

J A E R I - M
90-090

次期大型装置（F E R）の概要
(平成元年度報告書)

1 9 9 0 年 6 月

核融合実験炉特別チーム

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 倍高野高速印刷

次期大型装置（F E R）の概要
(平成元年度報告書)

日本原子力研究所那珂研究所
※
核融合実験炉特別チーム*

(1990年5月22日受理)

核融合次期大型装置（FER：Fusion Experimental Reactor）計画は国内立地を前提に、日本が主導し、国際協力を採り入れながら核融合実験炉の建設を進めようというものである。実験炉FERは現在稼動中のJT-60などの大型トカマク装置と、発電を実証するための原型炉との中間ステップに位置する装置で、実燃料による長時間核燃焼プラズマの開発と、動力炉に必要な超電導コイルやブランケットなどの主要機器技術を初めて総合的に実証・開発することを目的とするものである。FERの検討は、原研において1980年より開始されたが、このレポートに述べる装置は、1988年（昭和63年）に核融合実験炉特別チームの発足とともに同年末より新たに検討が始められたものである。このレポートは、1989年度（平成元年度）に実施したFERの概念検討の結果をまとめたものであり、本年1990年12月に概念検討が終了する予定である。

※

辻 博史, 阿部 哲也, 秋場 真人, 藤沢 登, 長谷川 満, 本多 力, 細渕 英男, 飯田 浩正,
石田 真一, 木村 晴行, 小泉 興一, 黒田 敏公, 草間 義紀, 真木 紘一, 的場 徹, 松岡 不識,
溝口 忠憲, 森 雅博, 永島 孝, 成瀬日出夫, 西尾 敏, 小原 祥裕, 大川 廉直, 奥野 清,
佐藤 優介, 佐藤 浩一, 関 省吾, 関 泰, 柴沼 清, 下村 安夫, 杉原 正芳, 多田 栄介,
高津 英幸, 滝塚 知典, 田中 茂, 常松 俊秀, 恒岡まさき, 山本 新, 吉田 浩, 吉田 清,
松田慎三郎

Overview of FER (Fusion Experimental Reactor)
(FY 1989 Report)

Fusion Experimental Reactor Team *

Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 22, 1990)

The FER (Fusion Experimental Reactor) project is proposed to construct a next generation tokamak machine in Japan, in order to take a leadership in realizing a fusion reactor under international cooperation. The FER is the machine, which comes in between the present large tokamak machines like the JT-60 and the DEMO reactor for power generation. The mission of the FER is to realize a long controlled burn and to develop and test major fusion component technologies, super-conducting magnet and breeding blanket and so on, that is, to demonstrate the engineering feasibility of a fusion reactor.

The conceptual design of the FER was started in 1980. In April 1988, a new organization (Fusion Experimental Reactor Team) was constructed to support the ITER activities and also to design the FER. In order to make the FER and the ITER complementary, the FER concept was reconsidered. The FER described in this report is a new version, and the conceptual design will be finished in December, 1990.

Keywords: FER, Conceptual Design, Long Controlled Burn, Engineering Feasibility

※

H. Tsuji, T. Abe, M. Akiba, N. Fujisawa, M. Hasegawa, T. Honda, H. Hosobuchi,
H. Iida, S. Ishida, H. Kimura, K. Koizumi, T. Kuroda, Y. Kusama, K. Maki,
T. Matoba, F. Matsuoka, T. Mizoguchi, M. Mori, T. Nagashima, H. Naruse,
S. Nishio, Y. Ohara, Y. Ohkawa, K. Okuno, K. Sato, K. Sato, S. Seki, Y. Seki,
K. Shibanuma, Y. Shimomura, M. Sugihara, E. Tada, H. Takatsu, T. Takizuka,
S. Tanaka, T. Tsunematsu, M. Tsuneoka, S. Yamamoto, H. Yoshida, K. Yoshida,
S. Matsuda

目 次

1.	はじめに	1
2.	次期大型装置（F E R）の開発指針	3
2.	1 基本方針	3
2.	2 跳躍ステップの選択	3
2.	3 J T - 6 0 高性能化計画との連携	4
3.	全体作業計画	8
3.	1 設計・建設計画	8
3.	2 R & D 計画	8
4.	F E R のミッションと特徴	1 1
4.	1 基本ミッションと設計目標値	1 1
4.	2 段階的展開	1 2
4.	3 F E R の特徴	1 2
5.	物理設計	1 5
5.	1 予測されるプラズマ性能	1 5
5.	5. 1. 1 前提条件	1 5
5.	5. 1. 2 検討結果	1 6
5.	2 運転シナリオ（磁束消費）	1 7
5.	3 加熱電流駆動法の選択	1 8
6.	F E R の技術設計	2 6
6.	1 概要	2 6
6.	2 プラント・システム	3 0
6.	6. 2. 1 電源系	3 0
6.	6. 2. 2 冷却・冷凍系	3 0
6.	6. 2. 3 計測・制御系	3 0
6.	6. 2. 4 サイト・建家系その他	3 0
6.	3 超電導コイルシステム	3 3
6.	6. 3. 1 トロイダル磁場コイル	3 3
6.	6. 3. 2 ポロイダル磁場コイル	3 4
6.	4 炉心構造システム	3 9
6.	6. 4. 1 全体構造設計	3 9
6.	6. 4. 2 P F 系設計	4 4
6.	6. 4. 3 真空容器設計	4 7
6.	6. 4. 4 炉内構造物設計	4 9
6.	6. 4. 5 遮蔽設計	5 4
6.	6. 4. 6 分解修理	5 6
6.	6. 4. 7 クライオスタット・炉本体建家	5 9
6.	5 プラズマ対向機器の開発	6 0

6. 6	N B I 加熱システム	6 6
6. 7	高周波加熱システム	7 0
6. 8	燃料及びブランケット系	7 5
6. 8. 1	系統概要	7 5
6. 8. 2	ブランケット試験	7 6
6. 9	計測システム	8 0
6. 10	安全設計の考え方	8 2
7.	原研における組織化の進捗状況	8 4
8.	おわりに	8 6
謝辞		8 6
付録：核融合研究開発の次段階構想について		8 7

Contents

1.	Introduction	1
2.	Guideline for the FER project	3
2.	2.1 Basic guideline	3
2.	2.2 Choice of steps in development	3
2.	2.3 Connection with JT-60 high performance plan	4
3.	Overall working plan	8
3.	3.1 Design・Construction plan	8
3.	3.2 R&D plan	8
4.	FER missions and its characteristic	11
4.	4.1 Fundamental missions and design values	11
4.	4.2 Phased operation and construction	12
4.	4.3 Characteristics of FER	12
5.	Physics design	15
5.	5.1 Expected plasma value	15
5.	5.1.1 Assumed condition	15
5.	5.1.2 Investigated results	16
5.	5.2 Operation scenario (Magnetic flux consumption)	17
5.	5.3 Choice of heating/current drive methods	18
6.	Engineering design of FER	26
6.	6.1 Outline	26
6.	6.2 Plant system	30
6.	6.2.1 Power supply system	30
6.	6.2.2 Cooling water system	30
6.	6.2.3 Diagnostics・Control system	30
6.	6.2.4 Plant layout and reactor building	30
6.	6.3 Superconducting magnetic coil system	33
6.	6.3.1 Toroidal magnetic coil	33
6.	6.3.2 Poloidal magnetic coil	34
6.	6.4 Reactor structure system	39
6.	6.4.1 Overall structure design	39
6.	6.4.2 PF system design	44
6.	6.4.3 Vacuum vessel design	47
6.	6.4.4 In-vessel component design	49
6.	6.4.5 Shield design	54
6.	6.4.6 Assembly and maintenance	56
6.	6.4.7 Cryostat・Reactor building	59
6.	6.5 Development of plasma facing components	60

6.	6	Neutral beam heating system	• • • • •	6	6
6.	7	RF heating system	• • • • •	7	0
6.	8	Fuelling and blanket system	• • • • •	7	5
6.	8. 1	Overview of system	• • • • •	7	5
6.	8. 2	Blanket test	• • • • •	7	6
6.	9	Diagnostic system	• • • • •	8	0
6.	10	Design concept for safety	• • • • •	8	2
7.		Present status of organization in JAERI	• • • • •	8	4
8.		Concluding remarks	• • • • •	8	6
		Acknowledgements	• • • • •	8	6
		Appendix: Report of the subcommittee on the Next Step Device	• • • • •	8	7

1. はじめに

核融合の研究開発は、大量のエネルギー消費国である我が国が、エネルギーの自給を目指し、また人類共通の課題である長期的エネルギー源の確保を目的として進めるものである。

世界のエネルギーの大半を消費している、米国、ソ連、E C、日本の世界の四大国グループの中で我が国は唯一、自前の基幹エネルギー資源を持たず、その殆どを国外に頼っている。このエネルギー消費量は、経済活動の拡大に伴って増大しており、将来の基幹エネルギー源の確保と多様化は我が国の必須の政策課題である。

一方、世界的規模で 21世紀前半を展望するとき、人口増加や途上国の生活レベルの向上によりエネルギー消費量は確実に増大し、また、これに伴い、化石燃料の大量消費による酸性雨や温室効果などの環境問題は一層深刻化するであろう。他方、エネルギー資源が有限であることの認識が高まり、その配分をめぐる国際的緊張が高まることも予想される。このような状況に向って、経済的・技術的先進国となった日本がエネルギー政策の分野で国際社会ではたすべき役割の重要性はさらに高まり、これまでのエネルギー消費国の立場から、エネルギーを生産する役割、あるいはエネルギー生産技術を開発する役割を担うことが強く求められることが考えられ、この役割を実現するための長期的戦略の一つとして、我が国が核融合エネルギーの開発を積極的に推進することが必要と考えられる。

核融合研究開発は基礎的研究からハードウェアの製作技術まで幅広い分野で最先端の科学技術を結集した総合的大型プロジェクトであり、次々と技術の壁に挑戦してそれを乗り超えてゆくことにより初めて目的を達し得るものである。このように困難な技術開発を行うには、外国の後追いではなく、常に先頭を走る意気込みが無ければならない。また、世界に対する日本の貢献が真に認められるのは、他に先駆けてリスクある研究開発に挑戦し、技術面で世界を先導し、かつその成果を世界に供し得た場合である。今や全世界は、輸出拡大とともに世界一の債権国となった日本に対し、経済援助のみならず科学技術の未踏分野に対して挑戦し、その成果を公開することを要求している。これまでの輸出拡大は欧米技術に依存して得られたものであり、債権国となった今日の日本が、この様な技術開発の先陣を切らないと国際社会から孤立してしまう状況に追い込まれる恐れもある。

ここに述べる核融合次期大型装置（F E R : Fusion Experimental Reactor）計画は国内立地を前提に、日本が主導し、国際協力を採り入れながら核融合実験炉の建設を進めようというもので、前記のような課題に対し恰好の題材を与えるものである。実験炉は現在稼動中の J T - 6 0 などの大型トカマク装置と、発電を実証することを目的とする原型炉との中間ステップに位置する装置で、実燃料による長時間核燃焼プラズマの開発と、動力炉に必要となる超電導コイルやブランケットなどの主要機器技術を初めて総合的に実証・開発することを目的とするものである。

本装置は 1988 年（昭和 63 年）末より新たに検討が始められ、1990 年（平成 2 年）12 月に概念設計検討が完了する予定である。

なお、国際的には実験炉建設の気運に応じて米国、ソ連、欧州連合（E C）、日本の四極により国際熱核融合実験炉（I T E R）の概念設計が進行中であり、我が国もこれに積極的に取組んでいる。I T E R概念設計活動により実験炉を明確に意識した世界的レベルでのデータベースの整理が進んでいることは大きな成果である。しかし、将来の展開については、多国間の調整と意思決定にかなりの時間を要する見通しである。また、高度技術の集積による核融合装置の建設が共同作業として実際に成立しうるかについては、慎重な判断が必要となる。したがって、今後 I T E R がどの様に展開した場合でも、わが国の着実な核融合研究の進展を保証する上でも国内計画の検討を堅持することが重要と判断される。

このレポートは、これまでに実施した F E R の概念検討の中間結果をまとめたもので、各位の御批判を仰ぐことができれば幸である。

2. 次期大型装置（F E R）の開発指針

2. 1 基本指針

原子力委員会核融合会議は、1986年（昭和61年）に「核融合研究開発の次段階構想について」を決議し次期大型装置の構想（付録）を示した。引き続き、原子力委員会は1987年（昭和62年）に策定した原子力開発利用長期計画において、

「次期大型装置は、我が国の核融合研究開発にとって不可欠のものであり、JT-60に続きトカマク方式とし、JT-60の臨界プラズマ条件達成後に、その炉心プラズマの生成・制御等の評価を踏まえた研究開発を開始する。その具体的な建設計画については、1990年代前半に国内建設を開始することを念頭に置きながら、国内外におけるトカマク方式の改良研究及び炉工学技術の開発状況並びに国際動向等を踏まえて定めることとする。」

なる基本方針を示した。

原研では、これらの基本方針に沿った次期大型装置（F E R）の概念設計及び1990年（平成2年）以降の具体的な作業計画を検討し、本資料に述べる核融合次期大型装置計画としてまとめた。

2. 2 跳躍ステップの選択

核融合次期大型装置は、現段階と核融合発電の実証を行う原型炉を結ぶ中間ステップの実験炉として位置付けられる。この中間ステップの採り方としては、次の二つが考えられる。

- ①最大ステップの選択： 現段階から最大限の技術的跳躍を行う大型装置により
原型炉に接近しておくための次期装置
- ②最小ステップの選択： 原型炉に接続しうる中間ステップの中で、最も技術的な
跳躍幅が少なくなるように合理化された装置規模を有する
次期装置

国際的に共同設計中のITERは、確実な自己点火条件の達成に装置を最適化する必要があるため、装置規模から考えて最大ステップの選択が必要となる。一方、国内建設を前提とするF E Rは、1986年（昭和61年）の核融合会議の次期大型装置構想案に示された研究開発目標及び装置規模を前提とし、最小ステップの選択により、コストパフォーマンスの良い装置の概念を掘り下げ、その骨子を決定した（図2. 1参照）。

2. 3 JT-60高性能化計画との連携

現在進められているJT-60高性能化計画の主目的は、次の通りである。

- ①プラズマの大電流化による炉心プラズマの閉じ込め性能の向上
- ②同じく大電流化により炉心制御技術のギャップを狭める（高性能化(2)）
- ③トカマク定常化開発（高性能化(3)）

図2. 2はFERやITER等の実験炉の位置付けを制御エネルギーの観点から示している。横軸がプラズマの磁気エネルギー、縦軸が熱エネルギーを表す。制御対象エネルギーに関して、JFT-2～JT-60では2桁のギャップがあるのに対して、JT-60U～FERでは1桁のギャップに緩和されている。この図から、実験炉はその規模において動力炉と殆ど差が無いレベルに到達していることが判る。

こうして、図2. 3に示す様に、FER詳細設計開始時にはJT-60Uによる①と②の実験成果がフィードバックされる。一方、③に関連して、電流駆動源としてのRFまたはNBIの選択の差は、FER外回りの機器配置案としてしか差が無いので、詳細設計においては、2つの案を検討しておくことが可能である。こうして、③により最終的判断を行って、設計の仕上げを行う。

実験炉：原型炉建設のための $\begin{cases} \text{物理的} \\ \text{工学的} \end{cases}$ 総合機能実証段階

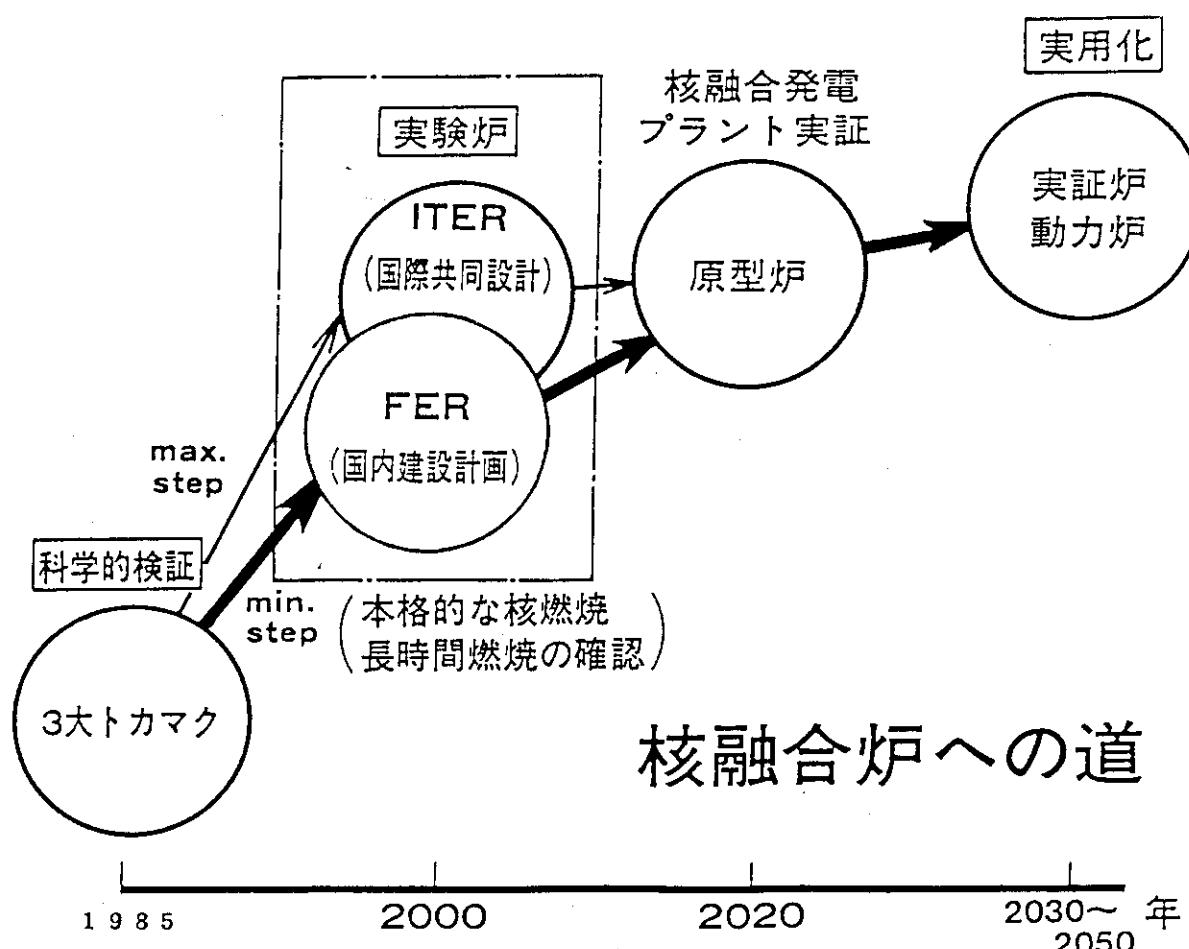


図 2.1 原型炉へのステップ

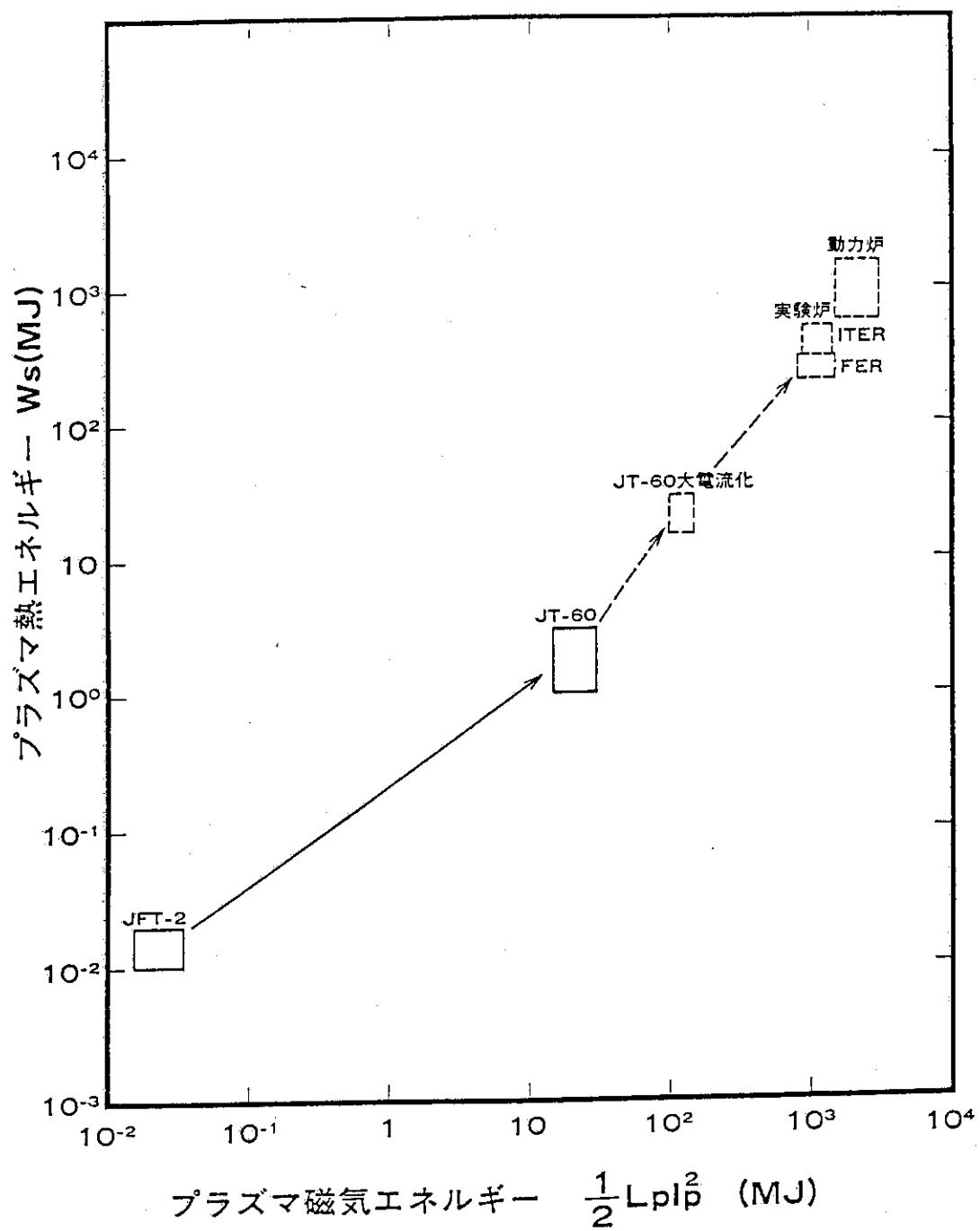


図 2.2 炉心プラズマ制御技術の開発ステップ

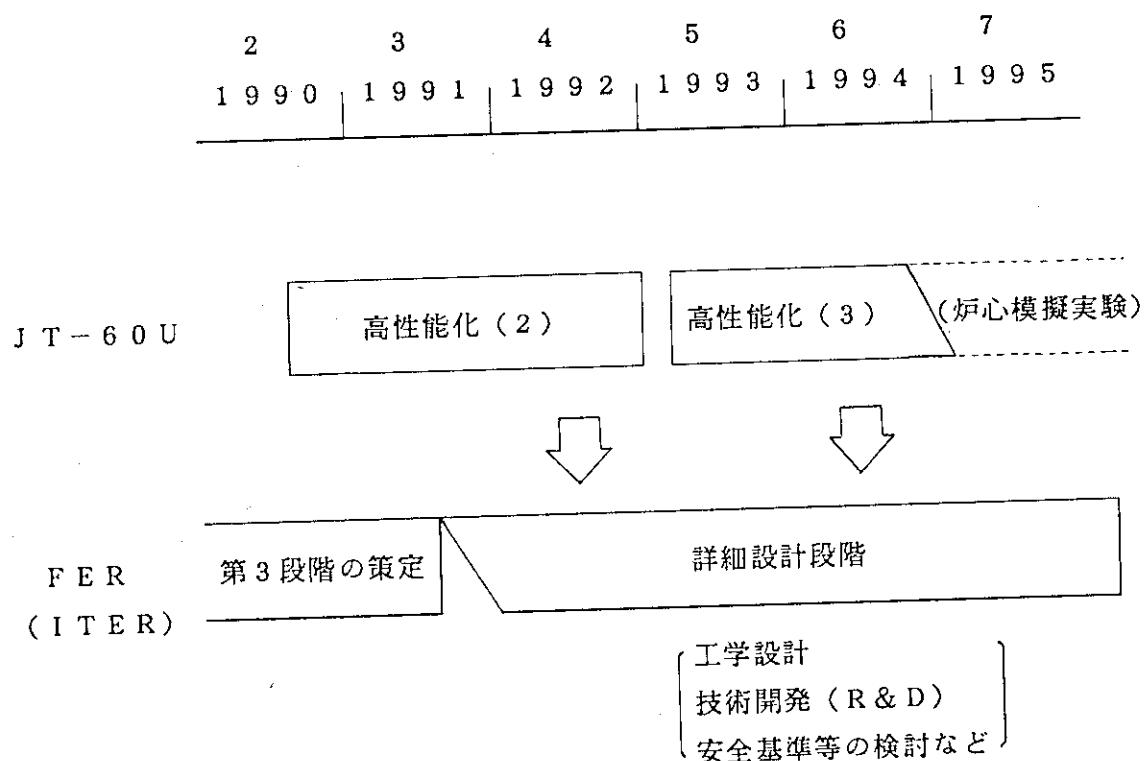


図 2.3 核融合開発の中期計画

3. 全体作業計画

3.1 設計・建設計画

核融合次期大型装置（F E R）の設計・建設計画を表3.1に示す。本計画の特徴及び具体的内容は以下の通りである。

(1) 概念検討段階とチェック&レビュー

1990年度（平成2年度）までに、これまで得られた物理的及び工学的知見を集大成して概念検討並びに炉工学要素の基本的R & Dを実施する。平成2年度後半より、これらの結果と国際的動向を踏まえてチェック&レビュー（C & R）を行い、F E Rの規模及び主要諸元の決定並びに詳細設計段階への具体的展望と工学的課題及び国内建設上の課題を明かにする。

(2) 詳細設計段階とチェック&レビュー

詳細設計段階（1993～1995）では、上記（1）を踏まえた装置の技術的設計及び原型級R & Dの実施のみならず安全基準や法規制、環境アセスメントやトリチウム調達等の社会的条件の整備等に係わる建設開始に必要な全ての項目の解決をはかる。その後、1996年度（平成8年度）に建設着手のためのC & Rを完了する。

(3) 建設段階 - チェック&レビュー - 実験段階（段階的展開）

平成8年度（1996年度）以降のF E Rの建設・実験段階においては、コールド及びホット・フェーズの二段階の建設・実験計画を基本としており、F E Rの基本目的達成に向けて着実に成果を積み上げる段階的展開を実施する。すなわち、コールド・フェーズでは、装置建設により大型核融合装置技術を実証し、水素を用いて炉心プラズマ特性を把握する。その後、第二段階であるホット・フェーズで遮蔽体及び安全装置等を増設し、重水素と三重水素の実燃料を用いて核燃焼の実証並びに定常化に必要な制御技術を開発する。

3.2 R & D計画

第6章で述べる工学設計の完結には、今後のR & Dによる工学機能の実現性の実証が必要不可欠であり、核融合開発全体計画を踏まえたR & D計画の立案並びに組織的開発が重要である。F E Rの工学系を炉心構造・プラズマ対向機器系、超電導コイル系、加熱・電流駆動系、燃料循環・プランケット系及び基盤技術系と大別した場合の各系における代表的なR & D項目は以下に示す通りである。これらの開発計画は、要素開発、部分組合せ及び原型級開発という段階的展開を基本として進めてきており、全体としては原型級R & Dでの実証をはかる時期にきている。

(1) 炉心構造・プラズマ対向機器系

- ①大型炉内構造物の開発
- ②炉内構造物支持構造方式の開発
- ③炉内構造物遠隔保守技術の開発
- ④高熱負荷受熱機器の開発
- ⑤アーマ接合部脱着構造の開発

(2) 超電導コイル系

- ①原型トロイダル・コイルの開発
- ②実証及び原型ポロイダル・コイルの開発
- ③大型極低温技術の開発

(3) 加熱・電流駆動系

- ①負イオン粒子入射法による加熱・電流駆動技術の開発
- ②高周波法による加熱・電流駆動技術の開発

(4) 燃料循環・ブランケット系

- ①増殖ブランケット技術の開発
- ②大規模トリチウム・プロセス取扱技術及び安全性に関する技術の開発

(5) 基盤技術系

- ①耐放射線性計測・制御用素子及び機能材の開発
- ②主排気ポンプ等の周辺機器の開発
- ③プラント構成機器の開発

表3.1 次期大型装置及びR & D計画(案)

	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006
概念 検討	C & R C & R 計	詳 (安全基準、環境調査など含む)	細 安全審査	設 C & R 達													
炉心構造 アラズマ対向機器	R & D																
超電導コイル	R & D																
加熱・電流駆動系	R & D																
燃料循環・ブランケット系	R & D																
基礎技術 及び 材料研究・開発																	
アラズマ研究・開発																	

4. F E R ミッショ nと特徴

4. 1 基本ミッショ nと設計目標値

F E R は核融合発電を実証する原型炉に至る一つ前のステップとして位置付けられる。その役割は、初めて本格的に実燃料を使用して核燃焼を起こさせることと、超電導コイル技術をはじめとする将来の核融合炉に必要な全ての工学技術が総合的に実証されることである。F E R の基本ミッショ nは、1986年（昭和61年）の核融合会議の次期大型装置構想案に準拠して、原型炉に至る核融合技術開発上、必要不可欠な開発課題として、次の様に決定された。

[物理ミッショ n]	核燃焼プラズマの実証と定常化開発
	①核融合燃焼の実証 ②炉心プラズマの定常化開発
[工学ミッショ n]	核融合炉の総合的技術の実証と開発
	①大型機器技術（超電導、炉構造、遠隔保守）の実証 ②炉心プラズマ制御技術（加熱電流駆動、粒子・熱制御）の開発 ③炉工学技術（燃料、ブランケット、安全性）の開発

以上の基本ミッショ nを実現する装置設計の目標値を以下の通り定めた。

運転モード	電流駆動方式	燃焼時間 [sec]	Q 設計目標	中性子負荷 [MW/m ²]	フルーエンス [MW·a/m ²]
高Q	O H	1 0 0	5 - 2 0	-	
長パルス	O H + C D	1 0 0 0	~ 5	> 0. 5	0. 2 - 0. 3
定常	C D		~ 5		

4. 2 段階的展開

F E R 計画では、その基本ミッションを達成するための開発ステップとして、次の様な 2 段階の建設と実験を経て、順次成果を積み上げる段階的展開を行う。

- ①コールド・フェーズ 装置の主要部分建設により、大型核融合装置技術を実証し、水素を用いプラズマ電流値 $1.5 \sim 2.0$ M A での炉心プラズマ特性を把握する。
- ②ホット・フェーズ 本計画の第二段階として、遮蔽体、安全系装置等を増設し、重水素 + 三重水素の実燃料による核燃焼の実証を行う。また、定常化に必要な制御技術を開発する。

4. 3 F E R の特徴

4. 1 節の設計目標に基づく F E R 概念設計案の基本諸元を表 4. 1 に示す。F E R は次の様な特徴を有する。

核融合実験炉を簡素化し、小型化するアイデアと技術を実証する装置として、

- ①シングル・ヌル型のプラズマ配位により、ヘリウム灰排気の実効能力値がダブル・ヌル型の約 2 倍となる。
 - 高純度プラズマにより、装置規模に比較して高い Q 値が得られる。
 - ダバータに必要な空間が下側のみとなり、ダブル・ヌル型に比較して装置の簡素化、小型化が図れる。
- ②トロイダル磁界のリップル率を $2 \sim 3\%$ まで許容できる設計を行うことによりトロイダル・コイルを大型化せずに個数を 12 個まで減らす。
 - 装置の小型化、簡素化
 - 炉内構造物の保守空間を最大限確保
- ③ハイブリッド型電流駆動（ブーストストラップ電流、非誘導型電流駆動及び磁束誘導の組合せ）による長時間燃焼の達成
 - 供給磁束量を削減できるので装置が小型化される。
 - 運転繰返し回数とそれに伴う疲労が軽減されるため、装置の小型化が可能となる。
- ④高電流密度の負イオン N B I 技術を駆使した高性能加熱装置
 - イオン源の大きさが合理化され、装置の小型化に寄与する。
 - ユニット数を少なくできるため、装置の信頼性が向上
- ⑤高パルス損失、高強度コイル技術を駆使した高性能超電導コイル装置
 - パルス損失を大幅に削減した高性能超電導導体使用による装置システムの簡素化
 - 高い電流密度と応力レベルに応じて構造材の肉厚を変化させるという構造材のグレ

