

МАГНИТНОЕ УДЕРЖАНИЕ ПЛАЗМЫ

И.М. Панкратов

доктор физ.-мат. наук, Институт физики плазмы

Национального научного центра “Харьковский физико-технический институт”,
профессор Харьковского национального университета им. В.Н. Каразина

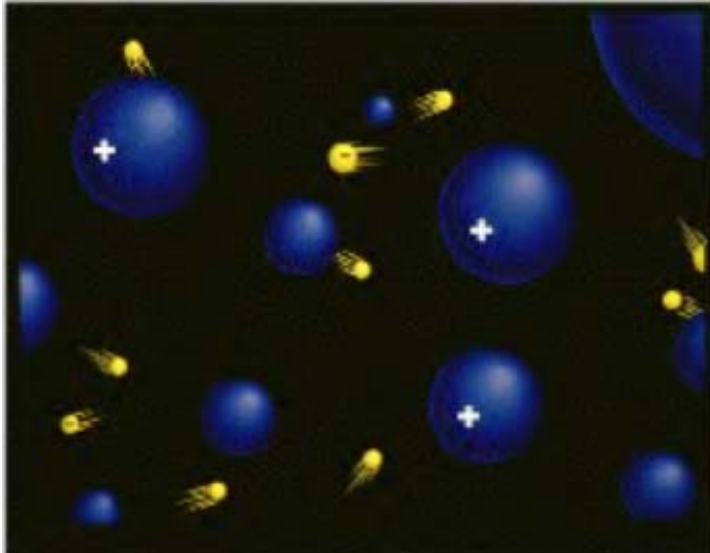


Во время совместного
эксперимента с японскими
коллегами

ТОКАМАКИ И СТЕЛЛАТОРЫ.
БОЛЕЕ 50и ЛЕТ ПУТИ К “ТЕРМОЯДУ”.
ОТ ПЕРВЫХ ИДЕЙ ДО НАШИХ ДНЕЙ.
ДОСТИГНУТЫЕ ПАРАМЕТРЫ И ЦЕЛИ
(JET (Великобритания), JT-60 (Япония),
Large Helical Device (Япония)).

МЕЖДУНАРОДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ
РЕАКТОР – ИТЭР (ITER), Франция,
ЕГО ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ.

What is a plasma?



Matter states: solid, liquid, gas, **plasma**

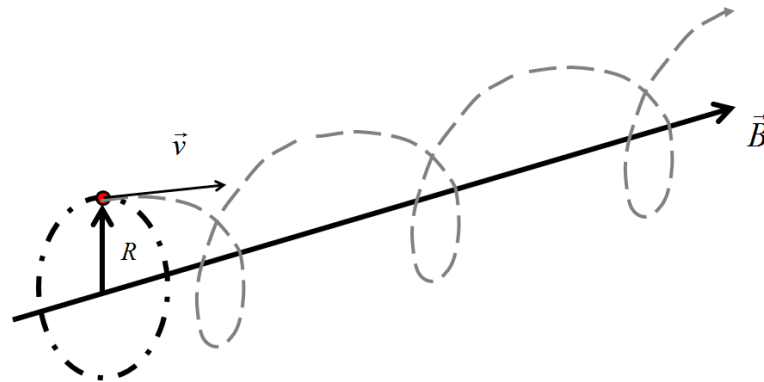
Term “**plasma**” – Irving Langmuir (1923)

Plasma: electrons, ions, atoms, molecules

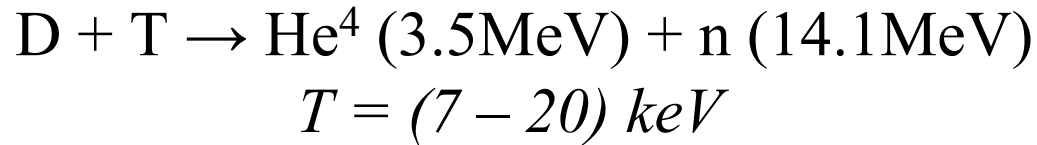
$$e = 4.8 \times 10^{-10} \text{ cgs}, \quad m_e = 9.1 \times 10^{-28} \text{ g},$$

$$e_i = Ze, \quad m_i = A \times 1.67 \times 10^{-24} \text{ g} \quad (A - \text{atomic weight})$$

$$R_i = n_e / n_{neut} - \text{degree of ionization}$$



Introduction to Magnetic Confinement



$$n_e \tau_E \geq 1.5 \cdot 10^{20} m^{-3}s$$

$$\tau_E = \frac{W}{Q - \dot{W}}$$

W - полная энергия плазменного шнура,
 Q - мощность, вводимая в плазму

$$n_e \sim 10^{20} m^{-3}, \tau_E > 1.5s$$
$$1eV = 11600 K$$

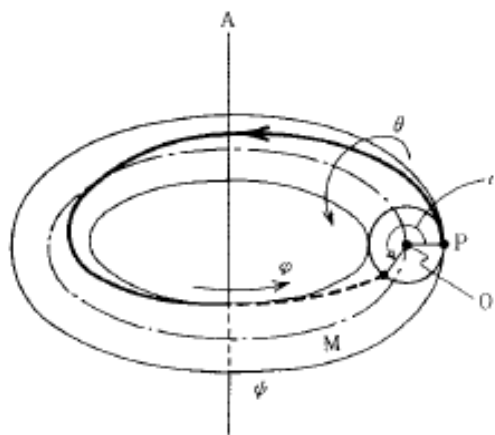
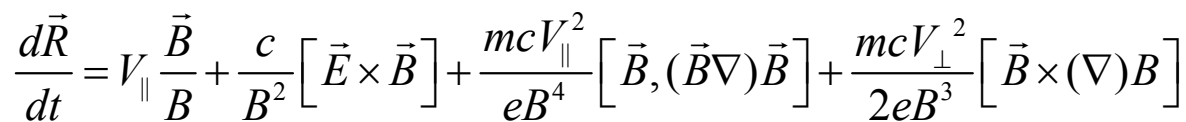


J. D. Lawson 1923 – 2008

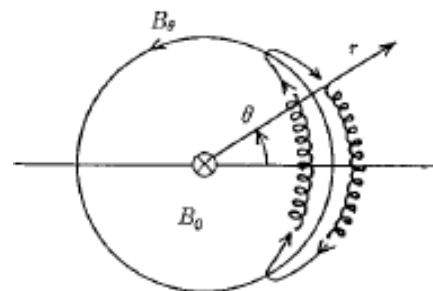


Hans Bethe 1906 -2005

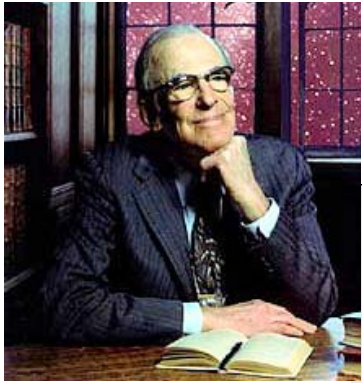
Термояд на Солнце и в звездах
1967 – Нобелевская премия



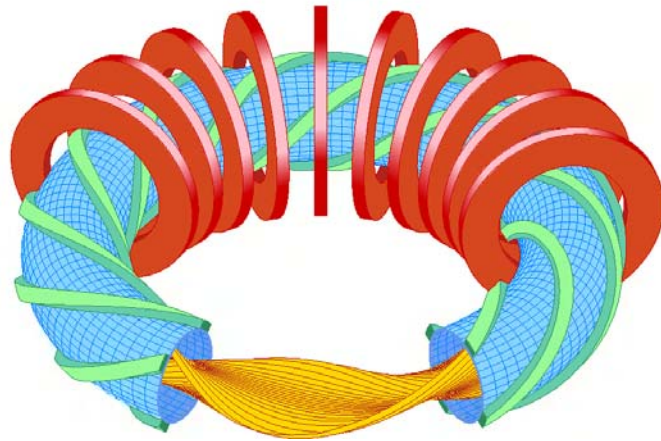
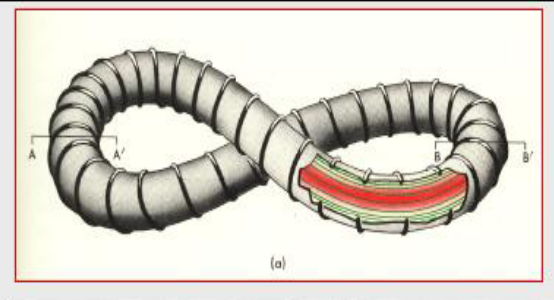
$$\mu = \frac{mV_{\perp}^2}{2B}$$



$$\frac{m(V_{\parallel}^2 + V_{\perp}^2)}{2} + e\phi = E_0$$



Л. Спитцер (1914-1997)

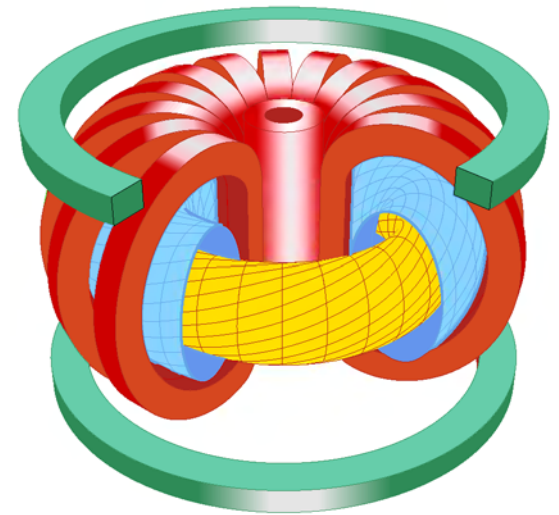


Stellarator 1951

**Stellarators A, B, C
Princeton, USA**



И.Е. Тамм (1895-1971), А.Д. Сахаров (1921-1989)



Tokamak 1955, T – 1

**(ИАЭ им. Курчатова, Москва)
1968, Novosibirsk, T-3, 1 keV!**



— руководителей Центра по сбору данных и планированию этого института — за гостеприимство и поддержку, позволившие подготовить этот материал по начальной истории УТС. Я приношу также благодарность А.В. Тимофееву, обратившему мое внимание на эпизод с Н.И. Бухариным; А.Б. Кукушкину и В.А. Ранцеву-Картиннову за работу над фотографиями; В.И. Ильгисонису и М.И. Михайлову за прочтение рукописи и сделанные замечания.

Список литературы

1. Carruthers R *Plasma Phys. Cont. Fis.* **30** 1993 (1988)
2. Blackman M *Proc. Phys. Soc. London Ser. B* **64** 1039 (1951)
3. Cousins S W, Ware A A *Proc. Phys. Soc. London Ser. B* **64** 159 (1951)
4. Controlled Release of Thermonuclear Energy *Nature* **181** (4604) 217 (1958)
5. Bishop A S *Project Sherwood* (Addison-Wesley, 1958)
6. Гамов Дж *Моя мировая линия: Неформальная автобиография* (Пер. с англ. Ю. И. Лисневского) (М.: Наука, 1994) с. 102 [Gamov G *My World Line: an Informal Autobiography* (New York: The Viking Press, 1970)]
7. Сахаров А. Д. "Теория магнитного термоядерного реактора" Ч. II, в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых термоядерных реакций* (Отв. ред. М.А. Леонович) Т. 1 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 20; Тамм И. Е., там же, с. 3 и с. 31
8. Головин И. Н., в сб. *Он между нами жил... Воспоминания о Сахарове* (М.: Практика, 1996) с. 263
9. Bennett W N *Phys. Rev.* **45** 890 (1934)
10. Мухоматов В. С. "Токамаки", в сб. *Итоги науки и техники. Сер. Физика плазмы* (Ред. В.Д. Шафранов) Т. 1, Ч. 1 (М.: ВИНТИ, 1980) с. 6
11. Разумова К. А. *УФН* **171** 329 (2001)

Роль О.А. Лаврентьева в постановке вопроса и инициировании исследований по управляемому термоядерному синтезу в СССР

Б.Д. Бондаренко

1. Введение

При изложении пятидесятилетней истории исследований по термоядерному синтезу в СССР представляется интересным вначале коротко рассказать о роли молодого солдата Советской Армии О. А. Лаврентьева, проходившего в 40-е–50-е годы воинскую службу на острове Сахалин, в инициировании и развитии исследований по управляемому термоядерному синтезу (УТС) в СССР, а также о его предложении по конструкции водородной бомбы.

Отцом водородной бомбы в Советском Союзе по праву считается А.Д. Сахаров. Среди создателей атомной и водородной бомб в первой шеренге стоят также имена И.В. Курчатова (научного руководителя ядерных

программ), И.Е. Тамма, Ю.Б. Харитона, Я.Б. Зельдовича, К.И. Щелкина, Е.И. Забабахина, а в последнее время также и В.Л. Гинзбурга [после рассекречивания его предложения об использовании в водородной бомбе (Н-бомбе) дейтерида лития (^6LiD)].

Следует отметить, что предложение об использовании в водородной бомбе в качестве основного ядерного горючего твердого химического соединения (брикета) ^6LiD вместо ранее предполагавшегося сжиженного дейтерия, явилось одним из важнейших факторов, позволивших в дальнейшем создать достаточно компактное транспортальное термоядерное оружие практически неограниченной мощности. Использование в качестве основного горючего сжиженного дейтерия требовало применения громоздкой криогенной технологии, что делало это оружие практически не транспортальным.

Об истории создания в Советском Союзе ядерной и термоядерной бомб написано достаточно много обзоров [1–6] и даже монографии [7]. Роль советских ученых, если отвлечься от заимствований секретных западных сведений, отражена в них достаточно объективно. Этого не скажешь об истории работ по УТС в нашей стране. Отцами идеи УТС с магнитным удержанием горячей плазмы в термоядерных реакторах считаются А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм. Да, это так, но то, что при этом практически никогда не упоминается имя О.А. Лаврентьева, — это, безусловно, большая несправедливость.

В настоящей статье я постараюсь устранить эту несправедливость и рассказать о роли О.А. Лаврентьева как в проблеме инициирования и развития работ по УТС, так и в проблеме создания водородной бомбы в нашей стране.

Проблема УТС представляет колоссальную научно-техническую задачу всемирного масштаба; решением этой проблемы заняты теперь огромные коллективы многих стран. Я не собираюсь рассказывать о них и тем более о достижениях в этой области на сегодняшний день.

Хочу начать с того, что впервые в СССР такую задачу сформулировал и предложил некоторое ее конструктивное решение в середине 1950 г. молодой солдат Олег Александрович Лаврентьев, проходивший в то время службу в воинской части на острове Сахалин.

29 июля 1950 г. его предложение, состоявшее, в основном, из двух идей, было отправлено секретной почтой в Москву в адрес ЦК ВКП(б).

Первая идея являлась предложением по физической схеме водородной бомбы. Вторая идея была предложением использовать в промышленной энергетике управляемый термоядерный синтез. В предложении была представлена конкретная схема реактора, в которой термоизоляция высокотемпературной плазмы достигалась созданием высоковольтного электрического поля.

В Москве работа была передана на рецензирование ведущим ядерщикам¹. В их отзывах об этой работе были отмечены приоритет, оригинальность и смелость мыслей автора. Под влиянием этой работы появились новые проекты других авторов: МТР (магнитные термоядерные реакторы), ТОКАМАКИ (Торoidalные Камеры с Магнитными Катунками), магнитные "бутылки" — "пробоктроны" и др. О.А. Лаврентьев, уже будучи в Москве и затем в Харькове, продолжает усовершенствовать

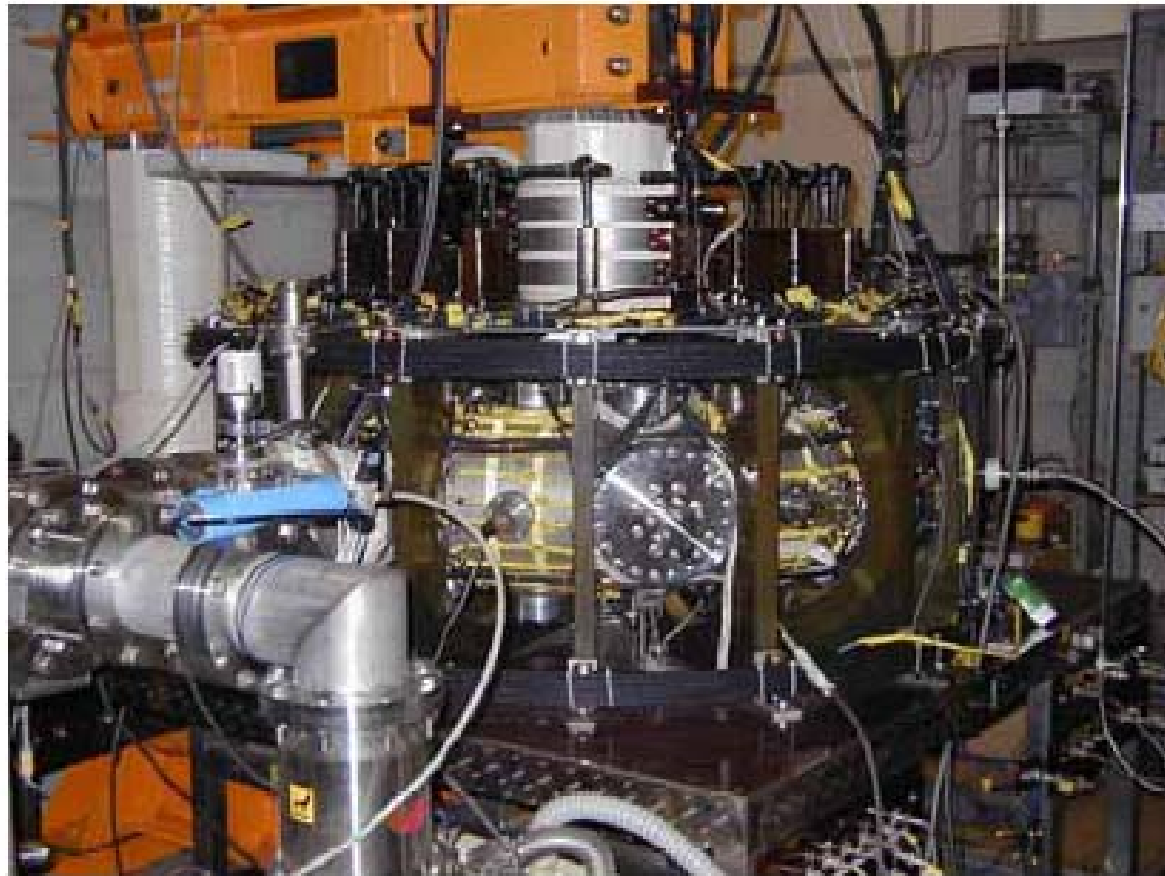
Б.Д. Бондаренко. Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики (РФЯЦ — ВНИИЭФ) 607190 г. Саров, Нижегородская обл., просп. Мира 37, Российская Федерация
Тел. (831) 30-457-78, (831) 30-511-39, (095) 465-17-76
Факс (831) 30-427-29; E-mail: bondarenko@vniief.ru

Статья поступила 29 ноября 2000 г.

