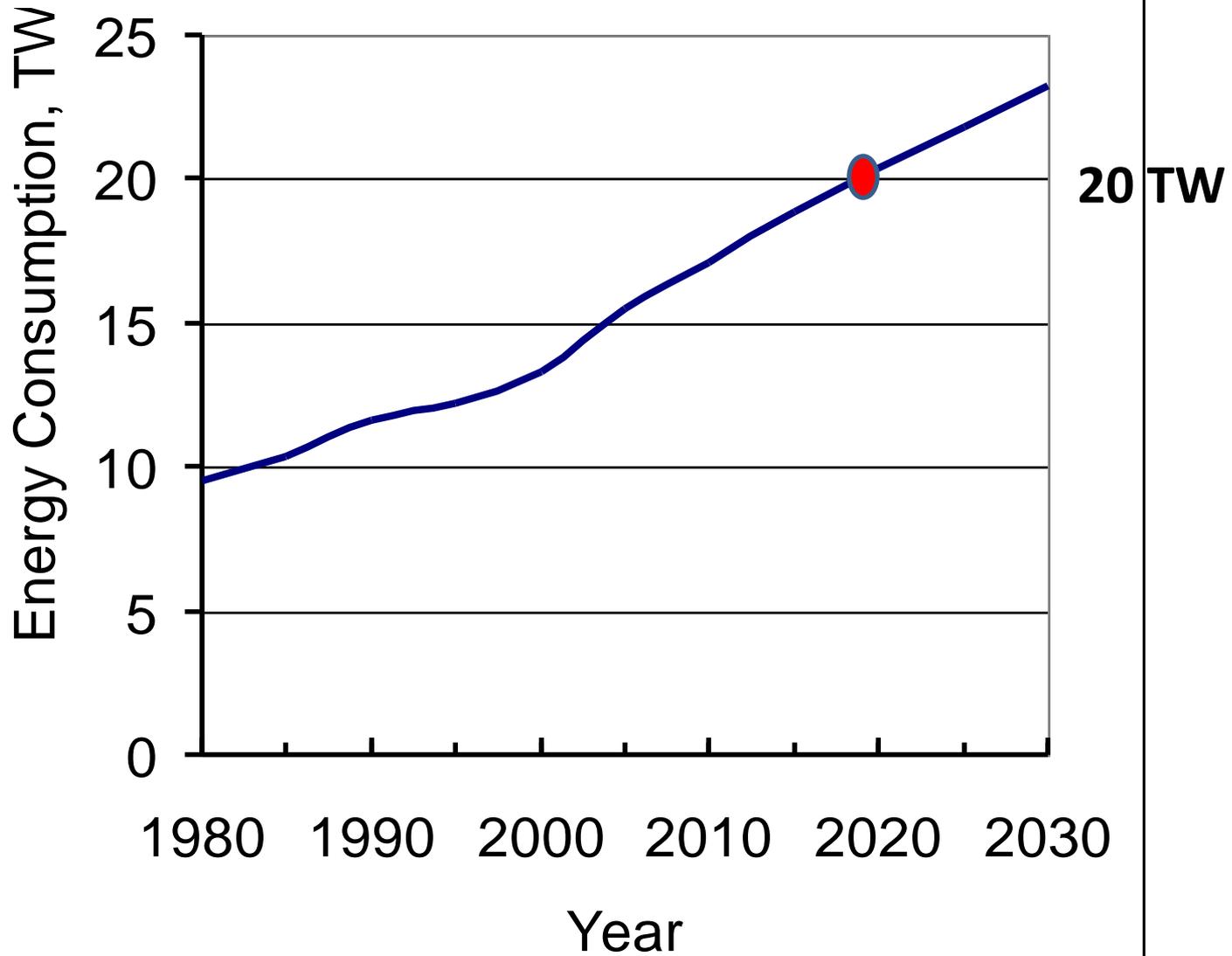


В.А.Курнаев

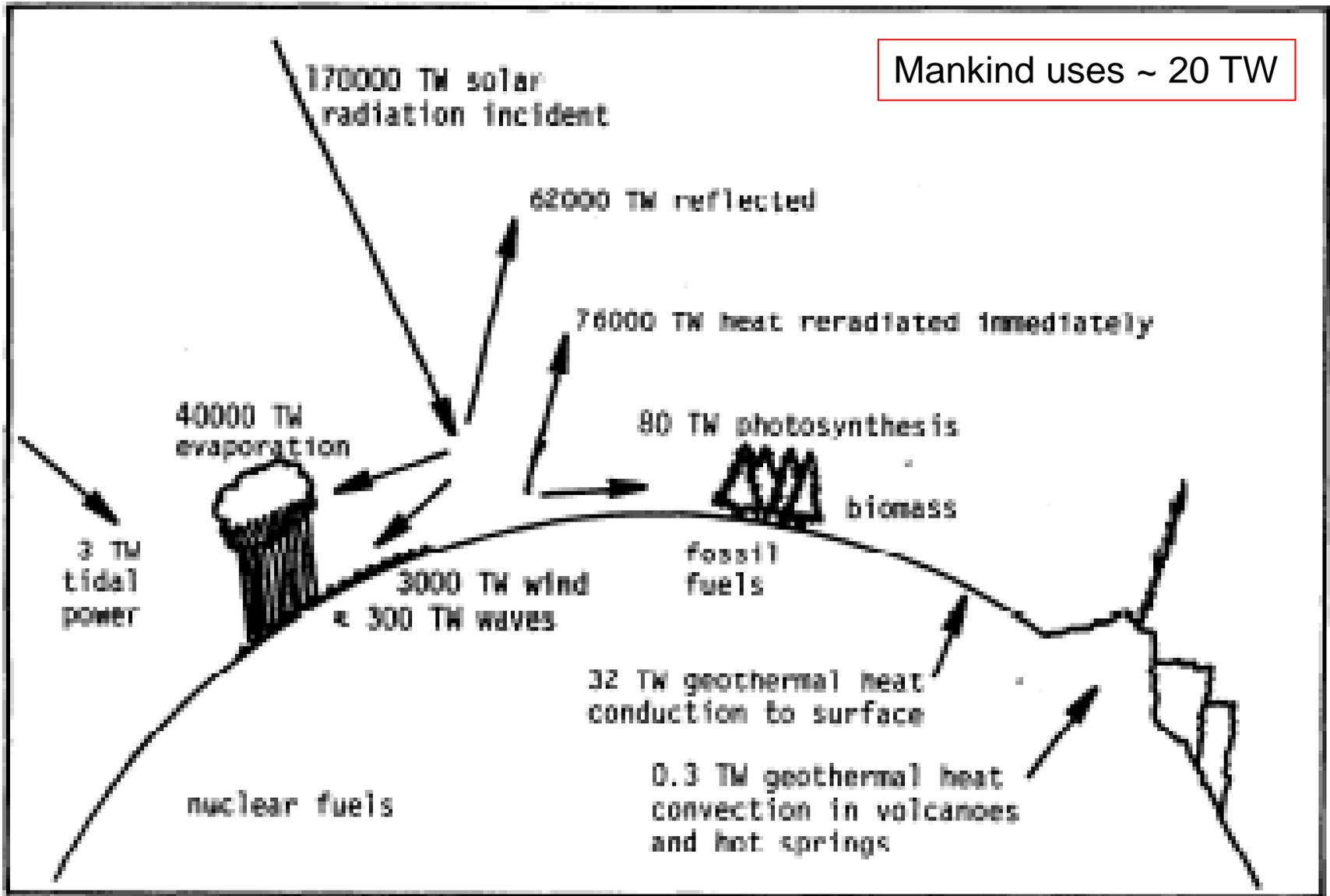
**Термоядерная
энергетика – путь к
энергетическому
изобилию**

29 января 2015, НИЯУ МИФИ

International Energy Outlook



World energy flows, TW



World energy resources

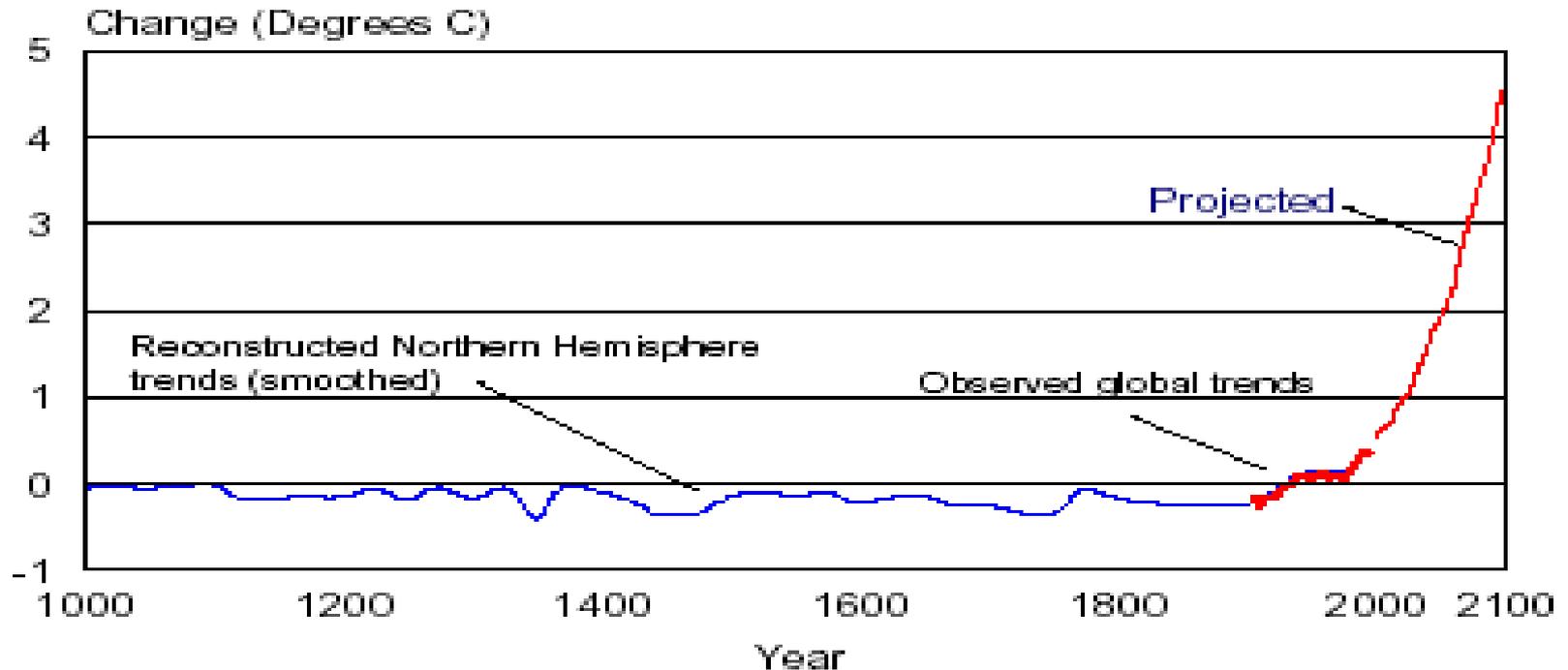
	Power Limits, TW	
	<u>Current</u>	<u>Ultimately</u>
<u>Renewable Energy Resources</u>		
Solar	13.5	1580
Biomass	1.74	8.56
Wind	0.09	130
Wave and Tidal	0.05	1-10
Hydro	0.75	11
Geothermal	0.01	0.3
Organic Waste	0.02	0.1

World energy resources

<u>Nuclear Fission Fuels</u>	<u>Joule *</u>	<u>TW-years</u>
U-235 (3.88E4 tonnes)	2.5×10^{21}	95
U-238 (5.43E6 tonnes)	3.5×10^{23}	13000
Th-232 (2.57E6 tonnes)	1.7×10^{23}	6300
<u>Nuclear Fusion Fuels</u>	<u>Joule</u>	<u>TW-years</u>
Lithium in ocean (2.3E14 tonnes)	1.4×10^{31}	4.2×10^{11}
Lithium on land (2.84E7 tonnes)	1.7×10^{24}	5.2×10^4
Deuterium (5.17E13 tonnes)	1.6×10^{31}	5.1×10^{11}

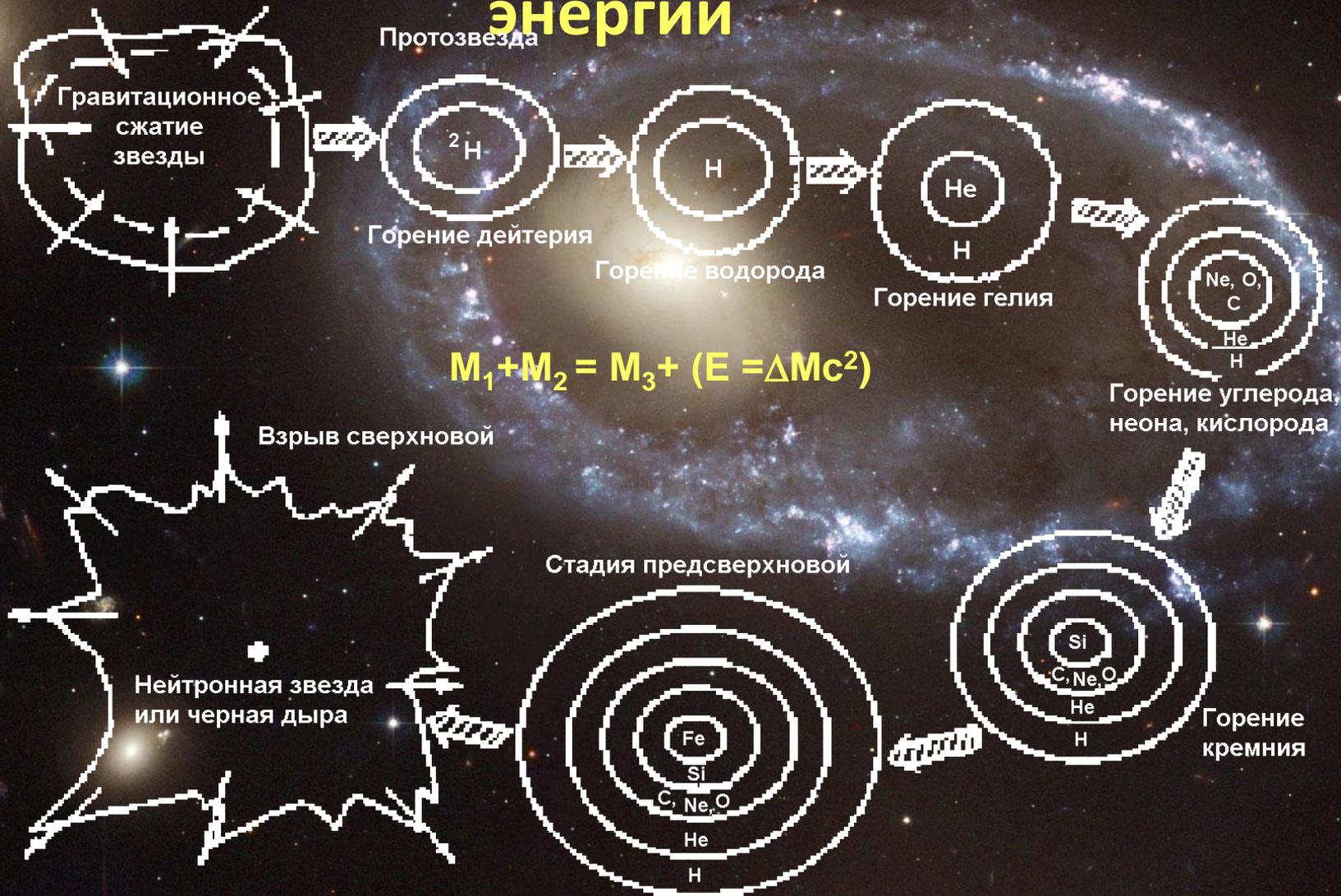
One of the pessimistic scenario of warming

TEMPERATURE TRENDS AND PROJECTIONS (1000 to 2100 AD)



Эволюция звезд

происходит в результате реакций синтеза легких элементов в более тяжелые с выделением энергии



Наша звезда Солнце – термоядерный реактор, в котором энергия выделяется в основном за счет слияния (синтеза) протонов с образованием гелия



$$1\text{эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$$

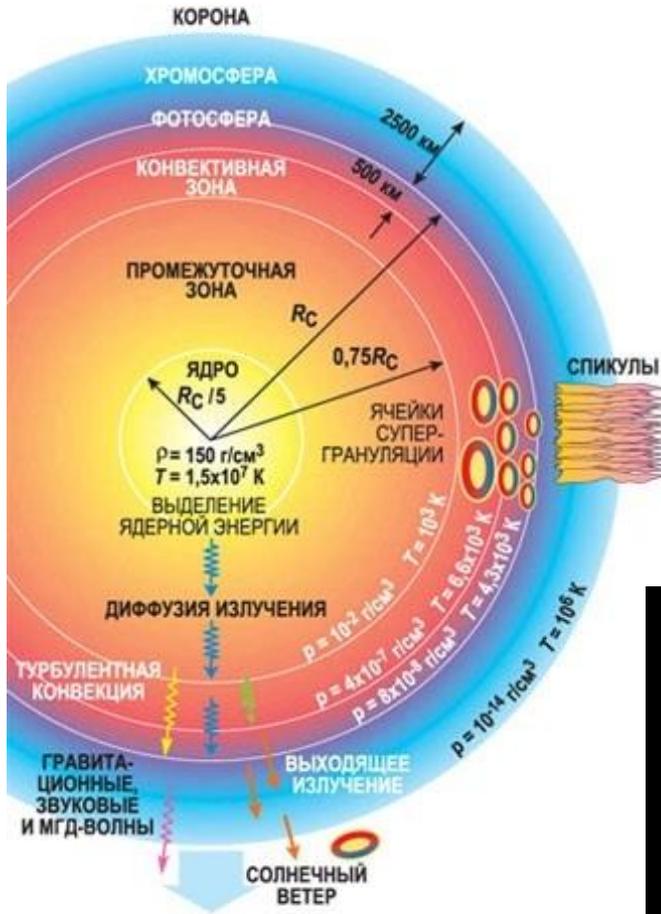
На Землю от Солнца попадает $\sim 3 \cdot 10^{16}$ Вт (3 петаватта).
Топлива хватит на миллиарды лет

