

原子力委員会
核融合研究開発基本問題検討会
平成15年7月25日

トカマク型核融合炉の設計 とそれに向けた開発戦略

日本原子力研究所
那珂研究所
菊池 満

第三段階計画策定以降におけるトカマク炉設計の進捗

ブランケット設計の高度化

- ・ 加圧水冷却(150気圧, 320℃)/
低放射化フェライト鋼(90年)
- ・ 超臨界圧水冷却(250気圧, 520℃)
低放射化フェライト鋼/ODS鋼 (02年)
- ・ He冷却(100気圧, 900℃), SiC/SiC複合材 (94年)

炉の経済性改善

- ・ 高ベータ化(CREST, 98年)
- ・ 高磁場高出力化(A-SSTR&2, 96年, 00年)
- ・ CS無し, 低A化(VECTOR, 02年)

SSTR(1990年)

炉の連続運転法の改良

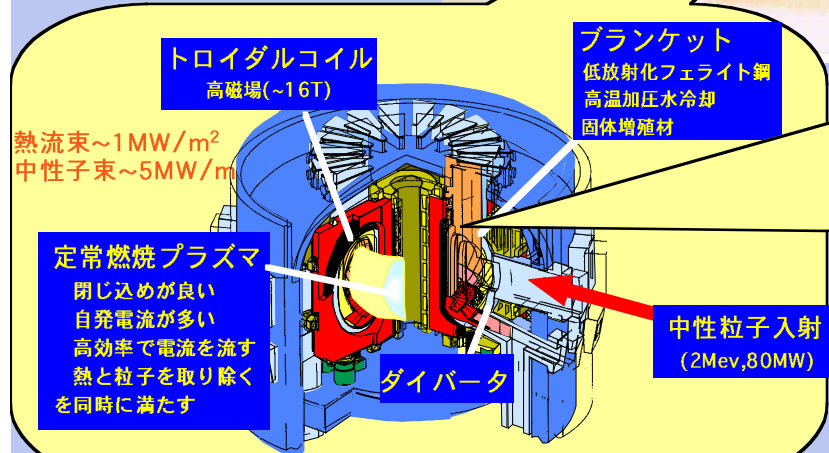
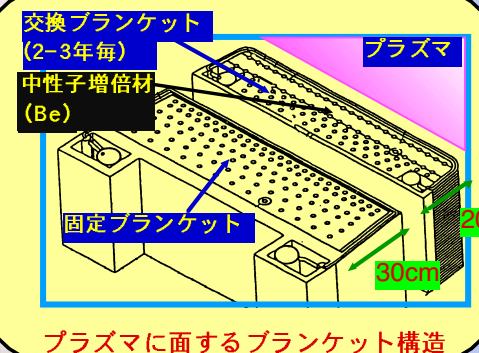
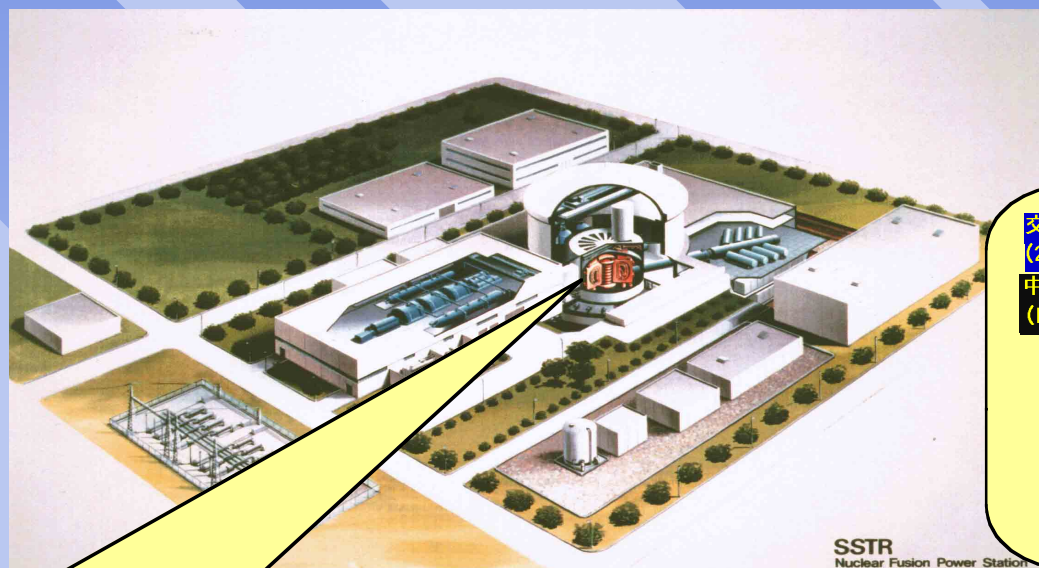
- ・ 負磁気シア運転(1992年)
- ・ 電流ホール運転(2002年)
- ・ CS無し運転(2002年)

廃棄物低減

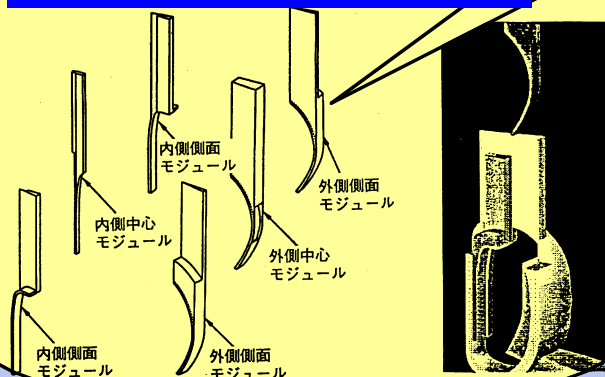
- ・ 廃棄物量・処分費評価(97年)
- ・ 放射性廃棄物の低減(01年)

発電炉の設計（定常トカマク核融合炉SSTR,1990年）

- ・ 自発電流 + ビーム駆動電流による定常運転
- ・ 高磁場(中心磁場; 9T)、規格化ベータ値 $\beta_N=3.5$ 運転
- ・ 加圧水冷却方式(150気圧、出口温度320℃)



交換型ブランケット定期交換法



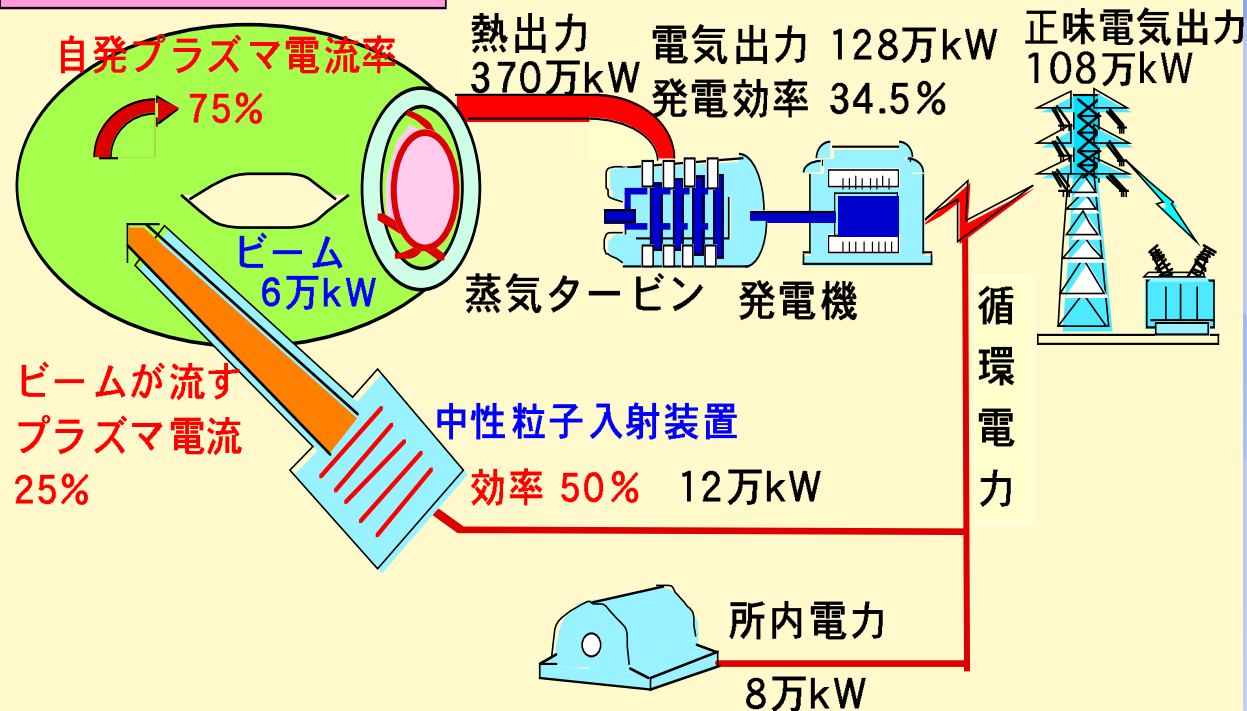
外側 4年に1回
内側 6年に1回
(材料16MWa/m²時)