¹ См. отзыв А.Д. Сахарова, публикуемый в разделе "Из Архива Президента Российской Федерации" [*УФН* **171** 902 (2001) с. 908].

Токамаки: JET, ITER
JT- 60 SA (Super advanced)

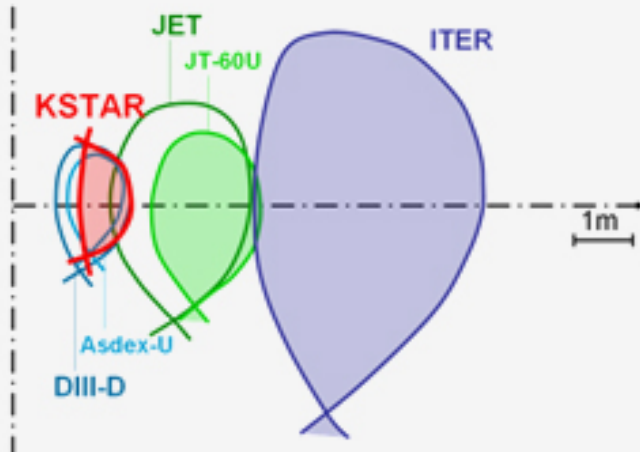
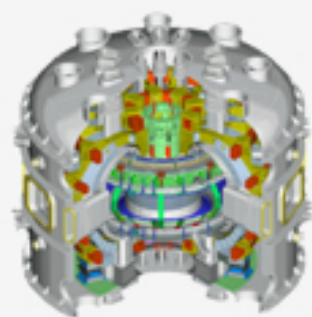
HYBTOK-II, Nagoya University



HYBTOK-II

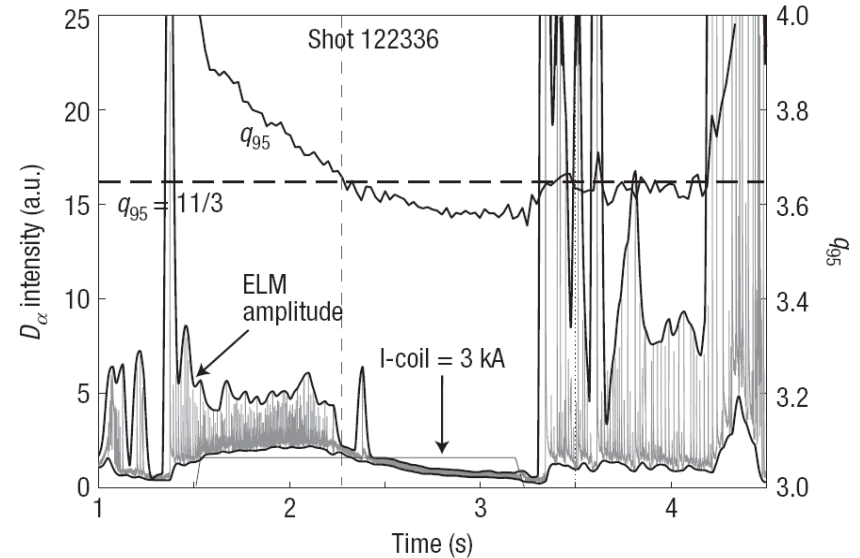
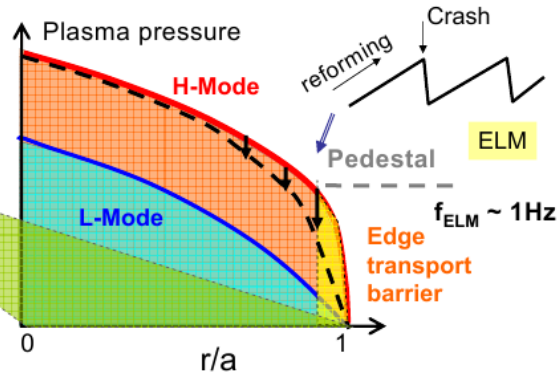
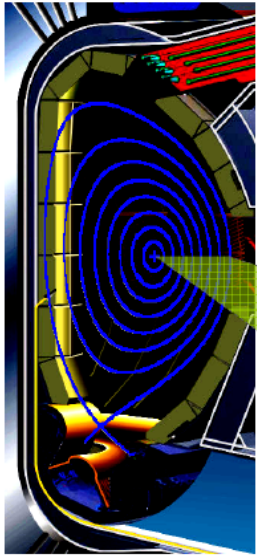
$R=0.4\text{m}$, $a=0.11\text{m}$

- toroidal magnetic field
 $B_0 = 0.27\text{ T}$,
- plasma current $I_p = 5\text{ kA}$,
- edge density
 $n_e = 1.5 \times 10^{18}\text{ m}^{-3}$
- edge temperature $T_e = 25\text{ eV}$

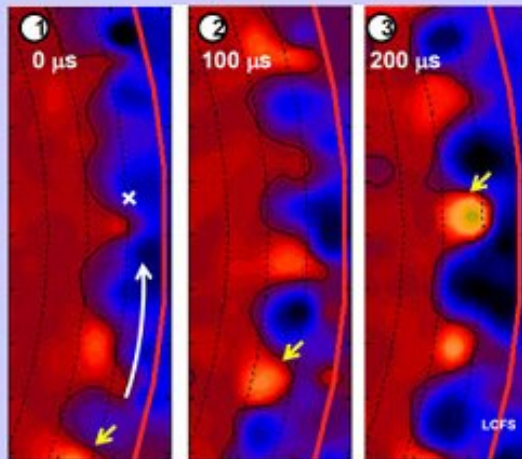


PARAMETERS	KSTAR	ITER
Major radius, R_0	1.8 m	6.2 m
Minor radius, a	0.5 m	2.0 m
Elongation, κ	2.0	1.7
Triangularity, δ	0.8	0.33
Plasma volume	17.8 m ³	830 m ³
Plasma surface area	56 m ²	680 m ²
Plasma cross section	1.6 m ²	22 m ²
Plasma shape	DN, SN	SN
Plasma current, I_p	> 2.0 MA	15 (17) MA
Toroidal field, B_0	> 3.5 T	5.3 T
Pulse length	> 300 s	400 s
β_N	~ 5.0	1.8 (2.5)
Plasma fuel	H, D-D	H, D-T
Superconductor	Nb ₃ Sn, NbTi	Nb ₃ Sn, NbTi
Auxiliary heating /CD	~ 28 MW	73 (110) MW
Cryogenic	9 kW @4.5K	

Edge Localized Modes (ELM)



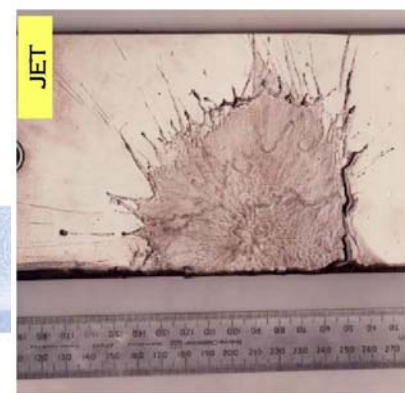
ECE image of ELM (KSTAR)



ELM response to an applied magnetic perturbation. Shown here are the evolution of: the lower divertor D_α intensity, q_{95} the safety factor at the 95% normalized poloidal flux surface, and the applied I-coil current in DIII-D discharge No. 122336.

T.E. Evans, R.A. Moyer, K.H. Burrell et al.
Nature Physics, 2 (2006) 419-423

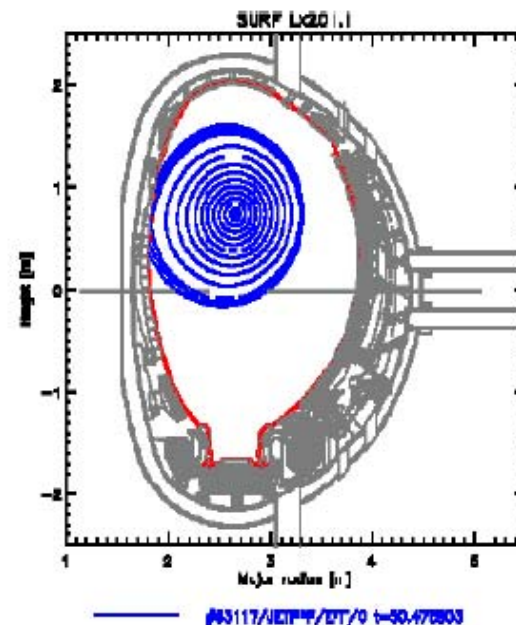
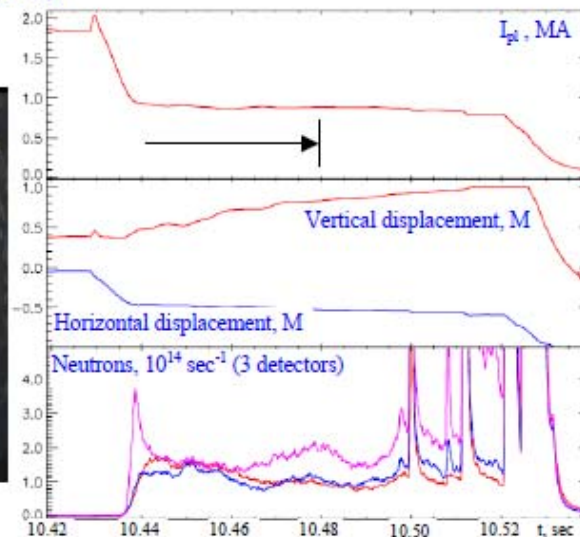
Disruptions, runaway electrons



Example of 3D evolution of plasma current loop in JET.

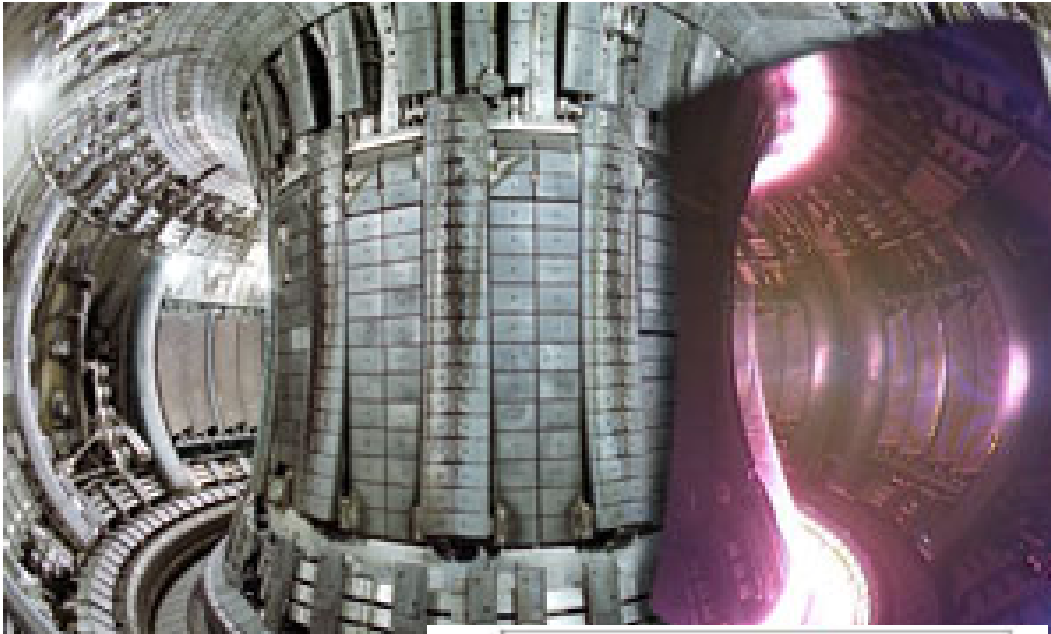
Both EFIT reconstruction and visible RE beam image (CCD camera) demonstrate similar 3D evolutions of plasma column. Note that $\langle j_{RE} \rangle \equiv \langle j_{pl} \rangle$, in some pulses $j_{RE} > j_{pl}$

JET #63117 Data
VCR frame is taken at $t=10.480$ s of the JET discharge time (each frame is created every 40 msec – marked by arrow)



V.V. Plyusnin et al, FEC2004

Joint European Torus, EURATOM



Plasma major radius: 2.96 m

Plasma minor radius:
2.10 m (vertical),
1.25 m (horizontal)

Flat top pulse length: 20-60 s

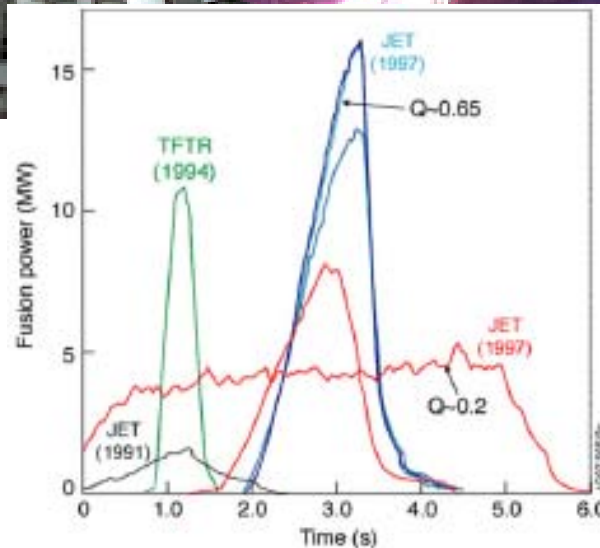
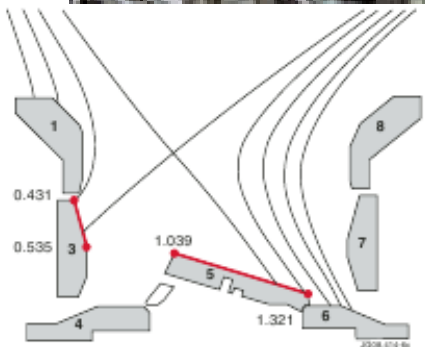
Toroidal magnetic field:
(1 – 4) T

Plasma density:
 $n_e = (1 - 20) \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$

Plasma current:
3.2 MA (circular plasma),
4.8 MA (D-shape plasma)

Additional heating power:
25MW

$Q = P_{\text{fusion}} / P_{\text{heat}}$, $Q \sim 0.7$
 $P_{\text{fusion}} \sim 16 \text{ MW (1997)}$



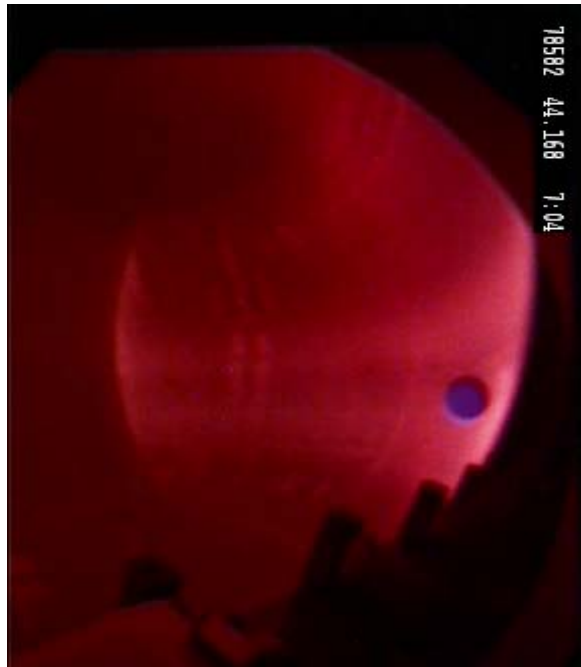
ICRH@25MHz for ICWC

Simulation of ITER ICWC scenario.

