

原型炉設計における課題とその 解決に向けて

電力中央研究所 &
IFERC - Demo Design Activity
岡野 邦彦

核融合炉の概念設計の転換点

トカマク型核融合炉の概念設計は、おおむね1980年ころを境に大きく変化している。

その主要な理由は以下の3点：

- ①1980年ころから圧力上限 β_N の比例則が知られるようになった。
- ②3大トカマク(日本のJT-60、欧州のJET、米国のTFTR)が1980年台初頭に稼働し、閉じ込め研究が進展した。
- ③同時にブートストラップ電流の存在が実験で確認された。

プラズマ圧力上限 β_N

$$\beta_t(\%) = \beta_N (I_p/aB_{t0})$$

β_t : プラズマ圧力÷磁気圧($B_t^2/2\mu_0$)

I_p : プラズマ電流 (MA;メガアンペア)

a : プラズマの小半径 (m)

B_{t0} : プラズマ中心でのトロイダル磁場 (T;テスラ)

- 1) 高 β_N →高圧力→高出力密度→小型の核融合炉
- 2) 電流駆動効率 $\propto T_e/n_e$ 、核融合出力 $\propto n_e(\sim n_i)$ の2乗
→ β_N が高いほどQ値(=核融合出力/電流駆動パワー)が大
- 3) β_N の上限値は電流分布や圧力分布を制御すれば
安定化用の導体壁がなしで 3.5程度まで
安定化用の導体壁がありで 5.5以上

プラズマ圧力上限 β_N

2) 電流駆動効率 $\propto T_e/n_e$ 、核融合出力 $\propto n_e(\sim n_i)$ の2乗
→ β_N が高いほどQ値(=核融合出力/電流駆動パワー)が大

駆動効率 $\eta \propto T/n \propto \beta_t^{-1}$ (Tは大きく変えられない)。

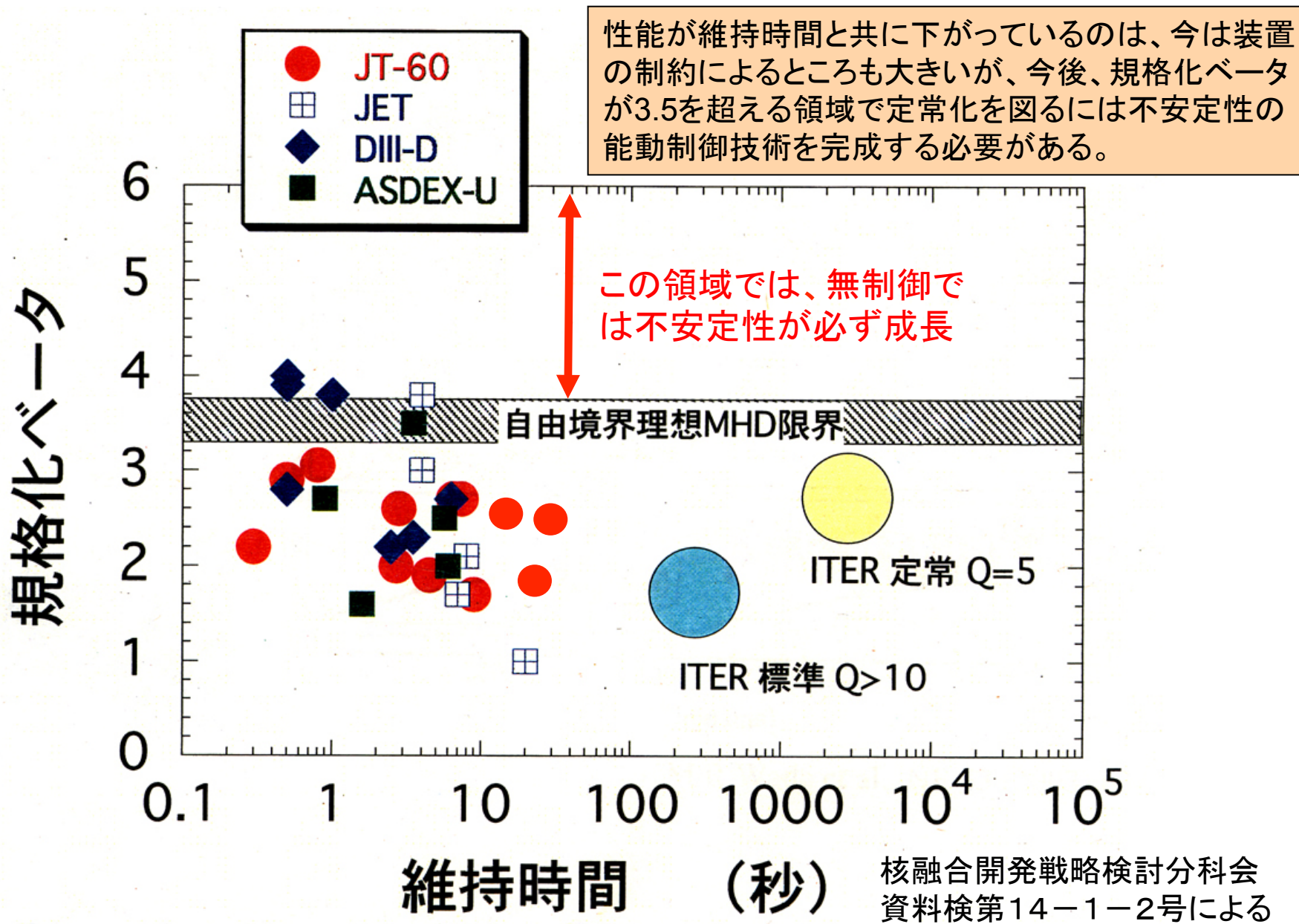
$$I_p \propto \beta_t / \beta_N$$

$$P_b = I_p / \eta \propto \beta_t^2 / \beta_N$$

$$P_f \propto n^2 \propto \beta_t^2$$

よって、 $Q = P_f / P_b \propto \beta_N$

これまでの実験進展(高ベータ長時間維持)



エネルギー閉じ込め性能

エネルギー閉じ込め時間 τ_E の経験則のうち、ITERの設計で使われた閉じ込め則の式から重要な依存性だけ取り出して書くと

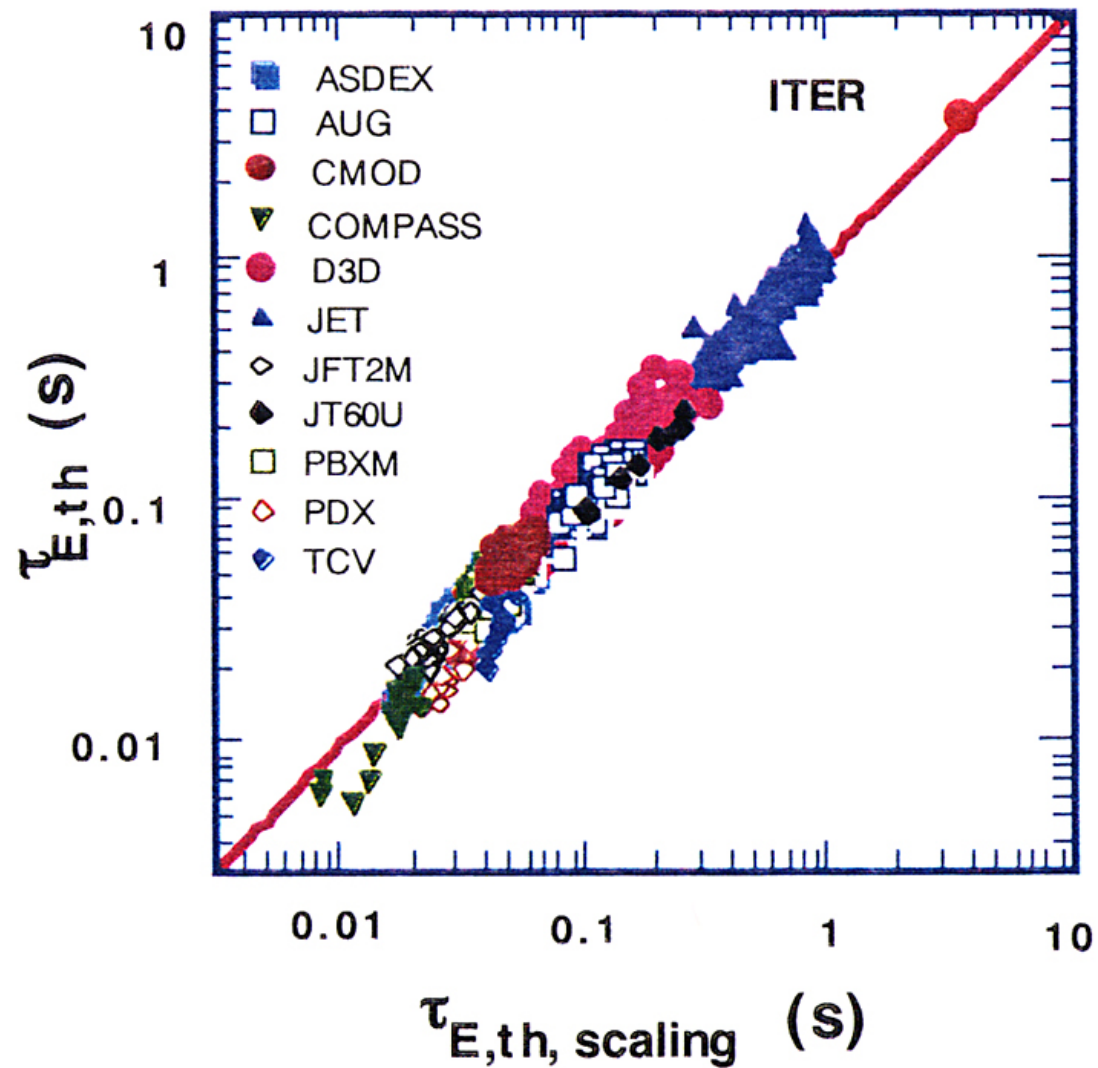
$$\tau_E \propto I_p^{0.93} R^{1.97} P_{\text{heat}}^{-0.69}$$

P_{heat} : α 粒子分と外部加熱入力を合わせたプラズマ加熱パワーから放射損失分を引いたもの。

大型化するか(主半径Rが大)、 I_p を大きくすると τ_E は増加するが、一方、電流をたくさん駆動すべく大きな電流駆動パワーを入射すると P_{heat} が大となり、 τ_E は小さくなる。定常炉の設計が難しい理由のひとつ

この閉じ込め時間則を何倍超えた τ_E を期待する設計かの指標がHHファクタ。

ITERのための閉じ込めスケーリングは十分に確立されている
ただ、次の密度上限近くや高 β_N と同時達成できるかは課題



プラズマ密度限界

グリーンワルドの密度限界の式(経験則):