一ディングを可能とする超電導導体使用による装置の小型化

⑥高性能アーマ材をプラズマ対向面に配置した炉心構造系装置

→高耐熱流束アーマ材の使用による炉心構造系の高性能化

→アーマ材のその場交換をメインテナンスの基本とする炉心構造系の簡素化

表 4.1 核融合実験炉 (F E R) の基本諸元

	コールドフェーズ	ホットフェーズ
使用燃料	H	D, T
主半径	4.5 m	4.7 m
小半径	1.8 m	1.7 m
非円形度	2.0	2.0
プラズマ体積	580 m ³	475 m ³
プラズマ電流	18 ~ 20 MA	15 MA
プラズマ形状	シングル・ヌル	シングル・ヌル
トロイダル磁界	5.4 T	5.2 T
安全係数	3	3
リップル率	3%	3%
トロイダルコイル数	12	12
供給磁束量	170 Vs	160 Vs
総冷却熱負荷	-----	700 MW
核融合出力	-----	400MW 600MW
入射加熱パワー	80 MW	80MW 80MW
Q 値	-----	5 20
フラットトップ継続時間	100 sec	1000 sec 100 sec
中性子壁負荷	-----	0.6 MW/m ² 0.9 MW/m ²
フルエンス (MWa/m ²)	-----	0.2 ~ 0.3 -----

5. 物理設計

5. 1 予測されるプラズマ性能

ここでは、F E R装置によって達成できると予想されるプラズマを評価する。

5. 1. 1 前提条件

(1) エネルギー閉じ込め

加熱パワーの増加とともに閉じ込め性能が劣化するという現象が知られており、この様な閉じ込め状態をLモードという。Lモード時の閉じ込め性能と装置条件の関係を表現する閉じ込め則がいくつか提案されている(Goldston則、Shimomura・Odajima則等)。このLモードに対して、Hモード、ペレットモード、スーパーショット、IL(Improved-L)モード等の各種閉じ込め改善モードが見つけられている。閉じ込め改善モードのエネルギー閉じ込め則として研究者間でコンセンサスの得られたものは未だ無い。したがって、ここではITER等での検討と同様に、

$$(FER\text{の閉じ込め時間}) = (L\text{モードの閉じ込め時間}) \times (\text{改善度})$$

として検討を行う。ITERでは改善度2が達成できるものとして設計検討を行っているが、FERではより確実な改善度1.5で最低限 $Q = 5$ を達成し、改善度2が得られた時より高いQ値が達成できることを設計基本とする。ここで、Lモード則としては、プラズマ電流依存性の強いGoldston則と比較的依存性の弱いShimomura・Odajima則の2種類を検討する。

(2) プラズマ密度、温度分布

プラズマの密度及び温度の分布形は、核融合反応量やQ値を評価する上で重要であり、以下に示す分布形を用いた。

$$\text{温度} \sim (1 - (r/a)^2)$$

$$\text{密度} \sim (1 - (r/a)^2)^{0.5}$$

核融合反応率は温度上昇とともに急速に上昇する。したがって、温度の高い中心部で高密度となるピークした密度分布が有利である。平均温度は最も小さな閉じ込め改善度で最大のプラズマ性能が得られる10～12keVとする。この範囲に温度制御を行う為の燃焼制御法の開発はFERの重要な物理課題の一つである。

(3) 不純物量

不純物が混入すると、電子密度に対する燃料イオン(D^+ 及び T^+)量が希釈され、その結果、核融合出力が低下する。特に核燃焼灰であるHeによる希釈効果が問題である。また重い不純物はエネルギーの放射損失(励起／再結合放射損失)を増大させ、温度低下を

招く。

F E R はシングル・ヌル・ダイバータ配位を採用している。シングル・ヌル・ダイバータ配位は H e 排気能力を高め不純物量を低下させるという点において有利である。したがって、以下に示す不純物混入量以下に押えることが可能と考えている。

$$Z_{\text{eff}} : 2, 16 \quad (\text{ヘリウム: } 5\% \text{ (} n_{\text{He}} / n_e \text{)}), \quad \text{酸素: } 0, 5\%, \\ \text{炭素: } 1, 5\%, \quad \text{鉄: } 0, 05\%)$$

(4) β 限界

β 値を $g \cdot I_p / (a \cdot B_T)$ で表すと β の限界値は $g = 2, 5 \sim 3$ の場合に対応する。F E R の装置パラメータを入れると、限界ベータ値～(4, 5 - 5, 4)% となる。

(5) 高速 α 粒子損失

高速 α 粒子はトロイダル磁場のリップルがあると軌道が歪められ直接壁に損失する。F E R ではこの損失が総加熱パワーの数%以下になるように、トロイダル磁場のリップル率を選択する。したがって、高速 α 粒子損失はプラズマ温度の評価に大きな寄与をしない為、本検討では無視する。しかし後述する第一壁熱負荷検討の際には重要である。

(6) 核融合出力

那珂研究所の除熱能力の制約（冷却水供給量）から、長時間燃焼の場合は 400 MW を標準運転とする。短パルスではさらに大きな出力が可能である。熱核融合反応の他に、加熱に用いる高速燃料イオンとターゲットイオンとの間でビーム核融合が起きる。しかしながら $Q \geq 5$ ではこの効果は小さい ($\Delta Q \sim 0, 7$) ため核融合出力算定にあたって、本検討では、この反応は考慮していない。

(7) ダイバータ熱負荷

5. 1. 2 検討結果

表 5. 1 に F E R の代表運転モードとその性能および炉心諸元を示す。以下にパフォーマンスを大きく左右する要因について述べる。

(1) 改善度。

図 5. 1 (a) には、 Q 値とそれを達成する為に必要な閉じ込め改善度の関係をプラズマ電流 15 MA のホットフェーズの場合について示す。核融合出力が 400 MW になる様に加熱入力を 80 MW 以下の範囲で調整してある。閉じ込め性能が悪く外部加熱入力 80 MW で 400 MW を得られない領域（改善度 1, 5 未満）では外部加熱入力を 80 MW としている。2 本の線はそれぞれ閉じ込め則として Shimomura・Odajima 則と Goldston 則を取った場合に対応している。いずれの閉じ込め則を用いても、改善度 1, 5 で 80 MW の外

部加熱入力にて、 $Q > 5$ の設計目標を達成できる。この時のベータ値は 3.3 % であり、ベータ限界は問題にならないであろう。もし、改善度 2 まで改善できれば $Q > 10$ も可能となる。

図 5. 1 (b) にはプラズマ電流 1.8 MA のホットフェーズの場合について同様の図を示す。Shimomura・Odajima 則ではプラズマ電流増加の影響が小さく、予想されるプラズマの性能はあまり大きく変わらない。しかし、Goldston 則では電流増加の影響が大きく、改善度 1.5 でも $Q > 10$ が可能である。ミッション達成の安全度を確保する為に、2.0 MA の拡張運転にも対応できるように設計するコールドフェーズでの実験で、ホットフェーズでの拡張運転の必要性についての知見がある程度得られるであろう。

(2) ヘリウム蓄積量

核融合燃焼により生成されるヘリウム灰の排気は非常に重要である。図 5. 2 に示すように、ヘリウム混入量が 5 % から 10 % に増えると、 $Q \sim 5$ を得るのに必要な改善度は 1.5 から 1.7 へと、より厳しいものになるからである。ダブル・ヌル・ダイバータ配位において、ヘリウム排気を最大性能にて行う為には上下両ダイバータ部に排気設備を設置する必要があり、装置を大型かつ複雑なものにしてしまう。この点シングル・ヌル・ダイバータ配位では排気能力を落とすことなく装置を小型化できる。ちなみに、ITER ではダブル・ヌル・ダイバータ配位を採用し、片側排気としている為、ヘリウム混入量は約 10 % と予想している。

(3) 熱の流れ

図 5. 3 はパワーの流れを示したものである。総加熱パワーの約 45 % が放射損失で逃げ、6 MW が高速 α 粒子損失（リップル率 1.5 ~ 2 % 相当）により逃げるものと評価した。またダイバータ板への熱流の幅は約 8 cm で外側へは内側の 1.5 倍の熱流があるものとした。最も厳しいと目されているダイバータ板への熱負荷はピークで 13.6 MW/m² と予想している。このような熱負荷の安定な除去を目指して除熱法の R & D を行うと共に、不確定さによる熱負荷値の増大に備えてダイバータ板上の入熱部を時間的変化させることにより平均熱流束を下げたり、放射損失量を増加させダイバータ部への熱流量を抑える等の方策を検討している。

5. 2 運転シナリオ（磁束消費）

図 5. 4 にプラズマ電流波形を示す。1 回の放電はプラズマ発生、電流立上げ、フラットトップ、電流立ち下げる各期間に分類できる。フラットトップでは、加熱、燃焼、冷却の各過程を含む。電流立上げ初期にはプラズマを円形で作っておき徐々にダイバータ配位に移行させる。FER では電流を誘起する手段として、最も確実な磁束によって必要電流の大部分を駆動し、若干の不足分やまた拡張運転時には、実績のある LH 電流駆動を積極的に採用してソレノイドコイルを過大にしないことを基本とする。必要な磁束 Φ は抵抗によ

る磁束消費 (Φ_{res}) とインダクタンス (L_p) による磁束消費 (Φ_{ind}) の総和に等しい。図5.5には電流立上げに必要な磁束とポロイダル系によって供給可能な磁束を示す。 Φ_{res} は電流立上げ時間を短くすると小さくできる傾向にあるが、電流立上げ速度にはそれ以上ではプラズマ崩壊を誘起するという限界値がある。図5.5に示されている Φ_{res} は最適化した状態での値である。

ホット、コールド両運転とも100秒燃焼および拡張運転時の必要磁束が供給可能磁束を越え、磁束が不足する。このためもっとも実績が多く現時点で確実と思われる、LH電流駆動によって電流の一部を駆動し、磁束消費を節約する。電流立上げ期間であればプラズマ密度を低く取り、高い駆動効率を得ることが可能である。15MWで約25Vsecの磁束を節約することが可能であり、フラットトップ100秒は確保できる。 Φ_{ind} 分もこの方法により節約することは可能と考えられるが、磁束節約効率が悪く電流駆動設備が大きくなる為、FERでは当面これに頼らない。核燃焼中の外部加熱入力による電流駆動ができればさらに長いフラットトップを期待できる。

5.3 加熱電流駆動法の選択

FERにおける加熱電流駆動装置には、次の様な機能を持つ必要がある。

- ・加熱
- ・電流駆動
- ・閉じ込め性能改善
- ・電流分布制御

既に述べたようにミッション達成の為には合計80MWの外部加熱が必要である。加熱法としてはNBI、LH、FW(ICRF)、ECH等が考えられる。核燃焼条件下で中心部加熱及び中心部電流駆動の可能性を併せ持つ方法として、NBIを主力にすることが妥当であろう。この方法では、入射ラインの選び方等を工夫することにより必要な分布制御も可能である。ビームエネルギーは0.5~1MeVが必要であり、中性化効率を稼ぐ為に負イオンビームを用いる。原研に於けるNB入射装置の技術的蓄積は多く、これらのFER用NBIの開発も充分にスコープに入り得る。高電圧技術の開発が主な課題であろう。加熱の機構は比較的簡単で信頼性は高いと考えられる。電流駆動に関してはGoldston則では1.5、Shimomura-Odajim則では2の改善度でプラズマ電流18MA、出力400MWの核燃焼プラズマにおいて、ブートストラップ電流と合わせて約16MAを駆動でき、3000秒の核燃焼時間をとることが可能と評価できる。しかし、NB電流駆動にはLH電流駆動ほどの実績がまだ無く、JT-60U等の今後の研究にて実績を培う必要がある。

長時間の燃焼を行うためには高ベータの状態を安定に持続させるための電流分布制御が必須となり、またSawtooth振動の抑制など各種MHD不安定を抑制することも必須であると考えられる。このためには中心部の電流駆動のみでなく、周辺部の電流駆動も非常に重要な制御法となる。この目的に現在最も適するものはLH電流駆動である。これに加えて、運転シナリオの項でも述べたように、LH電流駆動は立上げ時の磁束節約に豊富な実績を

持ち、これにあわせて予備電離効果を期待することもできる。LHの周波数はLHにどこまでの機能を持たせるかということに強く関わっている。2 GHzのLH装置はJT-60で持っている装置を最大限利用してコストを低減できるという点で、有利である。技術的困難も少ない。しかし、一方で燃焼時にはプラズマ温度が高い為プラズマ表面領域で吸収されてしまい、駆動電流分布は極端な表皮分布となってしまうと予想される。そこで核燃焼時にもある程度内部に電流駆動をしようとすれば最低4 GHzのLHが必要である。もし6 GHzとすれば例えば40 MWで8 MAの電流を $r/a > 0.5$ の領域に駆動することが可能である。このようなことからFERではLHの周波数の候補として4~6 GHzを採用することが妥当である。

以上の状況をふまえ、FERでは0.5~1 MeVのNBIを主加熱/中心部電流駆動法として採用し、さらに4~6 GHzのLHも周辺部電流駆動/磁束節約/初期プラズマ生成として採用することとする。そしてプラズマ電流増大能力の重要性を考慮して、LHシステムを25 MW確保し、NBIシステムを50 MWとする。LHは周辺部加熱であり、補助加熱としての効率が非常に小さいと考えられる。このためさらに25 MWの中心領域の加熱手段を別途用意する必要がある。この目的のためにはNBIと共に、後に述べるICRF、ECHも候補として考えられる。LHの周辺加熱(駆動)がパワーバランスにどの程度有効であり、それをふまえて、どの程度の加熱・駆動設備容量が最低限必要となるかは今後の重要な物理検討課題である。ICRF、ECHに関しては、閉じ込め改善にどの程度寄与できるかが重要になる。両者とも中心加熱という特徴を備えており、閉じ込め改善及び燃焼制御の有力な手段となり得る。それぞれの周波数帯はICRFでは100~150 MHz、ECHでは~140 GHzがFERに適している。閉じ込め改善の装置設計に与えるインパクトが非常に大きいことを考えると、強力にこの分野の研究を推進することが肝要であり、これらの研究成果を待ってその有効性を判断する必要がある。特にJT-60UにおけるICRF、ECHの実験研究は重要であり、これらの研究の進展結果がFERの設計および実験・運転の各段階に反映できるよう柔軟性を持ったポート設計としておくことが重要であろう。また高周波加熱装置はNBI装置に比べて詳細な電力制御が容易という特徴を有する。NBI装置に詳細な電力制御を要求するとイオン源モジュールが多数必要となりシステムが複雑巨大化する。従ってこのような観点から、NBIとRFの互いの長所を生かしつつ全体としてシステムの高性能化、コンパクト化をはかることも重要と考えられる。

表 5.1 核融合実験炉 (F E R) 運転パラメータ

	標準 高 Q I	拡大		混成 IV
		高 Q II	自己点火 III	
プラズマ電流 (MA)	1.5	1.8	1.8	1.5
燃焼時間 (s)	≈ 100	短パルス	短パルス	≈ 1000
一周電圧 (V)	0.117	0.138	0.138	0.02
安全係数	3.2	2.7	2.7	3.2
平均電子密度 (10^{20} m^{-3})	1.22	1.41	1.41	0.76
平均燃料密度 (10^{20} m^{-3})	1.00	1.16	1.16	0.60
平均温度 (keV)	1.0	1.0	1.0	1.5
トロヨン係数	2.10	2.01	2.01	2.38
ベータ値 (%)	3.78	4.36	4.36	4.30
ボロイダルベータ値	0.83	0.66	0.66	0.94
ヘリウム混入率 (%)	5.0	5.0	5.0	5.0
炭素混入率 (%)	1.04	1.00	1.00	1.50
酸素混入率 (%)	0.1	0.1	0.1	0.50
鉄混入率 (%)	0.04	0.04	0.04	0.05
実効電荷	1.75	1.72	1.72	2.16
閉じ込め時間 (sec)	2.04	1.73	2.26	1.62
中心核融合積 ($10^{21} \text{ keV s m}^{-3}$)	5.11	5.00	6.56	2.43
閉じ込め改善度				
HIP/HIOL	2.0/1.9	1.7/1.5	1.9/1.9	-
HG/HSO	1.9/1.9	1.5/1.7	1.8/2.0	1.7/1.6
核融合出力 (MW)	600	800	800	400
アルファ出力 (MW)	120	160	160	80
外部入力 (MW)	30	40	0	80
中心部放射損失 (MW)	25.5	31.1	31.1	24
周辺部放射損失 (MW)	21.1	24.3	24.3	-
中性子壁負荷 (MW/m^2)	0.9	1.2	1.2	0.6
Q 値	20	20	-	5
ブートストラップ電流 (MA)	-	-	-	3.2
オーミック電流 (MA)	1.5	1.8	1.8	3.9
駆動電流 (MA)	-	-	-	7.9
ダイバータ熱負荷 (MW/m^2)	5.5	8.3	5.0	12.3
ダイバータプラズマ温度 (eV)	0.6	14.2	6.9	85.0

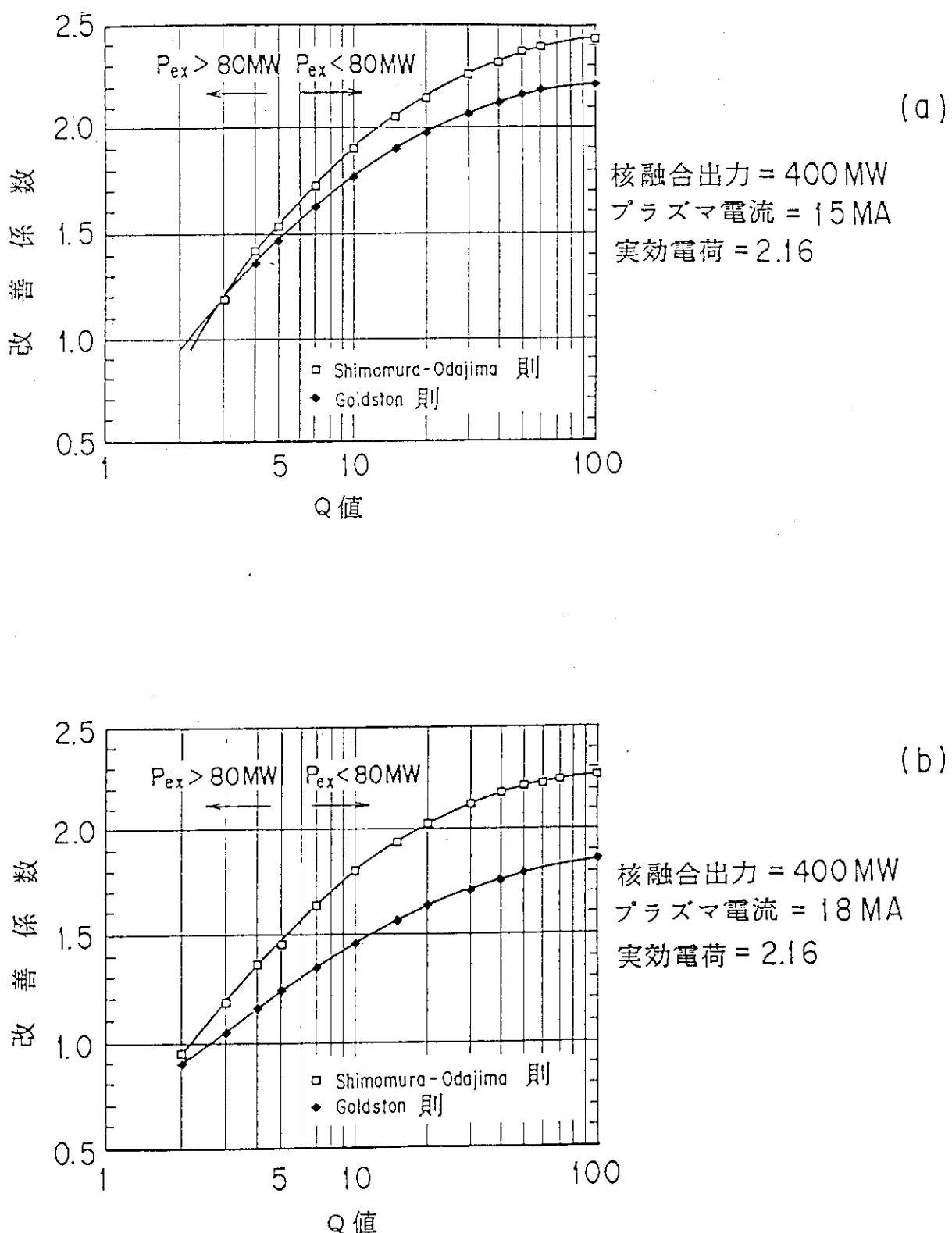
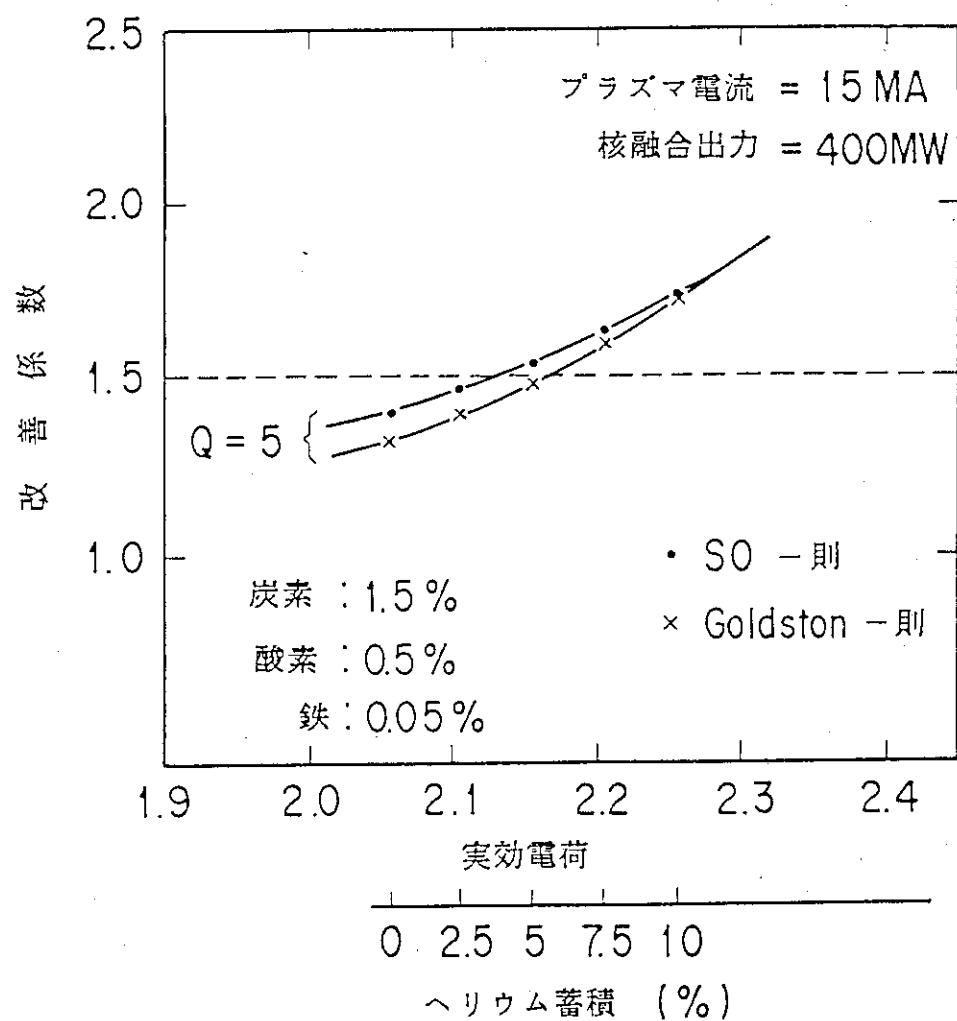


図 5.1 Q 値とそれを達成するために必要な閉じ込め改善度

図 5.2 実効電荷と $Q = 5$ を得るために必要な閉じ込め改善度

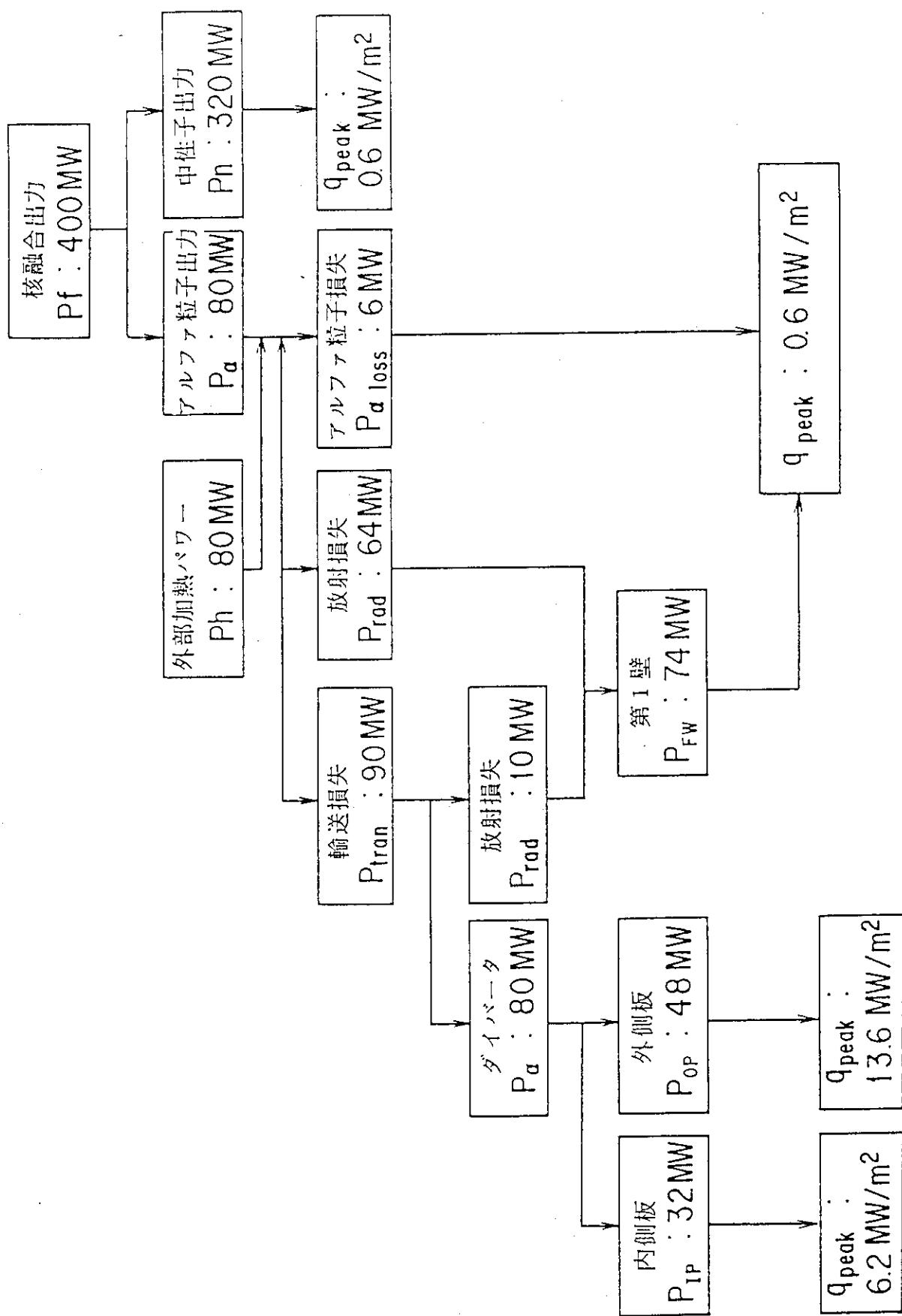


図 5.3 炉心プラズマからの熱の流れ

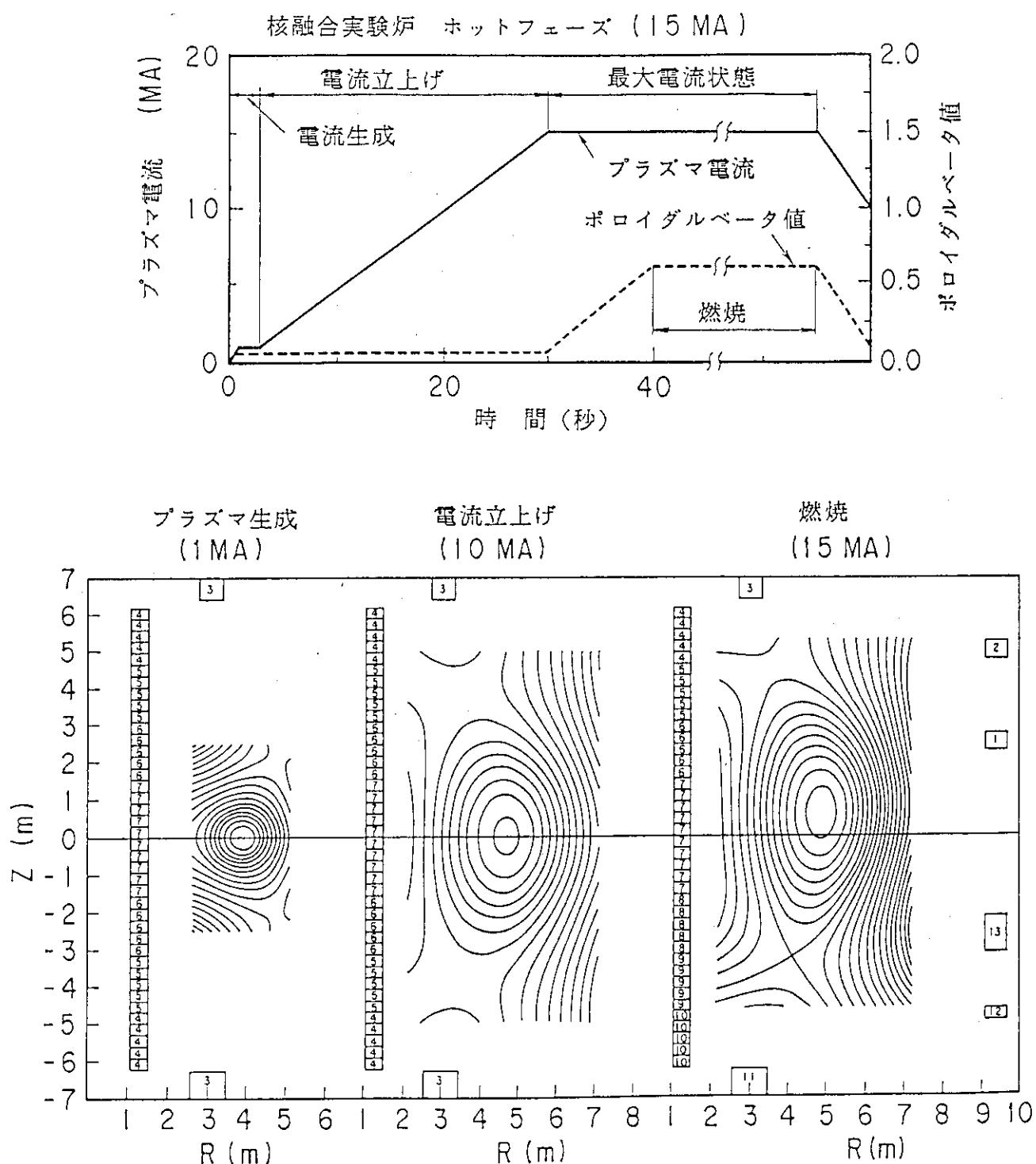


図 5.4 プラズマ電流および圧力（ポロイダルベータ値）の運転パターン
および代表時刻における平衡配位

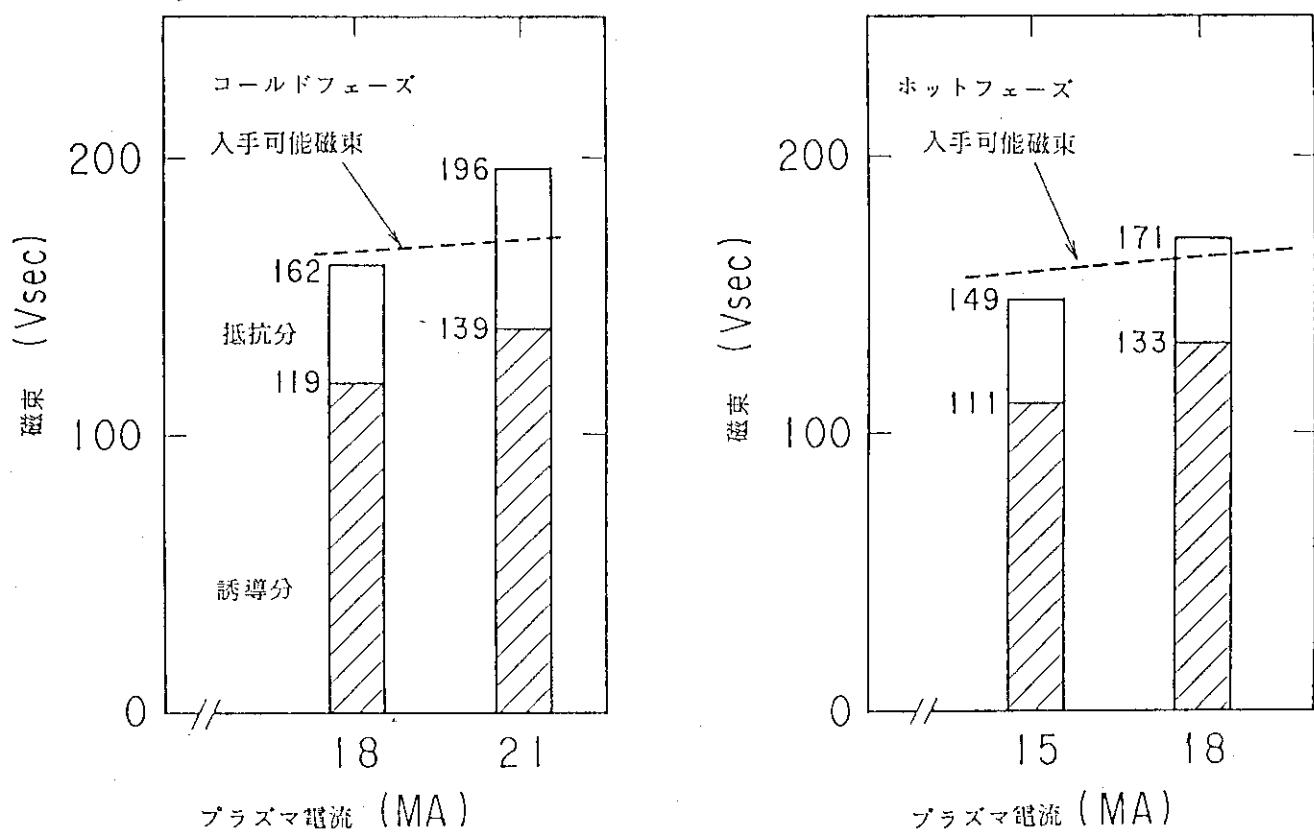


図 5.5 ホットフェーズ (15, 18MA) およびコールドフェーズ (18, 21MA) の
電流立上げに必要な磁束。斜線部は誘導分、白部は抵抗分に必要な磁束。
磁線はポロイダルコイル系から得られる磁束を示す。