First demonstration of the pre-heated ICRF plasma production for the ICRF tokamak start-up scenario at low inductive E_z -field.

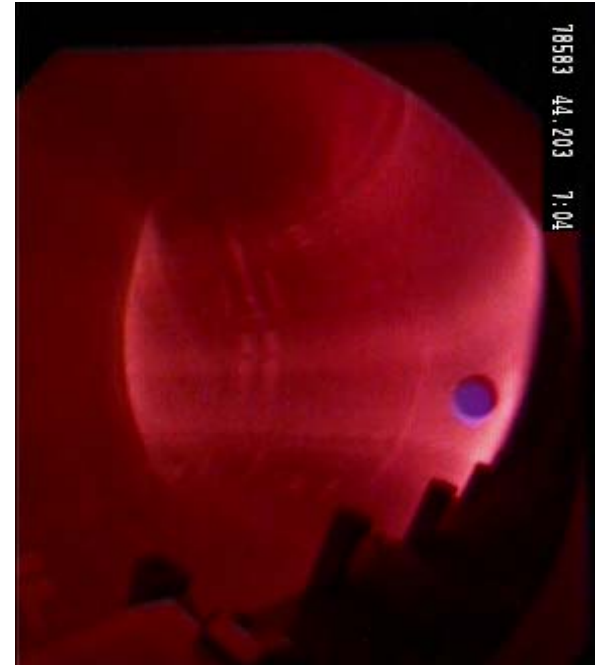
$B_T = 3.3 \text{ T}$

$\langle P_{pl} \rangle \approx 80 \text{ kW}$, $D_2:He_4 \approx 0.85:0.15$



$B_T = 3.45 \text{ T}$

$\langle P_{pl} \rangle \approx 100 \text{ kW}$, $D_2:He_4 \approx 0.82:0.18$



29.07. 2009 Dr. A.I. Lyssoivan: $T_e \leq 100 \text{ eV}$, $n_e \approx 10^{17} \text{ m}^{-3}$

Plasma Phys. Control. Fusion, vol. 54, No. 7, 074014, 2012



Женева, 1985, ноябрь. Старт
ИТЭРа



Париж, 2006, ноябрь.
Соглашение о строительстве



Академик РАН,
Президент Российского научного центра «Курчатовский институт» Е.П. Велихов,
д.ф.-м.н., начальник отдела Троицкого института инновационных и термоядерных исследований, профессор МЭИ С.В. Мирнов

Управляемый термоядерный синтез выходит на финишную прямую

Она (эта задача) обязательно будет решена, когда термоядерная энергия будет совершенно необходима человечеству

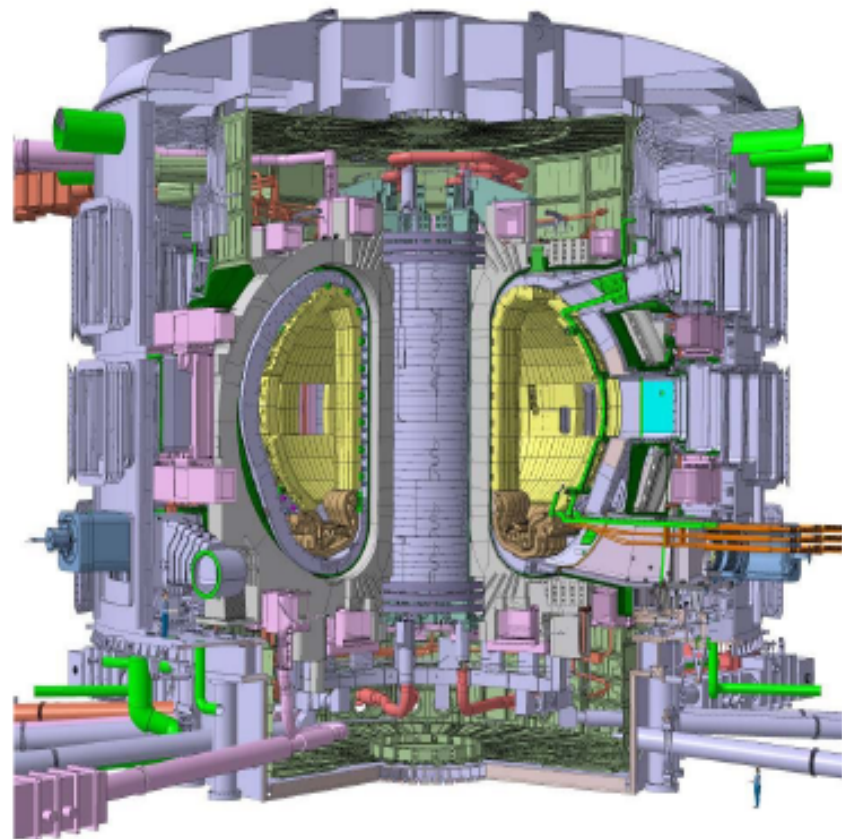
Академик Л. А. Арцимович

28 июня этого года (2005, выбран Кадараш, Франция) в термоядерных исследованиях произошло событие, которое, по общему мнению, следовало бы назвать историческим. На встрече в Москве министров шести стран – участников международного проекта Интернационального Термоядерного Экспериментального Реактора – ИТЭР (Европа, Китай, Россия, США, Южная Корея, Япония) – подписано соглашение о совместном строительстве этого реактора в ближайшее десятилетие во Франции. Что мы понимаем под финишной прямой? Очевидно, что у разных людей, вовлеченных в цикл производства энергии, понятие это различается существенным образом. Известно, например, что **Эдисон, изобретая электрическое освещение, одновременно изобретал все: лампочку, знаменитый патрон, которым пользуемся по сей день, электросети и даже генераторы электроосветительных подстанций.** И, тем не менее, тогда это ему мало помогло – внедрение электрического освещения в повседневную жизнь затянулось чуть ли не на полвека после создания первой лампочки. Не было «совершенной необходимости».

Продолжая эту аналогию, можно было бы сказать, что **сегодняшние физики-термоядерщики пока еще сосредоточены на проблеме «нити» своей лампочки**, полагая, что ее техническое решение и явится тем финишем, после которого они смогут передать дело в руки специалистов, более близких к практической энергетике и ее эксплуатации. А те уже вплотную займутся «патроном и цоколем». Техническое решение «для нити» должно стать ключевым научным итогом проекта ИТЭР. А именно, в нем предполагается осуществить стационарное (длительностью 200 – 1000 секунд) термоядерное горение дейтерий-тритиевой (ДТ) смеси 50/50%. При этом не будут забыты и проблемы «патрона с цоколем».

Finishing the Design Review

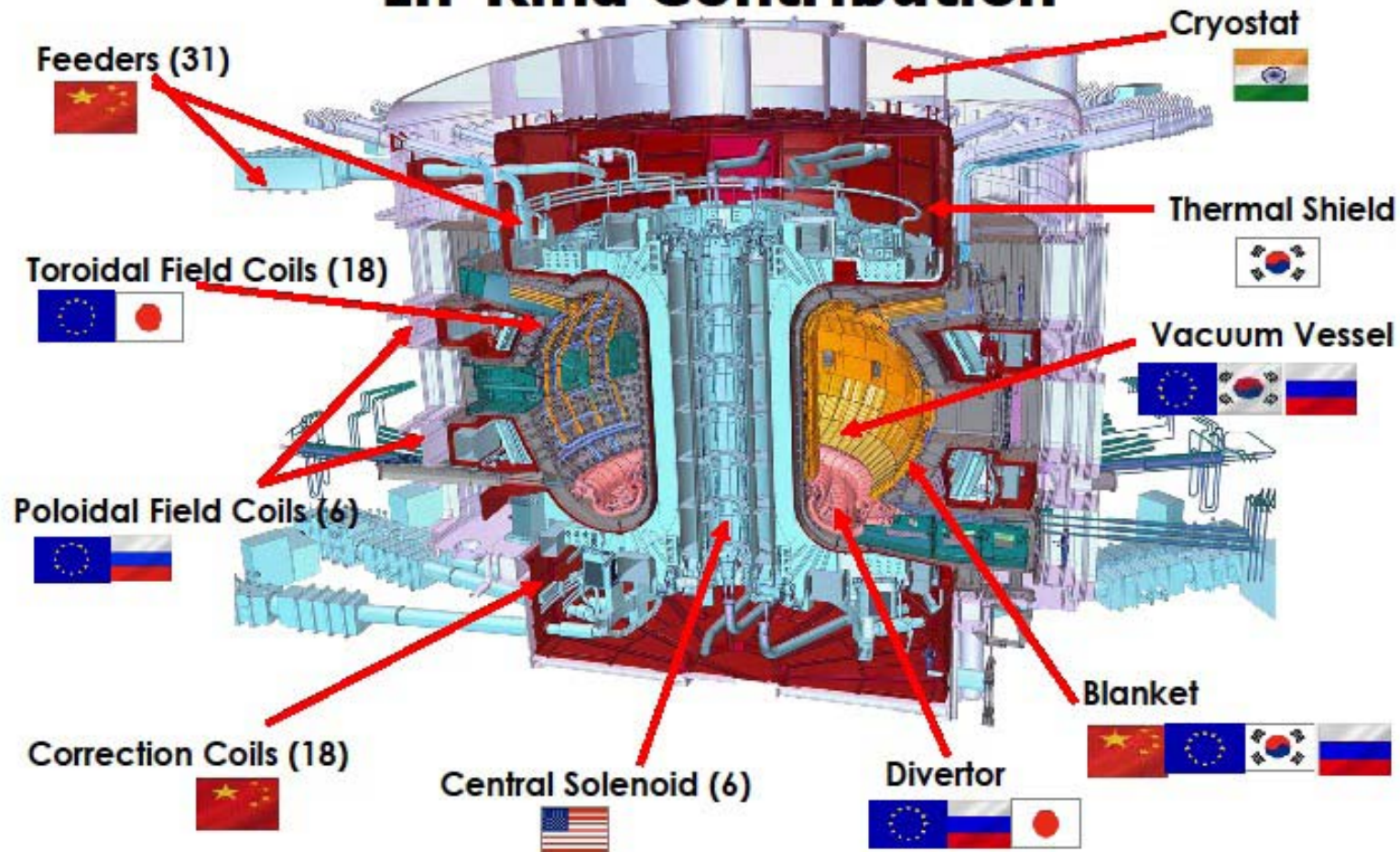
Total fusion power	500 MW
Additional heating power	50 MW
Q - fusion power/ additional heating power	≥ 10
Average 14MeV neutron wall loading	$\geq 0.5\text{MW/m}^2$
Plasma inductive burn time	300-500 s
Plasma major radius (R)	6.2 m
Plasma minor radius (a)	2.0 m
Plasma current (I_p)	15 MA
Toroidal field at 6.2 m radius (B_T)	5.3 T



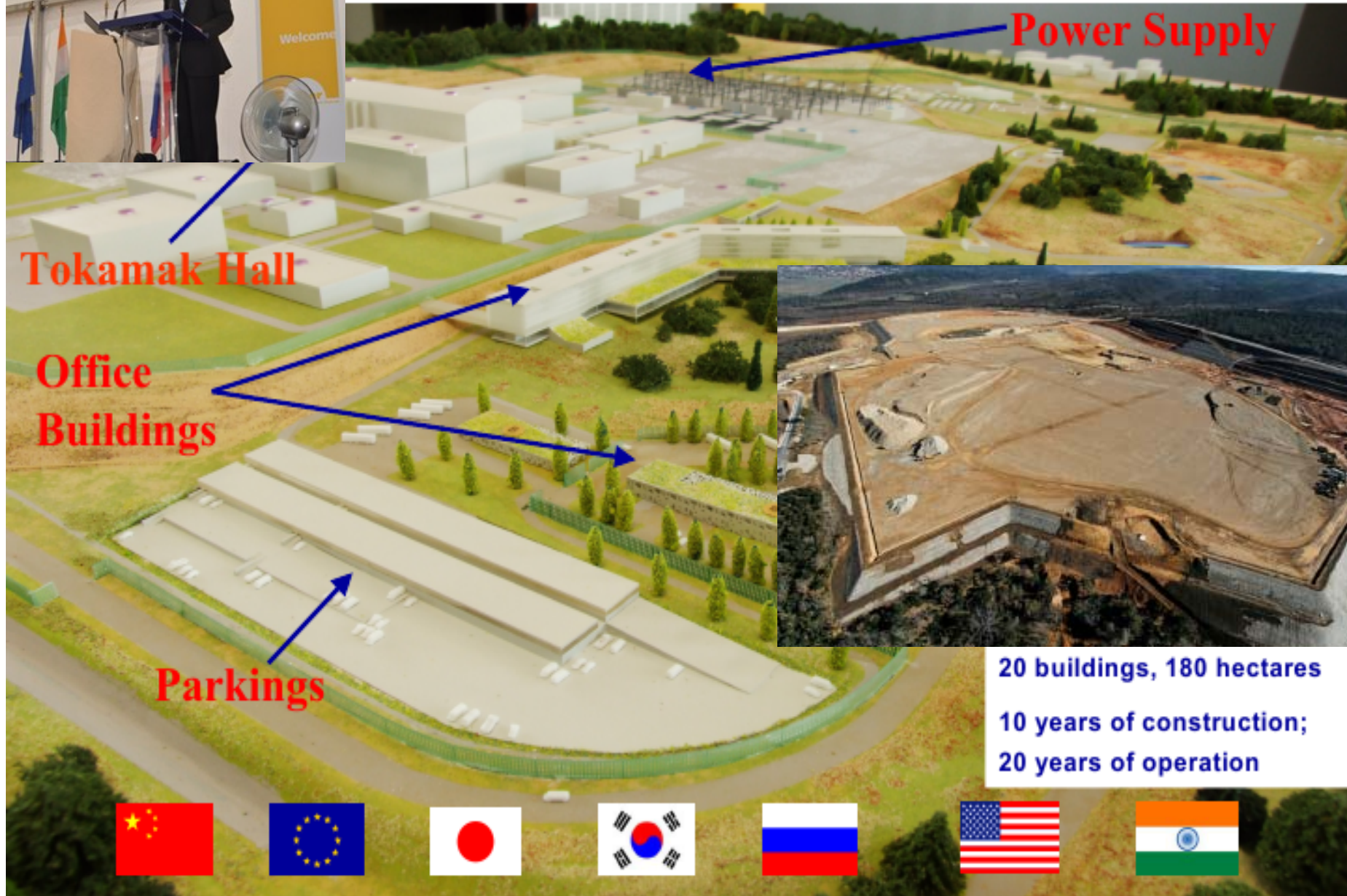
Machine mass: 23350 t (cryostat + VV + magnets)

- shielding, divertor and manifolds: 7945 t + 1060 port plugs
- magnet systems: 10150 t; cryostat: 820 t

Who manufactures what? In-Kind Contribution



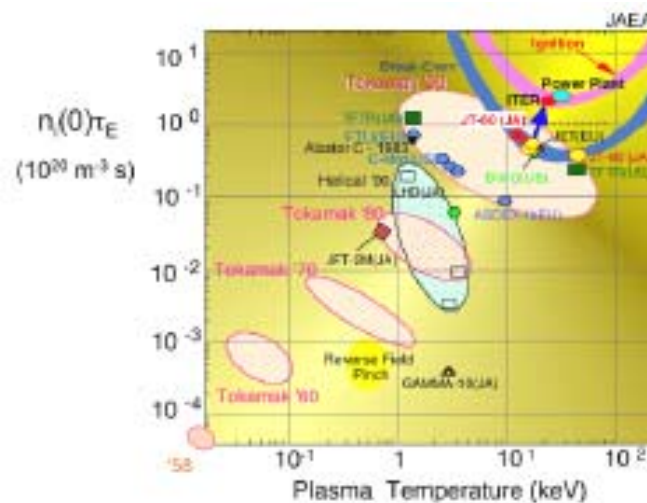
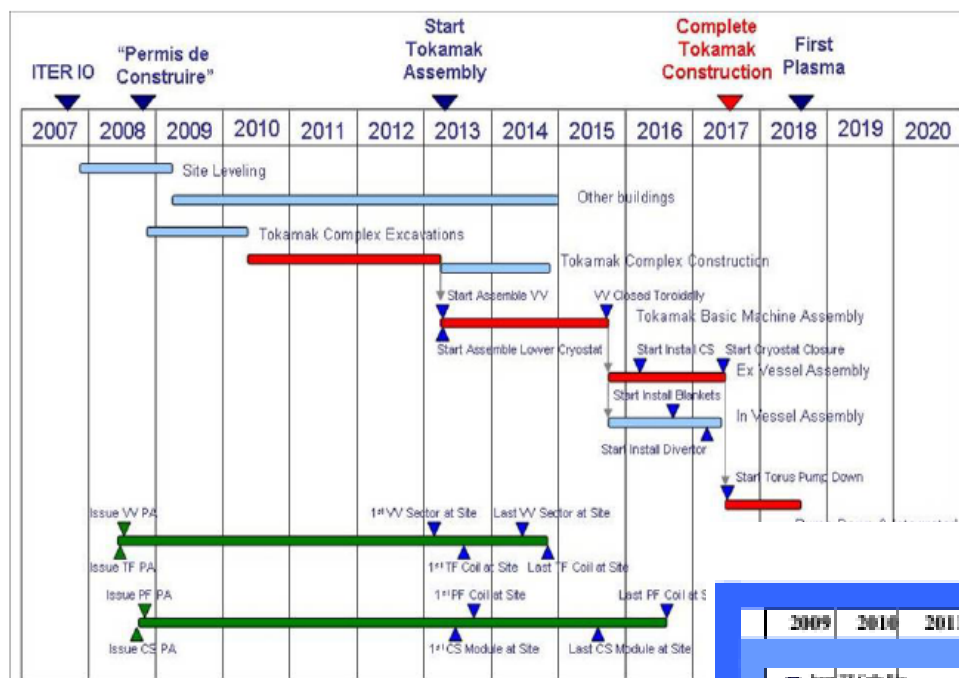
ITER Site after Construction



