

核融合研究開発基本問題検討会

平成15年7月1日

東京大学高温プラズマ研究センター

小川雄一

## トカマク・ヘリカル・レーザー以外の核融合研究の概要

ここでは以下のプラズマ閉じ込め研究を取り上げた。

- ・球状トカマク
- ・逆磁場ピンチ
- ・ミラー
- ・コンパクトトーラス
- ・内部導体

なお世界の核融合装置パラメータについては、以下の図書を参考にした。

参考図書：

Nuclear Fusion – Half a Century of Magnetic Confinement Fusion Research –  
C.M. Braams and P.E. Stott, IoP 2002.

## 核融合研究における各種閉じ込め方式の分類

## 磁場閉じ込め方式

トカマク型 ———— 代表的国内装置：JT-60 (日本原子力研究所)



原理：  
プラズマ中に流す電流（プラズマ電流）が作る磁場とトロイダル磁場コイルが作る磁場とが合成してできる軸対称のらせん状磁力線によってドーナツ状容器内にプラズマを閉じ込める方式で、最も高いプラズマ性能を実現しており、世界で最も研究が進んでいる

ヘリカル型 ———— 代表的国内装置：大型ヘリカル装置LHD (核融合科学研究所)



原理：  
ヘリカルコイルが作る非軸対称のらせん状の磁力線によってプラズマを閉じ込める方式で、プラズマ中に電流を必要としない等磁場形成の方式がトカマク型と異なる

逆磁場ピンチ型 ———— 代表的国内装置：TPE-RX (電子技術総合研究所)



原理：  
トカマク型と同様な方式でプラズマを生成した後、プラズマの中心部と周辺で磁場の向きを反転させてプラズマの性能向上を図る方式

ミラー型 ———— 代表的国内装置：GAMMA-10 (筑波大学)



原理：  
プラズマ両端を閉塞した筒状の磁力線によって円筒状容器内に閉じ込め、端部からの損失防止のため電界の効果を用いる方式

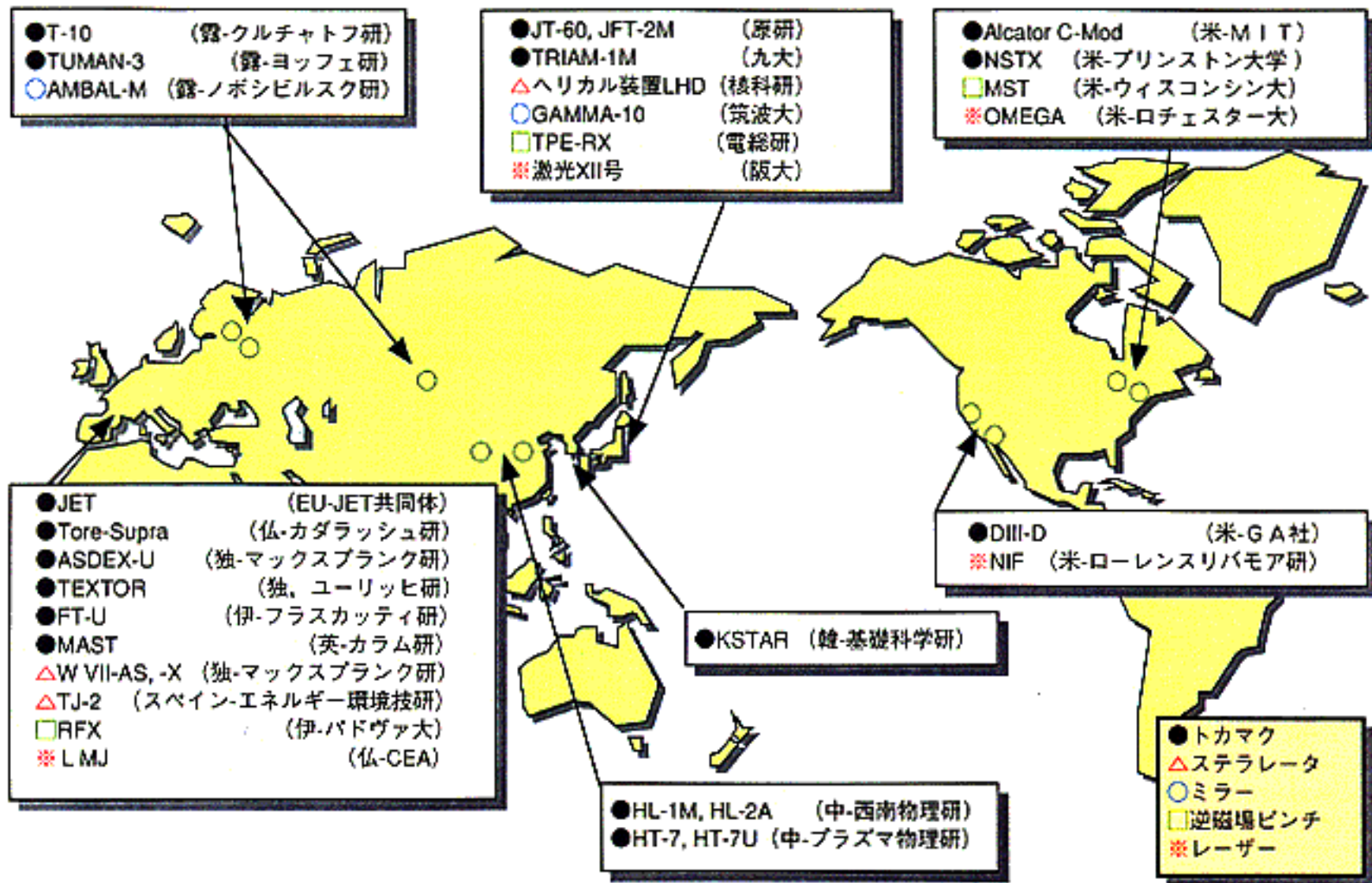
## 慣性閉じ込め方式

レーザー型 ———— 代表的国内装置：激光XII号 (大阪大学)