SSTRの原理

循環電力を減らすために、

①低めのプラズマ電流、②大きな自発電流率 を採用

プラズマ電流12MA

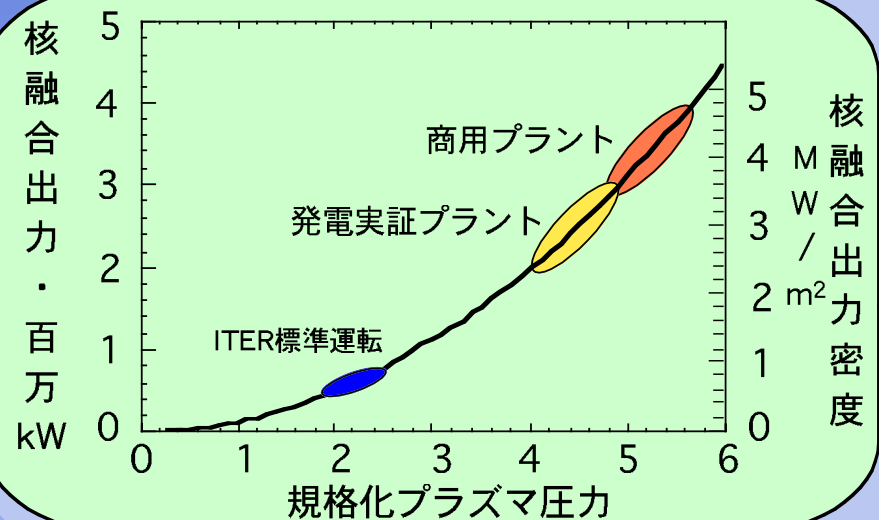


プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	9T
主半径	7m
エネルギー増倍率	50
規格化ベータ値	3.5
アスペクト比R/a	4.1
ベータ値	2.7%
熱出力	370万kW
電気出力	108万kW
熱流束	1MW/m ²
最大中性子束	5MW/m ²
ブランケット	高温加圧水 /Li ₂ O
加熱・電流駆動パワー	6万kW
第1壁構造材	F82H (低放射化フェライト鋼)

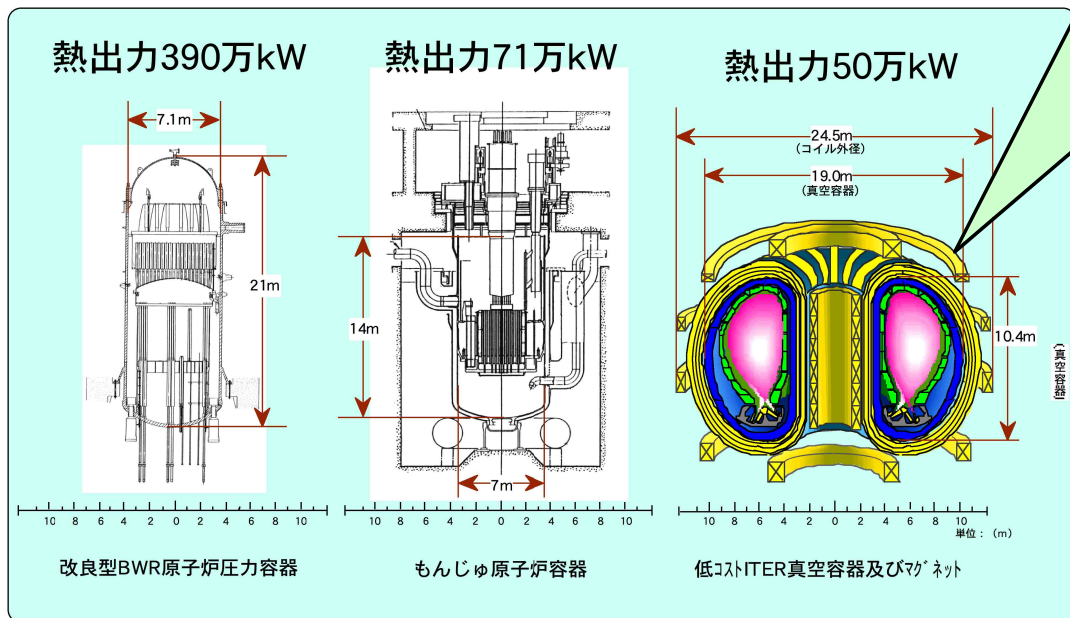
1. 経済性改善

経済性改善のキーポイント

1. 連続高出力密度運転
2. 高性能ブランケット技術



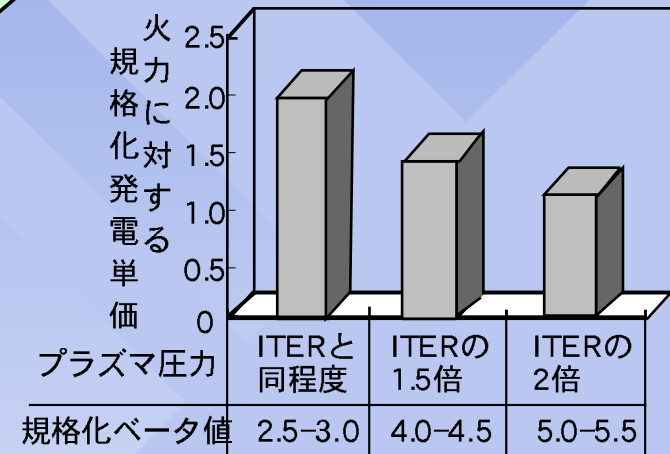
$$(\text{規格化})\text{圧力} = \beta B^2 / 2\mu_0$$



3700億円

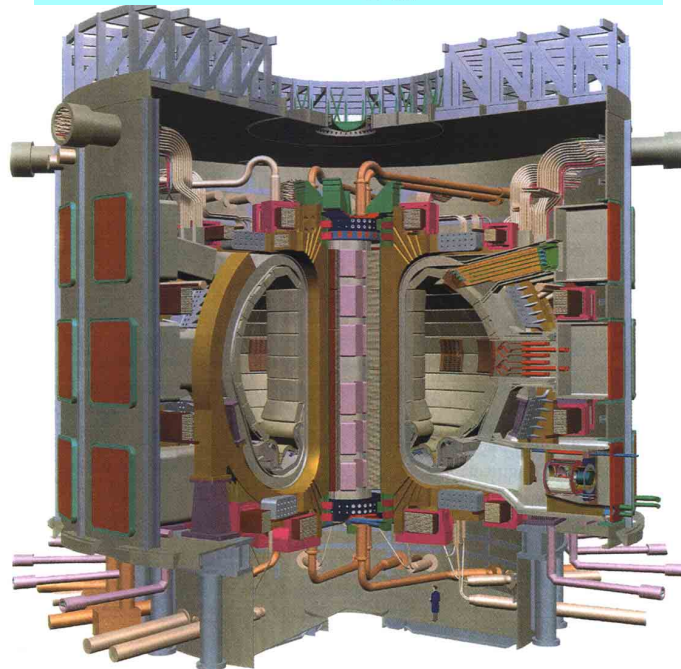
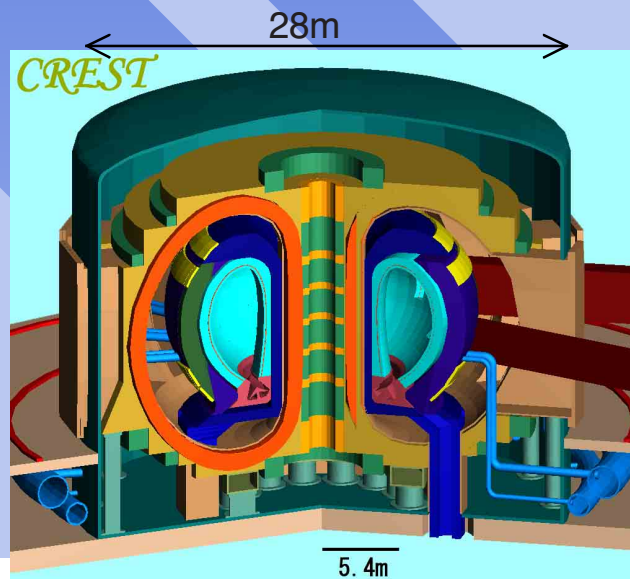
6000億円