2003/10/20 16:36 (Снимок сделан в рентгеновских лучах)

Строение Солнца

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

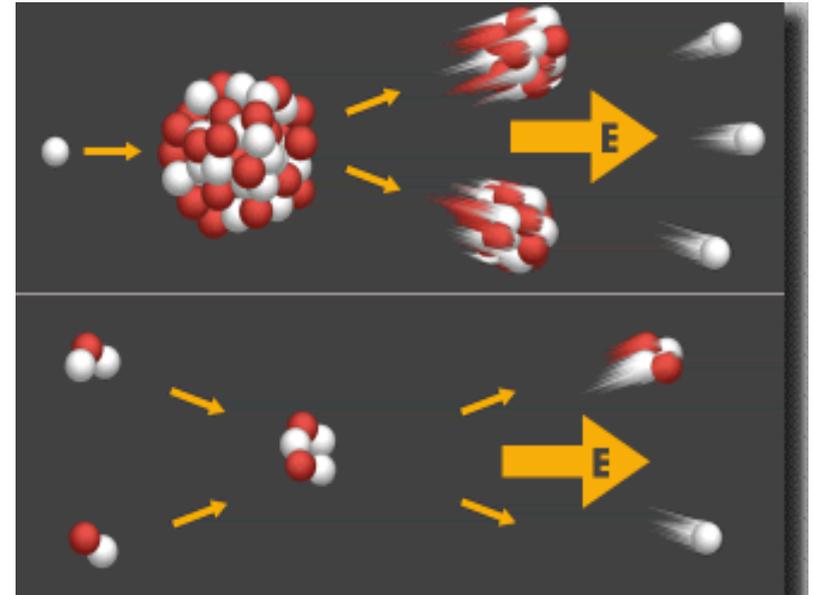
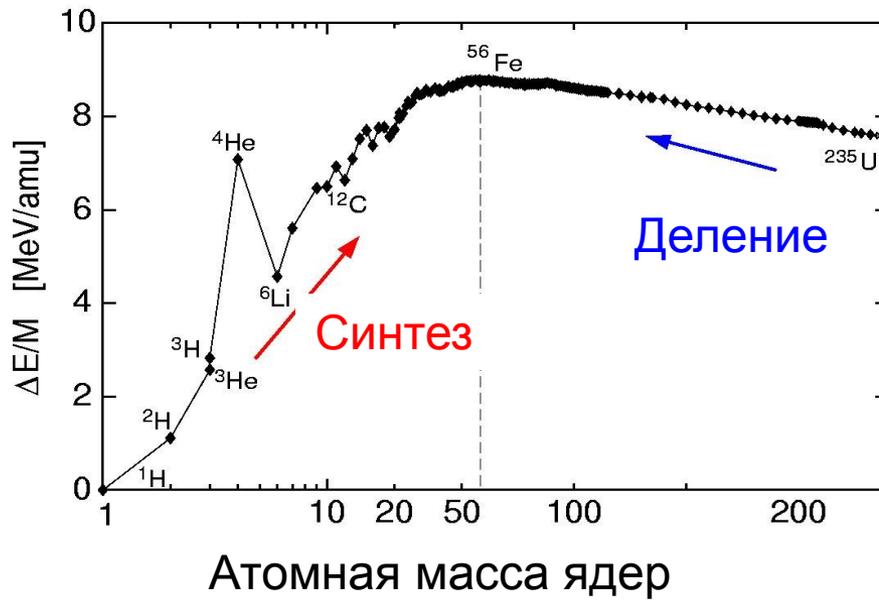
Жизненный цикл Солнца



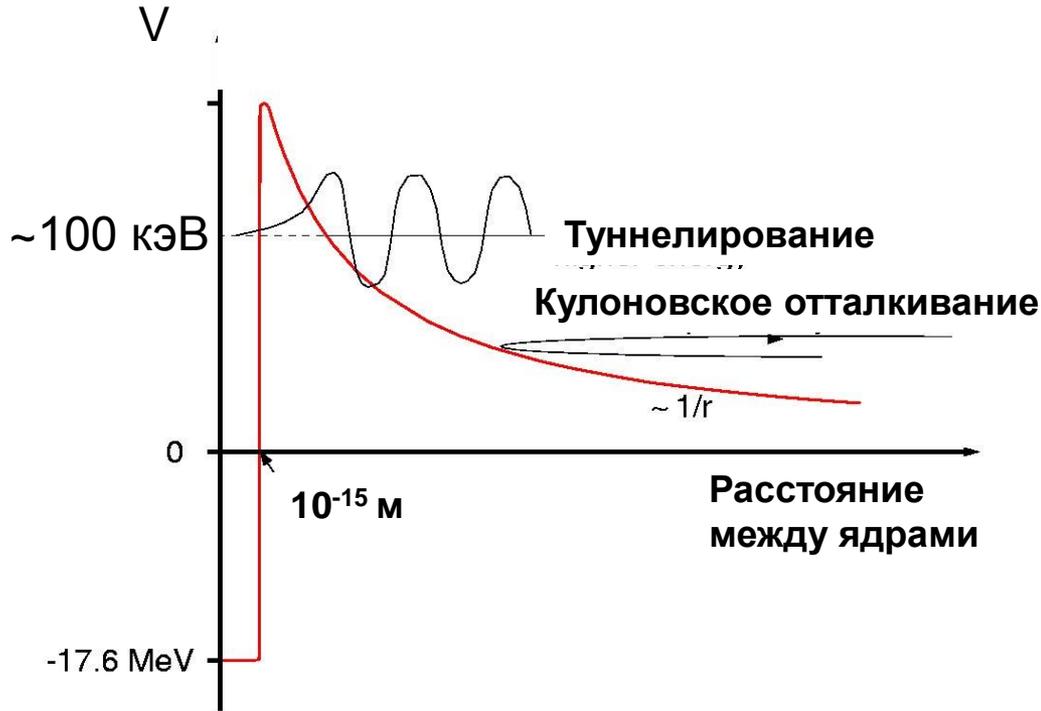
Ядерная энергия: деление· синтез

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

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



Термоядерные реакции



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

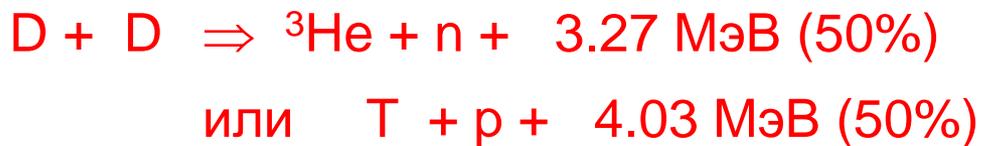
А силы кулоновского отталкивания ядер возрастают с его уменьшением

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

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

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

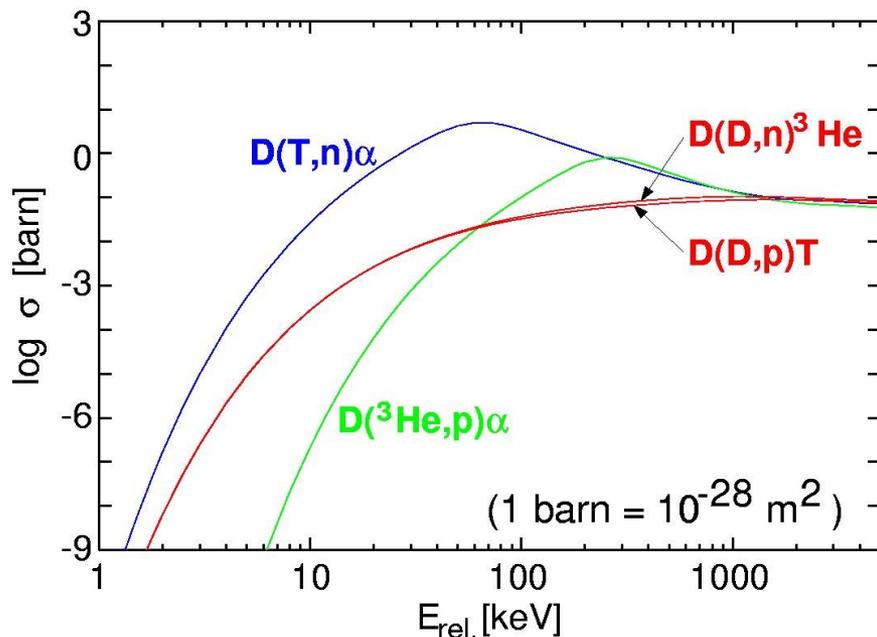
Можно ли провести синтез ядер на Земле? Конечно, да!



- 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.

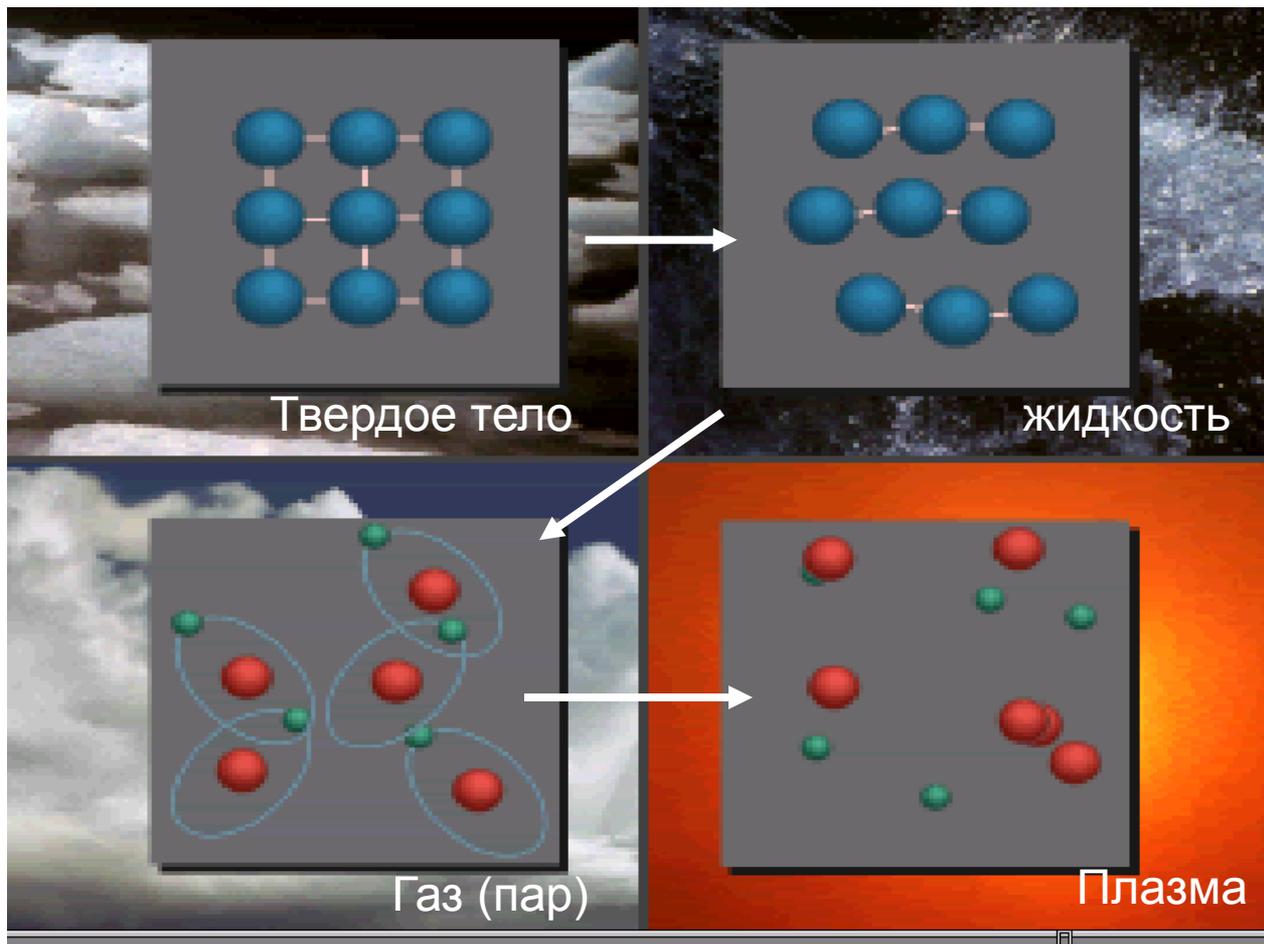
Зачем нужна плазма?

Реакции ядерного синтеза осуществляются в нейтронных генераторах при попадании ускоренного иона дейтерия в насыщенную тритием мишень, однако из-за большого сечения атомного взаимодействия с веществом мишени ($\sigma \sim 10^{-16} \text{см}^2$) по сравнению с ядерным ($\sigma \sim 10^{-24} \text{см}^2$) дейтрон успевает затормозиться раньше, чем вступить в реакцию синтеза.

Поэтому для получения энергии из реакции синтеза необходимо исключить потери энергии быстрой частицей на возбуждение и ионизацию вещества, для чего его надо перевести в **плазменное** состояние

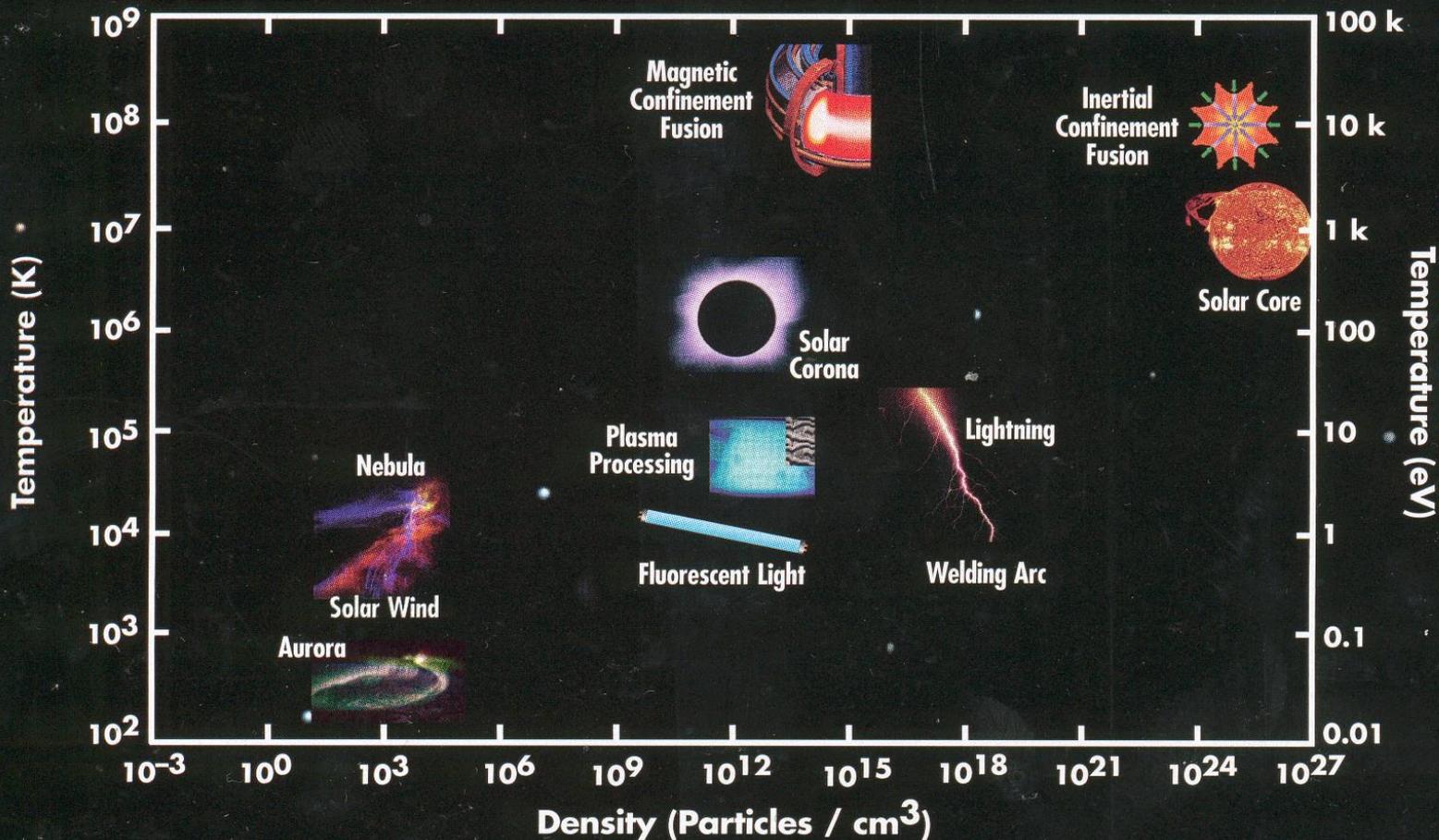
(плазма - квазинейтральный газ из ядер и электронов)

Изменение агрегатного состояния вещества при нагреве



Многообразие плазм

Plasmas exist over a very wide range of temperature and density



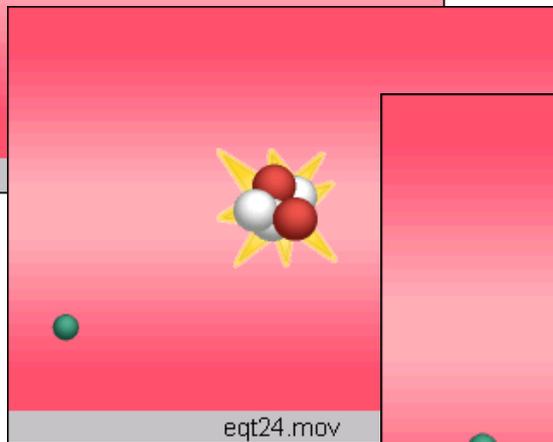
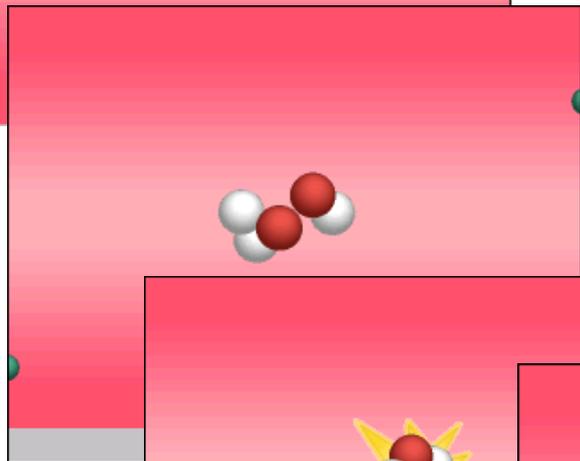
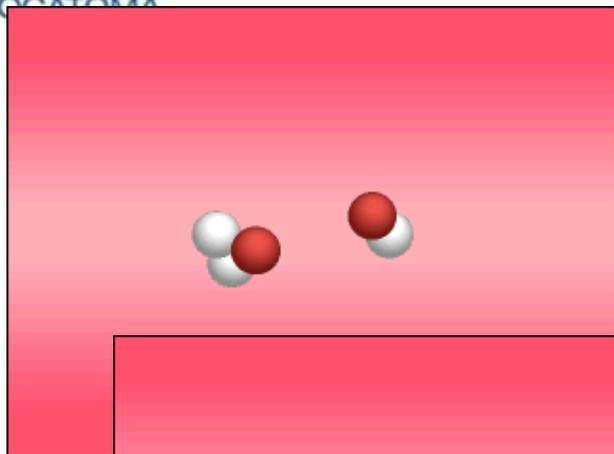
Concept developed by Contemporary Physics Education Project and General Atomics

Plasmas comprise the vast majority of the apparent universe, and only in occasional islands (like planet Earth) is matter in condensed forms.

