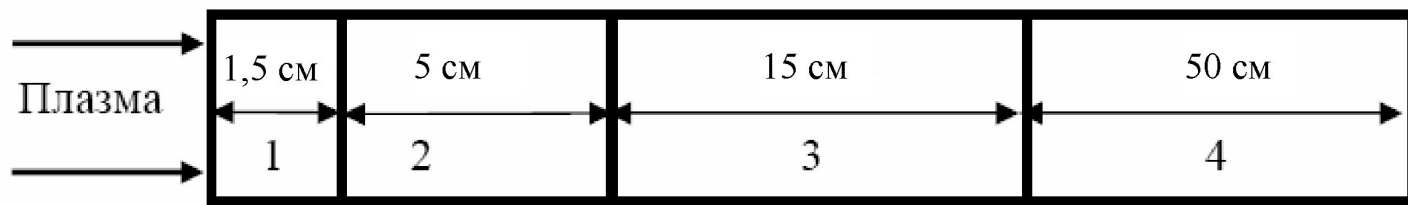
1. Возможность использования трансмутационных blankets различного типа в том числе:
 - Жидкометаллического с высокотемпературным (Pb, Na), низкотемпературным (вода) или газовым теплоносителями;
 - Жидкосолевого с вариацией количества МА;
 - С воспроизводством трития,
2. Исключение Pu из трансмутационного цикла;
3. Ядерная безопасность

Компактный токамак – трансмутатор минорных актинидов

$$k=1,7, D:T= 0,3:0,7, H=1,6$$

	I	II
Ток плазмы I_p , МА	5,00	5,3
β_p	1,2	1,3
Энергетическое время удержания, τ_E , мс	412	427
Средняя концентрация, n_{e20} , м ⁻³	1,0	1,0
Мощность нейтронных пучков, P_{NB} , МВт	45	45
Средняя электронная температура, T_e , кэВ	6,8	7,1
Средняя ионная температура, T_i , кэВ	7,1	7,5
q_0	2,9	1,4
n_e/n_{GW}	0,638	0,604
I_i	0,585	0,746
I_{bs} , МА	2,542	2,181
Тепловая энергия плазмы, W_p , МДж	20,900	22,153
f_{fast} , %	17,485	25,631
Поток нейтронов Γ_n , МВт/м ²	0,311	0,352
Q	1,217	1,374
β_N	3,189	3,550
Реакция пучок-плазма, P_{BT} , МВт	25,429	28,204
α -particles power, P_α , МВт	7,818	8,849
Мощность в нейтронах P_n , МВт	46,587	52,732
Доля бутстреп-тока, f_{bs}	0,5089	0,4142
Эффективность токов увлечения пучками, γ_{NB} , А/Вт	0,0546	0,0690
Энергия, E_{NB} , кэВ	200	300

Бланкет трансмутационного токамака-реактора



Структура бланкета

Зона 1	50 % сталь, 50 % теплоноситель
Зона 2	15 % сталь, 50 % теплоноситель, 35 % МА
Зона 3	15 % сталь, 40 % теплоноситель, 45 % МА
Зона 4	75 % сталь, 25 % вода

Интегральная характеристика бланкета и скорости деления МА

Параметры	Вариант 2 (Li)	Вариант 3 (H ₂ O)
Число делений на 1 DT нейтрон		
Зона 2	1,87	0,66
Зона 3	5,17	1,23
Всего	7,04	1,89
K_{eff}	0,96	0,86
Интегральные характеристики		
Удельная мощность деления, МВт/м ³	211	56,7
Тепловая мощность, МВт	4627	1243

