

資料 第4-4号
平成9年5月26日
ITER計画懇談会
第4回会合

ITERへの技術的ステップ

日本原子力研究所

吉川 允二

I T E R の技術的ステップ

I T E R へのステップの技術的妥当性は、下記の 2 点において見通し得るかによって判断される。

1. 技術的側面

1) 炉心プラズマ技術

J T - 6 0 など大型トカマクで蓄積したプラズマ技術の延長として

2) 炉工学技術

大型トカマクなどで開発した装置技術（加熱装置など）及び並行して開発した炉工学技術（超伝導コイル技術など）の発展として

2. プロジェクト的側面

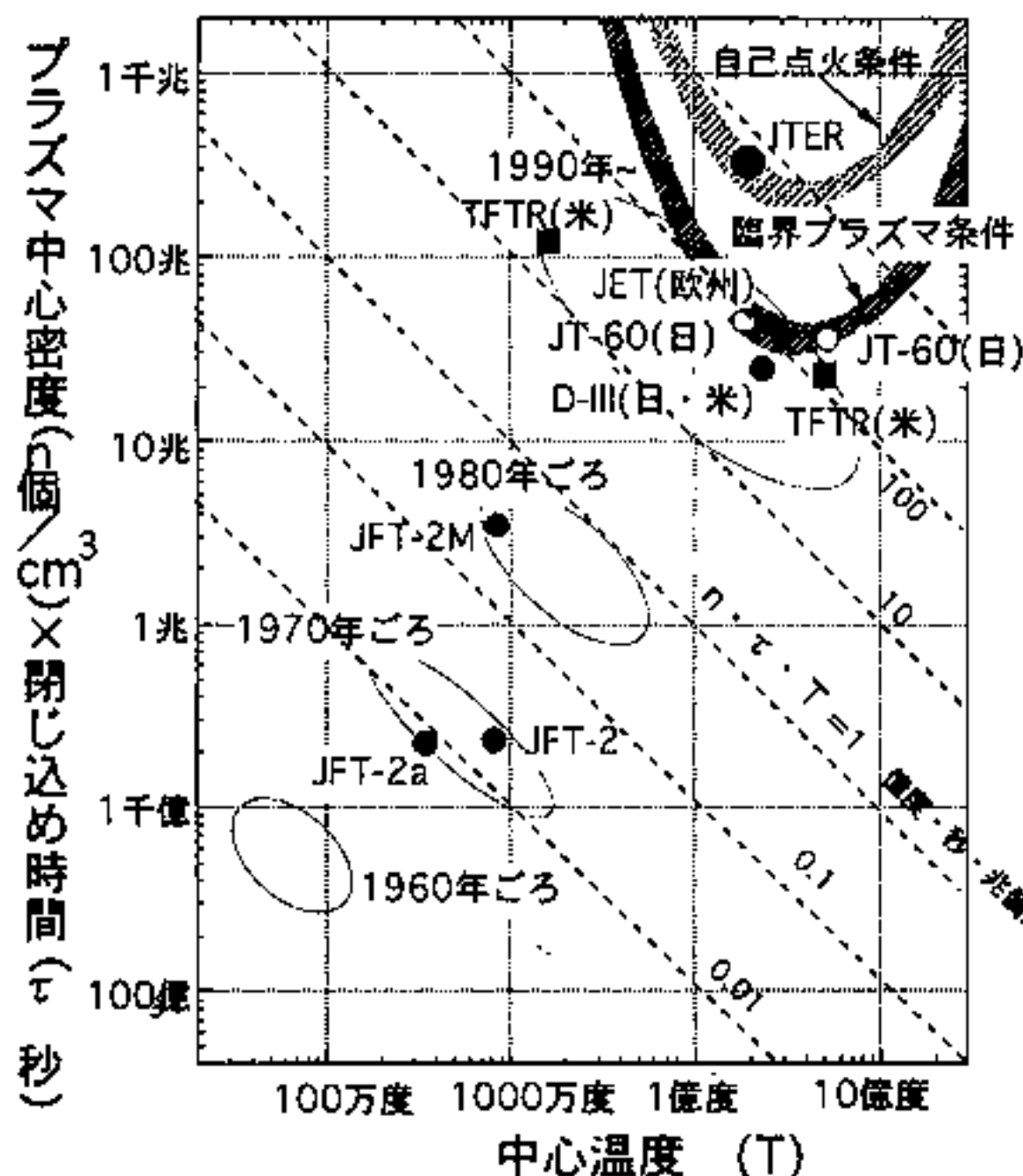
1. ITER炉心プラズマ性能の見通し

- ・ トカマクのプラズマ性能（プラズマ温度×密度×閉じ込め時間）は、過去約20年間に約1000倍の進歩を遂げており、ITERに必要な領域を実現するためには、あと数倍の延長が必要。（p. 3）
- ・ プラズマ性能の向上のためには、装置の大型化が必要。（p. 4）

