

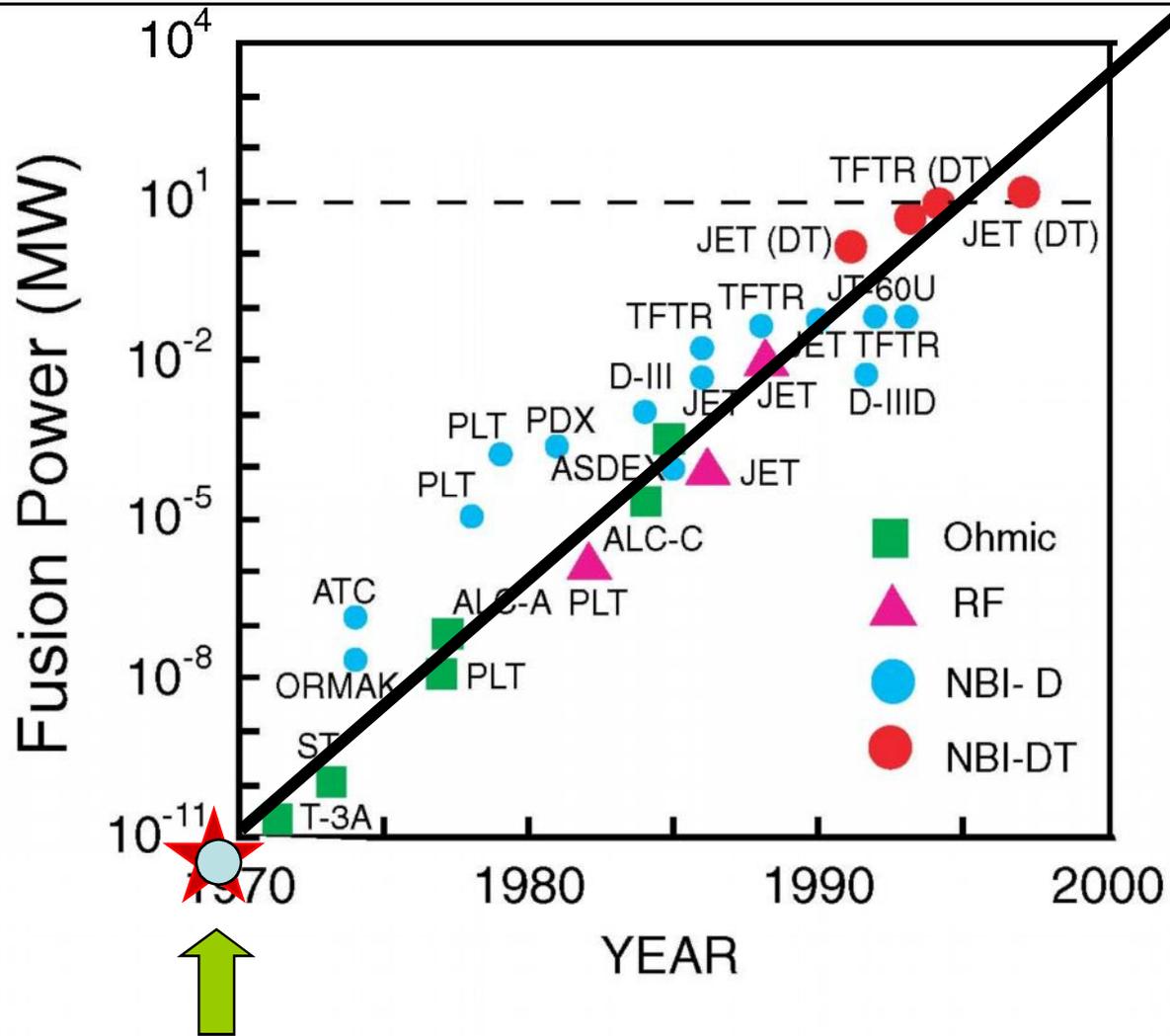
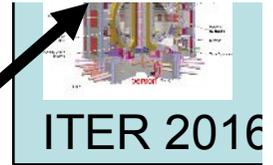
Best wishes to our colleagues in synthesis



Here in Dubna

38 years ago TOKAMAKS started its long way around the globe

Our progress from *Dubna_1969* to *Dubna_2007*



Dubna conference 1969

PROBLEMS AND PERSPECTIVES OF THERMONUCLEAR SYNTHESIS

V.P. Smirnov, I.B. Semenov

RRC “Kurchatov Institute”

Kurchatov sq. 1, 123182 Moscow,

Russian Federation

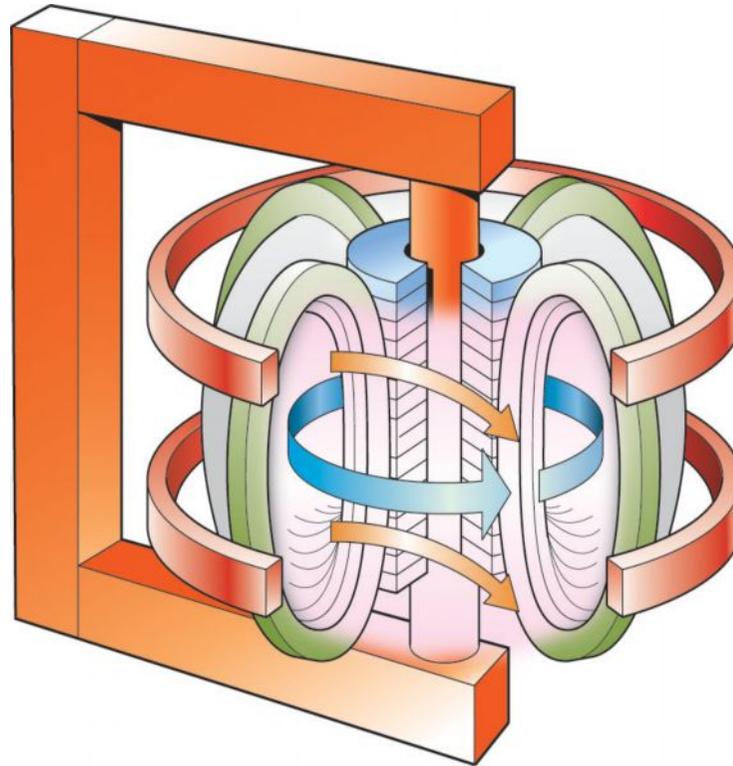
Dubna June 2007 “Muon catalyzed fusion and related topics”

PROBLEMS AND PERSPECTIVES OF THERMONUCLEAR SYNTHESIS

1. Introduction
2. Current status of thermonuclear research (tokamaks)
3. ITER project
4. Next step – reactor DEMO
5. Thermonuclear plant projects
6. Russian research program
7. Conclusion

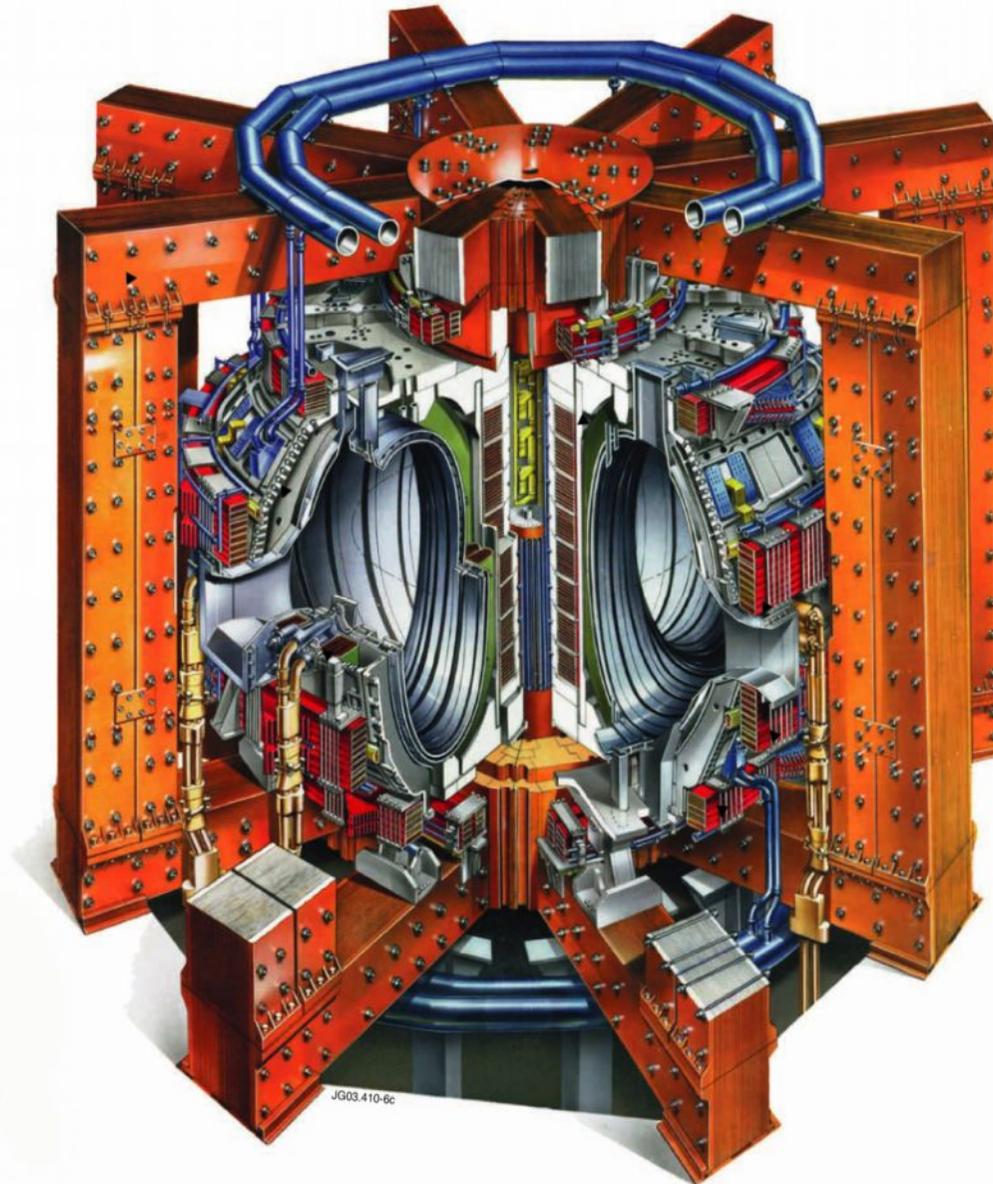
In report we used some viewgraphs from the report
"Review of tokamak research" by R.D. Stambaugh and reports of E. Fredrickson and J. Menard from PPPL

Components of a Tokamak



JET: Joint European Torus

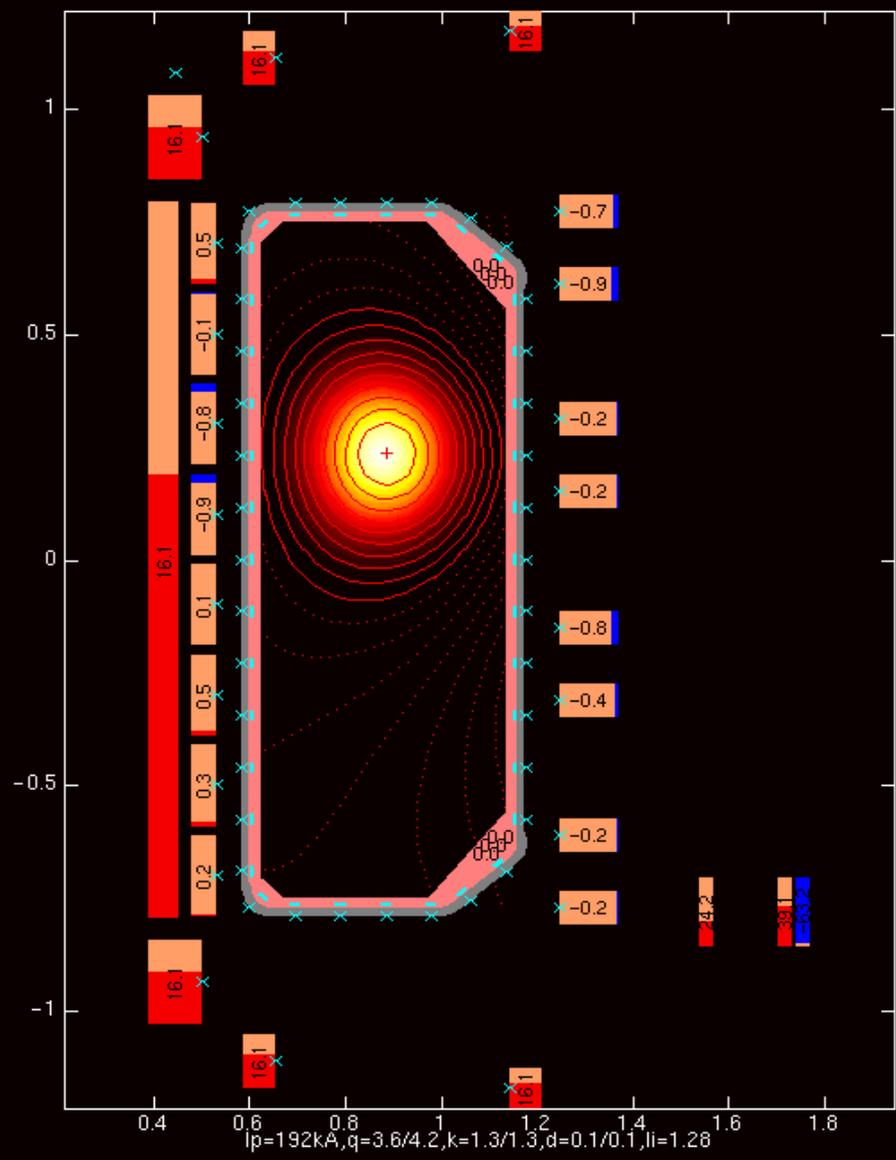
- plasma volume
- magn. field.
- plasma current
- pulse duration
- fusion power



- 60 m³
- up to 4 T
- up to 5 MA
- up to 30 s
- up to 16 MW

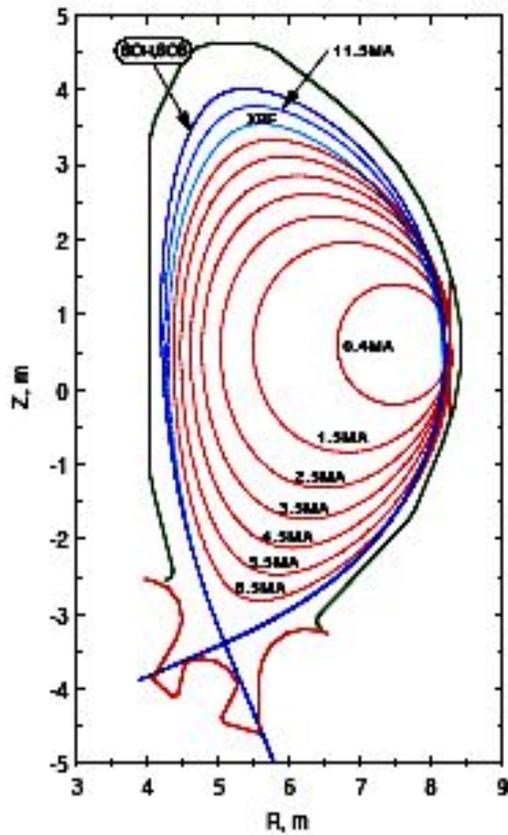
R.D. Stambaugh

TCV #10000 0.100 s

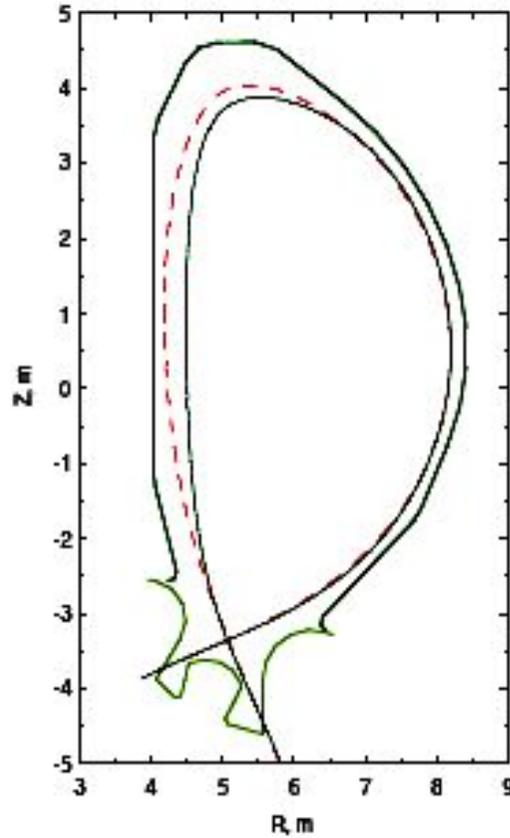


ITER Geometry

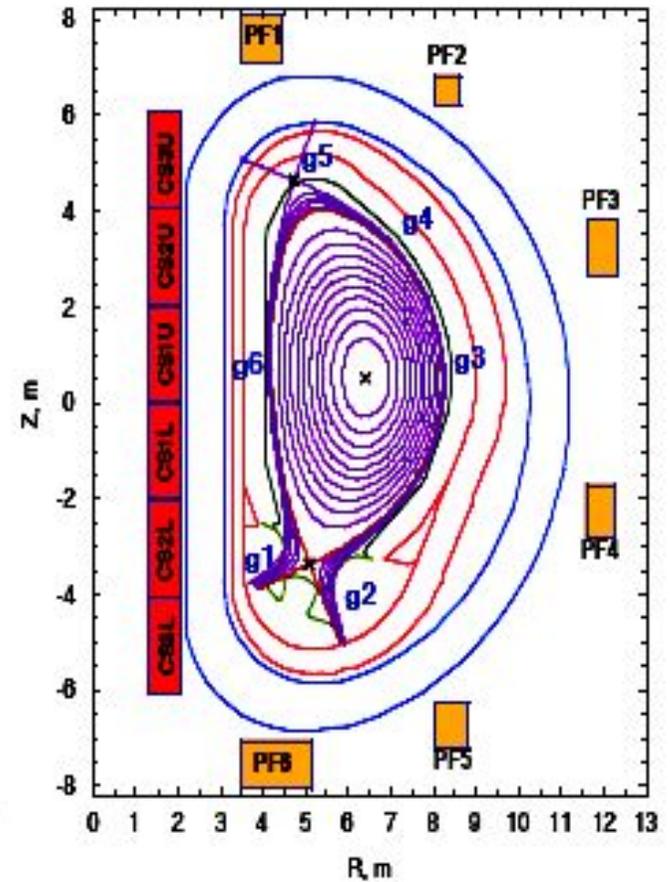
start



X-point formation



Working geometry



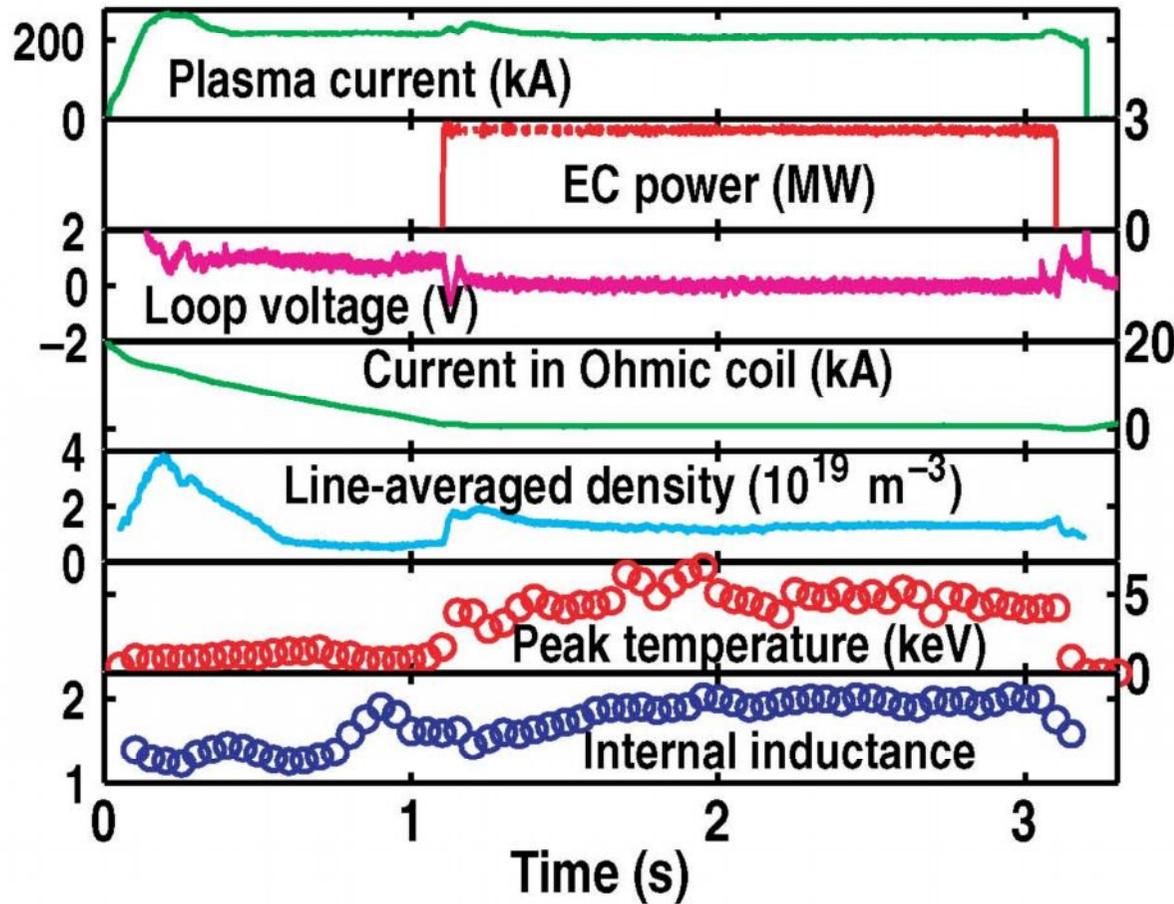
Heating and current drive

	<i>Heating</i>	<i>Current drive</i>
Ohmic	Te~ 1keV	+
Electron cyclotron resonance $(\omega_e, 2\omega_e)$	Te, Ti	+
Ion cyclotron resonance $\omega_{ci} = \frac{eH}{Mc}$	Ti, Te	+
Low hybrid resonance $\omega_{ci} < \omega < \omega_{ce}$	Te	+
Neutral particle injection $E < 1Mev$	Te, Ti	+
Bootstrap current $j_{BS} \approx \nabla P$ (neoclassics) $j_{BS} \approx 0.8 - 0.9 j_T$		+



Fully non-inductive discharges

210 kA sustained in steady state by 2.7 MW co-ECCD



$$IR_n/P (10^{20} \text{ A-M}^{-2}\text{-W}^{-1}) = 7.3 \times 10^{-3}$$

THE EFFECTS OF PLASMA INSTABILITIES RANGE FROM LOSS OF THE CONFIGURATION TO LOCAL TRANSPORT

Spatial Scale of the Mode	Mode Description	Principal Consequence
$\sim a$	Global kink modes Ideal MHD (low n)	Disruptions β and I_p limits
$\sim \frac{1}{5} a$	Tearing modes Resistive MHD Ideal Ballooning ($n \rightarrow \infty$)	Macroscopic Transport Profile Modification
$\sim \frac{1}{10} a$	Edge Localized Modes	Periodic bursts at the edge
ρ_i	Ion Temperature Gradient Modes Drift Waves	Ion Transport
ρ_e	Electron Temperature Gradient Modes Drift Waves	Electron Transport

IDEAL MHD INSTABILITIES LIMIT THE MAXIMUM BETA

Change in potential energy for a small displacement ξ :

$$\delta W = \frac{1}{2} \int d\mathbf{r}^3 \left\{ \frac{|\delta \mathbf{B}|^2}{\mu_0} + \frac{B^2}{\mu_0} \nabla \cdot \xi_{\perp} + 2\xi_{\perp} \cdot \kappa^2 + \gamma p |\nabla \cdot \xi|^2 - J_{\parallel} (\xi_{\perp} \times \mathbf{b}) \cdot \delta \mathbf{B} - 2(\xi_{\perp} \cdot \nabla p) (\kappa \cdot \xi_{\perp}) \right\}$$

field line bending

magnetic field compression

сжатие жидкости

parallel current

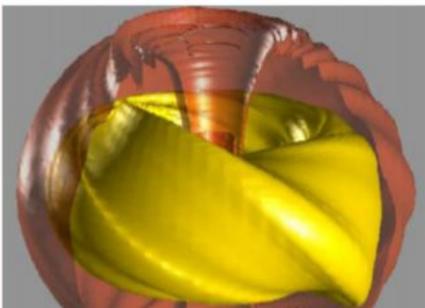
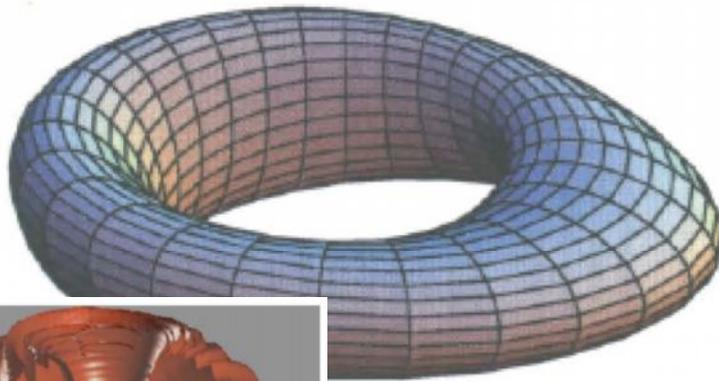
pressure gradient

