

J A E R I - M
92-140

JT-60 炉心模擬実験の概念検討

1992年9月

宮 直之・中島 信治・牛草 健吉・及川 晃
今井 剛・豊島 升・西谷 健夫・松崎 誠
栗山 正明・永見 正幸

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広済会資料センター（〒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, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)原子力資料サービス

J T - 60炉心模擬実験の概念検討

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部

宮 直之・中島 信治・牛草 健吉・及川 晃
今井 剛・豊島 昇・西谷 健夫・松崎 誠⁺
栗山 正明⁺・永見 正幸

(1992年8月21日受理)

J T - 60の高性能化計画に続く計画として、プラズマ電流10MA以上の炉心模擬装置を想定し、その概念検討を行った。トカマク定常化に関する物理、工学の研究開発を炉心模擬実験の主要課題とした。この研究開発を実施するため、超電導によるTF、PFコイルを用い、また500keV、60MWの負イオン源NB Iを中心とした非誘導電流駆動によって100秒から1000秒クラスの長パルス運転を行う装置について検討した。真空容器には低放射化材料であるチタンを使用し、真空容器の構造を水タンク方式とした超電導コイル遮蔽を検討した。J T - 60現有設備環境での装置の成立性を主な課題として以上の概念検討を進めた結果、装置が成立するおよその見通しが得られた。また、今後必要となる主な検討課題について明らかにした。

本報告は平成2-3年度にメーカー3社（日立、東芝、三菱）と行った概念検討の結果を取り纏めたものである。

那珂研究所：〒311-01 茨城県那珂郡那珂町大字向山801-1

+ 核融合装置試験部

Preliminary Design Study of a Steady State Tokamak Device

Naoyuki MIYA, Shinji NAKAJIMA, Kenkichi USHIGUSA

Akira OIKAWA, Tsuyoshi IMAI, Noboru TOYOSHIMA

Takeo NISHITANI, Yoshimi MATSUZAKI⁺, Masaaki KURIYAMA⁺

and Masayuki NAGAMI

Department of Fusion Plasma Research

Naka Fusion Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 21, 1992)

Preliminary design study has been made for a steady state tokamak with the plasma current of 10MA, as the next to the JT-60U experimental programs.

The goal of the research program is the integrated study of steady state, high-power physics and technology. Present candidate design is to use superconducting TF and PF magnet systems and long pulse operation of 100's-1000's of sec with non inductive current drive mainly by 500keV negative ion beam injection of 60MW. Low activation material such as titanium alloy is chosen for the water tank type vacuum vessel, which is also the nuclear shield for the superconducting coils.

The present preliminary design study shows that the device can meet the existing JT-60U facility capability.

Keywords: JT-60U, Steady State Tokamak Operation, Non Inductive Current Drive, Super Conducting Magnets, Low Activation Materials, Remote Handling, Tritium Processing

This work has achieved under the collaboration with Hitachi, Toshiba and Mitsubishi Industries.

+ Department of Fusion Facility

目 次

1. はじめに	1
2. 定常化, 高ベータの物理	5
3. 装置概要	10
4. 真空容器	16
5. プラズマ対向機器	22
6. 放電シナリオ	29
7. プラズマ制御	33
8. 電源構成	44
9. トロイダル磁場コイル	52
10. ポロイダル磁場コイル	62
11. He冷凍機	66
12. 遮蔽, 低放射化検討	73
13. 真空排気, トリチウム処理系	95
14. 遠隔操作機器	105
15. 加熱, 電流駆動機器	114
16. 計 測	127
17. 冷却, 加熱設備, 受電容量	136
18. 全体機器レイアウト	139
19. 安全性概念検討	145
謝 辞	156
参考文献	156

Contents

1. Introduction	1
2. Physics Issues for Steady State Operation and High Beta Plasma	5
3. Outline of the Device	10
4. Vacuum Vessel	16
5. Plasma Facing Components	22
6. Operation Scenario	29
7. Plasma Control	33
8. Power Supply System	44
9. Toroidal Field Coil	52
10. Poloidal Field Coil	62
11. Helium Cryogenic System	66
12. Neutronics Design, Low Activation Materials	73
13. Vacuum Pumping System, Tritium processing	95
14. In-vessel Remote Handling Equipment	105
15. Heating and Current Drive	114
16. Plasma Diagnostics System	127
17. Cooling, Heating and Power Utility	136
18. Building Layout	139
19. Safety	145
Acknowledgement	156
References	156

1. はじめに

1.1 計画の概要

パルス運転により今まで研究が進められてきたトカマク装置の概念を、定常運転へと将来発展させることは、磁気核融合開発において近年最も重要な開発課題である。ここでは、この様な定常化トカマク（炉心模擬実験）の概念検討結果について報告する。炉心模擬実験の主要課題は、第三段階核融合研究開発基本計画におけるトカマクの先進的研究としても位置付けられる高熱負荷環境でのトカマク高効率定常化の物理、工学のインテグレートした研究である（図1.1）。必要な費用を最小化し、効果的に炉心プラズマ、炉工学技術開発を進めるため、JT-60の現有設備を最大限に有効利用することを検討の大前提としている。

高いブーストストラップ電流の割合、及び信頼性の高いディスラプション抑制手法の開発は本研究計画の重要な要素である。このことは、動力炉（DEMO）及び経済性に優れた発電炉において、高い運転稼働率を実現する上で最も重要かつ基本的な課題である。

また、炉心模擬装置を用いた定常化実験の成果は、ITERの工学実験に極めて重要な貢献を行なう。すなわちITERの工学実験においては、核工学試験の実施のため、定常運転を基本とした高い運転稼働率が不可欠である。

その他、炉心模擬実験では高プラズマ電流の制御、及びディスラプションの影響等についても先進的な研究を進める。以上を実施するのに適切な大略の装置性能として、等価 $Q_{DT} \sim 5$ 、プラズマ電流10MA程度を選択する。

即ち、炉心模擬実験の主な研究内容は以下の通りである。

- (1) 高熱負荷環境での熱、粒子の定常制御
- (2) 非誘導電流駆動を用いた高効率定常運転の開発
- (3) 長パルス放電でのプラズマ形状、分布制御
- (4) エネルギー閉じ込め時間の拡大
- (5) 大電流放電の制御とディスラプションの影響

以上に対応する炉工学技術開発の主要課題は以下の通りである。

- (1) 超電導コイル技術
- (2) 長パルス、高熱負荷ダイバータ技術
- (3) 電流駆動機器
- (4) 遠隔保守技術
- (5) 小規模トリチウム・プロセス技術
- (6) 放射化環境、長パルス条件下でのプラズマ計測・制御、等

1.2 装置パラメータとプラズマ性能

上記の計画に対応する装置規模として以下を基本パラメータとして検討を進めている。ITERガイドラインに基づく大略のプラズマ性能を示す。(閉じ込め時間: ITER-P則の2倍、密度、温度分布は $\alpha_n = 0.5$ 、 $\alpha_T = 1$ 、 $Z_{eff} = 2$ を仮定)

プラズマ電流	10 MA
大半径	4.3 m
小半径	1.3 m
非円形度	1.8
q_{95}	3.1
トロイダル磁場	5.2 T
TFコイル最大磁場	10.4 T
フラット・トップ時間	200秒 (10 MA)、~1時間 (6 MA以下)
加熱・電流駆動パワー	~60 MW
ダイバータ熱負荷	15 MW/m ² (ITERと同程度)
n_e	$1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
$T_i(0)$	16 keV
τ_E	1.4 sec
DT等価閉じ込め性能	$Q \sim 5$
D-D中性子発生	$\sim 1 \times 10^{18} / \text{s}$
トロイダルコイル数	16
プラズマ端磁場リップル	2%以下
トロイダル磁場励磁時間	1時間程度

1.3 検討に際し特に留意している点

Hモードを代表とする、改善閉じ込めの状態で長パルスの熱・粒子の制御の研究を行なうためには重水素運転が不可欠である。重水素運転に伴う、機器の放射化、超伝導コイルの核発熱等への対処は概念検討の最も大きな課題の一つである。

(1) 装置の健全性

装置全体の健全性の鍵となる要素機器については、装置製作が近未来であることを考慮し、現状の技術ベースから過大なステップを選択しないこととする。特にTF超電導コイルが故障した場合、放射化した真空容器／1次遮蔽体を切断し、修復する必要がある。このような作業をフルリモートで実現するには、遠隔操作機器の開発に長期のR&Dが必要となる。センター・ソレノイド(CS)超電導コイルについても、NbTi線を用い、コイル外半径を約2mの大きな値とすることにより、必要VS(~130 VS)供給に対し余裕を持たせることとする。

(2) 低放射化の努力

FERでの技術開発をベースに、真空容器内でのダイバータ交換、第1壁アーマタイル交換、真空容器のリーク探知とその補修はリモート・メインテナンスで行う。真空容

器／1次遮蔽とクライオ・スタッフ／2次遮蔽により、運転中以外は本体室に入室可能とする。また、キャスクに入れた放射化物の運搬を容易にするため、本体室はできるだけ簡素な構成とする。即ち、放射線遮蔽のための本体室のセル分割はしない。問題は真空容器とダイバータ板設備である。重水素運転においても停止1年後の真空容器内表面の放射化はSUS316の場合 2500 mrem/h に達する。前述した様に万一のTFコイル故障の際、放射化のため修復作業ができないという理由で装置を放棄することは核融合開発において致命的なダメージとなる。この観点から真空容器の低放射化は極めて重要な検討項目である。

現在までの検討では、0.01%以下のCo含有率のSUSは工場規模で製作可能であり、この場合前述の放射化は 500 mrem/h に減少する。しかし、これでも修復作業環境としては不十分である。一方、最近急速に開発が進んでいるTi及びAl合金では $\sim 10\text{ mrem/h}$ に激減する。この様に、Ti及びAl合金では修復作業環境が成立するため、TiあるいはAl合金を使用した真空容器成立の検討は極めて重要な課題である。

また、ダイバータ板設備については定期的な交換、補修が想定されるため、交換・補修作業を容易にし、保管中の早期の放射化減衰を図るために、低放射化の設計が必要である。

1.4 FER/ITER 設計検討との関連について

本検討においては、FERにおける、これまでの設計検討の成果が生かされている。遠隔操作機器等、炉心模擬実験に適用可能な物については、積極的にFERでの検討成果を採用することとした。

また、物理検討については、ITERのCDAでまとめたガイドラインを基準とした。FER/ITERの設計検討で参考とした文献を本報告の最後に示す。

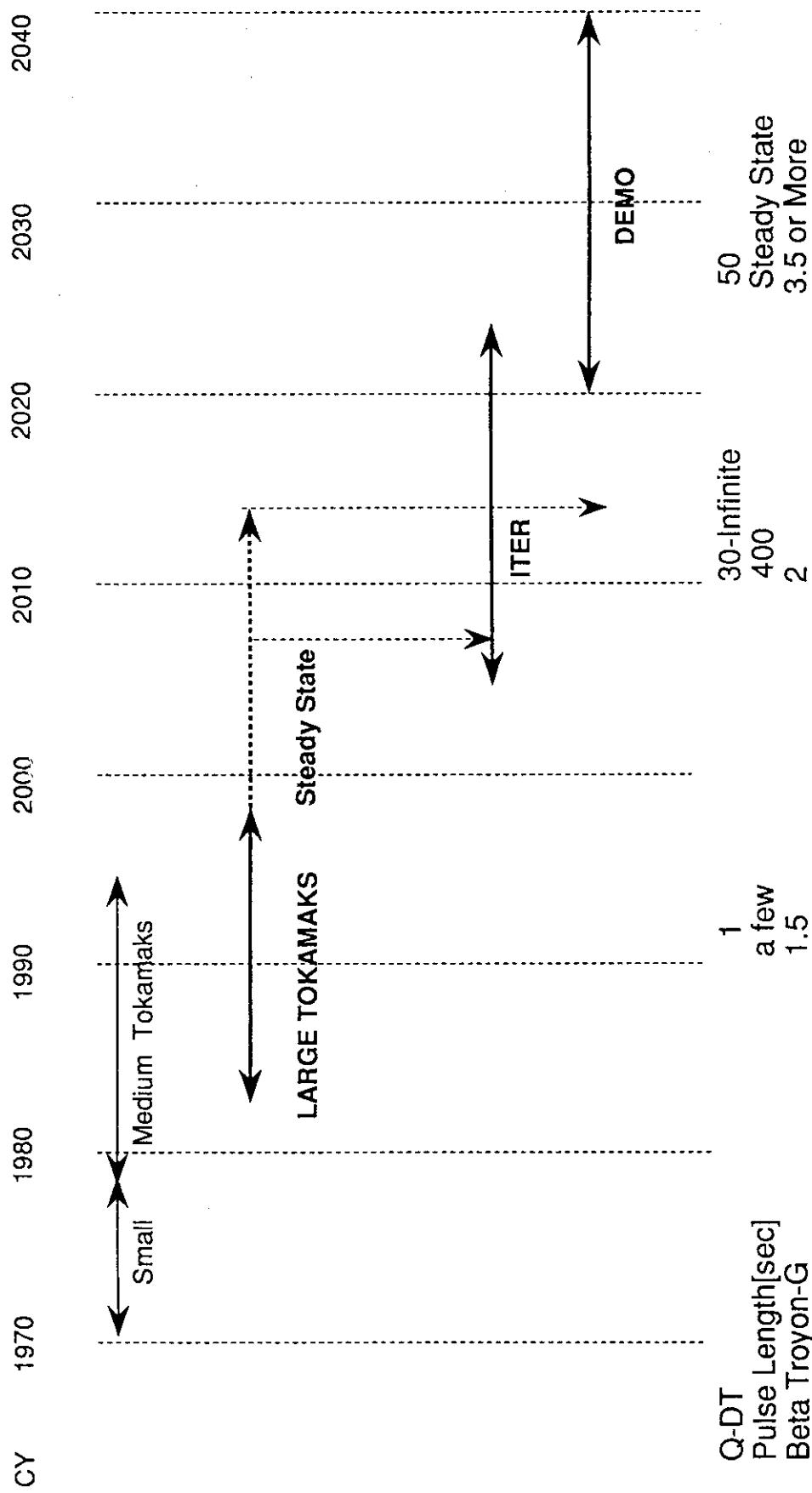


図 1.1 核融合開発の各段階における主要炉心パラメータ

2. 定常化、高ベータの物理

ITERのような実験炉では、自己点火条件の達成と長時間燃焼の実現を目指している。JT-60Uをはじめとする大型トカマク実験により、既にはば臨界プラズマ条件が達成され、また、これらの実験により得られた閉じ込め性能及びその改善度の実験則から、自己点火条件達成のための装置パラメータが高い確度で予測可能な段階に到達している。他方、長時間燃焼に関しては現在得られているデータベースと実験炉との間に極めて大きなギャップが存在している。トカマク放電を非誘導電流駆動により定常的に維持する研究は、JT-60Uの先駆的な実験等により進展しているものの、比較的低密度、低パワー、低駆動電流領域の実験に限られている。従って、実験炉の長時間燃焼実現に向けた定常化研究の物理的、技術的な基盤の確立が急務である。

想定される炉心模擬装置の物理パラメータの特徴的時定数を表2. 1に示す。エネルギー及び粒子閉じ込めの特徴的時間は数秒のオーダー、ダイバータ熱除去及び粒子排気は10秒程度と見込まれる。第一壁が完全に飽和し壁とプラズマ間の粒子のやり取りが定常状態に達するのが1分程度、プラズマ中の電流分布の拡散時間が2分程度、更に第一壁の温度が定常に達するのが数百秒のオーダーであると見積られる。従って、熱及び粒子が完全に定常状態に達するような定常トカマクプラズマの研究のためには、少なくとも数百秒の放電時間を有するトカマク放電を実現する必要がある。

トカマクプラズマを完全に定常化するための非誘導電流駆動法として500keV、60MWの負イオン中性粒子ビーム（N-NBI）電流駆動を想定する。想定される炉心模擬装置パラメータにおいて、非誘導電流駆動法によって駆動される電流分布をMHD平衡と矛盾しない非誘導電流駆動コード（ACCOME）を用いて予想し、定常化研究のパラメータ領域を明らかにすると共に、自発電流が支配的であるような効率的な定常放電が可能か否かを調べた。

表2. 1 炉心模擬装置における定常化研究の特徴的時間

エネルギー閉じ込め時間	～1.4秒
不純物閉じ込め時間	～(1-4)秒
ダイバータ熱除去	～10秒
粒子排気	～10秒
第一壁の飽和	～(30-60)秒
電流分布の拡散	～(70-130)秒
第一壁の温度	～200秒(～400秒)

2. 1 非誘導電流駆動コード（ACCOME）と計算の仮定

ACCOMEコード⁽⁵⁾は、MHD平衡と矛盾しないオーミック電流、ブートストラップ電流、ビーム駆動電流、低域混成波駆動電流を計算するものである。ブートストラップ

電流は多種イオン系に拡張された Harshmann - Signar モーメント法を、ビーム駆動電流はバナナ捕捉粒子効果を取り入れた Fokker - Planck 方程式を用いて計算するものである。

計算では炉心模擬装置が ITER - P 則の 2 倍の閉じ込め性能を有すると仮定し、プラズマパラメータの分布は、温度がパラボリック分布、密度がパラボリックの 0.5 乗とした。また、イオン温度と電子温度が等しく、 $Z_{eff} = 2$ で空間的に一様であるとした。電流駆動装置として、ビームエネルギーが 500keV の N-NBI とし、ほぼプラズマの中心を見込むように、接線方向から入射半径 $\sim 4.3m$ で入射されたとした。プラズマの主半径が 4.3m、非円形度 1.6、三角度 0.3 とし、不純物として酸素を仮定した。

2. 2 炉心模擬装置での非誘導電流のパラメータ依存性

図 2.1(a) は、プラズマ電流 6MA で中心電子密度を $n_e = 10^{20} m^{-3}$ と固定した時のビーム駆動電流及びブートストラップ電流の駆動パワー依存性である。入射パワーが約 60MW で、完全非誘導電流駆動が可能であることが示されている。この時、ビーム駆動電流は全電流の約 7 割となる。プラズマ電流 6MA を誘導的に立ちあげると、電流フラットトップでのボルトセコンドが約 80Vs 供給可能である。計算で得られた一周電圧からプラズマ電流フラットトップ時間を各駆動パワーで算出すると図 2.1(b) となる。40MW 入射で約 30 分、50MW で 80 分のフラットトップを持つ放電が可能となるが、完全定常のためには約 60MW の入射パワーが必要である。

図 2.2 は、プラズマ電流 6MA、中心電子密度 $n_e = 1.25 \times 10^{20} m^{-3}$ (線平均電子密度が $10^{20} m^{-3}$) で 61MW の N-NBI を入射した場合の プラズマ断面形状と駆動電流及び圧力分布

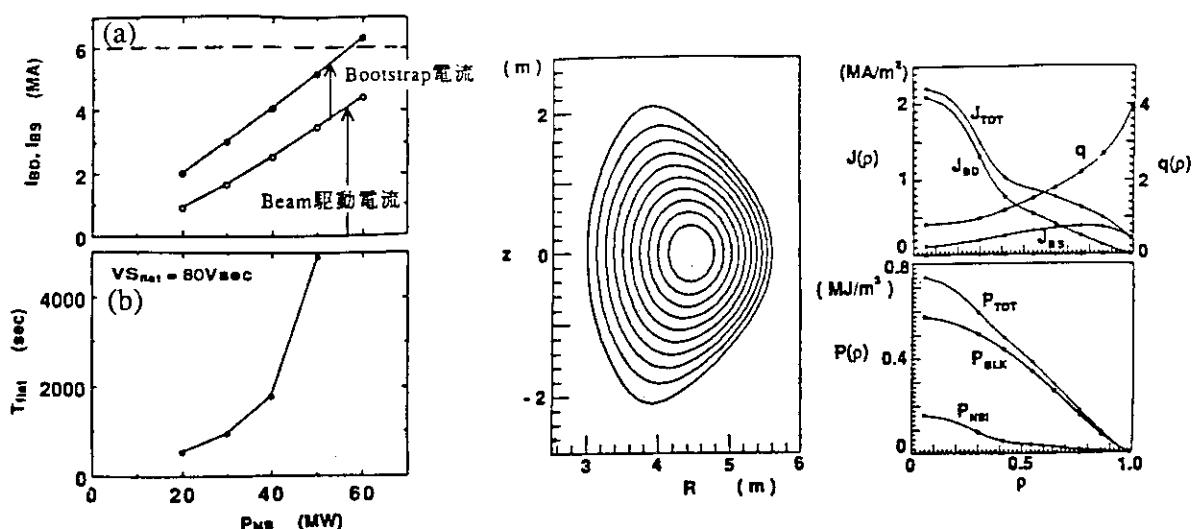


図 2.1 (a) 非誘導電流の N-NBI パワー依存性
 $I_p = 6MA, n_e = 10^{20} m^{-3}, Z_{eff} = 2,$
(b) 電流フラットトップ時間