6. F E R の技術設計

6. 1 概要

F E R は、核燃焼によるエネルギー発生の実証とその定常化に必要な技術を開発するために、

- ①超電導コイル系技術
- ②核燃焼用炉心構造系技術
- ③核燃焼定常化技術
- ④D T 燃料循環系技術、

等、将来の原型炉に必要不可欠な技術が初めて有機的に結合される点で、トカマク型発電炉の原点として核融合開発に新たな段階を開くものである。本章では、第4章に述べた基本ミッションを実現するために概念検討が進められている F E R の基本的な技術設計について紹介する。

F E R は、表 6. 1. 1 に示す機器から構成され、これらの交互関係は図 6. 1. 1 に示す様な全体構成となる。これらの機器は、いずれもこれまでの技術水準を超える先端的なものであり、現状技術及び今後の成果を踏まえた設計を行うと共に、それに基づく工学 R & D によってその妥当性を実証して初めて説得力のある装置の技術設計が完結できるものである。

この目標に沿って、原研では第7章に述べるような F E R 技術開発体制を組織し、各主要装置ごとにその設計と工学 R & D が表裏一体をなす開発作業を進めている。この新たな開発組織が活動を開始してまだ 1 年足らずであり、本章に述べる技術設計もまだ多分に荒削りのものである。しかし、ここで予備検討結果を中間報告として提示し、識者の御意見を頂きながら全体を調整し、細部の仕上げへと進んでいくプロセスが重要と考えている。

表 6.1.1 F E R 構成機器の分類

(分類番号)

(1) 炉心構造系	(R00000)
① クライオスタッフ	(R10000)
② 遮蔽体	(R20000)
③ プラズマ対向機器	(R30000)
④ プラズマ位置安定化機器	(R40000)
⑤ 増殖プランケット	(R50000)
(2) 超電導コイル系	(M00000)
① トロイダル磁場コイル	(M10000)
② ポロイダル磁場コイル	(M20000)
③ コイル支持構造	(M30000)
④ 電気装置	(M40000)
⑤ 冷凍装置	(M50000)
⑥ コイル現地製造設備	(M60000)
(3) 加熱電流駆動系	(H00000)
① N B I 加熱設備	(H10000)
② E C R F 加熱設備	(H20000)
③ I C R F 加熱設備	(H30000)
④ L H R F 加熱設備	(H40000)
⑤ 計測制御設備	(H50000)
(4) 燃料循環処理系	(F00000)
① 燃料注入設備	(F10000)
② 燃料ガス精製設備	(F20000)
③ 燃料ガス同位体分離設備	(F30000)
④ 燃料ガス貯蔵設備	(F40000)
⑤ 雾氷トリチウム浄化設備	(F50000)
⑥ 増殖プランケット	(F60000)
トリチウム回収設備	
⑦ 真空容器排気設備	(F70000)
⑧ 計測制御設備	(F80000)
(5) 電源系	(E00000)
① トロイダル磁場コイル電源設備	(E10000)
② ポロイダル磁場コイル電源設備	(E20000)

表 6.1.1 (続き)

③位置制御磁場コイル電源設備	(E30000)
④電動発電機設備	(E40000)
⑤中央変電所	(E50000)
⑥付属電源設備	(E60000)
(6) 冷却・冷凍系	(C00000)
①液化冷凍設備	(C10000)
②冷却設備	(C20000)
③ベーキング設備	(C30000)
④計測制御設備	(C40000)
(7) 計測制御系	(D00000)
①プラズマ計測設備	(D10000)
②プラズマ制御設備	(D20000)
③プラント監視制御設備	(D30000)
④データ処理設備	(D40000)
⑤環境安全監視設備	(D50000)
(8) 組立分解修理解体系	(A00000)
①組立分解設備	(A10000)
②修理解体設備	(A20000)
(9) 廃棄物処理系	(W00000)
①液体廃棄物処理設備	(W10000)
②固体廃棄物処理設備	(W20000)
③気体廃棄物処理設備	(W30000)
④廃棄物移送設備	(W40000)
⑤廃棄物貯蔵設備	(W50000)
(10) サイト・建屋系	(S00000)
①建屋	(S10000)
②土木	(S20000)
③ユーティリティ	(S30000)
④放射線安全管理設備	(S40000)
⑤接地設備	(S50000)
⑥避雷設備	(S60000)

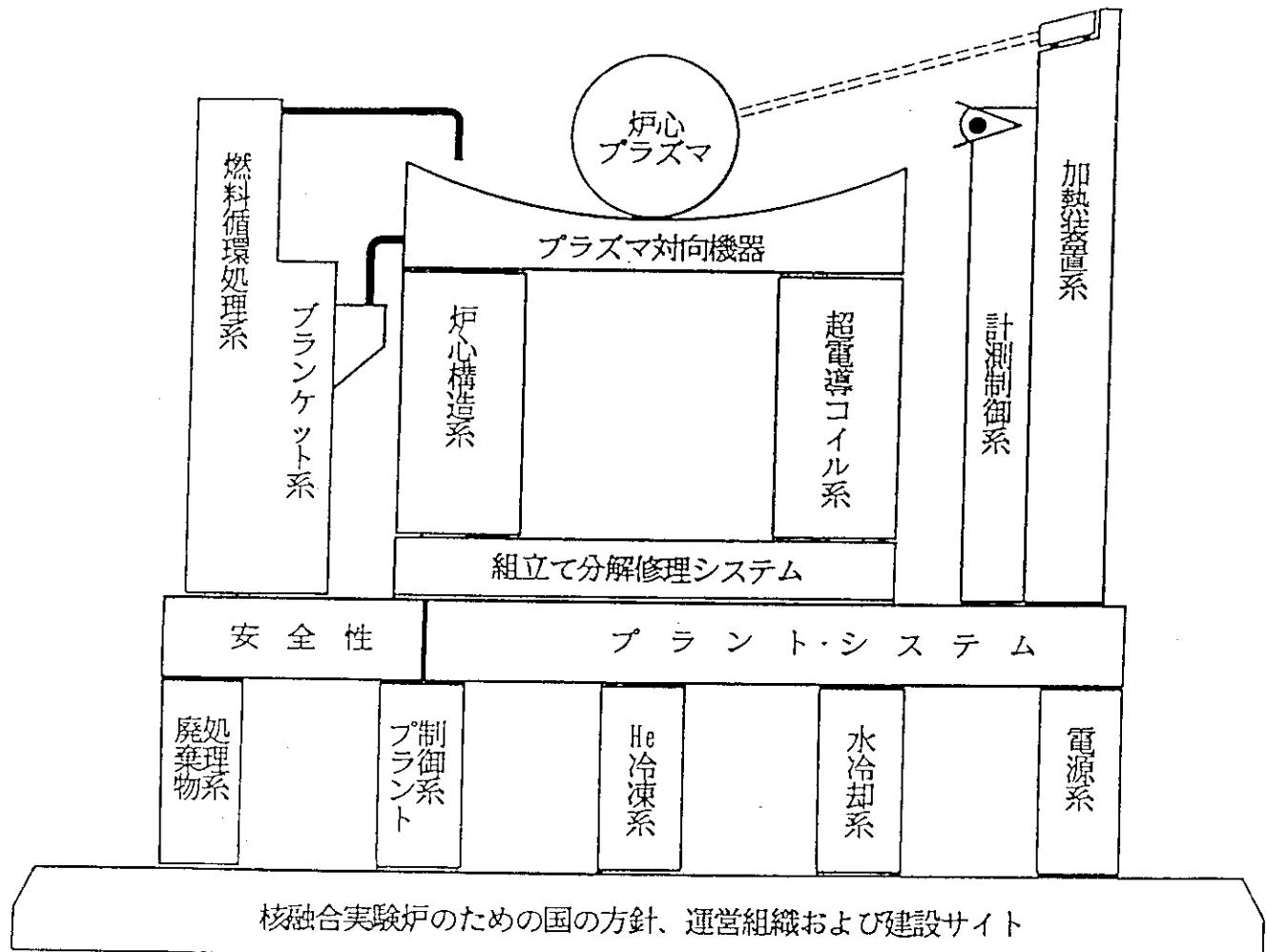


図 6.1.1 F E R 全体構成

6. 2 プラント・システム

F E Rにおけるプラント・システム系は、図6. 1. 1のF E R全体構成図に示す通り、炉心を支える重要な部分を担い全体の約40%にも当たる設備規模である。表6. 1. 1のうち電源系、冷却・冷凍系、計測・制御系、廃棄物処理系及びサイト・建家系が主要構成機器であり、それぞれの設計概要は以下に示す通りである。

6. 2. 1 電源系

電源系は、プラズマ立上げ時の磁束供給及び閉じ込め磁場を発生する超電導コイル用電源設備をはじめとし、位置制御コイル電源、電動発電機、中央変電所及び付属電源設備から成る。超電導コイル用電源設備では、コイル励磁のための整流機能とコイルから電力を吸い上げる逆変換機能が要求され、高電圧($\sim 8 \text{ kV}$)で大電流($\sim 30 \text{ kA}$)の性能を有するG T O(Gate Turn Off)サイリスタの採用を基本としている。電源系の全受電容量は、約640 MVAを見込んでいる。

6. 2. 2 冷却・冷凍系

冷却系は、将来発電につながる炉本体からの熱回収、周辺機器からの熱除去及び電源系、冷凍系等他のシステムの冷却負荷を含め、約750 MWの設備規模であり、1次系と2次系の独立ループを基本構成としている。また、1次系ループには、炉心構造物を 180°C 程度に加熱し不純物追い出しを行うベーキング設備を付加しており、冷・暖両機能を担う設計としている。

冷凍系は、主に超電導コイルを極低温($\sim 4 \text{ K}$)に維持するためのヘリウム液化冷凍機をはじめとしヘリウム回収精製設備及び液体窒素供給設備から構成されている。超電導コイル系、燃料循環系及び熱遮蔽等の最大熱負荷は、4 Kにおいて約100 kWに達し、信頼性の観点からこれらを3~4台のヘリウム液化冷凍機の並列運転で賄うシステム構成を基本としている。また、熱効率及び安全性の観点から極低温ポンプによりヘリウムをコイル系に供給循環する方式を採用している。

6. 2. 3 計測・制御系

本系は、プラント全設備の計測・制御及び環境安全監視設備等から成るが、プラズマ計測・制御設備とのデータリンク機能も要求され、高速で確実な計測・制御性実現のために光ファイバーケーブルをはじめとする高度化技術を駆使し分散処理を基本としたシステム構成としている。

6. 2. 4 サイト・建家系その他

上記設備以外に、安全系、廃棄物処理系、ユーティリティ設備、建物、道路などの諸設備を必要とするが、これらを含めた全体の基本配置計画案を図6. 2. 1に示す。所要面積は、約400 m × 600 mであるが、今後の各設備の詳細設計に基づいた見直しを実施

する予定である。炉本体棟は、全重量約14000トンの炉本体を支えかつトリチウム格納、物流・組立エリアの確保、更には加熱装置、燃料循環装置、分解組立装置、1次冷却水設備、安全設備等の配置を考慮する必要がある。図6.2.2は、炉本体棟構造案の立断面を示すが、円筒強度壁を基本として建家空間のコンパクト化を計ると同時に耐震設計の観点から炉本体を地下に配置する構造を採用している。

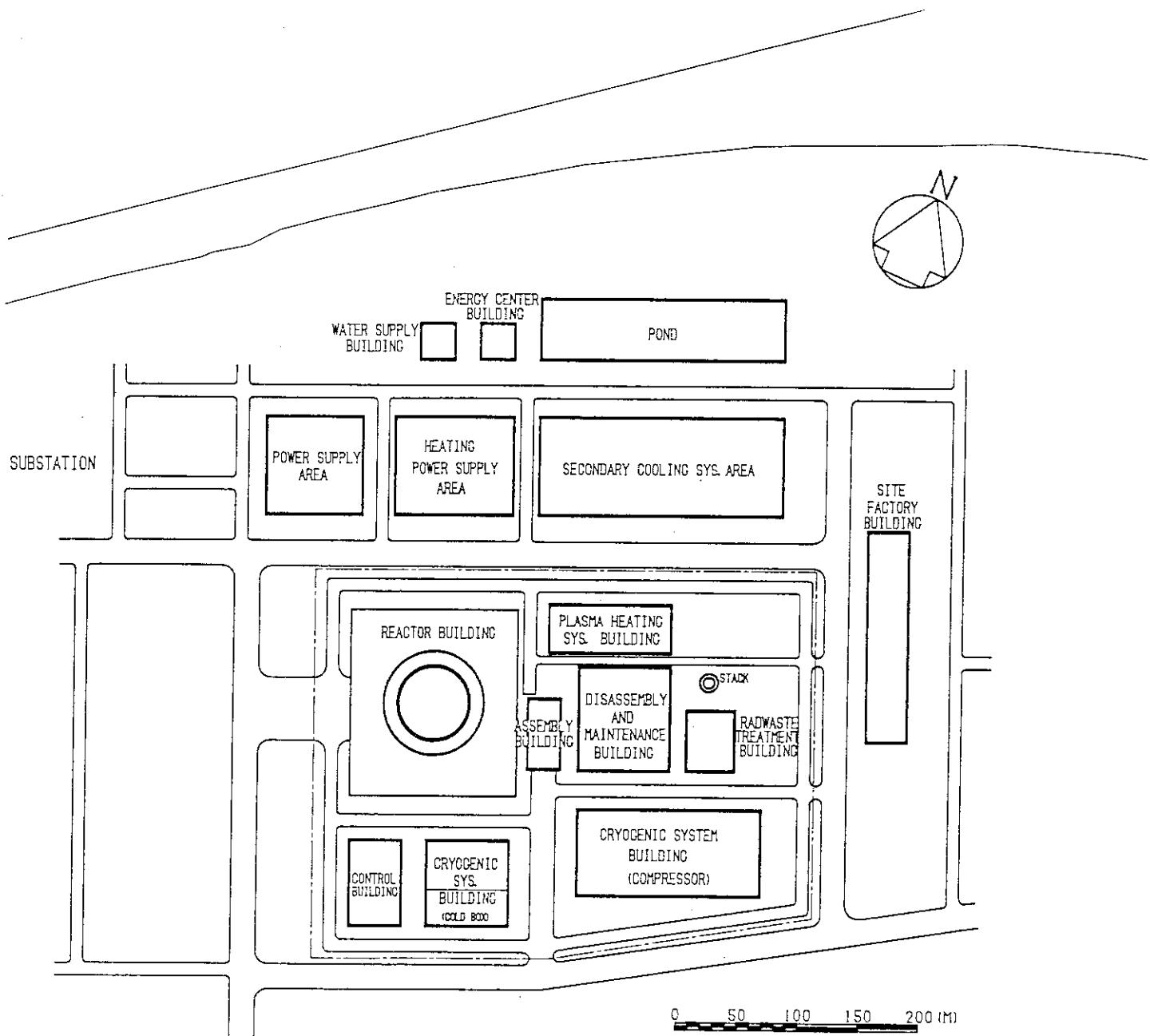
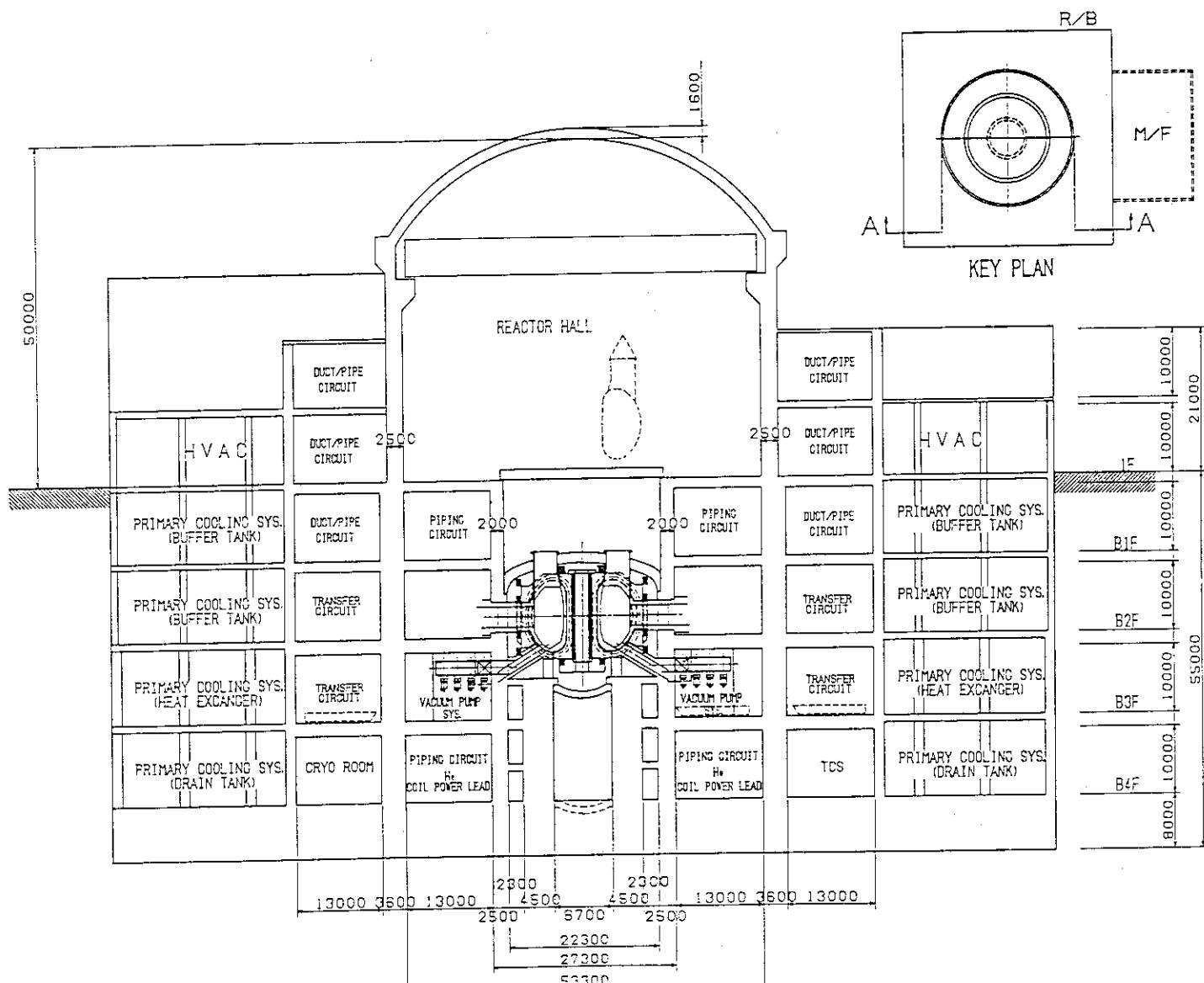


図6.2.1 F E R 全体配置計画



FER REACTOR BUILDING A-A SECTION
(PRELIMINARY DRAWING)

図 6.2.2 F E R 炉本体棟

6. 3 超電導コイル・システム

F E R用超電導コイル・システムの全体設計においては、超電導コイルの大きさ、磁界や電流密度の高さなどの性能が最も重要な設計条件の一つである。超電導技術の善し悪しがF E Rの性能を左右するとも言えるほど、超電導コイルに要求される性能は高い。その要求性能の中で最も困難な点は、規模の大きさからくる応力の高さと、占有領域での電流密度の高さである。図6. 3. 1に超電導コイル・システムの見取図を示す様にトロイダル磁場コイル（T Fコイル）、中心ソレノイド・コイル（C Sコイル）と平衡コイル（E Fコイル）から構成されている。また、設計を行っている過程で見いだせた技術的問題点に基づき、今後の開発計画の立案に重要な指針を与えることが可能となった。

6. 3. 1 トロイダル磁場コイル

概要： T Fコイルに要求される機能は、プラズマ中心で5. 2 Tの磁場を $1/R$ の磁場分布で発生させることである。そのため、中心側の円筒領域に145 M Aの電流を一方向に流さなければならず、約572気圧の外圧に相当する磁気圧に円筒領域は耐えなければならない。その外圧を支持するための方法として、T Fコイル間のウェッジを用いる支持方法と、C Sコイルに向心力を持たせる支持方法があるが、C Sコイルの交換性の点からT Fコイルのみによるウェッジ支持案を基本としている。

コイル構成： 表6. 3. 1にF E R用T Fコイルの設計案を示す。T Fコイルの320ターンの導体は10ダブル・パンケーキから構成されている。冷却長さを短くするために、導体は2条持ちとし、冷却路長は240 mとなり、冷却路数は40/コイルとなる。

導体： T Fコイルに使用する超電導導体に対してはいくつか提案があるが、主にモノリス型とバンドル型に区別される。本概念設計段階では、T Fコイル導体として信頼性の観点から図6. 3. 2に示すモノリス型導体の一つであるT M C - F F導体の採用を基本としている。

保護： 超電導コイルは、Nb-TiやNb₃S_nなどの超電導材料、安定化のための銅またはアルミ、冷媒であるヘリウム、電磁力を支持する構造材であるステンレス鋼、そして絶縁材料から構成される。巻線部の電流密度は余り高くないが、ケーブル領域（超電導材料、安定化銅、ヘリウム）の電流密度は 6.8 A/mm^2 と高い。限られた領域でこの電流密度を達成する為には、安定化銅とヘリウムの量を減らさなければならない。よって、コイルは一旦常電導転移すると発熱が大きくなり、その温度上昇で焼損する可能性が大きい。そのため、常電導転移時のコイルの保護がますます重要になってくる。本設計では、これまでの大型コイル実験経験から放電時定数10 sec, 放電電圧約10 kVを選定している。

電磁応力： T Fコイルに発生する電磁力は巨大である。T Fコイル1個による中心への向心力は392 MN（約39000トン）に及ぶ。その向心力は、コイル間の圧縮によって支持されるが、最大応力は590 MPa（約5900気圧）に達する。また、T Fコイルを押し倒す転倒モーメントは122 MN-m（約12200トンメータ）に達する。

そのため、T Fコイル間には図6. 3. 1に示すようなシェア・パネルを取り付けて転倒を防止する。

中性子の影響： F E Rの超電導コイル・システムが受ける中性子の影響は、T FコイルとE Fコイルが大きい。遮蔽計算の結果、絶縁材の線量は 7 MGy ($7 \times 10^8 \text{ rad}$) となっており、耐放射線特性の優れた絶縁材料の開発が必要である。また、核発熱は巻線部において最大で約 1 mW/cm^3 という解析結果であるが、炉内構造物間のギャップ及びピーリングを考慮して、 3 mW/cm^3 に対して安定に動作することを設計条件としている。

中性子の影響の問題点は、D/T燃焼後にコイルが放射化てしまい人間が近づけない点である。特に、ポロイダルコイルは10年以上の期間にパルス運転を行うため変動した電磁力を受ける。そのため、機械的な疲労を受けた部品を、定期的に点検する必要があり、場合によっては交換を行う必要がある。

6. 3. 2 ポロイダル磁場コイル

ポロイダル磁場コイルは図6. 3. 1に示すようにC SコイルとE Fコイルから構成されており、どちらも交流用導体を用いている点がT Fコイルと異なる。C Sコイルは高磁界かつ高電流密度の8個のソレノイド・コイルから構成され、限られた空間に最大の磁束を発生させるためにP Fコイルの中では最も設計困難なコイルである。E Fコイルはプラズマの位置及び形状を制御するために使用する。最大のコイルは外径19.5mの大きさで、輸送も困難であり現地製作を考慮しなければならない。

6. 3. 2. 1 中心ソレノイド・コイル (C Sコイル)

構造： これまでの解析（磁場解析、プラズマ平衡解析、応力解析）の結果、外径1.55m以内に配置されるC Sコイルの供給磁束は、約 $167 \text{ V} \cdot \text{sec}$ であり、この場合の設計諸元を表6. 3. 2に示す。

導体： 導体案としては、図6. 3. 3に示すようなバンドル型二重コンジット（NbTi）₃Sn導体が検討されている。交流損失を低減するためには、超電導素線間をCrメッキで絶縁したバンドル型導体が優れている。電線の定格は $12 \text{ T}, 30 \text{ kA}$ で、4~6mmの厚さの第二コンジットによって電磁力を支持している。

電磁力： C Sコイルはそれ自身のフープ力の他に各コイルの通電パターンに依存して上下方向に巨大な電磁力が発生し、最大 66 MPa （約660気圧）の圧縮力が発生している。C Sコイルの場合、これらの電磁力によって発生する応力が大きく、巻線部電流密度の上限を定めている。

交換性： C Sコイルは、高応力（ $400 \sim 500 \text{ MPa}$ ）でかつパルス運転となるために炉の寿命中に1回以上の交換を想定して、支持構造設計を実施している。

6. 3. 2. 2 平衡コイル (E Fコイル)

E Fコイルは他のコイルと比べると、電流密度や定格磁界の制限が少なく設計が容易な方である。問題点は、その大きさである。最大外径19.5m、1周57mにもなる。そ

のために導体を二条持ちした巻線方法を用いても、冷却長は420mになり、常電導転移時の圧力上昇が限界に達してしまう。その解決策として実証ポロイダル・コイルのEX型導体と同様な設計思想を採用し、副冷却路を持った導体構造（図6.3.4）を基本としている。この場合、中心の配管では冷媒である超臨界圧ヘリウムの流速が大きく、交流損失等の熱を導体から早く取り去る効果が期待できる。また、超電導素線の周りのヘリウムは超電導の過渡的安定化を促進し、常電導転移した場合にも中心の配管にヘリウムは流れ込み圧力上昇を抑えることができる。超電導素線は実証ポロイダル・コイルのU型と同一でNb-Tiを用い、7T-30kAの定格性能で設計されている。

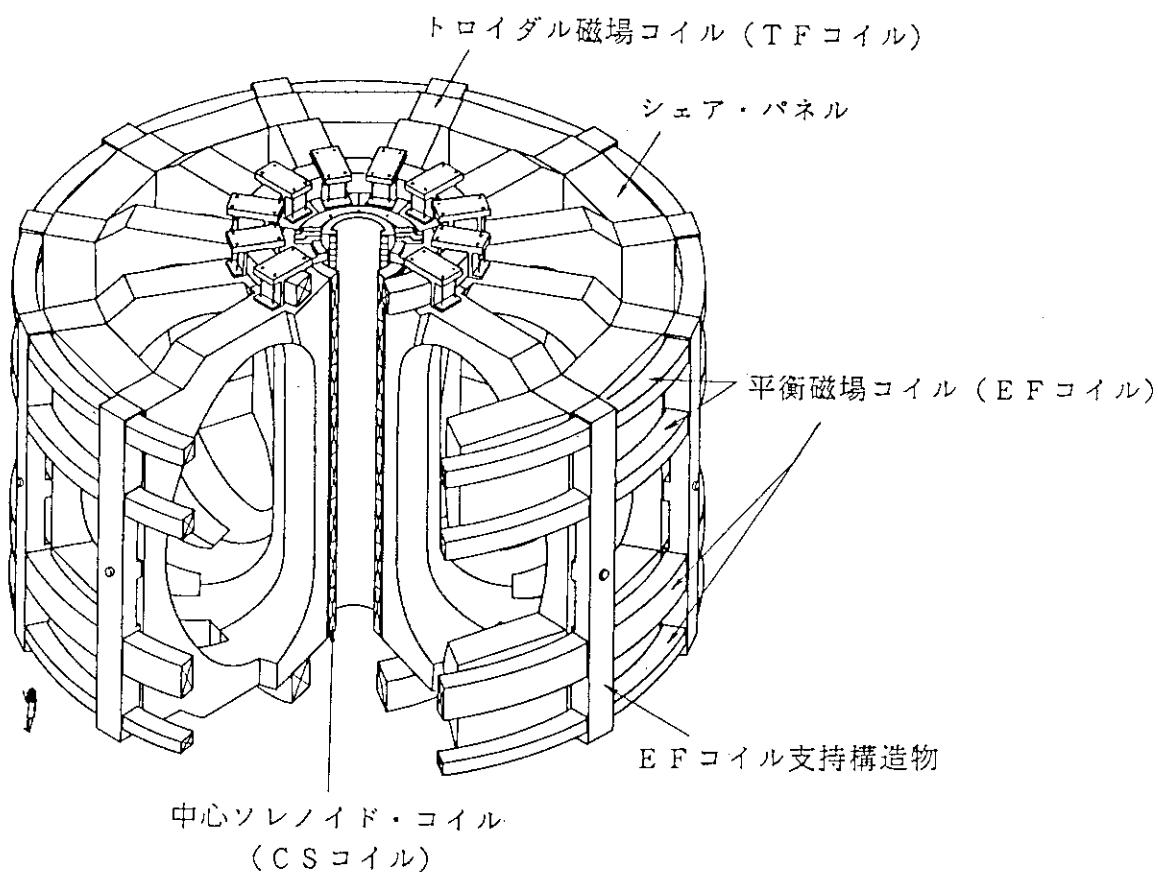


図 6.3.1 F E R 超電導コイルシステム

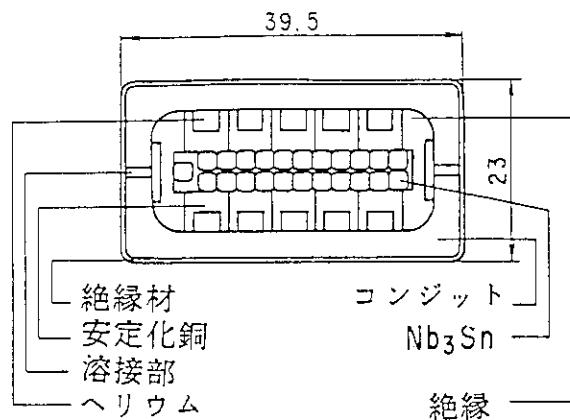


図 6.3.2 T F コイル導体案 (T M C - F F 型)