STABILIZING

DESTABILIZING

Kink Mode: low n, global

Ballooning Mode: High n, localized in bad curvature region



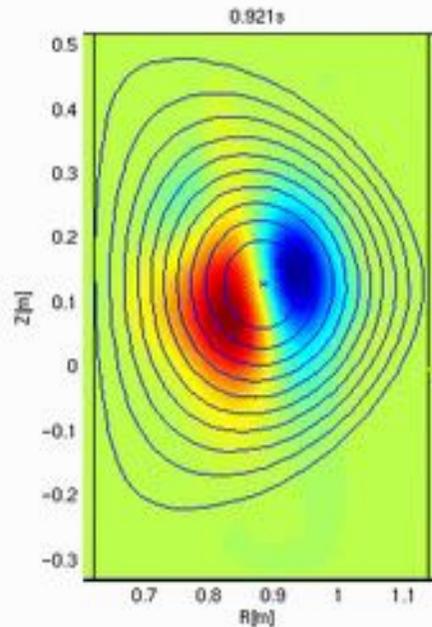
Pressure-driven Kink (Kink-ballooning) Mode

(J. Freidberg, *Ideal MHD*; G. Bateman, *MHD Instabilities*; others)

TEARING MODES

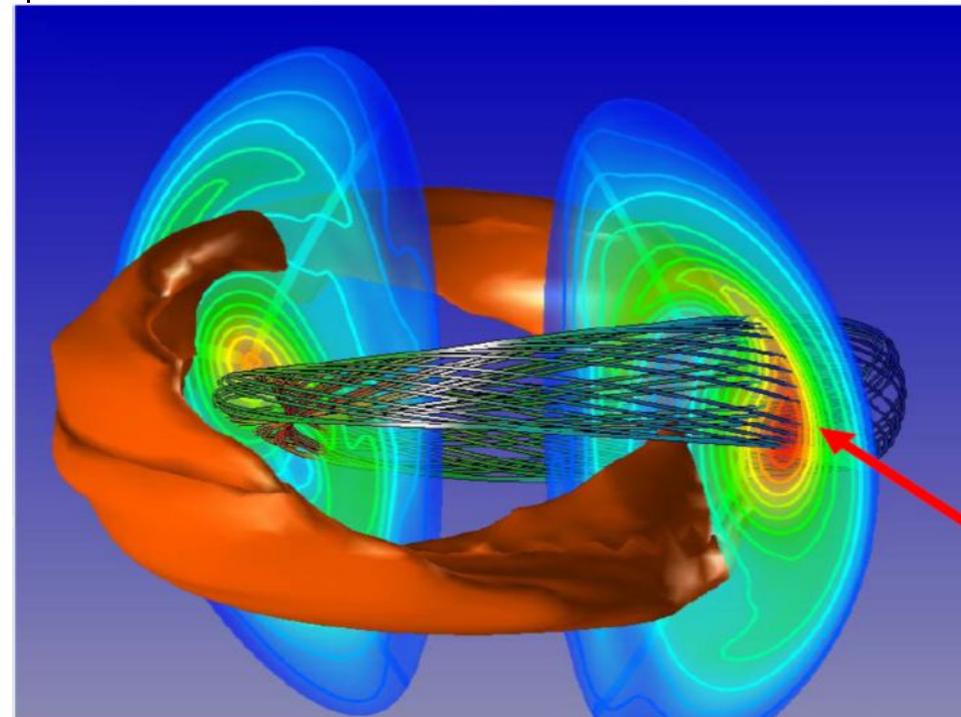
Classical

- Finite resistivity
- Current can diffuse and form clumps — magnetic islands — on rational q flux surfaces
- Driven by ∇J
- Growth time 10s of milliseconds

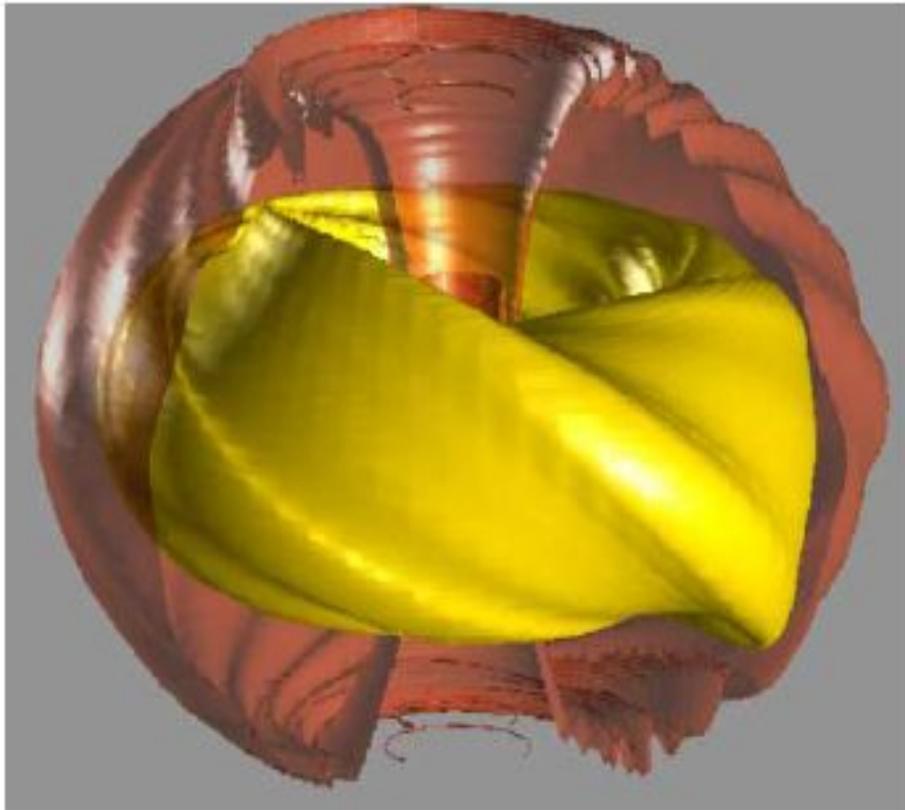


Neoclassical

- $\nabla P=0$ in island removes equilibrium bootstrap current
 - Helical current perturbation amplifies seed island
- Providing auxiliary current drive predicted to stabilize NTM

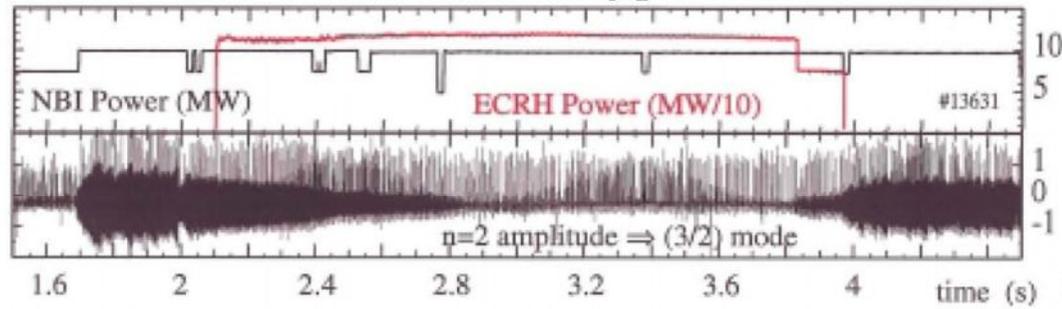


Resistive wall modes

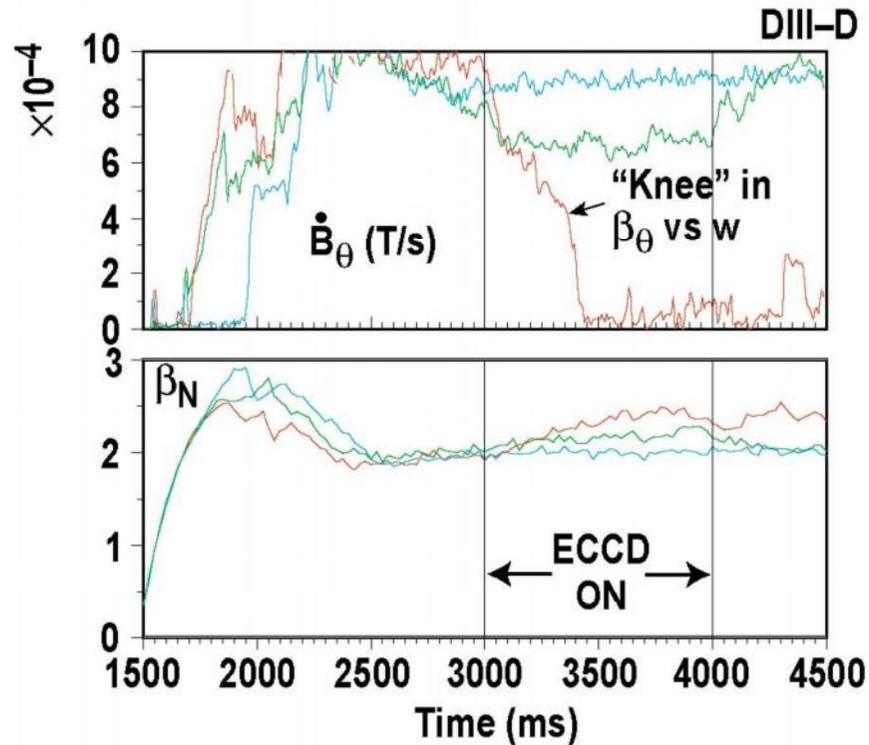
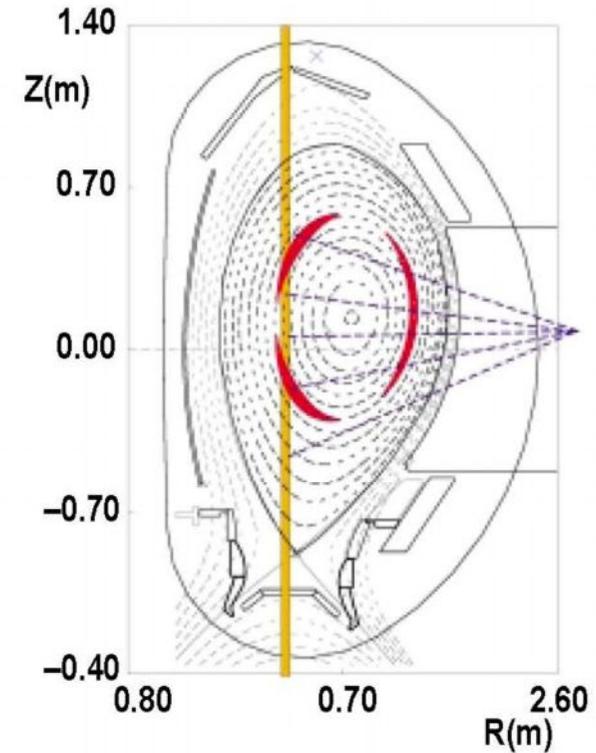


STABILIZATION OF NTMs BY ECCD

ASDEX-Upgrade



ASDEX-Upgrade



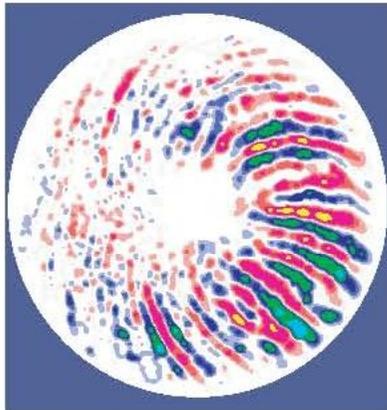
ECCD in DIII-D

Similar results from JT-60U

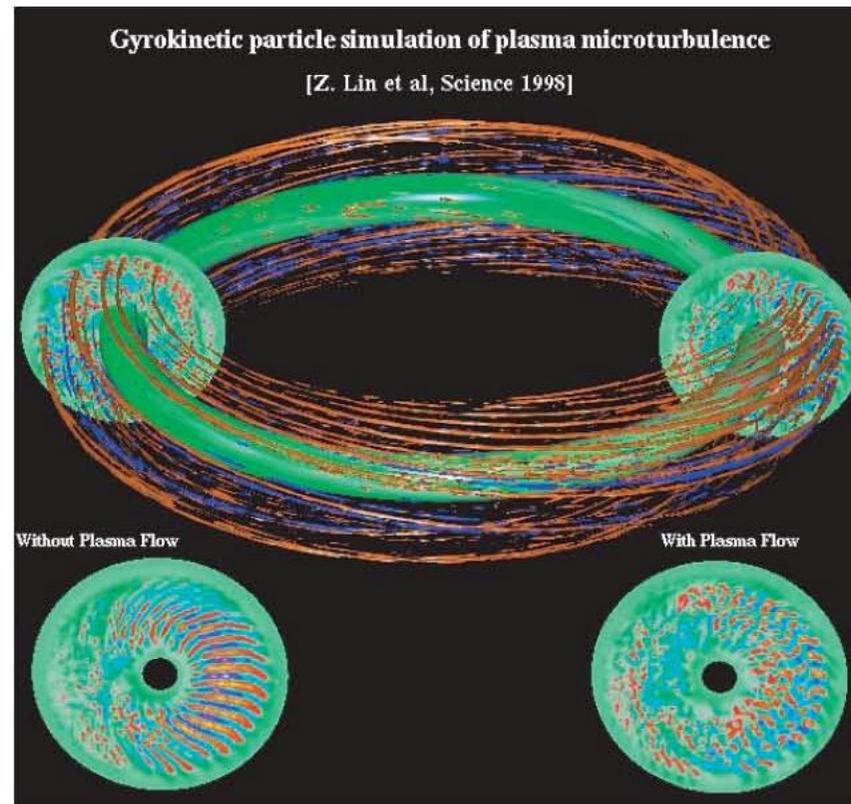
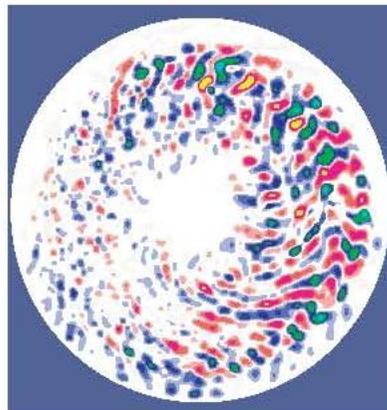
PLASMA TURBULENCE SIMULATION CODES USE FULL TOROIDAL GEOMETRY TO CALCULATE TRANSPORT RATES

- Recent advance: Small scale sheared poloidal flows can shear apart radial eddies, reducing their radial step size and the transport by an order of magnitude

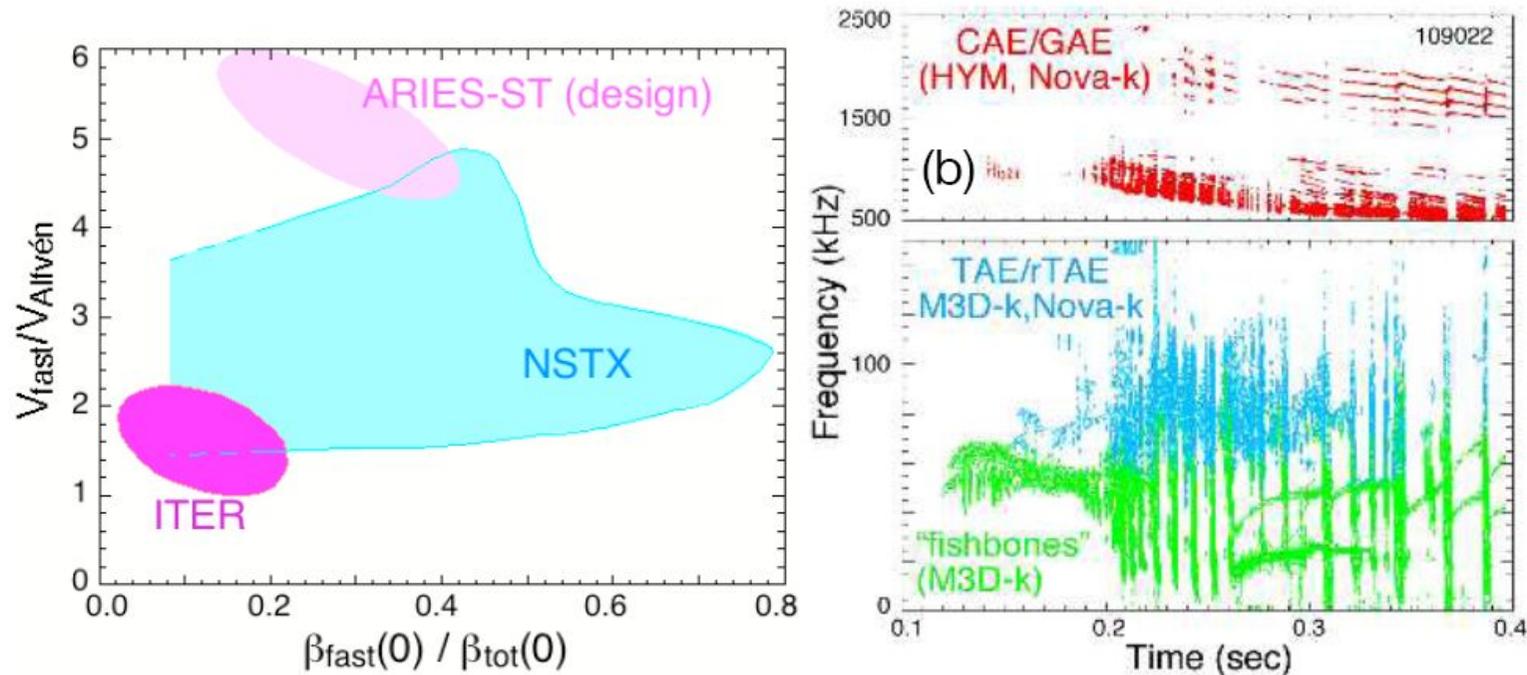
Without sheared flows



With sheared flows

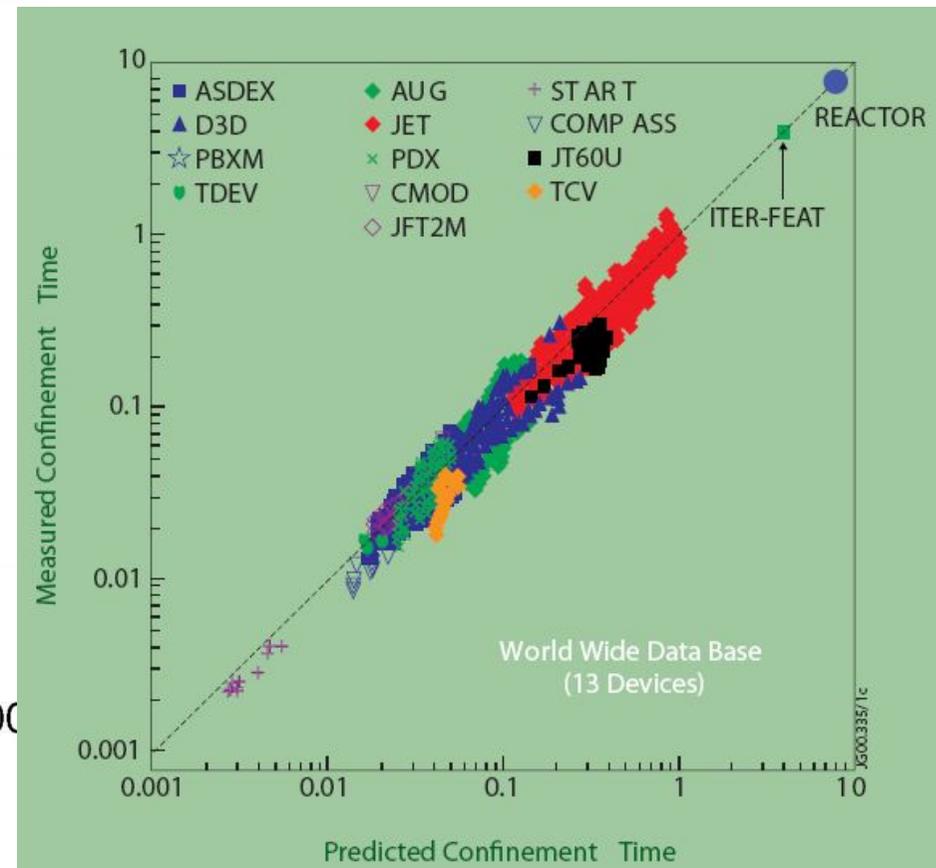
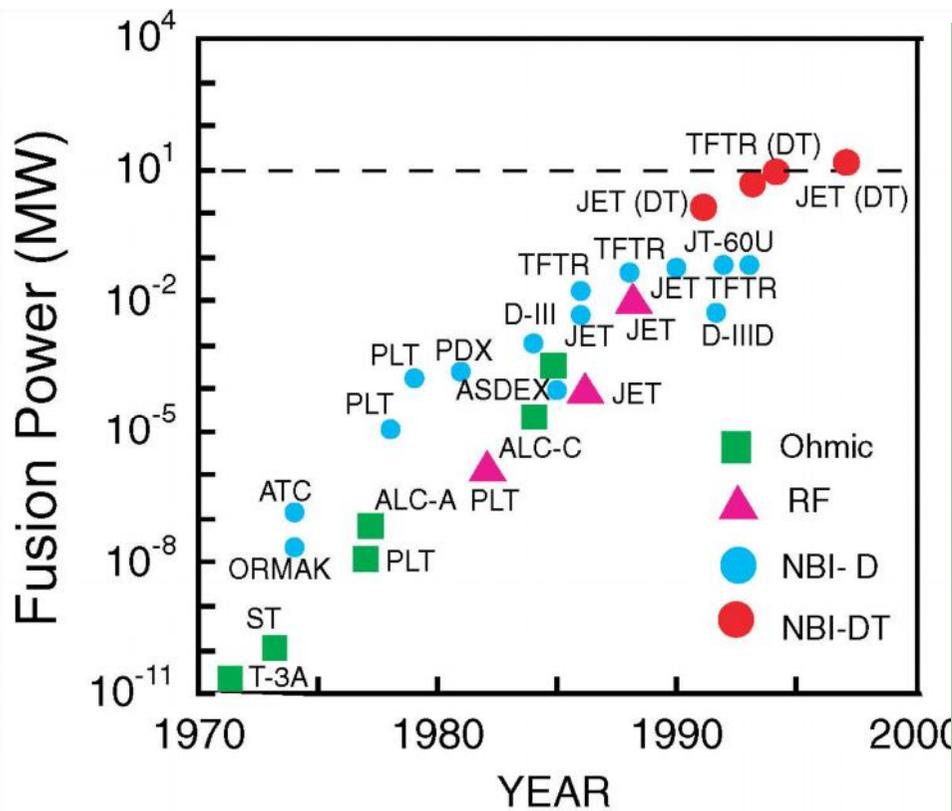


Kinetic instabilities

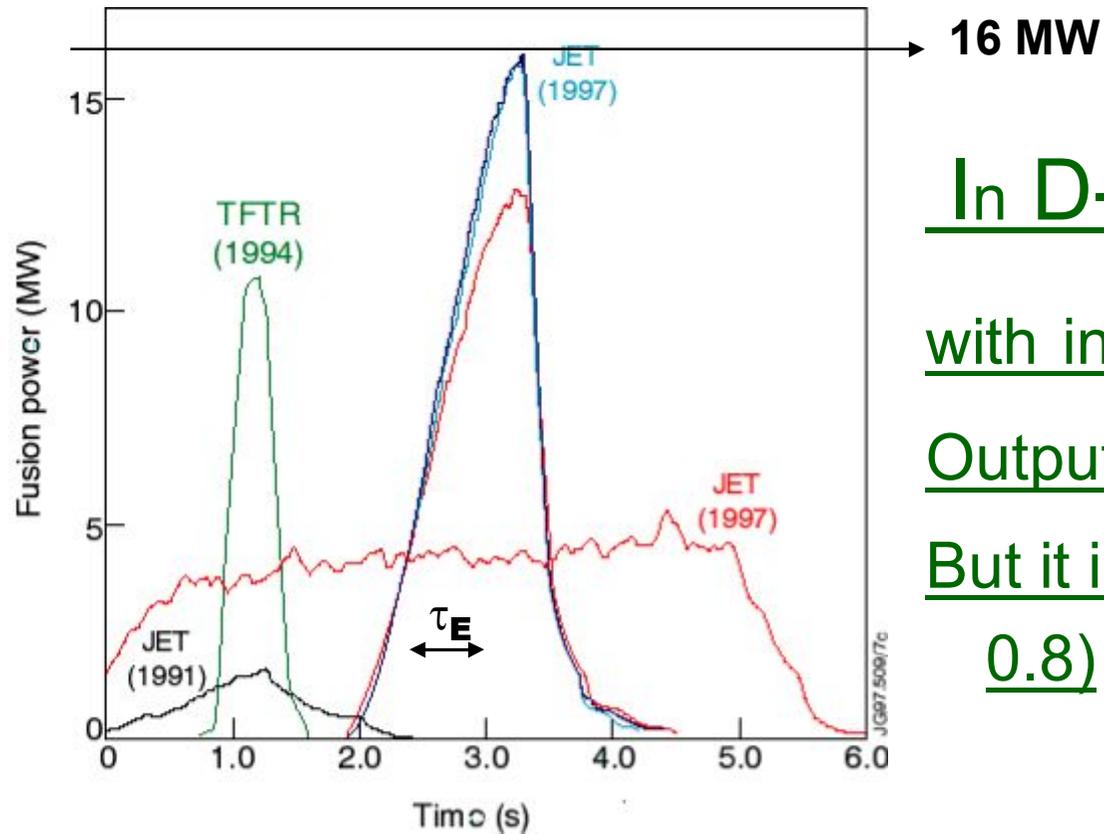


Energetic-ion-induced instabilities. (a) Normalized energetic ion velocity and beta parameter space for NSTX and projected ITER and ARIES-ST regimes. (b) Energetic-ion-induced MHD instabilities observed in NSTX.

Progress in fusion power



What was really achieved ?