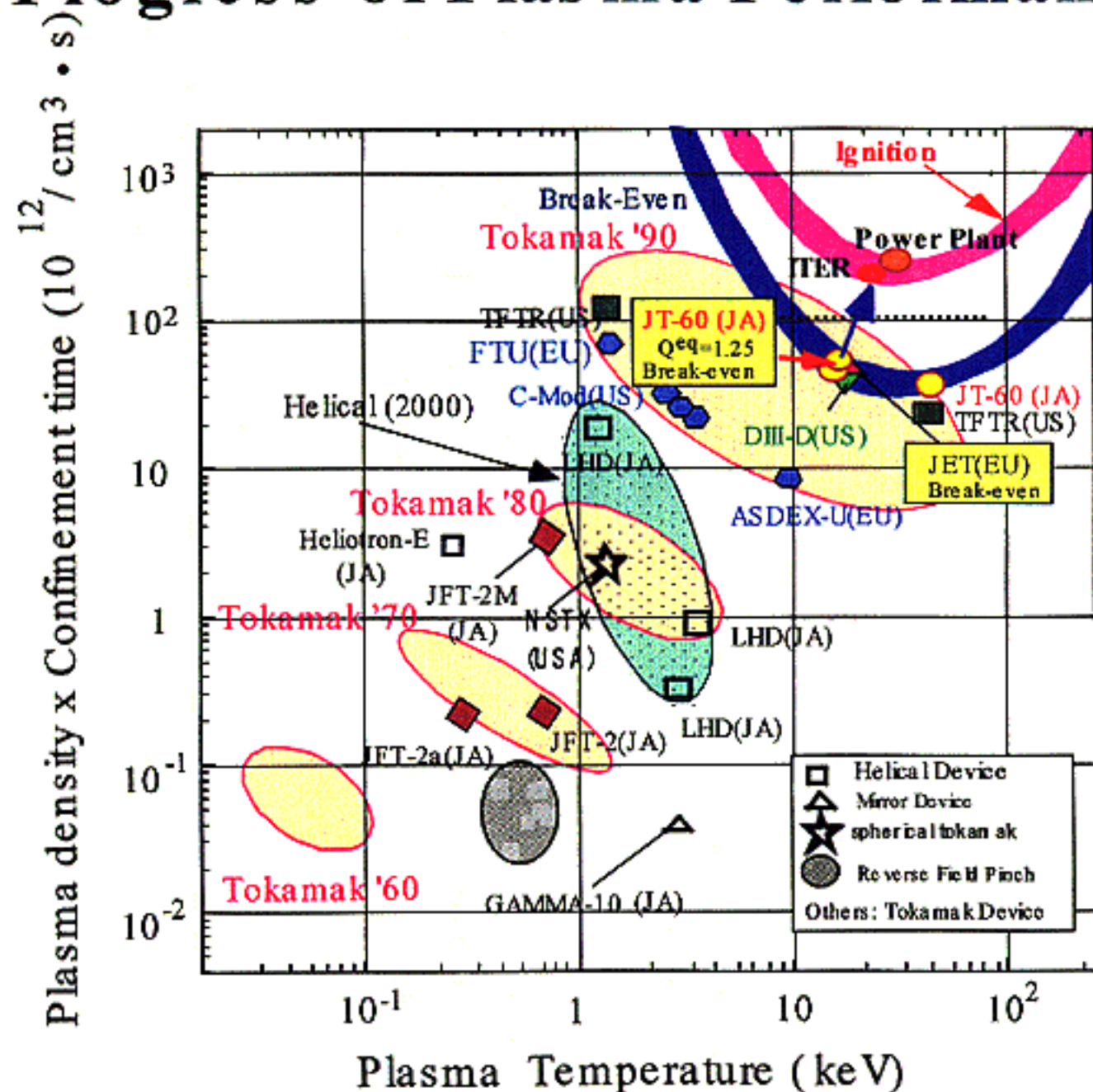


原理：  
強力なレーザー光を球殻状の燃料ベレットに照射し、これを固体密度の千倍程度に圧縮して瞬時に核融合反応を起こし、その繰り返しで核融合エネルギーを取り出す方式

# 世界における代表的核融合装置

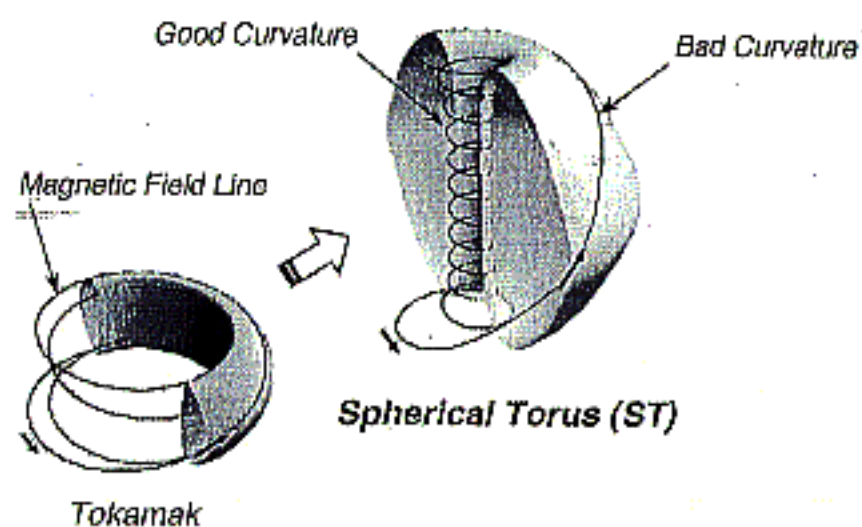


# Progress of Plasma Performance





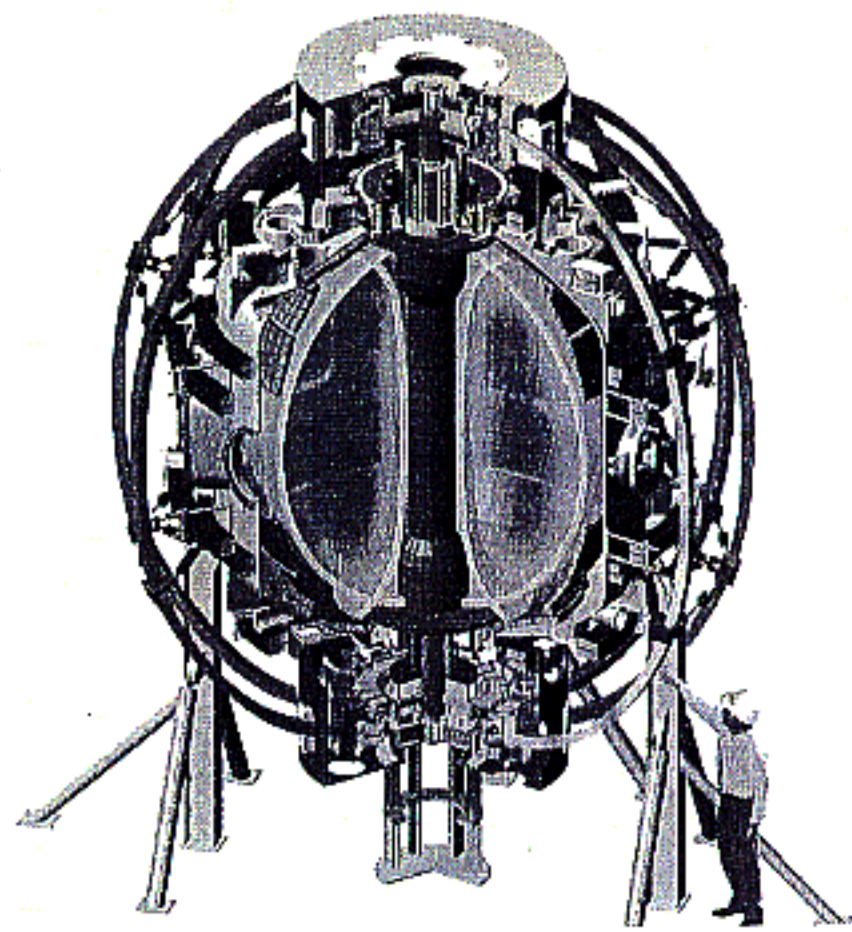
## 球状トカマク



参考：プラズマ・核融合学会誌 2003 年 4 月号 P336-344、  
高瀬雄一「ST 研究の最近の進展—MAST と NSTX—」

Table 1 Parameters achieved in NSTX and MAST.

	NSTX	MAST
$R$ (m)	0.85	0.85
$a$ (m)	0.68	0.65
$A$	1.27	1.3
$\kappa$	2.5	2.45
$\delta$	0.8	0.5
$I_D$ (MA)	1.5	1.35
$B_T$ (T)	0.6	0.52
$P_{NB}$ (MW)	7	3
$P_{RF}$ (MW)	6 (HHFW)	0.6 (EC/EBW)



# 規格化ベータ値

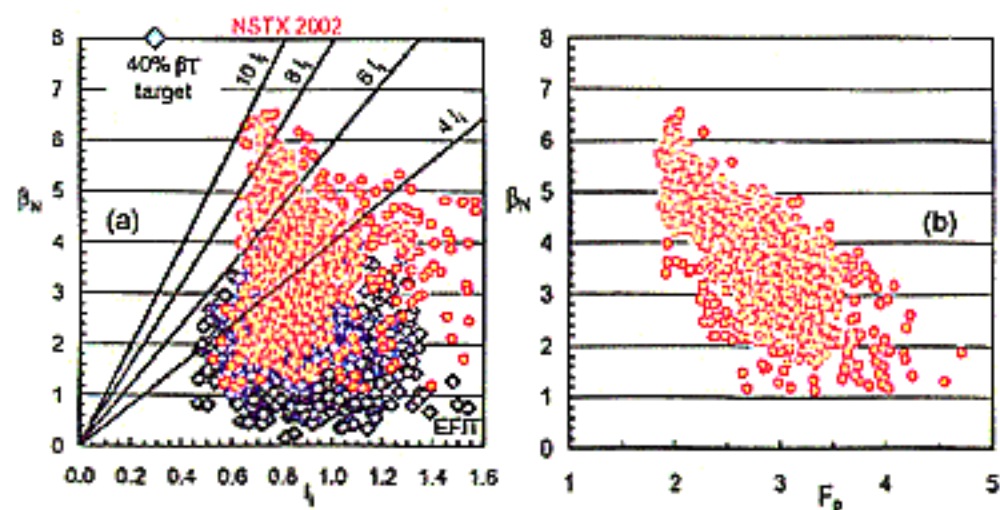


Figure 6. The achieved values of (a)  $\beta_N$  vs. plasma internal inductance, and (b)  $\beta_N$  vs. pressure peaking factor for NSTX in the 1999 through 2002 research campaigns. The lighter points are data obtained in the 2002 campaign. Beta and internal inductance is determined with EFIT code analysis of magnetics data.

