



ПРОЕКТНЫЙ
ЦЕНТР ИТЭР
РОСАТОМ



Гибридный термоядерный реактор.

Л.Н.Химченко,

l.khimchenko@iterrf.ru

2024, 28 мая, Нейтроника-2024, Обнинск.



О ПРИВЛЕЧЕНИИ УЧЕНЫХ К РАБОТАМ ПО МАГНИТНОМУ ЯДЕРНОМУ РЕАКТОРУ*

№ 6сс/оп

4 января 1951 г.
Сов. секретно
(Особая папка)

Товарищу Ванникову Б.Л.

Для развития экспериментальных исследований по магнитному ядерному реактору, предложенному тов. Сахаровым А.Д., которые намечено проводить в ЛИПАН под общим руководством тов. Головина И.Н., целесообразно привлечь следующих сотрудников:

- | | |
|---------------------|----------------|
| 1. Арцимович Л.А. | ЛИПАН |
| 2. Давыдов Б.И. | “ |
| 3. Мигдал А.Б. | “ |
| 4. Будкер Г.И. | “ |
| 5. Андрианов А.М. | “ |
| 6. Явлинский Н.А. | филиал ОКБ МЭП |
| 7. Павлов Д.В. | “ |
| 8. Осовец С.М. | ЛИПАН |
| 9. Самойлов И.М. | “ |
| 10. Терентьев А.К. | “ |
| 11. Халдин Н.Н. | “ |
| 12. Спиридонов А.К. | “ |
| 13. Наумов А.А. | “ |
| 14. Лукьянов С.Ю. | “ |
| 15. Векшинский С.А. | НИВИ МЭП |

Прошу Вашего разрешения на привлечение перечисленных сотрудников к работе по магнитному ядерному реактору.

Академик *И.В. Курчатov*

§ 3. Промышленные характеристики возможного магнитного ядерного реактора

Обратимся к техническим характеристикам магнитного ядерного реактора, предположив, что теория, разработанная А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом, верна и все физические трудности преодолены.

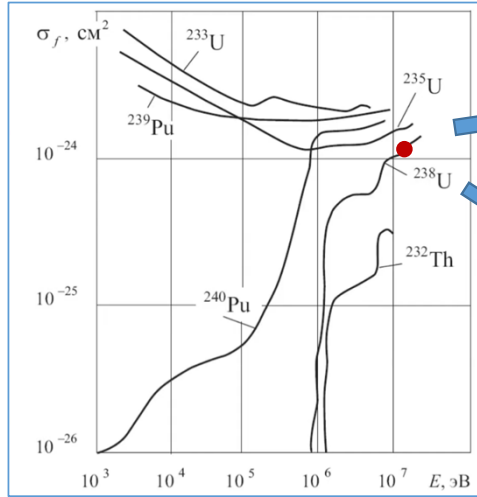
Согласно развитой теории, магнитные ядерные реакторы обладают одной неприятной особенностью, состоящей в том, что нельзя построить малую модель с саморазвивающейся реакцией. Малая модель может действовать только потребляя энергию извне. Саморазвивающаяся реакция получается лишь в модели, размеры и напряженность магнитного поля которой достаточно велики. Если принять диаметр трубы равным 8 м, то напряженность поля в ней должна быть 25 000 Э. Труба должна образовывать баранку диаметром около 40 м. Мощность, затрачиваемая на питание обмотки трубы постоянным током, составит около 400 тыс. кВт, если на обмотку затратить около 4000 т меди или соответственно мощность составит около 200 тыс. кВт при затрате на обмотку 8000 т меди. Производительность такого реактора может сильно меняться в зависимости от давления в нем дейтерия. По-видимому, возможен режим, при котором будет выделяться за счет ядерной реакции мощность в 500 тыс. кВт. За год в реакторе при этом режиме должно образовываться 75 кг трития, или, облучая возникающими в нем нейтронами торий или уран-233, можно получать около 6 т делящихся веществ в год. Т.е. производительность по тритию в 50 раз больше, чем у агрегатов “И”, и соответственно по делящимся веществам – почти в 50 раз больше производительности агрегата “АВ”. Годовой расход дейтерия получается сравнительно очень небольшим – около 490 кг, т.е. около 2 т тяжелой воды.

Приведенные цифры очень ориентировочны. Нельзя признать физически невозможными также режимы в 2–3 раза более интенсивные, чем приведенный режим. Надо, с другой стороны, иметь в виду, что более полная разработка теории и экспериментальные исследования могут привести к крушению всей идеи этого реактора.

Эти цифры показывают, что если удастся осуществить магнитные ядерные реакторы, то получение ядерного горючего будет достигнуто совершенно новыми и очень перспективными путями. Действительно, ресурсы тяжелой воды совершенно неисчерпаемы. Переработка тория, природные запасы которого значительно превосходят запасы урана, даст лучшее ядерное горючее – уран-233. Все обедненные отвалы от диффузионных заводов и котлов могут быть полностью переработаны в плутоний. Наконец, тепловая энергия, выделяющаяся в магнитных ядерных реакторах, может быть непосредственно использована для нагрева паровых котлов, и, таким образом, возможно, что магнитные ядерные реакторы образуют замкнутую систему, не нуждаясь в получении электроэнергии извне.