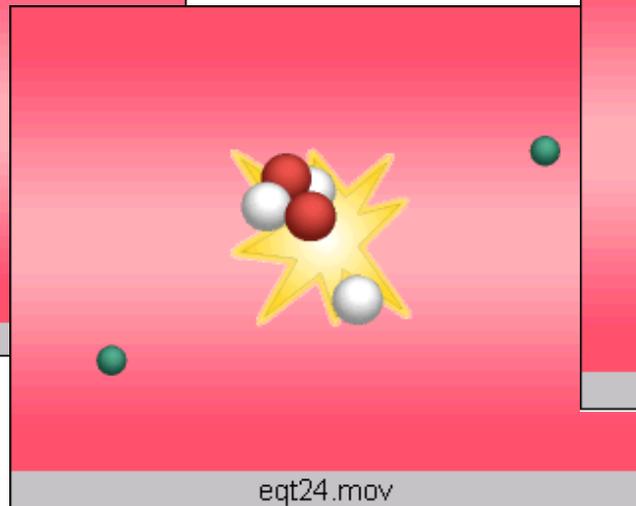


Школа
РОСАТОМА

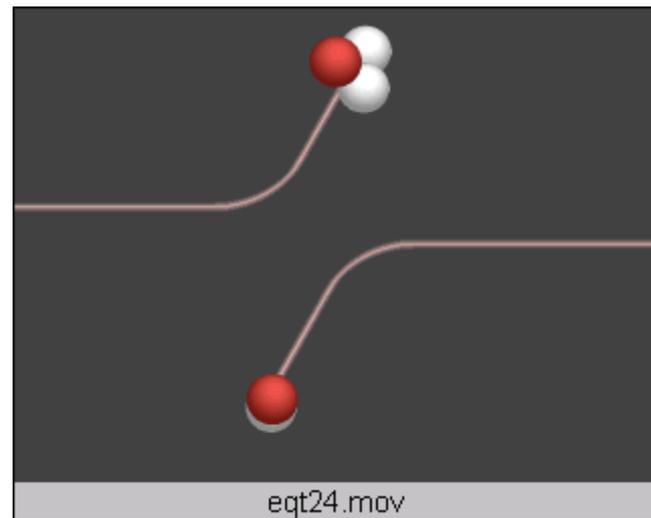
Рассеяние частиц и их синтез в плазме



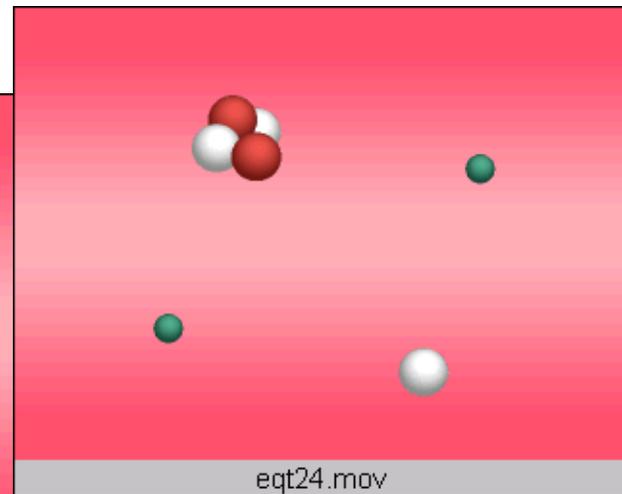
eqt24.mov



eqt24.mov



eqt24.mov



eqt24.mov

Критерии реализации и зажигания УТС

Критерий реализации (break-even) -

вся выделившаяся в реакциях синтеза мощность P_{fus} равна мощности, уносимой частицами P_T и излучением P_r

$$P_{fus} = n_D n_T \langle \sigma v \rangle E_{fus} \quad E_{fus} = E_\alpha + E_n$$

$$P_r = c_1 (n_e)^2 Z_{eff} (kT)^{1/2}$$

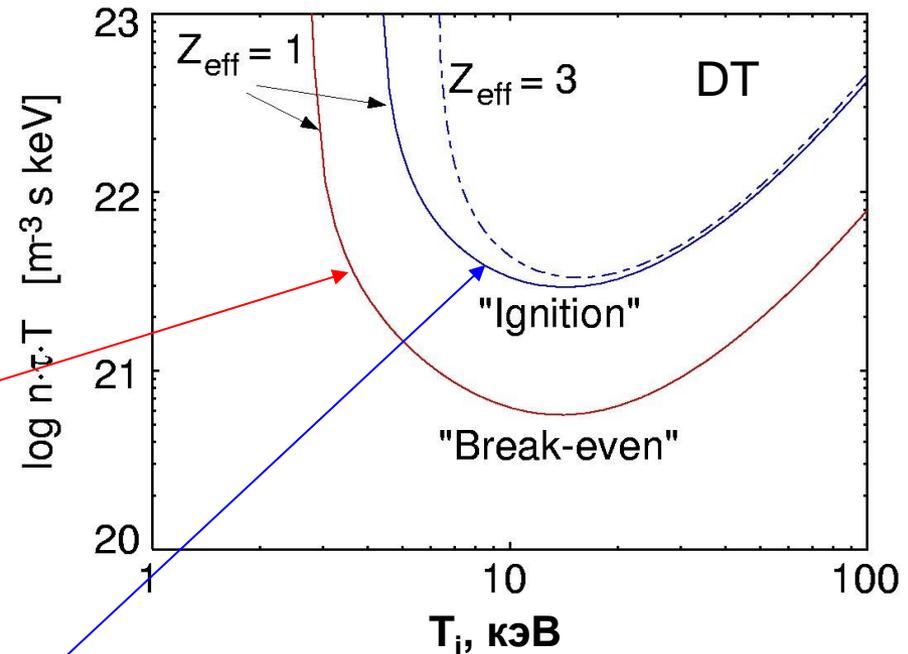
$$P_T = 3kT/\tau_E \quad \text{откуда для } n_D = n_T = n/2:$$

$$n \tau T = \frac{12 (kT)^2}{\langle \sigma \cdot v \rangle \cdot E_{fus} - 4 c_1 Z_{eff} (kT)^{1/2}}$$

Критерий зажигания (ignition) -

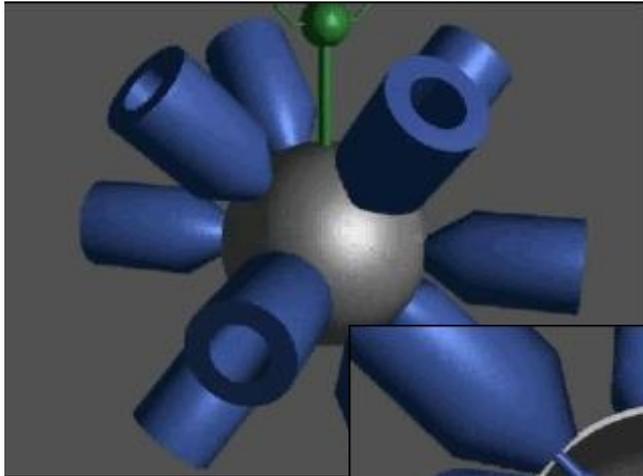
все потери компенсируются за счет α частиц (${}^4\text{He}^{++}$)

$$E_{fus} = E_\alpha$$

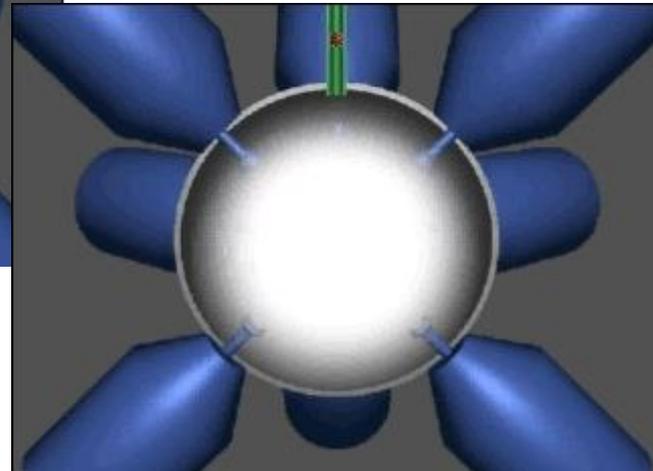
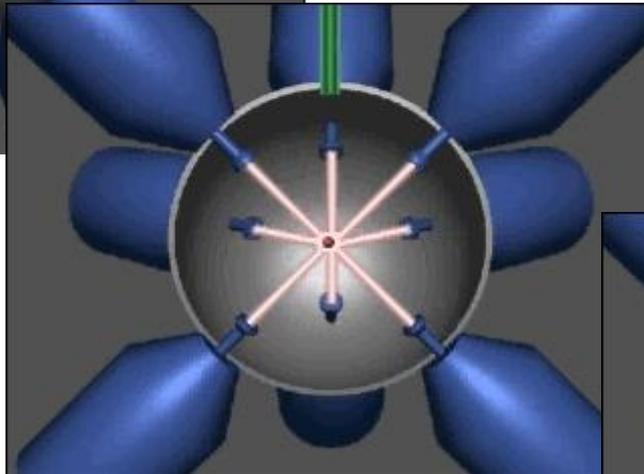


Z_{eff} эффективный заряд плазмы, для чистой плазмы $Z_{eff} \approx 1$

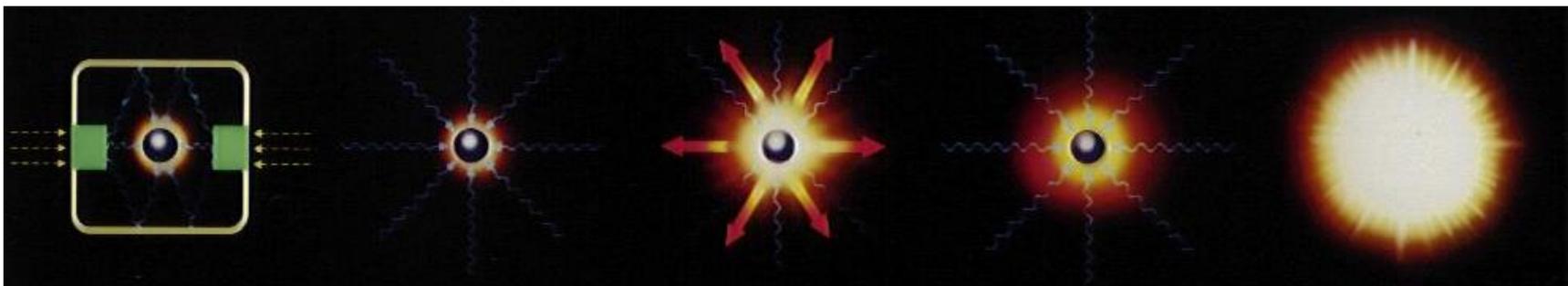
Инерционный термоядерный синтез



Взорванная приложенной извне энергией оболочка, разлетаясь сжимает DT топливо, одновременно разогревая его до $T \sim 10$ кэВ, а энергия синтеза выделяется за время разлета плазмы $\sim 10^{-8}$ с.

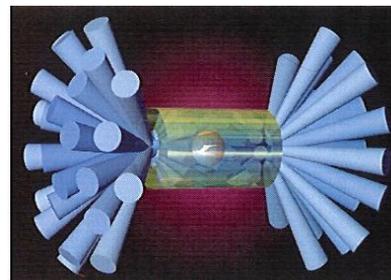
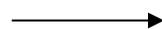


Различные варианты ИТС

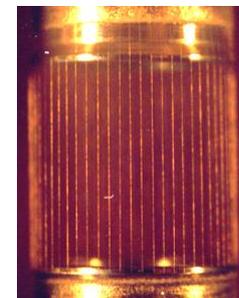


Драйверы передаваемой к мишени мощности:

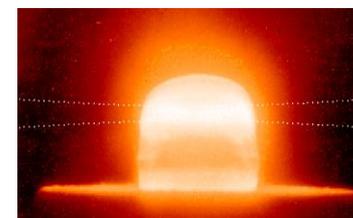
лазеры – NIF (США), LML (Франция),
УФЛ-2М (Саров)



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



ускоренные тяжелые ионы (проект FAIR) →



Лазерные термоядерные мишени

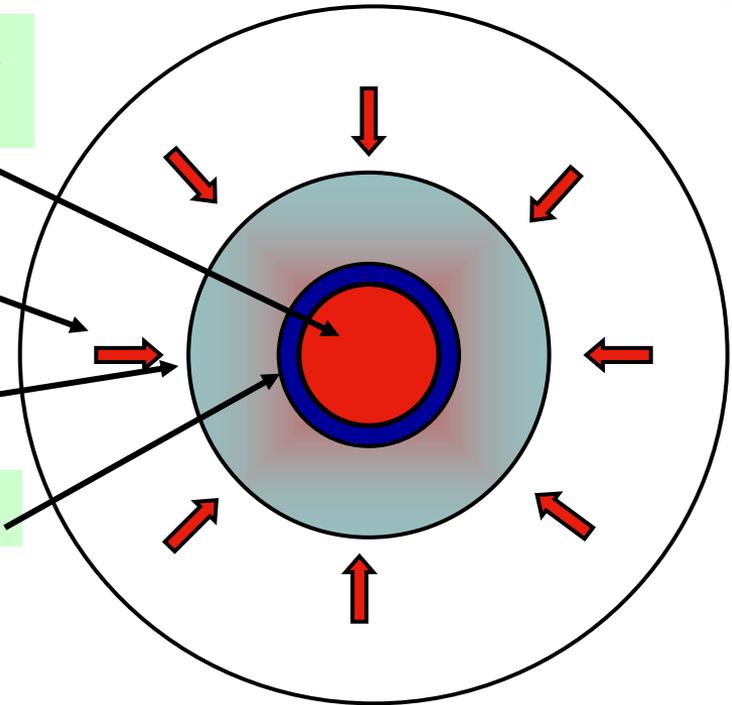
Сжатая DT- топливо радиусом R с плотностью ρ и температурой T

Лазерные пучки

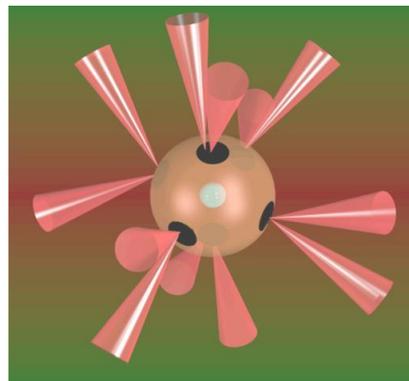
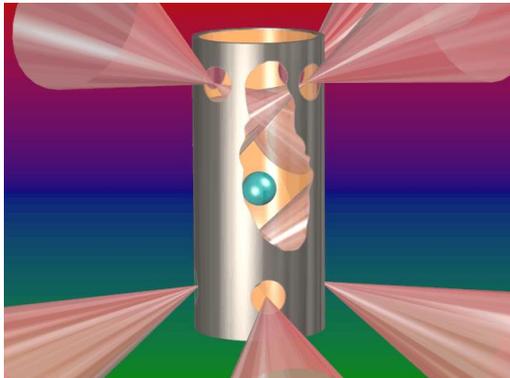
Плазменная корона

Неиспаренная оболочка

Мишени прямого облучения:



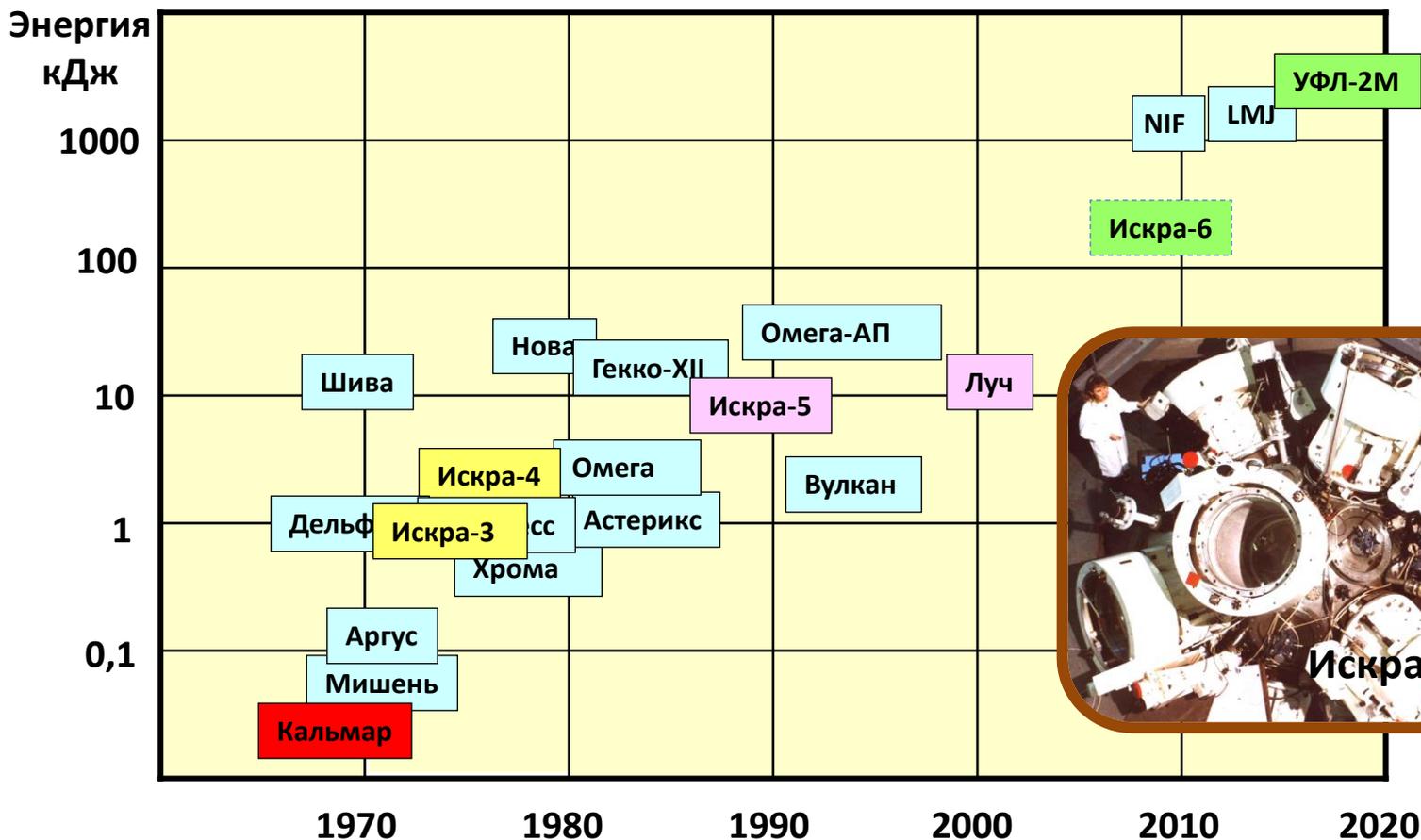
Мишени непрямого облучения:



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

Лазерный термоядерный синтез

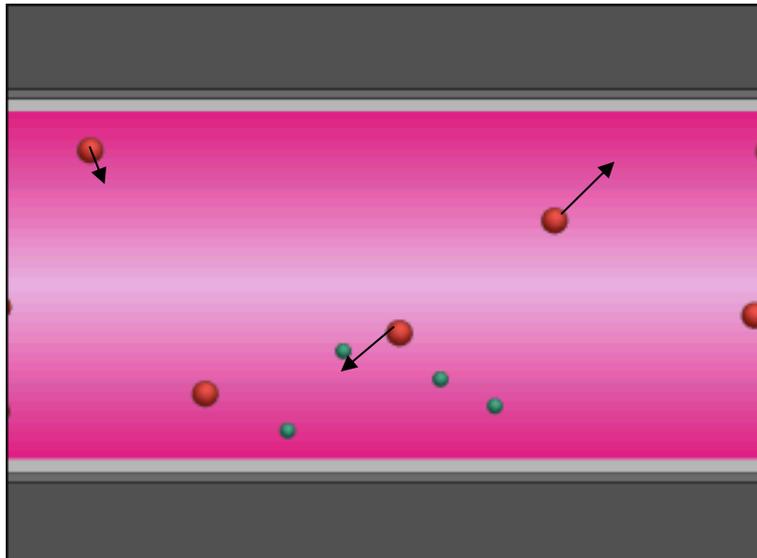
Первые эксперименты на установке «Кальмар» (ФИАН) положили начало разработкам лазерных установок для изучения физики инерциального термоядерного синтеза



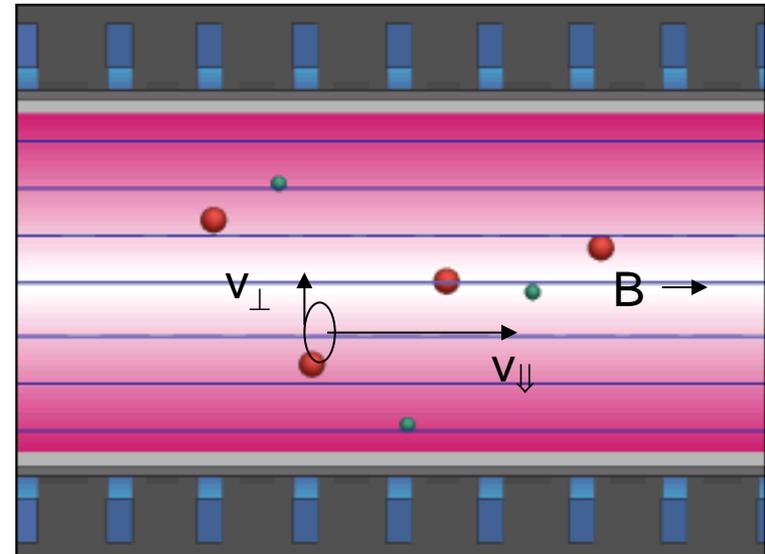
Сейчас в ИЛФИ ВНИИЭФ (Саров) под руководством С.Г.Гаранина сооружается самая мощная в мире установка УФЛ-2М

Но с стационаре надо изолировать плазму от стенок

Термоядерная плазма должна
быть с температурой 10 кэВ или
~ 10 000 000 000K $1\text{эВ} = 11600\text{K}$



А самые термостойкие материалы
выдерживают не более ~ 3000K



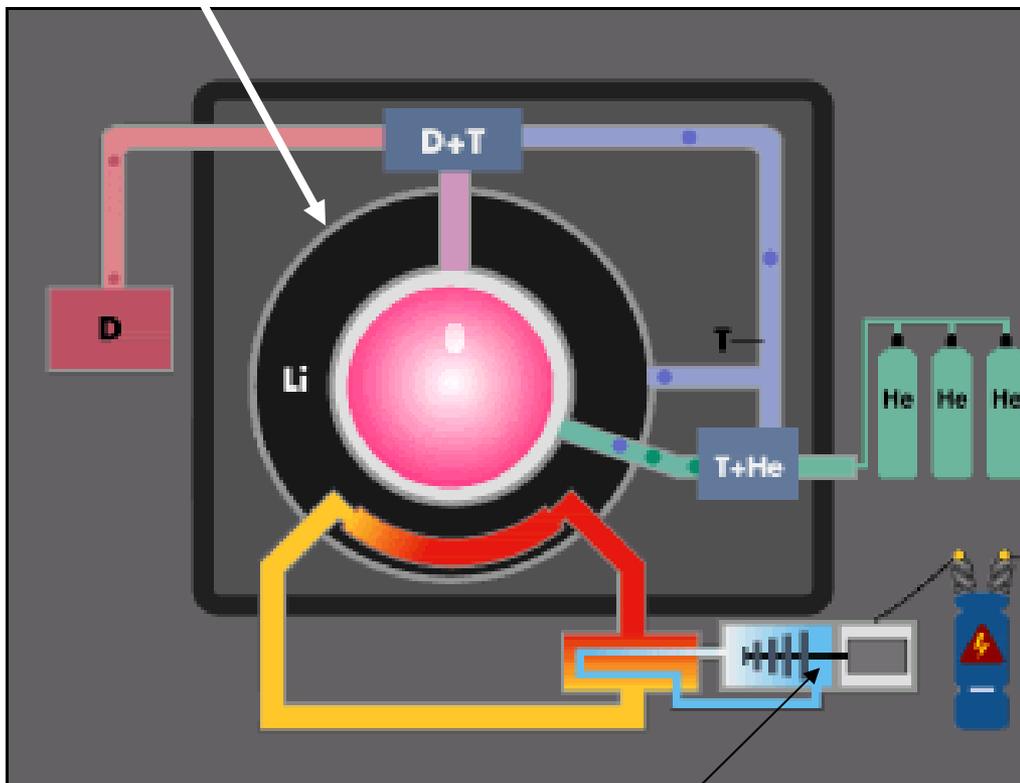
Магнитная изоляция благодаря силе Лоренца

$$F=q[vB]$$

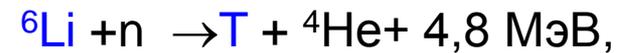
Если сделать прямой соленоид, то при $T = 10^8\text{K}$ скорость D^+ равна 10^8см/с , и за 1 секунду частица пролетит 1000км!

Термоядерный реактор

Бланкет – преобразование энергии нейтронов в тепло и наработка трития. Одновременно происходит размножение нейтронов, поэтому трития нарабатывается больше, чем сгорает



Преобразование тепла в электричество



+ происходит усиление с 17,6 МэВ до 22,4 МэВ. Таким образом:

$$E_{\text{fusDT}} = E_{\alpha} + ME_n, \quad M = 1,3$$

Но если добавить вещество, делящееся по действию нейтронов (${}^{238}\text{U}$, ${}^{232}\text{Th}$),

$$\text{то } M = 6 - 10$$

и реактор будет выдавать энергию при существенно более скромных параметрах плазмы = **гибридный реактор**

Критерии реализации и зажигания УТС

Критерий реализации (break-even) -

вся выделившаяся в реакциях синтеза мощность P_{fus} равна мощности, уносимой частицами P_T и излучением P_r

$$P_{fus} = n_D n_T \langle \sigma v \rangle E_{fus} \quad E_{fus} DT = E_\alpha + E_n$$

$$P_r = c_1 (n_e)^2 Z_{eff} (kT)^{1/2}$$

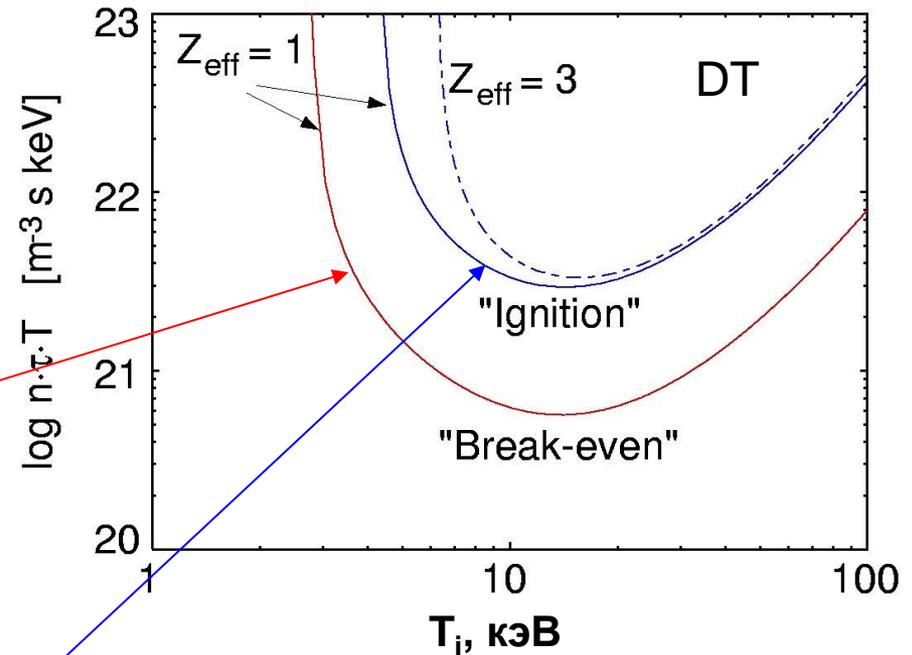
$$P_T = 3kT/\tau_E \quad \text{откуда для } n_D = n_T = n/2:$$

$$n \tau T = \frac{12 (kT)^2}{\langle \sigma \cdot v \rangle \cdot E_{fus} - 4 c_1 Z_{eff} (kT)^{1/2}}$$

Критерий зажигания (ignition) -

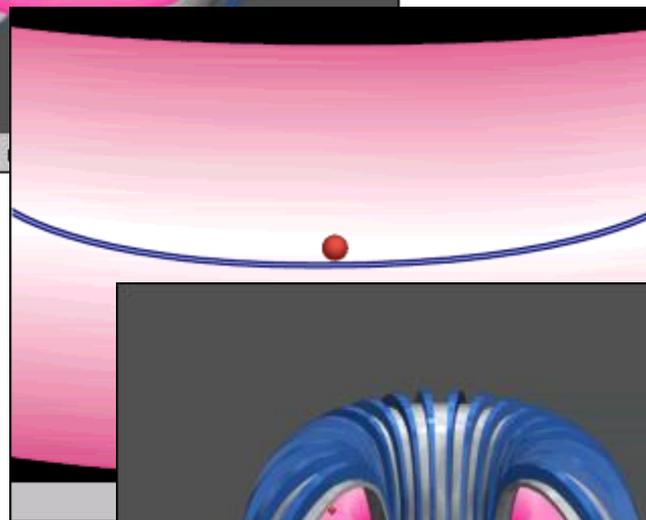
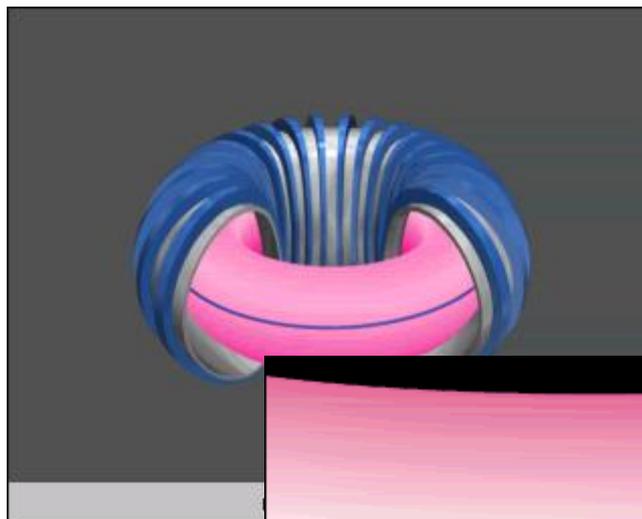
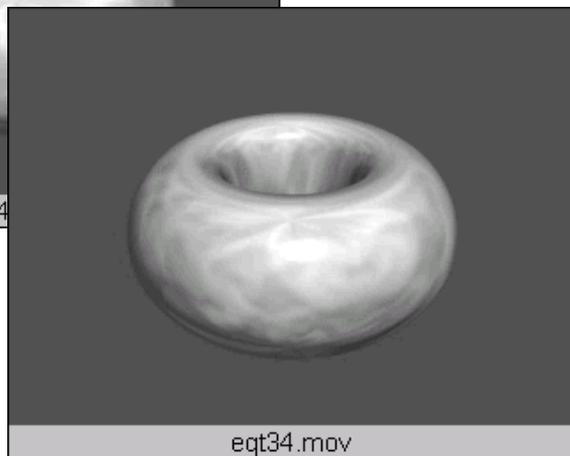
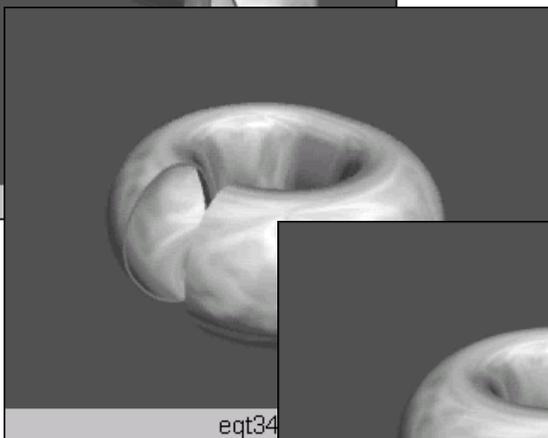
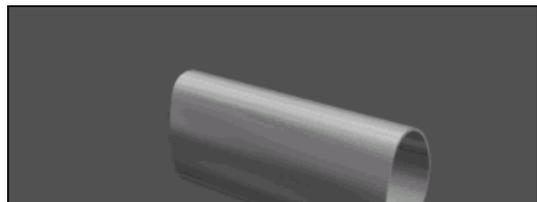
все потери компенсируются за счет α частиц (${}^4\text{He}^{++}$)

$$E_{fus} = E_\alpha$$



Z_{eff} эффективный заряд плазмы, для чистой плазмы $Z_{eff} \approx 1$

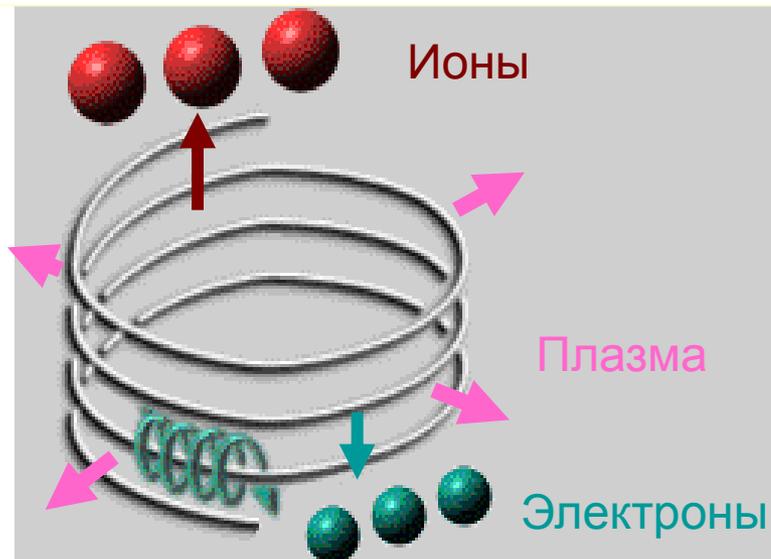
Замкнутая магнитная ловушка



Но тороидальный дрейф?

