

平成24年9月28日(金) 15:00~ 北大院・工・量子理工

大型ヘリカル装置(LHD)実験の 進展と 炉心プラズマ開発の今後の課題

大学共同利用機関
自然科学研究機構 核融合科学研究所

渡邊 清政
北大院・工・量子理工学専攻・核融合科学講座(客員)

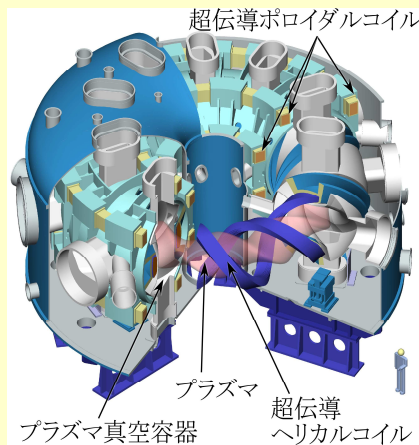


核融合科学研究所

核融合科学分野における国立の研究所で、大学共同利用機関でもあり、岐阜県土岐市にある。

1989年に、名古屋大学プラズマ研究所を改組、大型の研究設備(実験装置、計算機)を有し、最先端の核融合科学研究を行うと共に、全国の研究者にその設備利用を提供することを目的として設立された。自然科学研究機構を構成する研究所の1つ。

総合研究大学院大学の物理科学研究科・核融合科学専攻等が併設され、大学院の学生に対する教育も実施している。



大型ヘリカル装置(LHD)
世界最大の超伝導核融合実験装置

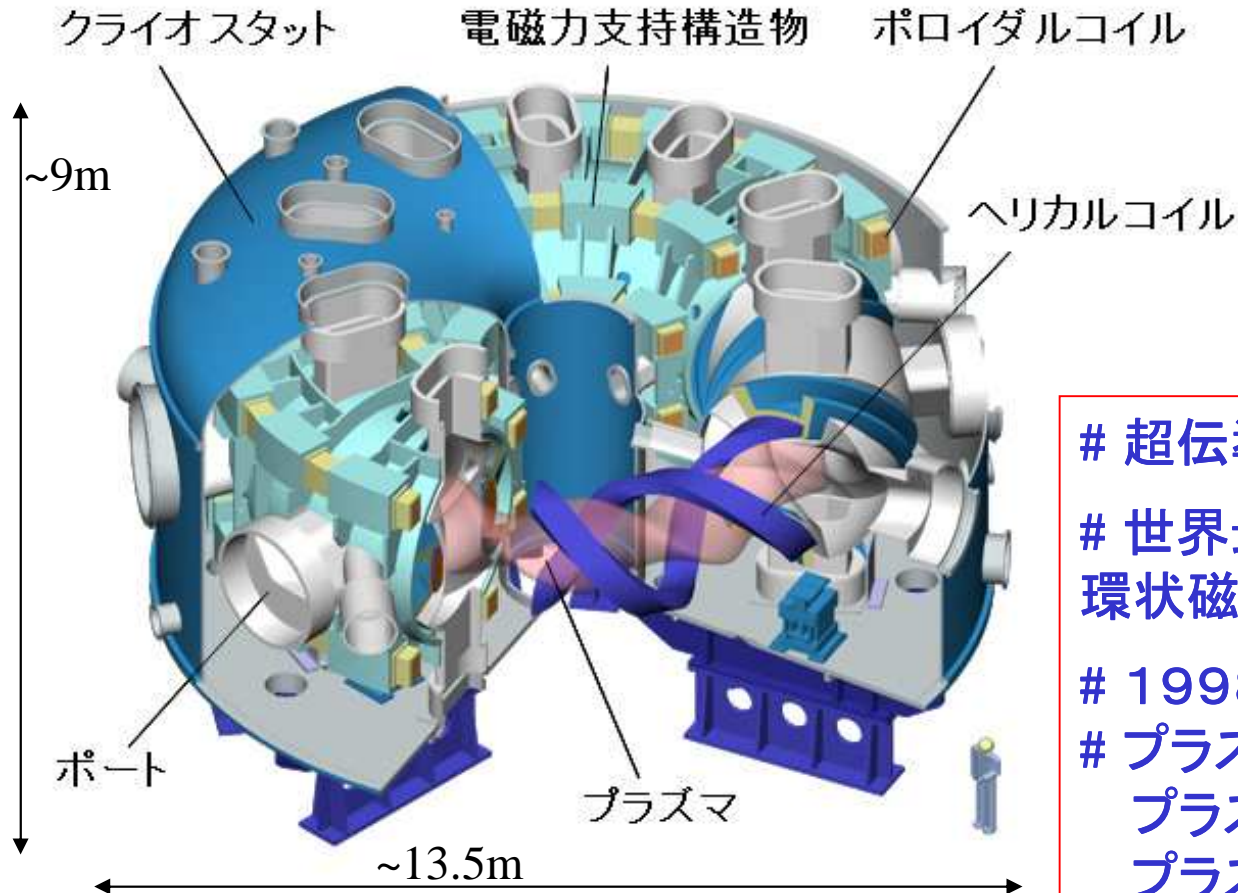


核融合関連研究専用の
スーパーコンピュータ

自然科学研究機構



大型ヘリカル装置 (Large Helical Device: LHD)



LHD実験の目標

核融合炉にできる限り近い、高温高密度プラズマを生成、維持することにより、核融合炉で起こる現象を高い精度で予測するのに必要な実験データを得ること

- # 超伝導コイルにより磁場生成
- # 世界最大のヘリカル型環状磁場閉込め核融合実験装置
- # 1998年3月実験開始
- # プラズマ主半径: 3.42-4.1m
プラズマ小半径: 0.6m
プラズマ体積: 30m³
磁場強度: 3テスラ(3万ガウス)

私の仕事

実験結果と数値シミュレーション結果の比較により、核融合炉心設計用のデータの蓄積とシミュレーションコードの改良。

ピックアップエレキバン(800ガウス)の40倍の磁場
奈良の大仏と同じぐらいの大きさ
1億度のプラズマを生成

発表内容一覧

環境・エネルギー問題と核融合炉発電

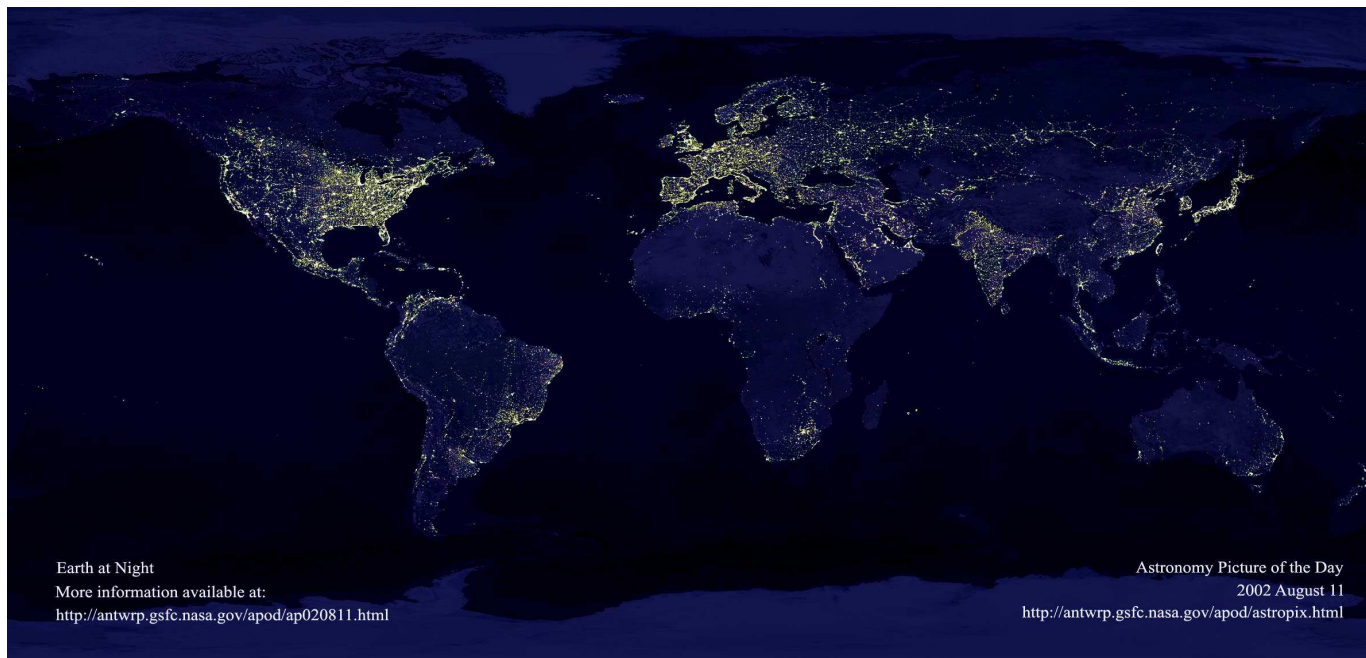
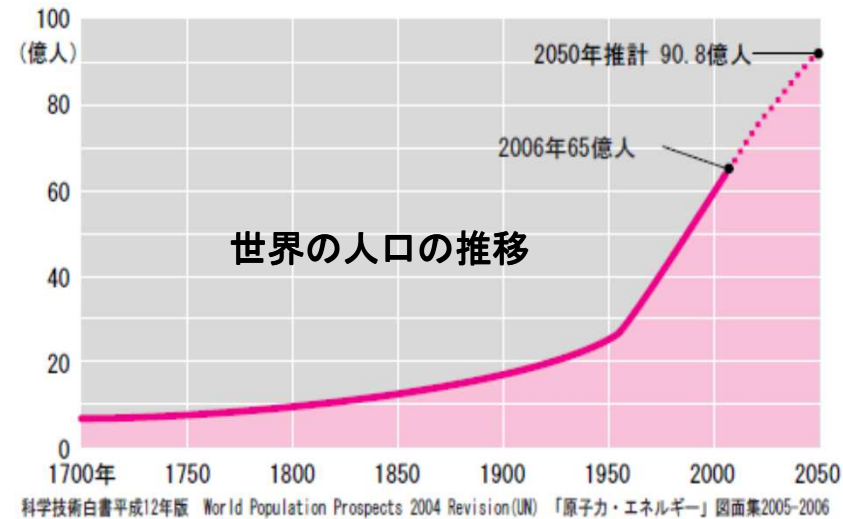
熱(プラズマ)核融合炉とは

ヘリカル型核融合研究の歴史

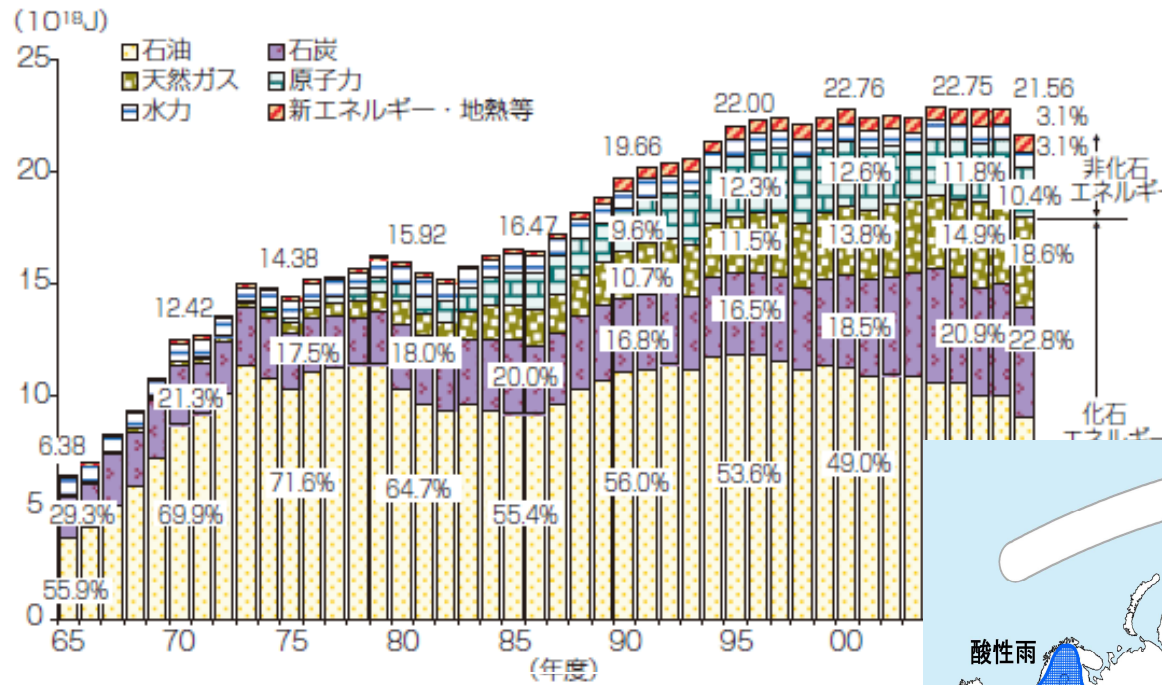
LHD(大型ヘリカル装置)の紹介

ヘリカル型核融合炉開発の見通し

人口の増加と産業の発展により、 エネルギー消費量は、飛躍的に増えると予想



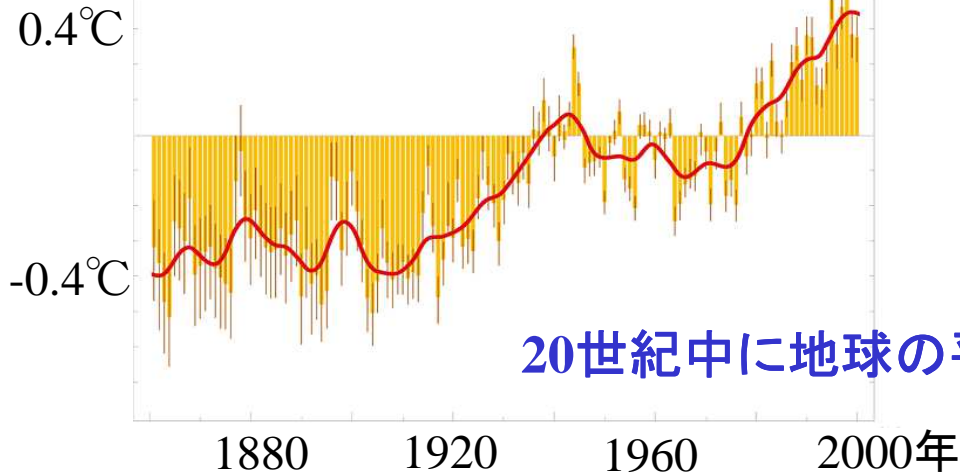
日本における一次エネルギー源の推移と環境問題



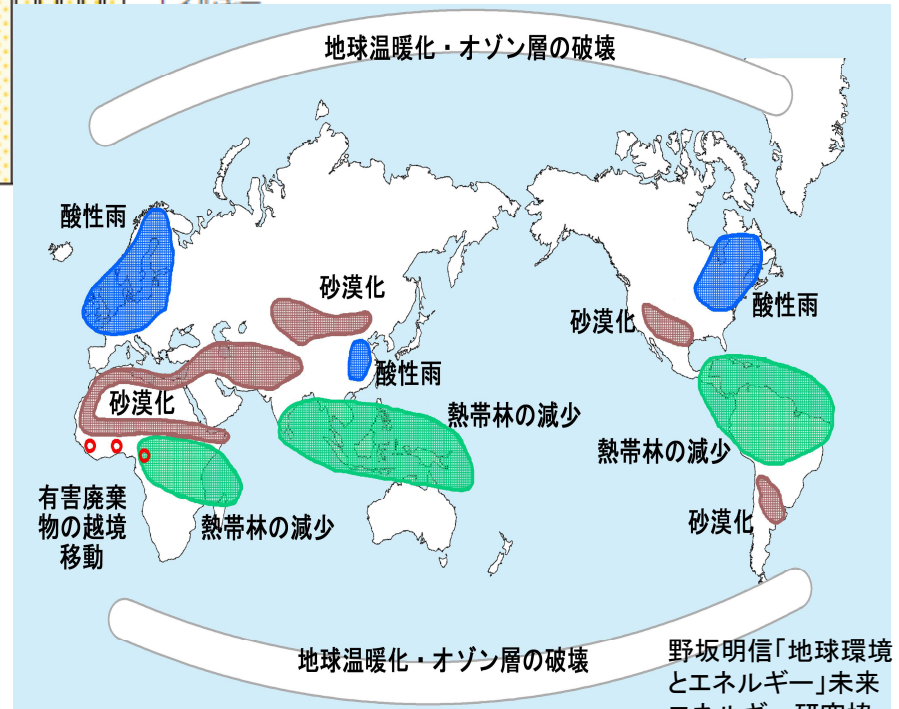
化石燃料(石油、石炭、天然ガス)が全体の8割超
再生可能エネルギーは約3%

140年間の地球の平均気温の変化

化石燃料消費 → 二酸化炭素排出



20世紀中に地球の平均気温は約0.8°C上昇



野坂明信「地球環境とエネルギー」未来エネルギー研究協会第3回サマースクール(H15)より

核融合エネルギー開発はなぜ必要と考えるか？

CO2を出さないエネルギー源

○ 再生可能エネルギー

太陽光、風力、潮力、地熱、水力

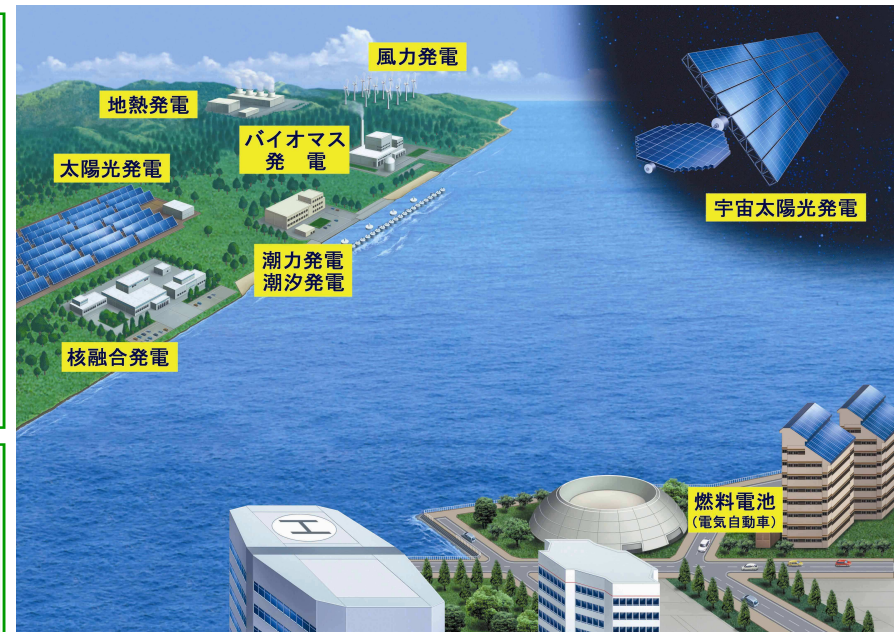
埋蔵量は豊富。広い立地スペース。小規模発電に有効。発電コストが比較的高価。継続的、安定的な発電は苦手(太陽光、風力、潮力)。

○ 原子力エネルギー

核分裂(現在の原発)

埋蔵量は豊富(高速炉)。高い発電密度。発電コストが比較的安価(廃棄物処理、事故処理未考慮)。継続的、安定的な発電が得意。事故時に大量の放射能を放出・破滅的事故。

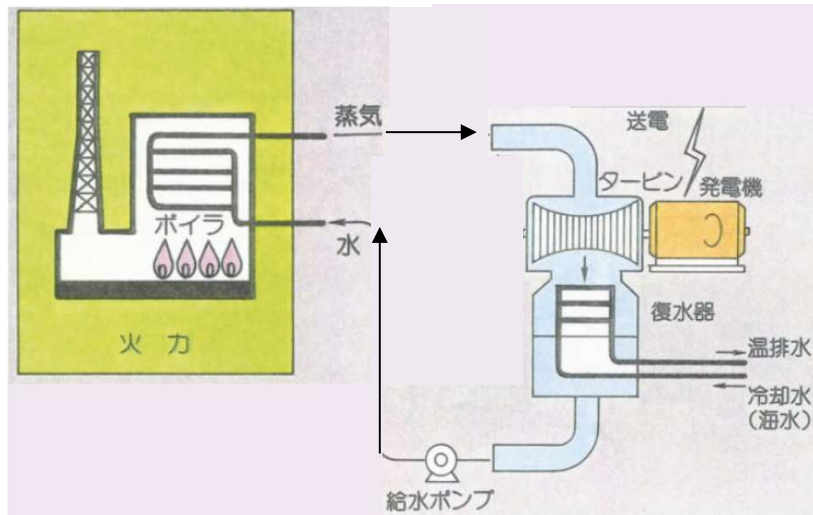
既存の原発は核融合発電炉に移行(基幹エネルギー一部)させ、小規模発電として再生可能エネルギー源と組み合わせ、バランスの良いエネルギー源の構築が目標



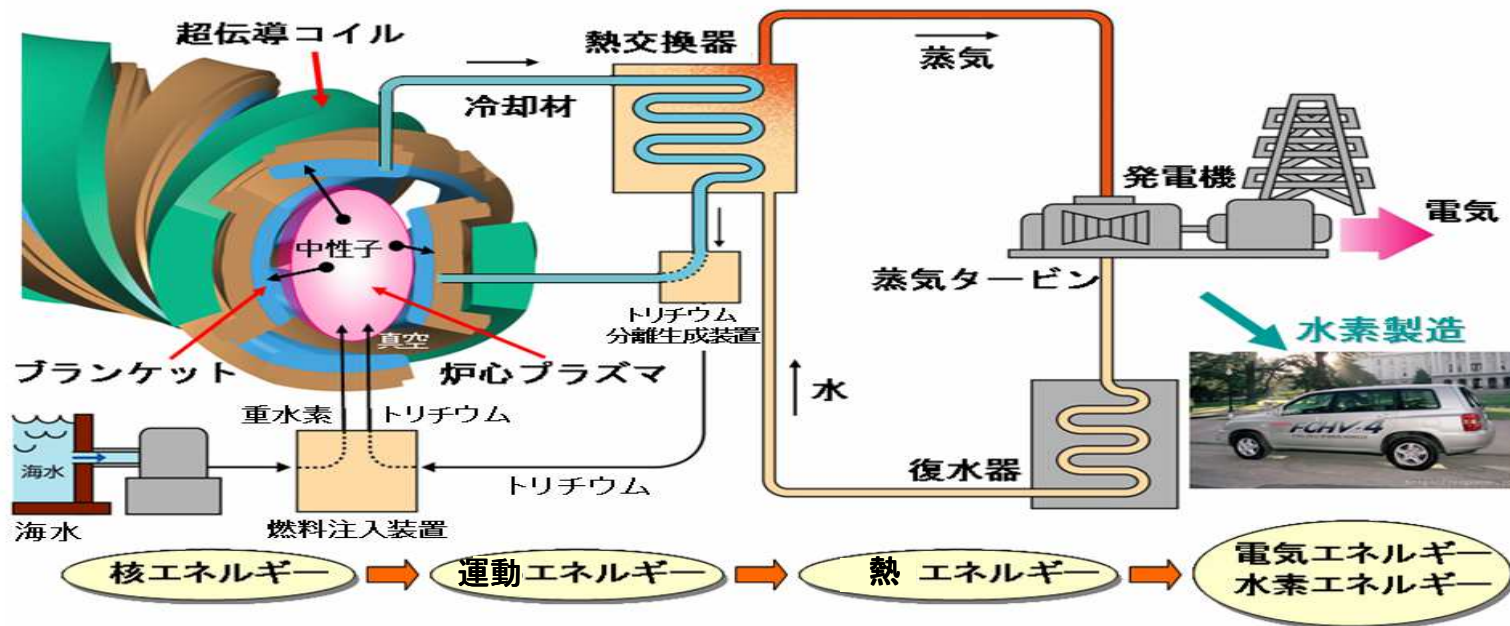
核融合

埋蔵量は豊富(海水中の重水素、リチウム)。高い発電密度。発電コストが高価(開発中)。継続的、安定的な発電が得意。事故時に少量の放射能を放出するが破滅的事故は起こらない。