16 MW

In D-T plasma

with input power ~20 MW

Output fusion power ~16 MBT

But it is not breakeven ($Q =$
0.8)

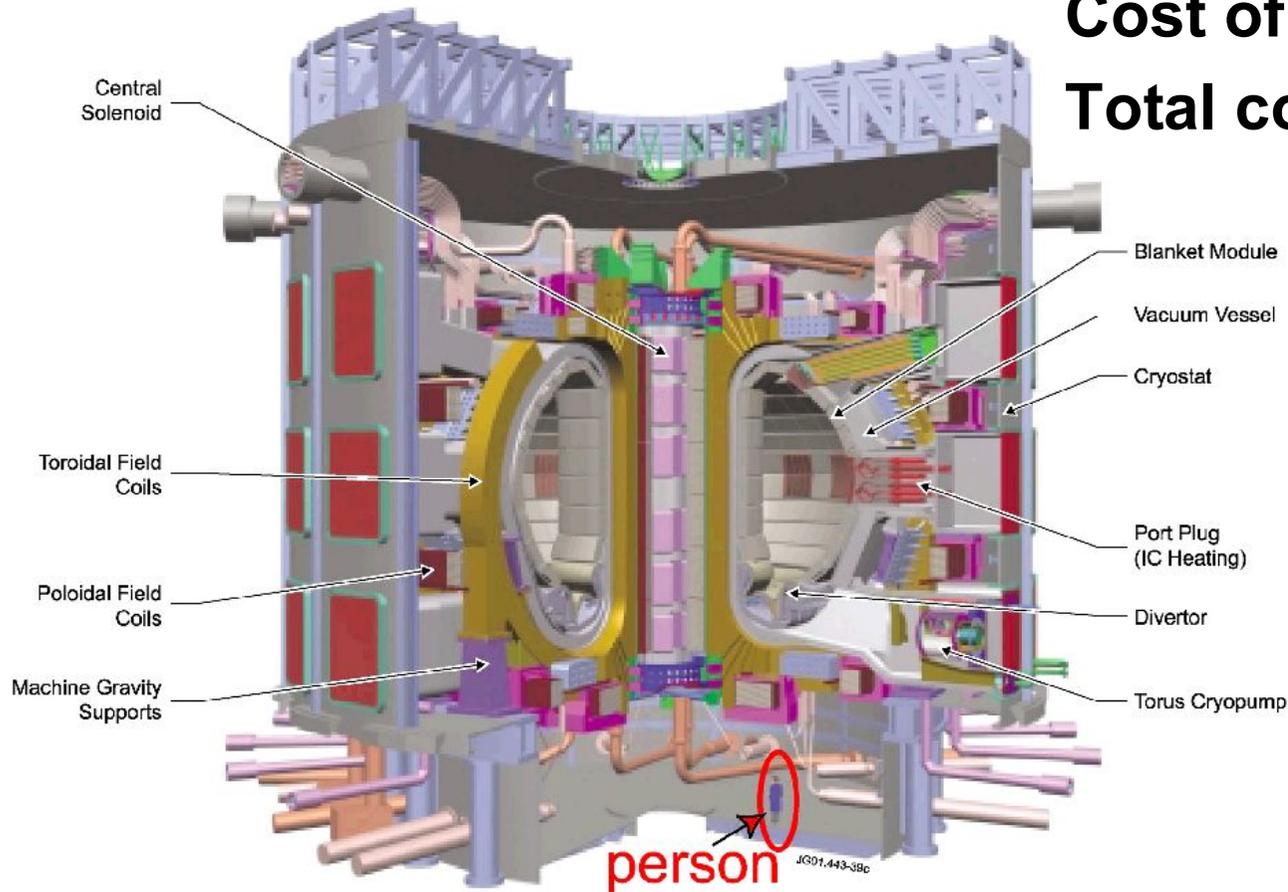
SCIENTIFIC BASIS — DEEP, EXTENSIVE, FULL OF PROMISE

Area	Status	Advanced Tokamak Challenge	Promise
Heating	Understood, technology developed	Pressure profile control, alpha heating	Burning plasmas
Current drive	Physics understood	High bootstrap fraction, local profile control	Steady-state bootstrap fraction → 100%
Stability	Operating space understood, predictable	Wall stabilization	Double the stable operating space
Confinement	Closing in on ability to calculate	Transport barrier control	Near neoclassical ion confinement
Power and particle control	Major physics elements calculable	Low density divertors compatible with current drive	Steady-state with low surface erosion

International Termonuclear Experimental Reactor (ITER)

Cost of the project ~\$5B

Total cost ~\$10B (end 2036)



13.11.01

person JG01.443-39c

1.5×10^{20} neutrons/sec

R (m)	6.2
a (m)	2
V _P (m ³)	850
I _P (MA)	15(17)
B _t (T)	5.3
δ, κ	0.5, 1.85
P _{aux} (MW)	40-90
P _α (MW)	80+
Q (P _{fus} /P _{in})	10
β _T , β _P	2.5%, 0.7



ITER and modern TOKAMAKS

<i>Parameters</i>		<i>Modern level</i>		<i>ITER</i>
Temperature,	keV	50	(TFTR)	15
Density,	10^{20} m^{-3}	15	(Alcator-C Mode)	1
Energy time,	s	1	(JET)	3
Minor radius,	m	1,1	(JET)	2
Major radius,	m	3	(JET)	6
Discharge time,	s	360	(Tore Supra)	400
Heating power,	MW	50	(TFTR)	100
Fusion power,	MW	16	(JET)	500
Burning time,	s	10	(JET)	400

ITER TASKS

- ◆ Inductive discharge : $Q=10$, $P_{\text{fus}}=500$ MW
 $\tau=400$ sec
- ◆ Steady state discharge: $Q=5$, $P_{\text{fus}}=200-300$ MW
 $\tau=3000$ sec
- ◆ Thermonuclear technology testing
- ◆ Physics of thermonuclear plasma:
 - α -particles physics, kinetic instabilities, helium ash removal
 - Radial profiles control
 - Control of MHD and kinetics instabilities
 - Control of plasma flux to the wall and into divertor



Provence-Alpes-Côte d'Azur

● Cadarashe

Nîmes

Aix-en-Provence

Monaco

Nice

Cannes

(Marseilles) Marseille

Toulon

Îles d'Hyères

Image © 2007 TerraMetrics
© 2007 Europa Technologies

© 2006 Google™

Pointer 43°41'17.23" N 5°54'16.87" E elev 538 m

Streaming ||||| 100%

Eye alt 264.07 km

ITER scale :

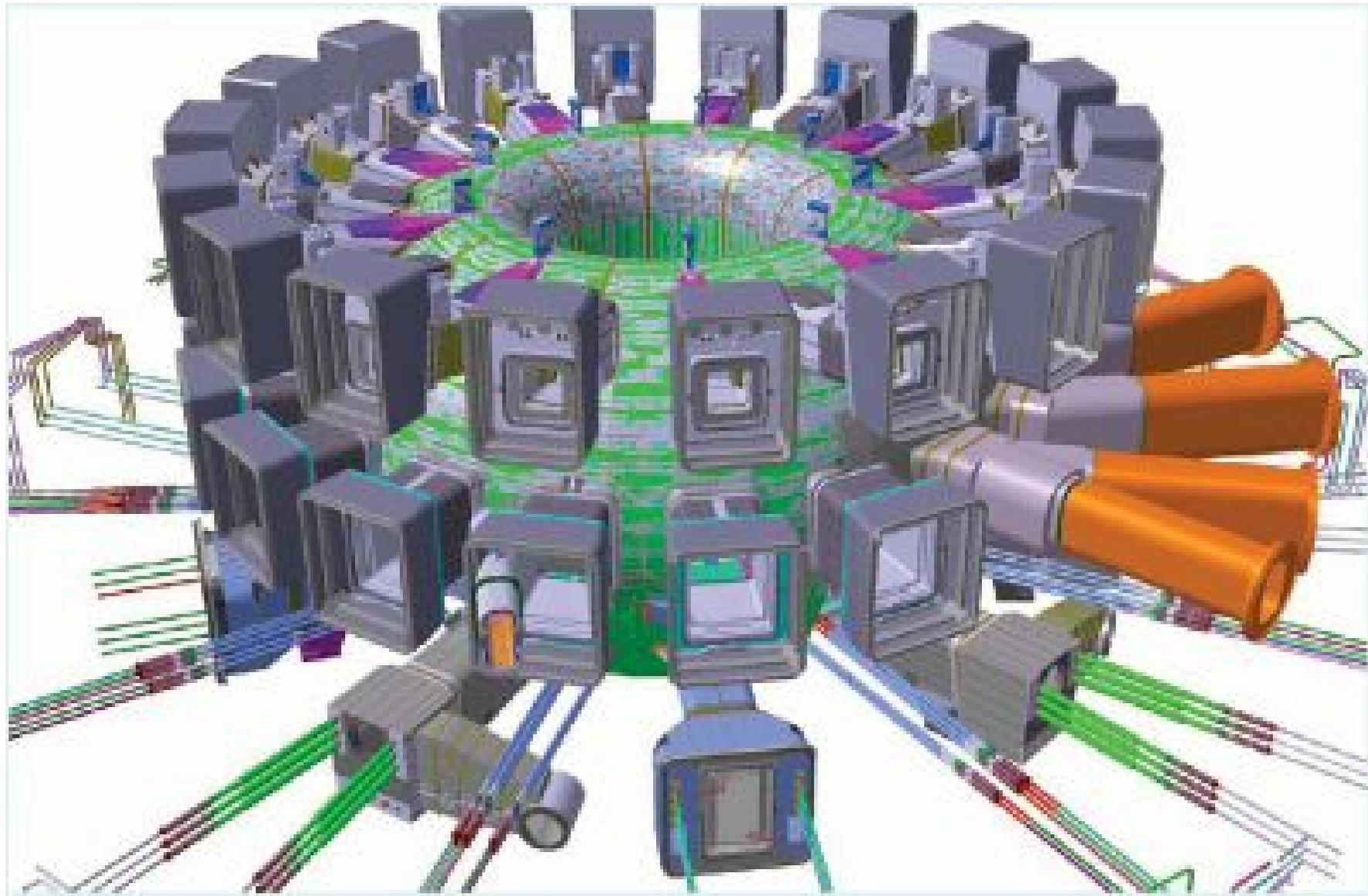
Number of Parts:

- A car: ~ 0.01 M parts
- A large airplane: ~ 1 M
- A large carrier: ~ 10 M
- ITER: ~ 10 M

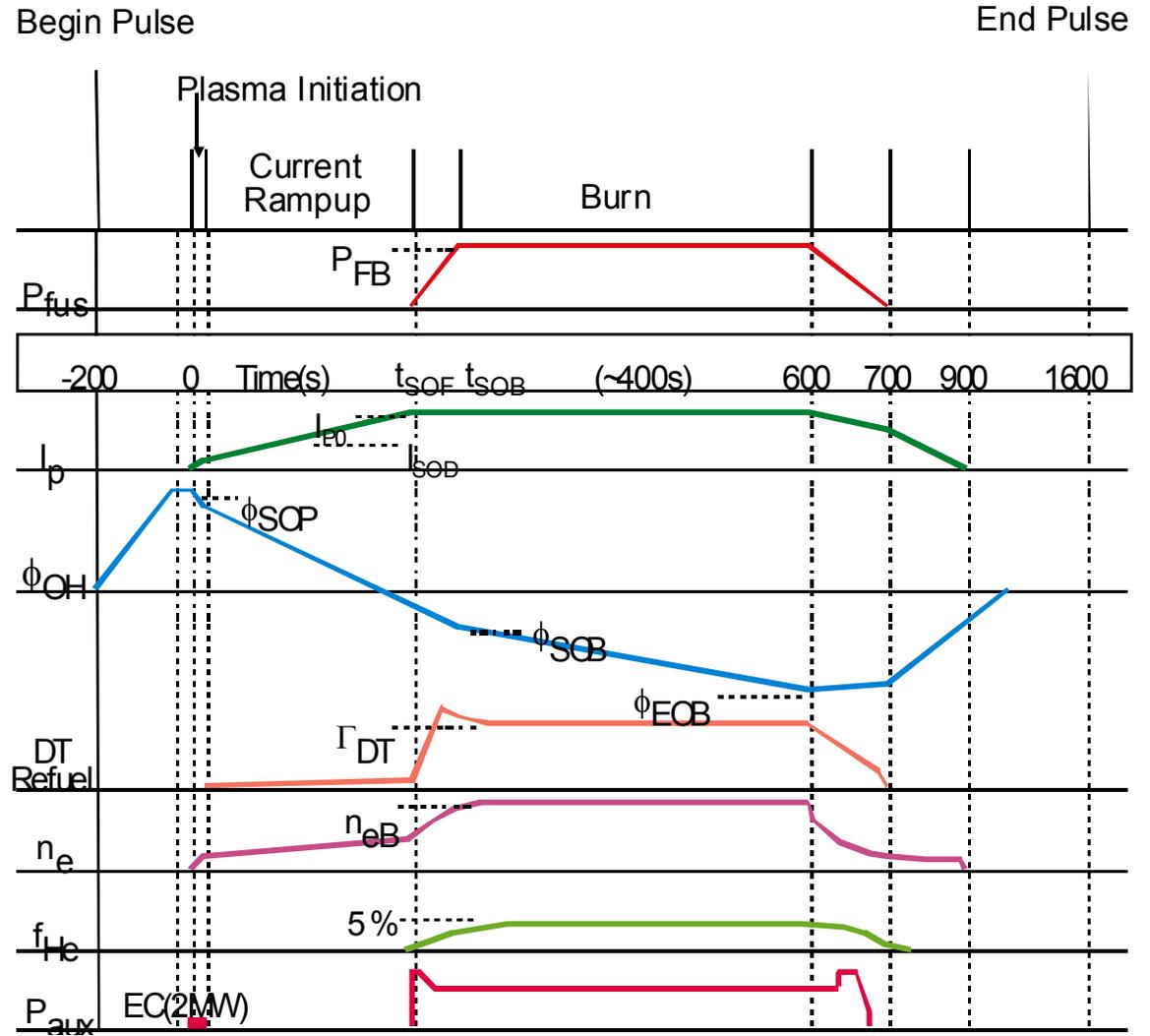
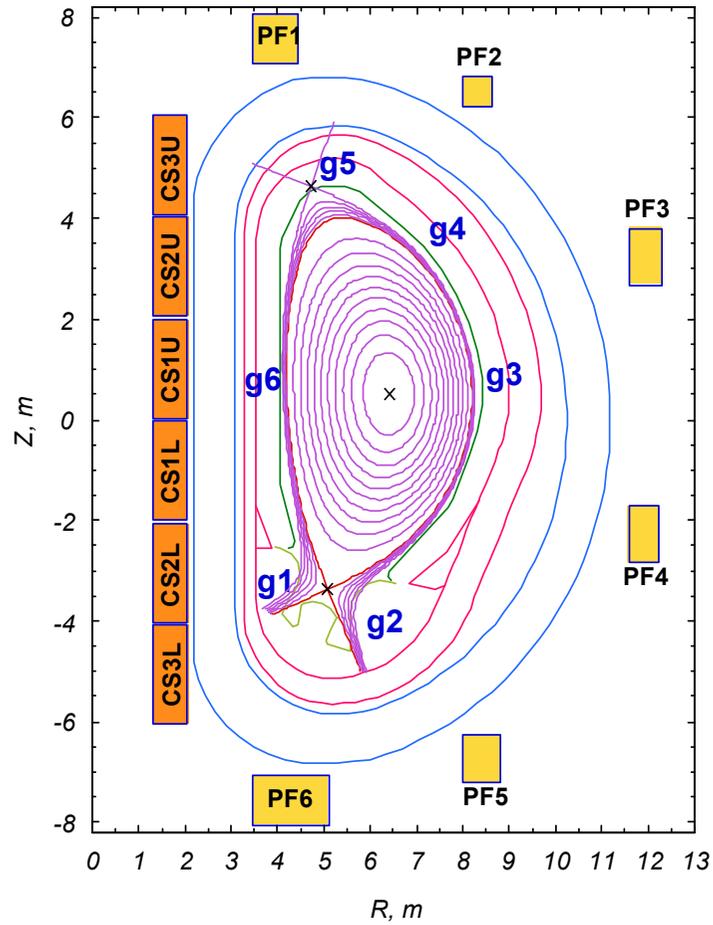
Number of subsystems ~ 100

Number of interfaces ~ 1000

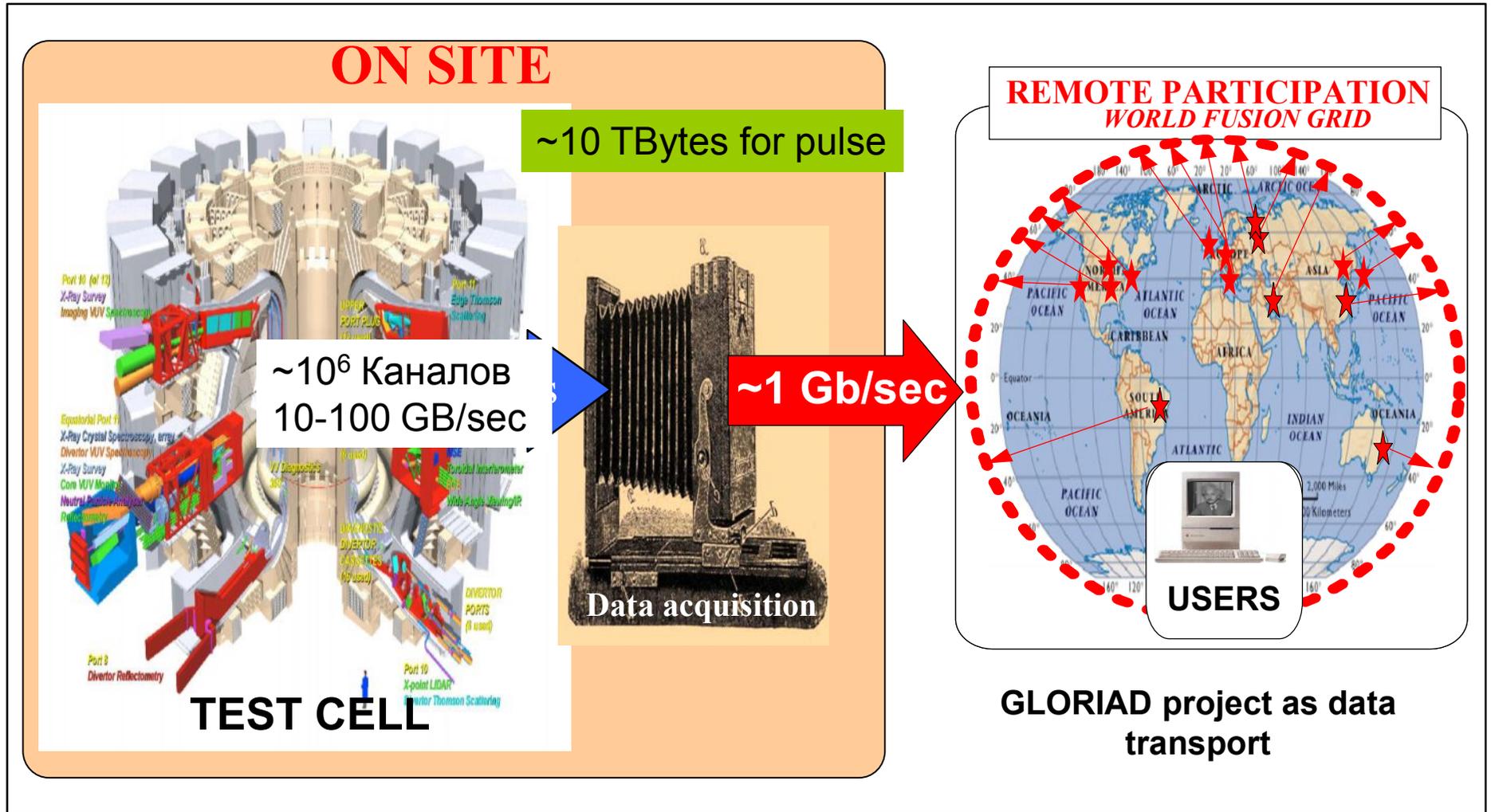
ITER Digital mock up (diagnostic ports)



ITER configuration



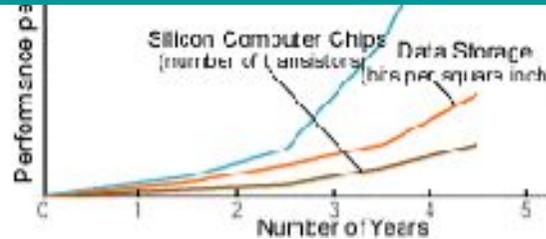
ITER data flow



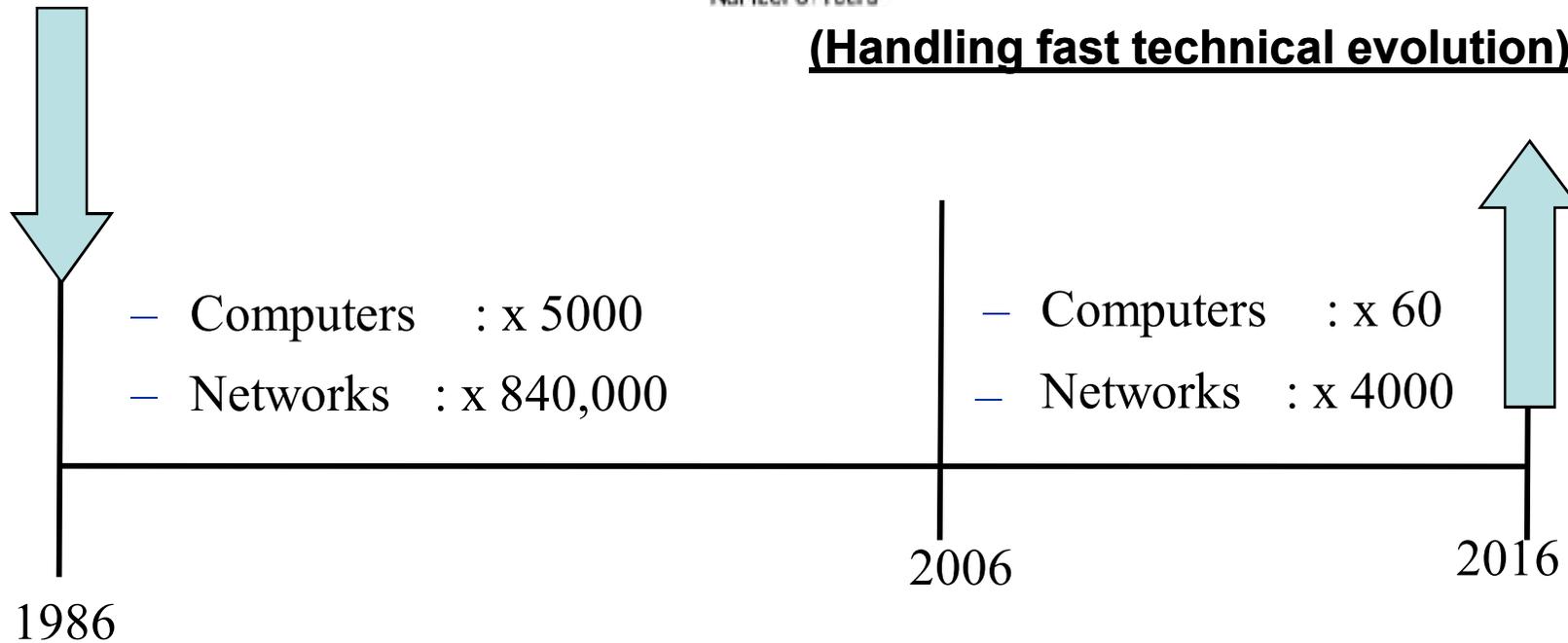
Forecast 2016

Moore's Law

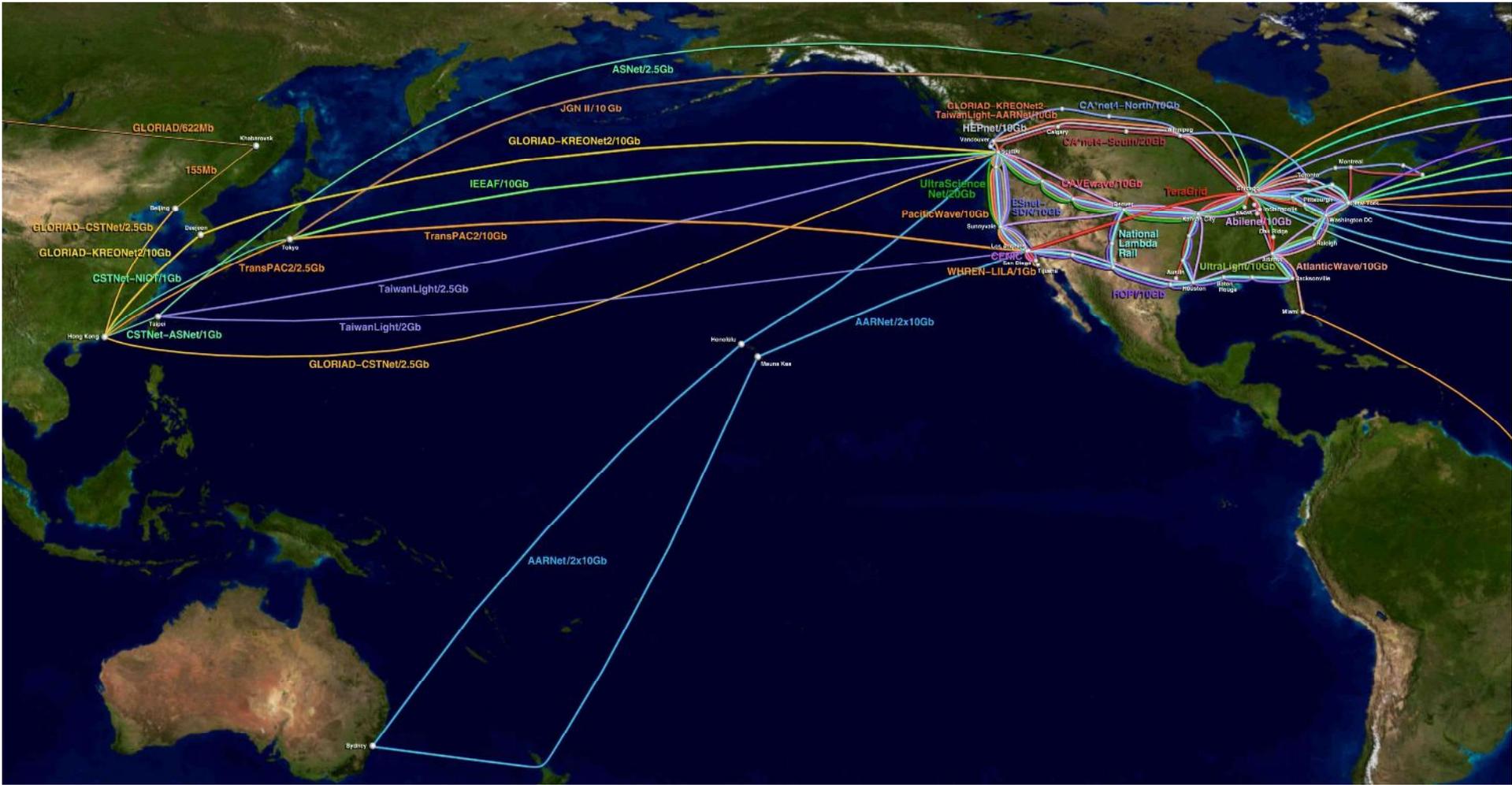
(Graph from Scientific American (Jan 2001))



(Handling fast technical evolution)!!!!.