ITER技術諮問委員会報告（8年12月）における評価

「最近の実験結果は、全般的に見て、ITER設計の物理ベースを確証、強化している。・・・プラズマ特性、運転限界及び運転シナリオについては、多くの分野において優れた進歩があり、ITERの性能の予測における不確実性を減少している。」

炉心プラズマ性能の進歩



核融合の研究開発は着実に進展し、96年10月にJT-60で臨界プラズマ条件を達成した。

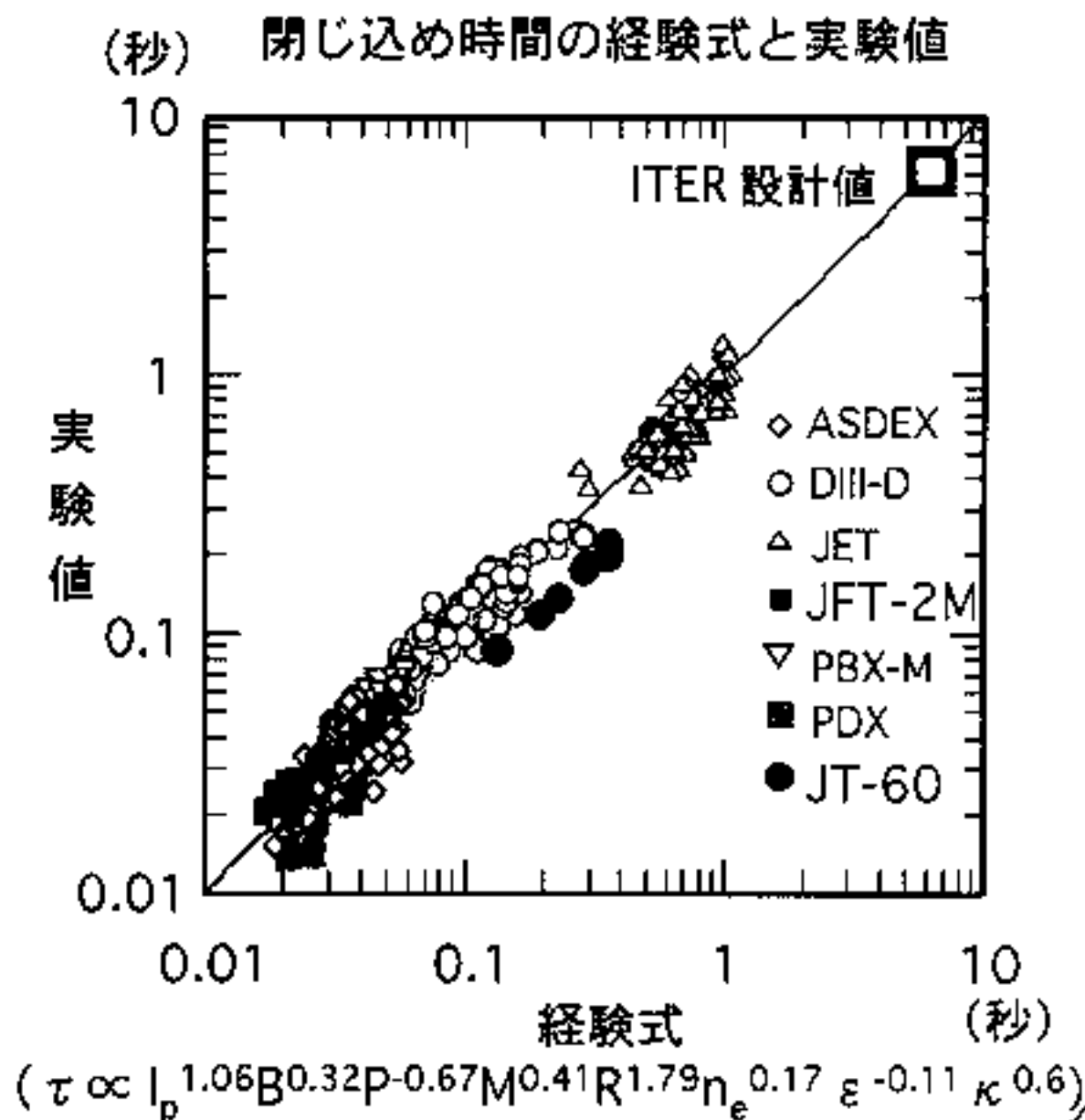
臨界プラズマ条件：
外部加熱入力と核融合反応
出力が等しくなる条件

ITERでは、自己点火条件下で炉工学技術の実証を行う。