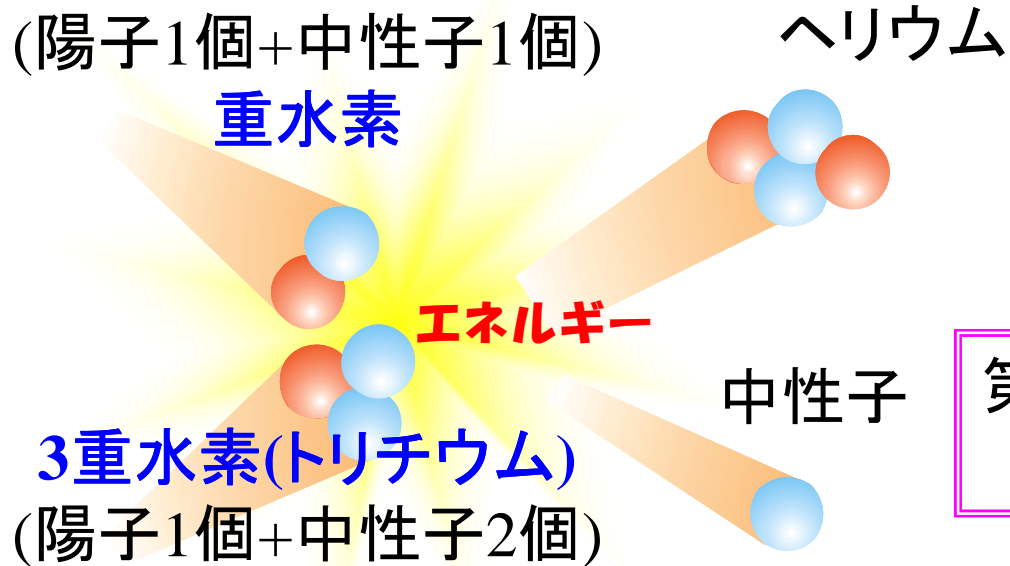
核融合発電のしくみ --- 第一世代発電炉---



基本的な発電原理は、汽力型火力発電と同じ。核融合反応で生じた熱で蒸気を作り、蒸気タービンで発電する。



核融合反応とは？



軽い原子核が衝突して合体(融合)し、より重い原子核になる反応。

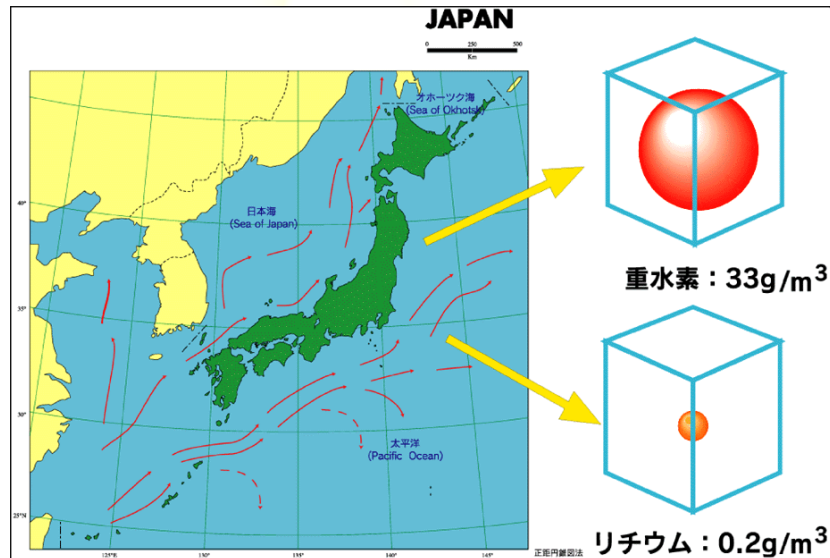
第一世代の核融合炉の燃料は、重水素(D)と3重水素(T)

核融合の燃料の重水素とリチウム(三重水素の素)は海水に大量に含まれる。

地球は「水の惑星」なので、資源の偏在性がない

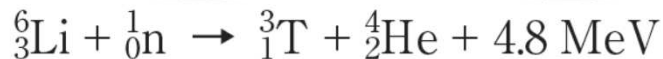
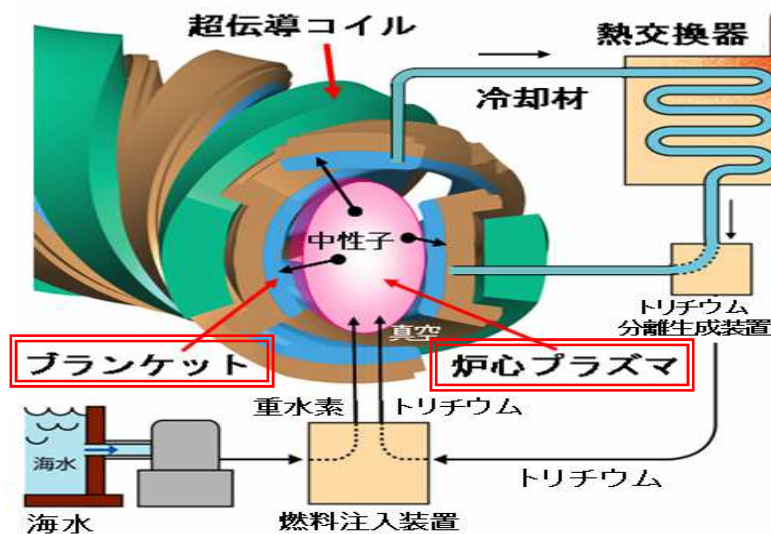
日本人1人が1年に使うエネルギー
=> 水素ガス3ℓ(0.6g)の核融合出力

100億人の1000万年分の燃料が海水に含まれる。



核融合発電のしくみ II --- 第一世代発電炉---

- 炉心で連続的に核融合反応を実現; $D+T \rightarrow {}^4\text{He}(3.52\text{MeV})+n(14.06\text{MeV})$
生成された ${}^4\text{He}$ (ヘリウム)の運動エネルギーで炉心プラズマを高温に維持。
- 生成された n (中性子)の運動エネルギーを減速(熱化)し、冷却材(水等)を加熱。熱交換器、タービンを介して発電。
- 燃料のうち T (トリチウム)は Li (リチウム)に中性子を照射し、核変換により生成
中性子の熱化、トリチウムの生成のために「ブランケット」を設置。



大きな開発要素は、

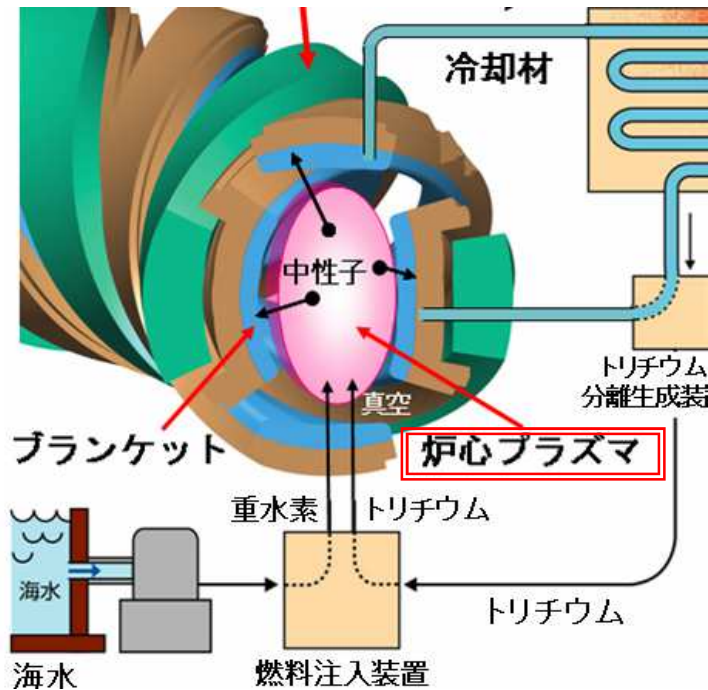
炉心と「ブランケット」

- **炉心**; 連続的に核融合反応を実現するところ。
- **「ブランケット」**; n (中性子)の熱化、 Li から核変換により T を生成するところ。

"炉心"の開発

"炉心"は、飛行機や自動車
で例えるとエンジンに対応

炉心; 連続的に核融合反応
を実現するところ。



核融合反応のためには、原子核同
士を衝突させる必要有。

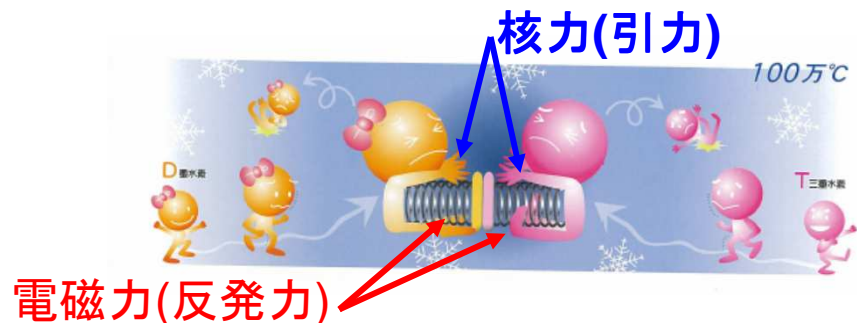
(1) 原子核と電子をばらばらにする。

=> **プラズマ状態**にする。

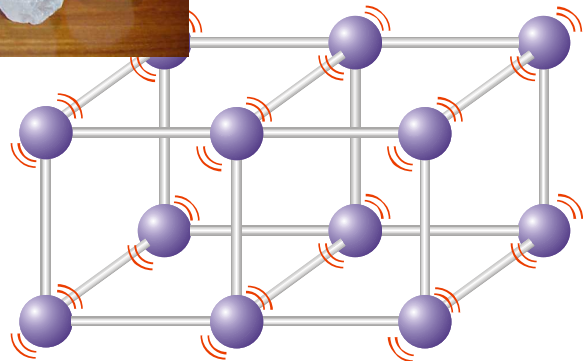
(2) 核力が働くほど原子核を接近。

=> **高速で衝突**。

速度を上げる => **高温**にする



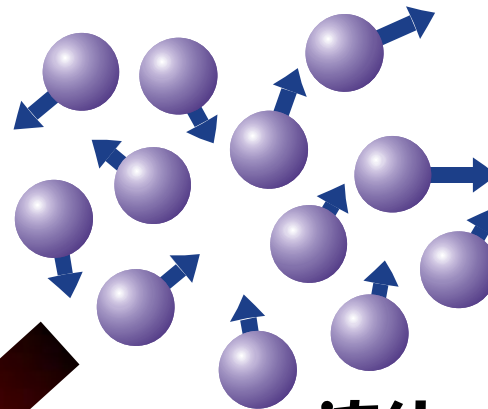
プラズマとは？



固体

原子や分子が結合している

加熱



液体

原子や分子が自由に運動する



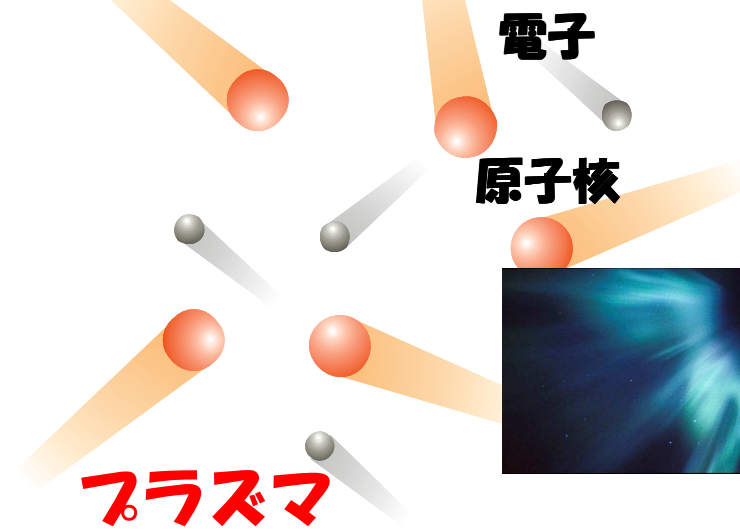
加熱



気体

原子や分子が激しく運動する

加熱



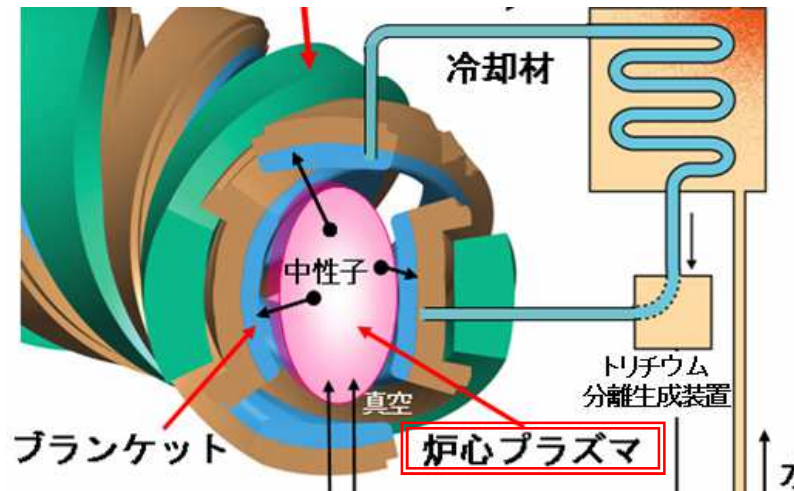
プラズマ

原子核と電子がバラバラになっている

温度を上げると高速化



"炉心"の開発 II



高温高密度のプラズマを
長い時間近くに居させる

=> 熱(プラズマ)核融合

目指せ!!

できるだけ高い温度と密度
のプラズマの生成!!

電磁力に逆らって、原子核同士を超高速で衝突させる

=> 原子核を裸(プラズマ状態)にし、高速(高温)で運動

単位時間当たりにも多くのエネルギーを取り出すために多数の粒子が頻繁に衝突させる

=> 粒子の密度を高め(高密度)、核融合反応が起こる時間より長く、近くに居させる(長い閉じ込め時間)

経済的な核融合炉の
炉心プラズマ条件

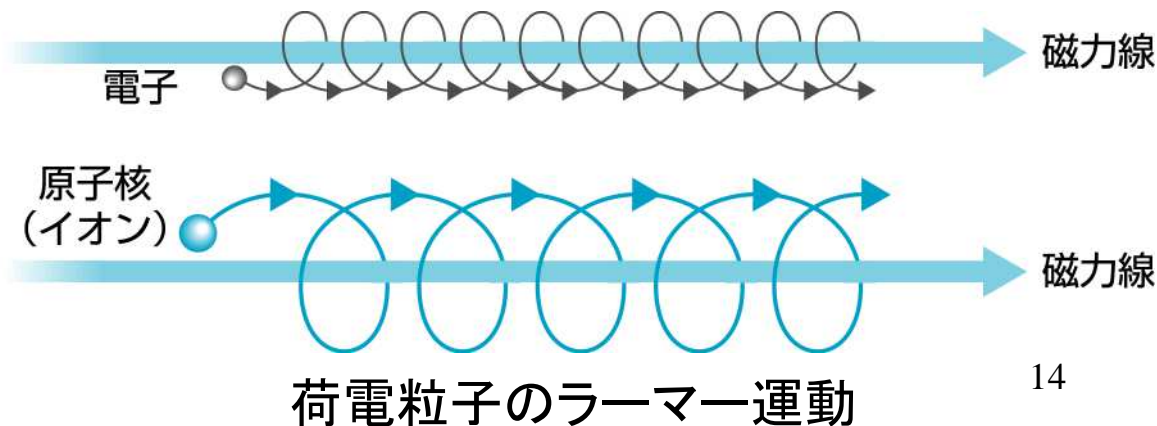
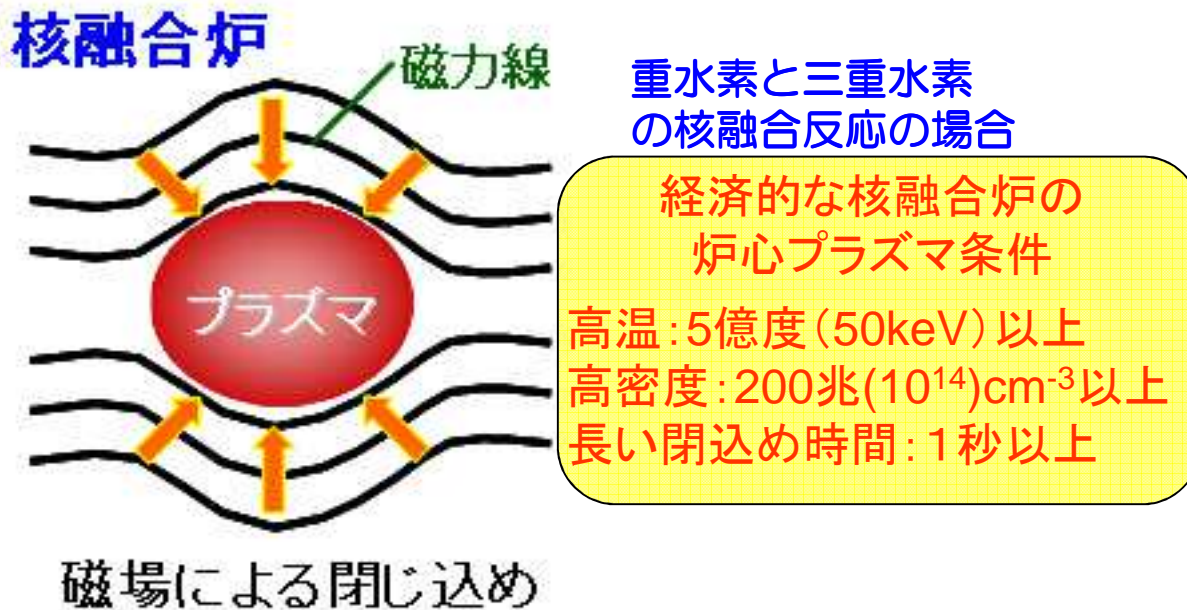
高温: 5億度 (50keV) 以上
高密度: 200兆 (10^{14}) cm^{-3} 以上
長い閉じ込め時間: 1秒以上

プラズマを閉じ込めるには?

地上では、
磁場による"閉込め容器"を利用

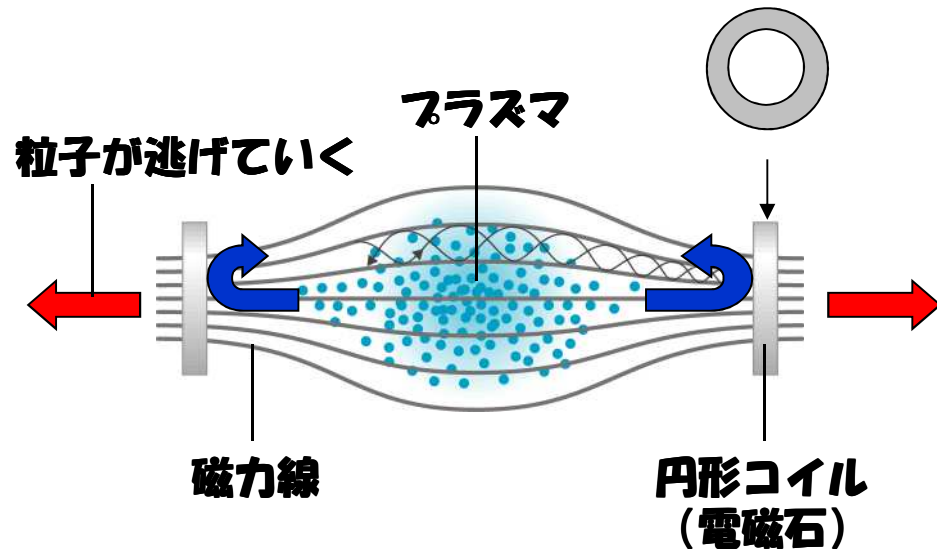


中心密度: 160g/cm^3
中心温度: 1500 万度
表面温度: 6000°C
水素の核融合反応
40億年も燃え続ける

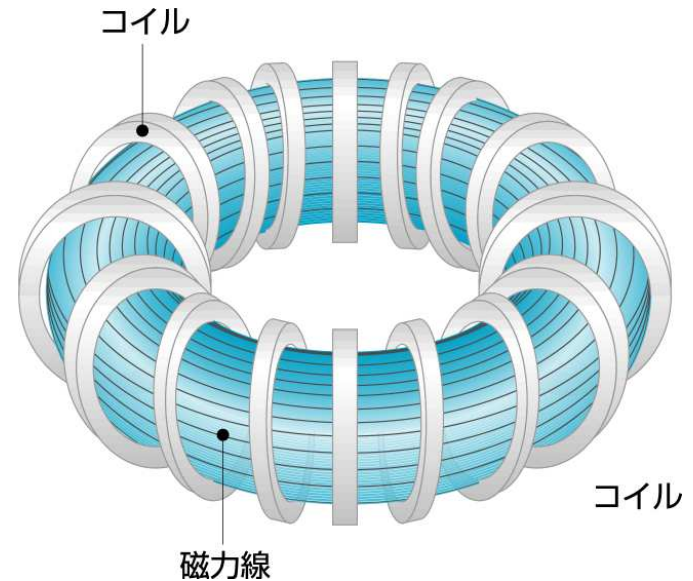


磁場によるプラズマの閉じ込め

め



ミラー磁場



トーラス磁場

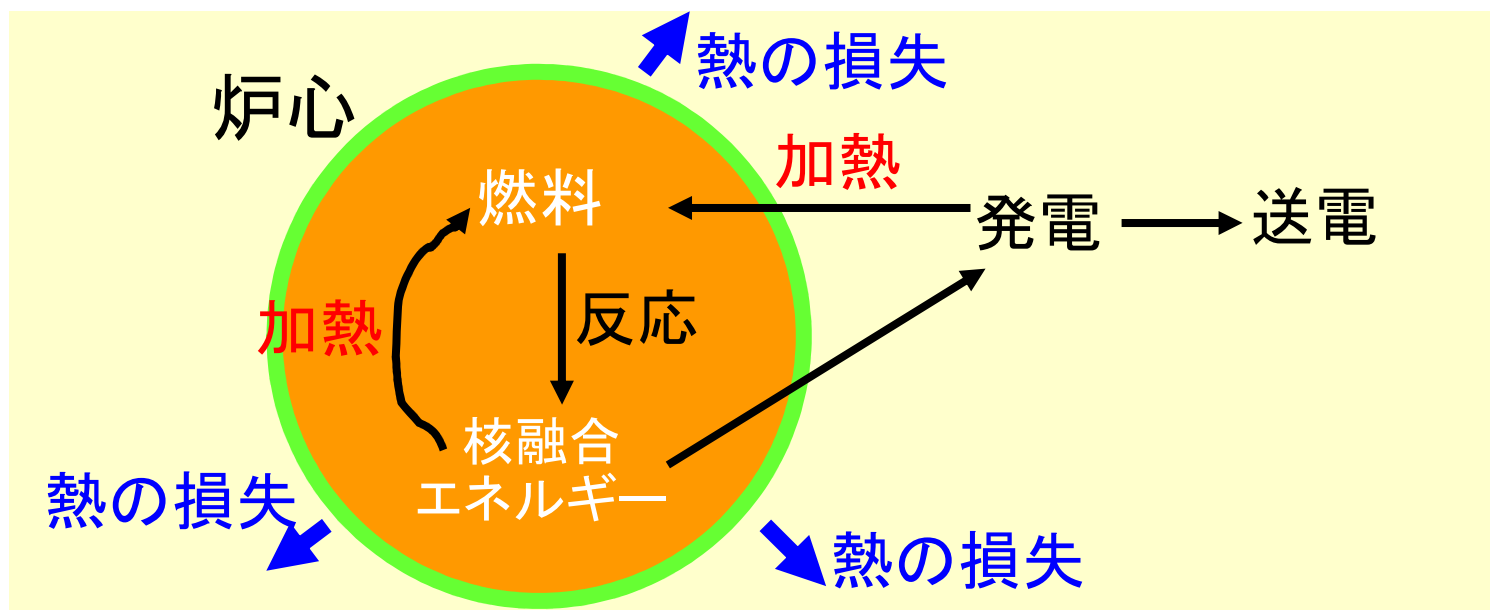
荷電粒子は、両端の円形コイル付近で鏡(ミラー)のように反射されて閉じ込められるが、一部の粒子は逃げてしまう

端が無いように、繋げて環状(トーラス)にしてやればよい!