# 閉じ込め特性

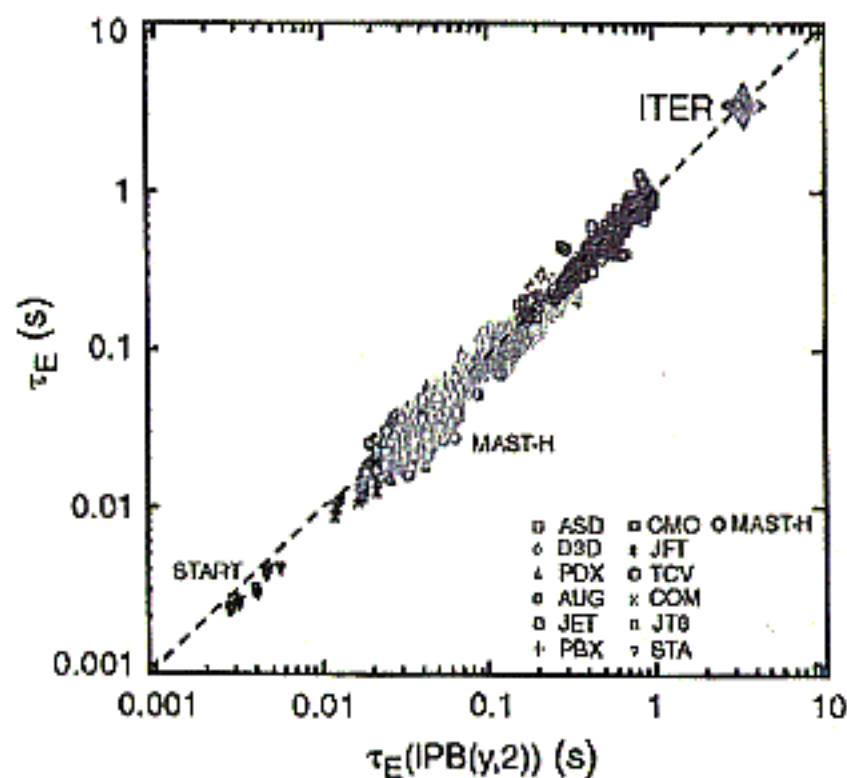


Fig. 12 Energy confinement of MAST H-mode plasmas compared to the ITER 98 IPB(y,2) ELM H-mode scaling.

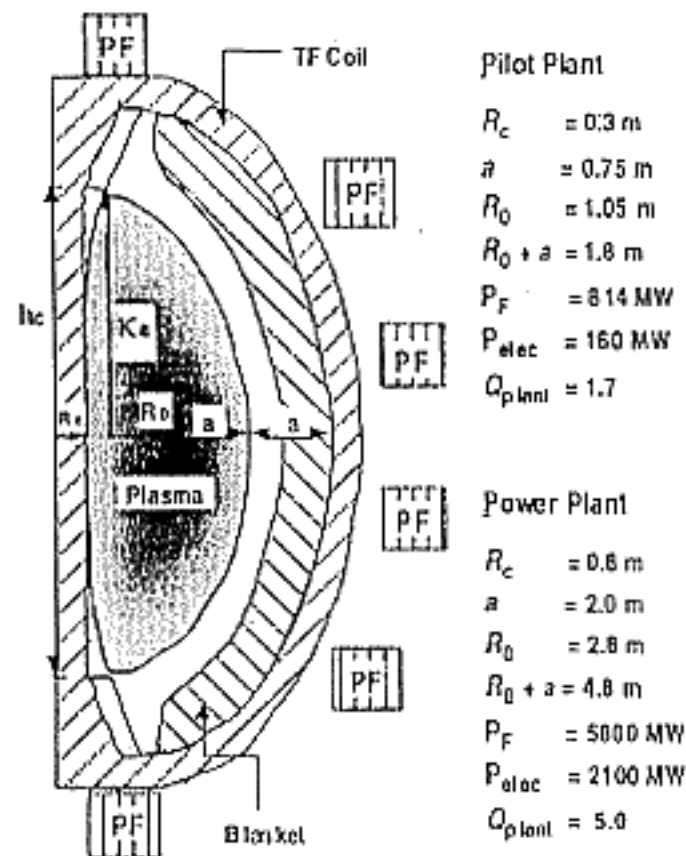


Fig. 1. An ST power plant is 2–3 times the linear dimension of an ST pilot plant. Both cases for  $A = 1.4$ , neutron wall load at the blanket  $8 \text{ MW/m}^2$ ,  $\beta_T = 62\%$ ,  $\beta_p = 1.48$ ,  $f_{bs} = 0.9$ ,  $\kappa = 3.0$ .

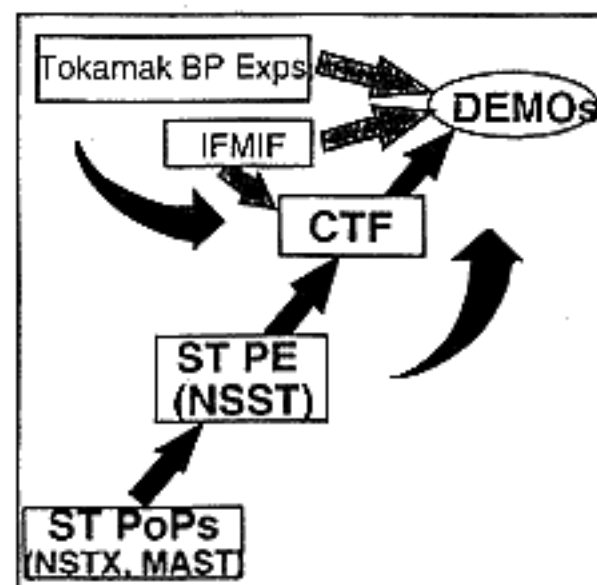


Fig. 1. ST development path

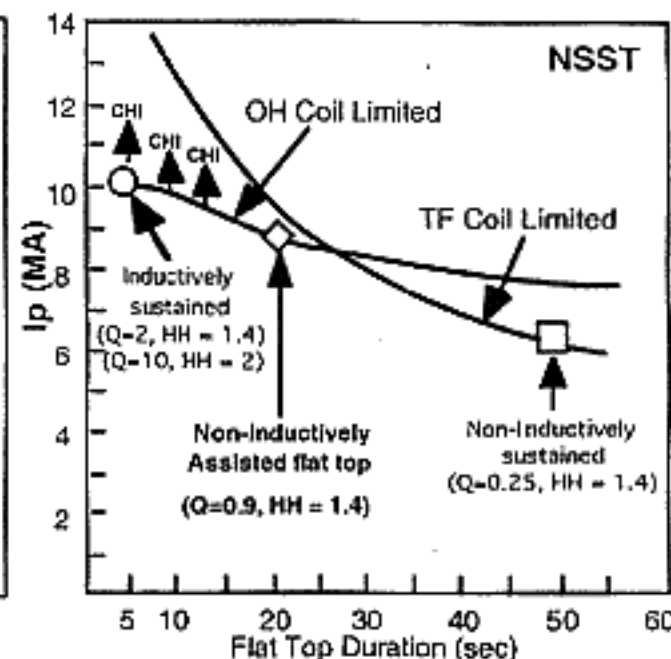


Fig. 2. NSST Operating Design Points

	NSTX	NSST	CTF
$R(\text{m}), a(\text{m})$	0.85, 0.65	1.5, 0.94	1.5 - 2.0, 1 - 1.4
$B_T(\text{T}), t(\text{sec})$	0.3 - 0.6, 5 - 1	1.1 - 2.6, 50 - 5	1.1 - 2.6, steady state
$I_p(\text{MA})$	$\leq 1.5$	5 - 10	$\geq 10$
$\kappa, \delta$	2, 0.8	2.7, 0.6	-3, -0.5