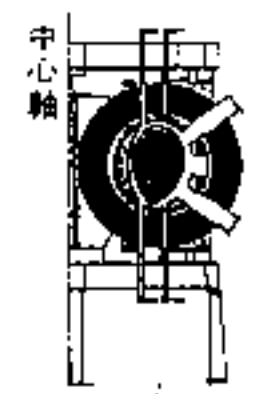
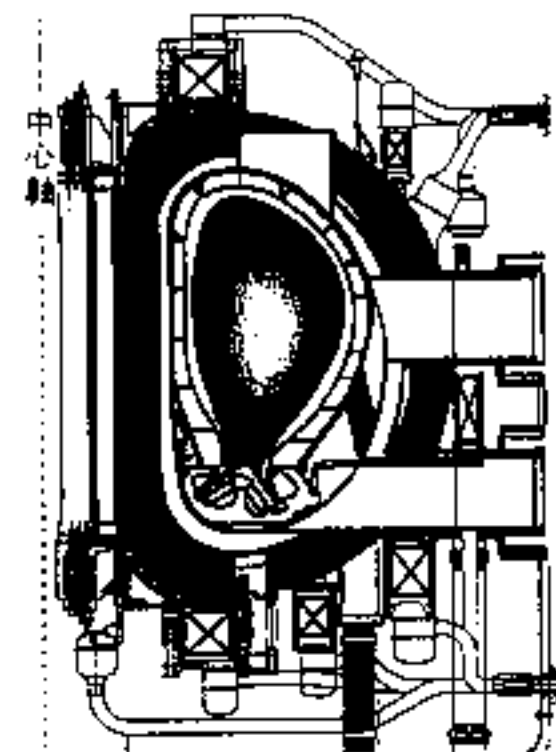
自己点火条件：
外部加熱入力なしで核融合
反応が持続する条件

装置サイズの妥当性

- ・装置の大きさなどは、必要なプラズマ性能が得られるように設計される。
- ・「世界のトカマク実験データに基づいて装置の大きさなどの値と閉じ込め時間との関係を表す式」を経験式と呼ぶ。
- ・経験式は、閉じ込め時間を向上するためには装置の大型化が必要であることを示している。
- ・ITERの大きさなどの値は、右図の通りITERの目標達成のために必要な閉じ込め時間が得られるように設計されている。



