

高経済性実用炉CRESTと 炉設計でのシステム統合

電力中央研究所
岡野邦彦

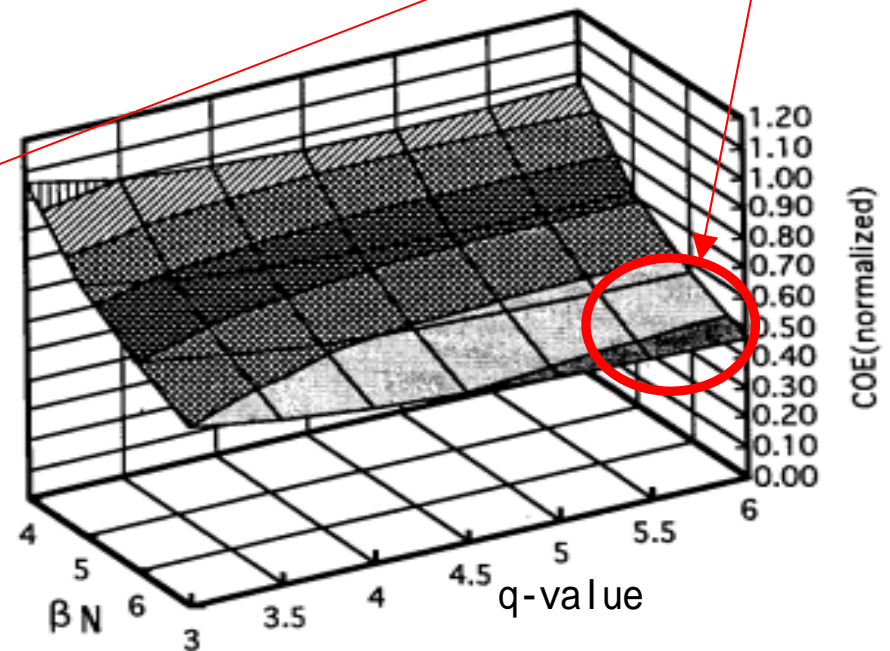
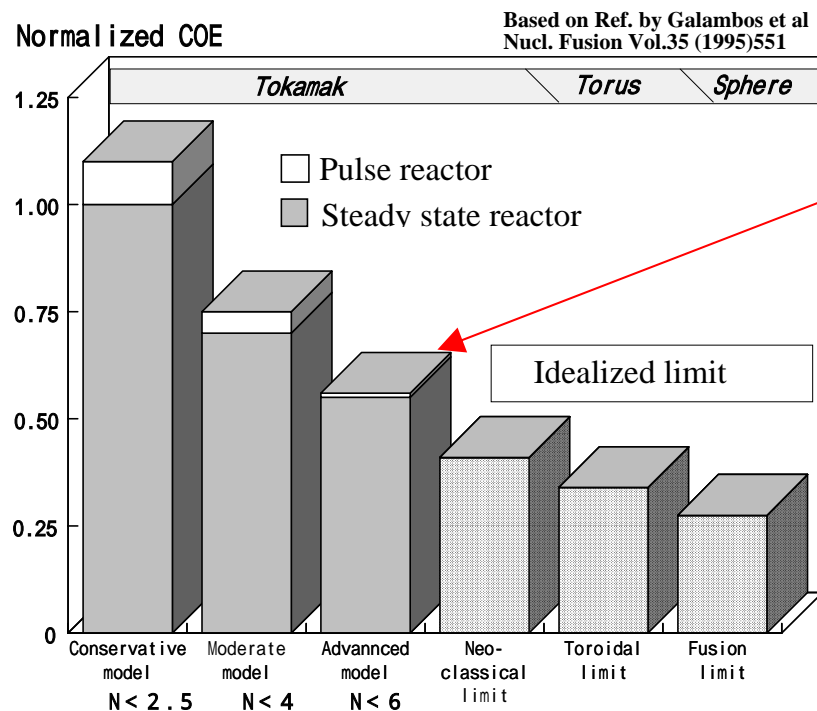
CRESTは1998年IAEA核融合エネルギー会議において発表した実用炉概念。6年の歳月が経ち、部分的には古い点もあるが、高経済性をめざした動力炉設計で直面する問題点の抽出の参考になると思われるので、そのシステム設計の一部を紹介する。

1996-98年頃の状況：

- ・ SSTRの冷却水条件はPWR条件
- ・ 電中研経済性解析で高 N化が重要なのが示された
- ・ 導体壁による高 化は国内では実用性が疑問視
- ・ CRESTに先行してSTARLITE(ARIES-RSに発展、米)が登場

コスト解析から得た結論(1996年頃)

- 1) ITER程度の $N=2.5$ 程度で動力炉を設計すれば、COEは現行電源の約3倍
- 2) このCOEを約半分にすれば、少なくともCO2回収火力とは競合。
それ以上のCOEをコスト競合の観点で正当化するのは困難
- 3) それには $N=5-6$ + 高熱効率($>40\%$) が望まれる($B_{tmax}=13T$ の場合)
- 4) システムコードで調べた結果、 $3 < R/a < 4$ 、 $4 < q < 5$ に適当な解有り



CREST設計研究の基本構想

(CREST: Compact Reversed Shear Tokamak)

1) 動力炉の設計目標となるものをめざす

- * 将来許容可能なレベルのcost of electricity (COE)
- * 水冷却と鉄系（フェライト系）材料を選択
- * 100万kW程度の電気出力規模
(過大な出力規模は望まれない可能性もあり)

2) ITERをベースとした核融合炉の将来性の提示 これは核融合開発戦略として重要

- * CREST相似プラズマがITERで実験可能なことを重視
ITER程度のアスペクト比で設計する

CREST

2.5MeVのNBIで**定常運転**

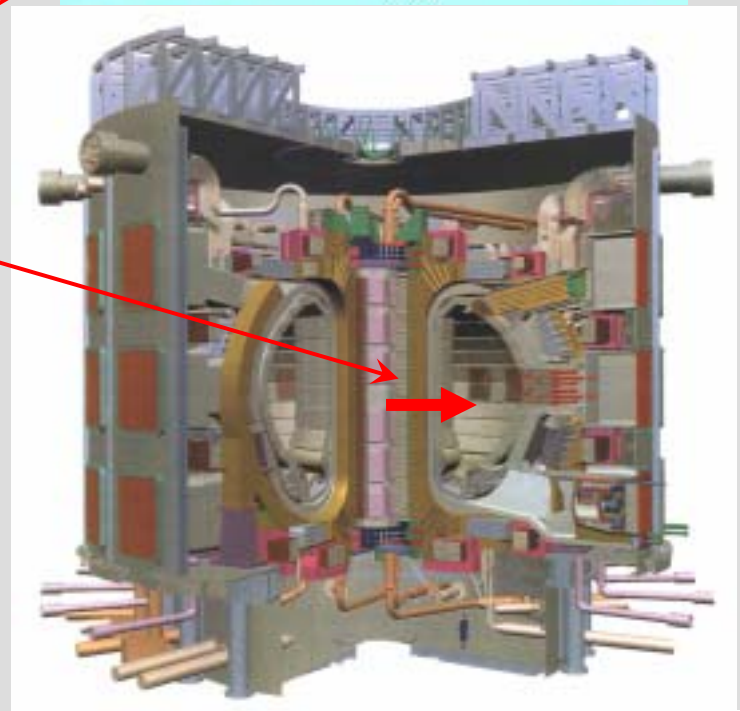
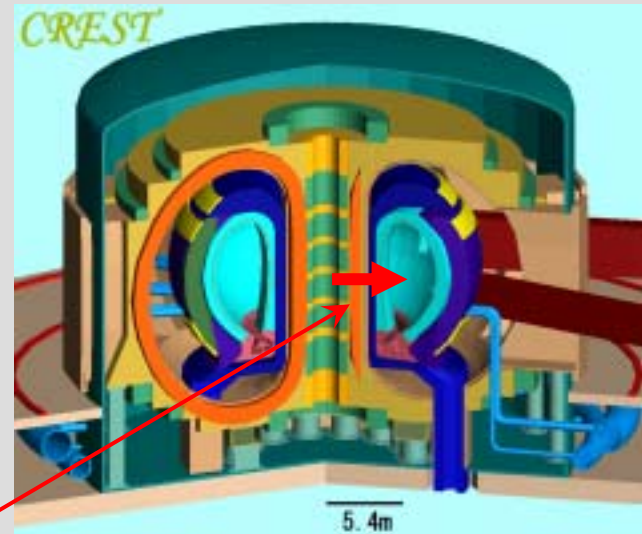
凹状電流分布高性能化でITER基準運転の2倍以上のプラズマ圧力。