* Письмо на имя Б.Л. Ванникова от 04.01.51. Машинописный текст. Архив “Росатома”. Ф. 24, л. 26562, л. 3. Публикуется впервые.

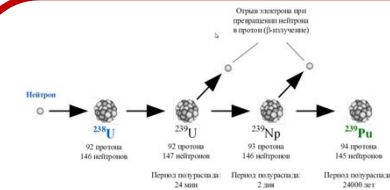
Быстрые нейтроны. Переработка ^{238}U . Физическая основа.



Сечения реакций деления ядер изотопов урана, плутония и тория

Выделяет 200 МэВ, но не поддерживает цепную реакцию

Если есть источник 10+ МэВ нейтронов, то РБН можно окружить бланкетом с ^{238}U и сделать размножитель нейтронов для получения тепла и электричества.



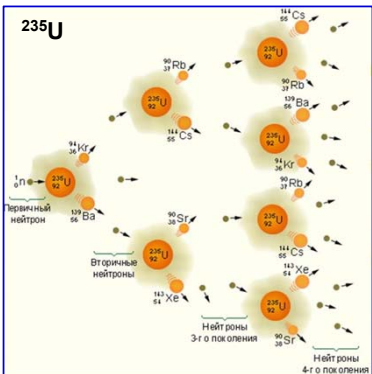
Наиболее вероятная реакция в реакторе на быстрых нейтронах — поглощение нейтрона изотопом урана-238 (или тория-232).

Если есть источник 10+ МэВ нейтронов, то из «отвалыных» урана-238 (или тория-232), можно получать топливо для АЭС.

Росатом впервые изготовил МОКС-топливо с минорными актинидами для дожигания их в реакторе. 06.12.23. ТАСС

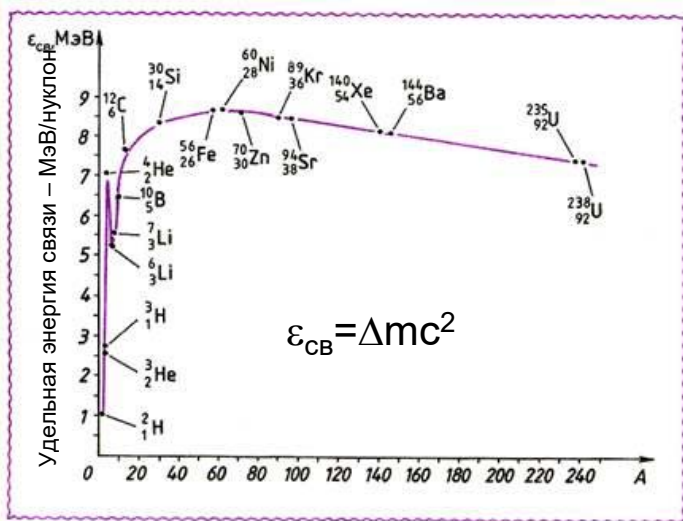
На базе ядер ^{235}U или ^{239}Pu получаем цепную реакцию: поглощая как быстрые, так и медленные нейтроны, ядра будут делиться, испуская вторичные, третичные нейтроны и т.д.
+ отходы с периодами полураспада в сотни тысяч лет.

При работе ядерного реактора образуются минорные актиниды — Нептуний, Америцай, Кюрий, альфа излучатели с очень большим временем полураспада. Необходимо «дожигание»!



Принята концепция - быстрый реактор **естественной безопасности** с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем в сочетании с замкнутым топливным циклом, в рамках проектного направления **"Прорыв"** и при создании на площадке АО "СХК" опытно-демонстрационного энергокомплекса с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 и производствами замкнутого топливного цикла - модулей фабрикации-рефабрикаци и переработки нитридного уран-плутониевого топлива.