TABLE I



## Parameters of ARIES-ST (8/98)

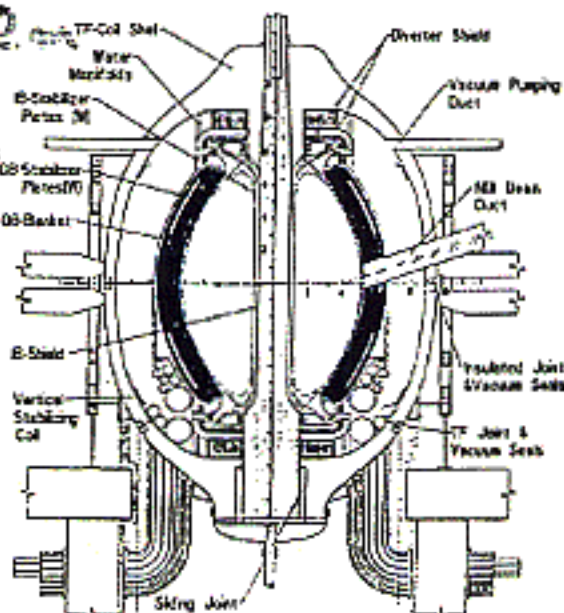
Aspect ratio	1.6
Major radius	3.2 m
Minor radius	2 m
Plasma elongation, $\kappa$	3.7
Plasma triangularity, $\delta_x$	0.7
Plasma current	29 MA
Toroidal $\beta$	54%
Toroidal field on axis	2 T
Fusion power	2880 MW
Avg. neutron wall load	4 MW/m <sup>2</sup>
Recirculating power	500 MW
TF Joule losses	311 MW
Net electric output	1000 MW

$$A=1.6$$

$$R=3.2$$

$$\kappa=3.7$$

Elevation View of ARIES-ST Power Core



19<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conference, Lyon, October 2002

The Spherical Tokamak Fusion Power Plant, H.R. Wilson, et al., IAEA-CN-94/FT/1-5

Parameter	Value
Plasma aspect ratio	1.4
Major radius	3.4m
Plasma elongation	3.2
Plasma triangularity	0.55
Plasma current	31 MA
Pressure driven current	29.3 MA
Centre rod current	30.2 MA
Normalised beta	8.2
Confinement relative to IPB98(y,2)	1.4
Current drive power	50 MW
Safety factor on axis and at edge $q_0, q_95$	3, 13
Energy confinement time	2.0 sec
Electron density : Volume average	$1.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
Temperature : Volume average	19.2 keV
Total fusion power	3.26 GW
Net electrical power	1224 MW
Average neutron wall loading	3.5 MW/m <sup>2</sup>

Table 1 Power Plant Parameters

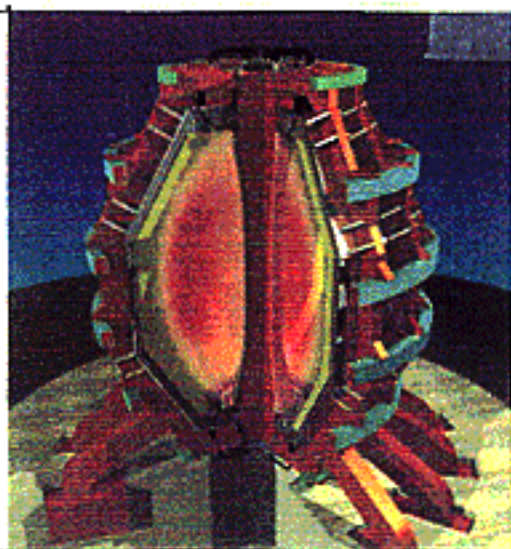


Figure 1 3D View of Power Core



Table 4.1 Reversed-field pinch devices

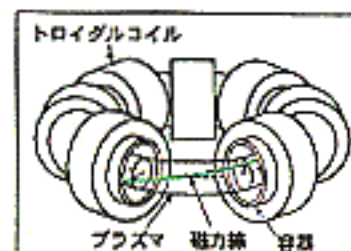
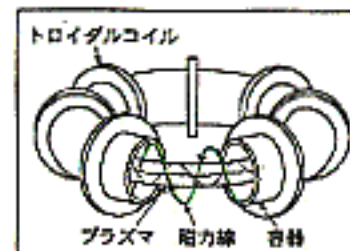
Location	Name	Operation*	Major radius $R$ (m)	Minor radius $a$ (m)	Toroidal current $I_p$ (MA)
<b>First generation</b>					
Culham	HBIX-1	1970-78	1.0	0.06	0.3
Padua	ETA-BETA-1	1974-77	0.40	0.05	0.1
Los Alamos	ZT-1	1970-74	0.38	0.05	0.25
ETL, Tokyo	TPE-1R, RM	1975-79	0.5	0.1	0.15
Nagoya	STP-1(M)		0.12	0.04	0.11
<b>Representative second-generation devices</b>					
Culham	HBIX-1B	1981	0.80	0.25	0.5
Padua	ETA-BETA-II	1979-90	0.65	0.12	0.28
Los Alamos	ZT-40, 40M	1981	1.14	0.20	0.44
GA, San Diego	OHTE	1981-88	1.24	0.19	0.5
Univ. of Tokyo	REPUTE-1	1984	0.82	0.20	0.24
ETL, Tsukuba	TPE-1RM(20)	1992	0.75	0.19	0.2
Nagoya	STP-3(M)	1983	0.50	0.1	0.17
Stockholm	Extrap T1	1988	0.5	0.08	0.06
	Extrap T2†	1994-date	1.24	0.18	0.25
Sichuan	SWIP-RFP	1989	0.48	0.1	0.12
<b>Mega-ampere devices</b>					
Harwell	ZETA	1957-68	1.5	0.5	0.8
Padua	RFX	1991-99‡	2.0	0.45	1.2
Wisconsin	MST	1988-date	1.50	0.52	0.6
Tsukuba	TPE-RX	1998-date	1.72	0.45	0.5 (1)§

\* Year of start-up and (where known) end of operation.

† OHTE refurbished.

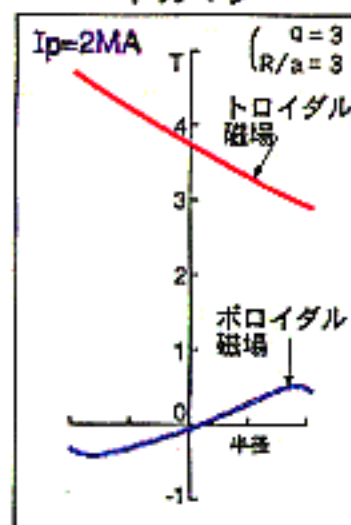
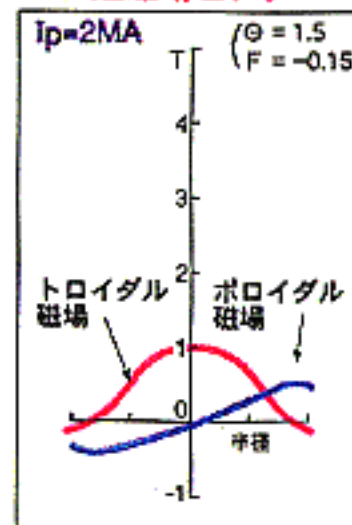
‡ Stopped by a fire in the power supplies. Operation is due to restart in 2003/4.

§ Design value.