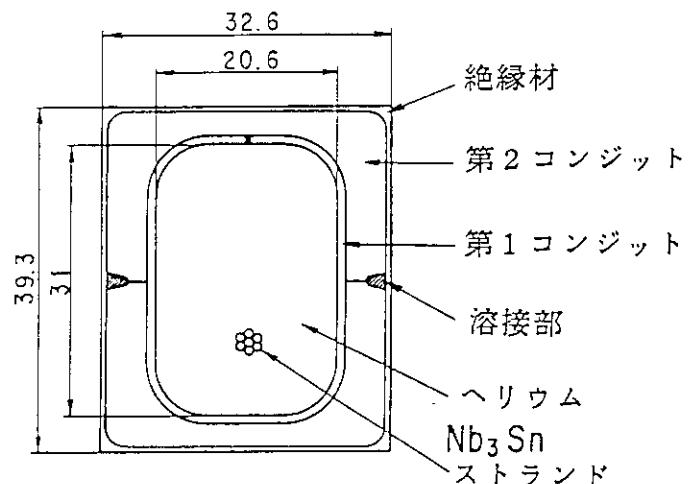


図 6.3.3 C S コイル導体案

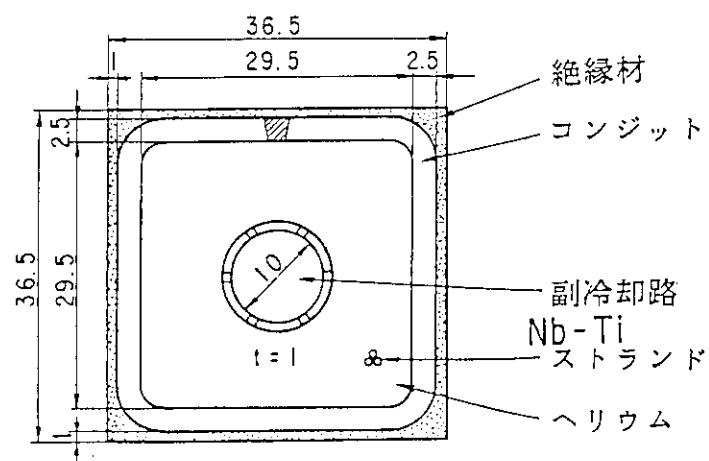


図 6.3.4 E F コイル導体案

表 6.3.1 F E R 用トロイダル磁場コイルの設計案

	設計値	単位
定格磁界	1 2 .	T
定格電流	3 1 . 5	kA
臨界電流安全率	1 . 9	
平均電流密度／コイル	1 4 . 5	A/mm ²
平均電流密度／巻線部	3 6 . 5	A/mm ²
コイル数	1 2	
ターン数／コイル	3 2 0 (10*2*8*2)	
蓄積エネルギー	2 2 . 6	GJ
インダクタンス(合計)	4 1 . 6	H
最大端子間電圧	1 0 . 9	kV
放電時定数	1 0 . 0	sec
最大変動磁界 (デイスラッシュ)	2 0 . (40 msec)	T/s
冷却路長	2 4 0 .	m
冷却数	4 0	
定格流量／冷却路	6	g/s
冷媒入口条件	4 . 2	K
冷媒差圧	6 .	bar
冷媒差圧	0 . 5 3	bar
核発熱	< 3	kW/m ³
中性子量	< 1 x 1 0 ²²	n/m ²
絶縁材線量	< 2 0 .	MGy
銅 D P A	< 5 x 1 0 ⁻⁴	dpa
ポロイダル運転回数	< 1 0 , 0 0 0	
励磁回数	< 1 0 0	
予冷昇温回数	< 2 0	

表 6.3.2 F E R 用中心ソレノイド・コイルの設計案 :

	設計値	単位
定格磁界	1 2 .	T
定格電流	3 1 . 6	kA
臨界電流安全率	1 . 9	
平均電流密度／巻線部	2 4 . 1	A/mm ²
コイル数	8	
ターン数／コイル	5 5 1 (14.5*2*19)	
起磁力	1 7 . 4	MAT
最大端子間電圧	2 0 .	kV
冷却路長	2 2 8 .	m
冷却数	1 9	
定格流量／冷却路	3 . 6	g/s
冷媒入口条件	4 . 5	K
	1 0 .	bar
冷媒差圧	0 . 4 1	bar
運転回数	< 5 , 0 0 0	
予冷昇温回数	< 1 0	

6. 4 炉心構造システム

炉心構造システムでは、F E R の運転シナリオに係わるP F 系設計検討をはじめとし、プラズマ真空容器及び遮蔽体等の炉内構造物構造設計、生体及び超電導コイルに対する遮蔽設計、炉内構造物遠隔保守のための分解組立設計並びにコイル用真空容器（クライオスタッフ）と炉室の構造設計を実施している。以下に、それぞれの設計概要を示す。

6. 4. 1 全体構造設計

F E R の構造設計では、前述した様に小型・高性能化及び信頼性の向上が重要課題であり、構造上の代表的特徴を表6. 4. 1に示す。T F コイルの個数はプラズマ境界でのリップルと炉内構造物の引き抜き空間とに関連するが、2 - 3 %のリップルを許容して12個のT F コイル・システムを採用し装置の小型化と保守空間を確保している。供給磁束に関しては、J T - 6 0 の実績を踏まえた非誘導立ち上げ技術及びグレーディングを可能とするコイル巻線技術を採用し、装置の小型化と同時に高性能化を実現している。炉内構造物を形成するプラズマ真空容器及び遮蔽体については、真空境界、一周抵抗、支持構造、遮蔽及び高熱流束受熱という機能が要求されるが、それぞれの機能を分担する構造とすることによって信頼性を確保すると同時に損傷を受け易いプラズマに面した第一壁付遮蔽体を薄型とし保守性の向上及び廃棄物の軽減をはかっている。高熱流束受熱機器であるダイバータ及び第一壁については、アーマタイルと構造体の階層化構造の採用と同時に炉内アクセス及び炉外アクセスの2段階保守により信頼性向上を確保するものとしている。

F E R の炉心構造物は、プラズマ真空容器、超電導コイルへの放射線損傷の防護及び炉停止後の炉室立入りを可能とするための遮蔽体、プラズマ対向面を形成する対向機器、各種冷却配管及び支持構造物から構成される。これらの構造物は、図6. 4. 1に示す様に超電導コイルの真空容器であるクライオスタッフ内に配置される。クライオスタッフについては、通常の金属製真空容器と鉄筋コンクリート容器の2つの概念があるが、F E R の場合には円筒壁にステンレス板ライニングを有する鉄筋コンクリート構造体を採用し、生体遮蔽及び建家強度壁を兼ねることによって炉本体棟の小型化をめざしている。炉心構造物のうち遮蔽体及びプラズマ対向機器は、D T 燃焼後の遠隔保守の観点から分解組立が可能な構造とする必要がある。図6. 4. 1に示すクライオスタッフ上部ポートは可動遮蔽体を炉外に垂直に引き抜くためのものであり、水平ポートは、プラズマ対向機器の炉内交換保守を行なう遠隔機器をはじめとし、加熱電流駆動装置、プラズマ計測装置、ブランケット・テストモジュール等を設置するために使用する。また、排気ダクトは、プラズマ真空排気と同時にダイバータ構造体を炉外に引き抜く空間を兼用している。図6. 4. 2及び図6. 4. 3は、それぞれF E R 炉心の立断面及び赤道断面を示す。

表 6.4.1 核融合実験炉(FER)構造設計の特徴

小 型・高 性 能 化		信 頼 性 の 向 上				用 減 採 軽 の 量) 重 確 保				守 守 守 守 守 守 守 実 技 術 証					
①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	
-シ-	-供-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	-そ-	
1 2	T	内 グ 気 置 イ 磁 誘 進 他 電 B ラ 残 は 体 ス	炉 シ 排 装 ダ 給 非 先 の 超 N P 増 或 生 才	下 構 ル 性 規 バ 東 導 コ	コ 造 又 能 模 一 の 技 イ	イ 物 ル 向 と タ 最 術 ル	ル の 配 上 热 保 適 の 技 イ	シ 守 の 荷 の 用 の 採 術	ム 上 適 化	テ 向 定 最 易 用	ス 性 選 の 容 採	化	度 密 流 ュ	化 度 東 一	化 化 ル イ
①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯
1 2	T	内 グ 気 置 イ 磁 誘 進 他 電 B ラ 残 は 体 ス	炉 シ 排 装 ダ 給 非 先 の 超 N P 増 或 生 才	下 構 ル 性 規 バ 東 導 コ	コ 造 又 能 模 一 の 技 イ	イ 物 ル 向 と タ 最 術 ル	ル の 配 上 �热 保 適 の 技 イ	シ 守 の 荷 の 用 の 採 術	ム 上 適 化	テ 向 定 最 易 用	ス 性 選 の 容 採	化	度 密 流 ュ	化 度 東 一	化 化 ル イ
①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯

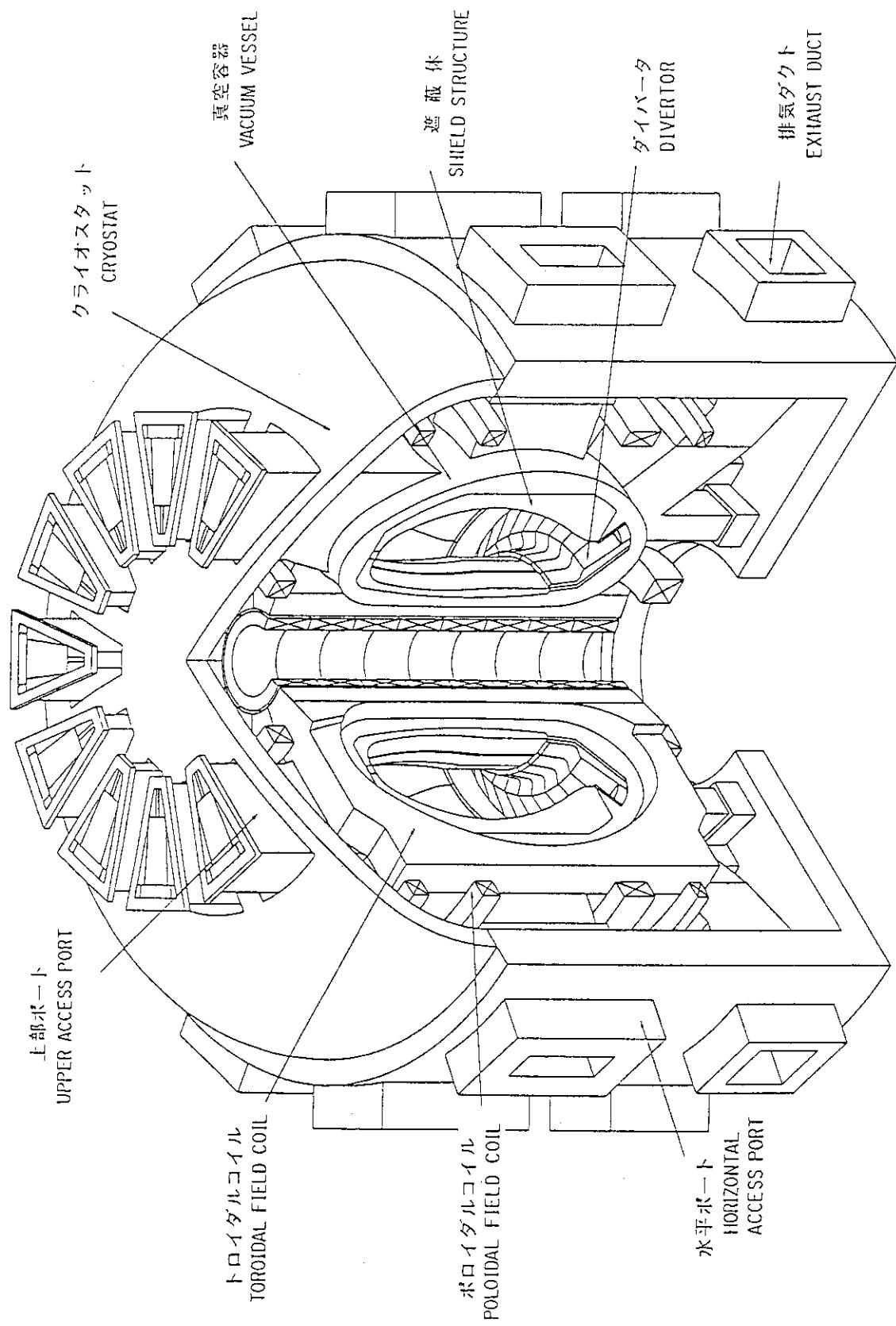


図 6.4.1 FER 廉心全体構造

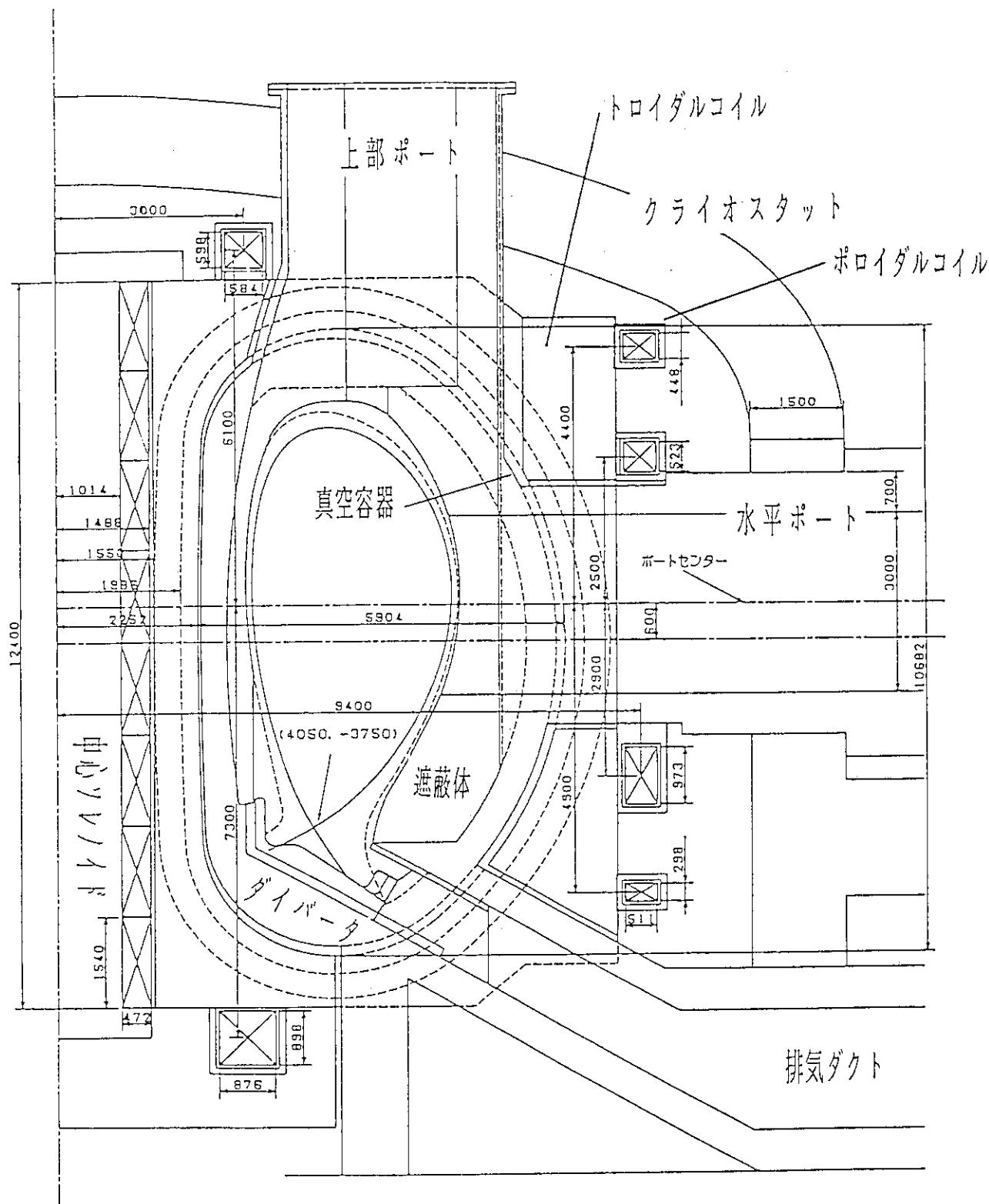


図 6.4.2 F E R 炉心立断面

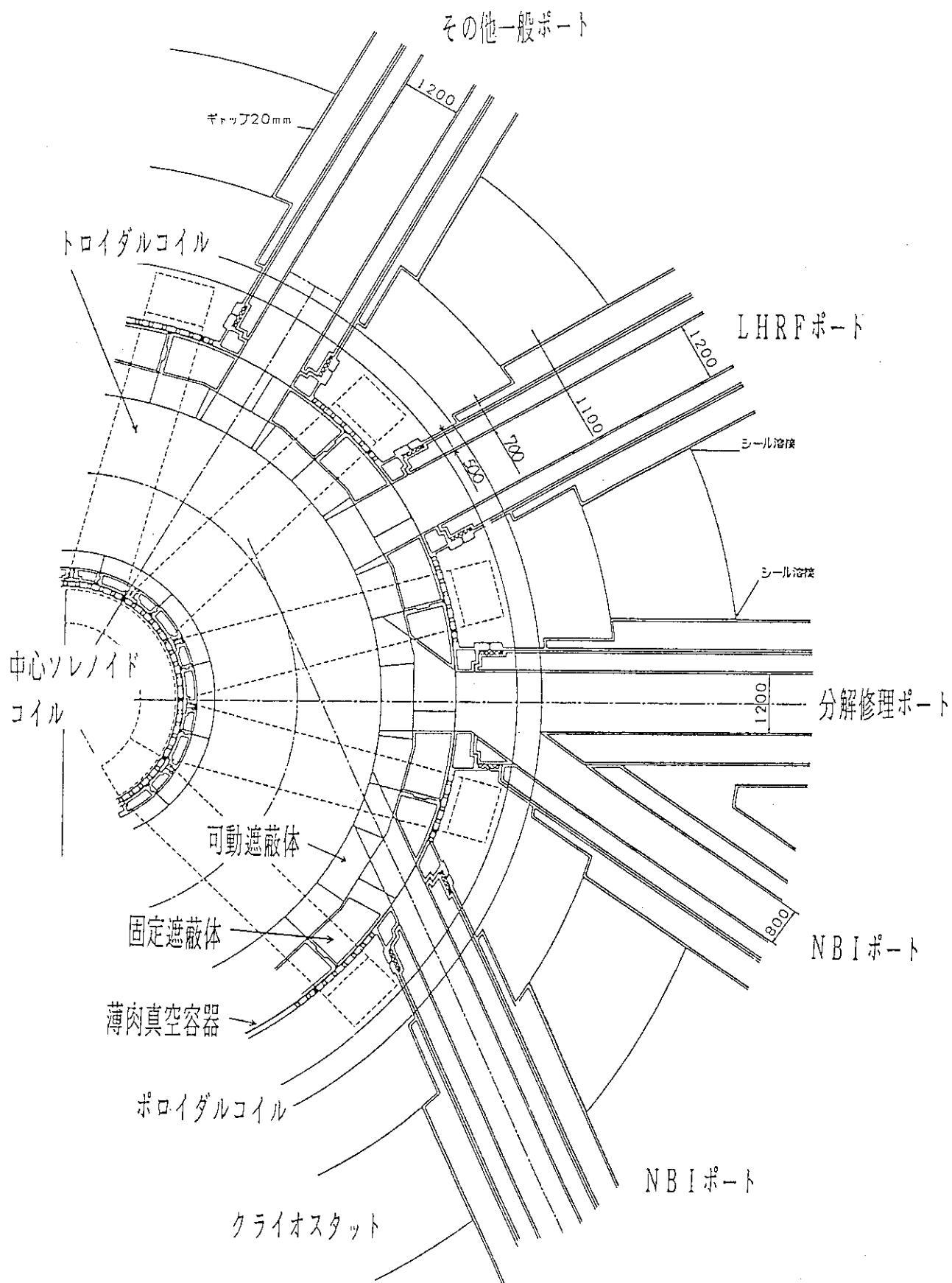


図 6.4.3 F E R 炉心赤道断面

6. 4. 2 P F 系設計

P F 系設計の特徴

F E R の P F 系設計の特徴は以下の通りであり、図 6. 4. 4 に P F コイル配置と代表的プラズマ平衡例を示す。

- 1) シングル・ヌル・プラズマに対応した最適コイル配置
- 2) P F コイルの遠隔修理を考慮したコイル形状および配置
- 3) ハイブリッドコイル方式の採用

1) については、基本的にはほぼ上下対称なコイル配置であるが、最も外側の 2 対のコイルはシングル・ヌル・プラズマの形状に合わせて最適化され、約 60 cm 上方に移動している。2) は P F コイルの遠隔修理に係わるものであり、最も外側の 2 対のコイルの大半径を等しくして、コイルの引き抜き作業を容易にしている。3) のハイブリッドコイル方式は、C S コイルを用いて磁束と平衡磁場両方を提供するものであり、炉構造の単純化と空間利用の効率化を実現している。

拡大運転への対応

基本的なプラズマ運転では、プラズマ電流値はホットフェーズで 1.5 MA、コールドフェーズで 1.8 MA である。このプラズマ電流値の運転に対する分布は、いずれの場合も完全誘導方式でプラズマ電流の立上げ、一定保持が可能であり、燃焼に対してホットフェーズで約 1.0 V · sec、コールドフェーズで約 5 V · sec の磁束余裕がある。しかし、プラズマ電流をさらに増大させる拡大運転に対するソレノイドコイルの最大磁界を 1.2 T とすると、磁束振幅量が不足してプラズマ電流を所定値にまで立上げることができない。これに対する非誘導電流駆動で補助した立上げを行い磁束を節約することで対処する。

コイル起磁力

ホットフェーズの 1.5 MA 運転に対するコイル起磁力分布を図 6. 4. 5 に、コールドフェーズの 1.8 MA 運転に対する分布を図 6. 4. 6 に示す。時刻としては運転中の代表的なもの、即ち、電流立上げ終了時 (S O F T)、燃焼開始時 (S O B) 及び燃焼終了時 (E O B) である。ポロイダルコイルの最大起磁力は、ダイバータコイルとソレノイドコイルで約 1.8 M A T となっている。最大蓄積エネルギーはホットフェーズの 1.8 MA 運転に対して約 6.5 G J で、これは I T E R の物理フェーズの基本プラズマ運転 ($I_p = 2.2 \text{ MA}$) での約 1.5 G J に対して半分以下となっている。

ダイバータ熱負荷低減

ダイバータへのピーク熱負荷は 10 MW/m^2 以上になることが想定され、ダイバータの設計は非常に難しい問題となっている。ダイバータの熱負荷緩和法として、

- 1) セパラトリックスを振ることによって受熱面を拡大する方法
 - 2) ダイバータプラズマ部の体積を増大して遠隔輻射によりダイバータプラズマを冷却する方法
- 等の可能性も検討中である。

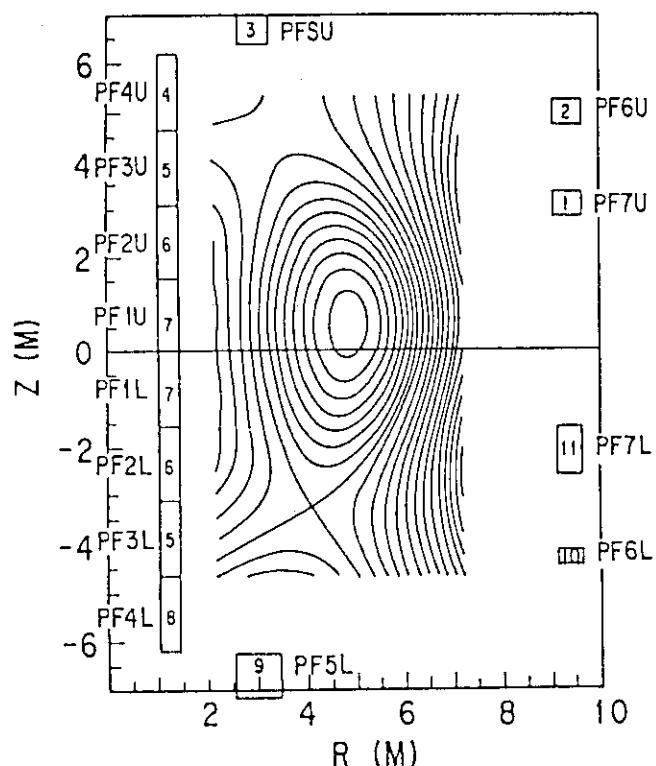
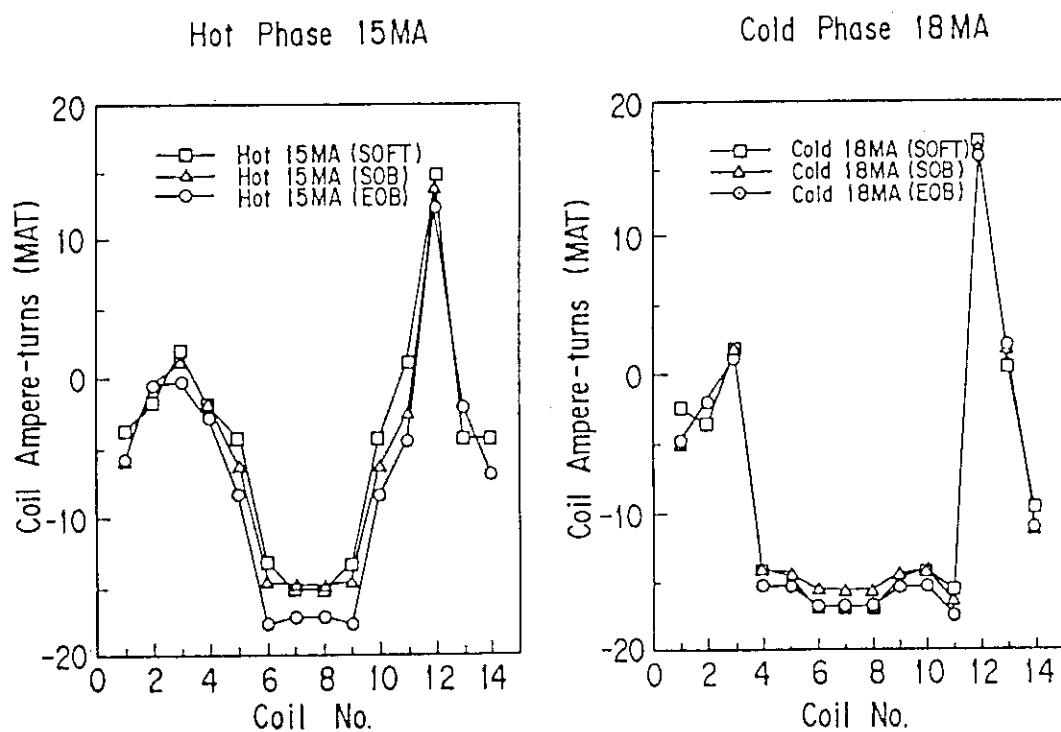


図 6.4.4 P F コイル配置

図 6.4.5 P F コイル起磁力
(ホット段階)図 6.4.6 P F コイル起磁力
(コールド段階)

6. 4. 3 真空容器設計

D-T燃焼を行うトカマク装置の真空容器に要求される条件として以下が挙げられる。

- 1) 真空密閉機能（第一トリチウム閉じ込め機能を含む）
- 2) コイル系に対する中性子及び γ 線の遮蔽機能
- 3) ある値以上のトーラス一周抵抗値
- 4) ある値以上のトーラス一周抵抗部の熱容量
- 5) 耐電磁力支持構造
- 6) 加熱、計測、保守点検用等の各種ポートの装備
- 7) 組立分解の容易性

上記1)～7)の各要求項目は互いに相反する場合が一般的であり、構造設計を行うことは容易ではない。現在、真空容器の構造設計案として以下の2候補が挙げられる。

(A) 構造一体型真空容器

トーラス方向にモジュール化されている遮蔽構造体の各隣接モジュール間をペローズ方式あるいはリップ方式等による溶接結合で真空密封機能を確保する。隣接モジュール間の荷重伝達は一般的にはボルト締結が採用される。

(B) 構造分離型真空容器

真空密封機能は薄板連続構造でトーラス体を形成することにより確保し、この真空容器の内部に収納される遮蔽構造体は一体型同様にモジュール化されているが、ここでの真空密封機能は要求されないので、モジュール間の荷重伝達は強固なキー構造の採用が可能となる。

上記要求項目5)及び6)の観点から、従来のF E R、INTOR及び現在検討が進められているITERでは(A)案に基づいて構造設計がなされており、これに係わる問題点や実施すべきR & D等が明確になりつつある。一方、(B)案の均一抵抗の薄肉容器そのものは、日米協力によるD-II (及びD-IIID)でその優秀性が明かとなり、またJT-60Uにおいても採用が決定されている。これらの実績及び機能分割による信頼性向上の観点からFERでは、構造分離型真空容器を基本としている。

図6.4.7に真空容器の構造概念を示す。図中の固定遮蔽体が遮蔽機能及び電磁力支持のための構造体であり、薄型真空容器が真空密閉機能及び一周抵抗のための構造体である。ここで、薄型真空容器は冷却の必要性及びトリチウム透過防止に対する信頼性から二重構造となっており、それぞれの板厚の許容値は13mm程度である。この値は一周抵抗要求値 $20\mu\Omega$ に対応しており、 $20\mu\Omega$ の値は現実的なPFコイルの運転条件内でプラズマへの必要印加電圧から設定された。

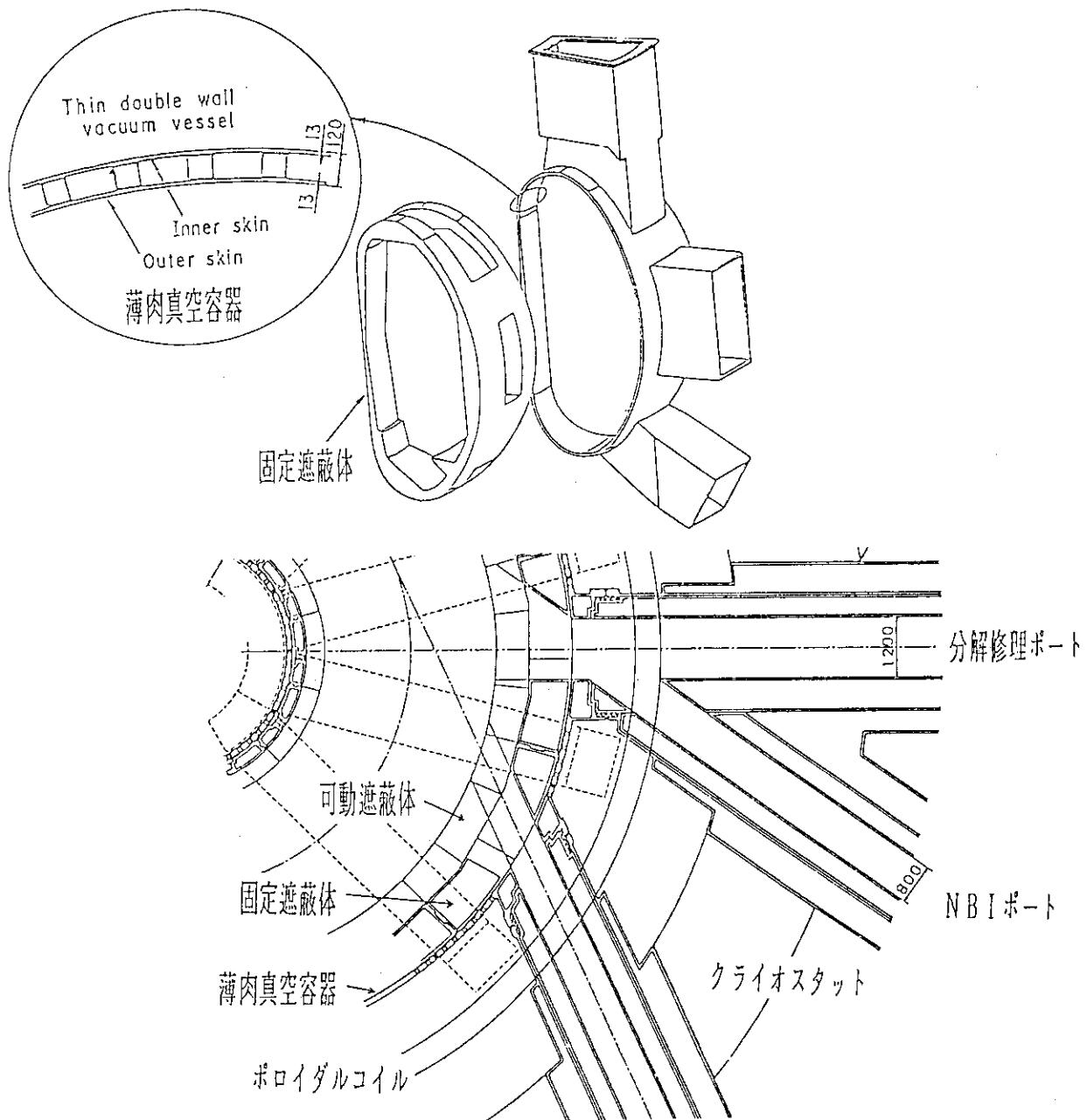


図 6.4.7 F E R 真空容器構造

6. 4. 4 炉内構造物設計

F E R の炉内構造物は遮蔽ブランケットとダイバータであり、 いずれも D-T 燃焼後に
おいても分解修理が行えるように設計される。

遮蔽ブランケット

遮蔽ブランケットは図 6. 4. 8 に示すように、 インボード遮蔽、 アウトボード遮蔽、
遮蔽プラグの 3 種類からなり、 これらは、 さらに真空容器上部のアクセスポートから分解
組立が可能なように各セクター当り 2 ~ 3 分割されている。遮蔽ブランケットの役割及び
構造の特徴として以下の項目が挙げられる。