自発電流で全電流の82%を供給

過熱蒸気サイクルで**高発電熱効率**

迅速交換保守で**高稼働率**

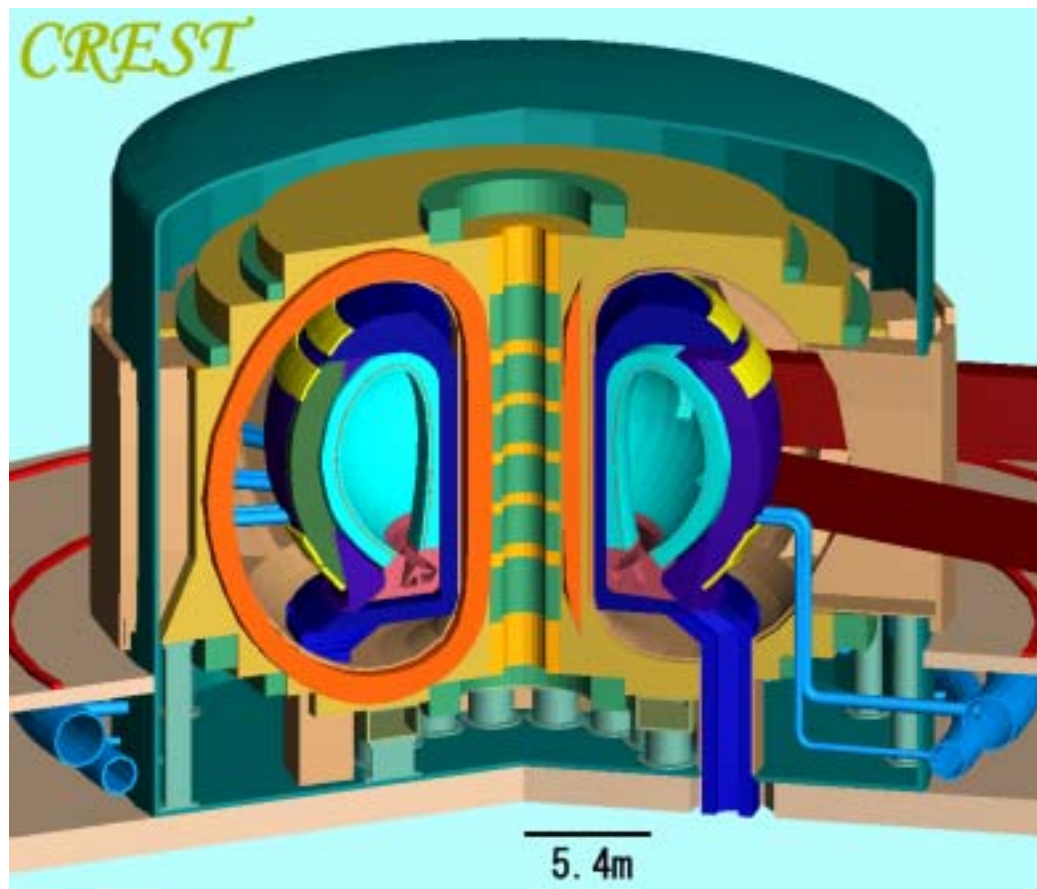
CRESTプラズマの半径 = 5.4m
ITERプラズマの半径 = 6.2m



コスト低減のためのキーとなる項目とCRESTでの対策

項目	CREST設計での対策
<p>高 N (= 5.5 : 理想MHD限界より)</p> <p>高橢円度、高三角度</p>	<p>負磁気シア、ビーム入射による分布制御と プラズマ高速回転(10^5m/s)でのRWM安定化 ブランケット内導体シェル (Zr製10mm厚板) 放射冷却の採用(Xe入射 : $Z_{\text{eff}} = 2.2$)</p> <p>位置不安定抑制用銅コイルのTFコイル内部設置 CSコイルの多分割化</p>
<p>高性能超電導コイル</p>	<p>コイル経験最大磁場=12.5T、ただし線材電流密度 はITER設計の2倍。経験磁場を下げるとj_cは上がり、 構造材も減るので小型化には有利な面もある。</p>
<p>高熱電変換効率 と 十分なTBR確保 (水冷と鉄系材料の範囲)</p>	<p>15MPa、480 過熱蒸気サイクル(=41%) ODSフェライト構造材(<620) Li₂ZrO₃/Beペブルとその最適混合</p>
<p>速やかな分解保守と長寿命構造材</p>	<p>原研DREAMタイプ一体直線引抜ブランケット それを可能とする大型TFコイル(建設コストでは損) 低放射化フェライト鋼($n \sim 15\text{MWa/m}^2$)</p>

1. CRESTの主要パラメータ



major radius, R	5.4 m
aspect ratio, A	3.4
elongation, κ	2.0
triangularity, δ	0.5
safety factor q₀/q_{min}/q_ψ	2.9/2.4/4.3
poloidal beta, β_p	2.5
Troyon factor, β_N	5.5
ITER89P multiplier, H	3.2
plasma current, I_p	12 MA
BSC fraction, f_{bs}	83 %
beam energy, E_b	2.5 MeV
beam power, P_b	97 MW
mean elec. temp., <T_e>	15.4 keV
mean ion temp., <T_i>	16.4 keV
mean elec density, <n_e>	2.1×10 ²⁰ m ⁻³
ratio to GW limit	1.3
mean rot. velocity, v_φ	1.2×10 ⁵ m/s
Effective charge, Z_{eff}	2.2
He accumulation	15 %
τ _p *(He)/τ _E	7.4
tor. field(on axis), B_t	5.6 Tesla
peak tor. field, B_{max}	12.5 Tesla
neutron wall load, P_w	4.5 MW/m ²
fusion power, P_f	2.970 GW
Plant therm.output	3.378 GW
thermal efficiency	41 %
gross elec. power	1.385 GW
net elec. power	1.163 GW