図 2.2 $I_p = 6MA, n_e = 1.25 \times 10^{20} m^{-3}, 61MW$ 入射時の平衡配位と電流及び圧力分布

布を表す。この時、ビーム駆動電流は 3.47MA、ブートストラップ電流は 2.53MA であり、全電流の約 40% がブートストラップ電流となっている。中心ピークの電流分布が形成されており、安全係数もプラズマ半径とともに単調増加する分布となっている。

N-NBI パワーを 60MW に、また、中心電子密度を 10^{20} m^{-3} に固定し、プラズマ電流を変えて計算した結果を図 2.3 に示す。炉心模擬装置の最大プラズマ電流である 10MA 放電では、全電流の約 7 割が非誘導駆動電流となる一周電圧は 40mV 程度となり、10MA 放電で有する電流フラットトップボルトセコンドが 30Vs であるから約 800 秒の放電が可能となる。従って、最大プラズマ電流時においても、定常化研究の特徴的時間スケールを越える放電が可能であると考えられる。

2. 3 高ブートストラップ電流放電の安定性

図 2.4 は 4MA 放電の 60MW 加熱の計算結果で、駆動電流の電子密度依存性を表わしている。図中の密度領域の範囲内では、非誘導駆動電流の和はプラズマ電流の 4MA を越えており、密度の低い領域で一次電源の再充電が起きることを示している。中心電子密度が $2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 程度では、非誘導駆動電流の和がほぼプラズマ電流となり、ブートストラップ電流の割合がプラズマ電流の 80 % に達する放電が可能である。図 2.5 に高ブートストラップ放電での平衡配位と駆動電流分布を示す。ビーム駆動電流は中心ピークの分布となるが、ブートストラップ電流が外側に流れ全体としてプラズマの周辺部でのみ電流勾配を持つ平衡配位が形成される。中心部でのビーム駆動電流により、ブートストラップ電流が多くを占める放電においても安全係数の分布がプラズマ半径とともに単調増加する安定な分布が形成されている。この計算例では、トロイダル磁場が 3.5T で定格値 5.2T の 67 % としているが、このような低 q 放電においても中心の安全係数が 2 を越えている。MHD 安定性の理論的な解析では、このような場合に第二安定化領域に到達できる可能性が指摘されている^(6, 7)。ここでは、トロイダルモード数が無限大のバルーニングモードに対する固有値方程式を解き、そのモードに対する圧力勾配の threshold 値を求め、ACCOME コードの圧力勾配と比較する方法でバルーニングモードの安定性解析を行った。図 2.6 は図 2.5 の平衡配位に対してバルーニングモードの安定性解析を行った結果で、プラズマの全領域で圧力勾配がバルーニングモード限界内であることが示されている。また、局所ネガティブシアの分布に示されているように、磁力線の曲率が悪いプラズマの外側の領域の広い範囲にわたって、局所ネガティブシアの領域が形成され、第二安定化領域に極めて近い平衡配位であることが分かる。

2. 4 まとめと今後の課題

炉心模擬装置において 60MW の N-NBI により $n_e \sim 10^{20} \text{ m}^{-3}$ で 6MA の完全非誘導電流駆動が可能である。炉心模擬装置の最大電流である 10MA においても同様の密度で数百秒の放電が可能でエネルギー増倍率の高い ($Q \sim 5$) プラズマの定常化研究、及び、高電流放電に固有の研究が可能である。更に、4MA 放電の高密度領域においてはブート

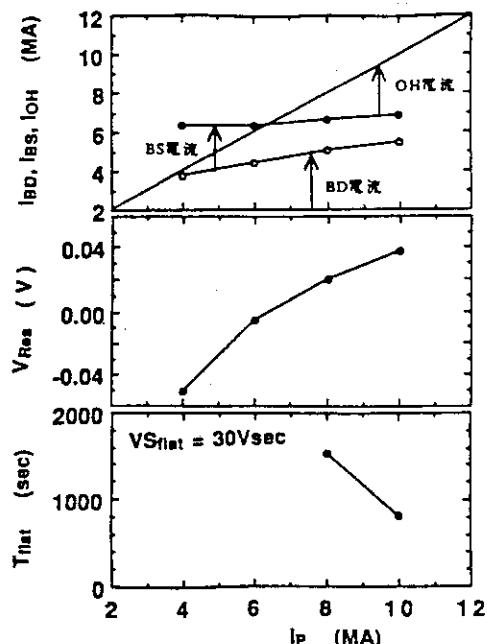


図 2.3 非誘導駆動電流、一周電圧、電流フラットップ時間のプラズマ電流依存性
60MW, $n_e = 10^{20}\text{m}^{-3}$

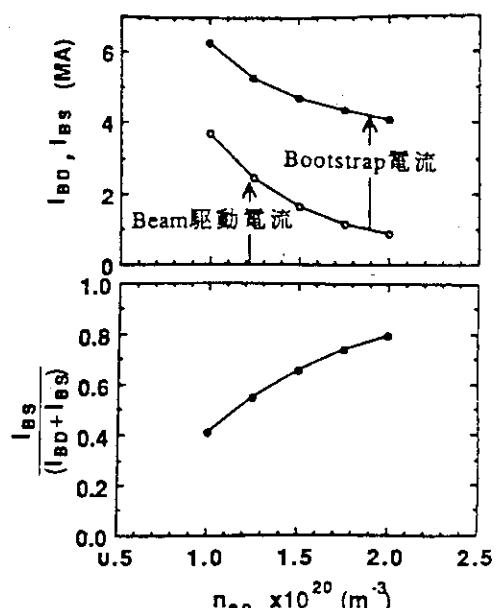


図 2.4 非誘導駆動電流、Bootstrap電流割合の電子密度依存性 60MW, $I_p = 4\text{MA}$

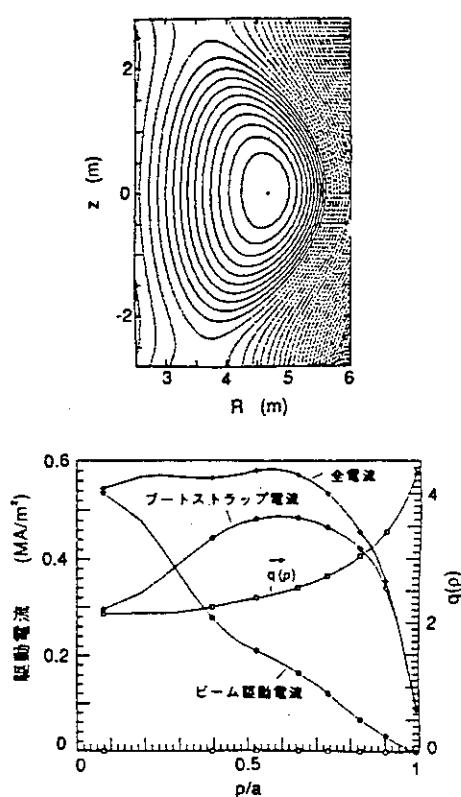


図 2.5 $I_p = 4\text{MA}$, $n_e = 2 \times 10^{20}\text{m}^{-3}$, 61MW 入射時の平衡配位と電流分布
 $B_t = 3.5\text{T}$, $\beta_p = 2$

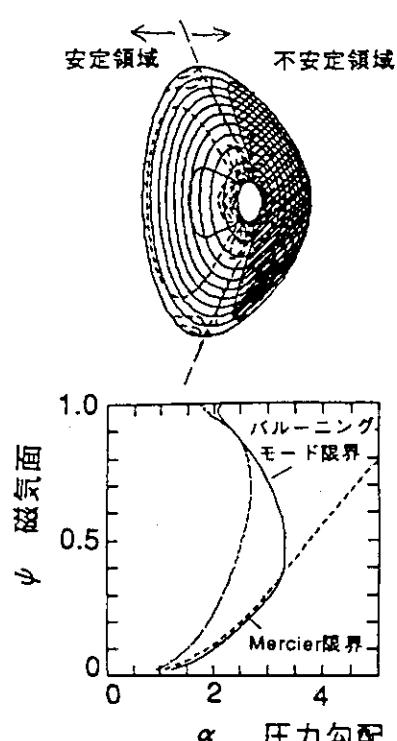


図 2.6 図 2.5に示された平衡のバルーニング安定性解析
(a) 磁束関数と圧力勾配、実線：安定限界
破線：Mercier限界、細破線：図2.5の平衡配位
(b) 局所ネガティブシアの分布、斜線の部分が局所ネガティブシアが形成されている領域

ストラップ電流が全電流の8割程度を占める高効率の定常運転が可能であり、その平衡配位は第二安定領域に極めて近いものであると予想される。将来の炉において要求される高効率定常炉の炉概念の先進的な研究開発が可能である。

今後の重要課題として、低温ダイバータプラズマ生成のためのダイバータ周りの形状、ガス注入等による最適化条件の検討、及び、低域混成波を併用した能動的電流分布制御の検討が必要である。

3. 装置概要

3.1 全体概要

全体システムは、トカマク本体、加熱電流駆動装置、遠隔保守設備、トロイダル磁場コイル用電源、ポロイダル磁場コイル用電源、ヘリウム冷凍液化設備、真空排気設備、トリチウム処理設備、冷却水設備、ガス加熱冷却設備、受変電設備、各種発電機設備、計測・制御設備等から構成される。図3.1にシステム全体の構成図を示す。

3.2 運転シナリオ

装置の運転は、300°C、数週間の第一壁ベーキングより開始する。その後、中性子遮蔽用の水を注入する。超伝導コイルの4.5Kまでの冷却時間は約2週間とする。

放電周期について、フラット・トップ200秒の標準長パルス放電では1shot/30分程度とする。フラット・トップ20sec程度の調整shotは1shot/20分程度とする。ポロイダル磁場の初期励磁時間は30秒程度とする。フラット・トップ約1時間の放電は、加熱システムの長時間、高パワーの商用系からの受電が必要であるため、数10ショット/年の夜間運転を想定する。

$t = 0 - 0.3 \text{ sec}$ のプラズマ着火、電流立上げ時に所要電力は最大となる。この間の 1 MA/sec の立ち上げは JT-60 の現有電力設備の増力無しで可能である。 $t = 0 - 0.3 \text{ sec}$ の立上げ時での一周電圧は約 10 V (電場 0.37 V/m) であり、ECH 等による着火補助が必要である。

3.3 本体概要

- ・ 本体は、1次遮蔽体、第一壁、ダイバータ、超電導トロイダル磁場コイル、超電導ポロイダル磁場コイル、それらをサポートするための支持機構、2次遮蔽体等の部位から構成される。
- ・ ラジアルビルドを図3.2に示す。トロイダルコイル (TFC) は $(\text{NbTi})_3 \text{ Sn}$ 線を用い、最大磁界は 10.4 T である。ポロイダルコイル (PFC) は全て NbTi線を用いることを基本に考えている。
- ・ 本体断面を図3.3に示す。負イオン源NBI、ダイバータ板交換ポート以外のポートサイズは未検討である。中性子遮蔽の観点からポートサイズは必要最小限にする。本体室内での装置配置断面図を図3.4に、平面図を図3.5に示す。
- ・ 負イオン源NBIは JT-60U (500 keV) 用設備をイオン源を増設して用いる。