- 1) 水タンク型の遮蔽構造体であり、 トリチウム増殖機能は持たない。よって、 増殖ブランケットの試験は試験体（ブランケットテストモジュール）により行う。
- 2) プラズマ対向面である第一壁部の冷却水の流れ方向は流路長が短く製作性の点で有利
と考えられるトロイダル方向流れを基本とする。
- 3) アウトボード遮蔽体には、 プラズマ上下位置制御を行うためのシェル導体、 アクティ
ブコイルが設置されている。
- 4) 遮蔽ブランケットの各モジュールはプラズマディスラプション時に発生する巨大な電
磁力を軽減するために電気絶縁コーティングが施されている。

ダイバータ

ダイバータは図 6. 4. 8 に示すように、 真空容器下部の排気ダクトより分解組立が可
能なように、 各セクター当り 3 分割された構造として設計されている。また、 ダイバータ
板のみ炉内からのアクセスにより交換修理が可能であると共に、 ダイバータ板はダイバー
タカセットより脱着できるような階層構造設計となっている。ダイバータ板の基本構造を
図 6. 4. 9 に示す。受熱面をアーマタイルと冷却配管から成る構造として有効板厚を減
らして電磁力軽減をはかると共に長手方向の熱応力緩和のために配管の曲げ及びスライド
式支持構造を採用している点が特徴である。また、 このスライド式支持部に電気絶縁コー
ティングを施して、 より一層の電磁力軽減を可能とする設計としている。F E R でのダイ
バータ受熱面の熱流束は、 $10 \sim 20 \text{ MW/m}^2$ と見込まれており、 アーマタイルと冷却配
管を治金接合構造とすることによって高熱流束に対応すると共にアーマタイルのみを炉内
で補修可能な構造としている。

炉内構造物の支持機構

炉内構造物の支持構造は、 以下の条件を満足する必要がある。

- ①電磁力：数 100 トン/ m
- ②核発熱： $\sim 3 \text{ W/cm}^3$

- ③炉内構造物の遠隔による分解組立が可能
- ④支持部のガタ防止

これらに適合するものとして水圧を利用した支持機構を基本構造として設計を進めており、図6.4.10にその代表的構造を示す。本方式では、可動遮蔽体センタモジュール内に設置した水圧で動作するウェッジ部と固定遮蔽体の支持面で可動遮蔽体同志及び可動遮蔽体と固定遮蔽体を強固に締結することができる。また、ウェッジを反対方向に移動させることによって、炉内構造物の取りはずしが可能である。

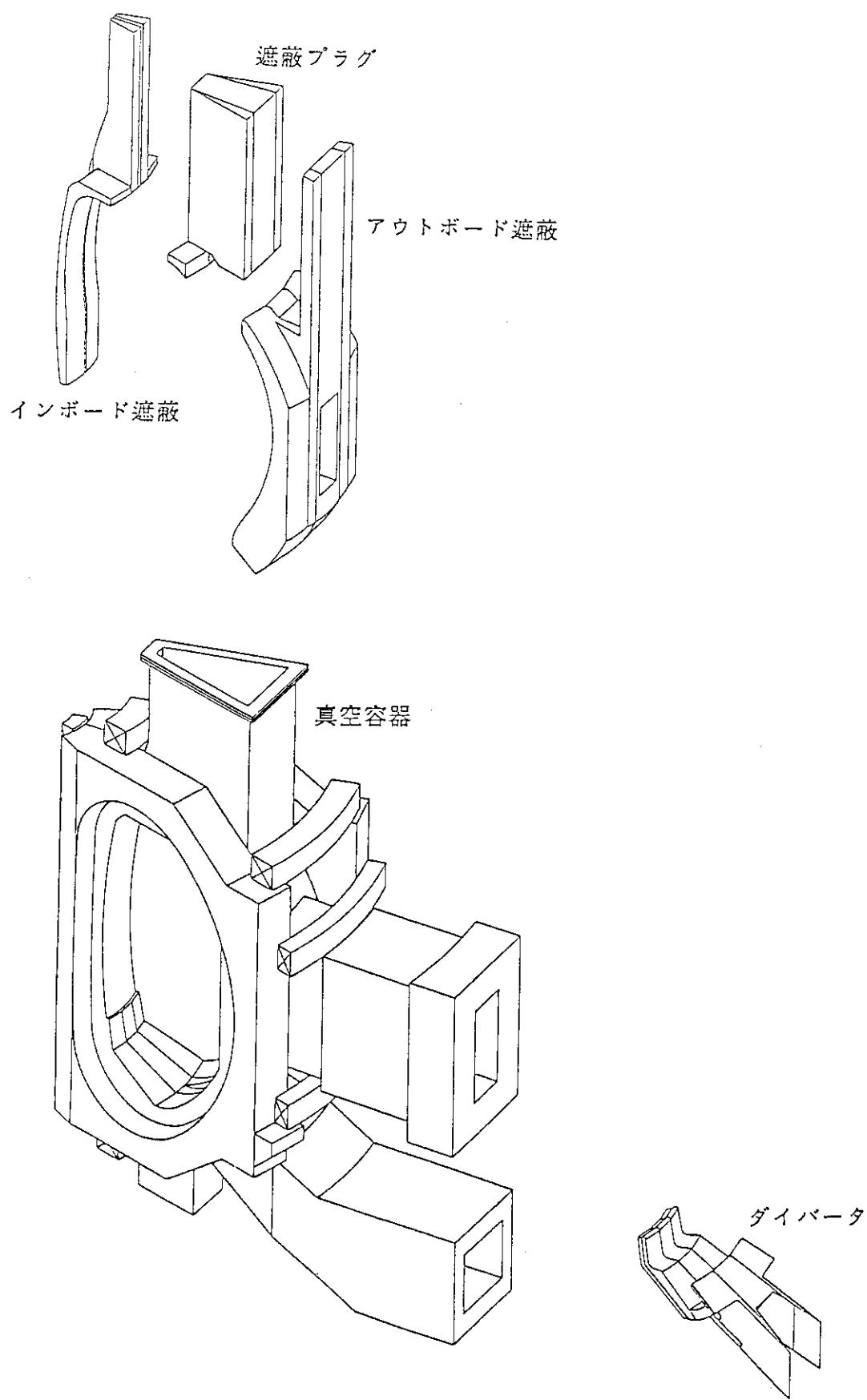


図 6.4.8 F E R 炉内構造物

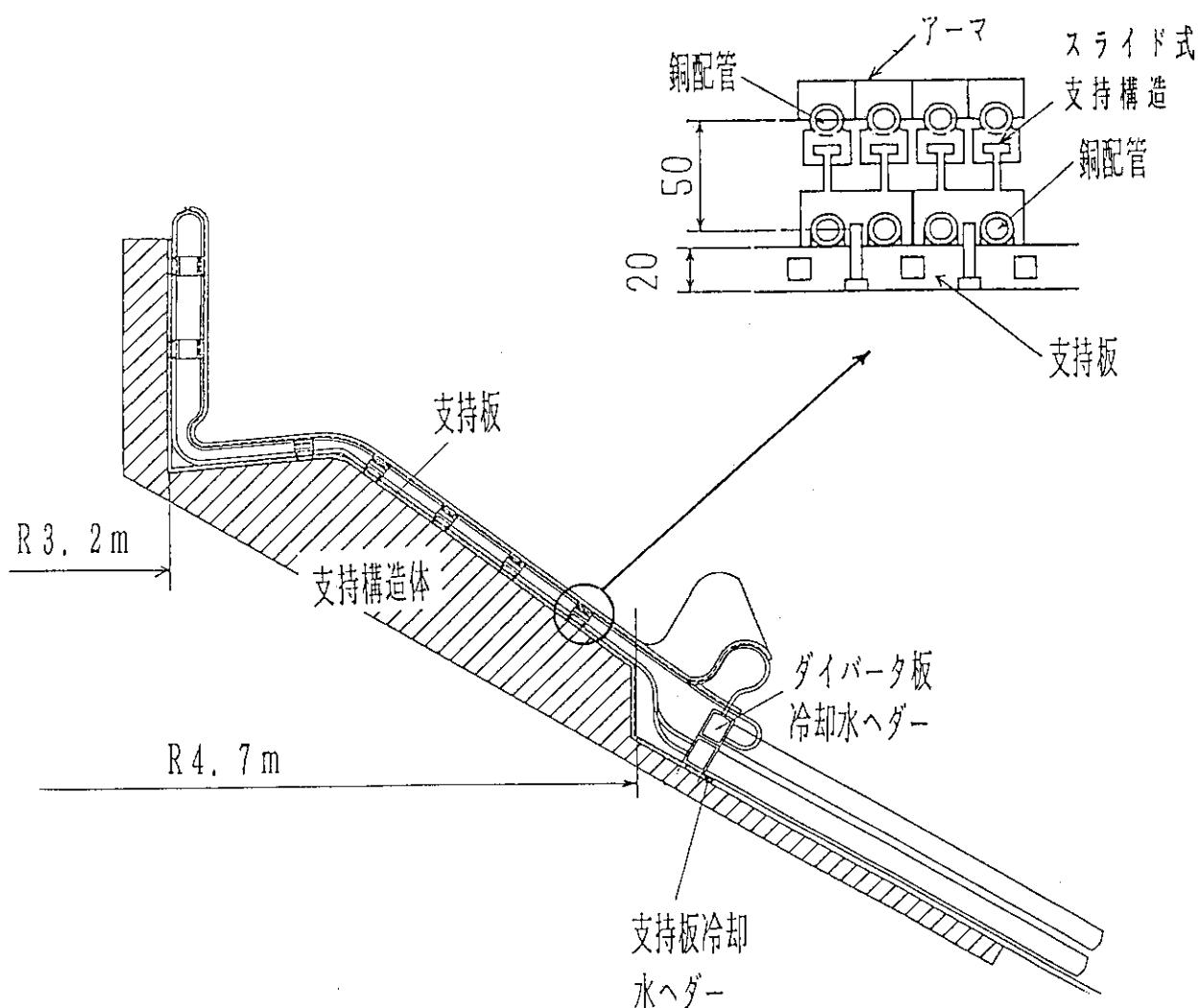


図 6.4.9 F E R ダイバータ構造

F E R 炉内構造物支持方式
水圧フレキシブルチューブ型

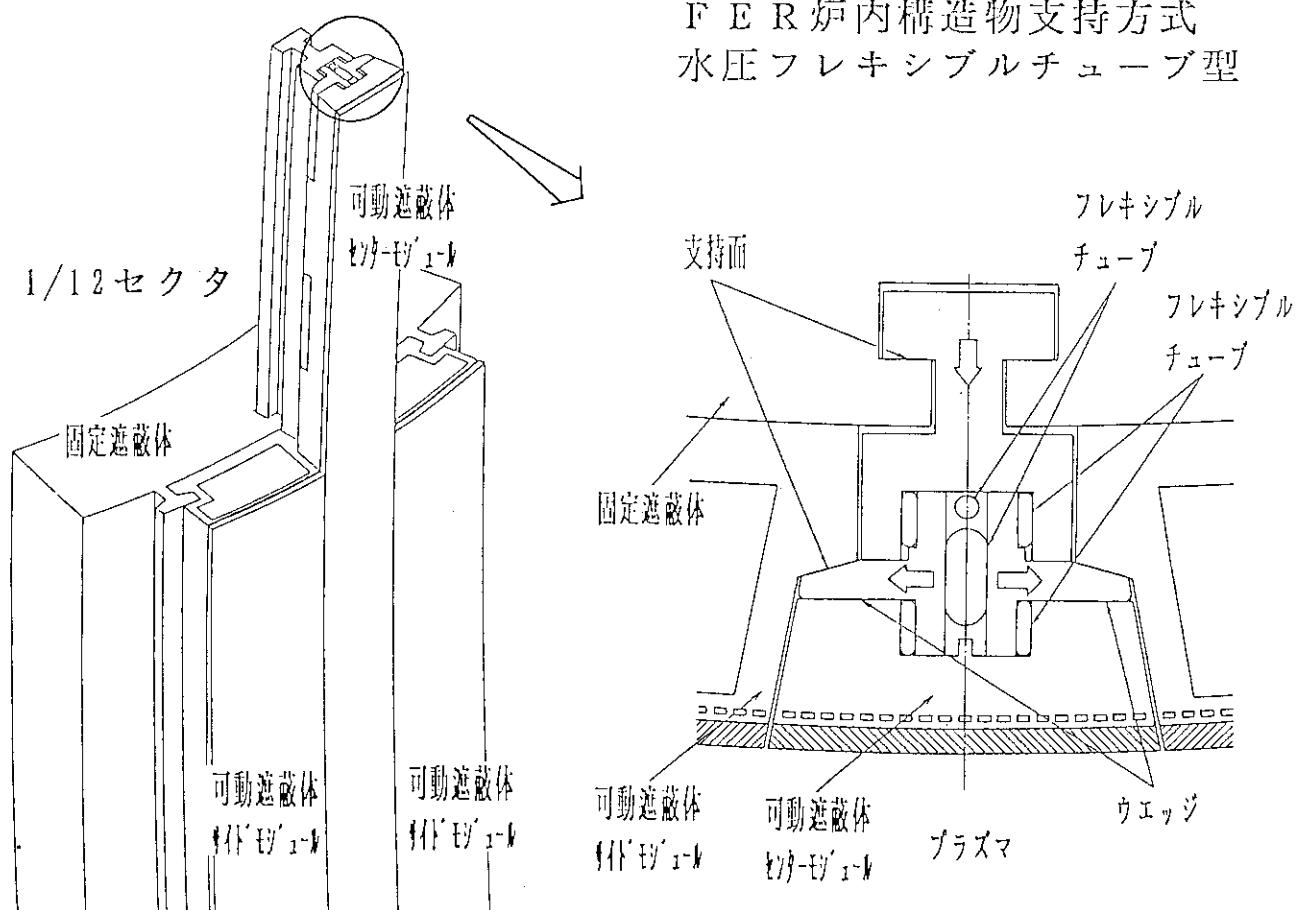


図 6.4.1.0 炉内構造物支持構造

6. 4. 5 遮蔽設計

F E R の遮蔽設計を行う際に考慮しなければならないものに以下の 3 項目が挙げられる。

- 1) 真空容器回りに設置されている超電導コイルの放射線に対する健全性保持のための遮蔽。
- 2) 炉停止後の分解修理時における炉周辺への人の立ち入りを可能にする生体遮蔽。
- 3) 敷地境界への環境に対する放射線遮蔽。

超電導マグネットに対する遮蔽

超電導マグネットに対する遮蔽設計に関する設計基準値は以下の通りである。

・巻線部のピーク核発熱率	3	mW/cm^3
・T F C の全核発熱量	20	kW
・絶縁材のピーク吸収線量	2×10^9	rad
・高速中性子のフルエンス ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$)	1×10^{19}	n/cm^2
・銅の放射線損傷	5×10^{-4}	dpa

F E R の第一壁中性子フルエンスは $0.2 \sim 0.3 \text{ MWa}/\text{m}^2$ と I T E R の場合の $1 \text{ MWa}/\text{m}^2$ と比較して低いので、設計基準の中でコイル巻線部のピーク核発熱率とコイルの全核発熱のみが制約条件となる。

インボードの遮蔽体厚さを 70 cm とした場合、最大の遮蔽性能を得るために、第一壁近傍の 30 cm 厚さの領域を S S : $\text{H}_2\text{O} = 0.85 : 0.15$ とし、残りの 40 cm 厚さの領域を S S : $\text{H}_2\text{O} = 0.70 : 0.30$ とした。一次元輸送コード F A N I S N により $0.6 \text{ MW}/\text{m}^2$ の第一壁中性子負荷に対する値に換算すると、巻線部のピーク核発熱率とコイルの全核発熱は、インボード遮蔽体中にギャップ 3 cm を想定しても、各々 $1.5 \text{ mW}/\text{cm}^3$ 及び 20 kW 以内となり、設計基準を満足することができる。

アウトボード遮蔽体については、遠隔保守取扱重量及び放射性廃棄物を極力低減する目的から水タンク型遮蔽体を採用した。第一壁近傍の 20 cm 厚さの領域を S S : $\text{H}_2\text{O} = 0.85 : 0.15$ とし、残りの 100 cm 厚さの領域を S S : $\text{H}_2\text{O} = 0.15 : 0.85$ とし、インボードと同様に一次元輸送計算によって、コイルの全核発熱に対する影響を 1 kW 以下とした。

生体遮蔽

炉停止後の分解修理時に炉室内に入間が立ち入り装置周辺に近づくことができるために、炉室内の線量当量の設計目標値を下記とした。。

生体遮蔽の設計目標値 $25 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下
(法的限度値 $50 \text{ mSv}/\text{y}$)

第一壁フルエンス $0.1 \text{ MW a} / \text{m}^2$ の運転後、炉を停止して 1 日経過した時点におけるクライオスタッフ外の線量当量は $0.13 \mu \text{Sv} / \text{h}$ であり、クライオスタッフ外部には人間が立ち入ることができる。ただし、炉停止後、1週間経過しても、分解修理時に炉内構造物の 1 セクターを炉心から引き抜いて宙吊りにした場合、セクター表面及び 10 m 離れた位置での線量当量は、 $2 \times 10^4 \mu \text{Sv} / \text{h}$ 及び $2 \times 10^2 \mu \text{Sv} / \text{h}$ となり、炉室には人間が立ち入ることはできない。このため、炉内構造物の保守は全て遠隔操作を基本としている。

環境に対する放射線遮蔽

炉心で発生した放射線が大気中で散乱する、いわゆるスカイシャインによる敷地境界での線量当量の設計目標値は $10 \mu \text{Sv} / \text{y}$ 以下として設計を進めている。

敷地境界までの距離を 300 m とした場合、分解修理時に炉内構造物の 1 セクターを炉心から引き抜いて宙吊りにした状態で天井のコンクリート厚さは 160 cm 必要となる。炉運転時の冷却水からの γ 線放出を考慮すると、さらに 40 cm 板厚が必要となり、結局冷却水ヘッダー上部のコンクリート遮蔽厚さとして 200 cm を確保している。。

6. 4. 6 分解修理

D T 燃焼による放射化あるいはトリチウム汚染のために、炉内構造物、加熱電流装置、超電導コイル、真空排気装置、燃料循環装置及び計測制御装置の検査、修理及び交換等の保守は遠隔で実施することが必要である。これらの機器の運転条件を踏まえて損傷／故障頻度を評価し、以下の様に大別しそれぞれの分解組立シナリオを定め遠隔機器設計を進めている。

- ①対象外：信頼性が高く寿命中交換を必要としない機器
- ②計画外メンテナンス：寿命評価で期間を満足するものであっても、高熱流東部の様に、寿命中1回以上の損傷／故障頻度と考えられる機器
- ③計画メンテナンス：上記以外の損傷／故障頻度の高い機器

図6. 4. 11にF E R炉内構造物遠隔保守の基本概念を示す。アーマタイル及びダイバータ板は、計画メンテナンス機器として炉内での遠隔保守が基本である。また、アーマタイル付可動遮蔽体及びダイバータ構造体を計画外メンテナンス機器として位置付け、炉内保守のバックアップとして炉外保守を実施する。炉内保守は、4ヶ所の水平ポート(90°毎)を利用して炉内にレールを付設し、その上をアーマタイル及びダイバータ板用マニピュレータが移動して交換作業を実施する方式を基本とするが、レールを付設せずにブーム型マニピュレータにより保守を行う概念についても並行して設計・検討及びR & Dを実施している。図6. 4. 12は、レール型炉内保守技術開発のために実施している1/5規模縮小モデル試験装置を示す。

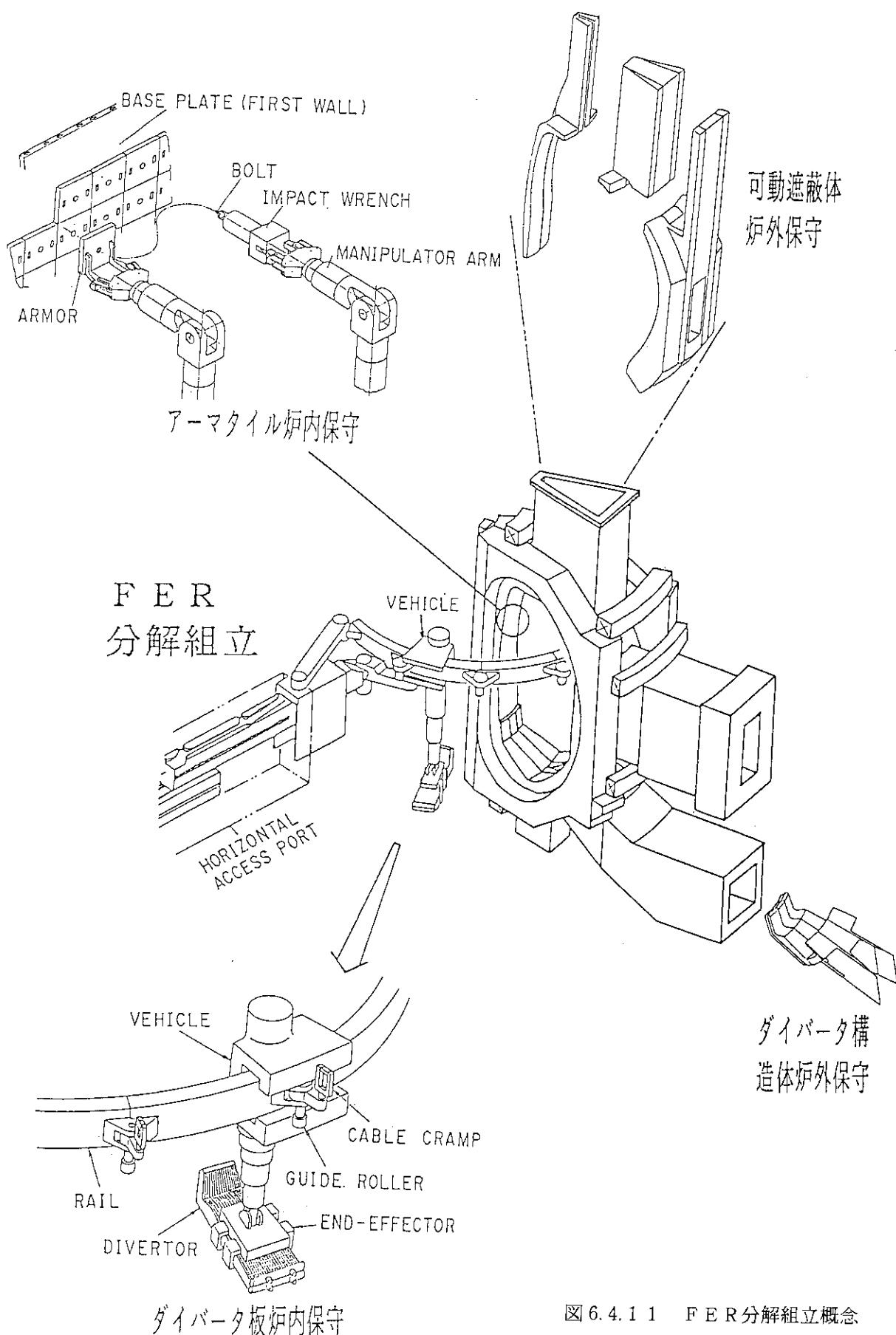


図 6.4.1 1 F E R 分解組立概念

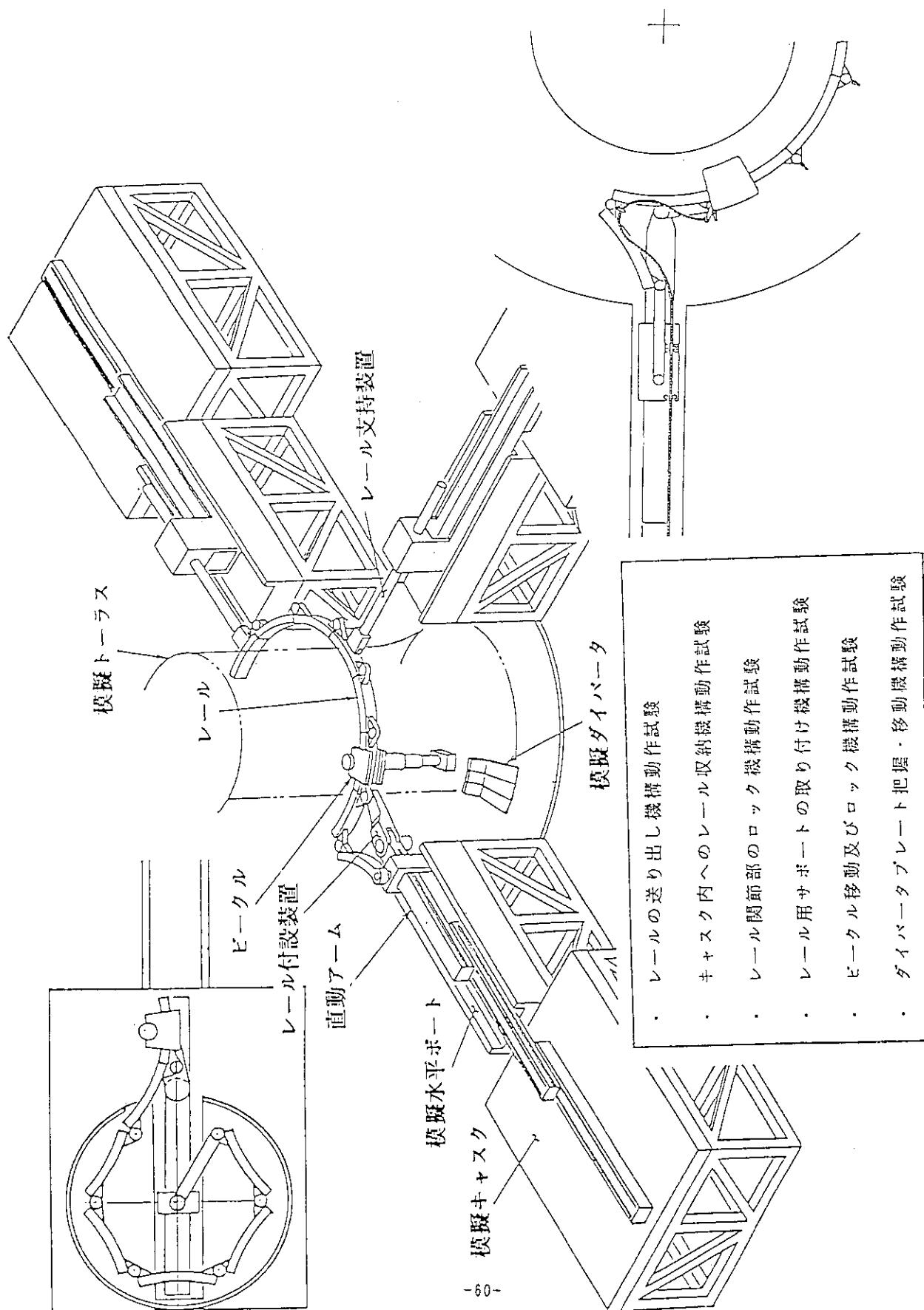


図 6.4.1.2 1/5 規模ビークル型遠隔機器試験装置

6. 4. 7 クライオスタット・炉本体建家 (図6. 2. 2)

クライオスタット

側壁はSUSライニングを施した円筒形の鉄筋コンクリートとし生体遮蔽を兼ねる。上部・下部ドームはSUS製の水タンク構造とし、炉心コンポーネントの分解修理のため双方とも可動式としている。さらに上部ドームの上方に運転時における一次冷却水中の γ 線の遮蔽のため可動式遮蔽を設けた構造となっている。

炉本体棟

基本的には3つのブロックで構成する。第一ブロックは炉心を中心とする主要設備から構成される円筒ブロック、第2、第3ブロックは円筒ブロックを取り囲み付属設備により構成されホット、コールドの設備により分類しブロック分けされる。グランドレベルとしては機器搬入・初期組立の観点からクライオスタット上部ドームより上方のフロアーとなるため炉心構造物は地下に配置される。

6. 5 プラズマ対向機器の開発

F E R で予想されるプラズマ対向機器への熱負荷は、第1壁で $0.2 - 0.6 \text{ MW/m}^2$ 、ダイバータで $10 - 20 \text{ MW/m}^2$ に達する。さらに、ディスラプション時には、 $2 \sim 20 \text{ MJ/m}^2$ の熱負荷が数ミリ秒のあいだに入射する。これらは、従来のトカマク装置をはるかに凌ぐ値で、プラズマ対向機器の開発は F E R 開発のキーポイントの一つである。プラズマ対向機器の開発では、材料のエロージョン評価、構造体の熱応力の試験などを行う必要がある。したがって、高熱流束を大面積に照射できる装置が必要となる。

原研では、現在 2 機の試験装置を有しており、プラズマ対向機器の R & D を精力的に行ってている。

原研における高熱負荷試験装置

A. 粒子ビーム工学試験装置 (P B E F)

本装置は、もと JT-60 中性粒子入射装置の試験スタンドとして建設されたもので、1986年に高熱負荷試験が行えるよう改造されたものである。この装置は、エネルギー 100 keV の水素イオンビームを 50 A 、最大 10 秒間発生する能力がある。照射面積 $12 \text{ cm} \times 18 \text{ cm}$ あり、 75 keV 、 45 A のビームで 260 MW/m^2 の熱負荷が得られる。本装置では、金属系材料の試験及び繰返し照射試験などを行っている。

B. 原研電子ビーム照射装置 (J E B I S)

本装置は、高熱負荷受熱機器開発をさらに押し進めるため、1988年度に新しく建設された電子ビーム照射装置である。本装置は、 2000 MW/m^2 以上の高熱負荷を 1 ミリ秒 の短時間から連続運転まで照射することが可能で、照射面積も最大 $40 \text{ cm} \times 80 \text{ cm}$ とることができる。すでに、 100 keV 、 4 A の電子ビーム（本装置の最大定格）で安定に運転されており、ディスラプション模擬試験に威力を発揮している。本装置では、黒鉛系材料を初め多くの材料試験、ならびに定常熱負荷試験が予定されている。図6.5.1に本装置の断面図を示す。

C F C 材料の高熱負荷試験

炭素系材料は第1壁、ダイバータの保護材として最も有力とされている。特に C F C (Carbon-Fiber-Composite) 材料は、高い熱伝導率を持ち機械的強度に優れているため、JT-60などのアーマ材料に使用されている。この C F C 材料の熱衝撃特性を調べるために、ディスラプション条件で試験を行った。

図6.5.2は、銅に匹敵する高い熱伝導率をもつ C F C 材料 (CX2002U: 東洋炭素製)

と比較のため等方性黒鉛（IG430U：東洋炭素製）を照射した結果である。重量の蒸発損失を比較すると、CFC材料は等方性黒鉛の約1/2となっており熱衝撃特性に優れていることがわかる。また、数値解析を行ったところ、蒸発損失は計算結果の約6倍になることがわかった。

タンクスチン／銅ダイバータ模擬試験体の照射試験

高Z材料、特にタンクスチンは融点が高く、スパッタリングによる損耗が小さいので、プラズマ対向機器のアーマ材として有望視されており、FERのダイバータとして、銅ブロックにタンクスチンを接合したものも候補として検討している。このような構造で問題となるのは、タンクスチンと銅の接合方法であり、従来から精力的にこれの開発研究を行ってきた。

今回実際にダイバータの模擬試験体を製作し粒子工学試験装置で試験を行った。試験体は、20個のブロックから構成され、2つの冷却流路を持っている。1個のブロックには、厚さ5mmのタンクスチンをロー付してある。試験は、中心部で 30 MW/m^2 、周辺部で 2 MW/m^2 の分布を持つイオンビームをパルス幅0.9秒で360回照射した。図6.5.3は試験後の試験体を写したものである。中央部の4枚のタンクスチンは溶融し、接合面から剥がれてしまっている。溶融したブロックの外側のブロックでは、接合面に割れが見られた。しかしその他のブロックでは特にダメージは見られなかった（図6.5.4）。この結果、 10 MW/m^2 以下の熱負荷では接合面に異常が生じないことが確認された。

今後の開発計画

図6.5.5にプラズマ対向機器の開発ステップを示す。現状はすでに述べたように、炭素系材料の熱衝撃特性の評価ならびに模擬試験体を用いた接合技術の開発など要素技術の開発を中心に行なっている。このような要素技術の開発終了後、小型モデルを用いた構造の健全性を確認し、総合健全性確認試験を経て、FERプラズマ対向機器の建設を行う予定である。