炉心性能向上の課題

炉心の役割

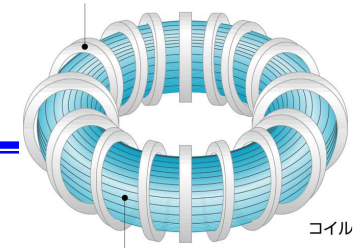
核融合反応を継続的に維持させる機能を有すること



核融合反応を「継続的」に維持させる仕組み

核融合反応で生成されたエネルギーを使って、核融合反応が継続的に維持できるように高温高密度プラズマ状態を維持する(燃料プラズマを加熱しないと、境界から熱が逃げる)。

炉心性能向上の課題 (II)



核融合反応の持続条件(荒い仮定)

熱、プラズマ損失量

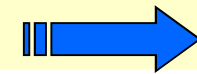
~ 炉心の表面積x損失率

\propto (大半径)x(小半径)¹

核融合による発熱

= 炉心の体積x(プラズマ温度・密度)²

\propto (大半径)x(小半径)²



プラズマの閉じ込め装置を大きくすれば、損失率が現状のままでも、核融合反応の持続条件がどこかで満たされる。

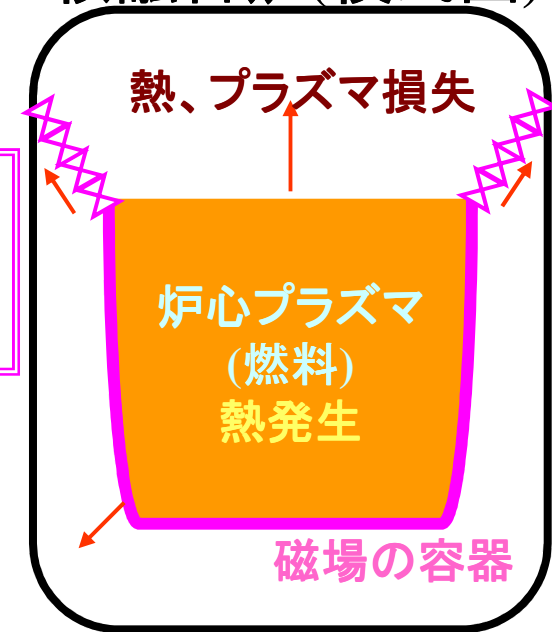
現在の知見では、トカマク型で、磁場8T、大半径~7.3m, 小半径~2.1mの「炉心プラズマ」が必要

=> 熱出力~1.3GW

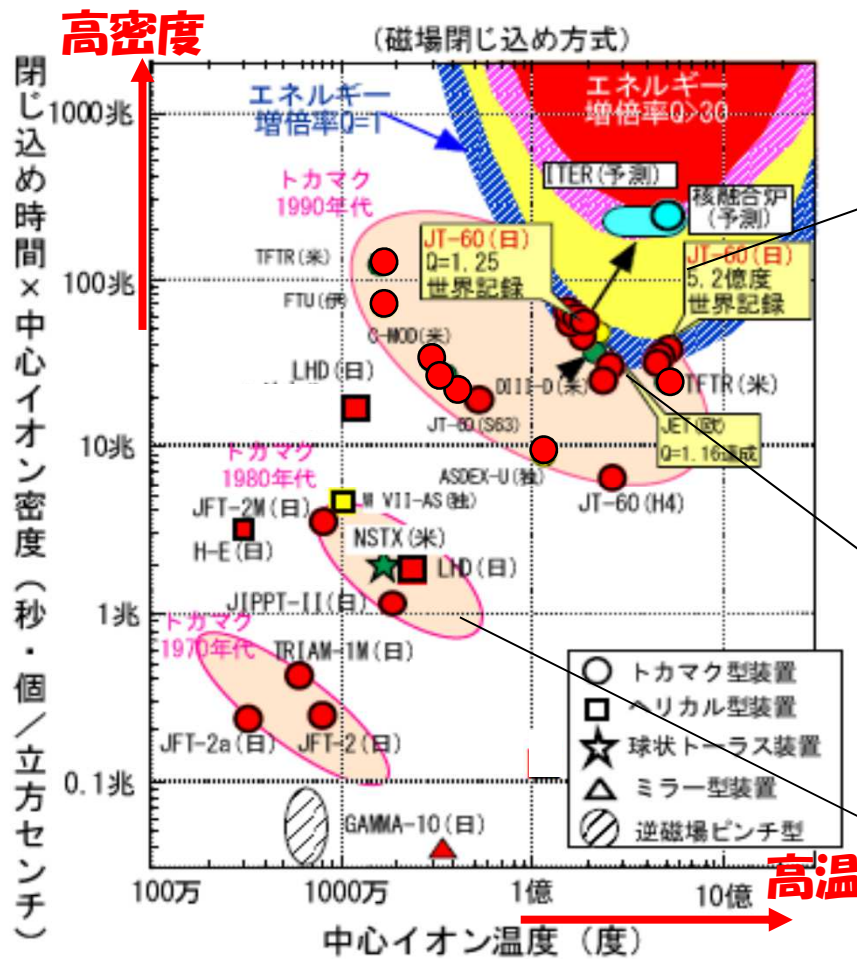
大きすぎると建設コストが高くなり、立地場所も制限される =>

超伝導コイルの高性能化、プラズマ容器の改良により、熱損失率の小さい炉心プラズマの開発

核融合炉(模式図)



核融合研究はどこまで進んでいるのか？



ITER(国際協力/2020~)
 大半径6.2m/小半径2m
 磁場5.3テスラ(5300ガウス)
 建設・運転費 ~100億ユーロ

炉心プラズマ開発の先頭を走るトカマク型では、臨界条件をクリア。経済的な核融合炉条件を満たす実験炉(ITER/後述)を建設中。

JT-60(日本)等
 3.1m/1.1m, 4テスラ
 建設費 >2千億円

PLT(米)等
 1.3m/0.4m, 3.5テスラ

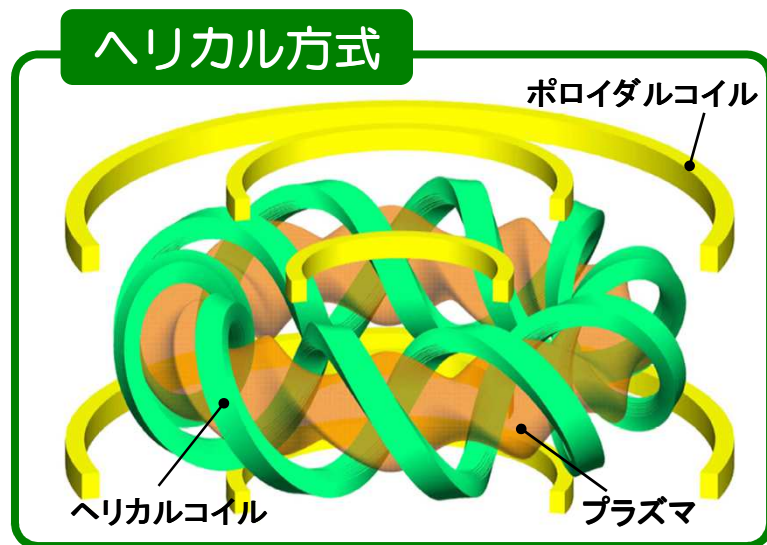
実験装置の建設と運転に、巨額の予算が必要。
 開発計画の規模の最適化の長期化
 開発計画の実行の決定期間の長期化

+ 技術的
 困難さ

→ 開発の
 長期化¹⁸

炉形式による炉心性能向上の課題の違い

磁場閉じ込め方式の主要2方式

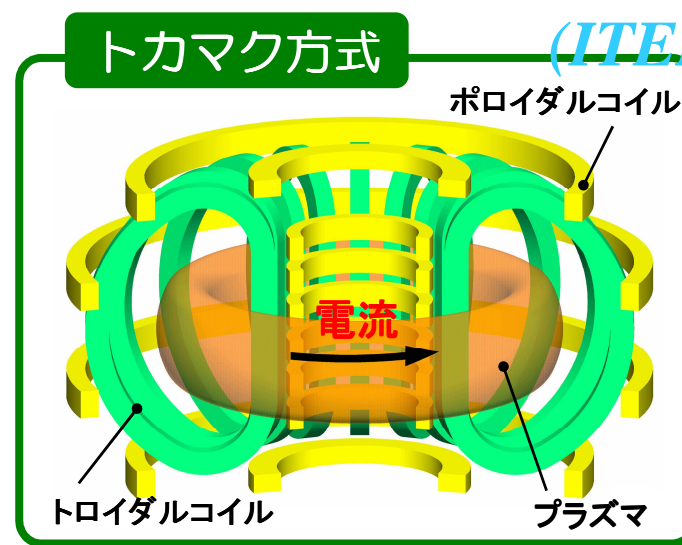


外部コイルのみにより磁場容器を構築。
LHD(核融合研)

構造が複雑。大半径/小半径を小さくできない。

⇒ 同じプラズマ体積でも装置の小型化が難しい。炉心の性能向上度の要求が高い。

国際熱核融合炉
(ITER/仏)



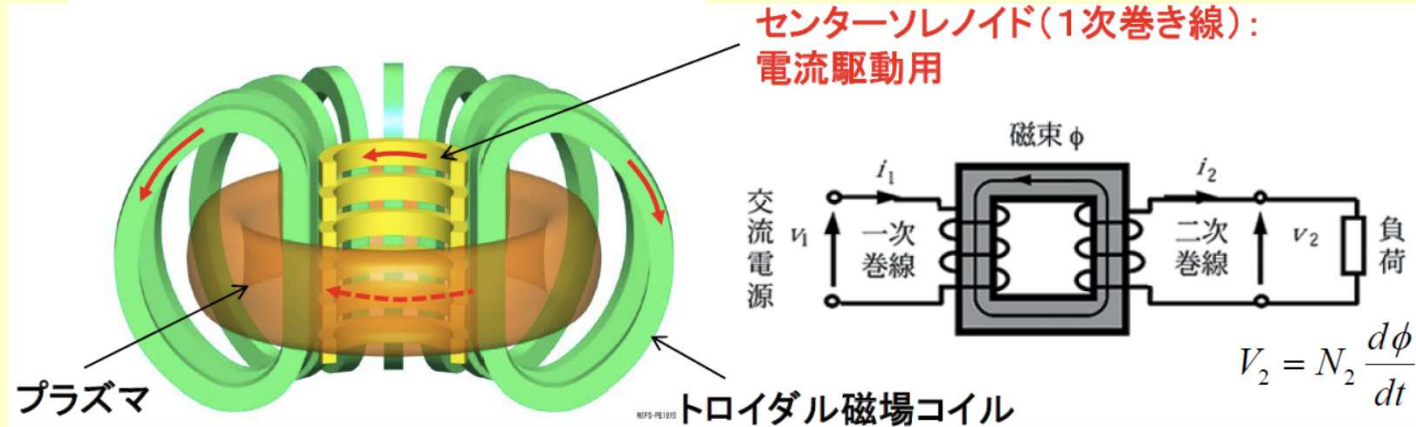
外部コイルとプラズマ中のトラス方向の電流により磁場容器を構築。

磁場容器の定常維持が難しい。磁場容器が壊れやすい。

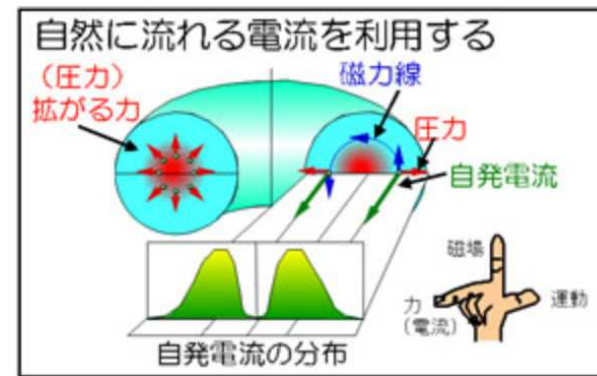
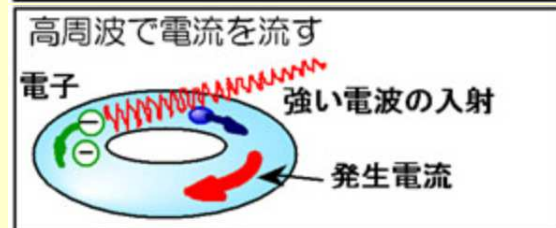
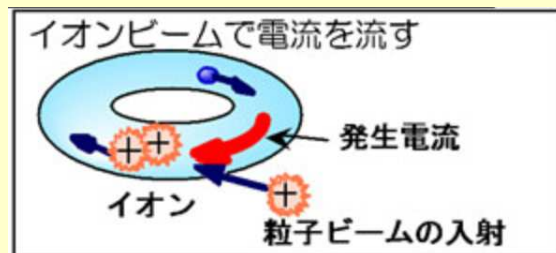
⇒ 重要な開発課題

トカマク方式における炉心性能向上の課題 (I)

オーミック電流駆動(効率的な駆動方式; 定常利用不可)



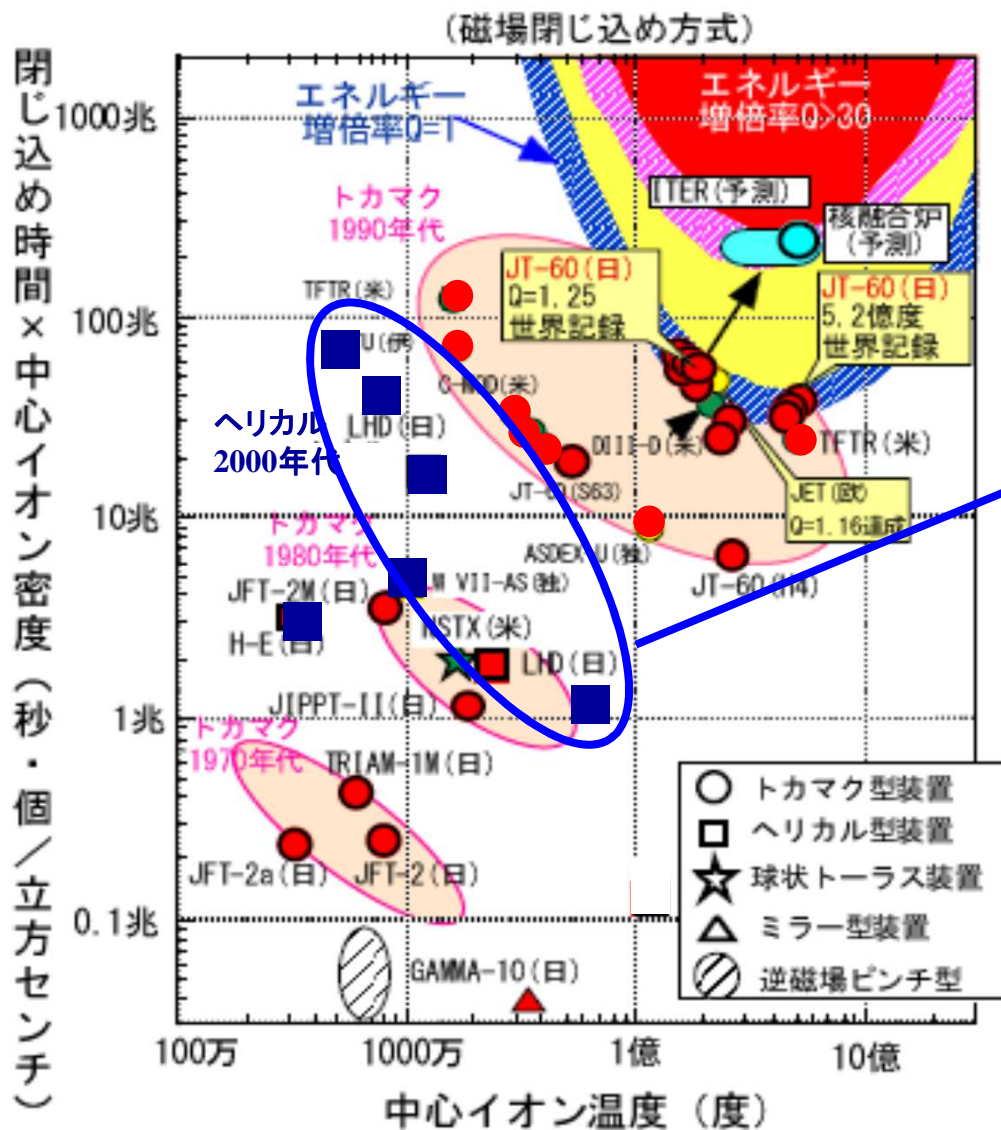
開発中の電流駆動方式
(効率化[小さい投入電力で大きな駆動電流を得る]が鍵)



自発電流(究極の電流駆動法)

不均一磁場中でプラズマ圧力にも不均一性があると、電流が流れる。原理的に全電流駆動は不可能; 圧力分布制御等による駆動割合²⁰の向上が実用化の鍵

炉形式による炉心性能向上の課題の違い (II)



JT-60

大半径3m, 小半径1.3m
プラズマ体積100m³

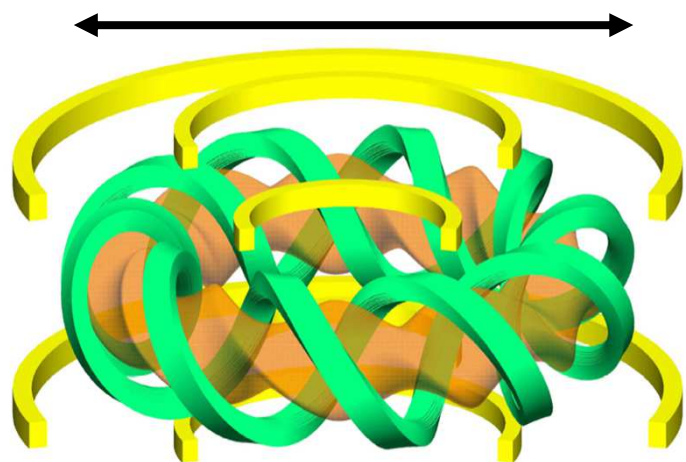
LHD

大半径3.7m, 小半径0.64m
プラズマ体積30m³

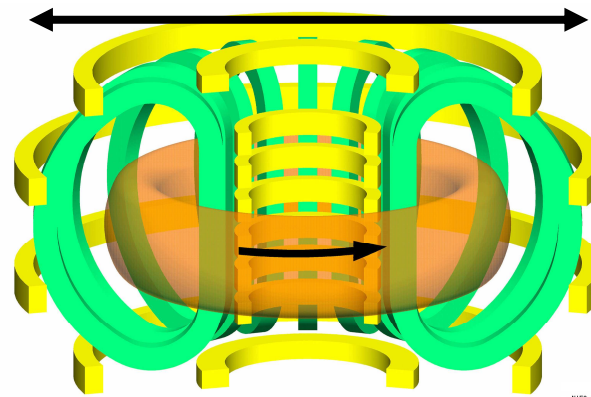
炉心性能で、ヘリカル方式はトカマク方式にまだ追いついていない。

超伝導コイルの開発課題

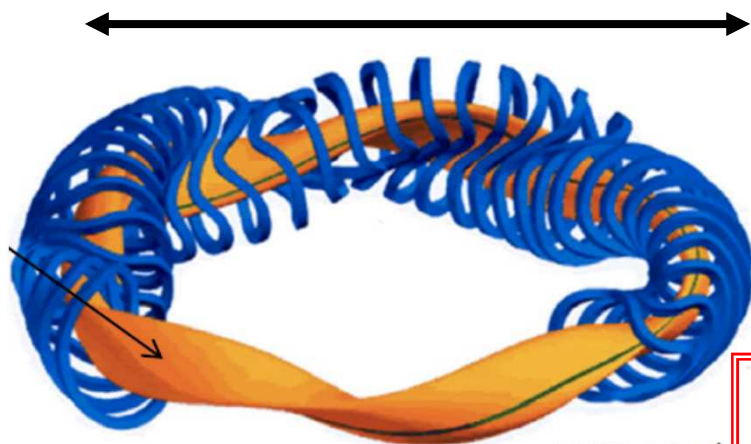
ヘリカル方式 40m



トカマク方式 ~20m



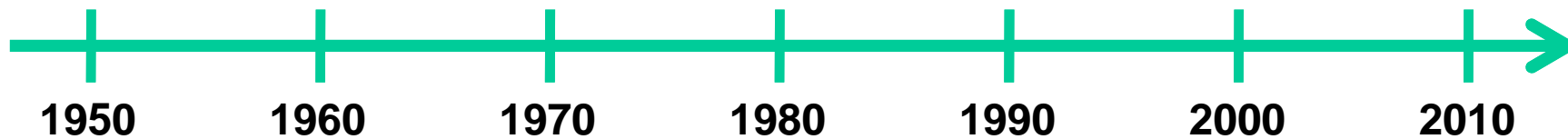
40m



コイルの大きさ、磁場強度は、ITERと将来の発電炉の差;小
=> 高中性子束下、放射線下での性能劣化防止

長いコイル、曲率が大きいコイル
=> 巻き線特性、技術の向上

Helical Systems: Evolution of helical systems research

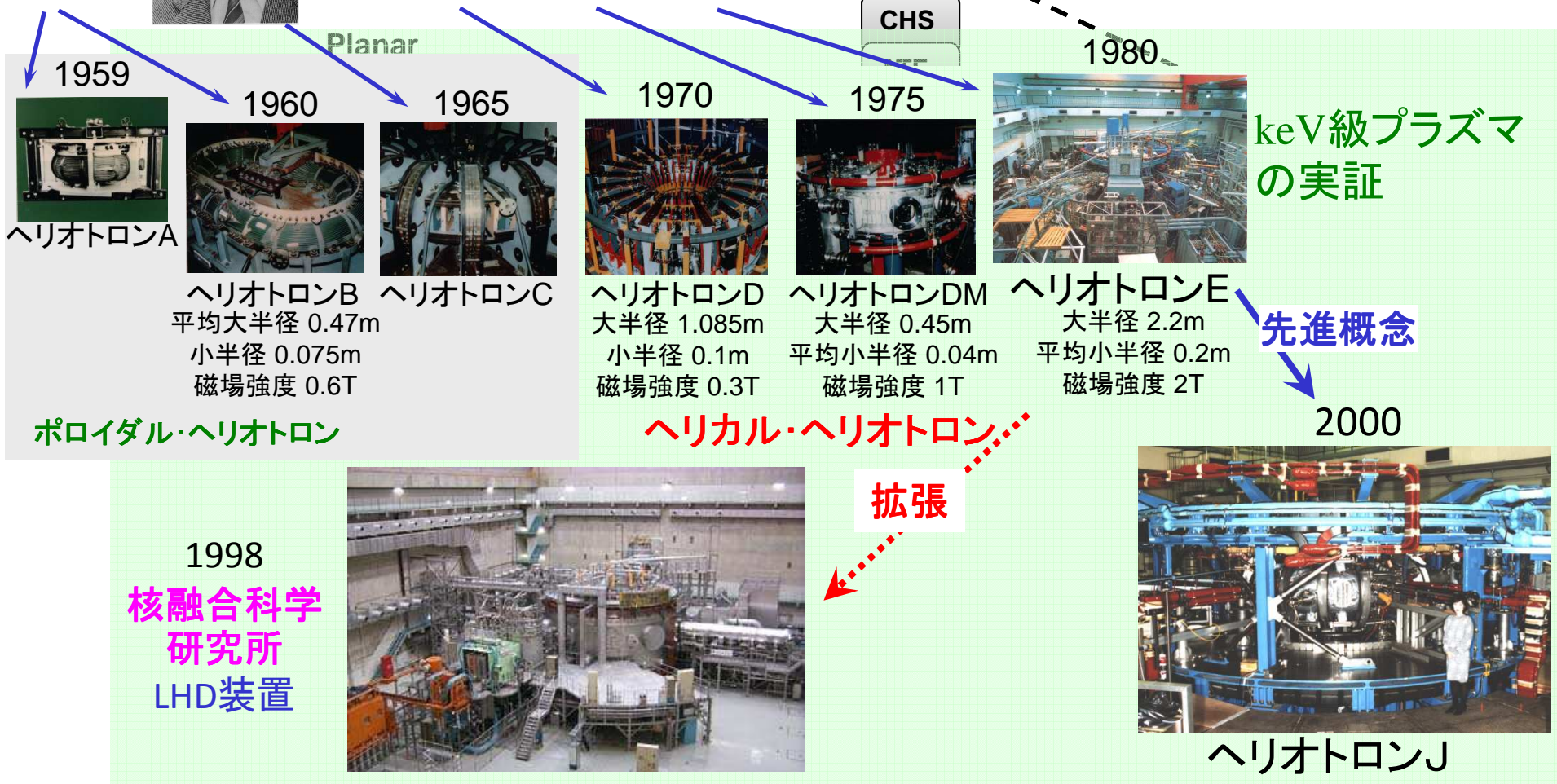


Heliotron
Concept (1958)
K. Uo

Heliotron-D
Helical winding
High shear
Built in divertor

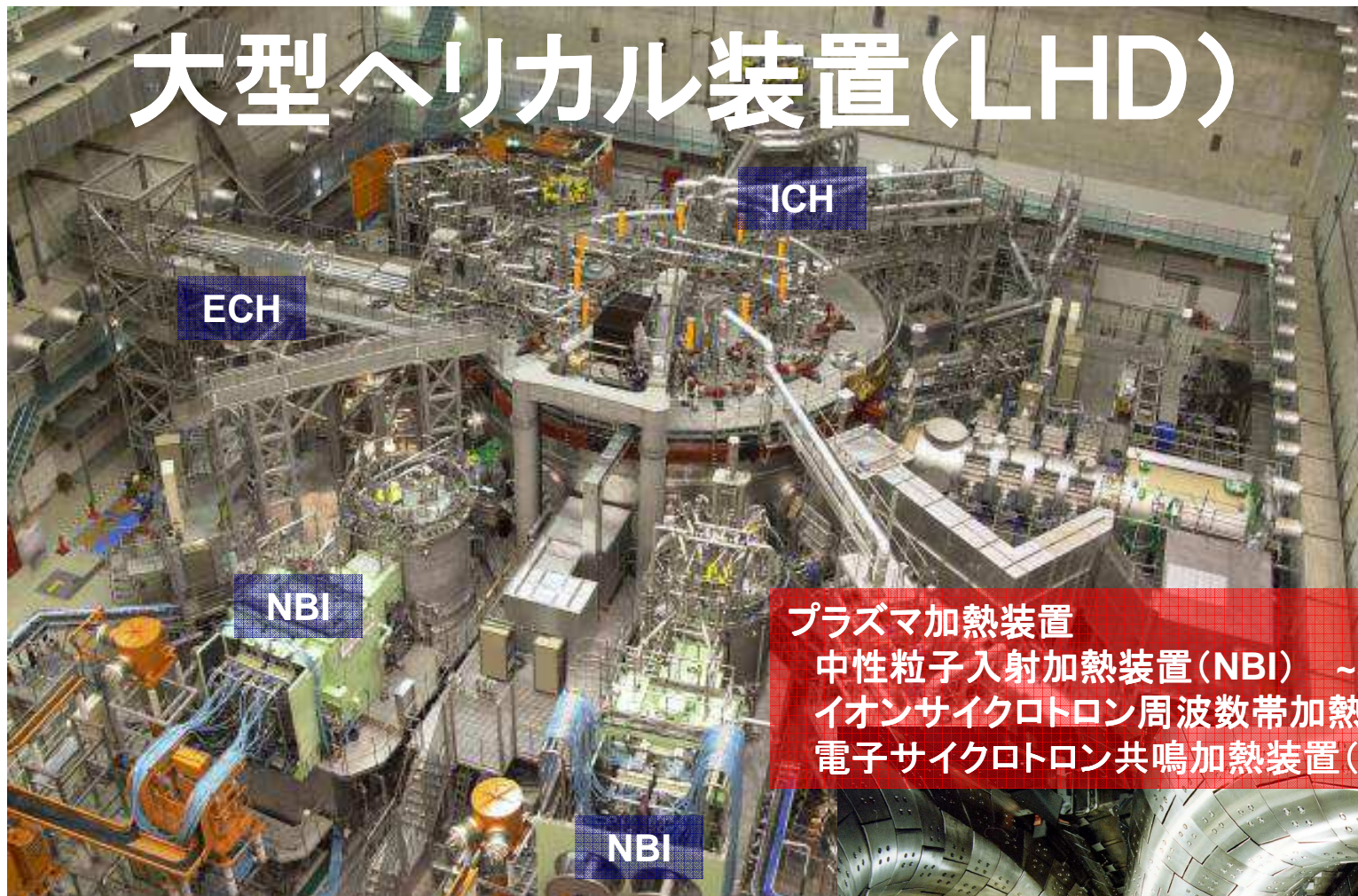
Heliotron-E
High or Medium
shear

Large Helical Device (LHD)
Optimized Heliotron (1998)