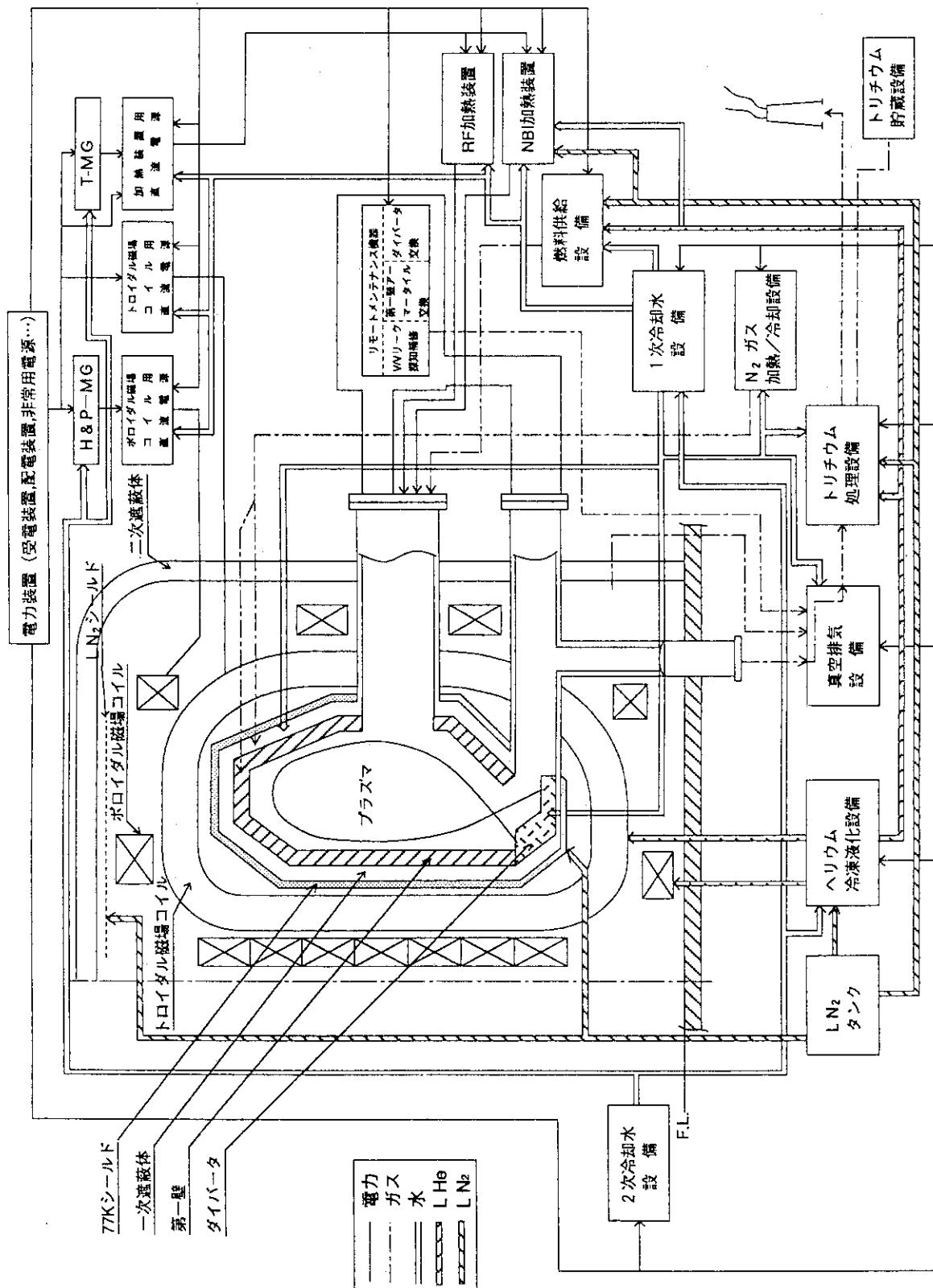


図 3.1 システムの全体構成

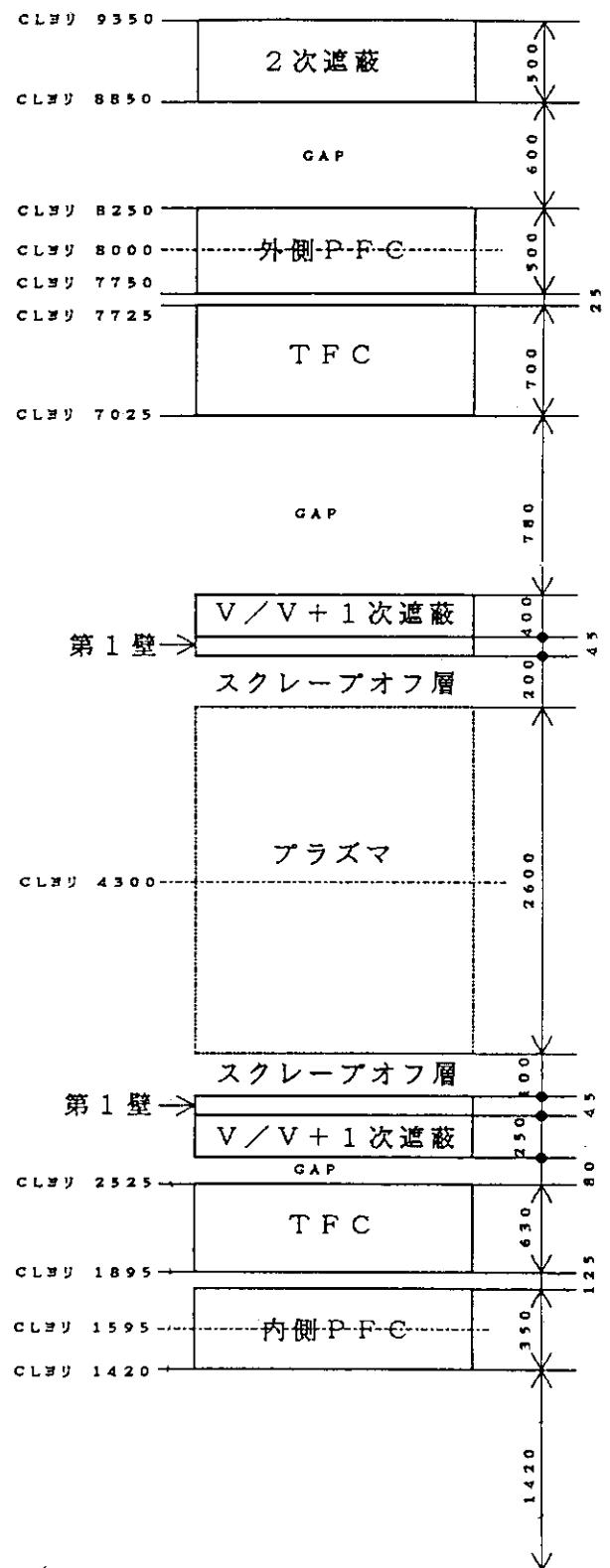


図3.2 ラディアルビルド

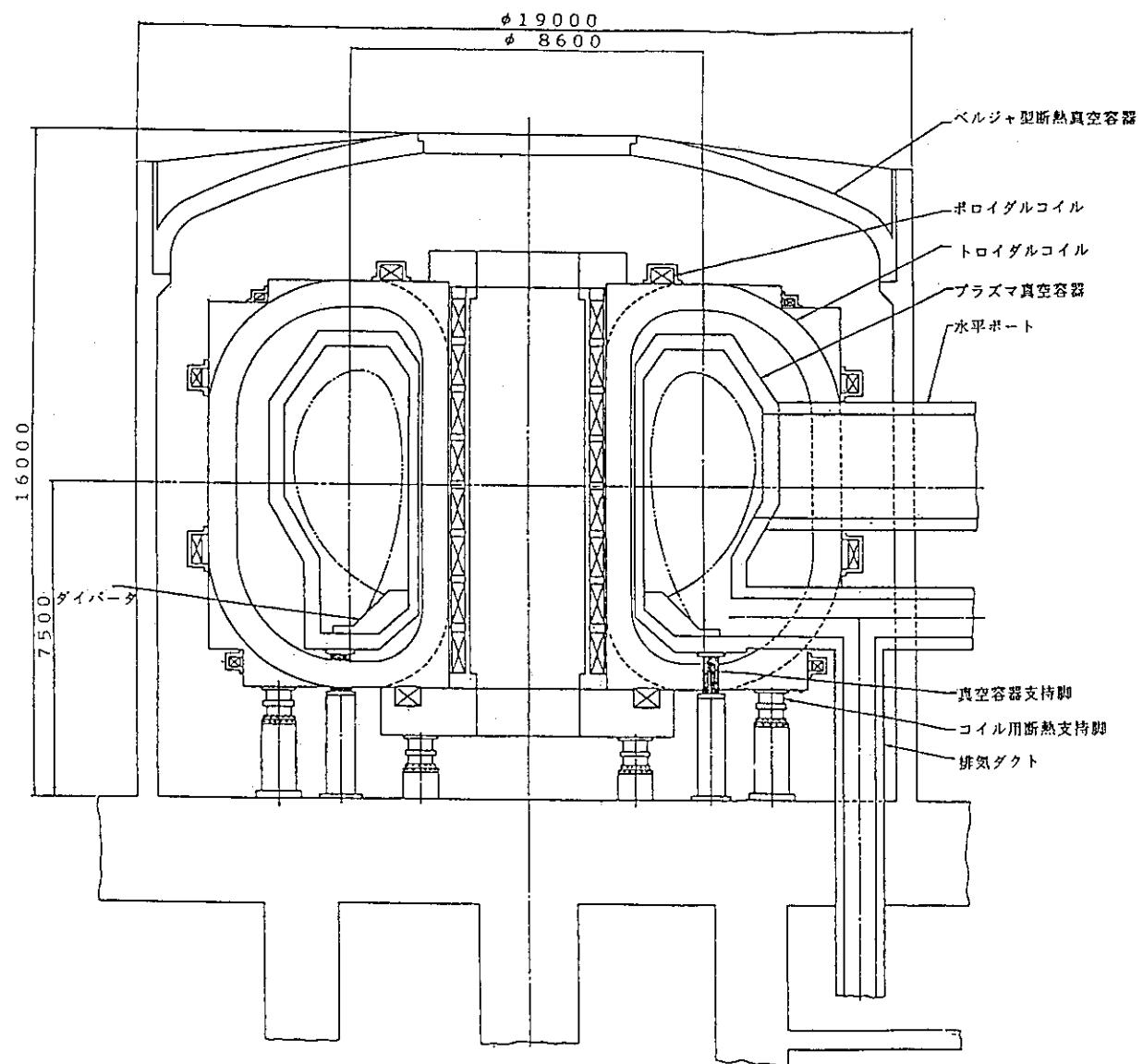


図3.3 本体断面図

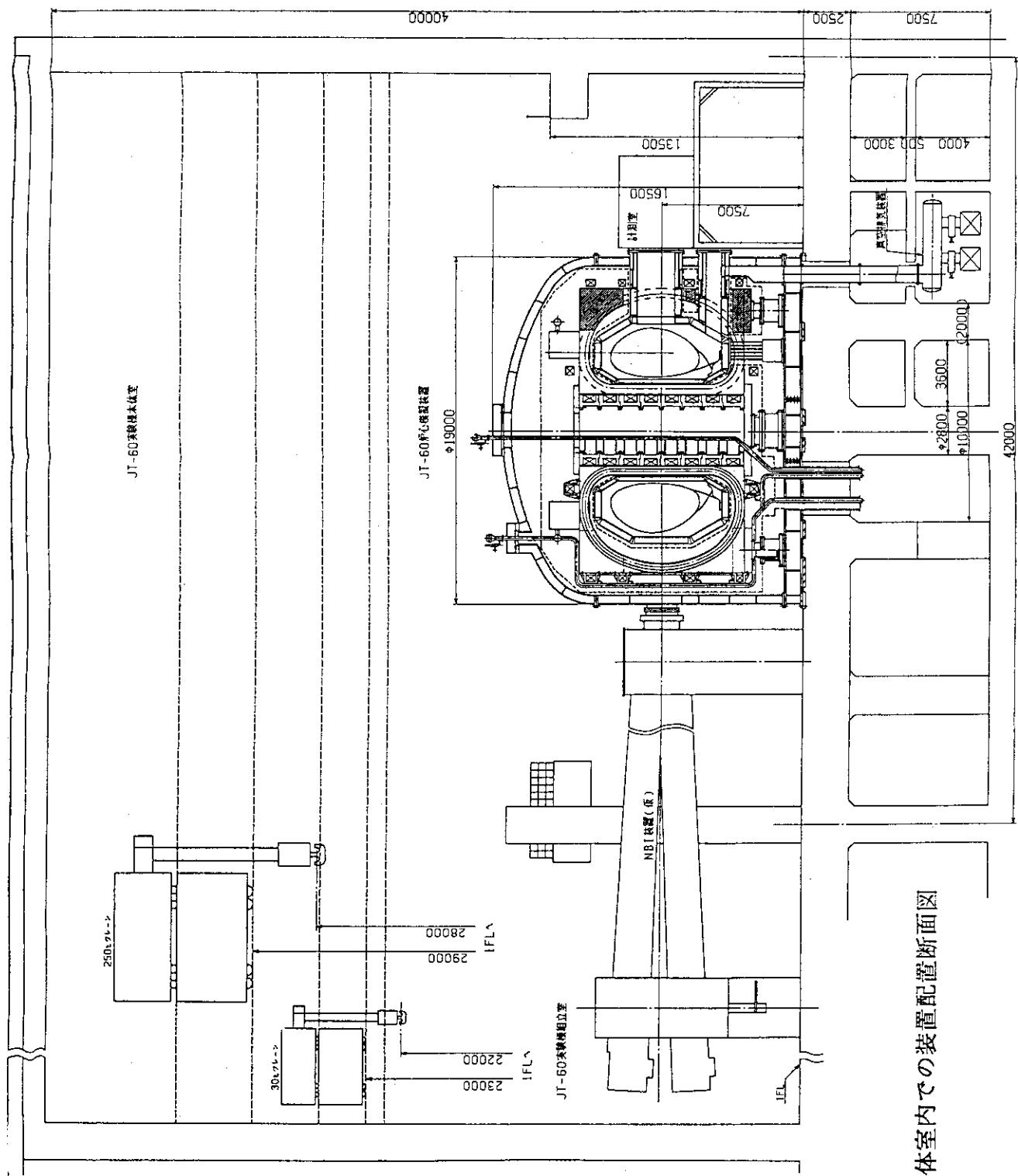


図 3.4 本体内での装置配置断面図

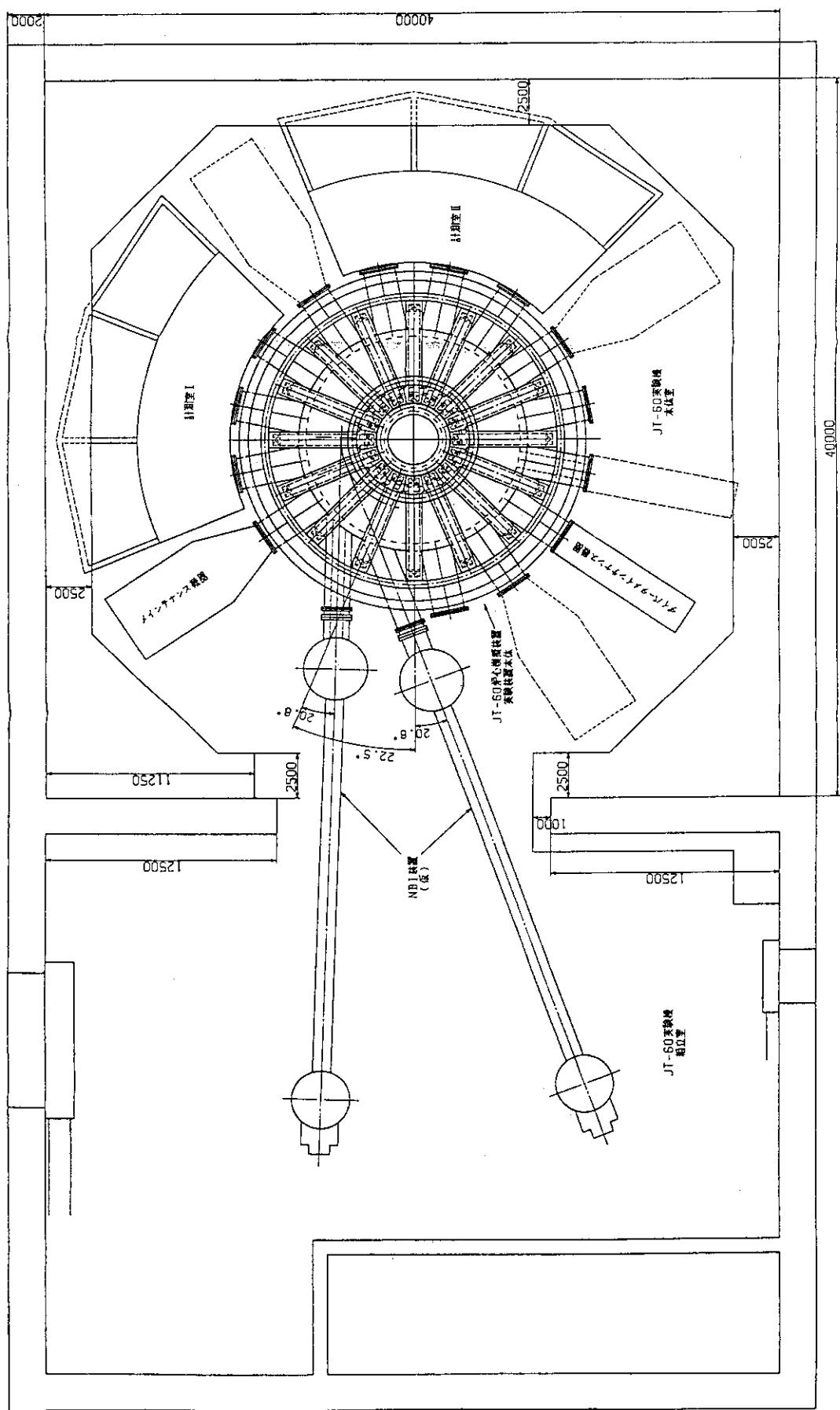


図3.5 本体室内での装置配置平面図

4. 真空容器

4.1 基本構造

現時点のデータベースを基に、近未来における大型の超電導マグネットの設計製作を考えると100%メインテナスフリーが可能とは言いがたい。トロイダル磁場コイルが故障した場合の分解修復を想定すると、運転停止後約1年での真空容器残留放射能が人のアクセスが不可能なレベルの場合、フルリモートの遠隔操作機器の開発が必須となり、長期のR&Dが必要となる。即ち、分解修復の際に人のアクセスを条件に考えると、低誘導放射化材を真空容器に使う必要がある。

本検討ではTi合金(Ti6Al4V)を真空容器材料の基本とする。Ti6Al4Vは低放射化、高強度、優れた溶接性、及び高電気抵抗等の優れた材料特性を有する。以下に記述する様に、10MAのディスラップションに対して十分な強度を有する構造を確保しつつ、トーラス一周抵抗約 $50\mu\Omega$ が成立する。運転中は中性子遮蔽のため、内外壁間に水を充填する。超電導コイルの核発熱を抑制するのに必要な真空容器／遮蔽体の厚さは25—40cmである。

構造例を図4.1に示す。(a)は内壁5mm厚、外壁40mm厚の2重リブ構造、(b)は5mm厚の板材を基準にしたコルゲート・パネル2重リブ構造である。いずれも、ディスラップション時の巨大な電磁力の発生をさけるため、トロイダル方向に一様な構造である。

4.2 強度解析

Ti合金の2重リブ(内側(プラズマ側)5mm厚、外側40mm厚)構造の真空容器構造について渦電流及び強度解析を行なった。解析条件は以下を仮定した

- 1) プラズマ電流10MAからの定位置消滅ディスラップション。電流減衰率は10MA/10 msec。
- 2) TFC、PFC電流は時間的に一定。TFCリップルの効果を考慮。
- 3) 一本の円環コイルでプラズマ電流の磁場を評価。

ディスラップション時の真空容器渦電流磁気エネルギーの時間変化を図4.2に示す。プラズマが有する磁気エネルギー約400MJの約半分の200MJが真空容器に転送される。減衰時定数は8.6msである。図4.3に、真空容器のポロイダル断面をトロイダル方向に流れる渦電流の時間変化を示す。全渦電流はディスラップション終了時に最大で9.2MAに達する。渦電流の大部分は外壁に流れ、外壁に流れる渦電流が最大になる時刻はディスラップション終了時より若干遅れる。それは内壁に流れていた渦電流が、ディスラップション終了後外壁に転流するためである。

渦電流解析の結果をもとに、ディスラップション終了時(10msec)での応力解析を行なった。図4.4(a),(b)に内壁と外壁の応力と変形を示す。発生応力は内壁の水平ポートの付け根の角部分で最大値 22.1kg/mm^2 である。強固なポートの効果でポート部分の変形が小さく押さえられた結果、ポートの無い部分に応力が集中したためと思われる。最大応

力はTi合金の許容応力約 30kg/mm^2 より小さい。本モデルでは要素の分割が粗く過小評価の可能性があるが、現在の構造案で健全性を保つことが可能と考えられる。

