

JAERI - M  
85-176

昭和59年度核融合実験炉(FER)  
概念設計結果の要約

1985年11月

臨界プラズマ研究部

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。  
入手の問合わせは、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、お申しこしてください。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, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 いばらき印刷(株)

昭和 59 年度核融合実験炉 (FER) 概念設計結果の要約

日本原子力研究所那珂研究所  
臨界プラズマ研究部

(1985 年 10 月 15 日受理)

国の長期計画に於いて、JT-60 の次期装置として想定されているトカマク型核融合実験炉 FER の概念設計を行った。FER は昭和 55 年度より、炉概念の検討を進めてきたが、昭和 59 年度より新たに再度炉概念の見直しを行う。本報告書は初年度 (59 年度) の検討をまとめた要約である。昭和 59 年度の検討は、炉の基本構想を決定する「予備検討」、これにより定められた枠内で幾つかの炉本体構造案を検討する「基本検討」、選択された主案について炉本体の設計を行う「設計検討」の手順で行った。本年度の FER 設計のフレームは

- 1) 炉心プラズマ：自己点火条件達成
  - 2) 運転シナリオ：準定常方式 (RF による電流駆動・立上げ, OH コイルによる電流維持及び再充電) による長パルス運転
  - 3) 中性子フルエンス:  $0.3 \text{ MWY/m}^2$  に減少
  - 4) ブランケット: しゃへい形の採用 (トリチウム増殖テスト・モジュールにより工学的データを取得)
  - 5) マグネット: 超電導方式
- である。

Summary of Conceptual Design Study  
of Fusion Experimental Reactor (FER)  
(FY 1984 Report)

Department of Large Tokamak Research  
Naka Fusion Research Establishment, JAERI

(Received October 15, 1985)

Since 1980 the design study has been conducted at JAERI for the Fusion Experimental Reactor (FER) which has been proposed to be the next machine to JT-60 in the Japanese long term program of fusion reactor development. Starting from 1984 FER design is now being reviewed and redesigned.

This report is the summary of the report which describes the results obtained in the review and redesign activities in 1984. The following three steps are followed in those activities ; critical issues study step in which FER critical issues were reviewed and the frame of FER design was revised, torus structure selection step in which a few options within the frame for FER were examined and design step in which major components of the torus structure were designed.

The newly established frame for FER design is as follows :

- 1) Plasma : Self-ignition
- 2) Operation scenario : Quasi-steady state operation with long burn pulse
- 3) Neutron fluence on the first wall :  $0.3 \text{ MWY/m}^2$
- 4) Blanket : Non-tritium breeding blanket with test modules for breeding blanket development.
- 5) Magnets : Superconducting Magnets

Keywords: FER, Conceptual Design, Plasma, Magnet, Torus Structure, Operating Scenario, Heating System, Current Drive System, Power Supply System, Safety, Neutronics, Tokamak Reactor

設計作業者

設計検討連絡会議

沢田芳夫, 東稔達三, 藤沢 登, 斉藤龍太, 関 泰, 小林武司, 飯田浩正, 杉原正芳,  
伊藤 裕

プラズマ・グループ

藤沢 登, 杉原正芳, 岡崎隆司<sup>1)</sup>, 一木繁久<sup>2)</sup>, 笠井雅夫<sup>10)</sup>, 斉藤誠次<sup>8)</sup>, 畑山明聖<sup>11)</sup>,  
新谷吉郎<sup>11)</sup>, 木下茂美<sup>8)</sup>, 西尾 敏

プラント・エンジニアリング・グループ

小林武司, 堀江知義, 今村 豊<sup>12)</sup>, 本多 力<sup>11)</sup>, 森 清治<sup>5)</sup>, 溝口忠憲<sup>1)</sup>, 山中敏行<sup>4)</sup>,  
喜多村和憲<sup>3)</sup>, 黒田秀夫<sup>7)</sup>, 内田考穂<sup>11)</sup>, 佐藤勝利<sup>8)</sup>, 安達潤一<sup>13)</sup>, 山田政男<sup>10)</sup>,  
三木信晴<sup>11)</sup>, 黒田敏公<sup>13)</sup>, 新倉節夫<sup>10)</sup>, 松岡不識<sup>12)</sup>, 立川克浩, 関 昌弘, 湊 章男<sup>5)</sup>,  
立川信夫<sup>3)</sup>, 辻村誠一<sup>4)</sup>

マグネット・グループ

伊藤 裕, 藤岡 勉<sup>11)</sup>, 飯田文雄<sup>8)</sup>, 市原 直<sup>9)</sup>, 真田芳直<sup>11)</sup>

電気技術・グループ

斉藤龍太, 亀有昭久<sup>10)</sup>, 笠井雅夫<sup>10)</sup>, 上出泰生<sup>8)</sup>, 垣内俊二<sup>8)</sup>, 太田完治<sup>9)</sup>, 岡野邦彦<sup>11)</sup>,  
塚本忠則<sup>9)</sup>, 斉藤啓自<sup>8)</sup>, 山本 孝<sup>6)</sup>,

ニュートロニクス・安全性・グループ

関 泰, 森 清治<sup>5)</sup>, 本多 力<sup>11)</sup>, 毛利憲介<sup>13)</sup>, 黒田秀夫<sup>7)</sup>,

- 1) 外来研究員 (株) 日立製作所
- 2) " 三菱電機 (株)
- 3) " (株) 東芝
- 4) " 三菱重工業 (株)
- 5) " 川崎重工業 (株)
- 6) " 富士電機 (株)
- 7) " (株) 間組
- 8) (株) 日立製作所
- 9) 三菱電機 (株)
- 10) 三菱原子力工業 (株)
- 11) (株) 東芝
- 12) 三菱重工業 (株)
- 13) 川崎重工業 (株)

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 予備検討項目 .....	3
3. 昭和 59 年度 設計検討結果の要約 .....	17
3.1 標準設計の要約 .....	17
3.1.1 概 要 .....	17
3.1.2 炉心プラズマ .....	20
3.1.3 炉本体構造と炉心構造物 .....	25
3.1.4 マグネット・システム .....	36
3.1.5 加熱・電流駆動系 .....	43
3.1.6 プラズマ位置制御 .....	50
3.1.7 電源系 .....	55
3.1.8 計測系 .....	59
3.1.9 ニュートロニクス設計 .....	63
3.1.10 ブランケット・テスト・モジュール .....	67
3.1.11 分解修理 .....	71
3.1.12 安全性 .....	76
3.2 重要技術課題の検討結果の要約 .....	81
3.2.1 トリチウム増殖ブランケット .....	81
3.2.2 完全定常核融合実験炉 .....	85
謝 辞 .....	85

## Contents

1. INTRODUCTION .....	1
2. SUMMARY OF CRITICAL ISSUES STUDY .....	3
3. SUMMARY OF DESIGN STUDY RESULTS .....	17
3.1 Reference Design of FER (FER-Q) .....	17
3.1.1 Overview .....	17
3.1.2 Core plasma .....	20
3.1.3 Torus structure and components .....	25
3.1.4 Magnet system .....	36
3.1.5 Heating and current drive systems .....	43
3.1.6 Plasma position control .....	50
3.1.7 Power supply systems .....	55
3.1.8 Diagnostic systems .....	59
3.1.9 Neutronics .....	63
3.1.10 Blanket test module .....	67
3.1.11 Maintenance .....	71
3.1.12 Safety .....	76
3.2 Study of Design Issues for FER .....	81
3.2.1 Tritium breeding blanket .....	81
3.2.2 Steady state operation reactor (FER-S) .....	85
Acknowledgments .....	85

## 1. 序

本報告書は、国の長期計画において、JT-60の次期装置として想定されているトカマク型核融合実験炉FERの昭和59年度設計検討作業の結果を、要約してまとめたものである。FERは次の目標を達成する様に進められている。

- ① 自己点火条件のもとで、長時間のDT燃焼を達成すること。
- ② 核融合動力炉の基本的な工学技術の確証を行うこと。
- ③ 核融合炉実用化に必要な試験を行い知見を得ること。

FERは昭和55年度より、炉概念の検討を進めてきたが、昭和59年度は特に、次の項目に留意して検討を行った。

- ① 最近の技術革新を積極的に採用し、長時間DT燃焼、炉本体の小形化を達成する。
- ② 炉本体構造の一層の合理化をはかり、現実的な炉概念の確立をはかる。

これらの目的を達成するため、後述する様に例えば、RF電流駆動立上げ技術の採用および運転モード、炉本体分解修理方式の思い切った合理化等を行った。次に昭和59年度の設計検討の手順を述べる。

### (1) 予備検討（昭和59年5月初～8月中旬）

装置仕様を全面的に見直すために、全体的設計に先立って、第2章において述べる様な重要項目（運転モード、フルエンス等）について予備的検討を行い、各項目についての方針を決定した。この結果にもとづき、59年度のFER設計のフレームを次のように設定した。

- ① 炉心プラズマ：自己点火条件達成
- ② 運転シナリオ：準定常方式（RF電流駆動立上げ、OH電流維持及びRFパワーによる再充電）による長パルス運転
- ③ 中性子フルエンス：0.3 MWY/m<sup>2</sup>に減少
- ④ ブランケット：しゃへい形の採用（トリチウム増殖テスト・モジュールにより工学的データを取得）
- ⑤ マグネット：超電導方式

この検討内容については第2章において述べる。

### (2) 基本設計（昭和59年8月中旬～10月中旬）

上記のFER設計フレームの範囲内で工学的にインパクトの大きい不純物制御に関して三つの方式（シングル・ヌル・ダイバータ、ダブル・ヌル・ダイバータ、コールド・レイヤー付リミター）を設定し炉本体構造を中心に比較検討を行った。その詳細はJAERI-M85-179に記すが、シングル・ヌル・ダイバータをベースとする炉本体方式がプラズマの実現性、分解修理の簡略化等の点で有利である事を重視して59年度の標準設計に採用した。

### (3) 昭和59年度概念設計及び検討作業（10月～）

以上述べた手順により決定された標準設計仕様をベースとして昭和59年度の設計作業を行った。また59年度の作業の特徴として、標準設計以外にも、将来の技術開発の進展如何では大きな



インパクトを与える可能性のある重要技術課題、例えば完全定常炉方式およびトリチウム増殖ブランケット（高信頼性）についてもかなりの検討を行った。

次に昭和59年度のFER設計作業内容は下記のシリーズの報告書に記載されるが、本報告書はこれ等の内容全体を要約してまとめたものである。

- ① JAERI-M 85-176  
昭和59年度核融合実験炉（FER）概念設計結果の要約
- ② JAERI-M 85-177  
準定常核融合実験炉（FER-Q）概念設計報告書（その1）  
（昭和59年度標準設計）
- ③ JAERI-M 85-178  
準定常核融合実験炉（FER-Q）概念設計報告書（その2）  
（昭和59年度標準設計）
- ④ JAERI-M 85-179  
核融合実験炉（FER）重要技術課題の検討（昭和59年度）

此等の報告書の内容を概略説明すると次の様になる。先ず項目①、JAERI-M85-176では、59年度作業の目標、経緯及び設計結果の要約を述べる。次に項目②、JAERI-M 85-177では、標準設計である準定常核融合実験炉（以下FER-Qと称する）のうち、炉心プラズマ、炉本体構造、炉心構造物、マグネットについての設計結果を述べる。項目③、JAERI-M 85-178では標準設計の残りの部分すなわち、加熱・電流駆動系、プラズマ位置制御、電源系、計測系、ニュートロニクス、ブランケット・テスト・モジュール、分解修理、安全性等の設計検討結果について述べる。最後に項目④、JAERI-M 85-179では、標準設計と並行して行った重要技術課題の検討結果を述べる。この重要技術課題には、次の様な項目が含まれる。

- ① 基本設計段階で、四つの設計オプションについて行われた比較検討結果
- ② プラズマ、マグネット、電源に関するサーベイ
- ③ トリチウム増殖ブランケットの検討
- ④ 完全定常核融合実験炉（以下FER-Sと称する）に関する検討結果

ブランケットは標準設計では遮蔽形を採用しているが、トリチウム増殖技術の重要性を勘案し、かつ構造が合理化されて、信頼性が向上すれば、数年間運転後、炉心構造物を交換する可能性も考慮して、種々の構造方式について検討した。完全定常実験炉（FER-S）については、現状では近い将来における実現性は必ずしも高くないと判断されるが、もし実現されれば、炉本体サイズや炉構造上種々のメリットが期待される事から、特にインパクトの大きい炉心プラズマ及び高周波電流駆動系について重点的に検討を行った。

## 2. 予備検討項目

予備検討フェーズでは炉の基本構想に影響を与える幾つかの項目について検討し、59年度FERの基本構想を決定した。Table 2.1に予備検討フェーズでの検討項目とその主要な結論を示す。58年度のFER設計と比べ59年度の設計は以下の様な特徴を有する。

- (1) RF電流駆動技術の進展を積極的に採り入れる。将来の核融合動力炉は定常運転の炉となる事が強く望まれ、プラズマ電流を定常的に維持する技術を開発しておく必要がある。現時点でその可能性が実験的に実証されているのはLower Hybrid Waveによるものでありこれをを用いたプラズマ電流立上げ及びトランスフォーマーリチャージを行う準定常運転を採り入れる。LHWによる電流駆動は高密度プラズマでは現在展開されている理論に基づいても効率が悪く非現実的であるからこの技術がそのまま将来の動力炉に適用されるとは限らないが、高周波による電流駆動技術開発の良いベースになる事及び、この適用によって炉寸法の縮小、必要な電源容量の減少、トラス一周抵抗の必要性の減少、低温機器中の渦電流損の減少など多くの工学的利得が予想される事を考慮し積極的に採り入れる事とした。

また燃焼時間は2000秒とした。58年度迄の設計では完全インダクティブ運転であり燃焼時間は100秒であったが、これを大巾に増加する事によって、動力炉への展望をより明らかにする事を意図したものである。

- (2) ブランケットをトリチウム非増殖、遮蔽専用型とした。トリチウム増殖ブランケットは核融合動力炉開発には不可欠のものであるが、その開発を構造の複雑な核融合炉に於いて全て行う事は必ずしも得策ではない。相当な開発試験が放射化を伴わない炉外試験で行えるはずであるし、また中性子照射を必要とする試験でも既存の核分裂炉を用いて予備試験が出来るはずである。59年度FER設計ではトリチウム増殖ブランケットの開発はテスト・モジュールを使って行うもののみとした。将来のDemo炉の増殖ブランケットの型式選定に必要な基礎データはテスト・モジュールによる炉外試験及び既存施設を用いた試験を追加する事により充分得られると判断した。

ブランケットを非増殖型とする事により設計にかなりの自由度が期待され、従来工学的問題が山積みされていたブランケットの設計がより信頼性の高いものに置きかえられると予想される。

第1壁の中性子フルーエンスは $0.3 \text{ MWY/m}^2$ とした。テスト・モジュールによるブランケットテストを行うのに、この程度で充分である事、トリチウムの必要量(7.5 kg)が過大で無く外部から入手可能と考えられる事が理由である。しかし、58年度迄のFER設計( $3 \text{ MWY/m}^2$ )ではある程度可能であった構造材の照射試験が不可能となったため、構造材照射試験は別途装置が必要となる。これら利害得失を考慮した結果59年度FERの標準設計としては「非増殖ブランケット、テスト・モジュールによる増殖ブランケット開発、 $0.3 \text{ MWY/m}^2$ の低フルーエンス」の組合せを選択した。

なお、ブランケットとフルーエンスの選択については依然多くの議論があり、FERでの

選択としては今後も議論が続けられる。ここで述べたのは 59 年度 F E R 設計の標準設計としての選択について理由を明らかにしたものである。

以上が主な炉概念変更点であり、その他については Table 2.1 を見られたい。また Table 2.2 ~ 2.5 には検討項目のうち主要なものについて検討内容をブレイクダウンして示す。

Table 2.1 重要検討課題の検討結果

No.	Critical Issues	検討結果 / FER での選択
1	プラズマ設計	INTOR 則を用いて装置サイズ設定。 $\beta \cong 1.5 \times (\beta \text{ 実験値} / \text{理論値})$ 。 $q_{\phi} \sim 2.5$ , $K \sim 1.5$ , 低密度時の RF 電流駆動立上げは実現可能性大
2	運転モード	① RF 電流駆動立上げによる準定常運転を立案, 完全定常運転をオプション。②パルス巾は, プラズマ実験, プラント運転実証上の PR 効果, トリチウム回収実験を考慮して 2000 秒とする。(プラズマ実験上からは, $\sim 1000$ 秒程度)
3	フルーエンス	0.3 MWY/m <sup>2</sup> に設定, ①材料照射テスト以外の工学試験は概略この条件で可能 (ブランケット・テスト・モジュールの試験含む), ② $\geq 3$ MWY/m <sup>2</sup> (材料照射用) ではテスト期間が長すぎる。 ( $\geq 20$ 年) ③材料照射は別途考慮
4	ブランケット	①シンプルでかつ, 信頼性の高い炉心構造とするため, シャへい形とする。②テスト・モジュールは DEMO 炉用データ取得のため設置する。
5	メンテナンス	①条件の苛酷なダイバータ/リミターは最低限交換可能とする, ②ブランケットも場合によっては, 引抜の対象, 但し直線-1方向運動とする。③FW/コレクター板の負荷軽減のため, プラズマ・コールド・レイヤーやガード・リミターも検討の対象, ④作業者がアクセス可能な条件を活用
6	不純物制御	立案シングル・ヌル・ダイバータ, ダブル・ヌル及びコールド・レイヤー付ポンプ・リミターは代替案, ①分解修理, 耐震安定性等の点でシングルが有利, ②真空排気, $\beta$ リミットはダブルが若干有利, ③コールド・レイヤー付リミターはコレクター板の寿命が十分長い利点有り。
7	マグネット	① DEMO 炉への炉工学技術確立, 及びジュールロス (銅コイルは $\sim 1000$ MW 前後) の点から超電導マグネットを採用, TFコイル: Nb <sub>3</sub> Sn/NbTi, PFコイル: NbTi, ②TFコイルは 12 又は 14 本 (リップル 0.75%)
8	遮蔽	①内側ブランケットをシャへい形 $\rightarrow$ 主半径 25 cm 減少可能, ②生体シャへい: 従事者 2.5 mrem/h, 周辺住民 5 mrem/y
9	ディスラプション	①従来の仕様 ( $\tau_{\text{heat}} \sim 5$ msec, $\tau_{\text{current}} \sim 15$ msec) を継続するが, $\tau_{\text{current}} \sim 50$ ms を検討課題 (工学的要求), ②ディスラプション制御法は R & D 課題
10	プラズマ垂直位置制御	①プラズマ不安定性生長時間 $\sim 30$ msec なら, TFC 外側の制御コイルで可能, ②シャへい形ブランケット採用により, この不安定性生長時間は達成可能
11	トリチウム	①T必要量 25 kg/MWYm <sup>2</sup> , ②購入可能量 (民間ベース) $\sim 3$ kg/年, ②T-インベントリ: 炉内 $\sim 2$ kg, システム内 $\sim 3$ kg (飽和値)
12	材料	SUS 316 (L) をベースとする。① 1 MWY/m <sup>2</sup> 以下では PCA を採用するメリットが大きい。②高 Cr 鋼; プラズマ性能, 制御法, 電磁気設計が煩雑となる。
13	加熱	①バルク加熱としては, ICRF, LHRF 共可能性高い, ② NBI は前半の低密度時使用, ③ ECRF により運転, 制御シナリオが拡大 $\rightarrow$ 運転シナリオを検討していく。

Table 2.2 プラズマ設計の考え方

No.	関連項目	データベース	FERでの選択
1	エネルギー閉じ込め	①エネルギー閉じ込め則 ○INTOR 則 中・小型装置のジュール加熱追加熱（特にHモード）時に成立 ○Neo-Alcator 則 大型装置のジュール加熱時に成立, INTOR 則より良い	○INTOR 則を用いて装置サイズを設定する。 *最低限ダイバータ配位でHモードに相当する閉じ込め時間を期待 (JT-60) $\tau_E \sim 1.5$ 秒 $\left( \begin{array}{l} \bar{n} = 1.4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3} \\ \bar{T} = 10 \text{ keV} \\ a \sim 1.1 \text{ m} \end{array} \right.$
2	粒子閉じ込め	① $\tau_p^{\text{bulk}} \lesssim 0.5$ 秒 ○低温・高密度ダイバータプラズマ形成の可能性大 ② $\tau_p^{\text{overall}} \lesssim 0.05$ 秒(ダイバータ) ○He 排気速度 $\lesssim 10^5$ l/s ③ヘリウム濃縮は余り期待できない	○低温・高密度で低排気速度のダイバータプラズマを採用する * $\tau_p^{\text{bulk}} \lesssim 0.5$ 秒の実現 (JT-60) $I \gtrsim 3 \times 10^{22} \text{ s}^{-1}$ (FER) $1.2 \times 10^{22} \text{ s}^{-1}$ (JT-60) I : 粒子束
3	ベータ値	○D III (非円形) $\sim 4.6\%$ ○JFT-2 (円形) $\sim 3\%$ ○理論値 (バルーニング) $\sim 2.7\%$ ○実験のスケール則 $2.5 \sim 3\%$ $\beta_{\text{max}} = (3 - 3.5) I/aB$ (I=5.3 MA, a=1.1 m, B=5.7 T) ○第二安定化領域 (ビーン形) $20 \sim 30\%$ 但し, 炉工学的に多くの困難が予想される (へこみコイルのしゃへい, Tコイルとのリンク, またダイバータ配位は実現難)	○実験又は理論スケール則の1.5倍程度の改善を期待する * $\beta \sim 1.5$ ( $\beta_{\text{theory}}$ OR $\beta_{\text{exp}}$ ) ○現時点で bean 形を採用するのは時期尚早
4	安全係数 ( $q_\phi$ )	○ $q_\phi \lesssim 2$ では頻繁なディスラプションが問題 ○高ベータ, エネルギー閉じ込め, $\alpha$ 粒子閉じ込めの点で低い $q_\phi$ が望ましい。	○ $q_\phi \sim 2.5$

No.	関連項目	データベース	FERでの選択
5	非円形度 ( $K$ )	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 高ベータのために高い <math>K</math> が望ましい</li> <li>○ ダイバータ配位 <math>K &gt; 1.5</math></li> <li>○ <math>K &gt; 1.8</math> では垂直位置制御が難しい (D III)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ <math>K \sim 1.5</math></li> <li>* TFコイルの外のPFコイルで <math>K \sim 1.5</math> の安定放電, シェルとの組合せによる制御</li> <li>JFT-2M (85~86年)</li> </ul>
6	電流駆動	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 低密度時 (<math>\lesssim 10^{19} \text{ m}^{-3}</math>) の LHW電流駆動の実験データベース <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) プラズマ電流維持 (JFT-2, PLT, WT-2 他)</li> <li>(2) プラズマ電流立上り (PLT, WT-2 他)</li> <li>(3) 逆電場下での電流維持 (PLT)</li> </ol> </li> <li>2. 高密度時 (<math>\sim 10^{20} \text{ m}^{-3}</math>) の電流駆動 <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) ALCATOR-Cにおける LHW電流駆動  <div style="border: 1px solid black; border-radius: 50%; padding: 5px; display: inline-block; margin: 5px 0;"> 高磁場のため, FER の  磁場強さに直ちに適用可  能かどうかは不明 </div> </li> <li>(2) 理論予想 (CAW, LHW, HSMS 等)</li> </ol> </li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 低密度時の LHW 電流駆動による立上げ (長パルス) 再充電 (準定常) シナリオのデータベースはほぼ確立された</li> <li>* 大型装置での実証 (JT-60)</li> <li>○ 高密度時も多くの実験が計画されており, 将来実験検証される可能性が高い。</li> <li>* <math>n \sim 10^{20} \text{ m}^{-3}</math>, <math>B \sim 5 \text{ T}</math> での電流駆動の実証 (JFT-2M, JT-60)</li> </ul>
7	燃焼時間	<ol style="list-style-type: none"> <li>① <math>\alpha</math> 粒子加熱特性実験 <math>\gtrsim 10</math> 秒</li> <li>② 燃焼制御実験 <math>\gtrsim 10</math> 秒</li> <li>③ ヘリウム灰除去実験 <math>\gtrsim 100</math> 秒</li> <li>④ 電流・磁束拡散制御実験 <math>\gtrsim 400 \sim 1000</math> 秒</li> </ol>	<p>400 ~ 1000 秒で <math>\alpha</math> 粒子の挙動, 長時間燃焼の物理実験は可能</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>* Sawtooth による <math>\tau_E</math> の劣化, FCT の崩壊による <math>\beta</math> の低下, さらに長時間の燃焼に対する見通し (JT-60)</li> </ul>

No.	関連項目	データベース	
8	不純物制御	<p>ダイバータ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. ヘリウム排気  <math>\lesssim 10^5</math> l/s のポンプで            可能 (標準形状で)            (D III 実験, 解析)</li> <li>2. 不純物制御            不純物シールド効果            第一壁 <math>\gtrsim 94\%</math>            ダイバータ板 <math>\gtrsim 99\%</math></li> <li>3. 低温・高密度プラズマの形成               <ul style="list-style-type: none"> <li>○ダイバータ板近傍のみ                    で形成                    (D III, ASDEX, PDX,                    解析)</li> </ul> </li> <li>4. 主プラズマの閉じ込め            追加熱時に閉じ込めの良            い H モードが実現            (ASDEX, D III, PDX)</li> <li>5. 商業炉の観点から               <ul style="list-style-type: none"> <li>○電源容量, TF コイル転                    倒力が過大となる可能                    性</li> <li>○ダイバータチャンバー                    内だけでは熱をとり切                    れない。</li> </ul> </li> <li>6. ダブル/シングル               <ul style="list-style-type: none"> <li>○ダブルの方がベータ値                    を高くとれる。(解析)</li> <li>○ダブルの方が垂直位置                    的に不安定</li> <li>○排気性能はダブルが良                    い</li> </ul> </li> </ol>	<p>ポンプリミタ</p> <p><math>\gtrsim (2\sim 3) \times 10^5</math> l/s のポンプ必要            (ALCATOR, 解析)</p> <p>不純物シールド効果  <math>\sim 80\%</math> (JFT-2a)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○実験でまだ実現されていない</li> <li>○低温プラズマ層もまだ実験で検証さ            れていない            低温プラズマ層の厚み               <ul style="list-style-type: none"> <li>① <math>\sim 20</math> cm (不純物が周辺に局在)</li> <li>② <math>50\sim 60</math> cm (不純物が中心にも存在)</li> </ul> </li> <li>○低温プラズマ層無しでは熱負荷・温            度が過大</li> </ul> <p>H モードはまだ実現されていない。            スクープリミタでは多少改善される            (PDX)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○周辺低温プラズマにより壁面全面で            熱を処理できる。</li> </ul> <p>本質的な違いは無い。</p>

No.	関連項目	FERでの選択	
		<p data-bbox="580 358 699 392"><b>総合判断</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="580 415 903 614">○ 低温・高密度ダイバータプラズマで、低排気速度低熱負荷、低浸食ダイバータの可能性大：JT-60での実証を期待</li> <li data-bbox="580 630 903 698">○ ダイバータを第一候補とする。</li> <li data-bbox="580 714 1043 743">* FER に対するクリティカルポイント</li> <li data-bbox="580 759 903 959">○ 垂直位置不安定性 ダイバータ配位で <math>k \lesssim 1.5</math> は電流が過大 JFT-2 M (85年)</li> <li data-bbox="580 975 903 1129">○ 低温・高密度ダイバータプラズマを大加熱入力の大型装置で実証すること (JT-60)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="935 415 1394 483">○ 低温プラズマ層 (厚みは 20 ~ 30 cm 以下) が実現されなければ不可</li> <li data-bbox="935 759 1382 827">○ 周辺低温プラズマの形成とその主プラズマとの共存性</li> <li data-bbox="935 843 1142 997">○ Hモードの実現 JET TFTR (86年) JT-60</li> </ul>



No.	関連項目	データベース	FER での選択
9	ディスラプション	<p>物理特性</p> <p>① 発生機構</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ <math>m = 2/n = 1</math> モードの磁気島が生成して <math>m = 3/n = 2</math> モードの磁気島やリミター等とオーバーラップ</li> </ul> <p>② 挙動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 小半径増す, 大半径減少, 負スパイク発生</li> <li>○ 実際には外側壁面に当るものもある。</li> </ul> <p>③ 電流切れ時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 小・中型装置では <math>\sim 1</math> ms</li> <li>○ JET, TFTR では最も速い場合で 10 ~ 15 ms</li> </ul> <p>④ 熱エネルギー切れ時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 小・中型装置では <math>\lesssim 1</math> ms</li> <li>○ JET, TFTR では最も速い場合で 1 ~ 3 ms</li> </ul> <p>⑤ 頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 系統的データ少ない</li> <li>Alcator - A (1/15), TFTR (50/300)</li> </ul> <p>⑥ 衝撃面積</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 全面に均一ではない。突出物に集中し易い。</li> <li>○ 系統的データ少ない</li> <li>Alcator - A 90% の確率でインボード</li> <li>DIII 通常リミタへ 50% の熱がいく</li> </ul> <p>制御手段</p> <p>① 検出</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ precursor の検出 <math>\tilde{B}_\theta</math>, 周辺の <math>T_e</math></li> <li>○ precursor 無しの場合もある</li> </ul> <p>② 制御法</p> <p>◎ フィードバック制御 (ヘリカル磁場)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 静的ヘリカル磁場の印加</li> </ul>	<p>○ 従来の仕様値</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\tau_{heat} \sim 5</math> ms</li> <li><math>\tau_{current} \sim 15</math> ms</li> <li>30% ダイバータ (5 ms)</li> <li>70% 内側第1壁 (15 ms)</li> </ul> <p>を継続する。</p> <p>○ 炉工学的には <math>\tau_{current} \sim 50</math> ms 位が一つの目安</p> <p>* 設計条件を越えるディスラプションは起らないように制御 (JFT-2M, JT-60)</p>