大型ヘリカル装置(LHD)

1990年
建設開始
1998年3月
実験開始



プラズマ加熱装置
中性粒子入射加熱装置(NBI) ~30MW
イオンサイクロロン周波数帯加熱装置(ICH) ~3MW
電子サイクロロン共鳴加熱装置(ECH) ~2MW

高さ (ポート部を含む)	9.1m
装置外径	13.5m
装置重量	1500ton
冷却部重量(-269°C)	850ton
蓄積磁場エネルギー	1GJ
コイル製作精度	2mm以下



プラズマ真空容器内部

Helical Systems: Nested magnetic surfaces observed in recent helical devices

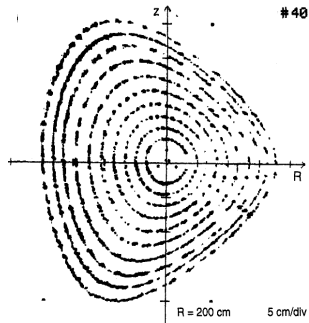
LHD

Motojima et al., Nucl.Fusion 40 (2000) 599.

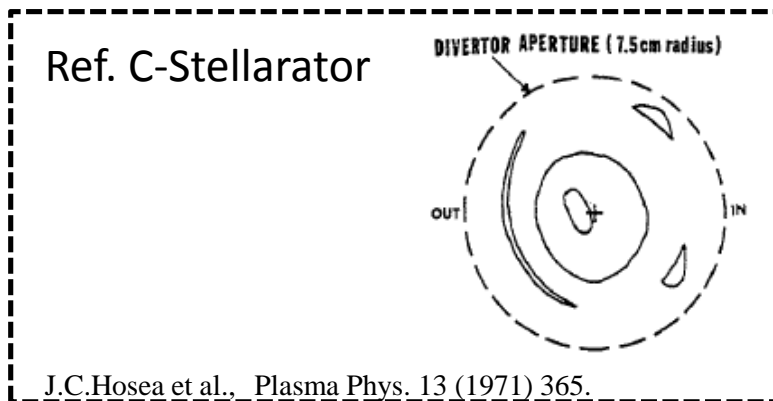
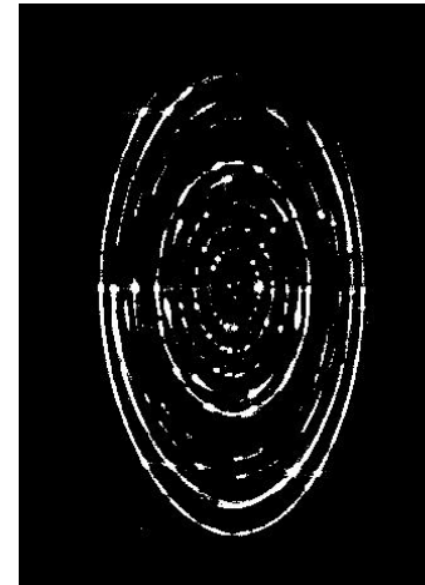
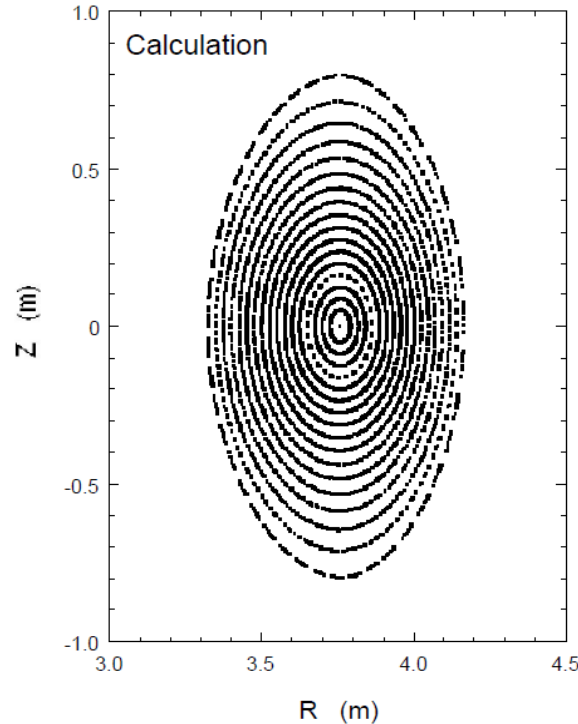
± 2 mm accuracy of helical windings

$B = 0.25$ (T), $R_{ax} = 3.75$ (m)

W7-AS

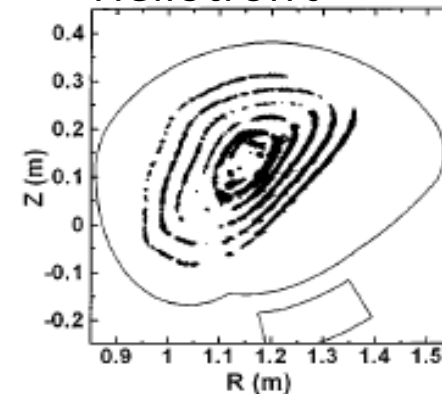


Jaenicke et al., Nucl.Fusion 33 (1993) 687.



J.C.Hosea et al., Plasma Phys. 13 (1971) 365.

Heliotron J



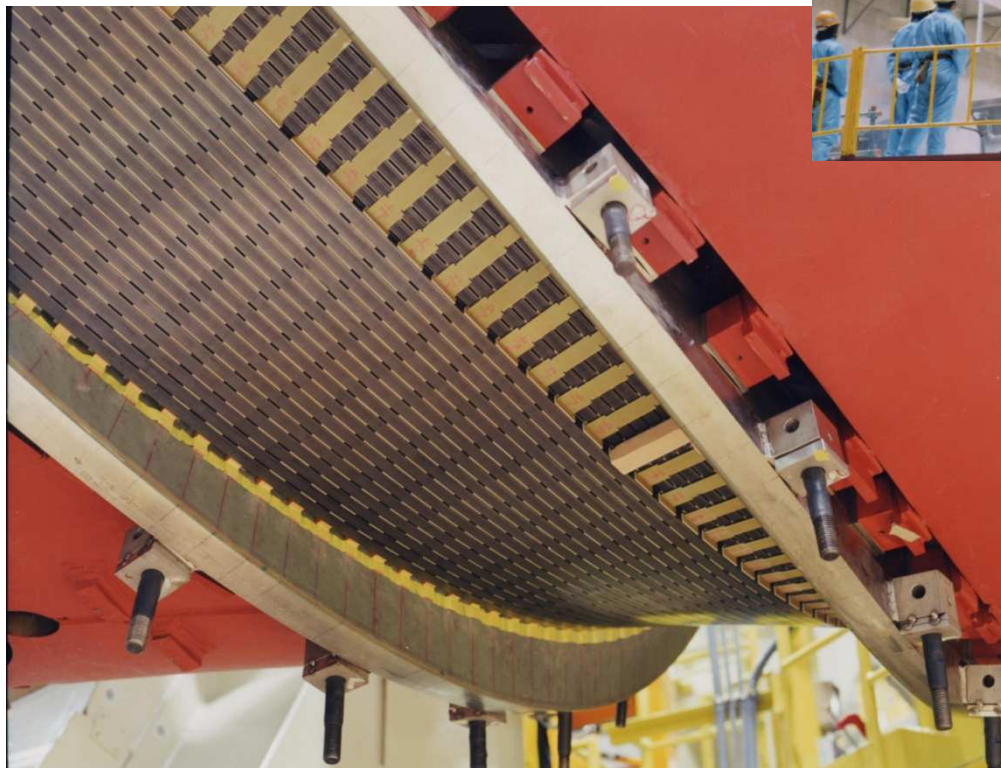
Obiki et al., Nucl.Fusion 41 (2001) 833.

ヘリオトロン研究：LHD建設の様子

大きくかつ精緻なLHD

ヘリカル(ねじれた)コイルの
磁場によりプラズマを閉じ込
める我が国独自のアイデアに
基づく方式

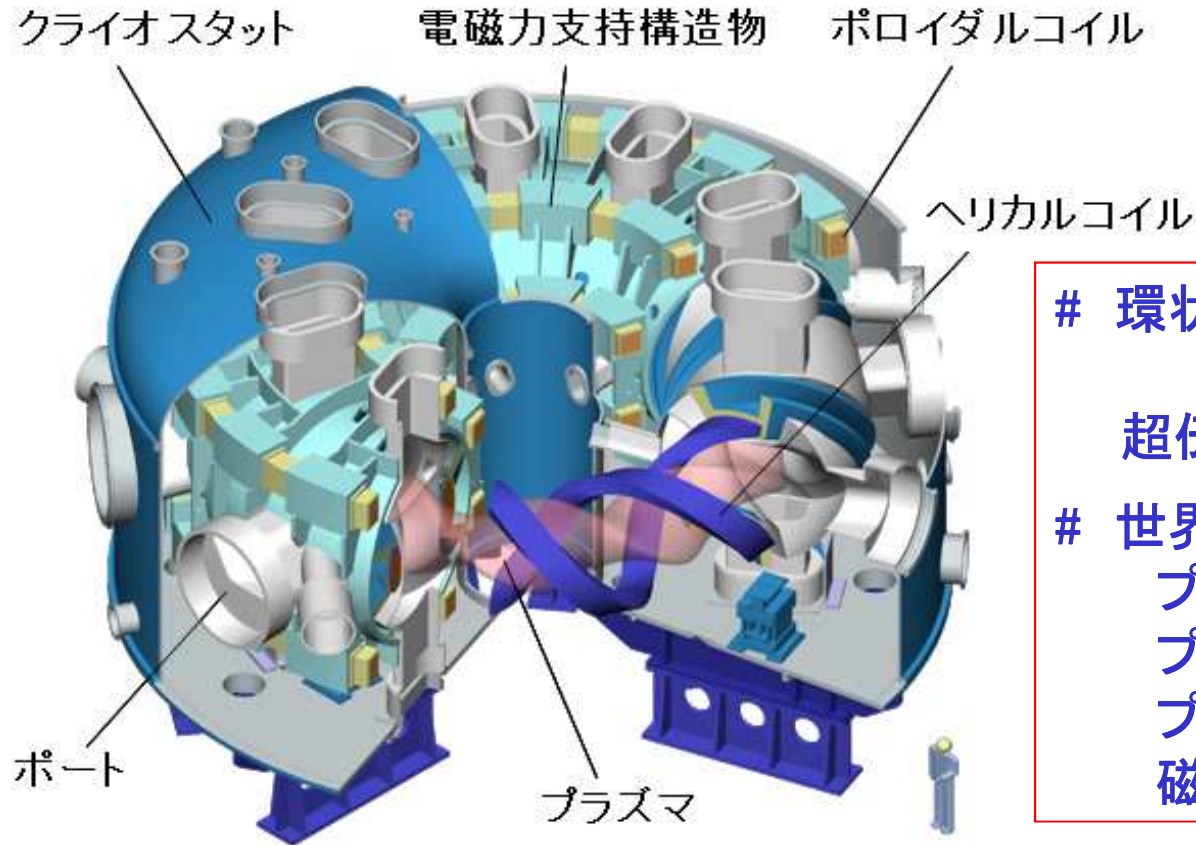
安定な定常運転に特長



超伝導ヘリカルコイル
直径約11m ⇔ 精度 2mm

450回超伝導線を巻いたコイル
1本の線の設置精度は60ミクロン 26

大型ヘリカル装置 (Large Helical Device: LHD)

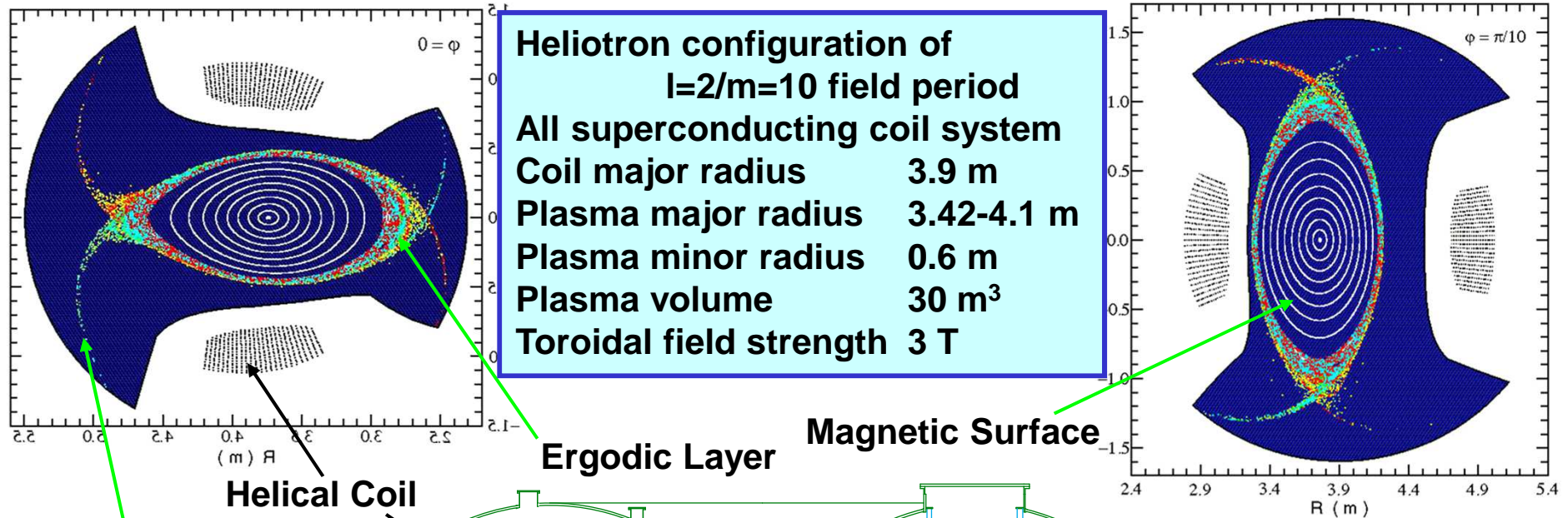


- # 環状磁場閉じ込め型
核融合実験装置
超伝導コイルにより磁場生成
- # 世界最大のヘリカル型装置
プラズマ主半径: 3.42-4.1m
プラズマ小半径: 0.6m
プラズマ体積: 30m³
磁場強度: 3テスラ

LHDの目標

核融合炉にできる限り近い、高温高密度プラズマを生成し、それをできるだけ長く維持することにより、核融合炉で起こる現象を高い精度で予測するのに必要な知見を得ること

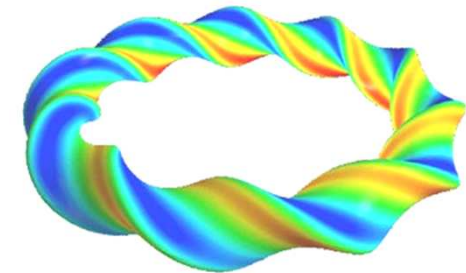
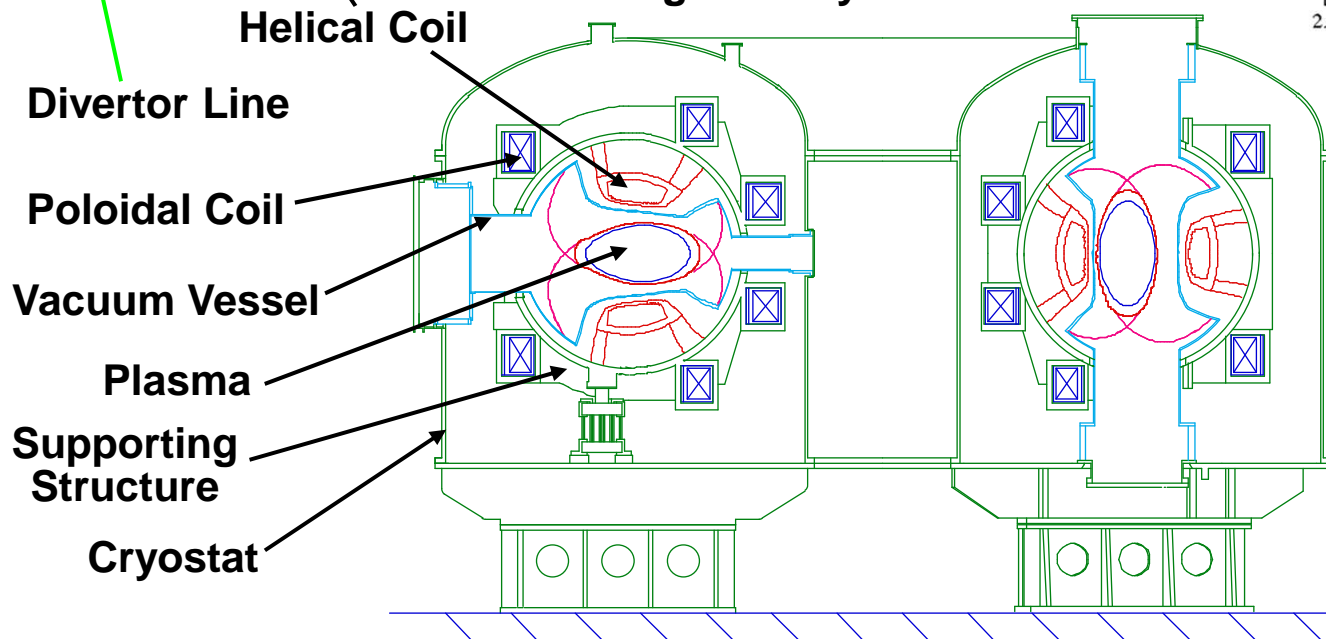
Structure and magnetic surfaces of LHD



Heliotron configuration of $l=2/m=10$ field period
All superconducting coil system
Coil major radius 3.9 m
Plasma major radius 3.42-4.1 m
Plasma minor radius 0.6 m
Plasma volume 30 m³
Toroidal field strength 3 T

Ergodic Layer

Magnetic Surface

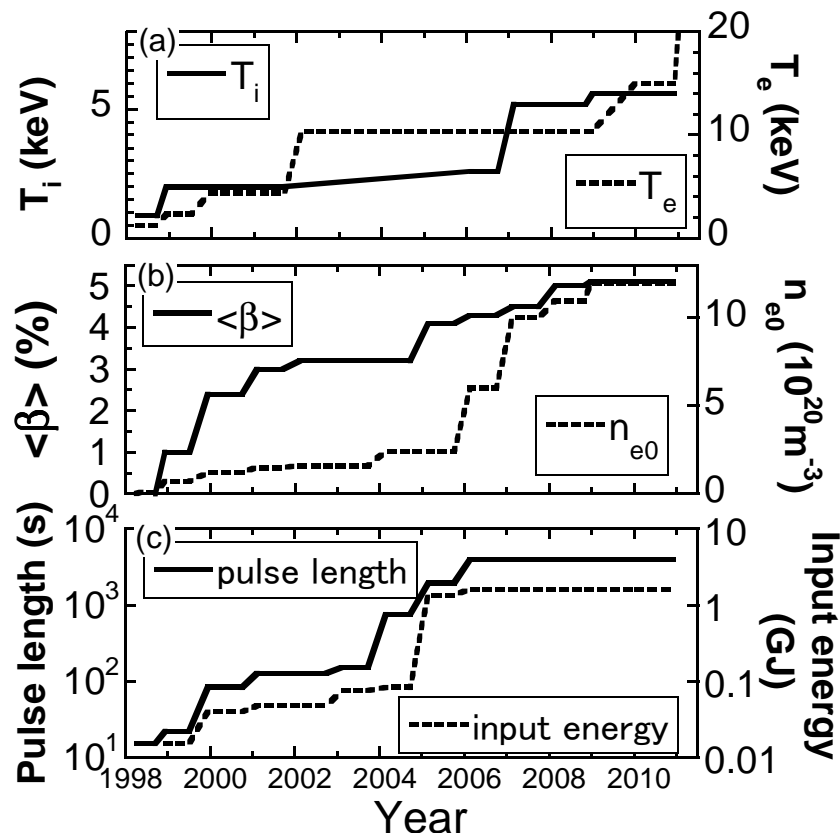
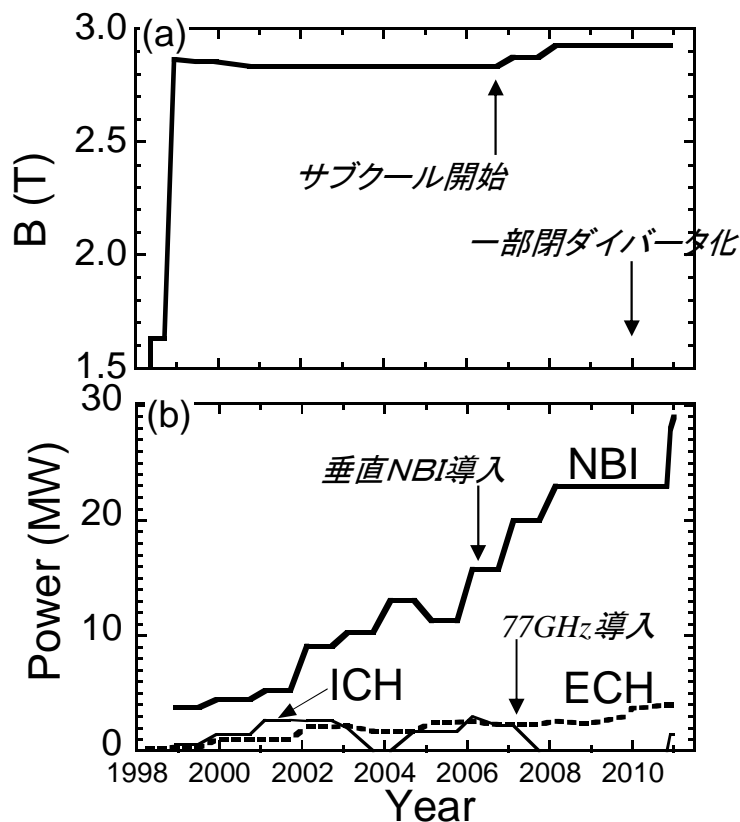