$$n_{GW} = I_p / \pi a^2 (10^{20} \text{m}^3)$$

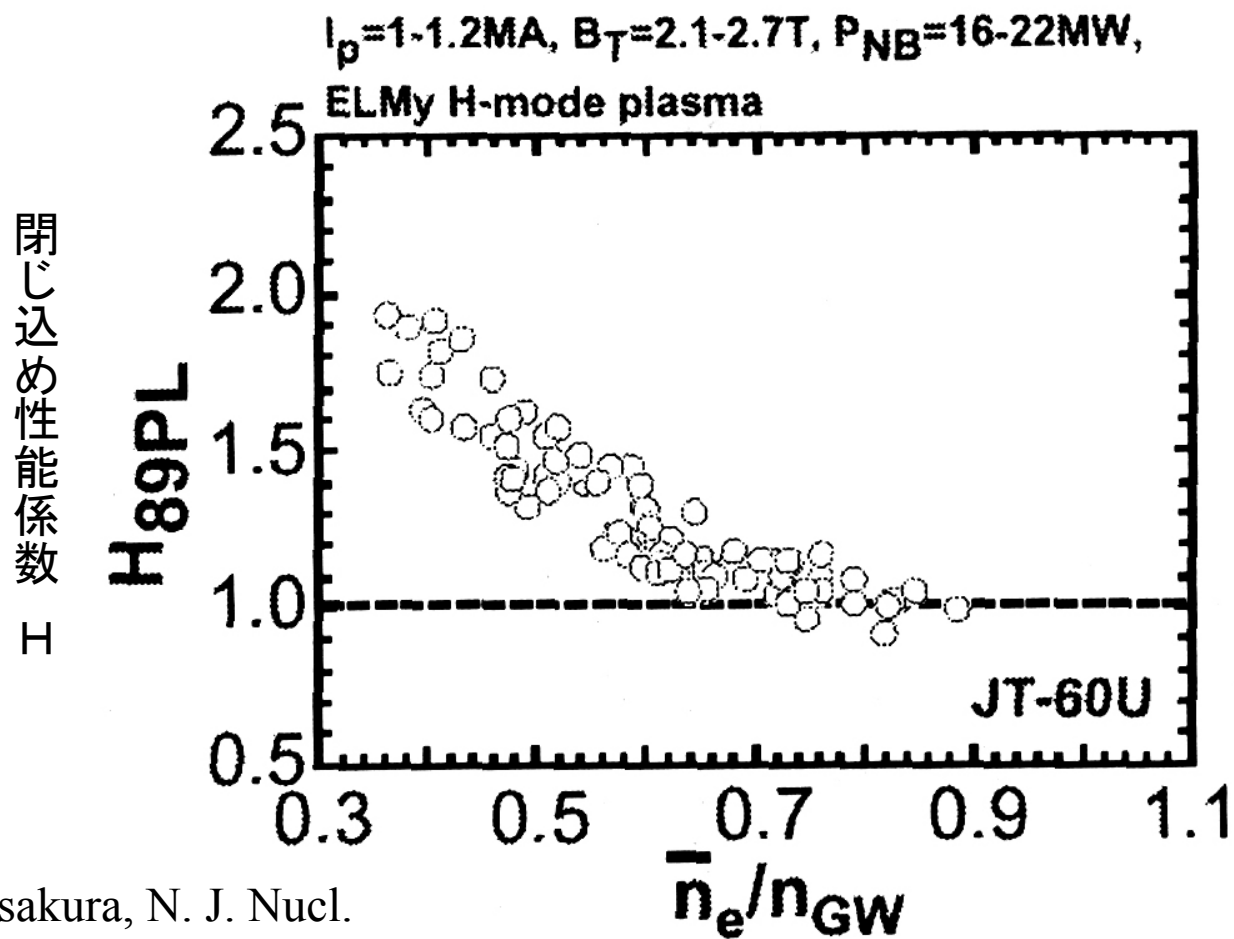
超えると急速に閉じ込め性能が劣化。
概念設計もこの値をひとつの目安とする。

1) プラズマ密度は、電流駆動効率($\propto T_e/n_e$)と n_{GW} で制約されるために、密度をあまり高くは設定できない。

2) n_{GW} は I_p に比例する。
電流駆動の視点では I_p を小さく抑えたいが、
 n_{GW} の制約で I_p を下げられないことも起こる。

定常炉の設計が難しい理由のひとつ

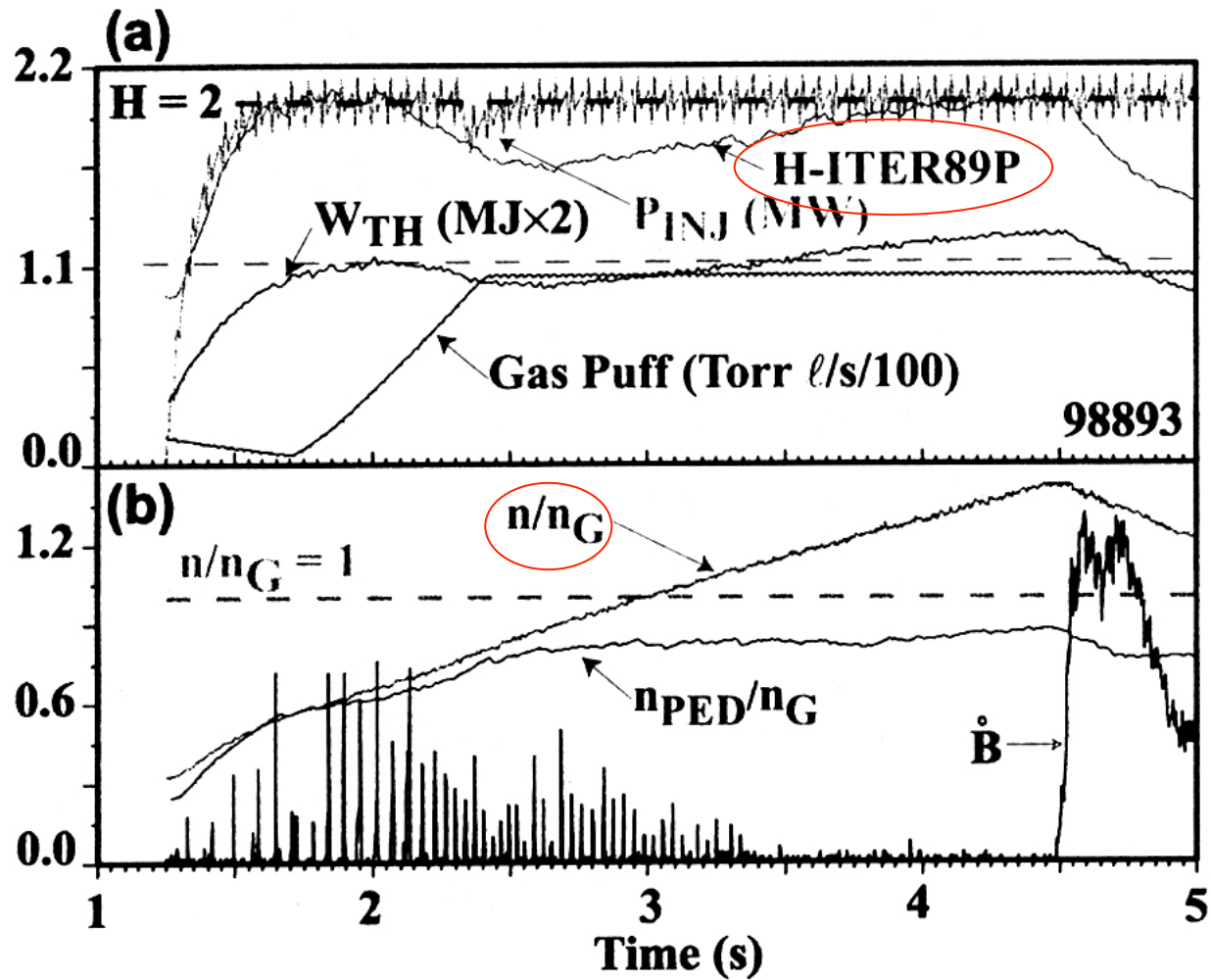
密度上限 n_{GW} を超えるのは実験的に難しい。固体ペレット入射での粒子供給では越えている例はある。DIII-D(米)ではガス入射供給でも $1.2n_{GW}$ を超えた例がある。密度上限に近づくほど閉じ込め性能(Hファクター)は下がってしまうことが多い。同時達成が重要な例。



Asakura, N. J. Nucl.
Mater. Vol.182 (1999)
266-269

密度 n_e と密度限界値 n_{GW} との比

DIII-Dにおいて、高閉じ込め（高H）と密度上限以上の密度を同時達成した例



Mahdavi, M.A., et al., 18th IAEA Fusion Energy Conference, Sorrento (2000), IAEA-CN-77/EXP1/4

電流駆動効率

規格化電流駆動効率 η は、NBIでもRFでも最適な条件で入射すれば0.8程度。

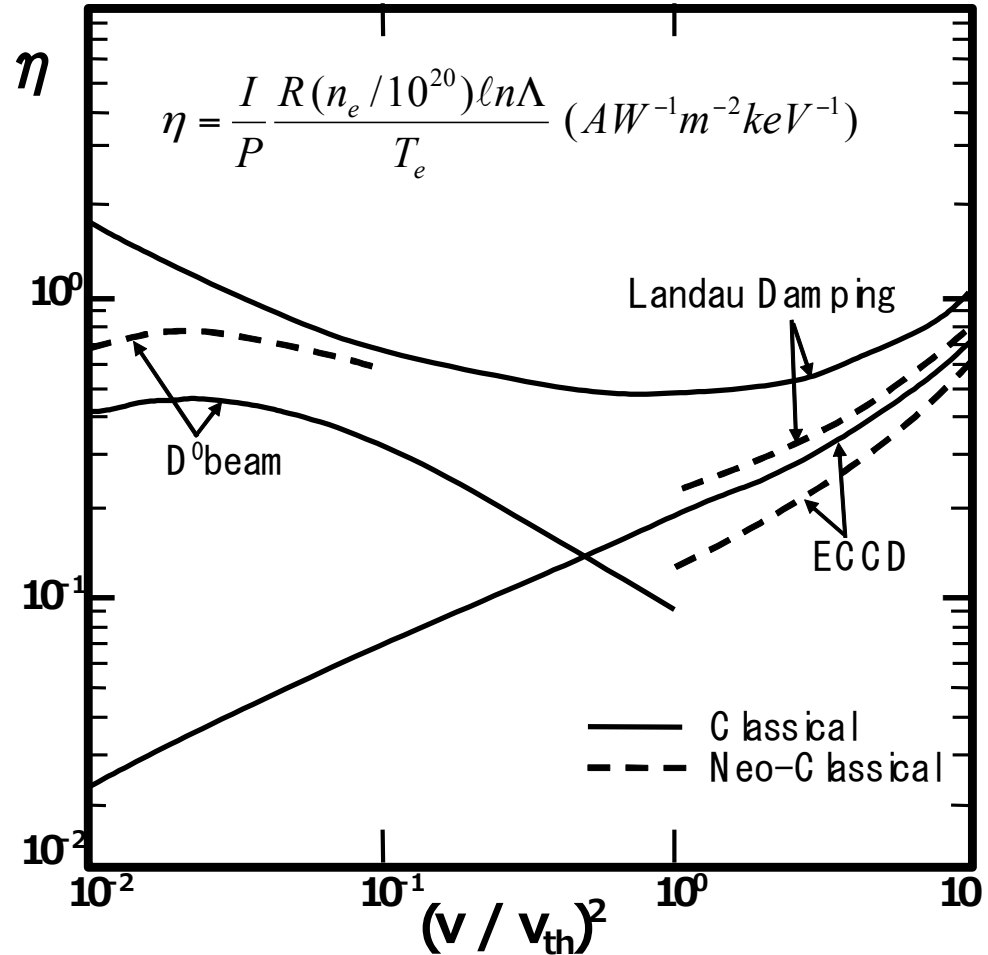
$R=6.2\text{m}$ 、 $n_e=1\times 10^{20}\text{m}^{-3}$ 、 $T_e=15\text{keV}$ 、 $\log\Lambda=20$ などとしてみると、

$I/P \sim 0.1 \text{ MA/MW}$

ITERでは $I_p=15\text{MA}$
それを全部駆動するには
150MWの駆動パワーが必要。

仮に、ITERの熱出力500MWから33%で発電すると、**165MWの発電機出力**。

よって、電流駆動で発電した電力をほとんど消費してしまう。



様々な非誘導電流駆動の効率の比較。
Cordey, et al., Plasma Physics, 24 (1982) p.93

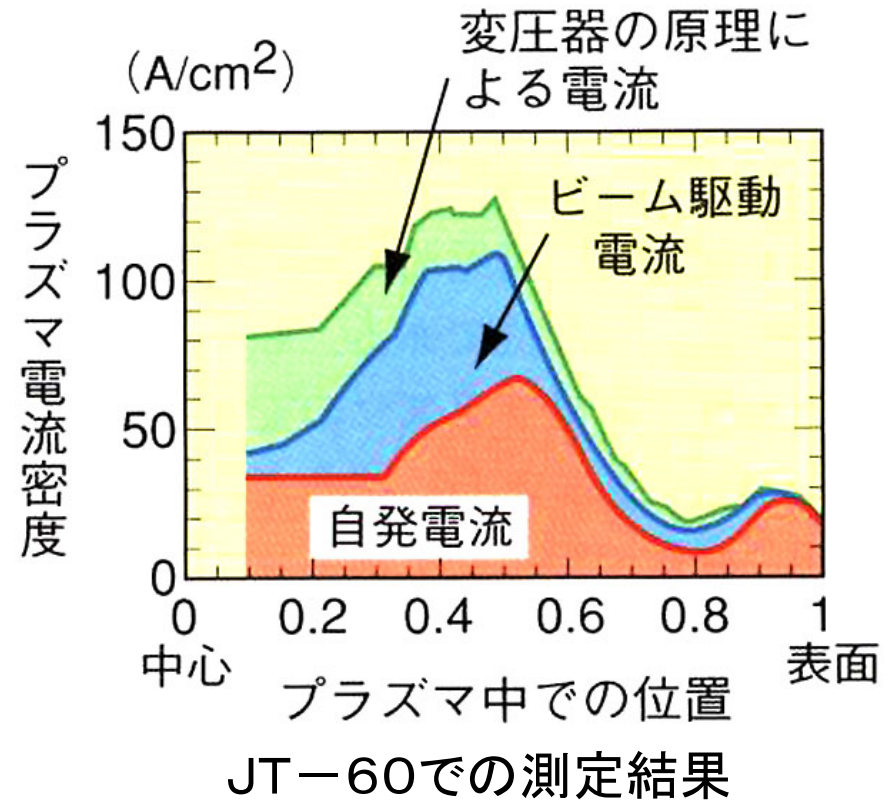
ブートストラップ電流

定常トカマクの実用化は、プラズマ電流を流すためのパワーが過大であることがネックとされていた。
(発電量の半分を使ってしまう?)