No.	関連項目	データベース	FERでの選択
10	加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ガスバフ/ペレットによる制御された冷却（適正な燃料供給）</li> <li>◎ ECHによる局所加熱 <ul style="list-style-type: none"> <li>○ディスラプションの無い運転領域の確立</li> <li>○水平位置制御によるソフトランディング</li> </ul> </li> <li>① 加熱特性 <ul style="list-style-type: none"> <li>○ NBI：確実，高密度時に表面加熱・第一壁局所熱負荷</li> <li>○ ICRF：第二高調 加熱効率高い。不純物発生の抑制が重要課題 プラズマとの結合性を高めるアンテナ位置が重要</li> <li>○ LHRF：加熱機構は余り明確でない。自己点火への加熱効率はICRFより少し低い。周辺での反射率低減が重点。</li> <li>○ ECRF：Oモード外側励起が現実的。但し低温時に吸収効率が低い。</li> </ul> </li> <li>② 電流駆動との関連 <ul style="list-style-type: none"> <li>○ LHRF, ICRF, ECRF は加熱，電流駆動と共用できる可能性有</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○バルク加熱としてはICRF, LHRF共に可能性高い</li> <li>○ NBIを使うなら前半の低密度時</li> <li>○ ECRF（5～10 MW）によって運転，制御シナリオが拡大される</li> </ul>

Table 2.3 運 転 モ ー ド

No.	関連項目	「運転モード」への要求事項及びデータベース	総合判断												
1	プラント長期安定運転の実証	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 少なくとも day オーダーの連続運転（完全定常または準定常）が必要</li> </ul>	<p>I. モード？</p> <p>装置主案は準定常炉とする。しかし①完全定常炉へのR&amp;Dを明確にするため、②何時でも完全定常炉へ切り替えられる様にするため、オプションとして完全定常炉も検討する。</p>												
2	電流駆動技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 低密度時 (<math>\leq 10^{19} \text{ m}^{-3}</math>) のLHW 電流駆動による準定常運転シナリオのデータベースは実験的にはほぼ確立された。</li> <li>○ 完全定常運転に直接結びつく、高密度時電流駆動は実験的には確立していない。CAWなどは理論によれば高密度時でも高効率を得られる。高密度時実験も多数予定されており、将来実験的に検証される可能性大。</li> </ul>													
3	プラズマ実験	<p style="text-align: center;">パルス巾</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 燃焼制御 <math>&gt; 10</math> 秒</li> <li>○ 灰排気 <math>&gt; 100</math> 秒</li> <li>○ 電流・磁束拡散制御 <math>&gt; 1000</math> 秒</li> </ul>	<p>II. パルス巾は？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ プラズマ実験の目的を達成する必要性から <math>T &gt; 1000</math> 秒とする。</li> <li>○ プラント運転実証上のPR 効果及び炉寸法を考慮し <math>T = 2000</math> 秒で設計を行う。</li> </ul>												
4	炉 寸 法	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ パルス巾 <math>R_p</math></li> </ul> <table style="margin-left: 20px;"> <tr> <td><math>T = 750</math> 秒</td> <td>4.7 m</td> <td>1) 内側遮蔽専用</td> </tr> <tr> <td>1500 秒</td> <td>5.1 m</td> <td>2) シングルダイバータ/リミタ Cold Layer 無し</td> </tr> <tr> <td>2000 秒</td> <td>5.3 m</td> <td>3) コールド・レーヤー付の場合 +20~30 cm</td> </tr> <tr> <td>3000 秒</td> <td>5.7 m</td> <td></td> </tr> </table>		$T = 750$ 秒	4.7 m	1) 内側遮蔽専用	1500 秒	5.1 m	2) シングルダイバータ/リミタ Cold Layer 無し	2000 秒	5.3 m	3) コールド・レーヤー付の場合 +20~30 cm	3000 秒	5.7 m	
$T = 750$ 秒	4.7 m	1) 内側遮蔽専用													
1500 秒	5.1 m	2) シングルダイバータ/リミタ Cold Layer 無し													
2000 秒	5.3 m	3) コールド・レーヤー付の場合 +20~30 cm													
3000 秒	5.7 m														
5	炉 心 構 造 物	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 第1壁 <math>3 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2</math> なら <math>&gt; 1000</math> 秒が望ましい(疲労問題) <math>0.3 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2</math> 以下なら100秒でOK</li> </ul>													
6	トリチウム回収実験	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 次の条件の高稼働率運転を行う能力が必要</li> </ul> <p style="margin-left: 20px;">パルス巾: 100 秒以上ならOK</p> <p style="margin-left: 20px;"><math>\tau_{\text{dwell}}</math> : パルス巾以下</p> <p style="margin-left: 20px;">300 秒以下 (望ましい)</p> <p style="margin-left: 20px;">積算燃焼時間: 10000 秒以上</p>													
7	マグネット	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 応力振巾 準定常運転でもほぼ零にできる。</li> <li>○ インダクティブではAC ロスが大きい(130 KW)</li> </ul> <p style="margin-left: 20px;">RF 立上げにより</p> <p style="margin-left: 20px;">立上げ 10 秒 → 100 秒</p> <p>とする事によりAC ロスは1桁減少する。(従来AC ロスを減少させるため中心支柱に多数のカット(絶縁)を入れるなど構造的に無理な設計を行っていたが緩和される)</p>													

No.	関連項目	「運転モード」への要求事項及びデータベース	総合判断
8	消費電力	<ul style="list-style-type: none"> <li>○特に強い制約なし</li> <li>パルス巾を長くして平均消費電力（設備容量）を減少させる事ができる。旧FER（OH立上げ，パルス巾100秒）→パルス巾500秒準定常炉で平均消費電力は半減（300 MW→150 MW）する。</li> </ul>	
9	外部要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>○TFCX      <math>150 &lt; T &lt; 500</math> 秒</li> <li>○NET        <math>T &gt; 100</math> sec</li> <li>○INTOR     <math>T = 200</math> 秒</li> </ul>	

Table 2.4 フル エ ンス

No.	関 連 項 目	フル エ ンス へ の 要 求
1	ニュートロニクス試験	TBR, 核発熱分布: 数パルス 構造材放射化: $0.03 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ で $20 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ の 50% $\ll 1 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ で十分
2	トリチウム回収実験	Tインベントリ ( $\text{Li}_2\text{O}$ 中) 飽和: Tインベントリ想定値 10 ppm の時, ブランケット全体 $0.04 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ (プラズマ近傍 $0.001 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ ) 増殖材の照射効果: $\sim 0.2 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ で飽和 (推定)
3	増殖材健全性試験	熱応力割れ: 強度の照射効果 $\sim 0.2 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ で飽和 (推定) 質量移行: フルエンスと直接関係しない。
4	材料照射試験	オーステナイト鋼 (FER/DEMOで使われるであろう最も現実的な候補材) $3 \text{ MW} \cdot \text{Y} / \text{m}^2$ が有意義なデータを得る最小フルエンス
5	トリチウム消費料	$24.5 \text{ kg} \cdot \text{T} / \text{MW} \cdot \text{Y} \cdot \text{m}^{-2}$ (核融合出力 440 MW, 第1壁 350 $\text{m}^2$ ) ( $\sim 20$ 億円 / $\text{kg} \cdot \text{T}$ )
6	外部からのトリチウム供給可能量	商業ベース $3 \text{ kg} \cdot \text{T} / \text{y}$ (カナダ・ブルース TRS 運転開始後, 1993 年頃) 世界の生産能力 (軍用, 推定) $50 \sim 200 \text{ kg} \cdot \text{T} / \text{y}$ ?

Table 2.5 遮 蔽

No.	関 連 項 目	結 果 の 要 約	総 合 判 断
1	SCMしゃへい基準	① 最大核発熱率 $< 1 \times 10^{-3} \text{ W/cm}^3$ コイル安定化による限界値ではない。 ② 総核発熱 $< 15 \text{ kW}$ 冷凍系からの要請である。 ③ $\text{Cu-dpa} < 4 \times 10^{-4} \text{ dpa}$ $4 \times 10^{-4} \text{ dpa}$ で電気抵抗は $2.5 \times 10^{-8} \Omega \cdot \text{cm}$ 高くなる。 ④ 線材フルエンス $< 2 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ( $E_n > 0.1 \text{ MeV}$ ) ⑤ 有機絶縁材吸収線量 ポリイミドで $< 3 \times 10^9 \text{ rad}$	FER のフルエンスを $0.3 \text{ MW} \cdot \text{y/m}^2$ としたときには②が制限条件となる。  $3 \text{ MW} \cdot \text{y/m}^2$ としたときでも寿命中に1回常温への焼き戻しをすれば良く③～⑤は制限とはならない。
2	T増殖ブランケット vs. しゃへい専用ブランケット厚み	Inboard において増殖ブランケット 40 cm と SS + H <sub>2</sub> O しゃへい 52 cm のとき SCM 核発熱は 8 kW であった。しゃへい専用の SS + H <sub>2</sub> O しゃへい用を用いると 70 cm で 10 kW 程度となる。	R を 22 cm 程度小さくできる。
3	最適しゃへい	Ti H <sub>2</sub> を体積率で 45 % 使用すると SS + H <sub>2</sub> O しゃへいよりも発熱量 1/3 ぐらい減らすことができる。これは SS + H <sub>2</sub> O しゃへいの約 3 cm 程度に相当する。	核発熱最小の観点での最適化をしても材料の選択による節約は $< 5 \text{ cm}$ 程度である。
4	放射線ストリーミング対策	① モジュール間隙……段差, つめもの, 追加しゃへい ② テストモジュール周辺ギャップ…… “ ③ 計測ポート……追加しゃへい (計測セクターにまとめるとしゃへいをしやす。) ) ④ 冷却配管, パージ配管……追加しゃへい ⑤ 排気ポート, RF ポート……しゃへい	Case by Case で対応するしかない。しゃへいをつけられないところは立入制限とする。その範囲は広がる可能性があり, むしろ立入可能範囲を設定する方が容易。

No.	関連項目	結果の要約	総合判断
5	生体しゃへい  ① 1次生体しゃへい  ② 本体室天井, 壁	設計基準 ① 従事者: 2.5 mrem/h ② 周辺住民: 5 mrem/y 必要厚さ, 組成決定 SS (80%) + H <sub>2</sub> O (20%) ならば~1mで0.3 MW・y/m <sup>2</sup> に対応できよう。 ふつうコンクリート2.0m~2.5m	
6	他のComponentの照射効果	① Normal Magnet ? ② Diagnostics ③ Senser ④ NBI parts, RF parts ⑤ Ceramic Insulators	

(参考)

しゃへい設計の方針としては

(i) しゃへい材を節約するために, できるだけ線源に近い位置で放射線を閉じ込める。

装置複雑→分解修理困難

or

(ii) 必要最小限の機器しゃへいを施し, 本体室壁と天井を生体しゃへいとする。

本体室を立入不可, しゃへい材量増加

or

(iii) 必要最小限の機器しゃへいを施し, 中間生体しゃへいを設ける。

注) 安全性がらみの問題である。

### 3. 昭和59年度設計検討結果の要約

#### 3.1 標準設計の要約

##### 3.1.1 概 要

###### (1) 主要パラメータ・仕様

昭和59年度設計主要パラメータを Table 3.1.1-1 に示す。RF 電流駆動立上げ技術を活用し、超電導トロイダル磁場コイルの電流密度を  $30 \text{ A/mm}^2$  迄向上させ、ポロイダル磁場コイルの最高磁場を  $10 \text{ T}$  迄向上させる事により、主半径が58年度より小さい(58年度は  $5.5 \text{ m}$ )にもかかわらずパルス巾2000秒の長時間燃焼(58年度は100秒)が可能となった。準定常モードの採用と2000秒の長時間燃焼を採用し、中性子フルエンスを従来の  $3 \text{ MWY/m}^2$  から  $0.3 \text{ MWY/m}^2$  に減少させた事等の効果により熱及び電磁力のパルス回数が従来の  $10^6$  回程度から  $10^3 \sim 10^4$  回に迄減少し、炉心構造物及び超電導マグネットの構造が現実的なものとなった。

###### (2) システム構成

Fig. 3.1.1-1 に FER を構成する各種装置設備のブロック概念図を示す。図中のトーラス構造体はプラズマを囲むように設置され、第1壁/ブランケット、遮蔽体、ダイバータ(ポンプリミタ)、配管類からなる円環構造体である。プラズマ真空容器(プラズマの真空境界)は独立した構造体を指すのではなく、上記の構造体を含めたいくつかの構造体の境界面で構成される。上記以外でプラズマ真空容器を構成するものとしては、超電導コイルのクライオスタット、アクセスドア(分解修理時に取りはずす)等があり、さらに種々の開口部(加熱装置、排気装置、燃料注入装置、計測装置等の設置のため)を有する。従ってプラズマの真空境界は非常に複雑な形状をしている。

これらのトーラス構造体は、組立・分解上まずトロイダコイルの数に対応してセクタに分割されている。トーラス構造体には冷却配管、ヘッダーが設けられ、本体1次冷却設備により冷却される。

プラズマ真空容器の外側にトロイダルとポロイダルコイルが配置される。トーラス構造体の組立、分解修理等の観点からポロイダルコイルはトロイダルコイルの外側に設置している。コイルは全て超電導で、全コイル系はひとつの共通の真空断熱槽(クライオスタット)に収納している。

プラズマ真空容器には、所定の温度でベーキングできる能力を備えた加熱機構が必要である。(FERではベーキング温度を  $150^\circ\text{C}$  に設定している。)

上記の各構造体は直接相互に、あるいは架台によって相互に組合わされ炉本体を構成する。トロイダルコイルの向心力支持は中心柱支持方式とする。炉本体周辺には、Fig. 3.1.1-1 に示すような各種の装置・設備が配置される。真空排気設備、加熱装置、計測装置、ベーキング設備、トリチウム除染設備、本体保守設備、コイル冷凍設備等が配置される。これらの装置・設備の全体または一部が炉本体建屋内に納められる。炉本体建屋の外には、電源、制御設備、受給電設備、2次冷却設備、廃棄物処理設備、給排水設備等が設置される。

炉心プラズマ、炉本体及び主要周辺機器に関する設計検討結果の要約を次節以降に述べる。



Table 3.1.1-1 59年度 FER 設計主要パラメータ・仕様

プラズマ大半径/小半径 (m)	5.2 / 1.12
プラズマ楕円度	1.5
平均イオン温度 (KeV)	10
平均プラズマ密度 ( $m^{-3}$ )	$1.32 \times 10^{20}$
プラズマ電流 (MA)	5.7
トロイダル軸上磁場 (T)	5.3
核融合出力 (MW)	385
中性子壁負荷 ( $MW/m^2$ )	0.88
中性子フルエンス ( $MWY/m^2$ )	0.3
運転モード	準定常 (RF 電流立上げ + OH 電流維持, 再充電)
燃焼時間 (秒)	2000
不純物制御	シングル・ヌル・ダイバータ
プラズマ主加熱 60 MW	: 主 案 RF (ICRF / LHRF) 代替案 NBI
超電導マグネット	冷 却: 強制冷却方式 材 料: $Nb_3Sn$ (TF コイル, PF コイル)
トロイダル磁場コイル数	12
トロイダル磁場リップル (%)	0.75 以下
ブランケット	しゃへい形ブランケット及び トリチウム増殖テスト・モジュール

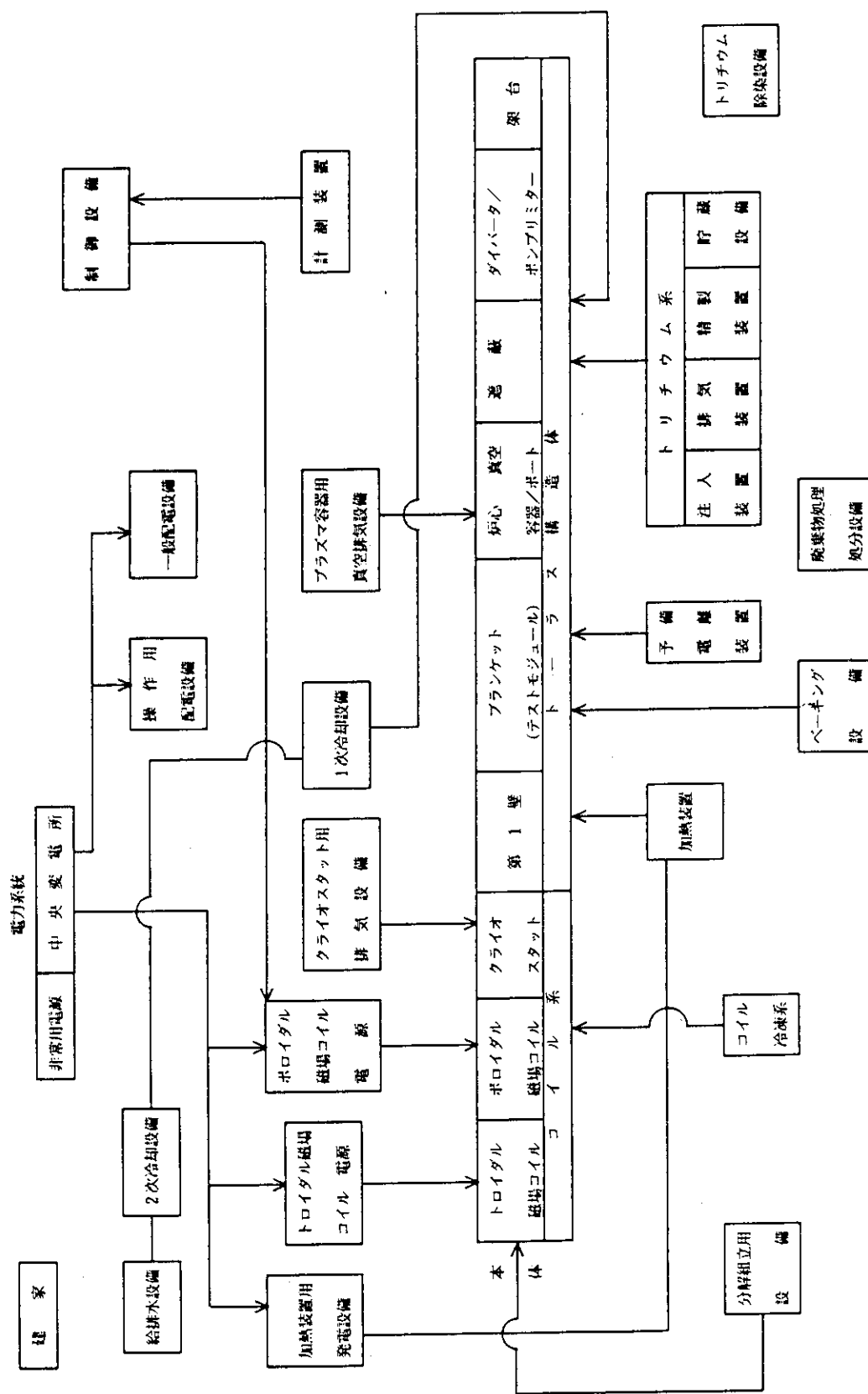


Fig. 3.1.1-1. 核融合実験炉構成装置設備ブロック概念図

### 3.1.2 炉心プラズマ

炉心プラズマの最近の成果と近い将来の進展を設計に反映させるために、データベースの評価を行い、FERの炉心プラズマ設計に対する基本的な考え方を明らかにした。パラメータの設定にあたってはFERの目的を達成できる様に、プラズマに課せられた条件、工学的な制約を考慮し、パラメータの最適化を計った。本年度新たに導入したRF電流駆動を大幅に利用した運転シナリオの検討を深めるとともに、RF電流駆動の解析を進めた。RF加熱を主案に選び、ランチャーとプラズマの結合について解析を行った。プラズマの平衡・形状制御について広範な検討を行い、特に水平・垂直方向変位の結合についての新しい評価法を開発した。不純物制御解析ではダイバータ解析と主プラズマ解析との結合を計った。燃焼制御、ディスラプション制御についてはプラズマの変位を制御することで対応できるかどうかについて検討した。以下に主要な成果を要約する。

#### (1) プラズマ設計の考え方

プラズマ設計をする上でベースとなる重点項目について実験・理論のデータベースを評価し、プラズマ設計の基本的な考え方を明らかにした。以下に主要な結論を示す。

エネルギー閉込め時間としてHモードに相当する閉込め時間が得られるものと仮定した。ベータ値については現在、実験・理論で得られているスケール則が更に1.5倍程改善されることを期待した。安全係数、非円形度はこれらに関連する項目のトレードオフから夫々 $\sim 2.5$ 、 $\sim 1.5$ とした。RFの電流駆動の進展を評価し、低密度でのRF電流駆動シナリオを標準案に取込むこととした。炉心プラズマの制御性を実証するには燃焼時間として500 $\sim$ 1000sあれば充分であると判断した。高密度・低温度ダイバータを不純物制御の主案とした。主加熱の主案としてRF(ICRF/LHRF)加熱を選択し、NBIはバックアップオプションとした。

#### (2) プラズマ・パラメータの設定

炉心プラズマパラメータの設定にあたってはイオンエネルギー閉じ込め則は新古典理論を、電子エネルギー閉じ込め則はINTOR/Alcator則を用いた。ベータ値は今後の進展を期待し、ベータスケール則( $3.3 I_p [\text{MA}] / a [\text{m}] B_T [\text{T}]$ )で得られる値の1.44倍を仮定し、結果として4.56%のベータ値を得ている。

燃焼温度は10 KeVとし、燃焼時間は2000sとした。準定常運転シナリオを標準仕様としたことから、OHコイルの磁束変化量のほとんどを燃焼期間中のプラズマ電流維持に用い、長時間の燃焼が可能である。

プラズマ主半径は、主にマグネットの導体設計、導体保護の遮蔽厚さ等の構造上の制約条件から決まってくる。設計では超電導コイルの最大印加磁界、電流密度を高めにとって導体幅の縮少を計り、またシールド形ブランケットを採用して必要遮蔽厚さを薄くしたトラス内側の空間取り合いを設定した。結果として、プラズマ主半径5.2m、プラズマ小半径1.12m、プラズマ電流5.7MAトロイダル軸上磁場5.3T、出力パワー385MW、中性子壁負荷0.88MW/m<sup>2</sup>を得た。

#### (3) 準定常運転シナリオ

前述した様に、最近のRFプラズマ電流駆動実験及び理論の急速な進展を踏まえ、低域混成波(LHRF)電流駆動による準定常運転をその標準運転シナリオとした。

準定常運転シナリオの概念図を Fig. 3.1.2-1 に示す。このシナリオでは、RF 電流駆動を用いることにより炉起動・停止及び燃焼時間の長時間化が可能となり、従来パルス運転に比較して AC ロスの低減、PF コイル電源容量の低減等種々の炉工学的メリットが期待できる。

電流立上げ及び再充電期に対しては、フォッカー・プランク方程式・回路方程式・輸送方程式を組合せた 0 次元 RF 電流駆動解析モデルを開発し、プラズマ密度・屈折率・実効電荷等に関する広範囲な解析結果にもとづき設計仕様値を決定した。また DC 電場を考慮に入れたモデルを開発し実験との比較を行いその妥当性を確認した。このモデルを用いると電流立上げ及び再充電時間が上記仕様値の 1.5 ~ 2 倍となる。この点に関してはプラズマ密度・実効電荷等により短縮することも可能であり、今後詳細に検討する。

一方、燃焼立上げ期に対してはシナリオ設定のデータベースを得ることを目的として、炉心基本パラメータの密度・温度 ( $n$ ,  $T$ ) 平面上の加熱パワー等高線分布を調べる、いわゆる、等高線解析の手法を FER に適用した。エネルギー閉じ込め時間比例則として INTOR 則を用いた場合、炉心からの損失パワーの等高線分布は、 $n \sim 0.8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、 $T \sim 7 \text{ KeV}$  で鞍点を持つ。炉心自己点火に必要な追加熱パワー及びエネルギーの最小化の観点からは、この鞍点を通るイグニッション・アプローチパスの設定が必要となる。今後、PF コイル電源との調和をとりつつ、さらにシナリオの見直し、最適化が必要となろう。

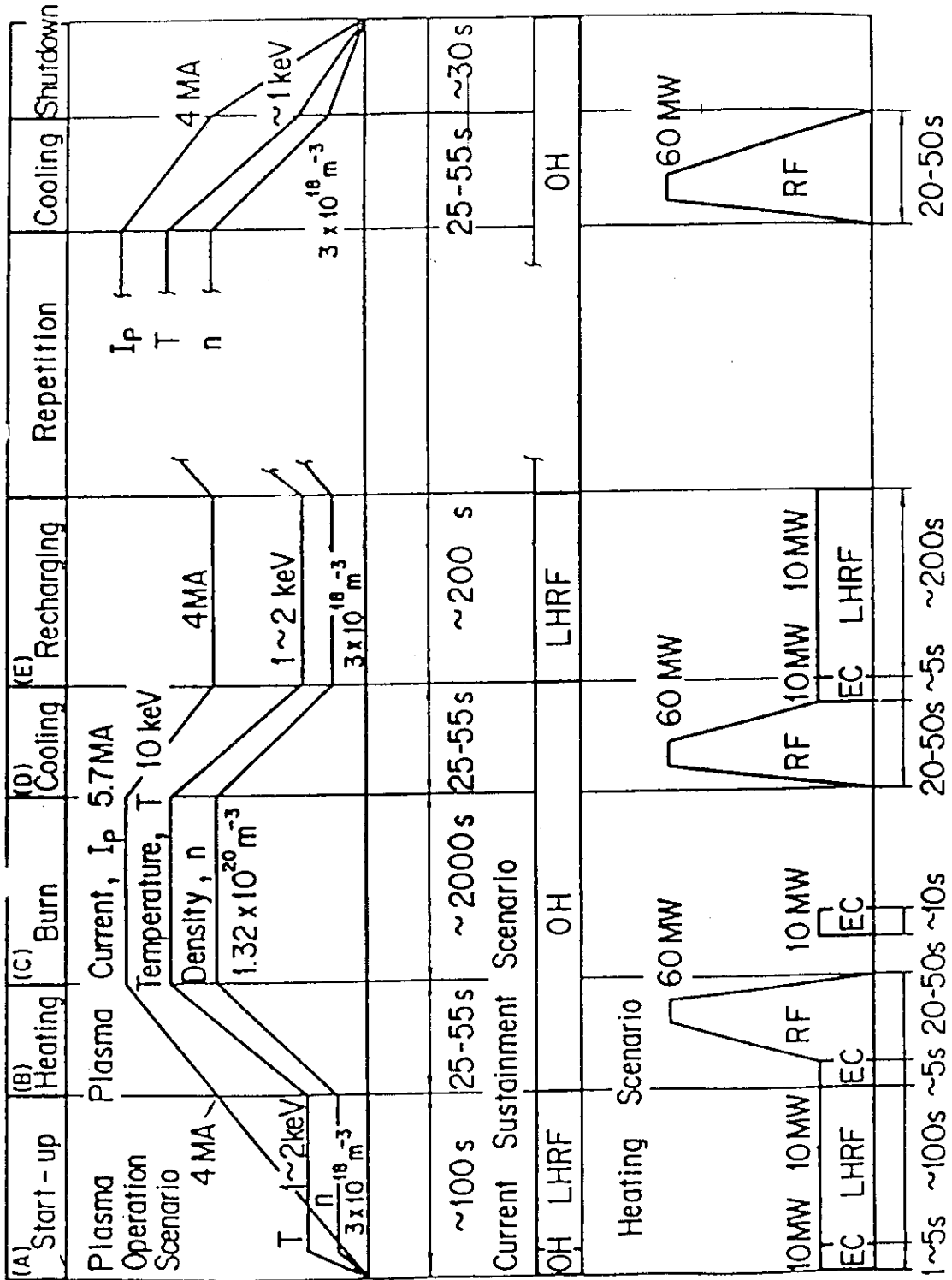


Fig. 3.1.2-1 Schematical drawing of FER quasi-steady operation.