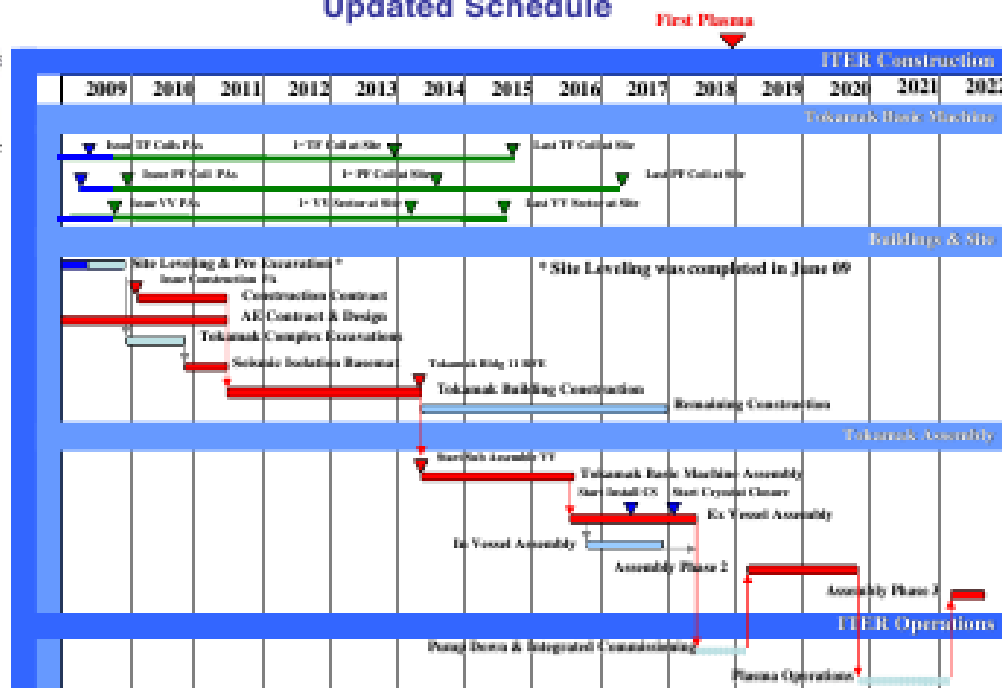
20 buildings, 180 hectares
10 years of construction;
20 years of operation



Current Reference IPS



Updated Schedule



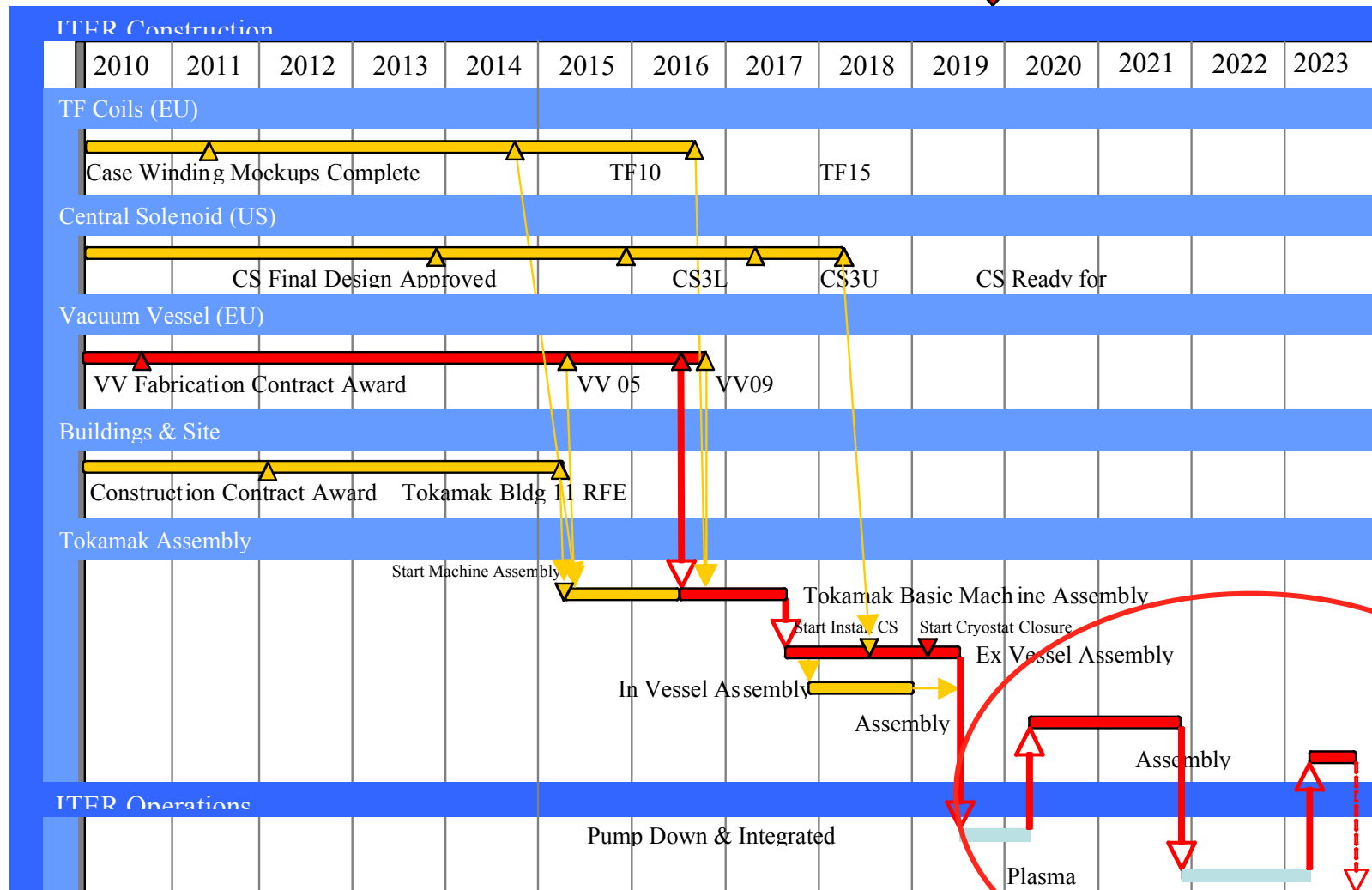
ITER long-pulse high-power DT experiment – the full burning plasma physics

DEMO – demonstration of the commercial viability of a power plant

Proposed Schedule - Construction

First Plasma

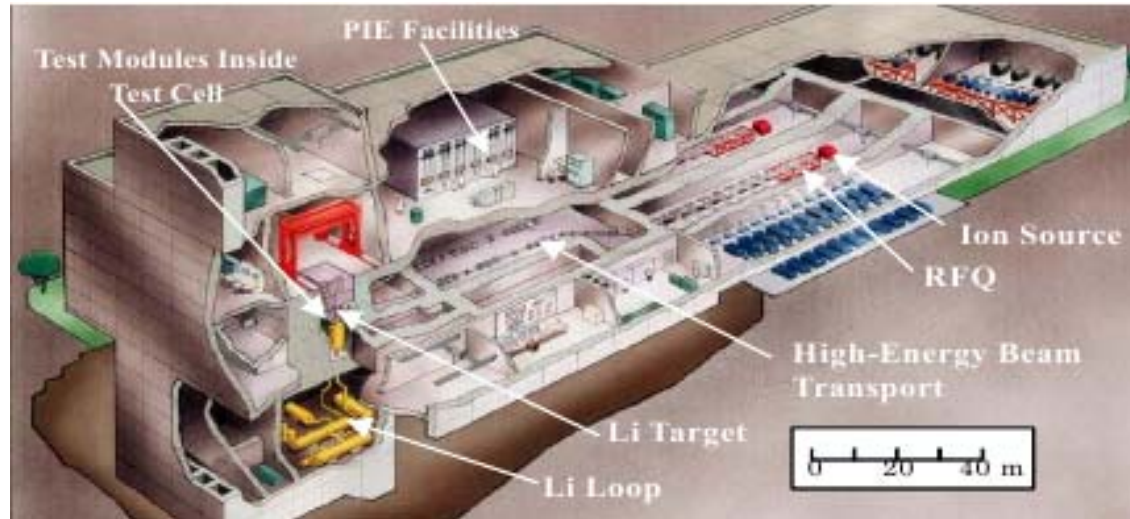
Provisional



The IFMIF plant, Rokkasho (Japan)

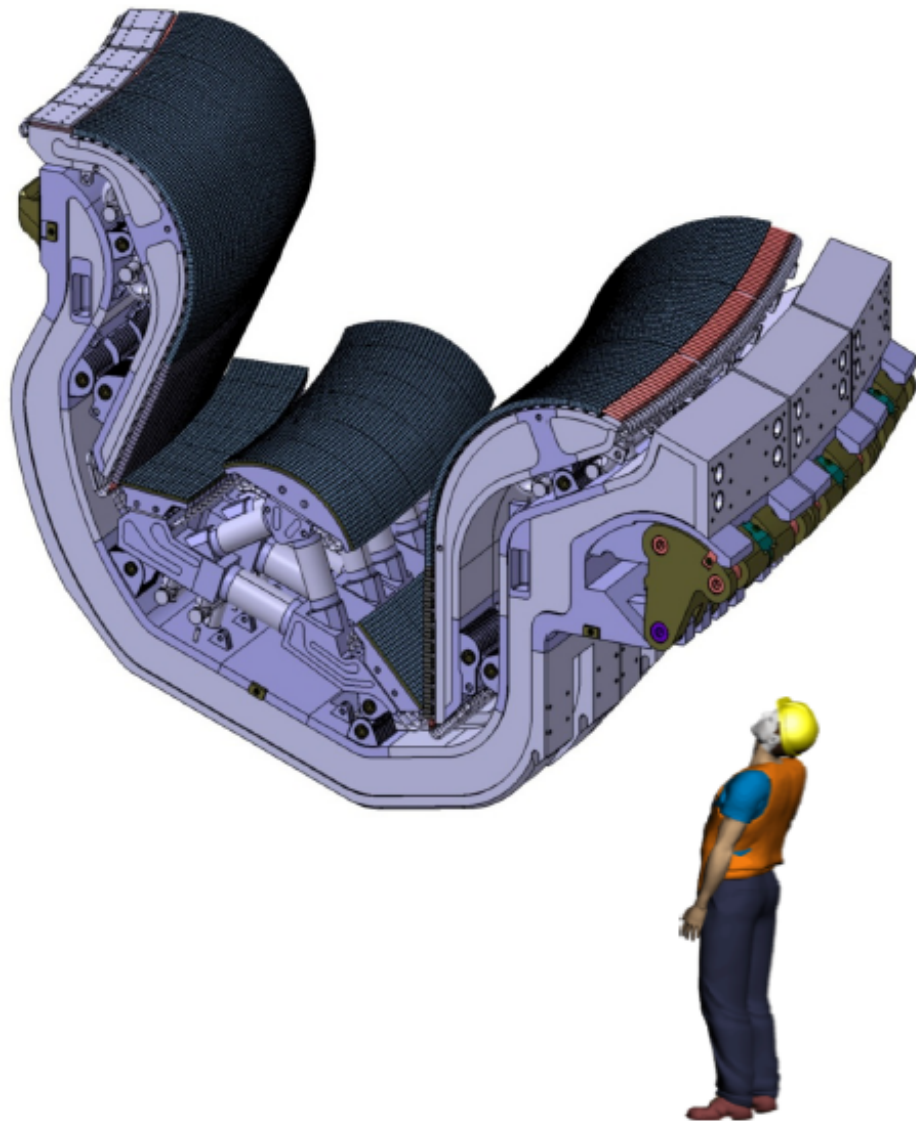
IAEA-FEC 2010

IFMIF – a facility to provide an intense source of fusion neutrons



An intense neutron source, 10^{18} neutrons/s, the spectrum centered around 14 MeV
Two continuous wave deuteron accelerators (125mA, 40 MeV), liquid lithium target
RFQ – Radio Frequency Quadrupole, PIE – Post-Irradiation facilities

Choice of all-Tungsten Divertor



- Low fuel retention and low dust inventory
- Experience gained in operation with W-divertor in non-active phase
- Significant contribution to cost containment for ITER Project

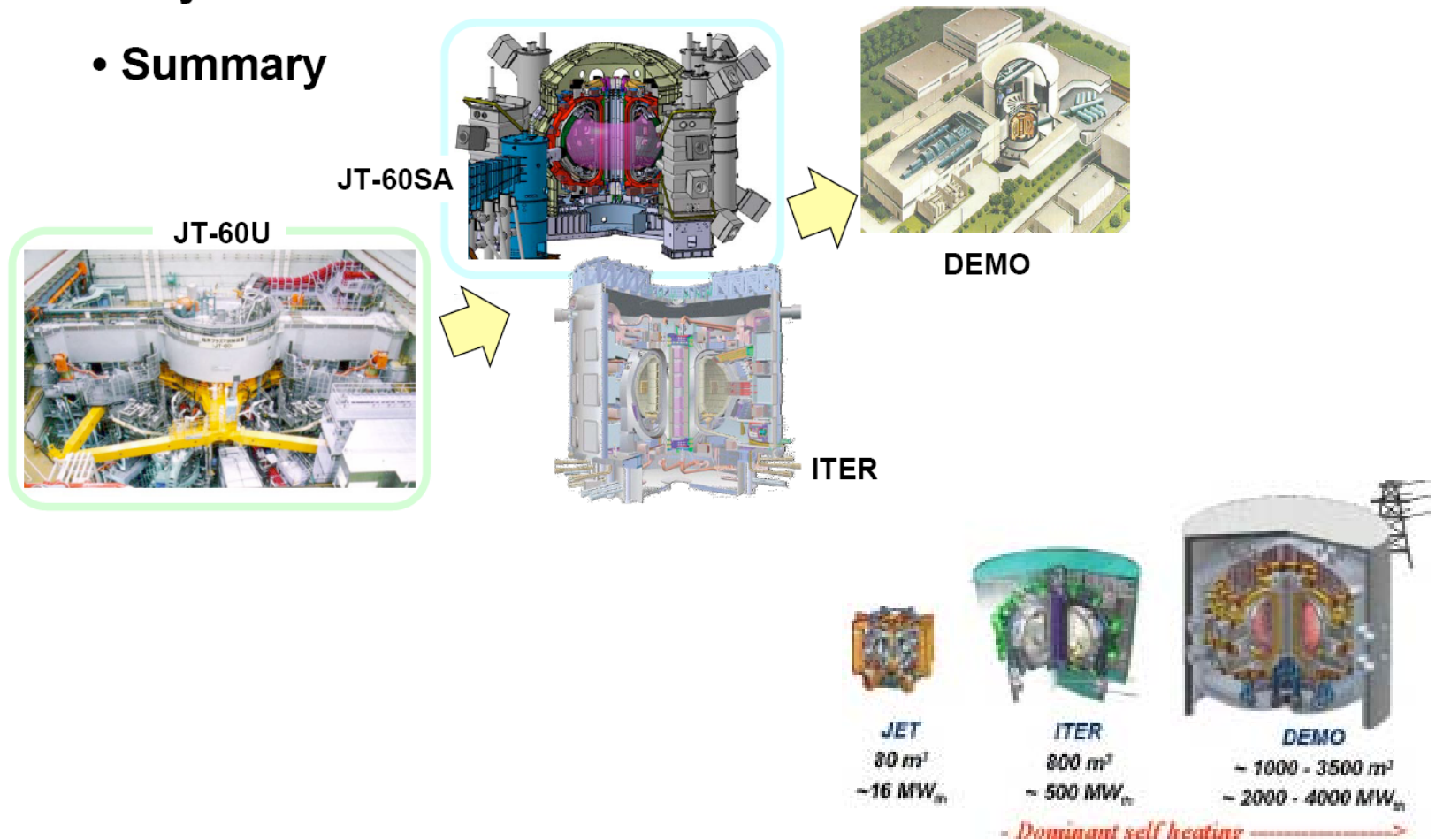
But:

- Need to ensure effective disruption and ELM mitigation early in operational period
- Need to develop suitable operational scenarios, particularly for non-active phases of operation

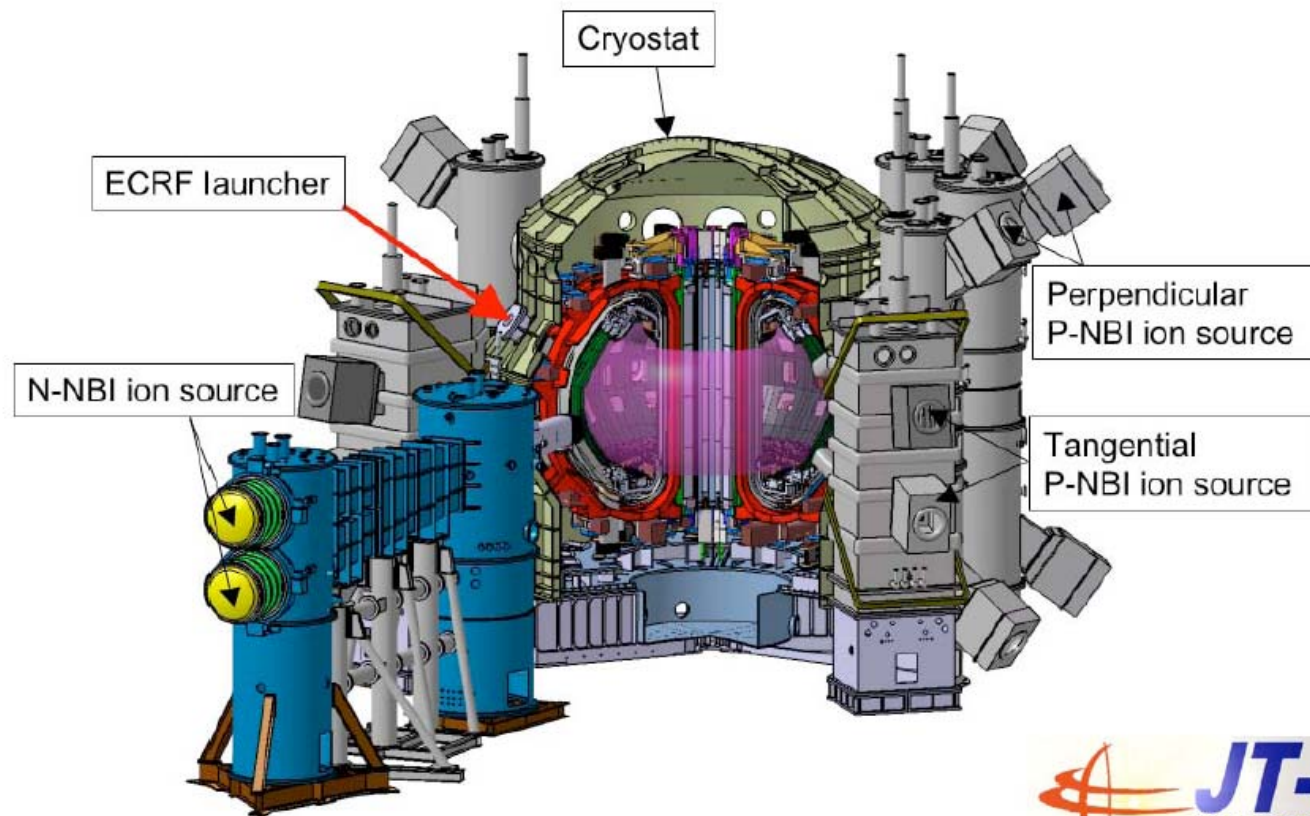
see R A Pitts et al, PSI-20, May 2012



- Advanced tokamak development in JT-60U
- Physics understanding in JT-60U AT regime
- Physics assessment for JT-60SA
- Summary



Physics assessment for JT-60SA



2016 – first plasma

JT-60SA program



JT-60SA (JT-60 Super Advanced)

Combined program of

- ITER Satellite Tokamak Program of JA and EU
- Japanese National Program

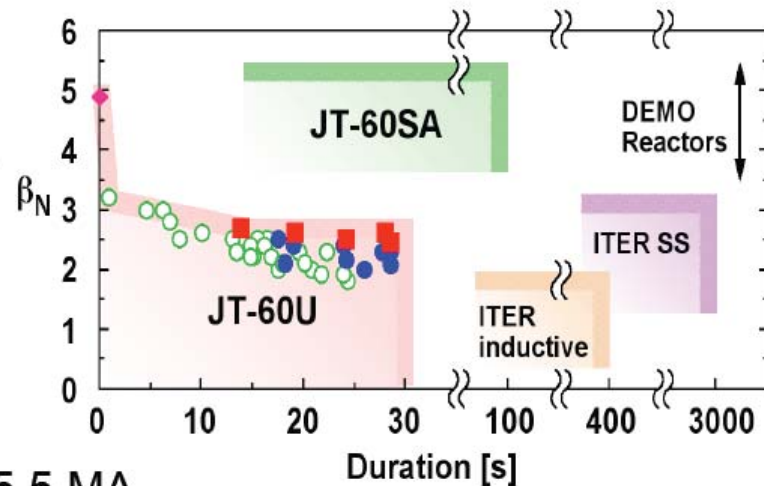
Mission of JT-60SA

Early realization of fusion energy by

- supporting exploitation of ITER
- research toward DEMO

Target area of JT-60SA plasma

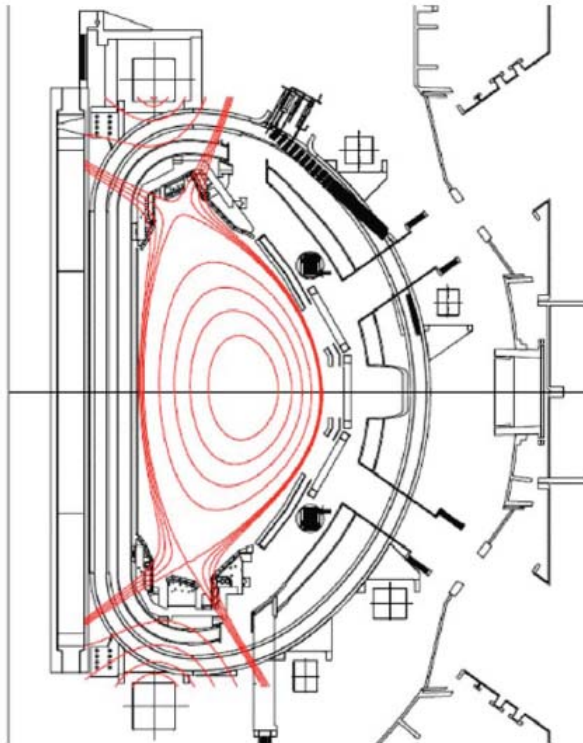
- Wide range of operational regime
 - Break-even class plasmas at $I_p < \sim 5.5$ MA
 - High β_N full-CD plasmas for 100 s
- Wide range of plasma equilibrium
 - High shape parameter: $S \sim 6$
 - Low aspect ratio: $A \sim 2.5$



$$S = (I_p/aB)q_{95} \propto A^{-1}\{1 + \kappa^2(1 + 2\delta^2)\}$$

- Better stability with higher A^{-1} , κ , δ
 $\Rightarrow$ a measure of stability improvement
- $\beta_t (=S\beta_N/q_{95})$ increases with S

Main parameters in JT-60SA

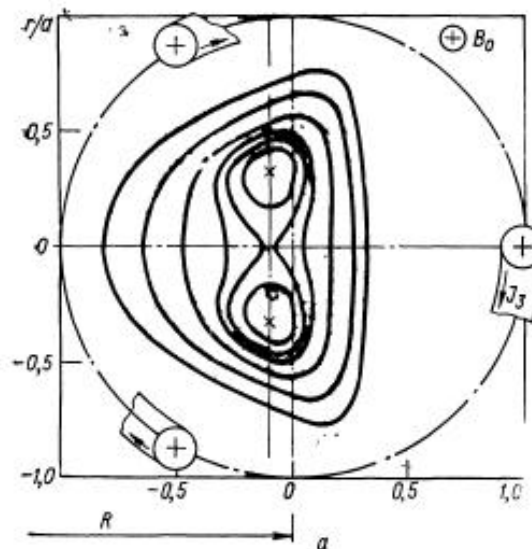
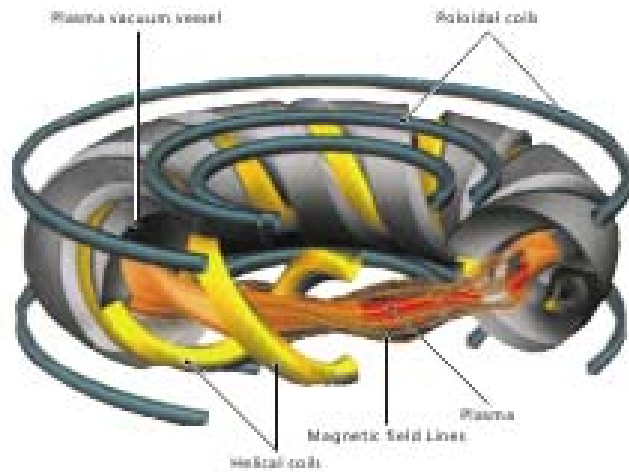


Active MHD stabilization tools

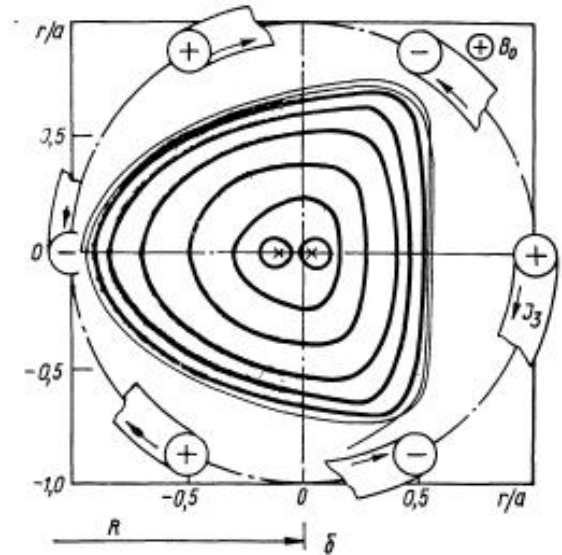
- 110GHz ECRF for **NTM**
- In-vessel coils for **RWM**

Nominal Parameter	
Major radius R [m]	2.97
Minor radius a [m]	1.18
Plasma current I_p [MA]	5.5
Aspect ratio A	2.5
Elongation κ_x	1.93
Triangularity δ_x	0.57
Safety factor q_{95}	~ 3
Toroidal Field B_t [T]	2.25
Plasma Volume [m ³]	~ 140
Greenwald density [10 ²⁰ m ⁻³]	1.24
Shape Parameter S	6.1
Flattop flux @ $l_i=0.85$ [Wb]	~ 8
TF Ripple at R+a	0.85%

Стеллараторы: LHD (1998-2013)–
Recent achievements and designed
targets. W-7X - Time line.
Torsatron Reactors.
Uragans



Torsatron

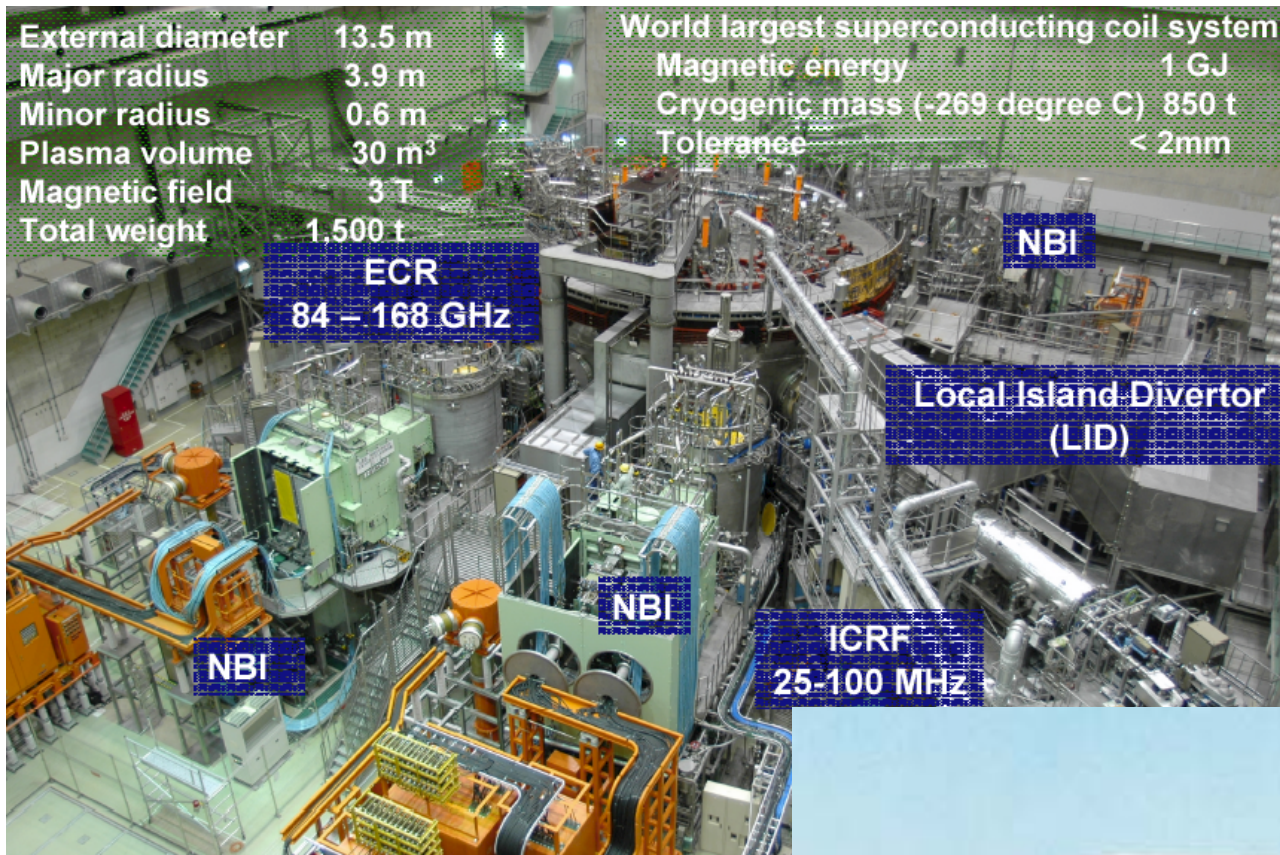


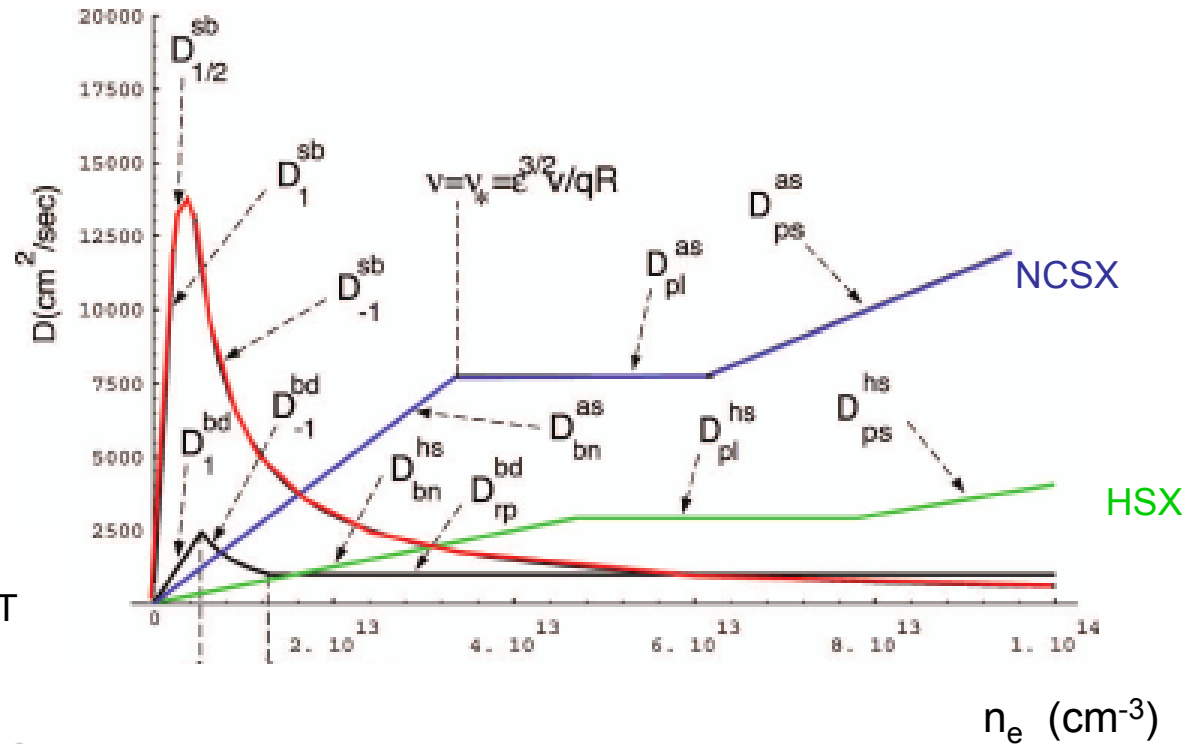
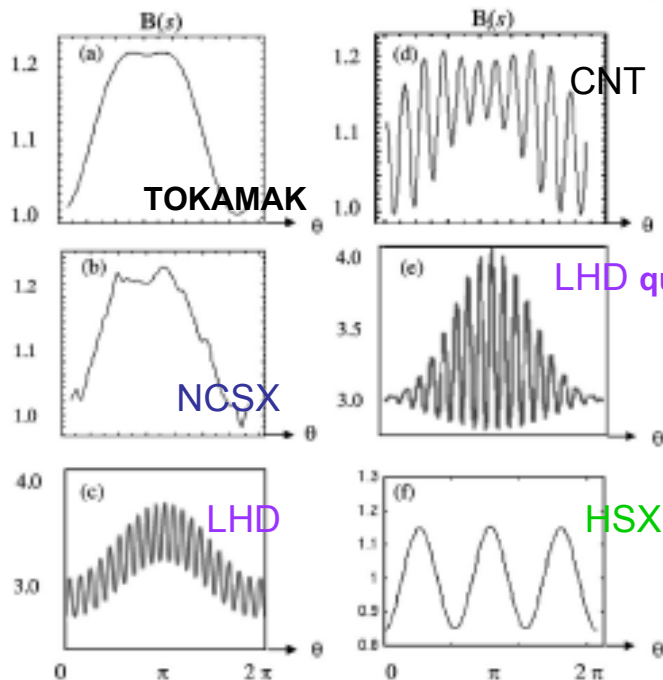
Stellarator