逆磁場ピンチ

トカマク

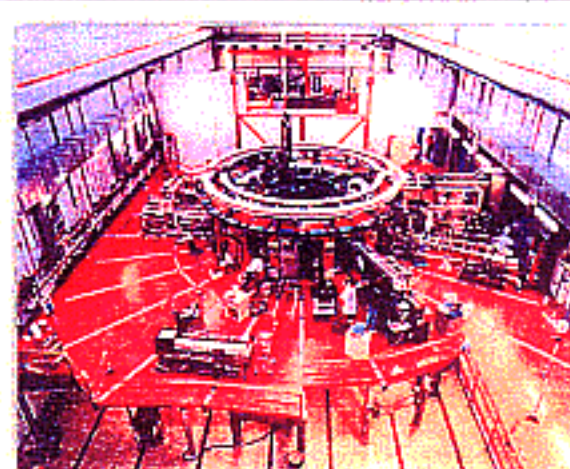
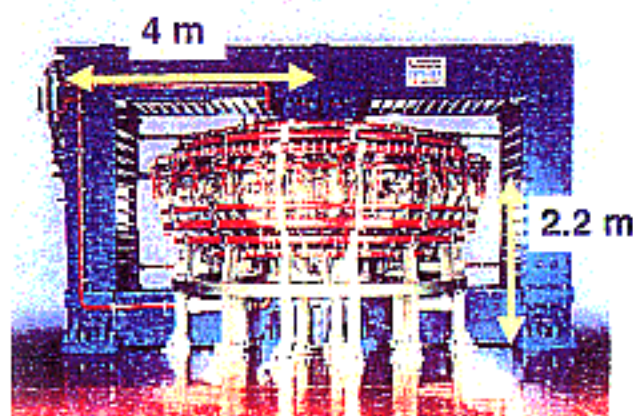


参考：学術会議「核融合研究の新しい在り方検討小委員会（2001年11月）八木康之

## TPE-RX (日本)

## MST (米国)

## RFX (イタリア)



- △ 産総研、電力エネルギー研究部門、核融合プラズマグループ
- △ 総勢14名 (核融合プラズマグループとして)
- △  $R/a = 1.72/0.45$ ,  $I_p = 0.5$  MA (設計1MA), 放電時間 ~ 100 ms
- △ 三重シェルの近接化と不整磁場軽減。平衡制御、不整磁場極小化。Full-metal wall。
- △ 1999年3月よりRFP運転開始

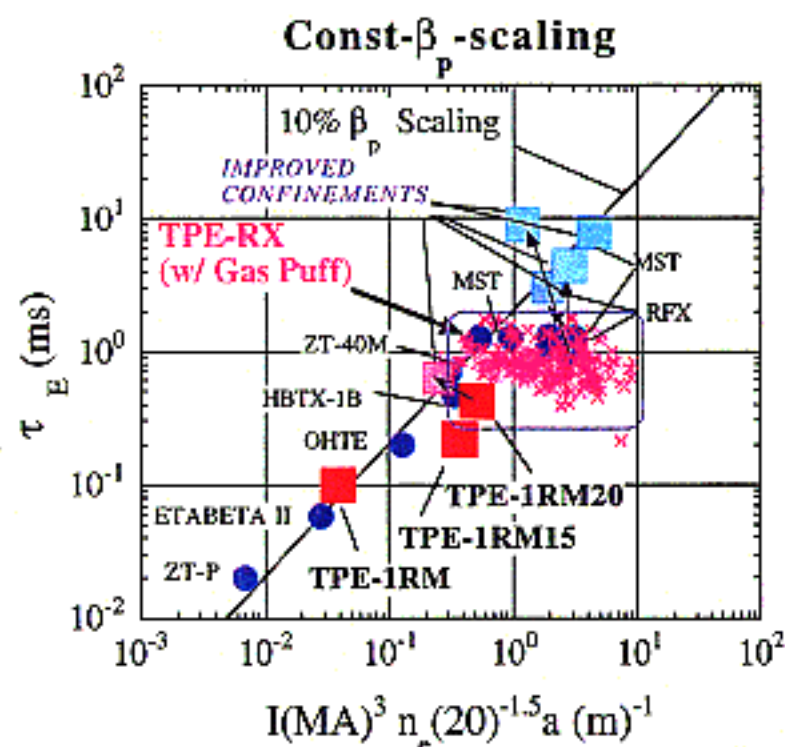
- △ Dep. Phys., U. Wisconsin
- △ 総勢40名余のグループ (内学生~10)
- △  $R/a = 1.5/0.5$ ,  $I_p = 0.8$  MA (通常<0.5MAで運転), 放電時間 ~ 50ms
- △ 真空容器、シェル、トイダルコイル全てを兼用するアルミ製容器を使用。
- △ 1989年より運転開始
- △ POP-stateとDOEに認知され、予算増加

- △ Consorzio RFX (CNR, U. Padova, ENEAの混合体)
- △ 総勢120名余の組織
- △ 世界最大のRFP
- △  $R/a = 2.0/0.45$ ,  $I_p = 1$  MA (設計値2MA), 放電時間 = 100 ms
- △ 1992年より運転開始
- △ 現在、装置改造・修理中。再開 2003



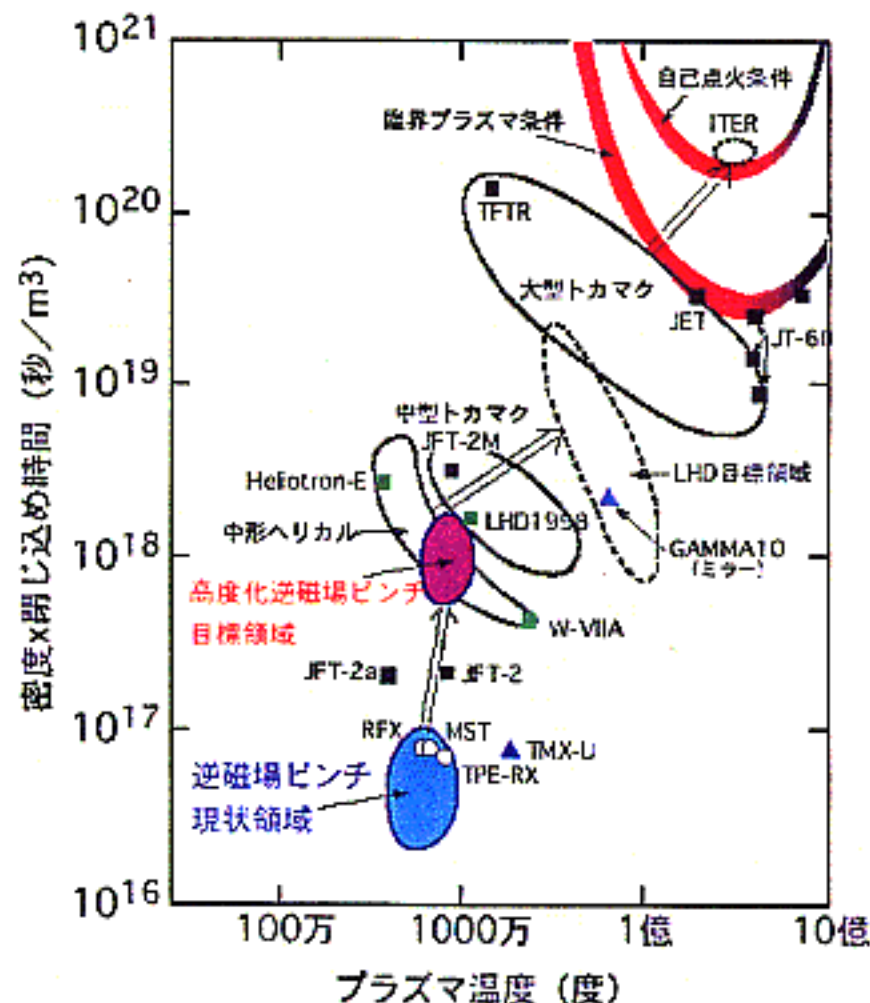
# RFPの閉じ込め現状

- エネルギー閉じ込め時間 ( $\tau_E$ ) の比例則として  $\beta_p$  一定則 (Connor-Taylor) が標準



# 他の装置との閉じ込め比較

- $n \tau_E$ -Tプロット上で他の閉じ込め方式と比較





# RFP炉設計(1)

## TITAN(Krakowski他)

- F. Najmabadi et al., *Proc. 15th SOFT*, Vol.2 (1988) 1779.
- R. W. Conn, et al., *Proc. 12th Int. Conf. Plasma Phys. and Control. Nucl. Fusion Res., Nice, 1988*, Vol.3 (1988) 315.
- A. Krakowski, *Fusion Tech.*, 20 (1991) 121.

