

平成 1 2 年 1 月 2 8 日

ITER-FEAT OUTLINE DESIGN の概要

ITER 国際共同設計チーム

下村 安夫

コスト低減のため、ITER の目標は以下のように改訂された。

1. 核融合エネルギー増倍率 (Q) 10 以上のプラズマを実証する。
自己点火の可能性も排除しない。
2. 電磁誘導式によるパルス長：300～500 秒。
3. 非電磁誘導の電流駆動により Q が 5 以上の定常運転を目指す。
4. ITER の建設・運転により核融合炉工学技術の総合的な実証を行う。
5. 原型炉用のブランケットモジュール、高熱負荷機器等の試験を行う。
中性子壁負荷： 0.5MW/m^2 以上、フルエンス： 0.3MWa/m^2 以上。

さらに、工学 R&D 及び詳細な解析を行うことにより明らかになった過剰なマージンを取り除いた。

1. 超伝導コイルの温度マージンを 2K から 1K
垂直方向熱伝導率を 0.6 から $1\text{kW/m}^2\text{K}$
2. ダイバータ長を 2m から 1m
3. トロイダル・コイルからプラズマ表面までの最短距離を 1.38m から 1.13m
(シールド 96cm (FDR) → 81cm、ギャップの合理化等)

また、最近のトカマクの研究成果を取り入れ、プラズマの性能を向上するために以下の改良を行った。これらは、プラズマの信頼性の高い運転を可能にすると共に、プラズマ運転領域の拡大を可能にし、幅広いプラズマ実験を ITER で可能にすると期待される。

1. アスペクト比を 2.9 から 3.1 (高密度及び定常運転)
2. 非円形度を 0.6 から 0.7 (高密度及び高ベータ)
3. 三角度を 0.24 から 0.33 (高密度及び高ベータ)
4. 新古典テアリングや抵抗壁不安定性を安定化する手段の導入 (高ベータ)
5. 自由度の高い電流駆動方式の導入 (電流分布制御)
6. FDR の大きな排気能力 $200\text{Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ を維持 (粒子及び灰の高い排気能力)

以上の結果装置の概要は表 1 及び図 1 のようになり、建設コストは以前の装置にくらべ約 56% に低減できる見通しが得られた。図 2-4 に予測される標準的な運転領域を示す。標準の 15MA の運転 (図 2) では、 $Q \sim 10$ 又はそれ以下で運転領域が十分に広いことが分かる。限られた運転条件 (短パルス、限られた運転回数) では、17MA 程度まで運転できる設計を目指している。この場合には、 $Q \sim 50$ 以上まで運転領域を広げられる可能性を示している (図 3)。加熱入力を電流駆動に用いると、図 4 に示すように、プラズマの一周電圧が低下する。HH<1 でも、一周電圧はかなり低減され、パルス幅を 1000 秒以上にできる可能性を示している。完全非誘導電流駆動の状態を実現するには、HH>1.2, $\beta_N > 2.5$ を必要とする。さらに高い HH や β_N のプラズマは現在のトカマクで得られているが、短時間であったり、大きな安全係数の運転であったりする。適切な安全係数でこのような特性が長時間成立するための条件を明らかにする必要がある。ITER-FEAT の設計では、このようなプラズマを制御し得る手段を取り入れているため、この分野での将来の成果を取り入れるとともに、ITER 自身の運転においても研究ができる計画となっている。

工学設計は、以前の装置の設計及び工学 R&D の成果をほぼそのまま適用しているため、

大きな変更点は限られている。それらは以下の通りである。

1. プラズマの形状制御性能を向上するために中心ソレノイドを一体方式から 6 分割方式に変更、それに伴い、トロイダル・コイルの球心力を中心ソレノイドで受け止める方式からトロイダル・コイルどうしで受け止める方式に変更した。
2. 小型化のため、バック・プレートを除くと共に、真空容器の形状をプラズマ形状に合わせた。
3. 水平中心ポート（高さ 2.2mx 幅 1.8m）を確保するため、ダイバータ用水平ポートを下向きに傾斜させた。
4. トロイダル・コイル間隔が小さくなったため、トロイダル・コイル数を 18 個とし、さらに上部ポートは、水平方向とした。