Основы физики термоядерных реакций – выбор направления

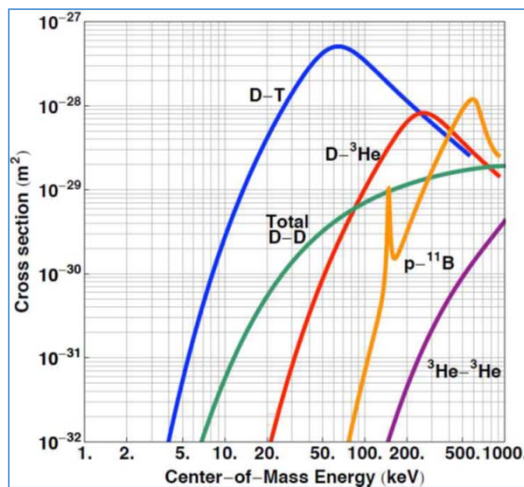


3.6 + 14.1 МэВ

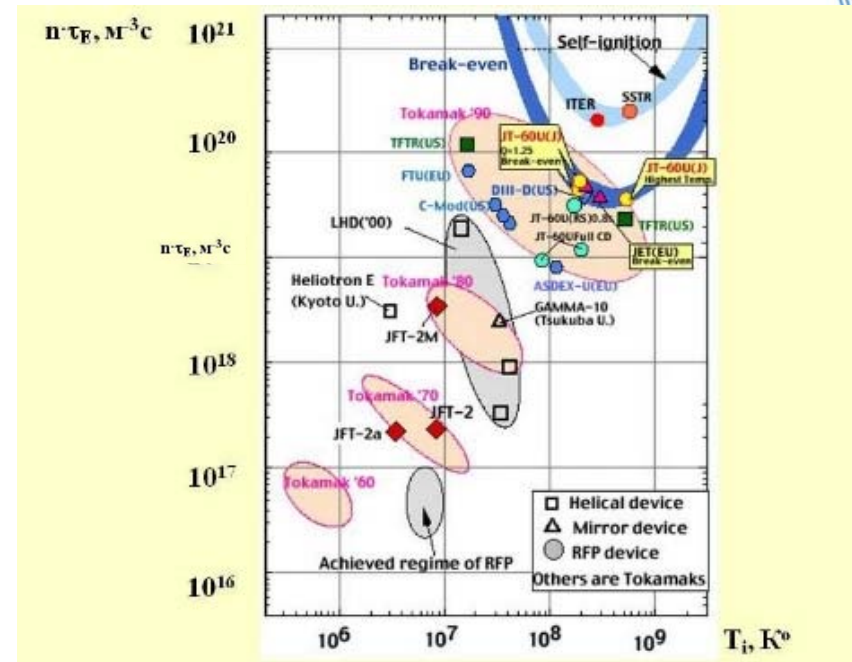
Критерий Лоусена - определяет минимальную частоту столкновений ядер (nT), необходимую для поддержания реакции. Он равен $nT \sim 10^{20}$ столкновений в $1 \text{ м}^3 / \text{с}$ при температуре ядер (T) около 100 млн °С.

Гелий греет центральную плазму = самоподдерживающаяся реакция

Кривая дефекта масс



Сечение взаимодействия ядер



Пока токамаки наиболее близки к «зажиганию».

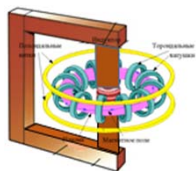
Дорожная карта российского термояда.

Магнитный термоядерный реактор



И.Е.Тамм А.Д.Сахаров

ТоКаМаК



Круглое сечение
Железный сердечник
Лимитер
Т-1/Т-3/Т-10
Туман/ФТ/ТСП

+ Сверхпроводник
Т-7/Т-15



Гибридный термоядерный реактор (1951)



Л.А.Арцимович В.Д.Шафранов

1972 году Л.А.Арцимовичем и В.Д.Шафрановым предложена концепция вытянутого сечения с полоидальным дивертором.

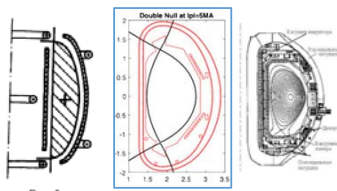


Рис. 2

Вытянутое сечение
Воздушный индуктор
Дивертор

СССР-США. Совещание по гибридным системам. 1976 - 1979

DIII-1978

JET-1983

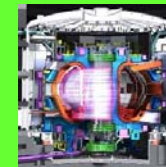
INTOR (1980)

1985



Проект
20 лет

2006
ITER



EU - DEMO
CN - CFETR.
USA - DEMO

ОТР-гибрид
(1980-1988)

Опытно-промышленный гибридный реактор

RF - ТИИ

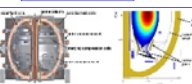


В.В.Орлов

JT60SA, EAST, KSTAR, WEST, ASDEX-U, SPARC, FPP ...

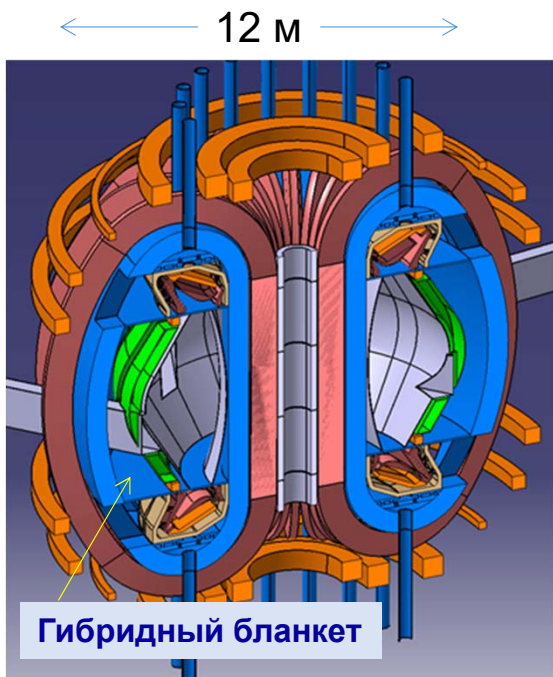


TCV



ST-40

Опытно-промышленный гибридный реактор ОПГР-500. До 1988 г.



Токамак позволяет создать стационарный источник нейтронов с интенсивностью 10^{16} - 10^{20} н/с и энергией нейтронов 14.1 МэВ

Т.к. трития в природе ничтожно мало, то в «чистом» ТЯР (только для электричества) есть бланкет для собственной наработки трития.

В гибридном ТЯР вакуумная камера токамака/плазменной установки окружена сложным бланкетом, с ^{238}U и/или **Минорными актинидами**, и материалом для воспроизводства **трития (^6Li)**. Размножение нейтронов в уране позволяет, кроме воспроизводства сгоревшего ядра трития, получить на одну D—T-реакцию более 1,5 атомов ^{239}Pu .