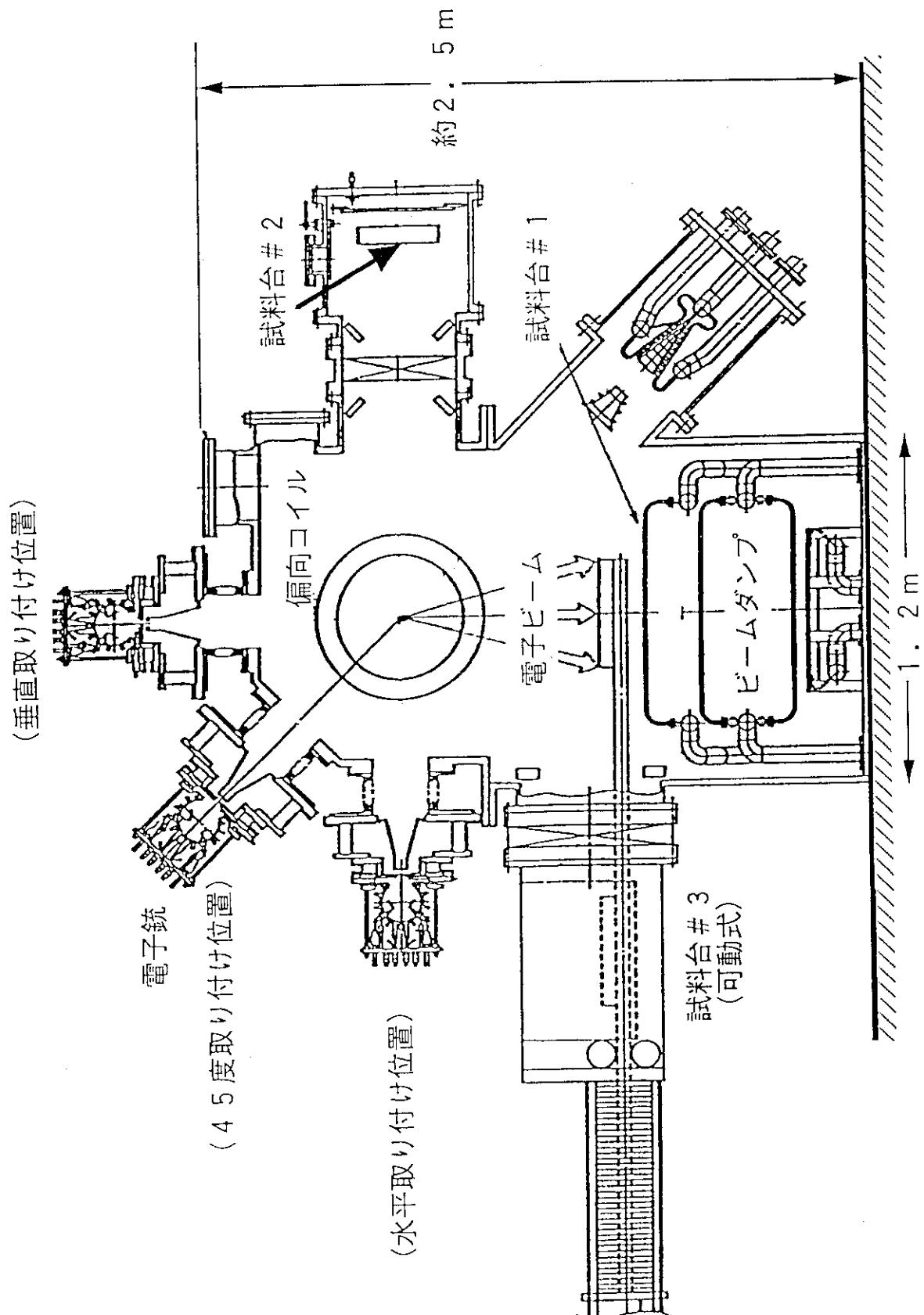


図 6.5.1 J E B I S の断面図

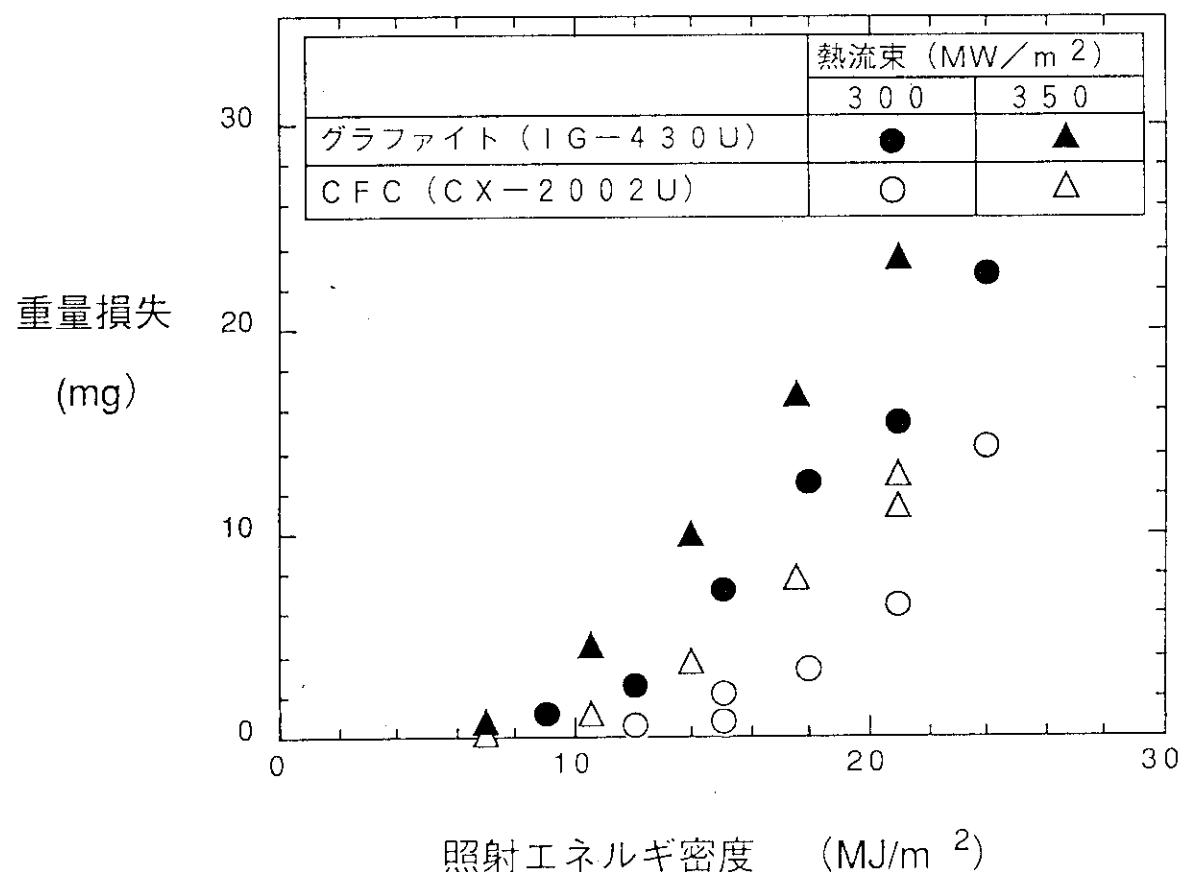


図 6.5.2 重量損失と照射エネルギー密度との関係

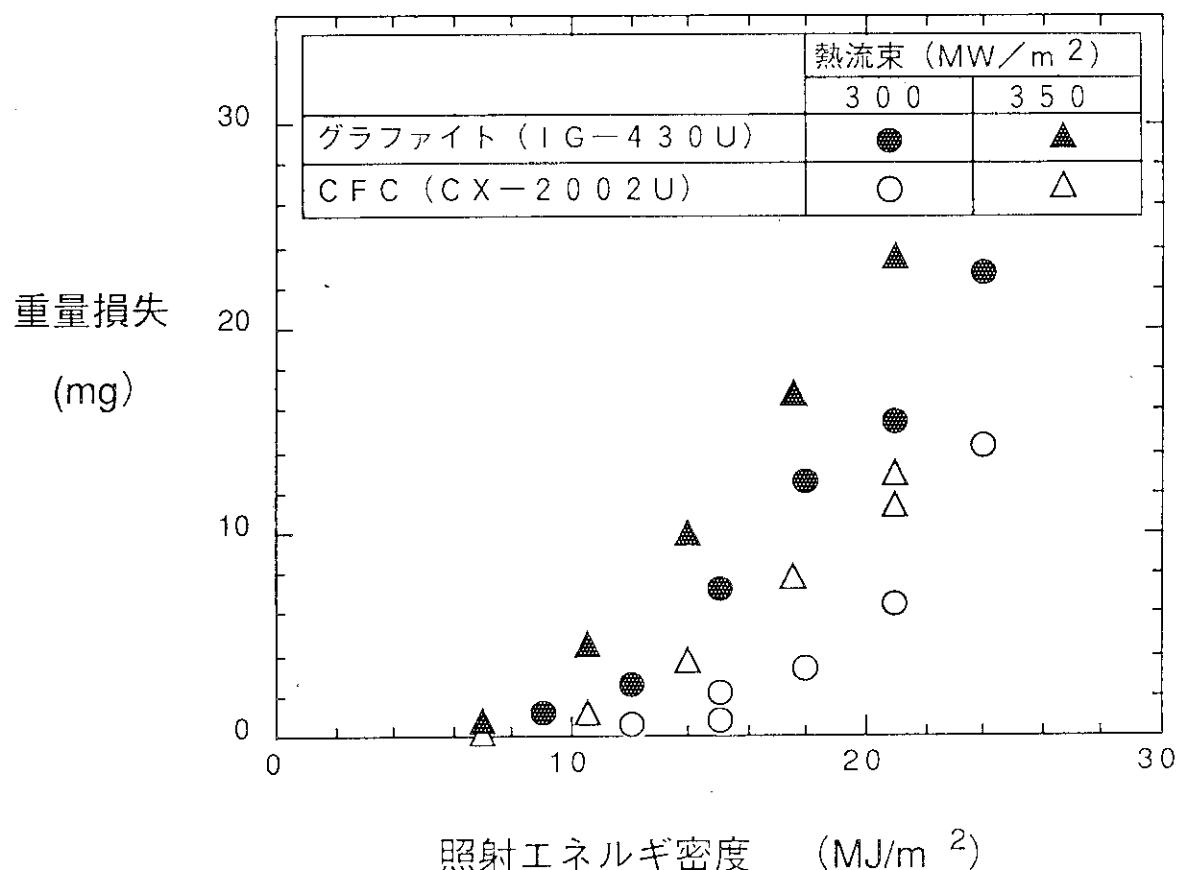


図 6.5.2 重量損失と照射エネルギー密度との関係

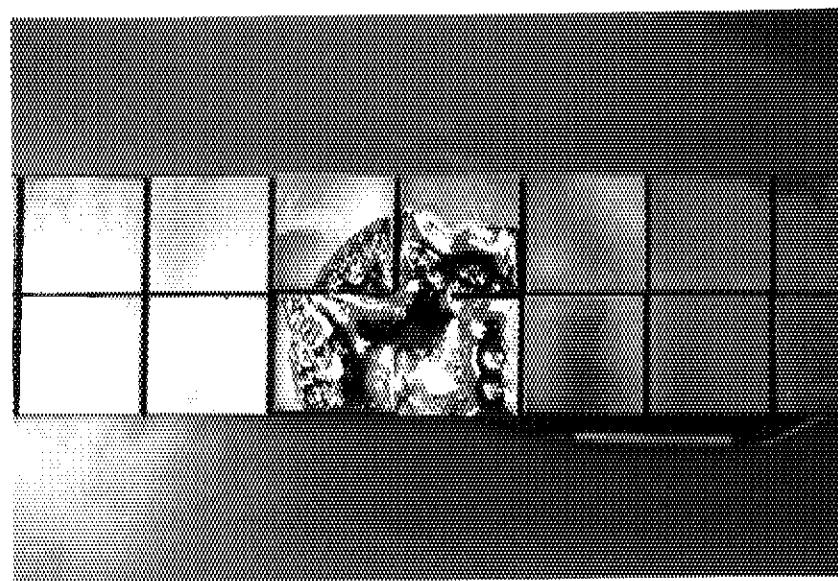


図 6.5.3 360 ショット後の試験体表面

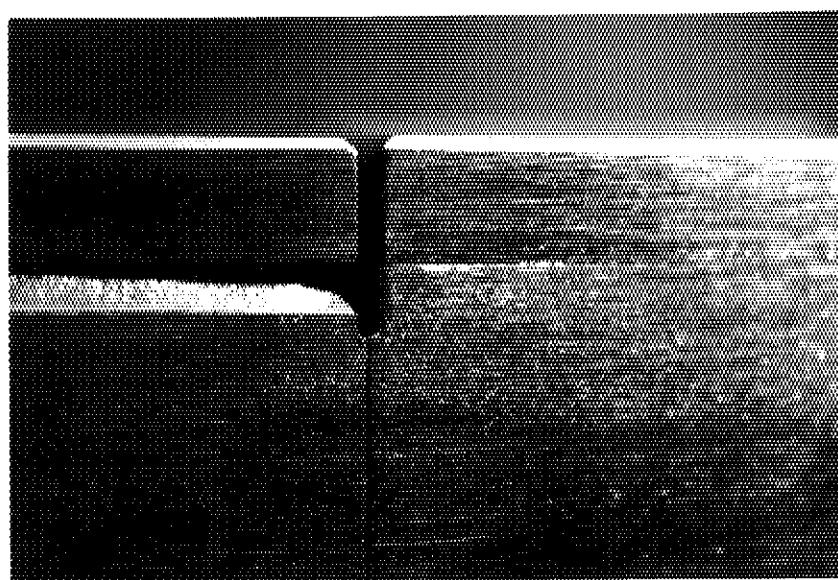


図 6.5.4 接合面の剥離

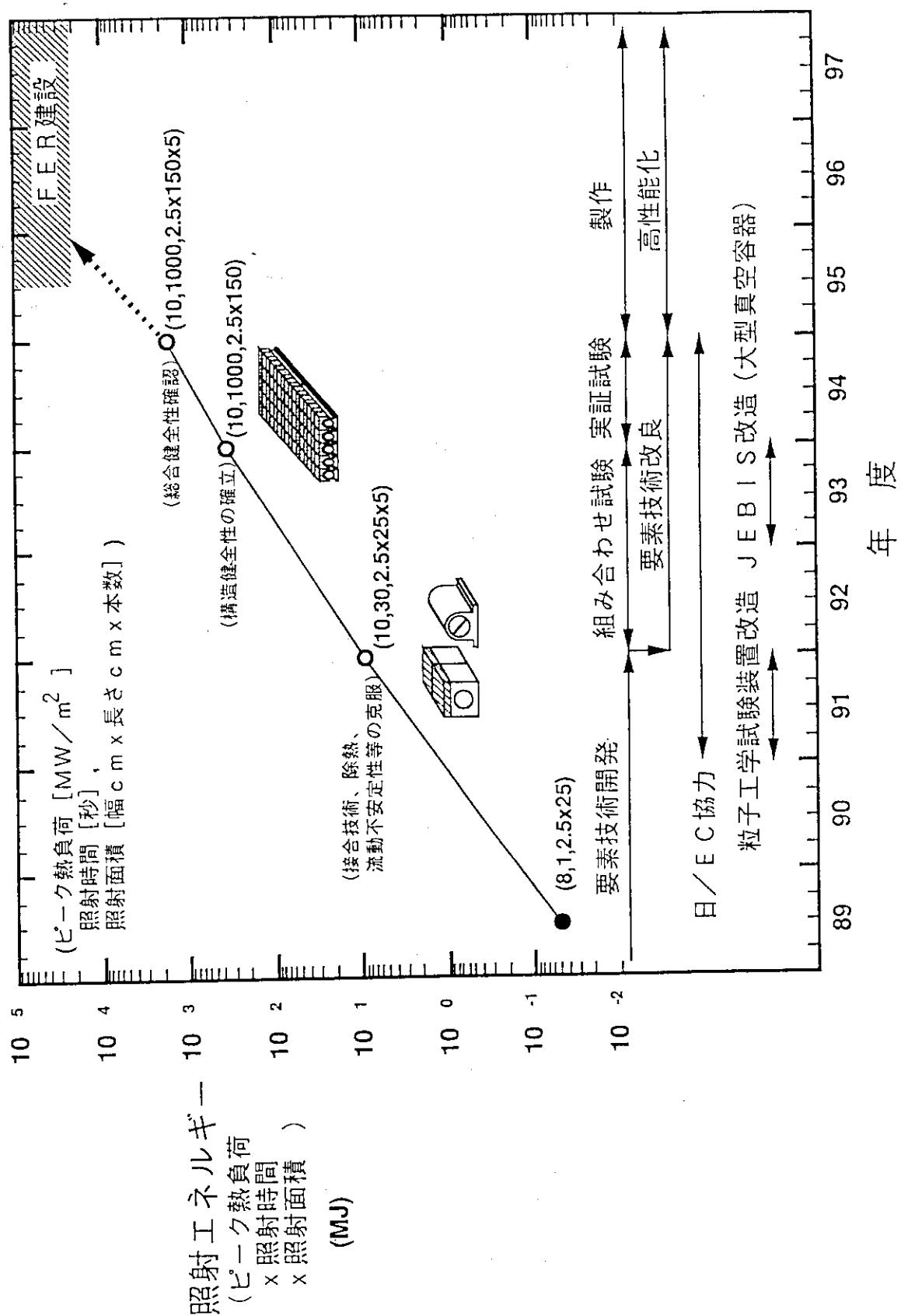


図 6.5.5 プラズマ対向機器開発計画

6. 6 NBI 加熱システム

はじめに FER用NBIは、JT-60用NBI等の従来のNBIとは基本的に異なる性能が要求される。その第1は、従来のNBIに比べて約1桁高い0.5~1 MeVのビームエネルギーが必要となることである。この様な高エネルギー領域では、従来の正イオンビームを用いたのでは中性粒子ビームへの変換効率が大幅に減少し、システム設計は不可能となる。このため、ガス中性化法でも60%の高い変換効率を得ることができると負イオンビームを用いることが不可欠となり、高エネルギー大出力負イオン源の開発が必要となる。第2は、FERではDT燃焼を行なうため、入射ポートを通して14 MeV中性子がビームライン、特にイオン源部に流入する。この中性子による放射化や放射線損傷に充分配慮した設計にする必要がある。特に、ビームラインは放射化され、従来のように人が容易に近づけなくなるため、遠隔保守が容易なシンプルな構造にする必要があろう。以上の点を考慮して、負イオンビームを用いたNBIの新しい概念を提案し、1986年FER用NBIの概念設計に反映させた。この設計概念は、その後のINTORやITERのシナリオ及びそのNBIの設計にも大きな影響を及ぼした。現在は、炉心プラズマ、炉構造との協調性を取り、かつ、負イオン源のR&Dの成果も取り込みながらより詳細に設計を進めている。

基本性能及び構成

FER用NBIは、2つの本体接線ポートを通して0.5~1 MeV、50 MWの重水素中性粒子ビームを入射する。各ポートには、1基のビームラインが取り付けられ最大25 MWのビームが入射される。ビームエネルギーは、プラズマ加熱のためには500 keVでよいが、電流駆動や電流分布制御の実験にも対応できるように、1 MeVまでエネルギーを増大できる設計としている。NBIの基本性能を表6.6.1に示す。

NBIシステムは、大きく分けてビームライン系と電源系より成る。ビームライン系には、真空排気系、冷却系、冷媒循環系、遠隔保守系等の補機設備も含まれる。ビームラインは、入射ポートから約40 mの位置に置かれた大出力負イオン源、負イオンビームの空間的強度分布を制御するビーム分布制御装置、負イオンビームを中性化するための中性化セル、中性化されなかった残留イオンを処理するためのビームダンプ、本体とビームラインを真空的に切り離すための金属シールゲート弁、NBI保守時に本体からのγ線を遮蔽するためのγ線シャッターより成る。ビームラインの全体構造を図6.6.1に示す。以下に主な機器類について概要を述べる。

各部詳細

イオン源 イオン源は、大型化が容易な体積生成型負イオン源を用いており（図6.6.2参照），負イオン生成部の75 cm x 150 cmの領域から約120 Aの負イオンが引き出される。負イオンの引出し電流密度は、25 mA/cm²であるが、この値は実験

的に既に実現可能な値である。この120 Aのビーム電流の内、約40%は引出し部で、又15%は加速部で電子剥離により失われ、最終的には60 Aの負イオンが500 keVまで加速される。1 MeVに加速するときは電流値は30 Aであり、電流密度は12.5 mA/cm²で運転する。加速部は、1段当たり約160 kVの多段加速系となっており、各段への電圧供給をON-OFFすることにより、ビーム光学系を保ったままエネルギーを変えることができる。ビームの発散角は、現在の低エネルギー加速実験でも既に数mradの小さい値が得られているため、設計では5 mradを採用した。

ビーム分布制御装置 イオン源の下流側にはビーム分布制御装置が配置されており、2台のイオン源からの平行ビームにそれぞれ逆方向の横磁場を印加する。この磁場によりビームは集束されるとともに垂直方向に変位され各種のビーム分布形状が得られ、必要に応じてプラズマ電流分布を変えることができる。

中性化セル イオンビームは中性化セルを通過する際にガスとの衝突によりその約60%が中性化される。ビームのエネルギーが変わっても最適線密度が得られるように、中性化セルへのガス導入量が制御される。なお、中性化セル及びイオン源部は、本体からの漏洩磁場に対して磁気シールドされている。

ビームダンプ 残留イオンである約10 MWの負イオンビームと約10 MWの正イオンビームをビームダンプで処理する必要がある。このため、中性化セル出口下流側には1対のソレノイドコイルが取り付けられており、このコイルの作る縦磁場と本体からのポロイダル磁場を利用して負イオンと正イオンを左右に分離し、ビーム軸の左右に配置されたビームダンプに導いている。表面最大熱流束は2 kW/cm²であり、ビームダンプ冷却エレメントとしてフィン付スワールチューブを採用している。

イオン源用電源 従来のNBI用加速電源では、加速管内で絶縁破壊が生じたときの保護を、4極管やGTO素子を用いて直流高圧側でスイッチングすることにより行なっていた。しかし、加速電圧が500 kVから1 MVになると、この方式では技術的に困難になる。このため、交流側をコンバーターインバータにより500 Hz以上に高周波化し、絶縁破壊時に交流低圧側で高速遮断するとともに、直流スイッチやフィルターコンデンサーが不要な電源システムを考案し採用した。

本設計の特徴を以下に示す。

- ① ビームライン当たり2基の大型イオン源を用いることにより、ビームラインをコンパクトかつシンプルに設計している。
- ② 負イオンビームの発散角は小さいという特性を利用して、負イオン源を本体から約40 mという遠方に配置した。これにより、ビームライン機器類を本体室外に出すことが出来、保守が容易となった。

- ③ ビーム分布制御機能を備えている為、プラズマ電流分布の制御が可能である。
- ④ ビームライン機器類は、垂直方向より遠隔操作により保守が容易に出来る配置とした。
- ⑤ 信頼性の高い高電圧加速電源として、A C側スイッチング機能を有するインバーター方式を採用した。

現状及び今後の計画 この設計を実現する上で最も重要な機器が大出力負イオン源及びイオン源用加速電源である。イオン源に関しては、既に世界最高性能である 50 keV, 7.8 A の負イオンビーム生成に成功しており、大電流化に関しては見通しを得るに到っている。図 6.6.3 に原研における負イオン源開発のステップを示す。この図より、着実に負イオンビームの性能が向上していることがわかる。今後は、1 MeV 級のテストスタンド A I T S を建設し、高エネルギー化の開発を着実に行なえば、当 NBI の実現は充分可能である。

表 6.6.1 基本設計パラメータ

入射パワー	50 MW
ビーム種	重水素
入射エネルギー	0.5 / 1 MeV
パルス幅	1000 秒
分布制御性 (a_{inj}/b)	0 - 0.5
ポート数	2
ポート寸法	0.8m x 2.8m
ビームライン / ポート	1
イオン源 / ビームライン	2
イオン源ビーム電流	60 / 30 A
負イオン電流密度	25 / 12.5 mA/cm ²
イオン源運転ガス圧	1.2 Pa
ビーム発散角(1/e)	5 mrad

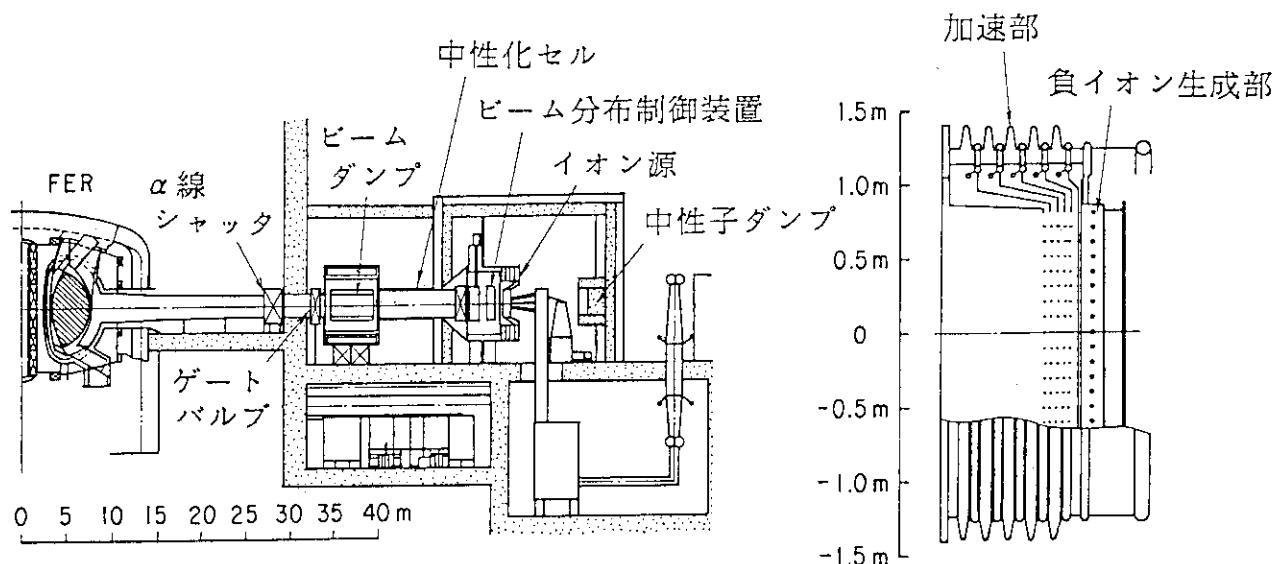


図 6.6.1 F E R用N B I ビームライン断面図

図 6.6.2 負イオン源

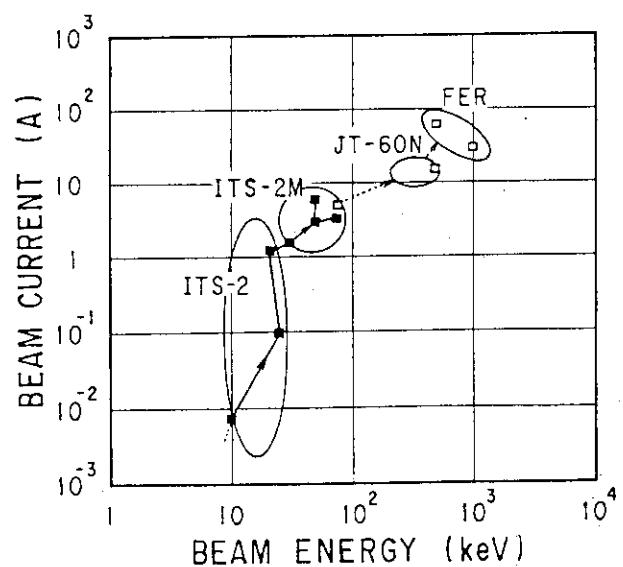


図 6.6.3 負イオン源の開発

6. 7 高周波加熱システム

高周波加熱法によるプラズマの加熱・電流駆動システムの設計については、J T - 6 0、J F T - 2 Mなどでの成果をもとに低域混成波（L H）、イオン・サイクロトロン波帶（I C）、及び、電子サイクロトロン波帶（E C）について進めている。現時点では、最も理想的な一方式によるF E Rのプラズマ加熱・電流駆動法が見い出されていないので機能分担を想定して、設計周波数の選定を行っている。L H 加熱法については、主に電流駆動（磁束節約のための電流立上げも含む）の手段として最もデータベースが確立されており、電子加熱による加熱分布の制御法としても使える。I C 加熱法については、イオン加熱による主加熱法、及び、中心加熱による分布制御法として確立しており、また建設コストが比較的安価なのが魅力的である。E C 加熱法は、電子加熱による主加熱、及び、局所加熱分布制御法として実績がある。しかし、必要な高周波源の技術開発に時間がかかり当面プラズマ電流の立上げ初期、及び、分布制御の手段として考える。

電流駆動を含む高周波加熱システムの基本構成を図6. 7. 1に示す。大電力の高周波を発生する高周波発振等、発振・增幅された高周波をトカマク近傍に設置される結合系まで導く伝送系、プラズマへ高周波を放射するアンテナである結合系、その他付属設備として電源系、冷却系、制御系から構成される。大電力の高周波を発生する高周波源として、L Hではクライストロン、I Cでは四極管、E Cではジャイロトロンという大電流の電子管が使用される。周波数の違いによる要素機器の違いが生じるが、基本的な構成は同様である。図6. 7. 2にE C加熱システムの場合の全体システム概念図を示す。

(1) L H 加熱システム

L H 加熱システムの設計については、周波数5～6 GHzについて進めている。特に、大電流、高効率のクライストロンの開発が技術的に困難が予想される。しかし、3. 7 GHzで0. 7 MW級のクライストロンが既に実用化されていることもあり、6 GHzまでについて製作の可能性について検討している。更に、F E Rでは高温プラズマからの熱入力や核発熱による熱発生が非常に大きく結合系先端部の熱設計が非常に難しい。図6. 7. 3にL H結合系の全体概念図を示す。中心軸を含む垂直断面を示している。結合系としては、J T - 6 0で実績のある真空中で電力を分岐する多分岐型結合系を採用する。これにより高効率の電流駆動が期待できる。結合系の先端部は、図6. 7. 3に示すように多数の（現設計では224面）のRF（高周波）モジュールからなる矩形導波管の集合体である。周波数6 GHzでは4. 75 mm × 4.5 mmの導波管寸法のものを16列並べた単純な構造である。物理設計により、導波管寸法やモジュールの構成、数量は変わってくる。先端部の冷却は、導波管の仕切り材料に熱伝導の良い銅やその合金などを使用し、上下に冷却孔を設け熱伝達により冷却する方式を採用している。同時にモジュールの上下板をS U S 3 1 6などの構造材で構成することにより、大電流のプラズマ電流の崩壊時に生じる電磁力にも充分耐えられる構造である。特に、先端部での熱応力が厳しいが、構造を工夫することにより充分耐えられる解が見つかっている。今後は、炉環境においてスパッタリ

ング、エロージョン、中性子の与える影響などを考慮した構成材料の見直し、構造の改良を進めるとともに、製作技術の確立を計る必要がある。また、トリチウム対策と遠隔操作による分解組立ても考慮して、更に最適設計を進めねばならない。

(2) I C 加熱システム

I C 加熱システムの設計については、L Hと同様に熱設計的に厳しい結合系について、主に設計を進めている。主加熱及び電流駆動用として使用できるように、周波数は120 MHzと160 MHzを選定している。図6. 7. 4に中心軸を含む垂直断面を示すI C結合系の概念図を示す。先端部は、4行6列のループアンテナから成り、熱シールドを兼ねたファラデーシールドを先端に装着している。ファラデーシールドは、インコネル製の冷却パイプにフィンをつけた2重シールド構造とし、プラズマ対向面側をグラファイト等で構成する。熱応力解析により許容値を満足する構造が見いだされている。また、プラズマ電流崩壊時の電磁力についても、充分耐えられる。今後、炉環境を考慮した材料の選定と構造の改良設計を進める必要がある。

(3) E C 加熱システム

E C 加熱システムの設計については、周波数140 GHzを選定している。導波管とミラーから構成される入射結合系の設計を中心に進めている。図6. 7. 5に、光学設計によるマイクロ波ビームの経路を示す。導波管束から放射されたビームは、平面または曲面ミラーで反射されてプラズマへ放射される。図中の平面ミラー2の角度を変えることにより、プラズマへ吸収される場所を変えることができる。F E RでのE C 加熱システムに要求されている周波数140 GHz以上については、現在世界的に技術開発が必要とされている分野であり、大電力のジャイロトロンや伝送系を構成する各種のモード変換器、低損失の導波管、真空窓などの回路素子の開発が早急に望まれている。今後、伝送系、結合系を構成する素子の設計、試作評価を基盤技術として、更にシステム設計を継続する。