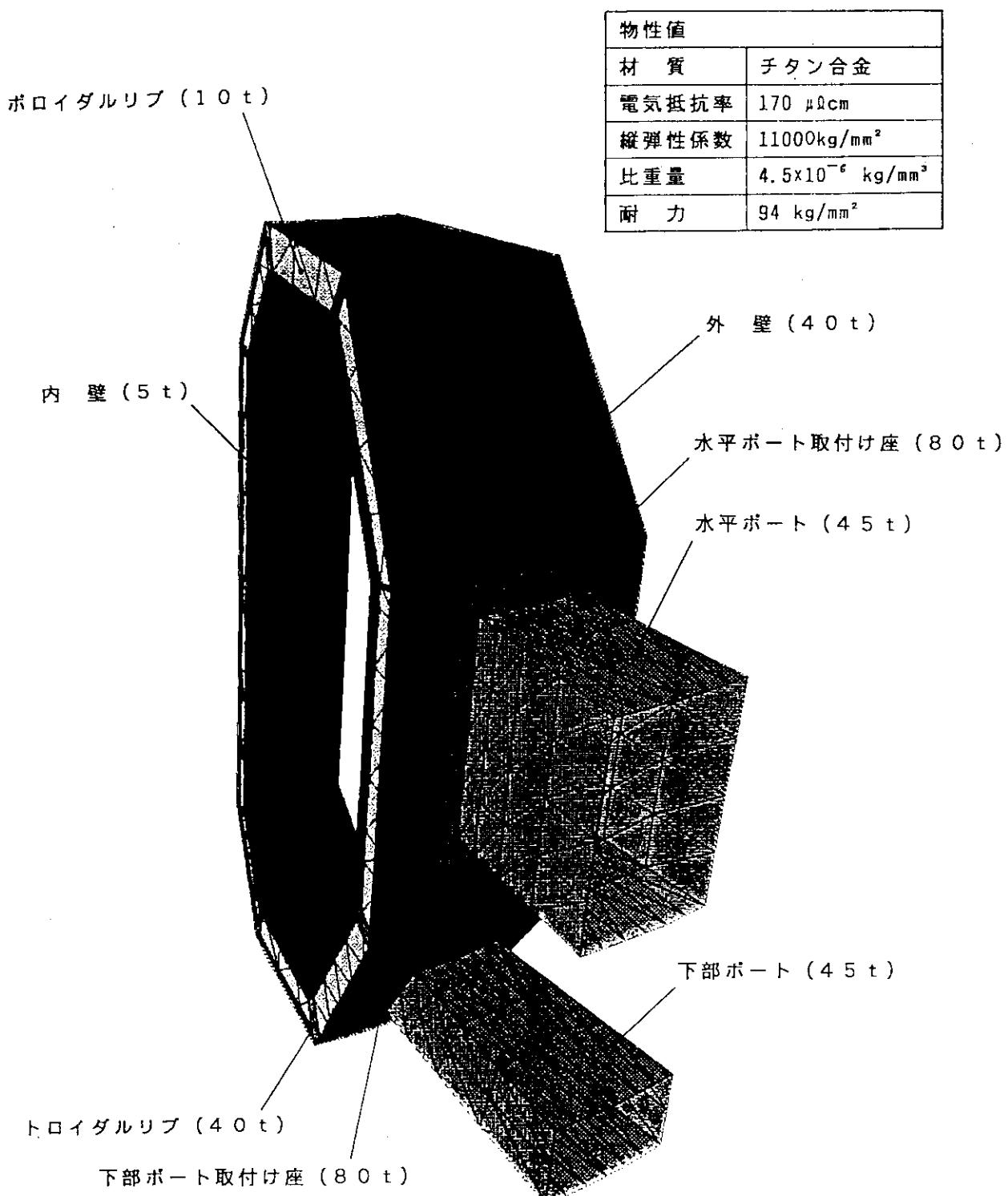


図4.1 (a) 真空容器構造例：内壁5mm厚、外壁40mm厚の2重リブ構造

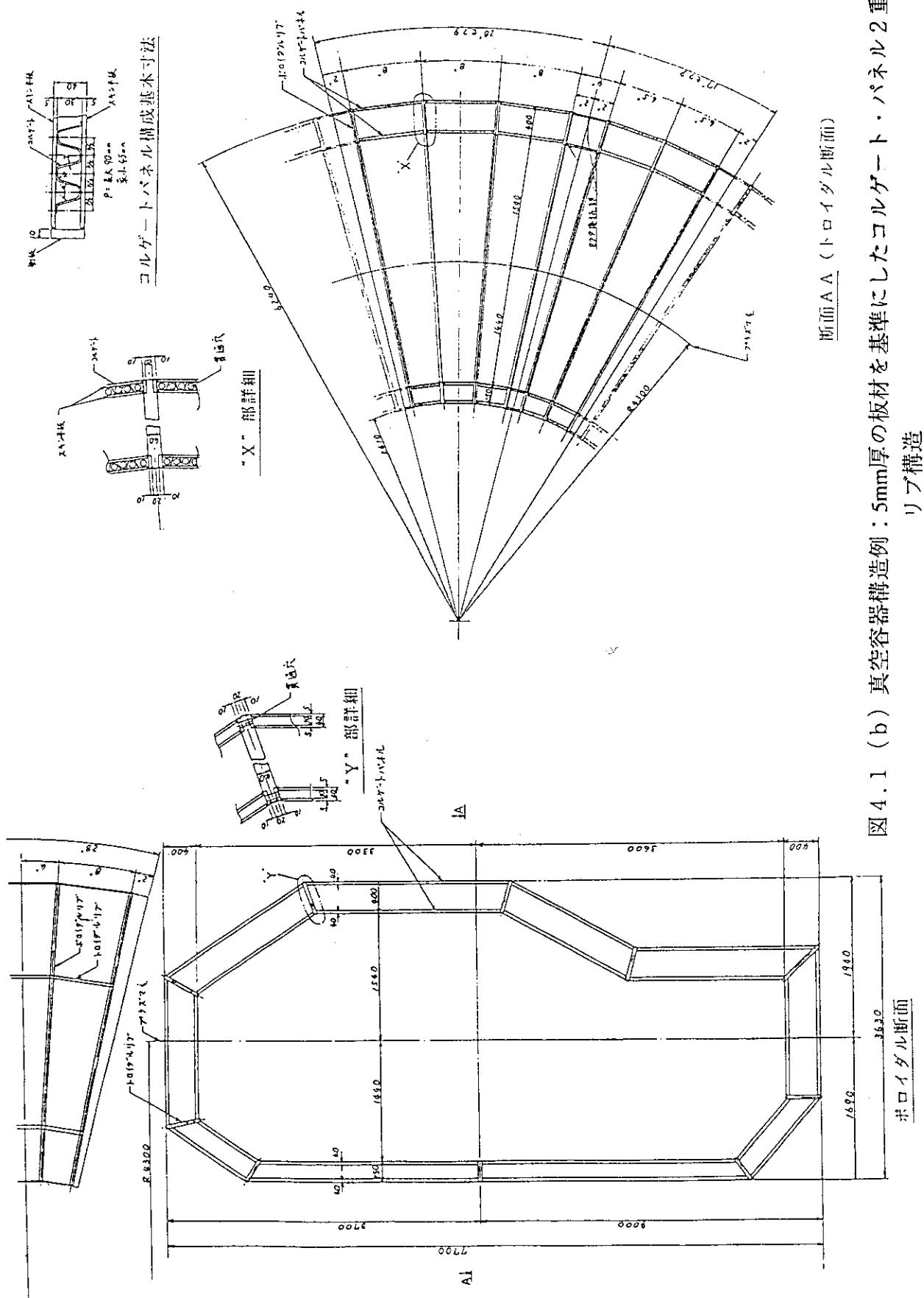


図4.1 (b) 真空容器構造例：5mm厚の板材を基準にしたコルゲート・パネル2重リブ構造

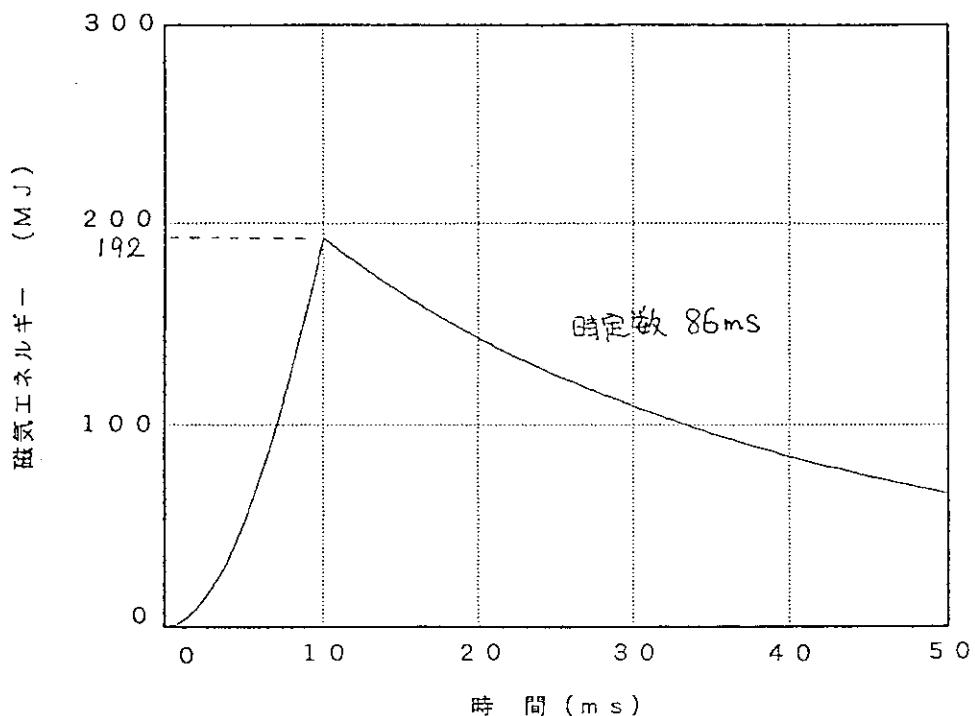


図4.2 磁気エネルギーの時間変化

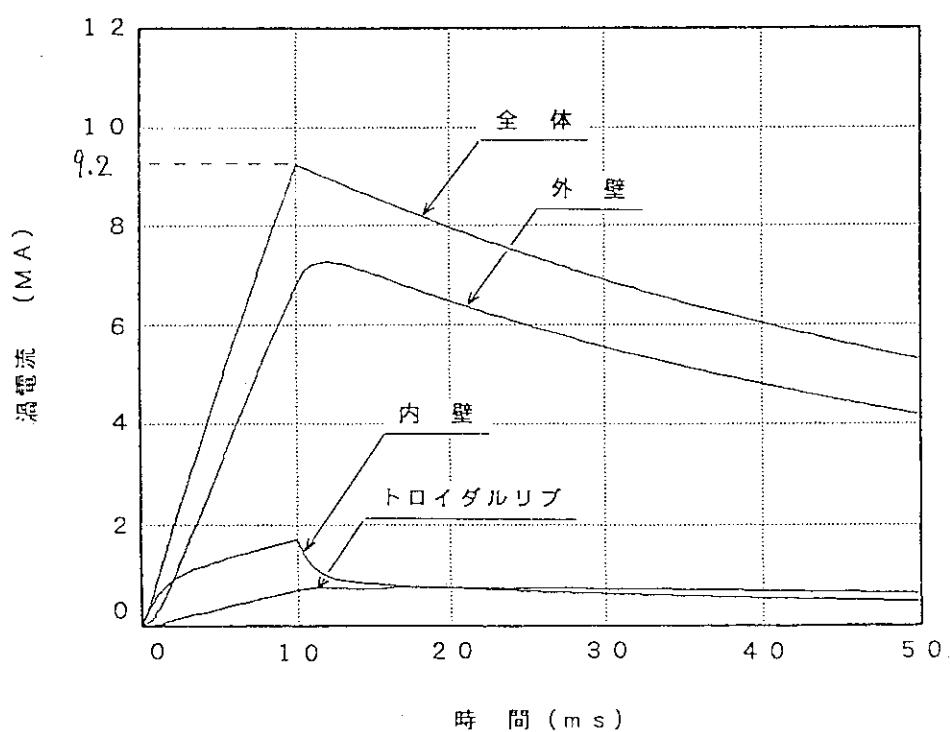
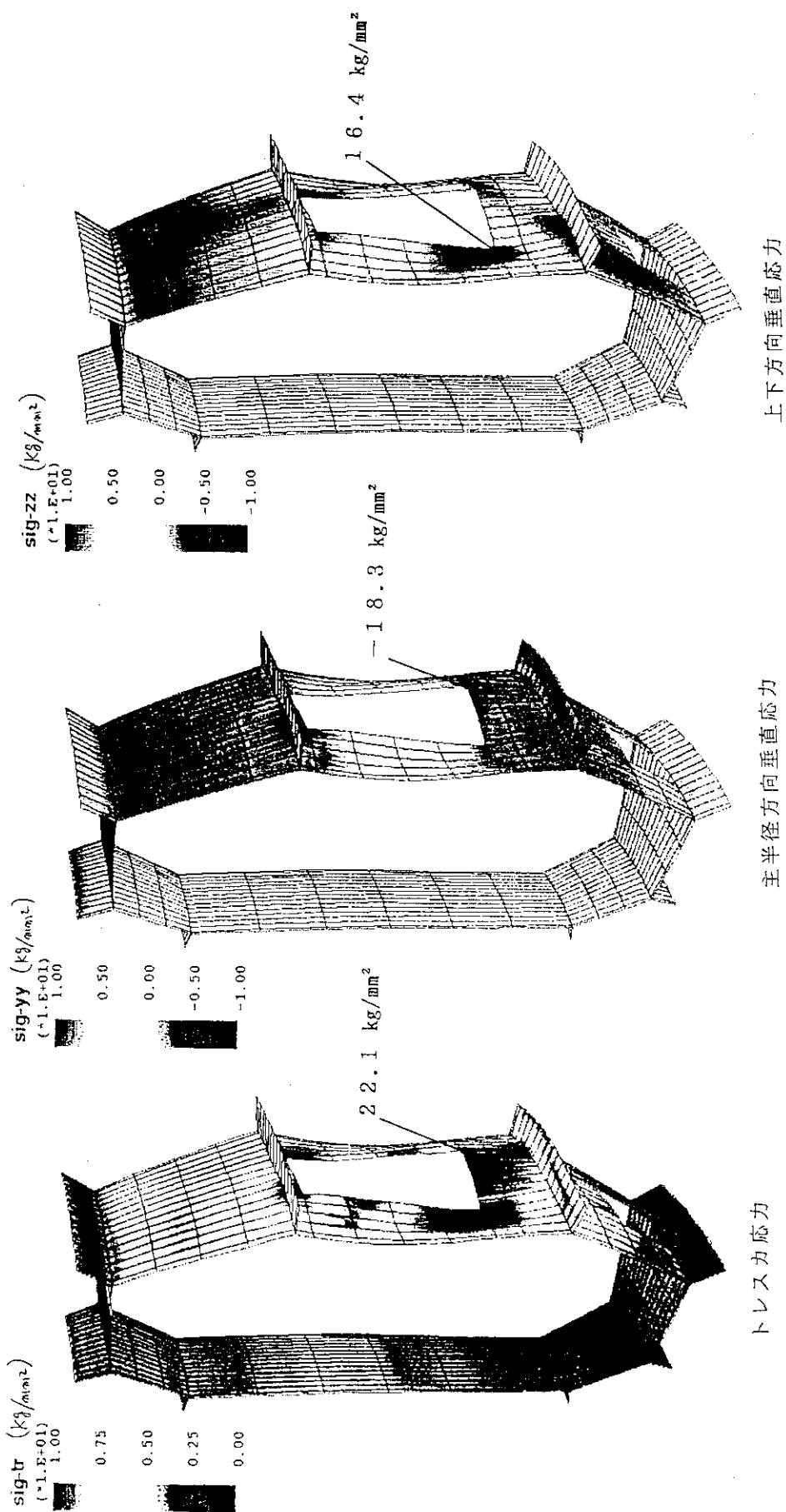


図4.3 渦電流の時間変化



上下方向垂直応力

主半径方向垂直応力

トレスカ応力

変形最大値：6.4 mm

図4.4 (a) 内壁及びトロイダルリブの応力と変形

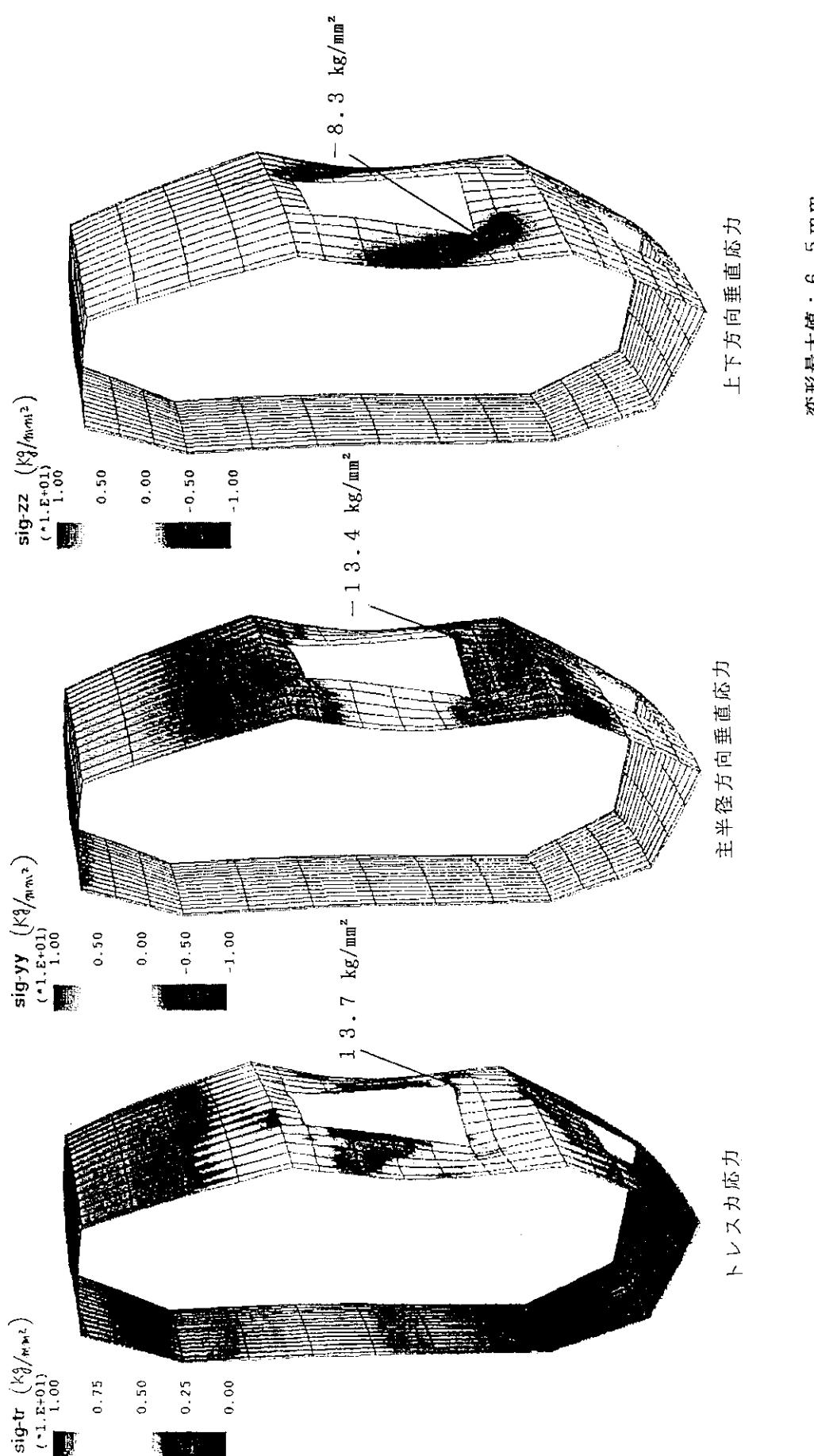


図4.4 (b) 外壁の応力と変形

変形最大値: 6.5 mm

上下方向垂直応力

主半径方向垂直応力

トレスカ応力

5. プラズマ対向機器

5.1 第一壁

第一壁のアーマータイルは、真空容器内に設置した基盤にボルトで締結される。リモートメインテナンスに対応して、タイル前面から取り外し可能な構造である。アーマータイル材は、今後のプラズマ実験と材料開発の進展によるが、当面は、炭素繊維複合材(C/C Composite)とする。

大気圧から高真空に排気後、アーマータイルは数週間、300°Cベーキングによりガス出しを行なう。プラズマ運転モードは、次の2つが考えられる。1) 現在大型トカマクで通常行なっている、300°C高温状態を常時維持する、2) プラズマ運転を室温で開始するモード。いずれも長パルス運転の途中、タイル表面温度の上昇が著しい場合は、温度制御が必要となる。

ここでは、基盤にアルミ合金を用い、真空容器への熱伝達により、低放射化と温度制御を行なう例を示す。アルミ合金を用いる場合の問題点はディスラプションによる大きな電磁力の発生である。図5.1に第一壁の構造とスリットを設け、電磁力の低減を図るアルミ基盤を示す。スリットを設けないアルミ基盤では従来のSUS基盤の約12倍の電磁力が発生するが、各辺に2つのスリットを設けることによりSUS基盤の約2倍まで低減できる。

プラズマ加熱パワー60MWの50%：30MWが均一に入熱すると仮定すると、第一壁の表面熱負荷は10W/cm²である。図5.2に示すタイル(25mm厚)、基盤部モデルで、定常熱負荷の場合の熱解析を行なった。真空容器内冷却水温度は50°Cに維持する。図5.3に基盤にSUS、アルミ合金2種を用いた場合の温度分布を示す。SUSを用いた場合基盤温度最高830°C、アーマータイルは約900°Cである。アルミ合金を用いた場合基盤温度最高約500°C、アーマータイルは約550°Cである。基盤がアルミ合金の場合、アーマータイルの表面温度、及び基盤の温度はSUSに較べ約半分の温度になる。アルミ合金の使用に関しては、更に温度の低減が必要である。構造材厚みを薄くすること、及び真空容器との接触面を広くすることなどが考えられる。

5.2 ダイバータ板

ダイバータ板への全熱入熱は、加熱パワー60MWの1/3の20MWとする。半幅巾を2cm、ダイバータ板の傾斜による受熱面積増加係数を3、ピーキング係数を2、とするとダイバータ板熱負荷はピーク値で15MW/m²、平均値で7.5MW/m²となる。

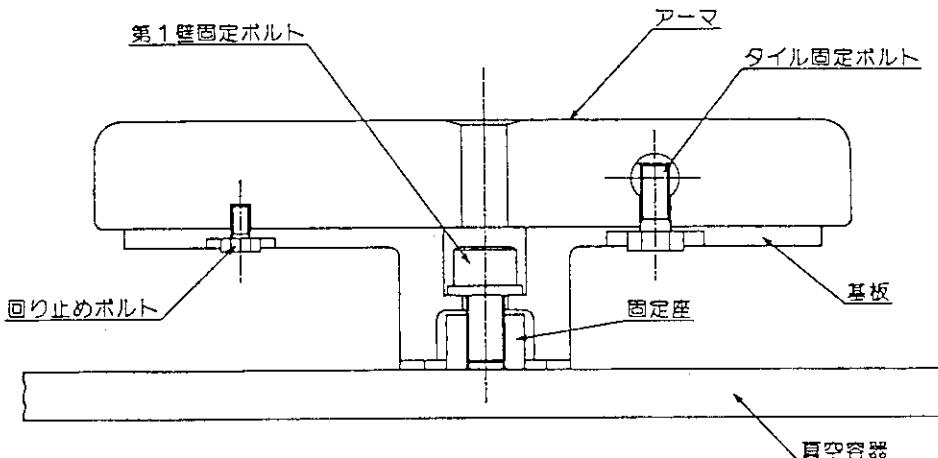
ダイバータの全体形状を図5.4に示す。TFコイル当たり2セクタ(トーラス全体で32セクタ)に分割し、水平ポートを通して引き抜きを可能とする。従って、各セクタごとに給排水管及び支持装置を備えた構造である。

ダイバータ板の受熱板構造を図5.5に示す。アーマー(C/C Composite)とSwirl冷却管(Al₂O₃分散強化銅)を直接ロー付けにより接合するモノブロック構造とする。

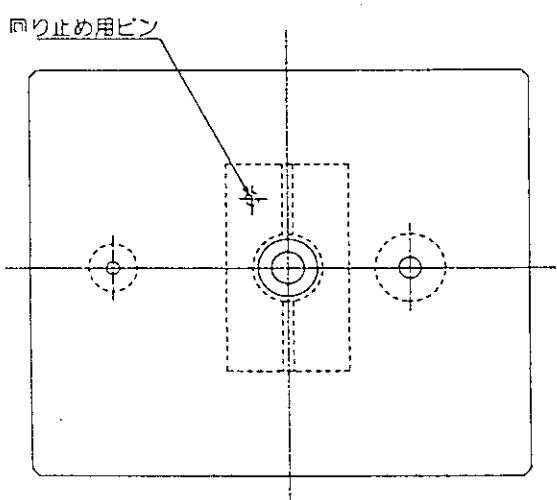
図5.6に冷却水圧力10 atm, 20 atm、及びアーマー板厚5 mm, 10 mmの時の定常時温度分布の熱解析の結果を示す。冷却条件は冷却水流速: 10 m/s、入り口温度: 40 °C、冷却管内/外径: 12 mm/16 mmである。タイル表面の最大温度はそれぞれ981 °C (10 atm, 5 mm)、1003 °C (20 atm, 5 mm)、1382 °C (20 atm, 10 mm)である。冷却水壁面温度のピークは~230 °C (10 atm)、~250 °C (20 atm)になり、冷却壁面の30~40%がSubcool沸騰領域となる。

ダイバータ板の温度分布をもとに、熱応力の解析を行なった。最大応力はアーマー部で 2.2kg/mm^2 , 1.0kg/mm^2 、銅部で 1.2kg/mm^2 , 7.5kg/mm^2 であり、いづれも許容応力を下回り、成立の可能性がある。

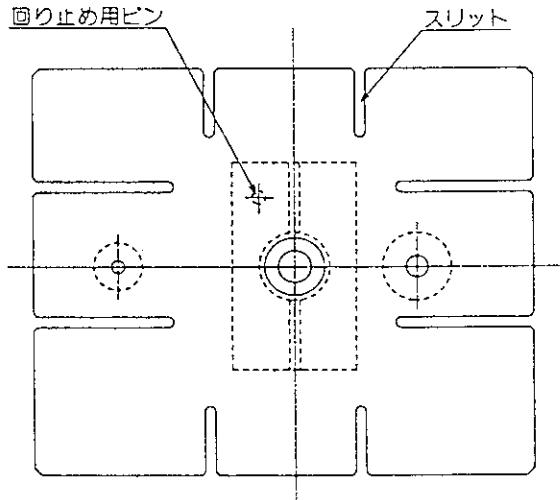
本報告では、これまでのFER/ITERでの検討をベースにダイバータの標準概念をまとめた。今後、低温ダイバータプラズマを生成するための解析を進め、先進的なダイバータ概念の検討を重要課題として進める予定である。また、工学面では高熱負荷、ディスラプションによるアーマーの損耗、電磁力に対する支持構造等、残された課題の検討が必要である。



従来の第1壁構造



従来の基板(ステンレス)



低放射化用基板(アルミ)