2. ビーム駆動高ベータ定常平衡

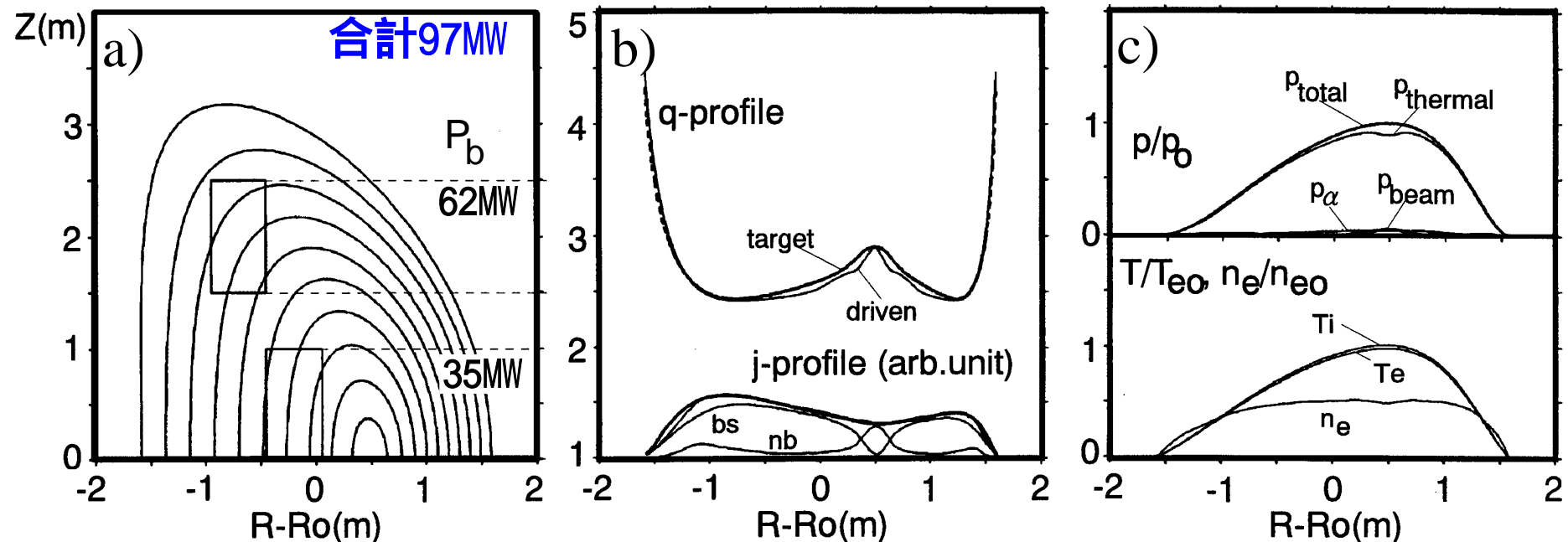
2.5MeVのNBIを、中心とオフセットの2種用意して電流分布を制御。
理想MHDの範囲では安定な $N=5.5$ の平衡が作れた。

ただし、この平衡を安定化するには導体シェル($r/a = 1.15$ の位置)が必要。

導体シェルが増殖ブランケット内 高 N とTBR向上が競合

米国のARIES-RSも $r/a = 1.10$ で同様の設計 (液体Li冷却なのでTBRは十分)。

周辺部電流がBSCだけではRS高ベータの維持は不可能だった。また、平衡計算上では、周辺電流ピークを急峻にすると $r/a=1.3$ 程度は可能と思われるが、電流駆動との整合は不明。



3. MHD安定化導体シェルの効果と影響

1) 理想MHDは安定 ($n=1,2,3$ キンク、高 n バルーニング、Mercierモード)

2) 抵抗性壁モードはプラズマ回転で安定化

・トロイダル回転: $V_{rot}=1.2 \times 10^5 \text{ m/s}$ (97MW, momentum/ $E \sim 2$ として)

	(1/ m)(常温値)	必要な厚さ(mm)
銅	6.0×10^5	1.1
バナジウム	4.0×10^5	4.2
ジルコニウム	2.5×10^5	5.3

ジルコニウム10mm厚で設計

$\tau_{L/R} / \tau_{\text{Alfven}} \sim 6 \times 10^4$	$V_{rot} / V_{\text{sound}} \sim 0.1$
$\tau_{\text{skin}} / \tau_{\text{Alfven}} \sim 4 \times 10^3$	$\omega_{rot} / \omega_{\text{Alfven}} \sim 0.02$

RWMは辛うじてだが安定範囲

3) 安定化導体によるTBRの損失は0.05

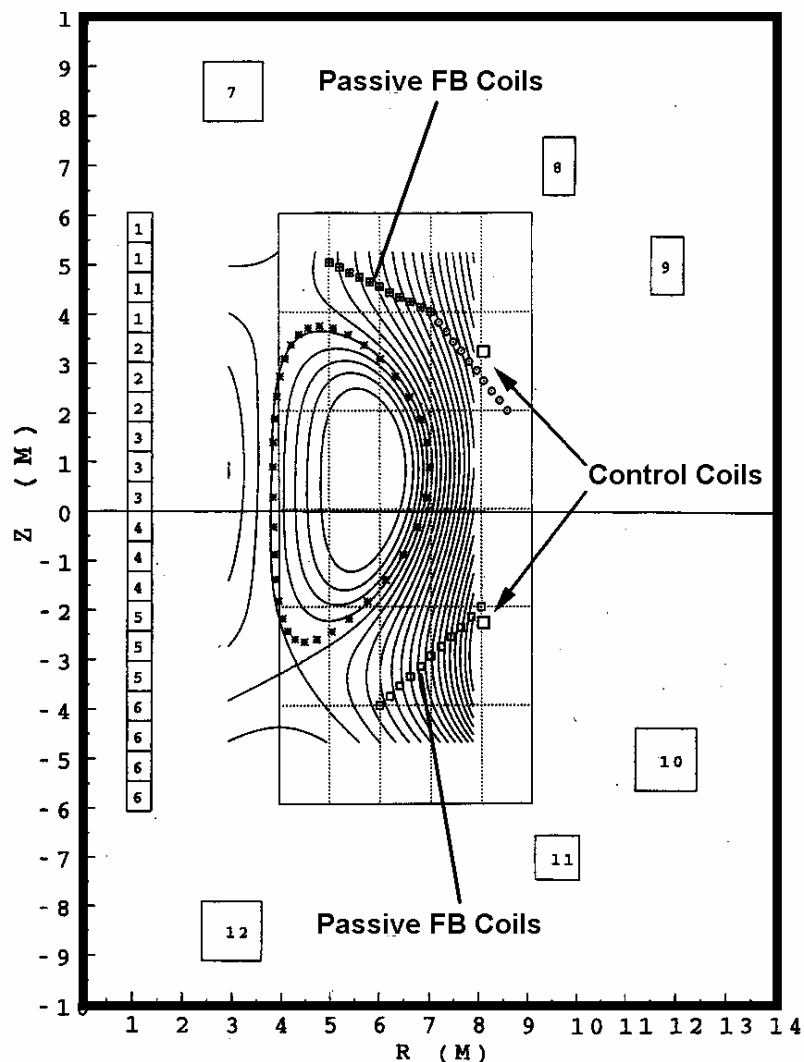
	シェルなし	Zr 10mm	Cu 10mm	Cu 5mm	Cu 2mm
TBR (local)	1.42	1.37	1.33	1.35	1.37