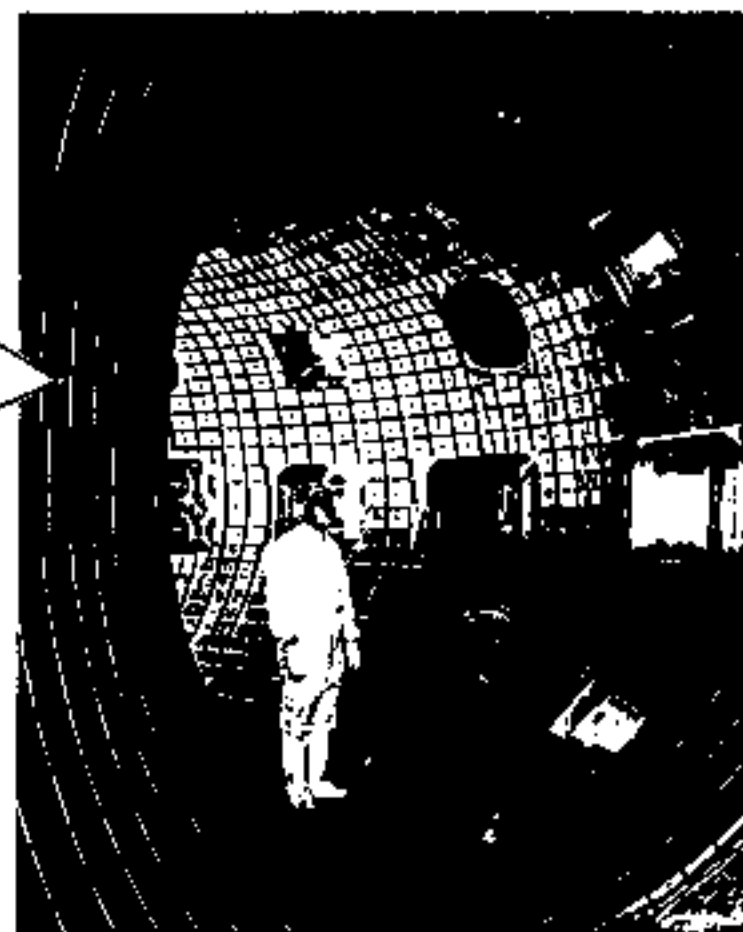
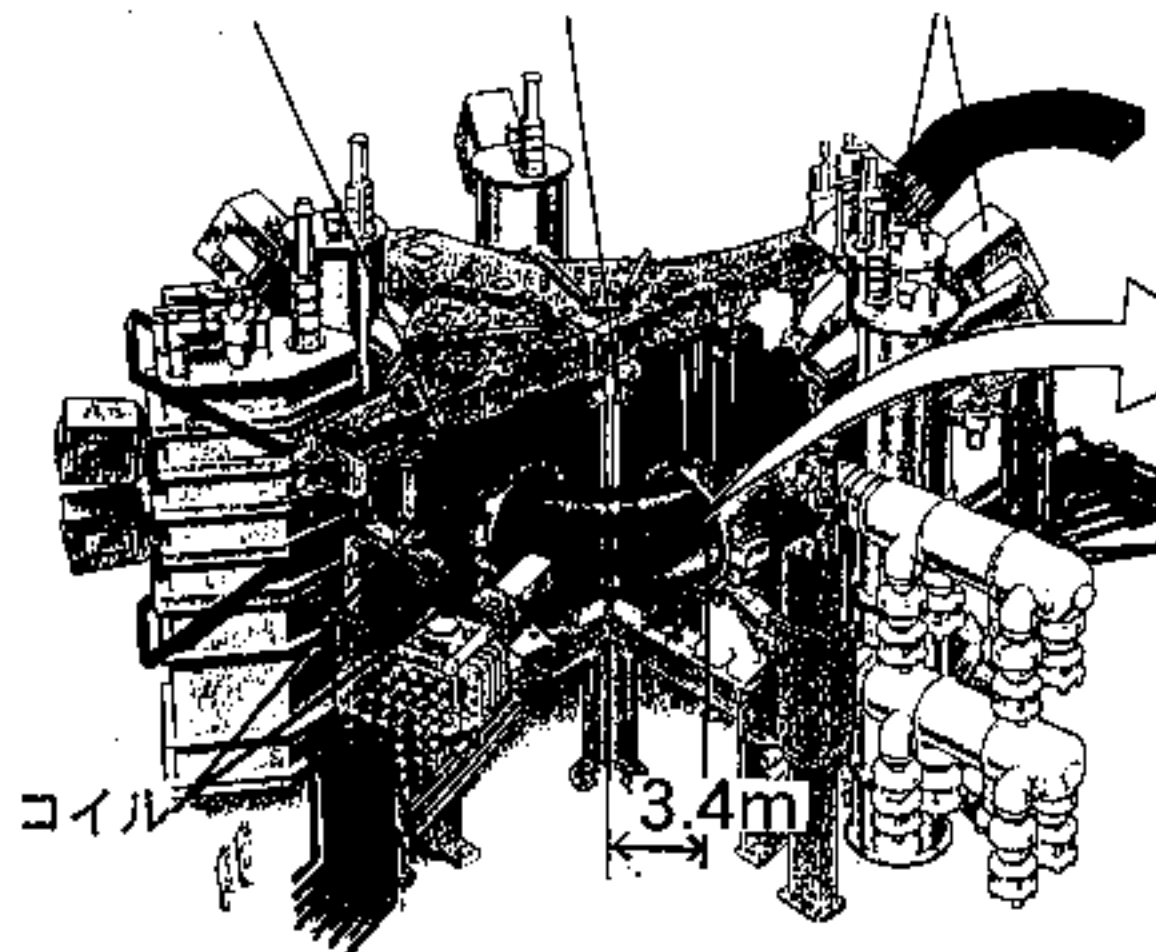
装置の大型化