Network_2016=(Network_2006)x1000



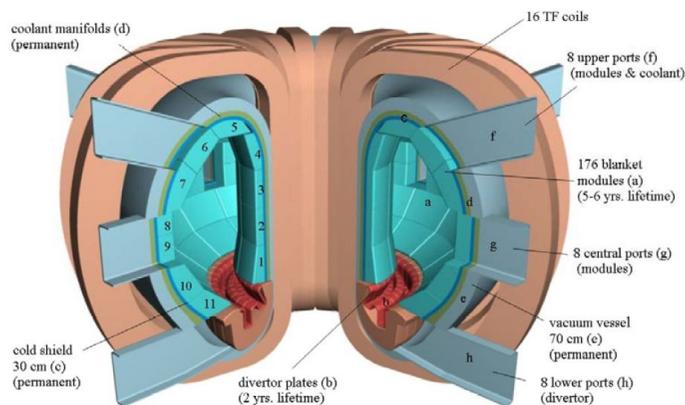
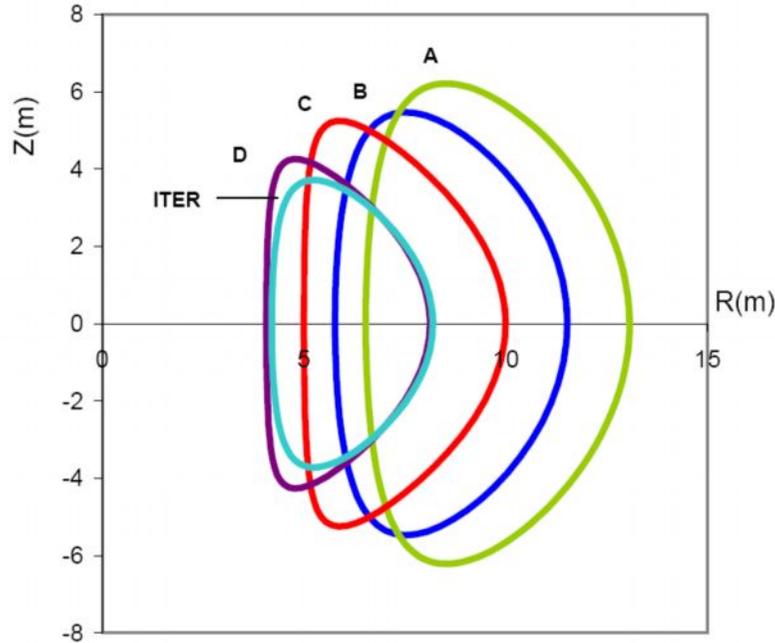
Thermonuclear Reactor DEMO (2012-2035 гг)

Tasks:

1. Reactor materials test $0,5 \text{ MW/m}^2 \rightarrow 3 \text{ MW/m}^2$
2. Thermonuclear reactor technology development
3. Life time of equipment test
- 4 . Thermonuclear plant economics

EFDA Power Plant Conceptual Study

Main parameters of the PPCS models



	Model A	Model B	Model C	Model D	ITER
Parameter (plasma physics)					
Unit Size(GW_e)	1.55	1.33	1.45	1.53	-
Fusion Power (GW)	5.00	3.60	3.41	2.53	0,37
Aspect Ratio	3.0	3.0	3.0	3.0	3,43
Major Radius(m)	9.55	8.6	7.5	6.1	6,35
TF on axis(T)	7.0	6.9	6.0	5.6	5,1
Plasma Current (MA)	30.5	28.0	20.1	14.1	10
βN (thermal, total)	2.8, 3.5	2.7, 3.4	3.4, 4.0	3.7, 4.5	3,1
P_{add} (MW)	246	270	112	71	7,3
n/n_G	1.2	1.2	1.5	1.5	0,85
Parameter (engineering)					
Average neutron wall load	2.2	2.0	2.2	2.4	0,78
Divertor Peak load (MWm^{-2})	15	10	10	5	10
H&CD Efficiency	0.6	0.6	0.7	0.7	0,6
Plant Efficiency	0.31	0.37	0.42	0.6	-
Coolant blanket $T_{\text{in}}/T_{\text{out}}$ ($^{\circ}\text{C}$)	Water 285/325	Helium 300/500	LiPb/He 480/700 300/480	LiPb 700/1100	Water 140
Coolant divertor $T_{\text{in}}/T_{\text{out}}$ ($^{\circ}\text{C}$)	Water 140/167	Helium 540/720	Helium 540/720	LiPb 600/990	Water 140
Power conversion	Rankine	Rankine	Brayton	Brayton	-

Fusion Power Plants for Electricity Production

The next generation of electricity production plants can be presented by projects of ARIES-RS and ARIES-ST in USA, in SSTR Japan, DEMO-S in Russia and SEAFP in Europe

Parameters	ARIES-RS USA	SEAFP Europe	SSTR Japan	DEMO-S Russia	ARIES-ST USA
Fusion power, GW	2170	3000	3000	2520	2740
Thermal power, GW	2620		3710	3100	3100
Electrical power (netto), MW	1000		1080	600–700	1000
Current drive/heating system, MW	~100		60	100–110	32
Average neutron FW load, MW/m ²	3,96	2,1	3,8	2,52	4,1
Structural material	V–4Cr–4Ti	Eurofer	Steel F82H	Steel or V–alloy	Ferritic steel
Breeder	Li	Li ₄ SiO ₄ or Li ₂ O	Li ₂ O	Li ₄ SiO ₄ or Li	LiPb
Neutron multiplier	-	Be	Be	Be	-
Coolant	Li	He	H ₂ O	He or Li	LiPb and He
Cost of energy, c/kWh	8,2	-	~11,5	-	-

The estimated cost of energy is over the required one. Safety aspects and cost of reactor maintenance and refabrication could essentially decrease COE

Comparison of Fusion and Fission Energy Reactors

Similarity

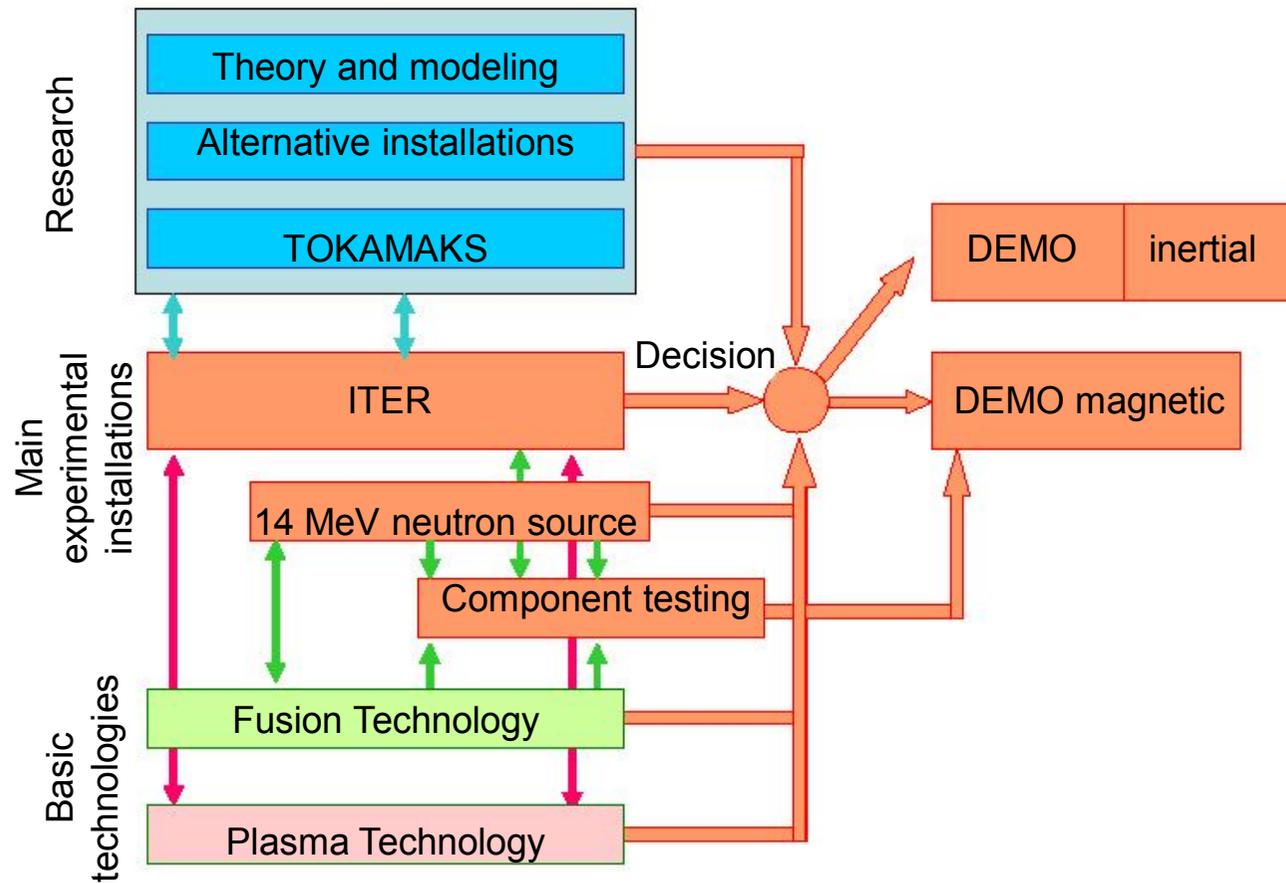
- Nuclear reaction based operation
- Neutronics
- Neutron resistant material
- Internal power consumption
- Material activation
- Transmutation
- Cost
- No CO₂

Differences *Fusion / Fission*

- Power plant *absent / exist*
- Activation decay *short / long*
- Fueling *const. / reload*
- Spent fuel treatment *no / complicated*
- Power density *low / high*
- First wall lifetime *short / long*
- Reactor control *TBD / exist*

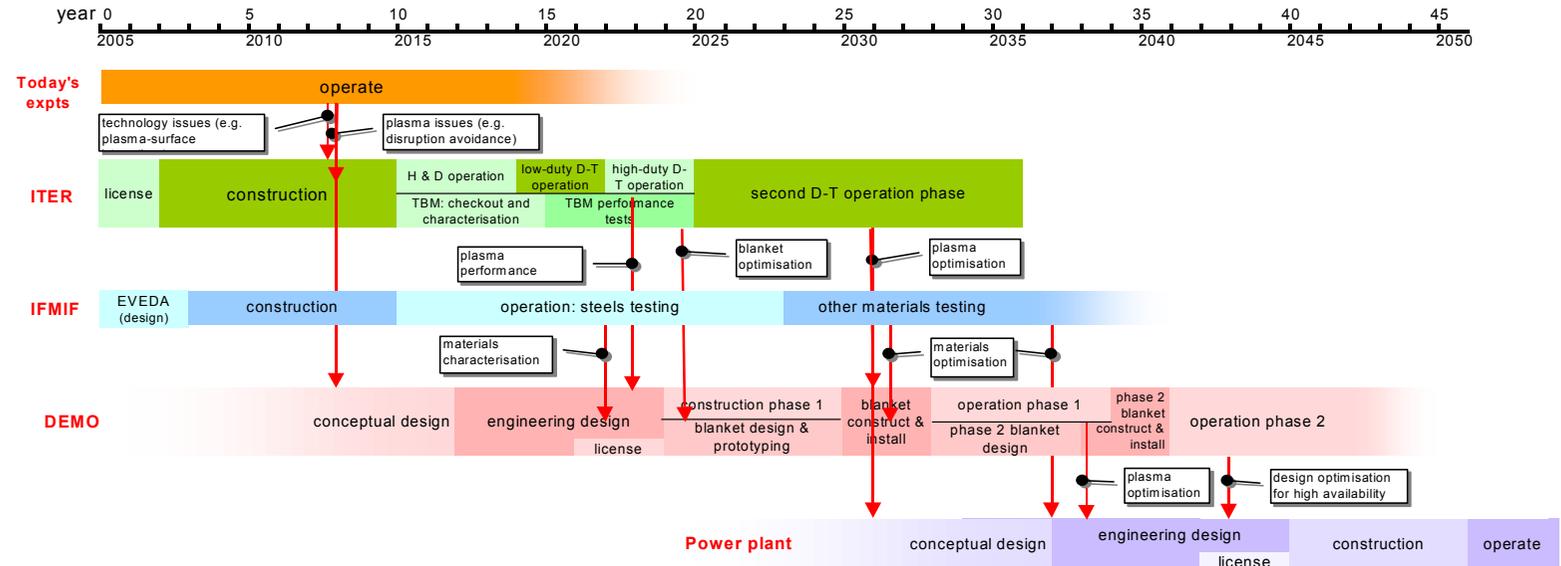
Peaceful coexistence is possible and needed
Each FPP will have a specific area of usage

ITER is the key element in domestic fusion programs

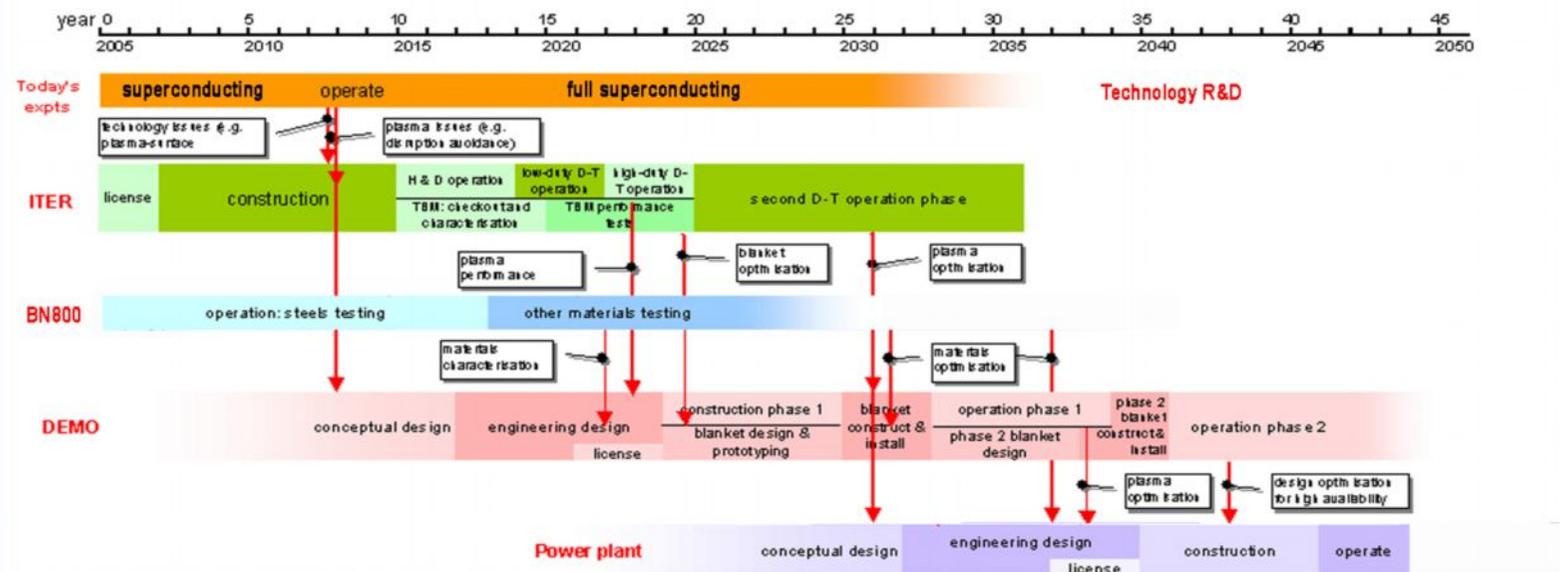


Development strategy of thermonuclear energetic

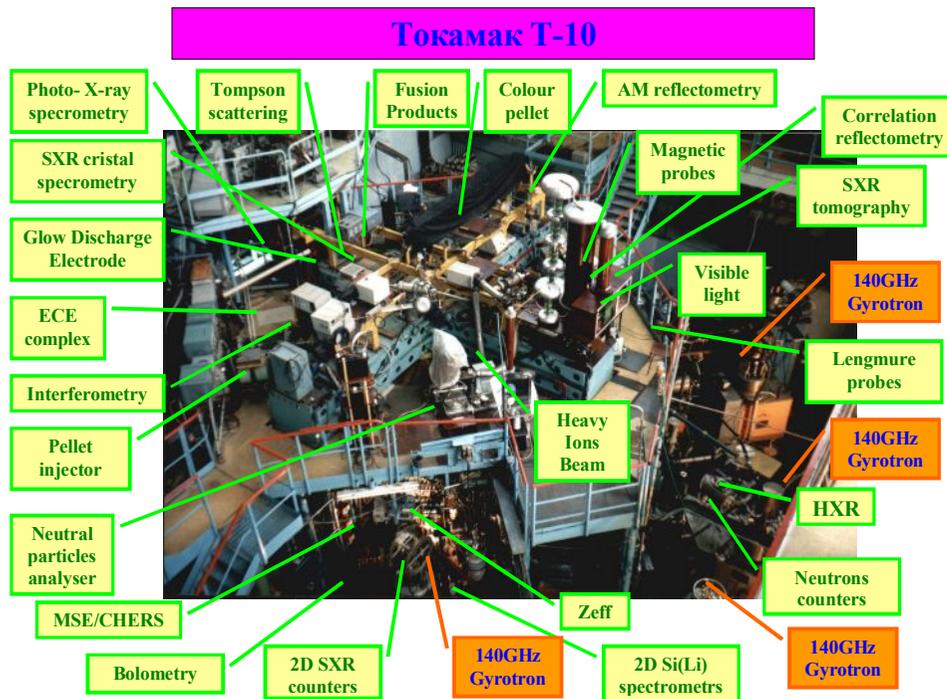
Europe



Russia



Tokamaks in “Kurchanov Inst.”



Magnetic system - Cu

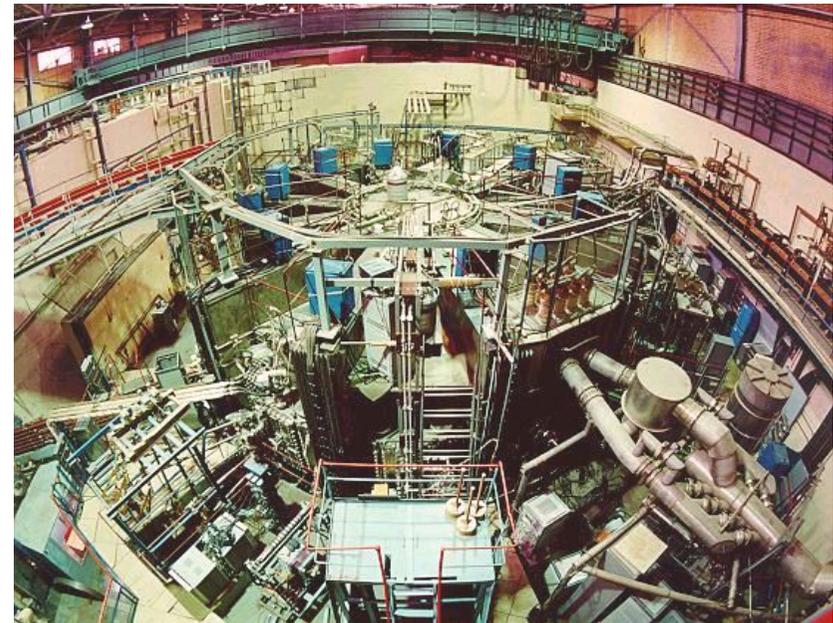
Start - 1975.

$a=38$ cm, $R=150$ cm,

$B=3$ T, $I=500$ kA, $t=1$ s

P (ECRH)=3 MW, 0.4 s

Токамак Т-15



Magnetic system – Nb₃Sn

Start - 1988 Stop – 1995 г.

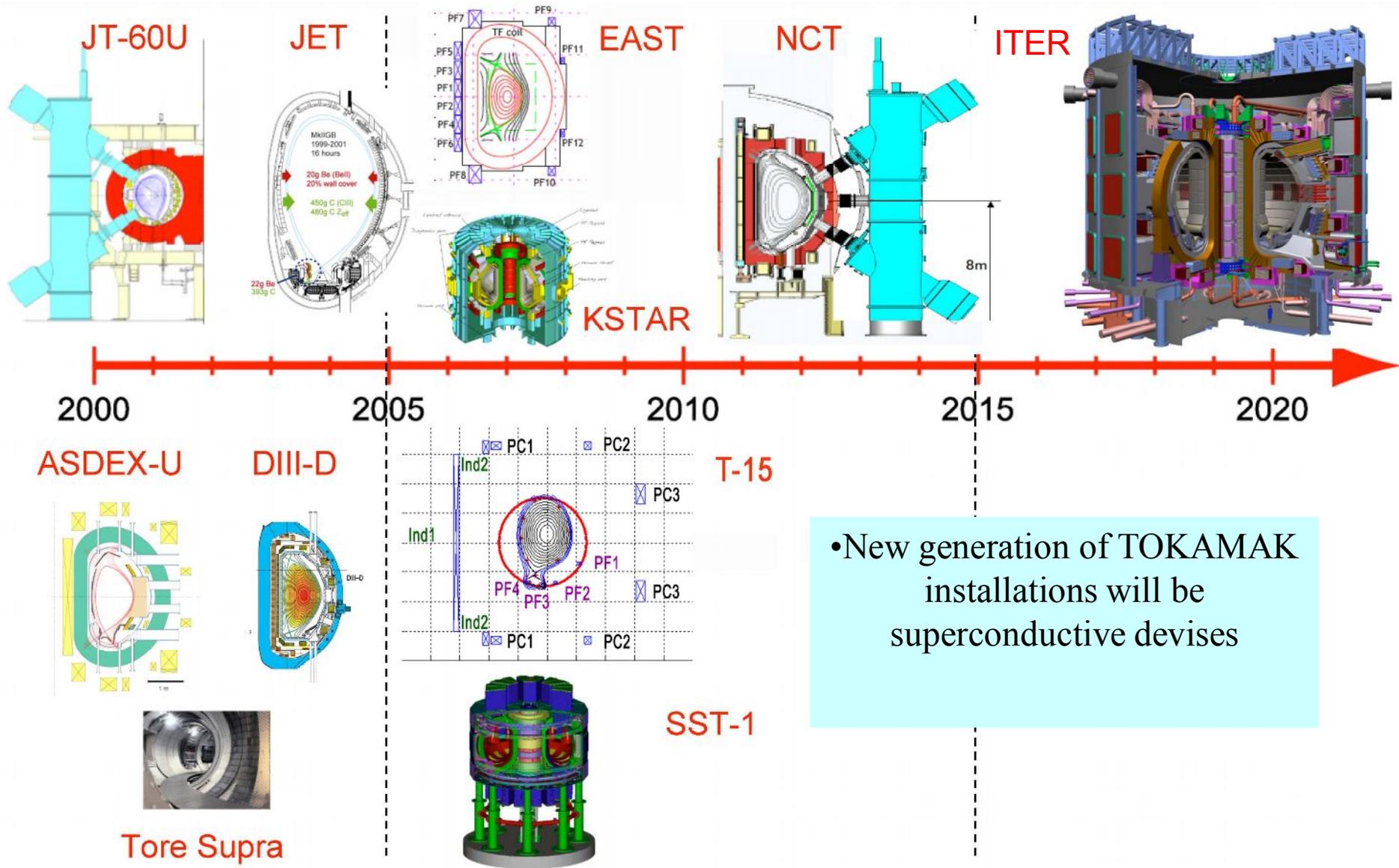
$a=78$ cm, $R=240$ cm

$B=3.5$ T, $I=2$ MA, $t=5$ s

P (ECRH)=1.5 MBT, $t=0.1$ s

P (NBI)=1.5 MBT, $t=1$ s

Main TOKAMAK installations for ITER support



Conclusion

- Modern experiments show that ITER will have $Q \geq 10$
- In spite of huge scientific basis we need continue our experimental and theoretical research
- Construction materials are the main problem for future fusion reactor
- Controlled thermonuclear fusion has good opportunity to be an important source of energy.