Но из-за дрейфа в тороидальном магнитном поле плазма выбрасывается наружу!

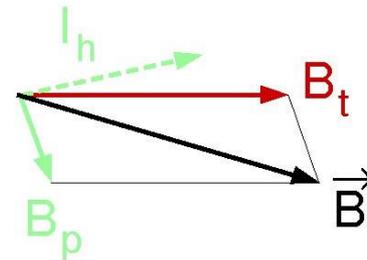
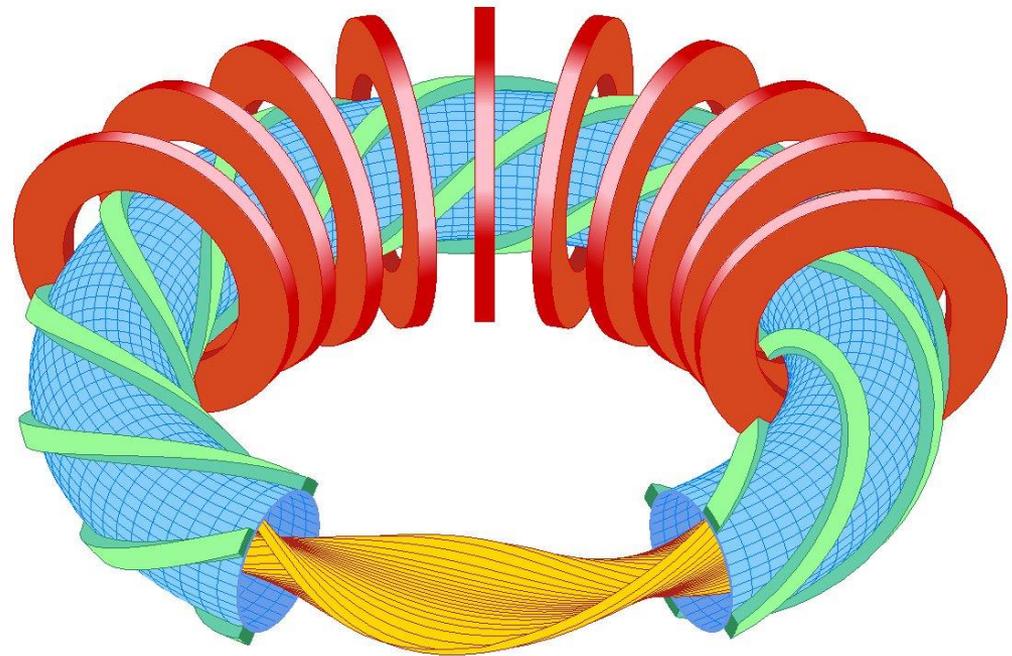
→ **Магнитное поле надо сделать винтовым!**



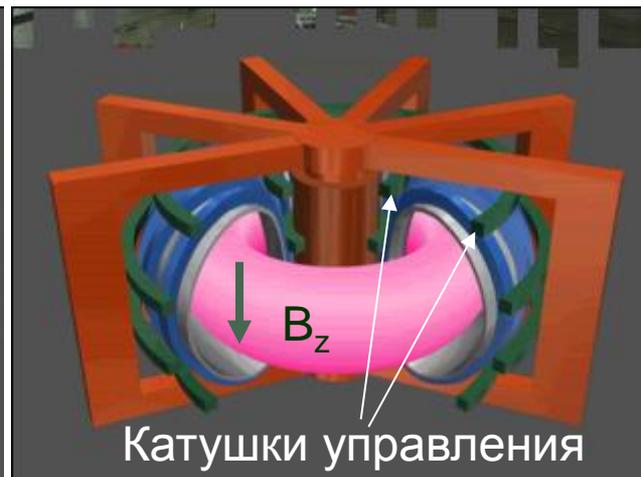
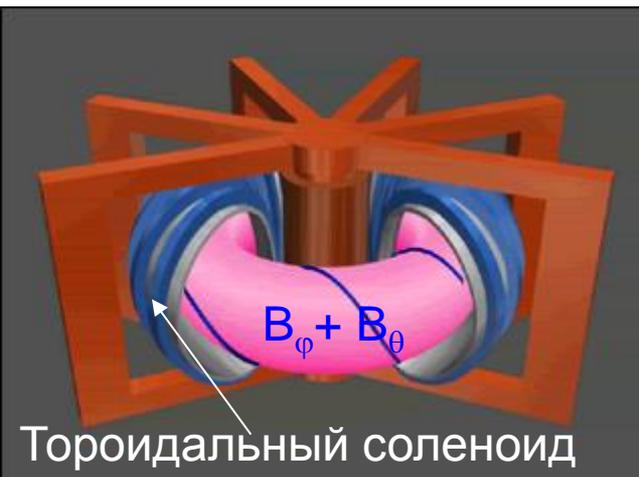
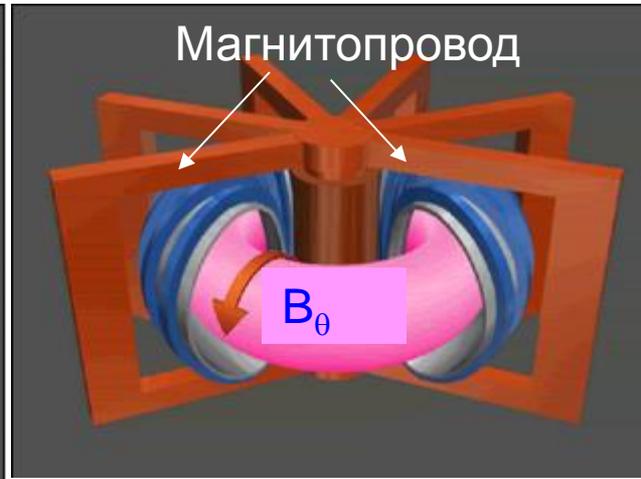
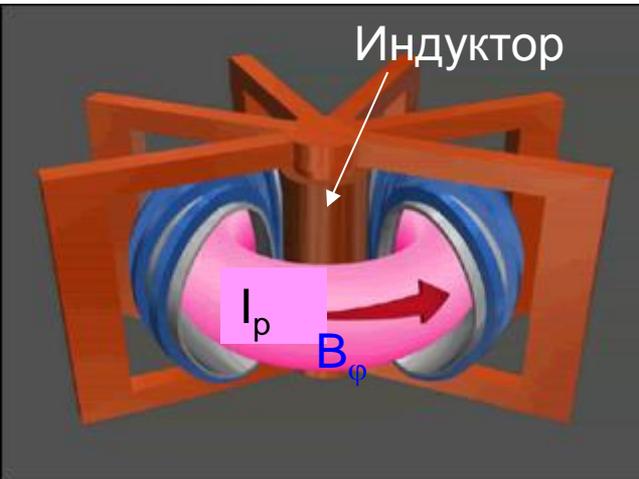
Стелларатор – ловушка с винтовым полем

Как побороть тороидальный дрейф предложил Л.Спитцер в США в 50-х годах, придумав сначала замкнутую магнитную систему в виде пространственной восьмерки, а потом и классический стелларатор.

В нем винтовое магнитное поле создают две системы катушек: тороидальные и винтовые



Токамак



А в России для создания винтового поля предложили пропустить через плазму ток .

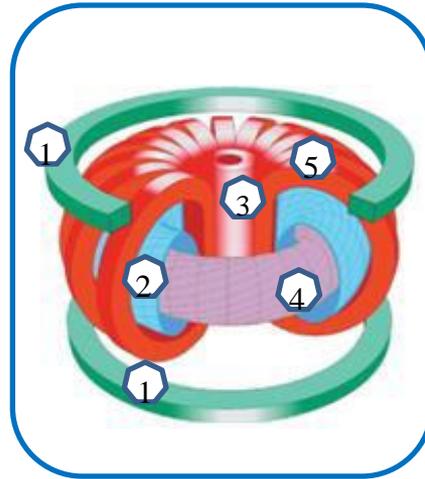
Изменяя ток в индукторе трансформатора, поддерживают ЭДС на обходе тора $\mathcal{E} = -d\Phi/dt$, и через разреженный газ течет ток $I_p = \mathcal{E}/R$

Суперпозиция тороидального поля и полоидального поля тока создает нужную винтовую конфигурацию.

Поле B_z не дает витку с током расширяться $F/l = I_p \times B_z$

Немного истории

ТОКАМАК (ТОроидальная КАмера МАгнитная Катушка), концепцию предложили в 50-х годах наши выдающиеся ученые И.Е. Тамм и А.Д. Сахаров и развили академики Л.А. Арцимович, М.А Леонтович и Б.Б. Кадомцев



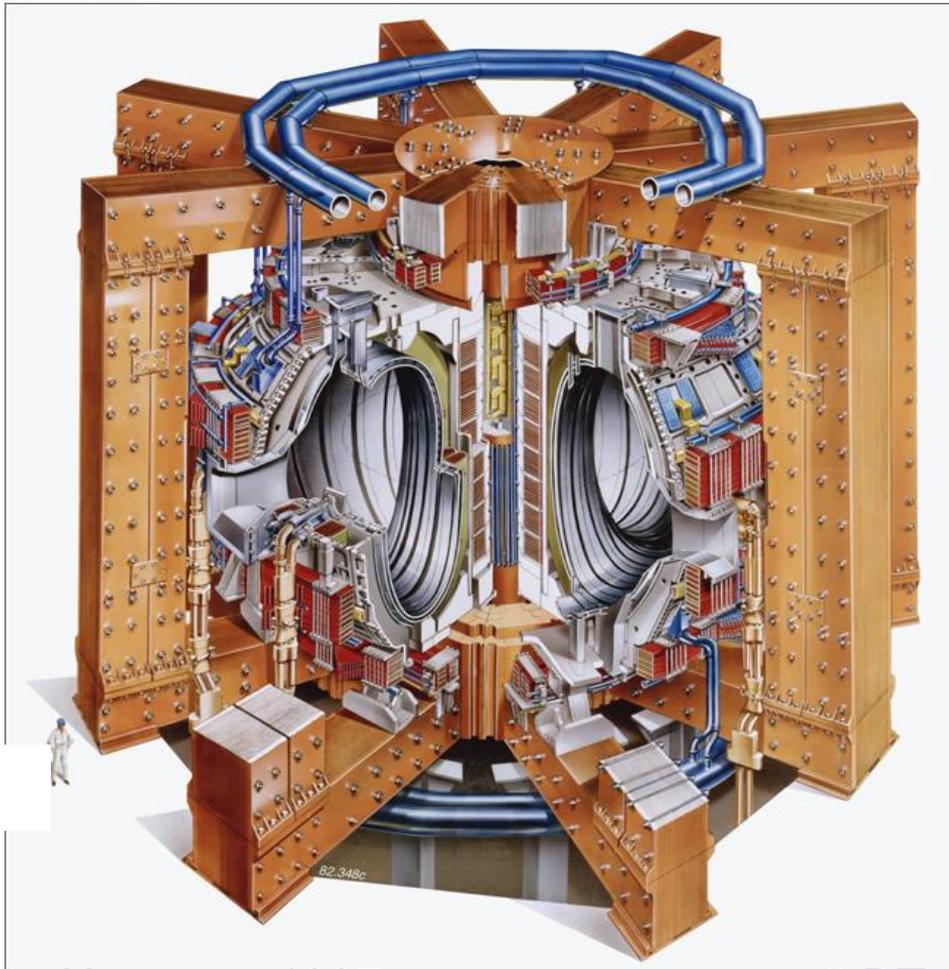
1. Катушки полоидального магнитного поля
2. Вакуумная камера
3. Индуктор
4. Плазма
5. Катушки тороидального магнитного поля



1968 году на Международной конференции по физике плазмы ученые из ИАЭ им. И.В. Курчатова доложили о получении на установке «Токамак-3» устойчиво удерживаемой плазмы с температурой около 5 млн. градусов. Это намного превосходило все, что было достигнуто в мире по другим направлениям исследований. За рубежом начался «токамачный» бум.

Так токамаки стали мировым лидером в исследованиях по управляемому термоядерному синтезу и сегодня считаются наиболее пригодными для создания термоядерного реактора

Один из крупнейших современных токамаков - JET



- Большой радиус: 2.96 м
- Малый радиус: 1.25 м (горизонтальный), 2.10 м (вертикальный)
- Тороидальное поле на оси: 3.45 Тл
- Ток в плазме: до 5 МА
- Мощность нагрева: **NBI до 26.8 МВт** (ожидается до 34 МВт) + до 15 МВт нагрева на резонансных частотах
- Продолжительность импульса: 5-30 с

На нем в 1997 г мощность реакций DT синтеза уже составила 17 МВт. Таким образом осуществлена научная демонстрация управляемой термоядерной реакции синтеза в лабораторных условиях.

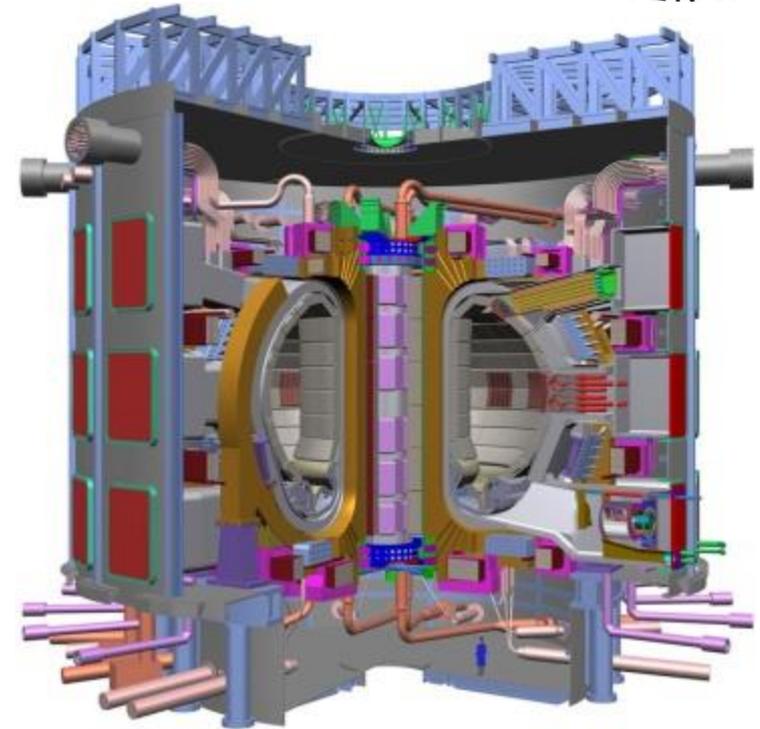
Проект ИТЭР

Для того чтобы сделать следующий шаг и отработать технологию УТС мощностью в сотни МВт по инициативе (1985г) Е.П.Велихова и М.С.Горбачева **Россия, США, Европа и Япония** решили сообща создать экспериментальный термоядерный реактор ИТЭР.

Разработанный (до винтика) проект был готов в 2001г (2млрд.\$).