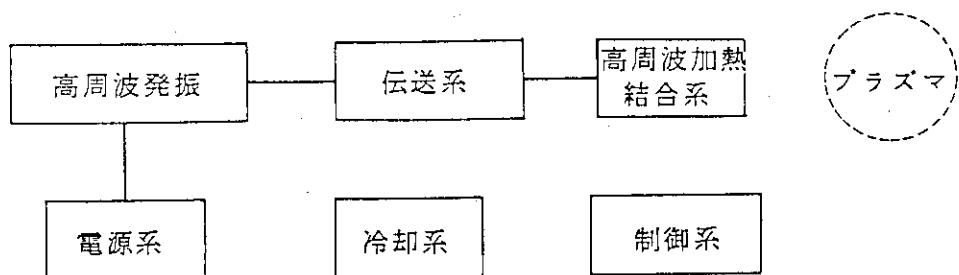


図 6.7.1 電流駆動を含む高周波加熱システムの基本構成

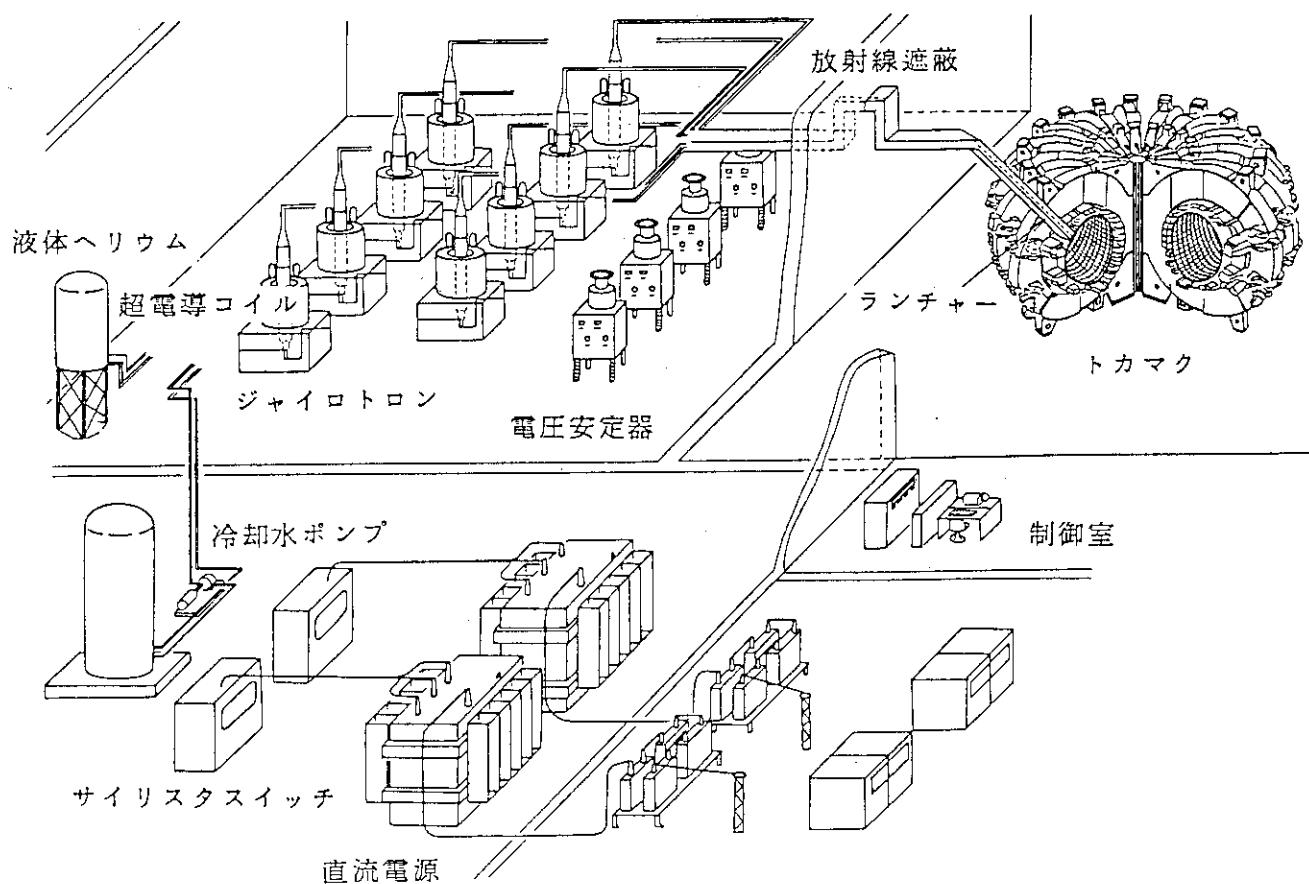


図 6.7.2 EC 加熱システムの全体構成

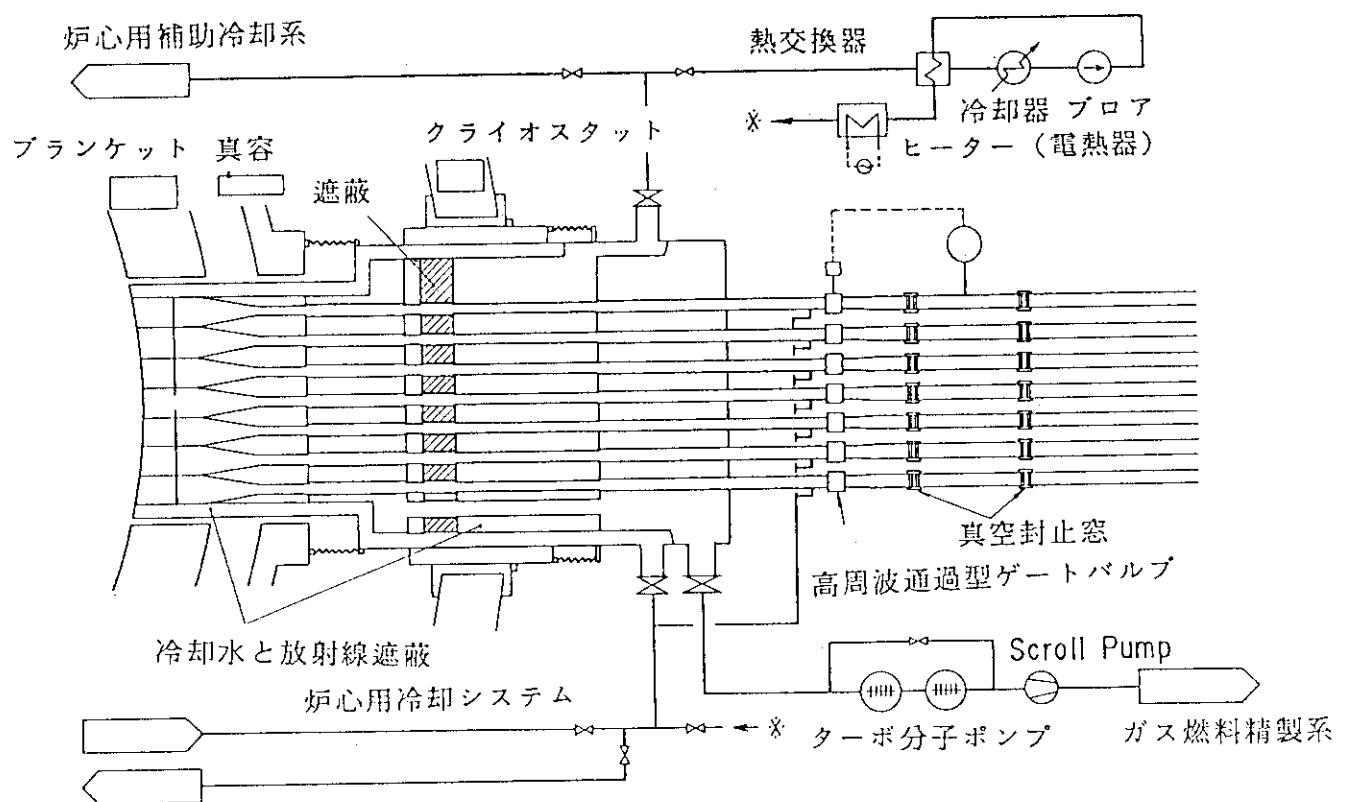


図 6.7.3 低域混成波帶電流駆動用ランチャー

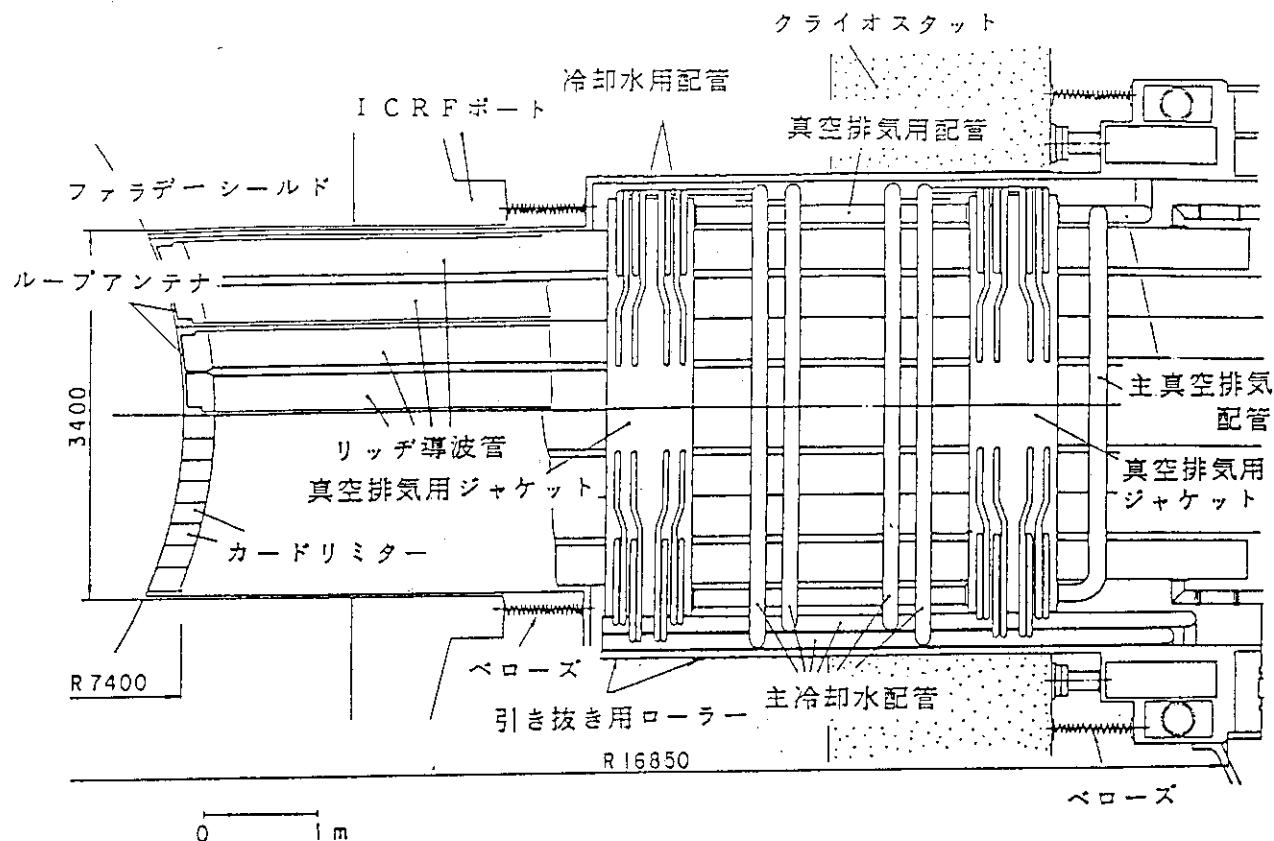


図 6.7.4 イオンサイクロトロン共鳴波帯加熱用ランチャー

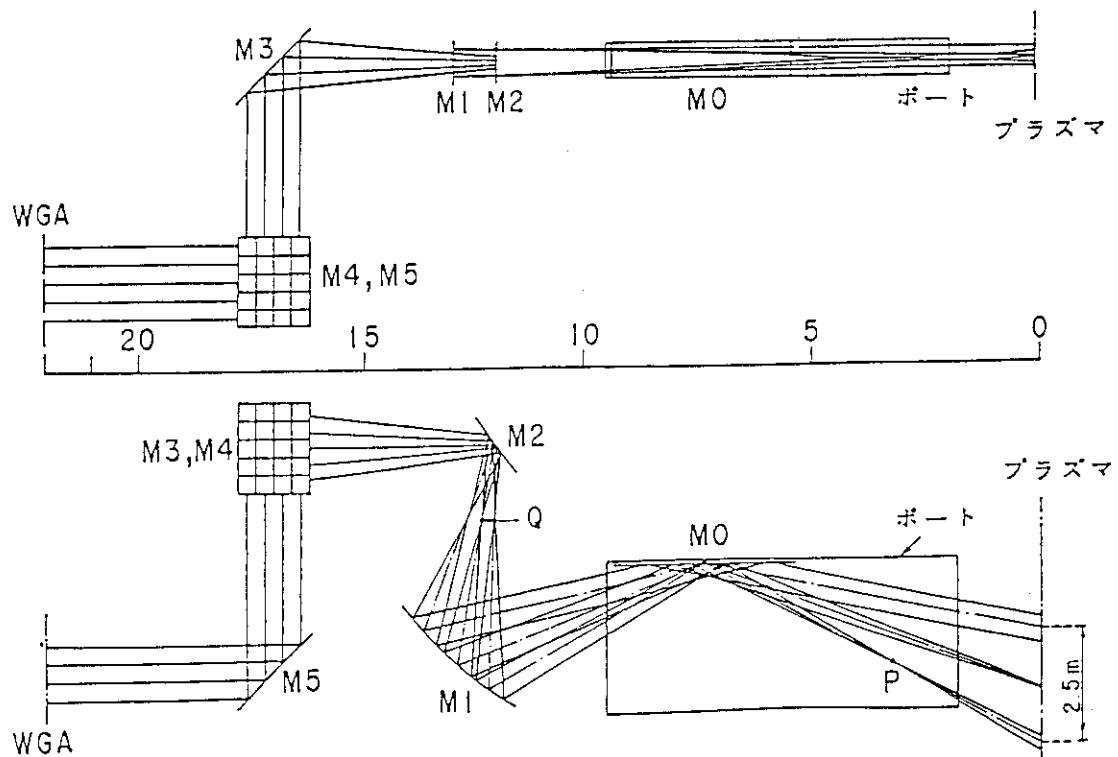


図 6.7.5 電子サイクロトロン共鳴加熱用ビーム伝送系

6. 8 燃料及びブランケット系

D T 核燃焼と融合反応により生成する高速中性子を利用した核融合炉工学試験（トリチウム増殖ブランケット、炉材料等の照射試験）を目的とした F E R では、燃料としてのトリチウムを取り扱う燃料循環系、ブランケット系と環境及び作業者の安全を確保するための安全系としてトリチウム格納・除去系とが設備される。安全系については、6. 10 節を参照されたい。

6. 8. 1 系統概要

燃料循環系は、図 6. 8. 1 に示すように幾つかのトリチウムシステムから構成され、F E R の工学試験段階で計画されている種々のシナリオに対応して融通性のある運転が可能となっている。各系統の概要是、次の通りである。

- (i) 燃料供給系： 実験炉炉心（図中、真空容器）に D T 燃料をガス状もしくはペレット状で供給するための系統であり、燃料ガス注入設備及びペレット入射装置が備えられている。D T 供給流量は、1 日当たり約 2 kg と見積もられる。
- (ii) プロペラントガス処理系： ペレット入射装置は、液体 H e を用いて製造した D T アイスペレットを炉心プラズマ中に高速（2 ~ 10 km/秒）で打ち込むため、推進ガス（プロペラントガス）として大量の水素（H₂）を使用する。プロペラントガス処理設備は、燃料ガス貯蔵設備から移送される燃料ガス（D₂及びT₂）と H₂ガスを調整する。同位体分離設備（2）は、H₂により希釈されたトリチウムを入射装置より回収するために必要な設備である。同位体分離は、次項で述べる同位体分離設備（1）と同様の分離法で行う。
- (iii) プラズマ排ガス処理系： 炉心内の燃焼廃ガス（H e）と未燃焼 D T を排気し D T を回収するための系統であり、真空排気、燃料ガス精製、同位体分離及び燃料ガス貯蔵等の諸設備が備えられる。真空排気設備では、プラズマ中の不純物濃度をできる限り低く（約 1 %）保持する必要性から H e と D T に対する排気速度の大きいクライオ複合ポンプあるいはターボ分子ポンプが使用される。燃料ガス精製設備は、プラズマ排ガスに含まれる燃料 D T と不純物（ヘリウム、酸素、窒素、炭酸ガス、炭化水素、水分等）とを分離し D T を次の同位体分離工程に送る役目をする。また、不純物中のトリチウム化合物（トリチウム水、トリチウム化炭化水素）を化学的に処理してトリチウムを回収する機能も備えている。同位体分離設備（1）では、水素同位体混合物（H - D - T）が夫々の成分に分離される。分離法としては、深冷蒸留塔法（操作温度 約 18 K）が一般的である。
- (iv) N B I まわり処理系： プラズマを加熱するため D₂を中性粒子として炉心に入射する N B I 装置では、トリチウムが炉心より逆拡散し N B I のクライオ排気ポンプ内に蓄積する。装置内トリチウムインベントリーを低減化するためクライオポンプを

定期的に再生し、燃料ガス処理及び同位体分離設備において不純物除去と D₂、 T₂の回収を行う。

- (v) ブランケット系： F E Rにおいて実施する種々のブランケット照射試験に必要な系統であり、トリチウムの増殖特性測定及び回収・利用するための回収・同位体分離設備（3）等から構成される。

6. 8. 2 ブランケット試験

核融合炉ブランケットは、図 6. 8. 2 に示すようにプラズマの周囲に配置した増殖ブランケットにおいてトリチウムを生産すると共に核融合反応で生成するヘリウム、中性子の持つ運動エネルギーを熱エネルギーに転換し取り出す役目をもつものである。現在、有望と考えられているブランケットを表 6. 8. 1 に示す。とくに、固体系ブランケットと液体 L i P b ブランケットは、将来の動力用核融合炉への適用可能性が期待されているものである。本試験では、わが国及び欧米の今後の R & D の成果を考慮しつつ、独自のブランケット技術開発を目指す。

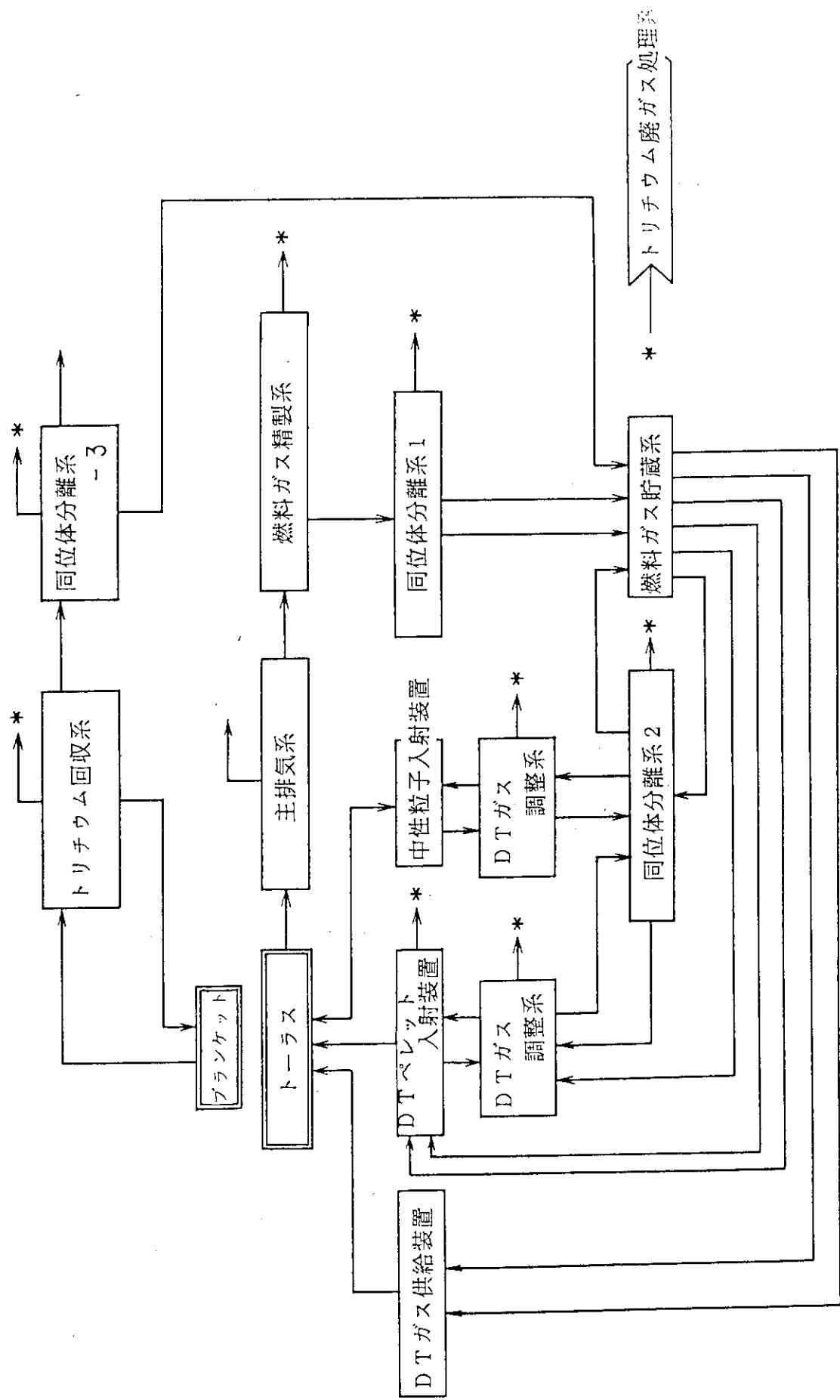


図 6.8.1 燃料循環システム

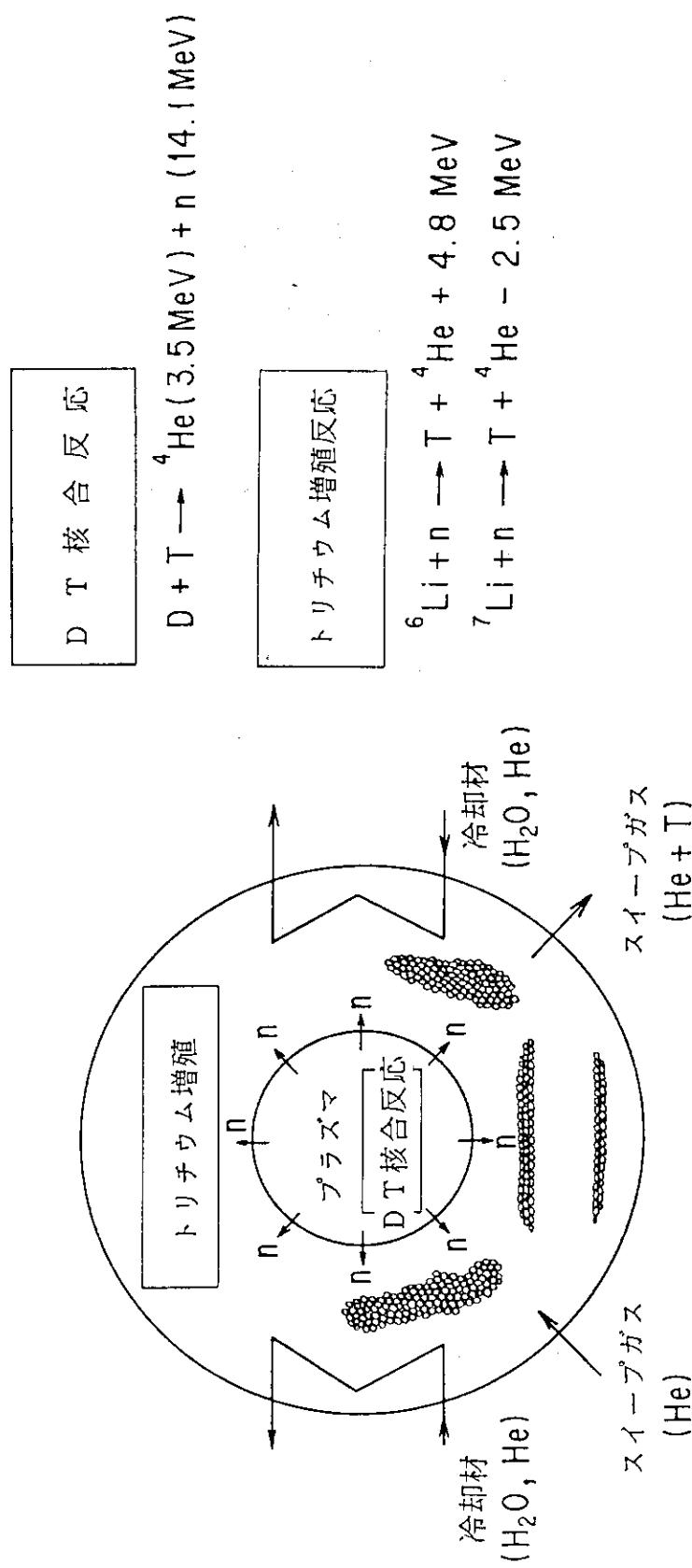


図 6.8.2 トリチウム増殖ブランケットの機能原理図

表 6.8.1 代表的なトリチウム増殖ブランケット

I) 固体系ブランケット

増殖材 : Li_2O 、 Li_4SiO_4 、 Li_2ZrO_3 、 Al_2AlO_5 等

中性子増倍材 : Be

冷却材 : H_2O 、He

構造材 : オーステナイト鋼、フェライト鋼

II) 液体金属系ブランケット

増殖材 : 17Li - 83Pb、Li

中性子増倍材 : Be、Pb

冷却材 : 増殖材自身、 H_2O 、He

構造材 : オーステナイト鋼、フェライト鋼

III) 水溶液ブランケット

増殖材 : LiNO_3 、 LiOH

中性子増倍材 : Be

冷却材 : 増殖材自身

構造材 : オーステナイト鋼、フェライト鋼

6.9 計測システム

これまでのトカマク装置における計測診断システムの主要な役割は、得られたプラズマの状態をさまざまな角度から計測してどの程度のプラズマがどのような物理機構のもとに達成されているかを性能評価するものであった。これは、プラズマ生成・加熱のためにそれほど複雑なプラズマ制御をしなくとも、良い運転条件が見つかり、主として電磁気信号を制御センサーに用いる程度のプラズマ制御で充分に運転が可能であることによる。このため、計測機器は電磁気検出器等一部の計測器を除いてトカマク本体とは切り離して整理運用をしてきた。

F E Rにおいても、対象とすべきプラズマは基本的には現在の大型トカマク装置で得られるプラズマの延長上にあるが、D/T反応による核融合燃焼熱が支配的となる点で質的に異なるものである。このためF E Rでは、核融合燃焼制御が必須の技術となりそれに必要なセンサーを含む計測システムもこれまでのトカマク装置とは異なり、F E Rの基幹システムの一つとして位置づける必要がある。

核融合炉における定常運転状態での核融合燃焼制御技術は、現時点においてはもちろん確立したものではなく今後のR & DによりF E Rで確立していく必要がある。D/T反応による核融合燃焼の制御に関わる主要項目は以下の2点にまとめられる。

① α 粒子制御

- ・ α 粒子（高速）の閉じ込めとその粒子による加熱
- ・ α 粒子加熱系での $m = 1$ 制御法
- ・ α 粒子加熱と電流駆動の整合性
- ・ H e 灰排気

② D/T 燃料制御

さらに、F E Rの定常運転の運転シナリオを確立するためには、上記燃料制御に加えて以下の項目についても確立していくことが必要である。

① ダイバータ最適化

② 安定運転領域

③ 安定熱源としての制御ロジック

以上述べた観点からF E Rの計測システムは、役割別に優先順位をつけた分類を基本にしていくことが必要となるであろう。これに対して、従来のトカマク装置では計測システムの分類は計測対象である物理的なプラズマパラメータ別か計測手法別かで行っている。F E Rの計測システムの現時点でのおおまかな分類は以下のようになる。

(1) 制御センサー用：優先順位1

制御の対象項目に対応してさらに以下のように分類する

- ① プラズマ生成・加熱用
- ② 核燃焼制御、定常運転制御用
- ③ 安全系用

(2) F E R 性能評価用：優先順位2

Q値、閉込め比例則、パワーチャンネル同定等のF E Rの開発目標達成を評価するうえで必須の計測器がこの範疇にはいる。(1)の制御センサーの計測量で利用できるものはすべて利用して、重複しないようにする。

(3) 物理機構解明用：優先順位3

従来のトカマク装置における計測器は大部分この範疇にはいるものである。F E Rの世代には、現在の主要計測器は選別されて一部(1)及び(2)に採用され、特定の物理現象に関係する一部の計測器が(3)として残るか、新たに開発されることになる。この中からさらに将来開発が進んで上記(2)、(1)になるものが出ることによりF E R以後の開発計画を大きく進展させる可能性を残すことが重要である。

(1)、(2)のためにF E R全体の開発計画と整合を取りながら、R & Dを含めた長期的取り組みが必要となる。R & Dは特にF E R環境での各種データベース構築が必要と考えられる。F E R環境としては、核融合反応に伴う放射線、トリチウム、強磁場、高電磁ノイズ、高真空等であるが、この内、放射線(主として14 MeVの中性子と γ 線)に耐えるセンサーの開発が最優先課題であるので耐放射線特性のデータベース用のR & Dを優先的、長期的に実施することを計画している。

6. 10 安全設計の考え方

核融合炉の安全における中心課題は図 6.10.1 の模式図に示すように、放射線及び放射性物質に関するものである。D-T 核融合反応の結果、プラズマ中で 14 MeV のエネルギーを有する中性子と安定なヘリウム原子が生成する。核融合炉で問題となる主な放射性物質は、燃料であるトリチウムと中性子によってできる放射化生成物である。これらの放射線及び放射性物質による一般公衆及び従事者等の線量当量を、通常運転時のみならず異常時にも十分に低く抑えることが安全設計の目標である。通常運転時としては、保守・修理時及び放射性廃棄物の影響も考慮する。異常時としては、超電導マグネットの破損に代表される内部起因事象のみならず停電、地震等の外部起因事象も考慮する。

① 14 MeV 中性子及びガンマ線等の放射線に対しては、遮蔽設計によって通常運転時、異常時において、施設周辺の一般公衆及び従事者等の線量当量を A L A R A (as low as reasonably achievable) の精神に則ってできるだけ小さくする。その際特に貫通孔及び間隙等からの放射線ストリーミングに対する対策を施す。

② トリチウムに対しては、先ず施設内の保有量をできるだけ少なくし、次に通常運転時及び異常時の炉室内、環境への漏洩量を極力少なくする。模式図に示されているように、トリチウムを含む機器・配管類に対しては、以下の対策を施す。

- ・ トリチウムの漏洩防止を考慮すると共に、必要に応じてトリチウム透過対策を講じる。
- ・ 機器、グローブボックス等、格納室の多重格納とする。
- ・ グローブボックス等、格納室については、必要に応じて換気空調／雰囲気トリチウム浄化系を設ける。
- ・ 気体状トリチウムは可燃性であることから、着火源や酸素との混合比等トリチウムの燃焼条件が成立しないような設計とするとともに、必要に応じて機器などには防爆対策を施す。

③ 放射化生成物については、炉を構成する材料としてなるべく低放射化材料を選択する等により生成量を減らす工夫をし、次には可動化した放射化生成物が炉室内や環境に出ないようにする。ここで可動化のプロセスとしては、第 1 壁のスパッタリング、エロージョンなどによる放射化ダストの生成、冷却材への腐食生成物の溶け込み等が考えられている。