TITAN-I 設計parameter

R/a	3.9 / 0.60 (m)
A	6.5
断面形状	円形
$I_p$	17.8 (MA)
$T_e, T_i$	9.5 / 10.0 (keV)
$n_e, n_i$	9.33/8.93 ( $10^{20}/m^3$ )
$\beta_p$	0.22
$\tau_E$	0.69 (s)
核融合出力	2.3 (GW)
中性子壁負荷	18 (MW/m <sup>2</sup> )
壁熱負荷	4.6 (MW/m <sup>2</sup> )

\*必要に応じてFirst wall交換, helicity injectionによる電流駆動を想定



# RFP炉設計(2)

## RFPの炉としてのparameter study

- 平野洋一, プラズマ・核融合学会誌, 77 (2001)793.  $\Rightarrow$  必要な  $I_p \sim (\chi_{global} / \beta_p)^{0.5}$

設計例

R/a	13 / 1.5 (m)
A	8.7
断面形状	円形
$I_p$	25 (MA)
$T(0)$	20 (keV)
$\beta_p$	0.2
$\chi_{global}$	2.2 (m <sup>2</sup> /s)
核融合出力	3 (GW)
中性子壁負荷	3 (MW/m <sup>2</sup> )

## 高度化RFP炉の研究(Nebel他, on going)

- Self-similar decay ( $\sim$  dynamo free) による burning phase と F- $\theta$  pumping による電流ランブ phase による準定常炉構想



# ミラー方式

Table 3.1 Major second-generation tandem-mirror devices

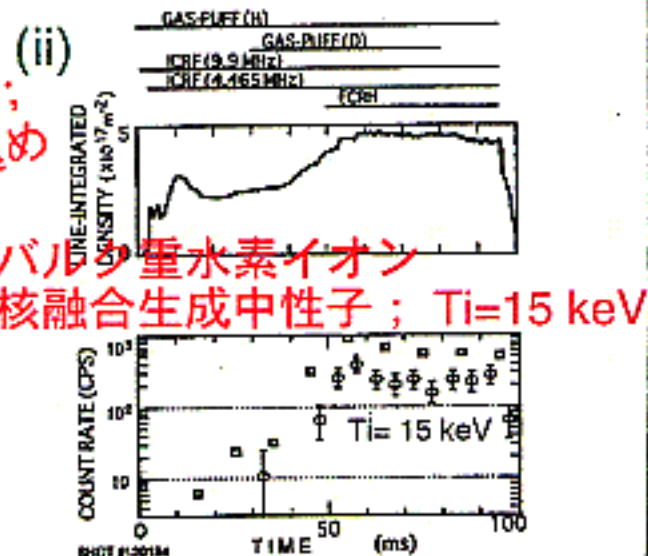
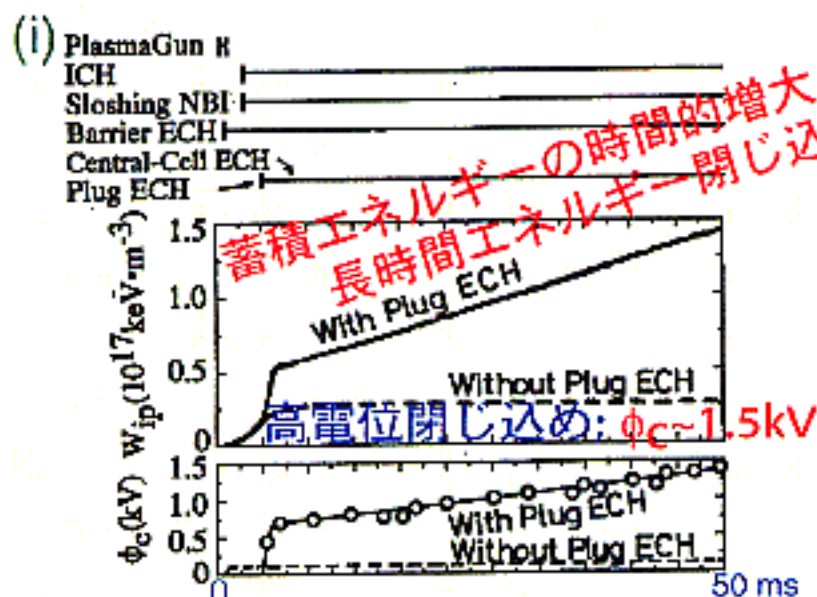
Location	Name	Year	Central cell			Plugs		Anchors	Remarks
			$L$ (m)	$B_0$ (T)	Heating	$B_{max}$	Heating		
Tsukuba	GAMMA-10	1983	6	0.5	NBI/ICRH	3	NBI/ECRH	4-poles inside plugs	Effectively axisymmetric
Livermore	TMX-U	1982	8	0.3	NBI/ICRH	2	NBI/ECRH	4-poles as plug	Potential distribution control
MIT → KOREN	TARA	1984	5	0.2	ICRH	3	NBI/ECRH	4-poles outside plugs	Stabilization by divertor/ponderomotive RF
Nagoya	RFC-XX-M		3	0.35	ICRH	2.1	ICRH	Cusps as plugs	ICRF-sustained tandem mode
Madison	Phaedrus-B	1987	3	0.6	ICRH	1	ICRH	4-poles inside plugs	Ponderomotive stabilization; floating rings
Kyoto	HIEI		1.6	0.18	ICRH	0.8	ICRH	None	Ponderomotive stabilization
Novosibirsk	AMBAL-M	1962	13	0.45		6	NBI/ECRH	Cusps	Fully axisymmetric
Livermore	MFTF-B	1985	20	1.0	ICRH/ICRH	12	ICRH/ECRH		Not put into operation

## Novosibirsk(ロシア)のミラー装置

- GDT (Gas Dynamic Trap)
- GOL-3 (Multi-mirror)
- AMBAL-M(Tandem Mirror)

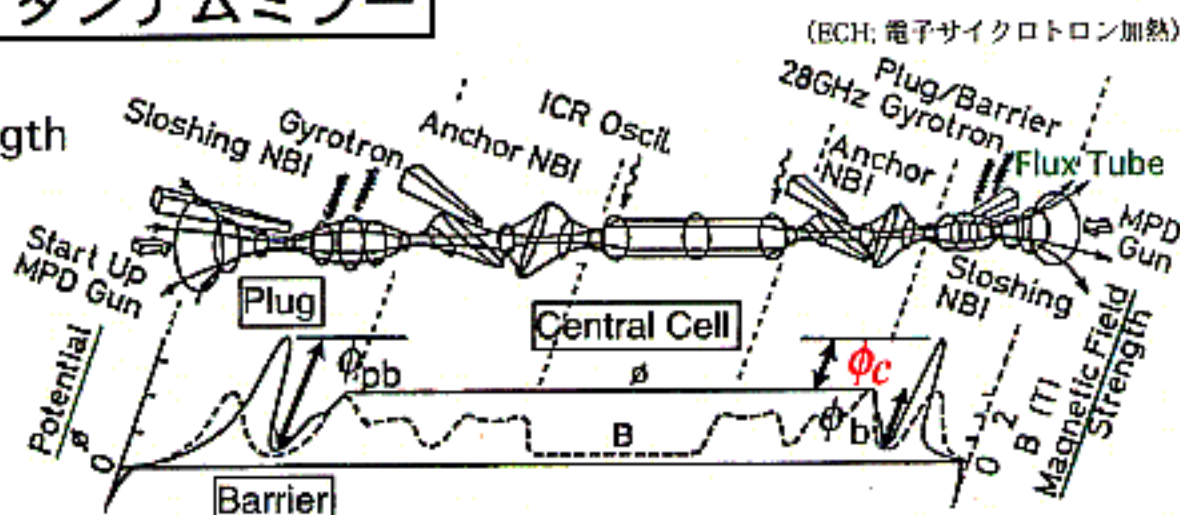
# ガンマ10の代表的プラズマ

- (i) 高電位モード; キロボルト以上の高電位・長時間閉じ込め
- (ii) 高温イオンモード; 1億度以上の中性子生成バルクイオン温度



## ガンマ10 タンデムミラー

Machine Length  
27.1 m



A.A.Ivanov, G.F.Abrashitov, A.V.Anikeev,  
P.A.Bagryansky, P.P.Deichuli, A.N.Karpushov,  
S.A.Korepanov, A.A.Lizunov, V.V.Maximov,  
S.V.Murakhtin, A.Yu.Smirnov, A.A.Zouev  
Budker Institute of Nuclear Physics, 630090 Novosibirsk,  
Russia; +007-3832-394-128

Table 1 The parameters of GDT device.