Варианты компактных реакторов-токамаков с «чистым» blanketом

	<i>Реактор с «чистым» blanketом Ro= 3 м, A= 2, k=1,7, D:T= 0,5:0,5, Bt(Ro)=3,9 Тл, HIPB98(y,2)=2</i>		<i>Реактор с «чистым» blanketом Ro= 4 м, A= 2, k=1,7, D:T= 0,5:0,5, Bt(Ro)=3,9 Тл, HIPB98(y,2)=2</i>	
	I	II	I	II
Ток плазмы I_p , МА	10,792	11,918	12,934	11,876
Энергетическое время удержания τ_E , с	1,33	1,19	2,03	1,93
Средняя концентрация, n_{e20} , м ⁻³	1,364	1,375	0,9078	0,906
Средняя электронная температура, T_e , кэВ	8,96	10,10	10,374	8,857
Средняя ионная температура, T_i , кэВ	8,74	9,92	10,127	8,664
n_e/n_{GW}	0,893	0,815	0,882	0,959
Поток нейтронов Γ_n , МВт/м ²	1,6551	2,2573	1,3863	1,2708
Q	10,871	11,863	19,045	16,188
β_N	4,655	5,075	4,032	3,990
Мощность нейтронного излучения P_n , МВт	558,54	761,83	831,75	760,47
Мощность пучков PNB, МВт	20/40	20/55	20/31	20/35
Энергия пучков ENB, кэВ	400/500	400/400	400/500	400/400

Бланкет –типа бланкета DEMO-C:

- толщина 0,5-0,75 м, керамические шарики в стальном каркасе;
- теплоноситель – гелий под давлением 10 МПа;
- при нейтронном потоке 1,3 МВт/м² бланкет может генерировать 1,5-2,8 ГВт тепловой энергии

Компактные токамаки-реакторы следующих масштабов могут:

- R=3 м, при поддержке нейтральными пучками общей мощностью 60 МВт обеспечить Q=10;
- R=4 м при тех же параметрах пучков обеспечить Q>20. При мощности пучков 75 МВт термоядерная мощность достигнет 1,8 ГВт

Оба варианта могут быть использованы и как ТРТ.

Характеристики компактного токамака ($A=2$) для тестирования компонент и технологий термоядерных реакторов

$R = 2$ м; $a = 1$ м; $B_t \approx 4$ Тл; $n_e \approx 1,5 \times 10^{20}$ м⁻³, $k = 1,7$; $P_{NB} = 50$ МВт (400 кэВ)

Ток плазмы, МА	8,7
β_p	1,2
$\langle T_e \rangle / T_{e0}$, кэВ	14/50
$\langle T_i \rangle / T_{i0}$, кэВ	15/41
n_e / n_{gw}	0,53
l_i	0,68
Средний поток нейтронов Γ_n , МВт/м ²	1,3
Q	4,8
β_N	5,8
Доля бутстреп-тока f_{bs}	0,54
$H_{IPB98(y,2)}$	2,0

Моделирование показывает, что такой токамак может обеспечить нейтронную нагрузку на стенку 1,3 МВт/м², достаточную для тестирования материалов термоядерных реакторов

Ядерно-технологические проблемы создания гибридного токамака-реактора

- Создание эффективного blankets (нейтронно-физическое обоснование, выбор материалов, разработка эффективной конструкции);
- Выбор теплоносителя;
- Разработка тритий воспроизводящего контура;
- Радиационная защита ЭМС и других систем реактора;
- Радиационностойкие материалы (первой стенки, blankets, внутрикамерных элементов, дивертора и др.)

Задачи создания компактного токамака – источника термоядерных нейтронов

1. Экспериментальное подтверждение плазмо-физической модели стационарного токамака – источника нейтронов и возможности поддержания стационарного режима работы.
2. Дивертор, воспринимающий тепловые потоки 10-15 МВт/м².
3. Защита первой стенки.

Задачи создания компактного токамака – источника термоядерных нейтронов

6. Воспроизводство трития.
7. Радиационно-стойкие материалы и изоляция.
8. Мощные стационарные источники нейтральной инжекции.
9. Самообеспечивающая система энергоснабжения.
10. Безопасность рабочего цикла и всей системы.
и другие.

Заключение

- Концептуальное рассмотрение физической и технологической базы компактного токамака-источника термоядерных нейтронов и теплыми обмотками показало принципиальную возможность их создания и использования для решения ряда задач ядерной и термоядерной энергетики.
- Имеется реальная возможность создания в России компактного гибридного реактора-наработчика топлива, реактора-трасмутатора ОЯТ 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;