名称	中型トカマク(JFT-2)	大型トカマク(JT-60)	核融合実験炉(ITER)
主半径	0.9m	3.4m	8.1m
副半径	0.25m	0.95m	2.8m
プラズマ体積	1m^3	100m^3	2000m^3
熱出力	—	53kW(D) (DT換算：約1万kW)	150万kW(DT)
装置断面 (注) 副半径 主半径 中心軸 プラズマ			

臨界プラズマ試験装置 JT-60

真空容器 プラズマ プラズマ加熱装置

真空容器内部



← 2.3m →

世界三大トカマク装置の1つであり、臨界プラズマ条件を達成した。

2. 炉工学技術における成立性

I T E Rにおいては、多くの核融合固有の技術、原子力技術や産業技術が結集される。その開発は、既存の技術を基盤とし、I T E R工学研究開発として推進している。その多くについては、段階的な技術開発を行い、最終的に実寸大またはその数分の1のモデルによる試作試験を行う。具体的には、

1. 大型トカマクなどで開発された装置技術

大型化技術、システム技術

加熱装置技術、真空容器技術（第2回会合2-4号p12）など

2. 並行して開発した炉工学技術

超伝導コイル技術（p. 8）、トリチウム取り扱い技術（p. 10）

遠隔操作技術（第2回会合2-4号p15）など

I T E R技術諮問委員会報告（8年12月）における評価

中間報告書は、工学設計活動の期間で行うことになっている研究開発計画を明らかにしている。この研究開発計画の結果は、すでに多くの場合、特定の設計上の選択肢の技術的成立性を確証している。