## (4) 加熱・電流駆動の物理検討

理論及び既存の実験データを基に、種々の方式について追加熱及び電流駆動に対する適用可能性を検討し、①電子サイクロトロン(ECRF)加熱、②低域混成波(LHRF)加熱及び電流駆動、③イオンサイクロトロン(ICRF)加熱、④中性粒子入射(NBI)加熱の各装置の設計条件を明らかにした。ECRFは主にプラズマ生成と分布制御、LHRFは主加熱と電流駆動、

ICRF及びNBIは主加熱に利用する。FERの準定常運転シナリオを実現するには、高効率の電流駆動法を開発する必要がある、低密度プラズマを対象とした電流駆動法としてはLHRFが有望である。さらに、LHRFは主加熱にも利用できるため、加熱用及び電流駆動用のLHRFを同一のランチャーからプラズマに入射できれば、炉構造の簡素化の点で有利である。この共用ランチャーの可能性を検討した結果、電流駆動時の結合効率の低下が問題となることがわかった。今後、共用ランチャーを実現するには、ランチャー開口部における反射波の再入射法、屈折率の小さい波による電流駆動法等が重要な課題である。

## (5) プラズマ平衡・形状制御

ベータの変化に対してヌル点位置を一定に維持するプラズマ平衡・形状制御を検討した。コイル起磁力は、 $\beta_p$ 、平衡磁場の供給する磁束および変流器磁束の線形結合で表示できる。この起磁力の定式化を用いると、各コイルの経験磁場が最大磁場を越えない範囲でプラズマ燃焼時間を最大にする様に、 $\beta_p$ に対応する平衡動作点をきめることができる。

垂直位置不安定に伴うヌル点位置変動については、大半径方向の変動は十分に小さく、垂直方向はプラズマ位置変化の約1/2である事が見出された。水平方向の変位が同時に発生する場合の安定性を、新たにK-インデックスを導入して調べた。1 cmの水平方向のプラズマ変位は、垂直方向の不安定を誘起するに充分な等価水平磁場(約10 G)を発生する。FERの場合、全 $\beta_p$ 値に対して(n, K)の組合せは安定領域に入っていないので、導体壁と制御コイルによる安定化が不可欠である。

ヌル点位置、非円形度および三角度を変化して、n, Kおよびコイル起磁力に対する感度を調べた。技術的に可能なコイル起磁力の範囲では、n値の改善は殆んど期待できず、現設計は最適に近いものである。

## (6) 不純物制御

- ① ダイバータ領域のプラズマ及び中性粒子の解析結果によれば第1壁のエロージョン、熱負荷は主にダイバータ近傍に局在する荷電交換中性粒子に起因することが明らかになってきた。本年度は空間的な分布を考慮した第1壁エロージョン、熱負荷を評価し、設計に反映した。
- ② ダイバータプラズマの解析を基に、中性化板近傍での低温高密度解の特性、ダイバータ形状、必要なヘリウム排気速度を評価し、仕様値決定に反映した。
- ③ 主プラズマの粒子及びエネルギー閉じ込め特性とダイバータ特性の相関関係を検討した。炉心プラズマの平均密度の値によって閉じ込め特性がモード変換を起こすことを示した。これはジュール加熱過程とNBI加熱過程でのHモード、Lモードの遷移と対応するものであり、Doublet III. PBXの実験を定性的に説明できる。

## (7) 燃焼プラズマ

一般に、10 keVの運転温度は熱的に不安定な平衡点にあり、燃焼を継続させるためには、

MHDアクティビティ等に伴う出力変動などに対し、フィードバック制御が必要となる。制御手段としては、パッシブなものも含めて、①ベータ値限界を用いたパッシブな制御、②トロイダル磁場のリップルを用いたパッシブあるいはフィードバック制御、③密度制御による制御、④断熱圧縮・膨張による制御、等が考えられているが、それぞれ問題点をもっている。本年度は断熱圧縮・膨張による制御を取上げ、予備的な検討をした。主半径方向±10 cmの圧縮・膨張で理想的な場合～±600 eVの温度変化に対して制御可能と考えられること、～10 cm/0.5 sec程度の圧縮・膨張であれば、位置制御用電源容量は～60 MVA程度におさまる可能性があることなどがわかった。

#### (8) ディスラプション

ディスラプション時の位置制御はソフトランディング技術とも関連が深いので、本年度はそのシミュレーション解析を行ない、以下の結果を得た。

- ① プラズマの平衡を回復し、位置を所定の場所にもどすためには、 $\sim 1.7 \times 10^4$  MVAもの電源設備容量を必要とし、非現実的である。
- ② 現実的なパワーレベル ( $\leq 100$  MVA) 以下に抑えるために、制御コイルの電圧リミットを±200 Vに設定すると、プラズマの位置をもどすことはできず、主半径方向の変位量は～±30 cm (上下位置制御用 Cu シェル有り) から～±35 cm (Cu シェル無し) に達する。また、上下位置制御用のシェルが主半径方向の変位を抑える効果はあまり大きくない。
- ③ 上下非対称な系では、主半径方向の変位に伴ない上下方向にも大きく変位する。そのため、主半径方向の平衡が確保できても、上下方向の平衡がとれずプラズマがつぶれてしまう可能性がある。この両方向の動きの大きなカップリングは、プラズマ平衡のための外部磁場の上下非対称性が主原因である。

## 3.1.3 炉本体構造／炉心構造物

- ① 炉本体設計方針：今年度 FER 炉本体設計の特徴は、最近のプラズマに関する成果（準定常運転モードの採用、第 1 壁エロージョンのダイバータ近傍への局在解明）を積極的に構造設計に採用し、炉本体構造の一層の合理化を図り、現実的な炉構造概念の確立を目的としたことである。
- ② 分解修理設計方針：最大の特徴は TF コイルをリップル条件（0.75%）から要求される径以上に大きくせずに第 1 壁／遮蔽体、ダイバータの分解移動が 1 括（1/12 トーラス分割）直線 1 方向引抜方式により可能となり分解修理の信頼性を高めたことにある。
- ③ 炉心構造物設計方針：炉心構造物設計に当っては工学的に現実性のある構造設計を基本とし、特に次の項目に留意して構造選定を行った。

- ・分解修理方式との整合を採った構造
- ・十分なプラズマ位置制御用受動シェル効果を有する構造
- ・プラズマ加熱系と整合を採った構造
- ・熱応力、電磁力に対して健全性を維持し、製作性に富んだ構造

- ④ 炉本体全体概念：Fig. 3.1.3-1～Fig. 3.1.3-3 に FER ラジアルビルド、縦断面図、トーラス構造体概念図を示す。Table 3.1.3-1 に炉本体基本要目を示す。

炉本体は、第一壁を有する可動遮蔽体、固定遮蔽体、ダイバータ、これらを内蔵するプラズマ真空容器等で構成されるトーラス構造体と、トーラス構造体の周りに配置したトロイダル磁場コイル、ポロイダル磁場コイル及びこれらを収納するクライオスタット用真空容器、さらにトーラス構造体とコイル類を支持する架台等で構成される。

- ⑤ プラズマ真空容器構造：プラズマ真空容器は、12 セクタに分割され、電気絶縁体を介して連結一体化される。分割部には、それぞれベローズを介在させ、1 ターン抵抗の確保と共に分割セクタ間のシール機能を果たしている。

容器自身及び容器内蔵物は、ダイバータ排気ダクトと兼用した 12 ケの支持脚で、下部床面に支持される。

- ⑥ 第 1 壁／可動遮蔽体構造：可動遮蔽体は、プラズマ側に面する部分に設けた第一壁を有し、さらに外側可動遮蔽体の第一壁背面の一部に鞍形のシェル導体を有している。

支持構造の簡素化という観点から第 1 壁は可動遮蔽体のプラズマ面が共用する 1 体型構造である。又、シェル導体はそこに発生する強大な電磁力を支持するため可動遮蔽体内に設置する第 2 壁と 1 体構造とし剛性を高めた。容器内は冷却流路を有する多層遮蔽板により充填されている。

第一壁を有する可動遮蔽体は、保守の観点から全体を 12 セクタに分割されている。

Fig. 3.1.3-4 に可動遮蔽体の 1 セクタ分の立体図を示す。Table 3.1.3-2～4 に第 1 壁、シェル導体、遮蔽体の構造要目を示す。

- ⑦ 固定遮蔽体構造：固定遮蔽体は、プラズマ真空容器と可動遮蔽体の間に設置されたセミアーマネントの遮蔽体である。固定遮蔽体の外側部分には、可動遮蔽体の引抜空間を切欠いた残りの部分として、断面が三角状のポスト部があり、このポスト部に設けた棚部で可動遮蔽体の外側部分を支持する。またダイバータから離れたプラズマに面する部分が遮蔽ポストの



前面に生じるためこの部分が第一壁面となるが、この領域のエロージョン量は無視し得る程小さい。又この領域の第1壁は交換可能第1壁より後退させて設置しておりアルファ粒子損失による熱負荷が課せられない様に配慮している。

内側固定遮蔽体はTFコイル遮蔽性能を向上させるため遮蔽体容器内を冷却材が直接循環するドブ漬け型を採用した。

- ⑧ ダイバータ構造：ダイバータ板は、分解修理頻度が最も高い構造物であることから、より信頼性の高い分解修理機能を有することが要求される。このため、可動遮蔽体と同様に12セクタに分割し、それぞれを直線1動作で引抜きできる構造とした。また引抜動作の単純化、信頼性を考慮し、ダイバータ遮蔽部の延長上に、箱型の支持構造体を一体化して接続し、箱型の最外端部が、ベローズを介してアクセスドアを貫通する構造とし、アクセスドアの解体を伴わずにダイバータの分解修理が可能な構造とした。従ってその支持構造に対する制限が大きく、極力電磁力を発生させない構造を基本とした。又ダイバータ板設計では圧力境界であるヒート・シンク材の健全性を重視し冷却条件、アーマ材の選定を行った。Fig.3.1.3-5にダイバータの1セクタ分の立体図を示す。Table 3.1.3-5にダイバータ構造要目を示す。

- ⑨ 遮蔽体強度評価：第1壁／シェル／可動遮蔽体および固定遮蔽体に対する強度評価を行った。

解析モデルは2次元部分モデルおよび実形状を忠実に模擬した3次元モデルである。

負荷としては、電磁力、熱、自重、内圧を考慮した。

可動遮蔽体に対する強度評価の結果、自重、内圧及び定常繰返し熱負荷に対して全寿命期間中健全性を維持し得る事が示された。ディスラプション時電磁力に対しては現形状では内側可動遮蔽体部において許容値を上まわる応力が発生しているが補強を行うことにより十分構造的に成立する。

固定遮蔽体に関しては電磁力、熱、自重、内圧何れの負荷に対しても十分な健全性を持つことが判明した。

- ⑩ ダイバータ強度評価：ダイバータ板断面内および長手方向2次元モデルによりダイバータ強度評価を行った。負荷条件としては定常繰返し熱負荷およびディスラプション時の熱・電磁力を考慮した。定常繰返し熱負荷に対してはアーマ材、ヒートシンク材とも全寿命想定回数(11,000パルス)に対して十分な健全性を維持する。ディスラプション熱負荷に対してもヒートシンク材は全寿命想定回数(300パルス)に対して健全性を維持し得ることが判明した。ディスラプション時のアーマ材に対する設計基準は現状では不明であるが敢えてASME Section IIIに従い評価を行うと40回程度の繰返し負荷に対する寿命しか確保されず、設計基準の確立とともに実験による健全性実証が必要である。

尚、電磁力に起因する発生応力強さは $4 \text{ kg/mm}^2$ 以下であり十分に小さく、かつ最大熱応力発生箇所と異なる位置で生じている。

Table 3.1.3-1 Basic Philosophy for the Mechanical Configuration Engineering Feasibility and Reliability

(1) Assembly/Maintenance

- Removable shield sectors
  - straight line motion\* (radial direction)
  - access windows (between TF coils)
- Divertor/shield sectors
  - straight line motion\* (radial direction)
  - access windows (between TF coils)
  - \* with ripple-limited TFC bore

(2) Plasma vacuum boundary

- Plasma vacuum vessel (combined type)
- Access doors (between TF coils)

(3) Impurity control

- Type : Single-null poloidal divertor
- Null point : Lower region
- Number of sectors 12 (for assembly/removal)

(4) Torus support

- Exhaust ducts
  - number of ducts : 12
  - location : lower region between TF coils

(5) FWBS

- Removable shield (non-breeding blanket)
  - integrated first wall
  - 12 sectors (for assembly/removal)
- Semi-permanent shield

Table 3.1.3-2 Design Parameters of First Wall

Type	Integrated with Movable Shield/Shield Post
Form	Ribbed Panel
Material	S.S 316
Wall Thickness	20 mm (5 mm from coolant channel)
Cooling Channel	
Cross section	$10^w \text{ mm} \times 5^h \text{ mm}$
Pitch	15 mm
Coolant	Pressurized Water
Flow Direction	
Outboard	Toroidal
Inboard	Poloidal
Inlet Pressure	1 MPa (Normal Operation)
Inlet/Outlet Temperature	50 °C/max.104 °C
Velocity	
Outboard	2.46 m/s
Inboard	3.05 m/s
Pressure Loss	
Outboard	0.25 Kg/cm <sup>2</sup>
Inboard	0.46 Kg/cm <sup>2</sup>

Table 3.1.3-3 Design Parameters of Shell Structure

Type	Saddle Type (built in outboard Movable Shield)
Material	Copper
Thickness	20 mm
Cooling	Cooled by Thermal Conduction to Second Wall

Table 3.1.3-4 Design Parameters of Movable Shield and Permanent Shield

	Movable Shield	Permanent Shield
Number of Sector	12 sectors	
Thickness(including FW)		
Outboard	160 cm	145 cm
Inboard	30 cm	30 cm
Material	S.S 316 - H <sub>2</sub> O	
Construction Ratio(H <sub>2</sub> O/SS)		
Outboard	5/95	5/95
Inboard	5/95	30/70
Internal Structure		
Outboard	Perpendicular-setting Blocked Shield Plates with Cooling Channel	
Inboard	Parallel-setting Shield Plates with Cooling Channel	Parallel-setting Shield Plates without Cooling Channel
Coolant	Pressurized Water	
Flow Direction		
Outboard	Toroidal and Poloidal	
Inboard	Poloidal	
Inlet Pressure	1 MPa	
Inlet/Outlet Temperature	50 °C/< 90 °C	

Table 3.1.3-5 Design parameters of divertor plates

Basic structure	
Configuration	Plate type with U-cooling tubes
Coolant direction	Poloidal flow
Supporting	Fixture of cooling tubes to support frame with di-electric bolts
Joint procedure of armor tile to heat sink	Brazing
Insulation between tubes	Void gap and ceramic coating
Inclination of plate to separatrix	
Inboard	18°
Outboard	21°
Maximum heat load	
Normal operation	2 MW/m <sup>2</sup>
Disruption	270 J/cm <sup>2</sup>
Material	
Armor	Tungsten
Heat sink	OFHC Copper
Support structure	316 stainless steel
Thickness	
Armor	6 mm
Heat sink	20 mm
Coolant	
	Pressurized water
Inlet/Outlet temperature	50/64 °C
Velocity	7 m/sec
Cooling tube diameter	15 mm <sup>φ</sup> <sub>i</sub>
Inlet pressure	15 atm
Pressure drop	3.7 atm

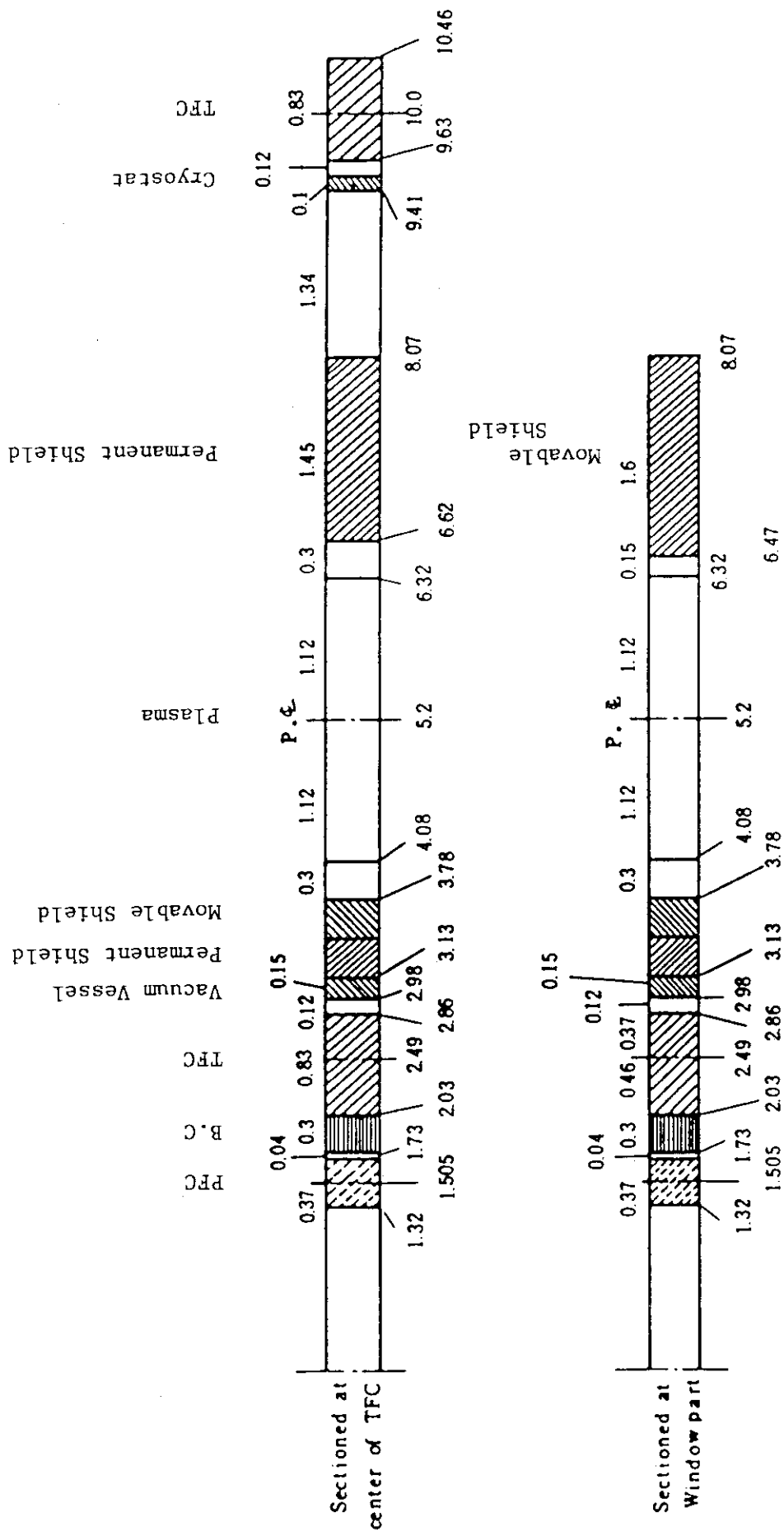


Fig. 3.1.3-1 FER Radial Build.

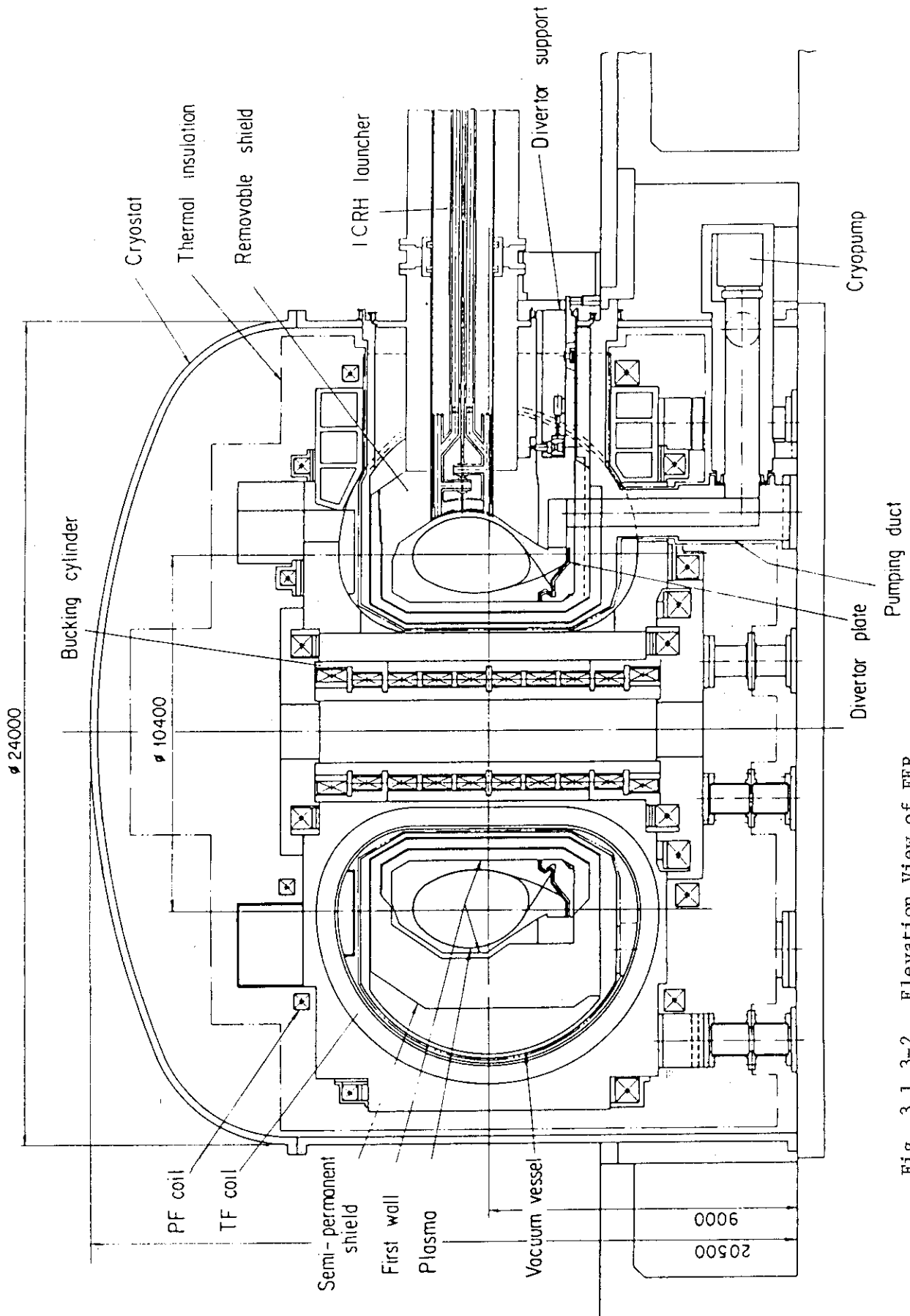


Fig. 3.1.3-2 Elevation View of FER.

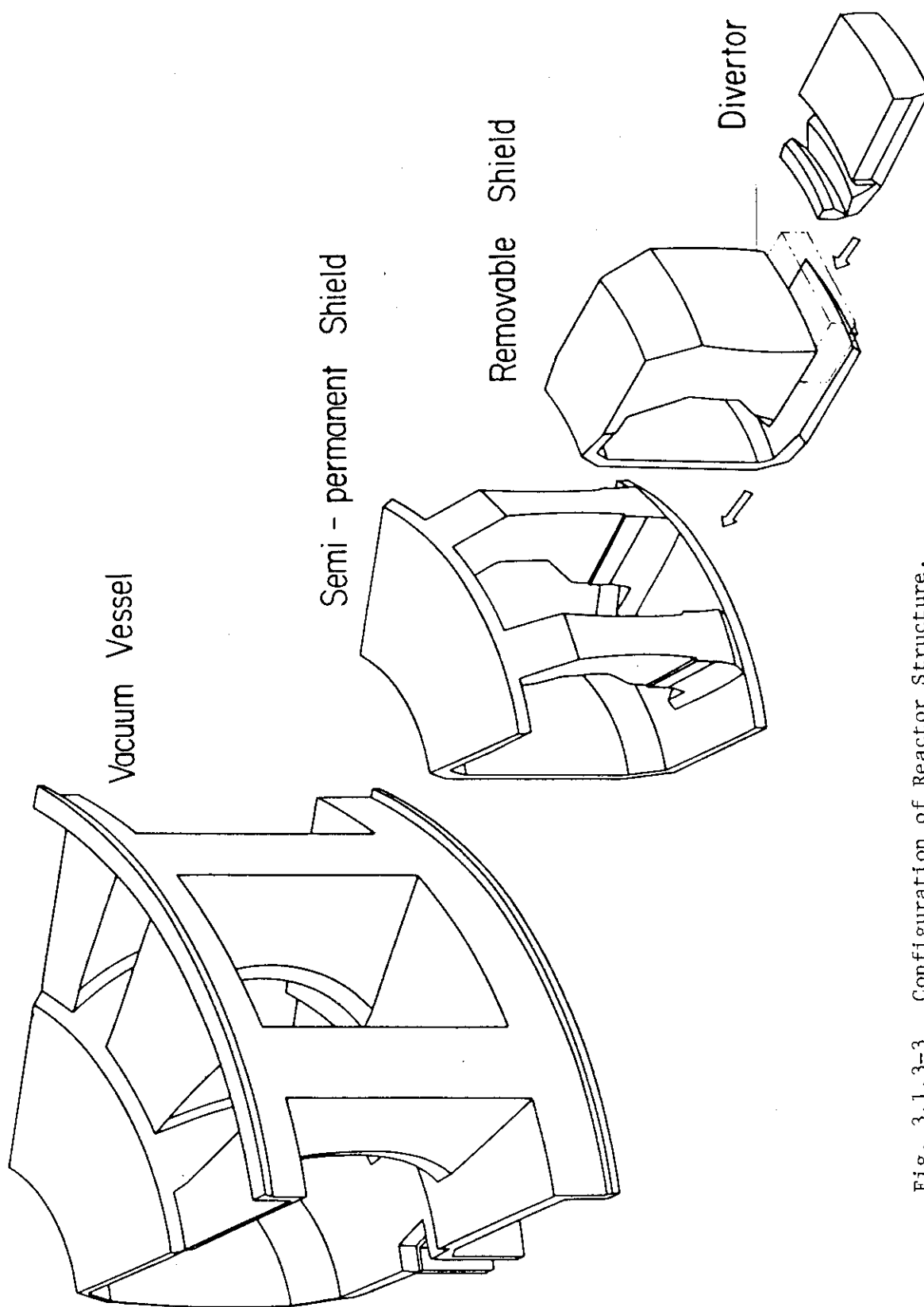


Fig. 3.1.1.3-3 Configuration of Reactor Structure.



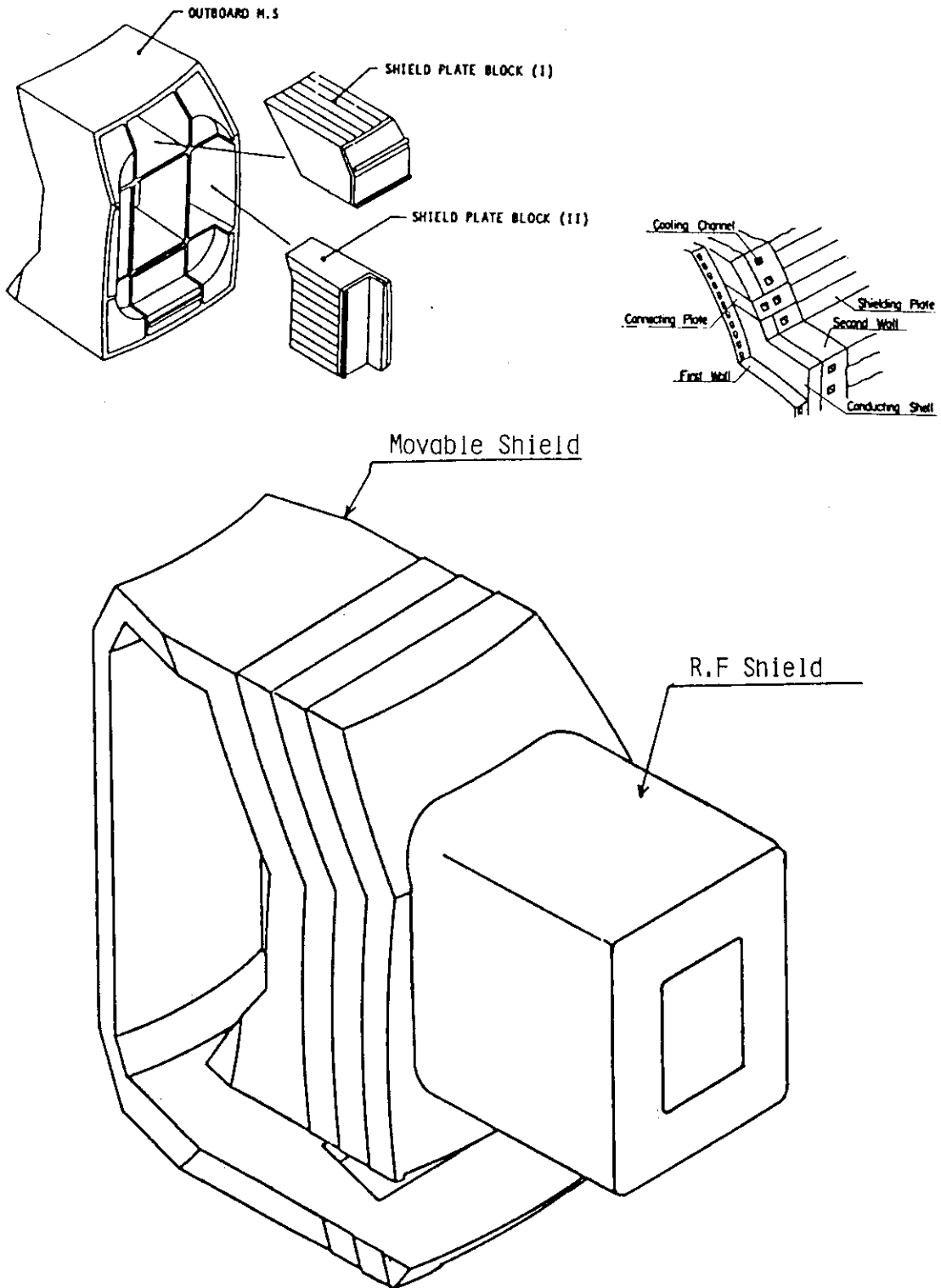


Fig. 3.1.3-4 Configuration of Movable Shield.