図5.1 第一壁の構造

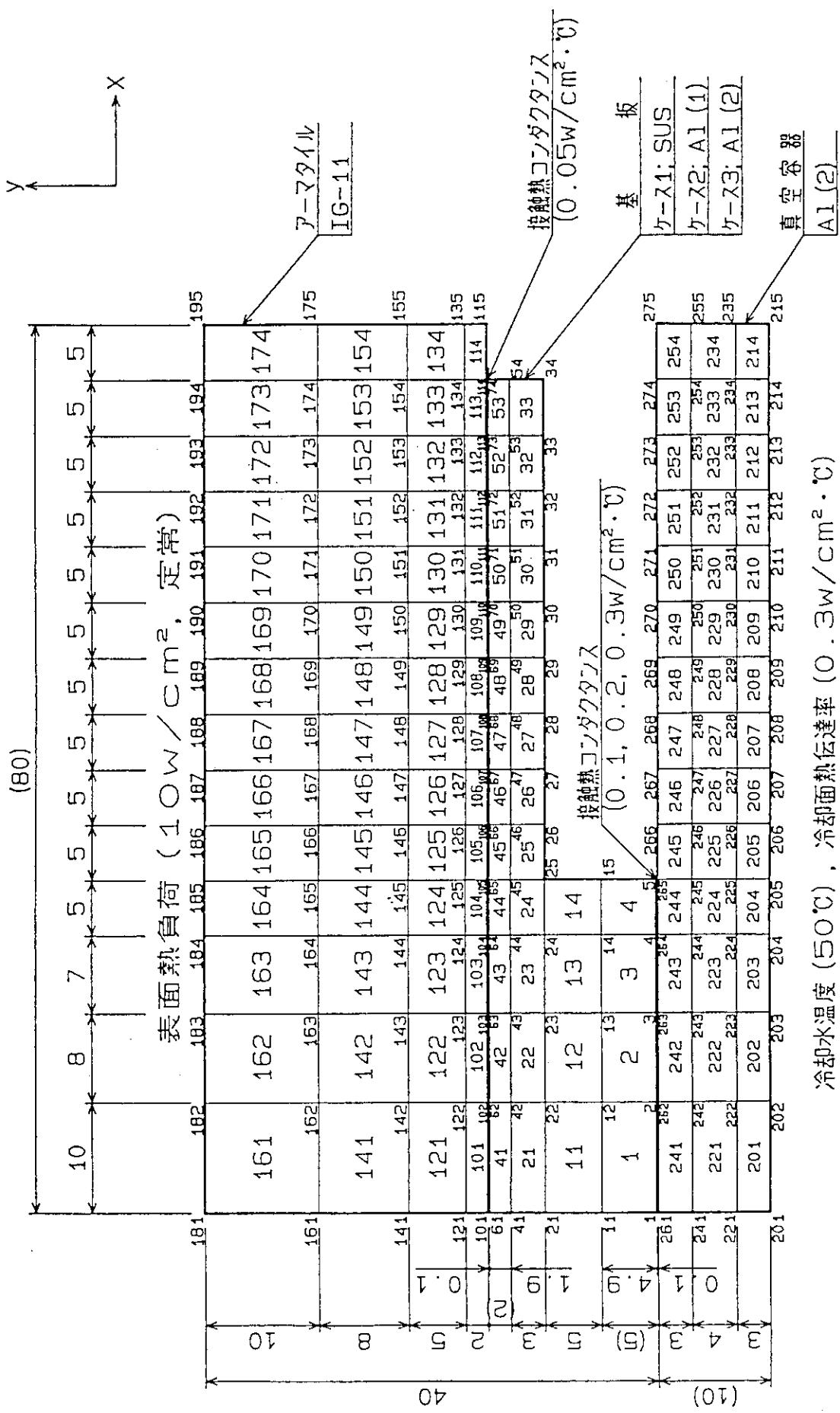


図5.2 定常負荷熱解析に用いたタイル及び基盤部モデル

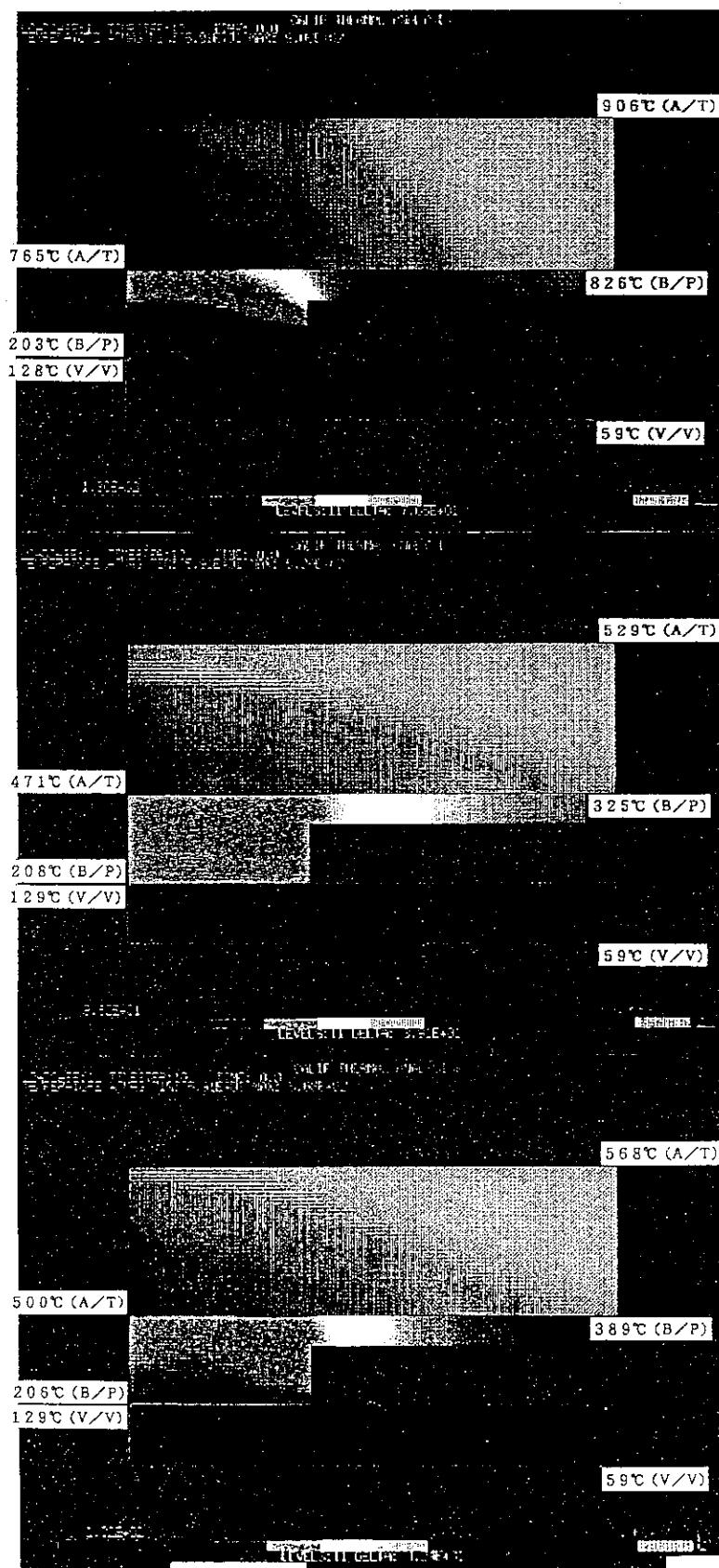


図 5.3 基盤に S U S 、アルミ合金 2 種を用いた場合の温度分布解析結果

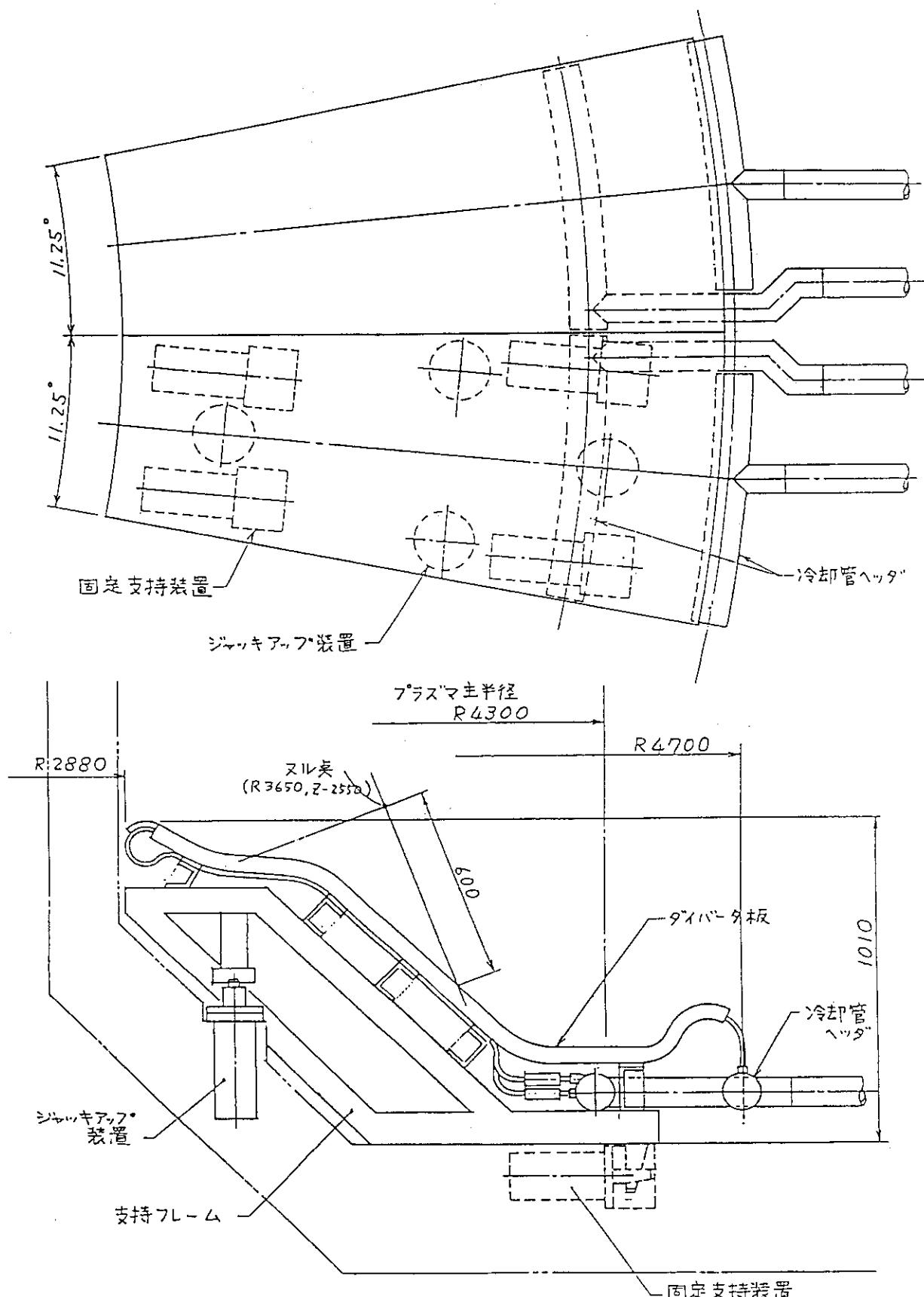


図5.4 ダイバータの全体形状

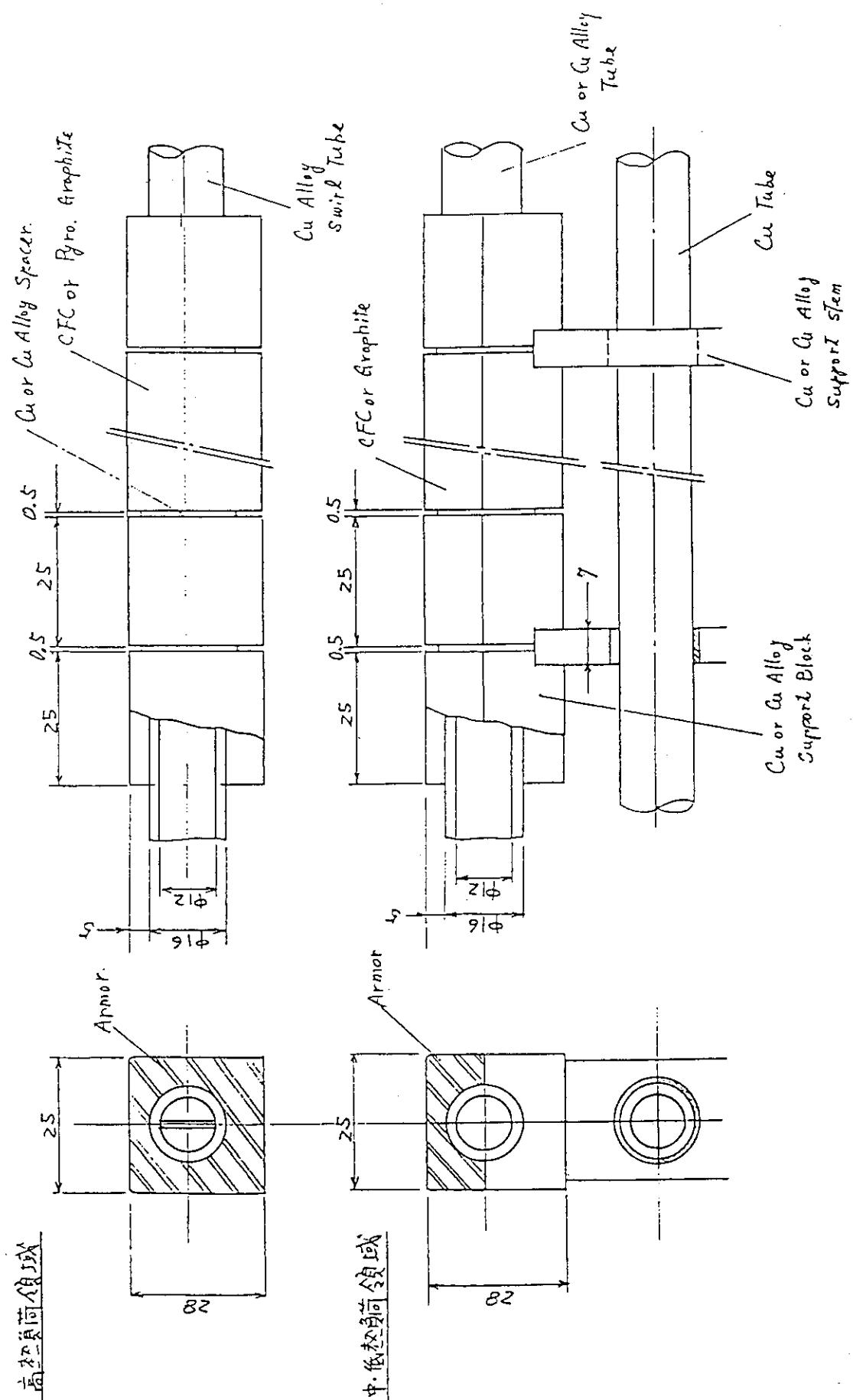


図5.5 ダイバータ板の受熱構造

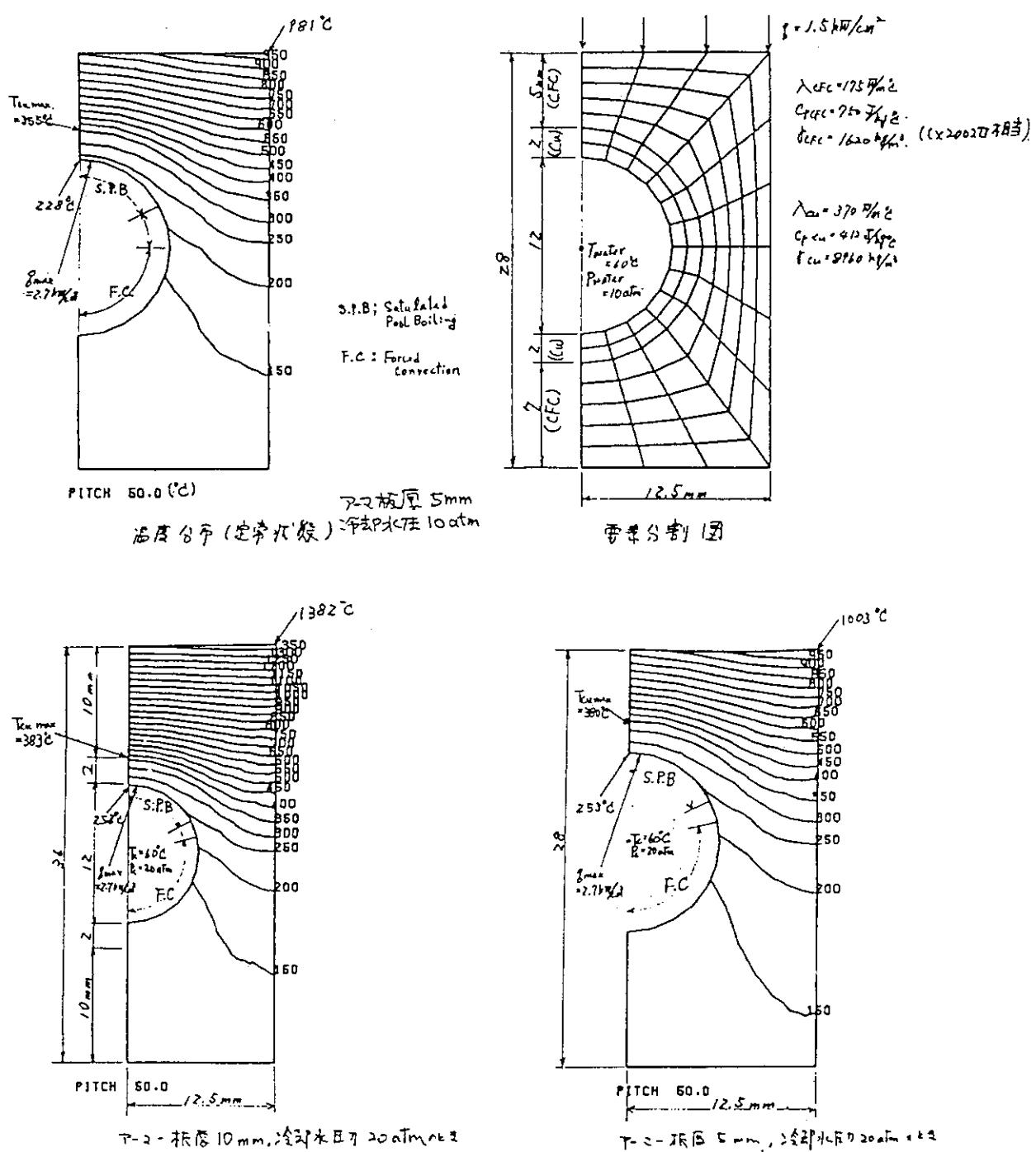


図 5.6 冷却水圧力 10 atm, 20 atm、及びアーマー板厚 5 mm, 10 mm の時の定常時
温度分布の熱解析の結果

6. 放電シナリオ

6.1 標準放電シナリオ

プラズマ電流10MA、200秒フラットトップ放電を標準とする。現有の電源設備で運転を行なうために、プラズマ電流の変化率は、現在のトカマク実験結果から妥当と考えられる充分に小さい値を採用した。まず円形プラズマを発生し、除々に大半径及び小半径を増大しながら断面形状を非円形に成型してゆき、最終的にダイバータプラズマとなるシナリオを採用する。具体的には、最初の0.3秒間は1MA/s、5秒までは0.4MA/s、これ以降は0.2MA/sとする。リミタプラズマは2MAまでとし、第一壁やリミタとプラズマとの相互作用を極力低減させた。従って、2MAまでに最終的なプラズマ断面形状となる。表6.1に典型的な運転パターンにおける主要パラメータの変化を示す。

プラズマの鎖交磁束の変化はITERの物理ガイドラインに従って決定した。ただし、リミター遷移とプラズマ加熱を行なう5秒間は抵抗消費分として5~8Vsを割り当てた。初期励磁の磁束値は54Vsとし、シナリオ全体の必要磁束は130Vsで、-76Vsまで振れる。この時、ポロイダルコイルの最大経験磁場は7T以下に収まっている。プラズマ着火時における漏洩磁場は、平均で30G、最大で55Gと見積られるが、実機ではさらに大きな値になる可能性がある。ECHなどの援用により低い一周電圧でもプラズマ着火は可能と考えられる。図6.1にコイル座標と配置を示す。図6.2に典型的な放電シナリオと平衡配位の時間変化を示す。図6.3にフラットトップ時の平衡配位と各コイルのアンペアターンを示す。