V.F. Aleksin, Kharkov
C. Gourdon, France
K. Uo, Japan



Large Helical Device, NIFS, Toki, Japan





National Compact Stellarator Experiment (NCSX) –
 Quasi-Axisymmetric Stellarator
 Helically Symmetric Experiment (HSX) –
 Quasi-Helical Symmetry

J. Nuhrenberg, R. Zille (1988),
 H.E. Mynick, *Transport optimization in stellarators*,
 PoP **13** 058102 (2006)

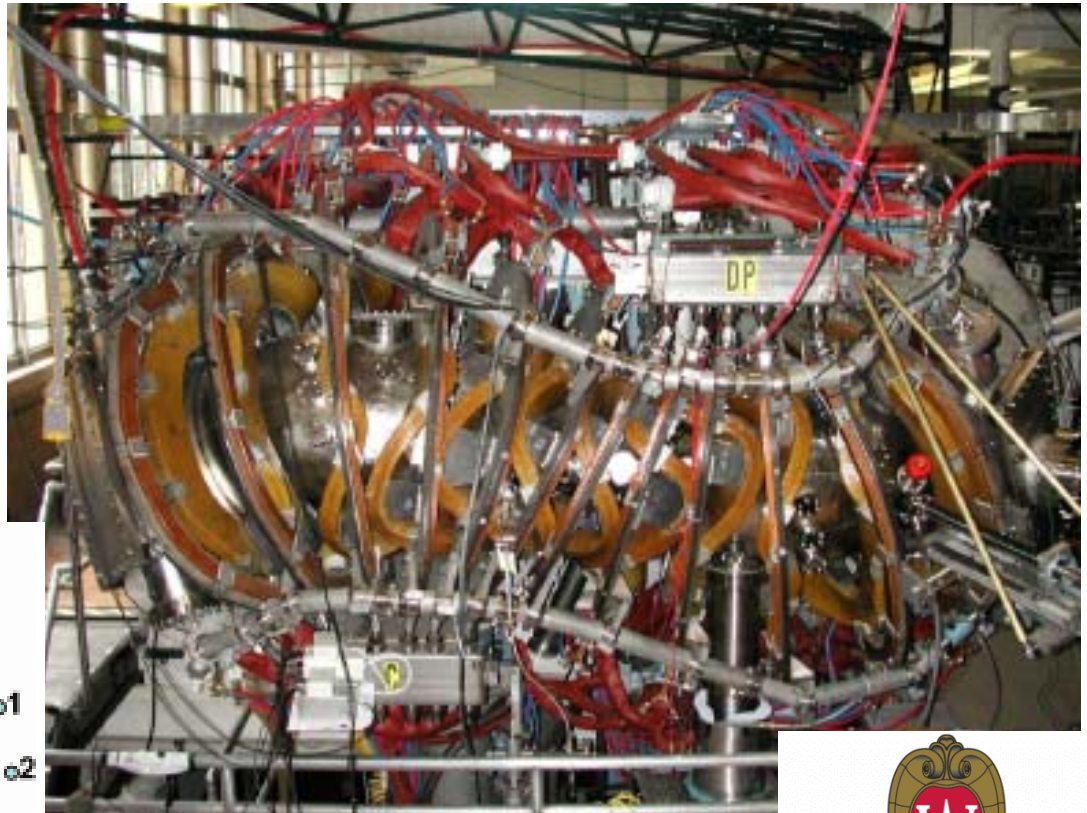
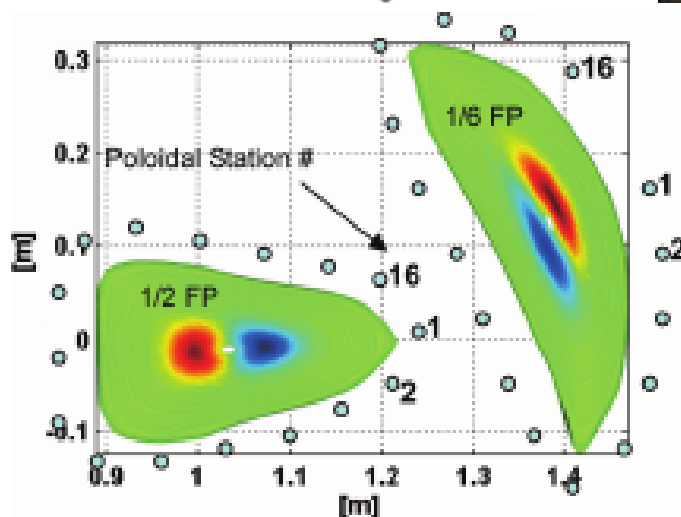
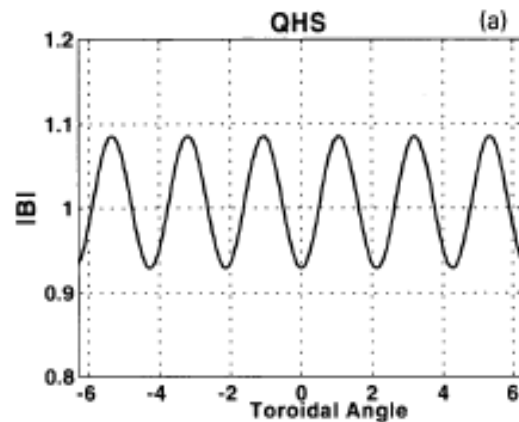
HSX Stellarator, Wisconsin University

$$B_0 = (0.5-1) \text{ T}$$

$$n_e = (0.2-2) \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$$

$$\langle R \rangle = 1.2 \text{ m}, \langle a \rangle = 0.12 \text{ m}$$

Quasi-Helical Symmetry



THE UNIVERSITY
of
WISCONSIN
MADISON



- NCSX Mission
 - To test a compact, quasi-axisymmetric stellarator configuration.
- Conceptual design, completed in 2003
 - Major Radius, $R=1.4$ m
 - Magnetic field of $B=1.2$ to 2.0 T
 - Pulse length of 0.3 to 2 seconds
- Core Coils Systems (all cryoresistive)
 - 18 Modular Coils
 - 18 Toroidal Field Coils
 - 4 pairs of Poloidal Field Coils
 - 48 coil trim coil set
- Although the project was cancelled in May, 2008, much was accomplished and learned that will be discussed in this presentation.



**NCSX
Now**



- All files and hardware have been carefully stored, preserving the possibility for a re-start, should that opportunity arise.

Exp. started at
F.Y.1998

Shot
90426
(Up to Dec.5/2008)

Largest helical and super conducting
machine in the world

Magnetic energy	1 GJ
Cryogenic mass(-269°C)	850 t
Tolerance	< 2mm

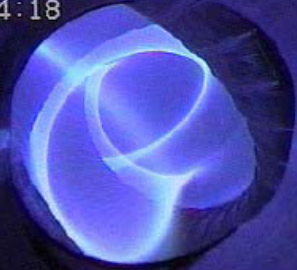
External dia.	13.5 m
Plasma Maj. R.	~3.7 m
Plasma Min. R.	~0.6 m
Plasma Vol.	~30 m ³
Magnetic field	3 T
Total weight	1,500 t

ECH 77 – 168 GHz/~3MW

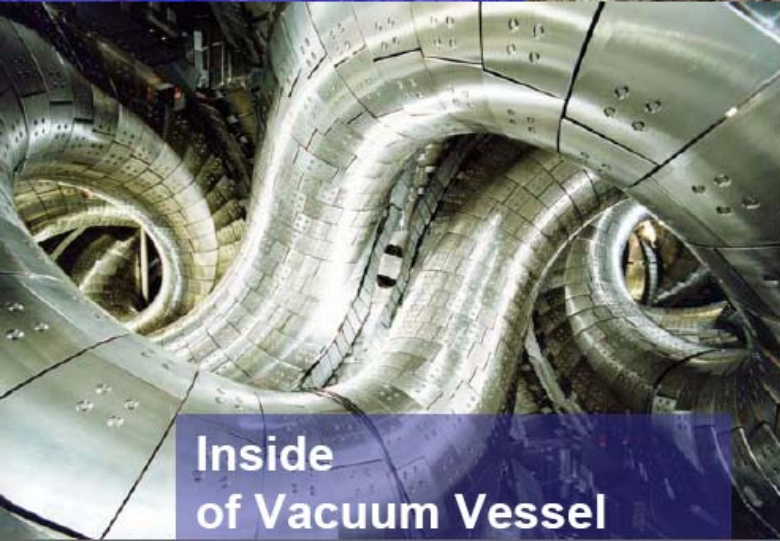
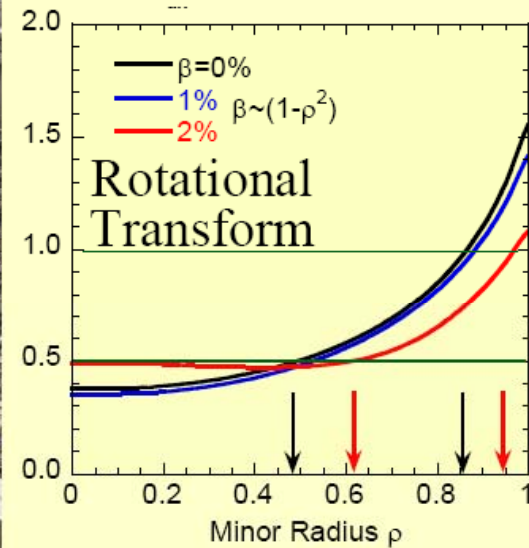
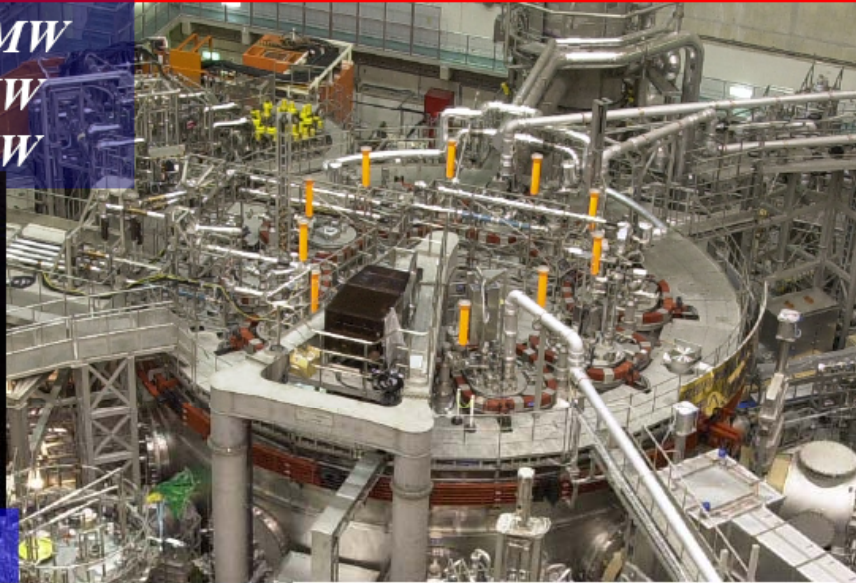
ICH 25-100 MHz/~3MW

NBI para.+perp./~23MW

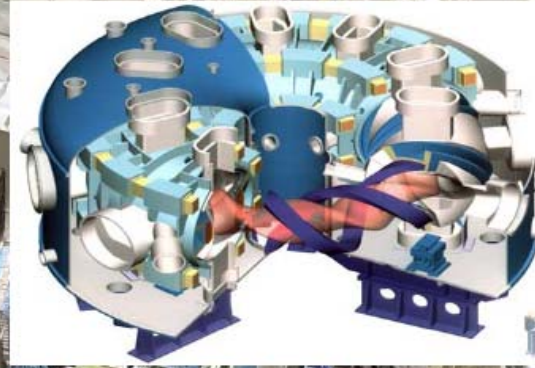
98-04-21 TUE
11:04:18



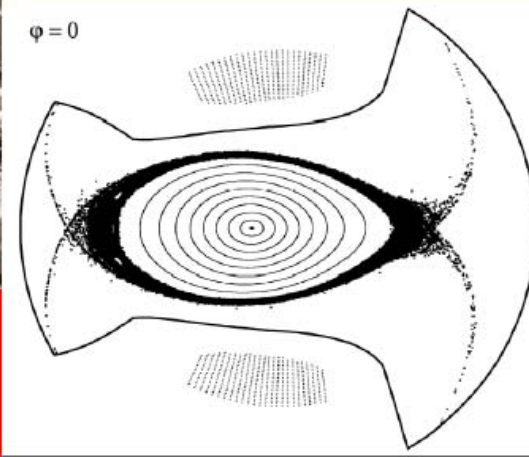
Light from plasma



Inside
of Vacuum Vessel



Large Helical Device
(LHD, NIFS, Japan)



Recent achievements and Designed target in LHD

Achievements [Designed target]

Ion Temperature

Central T_i 5.2 keV (Low Z) [10 keV]

Density $1.6 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ [$2 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$]

Electron Temperature

Central T_e 10 keV [10 keV]

Density $5 \times 10^{18} \text{m}^{-3}$ [$2 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$]

> 10 keV : reactor condition

Volume Averaged β

5.1 % transient, 5% quasi-steady
($B_0=0.425\text{T}$) [$\geq 5\%$ (1-2 T)]

Economical reactor

Steady State Operation

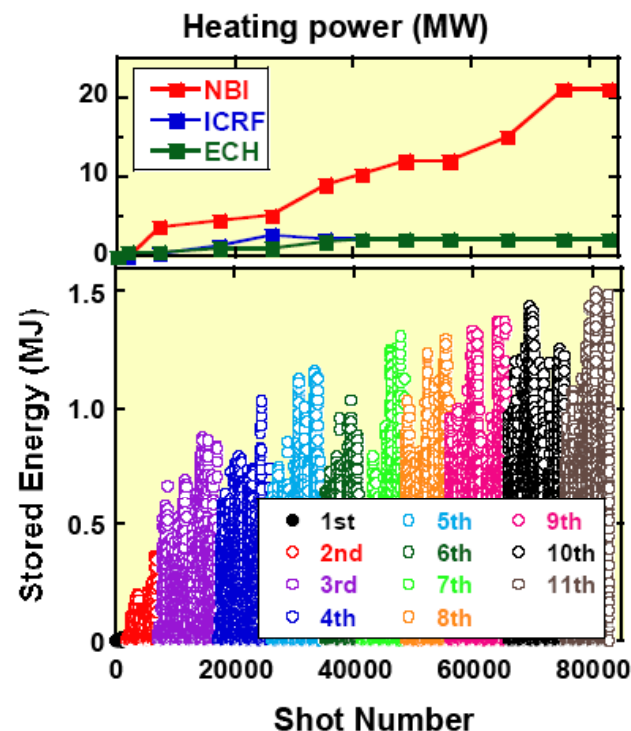
54m28s (490 kW) 1.6 GJ

800s (1.1 MW) [1 hour (3 MW)]

Largest input energy

High Density

$1.1 \times 10^{21} \text{m}^{-3}$ (Super high density with Peaked prof.)