Parameter	Value
Mirror to mirror distance	7 m
Magnetic field: at midplane in mirrors	max 0.28 T 2.5-15 T
Target plasma: density	$3-20 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
radius at the midplane	8-15 cm
electron temperature	Up to 130 eV
Neutral beams: energy	15-17.5 keV
pulse duration	1.1 ms
injection power	Max 4.1 MW
injection angle	$45^\circ$
Density of fast ions	$\sim 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Mean energy of fast ions	8-10 keV
Maximal plasma $\beta$	40%

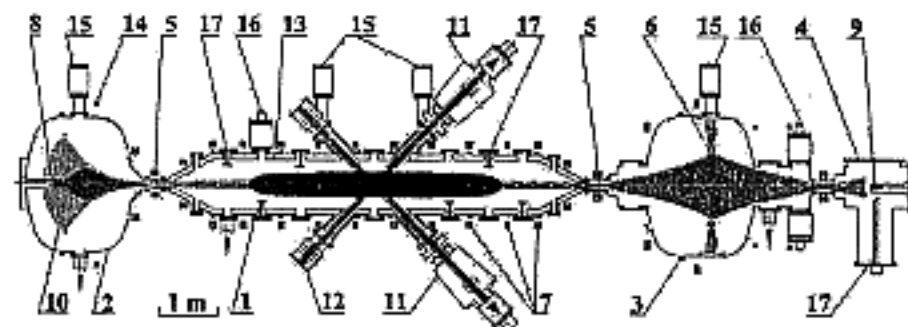


Fig.1 The GDT layout: 1- vacuum vessel; 2-expander end tank; 3-cusp tank; 4-end tank; 5-mirror coils; 6-cusp coils; 7- coils; 8-plasma gun; 9-additional plasma gun; 10-plasma dump; 11-neutral beam injectors; 12-beam dumps; 13- liner; 14-expander coils; 15-cryopumps; 16-Ti-getter pumps.

TRANSACTIONS OF FUSION SCIENCE AND TECHNOLOGY VOL. 43 JAN. 2003

Table III

	GDT-upgrade	GDT 2002
Electron temperature	250-300 eV	Max 130eV
Bulk plasma density	$4.4 \cdot 10^{19} \text{ m}^{-3}$	$4 \cdot 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Fast ion density	$4.7 \cdot 10^{19} \text{ m}^{-3}$	$10^{19} \text{ m}^{-3}$
Mean energy	10-15keV	8-10keV
Bulk plasma $\beta$	40%	~20%

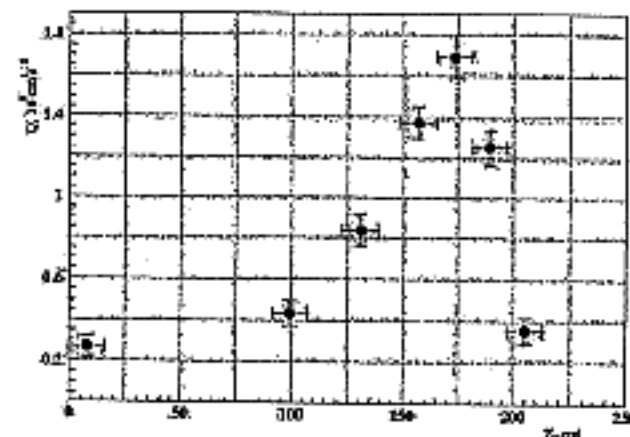


Fig.2 Axial profile of D-D fusion product yield in GDT.

# コンパクトトラス

## 逆転磁場配位 (Field Reversed Configuration :FRC)

Table 4.2 FRCs in operation around 1990

Location	Name	Length (m)	Diameter (m)
Kurchatov Institute	TOR	1.50	0.30
	T-L	0.83	0.18
Los Alamos	FRX-C	2.00	0.40
	FRX-C/LSM	2.00	0.60
Nihon University	NUCTE-III	1.50	0.28
Osaka University	OCT	0.59	0.184
	PLACE	1.00	0.12
	FIX	1.00	0.40
Spectra Technology	TRX-2	1.00	0.20
	LSX	4.50	0.80
University of Washington	HBQM	2.00	0.20
	CSS	1.00	0.40

## スフェロマック

Table 4.3: Some representative spheromak devices

Location	Name	Year of first operation	Containment diameter (m)	Plasma ring current (kA)	Formation scheme
Princeton	S-1	1983	0.4-0.65	350	Inductive
Los Alamos	CTX	1984	0.6/1.3	300-600	Coaxial source
Maryland	PS-1-PS-3	1983			Theta pinch
Nagoya	SPAC VII*		0.3	20	REB
Osaka	CTCC-I, II	1980	0.75	90	Coaxial source
Himeji	FACT	1987			Current feed
Tokyo	TS-3†		0.45	75	Inductive
Manchester	SPHEX	1988	1.0	200	Coaxial source

\* Central conducting rod.

† Central Ohmic-heating transformer coil.

### 特徴

- ・ 超高 $\beta$ プラズマ
- ・ D3He 等の先進燃料核融合炉

### 最近の研究動向

- ・ CT 入射によるトカマク等への燃料供給
- ・ 磁気利コネクションの物理 (磁気圏や太陽フレアとの関連物理)



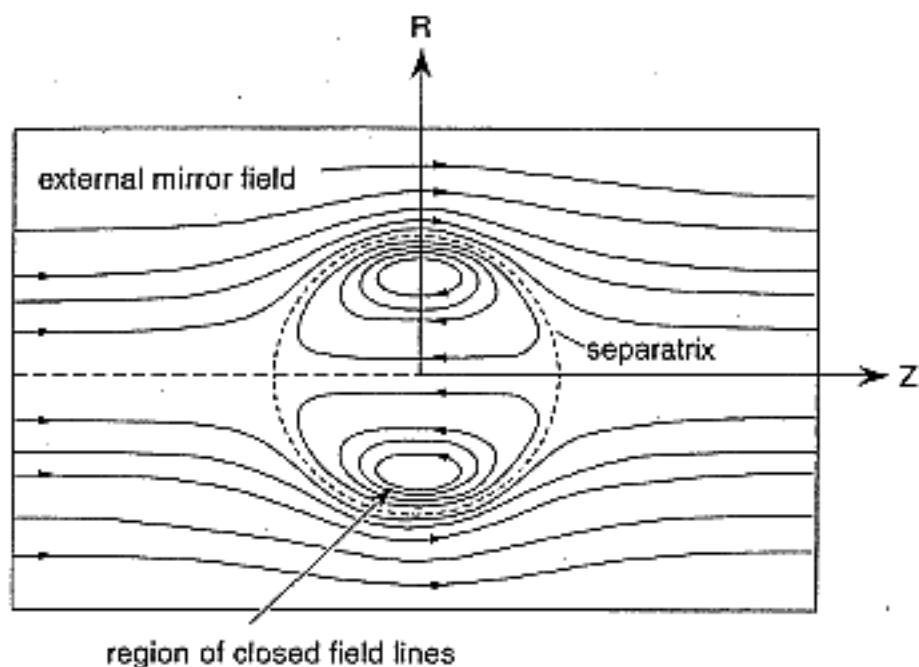


Figure 4.10. Compact torus embedded in a mirror field.



Fig.2. The whole view of D-<sup>3</sup>He fueled FRC reactor ARTEMIS-L composed of formation section, burning section, and direct energy converters.