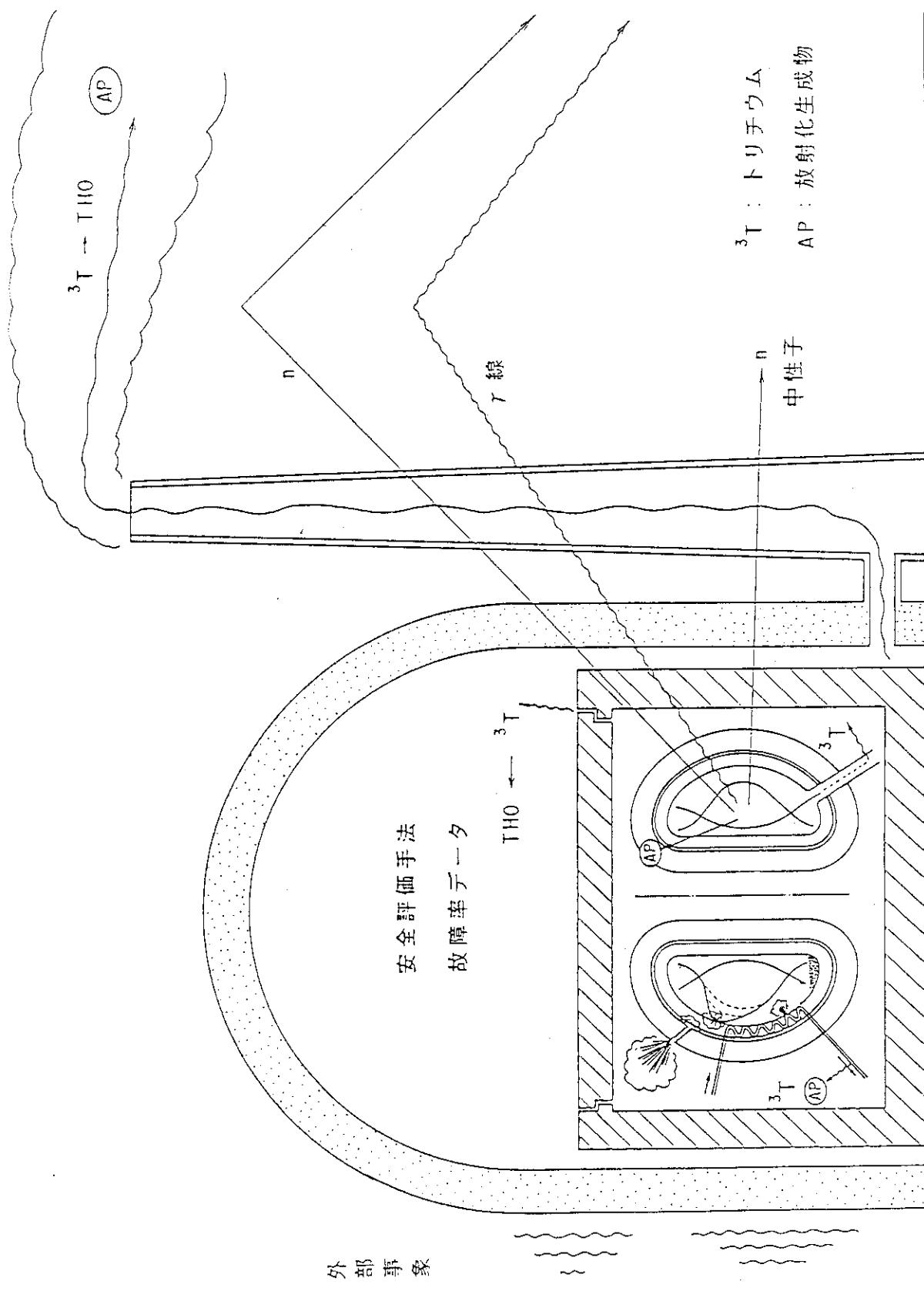


図 6.10.1 核融合炉の安全における中心課題

7. 原研における組織化の進捗状況

核融合実験炉を実現するには技術的な問題に限っても、如何にしてこれまでに得た知見や、現在進展しつつある開発研究の成果を設計に集約化させるかが重要である。設計はまた、開発研究の目標を的確に与える役割をもっているので、設計と開発研究（物理的及び工学的R & D）とは互いにフィードバックにより機能する車の両輪の役割を担っている。1988年（昭和63年）4月にITER活動が始められたことを契機として那珂研究所に「核融合実験炉特別チーム」が設けられた。この組織の運営の基本的な考え方としては、実験炉実現のために1歩踏み出すことを目的とし、以下の点を重要視した。

- ① R & Dの成果を設計に直ちに反映させるため、また、R & D担当者に設計面から重要な点を認識させるため、R & Dを実施している研究室の職員が設計に参画することとした。
- ② 実験炉を経済的な資金で建設するために、可能な限り構造仕様で発注できるよう、原研が設計及びR & Dにおいても当事者能力即ち実力を持つことが必要である。このために、技術的に困難な課題であればあるほど原研において実施し解決することを基本とする。
- ③ FERとITERとでは技術的な課題は共通であることが多いため、相互にそれぞれの設計から利益を得るには、同じメンバーが対応した方が良いこと。また、それがマングパワーの効果的運用であることから、同一組織内で両者を実施することとした。
- ④ 特別チームでは全体設計を業務の中核とするが、単に設計を行うだけではなく、R & Dの総合調整も業務に含め、これらの仕事を通して開発研究現場（研究室）とのパイプを太くすること。
- ⑤ 実験炉の建設に必要なR & Dを実施する研究室が組織化されていない場合には、特別チームでこれを補いつつ、組織化に向けて働きかけること。

この考えを具体化したものとして特徴的なことは各研究室からの中核の兼務者が多いことである。本務者やこれらの兼務者を中心として技術検討と物理検討を推進する体制を組織化している（図7.1）。特別チームを中心として今後成すべきことは実験炉に関わるプラズマの検討、技術的検討は当然のこととして、実験炉のようにトリチウム燃料を本格的に取り扱う装置に対する安全規制や基準などの検討も必要である。

また、組織化の当面の課題としてR & Dを実施するため、ブランケット技術開発、炉構造技術開発、遠隔操作技術開発、及び計測器開発に関わる組織を設けることである。

今後この方向に向かって努力していきたい。

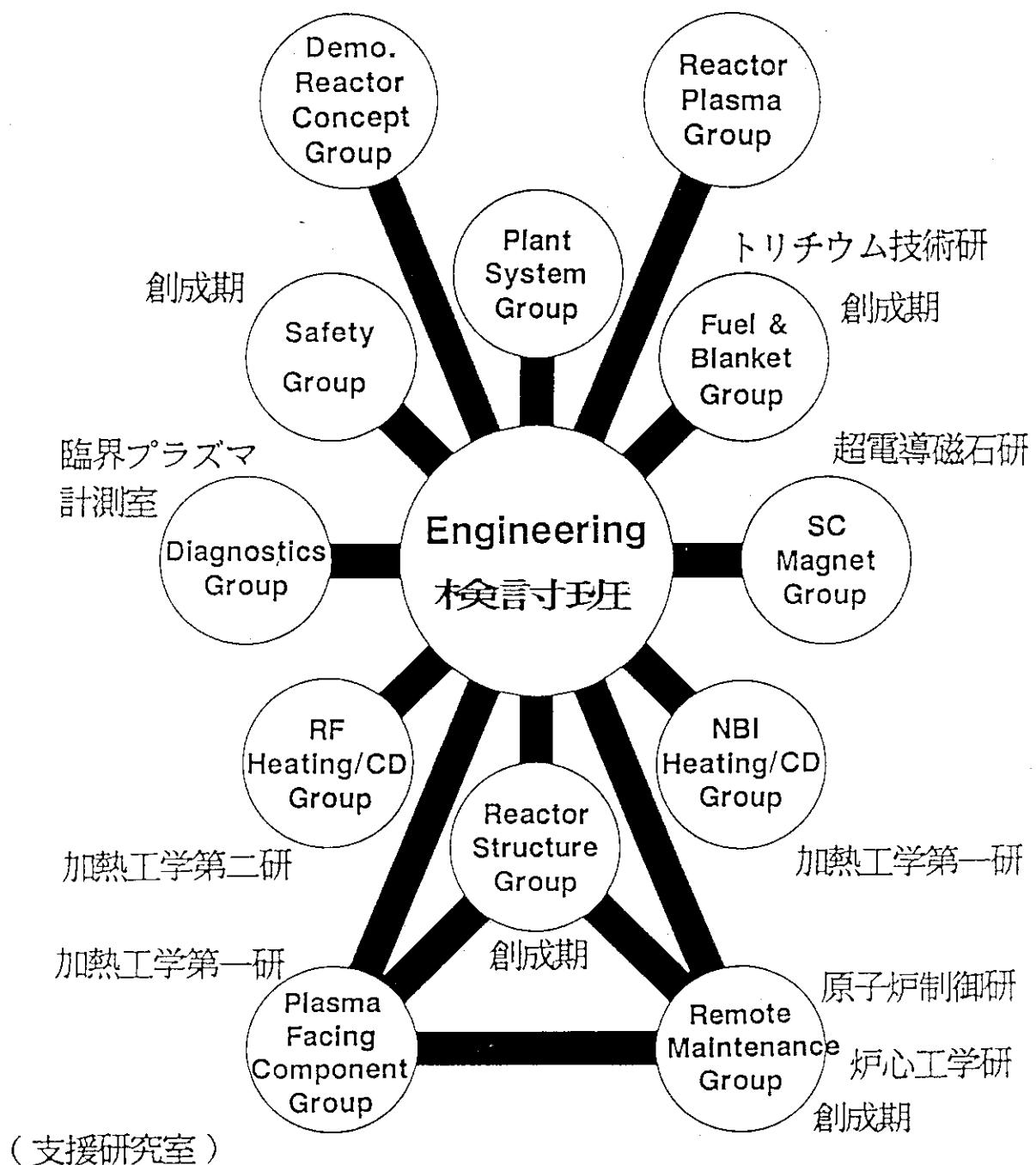


図 7.1 F E R での技術検討及び物理検討のための体制

8. おわりに

第2段階核融合研究開発計画の一環として進めてきた核融合実験炉の検討は、概念設計段階の纏めの段階に近づいている。即ち、F E R 及び I T E R の概念設計は 1990 年末を目標に完結する予定であり、他方、第2段階計画で予定されたプラズマ及び工学 R & D についてもこの 10 数年間に大きな進展が見られた。したがって、実験炉検討の次ステップである詳細設計段階に入るために必要なデータベースは整ったとの判断に基づいて次ステップに進むべきか否かの国レベルの政策判断を仰ぎたいと考えている。

次ステップの詳細設計段階では、核融合研究開発の信頼性を確保する観点から目的を絞った工学 R & D とプラズマ R & D を実験炉詳細設計と並進させる必要がある。このことにより、現状のデータベースからの外挿に基いている装置設計の信頼性を向上させることができとなる。また、核融合研究開発の安定性を担保するため、装置設計としては F E R 及び I T E R を含め、これらの装置規模の範囲において他に想定されるオプションも含めて柔軟な検討評価を行う必要があると考えている。

今後、原子力委員会などでこれらの計画が検討され、我が国の核融合研究開発が実験炉に向って第1歩を踏み出すことを期待したい。

謝辞

本設計検討を実施するにあたり、野口宏 保健物理部副主任研究員、安積正史 臨界プラズマ第1実験室室長、関昌弘 加熱工学第1実験室室長から多くのコメント及び示唆を頂きました。 C A D 解析グループには、構造設計・解析において多くの支援を頂きました。 また田村早苗 臨界プラズマ研究部部長、岸本浩 臨界プラズマ研究部次長、島本 進 核融合研究部部長、飯島勉 那珂研究所所長に多くの御支援と御助言を頂いたことを感謝致します。

8. おわりに

第2段階核融合研究開発計画の一環として進めてきた核融合実験炉の検討は、概念設計段階の纏めの段階に近づいている。即ち、F E R 及び I T E R の概念設計は 1990 年末を目標に完結する予定であり、他方、第2段階計画で予定されたプラズマ及び工学 R & D についてもこの 10 数年間に大きな進展が見られた。したがって、実験炉検討の次ステップである詳細設計段階に入るために必要なデータベースは整ったとの判断に基づいて次ステップに進むべきか否かの国レベルの政策判断を仰ぎたいと考えている。

次ステップの詳細設計段階では、核融合研究開発の信頼性を確保する観点から目的を絞った工学 R & D とプラズマ R & D を実験炉詳細設計と並進させる必要がある。このことにより、現状のデータベースからの外挿に基いている装置設計の信頼性を向上させることができとなる。また、核融合研究開発の安定性を担保するため、装置設計としては F E R 及び I T E R を含め、これらの装置規模の範囲において他に想定されるオプションも含めて柔軟な検討評価を行う必要があると考えている。

今後、原子力委員会などでこれらの計画が検討され、我が国の核融合研究開発が実験炉に向って第1歩を踏み出すことを期待したい。

謝辞

本設計検討を実施するにあたり、野口宏 保健物理部副主任研究員、安積正史 臨界プラズマ第1実験室室長、関昌弘 加熱工学第1実験室室長から多くのコメント及び示唆を頂きました。 C A D 解析グループには、構造設計・解析において多くの支援を頂きました。 また田村早苗 臨界プラズマ研究部部長、岸本浩 臨界プラズマ研究部次長、島本 進 核融合研究部部長、飯島勉 那珂研究所所長に多くの御支援と御助言を頂いたことを感謝致します。

付録

6 1 . 1 0 . 2 8

核融合研究開発の次段階構想について

核融合会議

核融合の研究開発は着実な進展を見せており、JT-60の臨界プラズマ条件達成による核融合の科学的実証が昭和62年末頃と見込まれる状況に至っている。また、欧米では次期装置設計チームがすでに活動を始めるとともに、次期装置共同建設の可能性が検討されている。このような状況を踏まえて、原子力委員会核融合会議は昭和60年4月から、JT-60以降の次の段階における核融合研究開発の進め方について検討を開始した。同会議は、3つの分科会（基本問題、次期大型装置及び炉工学）を設けて、全体計画及びその技術的可能性について国内の専門家による検討を1年半に亘って行い、このほどその結論を得るに至った。その検討に当っての基本的考え方及び結論の概要は、以下のとおりである。

1. 基本的考え方

- (1) 次段階の研究開発の目標については、現行の長期計画（昭和57年6月）において、「1990年代後半に自己点火条件を達成」することとし、「当面、トカマク方式を想定して、実験炉についての研究開発を進める」としている。今回の作業に当っては、この長期計画の見直しも含めて、計画の中心となる次期装置の具体的な仕様、建設計画等とともに炉工学技術の開発及び国全体の研究体制等についても検討を行う。
- (2) サミット協力等の場で次期装置共同建設の可能性が検討されており、我が国としても、将来計画を諸外国に明確に示す事が不可欠である。従って、JT-60による臨界プラズマ条件達成を前提として、最新の技術レベルを踏まえた次期装置の仕様等を明確にする。
- (3) 次段階計画の中核となる次期大型装置については、国内建設を念願に置いて、JT-60の臨界プラズマ条件達成後に所定の評価を踏まえて設計及びR&Dを行い、諸条件が整えば建設を開始する。また、これと並行して国際的な共同建設の検討にも積極的に参加する。
- (4) 核融合の研究開発は、未踏未知の超高温核燃焼プラズマと、多岐に亘る革新的炉工学技術を包含する複合システムの開発である。我が国は、昭和40年代から、これをナショナル・プロジェクトとして積極的に推進しており、今や世界の最先端をリードする立場に立っている。科学技術による世界的貢献を目指す我が国としては、若い研究者にチャレンジングな目標を与えるという観点からも、今後の科学技術開発の重要なテーマとして、核融合次段階計画を積極的に進めるべきである。

2. 次段階計画の骨子

(1) 基本的枠組

- 1) JT-60に続き、トカマク方式による次期大型装置の建設を1990年代前半に開始する。
- 2) その主要目標は、重水素・三重水素反応による自己点火・長時間燃焼の達成であり、炉工学技術の総合化については、上記目標達成に不可欠な項目を最優先し、装置本体と独立に開発できる項目については、できる限り別途開発して装置の大型化、複雑化を避ける。
- 3) 大学においては、学術審議会の報告に基づき、環状磁場系の外部導体系大型ヘリカル装置による計画を実施し、トカマク並みのデータベースの確立を図るとともに、各種閉じ込め方式について研究を継続する。
- 4) トカマクとトカマク以外の閉じ込め方式の路線選択の時期は、次々期装置の計画決定時を目指す。
- 5) 炉工学技術については、日本原子力研究所、大学及び国立試験研究機関の協力・連携による総合的な研究開発を実施する。
- 6) 国際協力については、日本がイニシアチブをとって、新しい国際協力プロジェクトを立案することも検討する。

(2) 次期大型装置

- 1) 次期大型装置は、重水素・三重水素反応による自己点火と、800秒程度の長時間燃焼を行うとともに、テスト・モジュールによるトリチウム増殖及び発電用高温高圧ブランケット照射等の炉工学試験を行う。
(参考-1)
- 2) 電流駆動、超電導磁石、トリチウム取り扱い等の炉心及び炉工学の各分野において、装置開発に必要な予備的研究開発(R&D)を行う。
- 3) 技術リスク軽減のために、トリチウムを使わない装置機能確認及びトリチウムを使った燃焼実験並びに本格運転の3段階に分けたフェーズド・オペレーション(段階的建設・運転)を行う。
- 4) 装置規模の縮小、設計最適化、今後のR&Dの成果の取り込みによって、装置建設費を4,000億円程度と試算した。設計作業及びR&Dを早急に開始すれば、1990年代前半の建設開始及び2000年前後の完成が可能である。(参考-2)

(3) 炉工学技術

- 1) 今後の炉工学研究開発を次のように大別し、日本原子力研究所、大学及び国立試験研究機関の協力・連携により総合的な研究開発を実施する。(参考-3)
 - ①次期大型装置の建設に必要な研究開発
 - ②将来の実証炉開発に必要な研究開発
 - ③基礎的・先駆的な研究

これらの研究開発には、約900億円を要する。(文部省関係を除く)
- 2) 上記①の研究開発を通じて、1990年代前半の次期大型装置着工に必要な技術レベルの達成は可能となる。

- 3) 研究開発の実施に当っては、核融合会議において十分な連絡調整を行うとともに、施設共同利用等の新たな研究交流の場の整備を検討すべきである。
- 4) 国内計画の補完・強化の観点から重要な国際協力については、材料分野等これに適した技術分野において、我が国が主導的役割を果たすことに積極的に取り組む。

3. 次段階計画のスケジュール

次段階計画は、上記した結論を踏まえて、JT-60の臨界プラズマ条件達成（昭和62年末と想定）後の評価作業を経て発足することとする。昭和63年度から次段階計画を開始するとすれば、その実施には昭和80年代前半までの約20年間を要し、主なマイルストーンは次のとおりである。

昭和67年頃	次期大型装置着工
昭和74年頃	次期大型装置完成
昭和76年頃	自己点火条件達成
昭和78年頃	長時間燃焼達成

次期大型装置の主要仕様

(参考資料-1)

選 抹 項 目	仕 様
長時間燃焼	燃焼時間: ~ 800秒 (D/T燃焼)
自己点火	エネルギー増倍率: 20 ~ 30以上
不純物制御	ポロイダル・ダイバータ
運転モード	パルス運転
加熱・電流駆動	中性粒子入射, 高周波
壁負荷	中性子壁負荷: ~ 1 MW/m ²
中性子フルーエンス	~ 0.3 MW·Y/m ²
マグネット	超電導 (一部常電導の可能性有り)
プランケット	部分的モジュール
保守	分解修理の範囲: ダイバータ, 第一壁, 遮蔽の一部
電源	系統電力・電動発電機併用
JT-60の活用	電動発電機, 直流変換器, 加熱装置電源, 計測器等
炉工学開発・試験項目	トリチウム燃料サイクル: 燃料注入, 排気, 精製, 同位体分離, 貯蔵 超電導コイル: システム技術 プランケット: テストモジュールによるトリチウム増殖, 連続回収及び高温高圧試験 材料試験: 増殖材及び超電導磁石材の照射 中性子工学: 遮蔽実験等 遠隔操作: 第一壁の In-situ 交換, ダイバータ/リミタ等の分解・引抜き交換 その他: 計測・制御機器試験, 第一壁材料開発等

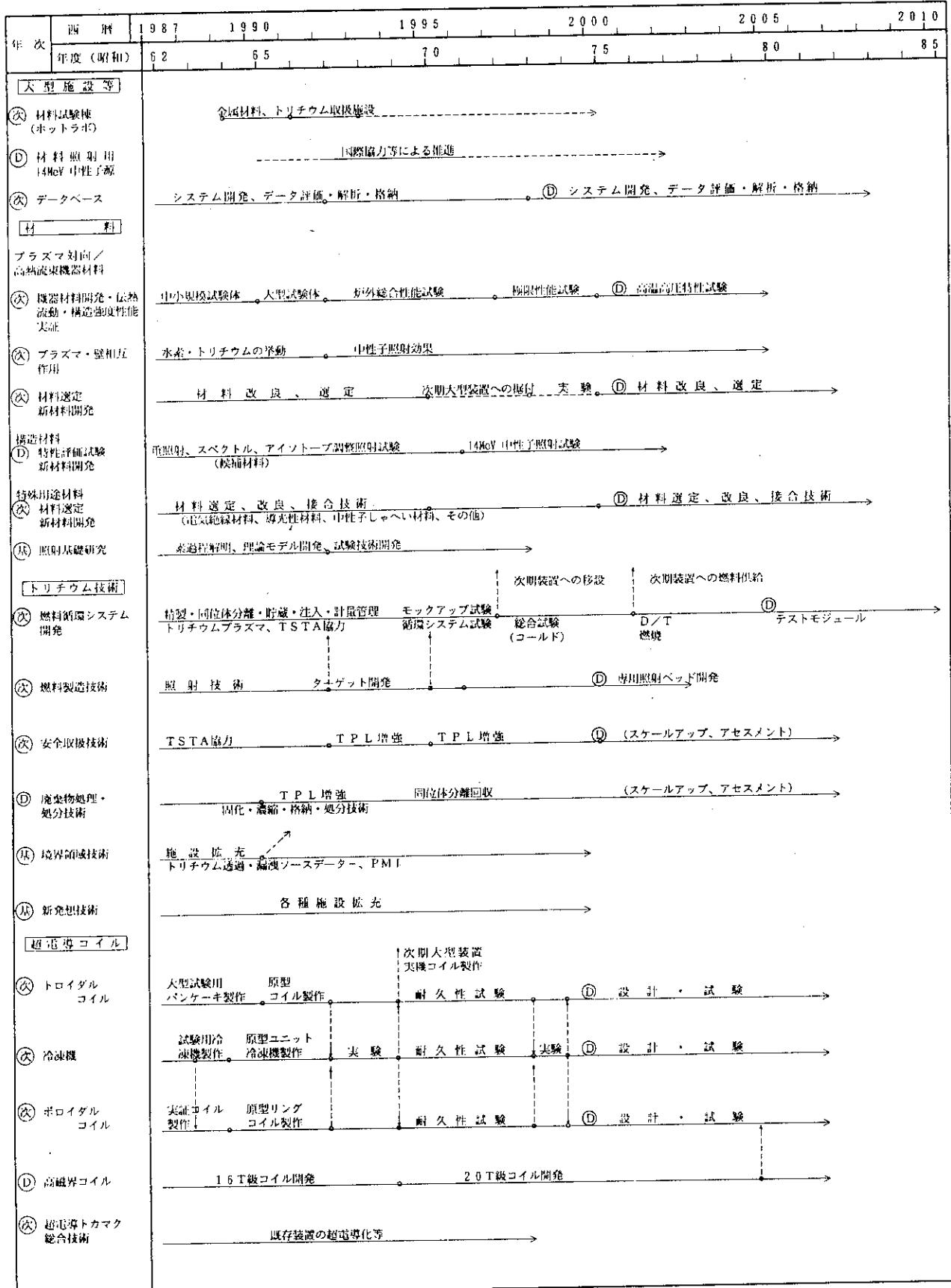
次期大型装置の全体計画

(參考資料 - 2)

(2) 各段階の概要とチェック・アンド・レビューの条件

	概要	次段階移行のための チェック・アンド・レビュー
基本設計 (1~2年)	1. 整合性の取れた装置全体の総合設計 2. 技術的な Feasibilityを保ちつつ、経費低減と各ミッション達成を可能とする設計案の作成	1. JT-60による臨界プラズマ条件達成と自己点火への見通し 2. 設計条件の明確化及びデータベース整備 3. システム整合性の見通し
詳細設計 (2~3年)	1. 総合設計に基づく各部の具体的設計及び総合設計へのフィードバック 2. 設備間の詳細取合設計	1. 炉心制御技術の確立 2. 炉工学技術の基盤確立 3. 安全性及び信頼性の確保 4. 総合設計と各部設計の整合性
製作・建設 (6~7年)	1. 各設備機器の製作・建設 2. 段階的建設機器との調整	1. 各設備の単体性能試験 2. R & D成果の確認
装置機能確認 (1~2年)	1. 水素／重水素プラズマによる炉心性能試験 2. 総合装置機能の試験	1. 水素／重水素プラズマによる炉心性能の確認 2. 非誘導電流駆動の実証 3. 総合装置機能の確認
燃焼実験 (1~2年)	1. 重水素・三重水素 (D/T) 燃焼及び自己点火実験 2. トリチウム系の安全運転	1. D/T自己点火条件の達成 2. D/T運転のシステム安全性確認 3. 長時間燃焼の見通し
本格運転 (5~6年)	1. 長時間D/T燃焼運転 2. 高フルエンス運転によるブランケット・モジュール試験 (3.定常運転化試験)	

核融合炉工学技術開発長期計画 (I) 昭和61年10月



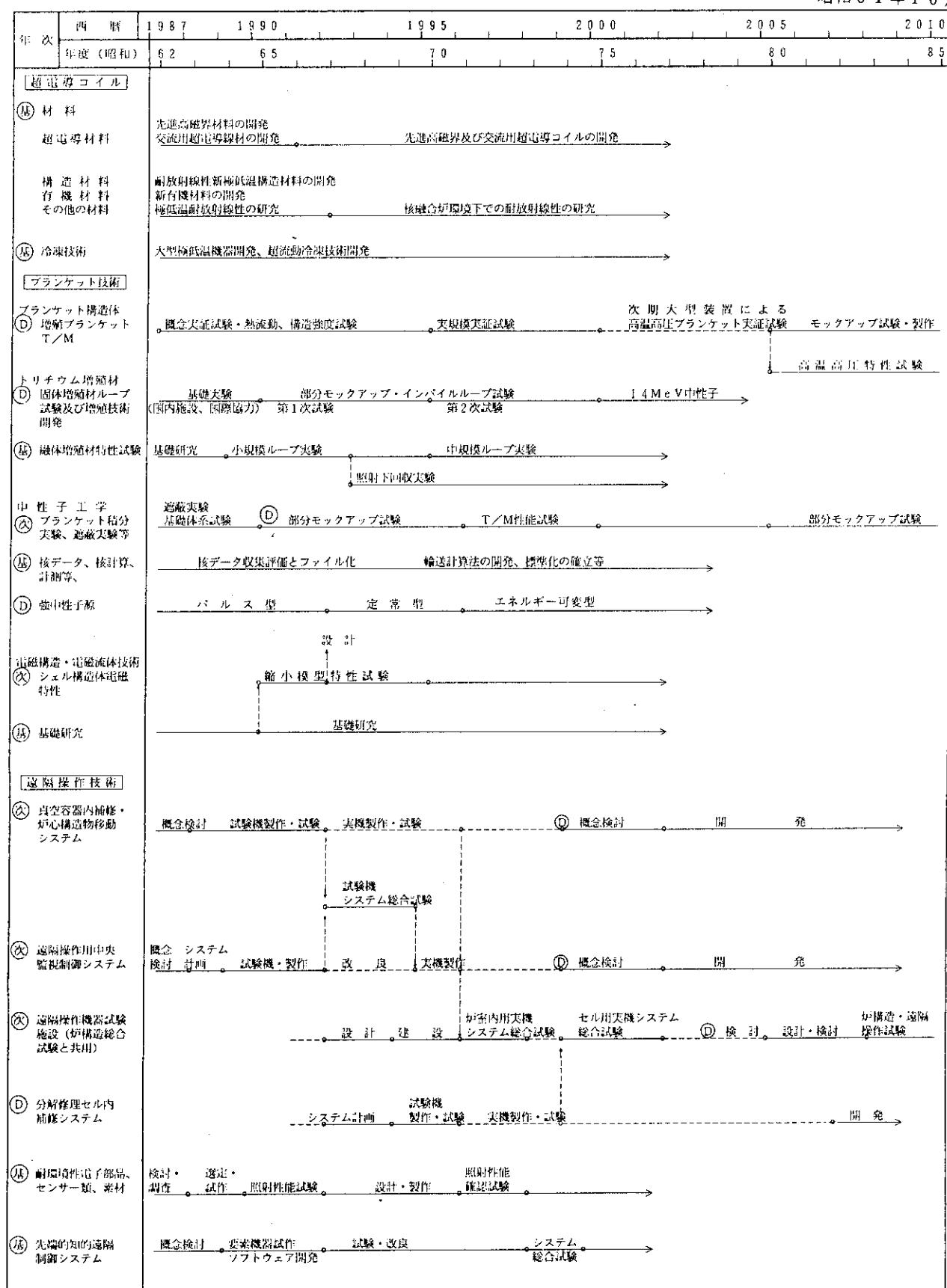
(A): 次期大型装置の建設のために必要な炉工学技術

(D): 次々期装置の段階で必要な炉工学技術

(B): 基礎的炉工学技術

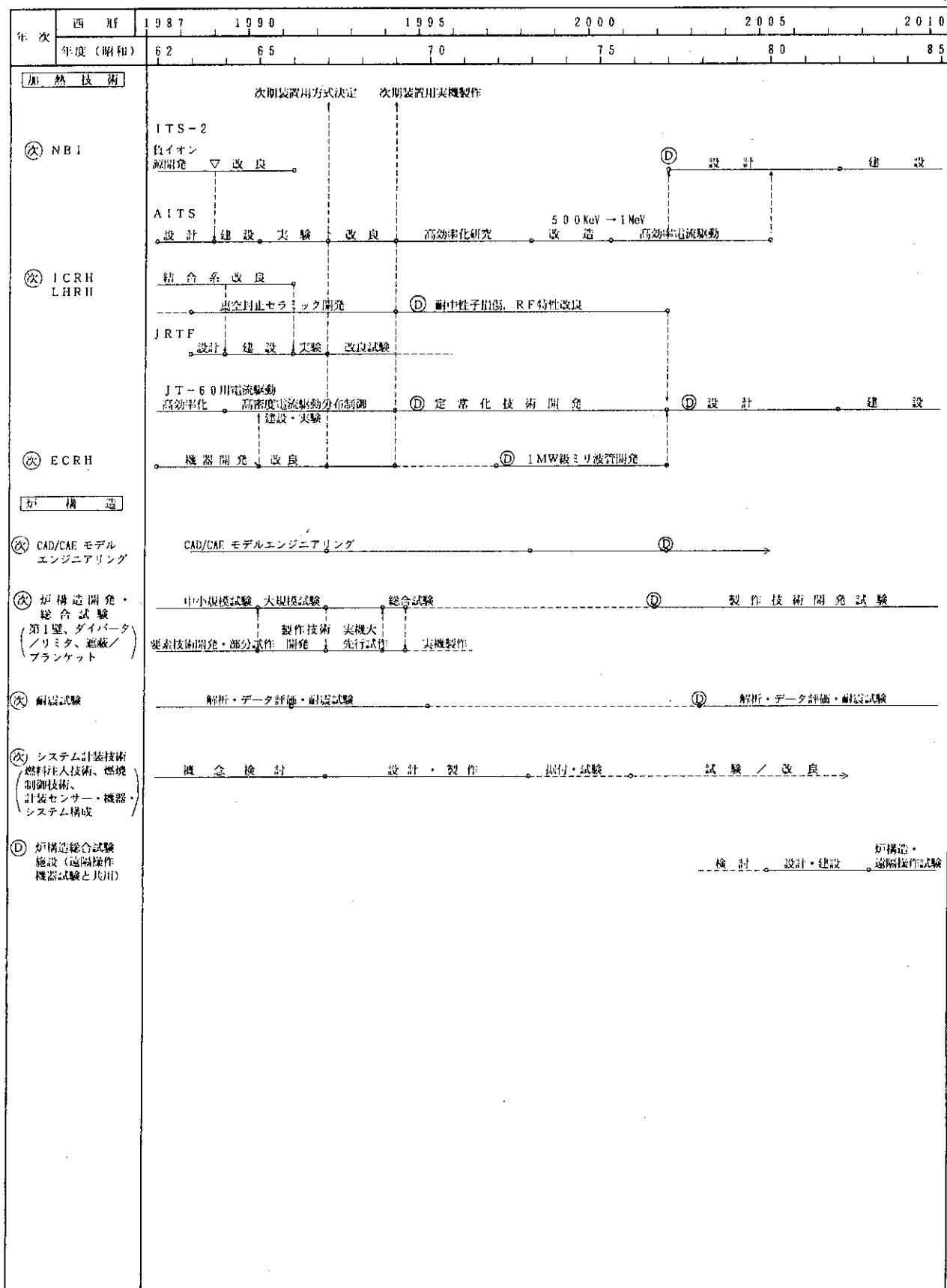
核融合炉工学技術開発長期計画(II)

昭和61年10月



(A): 次期大型装置の建設のために必要な工学技術 (B): 次々期装置の段階で必要な工学技術 (C): 基礎的工学技術

核融合炉工学技術開発長期計画（III）
昭和61年10月



(次) 次期大型装置の建設のために必要な炉工学技術

(次) 次々期装置の段階で必要な炉工学技術

(基) 基礎的炉工学技術