Моделирование показывает, что нейтронная нагрузка $P \ll 1$ МВт/м² достаточна для создания экономичного гибридного реактора-синтеза-деления, с бланкетом, содержащим «ядерное сырье» — ^{238}U или ^{232}Th .

Например: в ОПГР требования по нейтронной нагрузке - до **0,2 МВт/м²**, а радиационной дозе - до 2 МВт×лет/м².

До 1988 г.

Ранее предполагалось, что первым этапом практического применения УТС будут **гибридные реакторы**. Их освоение станет одновременно практическим шагом к чисто термоядерным реакторам, которые позволят на следующем этапе значительно-снизить, а в пределе — исключить опасности, связанные с радиоактивностью при производстве ядерной энергии.

Но Чернобыльская авария и настойчивость американцев в нераспространении **Pu** изменили тенденцию. **Россия выбрала приоритетом участие в международном проекте ИТЭР.**



В июне 2013 года по инициативе академика Е.П.Велихова, в НИЦ «Курчатовский институт», была сформирована рабочая группа по гибридной программе "синтез-деление". От группы требовалось сформулировать концепцию энергетически значимой установки с разумными сроками сооружения.

При этом учитывать, что у гибридных систем могут быть как минимум три применения:

- Такая система может выступать в качестве **наработчика топлива** с подавленным делением и при непрерывной переработке жидкосолевой смеси. Он даст в 4—10 раз больше избыточного P_{ex} , чем быстрый бриддер той же мощности, и обеспечит горючим **четыре-шесть** реакторов на тепловых нейтронах современного типа.
- Второе возможное применение - **трансмутация** младших актинидов.
- Третий вариант - подкритическая **электростанция** на ^{238}U или ^{232}Th с жидкосолевым теплоносителем.

Кроме этого, гибридный реактор воспроизводит **тритий** для собственных нужд и для запуска термоядерных реакторов.

В 2017 году был подготовлен проект гибридного термоядерного реактора, направленный в администрацию президента Российской Федерации.

ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И ИНЖИНИРИНГ, 2013, том 4, № 3, с. 279–288

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

УДК 621.039

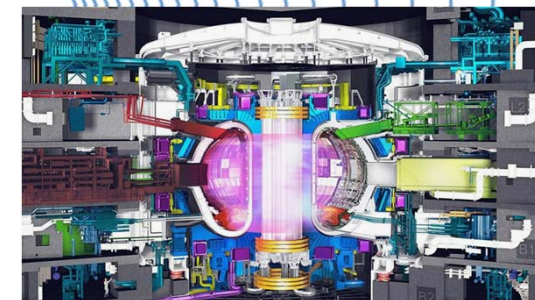
ГИБРИДНЫЙ РЕАКТОР НА ОСНОВЕ ИТЭР В КАЧЕСТВЕ ВЫЖИГАТЕЛЯ ПЛУТОНИЯ И МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

© 2013 г. Р. И. Илькаев*, Н. В. Завьялов*, В. Ф. Колесов*, Ю. Я. Нефёдов*,
И. А. Иванов*, П. Х. Ребю**

* Российский Федеральный Ядерный Центр - Всероссийский научно-исследовательский институт
экспериментальной физики (ИФЯЦ-ВНИИЭФ), Саров, Россия

** Комиссариат по атомной энергии (СЕА), Париж, Франция

Поступила в редакцию 04.07.2012 г.



ГИБРИДНЫЙ РЕАКТОР НА ОСНОВЕ ИТЭР В КАЧЕСТВЕ ВЫЖИГАТЕЛЯ ПЛУТОНИЯ 281

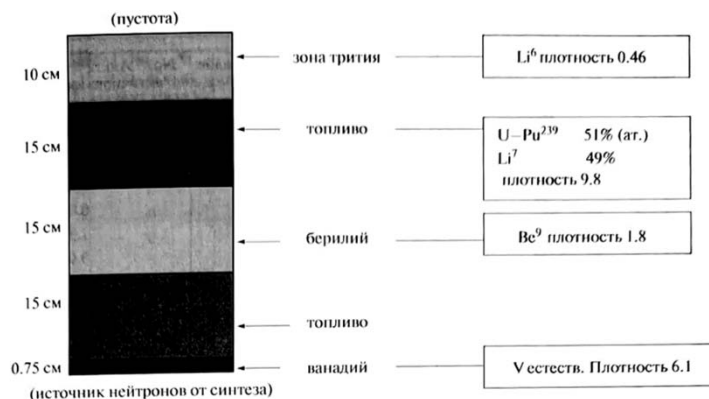


Рис. 1. Геометрия blankets. (Первая топливная зона (самая близкая к плазме) называется быстрой зоной, вторая зона – тепловой. Радиус внутренней границы ванадиевой стенки равен 8.1 м) [9].