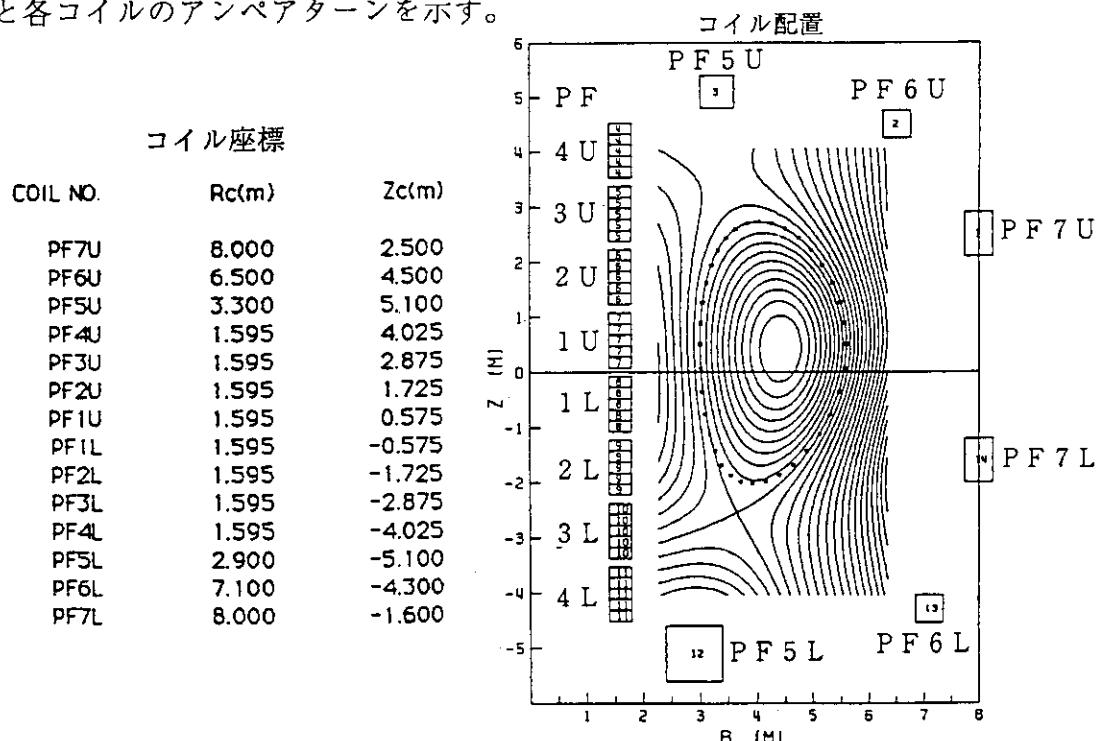


図6.1 コイル座標と配置

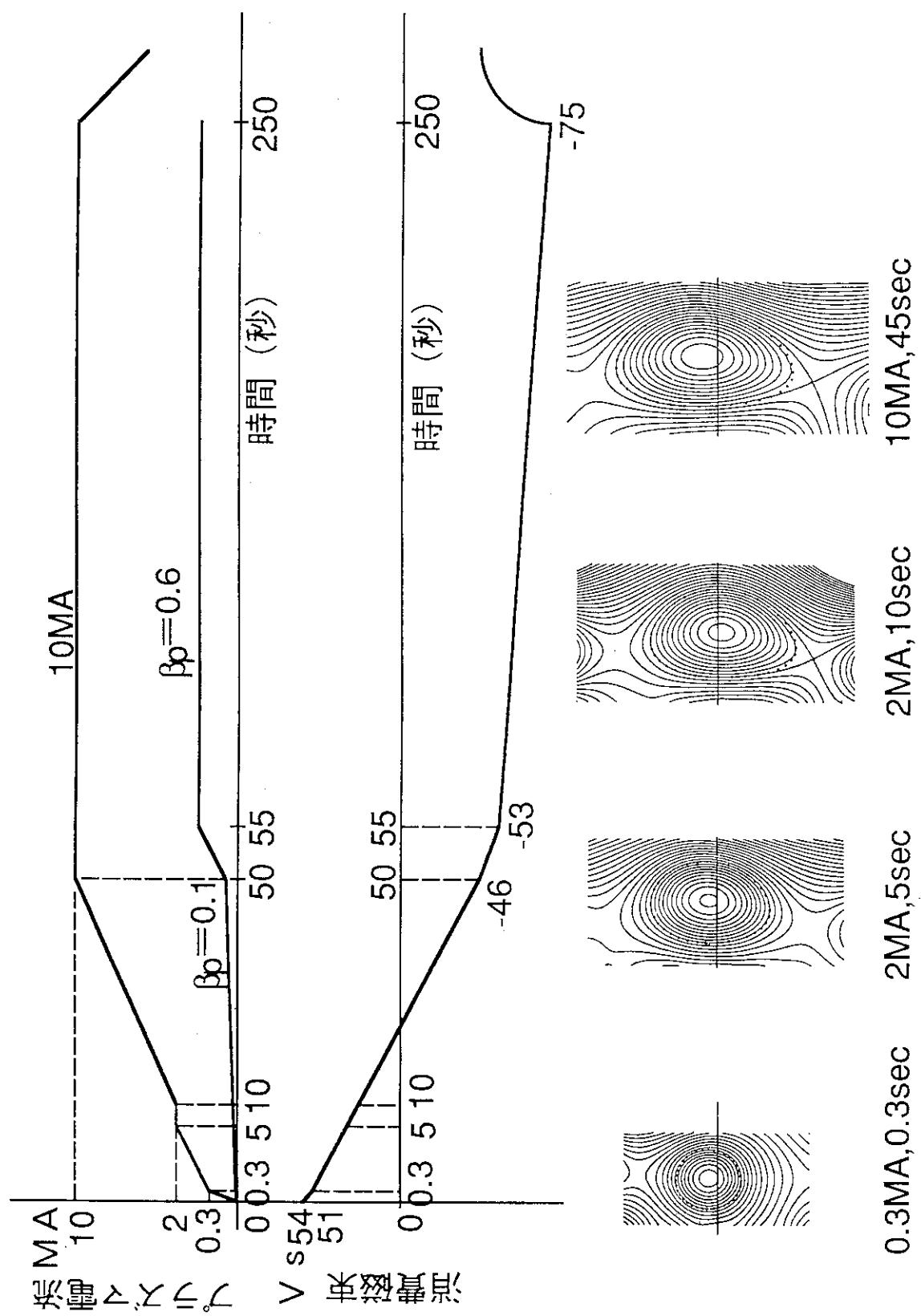


図 6.2 放電シナリオと平衡配位の時間変化

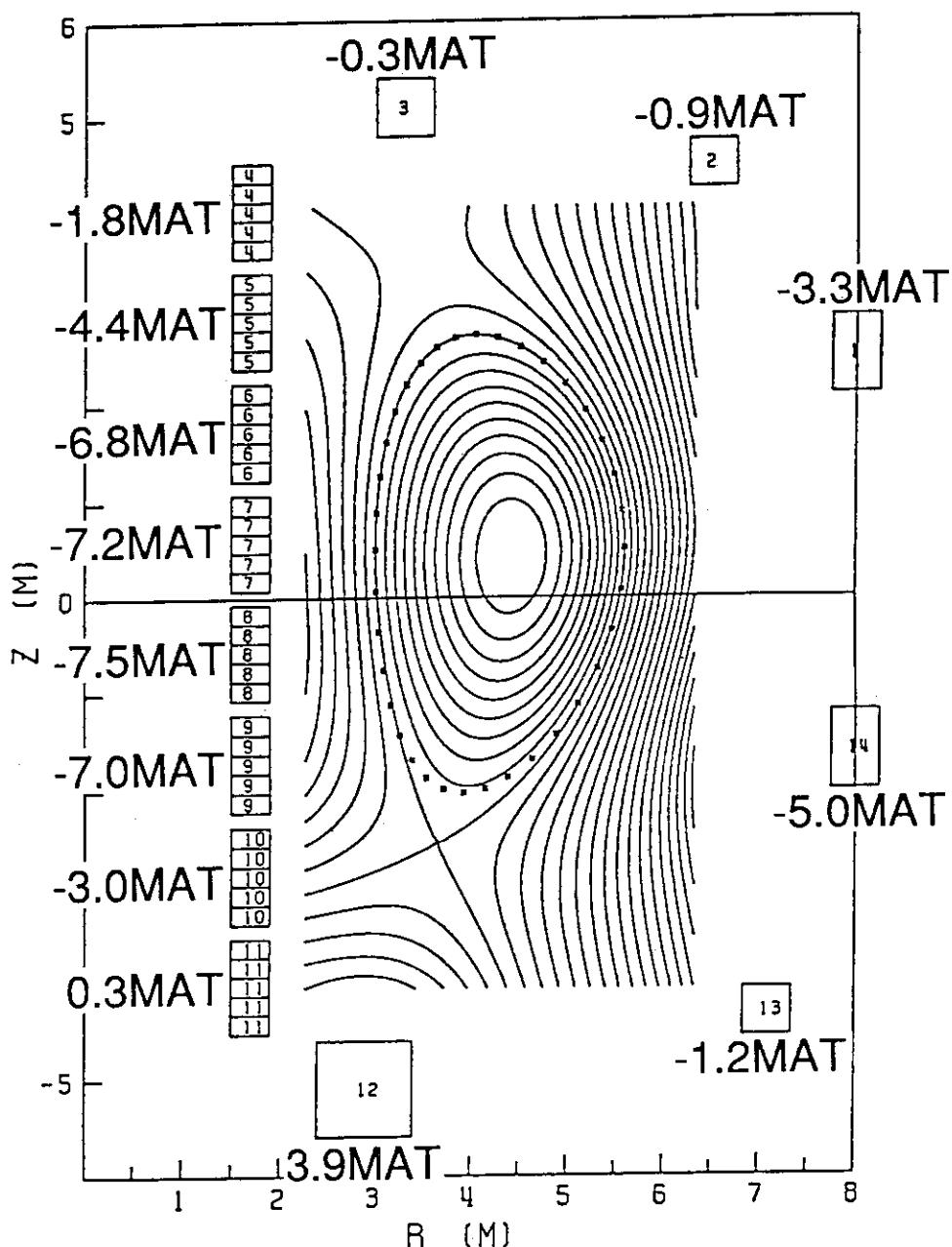


図6.3 フラットトップ時の平衡配位

6.2 完全定常放電シナリオ

完全定常放電はプラズマ電流 6 MA で非誘導電流駆動により 1 時間以上の放電を行なう。プラズマ電流変化率は、標準放電シナリオと基本的には同一である。初期励磁を +55 V s、フラットトップ開始時の供給磁束は ~15 V s とし、放電開始からの磁束振り幅は 70 V s 程度になる。標準放電モードの最大磁束幅に対して 60 V s 程度の余裕がある。表6.2に完全定常放電における主要パラメータの変化を示す。

表 6.1 標準放電の主要プラズマパラメータの時間変化

1	Time(s)	0	0.3	5	10	50	55	250
2	I _p (MA)	0	0.3	2	2	10	10	10
3	R _p (m)	3.7	4	4.1	4.3	4.3	4.3	4.3
4	a(m)	0.8	1.1	1.2	1.3	1.3	1.3	1.3
5	Zmag(m)	0.25	0.4	0.02	0.44	0.45	0.45	0.45
6	Elongation	1.12	1.45	1.7	1.9	1.9	1.9	1.893
7	Triangularity	-0.03	0.1	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
8	Bataj	0.01	0.02	0.02	0.1	0.6	0.6	0.6
9	Flux(Vs)	54	51	34.8	30	-4.6	-5.3	-7.5
10	L(E-6 H)		8.8	7.65	7.17	7.24	7.51	7.472
11	q(95%)		19.93	7.12	11.7	2.954	3.001	3.008
12	q(0)		14.22	4.412	5.28	1.256	1.155	1.179
13	PF7U(MAT)	0.233	0.072	-0.068	-0.28	-2.569	-3.258	-3.271
14	PF6U(MAT)	0.349	0.007	-0.352	-0.632	-1.043	-0.642	-0.877
15	PF5U(MAT)	4.39	4.803	3.68	4.668	2.033	1.591	-0.283
16	PF4U(MAT)	6.222	5.955	5.95	3.79	0.203	-0.16	-1.76
17	PF3U(MAT)	6.222	5.955	5.395	4.097	-1.153	-1.643	-4.38
18	PF2U(MAT)	6.222	5.955	4.129	4.743	-3.634	-3.87	-6.81
19	PF1U(MAT)	6.222	5.955	4.129	3.314	-4.874	-4.84	-7.155
20	PF1L(MAT)	6.222	5.955	4.129	3.314	-5.195	-5.14	-7.485
21	PF2L(MAT)	6.222	5.955	4.827	3.594	-3.965	-4.16	-6.98
22	PF3L(MAT)	6.222	5.955	4.827	4.806	0.59	-0.144	-3.019
23	PF4L(MAT)	6.222	5.955	5.285	4.88	2.748	2.125	0.268
24	PF5L(MAT)	4.982	4.962	5.628	5.829	6.752	6.016	3.946
25	PF6L(MAT)	0.561	0.377	-0.238	-1.386	-1.722	-0.963	-1.243
26	PF7L(MAT)	0.194	0.221	-0.701	0.091	-4.129	-4.924	-4.992
27	Etotal(GJ)		1.48	1.009	0.863	0.873	0.988	1.545
28	[Ic] total(MAT)		58.07	49.33	45.44	40.61	39.39	52.47
29	△P		-0.4	-1.135	-1.262	-1.296	-1.094	-1.082
30	△S		-0.116	0.236	0.275	0.118	0.105	0.1

表 6.2 完全定常放電の主要プラズマパラメータの時間変化

1	Time(s)	0	0.3	5	10	50	55	3655
2	I _p (MA)	0	0.3	2	2	6	6	6
3	R _p (m)	3.7	4	4.1	4.3	4.3	4.3	4.3
4	a(m)	0.8	1.1	1.2	1.3	1.3	1.3	1.3
5	Zmag(m)	0.25	0.4	0.02	0.44	0.45	0.45	0.45
6	Elongation	1.12	1.45	1.7	1.9	1.9	1.9	1.9
7	Triangularity	-0.03	0.1	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
8	Bataj	0.01	0.02	0.02	0.1	1	1	1
9	Flux(Vs)	54	51	34.8	30	-8	-16	-16
10	L(E-6 H)		8.8	7.65	7.17	7.26	7.76	7.76
11	q(95%)		19.93	7.12	11.7	4.826	4.904	4.904
12	q(0)		14.22	4.412	5.28	2.02	1.795	1.795
13	PF7U(MAT)	0.233	0.072	-0.068	-0.28	-1.528	-2.266	-2.266
14	PF6U(MAT)	0.349	0.007	-0.352	-0.632	-0.473	-0.082	-0.082
15	PF5U(MAT)	4.39	4.803	3.68	4.668	2.936	2.5	2.5
16	PF4U(MAT)	6.222	5.955	5.95	3.79	1.552	1.154	1.154
17	PF3U(MAT)	6.222	5.955	5.395	4.097	1.728	1.153	1.153
18	PF2U(MAT)	6.222	5.955	4.129	4.743	0.443	0.136	0.136
19	PF1U(MAT)	6.222	5.955	4.129	3.314	-0.683	-0.537	-0.537
20	PF1L(MAT)	6.222	5.955	4.129	3.314	-1.02	-0.972	-0.972
21	PF2L(MAT)	6.222	5.955	4.827	3.594	-0.145	-0.605	-0.605
22	PF3L(MAT)	6.222	5.955	4.827	4.806	2.859	1.991	1.991
23	PF4L(MAT)	6.222	5.955	5.285	4.88	3.411	2.795	2.795
24	PF5L(MAT)	4.982	4.962	5.628	5.829	6.208	5.657	5.657
25	PF6L(MAT)	0.561	0.377	-0.238	-1.386	-1.142	-0.632	-0.632
26	PF7L(MAT)	0.194	0.221	-0.701	0.091	-2.211	-2.91	-2.91
27	Etotal(GJ)		1.48	1.009	0.863	0.412	0.416	0.416
28	[Ic] total(MAT)		58.07	49.33	45.44	26.34	23.39	23.39
29	△P		-0.4	-1.135	-1.262	-1.289	-0.968	-0.968
30	△S		-0.116	0.236	0.275	0.118	0.099	0.099

7. プラズマ制御

7.1 プラズマ位置・形状制御の考え方

図7.1にプラズマ位置制御・形状及び電流制御系の基本構成概念を示す。炉心模擬装置の制御は、その機能の観点から大別して以下の2つの制御系で構成されるものとする。

- ・放電の全期間にわたりプラズマ電流・位置・形状を所定の値に維持するための
「遅い制御」を行なうP F制御系
- ・垂直位置及び水平位置不安定性の制御のような「速い制御」を行なう系統
(以下「高速フィードバックコイル制御系」と呼ぶ)

炉心模擬装置ではP Fコイル系は超電導コイルであり、T Fコイルの外側に配置される。これに対して垂直位置不安定性の制御のような速応性を要求される制御に対しては、コイルをできるかぎりプラズマに近接させないと効果は小さく、電源容量が過大となるためP Fコイル系とは別に専用の制御コイルを設置する。高速フィードバックコイル制御系は、真空容器、シェル等に誘起される渦電流による安定化効果を補うものであり、渦電流の減衰時定数程度の応答性が要求される。

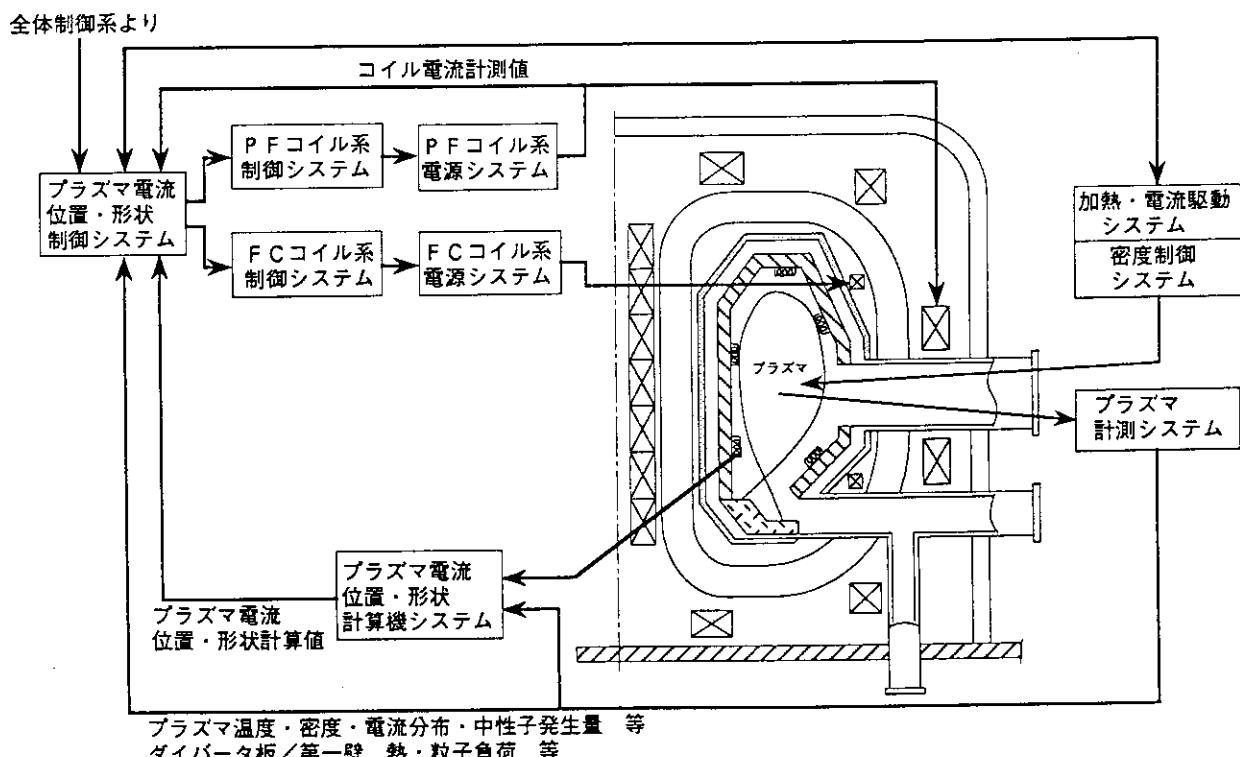


図7.1 電流・位置・形状制御系基本概念

7.2 プラズマ平衡解析に基づくPF制御系の特性

7.2.1 プラズマパラメータ変化に対する起磁力変化

プラズマパラメータ変化に対する起磁力変化を平衡解析によって調べた。制御の対象となるプラズマパラメータと変化幅は以下のとおり。

- ・ プラズマ形状位置 : $R_{out} = 2 \text{ cm}$ (プラズマ外表面)
- : $R_{in} = 2 \text{ cm}$ (プラズマ内表面)
- ・ プラズマ上下位置 : $Z_p = 2 \text{ cm}$
- ・ ヌル点位置 : $R_n, Z_n = \pm 3 \text{ cm}$
- ・ プラズマ電流 : $I_p = 200 \text{ kA}$