以上の変更点について、注意深い設計は必要であるが、原理的な困難さや新たに大幅な工学 R&D の必要性は存在しない。設計の主要な特徴は、表 2 に示す。いくつかのコンポーネントの設計にオプションがあるが、早急に設計を一本化する予定である。また各コンポーネントの設計及び製作方法を改善することによって、さらなる低コスト化を目指している。

結論

ITER の新しい技術目標を充たした Outline Design が出来た。

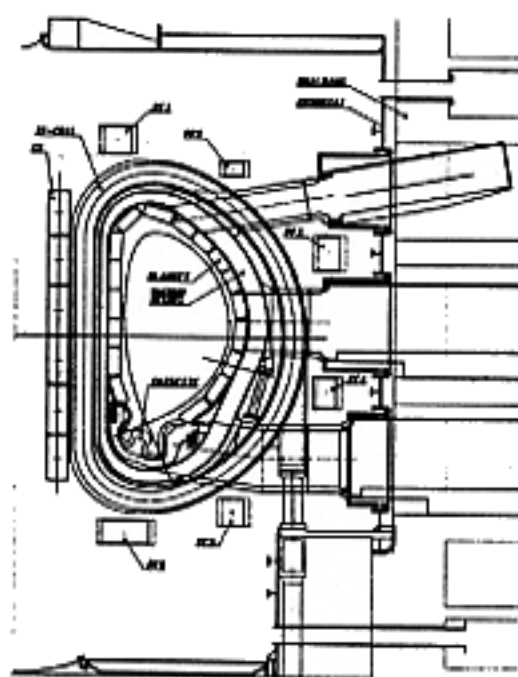


図 1：トカマク断面図

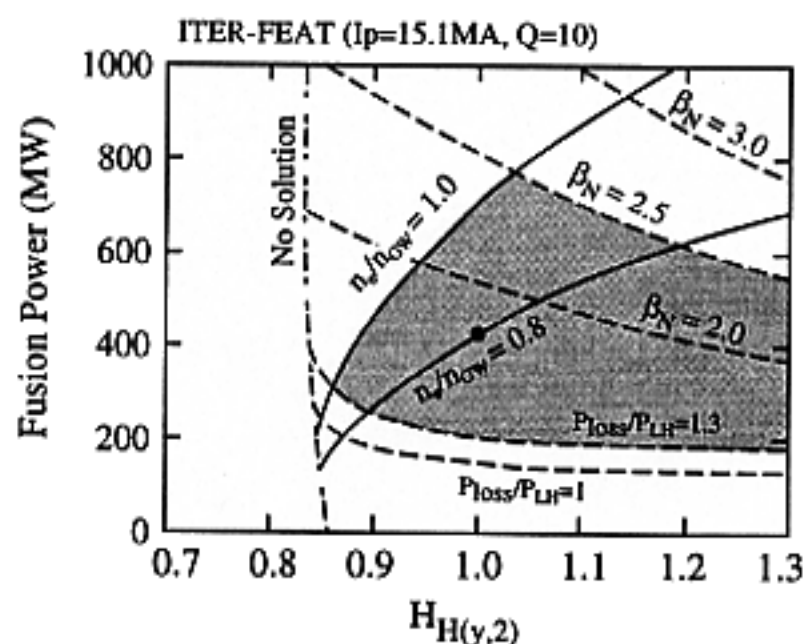


図 2：Q = 10 運転領域

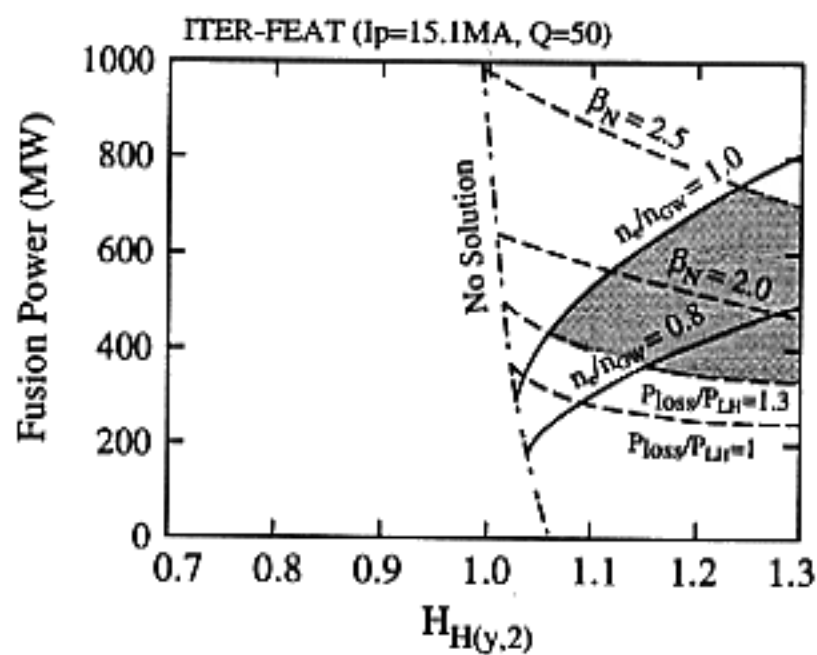


図 3: Q = 50 運転領域

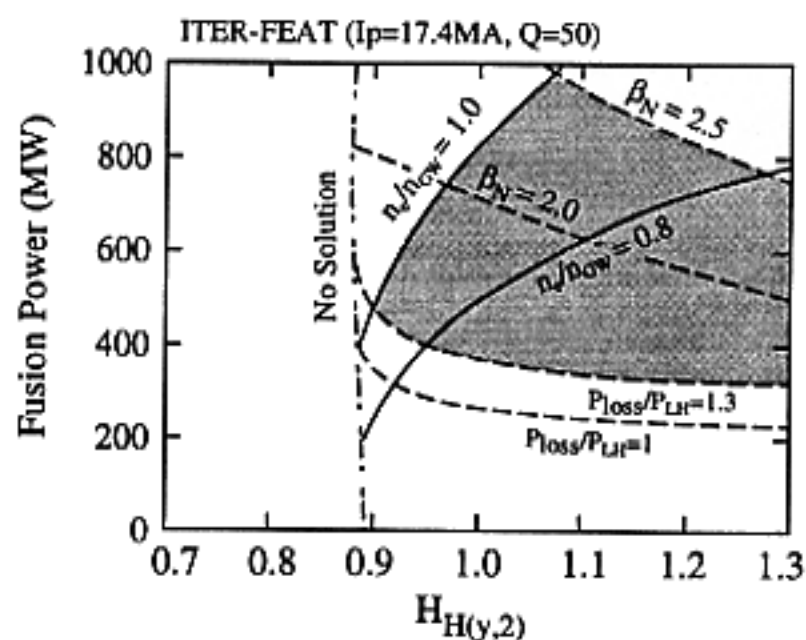


図 4: Q = 50 運転領域

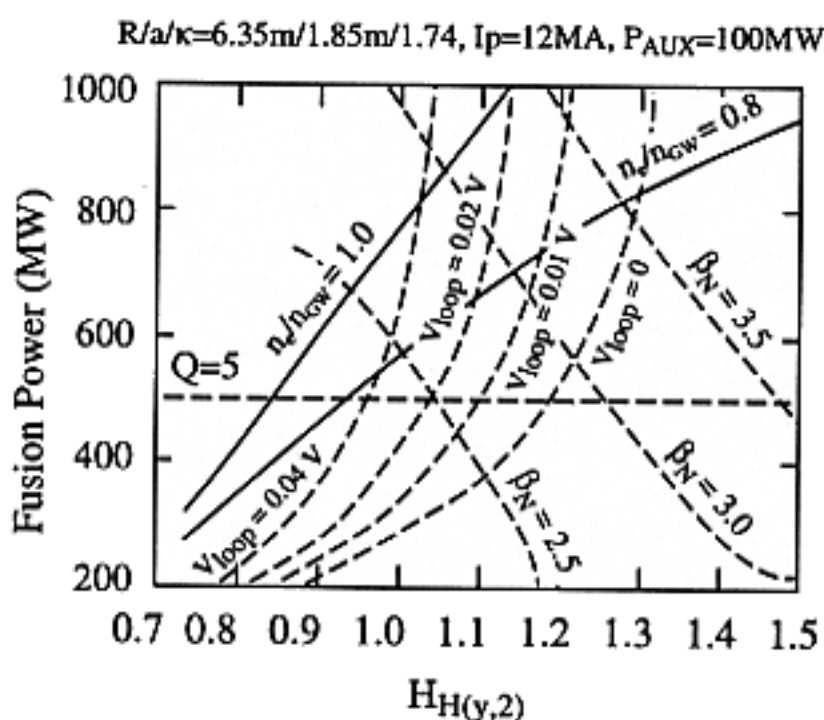


図 5: ハイブリット及び定常運転領域

	ITER-FEAT	ITER-FDR
R(m)	6.20	8.14
a(m)	2.0	2.8
R/a	3.1	2.9
K ₉₅	1.70	1.60
δ ₉₅	0.35	0.24
B(T)	5.3	5.68
I _p (MA)	15.1	21.0
t _{inductive} (s)	≥400	≥1000
<n>n _{GW}	0.8	1.15
<n>(10 ²⁰ m ⁻³)	0.97	0.98
<T>(keV)	9.0	12.8
β _N	1.6	2.25
β(%)	2.3	2.97
P _{fus} (MW)	400	1500
L _{wall} (MWm ⁻²)	0.57	1.0
Q	10	∞

表 1: ITER-FEAT と ITER-FDR の標準運転の比較
ITER FEAT の拡大運転例: 700MW 又は 17.4MA (q₉₅=2.6)

表 2 : Main engineering features of the ITER-FEAT systems