Мощность нейтронного потока в ядерном синтезе – 40 МВт ($1.4 \cdot 10^{19}$ н/с)

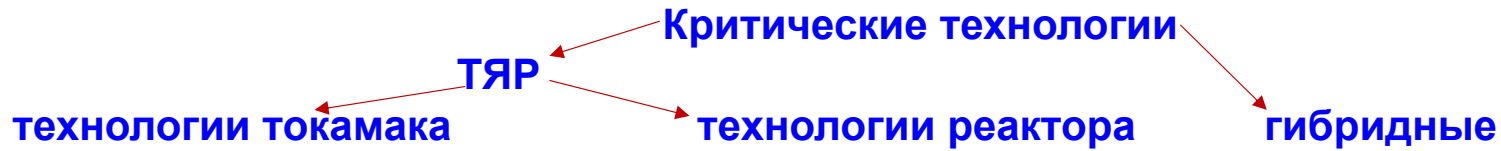
Бланкет

состоит из двух зон:

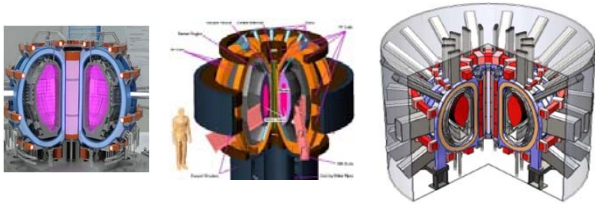
1. Зона **трансмутаций** – слой, состоящий из смеси оксидов минорных актиноидов (79.0 % об.) и теплоносителя (21% об.);
2. **Бридерная** зона для воспроизводства трития – слой, состоящий из ортосиликата лития Li₄SiO₄ (88 % об.), стали (5% об.) и теплоносителя (7%). Содержание изотопа ⁶Li в смеси изотопов ⁶Li и ⁷Li составляет 90%.

Путь к промышленному гибриднему реактору - ПГР

В настоящее время проекты ГТЯР находятся на уровне эскизного проектирования.
В данный момент не существуют и не сооружаются не одного ГТЯР;



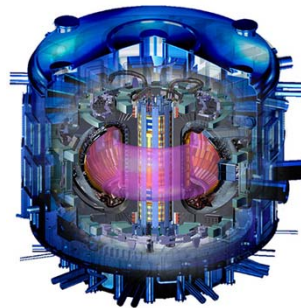
Т-15МД / Глобус-3 / ТРТ



•Интеграция

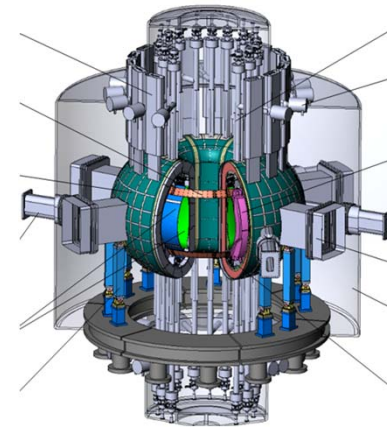
- ВТСП магнитная система
- Первая стенка
- Дивертор
- Нагрев и генерация тока
- Откачка и ввод топлива
- Диагностики
- Дистанционное обслуживание
- Безопасность

ТРТ / ИТЭР / ТИН



- DT-нейтроны
- Тритиевый цикл,
- Материалы
- Нейтронные коды
- Риск анализ
- Ядерный регулятор

ДЕМО-ТИН (НИИЭФА)



- Активные зоны и бланкеты,
- ЯТЦ с высокоактивным топливом,
- Жидко-солевые с непрерывным выделением нуклидов

ОПГР (X+30 лет)
500 МВт,

ПГР (X+40 лет)
P=3 ГВт (т),
P=1,3 ГВт (плазма),
P=1,1 ГВт (нейтроны),
МА=1 т/год,



Выжигание / трансмутация минорных актинидов.

Наиболее эффективными технологиями использования гибридных систем в будущей ядерной энергетике представляются **пережигание Минорных актинидов (МА)** - как существенная технология реализации устойчивого развития ядерной энергетики и замыкания ее топливного цикла.

МА обеспечат наиболее эффективное размножение нейтронов ДТ-синтеза для топлива активной зоны (> 40 при $K_{eff} = 0.95$ с энерговыделением на нейтрон ~ 60 МэВ)

Декусар В.М., Мосеев А.Л., Гурская О.С.
Прогноз наработки минорных актинидов в 21-м столетии; АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2023.

- накопление америция в РФ за столетие составит около 130 т + 40 т от зарубежных АЭС.
- При переходе к двухкомпонентной ЯЭС такой же установленной мощности с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ, указанная величина снизится до ~ 90 т.
- **Т.е. выжигается америция = 0.4 т/год, при 70 ГВт ЯЭ (50% БН).**

Шлёнский М.Н.

Исследование сценариев развития атомной энергетики России с замкнутым U-Pu топливным циклом и гибридными системами «синтез-деление». НИЦ КИ. 2019

ОПГР – загрузка: 100 т U, 20 т МА. КИУМ = 0.8; $W_T = 210$ МВт

ПГР – загрузка: 150 т U, 40 т МА. КИУМ = 0.95; $W_T = 1365$ МВт

За 100 лет работы установок возможно сжечь (перевести в продукты деления) около **98 т МА** ОЯТ и наработать около **198 т Pu**, необходимого для работы БР (при полной загрузке бланкетов);

Наблюдается даже дефицит топлива,

Т.е. выжигается МА = 1т/г при мощности ГТЯР = 1.5 ГВт



При замыкании ядерного топливного цикла утилизация ОЯТ подобным образом может занять от 100 до 500 лет. В Гибридных реакторах этот процесс будет идти, как минимум, в 10 раз быстрее. Учитывая количество уже накопленного в России изотопа урана-238, запасов уже добытого урана, даже с учётом полного перехода на выработку энергии (тепловой и электрической) гибридными реакторами, нам хватит **на тысячу лет**.