装置整備の進展とプラズマパラメータ領域の拡大

装置技術としての増強

実験開始1998年,

プラズマ性能の進歩



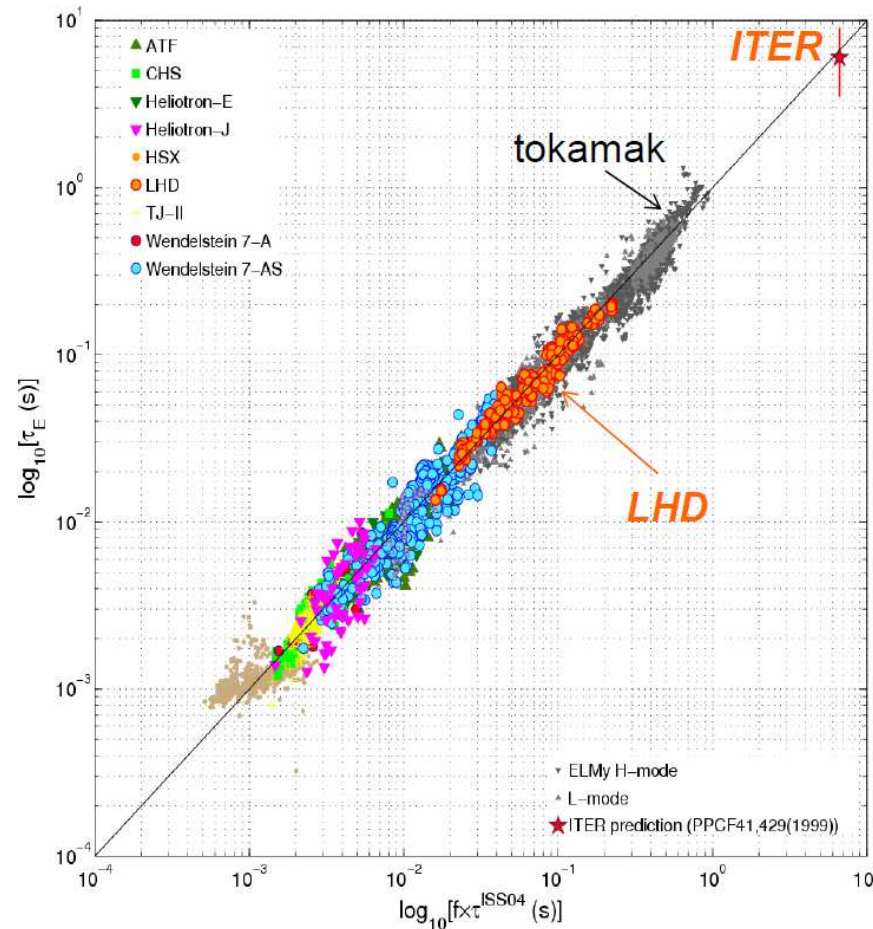
LHDの達成パラメータ

体積平均ベータ値 5.1%, 到達密度(中心) $1.2 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$,

イオン温度 5.6keV, 電子温度 20keV

放電持続時間 約1時間, 入力加熱エネルギー 1.1GJ

LHDの輸送特性



乱流輸送の物理機構の解明とともに、実験に基づく半実験式を構築し、それを使って将来の核融合プラズマを予見

$$\tau_{ISS04} \sim n^{0.54} P^{-0.61} B^{0.84} a^{2.28} R^{0.64}$$

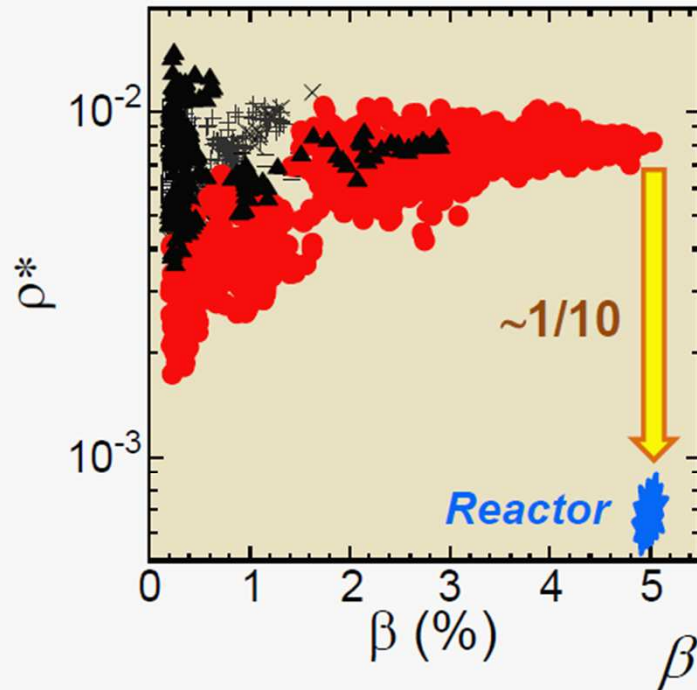
ヘリカル型実験装置による閉じ込め時間の半実験則

$$\tau_{GB} \sim n^{0.6} P^{-0.6} B^{0.8} a^2 R^{0.6}$$

Establishment of integrated physics model is required to bridge over the gap

Normalized gyro radius

$$\rho^* \propto T^{1/2} / aB$$

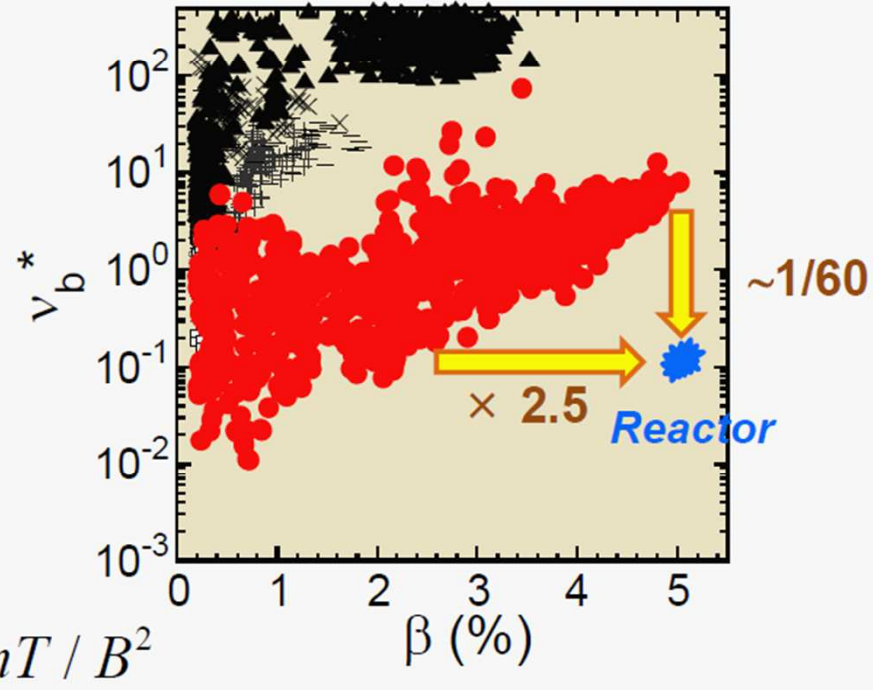


Gyro-Bohm nature in confinement is preferable

$$\chi \propto \rho^*$$

Collisionality

$$\nu_b^* \propto n / T^2$$



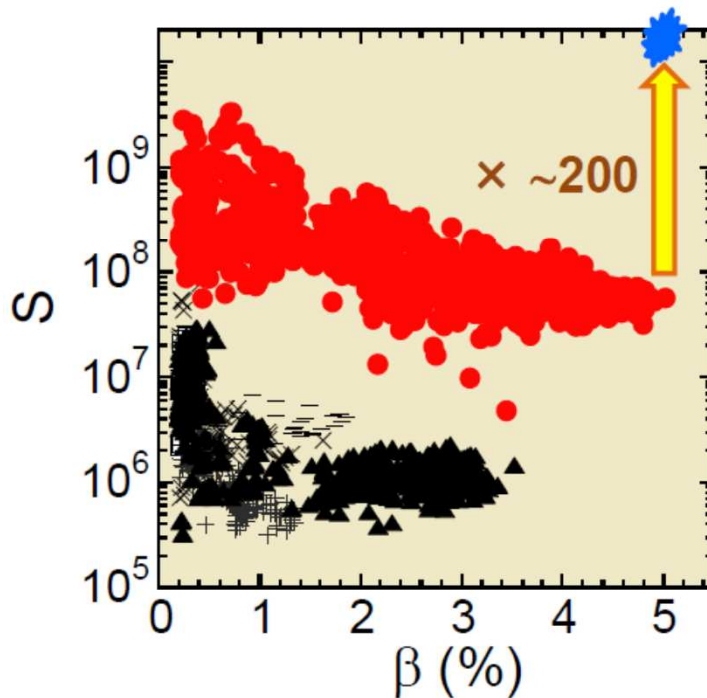
Collisionless (Long mean free path) high β is an important issue

ex. effect of stochasticity

6/21

Establishment of integrated physics model is required to bridge over the gap

Magnetic Reynolds Number : S



$$S = \tau_R / \tau_A \propto \frac{aBT_e^{3/2}}{ZA^{1/2}n_i^{1/2}} \propto \frac{\beta^{1/2}}{v_b * \rho^{*2}}$$

Role of resistivity

→ Resistive interchange mode

Growth rate of resistive mode

(B.Coppi, NF (1966))

$$\gamma \propto S^{-1/3}$$

Pay careful attention to extrapolation

γ is reduced by 1/6 ?

Note: LHD cannot realize a plasma with full dimensional similarity

→ **Integrated physics model with reliable predictability which bridges over the gap of non-dimensional parameters**



ヘリカル型核融合炉の長所、短所 — トカマク型に比較して —

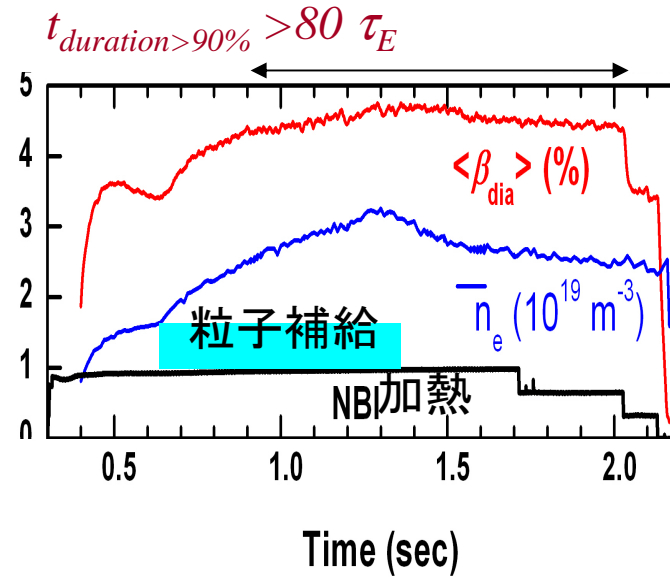
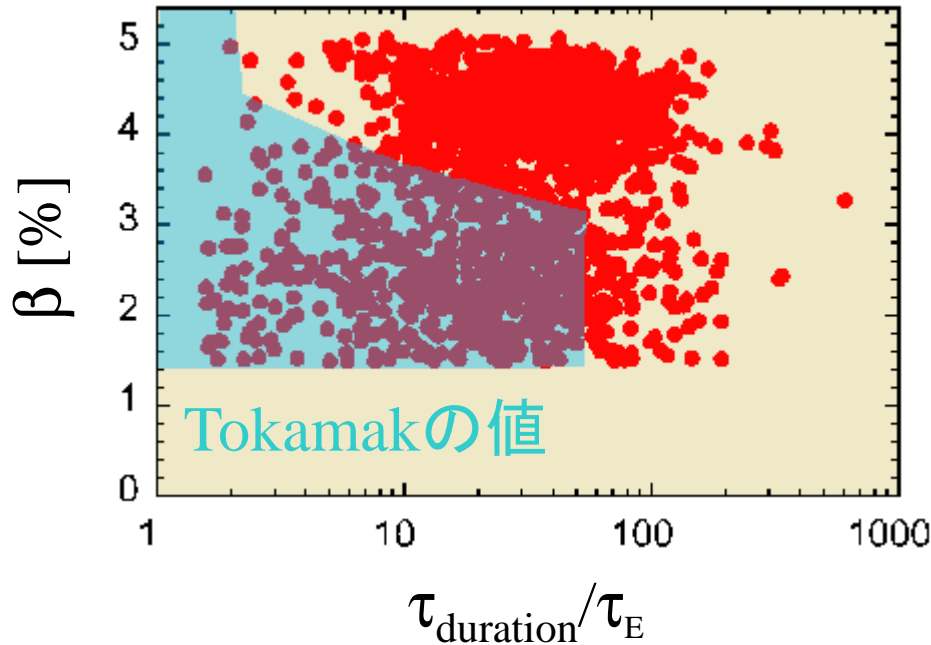
炉心プラズマの長時間維持が容易
破壊的プラズマ消滅現象(disruption)が起こらない
高密度運転が得意
高性能プラズマの長時間維持が容易

高温運転が不得意
装置構造が複雑 => 装置建設の期間、コスト大
閉じ込め性能が少し劣る
(磁場構造の複雑性が一つの原因)
=> 炉心の大型化



経済的核融合炉の指標; ベータ値5%を達成 4.5%以上の高ベータプラズマを定常に維持

$$\text{ベータ値} = \frac{\text{プラズマの圧力}}{\text{閉じ込め磁場の圧力}}$$



高ベータ状態の持続時間を規定するもの

ヘリカル;
加熱持続、粒子持続時間

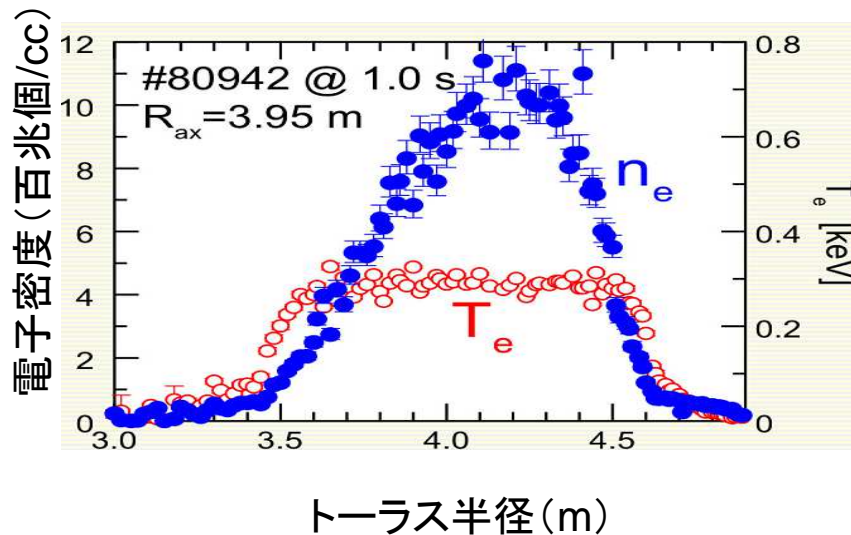
トカマク;
電流緩和時間

トカマク型より高ベータ状態の長時間維持が得意

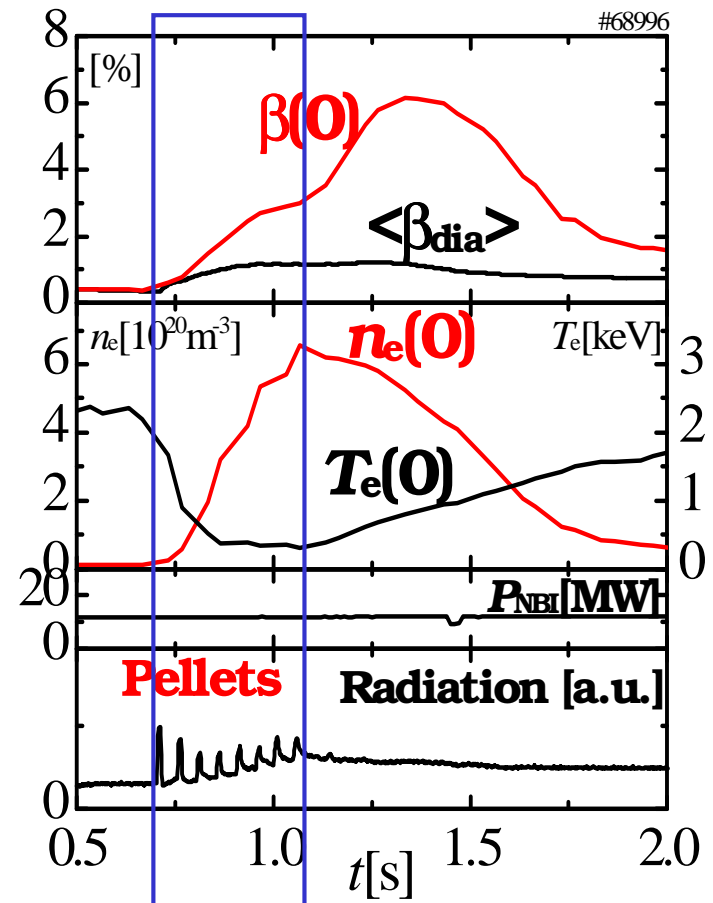


内部拡散障壁を持つ高密度、高圧力放電の達成

- ✓ **最大電子密度 千兆個/cc以上**
最大プラズマ圧力 1.5気圧
- ✓ 電流駆動やディスラプションがあるトカマクでは決して到達できない領域
- ✓ 新しい超高密度炉心プラズマのシナリオ
 - ➔ 定常、安定、低い温度での運転
 - ➔ 工学要件を下げ、実現がより容易



水素の氷の粒を高速で、多数入射することにより実現

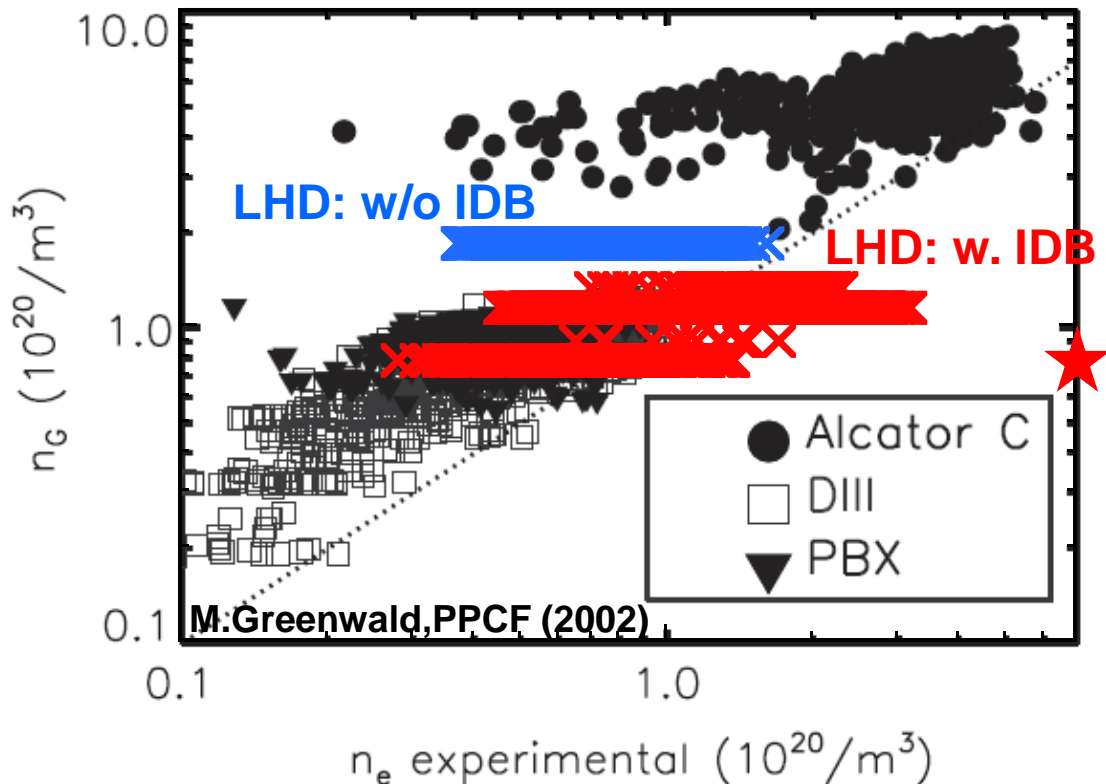




LHD(ヘリカル型)はトカマク型より高密度運転が得意

密度運転限界の経験則
(トカマク)

$$n_G = \kappa J = I_p / \pi a^2$$



密度運転限界の経験則(ヘリカル)

$$n_e^{Sudo} = 0.25(PB / (a^2 R))^{0.5}$$

LHD@2.5 T

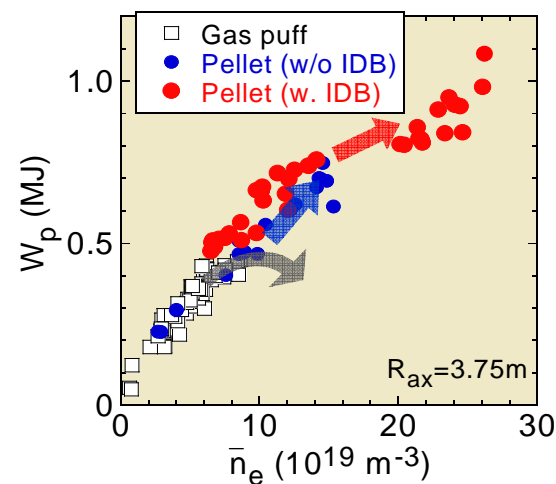
$$n_e(0) = 1.0 \times 10^{21} \text{m}^{-3}$$