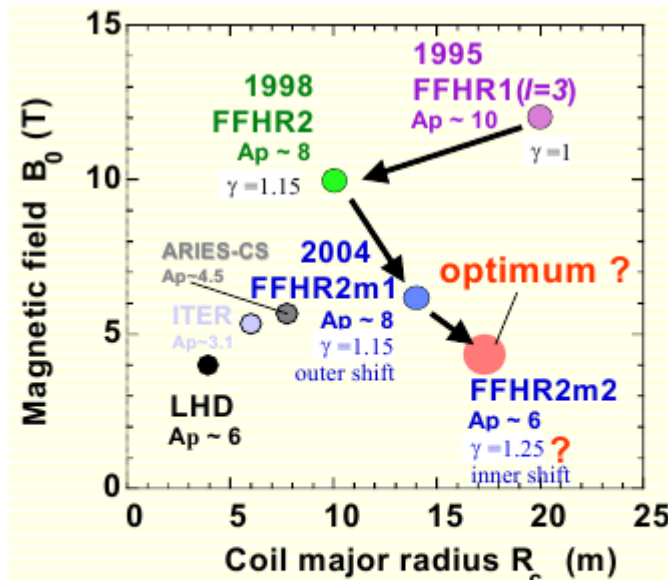
High stored energy
comparable to big tokamaks

In the large plasma parameter space
systematic investigations become possible
→ *Accumulation of physical data*

$$n_e \tau_E = 0.5 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3} \text{ s}$$



LHD → Force-Free Helical Reactor



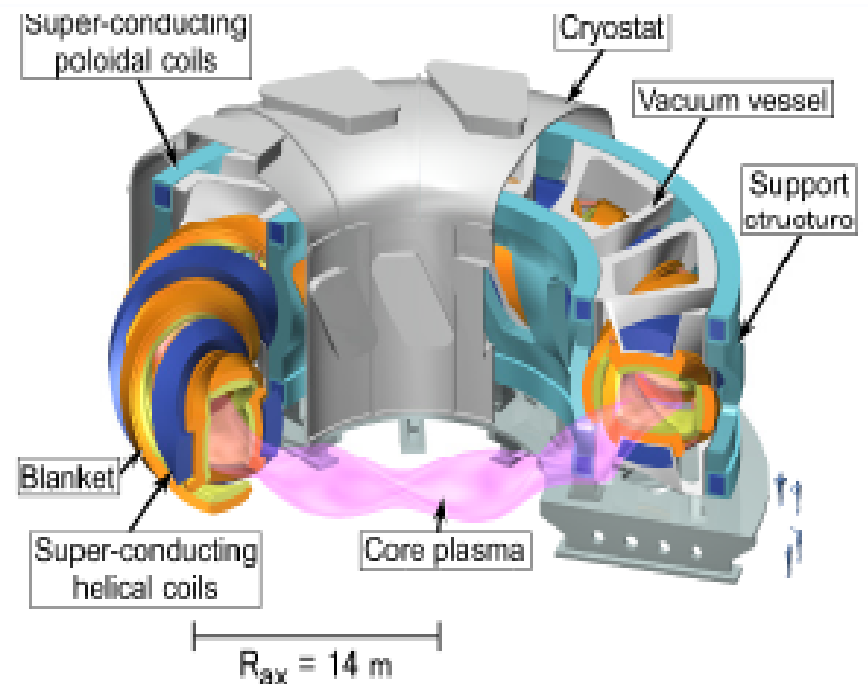
*Figure from A. Sagara *et al.*, *Proc. of 18th International Toki Conference (ITC18)*, Toki, Japan, Dec.9-12, 2008 1-33.

- Key design points are low neutron wall loading, low stored magnetic energy and sufficient blanket space.

$$\gamma = ma_c / lR$$

$$m=10, l=2,$$

$$a_c=3.22m, R=14m$$



Helical-type power reactor FFHR2m1.

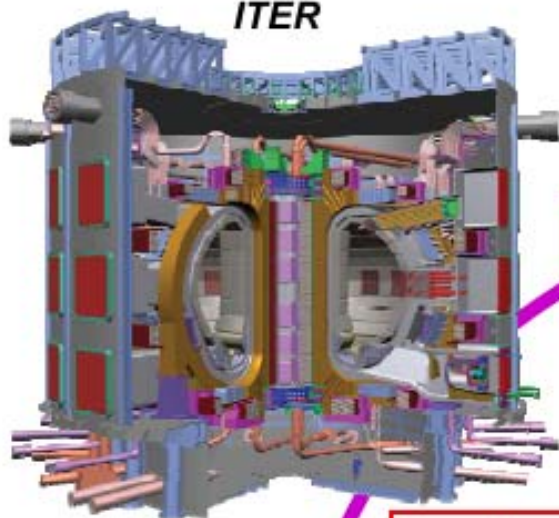


Realization of Helical Demo-Reactor Based on LHD



Tokamak Experimental Reactor

ITER



Physics of
burning plasmas

Demonstration of
steady-state, high-
density, high beta by net-
current free plasma

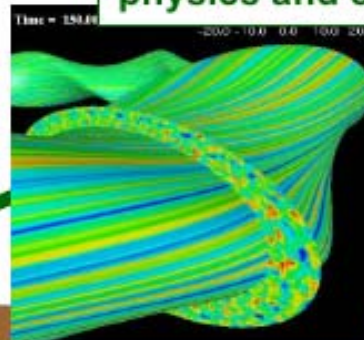
LHD



LHD-type Helical Demo Reactor
(26 years to go)



Multi-layer models covering
physics and engineering



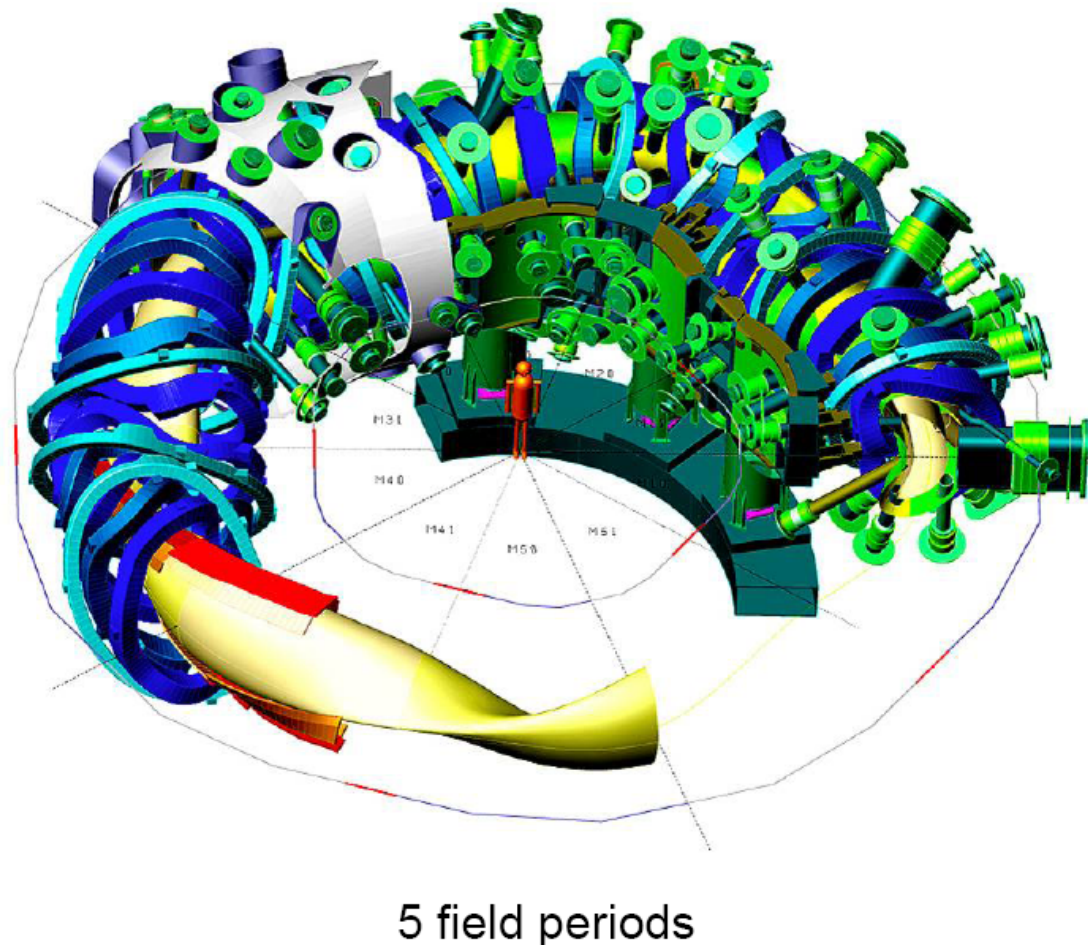
LHD-NT
LHD Numerical
Test Reactor

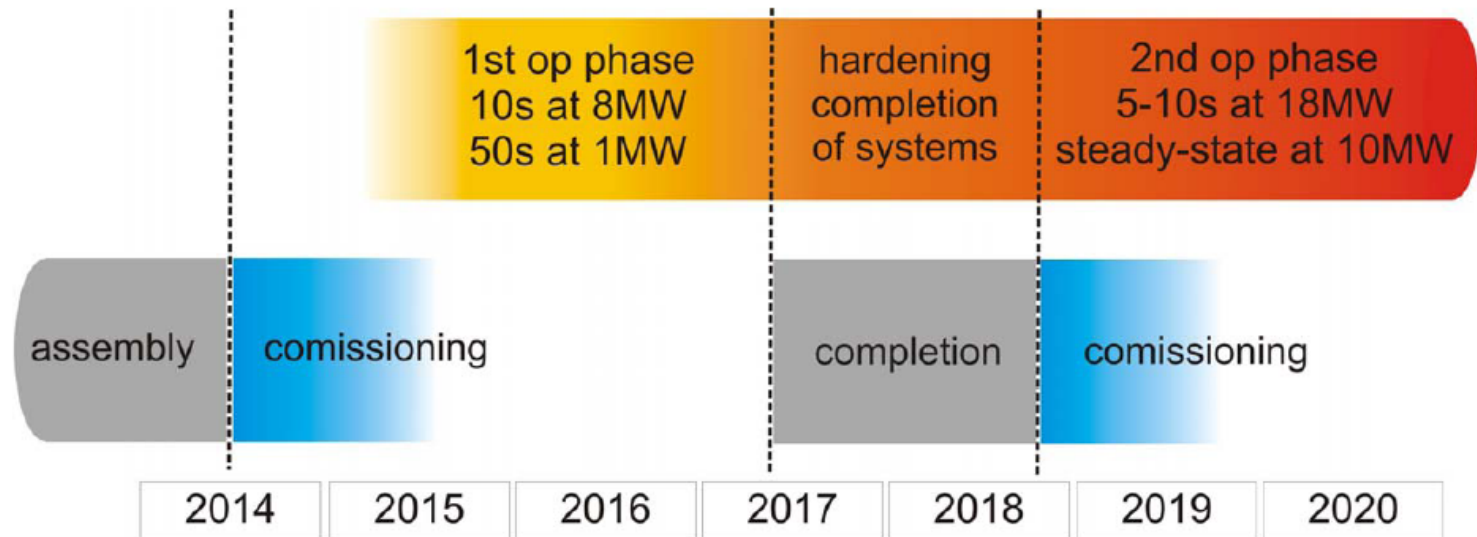
Basic Science

Parameter	LHD	Present Design
Pitch parameter γ	1.25	1.20
Coil major / minor radius R_c / a_c [m]	3.9 / 0.98	17 / 4.08
Plasma major / minor radius $R_{ax} / \langle a_p \rangle$ [m]	3.6 / 0.64	15.7 / 2.50
Plasma volume V_p [m ³]	30	1927
Toroidal magnetic field B_{ax} [T]	4	5.0
Fusion power P_{fus} [GW]		3.0
Averaged beta $\langle \beta \rangle$ [%]	5.0 (diamagnetic measurement)	5.5
Confinement enhanced factor to LHD / ISS4		1.3 / 1.2
Neutron wall load Γ_n [MW/m ²]		1.5
Divertor heat load Γ_{div} [MW/m ²]		2.2
Max. field on coil B_{max} [T]	9.2	11.5
Coil current density j_c [A/mm ²]	53	25
Blanket space Δ [m]	0.12	0.985
Stored magnetic energy W_{mag} [GJ]	0.9	160

Parameters

Major radius:	5.5 m
Minor radius:	0.53 m
Plasma volume	30 m ³
Rot. transform:	5/6 - 5/4
Magn. field (on axis):	$\leq 3\text{T}$
Magn. field energy:	600 MJ
Heating power	10 - 30 MW
Pulse length:	30 min



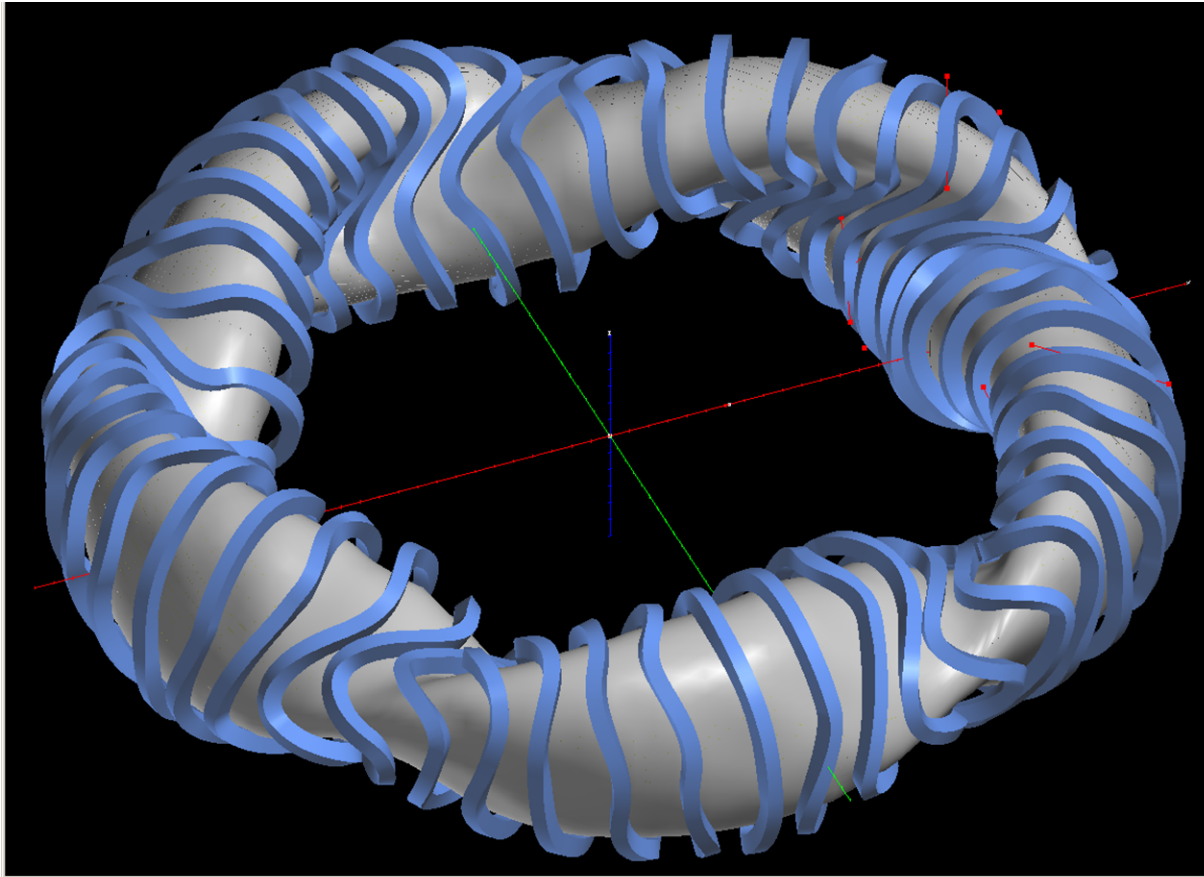


- 1st operation phase with 10s @ 8MW and 50s @ 1MW (ECRH, NBI, ICRH)
- Inertially cooled divertor and only partial cooling of in-vessel comp's
- Shut-down (15 months) for completion and hardening
- 2nd operation phase to approach 30min @ 10MW (ECRH)
- Prepared upgrades: from 10 to 20MW NBI and from 2 to 10MW ICRH

Nr.	milestone/work package	4	2015				2016				2017						
			Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4
1	vacuum conditions achieved		◆	12.09.													
2	magnet system cold		◆	07.11.													
3	2.5T magnetic field achieved				◆	10.04.											
4	magnetic field structure confirmed				◆	01.05.											
5	diagnostic systems ready				◆	01.05.											
6	heating systems ready				◆	01.05.											
7	first plasma				◆	15.05.											
8	long pulse plasma				◆	29.05.											
9	symmetry verification				◆	26.06.											
10	density control investigations																
11	X2-heating up to cutoff																
12	confinement properties																
13	impurity control investigations																
14	tolerable divertor load scarios																
15	X2-current drive for edge iota tuning																
16	dense NBI driven plasmas																
17	divertor high-recycling regime																
18	O2-heating and cutoff																
19	shut down for completion																◆ 15.05.