Thank you

Main TOKAMAK parameters

✓ Plasma geometry:

- *Alongation,*
- *Triangularity,*
- *X-point,*
- *Aspect ratio R/a*

✓ Limiter or divertor position

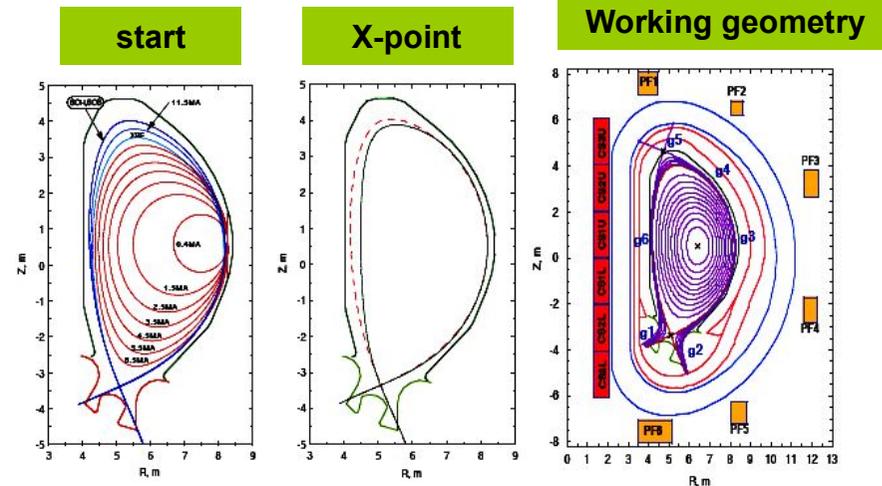
✓ Radial distributions:

- *Pressure (temperature, plasma density)*
- *Plasma current density*
- *Electrical field*

✓ Conditions near the wall

✓ Energy time scaling ($H_H \sim 1$)

$$\tau_E = (H_H) 0.031 I_p^{1.06} B^{0.32} p^{-0.67} M^{0.41} R^{1.79} n_e^{0.17} \varepsilon^{-0.11} k^{-0.6}$$

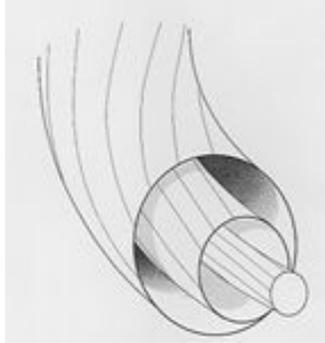


ОСНОВЫ И ОБЛАСТЬ ПАРАМЕТРОВ ТОКАМАКА

1951 г. – идея А.Д. Сахарова, И.Е. Тамма

1954 г. – 1-й токамак в Институте Курчатова

1970 г. - начало эры токамаков за рубежом



Safety factor

$$1 < q = \frac{5a^2 B_T}{RI_P}$$

Magnetic field

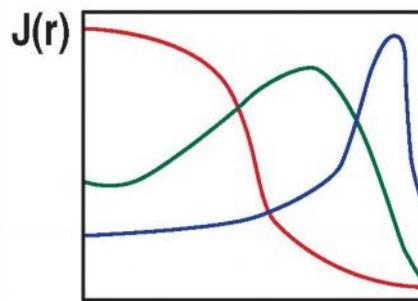
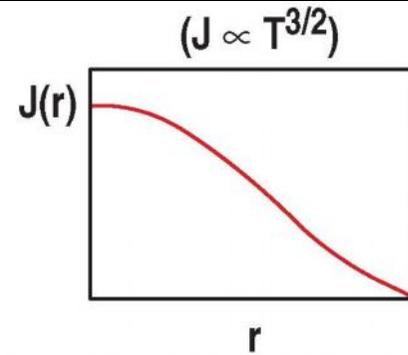
$$1 < B_T < 8 \text{ Тл}$$

Plasma density

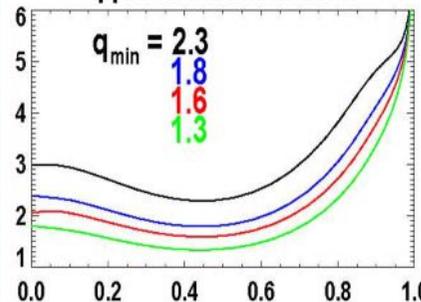
$$5 \cdot 10^{18} < n_e < 3 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$$

Effective charge

$$Z_{\text{eff}} = 1 - 2$$



q profiles used in scan



Thermal/magnetic energy ratio

$$\beta = \frac{n(T_e + T_i)}{B_T^2 / 8\pi}$$

$$\beta_{\text{max}} \approx 2\%$$

Normalized ratio

$$\beta_N = \frac{\beta}{B_T^2 / 8\pi}$$

$$\beta_N^{\text{max}} \approx 6$$

Greenwald plasma density limit

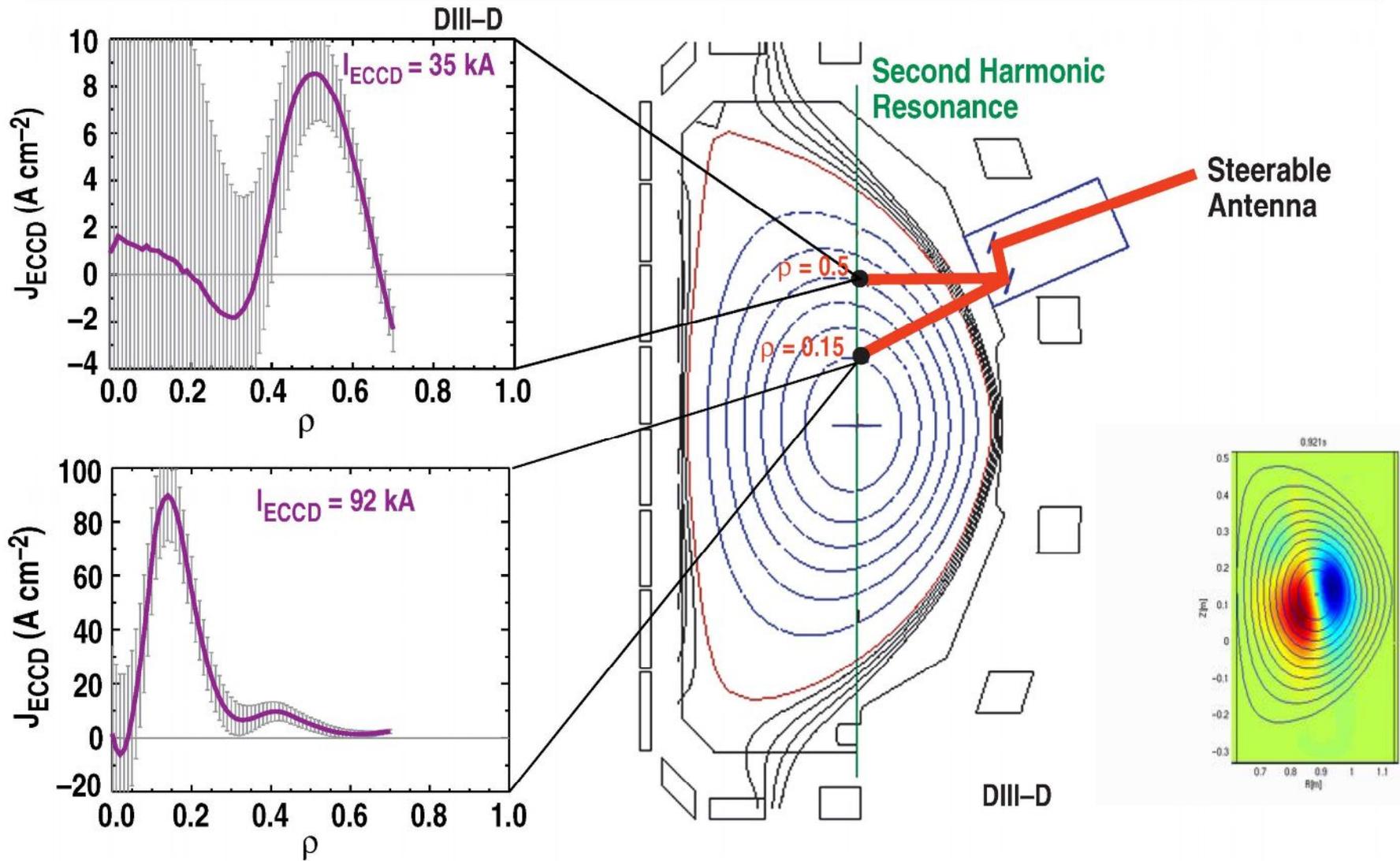
$$n_G = \frac{I_P}{\pi a^2}$$

I think we all agree that...



From Horizon Casino

MICROWAVE ELECTRON CYCLOTRON HEATING PROVIDES LOCALIZED CURRENT DRIVE



**После полувекового развития пока нет термоядерного реактора
(физика, технология, экономика).**

Почему же говорим о термоядерной энергетике?

1. Внутренняя безопасность - зеленые
2. Равномерность распределения топлива по континентам
Снижение вероятности «ресурсных» войн
3. Практически неограниченные запасы топлива
4. «Короткоживущая» наведенная активность
Повторное использование материалов
5. Перспектива малонейтронных или безнейтронных реакций
(в далеком будущем)

Стратегия России - этапы

На первом этапе (2008-2015 годы) будут созданы организационно-экономические и институциональные условия для создания базы термоядерной энергетики и выхода на ускоренные темпы развития технологий и их внедрения

На втором этапе (2016-2030 годы) будут решены экспериментальные задачи ИТЭР, сделан выбор оптимальных материалов и технологий их получения для станции ДЕМО, завершено проектирование, строительство и начаты испытания ДЕМО, завершится стадия концептуального проектирования ПТЭ, продолжится внедрение и расширение рынков термоядерных технологий.

На третьем этапе (2031-2050 годы) завершаются испытания технологий генерации электрической мощности на ДЕМО, проектируется и сооружается промышленная электростанция.

Европейские концептуальные разработки термоядерных реакторов ($P_e \approx 1,5$ ГВт)

- EU studies of commercial power plants developed 4 concepts:

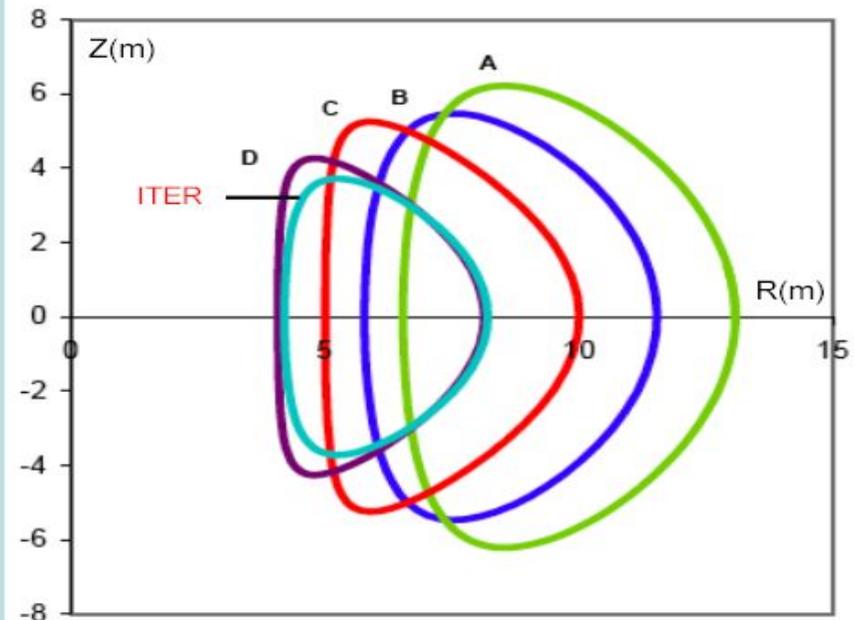
- size decreases from (A) to (D) with advances in physics and materials

- Relatively simple scaling developed for Cost of Electricity:

$$\text{CoE} \propto \left(\frac{1}{A}\right)^{0.6} \frac{1}{\eta_{th}^{0.5}} \frac{1}{P_e^{0.4}} \frac{1}{\beta_N^{0.4} f_{GW}^{0.3}}$$

Direct influence of Physics

- CoE varies from 5-9 c/kWhr (A) to 3-6 c/kWhr (D) - competitive with other advanced technologies



ВОЗМОЖНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

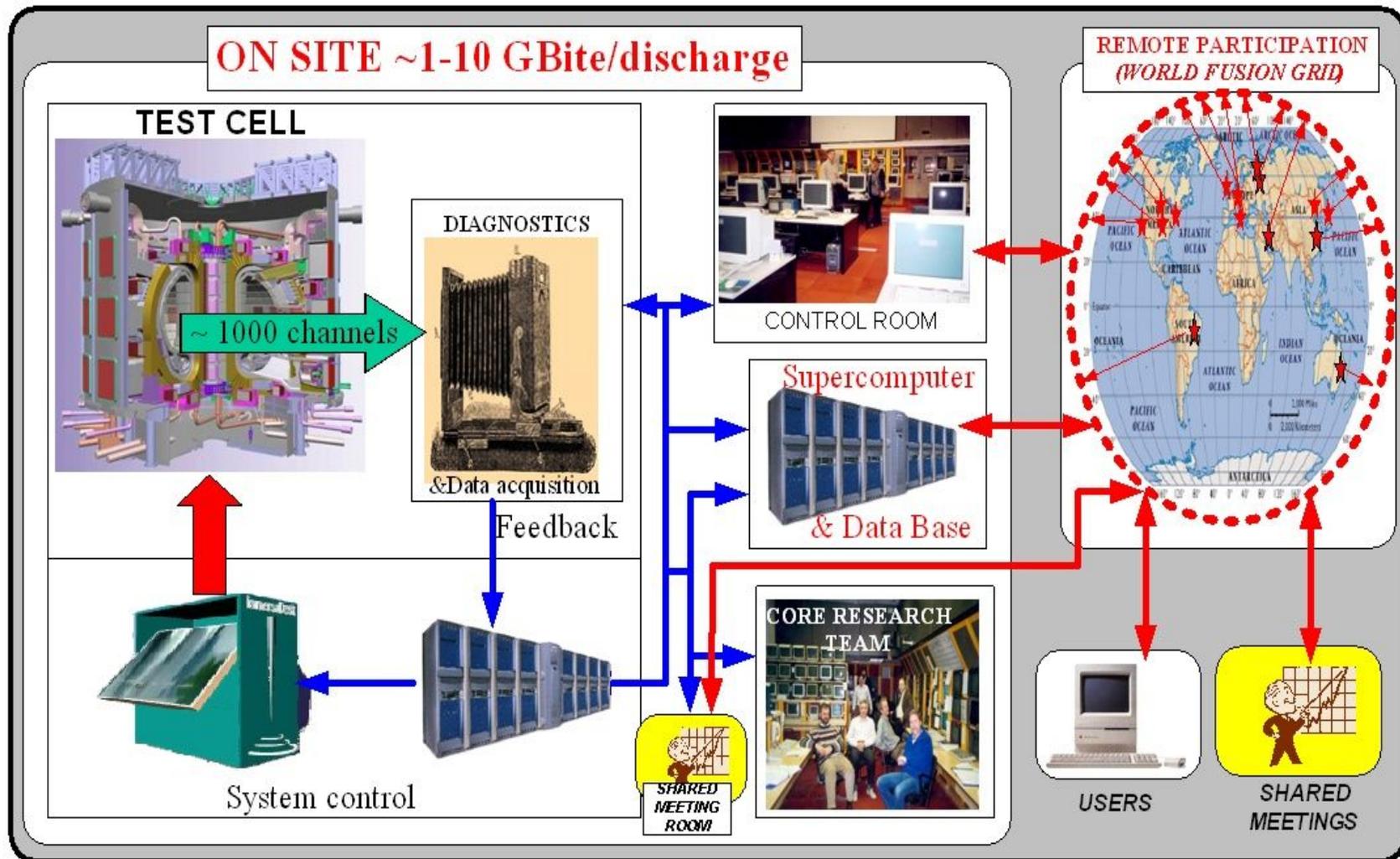
ТЯЭС – производство электроэнергии

Другие применения:

- Производство водорода
- Обессоливание воды
- Гибридные т/я реакторы для производства топлива для АЭС
- Объёмный нейтронный источник для облучения материалов
- Генерация тепла для промышленности и теплоснабжения
- Трансмутация долгоживущих отходов ОЯТ

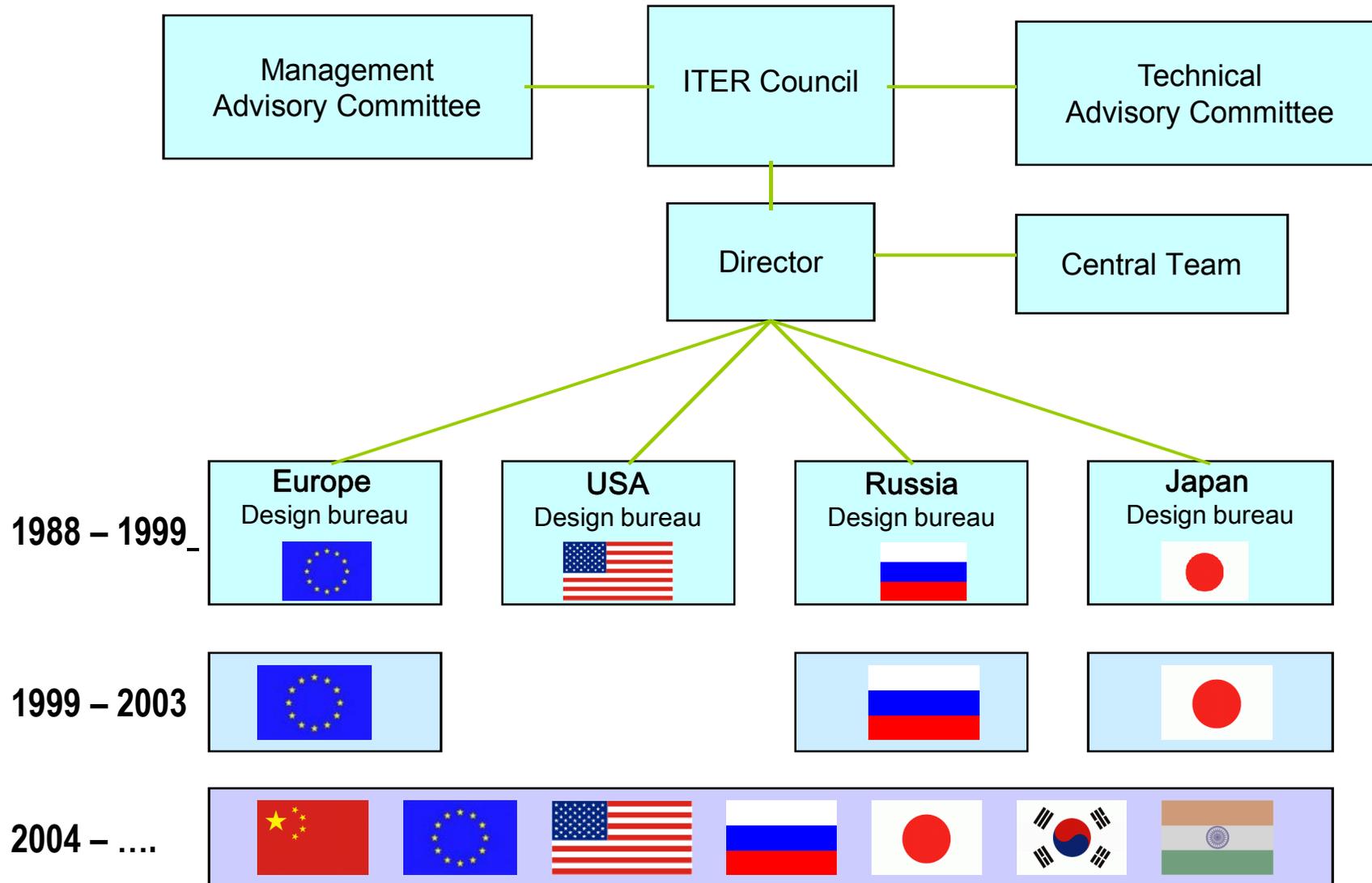
FPP utilization can begin in a middle of this century

Информация в реальном времени должна быть доступна всем участникам проекта

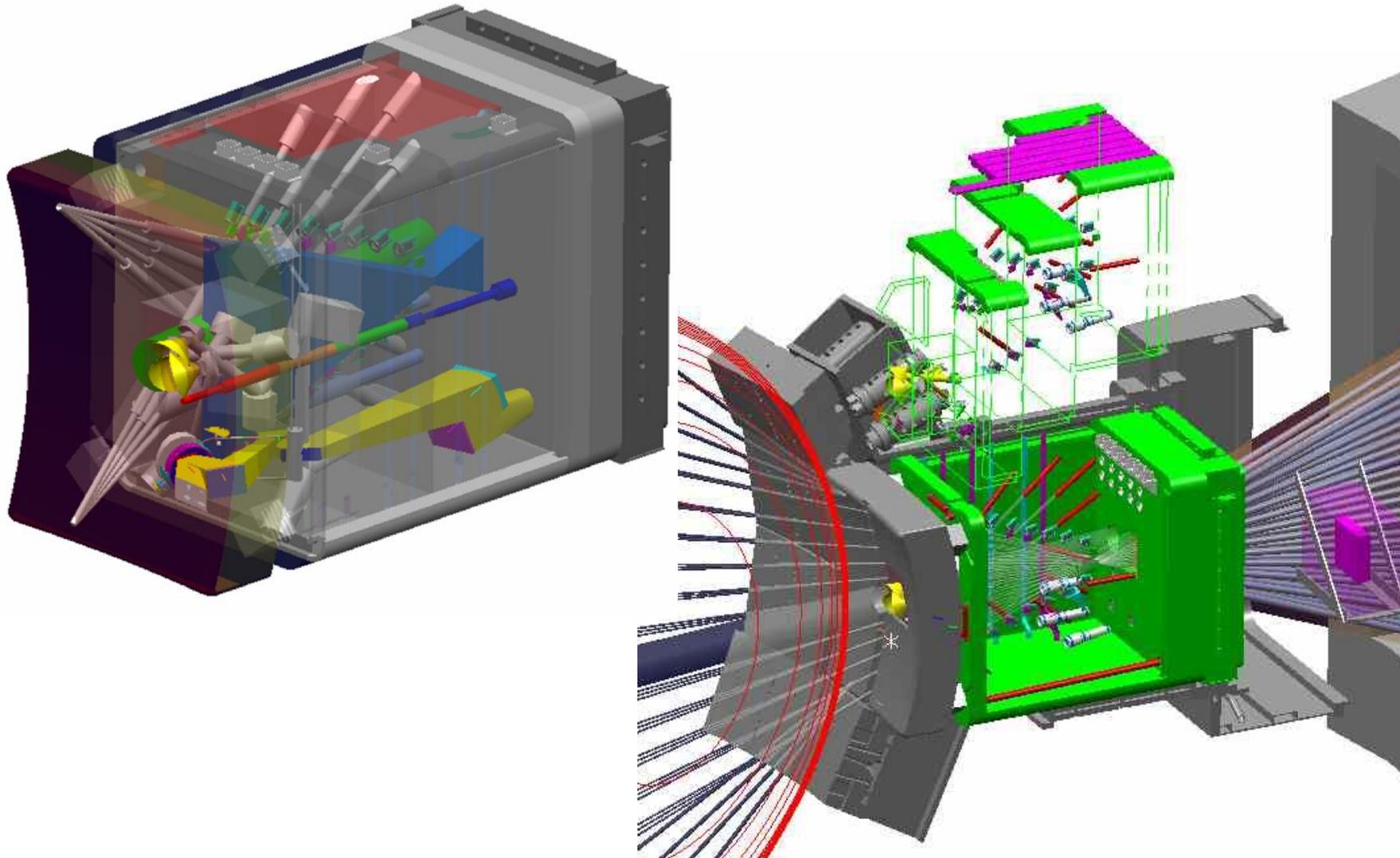


История развития проекта ИТЭР

ITER – уникальный пример международного сотрудничества

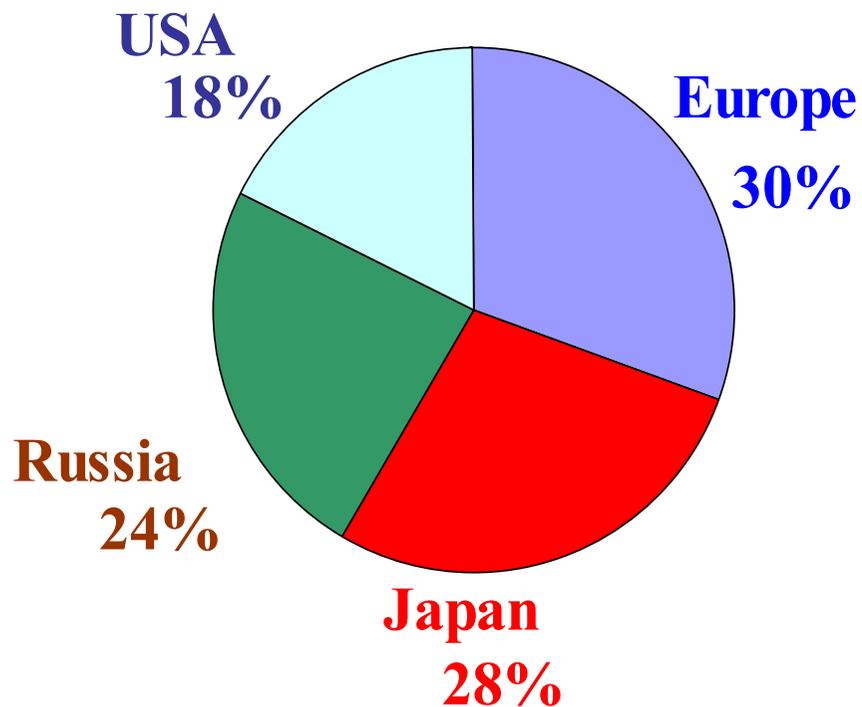


ИТЭР экваториальный диагностический порт № 1

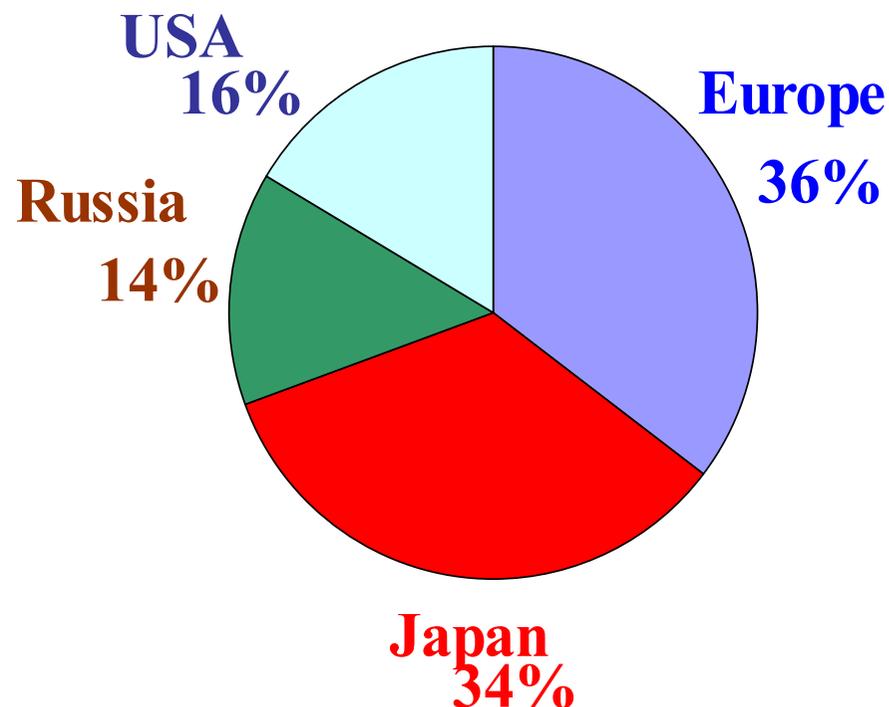


Вклады участников в проект ИТЭР (июль 2001)