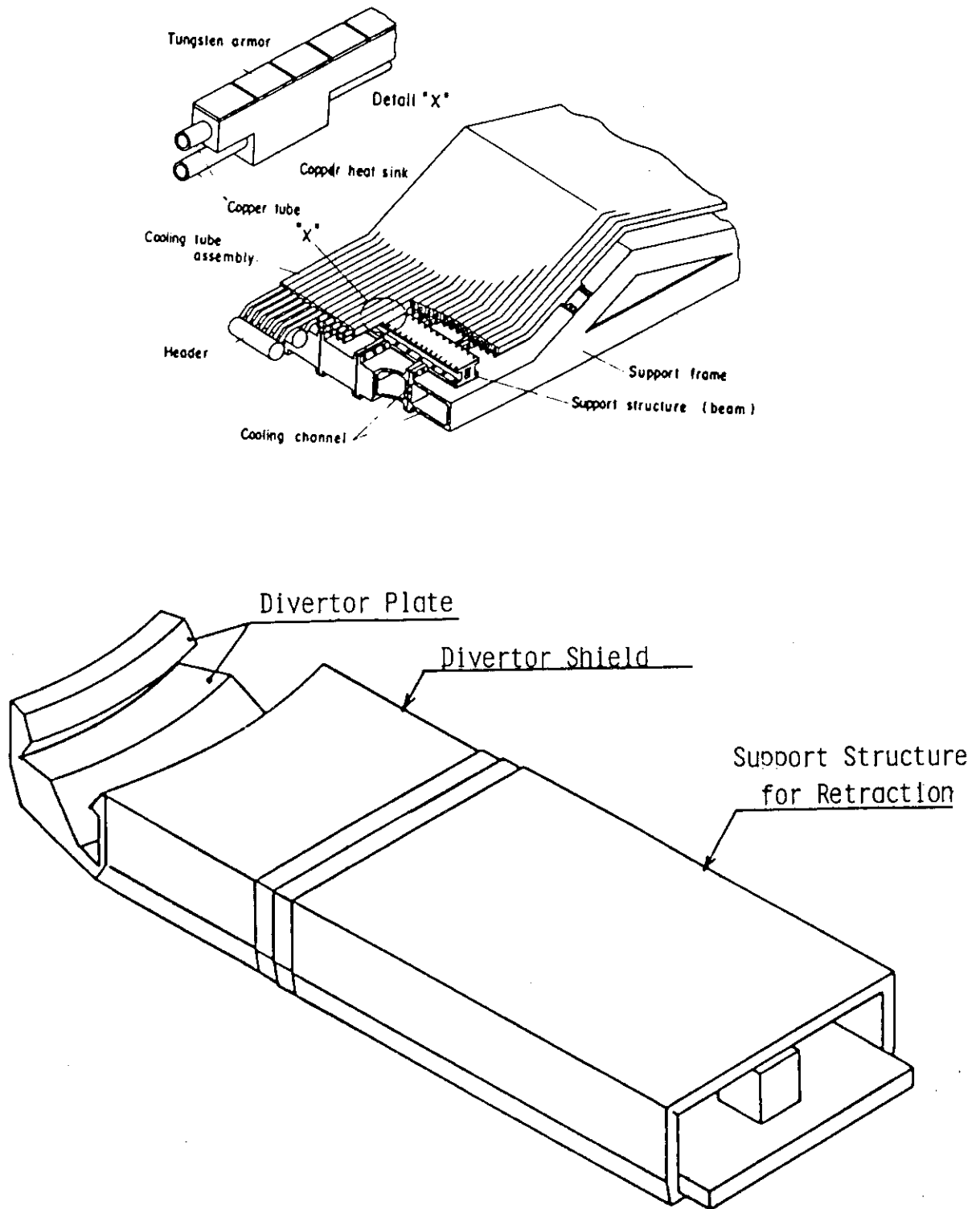


Fig. 3.1.3-5 Configuration of Divertor Module.

### 3.1.4 マグネットシステム

本年度のマグネット系の設計では、従来の設計例からいくつかの点でパラメータを変えて検討を進めた。

発生すべき磁場の要請からは、

- ① 運転の方式として準定常運転方式とした事
- ② プラズマ配位をシングルヌルダイバータ方式とした事による赤道面上下非対称磁場の発生  
また従来ハード面で未検討であった
- ③ プラズマの位置形状制御コイルの検討着手

が挙げられる。

これらの要請を踏えた上で、炉本体規模の縮小を考慮して積極的な設計パラメータの設定を行った。主な項目は、

- ① 強制冷凍方式の検討
- ② 高電流密度、高磁場化の検討
- ③ 本体中心部支持構造の簡略化

などであり、本年度設計の基本的な考え方を Table 3.1.4-1 にまとめる。

トロイダル磁場コイルおよびポロイダル磁場コイルの基本仕様を Table 3.1.4-2 に、トロイダル磁場コイルの設計諸元を Table 3.1.4-3 に示す。

トロイダル磁場コイルは、プラズマ境界で磁場リップルを 0.75% 以下とすること、および炉内構造物の引抜きとの関係で 12 個に設定した。

コイルの最大磁場および電流密度は、トロイダル磁場コイルで 12 T, 30 A/mm<sup>2</sup>、ポロイダル磁場コイルで 10 T, 25 A/mm<sup>2</sup> と設定した。導体はトロイダル用として (NbTi)<sub>3</sub>Sn, ポロイダル用として高磁場 (10 T) 用 Nb<sub>3</sub>Sn, 低磁場 (6 T 以下) 用 NbTi を用い、ケーブルインコンジット型式の導体を検討した。定格電流は臨界電流の約 1/2, 負荷率約 80% に設定されている。導体の熱的安定性については、導体温度の解析から安定性マージン  $4H = 800 \text{ mJ/cc}$  を有している。

Fig. 3.1.4-1 は FER マグネットの全体構造を示すものである。ポロイダル磁場コイルは、トロイダル磁場コイルの外周に 19 個配列した。主にダイバータ配位磁場発生のためのコイルは 3 個に分けて、巻線上での磁場の集中をさけるよう配慮した。また各コイルの起磁力配分は、中心部ソレノイドコイルに一部プラズマ平衡磁場成分電流を分担させることにより、必要とする変流器磁束 105 V·S を最大磁場範囲内で有効に得るよう配慮して設定した。各コイルの最大起磁力の和は 145.6 MAT となる。

マグネット系の蓄積エネルギーは約 30 GJ, トロイダル磁場コイルの向心力は 365,000 ton, 中心部ソレノイドには、準定常運転周期に伴って軸方向に 24,000 ton の変動荷重が作用する。Fig. 3.1.4-2 は装置中心軸まわりの支持構造を示すものである。向心力支持は厚さ 300 mm の中心柱を設けている。ソレノイド部の軸方向電磁力は支持棚を介して荷重支持柱とトロイダル磁場コイルケースのインボード側直線部にて支持する。

コイル系の冷凍は、コイル巻線および支持構造体に関しては超臨界ヘリウムの循環により、電流リード部については液体ヘリウムにて行う。従来のパルス運転炉では、トロイダル磁場コイル

のケースなどの極低温に冷凍される部分での渦電流損失が非常に大きな値となっていたが、準定常運転方式の採用で渦電流損が下がり、現実的な冷凍熱負荷まで低減可能となった。この結果熱負荷はトロイダル磁場コイルケースに発生する核発熱が主要因となる。準定常運転状態の平均で全負荷は 30.6 KW (at 4.5 K) + 4000 ℓ/hr (液体ヘリウム) となる。

プラズマの位置形状制御コイルに関しては、上下位置制御用のコイルを対象とした。制御コイルの位置は、トロイダル磁場コイルの外置および内置の両者について、Table 3.1.4-4 に示す概念仕様を設定し検討した。Fig. 3.1.4-3 は内置の場合の構想概念図である。内置の場合、外置の場合ともに種々問題点を摘出したが、プラズマ制御仕様、周辺機器との整合性等、今後さらに検討を進めてゆくことが必要である。

以下に本年度設計の要点をまとめて列記する。

- ① 装置ラジアルビルドに与えるマグネット系設計からの影響を考慮し、炉心の基本寸法決定法を改良をはかり、本年度設計に適用した。
- ② プラズマの長時間燃焼を可能とするため、変流器磁束の有効活用の手法を検討し、ポロイダル磁場コイル起磁力配分に適用した。
- ③ ケーブルインコンジット型式の導体による強制冷凍方式のマグネット設計を試み、問題点の把握に努めるとともに、本方式適用の可能性を示した。
- ④ トロイダル磁場コイルの向心力支持用の中心支柱と中心部ソレノイドコイルの設置位置を、従来設計例とは逆に中心支柱を外置に配置することにより、装置中心部構造の簡略化を計った。この結果ポロイダル磁場コイルの磁場は高くなったが、ソレノイド部の給電および配管のための空間を広く確保することが可能となった。
- ⑤ 準定常運転方式の採用により、極低温部材中の渦電流損を減少させる事が出来た。この結果運転中の熱負荷は核発熱が主要因となった。
- ⑥ 制御コイルをトロイダル磁場コイルの外側あるいは内側に設置した場合の構想を提案し、その比較検討を行った。

Table 3.1.4-1 '84 FER Design Philosophy of Magnet Design

Design Philosophy	Critical Points & Design Parameters	
New concepts Single null divertor Quasi-steady state operation	To optimize the inboard radial build for the new concepts reactor To optimize the excitation scenario of PF coil	Reasonable reactor size $R = 5.2 \text{ m}$ $a = 1.12 \text{ m}$ Magnet parameters 12 T 30A/mm <sup>2</sup> TFC 10 T 25A/mm <sup>2</sup> PFC
Aggressive Approach Forced flow cooling High field and high current density New support structure for the inboard region	High stiffness of winding and reliable electric insulation Space saving Reliable support against the centering force of TFC and AC loss reduction	

Table 3.1.4-2 Summary of Design Parameters of FER Magnet System

Parameters	TF Coil	PF Coil
Number of Coils	12	19
Shape and Bore Size	D-Shape 6.8 <sup>m</sup> x 8.7 <sup>m</sup>	Ring-coil φ2.6 ~ φ20.5 <sup>m</sup> (I.D)
Magnetic Field on Plasma Axis	5.3 <sup>T</sup> at 5.2 <sup>m</sup>	—
Toroidal Field Ripple	≤ 0.75 %	—
Volt-Second Capability	—	105 V·S
Total Ampere-Turns	138 MAT	~150 MAT
Maximum Field of Winding	12 T	10 T
Current Density of Winding	30 A/mm <sup>2</sup>	25 A/mm <sup>2</sup>
Stored Energy	~23 GJ	~ 7 GJ

Table 3.1.4-3 Main Characteristics of Toroidal Field Coil System

Bore Radius	8.68 m / 6.77 m
Number of Coils	12
Coaling Method	Forced Cooling
Winding Concept	Pancake Winding
Shape of Coil	D-shape
Super Conductor	(NbTi) <sub>3</sub> Sn (Cable in Conduit Type Conductor)
Peak Field	12T
Operating Current	30.7 KA
Average Current Density (in Winding)	30 A/mm <sup>2</sup>
Winding Cavity	0.383 m <sup>2</sup>
Number of Turns	374
Number of Pancakes	22
Number of Grading	No Grading
Material of Coil Case	Stainless Steel 304LN
Magnetomotive Force	11.48 MAT/coil
Total Inductance	47.83 H
Stored Energy	22.5 GJ
Hoop Force	105,370 tons/coil
Centering Force	-30,380 tons/coil
Toroidal Field Ripple	0.75% (at plasma outer radius)

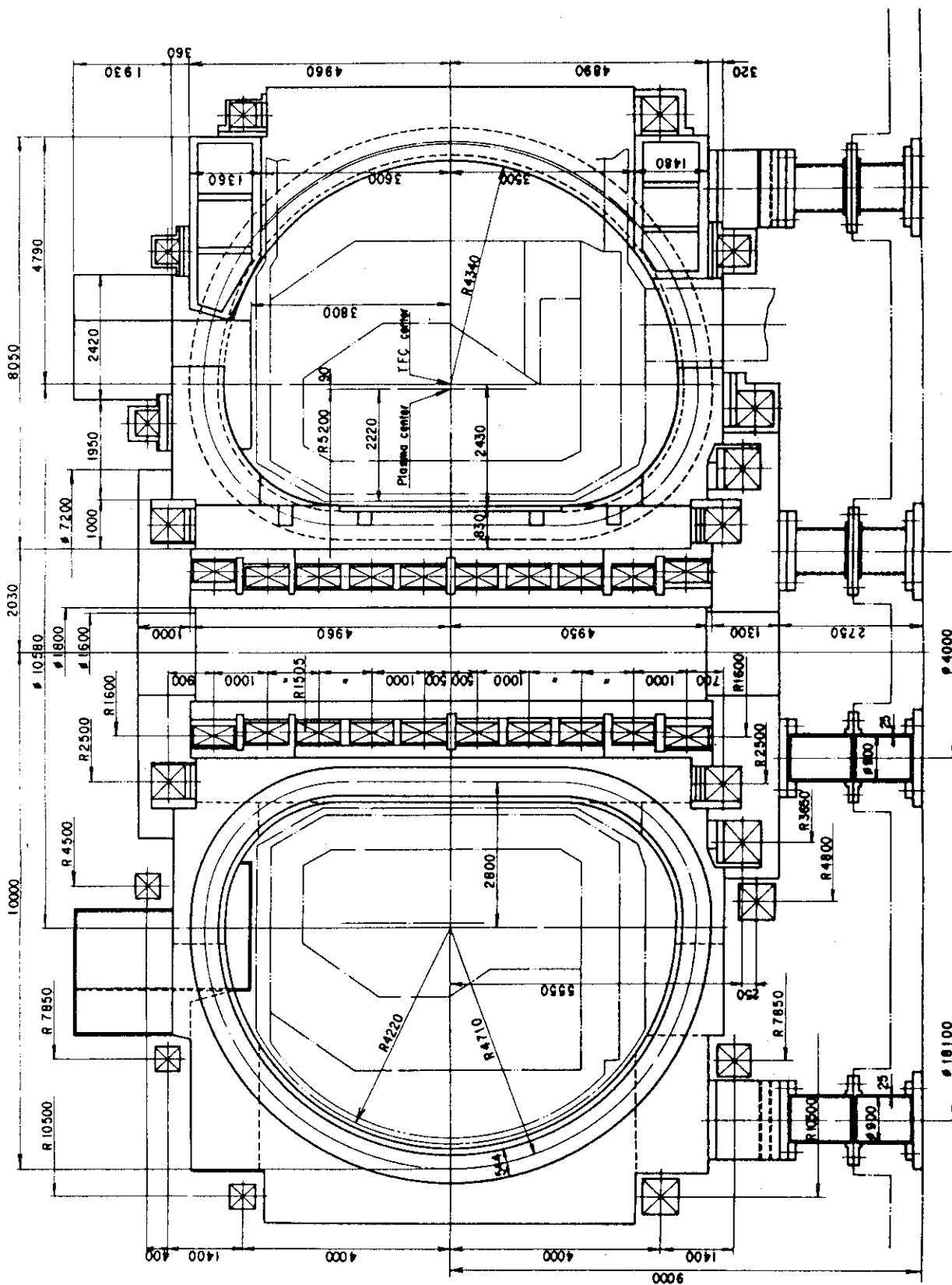


Fig. 3.1.4-1 Structure of FER Magnet System.

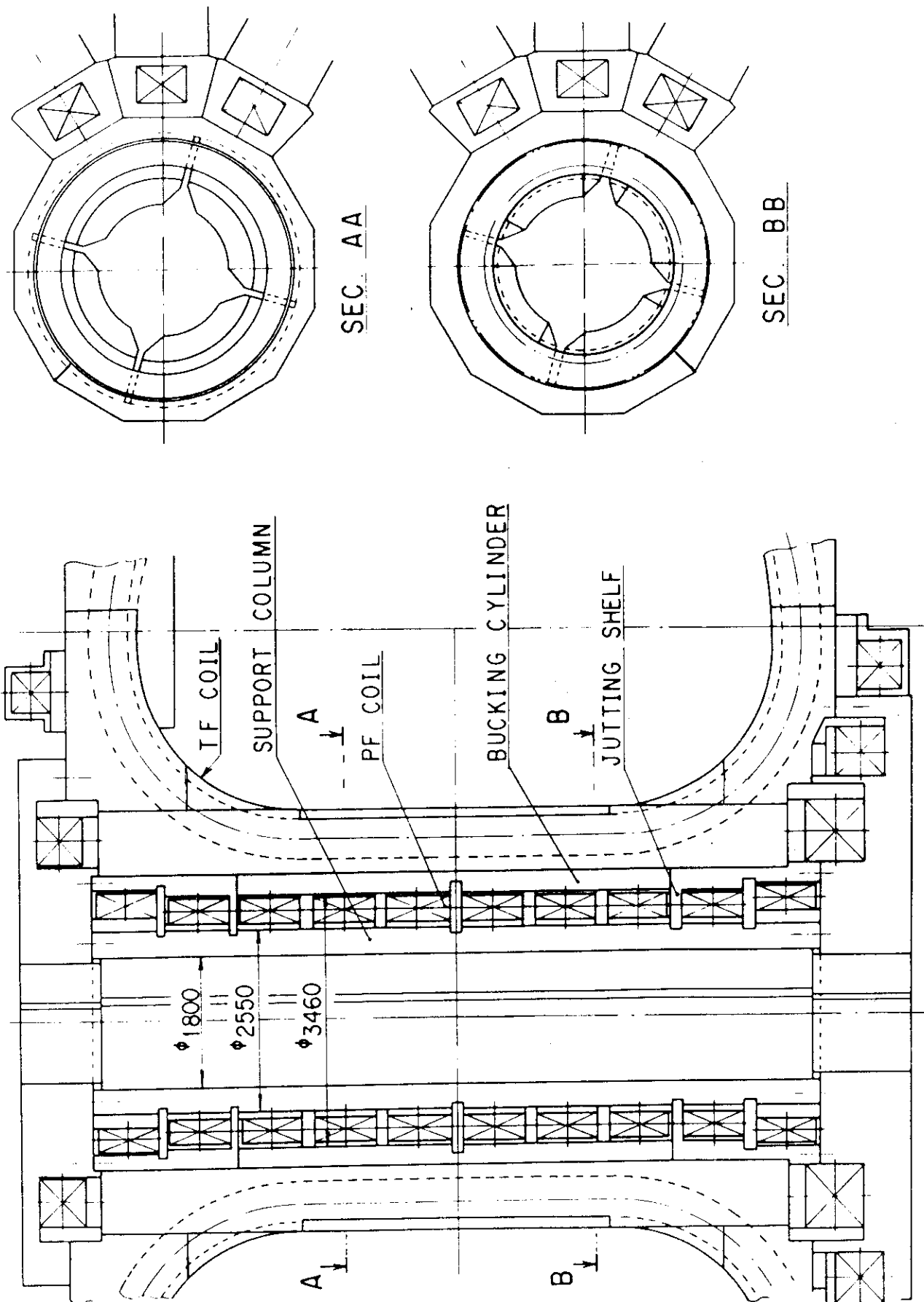


Fig. 3.1.4-2 Support structure of OH coils and TF coils.



Table 3.1.4-4 Specifications of active position control coils

Position Items	Case 1 Outside TF coil	Case 2 Inside TF coil bore
Recommendation to coil position	Close to the plasma & far from other PF coils	Within shield
Ampere-Turn/coil	250 kAT	50 kAT
Voltage / turn	200 V/T	100 V/T
Wave form	AC ~ 10 Hz duty ~ 1/5	AC ~ 10 Hz duty ~ 1/5
Radiation condition	$< 10^8$ rad	$\sim 10^9$ rad
Nuclear heating	$\sim 10^{-6}$ W/cc	$\sim 10^{-2}$ W/cc

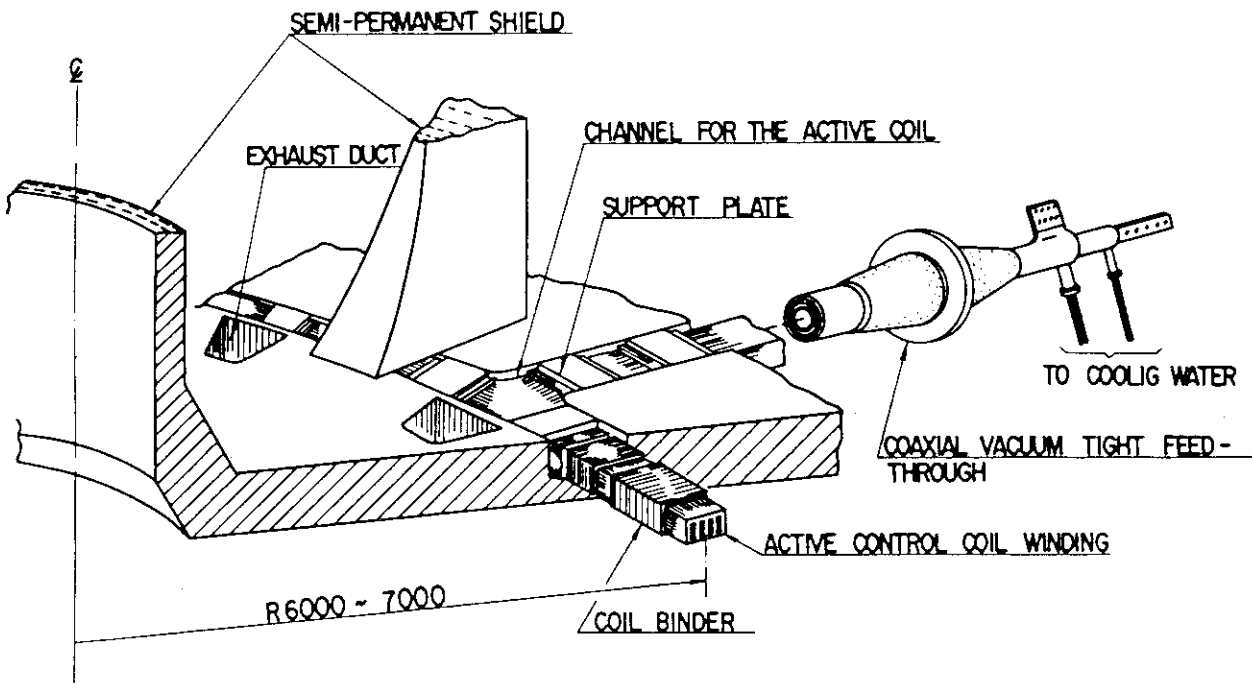


Fig. 3.1.4-3 Schematic view of the active control ring coil within the semipermanent shield.

### 3.1.5 加熱・電流駆動系

本年度 FER 設計検討における大きな特徴は、RF (LHRF) 電流駆動による準定常炉運転の採用である。それに伴い主加熱として高周波加熱 (ICRF 加熱あるいは LHRF 加熱) を主案とし、NBI 加熱を代替案とした。いずれの場合も自己点火へは一種類の加熱法にて達成できるとし、補助加熱 (プラズマ初期立上げ補助、電流分布制御) として電子サイクロトロン共鳴加熱 (ECRF 加熱) を用いる。

設計の重点は、RF 加熱装置ランチャ部にあり、プラズマとの結合検討を踏まえて設計した。加熱アクセスポートは、シェル空間、必要しゃへい厚、ダイバータ引抜空間の確保等のため従来 (58 年度設計) より小さく、一方入射パワーが変わらないので入射電力密度を大きくする必要があった。

Table 3.1.5-1 に RF 加熱システム要目を示す。また Fig. 3.1.5-1 ~ Fig. 3.1.5-4 に主要ランチャ構造を示す。

設計検討の主要な結果を以下要約する。

#### a) ICRF (主加熱, ループアンテナ型)

- ① 従来不純物発生抑制の観点から  $3/4 \lambda_g$  アンテナを採用してきたが、同軸管内の VSWR が 4 ~ 5 と大きく耐電圧上厳しかった。今回  $1/2 \lambda_g$  アンテナの採用により同軸管内の VSWR が ~ 1 となり耐電圧上の問題を緩和できた。又不純物発生の問題も  $3/4 \lambda_g$  アンテナにそれ程劣らないと考えられる。
- ② 現実的なプラズマ密度分布 (ファラデーシールドまである密度分布でプラズマ存在) の採用により、アンテナローディングインピーダンスの抵抗分 R の推定値が大きくなり、従来問題となっていたファラデーシールドと中心導体間の絶縁耐電圧が許容値 10 KV/cm 以下で 15 MW/Port 入射可能となった。
- ③ 同軸管途上に  $1/4 \lambda$  サポートを設ける等して、電磁力、熱的に強固な構造とした。

#### b) ICRF (主加熱, リッジ W/G 型)

- ① 電力輸送の観点からプラズマとの結合について解析を行い、耐電圧条件 10 KV/cm で 15 MW/Port 入射可能なランチャの設計ができた。

#### c) LHRF (加熱, 電流駆動)

- ① 加熱、電流駆動ランチャのプラズマとの結合において、グリル近傍にプラズマが存在する条件 (密度勾配  $dn/dx = 10^{11}/\text{cm}^4$ , プラズマ・グリル間距離  $X_p = 0.5 \text{ cm}$ ) で各々反射率 0.66, 0.377 程度である。
- ② グリル製作法を工夫することによって、核発熱、ふく射熱に対し、比較的薄いグリル仕切り厚 10 mm で冷却可能な構造となり、放射特性劣化を防いだ。
- ③ 加熱ランチャはグリル数が多く、排気、放射線しゃへい、接続等の問題がありうるが、耐電圧条件に余裕をとったため、これらの問題を緩和することは可能である。電流駆動用ランチャについては上記の問題は少ない。

#### d) ECRF (補助加熱)

発振管として単管 200 KW 出力を想定し、ランチャ部を導波管とホーン、可動鏡にて構成した。ビーム束を中央面から下方のヌル点側で移動させることに適合した入射配位のランチャが

可能となった。

e) NBI (主加熱, 代替案)

- ① 実績データに基づいて設計を行った。エネルギー回収装置等開発試験を要するが、現実的な設計となっている。
- ② 本体とNBI間に中性子シャッタを設け、NBI入射時以外は中性子をシャ断することによりNBIコンポーネントの絶縁材(セラミック, エポキシ)等に対する放射線照射損傷による解体修理を寿命中不要か又は一回程度のレベルとした。
- ③ エネルギー回収装置の採用により総合電力効率は0.19と向上した。
- ④ 正イオン源NBIシステムは,
  - ・回収効率向上を目指したエネルギー回収装置
  - ・各コンポーネント・材料の放射化対策技術の開発を行えば、現状技術をベースに開発することが可能である。
- ⑤ 負イオン源NBIシステムは、中性化効率の良さから魅力的である。負イオン源自身の開発及びシステムの開発を進める必要がある。

Table 3.1.5-1 Heating system features (Baseline option)

	Main heating		Current drive	Start-up assist Current profile control
	ICRF or	LHRF		
Overall				
Frequency	81 MHz	1.7 - 2.3 GHz	0.56 GHz	150 GHz
Power *	75 MW	200 MW	34 MW	20 MW
Duration	~ 20 sec		200 sec	10 sec
Launcher No.	4 ports		1 port	1 port
Launcher				
Type	Loop type	Phased W/G array	Phased W/G array	W/G & quasi-optical with movable reflector
Number	4 loops	Thirteen 38-element arrays	Four 8 - element	108 horns
Size	65 by 90cm	2.0 by 11cm element	3.5 by 38 cm element	~ 2 cm dia. W/G
Power	~ 3.8 MW per loop	~ 2.3 MW per array (half reflected)	5.0 MW per array (half reflected)	10 MW
Transmission				
Type	Coax	Rectangular or elliptical W/G	Rectangular or elliptical W/G	Circular W/G
Transmitter				
Type	Amplifier	Amplifier	Amplifier	Oscillator
Tube	Tetrode	Klystron	Klystron	Gyrotron
Power	~1 MW x 75	~1 MW x 200	~1 MW x 34	~0.2 MW x 100

\* Estimated Power into Plasma as follows  
 Main heating : 60 MW  
 Current drive : 10 MW  
 Start-up assist : 10 MW

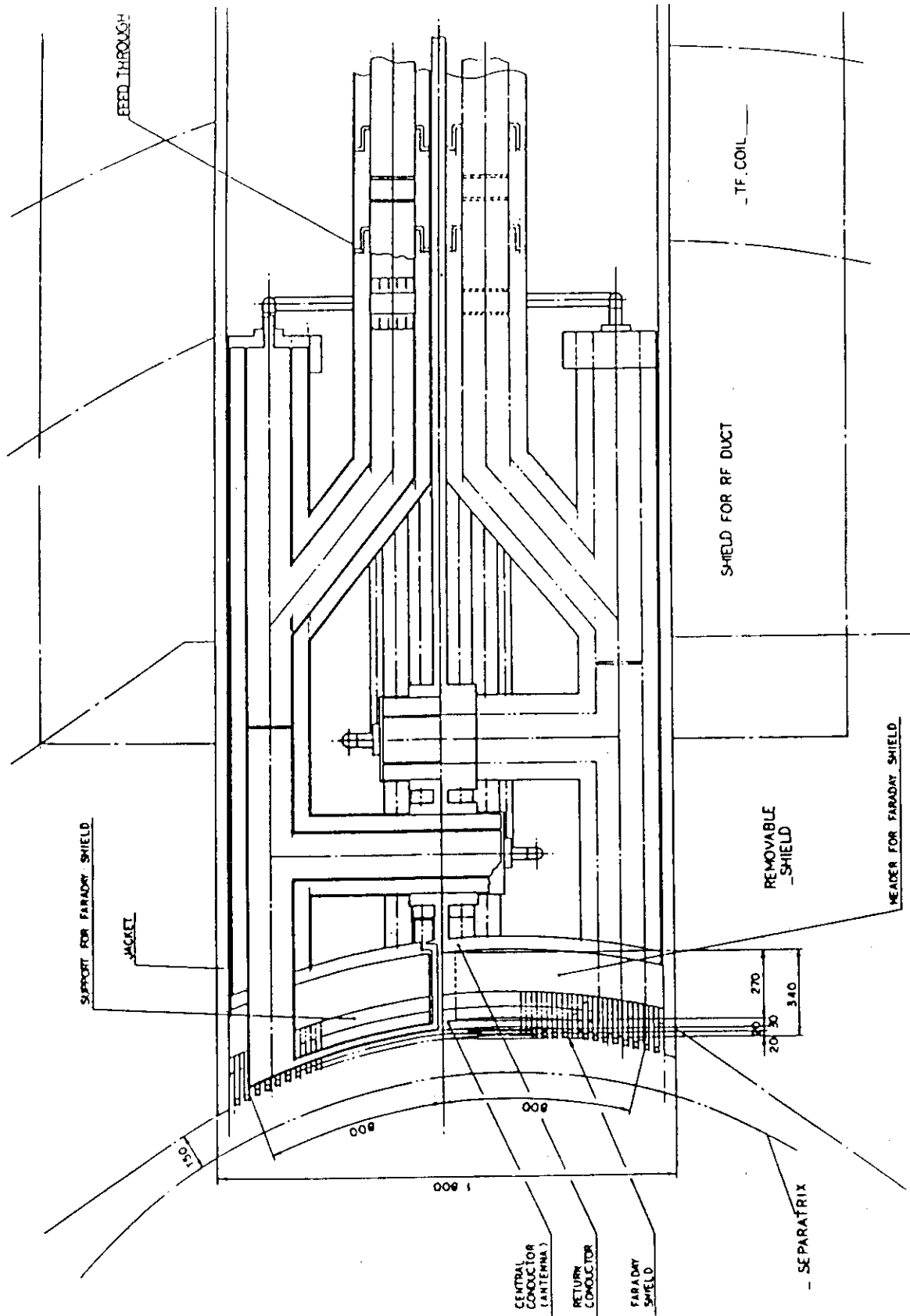


Fig. 3.1.5-1 ICRF Antenna Launcher (vertical cross-sectional view).