Cu 2mmはZr 10mmと同等のTBR損失。10mmの方が扱いやすいだろう。
Zr と水素の共存性は悪い。

4. 位置安定性制御

楕円度2.0のプラズマを維持
に銅製パッシブパネル（5cm厚）と銅製フィードバックコイルを配置

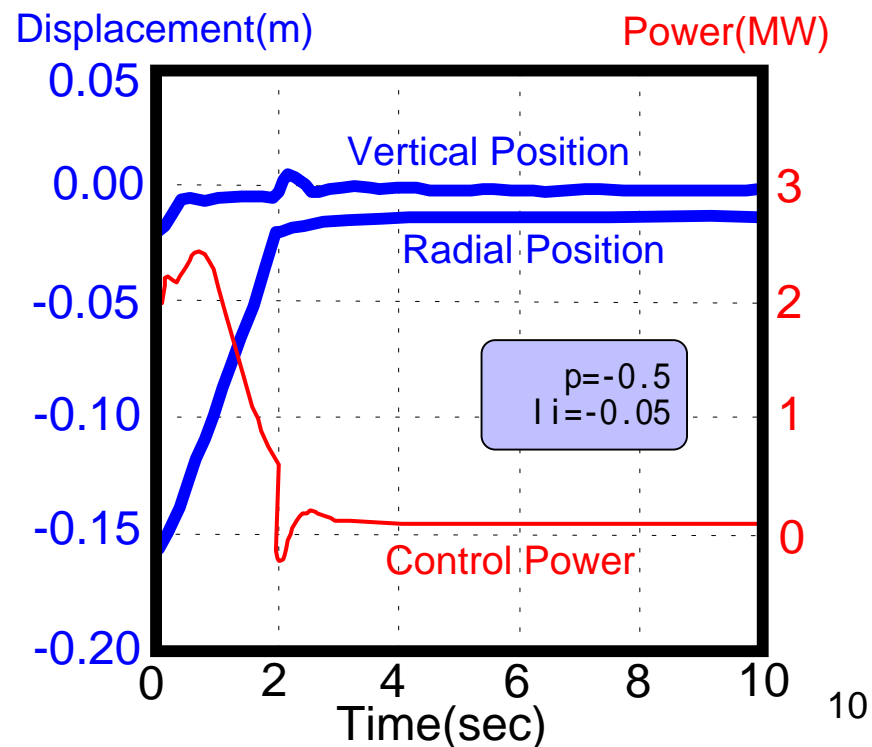
遮蔽ブランケット外部（**TFコイル内部**）



$p=-0.5$, $I_i=-0.05$ の摂動に対し：

外部PFCのみで制御・・・約100MWが必要
銅製内部コイルで制御・・・2.5MW以下

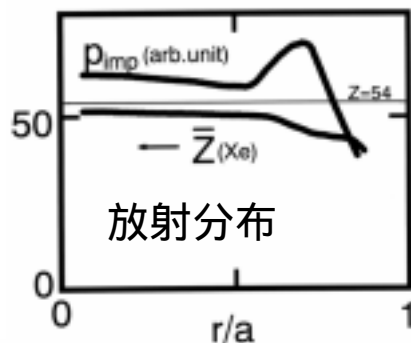
しかし、TF内コイルは分解保守と競合



5. 放射冷却によるダイバータ負荷の低減

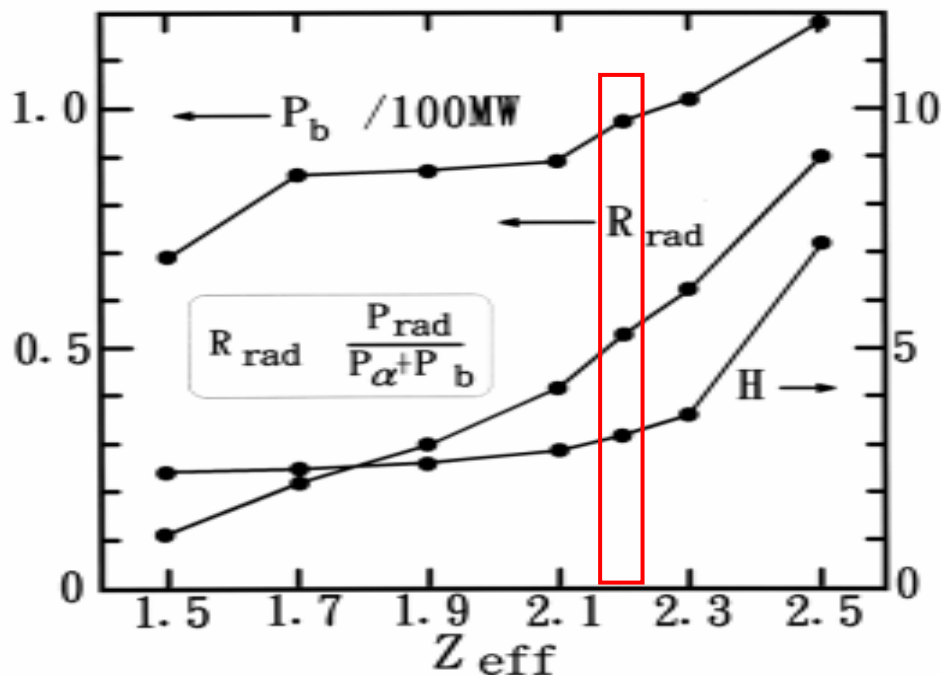
NBCD効率が Z_{eff} に鈍感なのを利用。Xeを主プラズマに0.04%、SOLに0.1%、 $Z_{eff}=2.2$ とすると、加熱の85%を放射可能。