5000億円



規格化ベータ値：プラズマ圧力をそれを支える磁場で規格化した値

電力中央研究所による *CREST* 炉



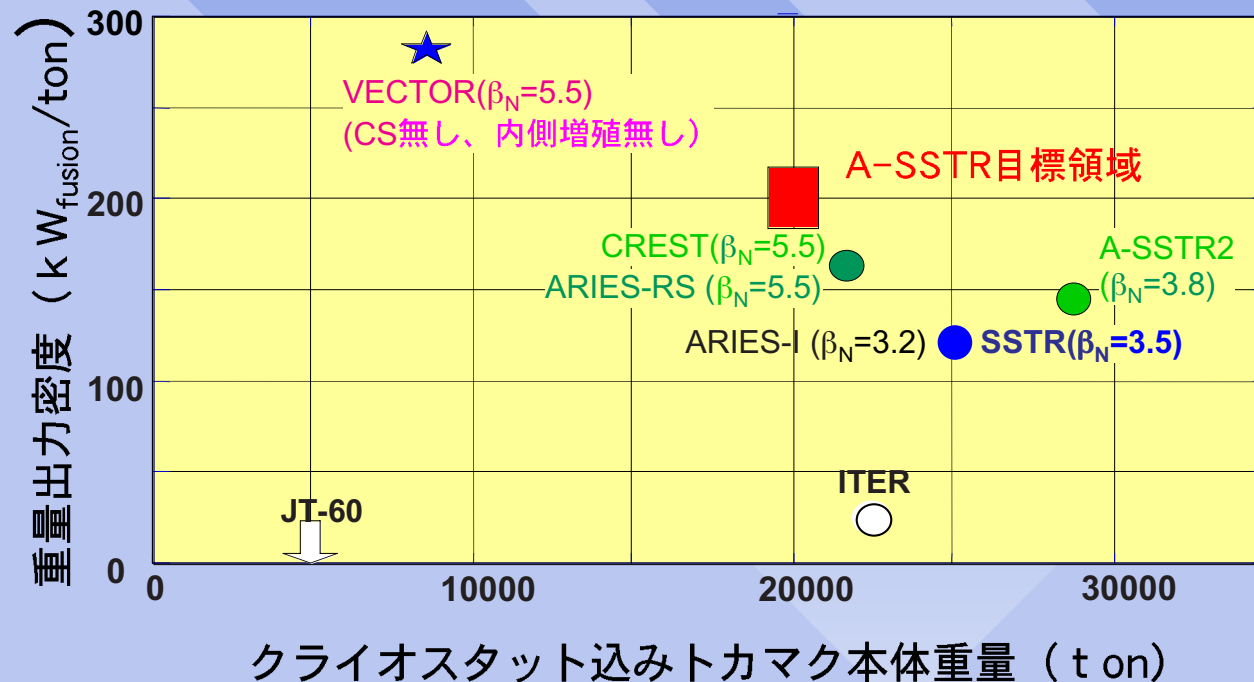
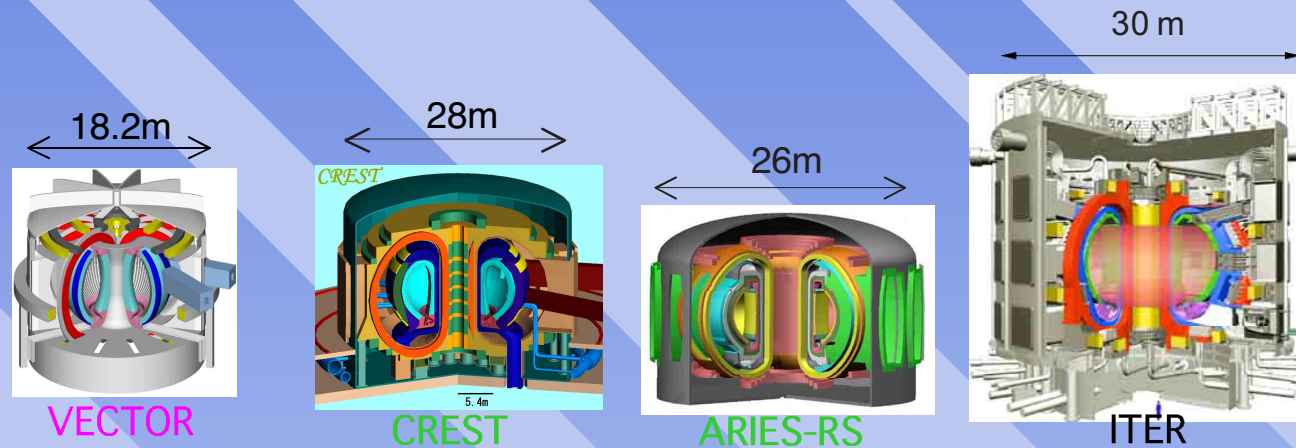
凹状分布高性能化

自己駆動電流で全電流の82%を供給

小型化と高効率化でコスト低減
の見通しを得た設計例

プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	5.6T
主半径	5.4m
エネルギー増倍率	30
規格化ベータ値	5.5
アスペクト比R/a	3.4
ベータ値	7.4%
熱出力	338万kW
電気出力	116万kW
中性子束	4.5MW/m ²
ブランケット	過熱蒸気 ／Li ₂ ZrO ₃
熱効率	41%
加熱・電流駆動パワー	9.7万kW
第1壁構造材	F82H (低放射化フェライト鋼)

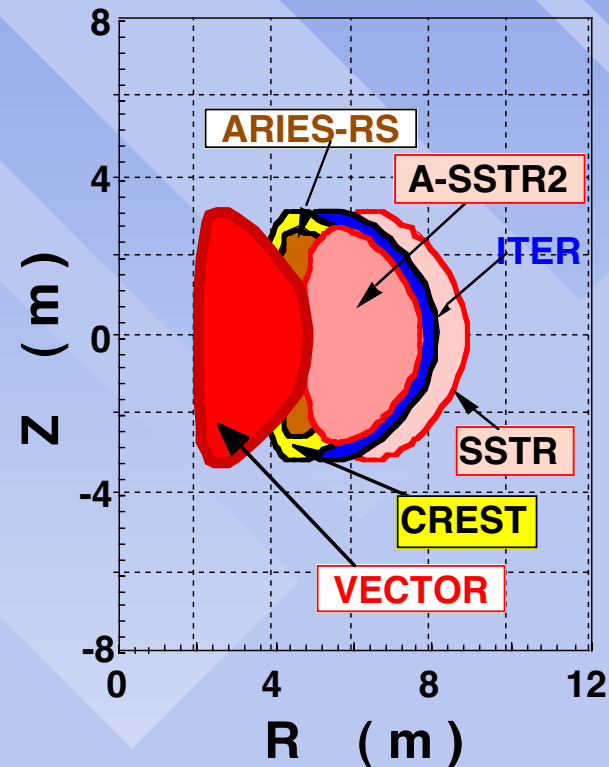
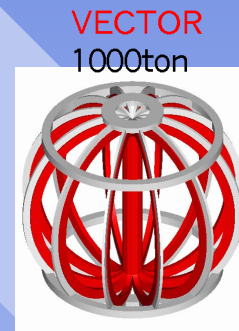
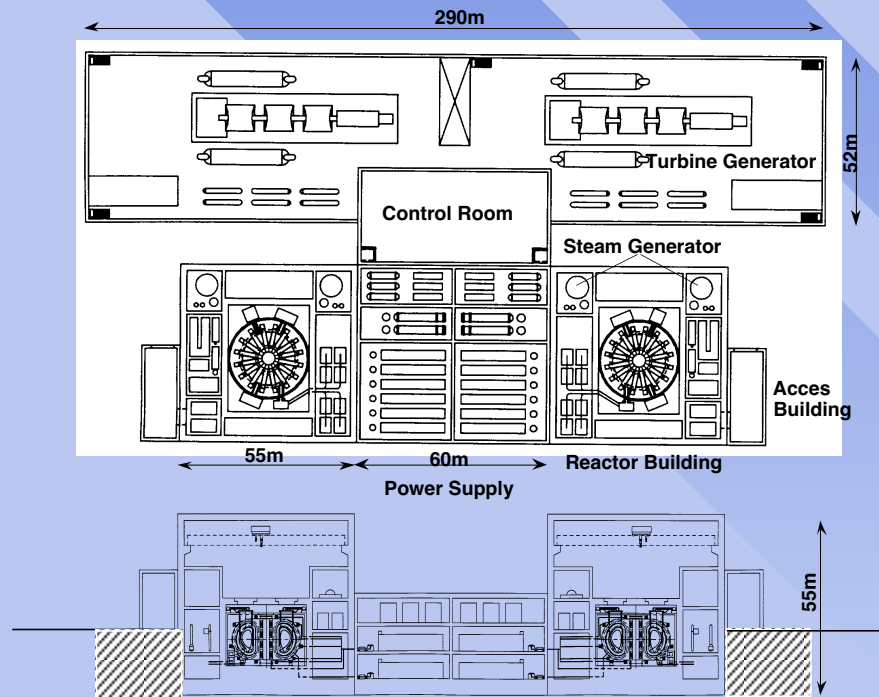
重量出力密度の向上による経済性改善



A-SSTR2: S. Nishio CN-77/FTP2/14(2000), VECTOR: S. Nishio et al., IAEA-CN-FT/P1-21(2002)

プラント全体をコンパクトにまとめることによる経済性改善も重要
A-SSTR (1996年)

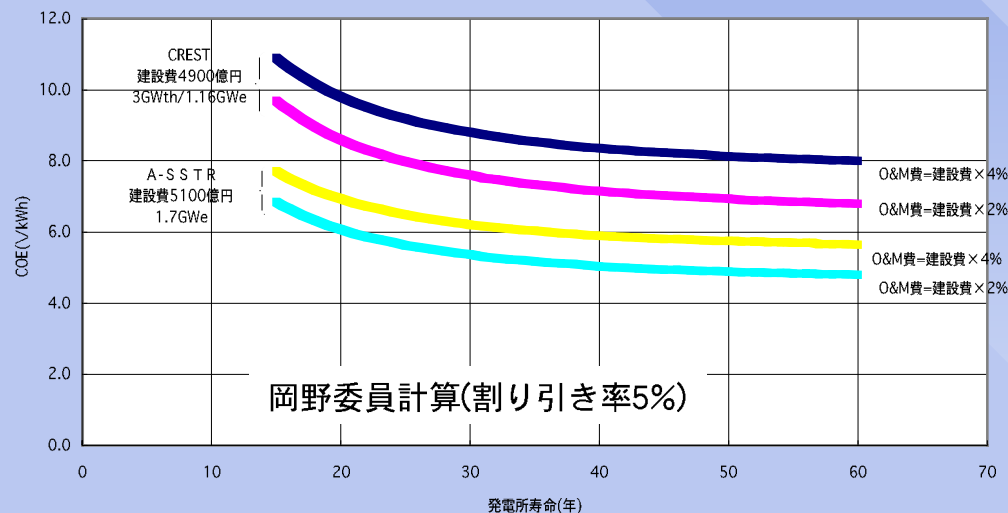
トカマクを中心ソレノイドをなくすと低アスペクト比側に軽量炉の可能性ある VECTOR(2002年)