Проектирование



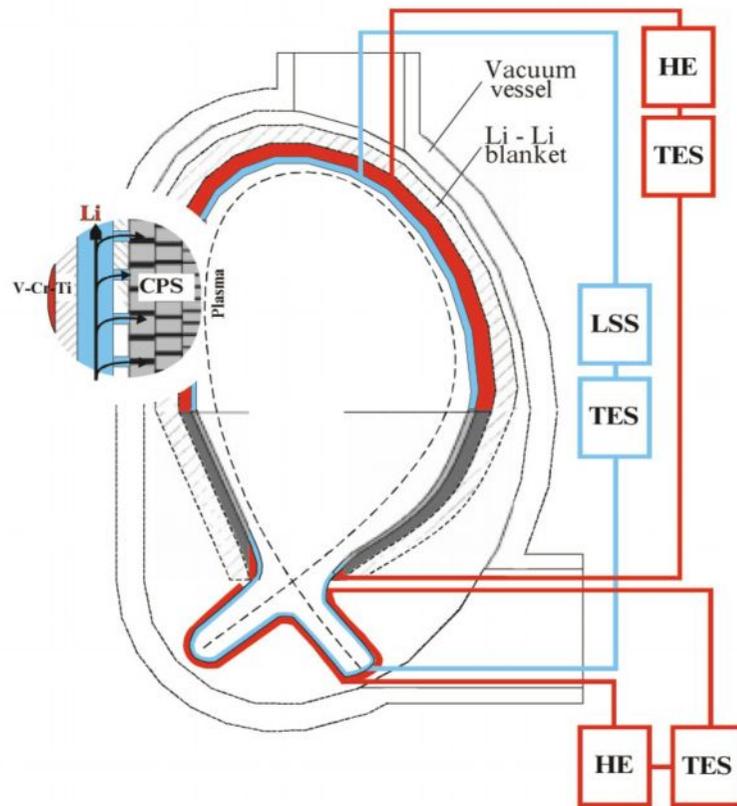
НИР



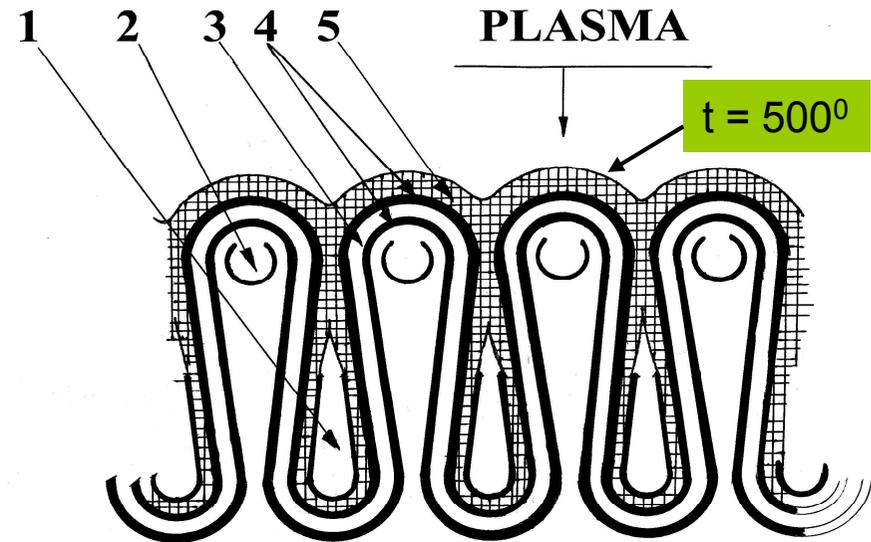
Полная стоимость НИОКР около 2 миллиардов USD

Литиевая стенка токамака

(S.V.Mirnov et al. 20 IAEA Fusion Energy Conf. 2004 EX/P5-25)



— - first wall and divertor lithium heat removal system;
— - CPS lithium supply dynamic system;
HE - heat exchanger; TES - tritium extraction system;
LSS - lithium supply system.



WATER COOLING

Double bellows wall.

1-Li flow, 2 -water cooling, 3-gap,4-steel or Vanadium bellows, 5-thin Li-CPS.

Равновесие в токамаке понято и используется в расчетах

- Уравнение Грэда-Шафранова для функции полоидального потока на основе закона Ампера

$$\text{rot } B = \mu_0 j$$

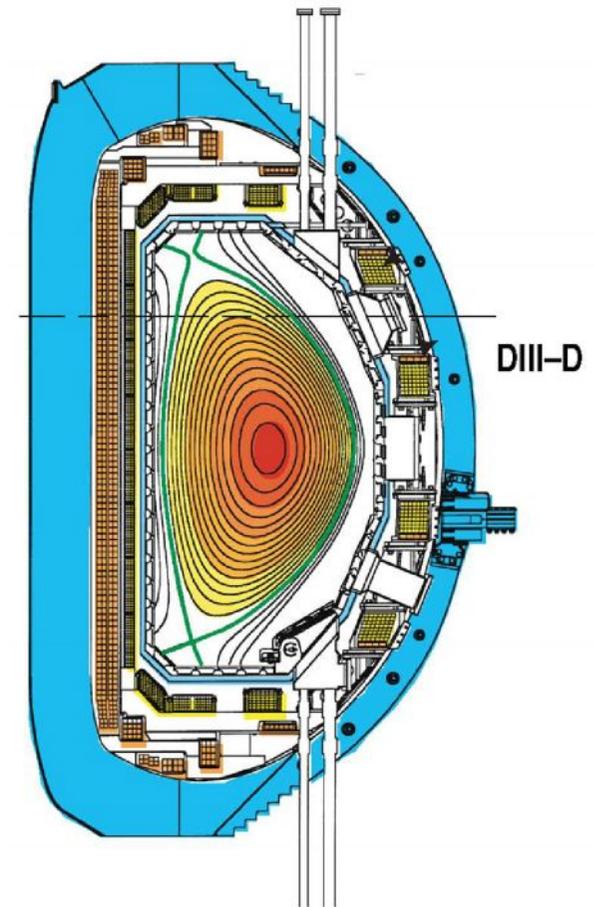
и уравнения баланса сил

$$\nabla p = j \times B$$

- Коды используются в:
 - Расчете экспериментальных режимов и контроля положением и формой шнура
 - Анализа режимов в реальном времени

$$W(t), \beta(t), \tau_t$$

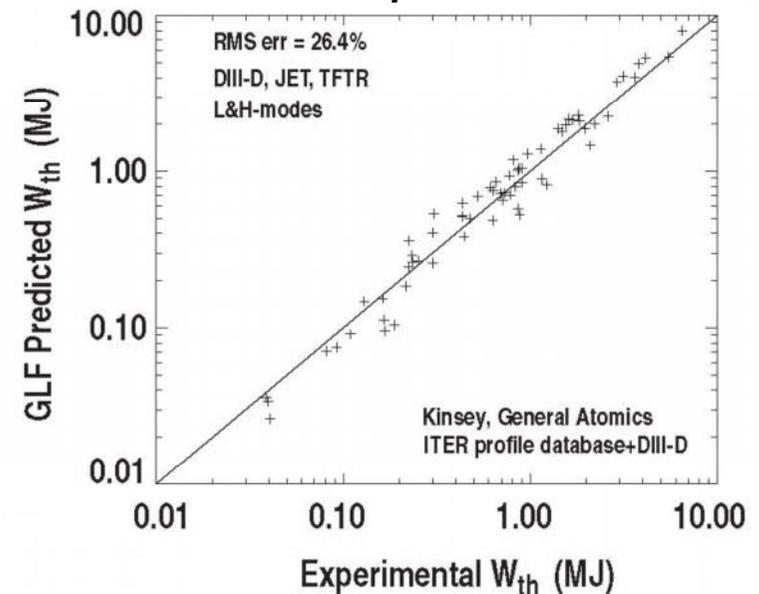
- Расчета геометрии для анализа транспорта (переносов)



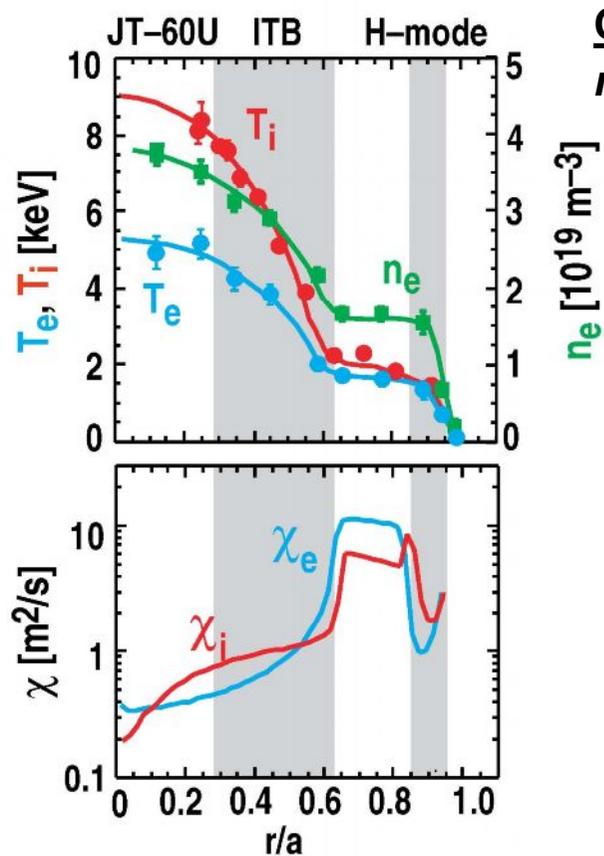
СТРАТЕГИЯ РАСЧЕТА ТРАНСПОРТА

- Теория базируется на 3D нелинейных расчетах основанных на базисных транспортных моделях, которые затем сравниваются с экспериментом
- Линейные giroкинетические коды описывают локальные баллонные неустойчивости:
 - Длинноволновые – возбуждаемые град. ионной температуры (ITG) и запертыми электронами
 - Коротковолновые – возбуждаемые град. электронной температуры (ETG)
- Нелинейная потоковая трубка и аппроксимация гирожидк. кодами
 - $\rho_i / a \rightarrow 0$
 - Только локальные баллонные
- Нелинейные коды охватывают несколько сотен гирорадиусов
 - Огранич. ρ_i / a
 - Требуют много времени
- Расчеты ITG с помощью потоков запертых электронов должны быть использованы для проверки моделей транспорта и физики в целом
- Международная профильная база данных позволяет проверять модели транспортных кодов

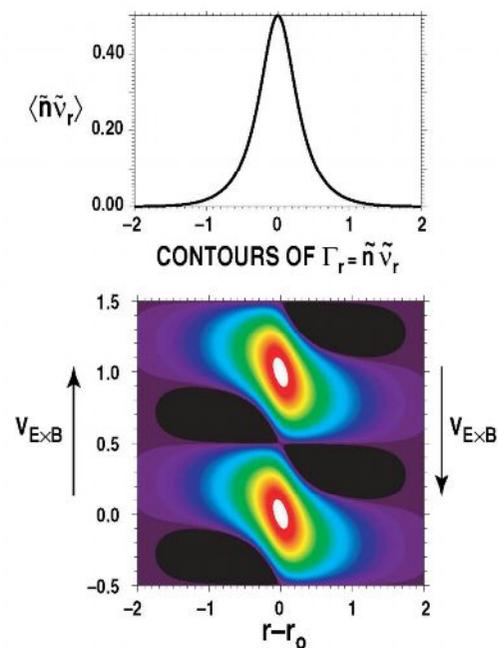
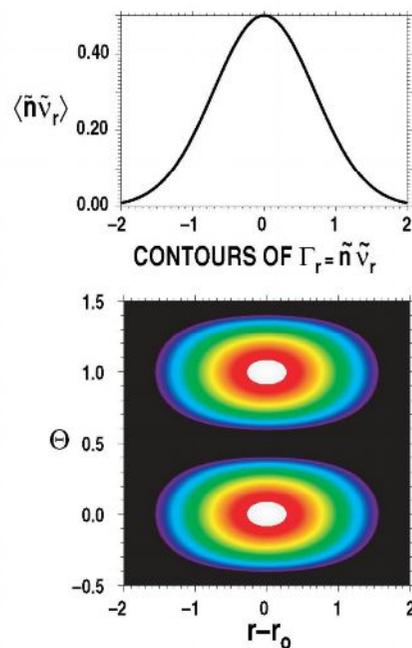
**Хорошее согласие
с экспериментом**



ПОСЛЕДНИЕ ДОСТИЖЕНИЯ ТРАНСПОРТНЫЕ БАРЬЕРЫ ФОРМИРУЮТСЯ С ПОМОЩЬЮ ШИРОКОГО $E \times B$ ТЕЧЕНИЯ

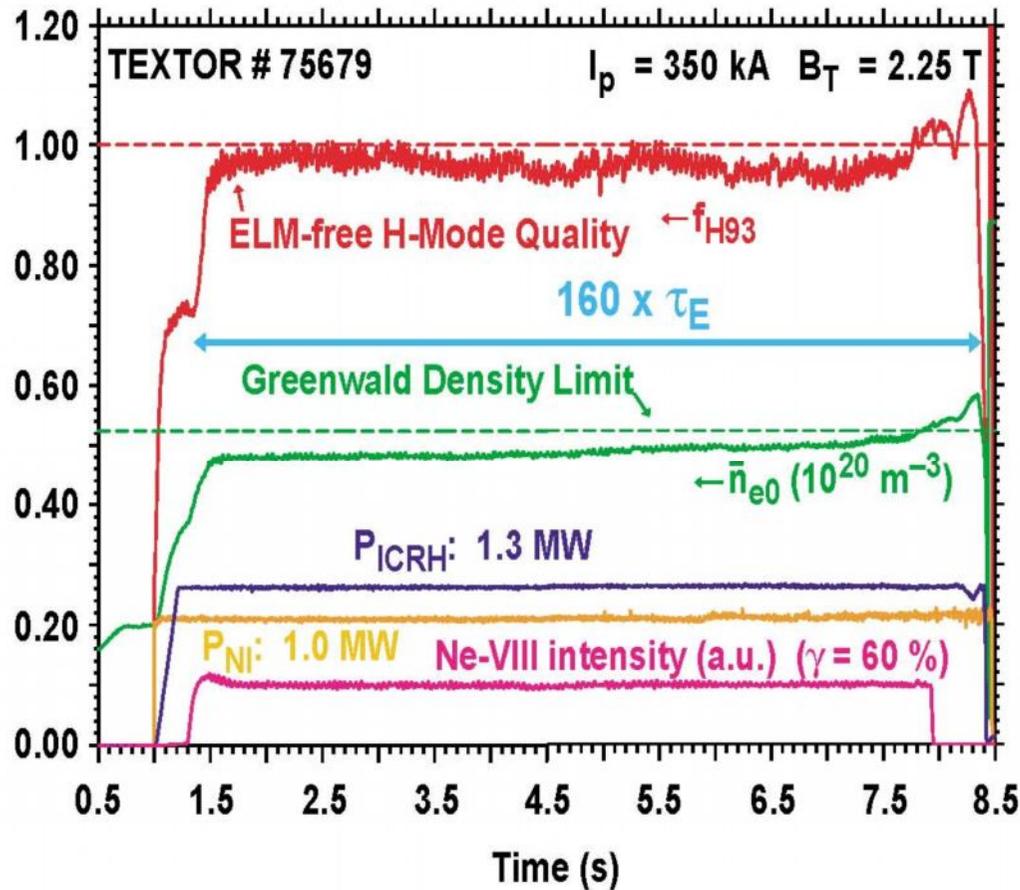


Основная идея: Широкое $E \times B$ течение подавляет турбулентные вихри в радиальном направлении

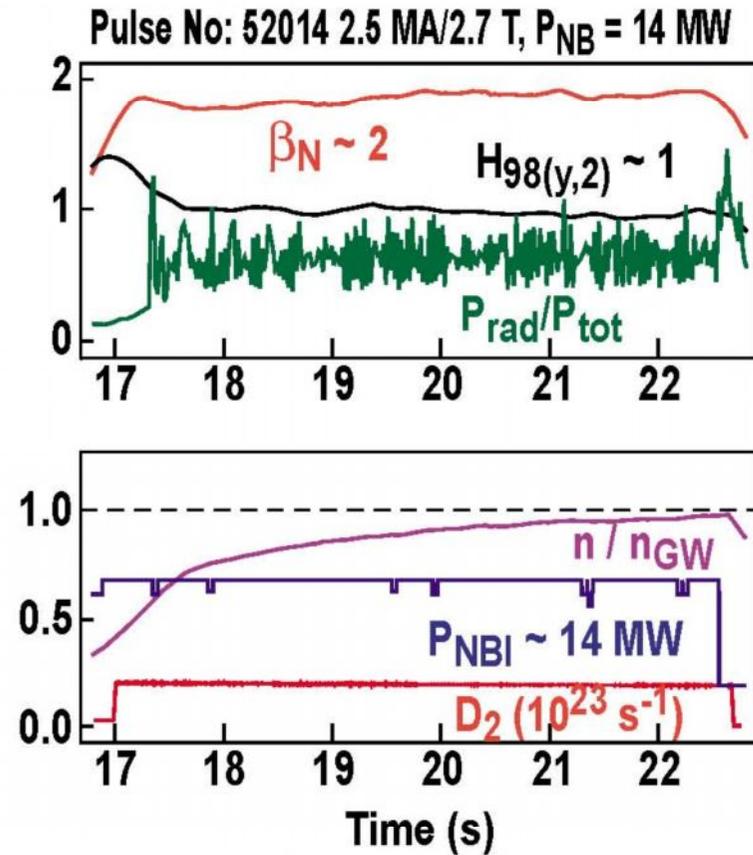


РЕАЛИЗОВАНО ХОРОШЕЕ УДЕРЖАНИЕ ВБЛИЗИ ПРЕДЕЛА ПО ПЛОТНОСТИ

TEXTOR RI-MODE



JET



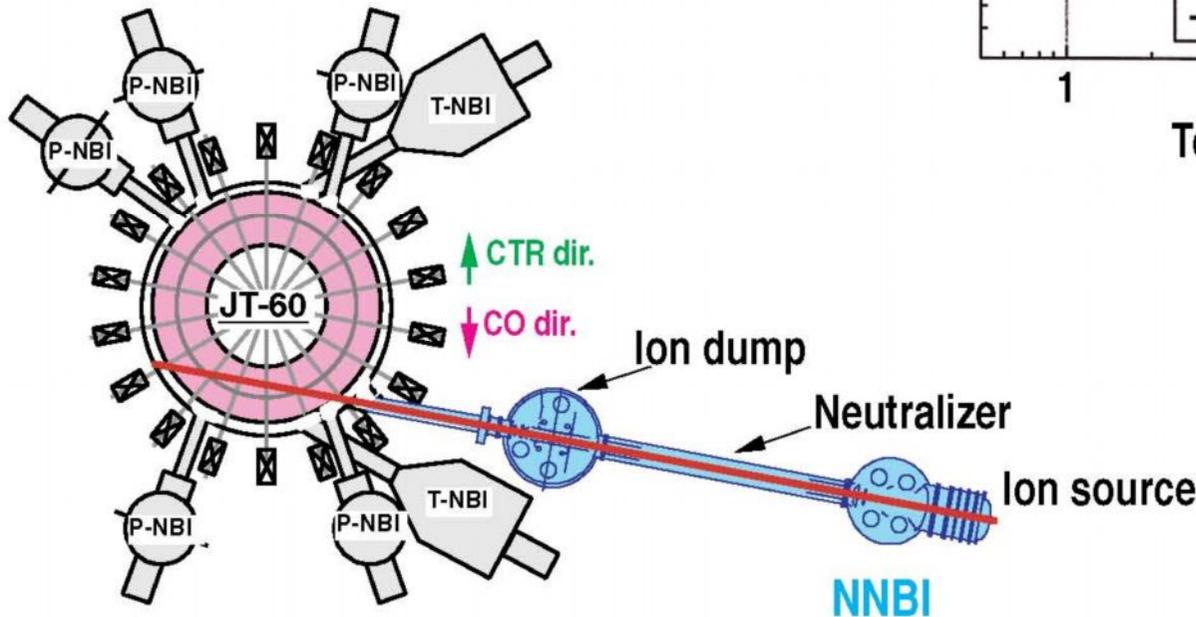
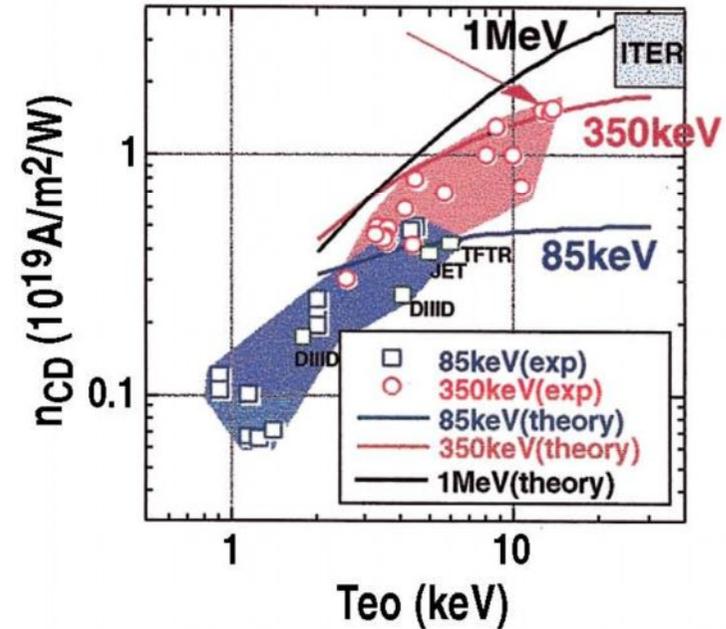
ГЕНЕРАЦИЯ ТОКА НЕЙТРАЛЬНЫМ ПУЧКОМ СОГЛАСУЕТСЯ С ТЕОРИЕЙ

Полная генерация тока в установке JT-60U (1.3 сек)

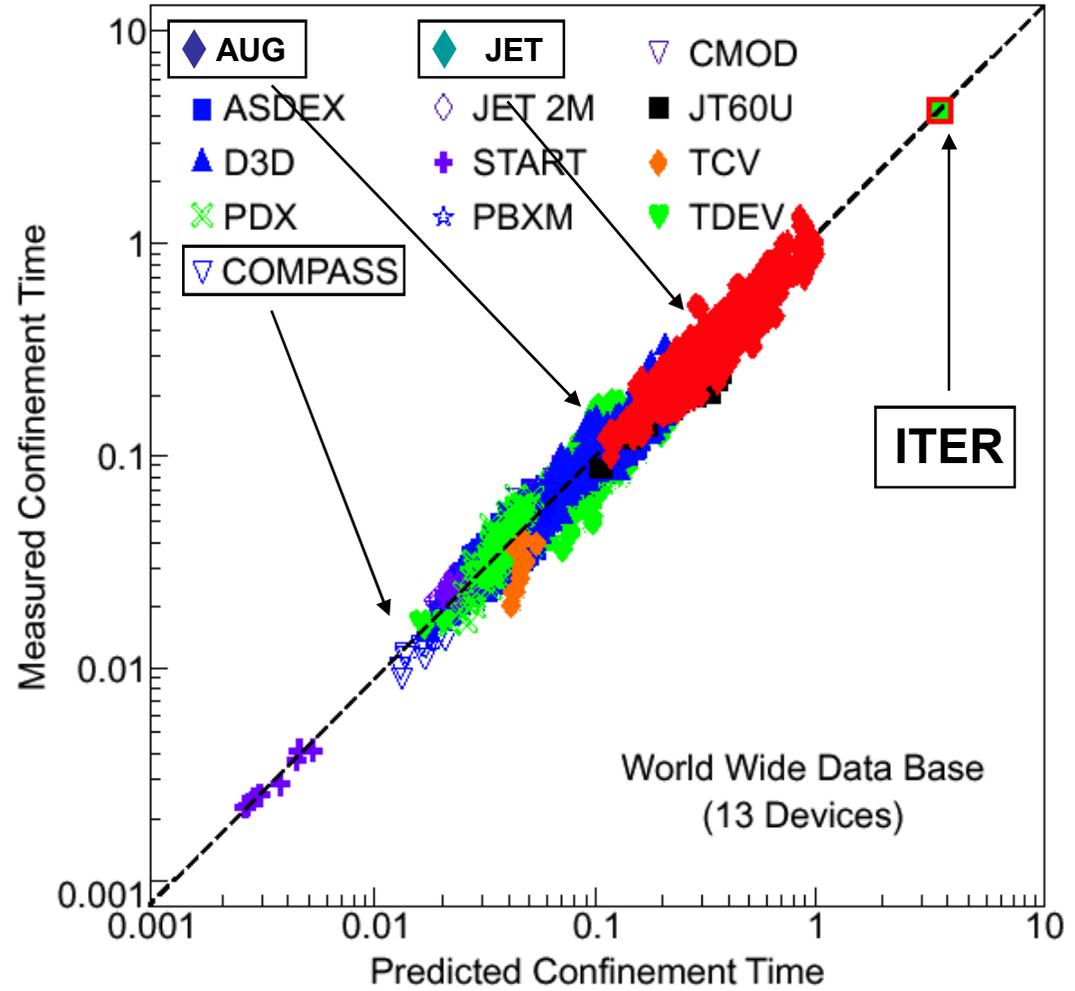
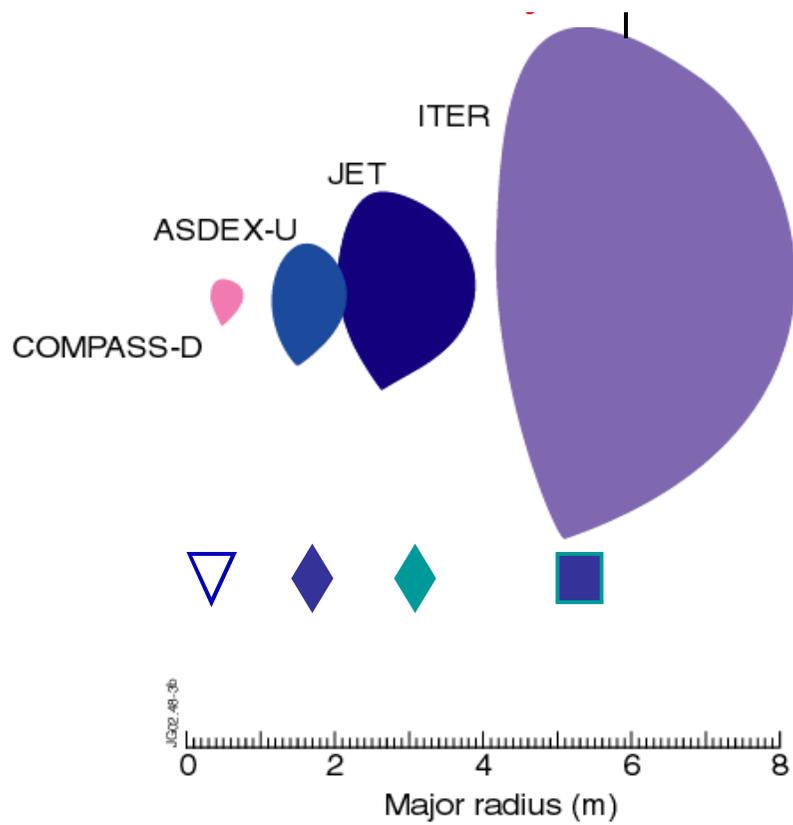
$I_p = 1.5 \text{ MA}$ $B_T = 3.7 \text{ T}$
 $H_N = 1.3-1.4$ $\beta_N = 2.4-2.5$