- Современные потребности мировой ядерной энергетики в пережигании МА составляют ~5-6 тонн/год
- Достаточно иметь 5-6 ПГУ для остановки накопления МА
- Парк ПГУ открывает новый международный рынок по замкнутому ядерному топливному циклу объемом ~ \$B100

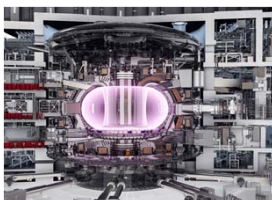
Кроме того, такие реакторы снижают уровень требований к качеству плазмы и позволяют заменить до 95% делящегося урана на торий, который не способен к саморазгону. При этом гибридные реакторы отличаются относительно компактными размерами при высокой мощности и небольшим количеством радиоактивных отходов.

В отличие от реакторов деления, управление которыми основано на использовании поглотителей нейтронов, состояние blankets гибридной системы регулируется, напротив, добавкой нейтронов из термоядерного источника

Моделирование ядерных и термоядерных процессов, а также проведение предпроектных исследований показало реальность создания гибридного термоядерного реактора на уже существующей плазме. Вопрос в создании Дорожной карты

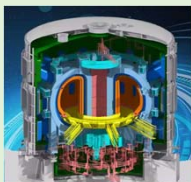
Российские установки:

ITER

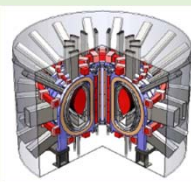


ИТЭР – отработка полномасштабного «горения» плазмы с DT реакцией. Флюенс – $5 \cdot 10^{27}$ нейтронов. *Строится.*

BEST (China)

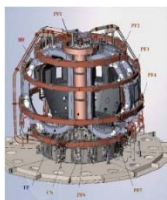


TRT



ТРТ – отработка термоядерных технологий. Небольшой нейтронный флюенс от DT реакции. *Проектируется.*

T-15МД



Т-15МД – отработка физических основ ТЯР и ДЕМО-ТИН. *Работает.*



- CN –
- EU –
- IN –
- JA –
- KO –
- RF –
- US –
- IO –



Развитие инфраструктуры ИТЭР.



26.09.2923

Криофабрика обеспечивает захлаживание сверхпроводящих катушек, тепловой защиты и крионасосов

79%

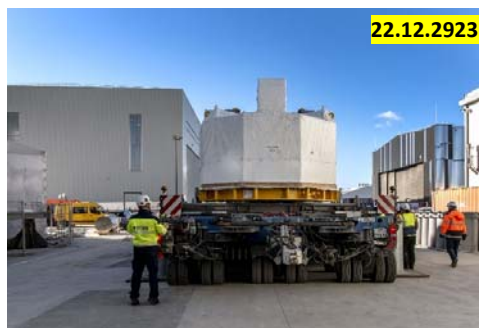


10.01.2924

Этот 11-метровый 109-тонный трансформатор/преобразователь постоянного тока является последним из 18, поставленных Корейским национальным агентством с 2018 года. Он прибыл на площадку ITER в январе, и будет интегрирован в комплекс оборудования, предназначенного для преобразования энергии, подаваемой французской энергосистемой, в напряжение, необходимое для работы магнитных катушек ITER.



Мобильный манипулятор с дистанционным управлением, который перемещается на 360° внутри вакуумной камеры. Он может переносить оборудование весом до 5 тонн и размещать внутри вакуумной камеры с точностью более 0,5 мм.



22.12.2923

110-тонный модуль центрального соленоида является четвертым (из семи), поставленным США на ИТЭР.



15.12.2923

Поставка европейской катушки тороидального поля №18, весом 330 тонн - завершение программы их изготовления.



06.10.2923

Две катушки тороидального магнитного поля лежат на складе, ожидая ремонта секторов вакуумной камеры и теплозащитного экрана.

September 2022

Сектор 6 VV+TF12/13 - установлен в шахту



SWL 750 t

Сектор 7 VV+TF8/9

Сектор 8 VV+TF10/11

Сборка токамака ИТЭР.

Nb₃Sn катушка тороидального магнитного поля



Сектор вакуумной камеры



NbTi катушка полоидального магнитного поля



18 м



Сектор №6 установлен в шахте с миллиметровой точностью.



С точки зрения скейлингов и закладки перспективных реакторных решений при проектировании, ИТЭР далеко оторвался от «экспериментальных» ТЯ установок.