超伝導コイル技術

—中心ソレノイドコイル—

I T E R 工学研究開発の中で中心ソレノイドコイルは日本が試験装置を建設するなど中心になって開発を進めている。

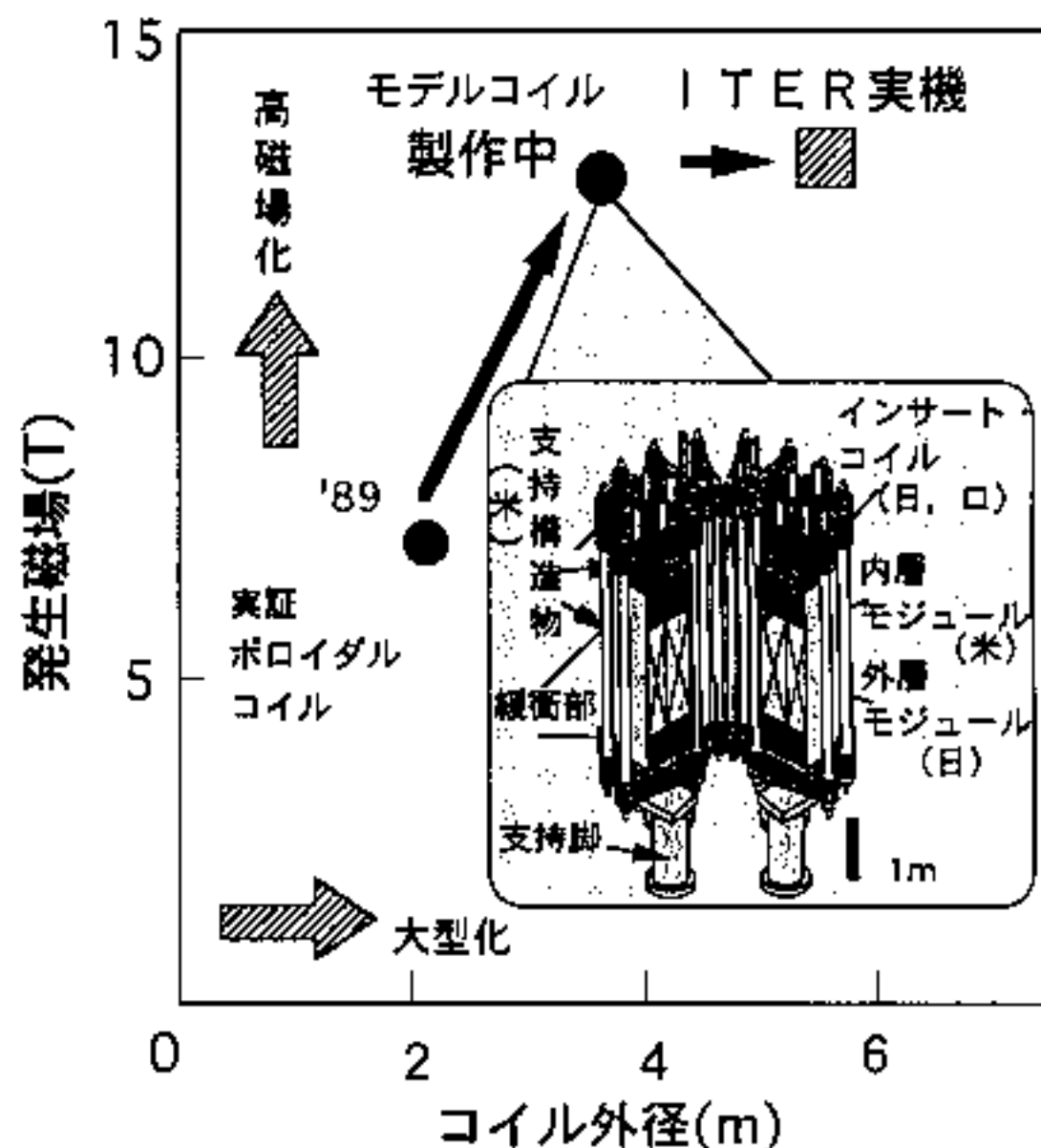
技術課題

1. 高磁場化 13 Tの高磁場超伝導コイル導体の開発
2. 大型化 コイル製作技術の開発