$Z_{eff}=2.2 \sim 1.8$ で、核融合熱出力53%の部分負荷運転が可能($Q=31 \sim 24$)。

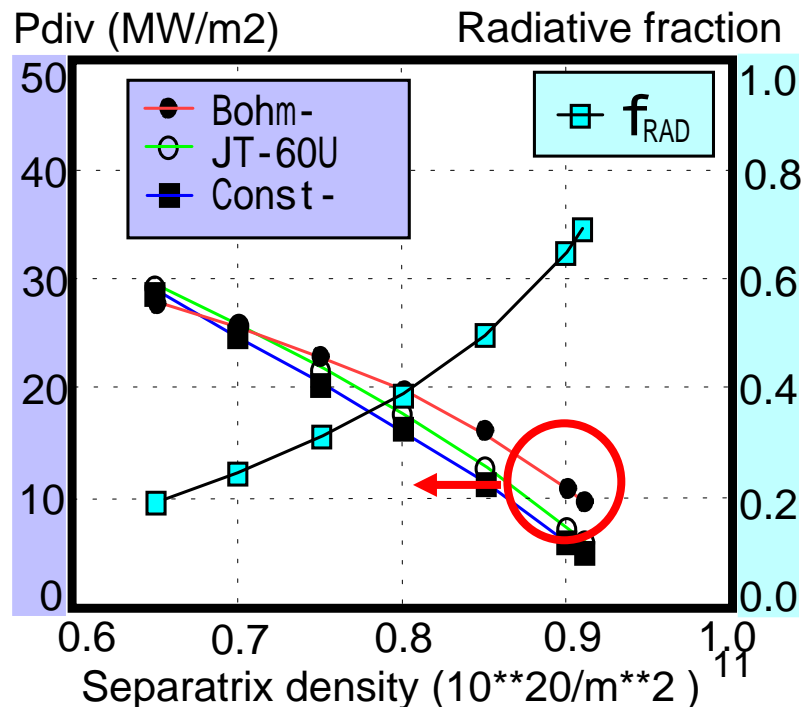


主プラズマから
53%(364MW)放射

但し、高H閉じ込めを要請する



SOL+ダイバータで32%(224MW)を放射
ダイバータ入熱 < 10MW/m²



6. 過熱蒸気サイクルブランケット設計

超臨界は原子力で実績がなかったので、もんじゅと同等の過熱蒸気サイクルを採用した

第一壁：加圧水冷却（入熱 1.2MW/m^2 、中性子負荷 4.5MW/m^2 ）

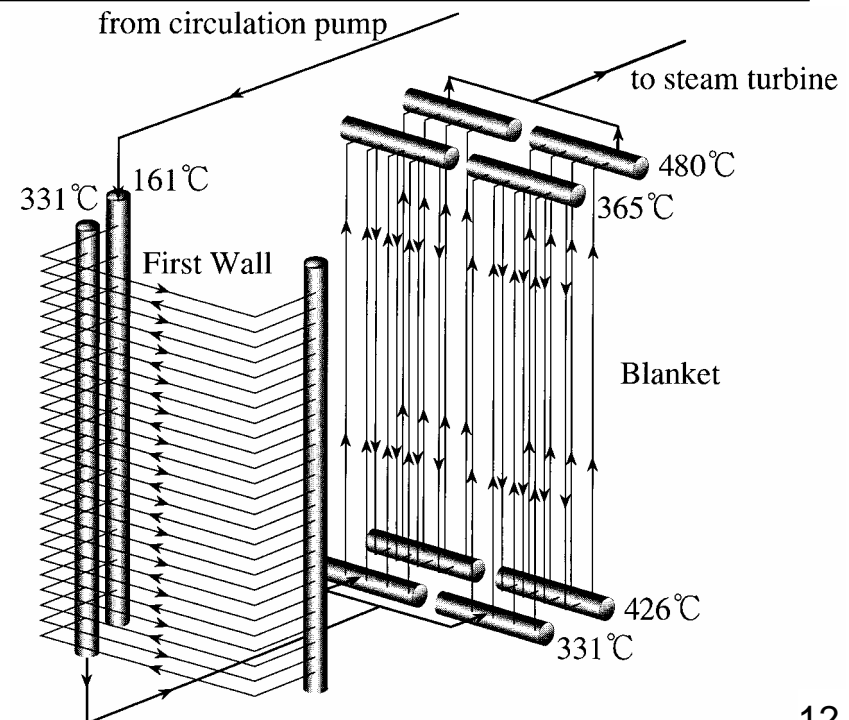
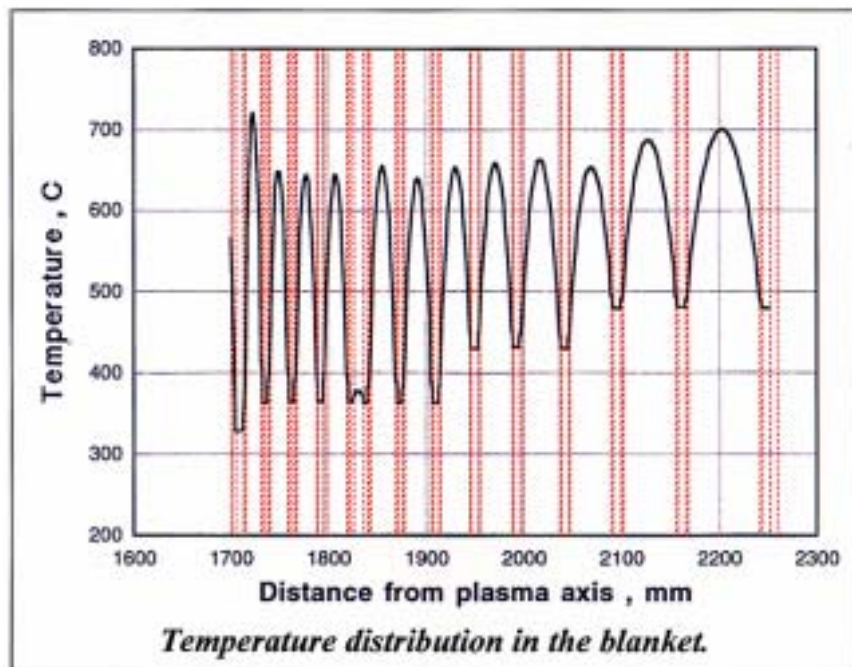
増殖領域：一層目で沸騰開始、2,3層で過熱蒸気 480°C （ 15MPa ）に上昇

構造材（フェライト）：620 以下で使用

増殖材（ $\text{Li}_2\text{ZrO}_3/\text{Be}$ ）：430-750

TBR：1.40 1.37(local値、2.5年照射後)、総合約1.1(覆率80%にて)