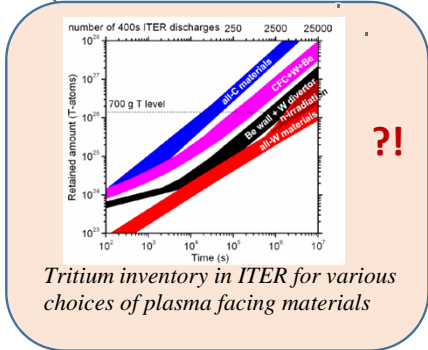
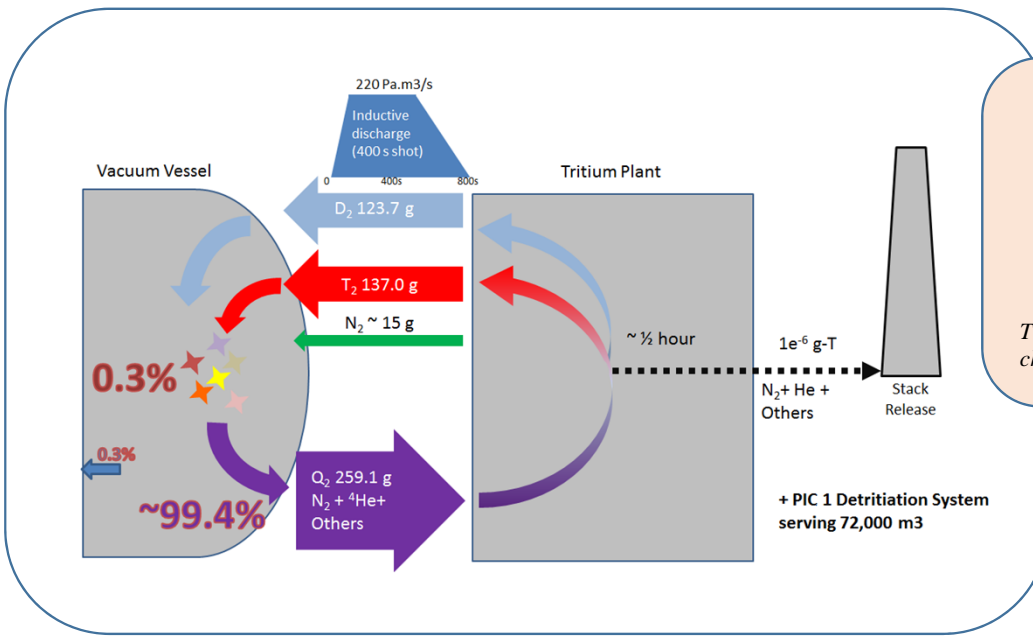
При создании такой большой и сложной машины, как ИТЭР, трудности и неудачи не становятся неожиданностями — они являются неотъемлемой частью изготовления, сборки и установки первых в своем роде компонентов.

Примеры: JT60SA, W-7A

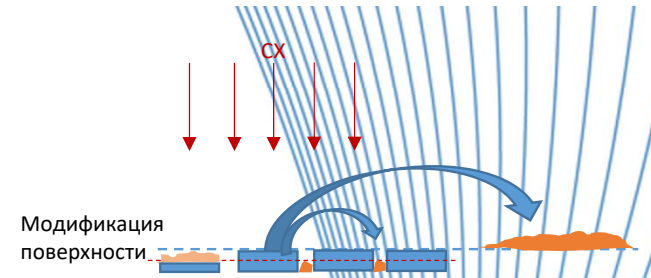
ИТЭР столкнулся с проблемами:

- *управление проектом* - сдвиг **графика работ** на три года
- *технические* - «потекли» **трубки охлаждения** в тепловой защите.
 - не совпадают **стыковочные края** вакуумной камеры для сварки
- *безопасность* - **ядерный регулятор** Франции против бериллиевой первой стенки токамака.
- *физика* - модификация поверхности первой стенки и появление продуктов распыления, которые могут привести к **поглощению трития**, очень дорогого топлива.

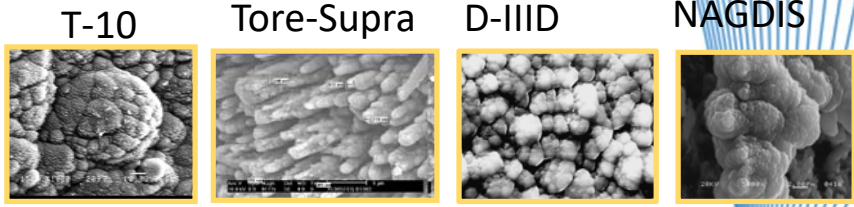
Проблемы ИТЭР. Тритиевый цикл. Модификация первой стенки.



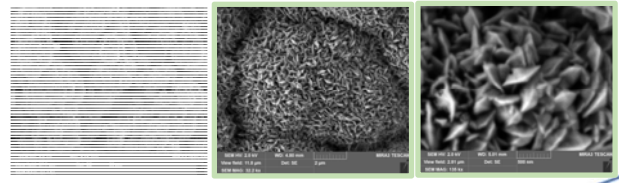
Распыление стенки и агломерация нанопыли



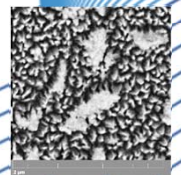
Углерод



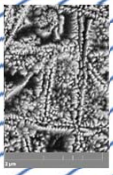
Литий



ПЛМ



Бор

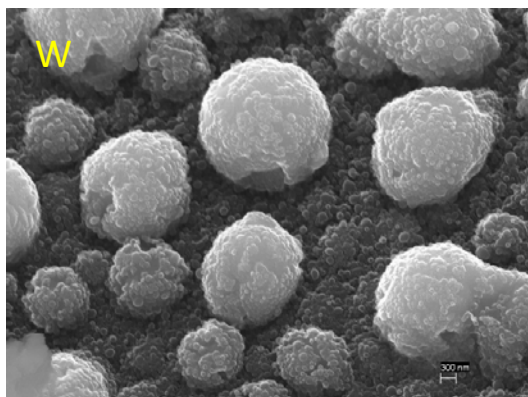


Дендриты

Перепылённый в токамаке материал никогда не имеет кристаллическую структуру.