$$\bar{n}_e = 4.4 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$$

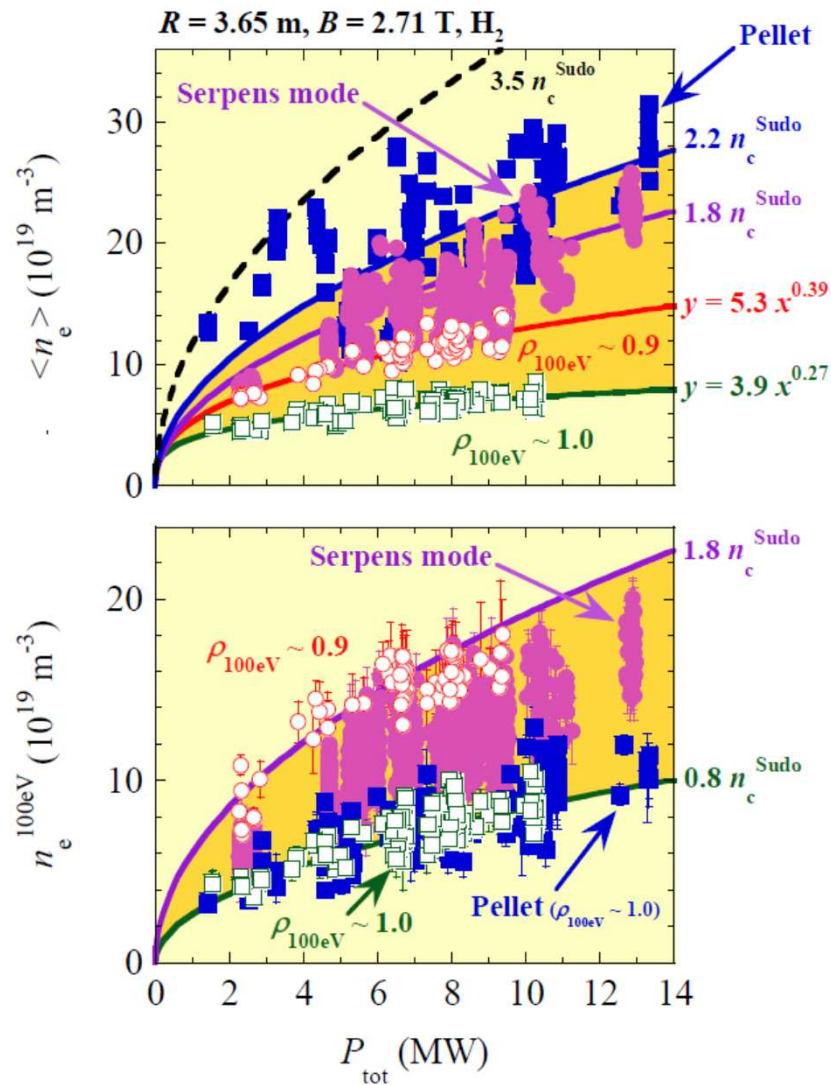
高密度運転の魅力

- ✓ 高い核融合出力
- ✓ 閉じ込め特性の有効利用
- ✓ 壁への熱負荷の低減による炉の工学条件が緩くなる

$$\tau_E^{ISS04} \propto \bar{n}_e^{-0.54}$$



維持できる密度の上限は、加熱入力パワーに比例する。



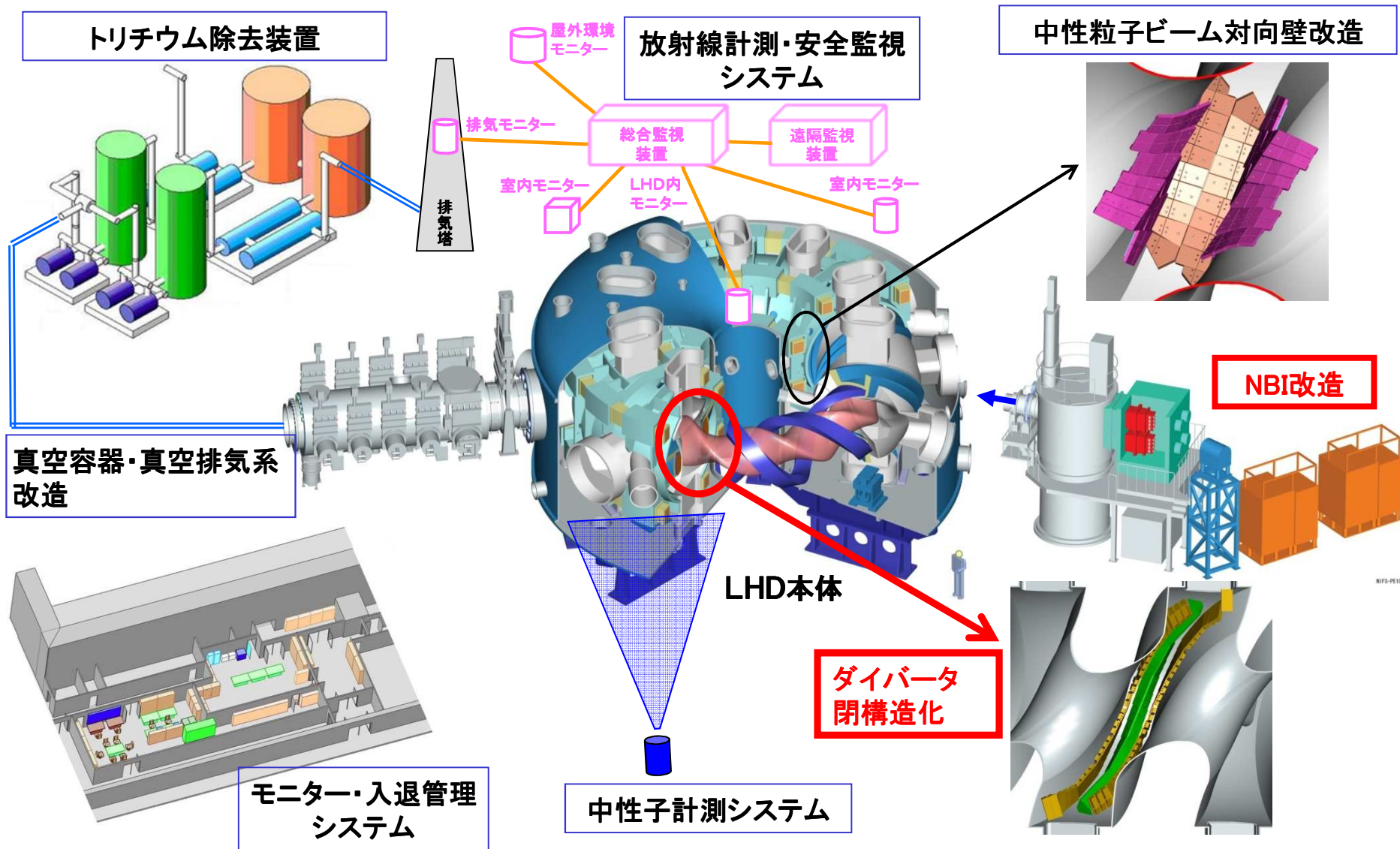
$$n_c^{Sudo} \propto \sqrt{P/V}$$

どこの密度が重要か?

周辺(電子の100eVの場所)の密度の上限が加熱入力パワーに比例する
(平均密度ではない)

平均密度を上げるには、周辺の密度を下げるのが有効

大型ヘリカル装置(LHD)の最高性能化に向けた機器整備計画

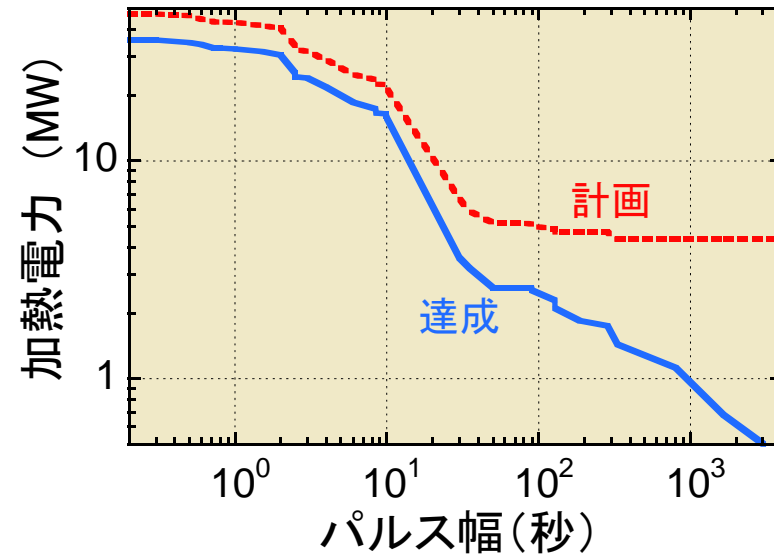


その他：計測機器の整備、ECH・ICHの増強



数年内に 最高性能化をはかる

1. 加熱電力の増強
2. 閉構造ダイバータ整備
3. 重水素実験



年度		2011	2012	2013	2014
実験サイクル		15	16	17	18
NBI	接線(負イオン)	16 MW	←		
	垂直(正イオン)	13 MW	←	→18 MW	
ECH	パルス	3.7MW	4.5MW	→6 MW	
	定常	0.5MW	0.8MW	→1 MW	
ICH	パルス	2 MW	3 MW	→6 MW	
	定常	1 MW	1.5 MW	→3 MW	
閉構造 ダイバータ	閉構造	2/10	8/10	→10/10	
	クライオポンプ	0/10	1/10	→10/10	

ヘリカルダイバータの閉構造化



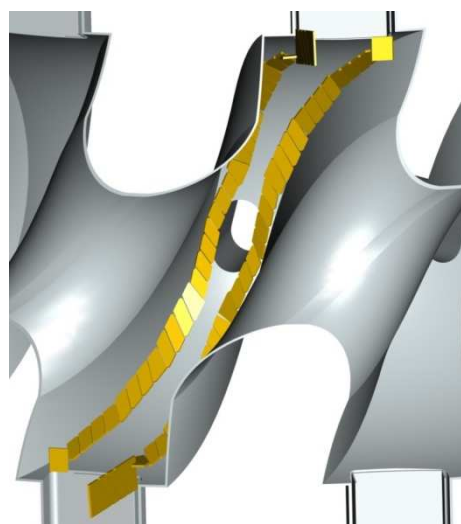
燃料および不純物粒子排気による周辺プラズマ制御

→ ガスによるプラズマ冷却の軽減、不純物の排除 → プラズマ性能の向上

ダイバータ熱・粒子負荷の軽減

→ 高加熱入力長時間放電の達成 → ヘリカル炉ダイバータ設計

開いたダイバータ

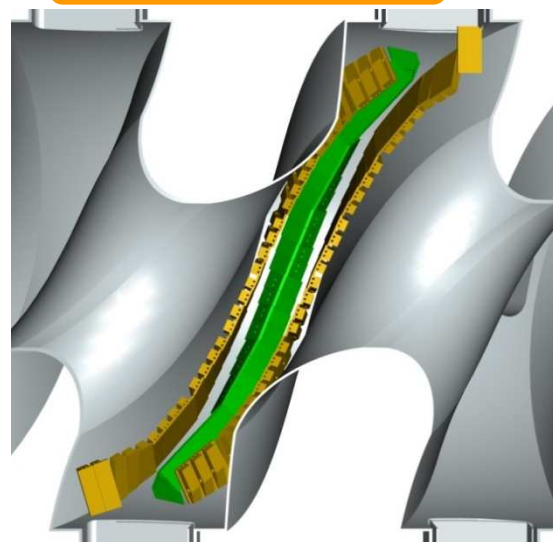


プラズマ

ガスがプラズマを冷やす

ガス

閉じたダイバータ



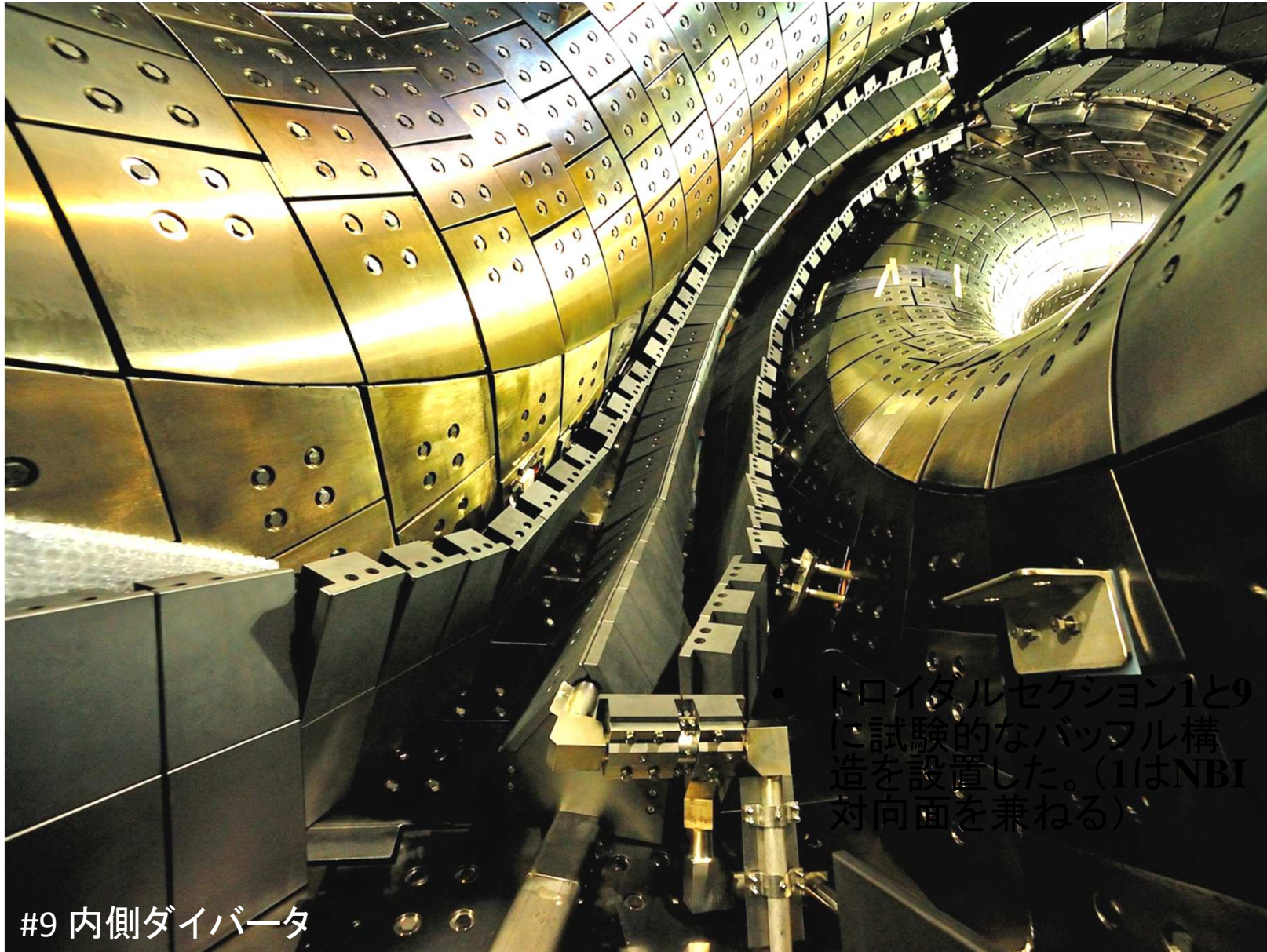
プラズマ

ガスはプラズマに戻らない

ポンプで排気

- ・ バッフル構造と排気装置を備えた閉構造ヘリカルダイバータ
→ 高加熱入力及び長時間放電に対応した能動的な粒子制御
- ・ トーラス内側ダイバータを閉構造化
- ・ 段階的な閉構造化を実施

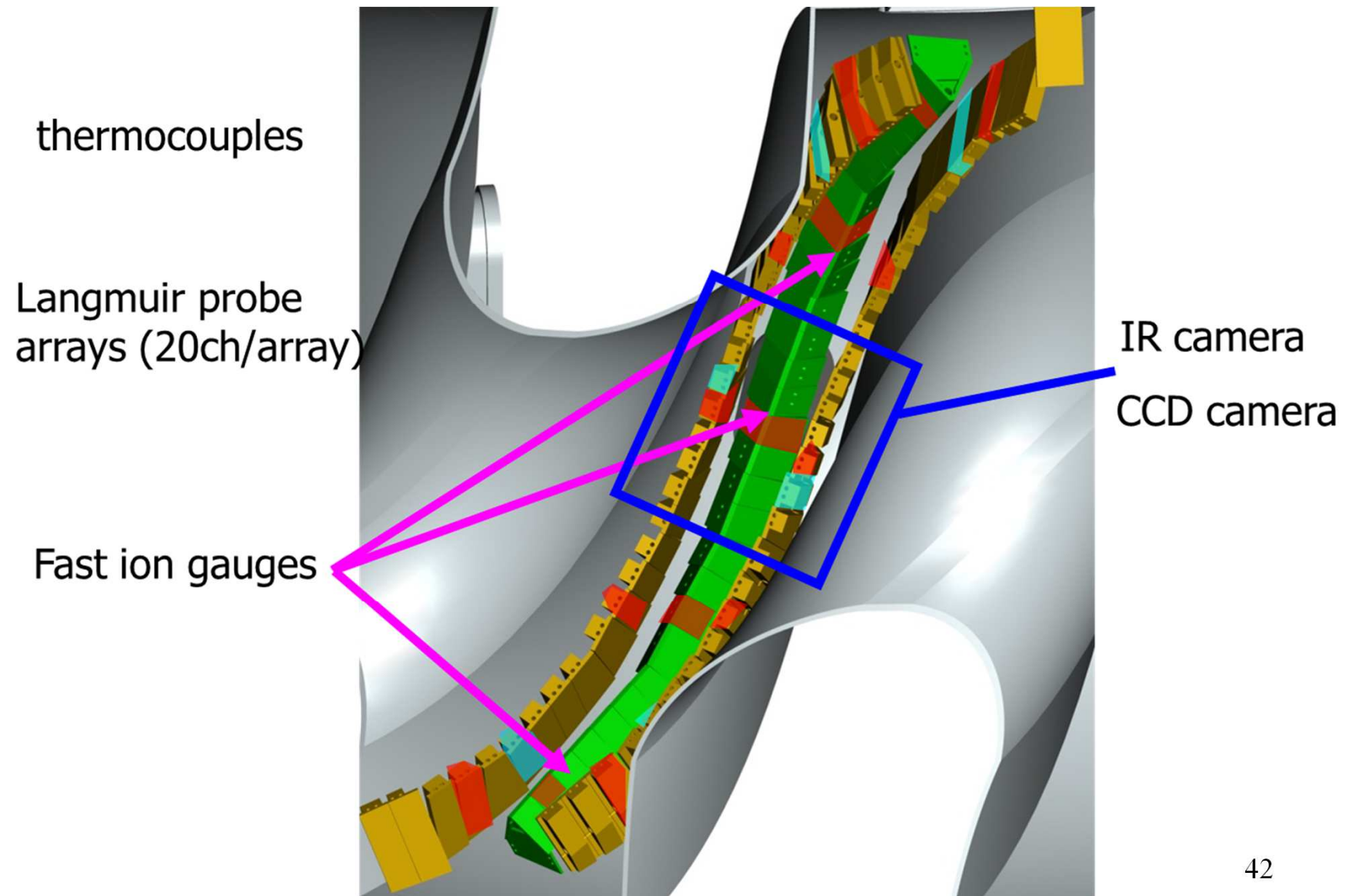
試験バツフル構造の設置



- トロイダルセグメント1と9に試験的なバツフル構造を設置した。(1はNBI対向面を兼ねる)

#9 内側ダイバータ

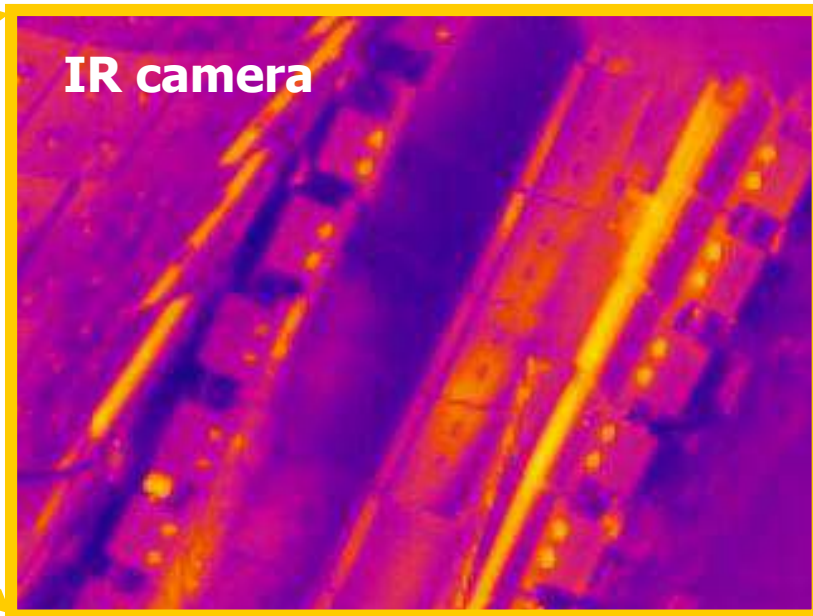
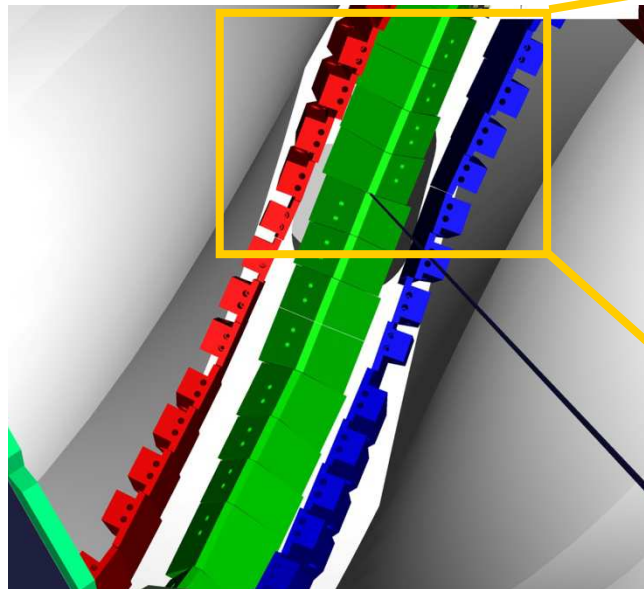
試験バツフル構造部計測機器配置



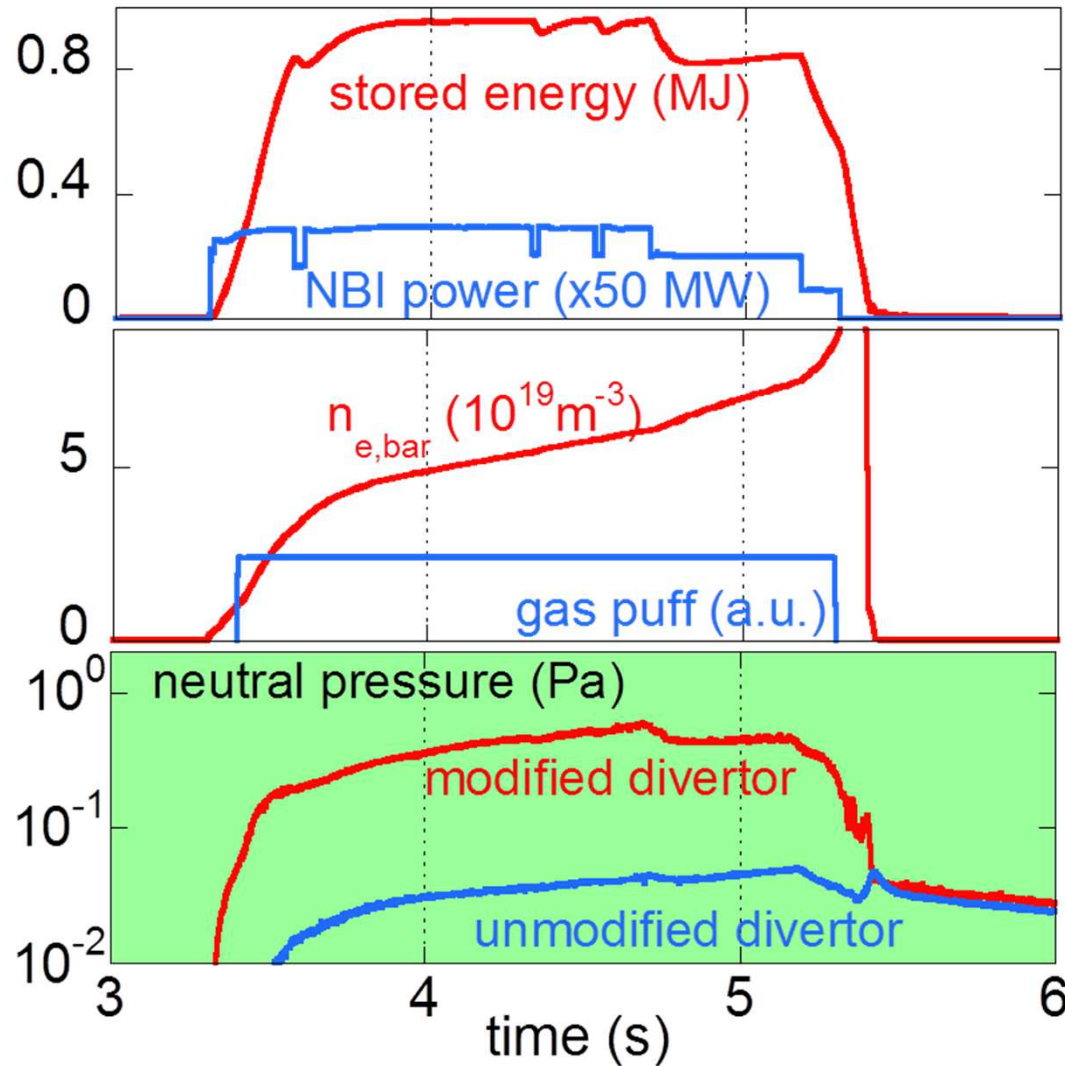
バッフル構造部のカメラ観測



- ドーム構造には大きな熱負荷はない。
- バッフル構造の、運転への悪影響は見られない。



試験バッフル構造部の中性粒子圧力



- 密度ランプアップ放電において、ダイバータ部中性粒子圧力計測を行った。
- バッフル構造を設置したダイバータ部では、従来のダイバータ部に比べて10倍程度高い圧力を観測した。

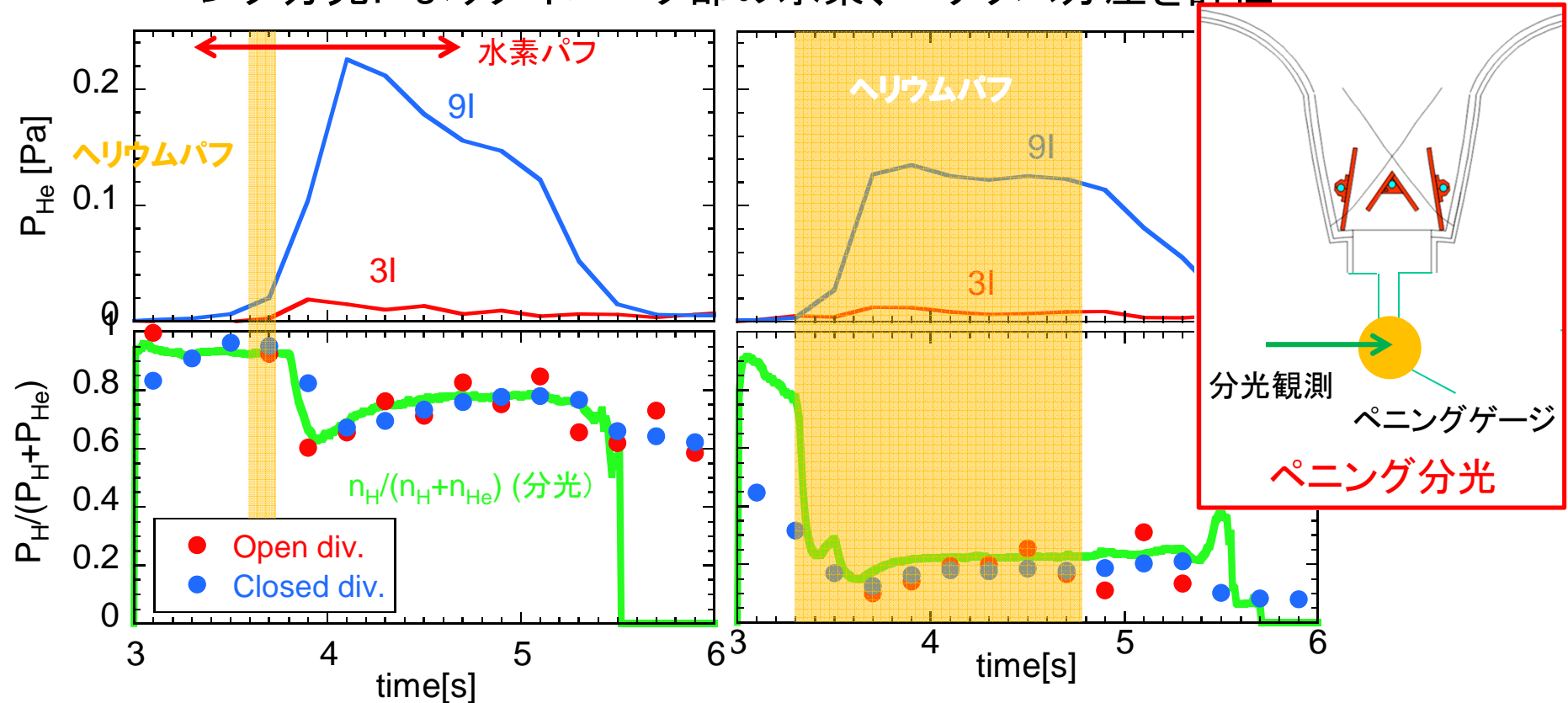
トカマク装置におけるダイバータ部中性粒子圧力

Machine	Pressure (Pa)	n_e (10^{19} m^{-3})	Discharge mode
Alcator	3-6	20-40	ohmic
C-Mod	6-12	20-40	
DIII-D	0.5-7	5-9	ELMy H
ASDEX-U	0.2-0.7	7-9	ELMy H
JET	0.02-0.25	5-7	ELMy H

Nucl. Fusion **39**(1999)2413.