	I_{CD}	E	P
NNBCD	0.6 MA	360 keV,	4 MW
PNBCD	0.3 MA	85 keV	10-18 MW
BOOTSTRAP	0.8 MA		
ECH	—	—	1.6 MW
	<hr/> 1.7 MA		

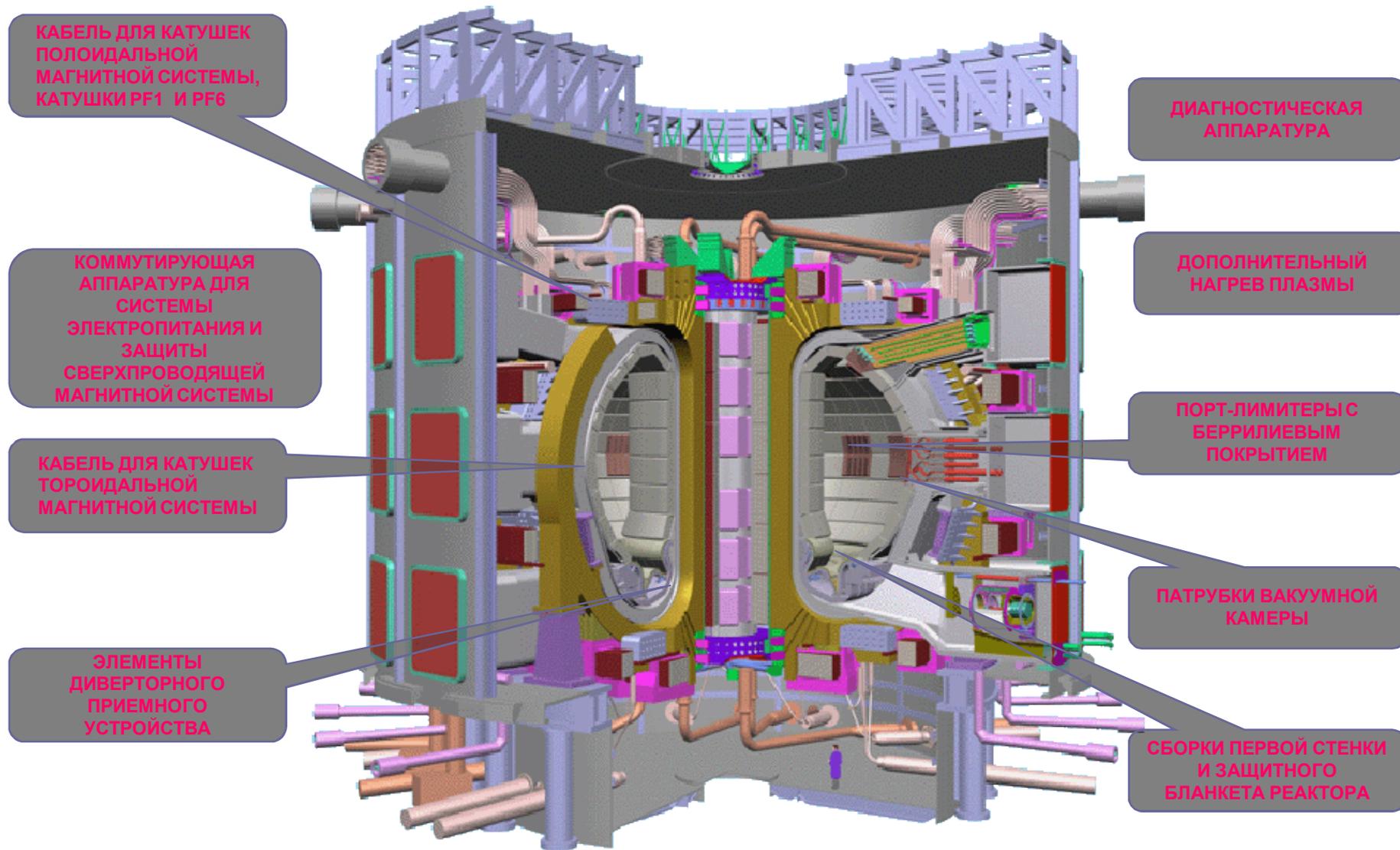
Эффективность
 $\eta_{CD} = nI_{CD}R/P = f(T_e)$



Размеры и скэйлинг



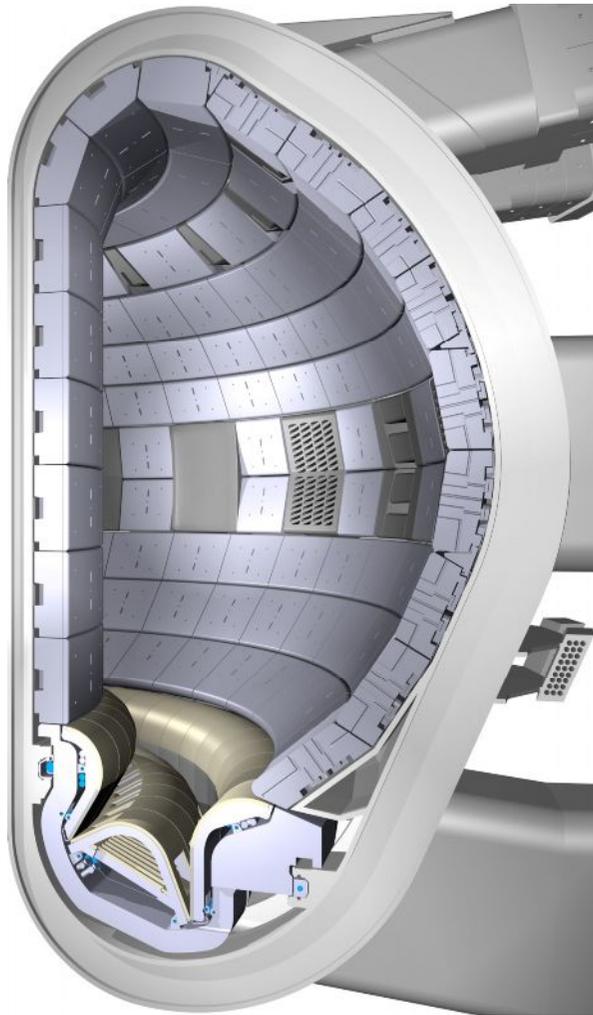
ВКЛАД РФ В СООРУЖЕНИЕ УСТАНОВКИ ИТЭР



ВКЛАД РФ В СООРУЖЕНИЕ УСТАНОВКИ ИТЭР

Заказы на изготовление		Вклад РФ в процентах	
<i>Магнитная технология</i>	<i>Проводник для катушек TF</i>	20 % Nb₃Sn	<i>Производство кабеля из Nb₃Sn и NbTi, изготовление катушек магнитной системы</i>
	<i>Проводник для катушек PF</i>	46 % NbTi	
	<i>PF 1&6</i>	50-100 %	
<i>Вакуумная камера</i>	<i>Экв. Патрубки</i>	33 %	<i>Изготовление компонент вакуумной камеры и системы контроля сварных швов</i>
	<i>Верхние патрубки</i>		
	<i>Нижние патрубки</i>		
<i>Бланкет</i>	<i>Сборки первой стенки и бланкета</i>	20 %	<i>Производство облицовки, изготовление порт-лимитера и систем механического крепления модулей бланкета</i>
	<i>Защитный бланкет</i>		
	<i>Порт лимитеры</i>	100 %	
	<i>Мех. опоры для защ. модулей бланкета</i>	100 %	
<i>Дивертор</i>	<i>Приемное дивертор. Устройство (дом/лайнер)</i>	100 %	<i>Производство облицовки, элементов конструкции мишеней и проведение испытаний</i>
	<i>Теплов. испытания</i>	100 %	
<i>Система электропитания</i>	<i>Коммутирующая аппаратура</i>	100 %	<i>Изготовление коммутирующих аппаратов для системы питания и защиты сверхпроводящих магнитов</i>
<i>Дополнительный нагрев</i>	<i>Гиротроны, элементы тракта инжекции нейтральных атомов</i>	30.7 %	<i>Изготовление СВЧ генераторов (гиротронов) и оборудования для нагрева плазмы.</i>
<i>Диагностика</i>		13 %	<i>Изготовление и поставка 6 диагностич. систем для измерения физ. параметров реактора и плазмы</i>

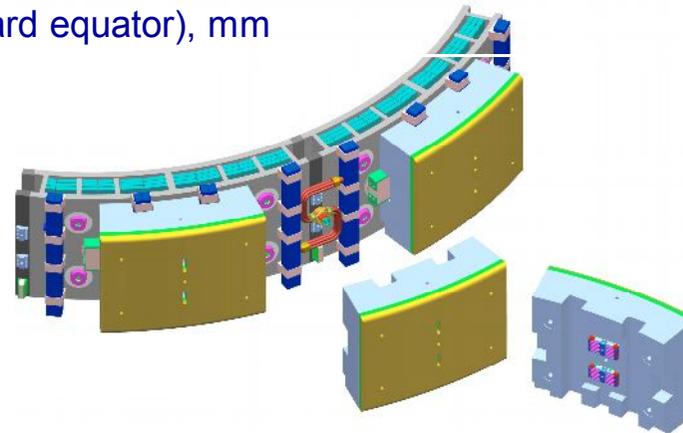
ITER Blanket modules



Cross-section of vessel and internal components

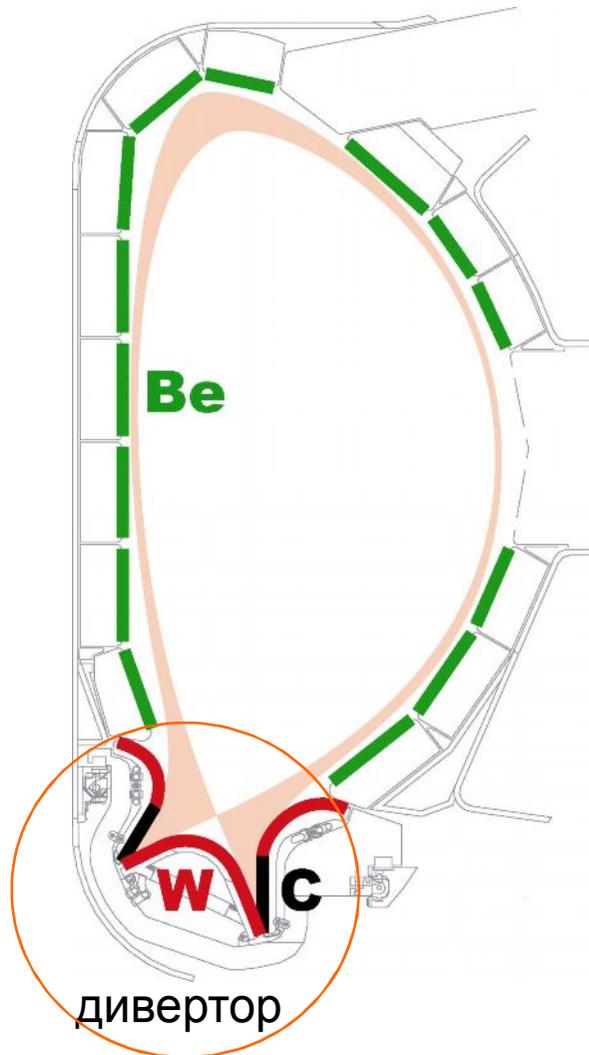
Parameters Unit Value

Total blanket thermal power	MW	690
Heat flux on first wall (FW),		
Steady state, average / max.	MW/m ²	0.25 / 0.5
Transient up to 10 s, max.,	MW/m ²	0.5-1.4
Heat flux on limiter, average / max.	MW/m ²	~ 3 / ~ 8
Neutron wall loading, average / max.,	MW/m ²	0.55 / 0.78
Number of modules, total / NB injector modules		440/18
First wall surface area,	m ²	680
Weight of modules,	t	1,530
Weight limit for module,	t/mod.	4.5
Typical blanket module dimension (inboard equator),	mm	1415x1005x450



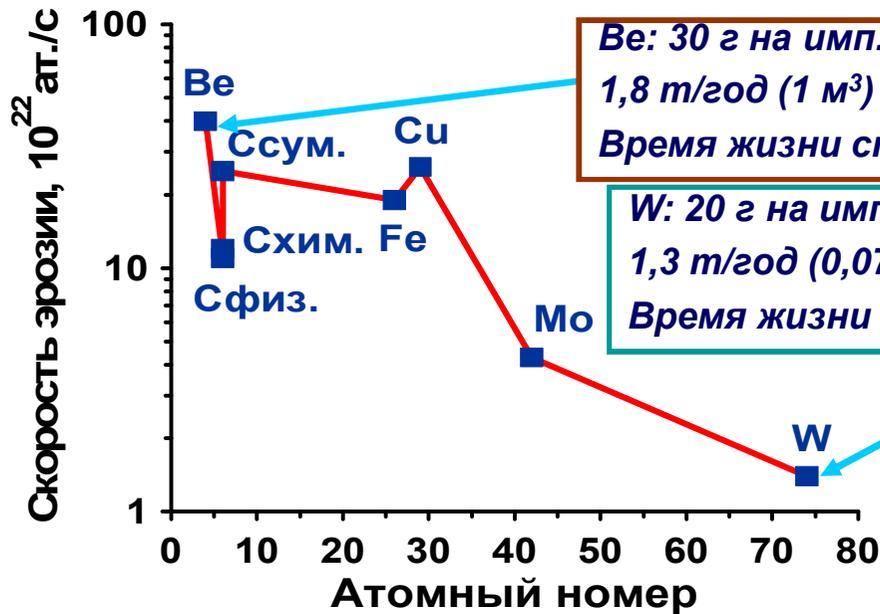
Blanket modules mounted on the inner wall of the vacuum vessel

Материалы первой стенки и дивертора ИТЭР



- **Be:** первая стенка (~550 м²), лимитеры (~5 м²)
 - Хороший геттер кислорода
 - Отсутствие химического распыления
 - Низкий Z
 - Низкое удержание T
- **W:** горловина (~90 м²), верхняя диверторная мишень (~60 м²), внутренние области дивертора (~85 м²)
 - Низкое распыление легкими ионами
 - Отсутствие соосаждения с изотопами H
- **Графит (УВК):** вертикальная мишень (~35 м²)
 - Высокая стойкость к термоудару
 - Низкий Z

Оценка эрозии (ионами и нейтралами) материалов, контактирующих с плазмой



*Be: 30 г на имп. ИТЭР
1,8 т/год (1 м^3)
Время жизни стенки – 1 год*

*W: 20 г на имп. ИТЭР
1,3 т/год ($0,07 \text{ м}^3$)
Время жизни стенки - 20 лет*

Сравнение скоростей эрозии материалов в зависимости от их атомного номера (моделирование распыления ионами и нейтралами)

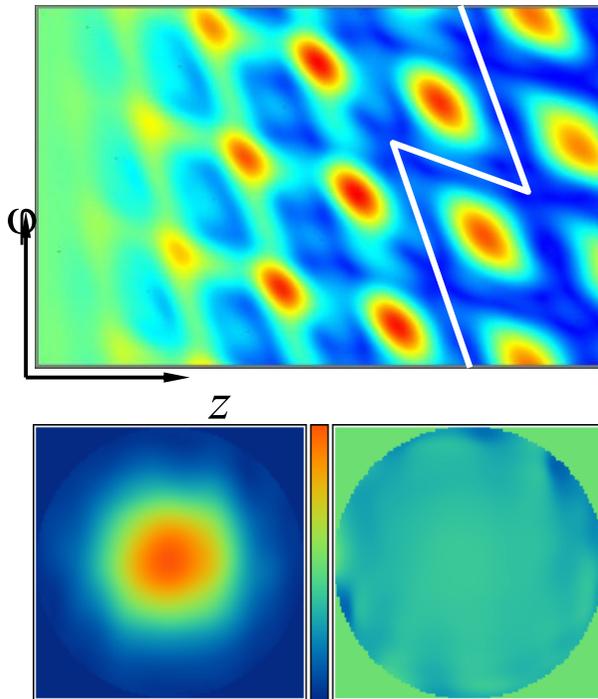
Материал	T_e , эВ	Скорость эрозии без учета перепыления, нм/с	Скорости эрозии с учетом перепыления, нм/с
Графит	8	240	5,7
	< 3	158	~ 16
Вольфрам	~8	< 0,2	< 0,003
	< 3		< 0,0005
Бериллий	~8	217	10,1
	< 3		9,5

Расчет скорости эрозии (распыление) материалов ИТЭР при различных параметрах плазмы (J.N. Brooks et al.)

Разработка гиротронов ИТЭР (1 МВт, 170 ГГц, 1000 с) ИПФ РАН, ГИКОМ, РНЦ КИ - испытания



КПД 50%



Конвертор $TE_{25.10}$
в TEM_{00}
 $\eta = 99,5 \%$

Россия: 170 ГГц

0,5 МВт/300 с; 0,7 МВт/260 с; 0,95 МВт/100 с

Ограничения: пробой нагрузки, в/в питание

Япония: 170 ГГц

0,6 МВт/300 с; 0,82 МВт/600 с

Ограничения: нет

Европа: 140 ГГц

1 МВт/1800 с

Ограничения: нет

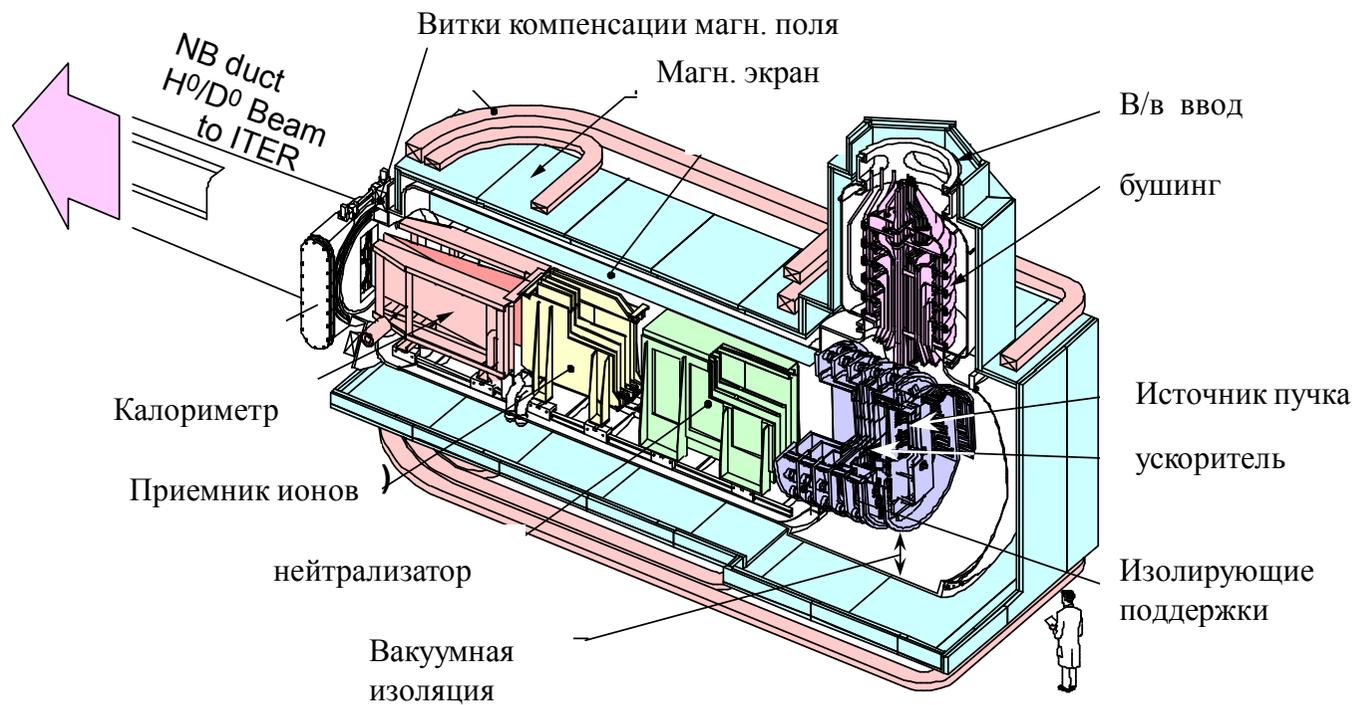
США: 140 ГГц

0,9 МВт/1800 с

Ограничения: проплавлен коллектор

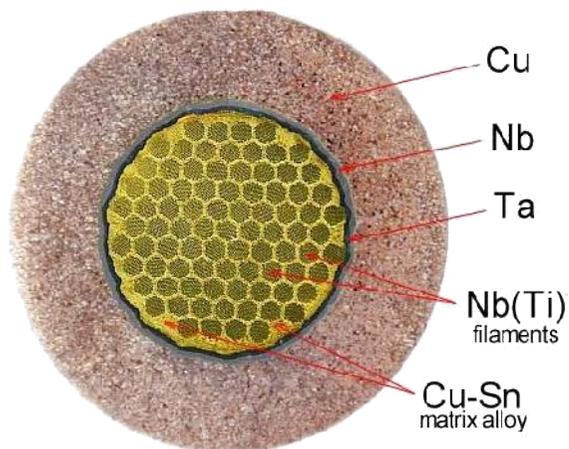
Литвак А.Г. и др.
"Гиротроны мегаваттного уровня мощности для УТС"
Радиофизика, 46, N10 (2003)

**Начаты разработки гиротронов
с мощностью до 2 МВт**



Схематический вид нагревного инжектора нейтрального пучка ИТЭР, обеспечивающего введение в плазму токамака мощности не менее 16.7 МВт. (E=1 МэВ)

РАЗРАБОТКА И ПРОИЗВОДСТВО СВЕРХПРОВОДНИКОВ (ВНИИНМ, ТВЭЛ)

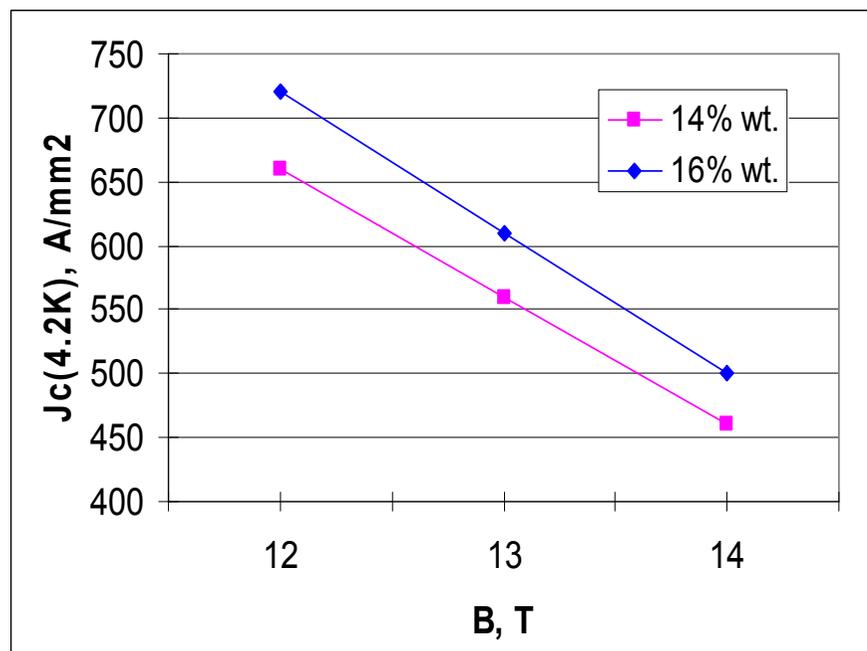
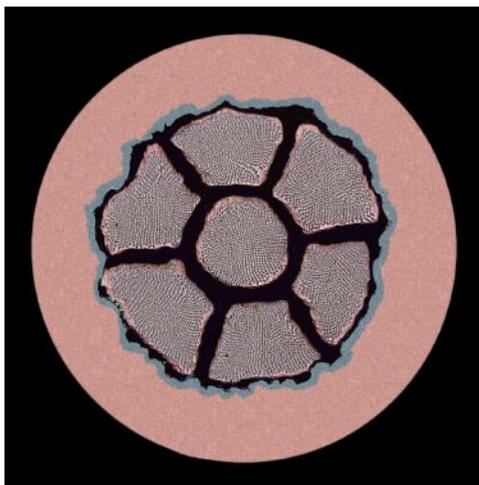