Реактор сооружается в Кадараше (Франция), к МО ИТЭР присоединились **Китай, Южная Корея и Индия.**

ИТЭР – крупнейший проект между странами, представляющими **большую половину Человечества**



- Большой радиус плазмы: 6.2 м
- Объем плазмы: 840 м³
- Ток плазмы: 15 МА
- Плотность плазмы: 10²⁰ м⁻³
- Темп. плазмы: ~ 20 кэВ или 200 млн. К
- Термоядерная мощность: 500 МВт

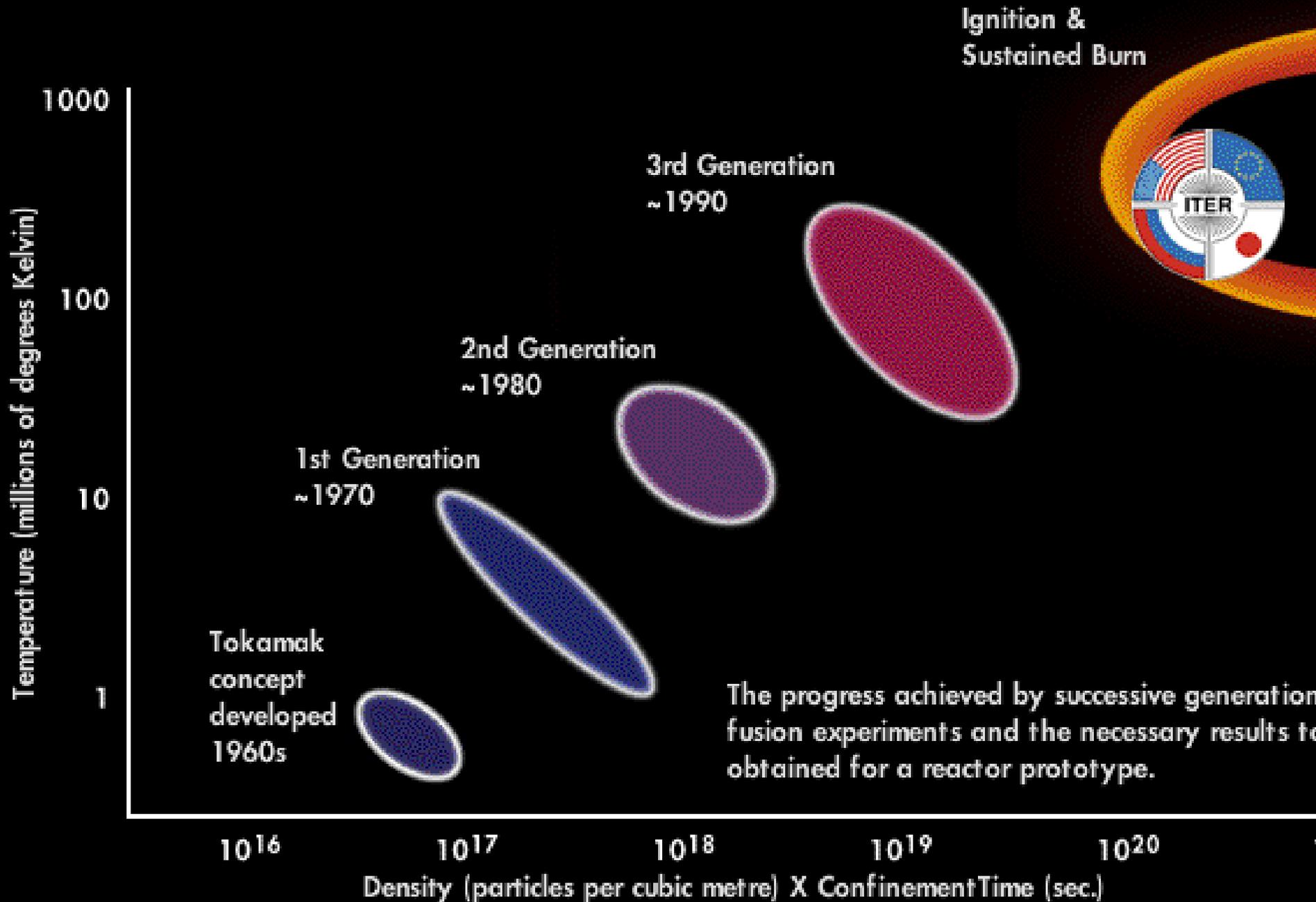
Основные цели международного проекта ИТЭР

«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.

Towards ITER



Что даст России участие в Проекте ИТЭР

1

Мощный импульс для развития национальной программы термоядерных исследований и развитие ряда научных школ и высоко-технологичных отраслей промышленности

2

Полный доступ к технологиям и разработкам Проекта ИТЭР

3

Отработка технологий строительства аналогичных термоядерных установок, подготовка научных и инженерных кадров

Возможный сценарий развития энергетики на основе установок токамак

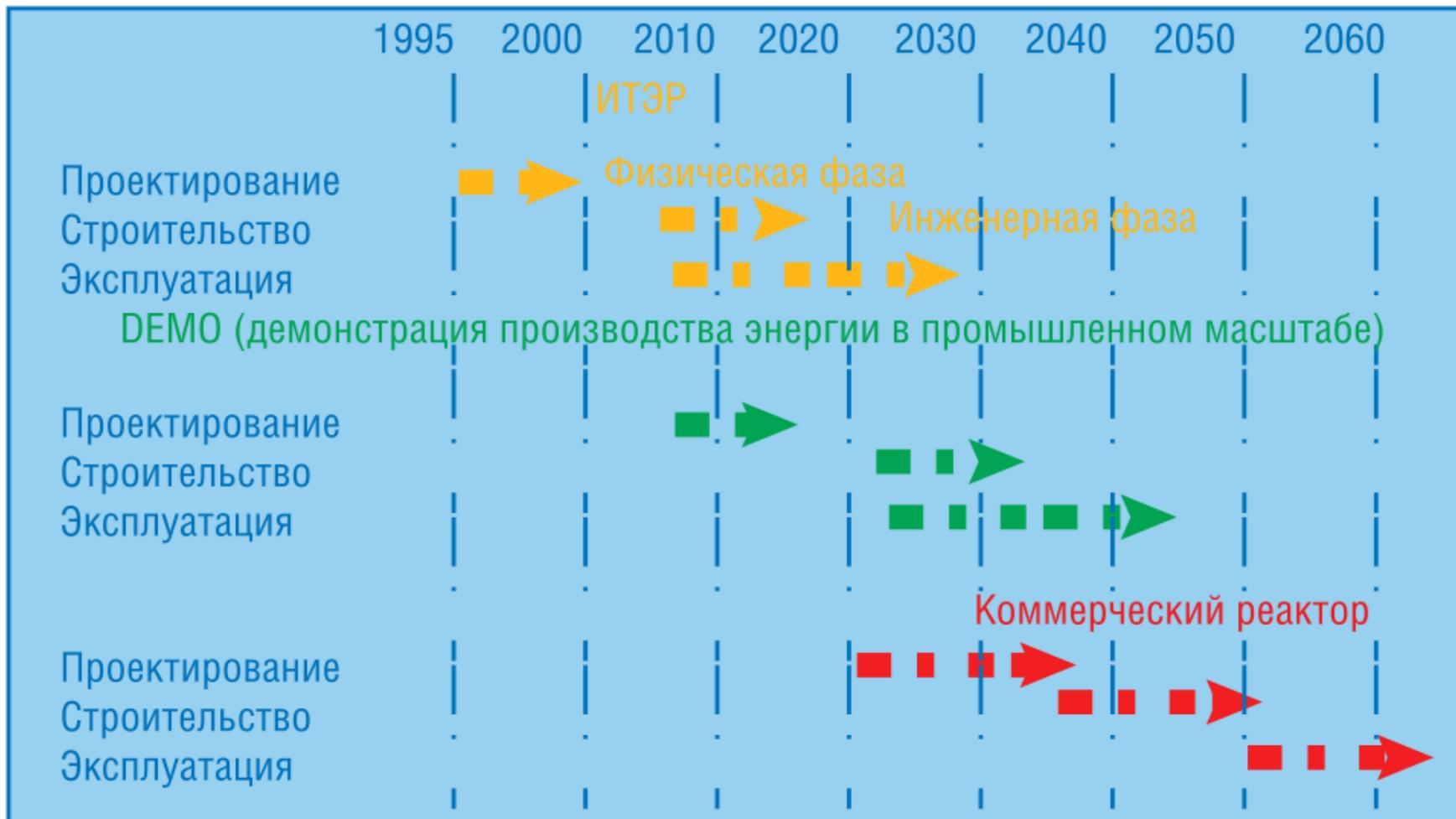
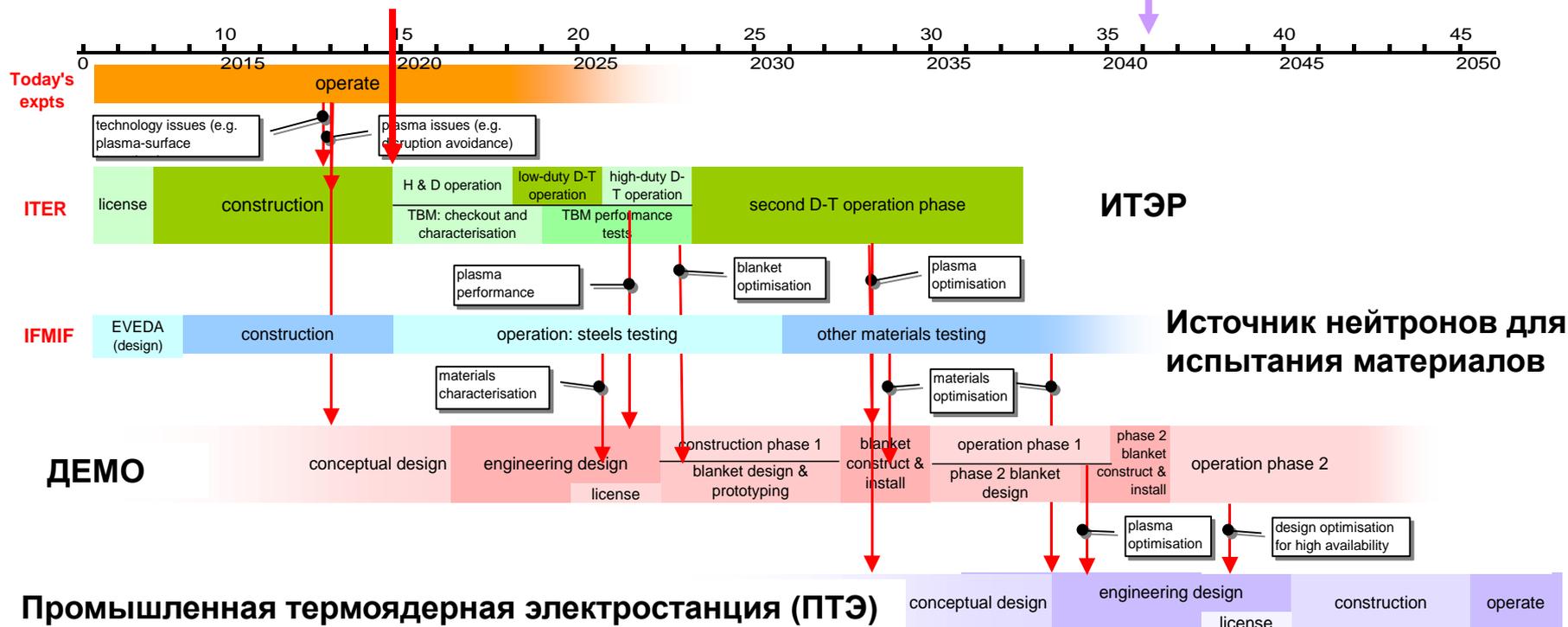


График создания термоядерной энергетики с магнитным удержанием плазмы

Пуск ИТЭР

ПТЭ Южной Кореи



Шаги на пути использования УТС для получения энергии намечены:

ИТЭР ~2020г

ДЕМО ~2035г

ПТЭ ~2050г

Альтернативные системы 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?

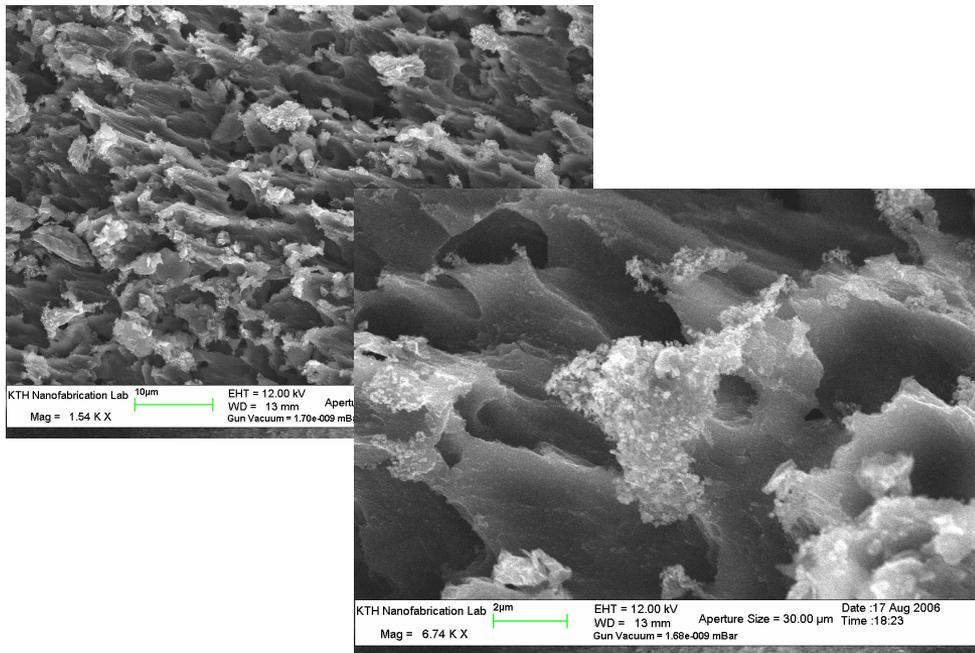
Основные альтернативные системы магнитного удержания:

- стеллараторы (успехи на LHD и строится W-7X)
- открытые ловушки
- сферомаки
- пинчи

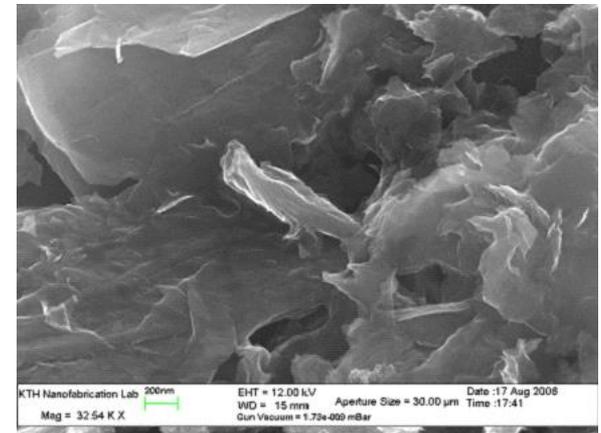
На этом пути надо решить много проблем

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

Электронная сторона: 3 мм от плазменной границы



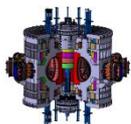
Ионная сторона 4-6 мм от плазменной границы



Светлые (в СЭМ) области = шелушение

И этой проблемой активно занимаются в НИЯУ МИФИ

Но зажечь реакцию можно и в небольшой установке



ИГНИТОР



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)



Школа
РОСАТОМА

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

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 (уран-238 и торий- 232), энергетический ресурс которых может обеспечить устойчивое развитие.

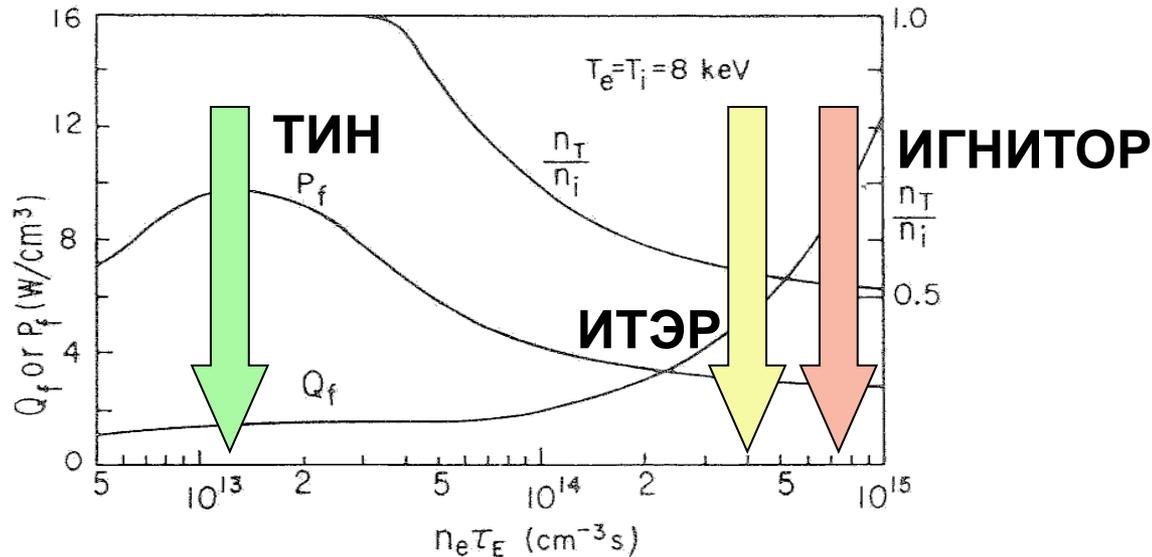
Ускорение использования УТС – термоядерные источники нейтронов (ТИН)

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
 $n\tau_E \sim 10^{13} \text{ см}^{-3} \text{ с}$.



Значит реализовать ТИН можно быстрее!