熱設計範囲：核融合出力20%～100%（部分負荷運転可能）



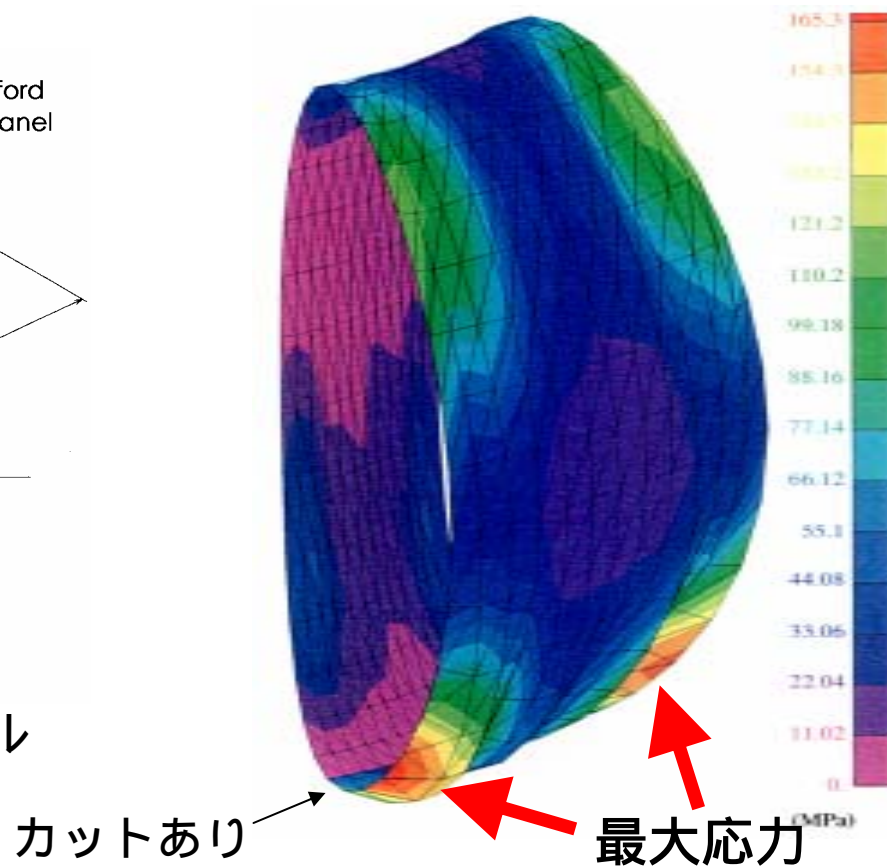
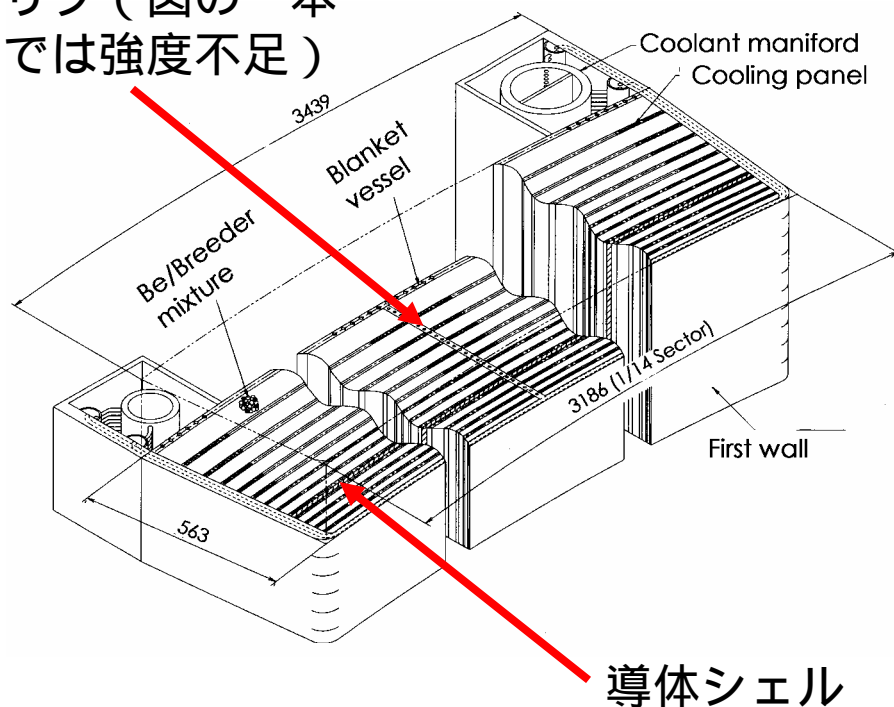
MHD安定化のため導体シェルをブランケット内に設置したことは、TBRの犠牲に加え、ディスラプションで応力の問題との競合もある。

ディスラプションの電流消滅が 1.2MA/ms 程度に押さえられ、下図のリブを二本に増やせば、F82Hの降伏応力は超えないが、ASME基準を超える部分が出る。

ITERでは 2MA/ms まで考えて設計している。

キラペレットなどの緩和策は必須。 0.5MA/ms 以下でないと設計対応が難しい。

リブ（図の一本では強度不足）



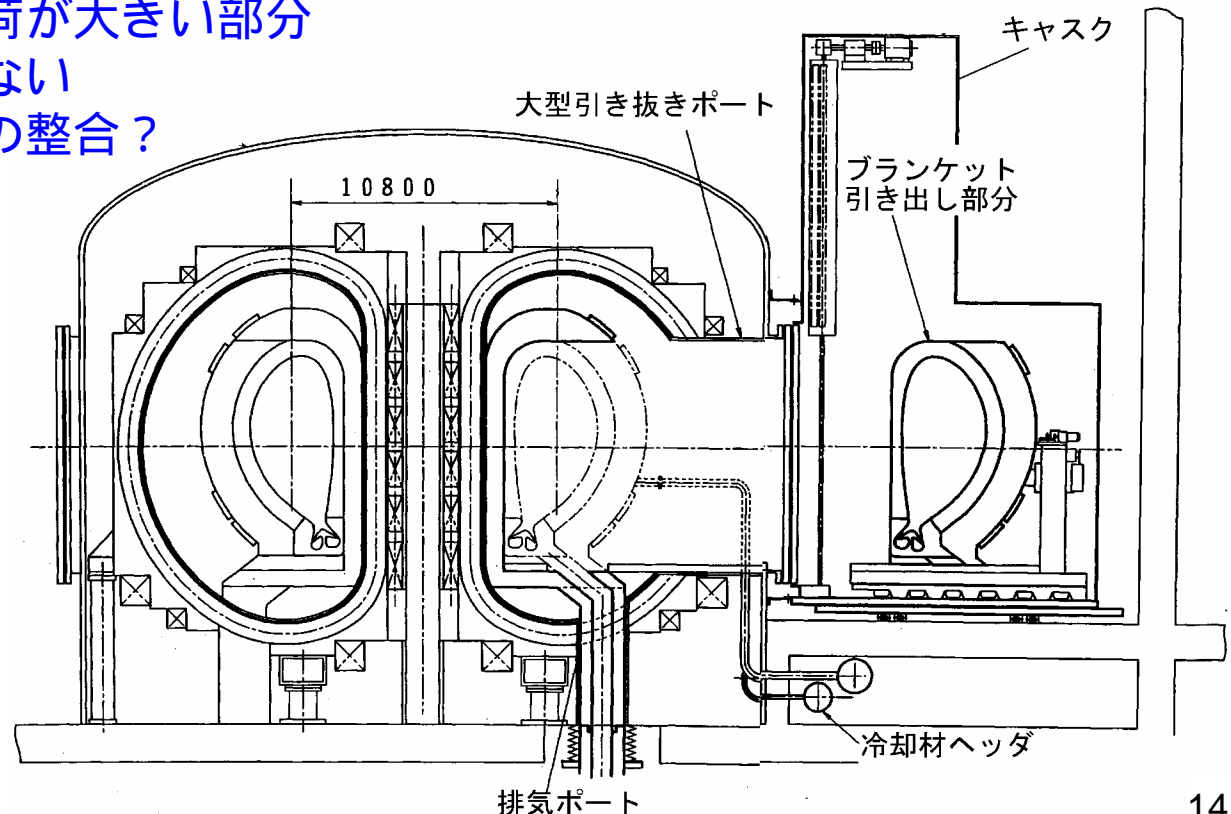
7. 一体引抜保守修理手法の概念

ブランケット部一括引抜きで稼働率を上げたい
MHD安定化導体を大きな一体物にし、プラズマに近づけたい
ブランケットカバー率を上げて総合TBRを上げたい
できれば大気圧開放せずに交換保守したい（乾燥窒素環境でも可？）