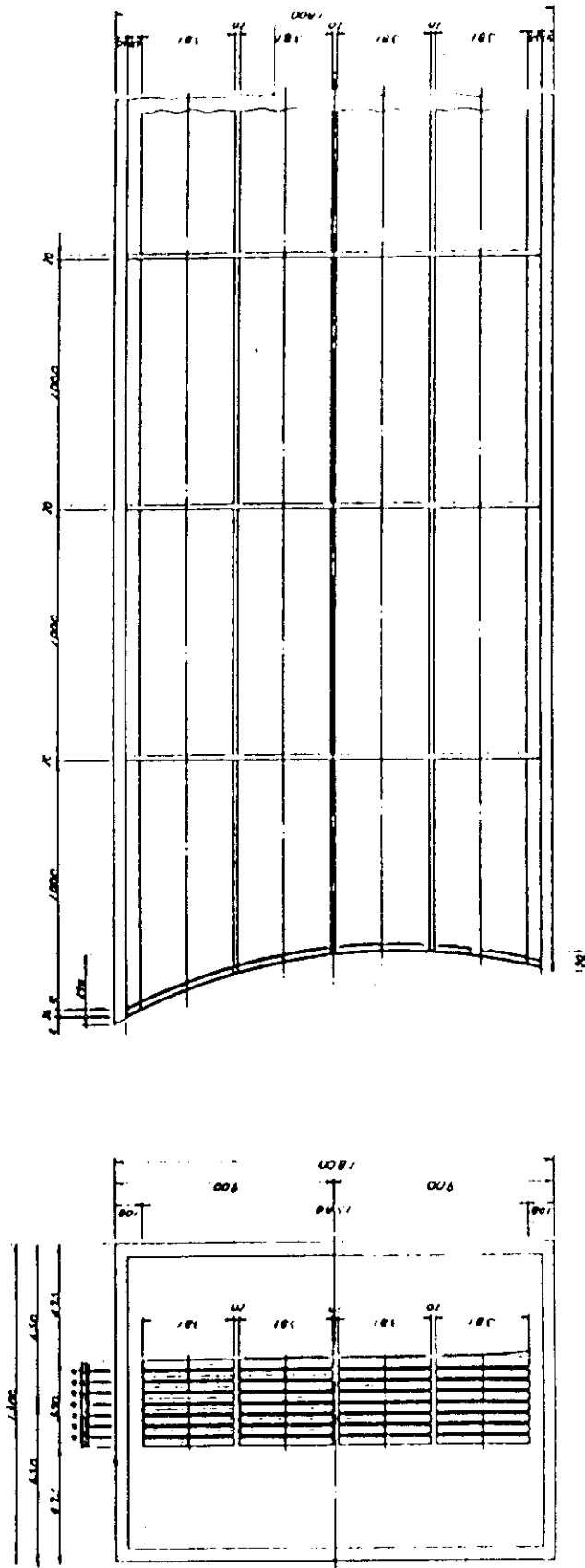


Fig. 3.1.5-2 LHRF Current Drive Launcher.

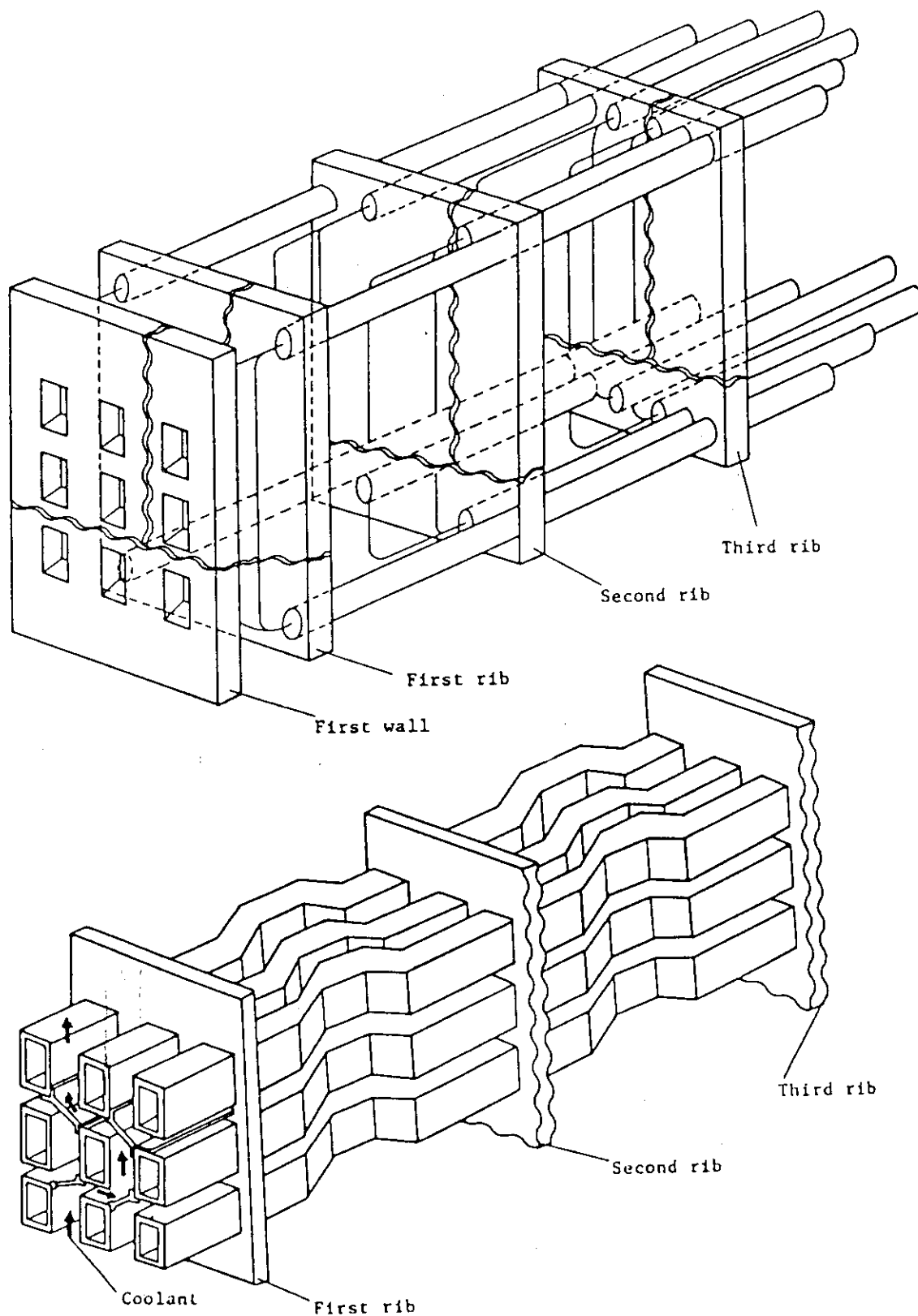


Fig. 3.1.5-3 LHRF Launcher Fabrication and Cooling Concept.

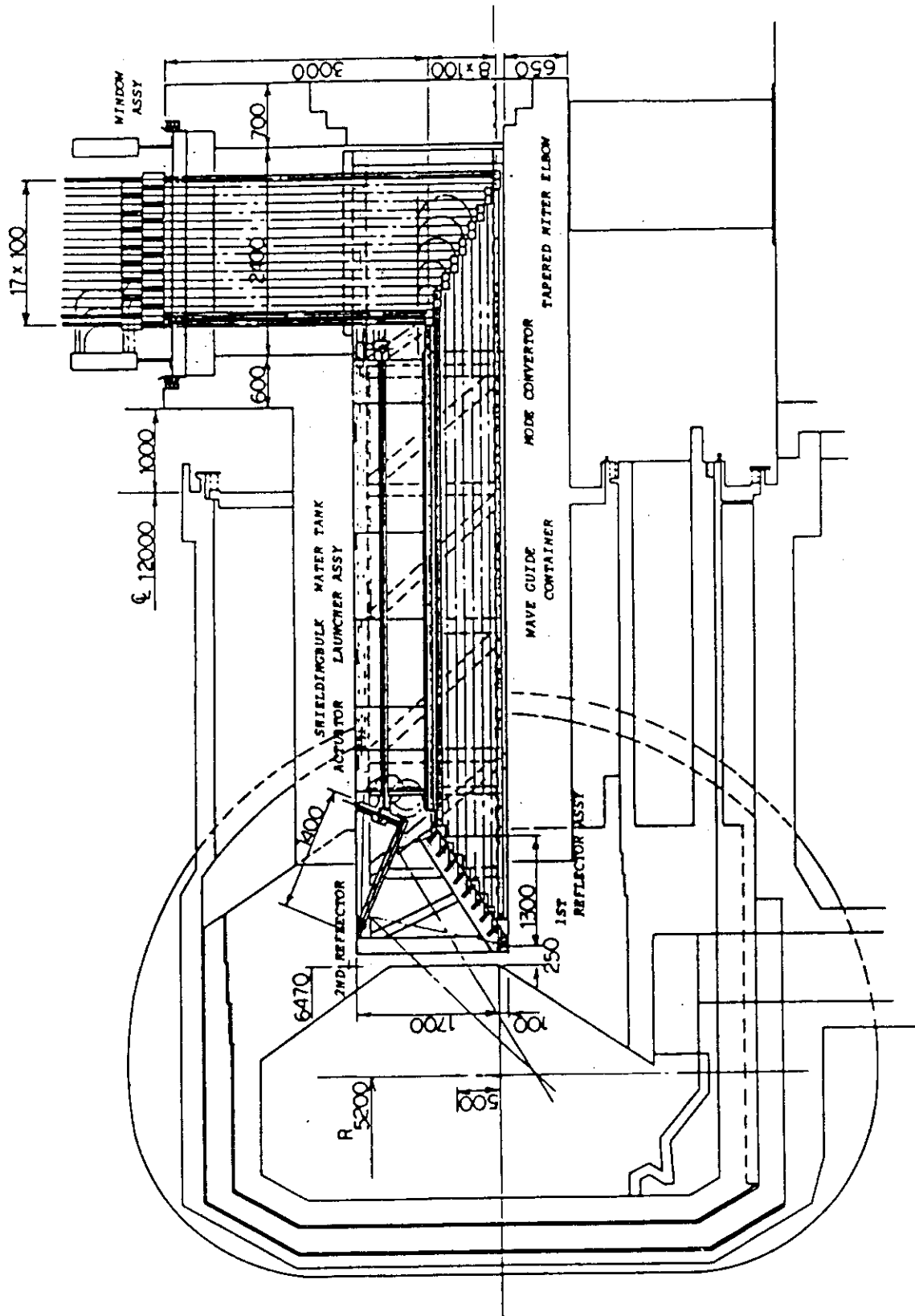


Fig. 3.1.5-4 ECRF Launcher Configuration.



## 3.1.6 プラズマ位置制御

本年度 FER 設計におけるプラズマ位置制御に係わる主な特徴は、

- ① シングルヌル・ダイバータ配位のため上下非対称効果が顕著であり、また PF コイル配置、電流も上下非対称のため上下直列結線ができないため PF コイルに誘導電流が発生し、制御磁場を大きく遮へいすること。
- ② 可動遮へいが固定遮へい支持柱のため一部切欠き、トロイダル方向全周に上下安定化用シェル構造が配置できないこと。一方シールド・ブランケットとなったため、トリチウム増殖比を考慮する必要がなく、十分な時定数を持つシェル構造を配置できること。
- ③ 立上時一周電圧の低下および準定常シナリオのため、一周抵抗を下げて良く、必ずしも真空容器ベローズ構造を必要としないこと。

である。

以上の特徴を考慮し、本年度プラズマ位置制御検討においては、上下非対称性によるプラズマ水平垂直運動の結合、PF コイルの誘導電流の効果、シェル構造のみでなくブランケット等の全体の特性等に主眼を置き、検討を行った。検討の前提として、2 cm 厚のシェル構造および 0.2 mΩ の真空容器ワンターン抵抗を主案としたが、シェル構造あるいは、ベローズの無い場合についても検討しその可能性を調べた。燃焼時のみでなく、不安定性の高い低ベータ時についてもその制御性を検討した。また制御コイル位置については、TF コイル内側および外側に対して並行して検討を行った。検討条件の主なパラメータを Table 3.1.6-1 に、また制御の対象となるコンポーネントの配置を Fig. 3.1.6-1 に示す。

主なケースにおける制御電流、電圧、電力および変位量を Table 3.1.6-2 に示す。主な結果は以下の通りである。

- ① 制御コイルの磁場は PF コイルによりシールドされ、この効果は内蔵コイルの場合 ~20%、外置コイルの場合少なくとも ~150% の電源容量を増大させる。特に外置コイルの場合、PF コイルとの位置関係が重要である。
- ② 外置コイルの場合、100 MVA の電源レベルでプラズマ位置制御は可能であるが、真空容器の一周抵抗は、制御コイル磁場の浸透を良くするために ~0.1 mΩ 程度必要である。
- ③ 内蔵コイルの場合、外置コイルの電源容量の 1/10 ~ 1/5 程度でよい。ベローズあるいは銅シェルが無くても制御できる可能性がある。
- ④  $Z = 0$  の中心面に対する、PF コイルや渦電流による非対称外部磁場は、プラズマの急激な内部変化により、水平方向と同時に垂直方向にも変位させる。ただし、渦電流の上下非対称効果はあまり大きくない。また、この非対称性効果は、上下方向の成長率を大きくする効果がある。
- ⑤ プラズマ規格化内部インダクタンスの変動  $\Delta L_i$  を同一条件で比較した場合、低ベータプラズマ時の方が 1/2 ~ 1/4 高ベータ時より所要電力が小さい。しかし同一外乱磁場の条件ではほぼ反対の結果となる。
- ⑥ 銅 2 cm 厚のシェル構造は上下不安定成長時間を充分長くし、10 m sec 程度の制御遅れでも制御可能とし、計測および電源系の負担を小さくする。また磁場変動が遅くなり、AC ロス等の問題が緩和される。

以上の様に、TFコイル内側コイルによる制御は、制御電力を大巾に縮小し、また制御性が良い等のメリットが大きいですが、その位置決定に当っては、製作性、組立解体等の全体設計との整合性の考慮が必要とされる。低ベータ時の制御は一応可能という結果は出たが、その不安定成長率は大きく、プラズマ配位設計においては、できるだけn値が小さく、かつ上下非対称性の小さい配位を選択すべきである。本検討では外乱として10 Gaussの外乱磁場あるいは $\Delta \ell_i = 0.1$ を仮定したが、今後現実的な外乱がどの様になるかを明確にして行く必要がある。またこの条件では、プラズマ変位は3 cm程度が予想され、プラズマ運転上許容し得るかどうかを明確にして行く必要がある。

Table 3.1.6-1 Parameters Related to Plasma Vertical Position Control Plasma Parameters

Plasma current	4.3 MA	5.7 MA
Poloidal beta $\beta_p$	0.1	2.6
Vertical field	0.198 T	0.465 T
n-index	-2.548	-1.272
k-index	1.3	0.52
<u>Passive conductive components</u>		
Shell structure		
Type	Saddle type	
Number of segmentation	12	
Location	In removable outboard shield	
Material	Cu (2cm thickness)	
Width	1 m (front plate), 0.75 m (side plate)	
Movable shield		
Semi-permanent shield		
Vacuum vessel		
Material	S.S. (10 cm thickness)	
Thickness	10 cm	
One-turn resistance	0.2 m $\Omega$ (12 bellows)	
<u>Stabilizing effects</u>		
$N_s$ ( N ( $\infty$ ) )	3.7	2.7
Growth time (without Z-asymmetry)	53 msec	204 ms
(with Z-asymmetry)	24 msec	156 ms
Active control coil	Outside TF coil or on semi-permanent shield	
Disturbance field	10 Gauss (1 msec rise time) or $\Delta I_i$ (normalized internal inductance) = 0.1	

Table 3.1.6-2 Summary of voltage, current and power capacity in vertical position control 1)

Case	Coil Location	$\sqrt{V}$ Bellows	Copper Shell	$\beta$	V <sub>max</sub> (V)	I <sub>max</sub> (kA)	V <sub>max</sub> I <sub>max</sub> (MVA)	$\delta Z_{max}$ (mm)
Reference	1	Outer	with	High	150 (130)	215 (96)	32 (10)	11.6 (10.7)
	2	Inner	with	High	40	66	2.6	11.3
	3	Outer	with	Low	400	361	144	53.1
	4	Inner	with	Low	100	122	12	55.6
5	Coil A <sup>2)</sup>	with	with	High	400	604	242	12.2
6	Coil B <sup>3)</sup>	with	with	High	150	281	41	11.3
7 <sup>4)</sup>	Outer	with	with	Low	200	259	52	26.6
8	Outer	w/o	with	High	1000	748	748	9.4
9	Inner	w/o	with	High	60	126	7.6	10.7
10	Outer	w/o	with	Low	2000	1068	2136	34.3
11	Inner	w/o	with	Low	150	222	33	41.1
12	Outer	with	w/o	High	300	271	81	16.1
13	Inner	with	w/o	High	80	85	6.8	16.9
14	Outer	with	w/o	Low	1500	543	815	40.8
15	Inner	with	w/o	Low	300	190	57	48.9
16 <sup>4)</sup>	Outer	with	w/o	Low	600	372	223	26.7

← Without PFC coupling

1) Disturbance field is 10 Gauss with 1 msec rise time.  
 2) (R,Z) = (9.75, ±5.1)  
 3) (R,Z) = (7.52, 5.05), (7.42, -5.0)  
 4) n-value is assumed to be -2.0.  
 \* When disturbance of 1<sup>1)</sup> is assumed to be 0.1, V<sub>max</sub>, I<sub>max</sub> and  $\delta Z_{max}$  are multiplied by 2.1 in high  $\beta$  case or by 0.46 in low  $\beta$  case.

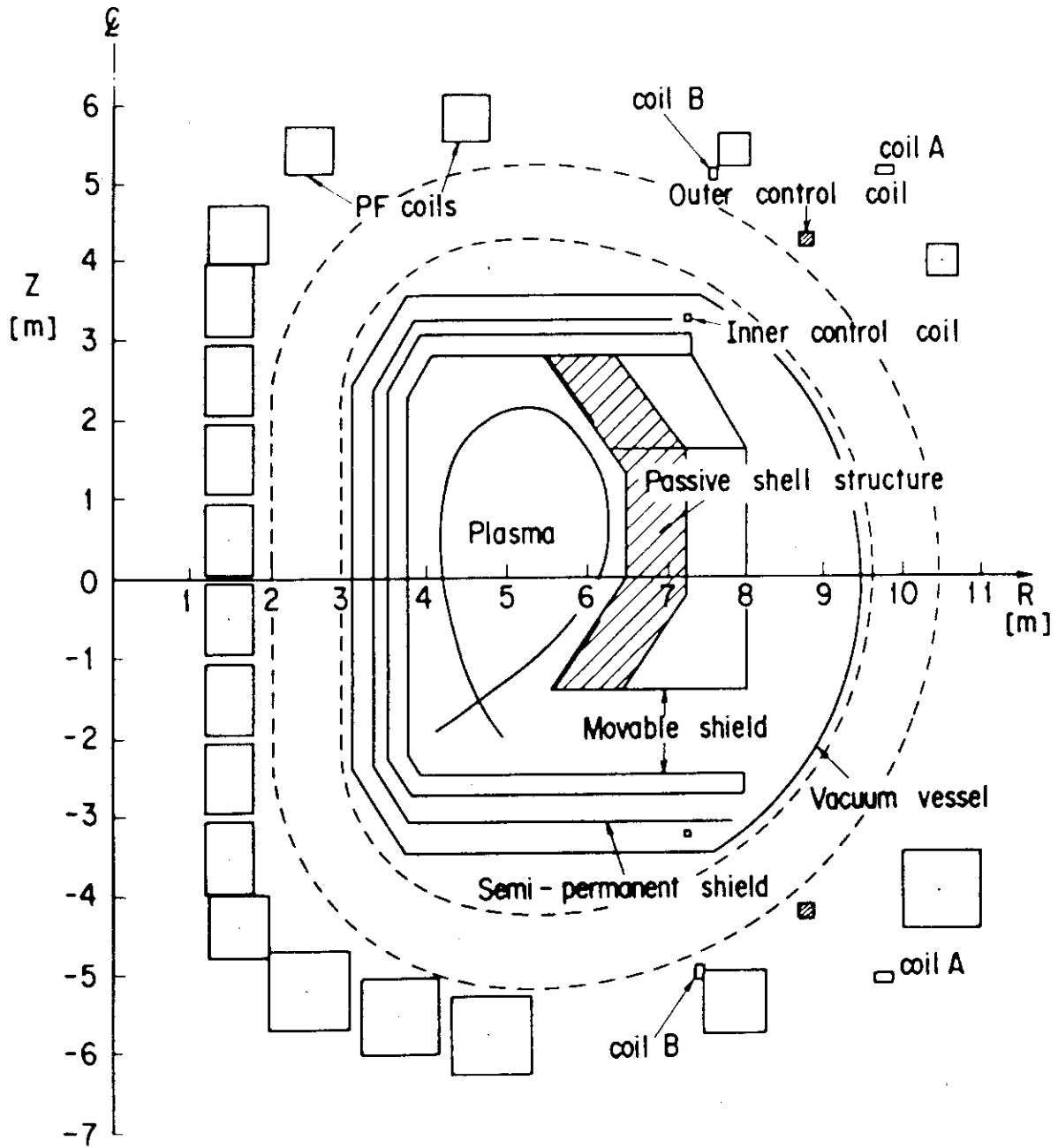


Fig. 3.1.6-1 Location of control objects (plasma, shell structure, shield, vacuum vessel, PF coils and control coils).

### 3.1.7 電源系

電源設備は運転シナリオに大きく依存する。昨年迄の FER はパルス炉であり、10 sec 程度で燃焼フェイズへの立上げ／立下げが行われるため整流電源設備、電動発電機容量が大きかった。また超電導コイル構造材の AC ロスが $\sim 100 \text{ KW} / 4.4 \text{ K}$ を超え、従って冷凍系の受電々力 60 $\sim$ 100 MW を要した。

本年度 FER は RF 電流駆動による準定常運転となり、電源設備に係わるシナリオ上の主な特徴は、プラズマ電流立上げ時間が $\sim 100 \text{ sec}$ 、燃焼立上げ／立下げ時間 15 $\sim$ 55 sec (選択可) 等、一体に運転の変化がゆるやかになっていることである。このため PF コイル電源設備容量は減少する反面、エネルギー回生のできない加熱設備電源 (AC ライン) の比重が増してくる。上記の特徴等を踏まえ、設計の重点は、

- ① PF コイル変換器容量、電動発電機容量 (加熱、PF コイル) の低減と、燃焼立上げ／立下げ時間に対するコスト的なバランスを計って設計検討を行うこと。
- ② 炉心制御のうち本年度は垂直位置制御コイル電源を検討すること。
- ③ 上記の設計結果および他の設備の受電量の推定も含めて受配電計画を作成すること。

にある。

PF コイル電源、加熱装置電源設備容量および受電々力概算を、従来のパルス炉の場合と対比して、各々 Table 3.1.7-1, Table 3.1.7-2 に、また受配電系統図を Fig. 3.1.7-1 に示す。設計検討の主な結果を下記に示す。

- ① 燃焼立上げ／立下げ時間の最適化を図り、25 sec 程度が電源上妥当と考えられる。
- ② PF コイル電源変換器総容量は約 1000 MW と、パルス炉の 2500 MW の半分以下となった。またプラズマブレイクダウン時の高電圧発生回路しゃ断容量も約 1/4 となる。
- ③ PF コイル電源はサイリスタ電源であるため力率が悪く、その分電動発電機容量が増大する。これを防ぐためサイリスタ構成を並列 3 重接続、2 段縦続とし、それらを非対称制御することにより出力を変えずに力率を改善する方策とした。
- ④ プラズマ電流立上げが比較的ゆっくり ( $\sim 100 \text{ sec}$ ) しているため、駆動機からフライホイール付電動発電機 (MGF) へエネルギー供給が可能で、その分 MGF の放出可能エネルギー量を減少することができた。
- ⑤ PF コイルの超電算クエンチ保護法として、変換器設備容量が低減した影響で、しゃ断器／ダンブ抵抗により対処することとした。パルス炉では変換器のインバータ運転により MGF にエネルギーを回収する容量をもっており、別途保護装置は不要であった。
- ⑥ 総受電々力は約 230 MW となり、パルス炉の場合に比し 2/3 となった。これは主として超電導コイルの AC ロスの激減による冷凍電力の減少によるものである。
- ⑦ 垂直位置制御コイル電源について、コイルを TF コイルの内置、外置の場合について検討した。外置方式では、電動発電機の定格周波数 150 Hz, 出力 120 MVA となり制御電源としては大きな規模となる。内置方式の数 MW レベルの電力では PWM インバータ方式で技術的に可能である。

Table 3.1.7-1 Scenario Comparison of PF coil and Heating System Power Supply

Scenario	Quasi-steady state operation reactor	Pulse operation reactor ('83 FER)
PF coil power supply • Thyristor converter DC circuit interrupter • Motor generator flywheel Driving motor • Quench protection interrupter/resistance	1016 MW 0.35 GW (205 MVA / 3.1 GJ) × 2 sets 20 MW × 2 ~ 2 GW / 6 GJ	~ 2500 MW ~ 1.5 GW ( ~ 1000 MVA / 5 GJ) × 2 sets ~ 15 MW × 2 ----- (energy feed back to MGF by thyristor inverter)
Heating system p.s. (AC line) Motor generator flywheel	ICRF : 170 MVA / 2.1 GJ (LHRF : 500 MVA / 5.5 GJ)	400 ~ 800 MVA / 3 ~ 4 GJ

Table 3.1.7-2 Power Supply from Grid Line

	Quasi-steady state operation reactor	Pulse operation reactor ('83 FER)
1) Cooling pump system	~ 23 MW*	15 MW
2) Vacuum pump system	~ 2 MW*	2 MW
3) SC coil refrigeration system (including LN <sub>2</sub> )	36 MW	~ 150 MW
4) PF coil system	~ 40 MW	30 MW
5) TF coil system	6 MW	~ 2 MW
6) Heating and current drive system	ICRF ; 14 MW (LHRF ; 37.5 MW) LHCD ; 67 MW	~ 80 MW
7) Miscellaneous equipment and Building load.	~ 40 MW*	~ 40 MW
Total	228 MW (250)	~ 319 MW

\* estimated value



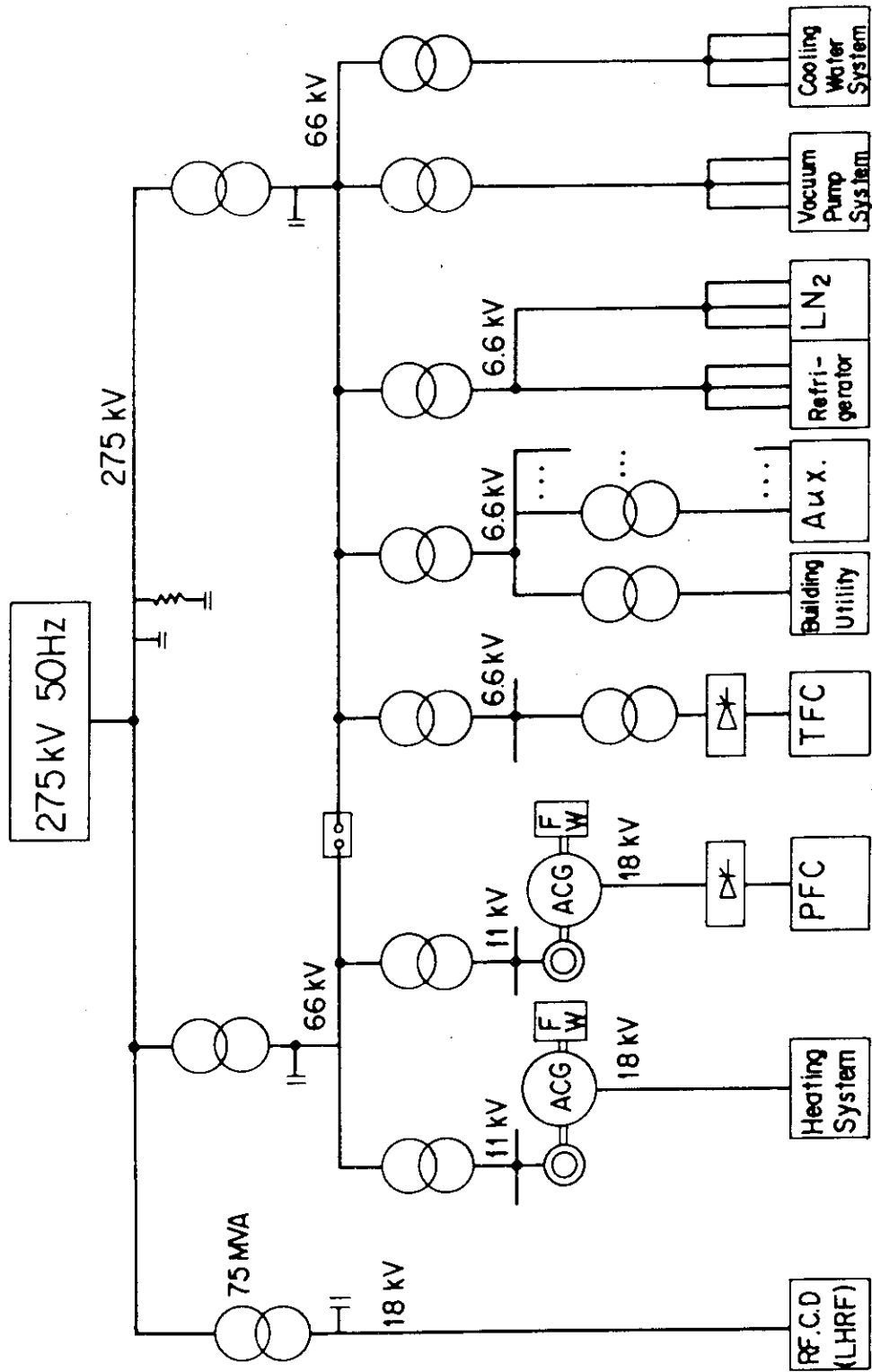


Fig. 3.1.7-1 Schematic Diagram of Power Distribution System.