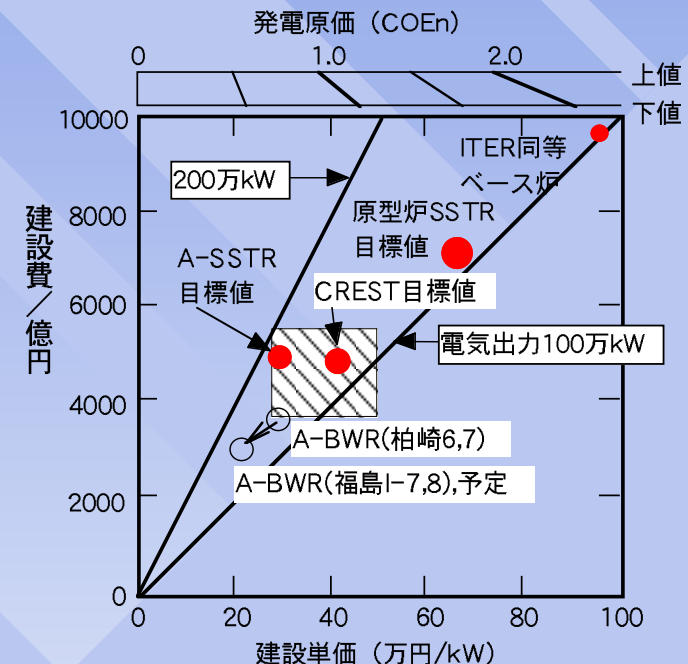
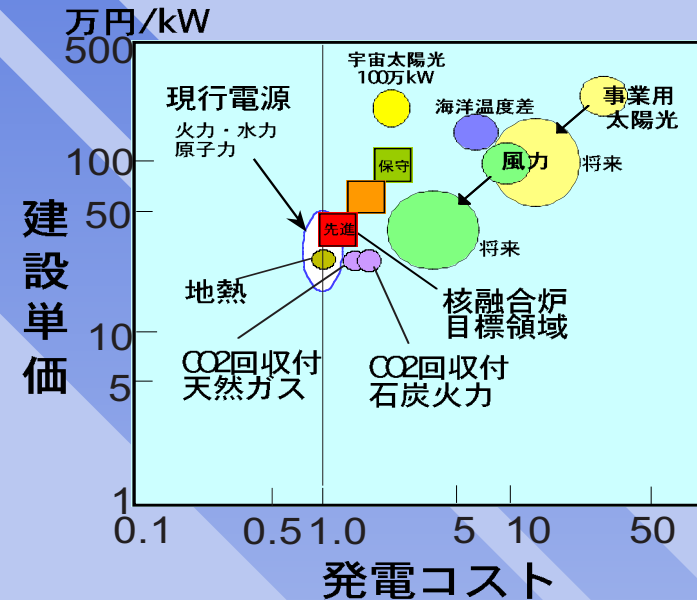
経済性目標

建設単価：30-50万円/kW
 発電単価： $\sim 1 \times \text{COE(火力)}$
 (16年で資本費償却の場合)

ITERの建設費(～5千億円)程度で高出力(100万kW～170万kW)の核融合炉を作れるかどうかにかかっている。

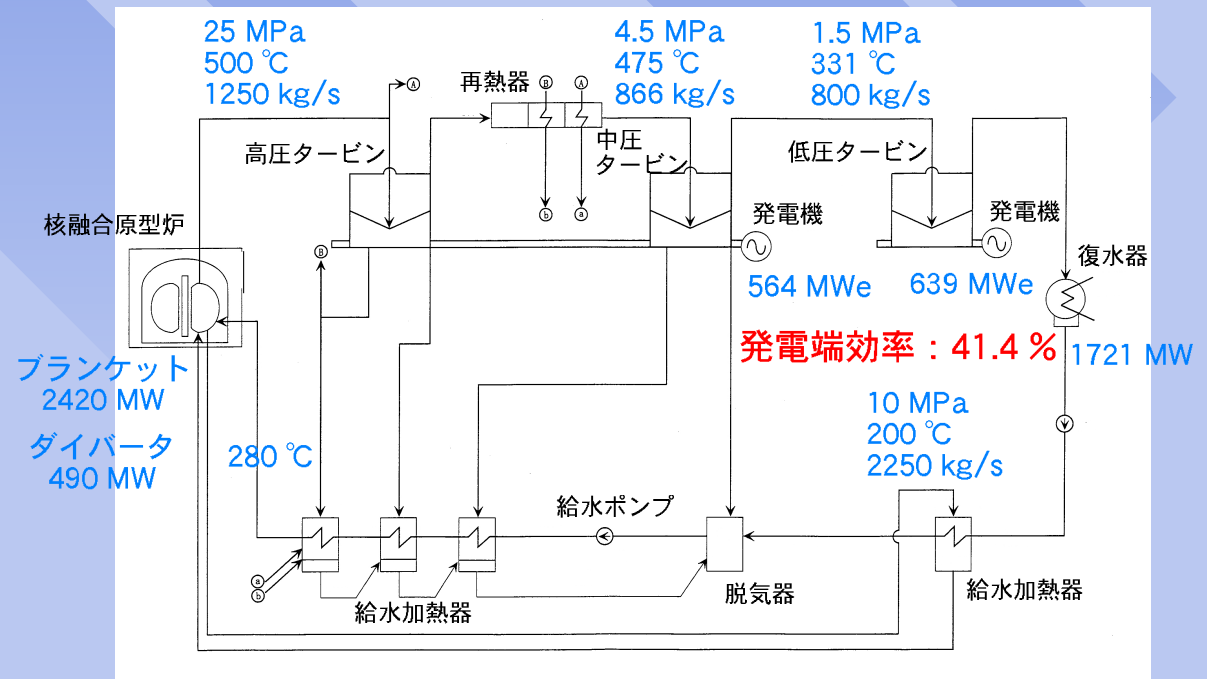
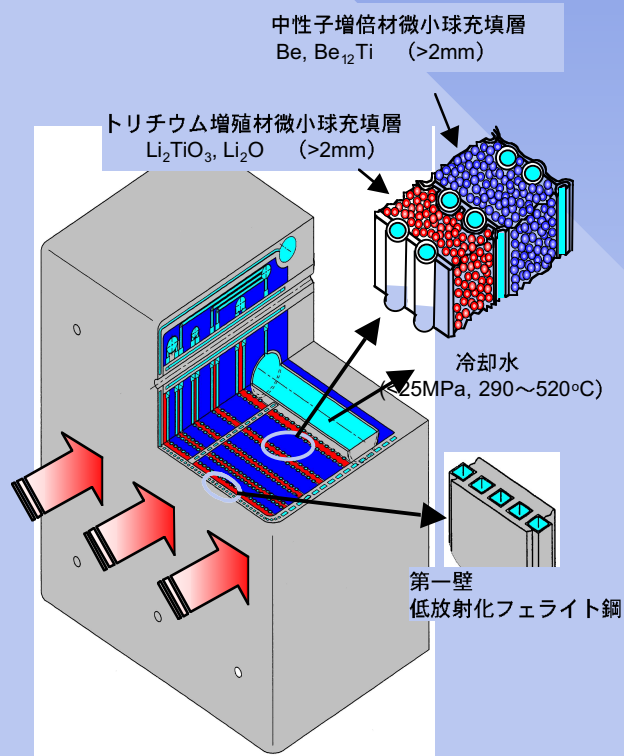


可児委員指摘(10円/kWhが目標では低すぎる)への回答



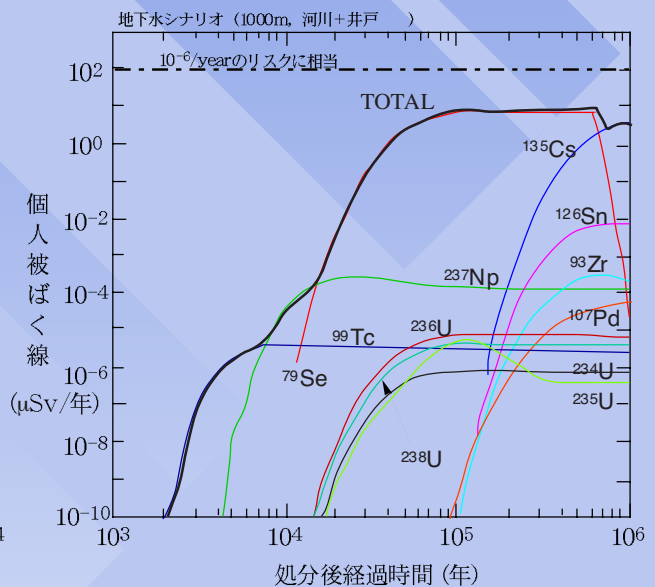
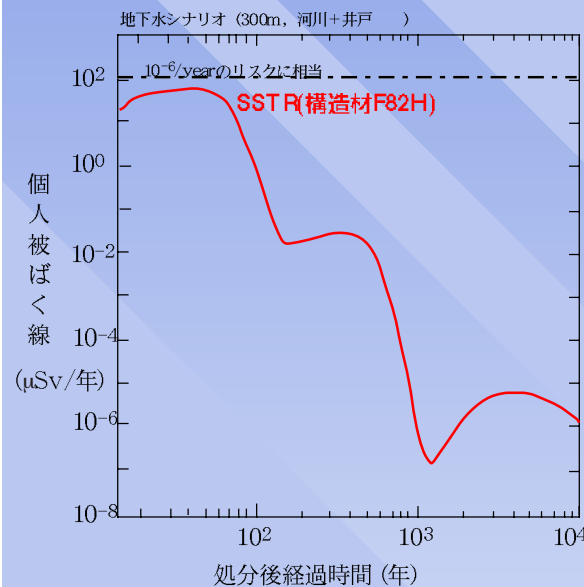
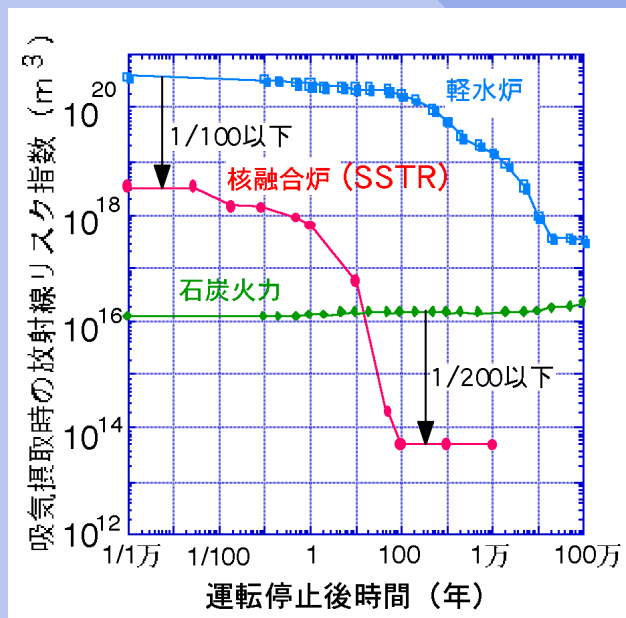
2. 高性能ブランケット

- ・ 加圧水冷却(150気圧,320℃)/ 低放射化フェライト鋼(90年)
Reactor System Lab. JAERI-M 91-081(1991年)
- ・ 超臨界圧水冷却(250気圧,520℃) 低放射化フェライト鋼/ODS鋼
榎枝幹男他 "超臨界水冷却固体増殖ブランケットシステムの概念検討", JAERI-Tech 2001-078, 2001.
S. Konishi, et al., Fusion Engineering Design, 63-64 (2002) 11-17.