また、位置・形状変化の原因となるプラズマ諸量は以下とした。

- ・ ポロイダルベータ値 : $\beta_p = 0.1$
- ・ 規格化内部インダクタンス : $l_i = 0.01$

表7.1に各プラズマパラメータ変化に対するコイル起磁力変化をまとめた。PF7U、PF6U……PF6L、PF7Lは各コイル番号に対応する(図6.1参照)。これらコイル電流変化を1秒間で行なう場合に必要な電源電圧及びそれに基づく必要電源容量の評価については、電源構成のところで述べる。

表7.1 プラズマパラメーター変化に伴う起磁力変化

プラズマ パラメータ	想定変化幅	最大の起磁力変化幅 を示すコイルNo.	起磁力変化幅(絶対値) (M A T)
R_{in}	-2 cm	PF1U	0.18
R_{out}	+2 cm	PF1U	0.15
Z_p	+2 cm	PF6L	0.10
R_n	+3 cm	PF2L	0.19
	-3 cm	PF2L	0.19
Z_n	+3 cm	PF5L	0.25
	-3 cm	PF5L	0.19
I_p	200 kA	PF2L	0.16
β_p	+0.1	PF1U	0.18

7.2.2 コイル起磁力変化の感度解析

前節の解析に加えて、各プラズマ制御パラメータを以下の範囲で変化させて、各P Fコイル起磁力の感度を調べるとともに、その線形性につき検討した。

プラズマ制御パラメータ	基準値	変化範囲
R_{OUT}	5.60 m	$\Delta R_{OUT} = 0 \text{ cm} \rightarrow +6 \text{ cm}$
R_{IN}	3.00 m	$\Delta R_{IN} = 0 \text{ cm} \rightarrow +6 \text{ cm}$
R_n	3.65 m	$\Delta R_n = -3 \text{ cm} \rightarrow +3 \text{ cm}$
Z_n	-2.55 m	$\Delta Z_n = -3 \text{ cm} \rightarrow +3 \text{ cm}$
β_p	0.6	$\Delta \beta_p = -0.1 \rightarrow +0.1$

プラズマ制御パラメータの変化に対して起磁力変化の大きい例としてP F 1 U、P F 3 L、P F 6 Lの結果を図7.2(a),(b),(c)に示す。パラメータの変化に対して、一部に linear fitting からずれの大きいコイルもあるが、これらのコイルはもともと感度の小さいコイルであり、上記プラズマパラメータの変化及び変化範囲に対して各P Fコイル起磁力変化は極めて良い線形性を示している。

7.2.3 P Fコイル制御系における非干渉制御方式の採用

プラズマ位置・形状制御系では、複数の電源・コイル系が磁気的に密結合状態にあり、それぞれの系が相互干渉する。その対策として相互干渉するのをコントローラ側で考慮・補償することにより、見かけ上相互干渉から解放され、個々の系は独立に動作させることができ理論的に可能である。図7.3にプラズマ位置・形状制御系の構成を示す。

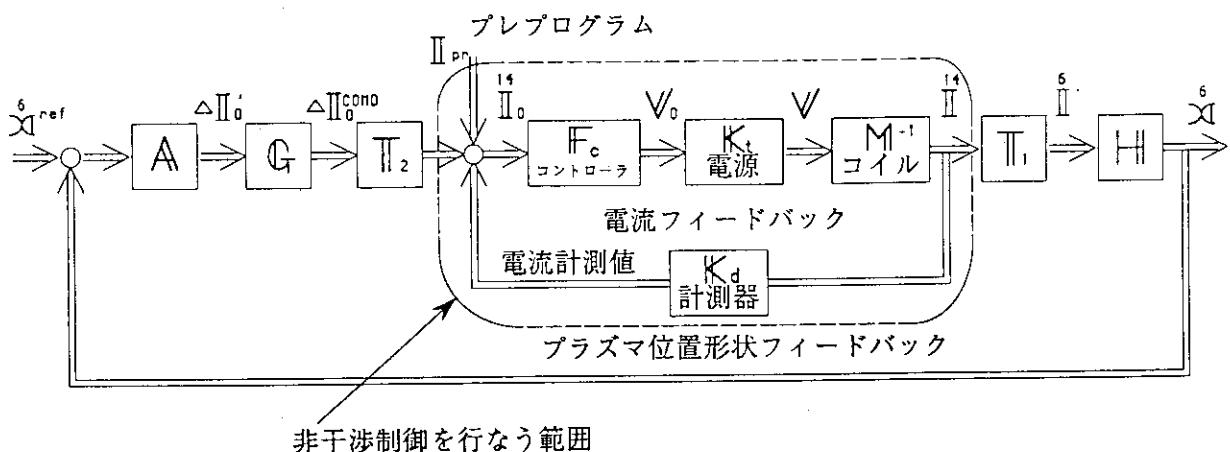


図7.3 プラズマ位置・形状制御系の構成

図7.3でプレプロ値 \mathbb{I} とコイル電流値 I_{pr} との関係は次の様に表わせる。

$$\mathbb{I} = [(\mathbb{E} + M^{-1} \cdot K_t \cdot F_c \cdot K_d)^{-1} \cdot M^{-1} \cdot K_t \cdot F_c] \cdot I_{pr} \quad \dots \dots \quad (1)$$

非干渉制御化するためにはプレプロ値 \mathbb{U} コイル電流 I_{pr} との関係は以下の様な関係になることが必要である。

$$\mathbb{U} = \mathbb{U} \cdot I_{pr} \quad \dots \dots \quad (2)$$

①式と②式が等値であるためには、

$$\mathbb{U} = (\mathbb{E} + M^{-1} \cdot K_t \cdot F_c \cdot K_d)^{-1} M^{-1} \cdot K_t \cdot F_c \quad \dots \dots \quad (3)$$

となる必要がある。③式を F_c について解くと、

$$F_c = K_t \cdot M (\mathbb{U} - K_d) \quad \dots \dots \quad (4)$$

と表わせる。これより、コントローラ F_c を④式の右辺に示す様に設計すれば非干渉制御が実現できる。

プラズマ位置・形状制御系のうち電流フィードバック制御の部分を非干渉制御してシミュレーションを行なった。プラズマパラメータ変化に対する起磁力変化（前節参照）をコイル電流変化と読み直した後、新たにプレプロ入力側から、このコイル電流変化分をランプ関数（立ち上げ時間は1秒）として与えた場合について非干渉制御を行ない、電源の出力電圧、電流の変化を計算した。結果を図7.4(a),(b)に示す。

プレプロ入力はランプ関数で、個々の出力電圧はそれぞれのプレプロ入力値に追従して立ちあがっている。コイル電流値は制御開始後1秒経過した時点でそれぞれのプレプロ値（指令値）の約97%迄立ち上がる事が確認できた。このことは、個々の電源コイルが他の系の影響を受けず独立に制御できたことを意味し、非干渉制御が良好に機能したことを示す。

7.3 プラズマの上下位置に対する安定性

非円形度の高いプラズマは上下方向の位置が不安定である。通常、真空容器等のシェル効果と制御コイルによるフィードバック制御を併用して安定化を図っている。以下に真空容器による安定化効果の解析と制御コイルに必要な電源等の検討を行った。

7.3.1 真空容器のシェル効果

プラズマの位置変化に対する真空容器の安定化効果はプラズマが移動することによって真空容器に発生する渦電流に依存している。図7.5のような真空容器モデルを有限要素法に基づく渦電流解析コードで解析を行った。プラズマは平衡解析と同様の結果を与える18本の多線電流で近似した。プラズマ定常時（10MA、 $\beta_p = 0.6$ ）の安定性を図7.6に示す。真空容器の一周期抵抗が58μΩの場合おおよそ40Hz以上の成長率をもつ不安定性についてはシェル効果が効くことがわかる。また、真空容器の一周期抵抗が10μΩの場合は1桁程度遅い成長率の不安定性に対してシェル効果が有効であることがわかる。

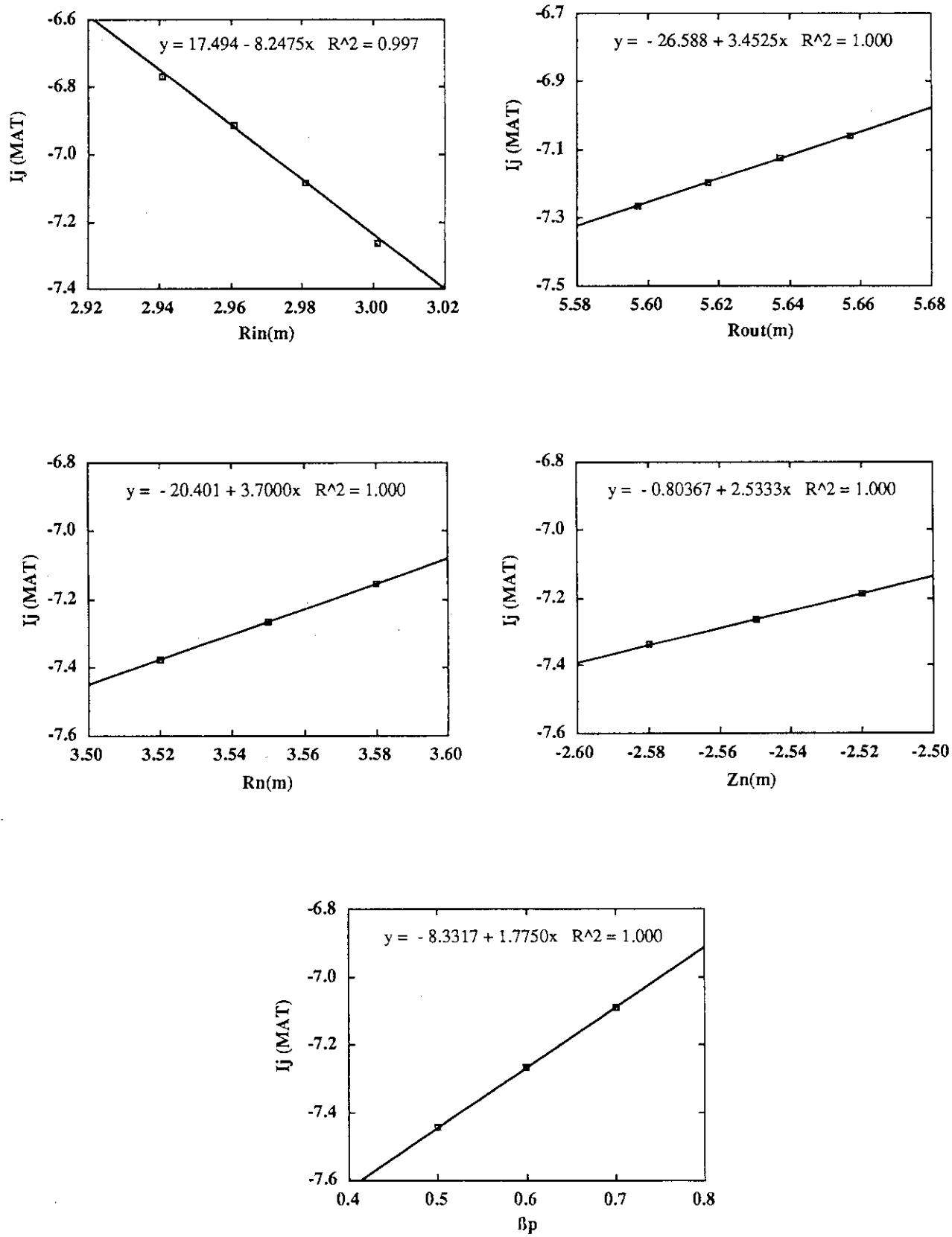


図 7. 2 (a) プラズマ制御パラメータの変化に対する起磁力の変化 (P F 1 U)

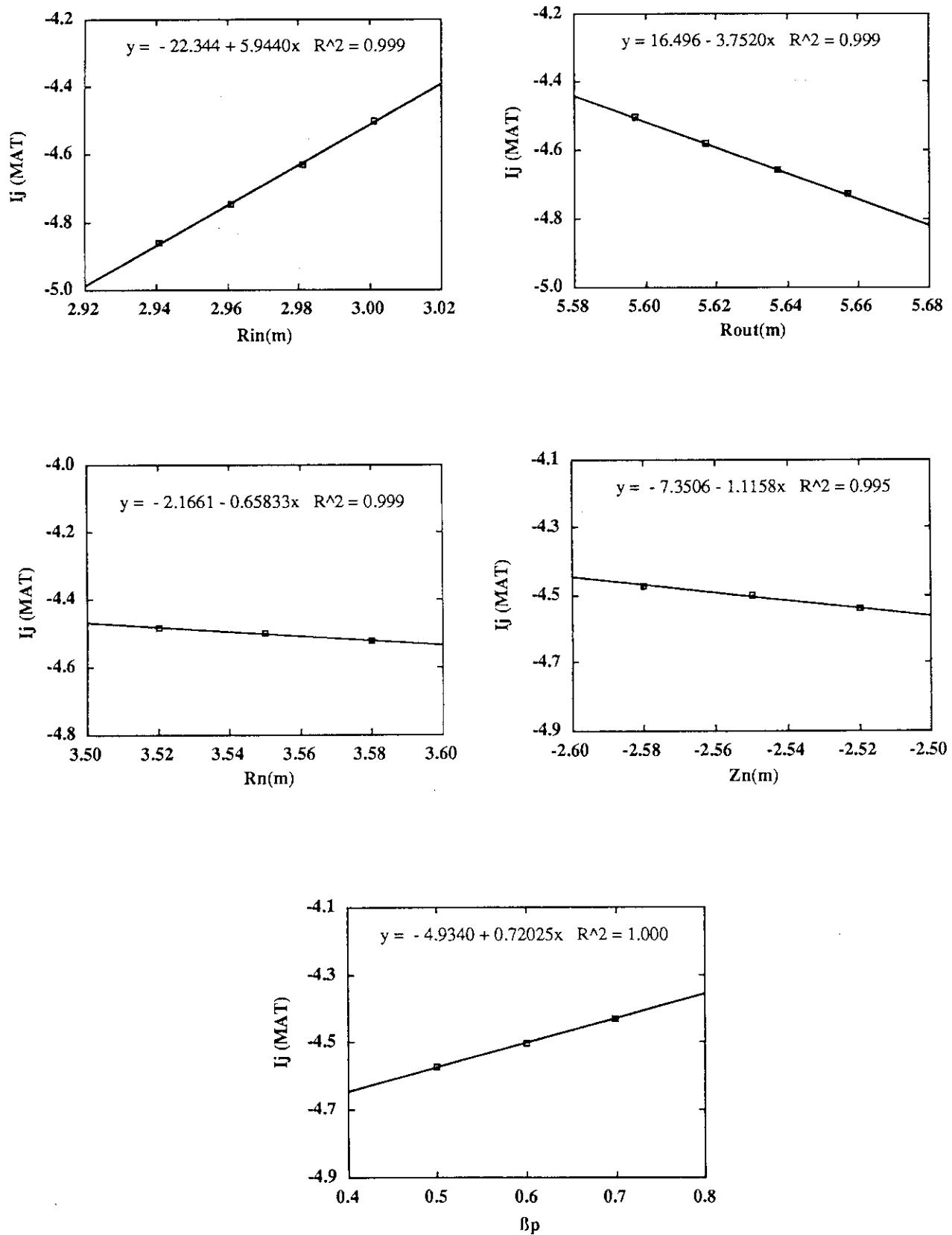


図 7. 2 (b) プラズマ制御パラメータの変化に対する起磁力の変化 (P F 3 U)