### 3.1.8 計測系

炉心プラズマ制御の観点から必要となる計測系の基本的な洗い出し検討を行ない、その中から①電磁気、②中性子、③密度・温度、④ガス圧の各計測系につき検討した。これら計測系の本体設計・分解修理概念に対するインパクトを明らかにするため本体組込み概念の検討も行った。

- ① 電磁気計測系：本年度は、ログスキー・コイルと磁気プローブについて検討した。ログスキー・コイルについてはターン数～20,000ターン、外径16.6 mm  $\phi$ 、全長～20 mのものを遮蔽体の外側に設置する。一方、磁気プローブについては、ターン数～1400ターン、外径～40 mm  $\phi$ 、長さ～90～140 mmのものを第一壁内側6ヶ所に設置することとした。
- ② 中性子計測系：出力レベル・モニタ・システムを考え、 $^{235}\text{U}$ インコア・モニタのFERへの適用性を検討した。検出器設置位置（外側遮蔽体内第一壁より10 cm）での、中性子束・ $\gamma$ 線束の概略評価を1次元輸送計算コード（ANISN）で行った。その結果、特別な $\gamma$ 線遮蔽を必要としないコンパクトなシステムで十分なS/N比をとり得ることを確めた。
- ③ 密度・温度計測：電子密度・温度を対象とした。電子密度に対しては、 $\text{CH}_3\text{OH}$ レーザーによる干渉法について検討した。ビーム口径、S/N比の観点からコーナー・キューブ・リフレクタを用いたマイケルソン型干渉システムを採用した。電子温度計測に対しては、電子サイクロトロン放射及びエキシマ・レーザーによるトムソン散乱の各計測法について基本システム構成を検討し、本体組込みのための基本仕様を設定した。
- ④ ガス圧計測：実験炉のガス圧計測に要求される圧力範囲をカバーできる真空計として有力なものは、電離真空計とスピニングロータ真空計である。両方とも強磁場の影響を受けやすく、そのため、真空計はトロイダルコイルの外側の真空排気ポートの中に設置することとした。

Fig. 3.1.8-1及びFig. 3.1.8-2に計測用セクターの平面図及び立面図を示す。計測用ポートは、1つの遮蔽ダクト内にまとめて処理しアクセスポート内の遮蔽効果を確保した。また計測用遮蔽ダクト及び可動遮蔽体の分解移動は、加熱ポート用遮蔽ダクト及びその可動遮蔽体の場合と全く同じ方式により可能である。ログスキーコイル、及び、磁気プローブのメンテナンスは、可動遮蔽体を引き出すことにより可能とした。

本年度は、1次検討として、計測系を炉本体に組み込んだ場合に、炉本体構造に与えるインパクトについて主に検討した。その結果、炉本体構造への影響ばかりでなく、分解保守の基本的な考え方にも大きな影響を与えることが明らかになった。

以下に、問題点を要約してまとめておく。

- (1) 各種計測用ポートに、ストリーミング対策として、数カ所においてポートを垂直方向に折り曲げているが、この場合、ミラー設置角度の校正が困難である。角度調整機構を取り付けるとしても、アクセスポート内での作業となる。作業性を考えると、むしろアクセスドアより外側まで計測用遮蔽ダクトを出し、ミラーの角度校正をアクセスドアの外側で操作可能な設計とするのがよいと考えられ、今後の比較検討が必要である。
- (2) ミラー或いは凹面鏡の寿命評価を行う必要がある。中性子負荷の大きい第一壁近傍への設置は問題となる可能性がある。許容されるフルエンスのところまで、設置位置をプラズマから遠ざける必要があるとすると遮蔽ダクトの処理がより困難となる。

- (3) ダイバーター頂上部に設置されコーナーリフレクターは、中性子照射だけでなく、荷電交換中性粒子によるスパッタリングの影響をも受ける。ダイバーター頂上部に設置したメリットは、コーナーリフレクターの変換頻度がダイバーター板の交換頻度と同程度の時に得られる。もしコーナーリフレクターの寿命が極端に短いとすると、ダイバータープレートと一体化しての設置は非現実的である。従って、寿命評価次第では、ダイバーター或は可動遮蔽体の分解移動なしに、コーナーリフレクターの変換可能な設計が必要となる。
- (4) 高周波帯用磁気プローブが取り付けられる内側可動遮蔽体において、第一壁がスリット状に切り欠かれる為、側壁の一部がプラズマからの熱負荷を直接受ける可能性がある。従って、側壁部の熱設計を行い、健全性を確認する必要がある。結果いかんでは、プラズマに面する側壁部に第一壁をもうける必要がある。

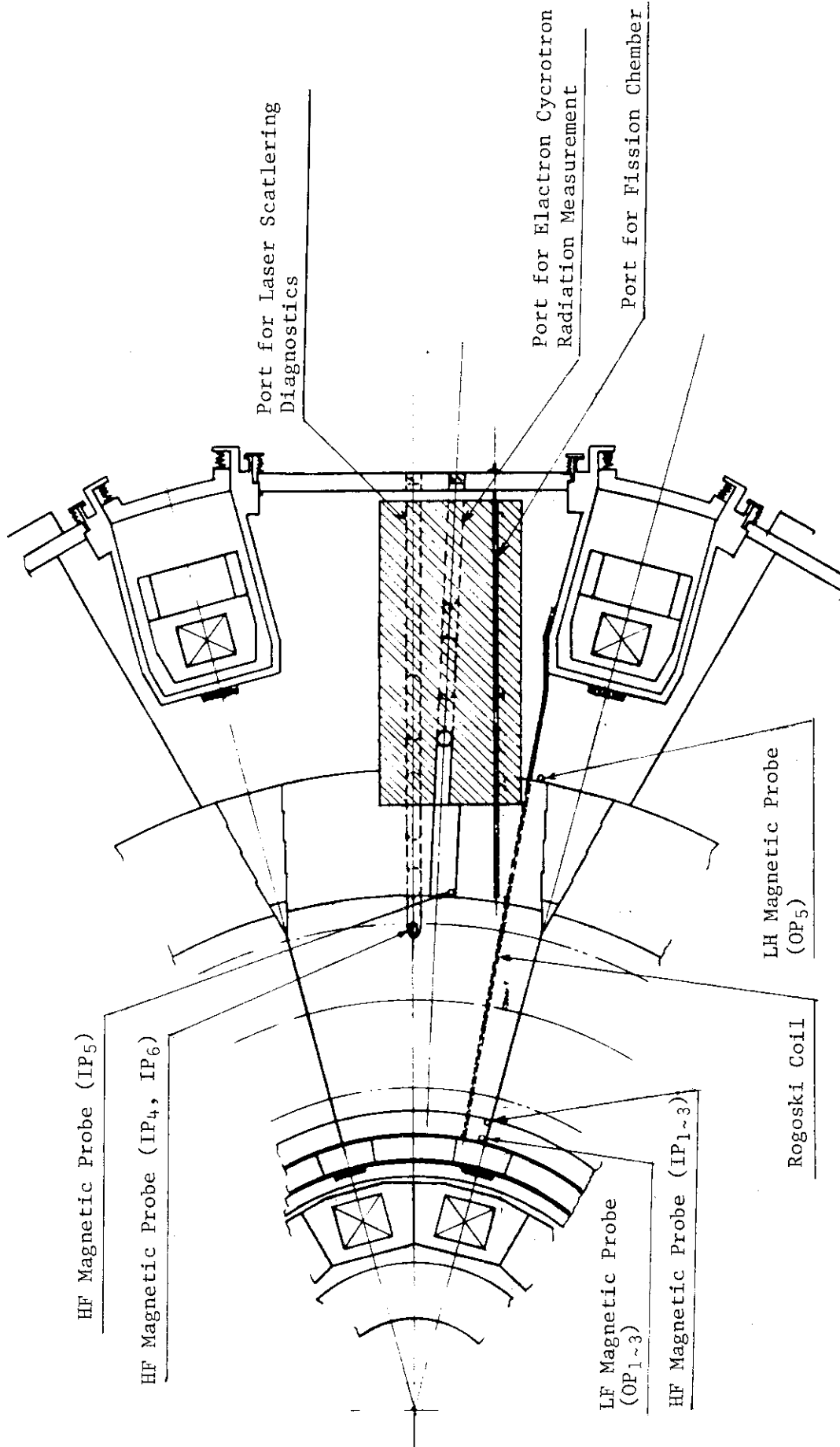


Fig. 3.1.8-1 Locations of Diagnostic Instruments.

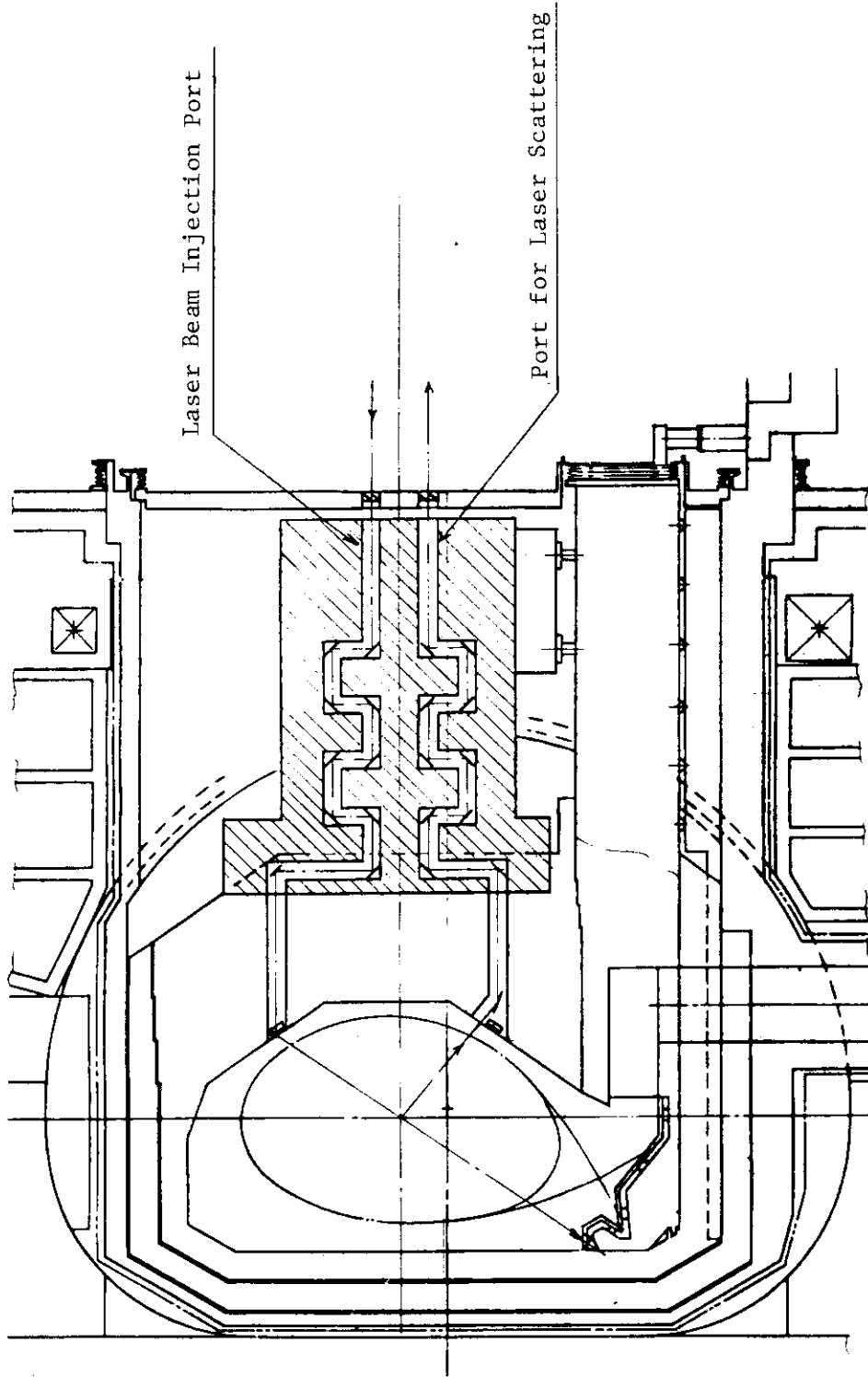


Fig. 3.1.8-2 Position of Ports and Corner Reflector for Laser Scattering Diagnostics.

### 3.1.9 ニュートロニクス設計

今年度のニュートロニクス設計の重点は超電導磁石の放射線遮蔽と炉停止時の従業員の近接を可能にする生体遮蔽とにおいた。Table 3.1.9-1 にニュートロニクス設計の主要な設計基準と計算結果とを示す。この表の初めの5つの項目が超電導磁石のバルク遮蔽設計に関するものであり、残り2つは生体遮蔽に関するものである。いずれの場合も設計基準は満たされている。

Table 3.1.9-1 の項目の中の5番目のトロイダル磁場コイルとヘリウム容器中の総核発熱と6番目の従業員が近接する外側遮蔽表面の炉停止時の線量率はともに計算値は設計基準の1/2よりやや高い程度であり、設計余裕はファクター2である。

Fig. 3.1.9-1 に2次元解析計算結果の一例を示す。この図に見られるようにTable 3.1.9-1 に示した核特性値が依存している0.1 MeV以上のエネルギーを有する高速中性子束はトーラスの内側で約4桁、トーラスの外側で約10桁減衰している。トーラスの内側の高速中性子束の計算精度は超電導磁石の照射特性の精度に、トーラスの外側では炉停止時の線量率の精度にほぼ対応している。このように何桁もの減衰に対してファクター2の設計余裕は必ずしも十分とは言えない。しかしながら鉄体系に対するバルク遮蔽設計については、核特性値を計算が1.5～2.0倍過大評価するという精度評価結果<sup>(1)</sup>もあるので、今後の精度評価でさらに設計余裕が十分かどうかの確認をする必要がある。

ニュートロニクス設計の主要な結論を以下に述べる。

- i) Table 3.1.9-1 に示したようにバルク遮蔽設計の結果は設計基準をほぼファクター2以内で満たした。
- ii) 炉本体構成機器の核発熱、照射損傷、誘導放射能を評価して熱設計、寿命評価、安全性設計への入力データとした。
- iii) ギャップストリーミングを考慮するとトーラス内側の超電導磁石の設計基準値は満足できるが、トーラス外側の炉停止時の線量率は僅かに基準値を越える可能性がある。基準値を越えた場合でもその領域はギャップの極く近傍に限られるので大きな問題にはならない。
- iv) RFダクト周囲の厚さ70 cmの遮蔽では、ダクト周辺の構造物の放射化を十分に低く抑えることができないのでダクト遮蔽を厚くするか周辺構造物を鉛で覆うかなどの対策が必要である。
- v) 炉停止時の炉室内線量率分布についてはプラズマ中心と同一水平面上ではバルク遮蔽が十分に従業員の近接は可能である。しかしながら上方向のバルク遮蔽の厚みが不足しているためにクライオスタット上では40 mrem/hにもなり、これを基準値である2.5 mrem/h以下にするためには15 cm遮蔽を増す必要がある。また下方向についても特に線量率が高い排気ダクト周辺は従業員の立入りを禁止して、保守修理作業は遠隔操作にて行わなければならない。
- vi) スカイションは年間30%の稼働率を仮定したときに敷地境界が炉から300 mであれば基準値の5 mrem/hが満たされる。
- vii) 炉室コンクリートの放射化により生成される<sup>24</sup>Na(半減期15 h)からのγ線による線量率

(1) 炉設計研究室, JAERI-M 84-212 (1985) P 317

を考慮すると炉室への従業員の立ち入りは炉停止1日後よりは3日後ぐらいにすることが望ましい。

viii) 放射性廃棄物としてのコンクリートを評価する場合には Co, Eu, Cs などの微量成分の考慮が必要である。

Table 3.1.9-1 Shielding Design Criteria and Calculated Response Parameters for FER (Calculated values are normalized to the average neutron wall load,  $0.88 \text{ MW/m}^2$  and the fusion power, 385 MW.)

	Criteria	Calculated FER Response Values
Maximum neutron fluence ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) in the super-conductor ( $\text{n/cm}^2/\text{lifetime}^{(1)}$ ).	$< 2 \times 10^{18}$	$3.49 \times 10^{17}$
Maximum atomic displacement in the Copper Stabilizer ( $\text{dpa/lifetime}$ )	$< 4 \times 10^{-4}$	$1.29 \times 10^{-4}$
Maximum dose in the Insulator ( $\text{rad/lifetime}$ )	$< 3 \times 10^9$	$2.95 \times 10^8$
Maximum nuclear heating in the TF coil ( $\text{W/cm}^3$ )	$< 1 \times 10^{-3}$	$3.25 \times 10^{-4}$
Total nuclear heating in the TF coils and He can ( $\text{kW}$ )	$< 15$	8.62
Biological Dose Rate 24 hrs after Reactor Shutdown at the Outer Surface of Outboard Shield ( $\text{mrem/hour}$ )	$< 2.5^{(2)}$	1.27
Population Dose Rate on Site Boundary (500 m from Reactor) ( $\text{mrem/year}$ )	$< 5^{(3)}$	$< 1^{(4)}$

(1) Lifetime fluence of FER is  $0.3 \text{ MW}\cdot\text{y/m}^2$

(2) Specified from  $5 \text{ rem/year}$  (restricted by law) and 40 hour work weeks

(3) Goal established by Atomic Energy Commission of Japan

(4) 100%-availability is assumed



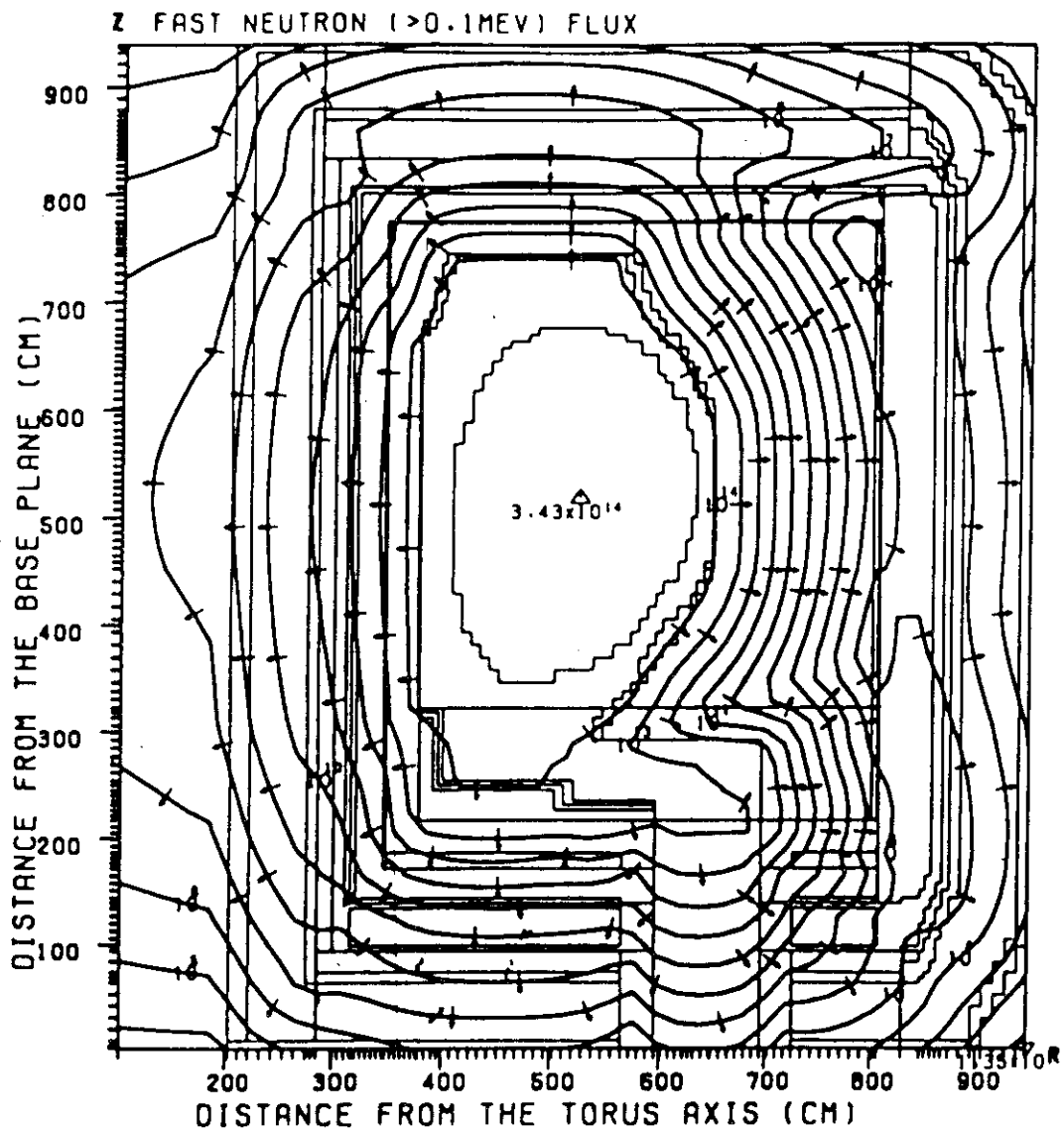


Fig. 3.1.9-1 Fast Neutron (>0.1 MeV) Flux Contour obtained by DOT3.5-APPLE2 (BULK SHIELD Geometry).

## 3.1.10 ブランケット・テストモジュール

ブランケット試験用のテストポートの構造概念の設定、試験スケジュールの概略検討、代表的なテストモジュールの構造概念の設定、特性解析などを実施した。

## ① テストポート構造概念

テスト部は外側可動遮蔽体に設けられるものとし、4ポートが利用可能である。各ポートの開口面積は $2\text{ m}^w \times 2\text{ m}^h$ である。テストポートの開口部の形状、面積は同一なものとし、試験体のサイズ、個数、炉本体の真空境界との位置関係などに対応したテストジャケットをテストポートに設置する。要素試験（小型キャプセル）用の小型テストジャケットとブランケットモジュール試験用の大型テストジャケットを設定した。モジュール試験用ポート概念例をFig. 3.1.10-1に示す。

## ② 試験計画

設定したFER運転スケジュールを以下に示す。

第1期	H, Dプラズマ
第2期	定格運転以前の運転条件（低デューティサイクル etc.）
第3期	定格運転（ $\sim 1\text{ MW/m}^2$ , 2,000秒バーン）

炉寿命

$0.3\text{ MWyr/m}^2$ , 炉運転年数5年と仮定

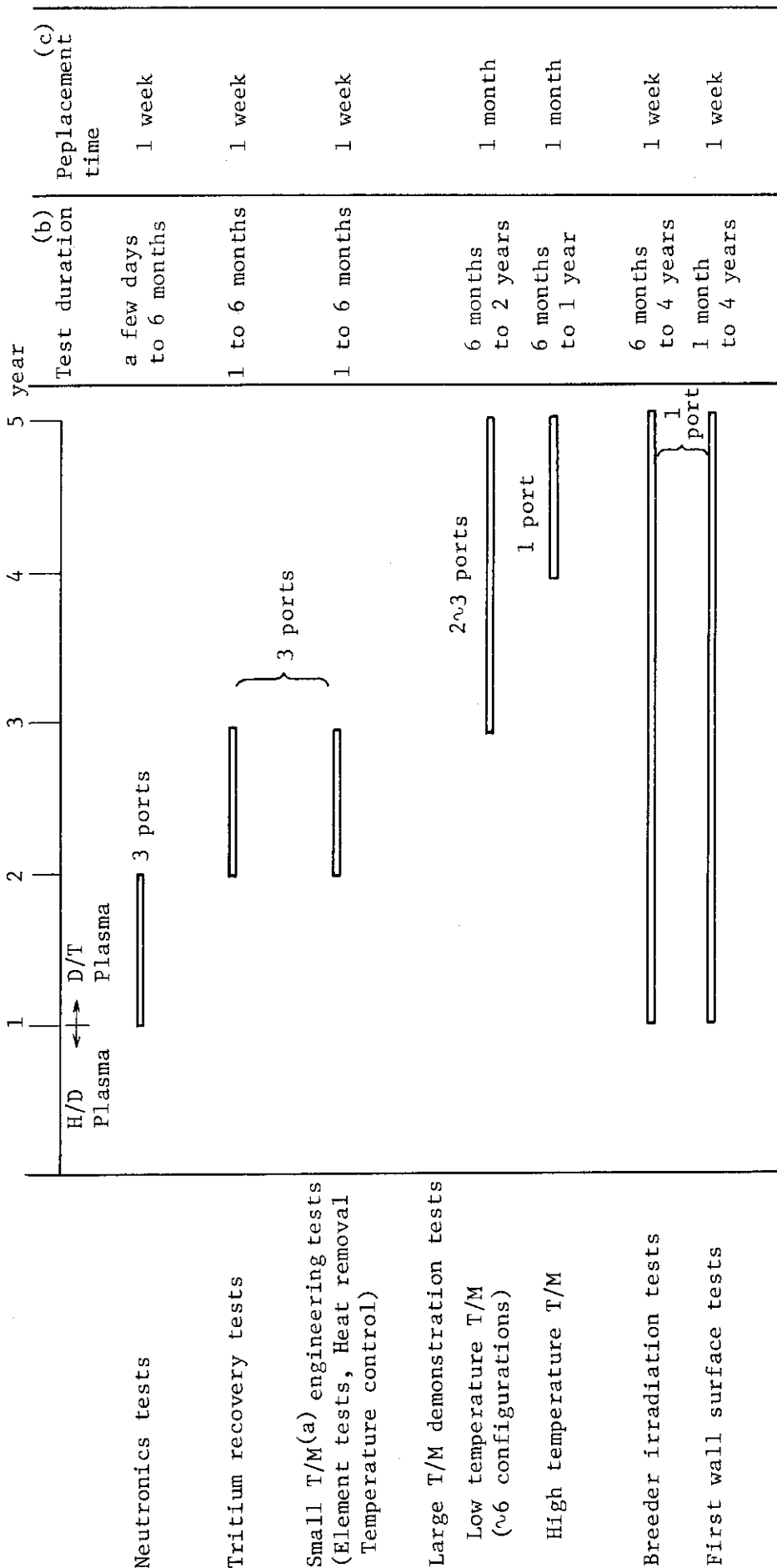
概略の試験スケジュールをTable 3.1.10-1に示す。6種類程度のブランケット概念の試験を行う。テストモジュールを大別とすると、基礎（要素）試験用、低温テストモジュール用、高温テストモジュール用である。

## ③ テストモジュールの設計

トリチウム増殖ブランケットの構造概念としては、非常に多数のものが考えられ、今後の炉外試験や設計研究により有望とみなされたものがテストモジュールとしてFERで試験されることになる。本年度は現在FERやINTORのブランケットとして設計している $\text{Li}_2\text{O}$ を使用したチューブインシュール型ブランケットを代表例として取上げた。3種類のテストモジュール仕様をTable 3.1.10-2に示す。なおこれらのテストモジュールは総合試験用の大型モジュールである。Fig. 3.1.10-2に低温テストモジュール（トリチウム連続回収）の構造概念を示す。

④ 以上のブランケットテスト計画により $0.3\text{ MW}\cdot\text{Y/m}^2$ のフルエンスで、十分な補助試験（炉外試験、核分裂炉での照射試験）を行うことにより、材料照射試験を除いてDEMO炉に対する基礎工学試験は可能と思える。

Test 3.1.1.10-1 Tentative Schedule of Blanket Engineering Tests



注 (a) T/M : Blanket Test Module  
 (b) Test duration per T/M  
 (c) Time required to replace T/M. Additional 1 to 6 months will be required for replacement of test jacket and for regulation of coolant system and instrumentation system.