ヘリウムの圧縮特性

- 放電中にヘリウムガスを導入し、試験バッフル部及び従来の開いたダイバータ部における水素、ヘリウム圧力を観測。
- ペニング分光によりダイバータ部の水素、ヘリウム分圧を評価



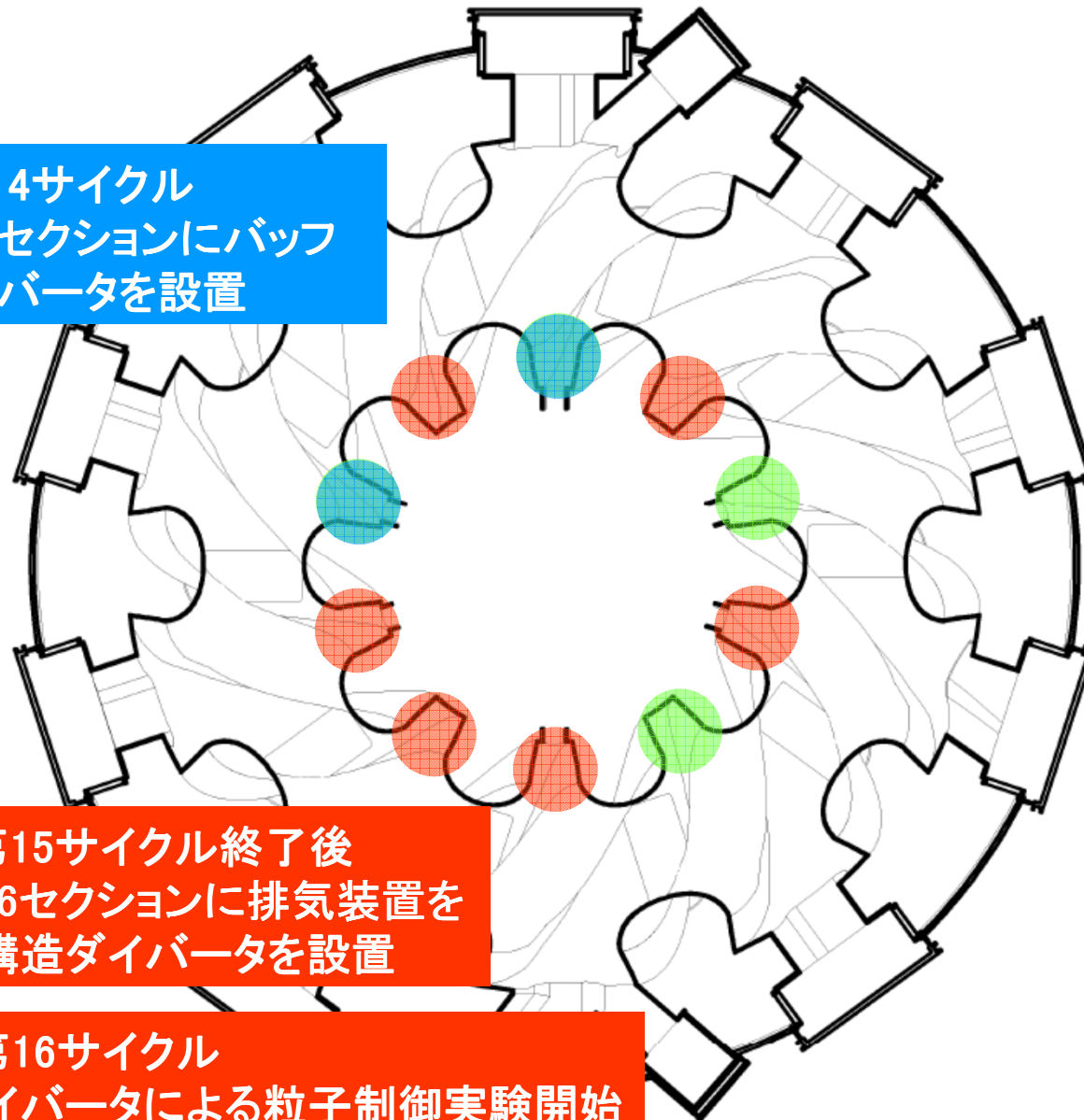
LHDダイバータの閉構造化状況



2010年度 第14サイクル
・ トロイダル2セクションにバッフル構造ダイバータを設置

2011年度 第15サイクル終了後
・ トロイダル6セクションに排気装置を備える閉構造ダイバータを設置

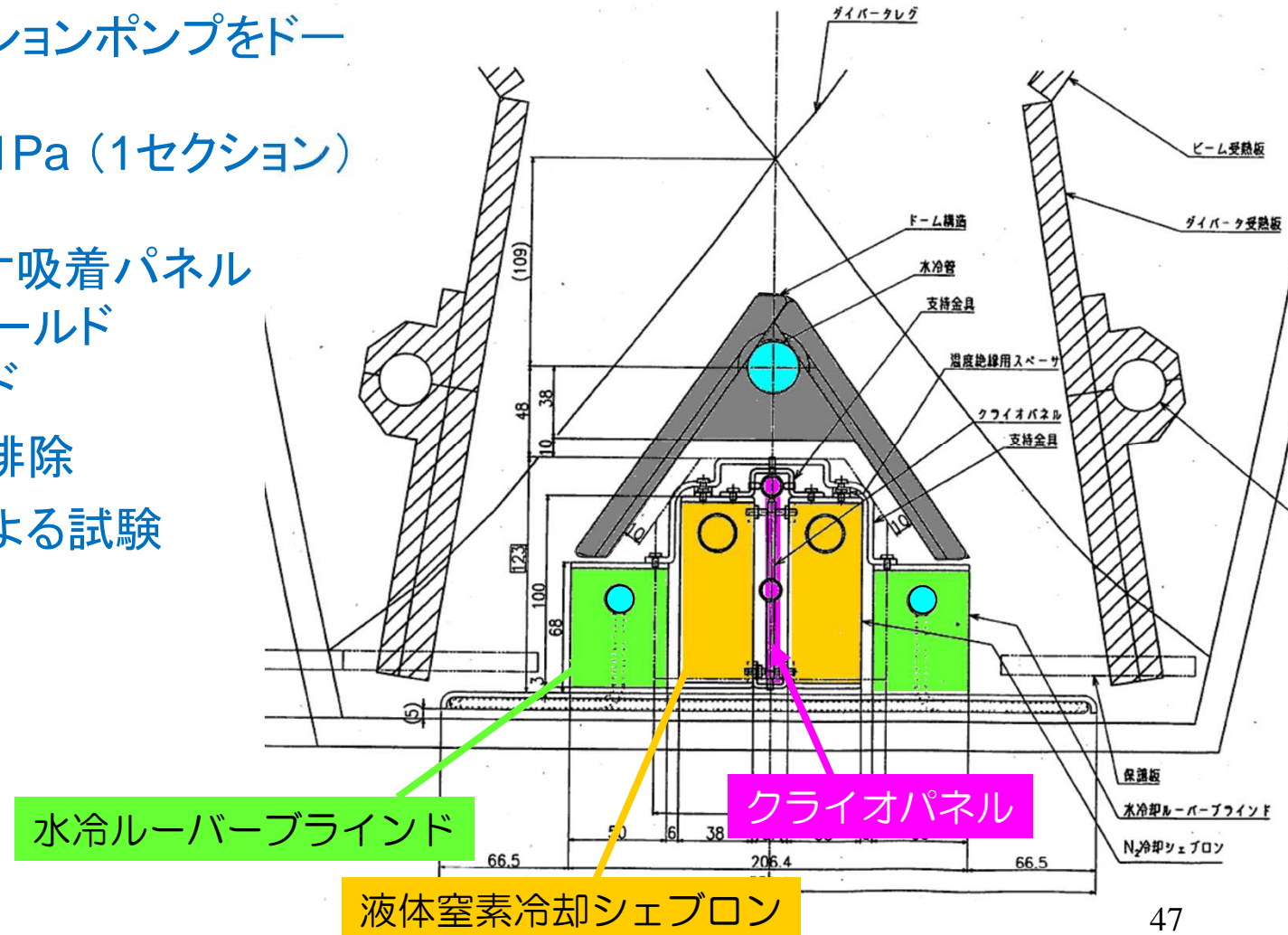
2012年度 第16サイクル
・ 閉構造ダイバータによる粒子制御実験開始



閉構造ヘリカルダイバータ用排気装置



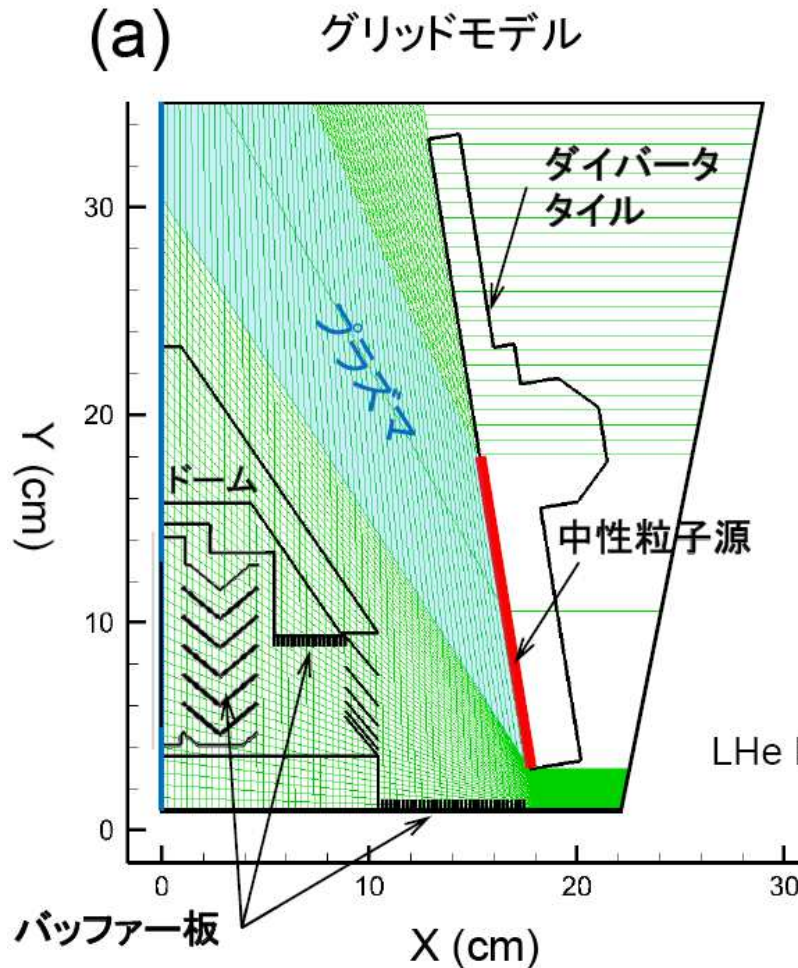
- ・ クライオソークションポンプをドーム下に設置
 - $10\text{m}^3/\text{s}$ at 0.1Pa (1セクション)
 - 3層構造
 - 20K-クライオ吸着パネル
 - 80K-LN₂シールド
 - 水冷シールド
- ・ 有機系材料の排除
- ・ テストピースによる試験



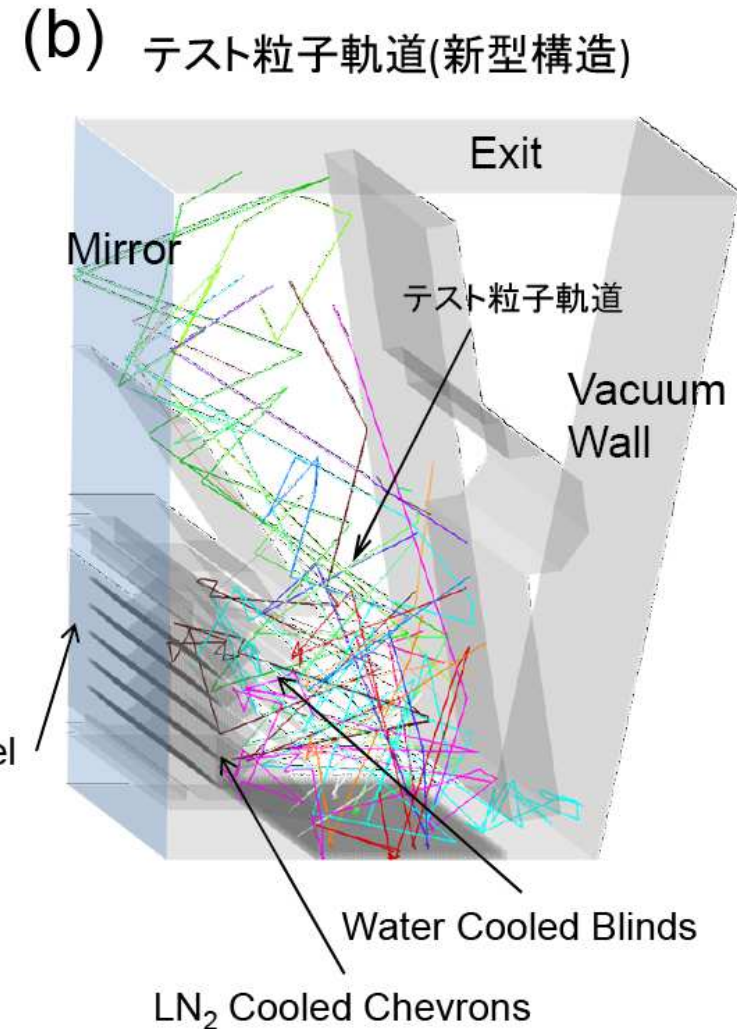
閉構造ダイバータ用排気装置の検討



- ・中性粒子輸送計算による設計検討を実施。
- ・有限要素法計算による熱的計算も同時に実施している。



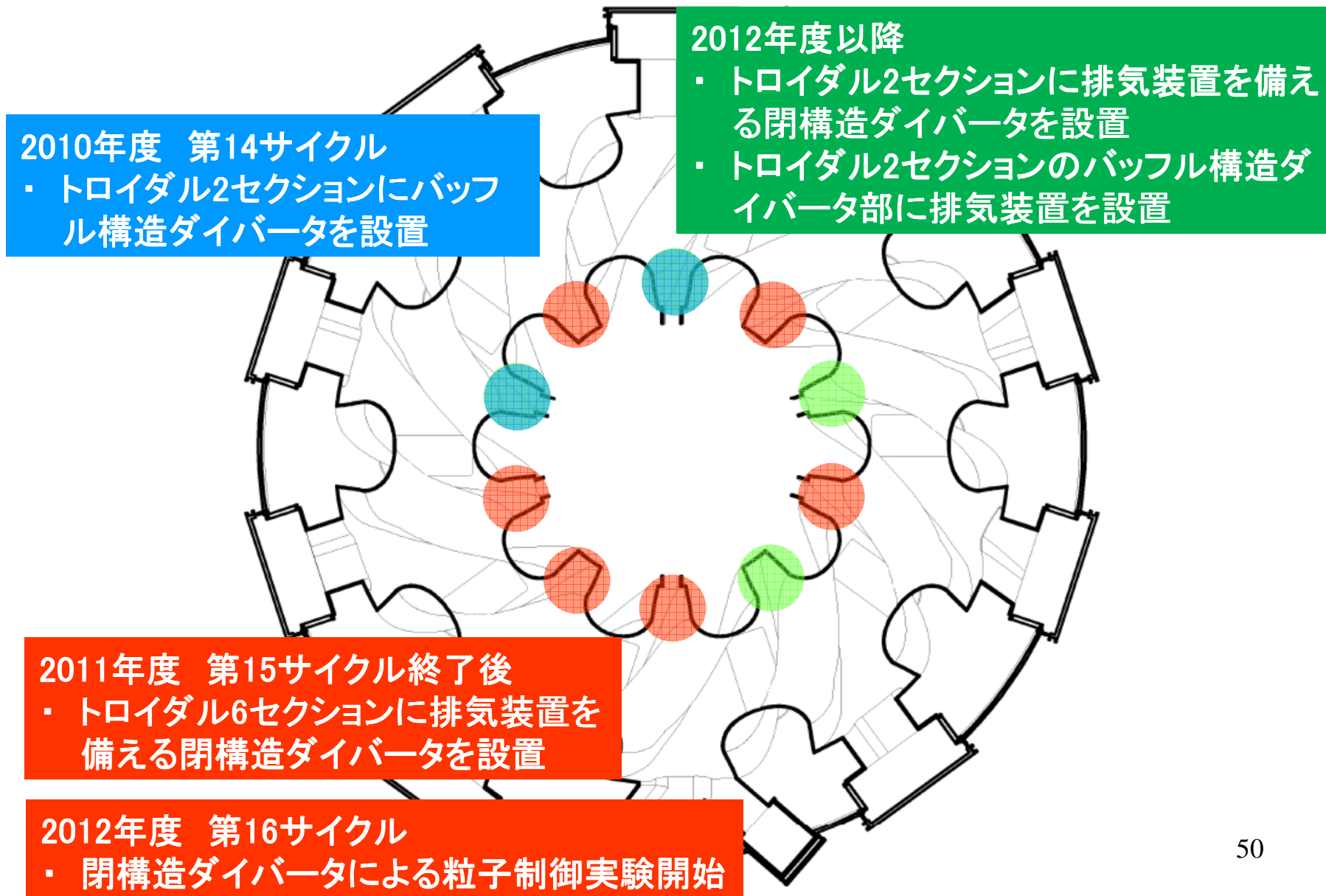
$$T_e^{\text{div}} = T_i^{\text{div}} = 30\text{eV}$$
$$n_e^{\text{div}} = 1 \times 10^{13}(\text{cm}^{-3})$$



閉構造化作業進行中

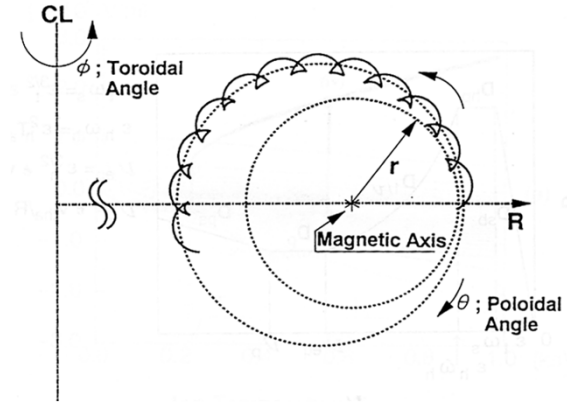


閉構造ヘリカルダイバータ整備スケジュール



ヘリカルにおける新古典拡散 I

新古典輸送理論で予測される $1/\nu$ 領域
ヘリオトロン型核融合炉を考える上で大きな障害



$$q^{1/\nu} \approx -\chi^{1/\nu} n \frac{dT}{dr} \quad \chi^{1/\nu} \approx \epsilon_i^2 \epsilon_h^{1.5} \left(\frac{T}{e r B} \right)^2 \nu^{-1}$$

$$q^{1/\nu} \approx -F \epsilon_h^{1.5} T^{9/2}, \quad \left(F = \left(\frac{\epsilon_h}{e r B} \right)^2 \frac{1}{L_T} \right)$$

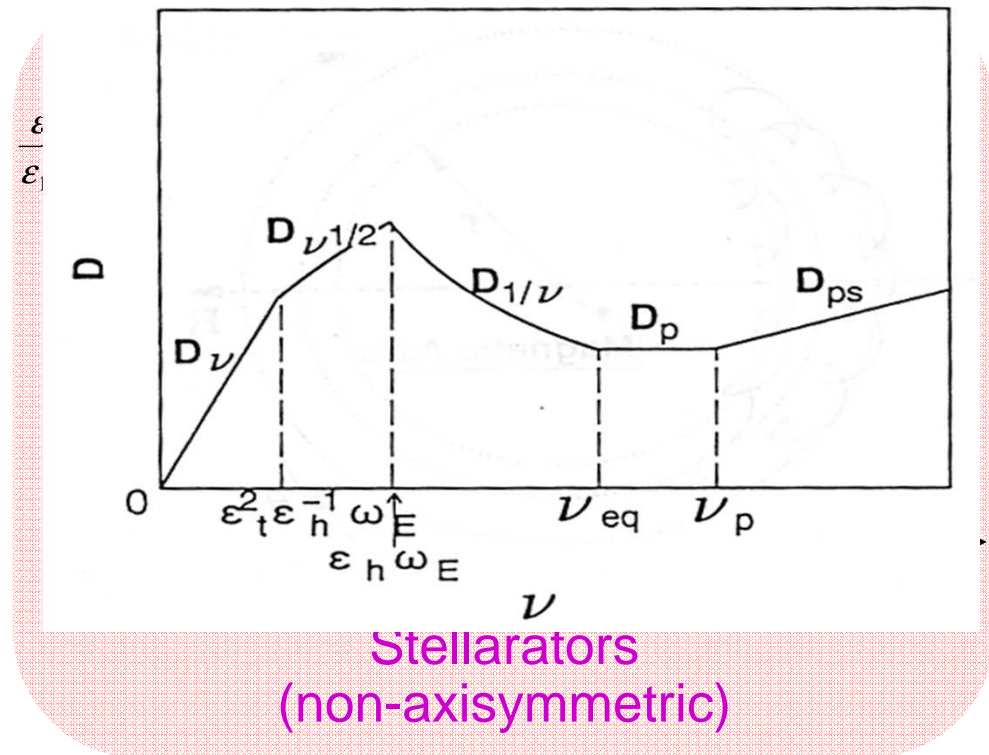
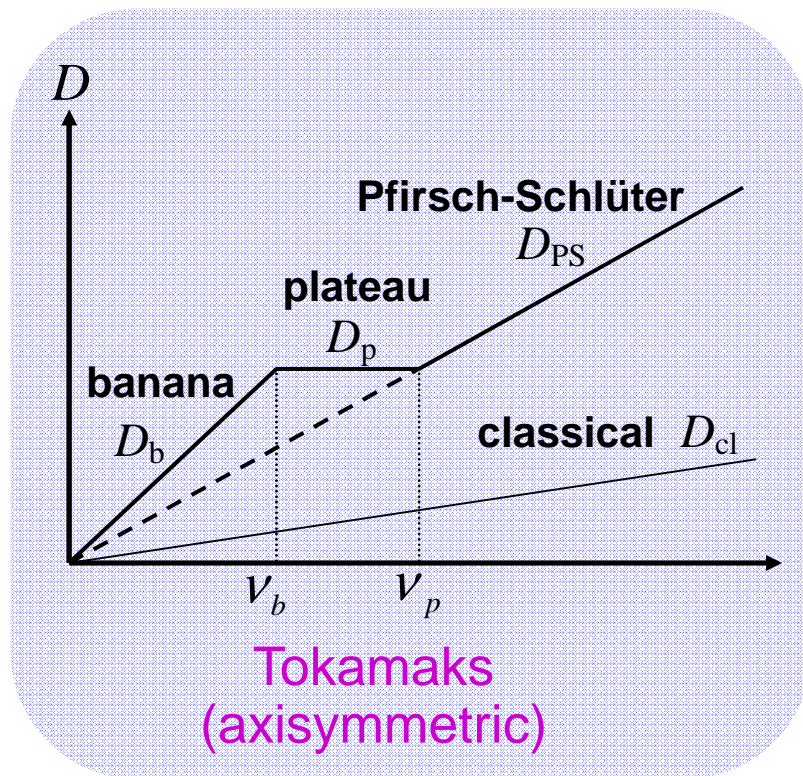
$$D_{1/\nu} \sim A_p^{-2} \epsilon_h^{-1.5} \frac{T^{3.5}}{n B^2}$$