3. 廃棄物リスク評価／廃棄物低減

- ・ 廃棄物生物学的危険度評価：廃棄物の生物学的危険度は分裂炉より十分低い。
- ・ 長期リスク評価：核融合の長期の個人被ばく線量は100年以降大きく低減。



SSTRの高βγ廃棄物を50-100m地層処分した場合の一般環境個人被ばく（左）と分裂炉高レベル廃棄物の深地層(500-1000m)処分時の一般環境個人被ばくの年変化

廃棄物低減

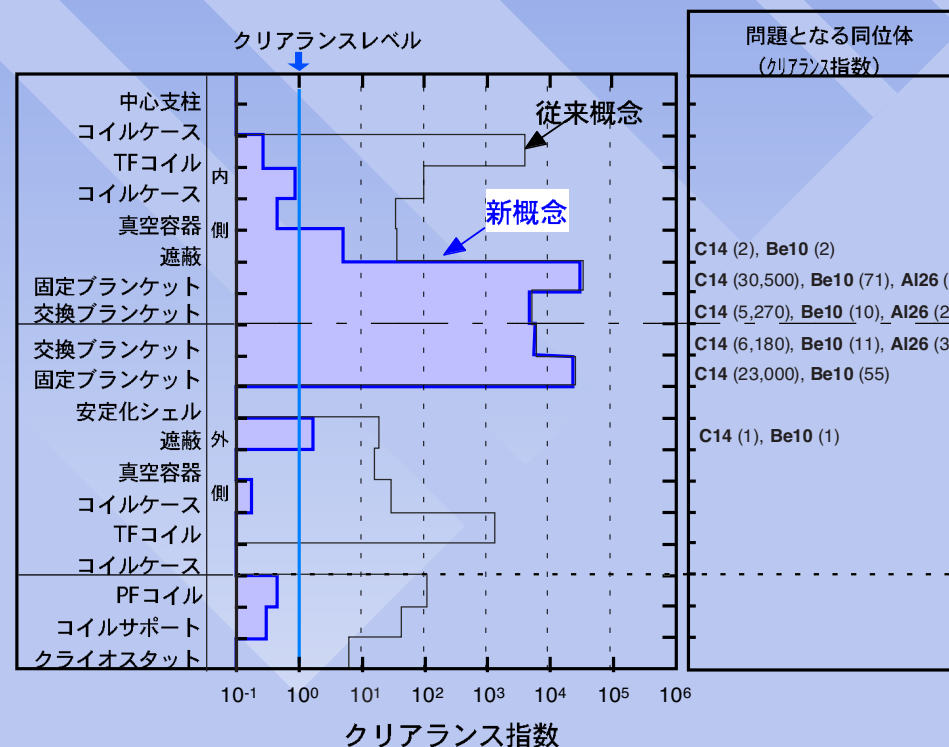
遮蔽材料の最適化と遮蔽強化により
ブランケットを除いてほとんどをク
リアランス以下にできる。

Fusion Reactor Design towards Radwaste
Minimum with Advanced Shield Material
K. Tobita et al., J of Plasma and Fusion
Research 77 (2001) 1035.

原子炉施設廃棄物と
同様の考え方を適用

原子炉施設			核融合炉での本研究の区分	
区分	処分方針	区分基準 (*) 代表値	区分	区分基準
高β低レベル	地下50~100mの 地層埋設	原子炉等規制法 規定値 (4×10^{11} Bq/t)	高β低レベル	原子炉等規制法 規定値をベース
低レベル	地下10mのコンクリ ート浅地埋設	原子炉等規制法 規定値の $1/10$ (2×10^9 Bq/t)	低レベル	原子炉等規制法 規定値をベース
極低レベル	地下数mのトン ネル簡易埋設	原子炉等規制法 規定値の $1/10$ (2×10^9 Bq/t)	極低レベル	原子炉等規制法 規定値をベース
クリアランス レベル	再利用または 一般廃棄物	原子力委員会 クリアランスレベル (1×10^6 Bq/t)	クリアランス レベル	原子力委員会 クリアランスと同等 (原研評価含む)

クリアランスレベルに対する相対濃度



新概念による設計

遮蔽

材料: VH_2

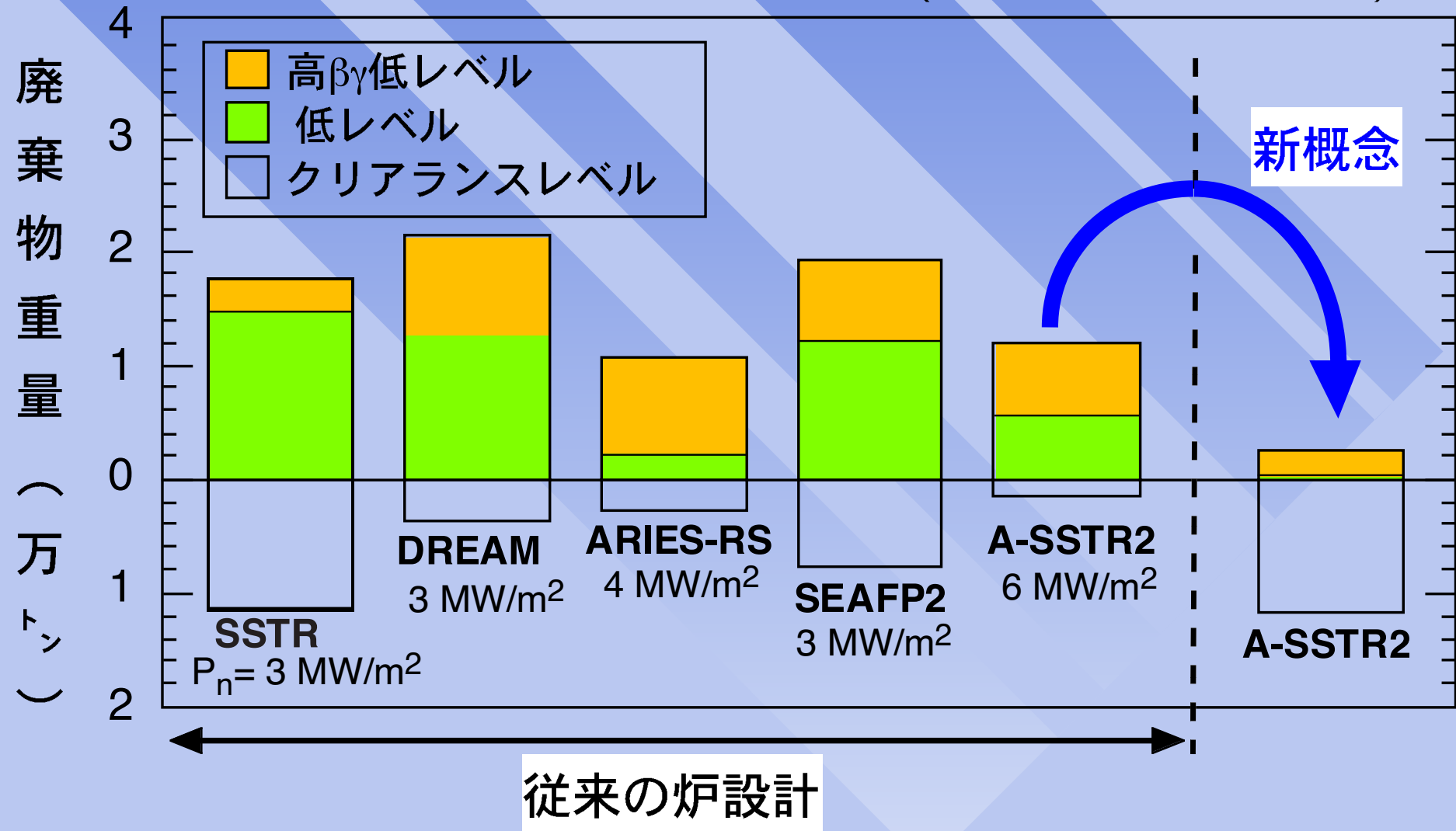
遮蔽厚 { 内側: 78 cm
外側: 77 cm

(本体重量は、1,140t増加)