Table 3.1.10-2 Major Parameters of typical FER Test Modules

	Low Temperature Test Module (A) - Continuous Tritium	Low Temperature Test Module (B) - Batch Tritium Recovery	High Temperature Test Module - Power Generation, Continuous Tritium Recovery
Size	0.9 m <sup>w</sup> × 0.5 m <sup>d</sup> × 1.7 m <sup>h</sup>		
Structural Material	type 316 SS	PCA	PCA
Coolant	H <sub>2</sub> O	He	H <sub>2</sub> O
Pressure	1.5 MPa	4 MPa	15 MPa
Temperature (inlet/outlet)	50 / 90 °C	100 / 160 °C	280 / 320 °C
Breeder Region <sup>6</sup> Li Enrichment	homogeneously mixed composition of Li <sub>2</sub> O (25 v/o) and Be pebbles (75 v/o) natural		
Breeder Temperature			
Maximum	1000 °C	450 °C	1000 °C
Minimum	400 °C	100 °C	400 °C
Minimum Temperature Control Method	helium gas gap around coolant tubes (2 mm width)	none	helium gas gap around coolant tubes (1 mm width)
Tritium Recovery	continuously with purge gas stream	discontinuously during reactor shutdown	continuously with purge gas stream
Purge Gas	He	He	He
Pressure	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa
Heat-up		up to 450 °C with primary cooling system	
Recovery Time		about 1 day	

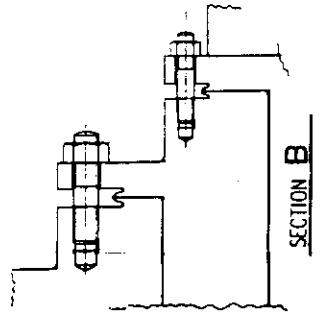
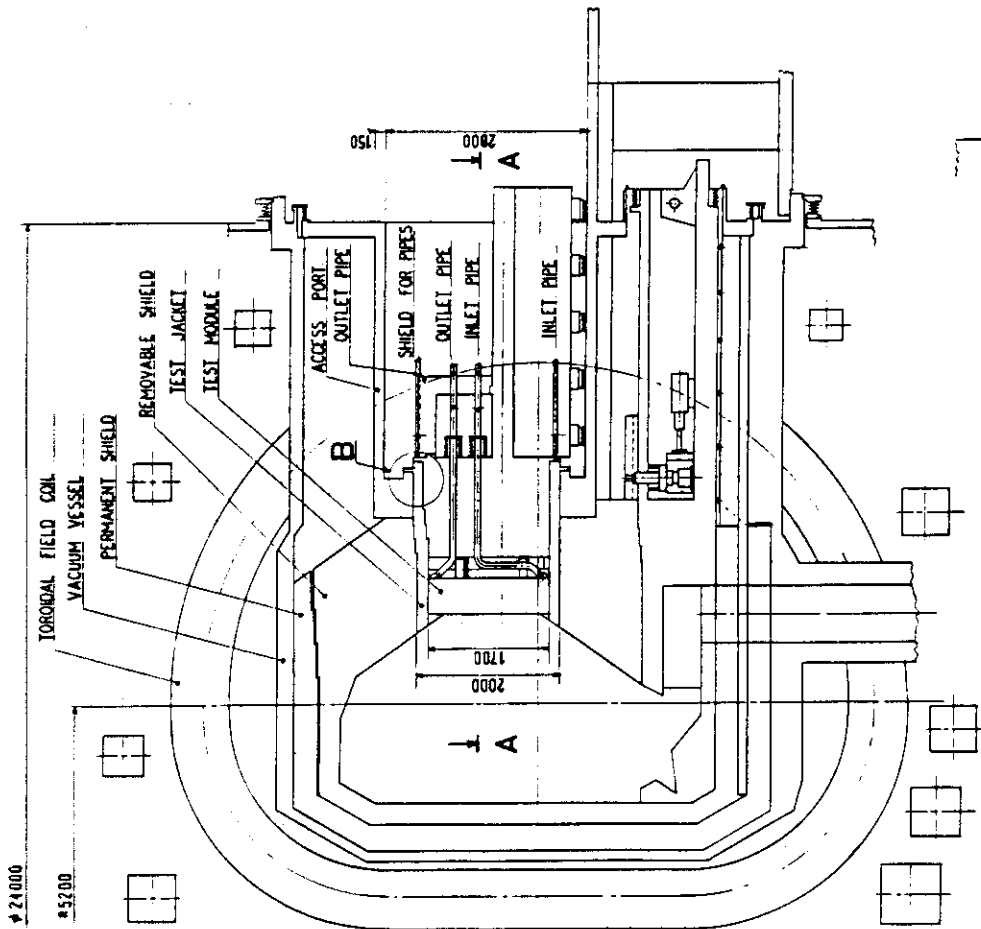
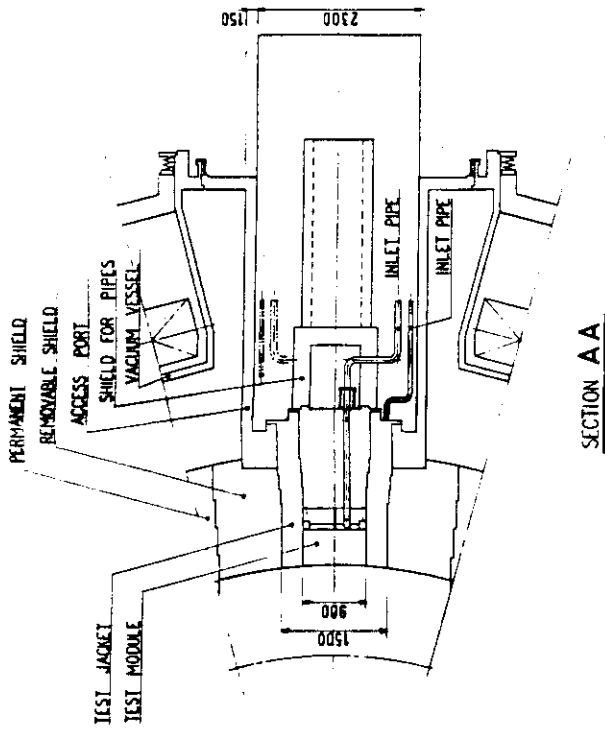
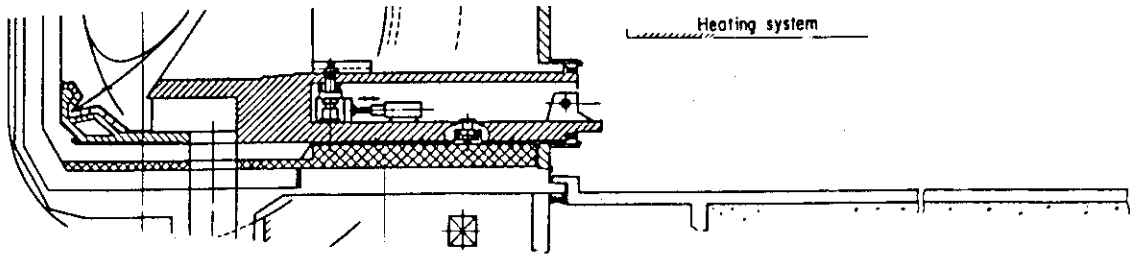


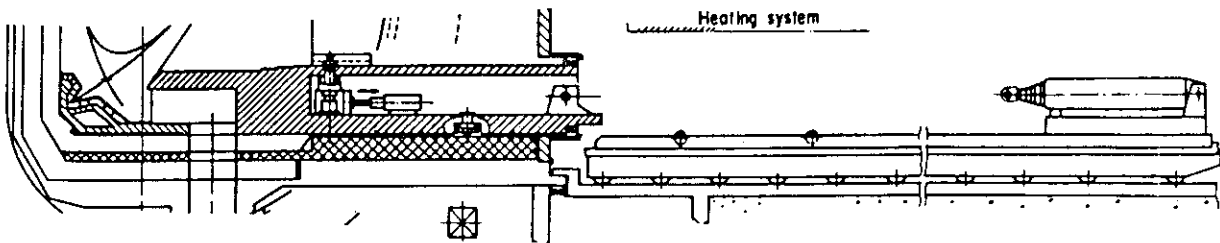
Fig. 3.1.10-1  
Test Port Concept for Low Temperature  
Blanket Test Module.

## 3.1.11 分解修理

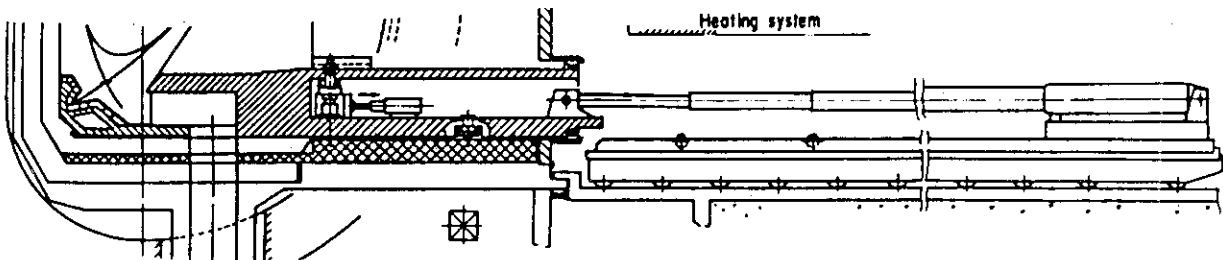
- ① 分解修理方式が炉本体構造に与える影響は非常に大きい。FERでは炉本体構造に与える影響を必要最小限に留め、かつ信頼性のある分解修理方式を成立させることに主眼を置いた。
- ② 検討に当っては、現有技術に多少の開発が加えられた程度の技術レベルを前提とし、作業の信頼性のため出来る丈作業員の接近を可能とするシステムとなることを前提とした。
- ③ ダイバータ、第1壁/可動遮蔽体の分解移動方式として、最も信頼性の高い次の方式を採用し炉本体構造との整合を図った。
- ・ダイバータ、第1壁/可動遮蔽体ともトラス1/12分割とし、床面移動装置による一括直線一方向移動
- ④ TFコイルボアをリップル条件(0.75%)より広げずに上記移動方式を成立させるための炉本体構造の検討を行った。その特徴は以下の通りである。
- ・エロージョン分布がダイバータ近傍に局在するという最近のプラズマ物理検討の結果を受けダイバータ領域から離れた第1壁領域は十分な健全性を有するものとして1部領域を炉内固定領域とした。
  - ・ダイバータ移動時の空間を確保するため外側可動遮蔽体の自重支持を外側固定遮蔽体側壁に設けた棚部で行う構造とした。
- ⑤ ダイバータは最も分解修理頻度の高い機器の1つであるので他の構造物とは独立に分解移動が可能となるようにした。ダイバータ遮蔽構造をアクセスドア部まで延長し重心点を延長部に移した。このことにより移動時駆動装置を熱・放射線レベルの低い位置に設置可能となり信頼性向上が図れた。延長遮蔽部は移動重量の軽減、常設ローラなどの保守のため箱型構造とし内側は大気側である。
- ダイバータ移動手順を Fig. 3.1.11-2 に示す。
- ⑥ 可動遮蔽体は、ダイバータおよび加熱系移動後、可動遮蔽下部にローラフォークを挿入し移動する。
- 可動遮蔽体移動手順を Fig. 3.11-2 に示す。
- ⑦ ダイバータおよび可動遮蔽体の移動交換に要する時間は移動前ベーキング 200 時間、交換後ベーキング 100 時間を含めてそれぞれ約 15 日および 30 日である。
- ⑧ 移動時のダイバータおよび可動遮蔽体の重量はそれぞれ約 100 トンおよび 270 トンである。
- ⑨ 分解修理装置設計に当っては信頼性を増すため、単純なメカニズムを採用するとともに、その技術レベルは現有技術又はそれに多少の開発が加えられた程度の技術を前提とした。移動装置は他機器との干渉を避けるため出来る丈コンパクト設計とし出来る限り移動対象物に対して共用性を持たせた。
- 装置設計例としてダイバータ、可動遮蔽体の移動装置概念を Fig. 3.1.11-3, Fig. 3.1.11-4 に示す。
- ⑩ 分解移動時のトリチウム拡散は十分なベーキング(150℃, 1週間)と移動型冷却装置による崩壊熱除去を行うことで防止する方式とし移動用フラスコは設置していない。崩壊熱除去用冷却方式は分解修理時トリチウム許容基準と密接な関係を持つため現時点では詳細な検討を行っていない。



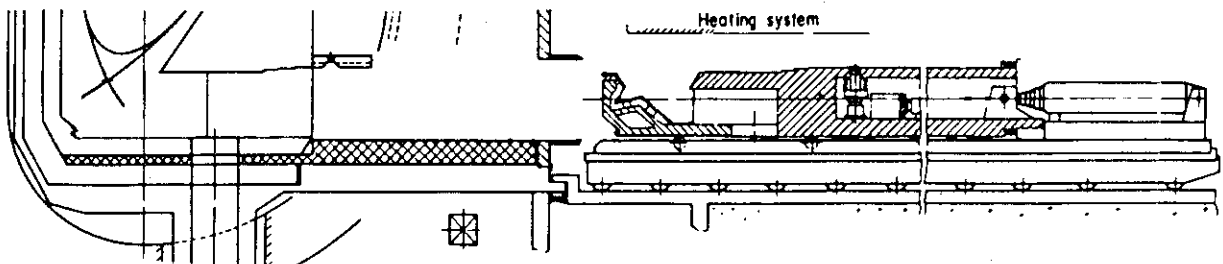
- (1) Cut the lip seal welds, disengage the clamps and jack down the rollers on the rails.



- (2) Set the divertor transfer vehicle under the heating system.

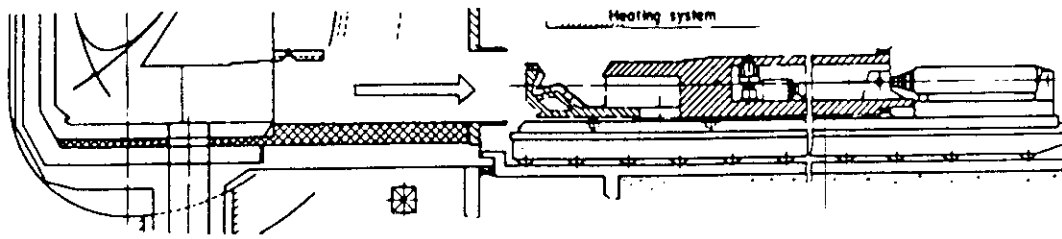


- (3) Set the telescopic jack to the divertor.

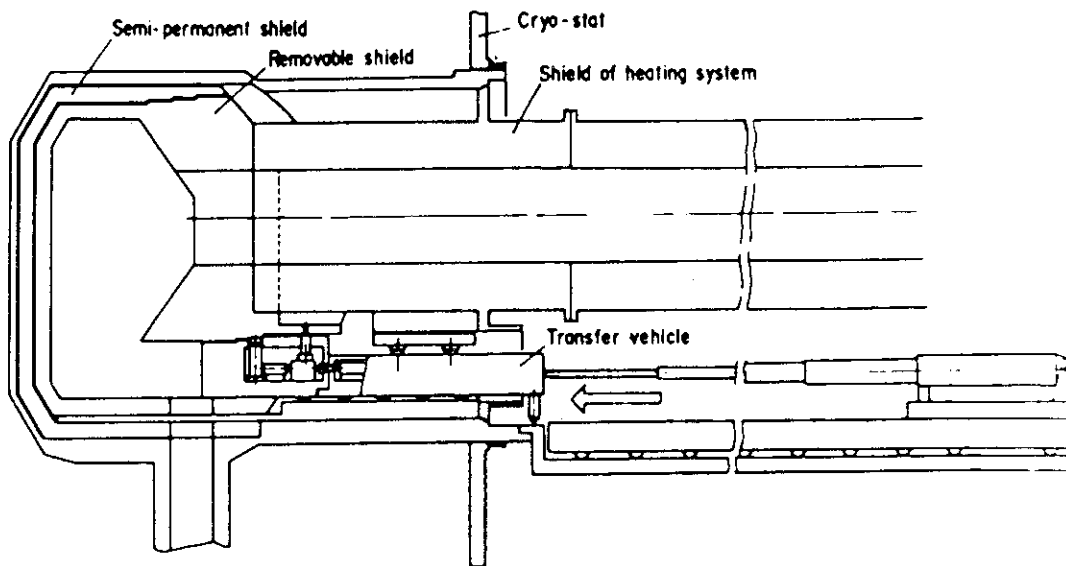


- (4) Withdraw the divertor on the divertor transfer vehicle.

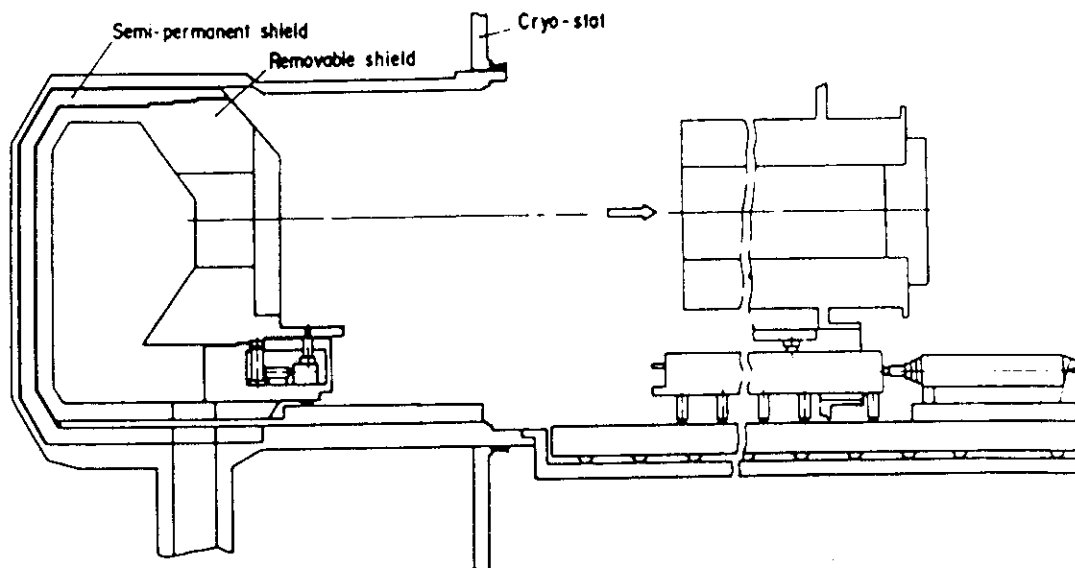
Fig. 3.1.11-1 Removal Procedure of Divertor.



(1) Remove the divertor.



(2) Insert the shield plug into the divertor access port.



(3) Withdraw the duct shield.

Fig. 3.1.11-2 Removal Procedure of Removable Shield (1/2).



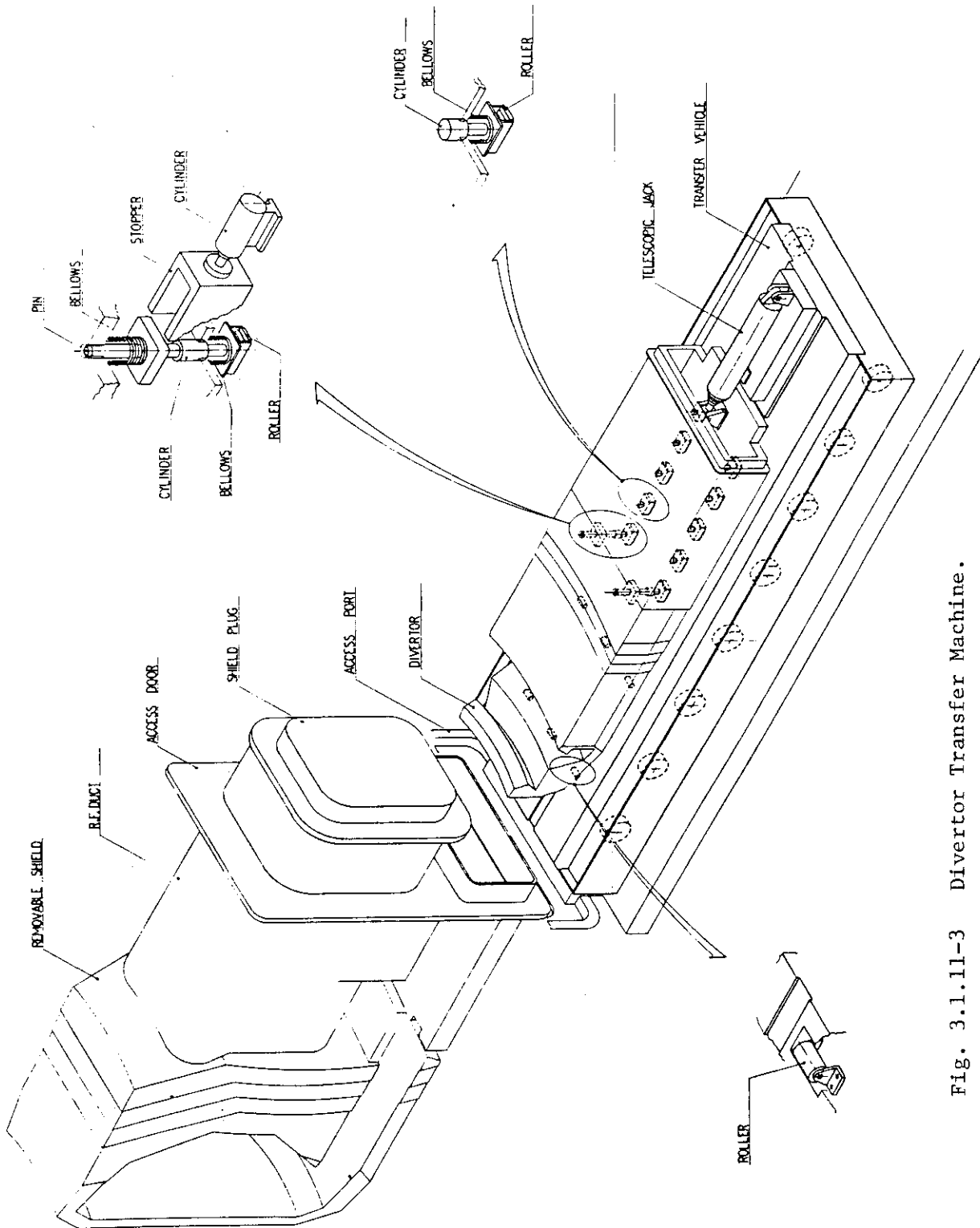


Fig. 3.1.11-3 Divertor Transfer Machine.

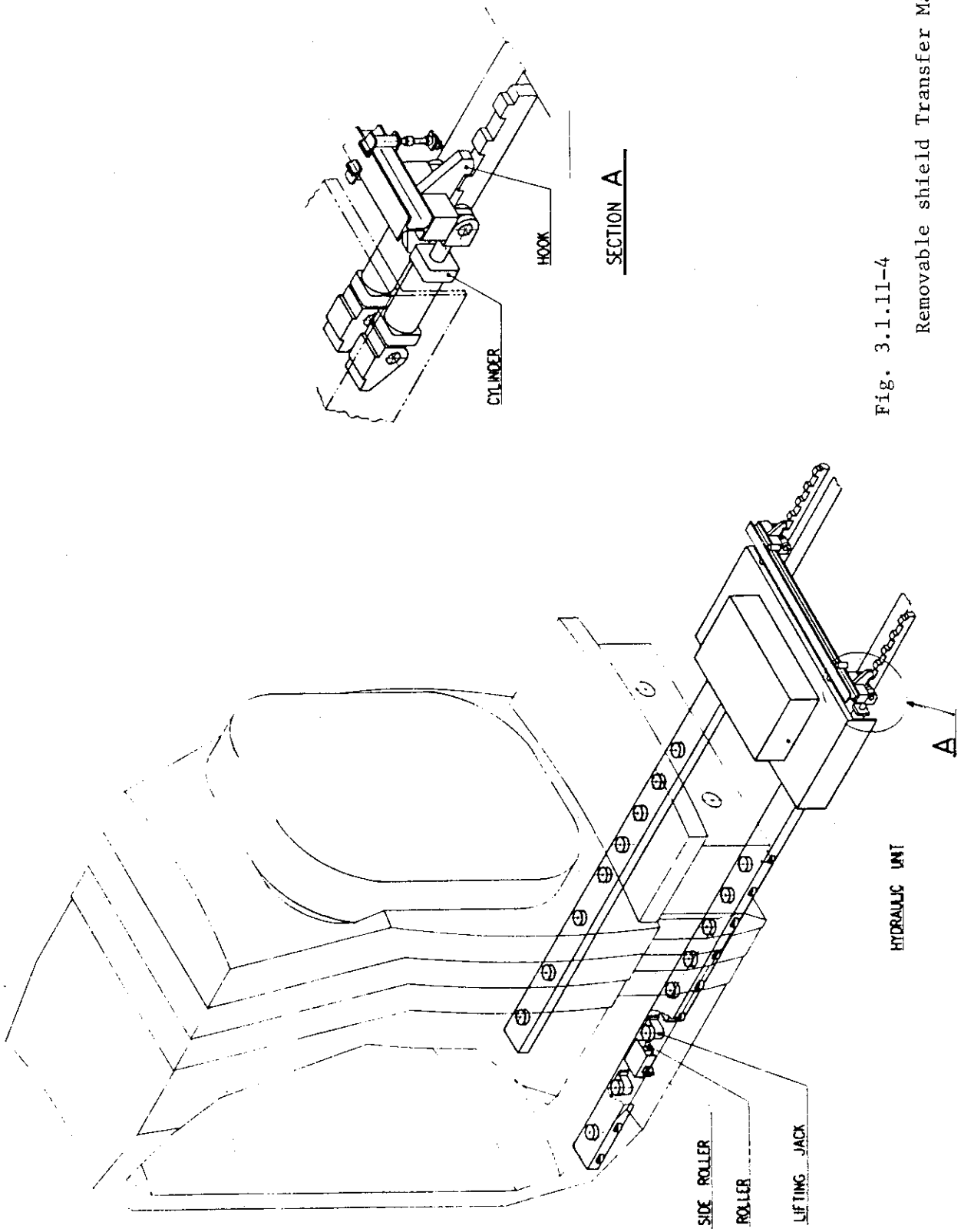


Fig. 3.1.11-4  
Removable shield Transfer Machine.