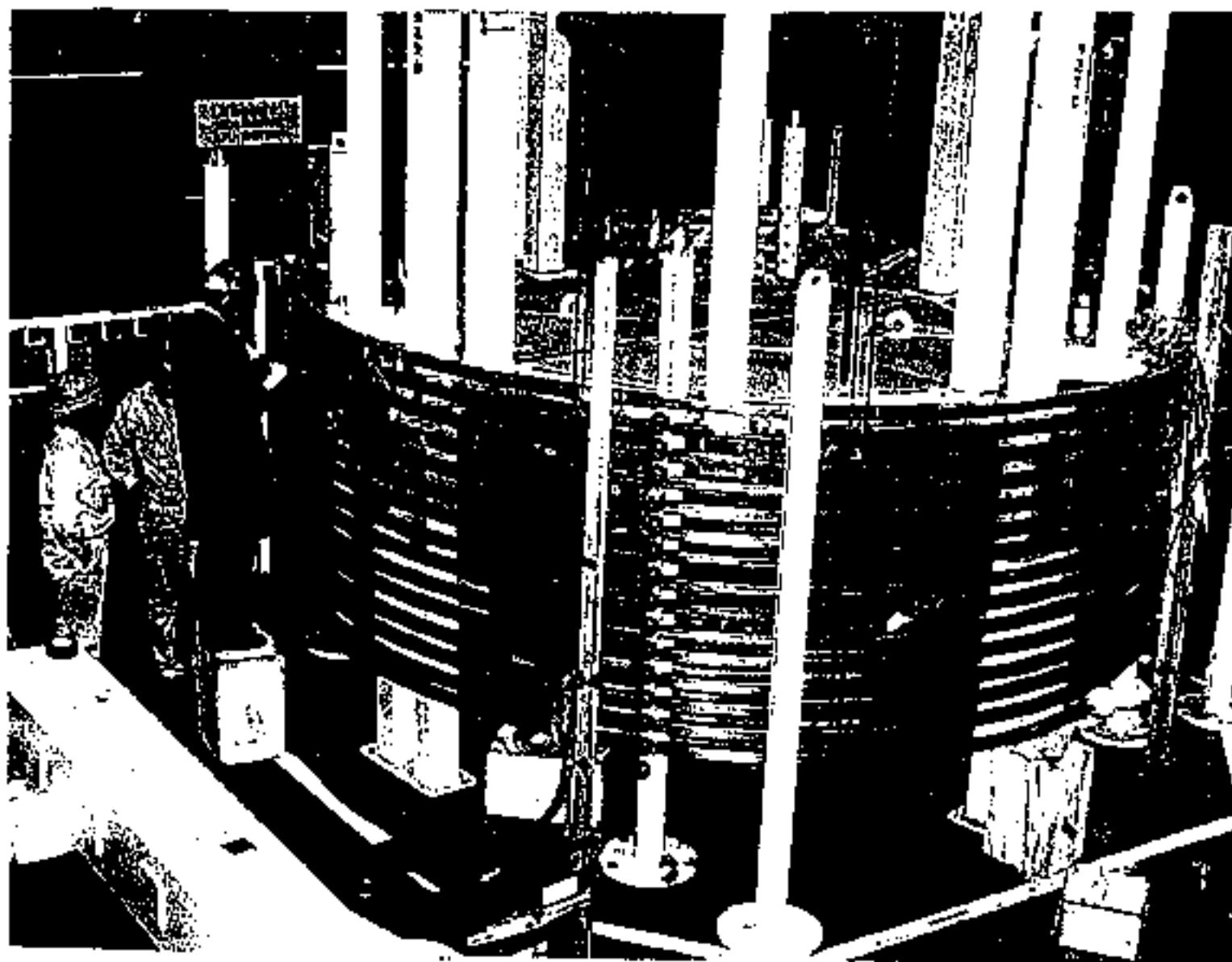
開発状況

1. 高磁場化 13 Tの高磁場超伝導コイル導体は開発を終えモデルコイルに使用
2. 大型化 実機の約60%の外径をもつモデルコイルを製作中
(巻線技術、絶縁技術、熱処理技術などのコイル製作技術を改良)
3. 試験装置 '96年完成