1990年頃： 何らパワーを入れなくても、プラズマ自身が勝手に流す電流が世界の3大トカマクで次々に確認された。

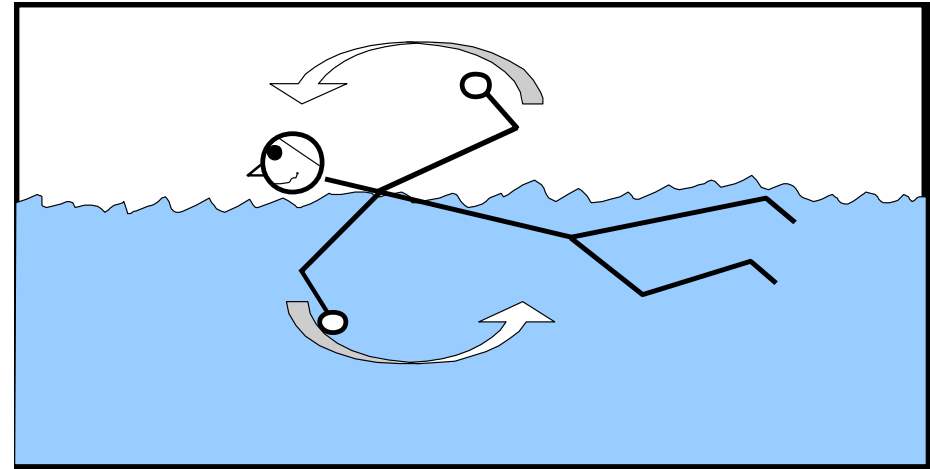
プラズマ自身が整流器のように熱エネルギーを電流に変換する。これがブートストラップ電流。

1970年、ビッカートンの予言：
プラズマが高温になれば自己駆動電流が流れるはずだ。



自己駆動電流が流れる原理

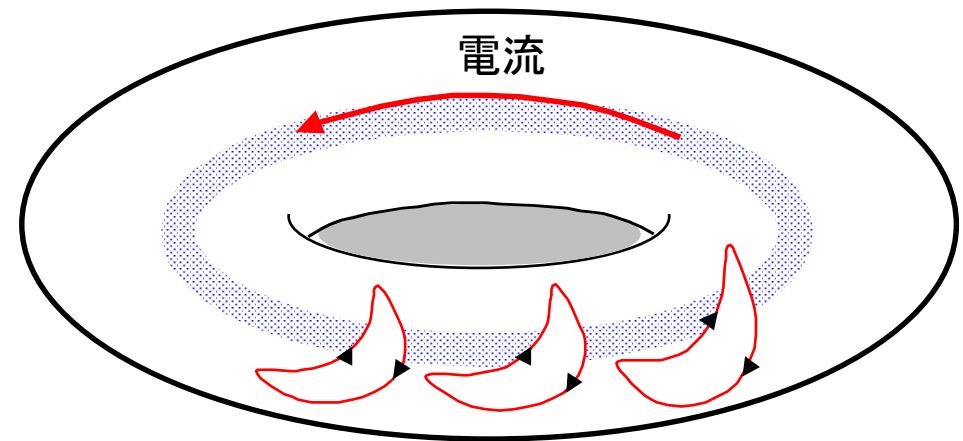
水をかいた手に戻す時は
抵抗の少ない空中を通す
→ 前に進める



電磁気力を計算すると、粒子は
・行きは少し内側（密度高）
・帰りは少し外側（密度低）を通過

行きと帰りでアンバランスが発生し、
電流を流す（ビッカートンの説）

ブートストラップ（くつひも）電流



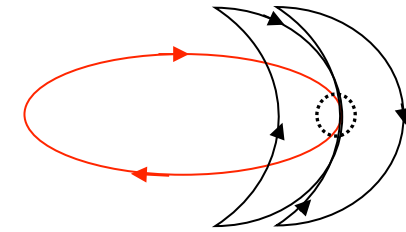
必要な電流の80%以上をこの方法で流せることがわかった：
つまり電流駆動に必要なパワーは1/5以下になる。

ブートストラップ電流

円形断面の簡単な場合

$$j_{BS} \approx -\varepsilon^{1/2} \frac{1}{B_P} \frac{\partial p}{\partial r} \quad \left[\varepsilon = \frac{a}{R} = A^{-1} \right]$$

$$p \propto \left[1 - \left(\frac{r}{a} \right)^2 \right]^{\alpha_P}, \quad \beta_P = \frac{\langle p \rangle}{B_P^2 / 2\mu_0}$$



などとしてプラズマ断面で積分すると、円形断面の場合には

$$\frac{I_{BS}}{I_P} \approx 0.3(\alpha_P + 1)\varepsilon^{1/2} \frac{\beta_P}{q_a} = 0.3(\alpha_P + 1)\varepsilon^{-3/2} \beta_t q_a \quad \left[\beta_t = \frac{\beta_P \varepsilon^2}{q_a^2} \right]$$

圧力分布がピークするほど、また β が大きいほど、 $A=R/a$ が大ほど、 I_{BS}/I_P は大

Kenro Miyamoto, Fundamentals of Plasma Physics and Controlled Fusion, Iwanami book service center, Tokyo Japan, 1997. ISBN4-900491-11-X C3042.

ただし、極端にピークした圧力分布は、導体シェルあり高 β 平衡の安定性を満たせない。

ブートストラップ電流

非円形断面で密度・温度
分布が異なる場合

$$\frac{I_{BS}}{I_P} = \frac{1 + \kappa}{2\kappa} \varepsilon_a^{1/2} \beta_P \cdot F$$

$$F(\alpha_n, \alpha_T, \gamma, q_0, q_a^*) =$$

$$Q_\alpha \left\{ \frac{0.0673}{\alpha_T + \alpha_n - 0.421} - \left(1 - \frac{q_0}{q_a^*}\right) \frac{0.0673}{\alpha_T + \alpha_n + \gamma - 0.421} \right\}$$

$$Q_\alpha = (\alpha_T + \alpha_n + 1)(0.642\alpha_T + 9.64\alpha_n)$$

$$T \propto (1 - x^2)^{\alpha_T}, \quad n \propto (1 - x^2)^{\alpha_n}, \quad x = r/a$$

$$q^* = q_a^* \left\{ 1 - \left(1 - \frac{q_0}{q_a^*}\right) (1 - x^2)^\gamma \right\},$$

$$q_a^* = \frac{aB_{t0}}{RB_{PC}} \frac{1 + \kappa^2}{2}, \quad B_{PC} = \frac{\mu_0 I_P}{2\pi a}$$

密度分布がピークするほう
が、 I_{BS}/I_P は大きい。

しかし実験的には、密度フ
ラット、温度ピークの傾向。

核融合炉におけるエネルギーの流れ-1

b) プラズマ中のパワーバランス

パワーバランスは、エネルギー閉じ込め時間を τ_E として

$$\frac{U_P}{\tau_E} = \frac{1}{5} P_f + P_b - P_{rad}$$

$$U_P = \frac{3k}{2} \left(\langle n_e \rangle \langle T_e \rangle + \sum_j \langle n_j \rangle \langle T_j \rangle \right) V_P$$

プラズマ中の総エネルギー

$n_D = n_T \approx \frac{1}{2} n_e$ かつ電子温度とイオン温度は等しいとすると

$$\tau_E \approx 4.81 \times 10^{-2} \frac{\langle n_e \rangle}{10^{20} m^{-3}} \frac{\langle T_e \rangle}{\text{keV}} \frac{V_P}{m^3} \left/ \left(\frac{1}{5} P_f + P_b - P_{rad} \right) \right.$$

~0としておく
↑

P_f 、 P_b 、 P_{rad} の単位はMW。温度はkeV単位。

核融合炉におけるエネルギーの流れ-1 続

$$\tau_E \approx 4.81 \times 10^{-2} \frac{\langle n_e \rangle}{10^{20} \text{ m}^{-3}} \frac{\langle T_e \rangle}{\text{keV}} \frac{V_P}{\text{m}^3} \left/ \left(\frac{1}{5} P_f + P_b - P_{\text{rad}} \right) \right.$$

再びITERの標準的パラメータとして、
 $n_e = 1.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、 $T_e = 8.9 \text{ keV}$ 、 $V_P = 831 \text{ m}^3$ 、
 $P_f = 500 \text{ MW}$ 、 $P_b = 60 \text{ MW}$

$$\Rightarrow \tau_E = 2.4 \text{ 秒}$$

すなわちエネルギー閉じ込め時間がこの程度であるときに定常燃焼ができる。

次は、これは可能かをスケーリング則で確かめよう。

核融合炉におけるエネルギーの流れ-2

ITER98H閉じ込め則

$$\tau_E = 0.0562 I_P^{0.93} B_T^{0.15} P_h^{-0.69} \left(\frac{n_e}{10^{19}} \right)^{0.41} A^{0.19} R^{1.97} \varepsilon^{0.58} K^{0.78}$$

τ_E の単位は秒、プラズマ電流 I_P はMA、中心磁場 B_T はテスラ、 P_h は加熱パワーで単位はMW、電子密度 n_e の単位は m^{-3} 、 A はイオンの質量比；DTプラズマの場合は平均をとって2.5、主半径 R の単位はメートル、 ε は逆アスペクト比(a/R)、 K は楕円度

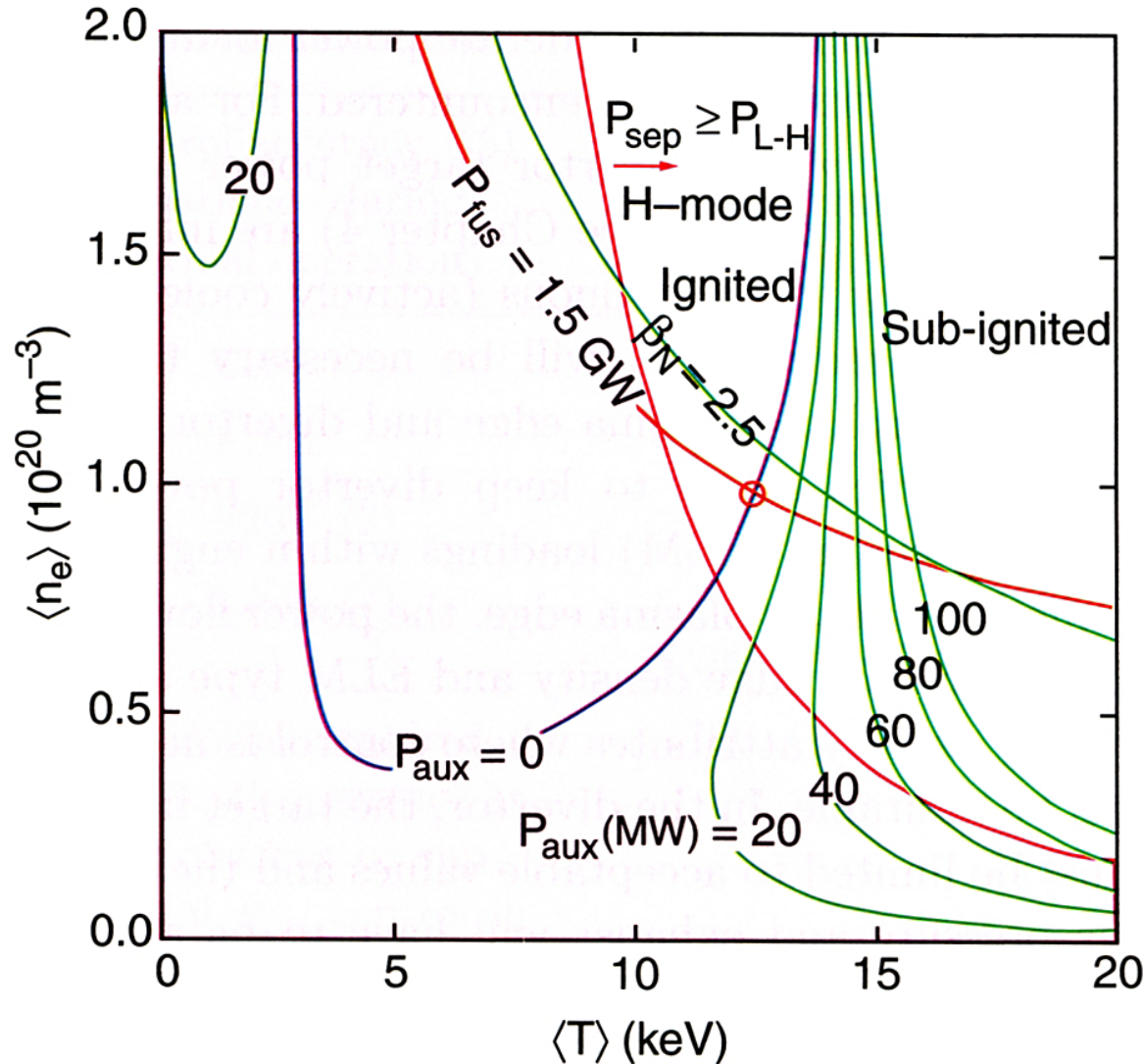
ITERの設計値、15 MA, 5.3 T, 160 MW (α 加熱100MW + 外部加熱60MW), $1.1 \times 10^{20} m^{-3}$, 2.5, 6.2 m, 0.32, 1.7
を入れてみると、

$$\Rightarrow \tau_E = 2.45 \text{秒}$$

先ほどのパワーバランスから概算した値(2.4秒)とよく一致し、ITERの設計が、上式を前提としてパワーバランスがとれるように設計されていることが確認できる。

核融合炉の運転制御性-1

POPCON プロット



$P_{\text{aux}}=0$:

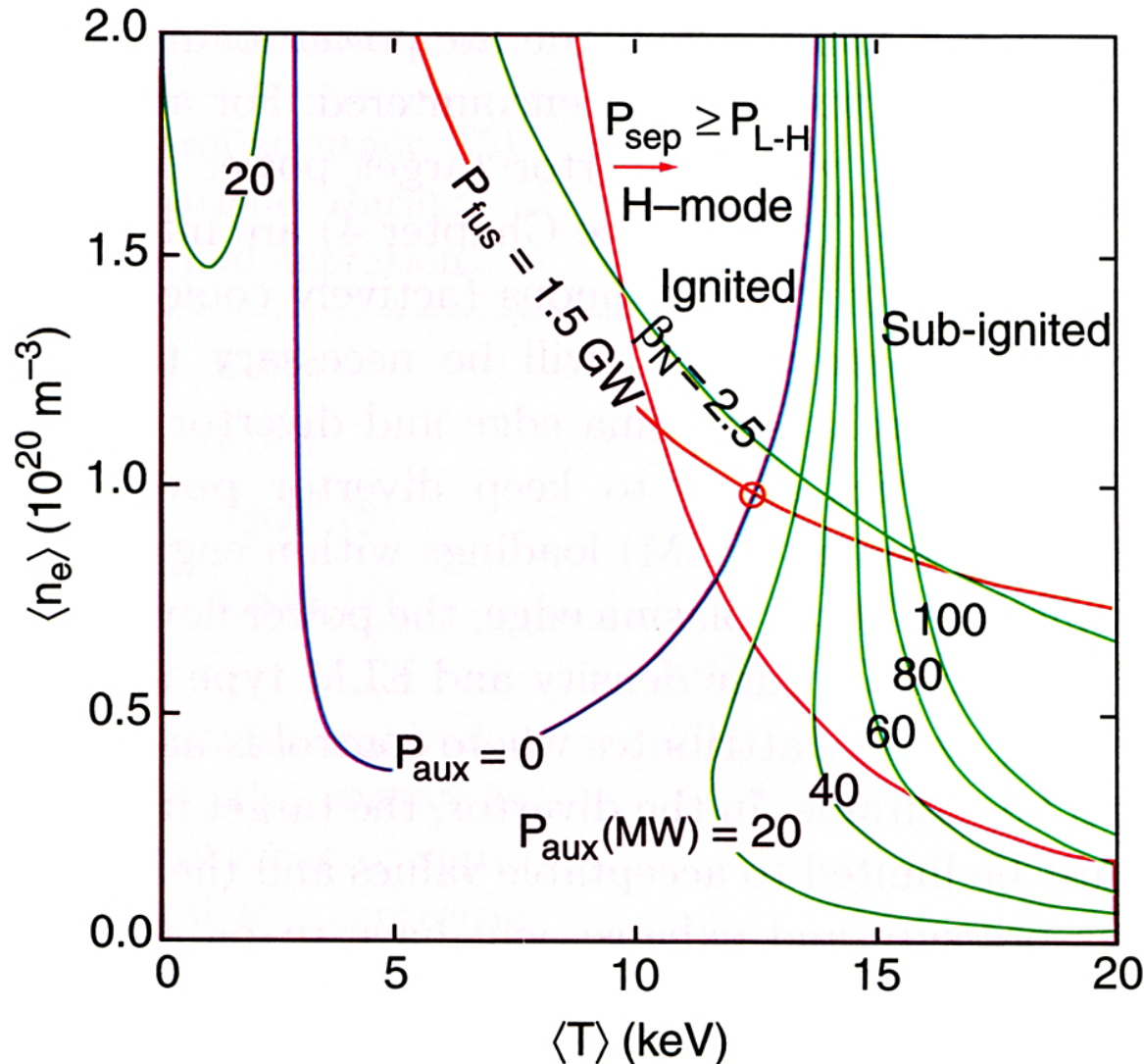
外部加熱なしでパワー
バランスがとれる線

緑の線: $P_{\text{aux}}(\text{MW}) = *$

外部加熱パワーが
* MWでパワーバラン
スがとれる線

核融合炉の運転制御性-2

POPCON プロット



交点◎のパラメータで
燃焼していたとする。

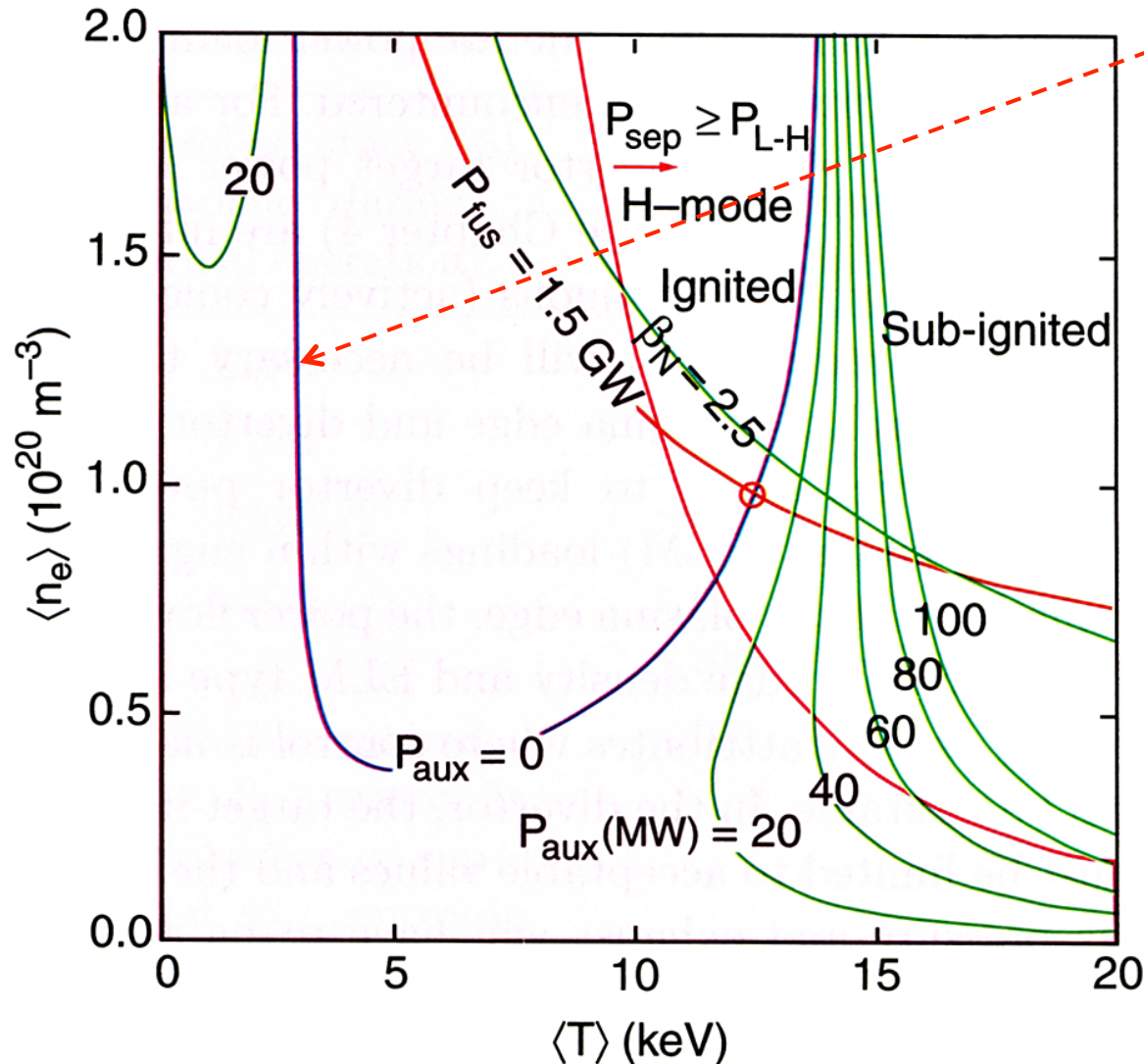
仮に何らかの理由で
核融合出力が減少すると、
温度が下がって運転点
は左に動く。

そこは $P_{\text{aux}}=0$ の線
の内側なので、パワー
バランス上で自己加熱
が超過し、温度が再び
上がる方向に動く。

すなわち、 $P_{\text{aux}}=0$ の
線の右側の範囲では、
燃焼に自己制御性がある。

核融合炉の運転制御性-3

POPCON プロット



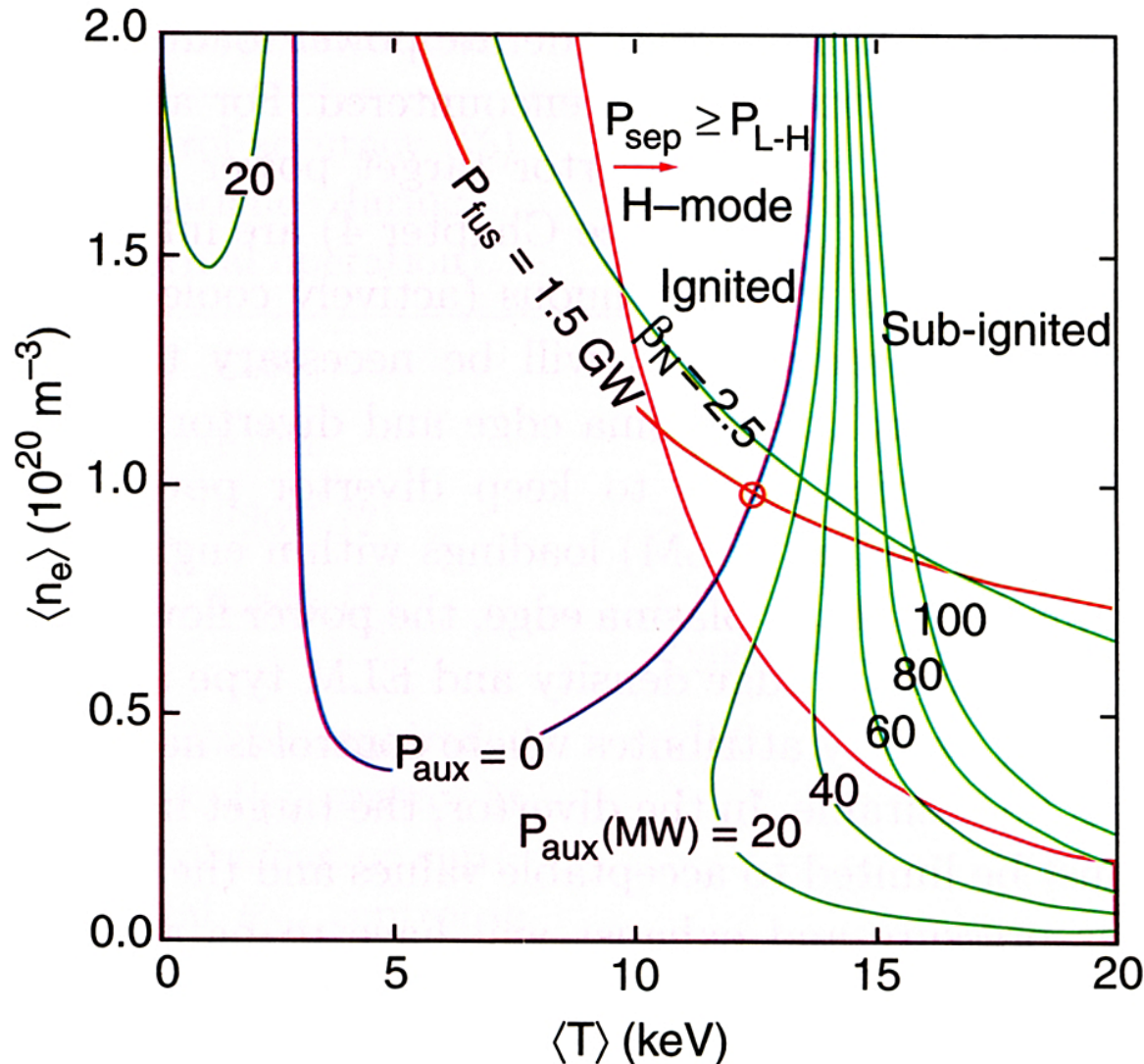
$P_{aux}=0$ の線の左の線上(低温側)で運転していた場合には、

多少でも核融合出力が増すと、さらに出力が増加する方向にパラメータが動く。

すなわち、この場合には燃焼に自己制御性はなく、何らかの外部フィードバックをかけないと核融合出力は必ず不安定である。

核融合炉の運転制御性-4

POPCON プロット



電流駆動パワーが常に入射されている定常トカマクの場合には、 $P_{\text{aux}}=0$ の曲線の少し外でパワーバランスが取れる。

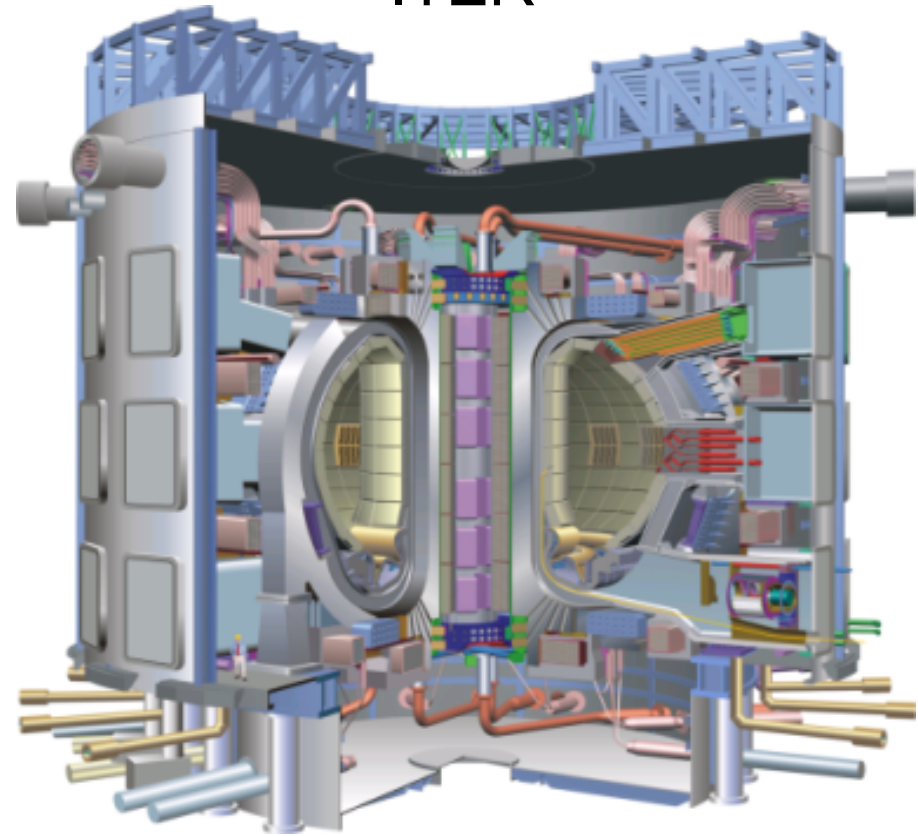
この場合にも、運転点が $P_{\text{aux}}=0$ の曲線より高温側のほうが自己制御性がある安定な運転ができる。