Более того – структура перепылённого материала фрактальная, а значит имеет большую сорбционную поверхность.

Эксперимент на плазменных установках



QSPA. Beryllium / tungsten / CFC dust. Comparison.

2011
Beryllium, 1 MJ/m², 100 plasma shorts

2008
Tungsten, 1 MJ/m², 100 plasma shorts

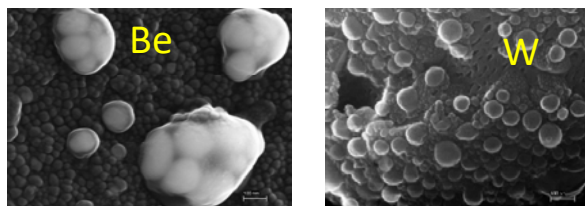
2008
CFC, 1 MJ/m², 100 plasma shorts

The scale identical

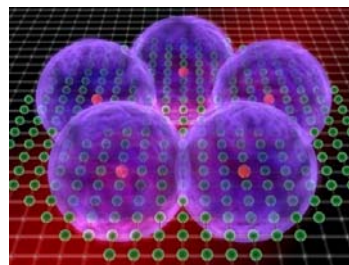
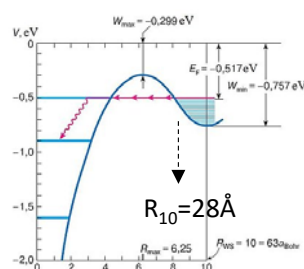
Quite possible the mechanism of dust formation the same for all materials under HHF - nanoparticles agglomeration.

20th PSI, 23 May 2012, Aachen, Germany 25/27

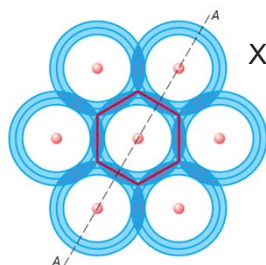
Предположение



Метаустойчивое состояние



Кривая потенциальной энергии



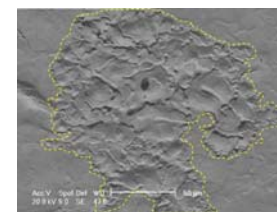
Характерный размер атома $r_n \sim n^2$

n	d (нм)
1	0.153
10	15.3

**Рекомбинация, как причина
возникновения возбуждённых атомов**

Эктонный механизм термоэмиссии

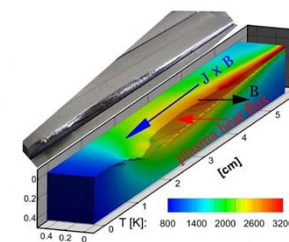
Перегрев поверхности первой стенки при возникновении эктонного механизма термоэмиссии.



Токамак Т-10, W



Потоки расплавленного металла по поверхности первой стенки.



Термоэмиссия:
 $j_e = AT^2 \exp(-W/kT)$

$$F = J \times B$$



Современный уровень знаний и имеющиеся наработки в области УТС достаточны для создания термоядерного источника нейтронов, требования к параметрам плазмы и конструкционным материалам в котором заметно ниже, чем для энергетического реактора.

Таким образом, создание гибридного реактора возможно уже сегодня, и задачи освоения УТС перед концепцией гибридного реактора остро не стоит.

Существенно, что бланкет гибридного реактора работает в подкритическом режиме с внешним источником нейтронов, что исключает последствия запроектных аварий с изменением мощности (реактивностные аварии) и с захолаживанием теплоносителя без срабатывания систем защиты.

Поскольку энергия деления ^{238}U в 7 раз превосходит энергию D-T реакции, т.е. увеличивает нейтронную мощность гибридного реактора, то тепловая нагрузка на **первую стенку** токамака снижается.

Подобный подход даёт огромные преимущества для ядерной энергетики. Так, например, гибридный ядерный реактор **на порядки безопаснее** традиционной АЭС, а сценарии ядерных и даже локальных аварий невозможны из-за конструктивных особенностей ректора и физики процессов, протекающих в нём.

Нейтроны высоких энергий очень **эффективно выжигают ядерные отходы**, наработанные в АЭС. Сам процесс выгорания любых типов ядерных отходов экспериментально подтверждён процессами, происходящими в быстрых реакторах типа БН-600/800. Появилась концепция безвредной для экологии утилизации отработанного ядерного топлива до состояния естественной радиоактивности земной породы.

При использовании **тория-232** в гибридном реакторе нейтронное облучение трансмутирует его в уран-233. Использование урана-233 в качестве топлива на АЭС не даёт таких долгоживущих радиоактивных отходов с периодами полураспада в сотни тысяч лет, как при использовании урана-235. Максимум, что мы можем получить, - это радиоактивные отходы с периодами полураспада в сотни лет. При этом тория-232 в земной коре в 3-4 раза больше, чем урана.

Реализация проекта «Прорыв» безусловно привлечёт внимание к гибридным системам «синтез-деление», как к наиболее эффективному типу реактора.

Россия, реализовав концепцию Гибридных реакторов, закрывает для себя энергетический вопрос на века.