TFコイルのAgを除去

他のトカマク炉から発生する廃棄物との比較

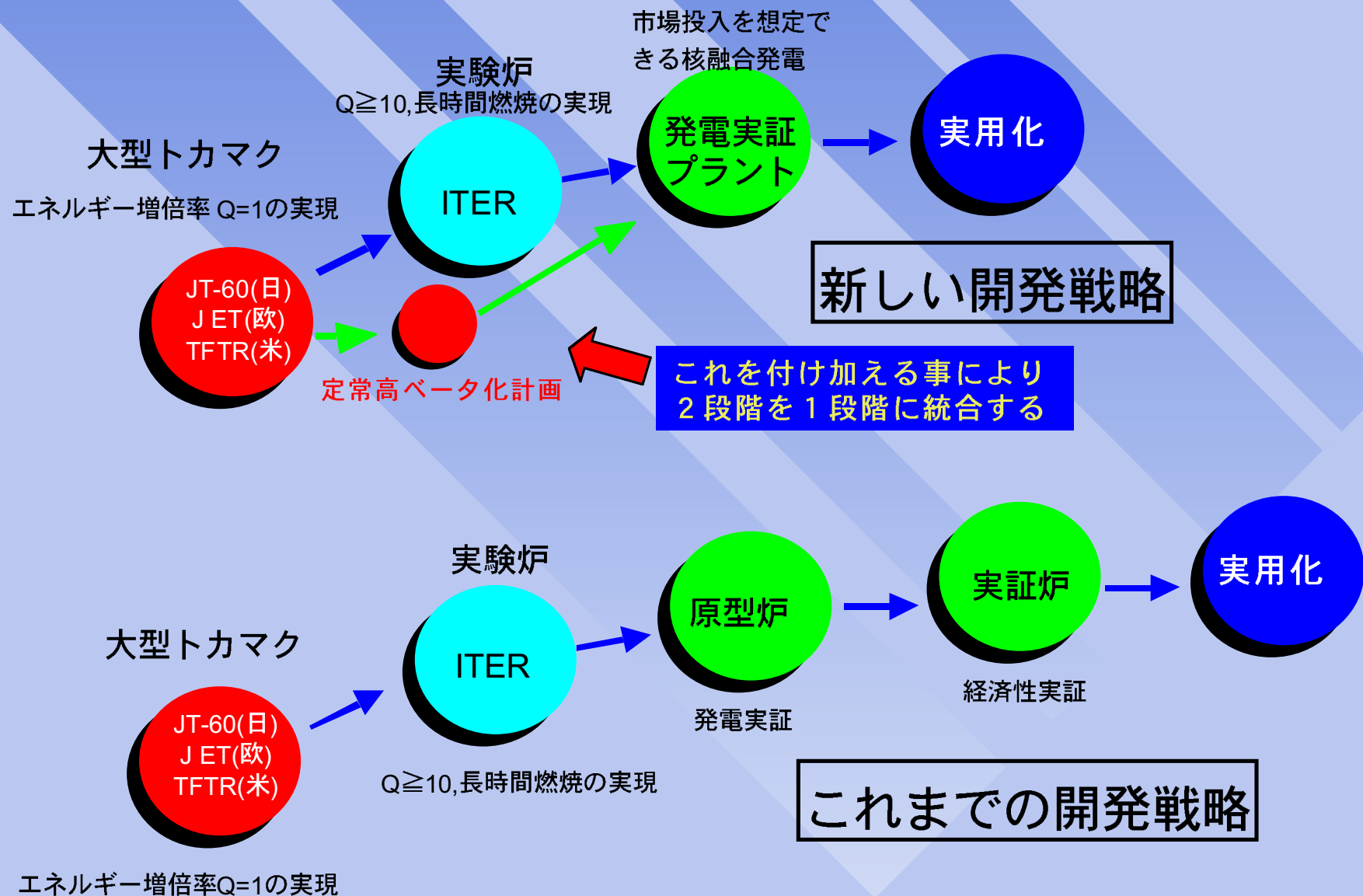
(電気出力 1 GWeで規格化)



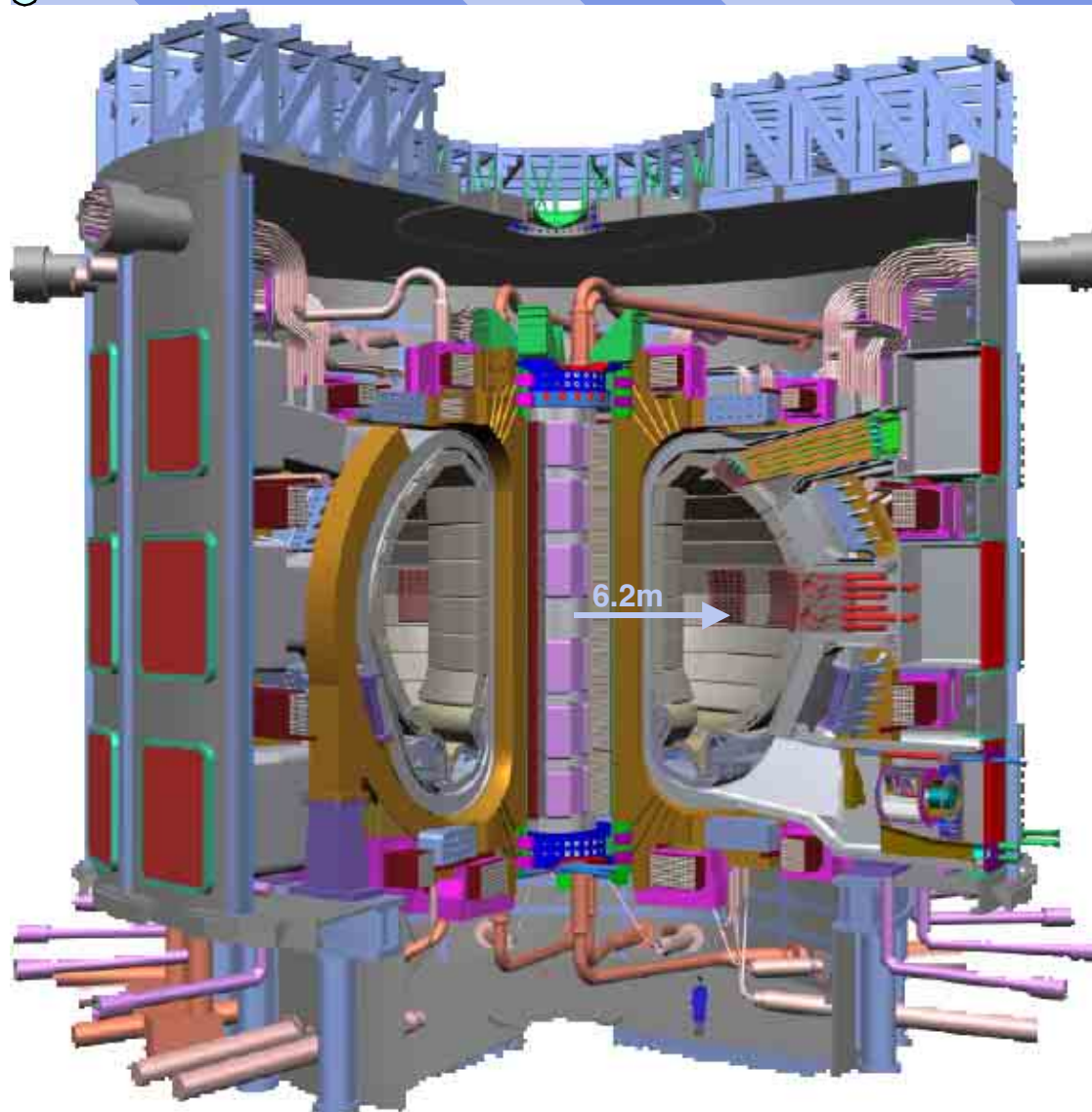
炉設計研究の進展

- ◎ 経済性改善に有効な定常高出力密度化（高ベータ定常運転、高磁場高出力化）や、トカマク機器の簡素化（大塚委員指摘事項：中心ソレノイドの削除等）の検討が進み方策が明らかになった。重要な点は、
 - ・ 発電プラントの規格化ベータ値として3.5～5.5程度が必要
 - ・ 中心ソレノイドコイルの削除が、炉設計に大きなインパクトを与える。
- ◎ 熱効率を向上するためのブランケット設計の高度化が進んだ。
- ◎ 廃棄物低減の方策が明らかになり、設計指針が明確化された。

トカマク方式発電プラント実現に向けた開発戦略

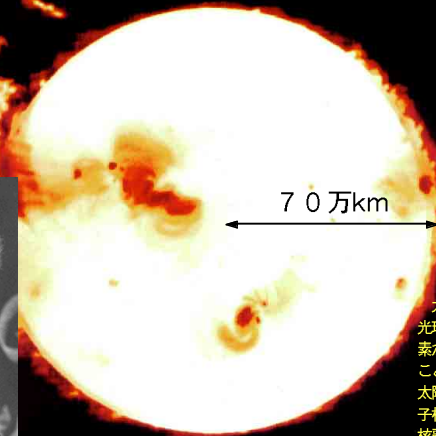
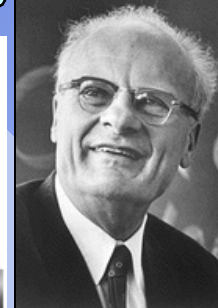