1st phase: $n_e=1.8 \cdot 10^{20} \text{m}^{-3}$, $T_e=6.2 \text{ keV}$, $T_i=4.2 \text{ keV}$, $\langle \beta \rangle=4.1\%$

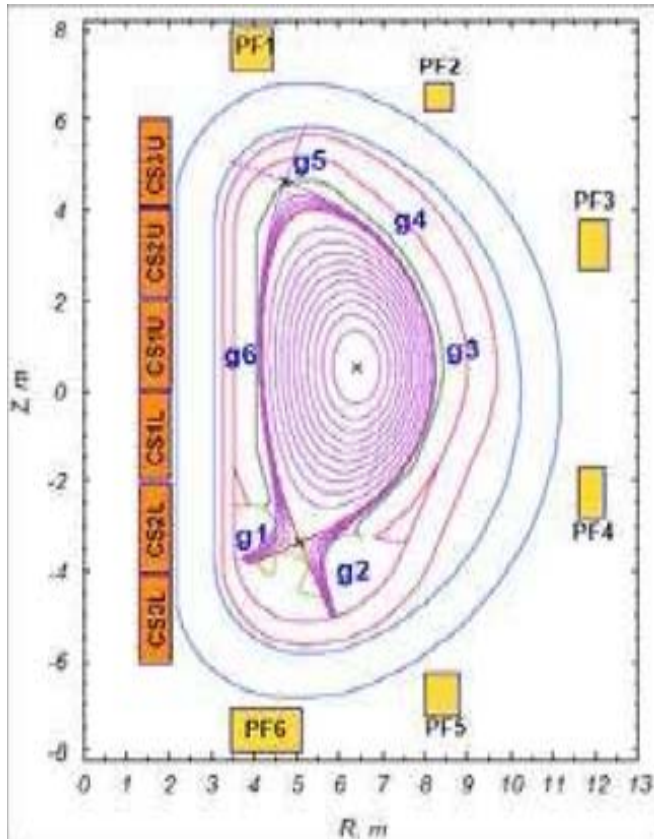
HELIAS Reactor: HSR50a



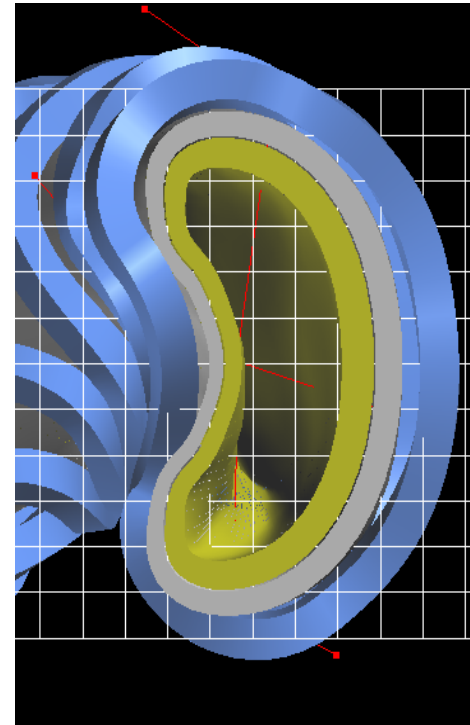
Scaling	4 x W-7X
Symmetry	5 Periods
Coil number	50
Major radius	22 m
B on axis	5.6 T
B on coil	12.3 T
Magnetic energy	152 GJ

The magnetic field is isomorph to the Wendelstein 7-X field

Comparison of ITER and HSR5 coils

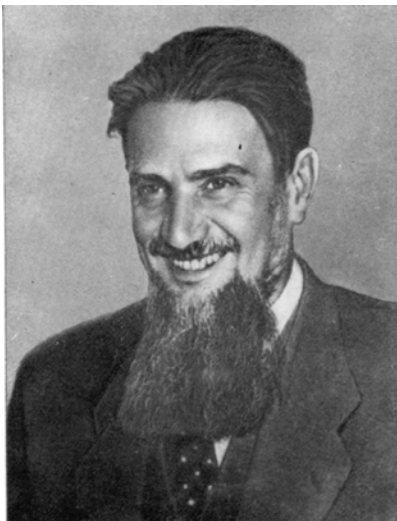


ITER toroidal field (TF) coil



HSR50a coil #5

УФТИ - ФТИ АН УССР – ХФТИ - ННЦ «ХФТИ»



И.В. Курчатов (1902-1960)

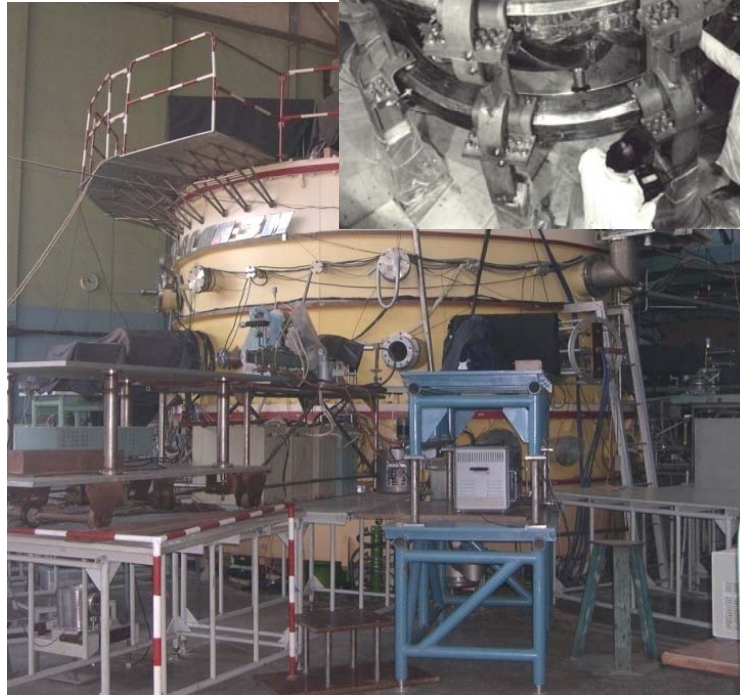
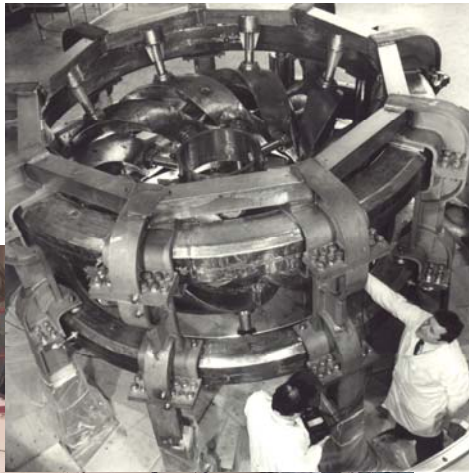


К.Д. Синельников (1901-1966)



И.В. Курчатов и А.Д. Сахаров (1958)

Uragan-3M

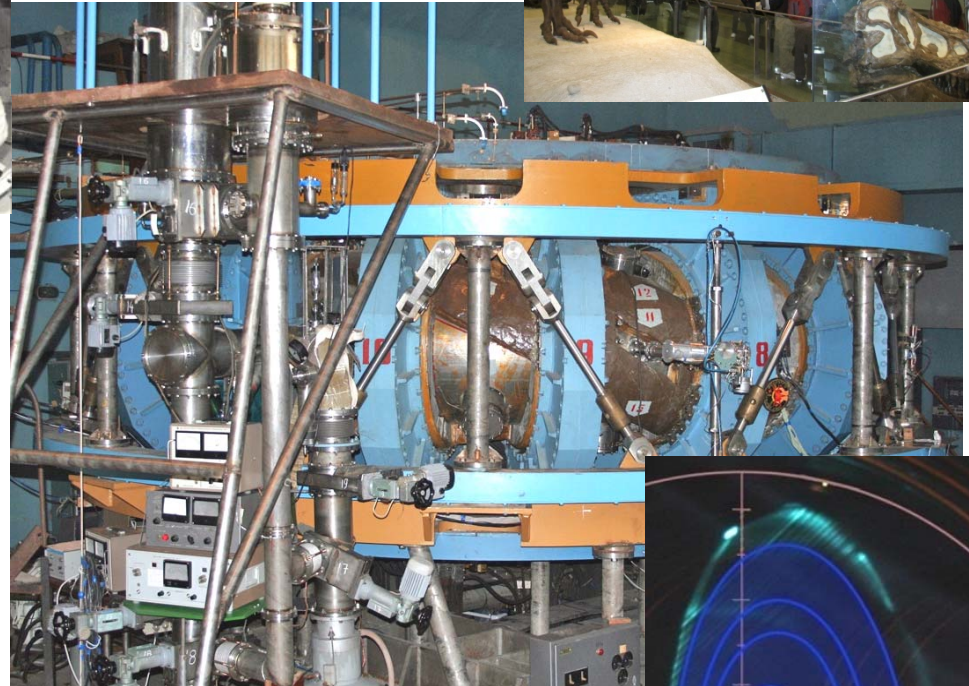


$$l = 3, m = 9$$

$$R = 100 \text{ cm}, \langle a \rangle \approx 12 \text{ cm}$$

$$i(a)/2\pi \approx 0.3, B_\phi = 0.72 \text{ T}$$

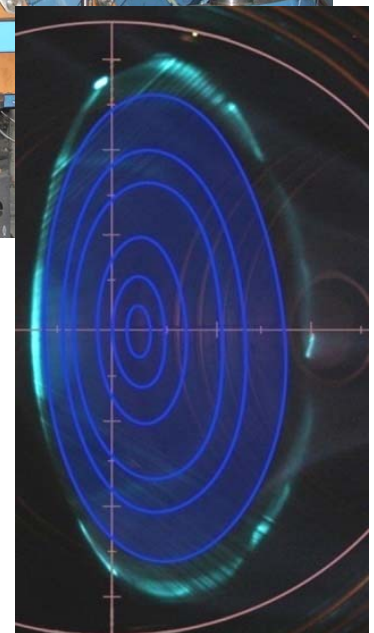
Uragan-2M



$$l = 2, m = 4$$

$$R = 170 \text{ cm}, \langle a \rangle \approx 20 \text{ cm}$$

$$B_\phi = 2.4 \text{ T}$$



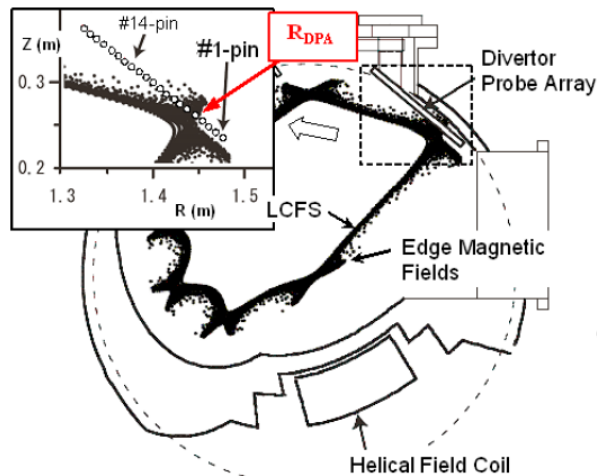


Влияние вращения плазмы на положение дивертоновых потоков в Гелиотроне J

И. Панкратов, Т. Мизуучи (Киото), С. Китаджима (Сендай)



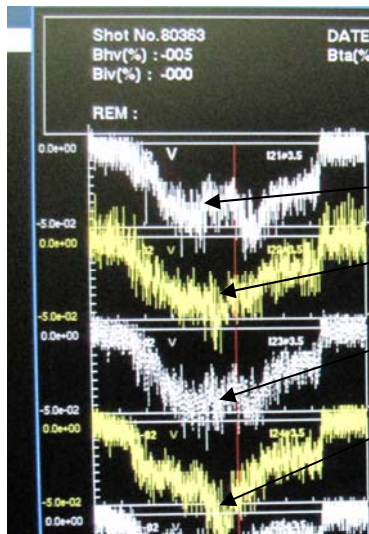
$R=1,2\text{ m}$, $a=0,2\text{ m}$, $B<1\text{ T}$



В Гелиотроне J реализован островной дивертор

Положение диверторных потоков контролируется системой Ленгмюровских зондов

Островные диверторы планируют на LHD и W-7X



Совместный эксперимент показал, что при изменении скорости вращения плазмы в соседних Ленгмюровских зондах плотность плазмы изменялась в противофазе (сдвиг потока)

При вращении плазмы в магнитном поле возле магнитных островов возникает дополнительный ток, который влияет на островную структуру и движение плазмы

$$V_m^a(a_N) = c \frac{R}{a} \frac{(mK_m(a_N))^2 F_m(a_N) \left(mK_m(a_N) F_m^2(a_N) + i \frac{B_{0\zeta}}{B_0} A(a_N) \frac{c}{4\pi\sigma(a_N)a} \right)}{\left(mK_m(a_N) F_m^2(a_N) \right)^2 + \left(A(a_N) \frac{c}{4\pi\sigma(a_N)a} \right)^2} \frac{B_m^a}{B_0}.$$

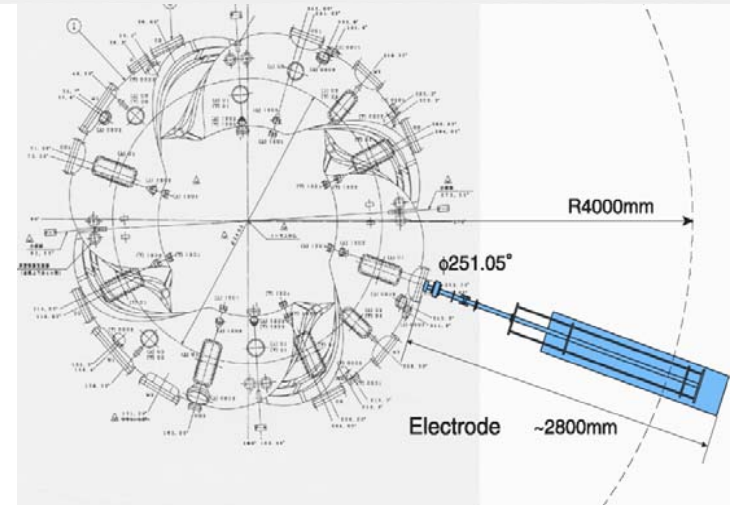
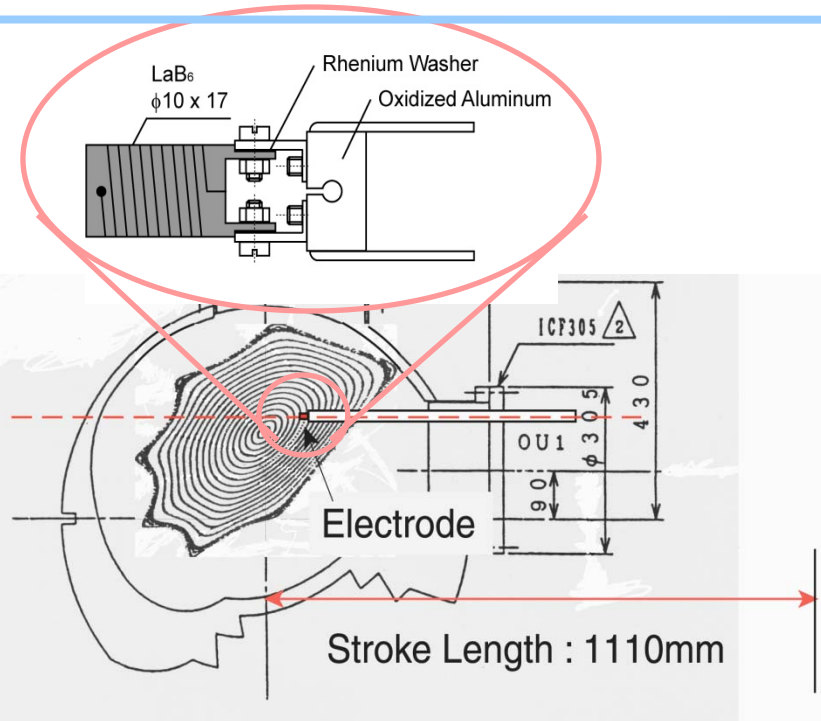
電極バイアスシステム

■ バイアス用电極 (LaB₆製熱陰極)

- ・ 電極ヘッド：フィラメント材LaB₆
($\phi=10\text{mm}$ 、 $l=17\text{mm}$)
- ・ CHS(NIFS)における電極バイアス実験において使用
- ・ トロイダル角 $\phi=251.05^\circ$ 水平ポートより挿入

■ バイアス用電源

- ・ 運転モード・・・定電圧モード
- ・ 出力電圧 / 電流・・・ $\sim 400\text{ V} / \sim 100\text{ A}$
(但し、同時達成ではない)
- ・ 最大出力パルス幅・・・ $\sim 50\text{ ms}$ (矩形波)
- ・ 真空容器に対して負にバイアス



Спасибо за внимание !