- ×トロイダルコイルが大型化し建設コストが上がる（稼働率で回復？）
- ×200トンの重量物をリモートで脱着する技術の開発が未知
- ×ダイバータや中性子負荷が大きい部分
のみの個別交換ができない
位置安定化銅コイルとの整合？

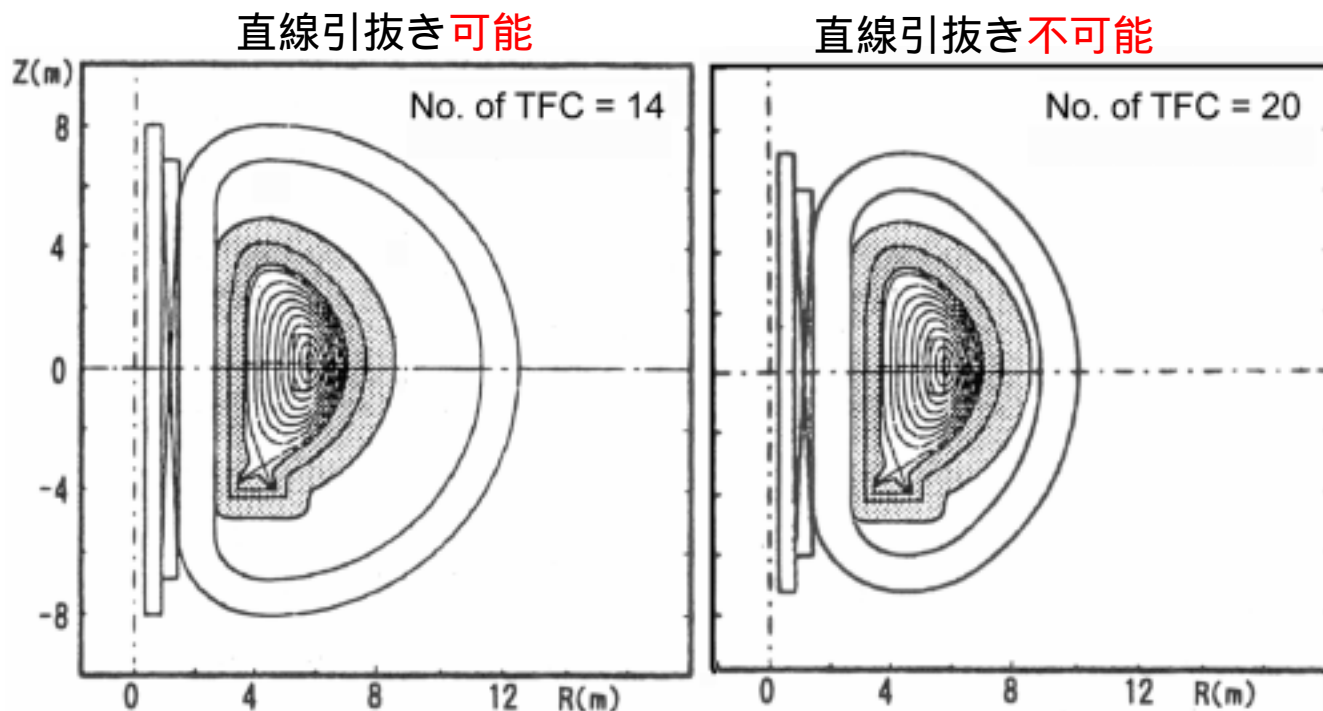
運転停止＞全交換と点検＞真空引き＞再起動＞定格運転までで、約65日と予測。

これは国内軽水炉の平均80%稼働時の無補修時定検期間に匹敵。



一体引抜き用大型化TFCに関するコスト解析

	14本	20本
コイルサイズ決定要因	引抜き条件とリップル条件をほぼ同時達成	リップル磁場(0.5%)が制約
直接建設費の増大	+290億円	-
COE (稼働率75%仮定)	12.5 円/kWh	11.5 円/kWh
備考	CREST設計	NB入射難有



早期発電実証炉

Demo-CREST工学設計(メンテナンス・システム概念)

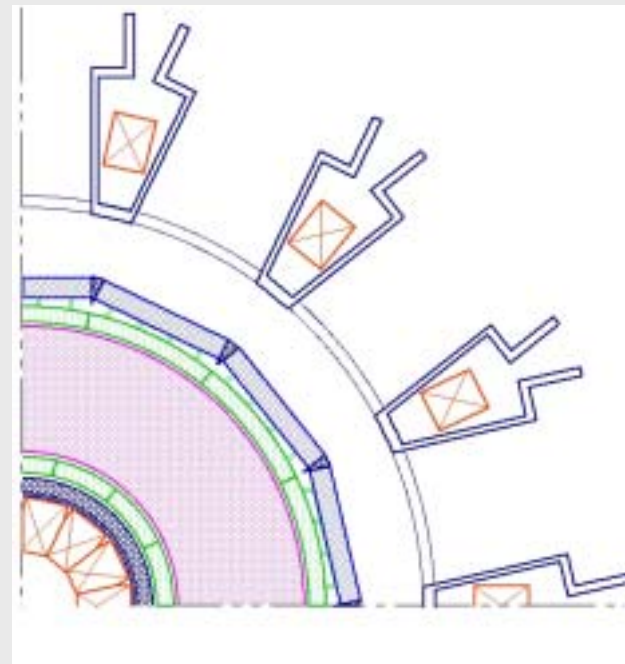
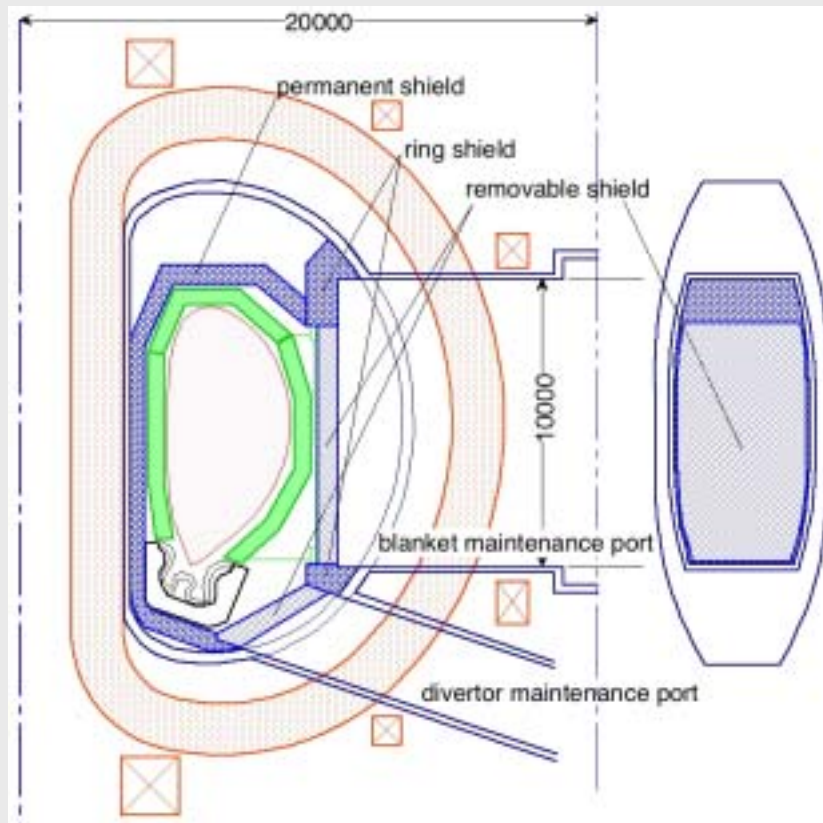
$R_o = 7.25 \text{ m}$