Nb₃Sn strands for ITER Magnet System Bronze process

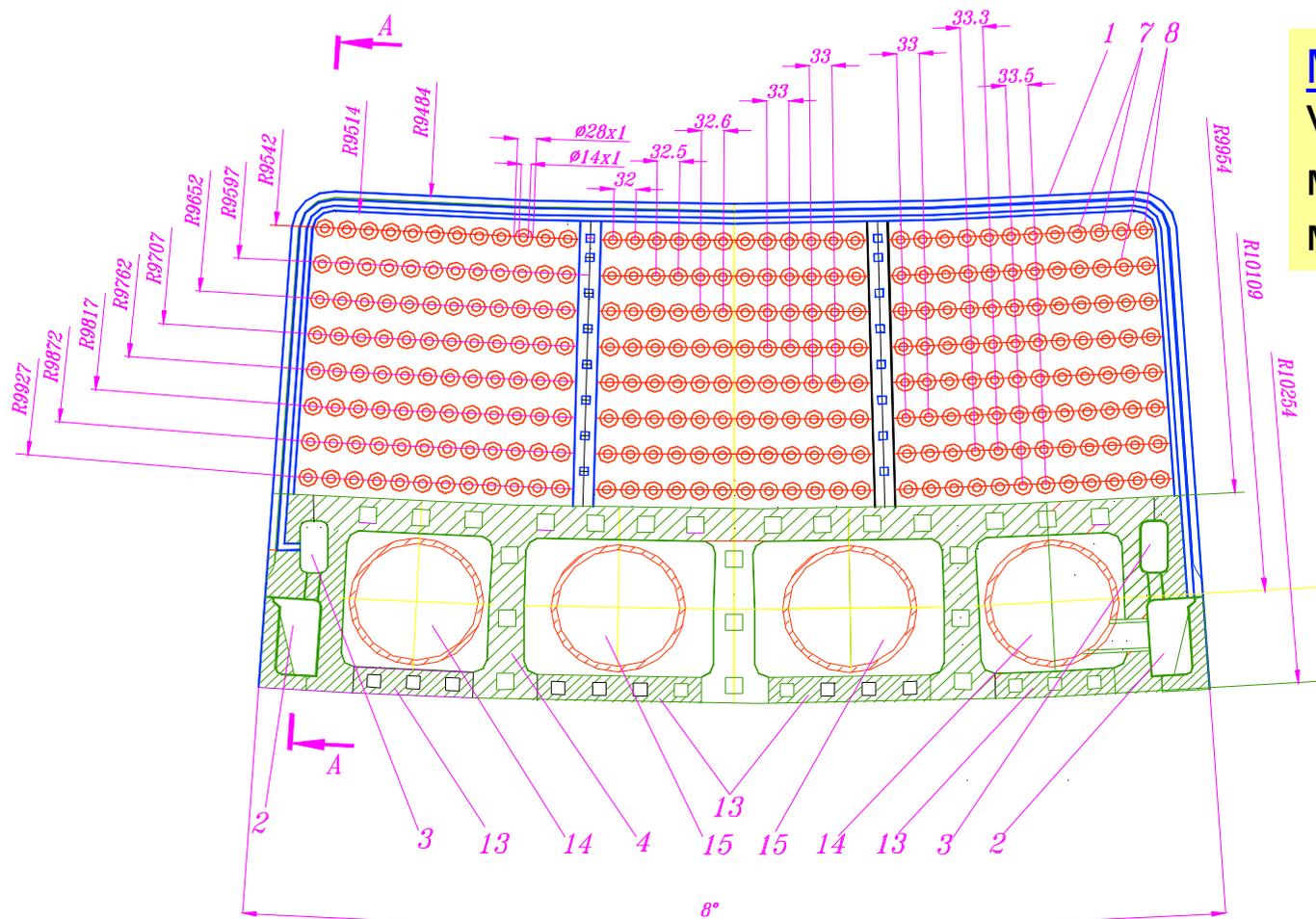
Strand diameter	0.81 mm
Number of Nb filaments	7225
Critical current density $J_c >$	650 A/mm ² (12T, 4.2K)

Internal tin process

Strand diameter	0.81 mm
Number of Nb filaments	5635
Critical current density $J_c >$	800 A/mm ² (12T, 4.2K)



Литый - охлаждаемый бланкет демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО-С



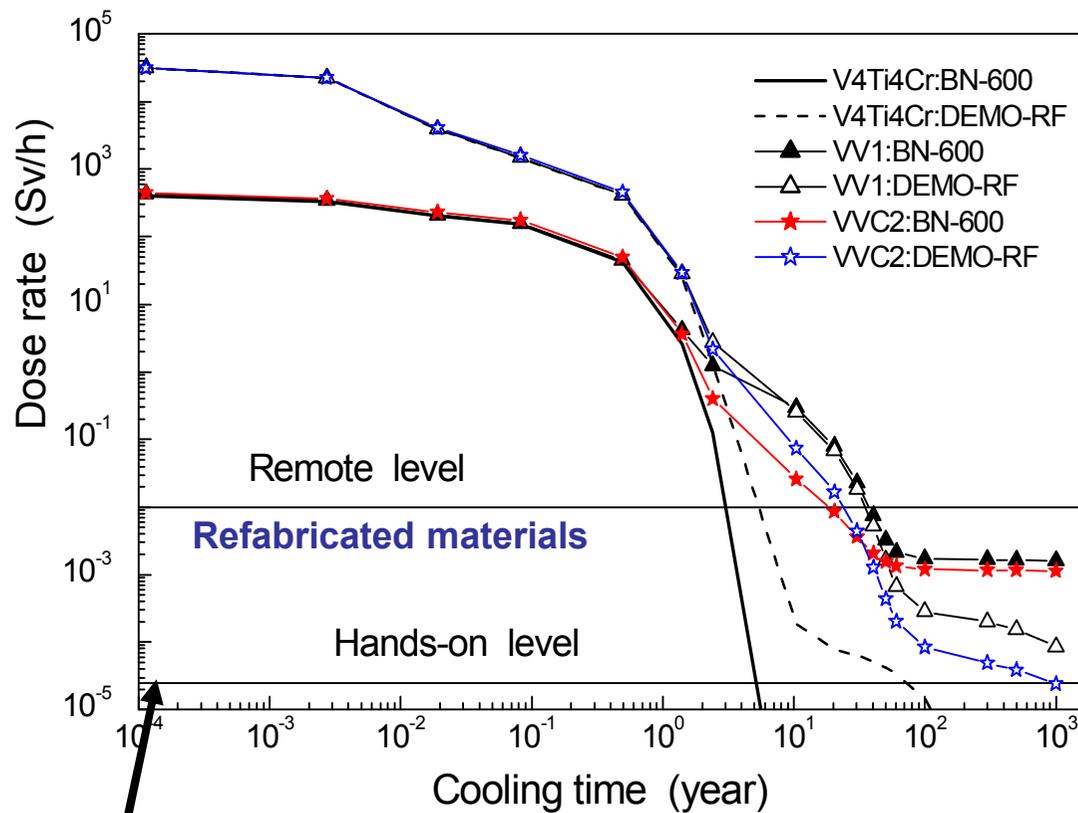
Материалы:
V-Cr-Ti,
многослойная
металлокерамика

- 1 - первая стенка;
- 2 – входной коллектор первой стенки;
- 3 - выходной коллектор первой стенки;
- 4 - задняя стенка;
- 7 - внутренняя трубка кольцевого канала теплоносителя бриддинговой зоны;

- 8 - внешняя трубка кольцевого канала теплоносителя бриддинговой зоны;
- 13 - плита коробки задней стенки;
- 14 - подводящий трубопровод теплоносителя;
- 15 - отводящий трубопровод теплоносителя.

Активационный распад ванадиевых сплавов V-4Ti-4Cr (RF)

after “irradiation” in BN-600 (122 dpa, irradiation time 560 days)
and DEMO-RF (23 dpa, irradiation time 560 days)



Non activated materials

The period of the “remote level”

- 3,0 years for BN-600,

- 5.0 years for DEMO-RF.

The period of the “remote level” attainment in the recommended (VV1) and manufactured (VVC2) compositions is (in years):

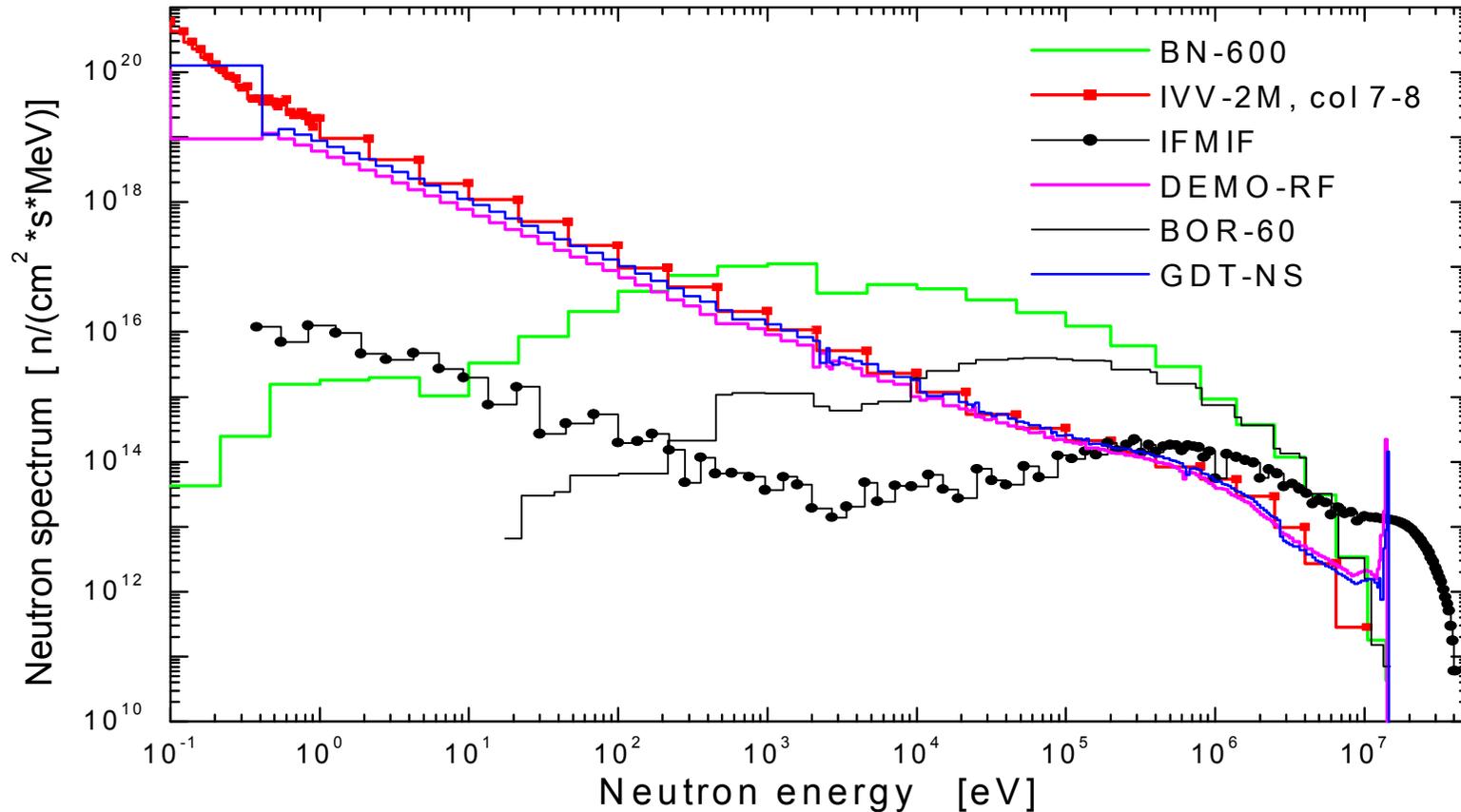
- VV1: 35 (DEMO-RF) ,

40 (BN-600);

- VVC2: 25 (DEMO-RF)

20 (BN-600).

Спектры нейтронов в blankets



NEUTRON FLUX ($n/cm^2/s$, $E > 0$):

ITER: $1.5(3.88) \cdot 10^{14}$, DEMO-RF: $9.00 \cdot 10^{14}$, GDT: $5.18 \cdot 10^{14}$, IFMIF: $6.71 \cdot 10^{14}$,
BN-600: $6.50 \cdot 10^{15}$, BOR-60: $3.00 \cdot 10^{15}$, IVV-2M: $5.29 \cdot 10^{14}$

Безопасность термоядерных реакторов

- Термоядерные реакторы (ТЯР) относятся к категории радиационных источников. (закон Российской Федерации № 28 ФЗ от 10.02.1997 г)
- Не возможен неконтролируемый разгон мощности. При увеличении мощности и температуры термоядерная реакция прекращается.
- Нет угрозы потери теплоносителя
- Интенсивность дозы на границе станции при максимально возможной аварии в 3-5 раз ниже разрешенной для населения
- Количество топливной смеси в вакуумной камере менее 1 г и при прекращении подачи топлива термоядерная реакция прекращается в течение 10 с.

Безопасность термоядерных реакторов

- Количество высокоактивных отходов меньше, чем в ядерных реакторах деления.
- При аварии ТЯР в выбросе нет актинидов, йода, стронция, цезия.
- Опасности: тритий, окислы вольфрама, бериллий, пыль, возможность образования водорода при прорыве воды в камеру, энергия магнитных полей
- Проект ИТЭРа не разрешает иметь в камере более 330 г мобилизуемого трития, через каждые 60-160 импульсов нужно проводить операцию удаления трития - разработка технологии.

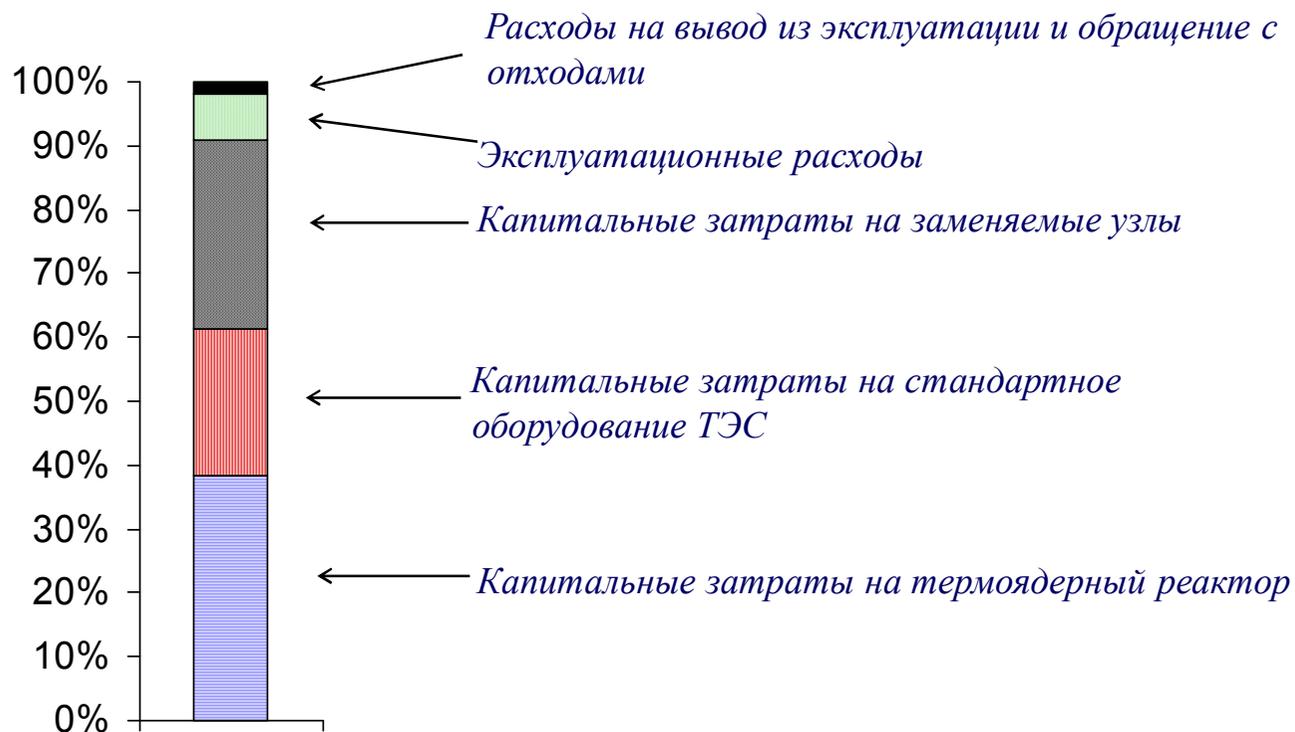
ЭКОНОМИКА ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

- 1) Доступность энергоресурсов.
- 2) Минимальное воздействие на окружающую среду.
- 3) Конкурентоспособность (наиболее проблематично) по себестоимости электроэнергии
- 4) Возможность обеспечения крупномасштабного и стабильного энергоснабжения.
- 5) Себестоимость производимой электроэнергии может составить ~ 3 – 6 евроцентов/кВт·час и при крайних оценках 5 – 9 евроцентов/кВт·час [1].

[1]. **EUROPEAN FUSION POWER PLANT STUDIES**, I. Cook, D. Maisonnier, N. P. Taylor, D. J. Ward, P. Sardain, L. Di Pace, L. Giancarli, S. Hermsmeyer, P. Norajitra, R. Forrest, for the PPCS Team.

СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

(по материалам EFDA)

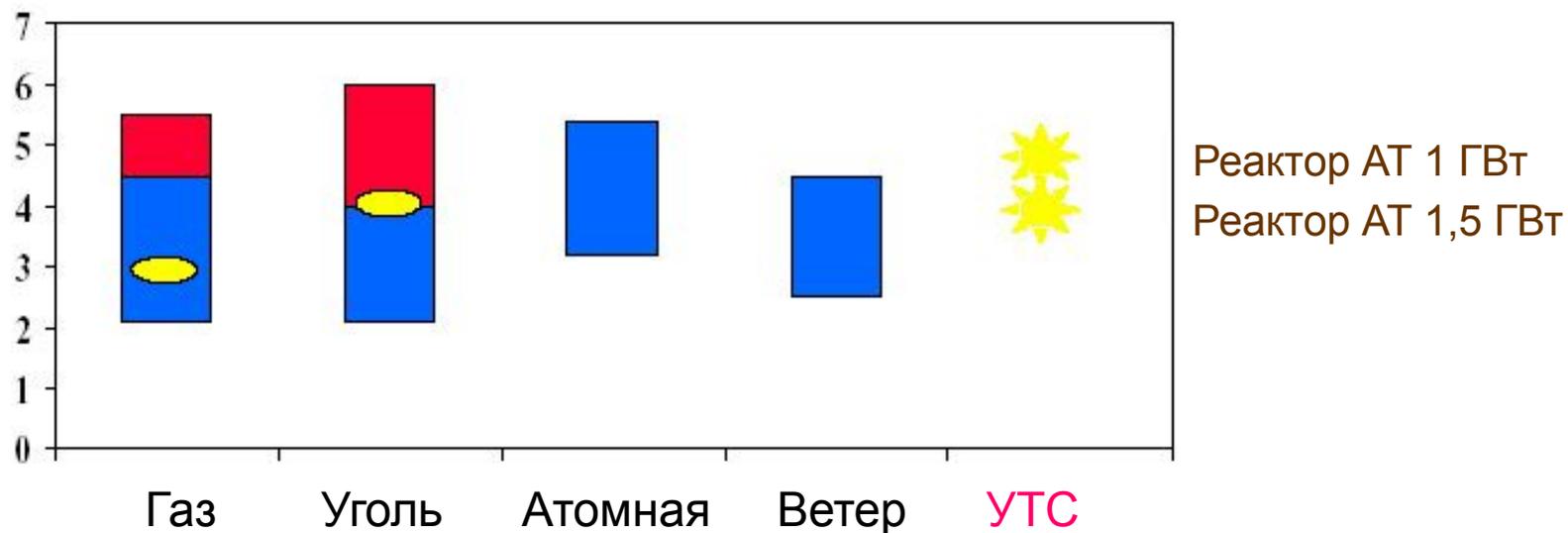


Составляющие стоимости электроэнергии термоядерной электростанции (ТЭС)

Стоимость топлива включена в эксплуатационные расходы

Стоимость электроэнергии должна быть конкурентоспособной

Оценки стоимости электроэнергии в 2020 г. (цент/кВт-час)

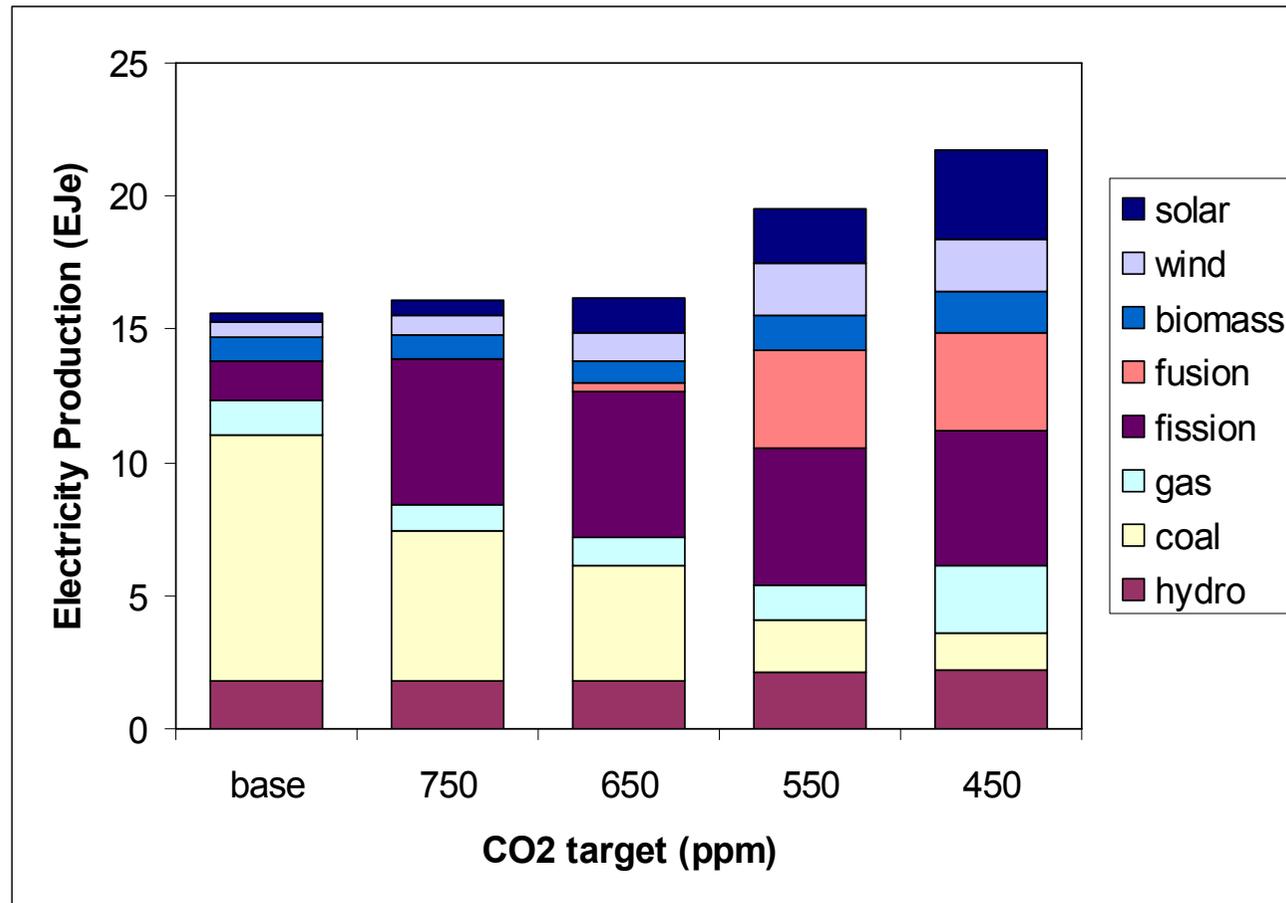


Оценки комитета
Министерства энергетики США, 1999 г.

- Производственные затраты
- Углеродный налог
100 долларов/тонна

- Оценки Агентства энергетической информации.
- Без углеродного налога

СЦЕНАРИИ ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ В ЕВРОПЕ К КОНЦУ 2100 ГОДА ПРИ УЧЕТЕ ОГРАНИЧЕНИЙ НА ВЫБРОС СО₂



Федеральная целевая программа «Овладение энергией термоядерного синтеза. Создание научно-технологической базы термоядерной энергетики в России» на 2008-2015 годы

Цель

на установках **токамак** выйти на реакторный уровень параметров плазмы и технических характеристик технологических систем, выбрать концептуальные решения по термоядерным технологиям и материалам, ведущие к созданию основ **термоядерной энергетики** в России.

- **Госзаказчик – координатор** Росатом,
- **госзаказчики** – Роснаука, Рособразование, РАН.
- **Финансирование Программы** за 2008-2015 годы (в ценах соответствующих лет)

ВСЕГО: 30,154 млрд. рублей

В том числе:

- 27,784 млрд. рублей – бюджет
- 4,47 млрд. рублей – внебюджет
- 7,029 млрд. рублей капитальные вложения-,
- 19,416 млрд. рублей НИОКР,
- 3,709 млрд. рублей прочие нужды.

Текущее состояние рынков УТС и вклад России в международную термоядерную программу

	ИТЭР млрд.руб, доля%	Национальные программы, млрд.руб	доля рынка УТС %
Европа	6,4 40%	15,7	37
Япония	1,6 10%	10,5	20
США	1,6 10%	6,5	13,6
Другие страны	4,8 30%	6,5	22,1
Россия с ФЦП	1,6 10%	2,7	7,3
Россия без ФЦП		0,3	3,2

Объем глобального рынка термоядерной энергетики 2007 года - 59,4 млрд. рублей.

Япония и Европа активно загружают свою промышленность за счет ИТЭР, ДЕМО и IFMIF!!

Термоядерный синтез – самый выдающийся бизнес-проект столетия!!

EFDA Power Plant Conceptual Study Variant C