ITERは核融合エネルギーを目指す 科学研究の最後のステップ



太陽のエネルギー源は核融合反応

ハンス・ベーテ



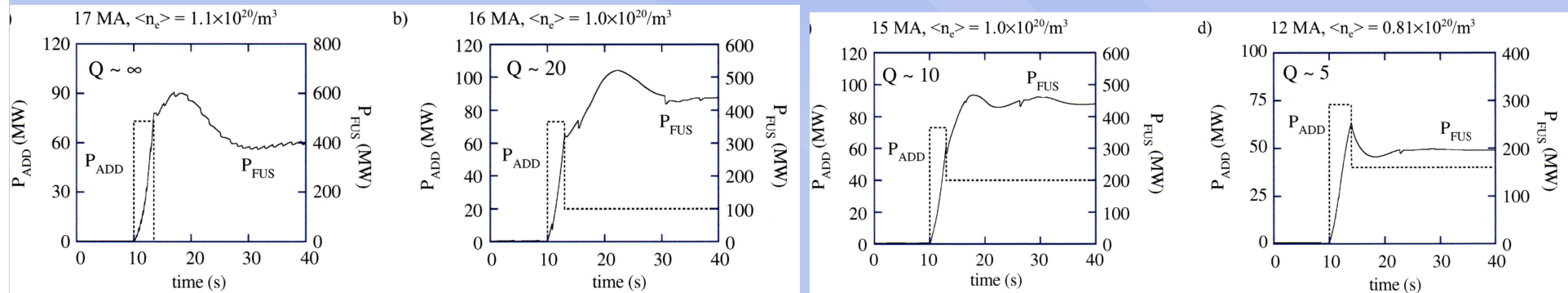
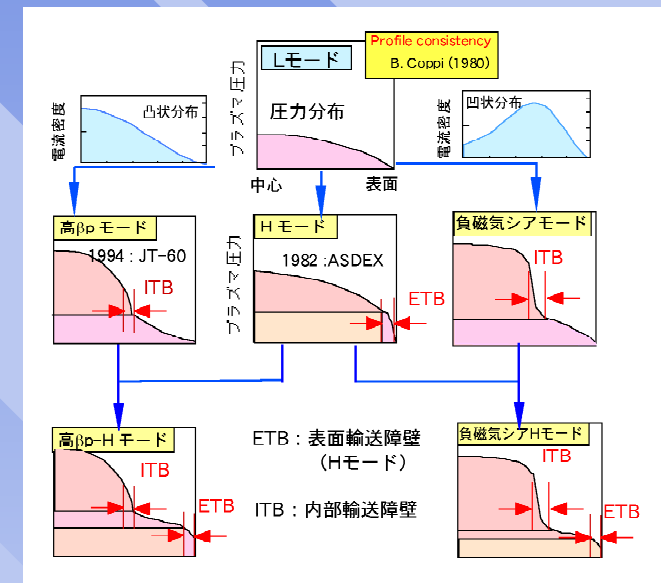
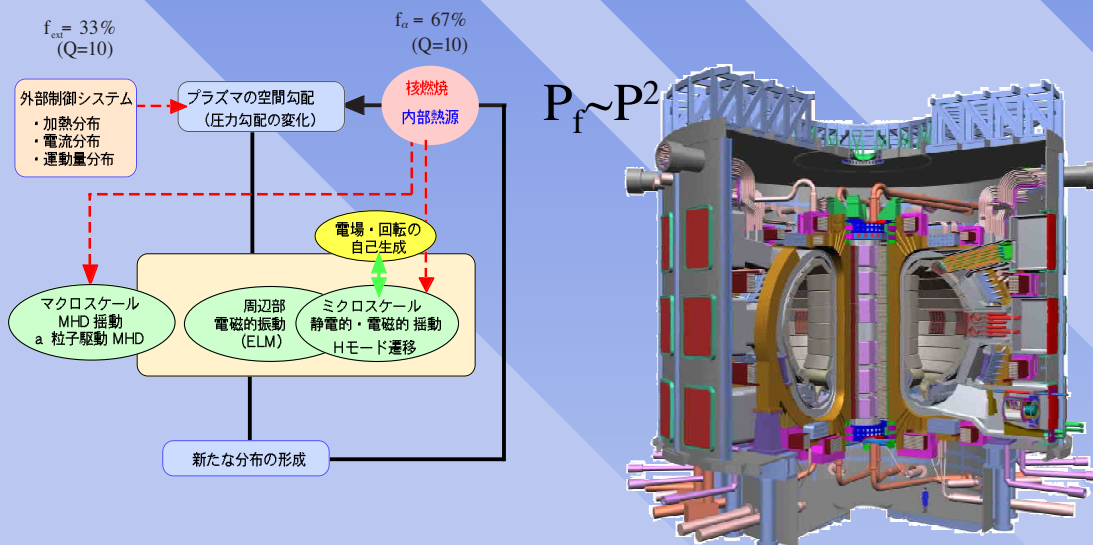
太陽の組成は、太陽光球の分光分析から水素が主要な元素であることが知られており、太陽中心では水素の原子核が起こすチェーン核融合反応によりヘリウムが生成されている。

ITERで実現する 炉心プラズマ技術

- ・ 燃焼プラズマ制御
- ・ 連続運転法

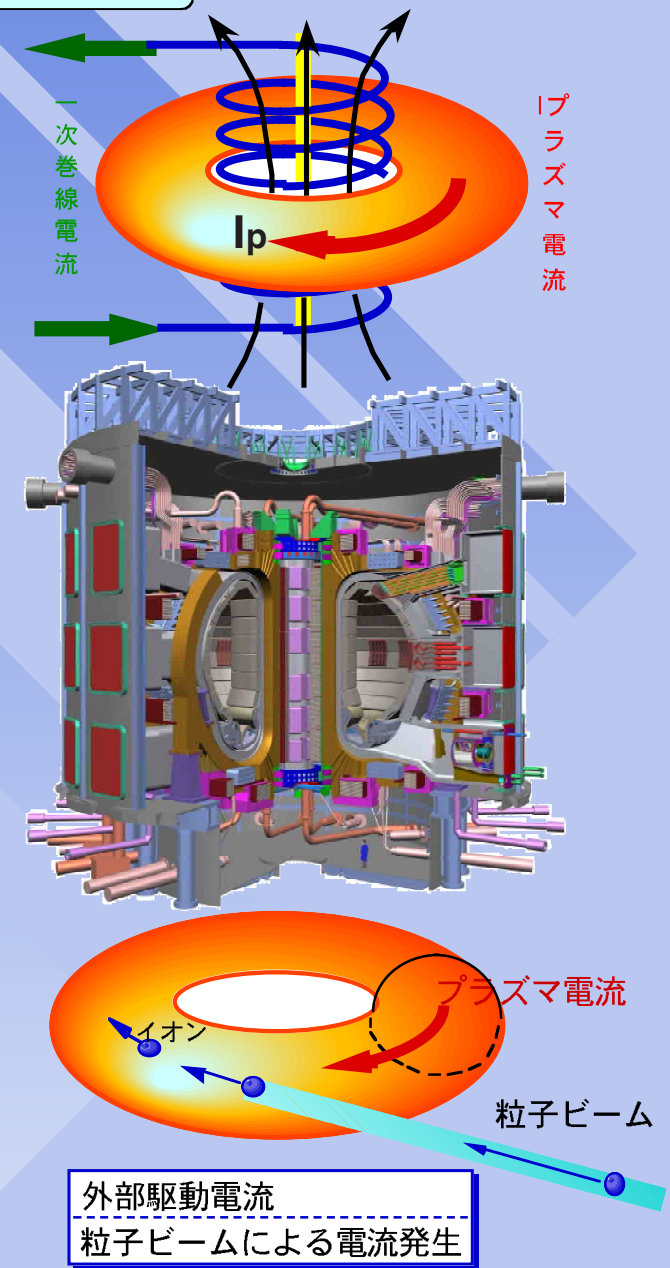
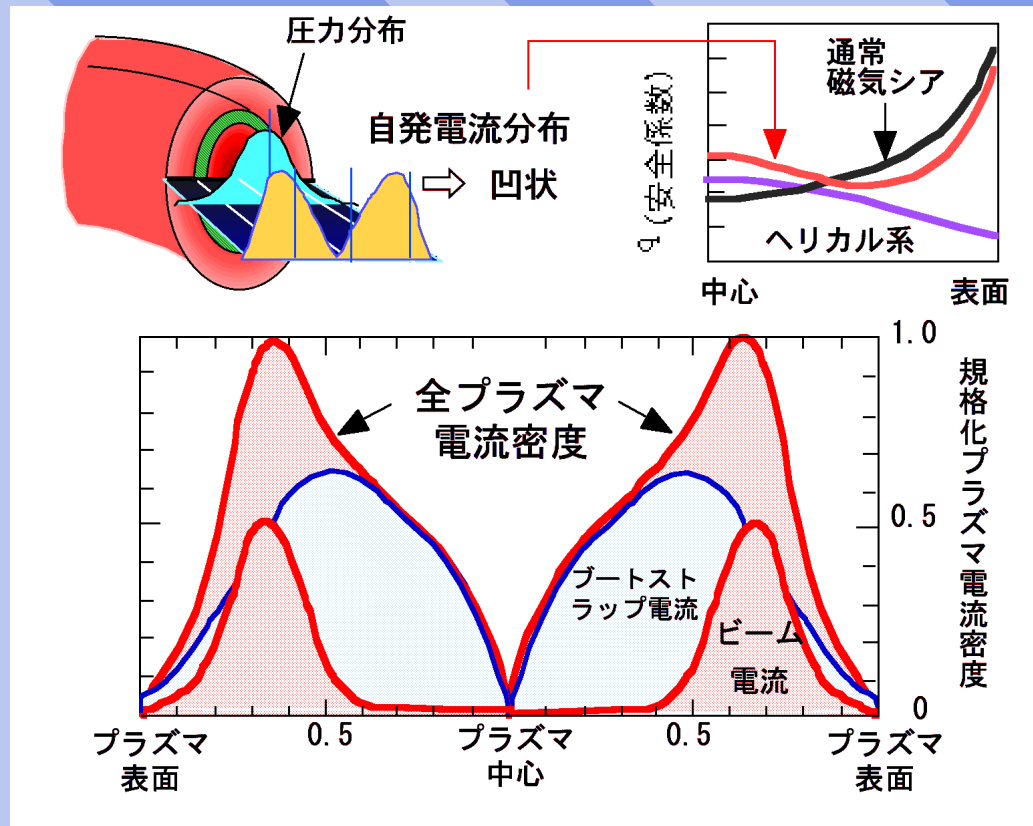
ITERの燃焼制御