したがって、定常トカマク炉であっても高温側に運転領域を設定するのが普通である

いろいろな概念設計の例

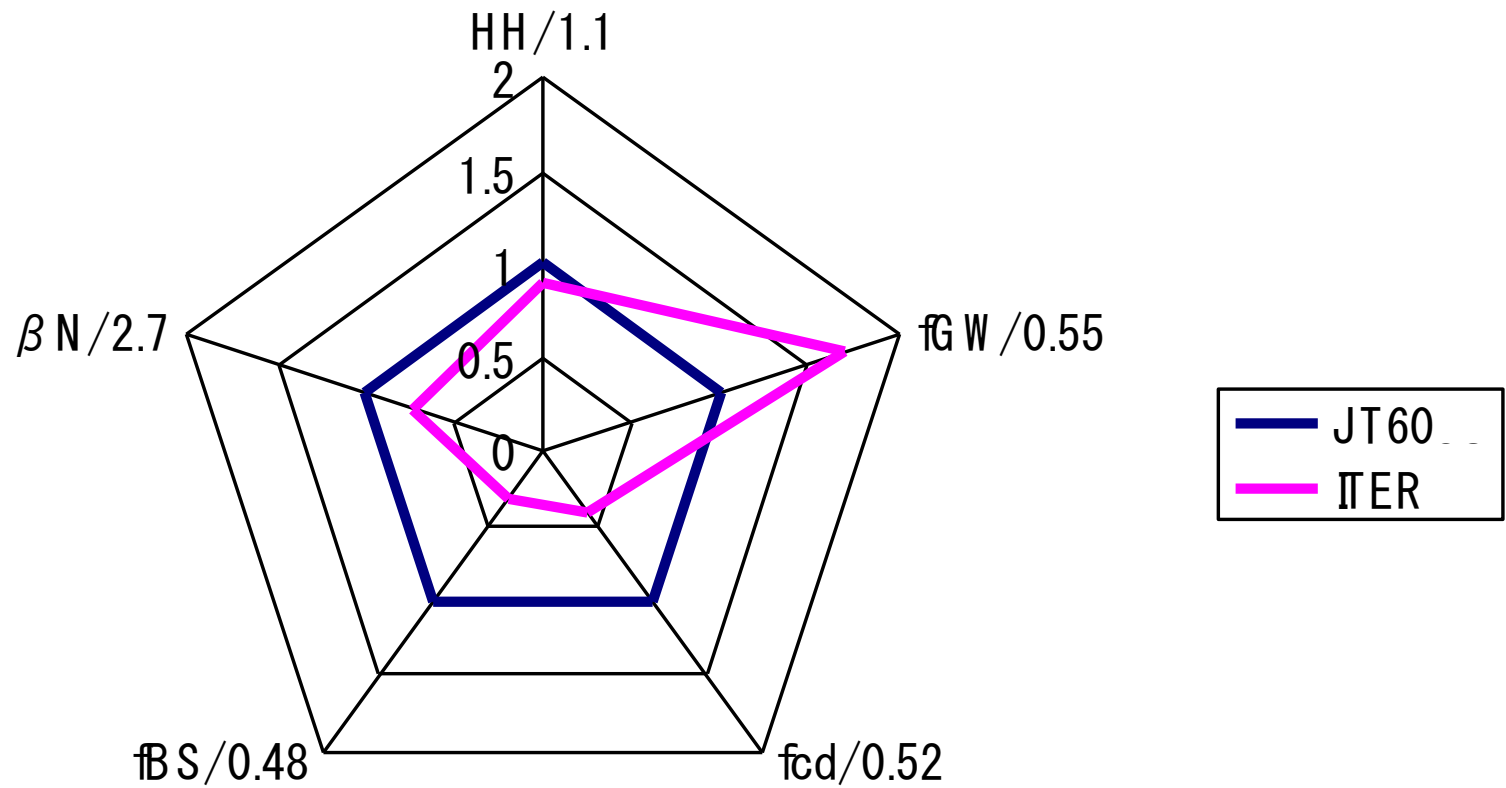
名称	ITER
設計年	
想定した位置づけ	実験炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5
電気出力(送電端) [GW _e]	-
プラズマ主半径 [m]	6.2
アスペクト比	3.1
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85
最大トロイダル磁場 [T]	11.5
規格化ベータ値	2.0
プラズマ温度 [keV]	8.9
電子密度 / GW密度上限	0.94
ブートストラップ電流割合	-
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200
運転モード	400秒~ パルス
エネルギー増倍率 Q	10
中性子壁負荷	0.6

ITER



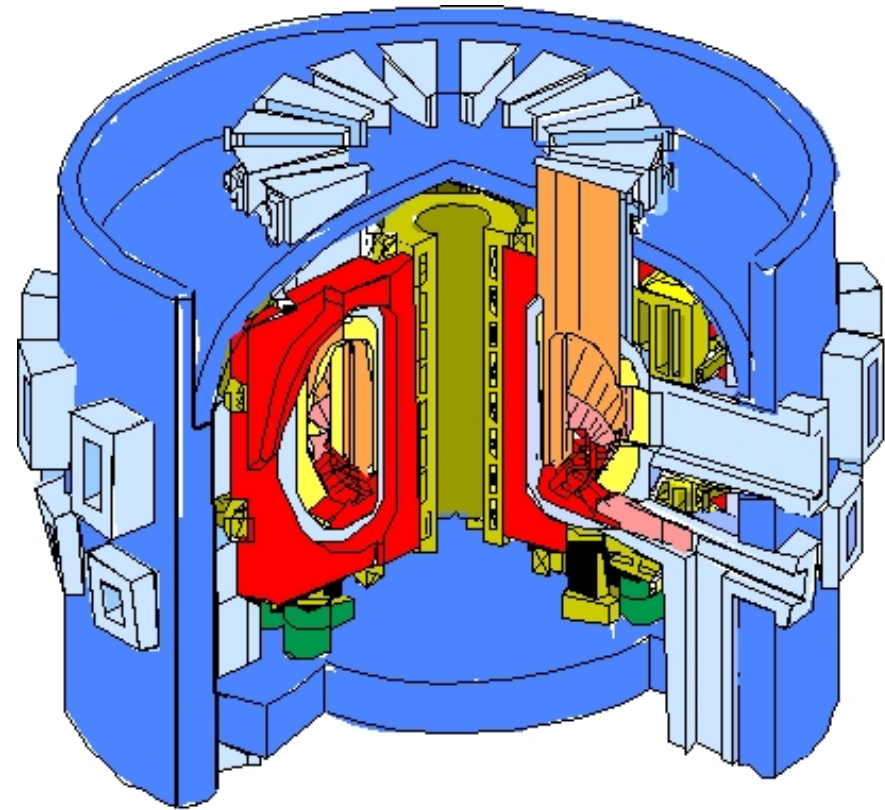
- ①実験炉としてフランス・カダラッシュに建設中。
- ②Nb₃Snによる磁場設計(TF: 11.8 T、PF: 12.5 T)。
- ③誘導電流駆動でQ>10
- ④非誘導電流駆動による定常運転でQ~5。
- ⑤核融合中性子下での工学試験も実施。
- ⑥今の知見に沿って、確実な設計をすればこうなる
という意味で、**もっとも普通のトカマク** である。

JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較



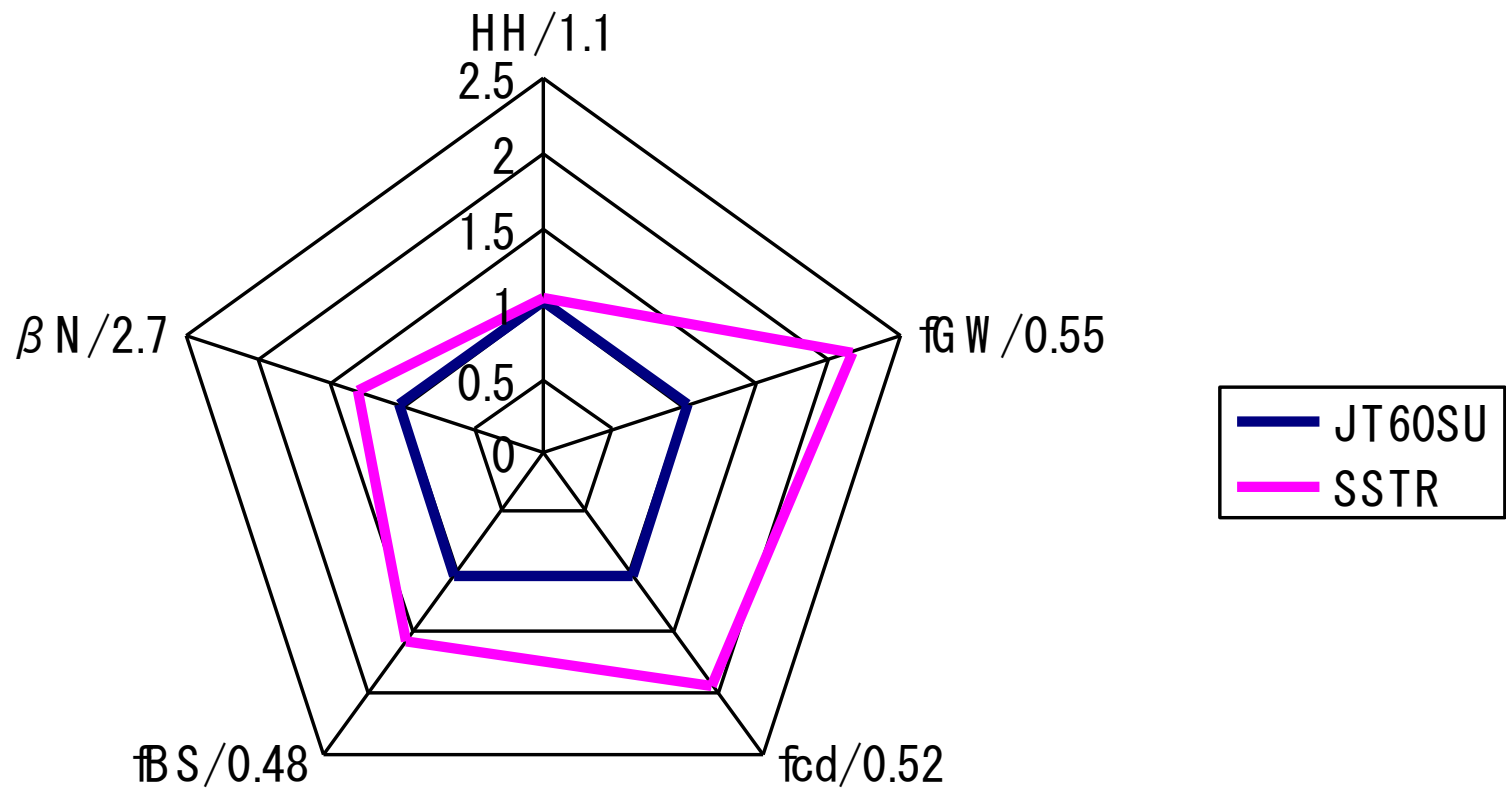
名称	ITER	SSTR
設計年		'90-92
想定した位置づけ	実験炉	原型炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5	3.0
電気出力(送電端) [GW _e]	-	1.08
プラズマ主半径 [m]	6.2	7.0
アスペクト比	3.1	4.0
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	1.85
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	16.5
規格化ベータ値	2.0	3.5
プラズマ温度 [keV]	8.9	17.0
電子密度 / GW密度上限	0.94	1.2
ブートストラップ電流割合	-	0.75
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	60
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	2.0MeV NBI
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200	100
運転モード	400秒~パルス	定常
エネルギー増倍率 Q	10	30
中性子壁負荷	0.6	3.0

SSTR

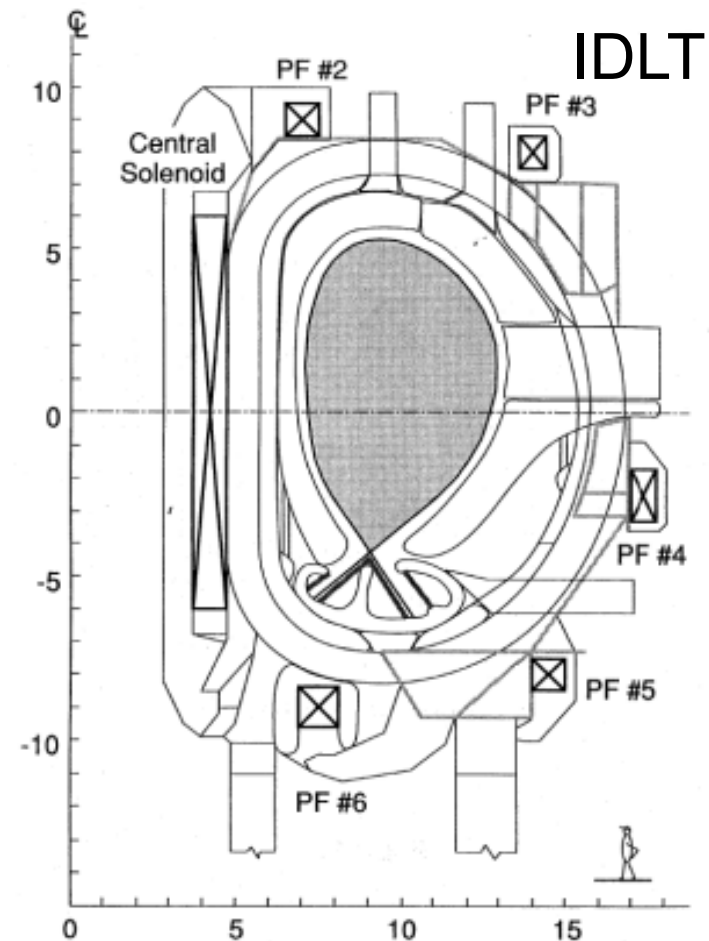


- ①ブートストラップ電流の有効利用のためアスペクト比を大きくした。
- ②Nb₃Alによる強磁場設計(16.5T)。
- ③2MeVビーム(NBI)による電流駆動と制御。
- ④15MPa加圧水冷却で発電。
- ⑤導体シェルなしでの理論上限ベータ($\beta_N=3.5$)で設計。

JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較

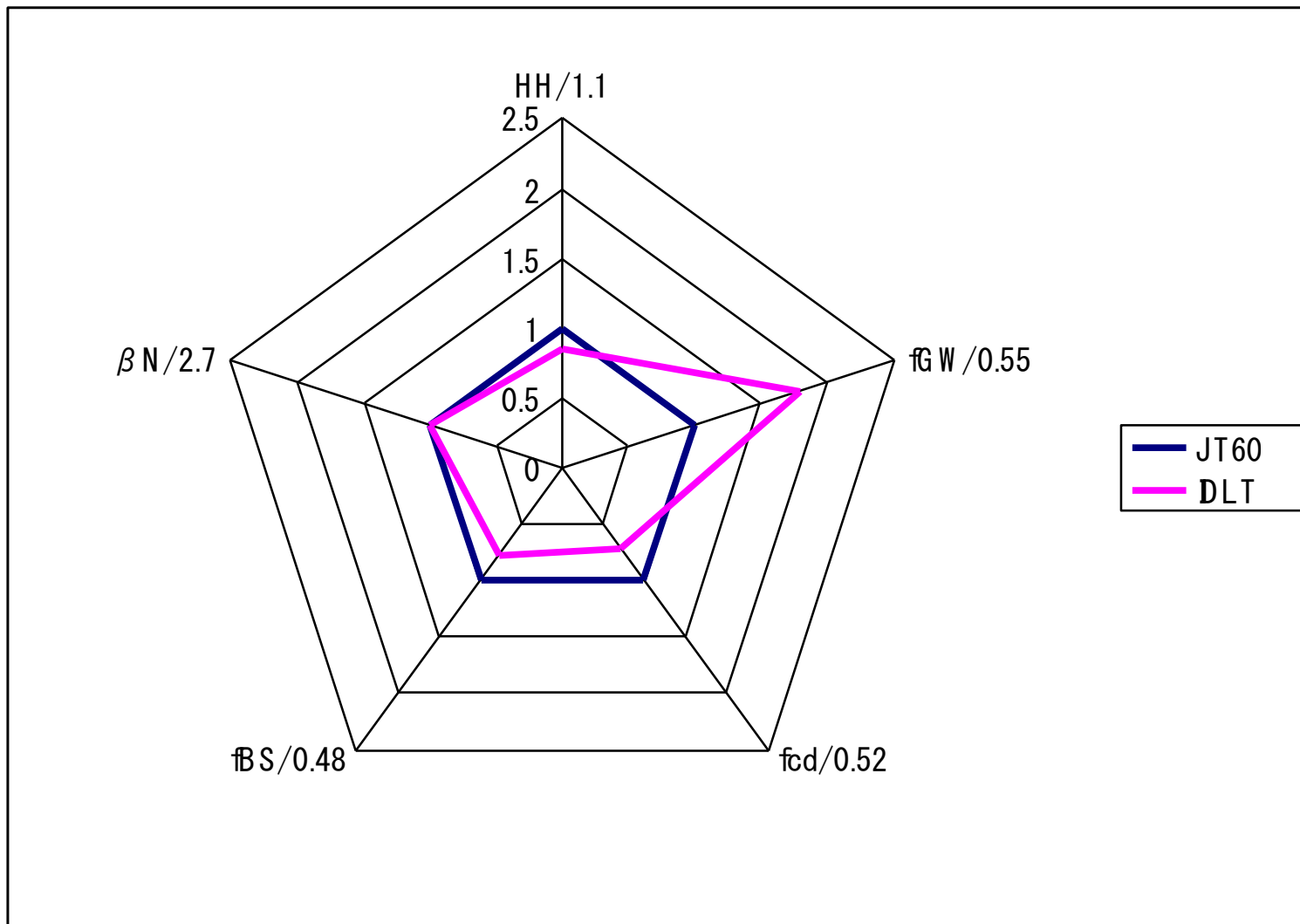


名称	ITER	IDLT
設計年		'91-'96
想定した位置づけ	実験炉	原型炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5	2.7
電気出力(送電端) [GW _e]	-	1.00
プラズマ主半径 [m]	6.2	10.0
アスペクト比	3.1	5.35
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	1.85
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	12
規格化ベータ値	2.0	2.7
プラズマ温度 [keV]	8.9	15.0
電子密度 / GW密度上限	0.94	0.98
ブートストラップ電流割合	-	0.37
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	40(加熱)
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	N. A.
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200	>>100
運転モード	400秒~パルス	約半日パルス
エネルギー増倍率 Q	10	∞
中性子壁負荷	0.6	2.1

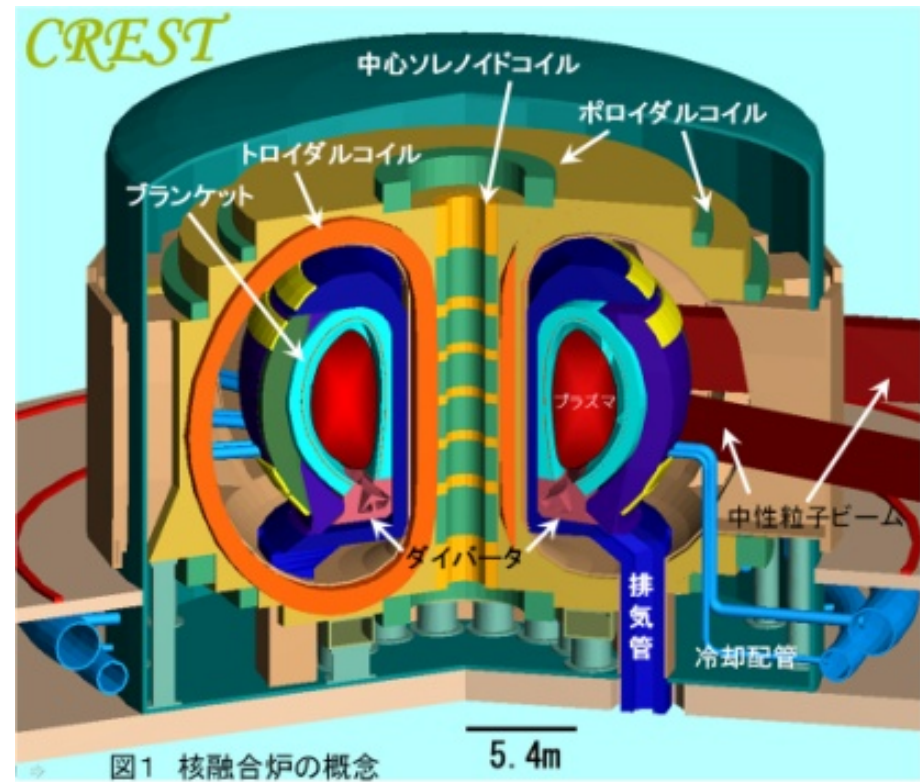


- ① Day-Long(約半日)パルスの誘導電流駆動を実現すべく、中心部(CS)を超大型化。
- ② 極力低いプラズマ性能で設計。
- ③ CSを大きくするため大アスペクト比(=5)、大きな主半径(R=10m)。
- ⑤ 電流駆動での分布制御も考慮($q_0 > 1$ を保持)。
- ⑥ 早期実現の前提にITERタイプの保守方式を想定。

JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較

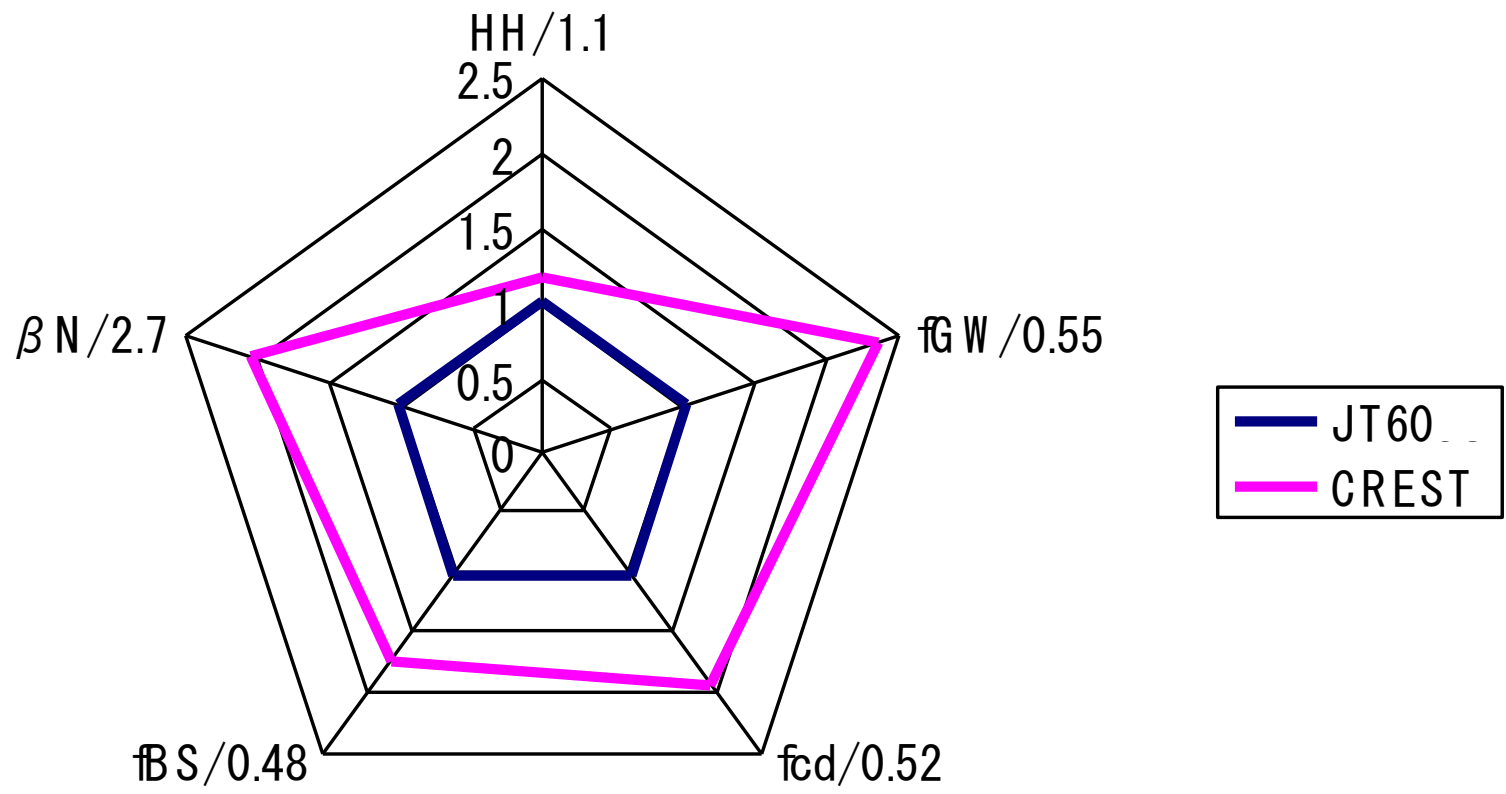


名称	ITER	CREST
設計年		'96-'99
想定した位置づけ	実験炉	実用炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5	2.97
電気出力(送電端) [GW _e]	-	1.16
プラズマ主半径 [m]	6.2	5.4
アスペクト比	3.1	3.4
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	2.0
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	12.5
規格化ベータ値	2.0	5.5
プラズマ温度 [keV]	8.9	15.4
電子密度 / GW密度上限	0.94	1.3
ブートストラップ電流割合	-	0.83
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	97
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	2.5MeV NBI
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200	50
運転モード	400秒~パルス	定常
エネルギー増倍率 Q	10	31
中性子壁負荷	0.6	4.5



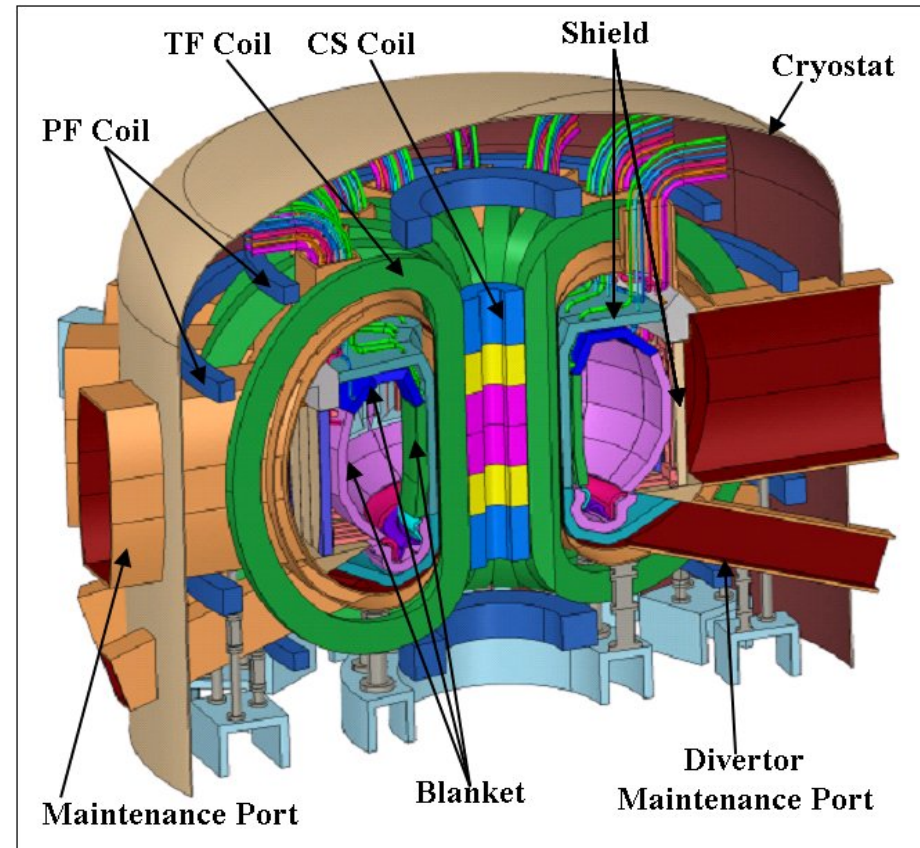
- ① 導体シェルあり負磁気シア高ベータの理論上限で設計($\beta_N=5.5$)。
- ② ITER相似のアスペクト比。
- ③ 2.5MeVのビーム(NBI)による電流分布制御。
- ④ NBI誘起のトロイダル回転で不安定性を制御。
- ⑤ 高 Z_{eff} 放射と高HHの組合せでダイバータ流熱制御、NBCD効率の弱 Z_{eff} 依存性を利用。
- ⑥ MHD安定化導体シェル内蔵ブランケット。
- ⑦ 一体引抜保守。

JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較



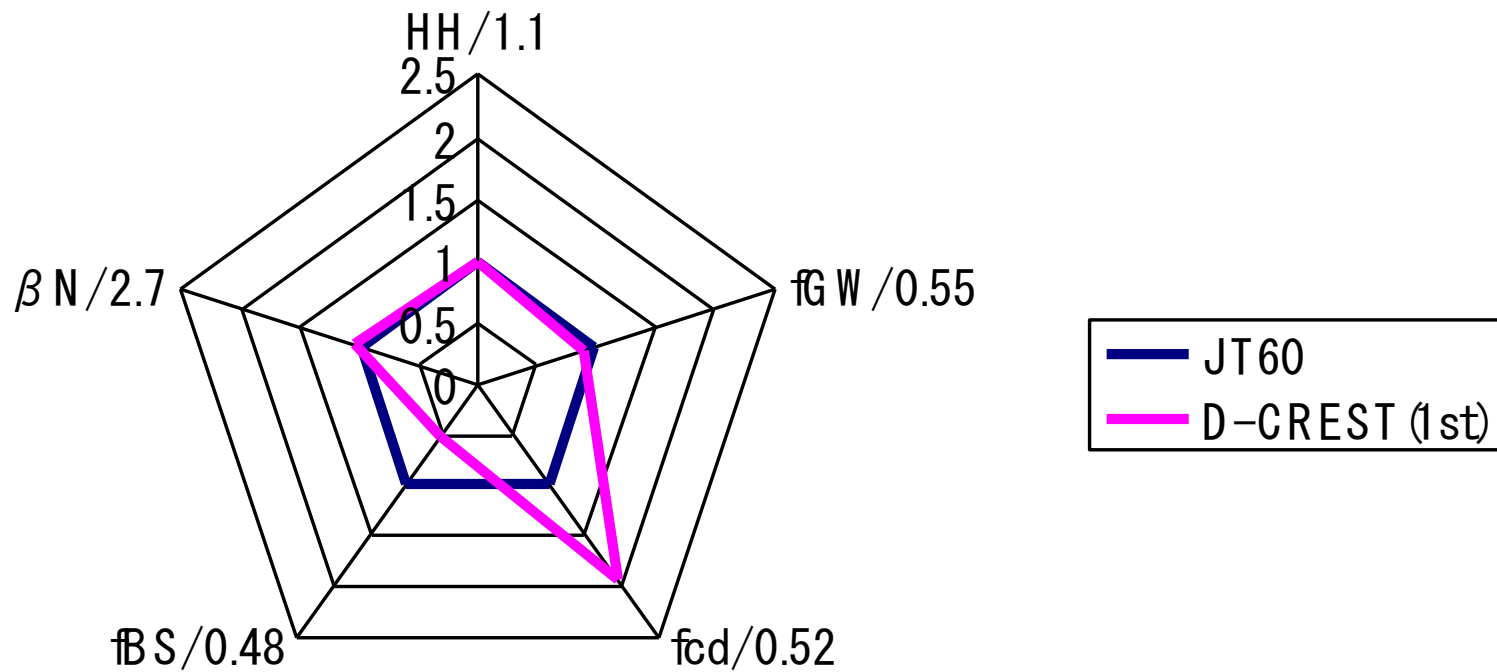
名称	ITER	Demo-CREST
設計年		'00-'08
想定した位置づけ	実験炉	原型炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5	1.3-3.2
電気出力(送電端) [GW _e]	-	0.03-1.09
プラズマ主半径 [m]	6.2	7.25
アスペクト比	3.1	3.4
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	1.85
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	16
規格化ベータ値	2.0	1.9-4.0
プラズマ温度 [keV]	8.9	17.9-20.7
電子密度 / GW密度上限	0.94	0.5-1.3
ブートストラップ電流割合	-	0.24-0.73
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	190-107
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	1.5MeV NBI
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200	80-100
運転モード	400秒~パルス	定常
エネルギー増倍率 Q	10	1-30
中性子壁負荷	0.6	1.1-2.7

Demo-CREST

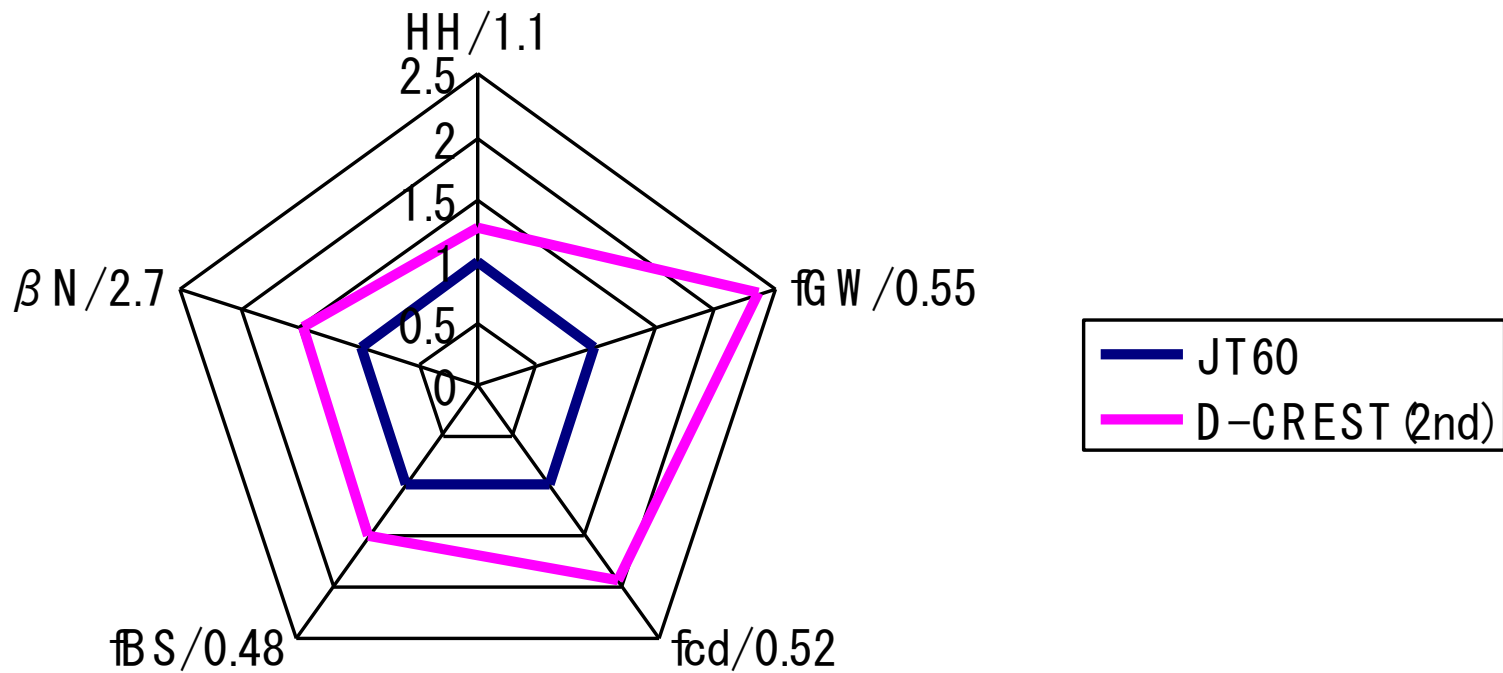


- ①ブランケット総入替を前提とした段階的高性能化(早期実用化対応)。
- ②ITER相似のアスペクト比。
- ③ITER定格プラズマと同程度でも最小限の発電実証(=送電端ゼロ出力)を保証できる大型設計。
ただし建設費は大。
- ④最終段階では負磁気シア高ベータ($\beta_N=4$)
- ⑤ポロイダル方向3分割の大モジュールブランケットによる保守。

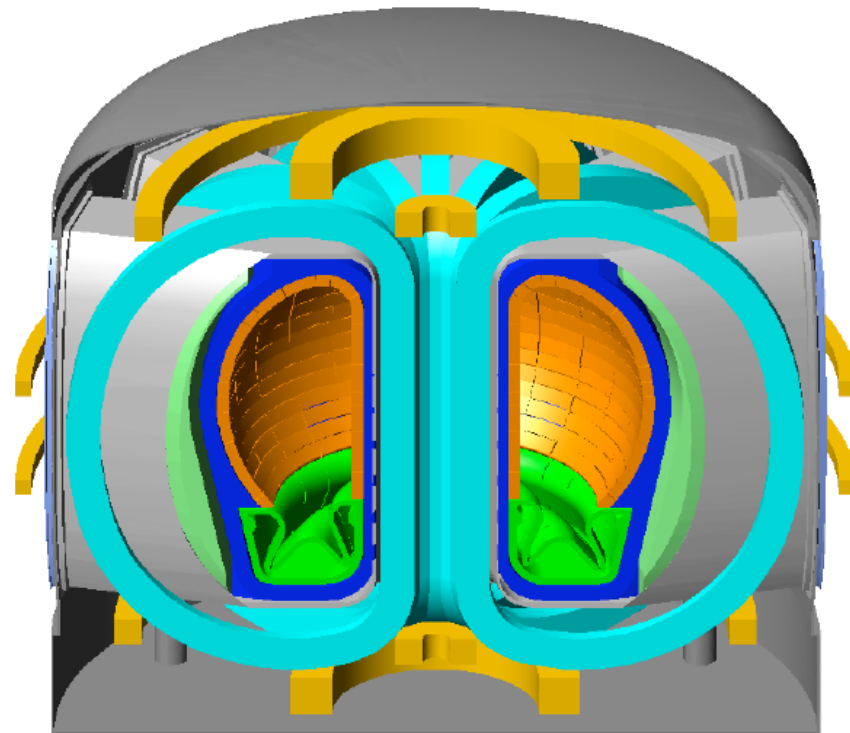
JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較



JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較

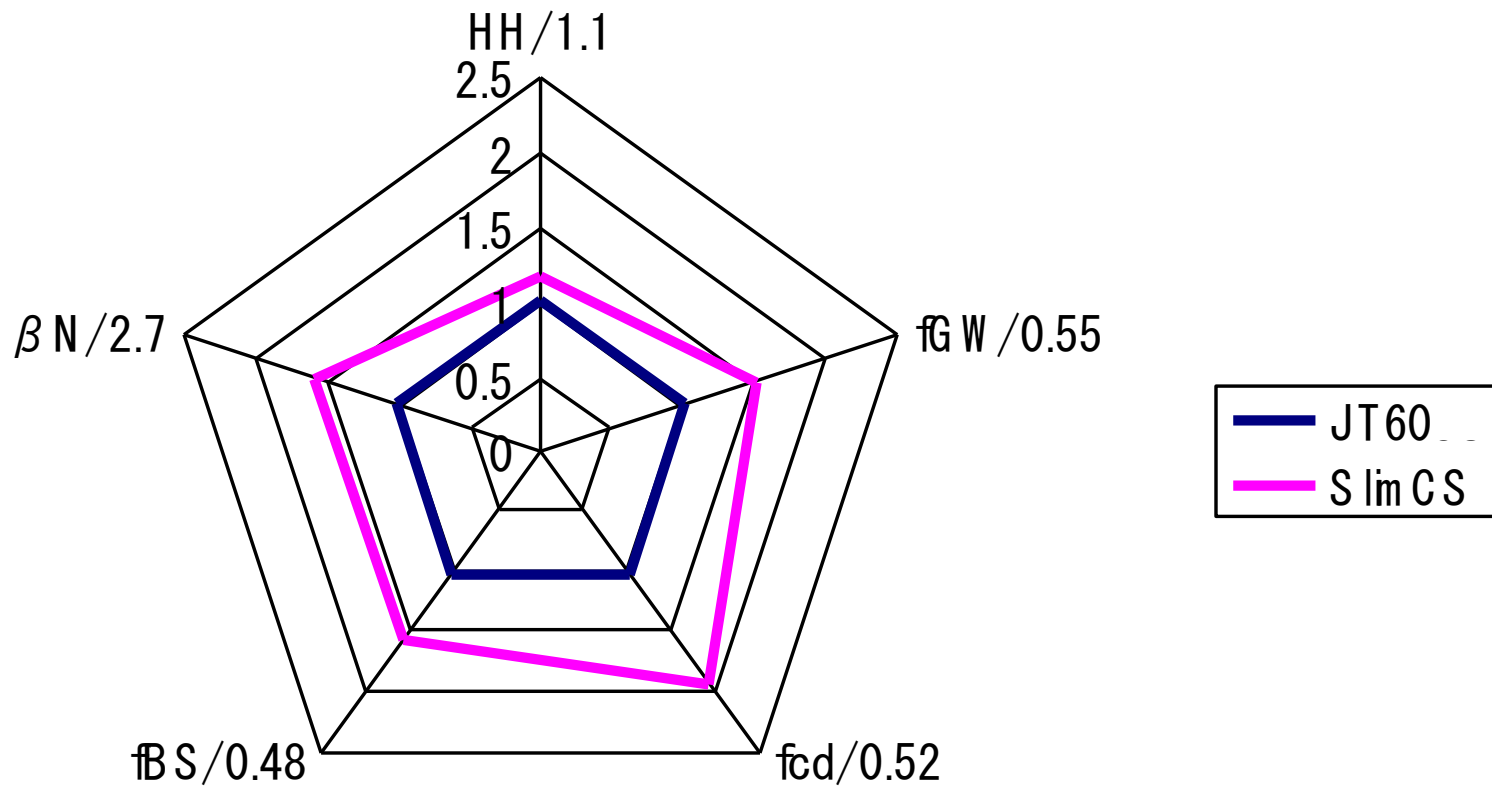


名称	ITER	SlimCS
設計年		'05-'10
想定した位置づけ	実験炉	原型炉
核融合出力 [GW _{th}]	0.5	2.95
電気出力(送電端) [GW _e]	-	1.0
プラズマ主半径 [m]	6.2	5.5
アスペクト比	3.1	2.6
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	2.0
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	16.4
規格化ベータ値	2.0	4.3
プラズマ温度 [keV]	8.9	17.0
電子密度 / GW密度上限	0.94	1.0
ブートストラップ電流割合	-	0.75
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	60-100
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	NBI+ECRF
CS容量 (対L _p I _p 比%)	200	20
運転モード	400秒~ パルス	定常
エネルギー増倍率 Q	10	49-30
中性子壁負荷	0.6	3.0