'98年完成予定のモデルコイルを用いて通電試験を行い、高磁場の安定な発生と制御、機械的特性、電気的特性の確証を実施予定。



中心ソレノイドコイルの開発



巻線加工を終えた中心ソレノイド・モデルコイルの外層モジュール（日本担当）

トリチウム取り扱い技術

ITERでは、数kgのトリチウムを燃料として取り扱うトリチウムは放射性を持つ物質であり、その安全な取り扱いには特に注意を払わねばならない。

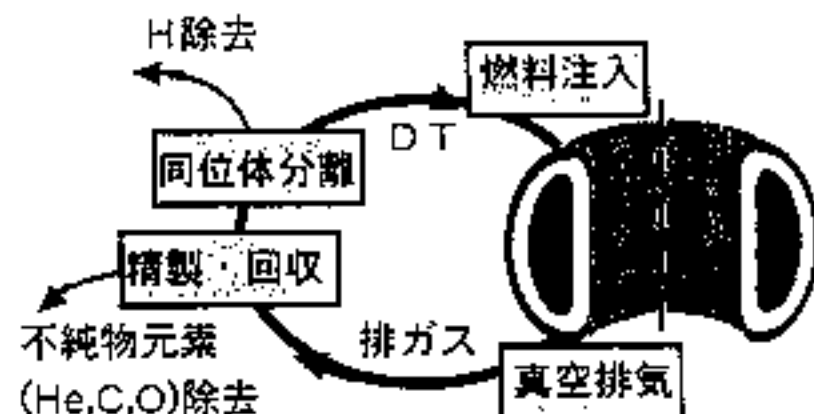
技術課題

1. 燃料循環、トリチウム除去など個々の技術開発(右上)
2. 大量、安全に取り扱う燃料循環システム(右上)の開発、試験、運転

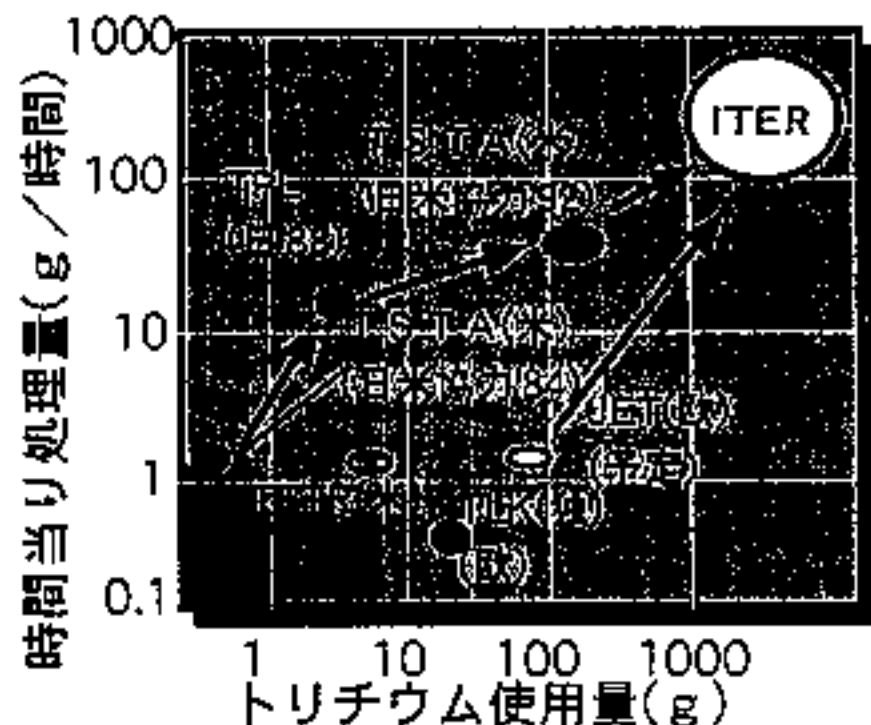
開発状況

1. TPLによる技術開発とTSTAによるシステム試験により、50g/時間の循環処理、99.9999%の循環回収率、25日間の連続運転などを実現
2. ITERの炉工学研究開発の中で、高度化した技術開発を実施
3. TFTR及びJETにおいてトリチウムを用いたトカマク実験を実施(予定)

これまでに各極が進めた技術開発とITER炉工学技術開発の中で現在実施している高度化技術により、ITERのトリチウム取り扱いシステムは実現可能と考えられる。(右下)



ITER燃料循環システム



トリチウム燃料処理技術の進展

核融合におけるプロジェクト規模の比較

		J.F.T-2	J.F.T-2M	J.T-60	ITER
完成時期		1972年	1983年	1985年	—
本体の重さ		120 トン	250 トン	5,000 トン	37,000 トン
プラズマの 大きさ	主半径	0.9 m	1.3 m	3.4 m	8.1 m
	副半径	0.25 m	0.35 m	0.95 m	2.8 m
	体積	1 m ³	4.8 m ³	100 m ³	2,000 m ³
建設コスト		10 億円	77 億円	2,300 億円	8,400 億円
開発期間		設計 1.5年 製作 1.5年 計 3年	設計 2年 改造 2年 計 4年	概念設計 2年 詳細設計 3年 製作 7年 計 12年	概念設計 (CDA) 2年 工学設計 (EDA) 6年 建設 (予定) 10年 計 (予定) 18年
所要人員		~20 人	~30 人	~300 人	~1,500 人
運転に必要な電力	定常	0.06 万kW	0.1 万kW	4 万kW	23 万kW
	パルス	0.3 万kW	0.25 万kW	20 万kW	50~60 万kW

ま と め

1. 技術的側面

- 1) 炉心プラズマ性能に関しては、J T-6 0 から I T E R へのステップは比較的小さい。世界中の装置のデータを集め、これに基づく予測によって、I T E R 炉心プラズマが目標とする性能に達する可能性が十分高くなるように、I T E R の設計を行っている。
- 2) 炉工学技術については、従来からの研究開発のほか、I T E R 工学研究開発において、主要機器の製作性と機能の確認を行うこととしている。この研究開発の完了により I T E R の炉工学技術基盤を確保することが出来る。

2. プロジェクト的側面

- ・ 開発期間の一段階が10年程度であること。
- ・ 所要人員が1000人規模であること（現有の人員と同レベル）。
- ・ 次の段階（原型炉）に向けての技術が基本的に含まれていること。
- ・ 必要な技術や材料が要素としては実績があること。
- ・ プラズマ性能の予測式が基本的に確立されていること。