Идеология ТИН-0, ТИН-1 и ТИН-2

ТИН-0: (демонстрация стационарного горения плазмы, топливо H, D)

- 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 ($p_{aux} \sim 0.3 \text{ МВт/м}^2$);

ТИН-1: (демонстрация наработки топлива, топливо D+T, покупной тритий)

- Уровень нейтронной нагрузки на первую стенку $0.1\text{--}0.2 \text{ МВт/м}^2$;
- Стационарное функционирование с коэфф. использования ≥ 0.8 ;
- Нарботка полезного продукта $10 - 20 \text{ кг}$ (^{233}U , ^{239}Pu);
- Использование модулей бланкетов различных типов (в патрубках);

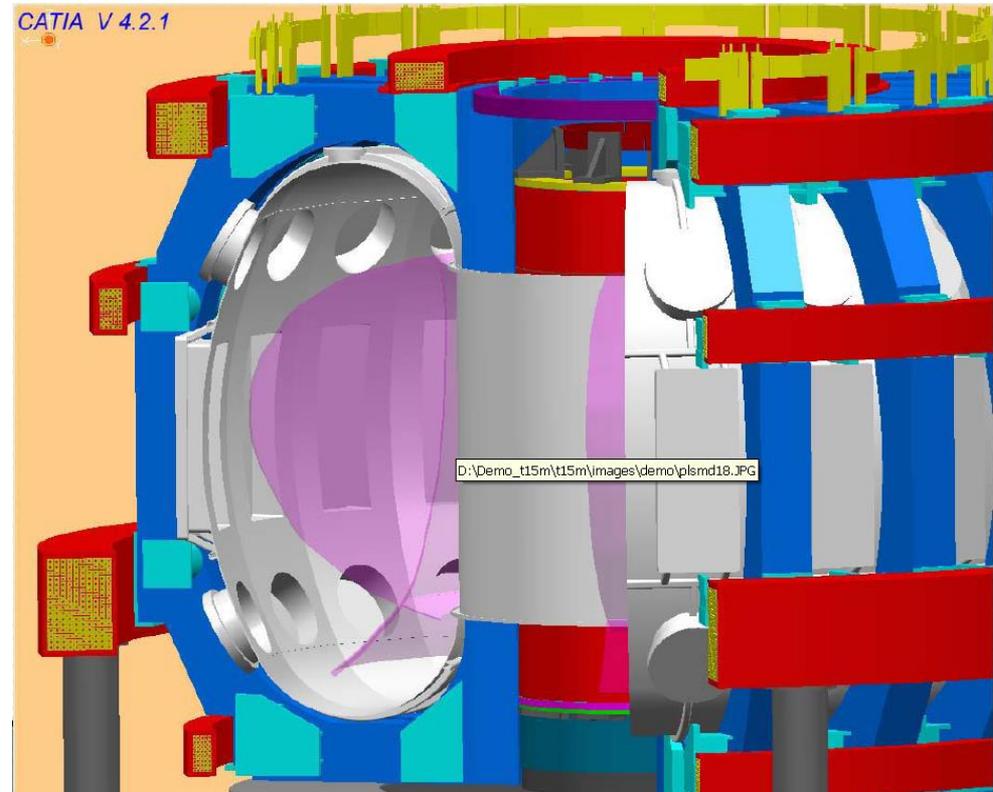
ТИН-2: (широкая демонстрация ядерных технологий, производство трития)

- Уровень нейтронной нагрузки на первую стенку $> 0.3 \text{ МВт/м}^2$;
- Бланкеты: наработка топлива; производство трития; трансмутация МА; подкритические бланкеты. Покрытие первой стенки бланкетом > 0.75

Первый шаг – ТИН-0 - токамак Т-15

Токамак сооружается в
Институте физики
токамаков НИЦ
«Курчатовский институт»

Главная задача – найти
пути стационарной
работы, набраться опыта
и подготовить кадры



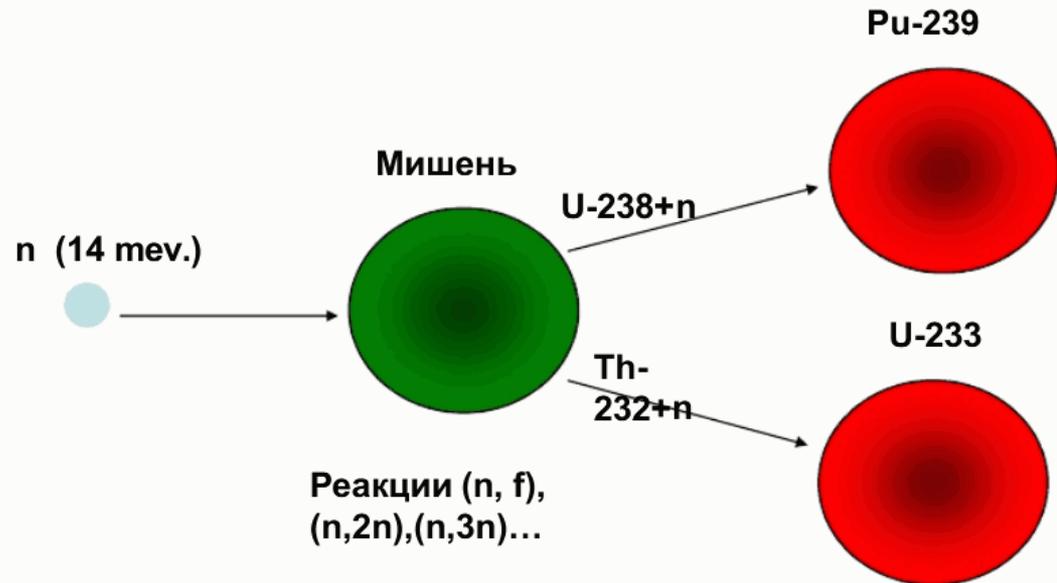
Требования к демонстрационному токамаку – источнику термоядерных нейтронов гибридного реактора

- 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 blankets различного типа.
- ДЕМО ТИНГ должен быть полезен для отработки стационарных режимов «чистых» термоядерных реакторов.

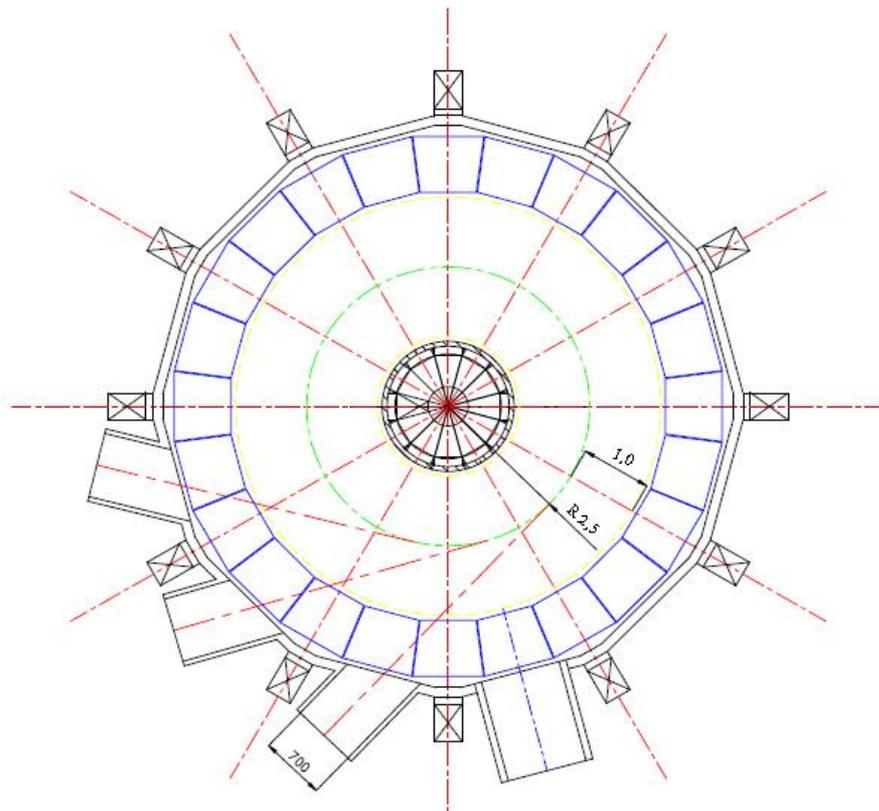
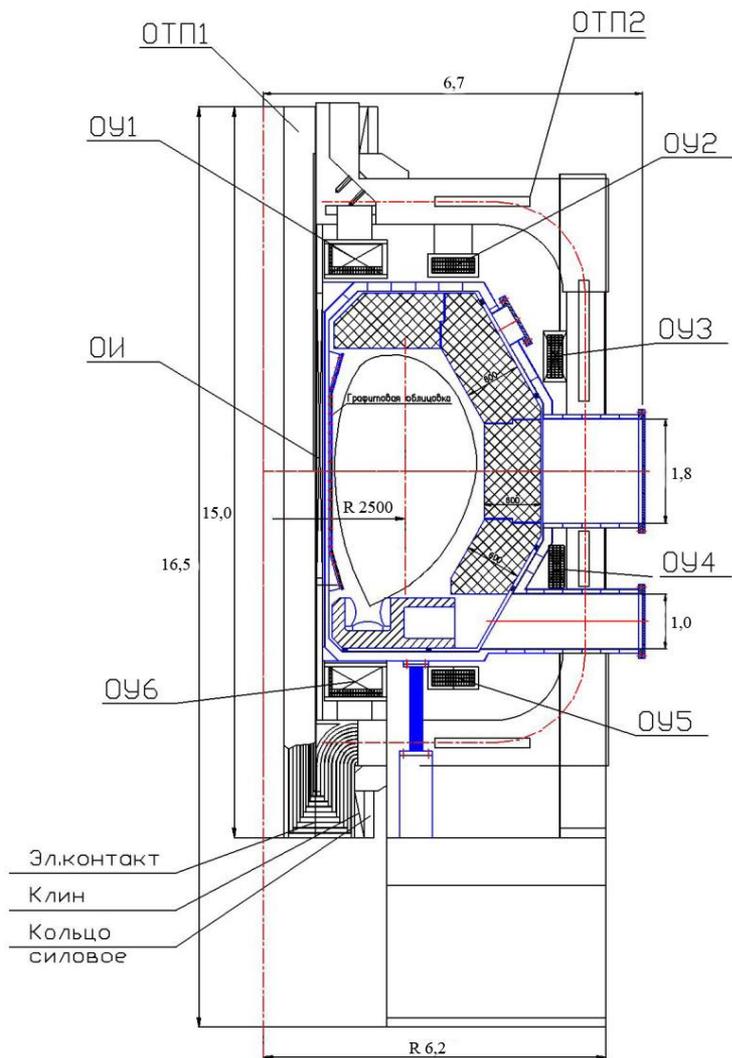
Термояд для атомной энергетики

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

Термоядерный источник нейтронов в качестве поставщика ядерного топлива



Термоядерный источник нейтронов гибридный (ТИНГ)



Использование ТИН 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

Жидкосолевые 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 ЖСБ ТИН 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 ThF_4 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.
- Нарботка трития для ТИН может осуществляется непосредственно в blanketе ТЯР либо в реакторе деления, являющемся более простой системой, чем ТЯР.

Итоги совещания 18-19 февраля 2013г

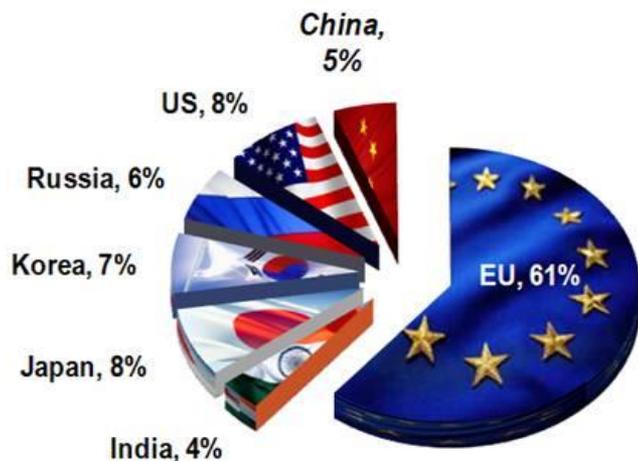
- Рассмотрение физической и технологической баз компактного токамака - источника термоядерных нейтронов гибридного реактора с теплой и сверхпроводящей электромагнитной системой показало принципиальную возможность их создания и использования для решения задач ядерной и термоядерной энергетики.
- Имеется реальная возможность создания в России компактного гибридного реактора-наработчика топлива, реактора-трансмутатора отработавшего 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.

При этом...

При решении этой сложнейшей научно и технической задачи было сделано много открытий как в физике, так и в технологиях, например, СССР продал на Запад лицензию по получению нитрида титана, который сейчас очень широко повсеместно используется.

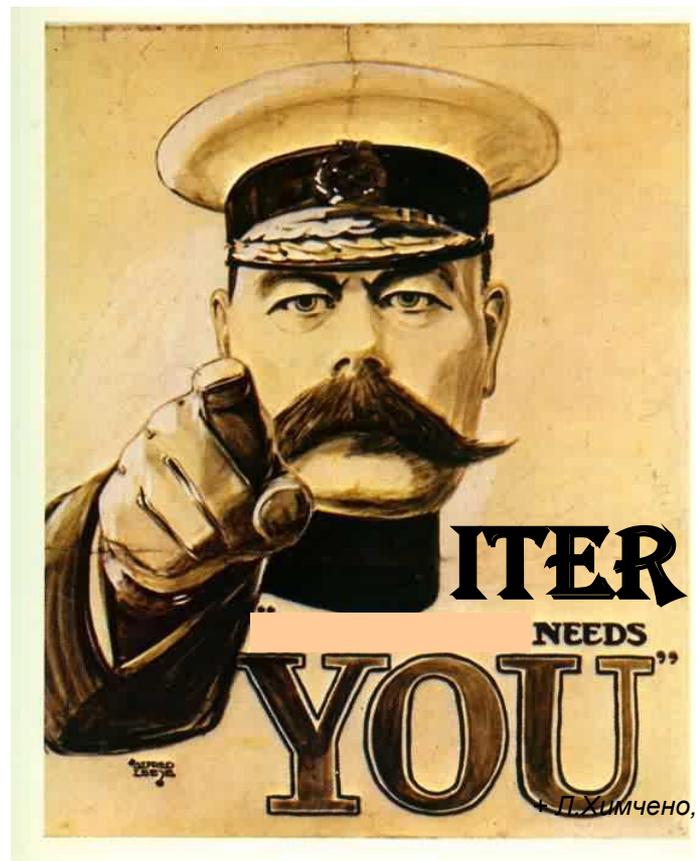
И в дальнейшем следует ожидать новых открытий, так как этой проблемой занимаются одни из наиболее образованных и креативных физиков и инженеров.

Вместо заключения



Распределение персонала в ИТЭРе сейчас, у России меньше ее материального вклада (9%).

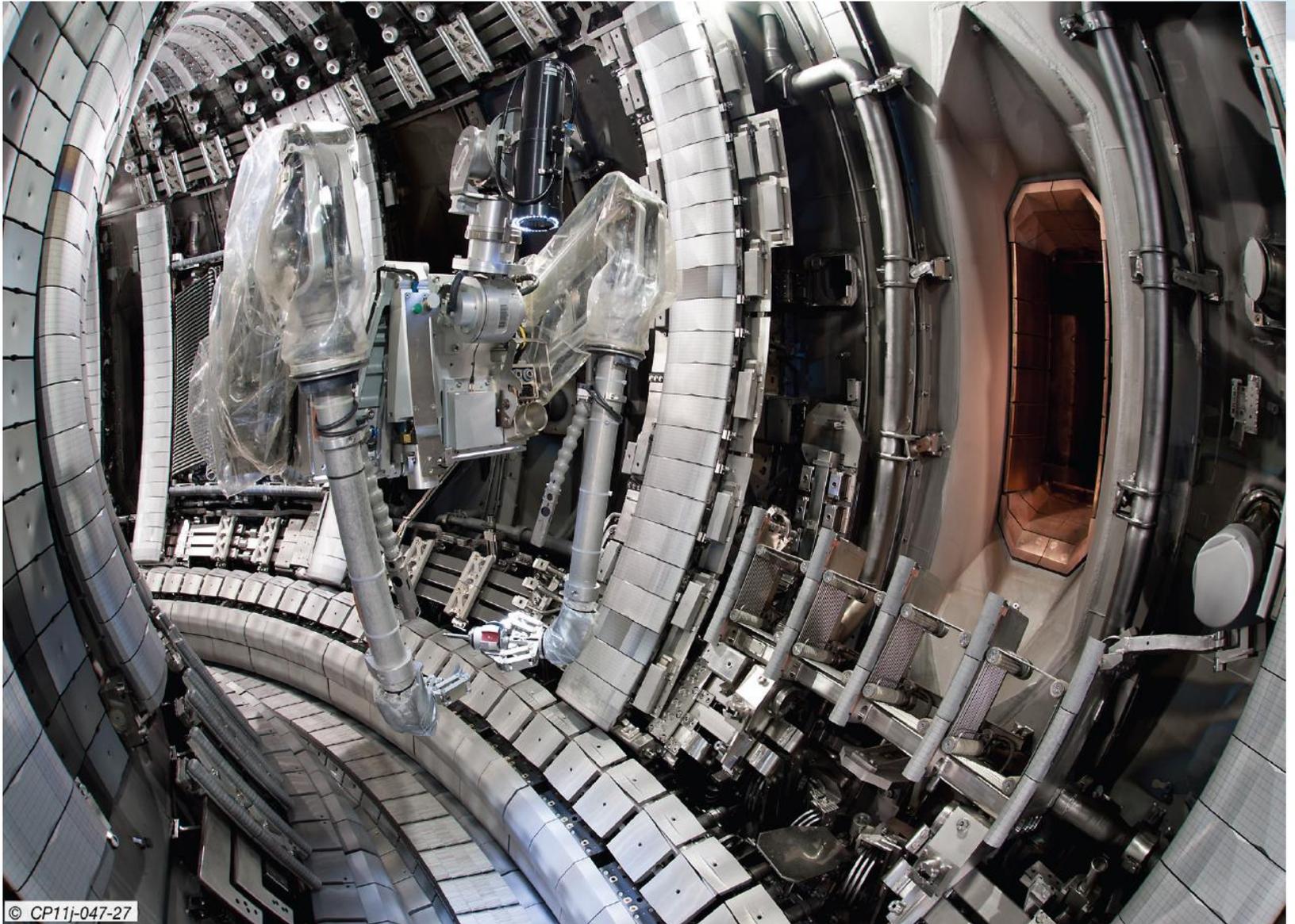
Кто будет заниматься ИТЭР, ДЕМО, ТИНГ?



Присоединяйся!