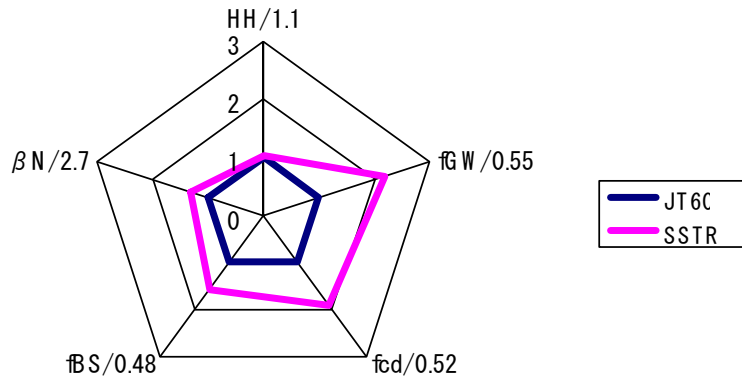


- ①JT-60SAで確認可能な低アスペクト比 (2.6)で設計。小型で低建設費。CSは最小限度保有。
- ②低アスペクト比による大電流で密度上限を緩和。
- ③ECHを用いた電流分布制御。
- ④不純物調整によるダイバータ流熱制御。
- ⑤Be12Tiを用いた増殖材・増倍材混合設計。
- ⑥起動も非誘導で行うCS最小化設計。
- ⑦一体引抜保守。

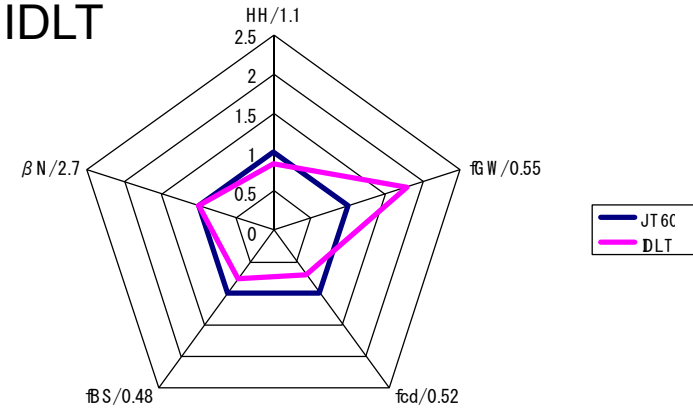
JT-60Uにおける「同時達成パラメータ」との比較



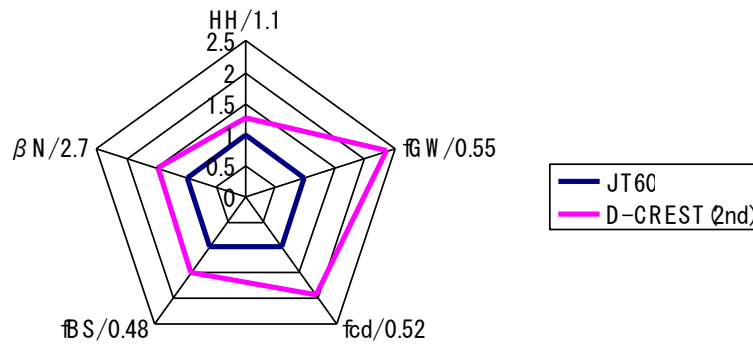
SSTR



IDLT

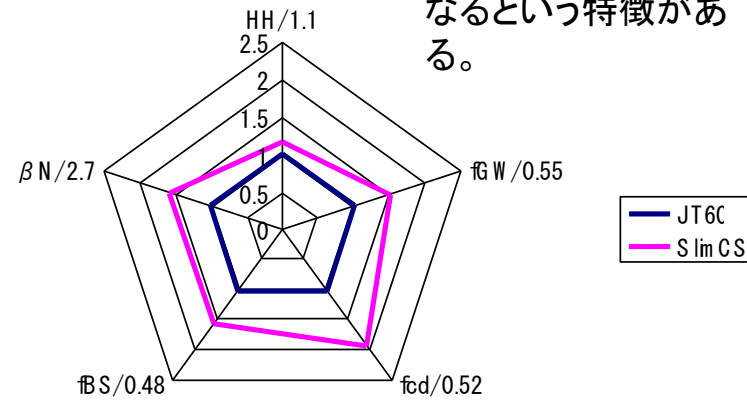


Demo-CREST (2nd phase)



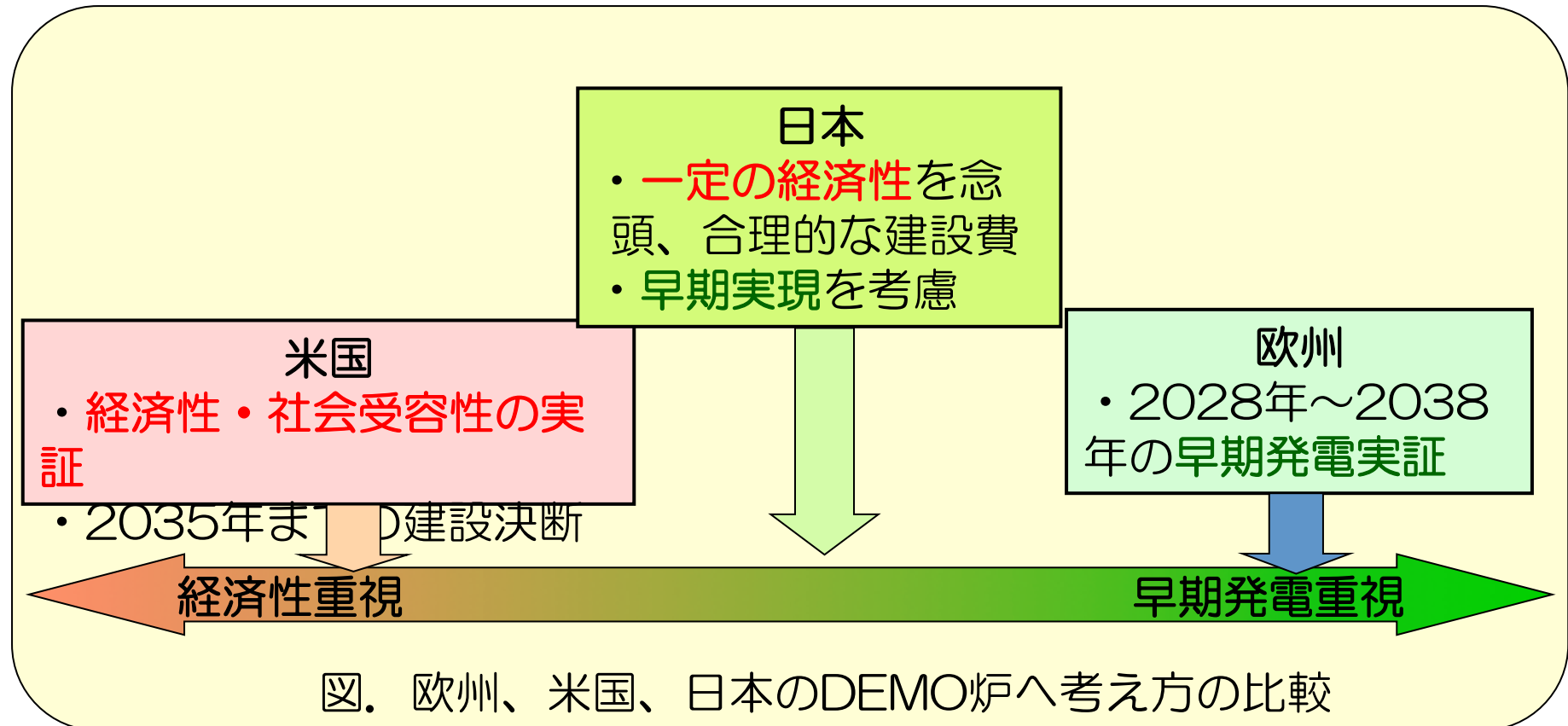
SlimCS

密度制限だけは小型にしたほうが楽になるという特徴がある。



各国の比較

- EUは、早期発電実証、早期実用化に重きを置く
- 米国は、経済性・社会受容性まで含めた実証



日本はEUとUSの中間的な考え方 ⇒ 経済性と早期発電の狭間で悩む（私見）

反応停止後に冷却を完全に失っても壊れないか？

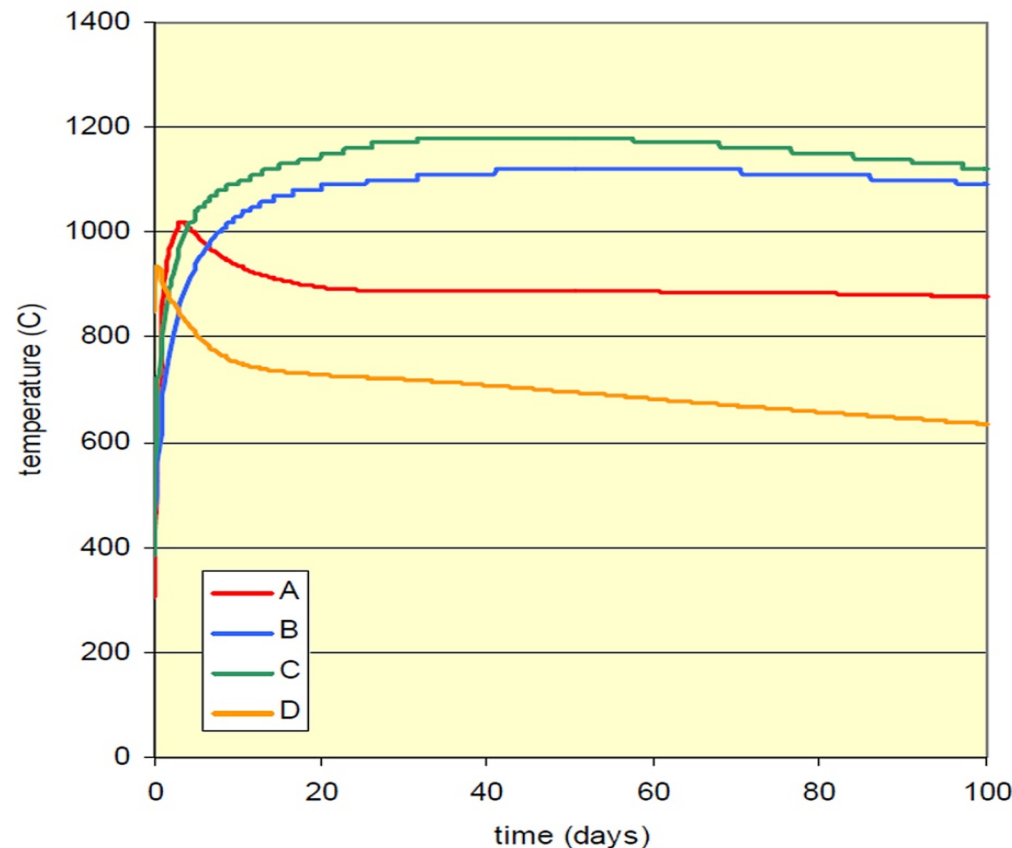


Figure 3.2 Temperature histories in the outboard first wall of Plant Models A-D in the bounding accident scenario

- A: EUROFER材、Pb-17Li増殖、水冷却(PWR条件、15MPa、300°C)
- B: EUROFER材、セラミックス増殖材、ヘリウム冷却(8MPa、500°C)
- C: EUROFER材、ODS鋼、SiC/SiC断熱材、Pb-17Li増殖、ヘリウム冷却(8Mpa、500°C)
- D: SiC/SiC材、Pb-17Li自己冷却(700-1100°C)

崩壊熱は比較的小さいので、溶けない設計は可能。

ただしそれに頼って油断した設計は禁物。

図から、再冷却開始まで、3週間くらいの猶予がある。

日本原子力学会誌

2004
Vol.46

巻頭言 原子力とともに歩む
解説 エネルギー基本計画と需給見通し—原子力の位置づけ
私の研究から 核融合装置内の水素同位体を追う
連載講座 核燃料工学の基礎⑦ 軽水炉燃料の加工
よくわかる核融合炉のしくみ① 核融合炉の概要
総目次・著者名索引 (Vol.46, Nos.1~12)



(財)電力中央研究所



24-040275-0

社団法人日本原子力学会
<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/>

No.12

Journal of the Atomic Energy Society of Japan

談話室

冷却 CCD カメラによる天体撮影

前半略

15年程前に、私が東京で天体写真を撮るといえば、みんなから「絶対にできっこない」と断定されました。それがいまは、東京でも撮れたところか、地上から撮影した画像としては最高に近いレベルに達したのです。たった10余年の変化です。

核融合に話を戻すと、稀にですが「100年たっても実現しない」というご意見を耳にします。私にはとても違和感があるのです。なぜ100年後のことまで断言できるのだろう、と。それに、100年後も今と同じ技術だけで発電していることのほうがありえそうにないように私には思えるのです。

「不可能だと思った瞬間から、それは絶対に不可能になる。」これが天体撮影を通して取得した私の信念です。