T 増加、q 急激に増加

$$\chi^\nu \approx \epsilon_i^2 \epsilon_h^{0.5} \left(\frac{T}{e E_r} \right)^2 \nu \quad D^\nu \approx A_p^{-2} \epsilon_h^{0.5} T^{-1.5} n$$

高T領域では異常輸送を超えて、輸送を支配する可能性あり
(異常輸送のT依存性にもよる)

ヘリカルにおける新古典拡散 II



$$v \propto n_e / T_e^{3/2}$$

$$v_p = v_T / qR$$

$$v^* = v_e / (v_T / qR)$$

$$v_T = \sqrt{\frac{T_e}{m_e}}$$

$$v_b = \epsilon_t^{3/2} (v_T / qR)$$

$$v_b^* = v_e / [\epsilon_t^{3/2} (v_T / qR)]$$

$$v_{eq} = \epsilon_{h,eff}^{3/2} v_T / qR$$

$$v_h^* = v_e / v_{eq}$$

ヘリカルにおける新古典拡散 III

$$\tau_b \sim a^2 A_p^{-1.5} T^{0.5} B^2 n^{-1} \sim n^{-1} T^{0.5} B^2 a^2 A_p^{-1.5}$$

$$\tau_B \sim a^2 T^{-1} B^1 \sim T^{-1} B^1 a^2$$

$$\tau_{GB} \sim a^1 T^{-1.5} B^2 \sim T^{-1.5} B^2 a^1$$

$$\tau_{1/\nu} \sim n^1 T^{-3.5} B^2 A_p^2 a^2 \epsilon_h^{1.5} \quad \tau^\nu \approx A_p^2 \epsilon_h^{-0.5} T^{1.5} n^{-1} a^2$$

$$(nT)^2 V > k(nVT/\tau)$$

核融合出力

> 熱損失

バナナ型 $(nT)^2 Ra^2 > k(nTRa^2/n^{-1}T^{0.5}B^2a^{3.5}R^{-1.5}) \sim kn^2T^{0.5}B^{-2}a^{-1.5}R^{1.5}$

ジャイロボーム型

$$(nT)^2 Ra^2 > k(nTRa^2/T^{-1.5}B^2a^2) \sim kn^1T^{2.5}B^{-2}$$

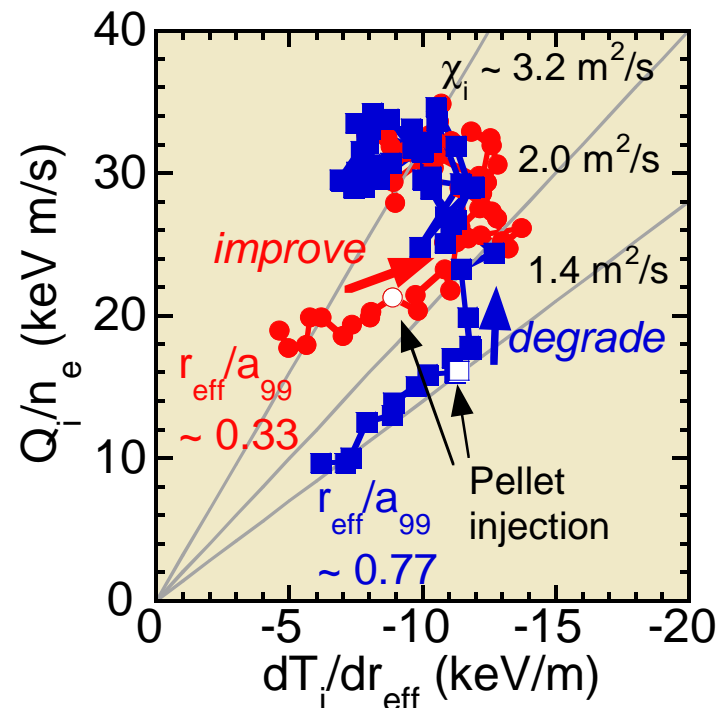
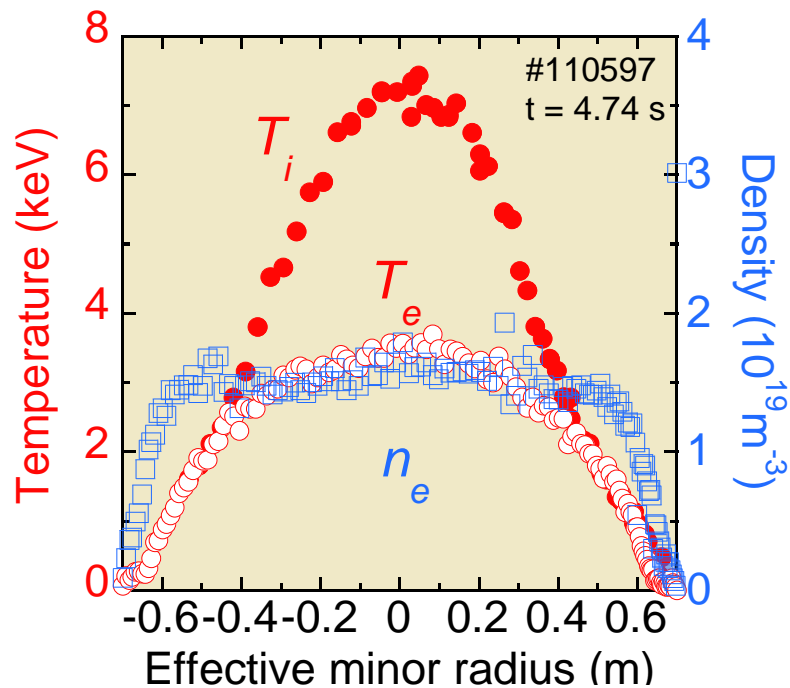
ヘリカル新古典型

$$(nT)^2 Ra^2 > k(nTRa^2/n^{-1}T^{1.5}A_p^2a^2) \sim kn^2T^{-0.5}R^3a^{-2}$$

$$(nT)^2 Ra^2 > k(nTRa^2/n^1T^{-3.5}B^2a^2) \sim kT^{4.5}B^{-2}$$

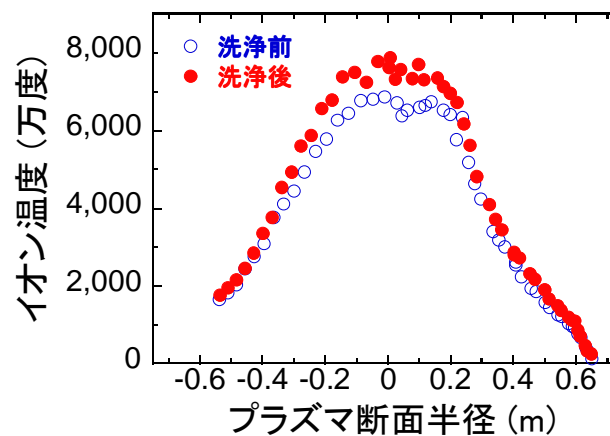
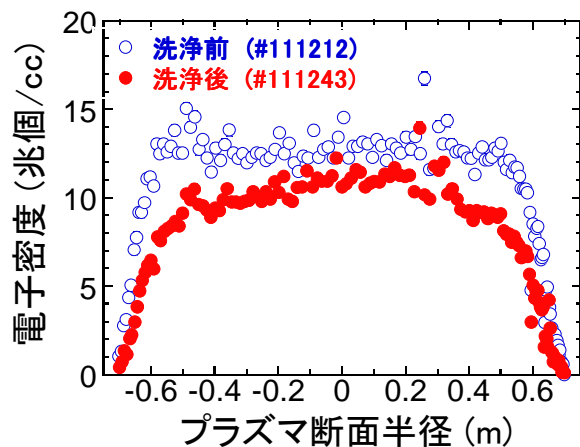


イオン温度8,000万度 (7keV) の達成



コア部は
閉じ込め
改善状態
にある

ICH放電による壁調整 → リサイクリング抑制 → 尖塔化した密度分布 → 高Ti



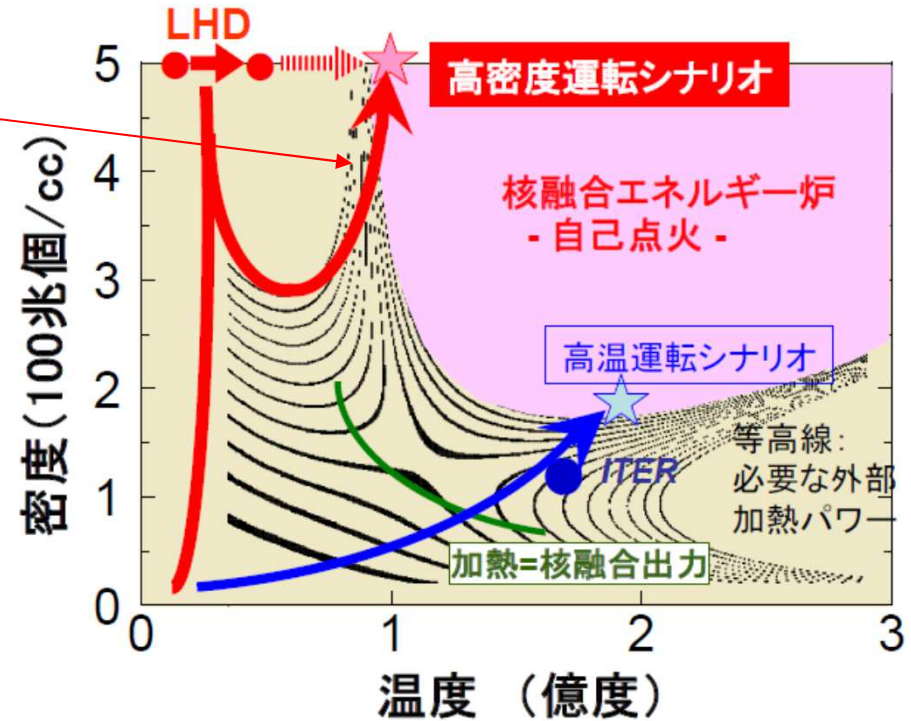
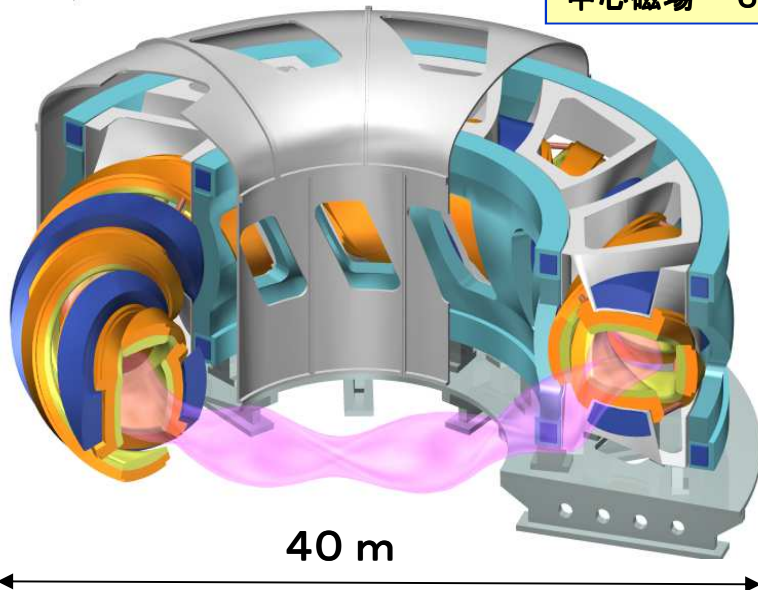


高密度運転のシナリオと新たな展開

内部拡散障壁 (IDB) という新しい物理の発見

- (1) 点火の新しいシナリオ (高密度点火)
- (2) $Q = 1$ を目指した研究の開始

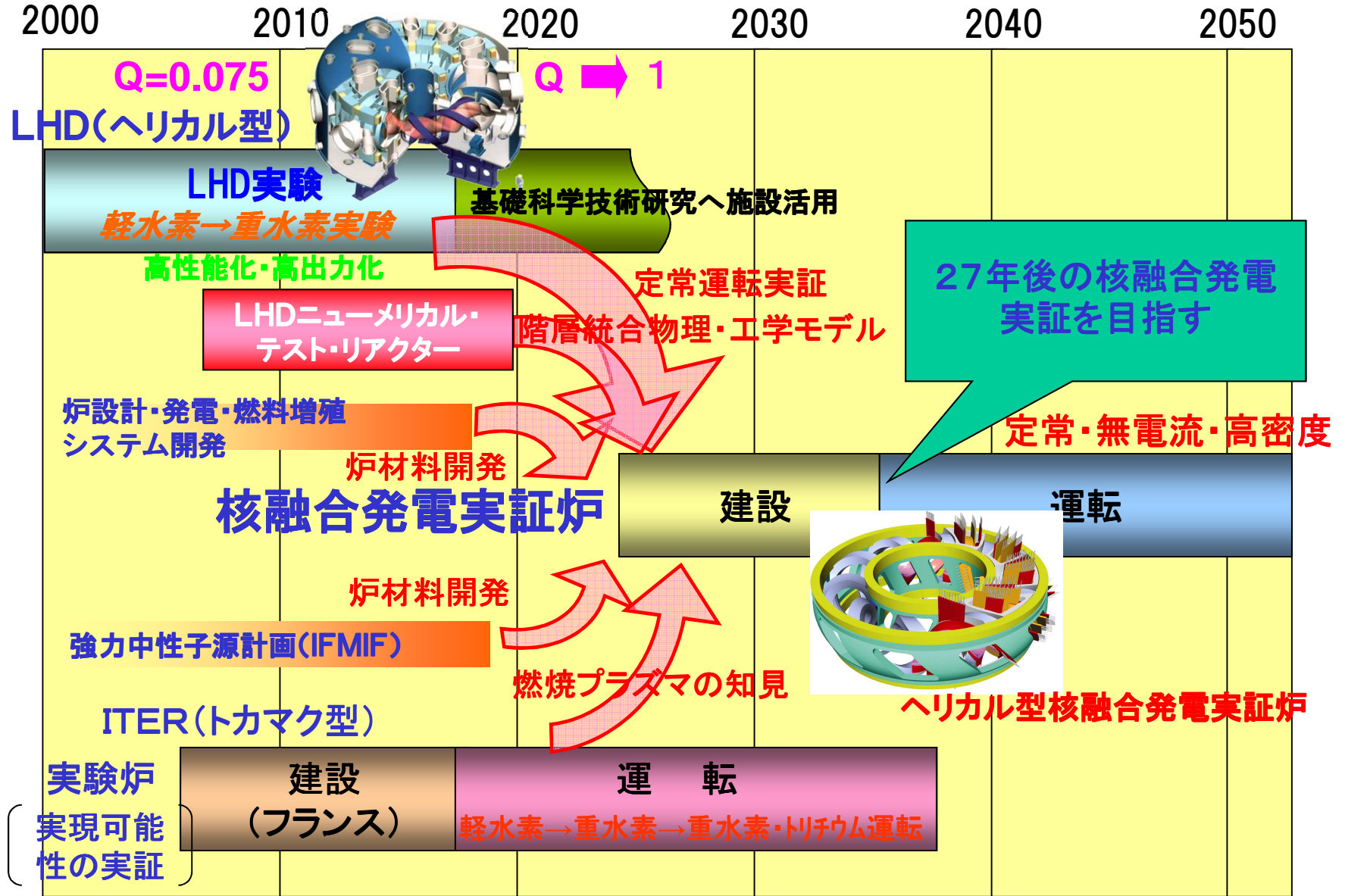
LHD型ヘリカル炉FFHR
 電気出力 100万kW
 重量 2万5千トン
 中心磁場 6万ガウス



- ・ 電流駆動が必要で、不安定性による運転密度限界があるトカマクでは不可能な高密度運転が可能
- ・ 高密度運転はダイバータ熱負荷や第一壁損耗などの工学要求を大きく軽減
- ・ 現在のLHDから炉条件へのステップ幅を縮小



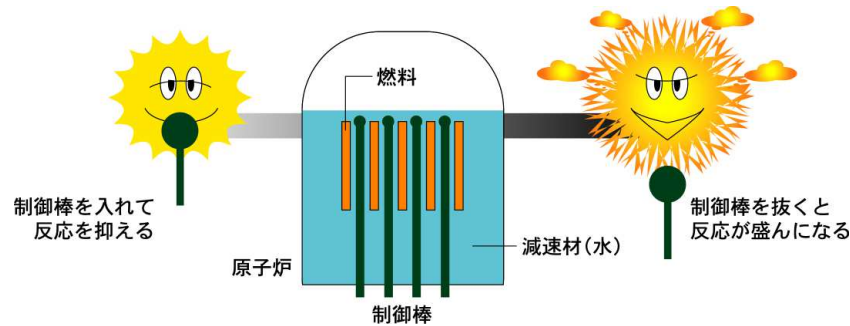
ヘリカル型核融合エネルギー炉の実現に向けて



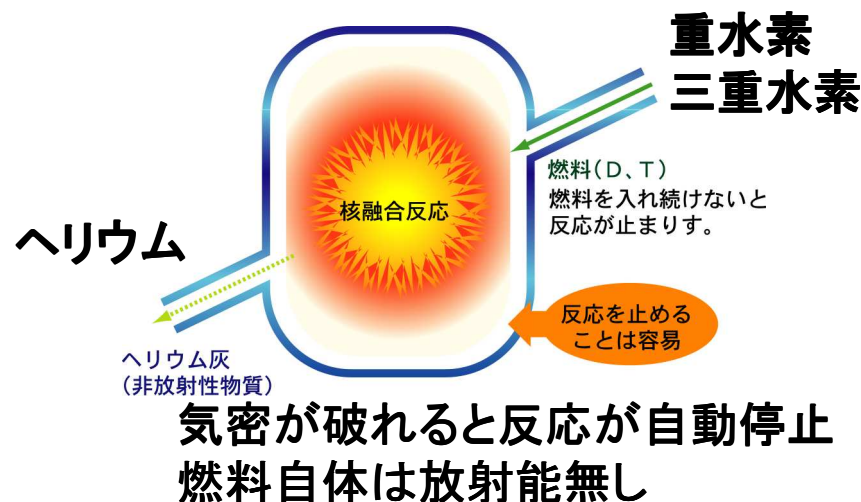
核分裂炉と核融合炉の違い

核分裂発電(既存の原子力)

ウラン、プルトニウム



核融合発電



核融合炉はより安全

1. 核融合炉は暴走しない

原子力発電と違って炉に燃料ガスを補給しながら発電する

2. 運転後の放射性廃棄物が少ない。管理も容易。

運転後にいずれも放射性廃棄物が残るが、設備の放射化が最も問題なので、量も少なく、半減期の短いものも多く、管理が圧倒的に容易。

核融合炉は平和的

3. 燃料、灰から爆弾を作るのが難しい(爆発しない)

水素爆弾にするには、中心に原子爆弾が必要=> 核融合炉だけでは爆弾は作れない。

=> 核融合炉は実現が難しい

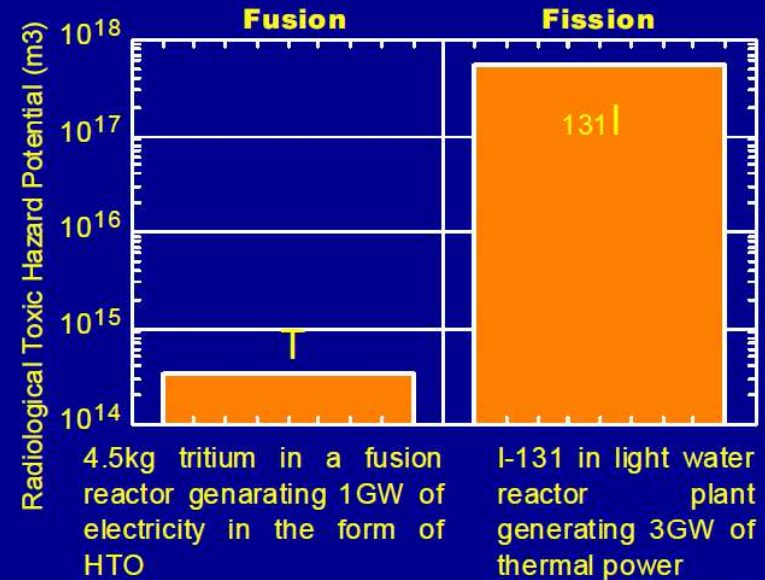
核融合炉の燃料は偏りが少ない
海水から燃料が抽出可能。

核融合炉の安全性

核融合炉の潜在的放射線リスクは、同規模の原子炉に比べて大幅に小さい。

潜在的放射線リスク指数

$$= \frac{\text{炉内放射性核種の量 (Bq)}}{\text{空气中濃度限度 (Bq/m}^3\text{)}}$$



	100万kW核融合炉内 トリチウム (T: 4.5 kg,HTO形態の場合)	熱出力3 GW軽水炉内 ヨウ素131(等価)
放射能 (Bq)	1.7 x 10 ¹⁸	5.4 x 10 ¹⁸
空气中濃度限度 (Bq/m ³)	5 x 10 ³	10
潜在的放射線リスク指数	3.5 x 10 ¹⁴	5.4 x 10 ¹⁷
相対比	1	1500

核融合炉は軽水炉にくらべて潜在的放射線リスクは格段に小さい

定量的な評価は不十分。核分裂の研究者と共同で早急な評価が必要

学生・若手研究者のLHD研究(実験, 解析, 理論)参加への期待

LHDは最もヘリカル型核融合炉に近く, 中から大型トカマクに匹敵するプラズマパラメータが達成されている. 1年に4ヶ月程かけて8000ショット程度の実験が定期的に行われている.

- # これまでの計測データの蓄積も多く解析を待っているデータがたくさんある.
- # ショット数が多いので, 実験提案が受け入れられる余地も多い. もちろん, 実験提案に独創性は必要で, 機器の運転条件からの制限はある.
- # 運転パラメータ領域が広く, 計測等も充実している結果, 既存の計算コードや理論モデルでは説明が難しい現象も多く観測されているので, 新しいコードや理論モデルを提案し, その価値をLHDの実験結果との比較で評価することが可能.

ヘリカル研究部の研究者数は, 140人超(理論, 炉設計, 超伝導研究者を含む). 多様で有り余る?程の研究者が在籍.

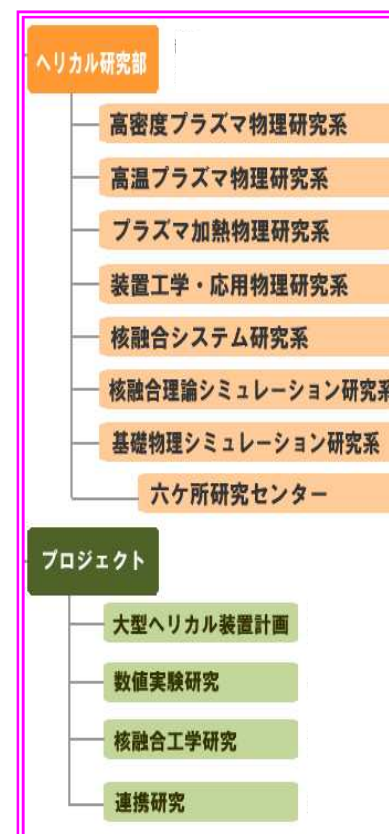
参加形態 共同研究

総合研究大学院大学(核融合学専攻, 博士後期課程のみ)

名古屋大学・工学研究科、理学研究科(修士~博士後期課程)

特別共同利用研究員(所属はそれぞれの大学, 核融合研にある程度常駐)

核融合研の研究組織図





おわりに

核融合研究が開始されて50年以上が経過。

30年後の実証炉による発電も現実的になるところまで研究が進展してきた。

まだまだ課題は多いが、若い力で、是非とも、地上の太陽・核融合エネルギーを実現して欲しい。

LHDに関する共同研究に参加していただき、LHD型核融合炉の実現に助力して欲しい。