### 3.1.12 安全性

今年度の安全性設計は安全解析を行うための基礎データの収集評価を行うと同時に通常運転時、分解修理時および事故時の安全評価を行った。特に重点を置いた項目は分解修理時の安全性、トリチウム以外の放射性物質の放出、重要事故の選定および LOFA、LOCA などの解析である。以下に主な成果の一部と結論を紹介する。

安全性基礎データの中で最も重要度の高いトリチウムインベントリーの分布を Fig. 3.1.12-1 に示す。貯蔵されたトリチウム以外のインベントリーの合計は約 450 g である。その中 260 g が第 1 壁とダイバータにあり、残りは大部分燃料循環系にある。この図では各機器の最大インベントリーを示してあるので実際にはこれよりは小さくなる。

通常運転時の安全性上最も重要なトリチウムの漏洩率を Fig. 3.1.12-2 に示す。この図においても運転末期の最大漏洩率を示してある。燃料ガス精製系の再生ガス予熱器（450℃）からの漏洩量が多いがこれは高温部をグローブボックスに収納することにより低減できる。炉室への漏洩量は大部分ダイバータ板を透過したトリチウムが冷却水とともに漏れるものであり 2 Ci/day 以下である。

分解修理時の事故起因事象とそのシーケンスの例を Fig. 3.1.12-3 に示す。この中で最も起きやすい事故としてはダイバータ、第一壁などの高濃度放射性物質を含む冷却系配管をドレンが不十分のまま切断し、冷却水が床面に流出することが考えられる。

重要事故の選定は決定論的手法にて行なった。すなわちまず放射性物質の炉室と環境への異常放出に至る可能性のある事故起因事象を抽出し、それらを分類して 28 の代表事象を選びこれらの事故の波及過程（事故シーケンス）を明確にした。次に事故シーケンスの中で放射能の大量放出につながると考えられる 10 のシーケンスについて放射能の炉室および環境への放出量を評価し、その放出量によって事故の重要度の相対評価を行った。以上の評価の結果を Table 3.1.12-1 にまとめる。真空容器が破断して真空ポンプクライオパネルの 48 g のトリチウムインベントリーが炉室に放出される事故の重要度が最も大きくなっている。

安全性設計の主要な結論を以下にまとめる。

- (i) 貯蔵量を除くトリチウムインベントリーの合計は約 450 g であるが、事故時に瞬時大量放出に至る可能性のあるものはクライオパネルの 48 g である。
- (ii) 通常運転時の炉室へのトリチウム漏洩量の大部分はダイバータ冷却水の漏洩に伴うものであり 2 Ci/d 以下である。
- (iii) 分解修理時に真空容器を開けたときのトリチウム放出量は、運転中のダイバータ板と第 1 壁の温度に強く依存し、温度が低い（200℃以下）とインベントリーが大きくなり、150℃で 7 日間ベーキングした後でも放出量は高く今後の対策を必要とする。
- (iv) 今回検討した重要事故の中で環境へのトリチウム漏洩量が多いのは、ダイバータ冷却管破断を起因事象として真空容器が破壊されクライオパネルの全トリチウムインベントリーが炉室へ放出される場合であった。この場合の環境への放出量は 2461 Ci であり、敷地境界での線量は核分裂炉の事故時の目安線量より十分に小さい。
- (v) 今年度の安全性設計では分解修理時のトリチウム放出量以外には大きな問題点は見い出されなかった。

Table 3.1.12-1 Classification of accidents at FER

Class	Accidents
1. Large amount of radioactivity release in the reactor building and the environment	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rupture of blanket cooling pipes causing damage of vacuum boundary</li> <li>• Rupture of first wall cooling pipes causing damage of vacuum boundary</li> <li>• Rupture of diverter cooling pipes causing damage of vacuum boundary</li> <li>• Rupture of shield cooling pipes causing damage of vacuum boundary</li> <li>• Damage of reactor room side vacuum boundary</li> </ul>
2. Small amount of radioactivity release in the reactor building and the environment	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rupture of diverter cooling system pipe outside vacuum boundary</li> </ul>
3. Little amount of radioactivity release in the reactor building and the environment	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rupture of blanket cooling pipes outside vacuum boundary</li> <li>• Rupture of blanket cooling system piping outside vacuum boundary</li> <li>• Rupture of first wall cooling system piping outside vacuum boundary</li> <li>• Rupture of tritium recovery system sweep gas pipe outside vacuum boundary</li> <li>• Others</li> </ul>

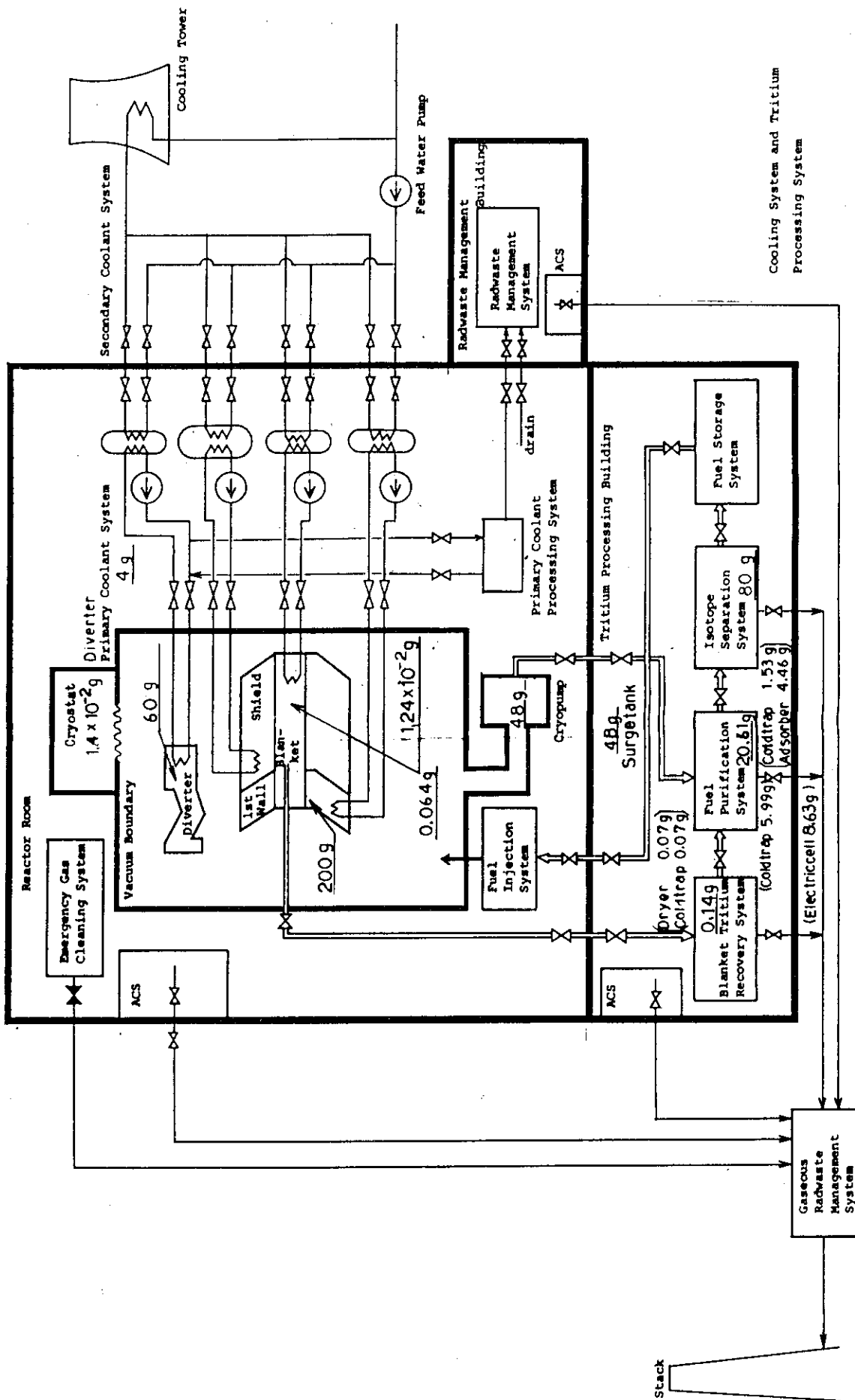


Fig. 3.1.12-1 Tritium Inventory.

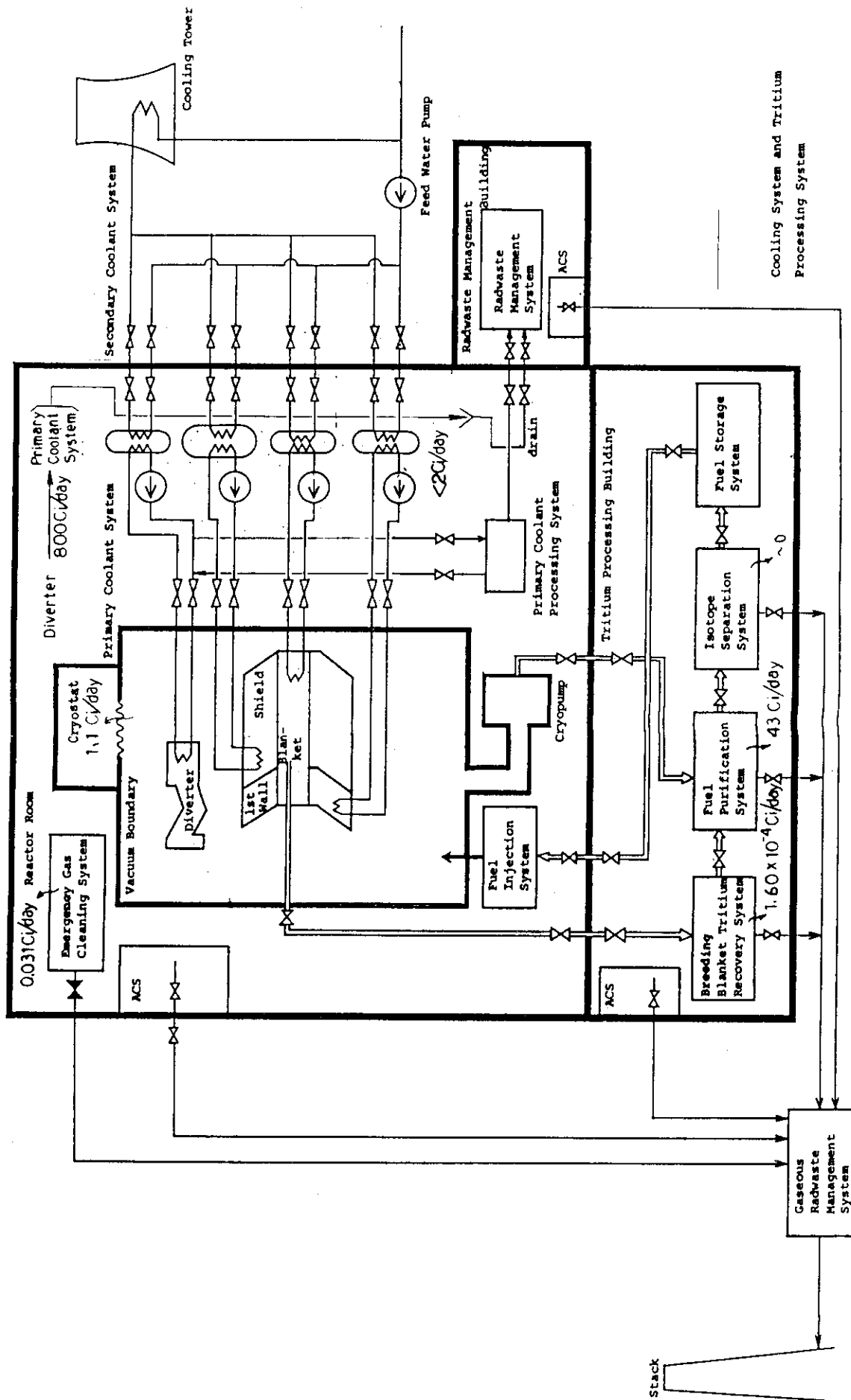
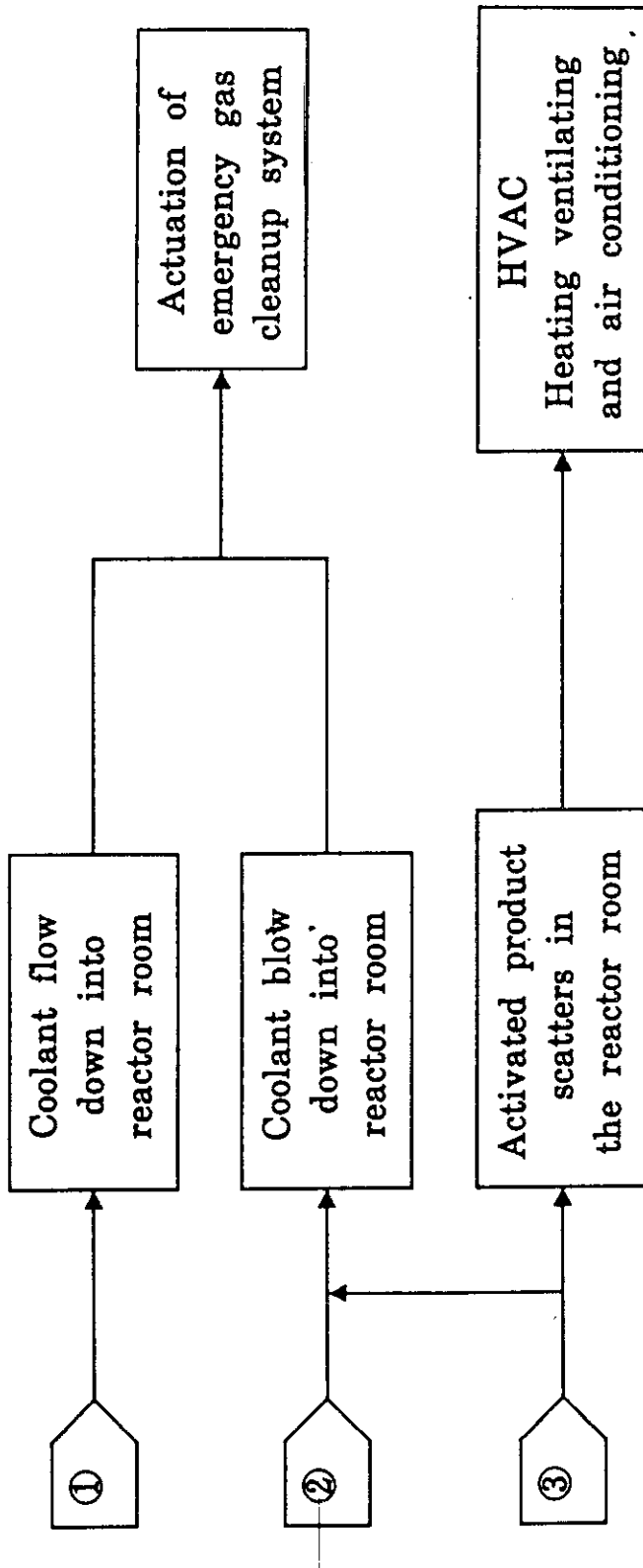


Fig. 3.1.12-2 Tritium release profile.



- ① Cut the cooling pipe without sufficient drain.
- ② Cut the cooling pipe by mistake of human beings, or trouble of remote systems.
- ③ Turn over the movable shield by trouble of remote systems.

Fig. 3.1.12-3 Accident sequence during maintenance operations.

### 3.2 重要技術課題の検討結果の要約

JAERI-M 85-179 には JAERI-M 85-177, 178 では述べられなかった重要技術課題についての検討を載せた。すなわち、標準設計を選択する過程で行われた検討（炉本体基本構造の検討、マグネット基本パラメータと炉寸法、準定常運転に起因するマグネット設計への影響、プラズマシナリオと PF コイル電源、加熱装置電源、材料データベース、制御コイルを TF コイルの内置きとした場合の炉構造へのインパクト）、標準設計には採り入れられなかったが並行して行うべき重要な課題（増殖ブランケット）、今後の FER の方向に影響を与える可能性のある検討課題（アドバンストプラズマコンセプト、マグネット冷却方式の比較）、設計最適化のために重要な検討項目（トロイダル磁場コイル転倒力に与えるプラズマ形状の影響）及び完全定常炉オプションである FER-S の設計を収録した。以上の検討項目のうち、ここでは、比較的量的に大きなものとなっている増殖ブランケット、完全定常炉 FER-S の設計の要約を載せる。

#### 3.2.1 トリチウム増殖ブランケット

- ① 核融合エネルギーを動力源として考える時、トリチウム燃料の自己供給、熱エネルギーの供給を行う増殖ブランケットの使命は重要である。
- ② 本年度は実験炉である FER に設置することを想定して増殖ブランケットの概念検討を行った。検討に当たっての基本方針は以下の通りである。
  - ・信頼性の高い現実的なコンポーネントであること。
  - ・ DEMO / 動力炉に於て十分なトリチウム増殖性能を確保できる見通しが得られること。
  - ・出来得る限り FER 運転に必要なトリチウム燃料を供給し得ること。
- ③ 現在増殖ブランケット構造を複雑化している要因は、
  - ・トリチウム連続回収に必要とされる増殖材温度制御機構、
  - ・シェル導体との整合性である。
- ④ 上記問題点を解決するためトリチウム・バッチ回収方式の増殖ブランケット概念を選択し信頼性の向上を図った。ブランケット概念および従来設計例との得失比較を Table 3.2.1-1 に示す。
- ⑤ 上記増殖ブランケット概念に対する核・熱特性評価、構造検討を実施した。Table 3.2.1-2 に主な設計パラメータを、Fig. 3.2.1-1 に構造概念を示す。本概念は、十分なトリチウム増殖性能を有するとともに構造的に成立する可能性のあることが示された。トリチウム回収に要する時間も約 1 日であり現実的である。
- ⑥ 本年度検討を行った増殖ブラケット形式は、トリチウム燃料の生産・供給、DEMO 炉用テストベッドの提供という実験炉としての FER 使命を考える時、トリチウム回収に対する信頼性から考えて優れた概念であるといえる。当然 DEMO 炉用増殖ブランケットとしてはトリチウムの連続回収は必須であり FER テスト・モジュール計画での試験を行うべきである。



Table 3.2.1 - 1 Design Concept of Tritium Breeding Blanket

	従来設計例	本年度設計	本年度設計の得失	利点 ○ 欠点 ×
トリチウム回収	連続回収	バッチ回収	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 増殖材温度制御のための冷却配管, 支持構造, 容器壁に熱抵抗用構造が不要 (構造簡素化)</li> <li>○ パルス運転モード等不確かさに対してトリチウム回収の信頼性大</li> <li>× トリチウムインベントリ大</li> <li>× 加熱源必要 (トリチウム回収時)</li> </ul>	
シールド体	Be合金 (中性子増倍材兼用)	Cu合金	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 構造材としての信頼性向上</li> <li>× 増殖性能劣化</li> </ul>	
冷却材	H <sub>2</sub> O	He	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 増殖材との共存性良</li> <li>○ 増殖性能改善</li> <li>○ トリチウム回収時加熱源兼用(バッチ回収方式)</li> <li>× 構造材高温</li> <li>× ストリーミング大</li> </ul>	
増殖領域	Be層とLi <sub>2</sub> Oペブル の分離形態	Li <sub>2</sub> OペブルとBe の混合形態	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 増殖性能の大幅改善</li> </ul>	

Table 3.2.1-2 Major Design Parameters of Tritium Producing Blanket  
(Batch Tritium Recovery)

Blanket type	Tube-in-shell (BOT)
First wall configuration	Ribbed pannel, integrated with blanket
Structural material	Titanium-modified stainless steel
maximum wall temperature	400 °C during normal operation
Coolant	Helium
inlet pressure	4 MPa
inlet/outlet temperature	100/300 °C
Breeder	Homogeneously mixed composition of Li <sub>2</sub> O (25 v/o) and Be (75 v/o) pebbles
operating temperature range	100-600 °C
Shell conductor	Copper alloy (Cu-Be-Ni), 30 mm
Tritium breeding ratio	
net TBR	0.61 (breeding region: outboard and top)
local TBR	1.56 (without Cu alloy) 0.95 (with Cu alloy)
Tritium recovery	Discontinuous (after plasma shutdown)
purge gas	He, 0.1 MPa
heat-up	up to 450 °C by He coolant
recovery time	1 day
tritium inventory	2.3 kg

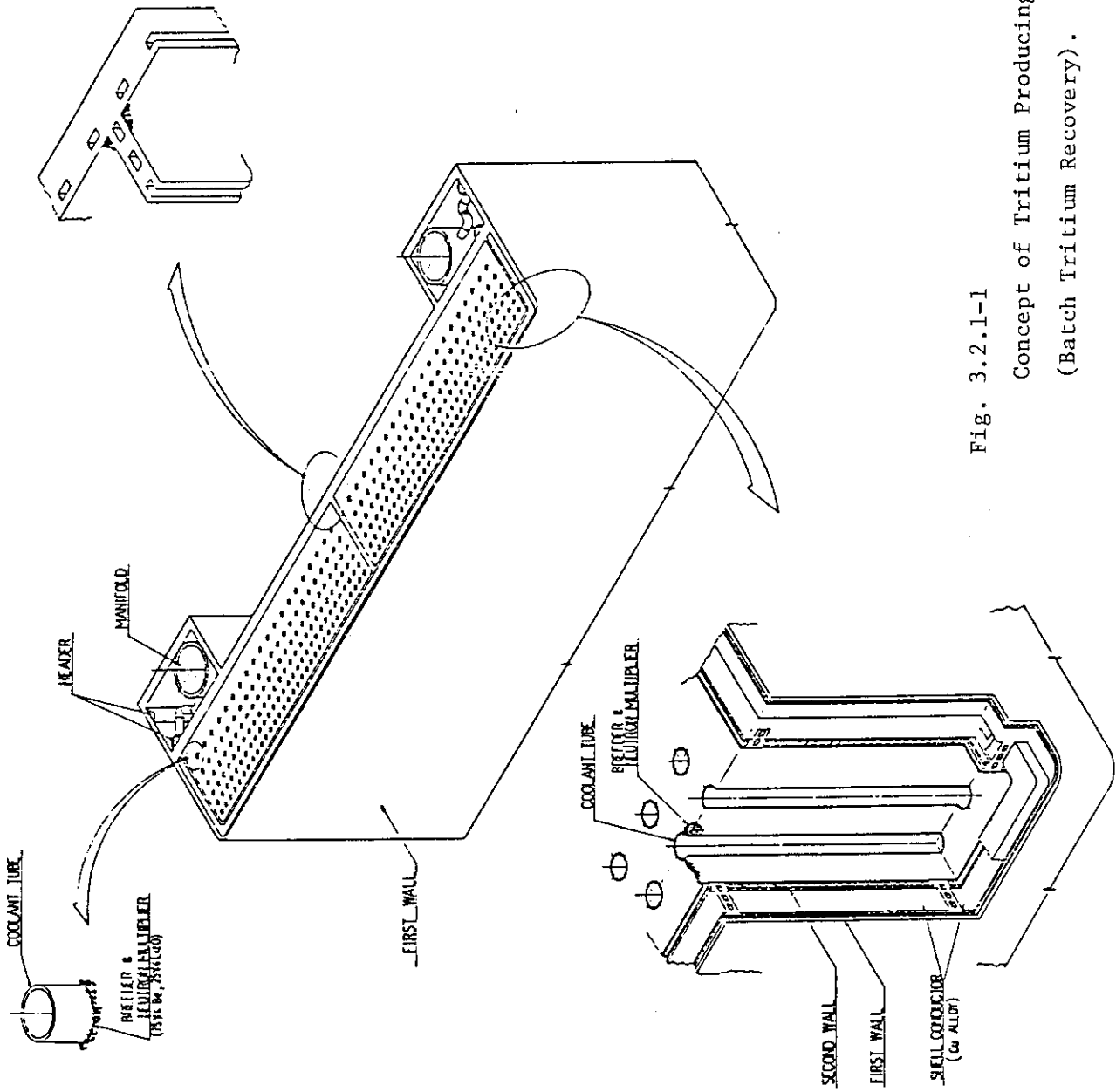


Fig. 3.2.1-1  
Concept of Tritium Producing Blanket  
(Batch Tritium Recovery).

### 3.2.2 完全定常核融合実験炉

圧縮アルベン波(CAW)電流駆動を用いた完全定常核融合実験炉(FER-S)の概念設計に関する予備検討を行った。検討に当っては、完全定常核融合実験炉として特徴的及び本質的な炉心プラズマとRF電流駆動系に焦点を置いた。

設計の基本方針は

- (1) 炉の小型化及び炉構造の簡素化,
- (2) RF注入エネルギー及びパワーの低減とQ値の増大,
- (3) 実験炉としての多用性を持たせるために準定常運転モードも可能,

を設定した。概念設計を行い次の主な結果を得た。

- (1) 変分法を用いた運転シナリオ評価モデルを開発し、FER-Sの運転シナリオを設定した。

Fig. 3.2.2-1にシナリオの概略を示す。

- (2) パワーバランス方程式及び炉構造制約方程式を用いて、Table 3.2.2-1に示す主要プラズマパラメータを設定した。準定常核融合実験炉(FER-Q：主半径 $R = 5.2$  m, ベータ $\beta \sim 4.6\%$ )に比べて、同程度のプラズマ性能 $\beta \sim 5.1\%$ で、 $R = 4.5$  mと小型化することができた。

- (3) 核融合出力は、FER-Qの385 MWとほぼ同じ346 MWである。RFパワーは燃焼期では電流駆動用として10 MWであり、Q値は35を得た。

- (4) 電流駆動用アンテナとして、1ポート当り $2 \times 2$ 型のアンテナ配列を設計し、電磁氣的熱的強度検討及び電源システム検討を行った。CAWは周波数が低くアンテナ長が長くなる傾向があるが波形短縮を行い所定ポートに納めることが可能である。

上記概念設計を通して明らかになった今後の課題を以下に示す。

- (1) アンテナ負荷抵抗として $15 \Omega/m$ を用いたが、アンテナ構造の工夫を通して負荷抵抗の低減を図る。
- (2) プラズマ運転と低温・高密度ダイバータ運転との整合性をとる。
- (3) プラズマ平衡と駆動電流分布との整合性をとり、分布制御法を開発する。
- (4) 最近の小型装置で高密度( $\lesssim 10^{20} m^{-3}$ )においてCAWで電流が駆動できた例が報告されている。今後より広範な実験データベースを通じて電流駆動解析法の詳細化及び信頼性の向上を図る。

## 謝 辞

本検討を実施するにあたり、磯 康彦 東海研究所副所長、苫米地 顕 那珂研究所長、吉川 允二 臨界プラズマ研究所長、飯島 勉 JT-60 試験部長、田村早苗 臨界プラズマ研究部次長から御支援と多くの御助言を頂いたことを深謝致します。

### 3.2.2 完全定常核融合実験炉

圧縮アルベン波 (CAW) 電流駆動を用いた完全定常核融合実験炉 (FER-S) の概念設計に関する予備検討を行った。検討に当っては、完全定常核融合実験炉として特徴的及び本質的な炉心プラズマと RF 電流駆動系に焦点を置いた。

設計の基本方針は

- (1) 炉の小型化及び炉構造の簡素化,
- (2) RF 注入エネルギー及びパワーの低減と Q 値の増大,
- (3) 実験炉としての多用性を持たせるために準定常運転モードも可能,

を設定した。概念設計を行い次の主な結果を得た。

- (1) 変分法を用いた運転シナリオ評価モデルを開発し、FER-S の運転シナリオを設定した。

Fig. 3.2.2-1 にシナリオの概略を示す。

- (2) パワーバランス方程式及び炉構造制約方程式を用いて、Table 3.2.2-1 に示す主要プラズマパラメーターを設定した。準定常核融合実験炉 (FER-Q : 主半径  $R = 5.2$  m, ベータ  $\beta \sim 4.6\%$ ) に比べて、同程度のプラズマ性能  $\beta \sim 5.1\%$  で、 $R = 4.5$  m と小型化することができた。

- (3) 核融合出力は、FER-Q の 385 MW とほぼ同じ 346 MW である。RF パワーは燃焼期では電流駆動用として 10 MW であり、Q 値は 35 を得た。

- (4) 電流駆動用アンテナとして、1 ポート当り  $2 \times 2$  型のアンテナ配列を設計し、電磁氣的熱的強度検討及び電源システム検討を行った。CAW は周波数が低くアンテナ長が長くなる傾向があるが波形短縮を行い所定ポートに納めることが可能である。

上記概念設計を通して明らかになった今後の課題を以下に示す。

- (1) アンテナ負荷抵抗として  $15 \Omega/m$  を用いたが、アンテナ構造の工夫を通して負荷抵抗の低減を図る。
- (2) プラズマ運転と低温・高密度ダイバータ運転との整合性をとる。
- (3) プラズマ平衡と駆動電流分布との整合性を取り、分布制御法を開発する。
- (4) 最近の小型装置で高密度 ( $\lesssim 10^{20} m^{-3}$ ) において CAW で電流が駆動できた例が報告されている。今後より広範な実験データベースを通じて電流駆動解析法の詳細化及び信頼性の向上を図る。

## 謝 辞

本検討を実施するにあたり、儀 康彦 東海研究所副所長、苫米地 顕 那珂研究所長、吉川 允二 臨界プラズマ研究所長、飯島 勉 JT-60 試験部長、田村早苗 臨界プラズマ研究部次長から御支援と多くの御助言を頂いたことを深謝致します。

Table 3.2.2-1 FER-S の主要プラズマパラメーター

プラズマパラメーター		定常運転
主半径	( m )	45
副半径	( m )	1.1
非円形度		1.5
トロイダル磁場 (軸上)	( T )	5.07
プラズマ電流	( MA )	6.22
平均イオン密度	( $m^{-3}$ )	$7.6 \times 10^{19}$
平均イオン温度	( KeV )	18
ベータ値	( % )	5.1
核融合出力	( MW )	346
壁負荷	( $MW/m^2$ )	0.91
安全係数		2.5
電流駆動用パワー (燃焼時)	( MW )	10
Q 値		35
OH フラックス	( $V \cdot S$ )	35
燃焼時間	( S )	$\infty$

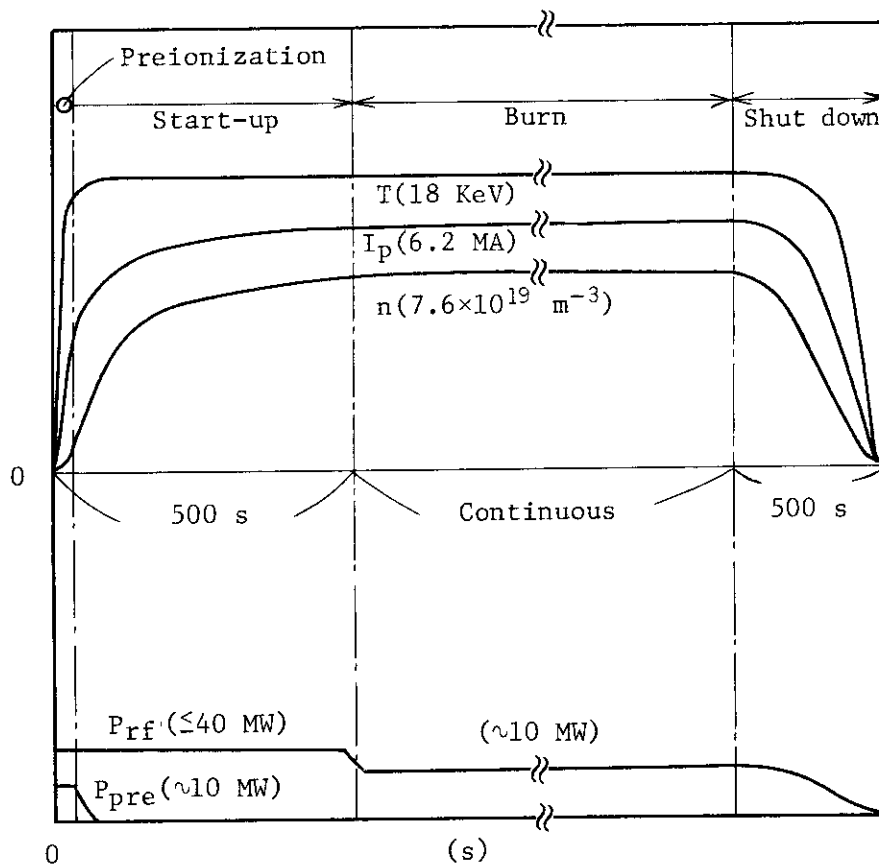


Fig. 3.2.2-1 定常運転シナリオ  
 P<sub>rf</sub> : 電流駆動・加熱用RFパワー (CAW)  
 P<sub>pre</sub> : 予備電離用RFパワー (ECW)

昭和 59 年度核融合実験炉 (FER)  
概念設計結果の要約

正 誤 表

頁	行	誤	正
85	下から 2 行	臨界プラズマ研究所長	臨界プラズマ研究部長