Superconducting toroidal field coils (18 coils) Superconductor Structure	Nb3Sn in circular stainless steel (SS) jacket in grooved radial plates, or in square SS conductor Pancake wound, in welded SS case wind, react and transfer technology
Superconducting Central Solenoid (CS) Superconductor Structure	Nb3Sn in square Incoloy jacket, or in circular Ti/SS jacket inside SS U-channels Pancake wound, 3 double or 1 hexa-pancake wind react and transfer technology
Superconducting poloidal field coils (PFI-6) Superconductor Structure	NbTi in square SS conduit Double pancakes
Vacuum Vessel (9 sectors) Structure Material	Double-wall welded ribbed shell, with internal shield plates and ferromagnetic inserts SS 316 LN structure, SS 304 with 2% boron shield, SS 430 inserts
First Wall/Blanket (429 modules) Structure Materials	(Initial DT Phase) Single curvature faceted separate FW attached to shielding block which is fixed to vessel Be armour, Cu-alloy heat sink, SS 316 LN structure
Divertor (54 cassettes) Configuration Materials	single null, cast or welded plates, cassettes W alloy and C plasma facing components Copper alloy heat sink, SS 316 LN structure
Cryostat Structure Maximum inner dimensions Material	Ribbed cylinder with flat ends 28 m diameter, 24 m height SS 304L
Heat Transfer Systems (water-cooled) Heat released in the tokamak during nominal pulsed operation	750 MW at 3 and 4.2 MPa water pressure, ~ 120°C
Cryoplant Nominal average He refrig./liquefac. rate for magnets & divertor cryopumps (4.5K) Nominal cooling capacity of the thermal shields at 80K	55 kW/0.13 kg/s 660 kW
Additional Heating and Current Drive Total injected power Candidate systems	73 MW initially, 100 MW nominal maximum Electron Cyclotron, Ion Cyclotron, Lower Hybrid, Negative Ion Neutral Beam
Electrical Power Supply Pulsed Power supply from grid Total active/reactive power demand Steady-State Power Supply from grid Total active/reactive power demand	500 MW/400 MVar 110 MW/78 MVar