# 内部導体方式

Table 4.4 Internal-conductor devices

Location	Name	Year*	$\langle R_{\text{mag}} \rangle$ (cm)	Number of rings	Support	Sum of ring currents (kA)	Current feed	$B_{\text{tot}}$ (T)
Livermore	Levitron	1960	62	1	Levitated	150	Inductive	—
	SCL	1971	40	1	Levitated	100	Superconducting	0.3
Stockholm	F IV	~1982	16	1	Mechanical		Leads	—
San Diego	Octopole	1965	63	4	Mechanical	400	Inductive	0.01
	Quadrupole	1968	63	2	Mechanical	400	Inductive	0.01
Wisconsin	Octopole	1968	43	4	Mechanical	300	Leads	—
	Octopole	1970	140	4	Levitated	1300	Inductive	0.01
Garching	Octopole W-5	1965	43	4	Mechanical	300	DC	0.02
Oak Ridge Culham	Quadrupole	1968	30	2	Levitated	36	Inductive	—
	Climax	1969	80	2	Mechanical	800	Inductive	—
	Sphinx	1968	12	1	Mechanical	45	Leads	0.3
	Levitron	1974	30	1	Levitated	500	Superconducting	0.2
JAERI	JFT-1		43.5	3	Mechanical	250	Leads	0.19
Princeton	Spherator	1968-69	32.5	1	Mechanical	72	Leads	0.1
	SP-3	1969	46	1	Mechanical		Superconducting	—
	LSP	1970-71	46	1	Levitated	85	Superconducting	0.1
	FM-1	1971-76	76	1	Levitated	250	Superconducting	0.4
Los Alamos	Quadrupole		65	2	Mechanical		Leads	—
Leningrad	Tornado-X	1990	34 & 48		2 spherical spirals each with 8 turns			1.5

\* Year of start-up and (where known) end of operation.

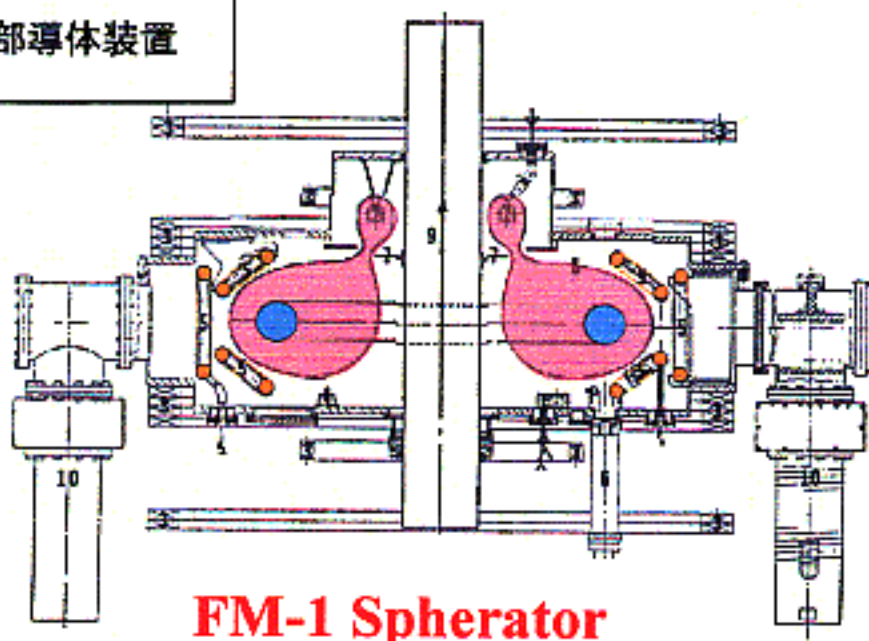
## 最近の新装置

- ・ 米国 MIT/Columbia : LDX (Levitated Dipole eXperiments)  
Icoil = 1.3 MA
- ・ 日本 東京大学 : Proto-RT (Icoil=10kA)、  
Mini-RT (Icoil=50kA、高温超伝導コイル)

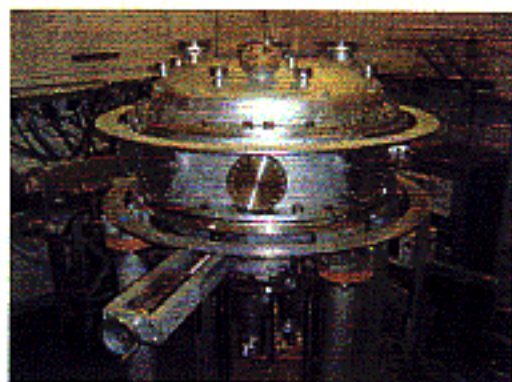
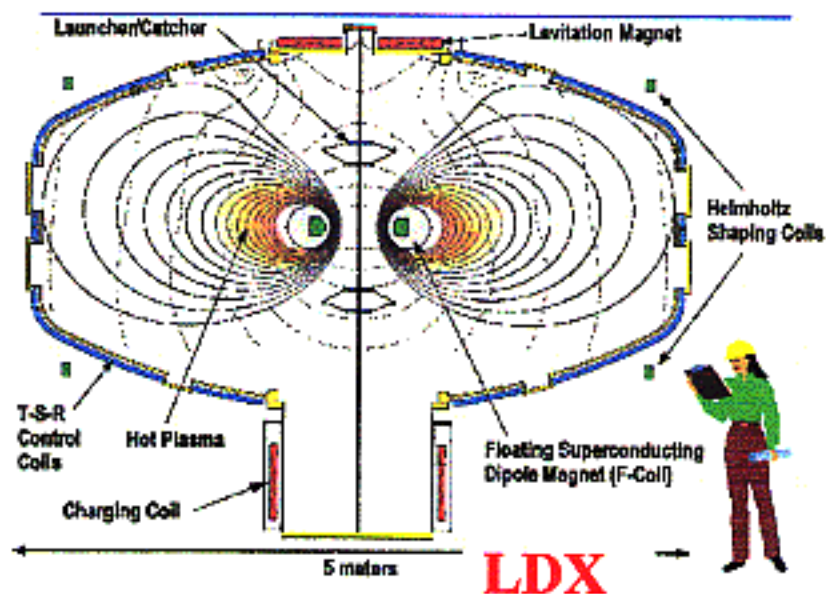
## 研究の位置付け

- ・ 1970 年頃の装置
  - ・ 良好なプラズマ閉じ込め特性、MHD 安定性
- ・ 2000 年頃の装置
  - ・ 緩和の物理、超高ベータプラズマ

各種の内部導体装置



**FM-1 Spherator**



**Mini-RT**



# Stationary High- $\beta$ Alternative Magnetic Fusion Trends

## Reactor oriented trends:

### 1. Tandem Mirrors

GAMMA-10 experiment (Tsukuba, Japan).

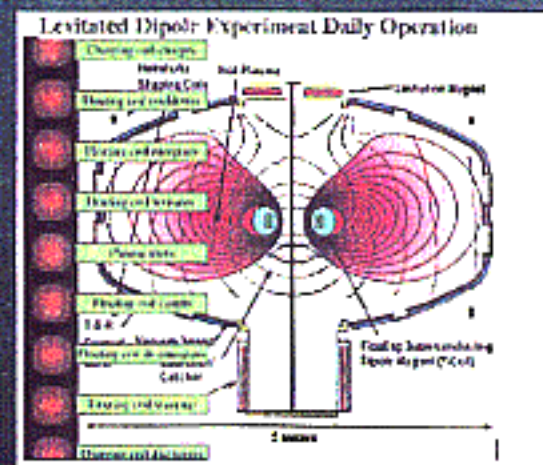
Basic achievements: quasi-steady operation, MHD-stability, thermal barrier and potential barrier formation, suppression of loss-cone modes and improved longitudinal plasma confinement.

### 2. Levitated internal ring based toroidal systems

Theoretical study: physical concepts of LDX (MIT&Columbia Univ., USA) and MIRAGE (RRC KI, Russia) have been developed:

- $\beta \sim 1$  FRC-like plasma equilibrium,
- stability with respect to global, interchange and ballooning modes,
- study of anomalous transport is in progress, recent results show an enhanced but acceptable transverse plasma losses.

Experimental study: LDX facility has started the operation in 2001.



## Neutron source oriented trends:

### 1. Gas Dynamic Trap (GDT)

Physical concept of GDT-based highly intensive D-T neutron source (NPI, Novosibirsk, Russia):

total injection power  $\sim 60$  MW, neutron flux  $\sim 2$  MW, neutron exposed area  $\sim 0.5$  m<sup>2</sup>.

Experiments at GDT facility confirm the basic concept of the plasma confinement.

### 2. Linked Mirror Neutron Source (LMNS)

Physical concept of LMNS has been jointly proposed and developed in by IFS UT and RRC KI. The main advantage of LMNS is an improvement of the power efficiency up to 25-30% and extension of the neutron exposed area up to 2-3 m<sup>2</sup>.

*Each of the above concept has its specific advantages, but no one is so comprehensively developed as a tokamak is.*