- ・ ELMy Hモードの燃焼制御は概ね良好と予想される。
- ・ ITB等の構造形成を伴う先進モードの燃焼特性の理解は今後の課題。



Y. Shimomura et al.,

ITER燃焼の連続化には自発電流の利用が重要

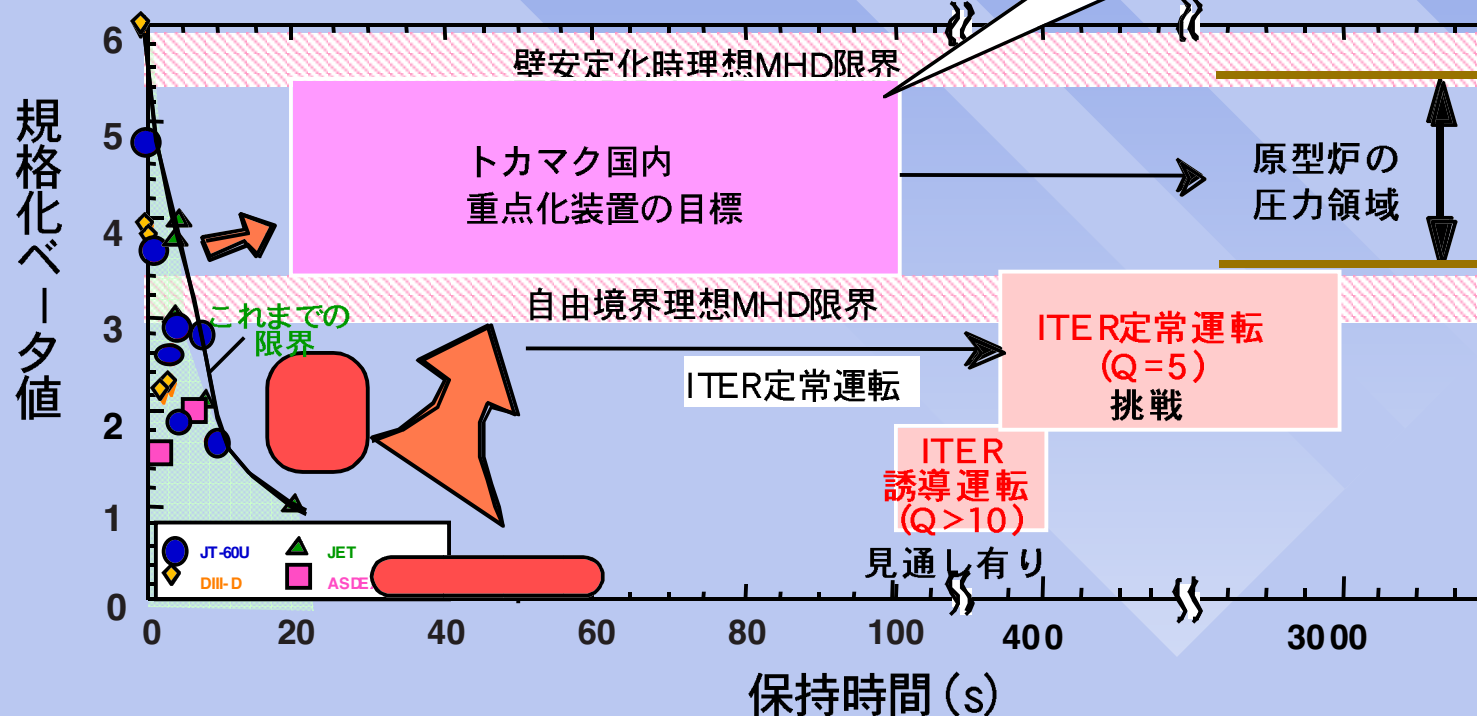
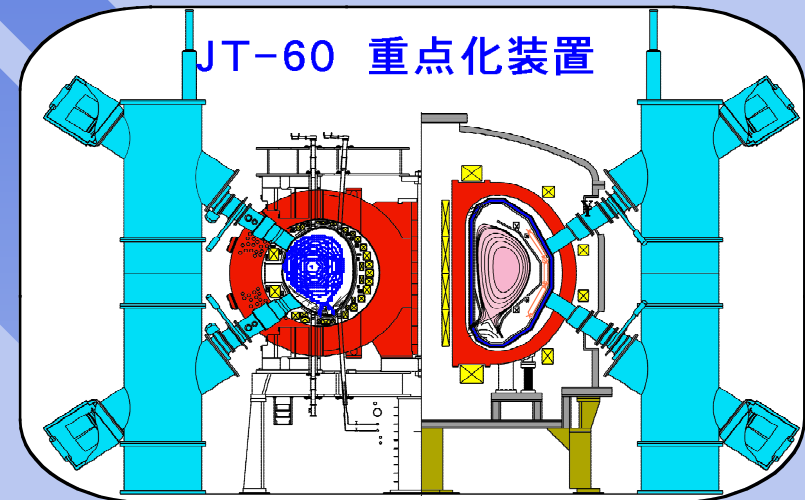


トカマク国内重点化装置計画

定常高ベータ化計画

- ・ $\beta_N=3.5-5.5$ 領域の実現
- ・ 断面形状、アスペクト比の幅
- ・ 超長時間運転（8時間運転）

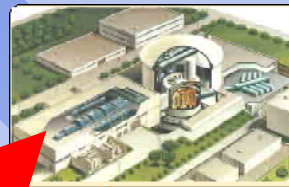
2015年までに、発電プラントで必要な高規格化ベータ値 β_N の連続維持法を実験的に確立。



ITERと有機的に連携した国際競争力のある国内体制の構築

- ① ITERへの貢献（定常運転シナリオの構築、運転裕度の向上）
- ② 核融合エネルギーの早期実現、経済性改善に向けた研究開発
- ③ ITERでの主導権確保のための人材育成

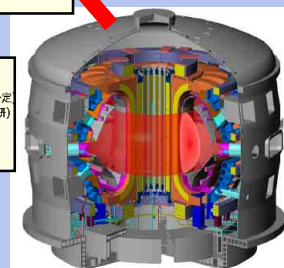
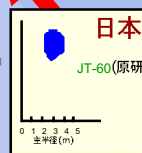
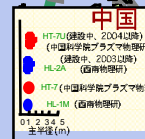
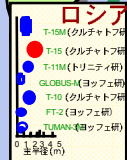
核融合エネルギーの早期実現
(出力200-300万kW)



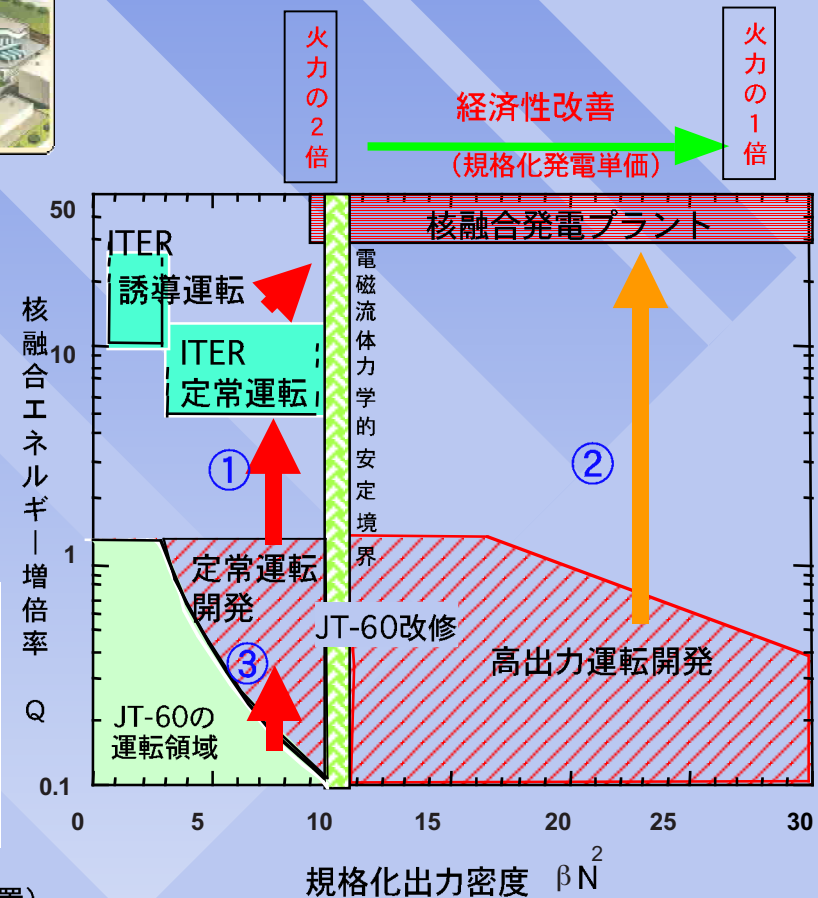
燃焼制御
の実証

経済性改善

シナリオ構築
人材供給



JT-60超伝導化改修
(トカマク国内重点化装置)



まとめ

- u トカマク型核融合炉の経済性、環境適合性を改善（放射性廃棄物低減）する設計に進展があった。
- u 開発の進め方としては、以下の通り。
- u ・ 原型炉と実証炉段階を統合するために、ITERと並行してJT-60の改造による定常高ベータ化計画を実施し、経済性見通しを改善する研究を進める。
- u ・ 2015年頃までに、定常高ベータ化計画の結果を踏まえ発電実証プラントの基本設計に着手。
- u ・ 材料試験については、国際協力によるIFMIFによるデータ取得を2020年頃までに取得。
- u ・ ITERでの燃焼研究の成果を2020年頃までに取得し早期に発電プラント建設に着手。

添付

核融合エネルギーの早期実現を制約している事項

第2段階核融合研究開発基本計画の策定を踏まえ、核融合会議が審議した、「核融合炉開発長期戦略について」（昭和53年(1978年)3月）では、核融合実証炉の実現には、1. JT-60、2. JT-4、3. 炉心工学試験装置、4. 実験炉、5. 原型炉 の建設が必要であり、これらを20世紀中に建設・試験することを提案している。

これらの中で実際に建設されたのは、JT-60とJT-4に代わるDoublet III、一部の工学試験装置のみである。

実際のトカマク研究の進捗（右図）から推定すると、1990年代半ばに自己点火領域を達成し得るレベルであった。

この時期は、昭和53年の長期戦略スケジュールにおける実験炉の運転時期と大きな差は見られず、実験炉の建設着手が大幅に遅延していることが、スケジュールの遅延の主要因と言える。

ー 石谷委員指摘事項への回答案