ШКОЛА
РОСАТОМА

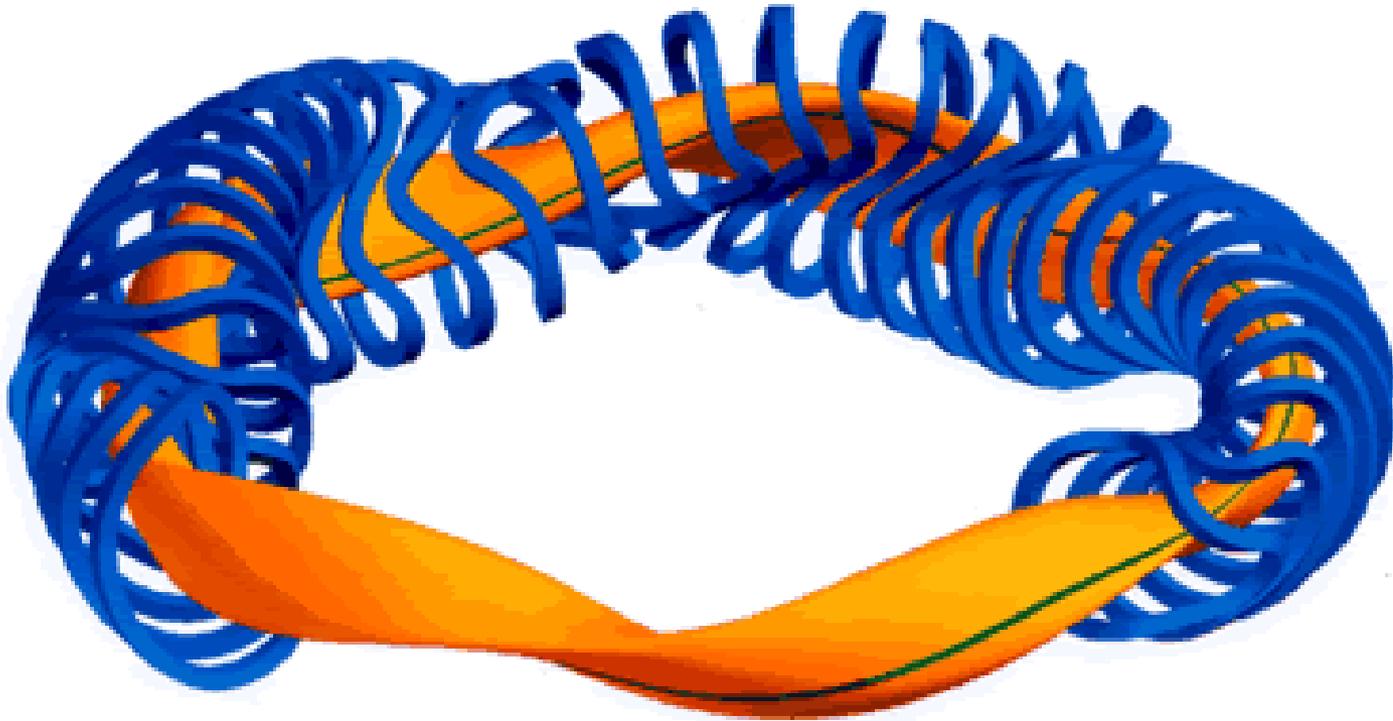


© CP11j-047-27

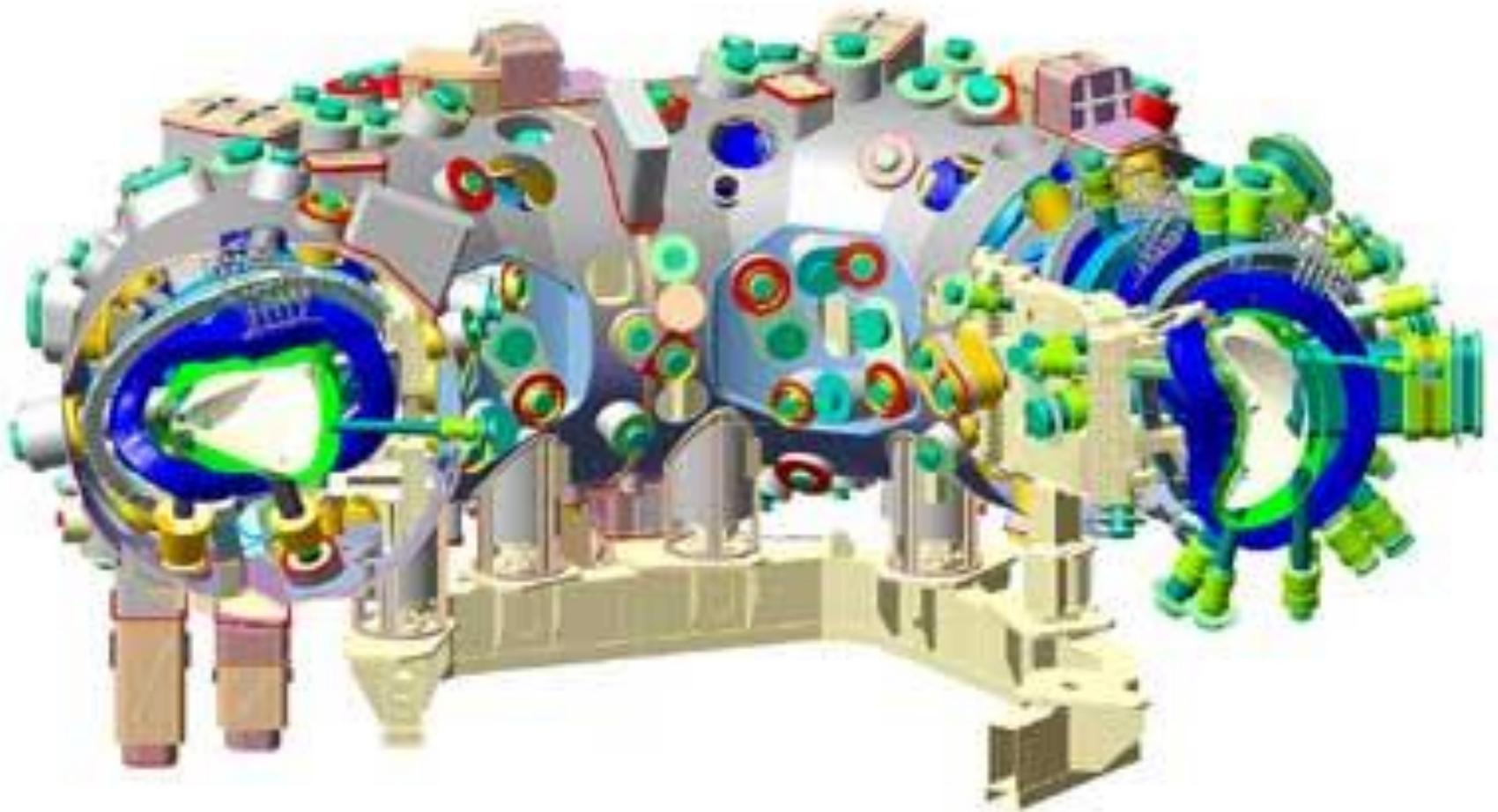
LHD helical coils



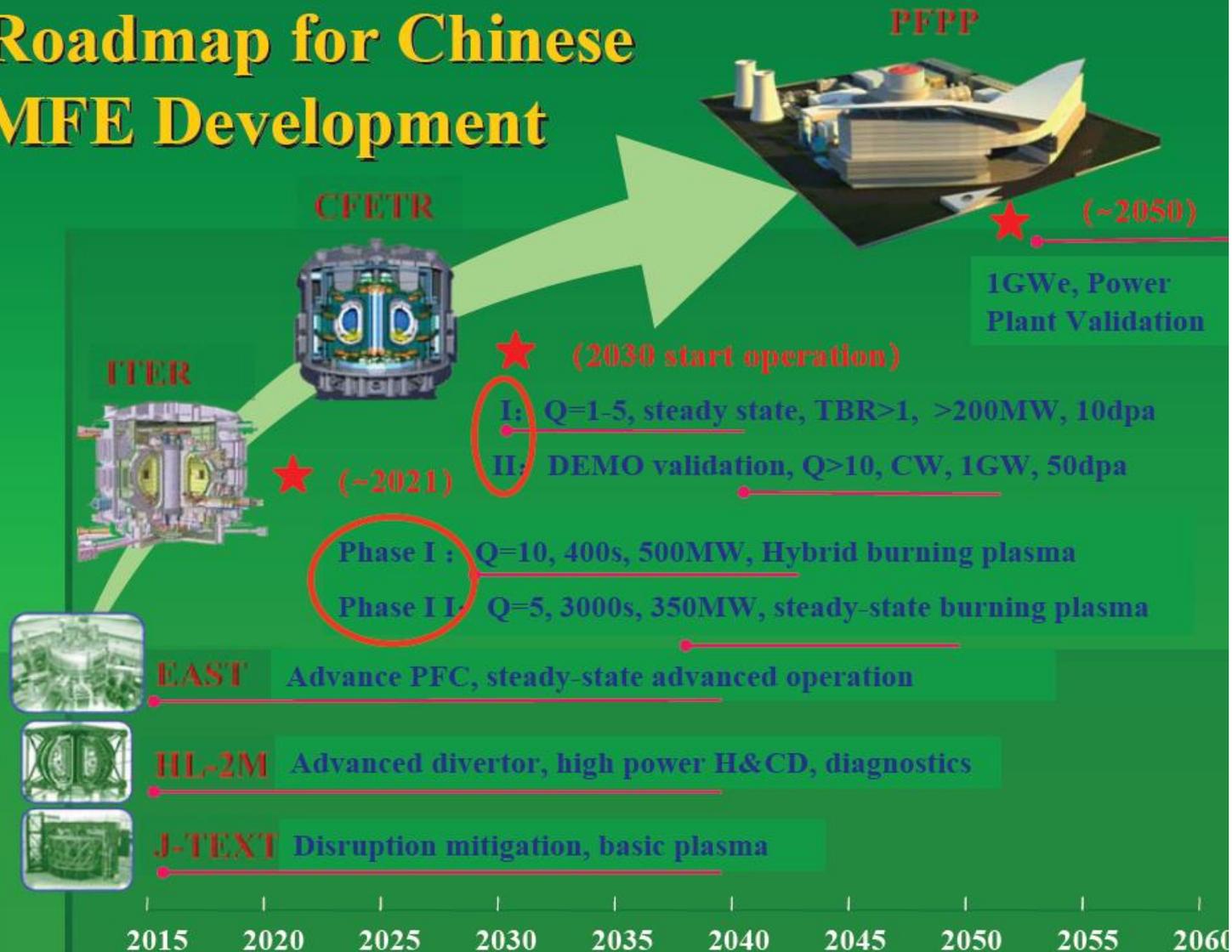
Wendelstein 7-X coils

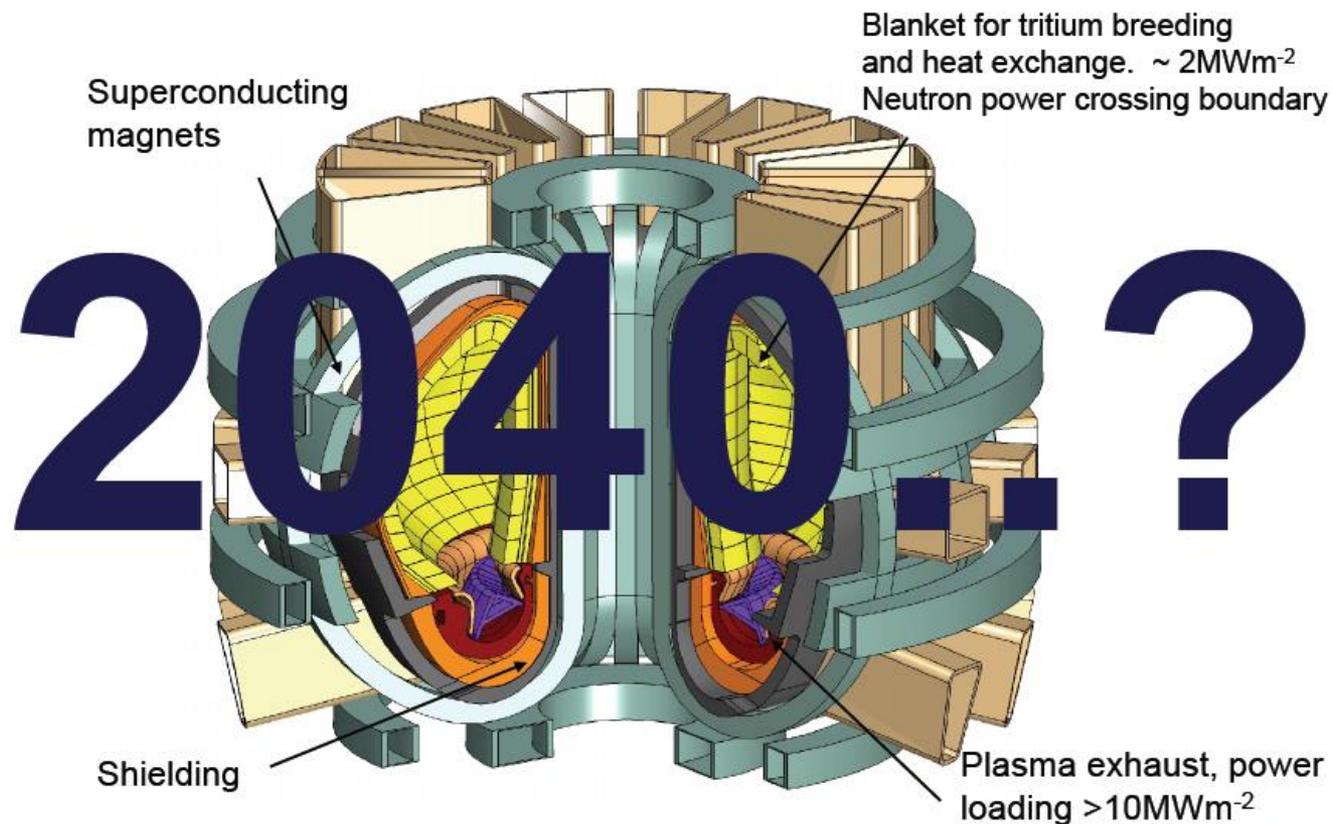


W7X Stellarator

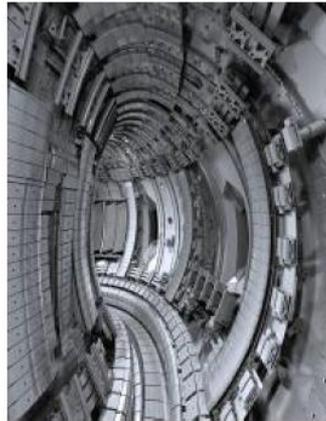


Roadmap for Chinese MFE Development

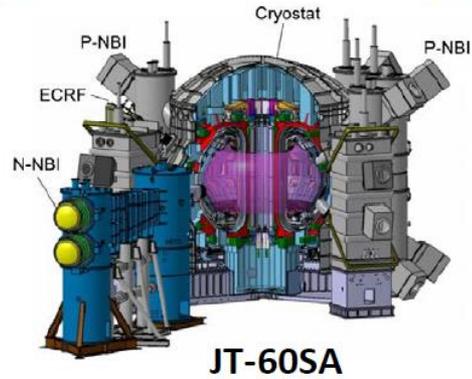




JET and Medium-Size Tokamaks



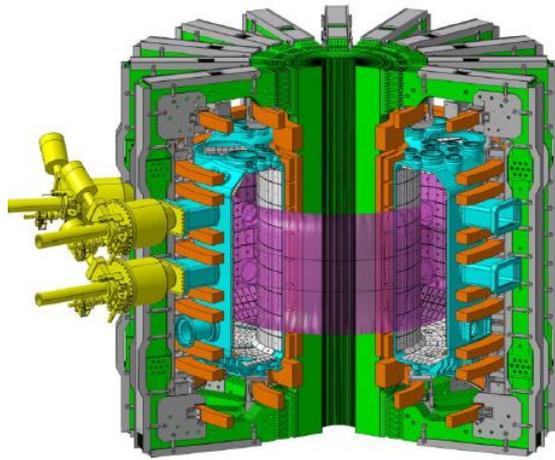
JET



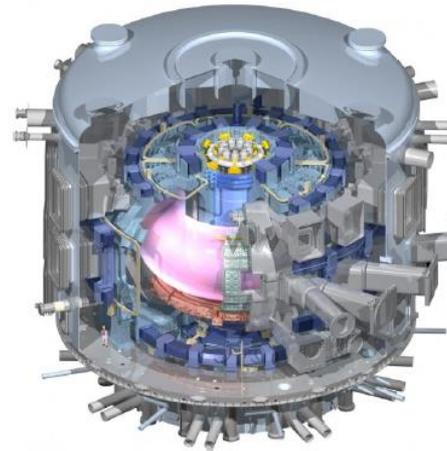
AUG



JT-60SA



TCV



ITER



MAST Upgrade

NNSA's 2012 Path Forward report to Congress defines the current US ICF Program

- Increased emphasis on **focused physics experiments** to improve understanding and predictive capability
- Exploratory program with three approaches each with different potential benefits and risks

Laser Direct Driven Univ. Rochester (Omega, NIF)



Magnetic drive Sandia Nat'l Lab Z-machine

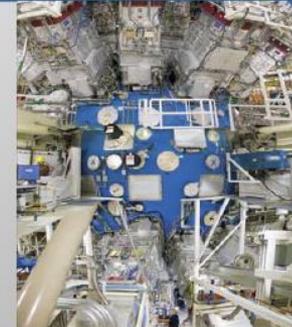


National Nuclear Security Administration's Path Forward to Achieving Ignition in the Inertial Confinement Fusion Program

Report to Congress
December 2012

United States Department of Energy
Washington, DC 20585

X-ray drive Intern'l team on NIF



Significant progress in all areas over the last two years
Major challenges further clarified, potential solutions identified, tests beginning
Expect more of both!

Спасибо за внимание!