$A = 3.4$ (CRESTと同じ、ITERに近い)

$/ = 1.85/0.35$ (ITERと同程度)

$B_{tmax} = 16 \text{ T}$ ($B_{to} = 8 \text{ T}$)

CRESTの一括引抜き(200トンモジュール)に繋がる技術で、かつITER開発で実現の見通しが得られる保守概念として各パート3分割引き抜き(最大40トンモジュール)のメンテナンス概念を提案。



8. 冷却系・タービン系遮蔽の検討

発電炉で重要度を増す項目

14MeV中性子による $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ 反応 半減期7.13秒の ^{16}N (6～7MeVガンマ線放射)

>> **ブランケット出口で $2.53 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ (=初期濃度)**

軽水炉では**運転中も**タービン室に入室が可能。

同じ条件を達成するには、以下どちらかの選択が必要：

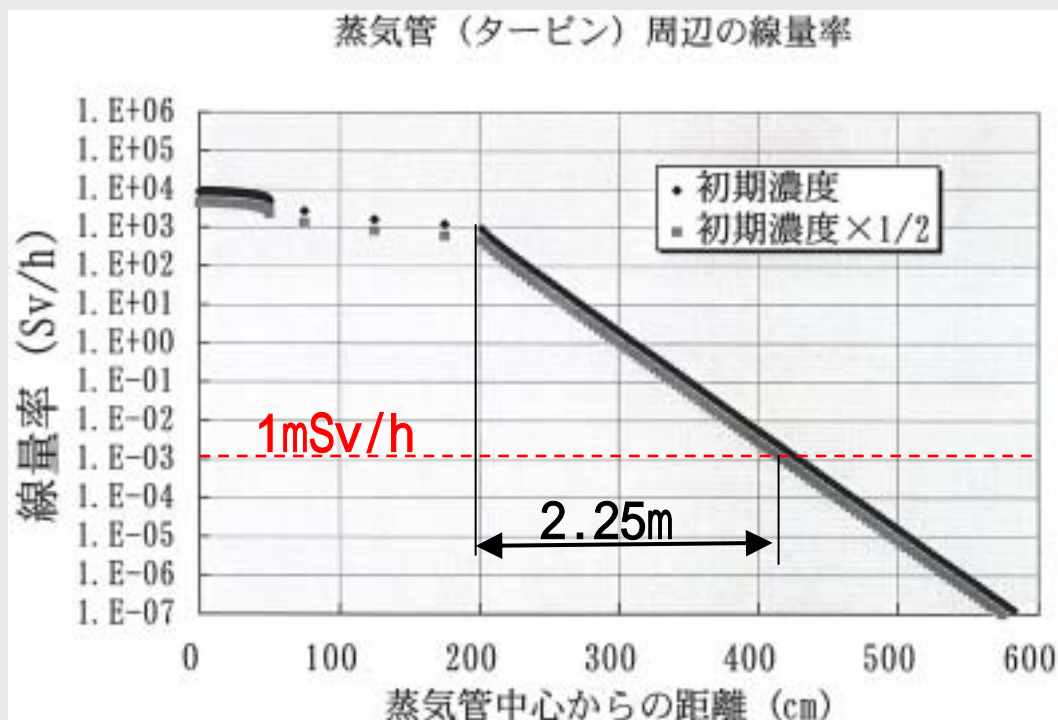
- ・ 2次系を持つ間接サイクルとする（発電効率は下がる）
- ・ 直接サイクルで蒸気系全体を遮蔽で覆う（遮蔽コストが高む）

直接サイクル : 41.4%

間接サイクル : 38.5%

ISFNT11、小西哲之京大教授によって示された例

コスト検討はまだなされていないが、遮蔽コストは、直接サイクルの熱効率向上効果をかなり打ち消す可能性がある。



コスト低減のためのキーとなる項目とCRESTでの対策

項目	CREST設計での対策
<p>高 N (= 5.5 : 理想MHD限界より)</p> <p>高楕円度、高三角度</p>	<p>負磁気シア、ビーム入射による分布制御と プラズマ高速回転(10^5m/s)でのRWM安定化 ブランケット内導体シェル (Zr製10mm厚板) 放射冷却の採用(Xe入射 : $Z_{\text{eff}} = 2.2$)</p> <p>位置不安定抑制用銅コイルのTFコイル内部設置 CSコイルの多分割化</p>
<p>高性能超電導コイル</p>	<p>コイル経験最大磁場=12.5T、ただし線材電流密度 はITER設計の2倍。経験磁場を下げるとj_cは上がり、 構造材も減るので小型化には有利な面もある。</p>
<p>高熱電変換効率 と 十分なTBR確保 (水冷と鉄系材料の範囲)</p>	<p>15MPa、480 過熱蒸気サイクル(=41%) ODSフェライト構造材(<620) Li₂ZrO₃/Beペブルとその最適混合</p>
<p>速やかな分解保守と長寿命構造材</p>	<p>原研DREAMタイプ一体直線引抜ブランケット それを可能とする大型TFコイル(建設コストでは損) 低放射化フェライト鋼($n \sim 15\text{MWa/m}^2$)</p>

動力炉総合設計の視点からのコメント

単独で**最高のプラズマ、最高のブランケット、最高効率の発電系を組み合わせても相互に矛盾する点を多数含み、よい設計にはならない。**全体が同時に成り立つ共生点を探していく必要がある。（一般に性能は犠牲になる）

CRESTは、例えば主プラズマ安定性の要請をブランケット設計の導体シェルに反映する一方、ダイバータの要請を主プラズマの高 Z_{eff} に反映させて設計上の共生を試みた。結果として各々の最高性能は犠牲になっている。この事実はプラズマ物理と炉工学の相互共生の難しさを表している。

20年前のFERやINTORの時代には「共生点」そのものが見えていなかった（と個人的には思っている）。いまは存在するのでITERは実現できる。今後20年のITERや国内重点化装置の結果により、設計可能範囲がまた広がるに違いない。

発電実証炉の設計研究体制は

- ・ 同時進行する実験プロジェクトの経験や成果を速やかにかつ最大限取り入れることができる体制でなければならない。
- ・ 各分野の専門家の自由集合では設計は進まないであろう。設計もプロジェクト化が必要。
- ・ 一方、現行プロジェクトのために開発した技術の延長がそのまま発電炉に最適とは限らない。また、大型プロジェクトは軌道修正に時間がかかる。これらの事実は、発電実証炉の設計最適化において判断の遅れなどの負の影響を及ぼす可能性もある。それゆえ、発電実証炉の研究組織の位置付けは慎重に設定することが必要である。
- ・ ITERやその他大型プロジェクトで経験を積んだ人材を最大限有効に使いながら、それらの母体組織とは独立した技術判断が可能な組織によって発電実証炉の設計を実施するか、少なくとも設計作業の評価・調整が可能な体制になっていることが理想的ではないか。