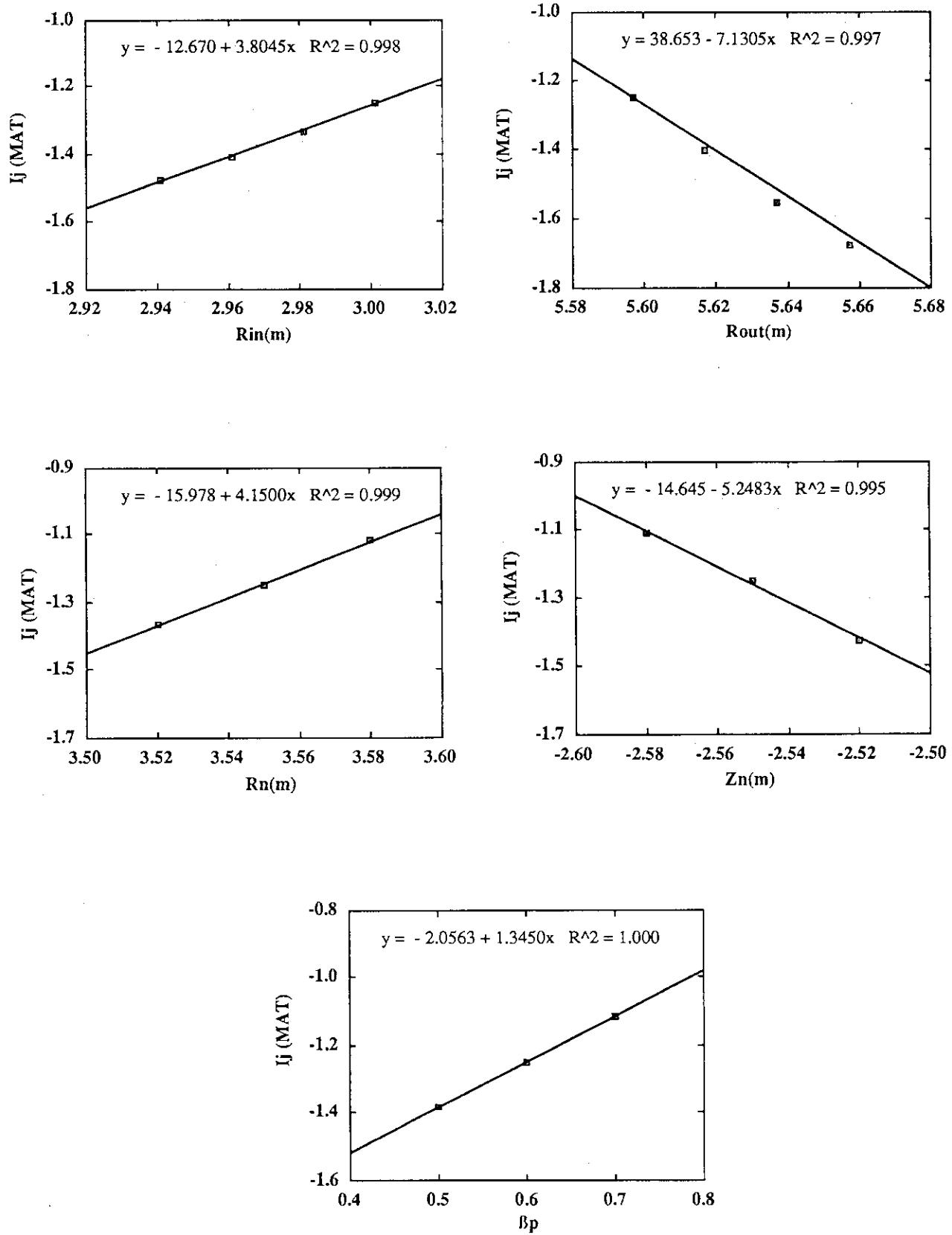
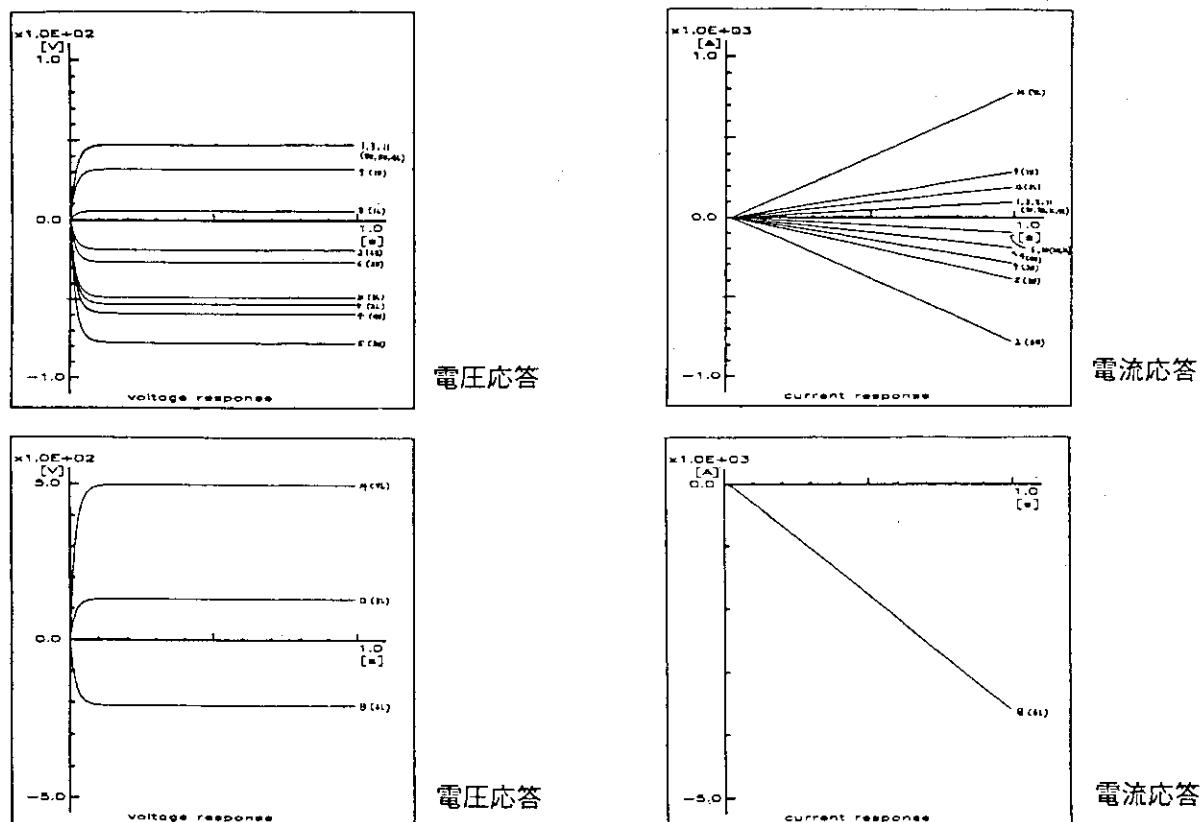
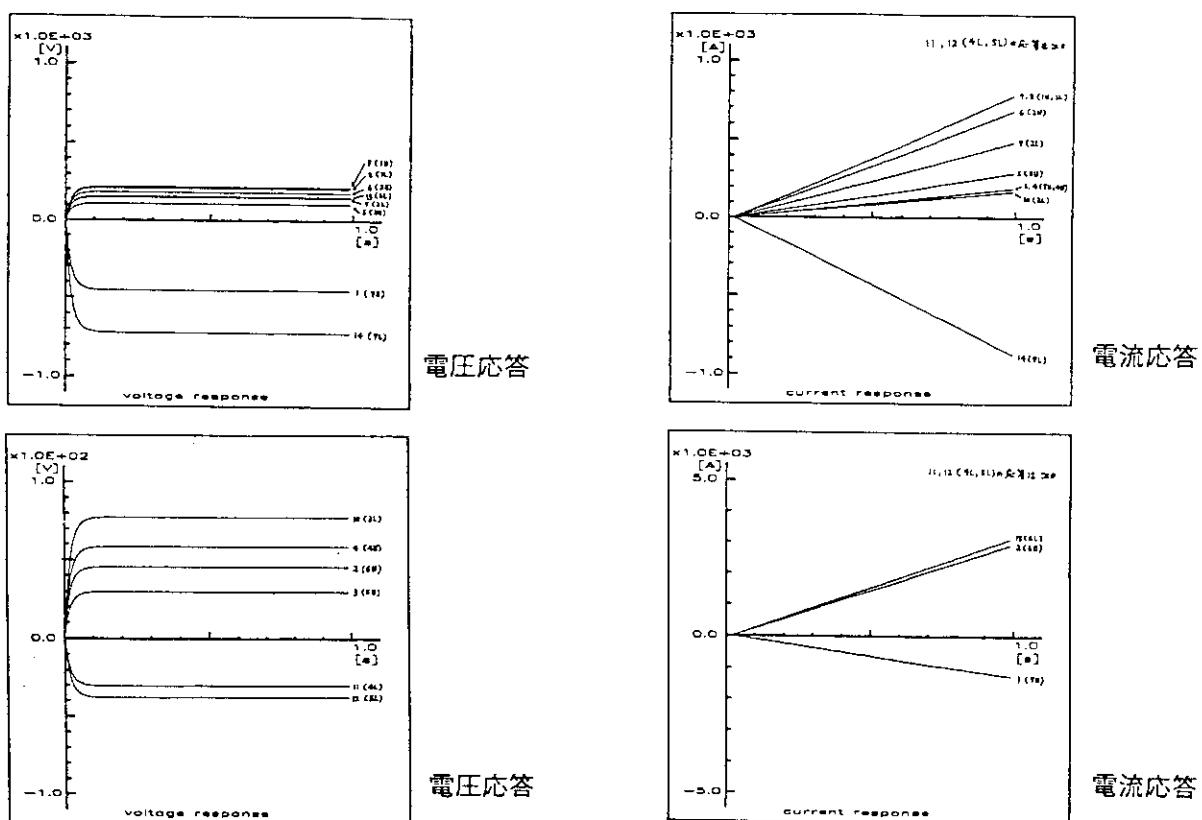


図 7. 2 (c) プラズマ制御パラメータの変化に対する起磁力の変化 (P F 6 L)

図 7.4 (a) 非干渉制御による電源の出力電圧、電流の時間変化 ($\Delta R_{out} = +2 \text{ cm}$)図 7.4 (b) 非干渉制御による電源の出力電圧、電流の時間変化 ($\Delta \beta_p = +0.1$)

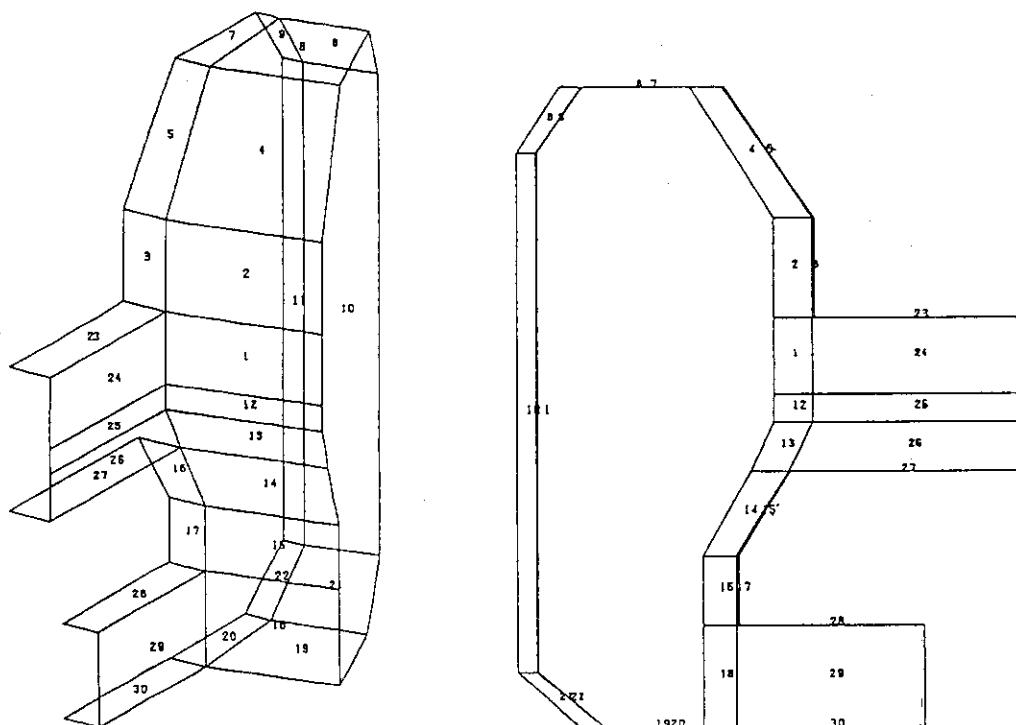
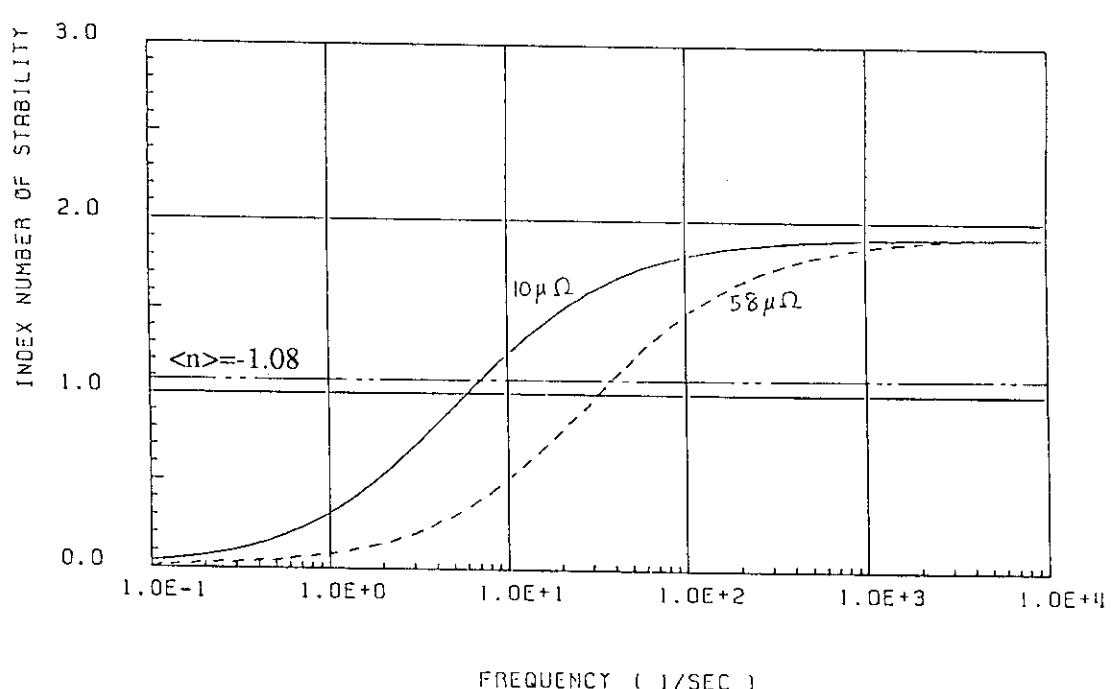


図 7.5 真空容器のモデル

図 7.6 一周抵抗が $10\mu\Omega$ 及び $58\mu\Omega$ の時の
n s の周波数特性の比較

7.3.2 垂直位置制御シミュレーション

プラズマの位置の制御性と、制御コイル及び電源の規模を把握する目的で垂直位置制御シミュレーションを行った。シミュレーション条件は以下の通りとした。プラズマと制御コイルの位置関係は図7.7に示す。

・構造物のパッシブ効果	渦電流を回路として考慮
・プラズマ位置の検出遅れ	1 m s e c
・制御系の検出遅れ	1 m s e c
・制御系	P I D制御
・外乱磁場	~1 G a u s s
・制御開始時期	位置検出値が1 cmに達した時点から 制御を開始
・最大変位	2.5 cm以内

シミュレーション結果は図7.8に示す。最大変位2.5 cm以内に納まる様な最小の電源電圧を探した結果を示している。その場合の電源容量は3 MVAである。今後さらに制御システム全体の条件設定を検討する必要がある。

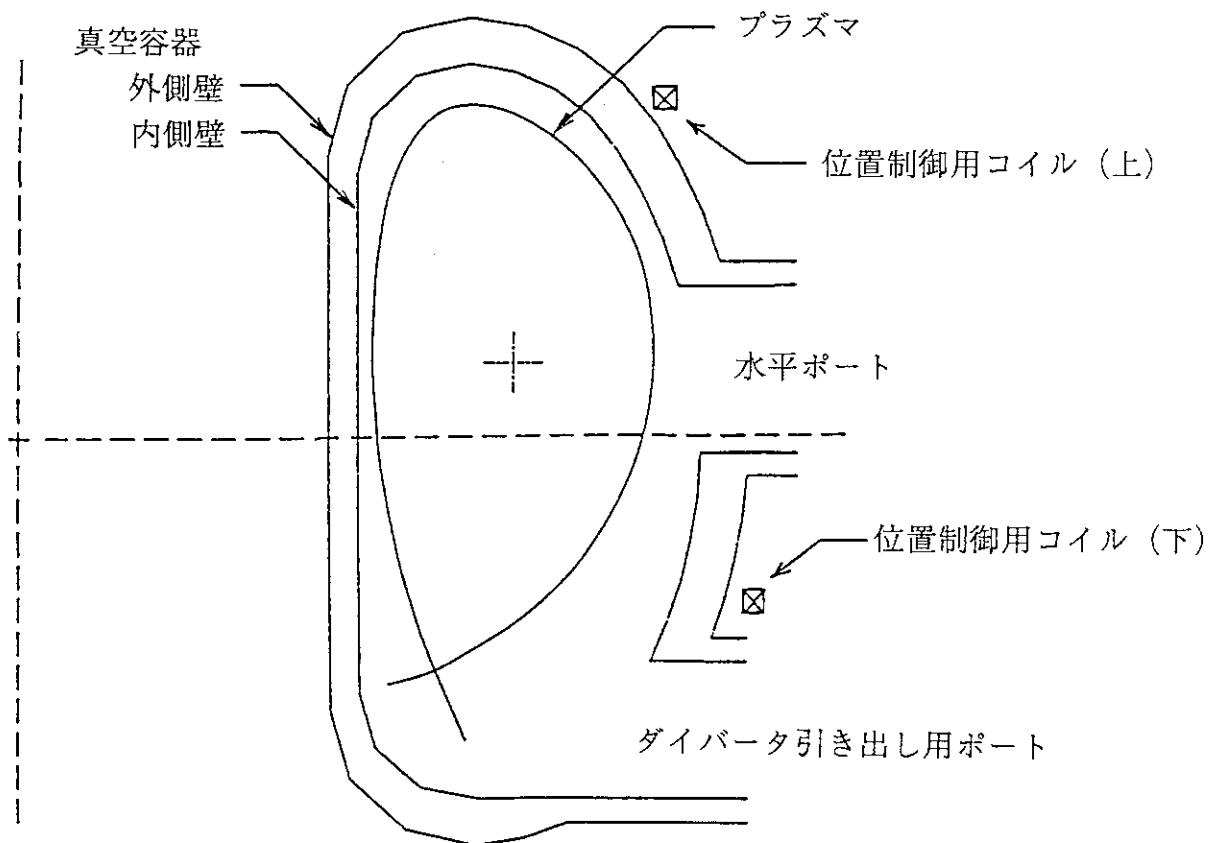


図 7.7 プラズマと制御コイルの位置関係

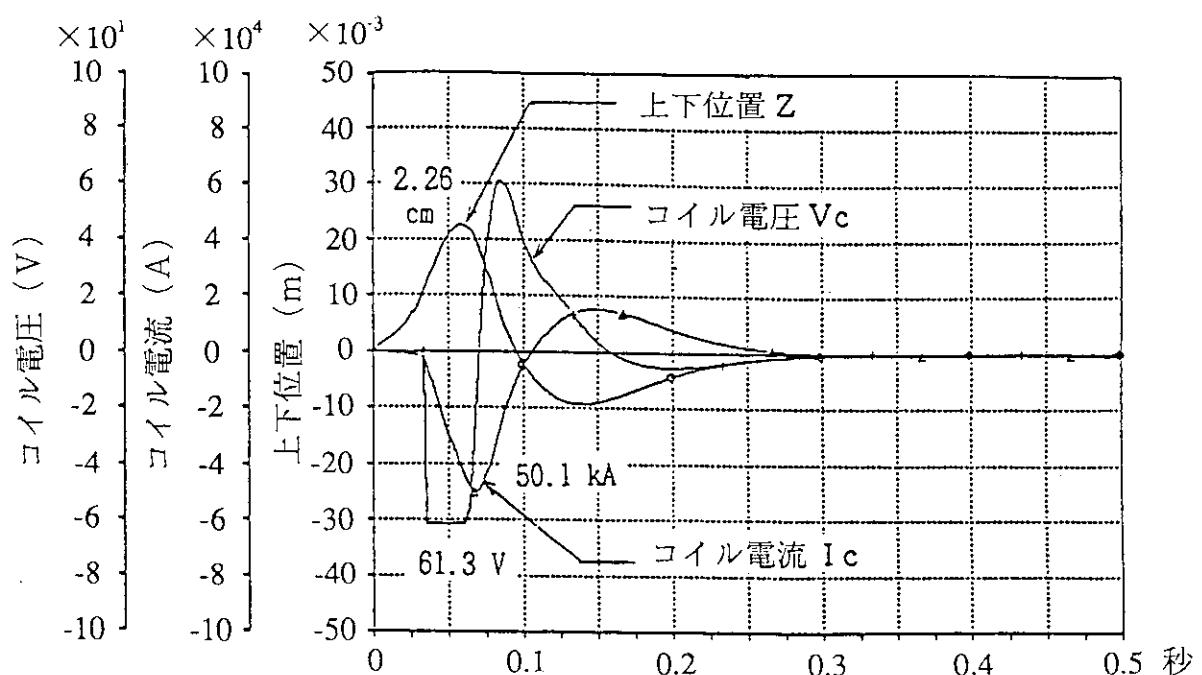


図 7.8 上下位置制御

8. 電源構成

電源系は、1) トロイダル磁場コイルに電力を供給する電源、2) プラズマ電流の生成・維持、プラズマの位置形状制御を行なうポロイダル磁場コイルに電力を供給する電源、3) 超電導コイル保護のためのクエンチ回路、及び4) 高速フィードバック制御コイルに電力を供給する電源等からなる。

8.1 トロイダル磁場コイル用電源

8.1.1 電源

トロイダル磁場コイル(TFC)の通電電流は運転期間中一定に保持されるので、電源出力としては比較的小容量のものでよい。定格電流までの励磁時間は1時間、DCフィーダの抵抗を $4\text{ m}\Omega$ とすると、電流立ち上げ時に直流電源に必要な電圧は $\sim 300\text{ V}$ 、定常運転に必要な電圧はフィーダーの抵抗損失分で $\sim 140\text{ V}$ となる。電源は商用系統から受電し、直流変換はダイオードあるいはサイリスタ変換器で構成することとし、低リップル化のため24相整流とする。図8.1に単線結線図を示す。

8.1.2 クエンチ保護回路

トロイダル磁場コイルでクエンチが発生した場合に、コイルの絶縁耐電圧の許容する限り急速にコイルを消磁する必要がある。クエンチ保護回路は、直流遮断器と抵抗器の組み合わせで行なうものとし、直流遮断器とトロイダル磁場コイルとを交互に接続し、クエンチ発生時には全ての直流遮断器を一斉に動作させることとする。クエンチ保護装置の定格は以下の示す。

直流遮断器	DC 10 kV - 35 kA
保護抵抗器	0.865 GJ - 0.286 Ω
	DC 10 kV - 35 kA
電流減衰時定数	5秒

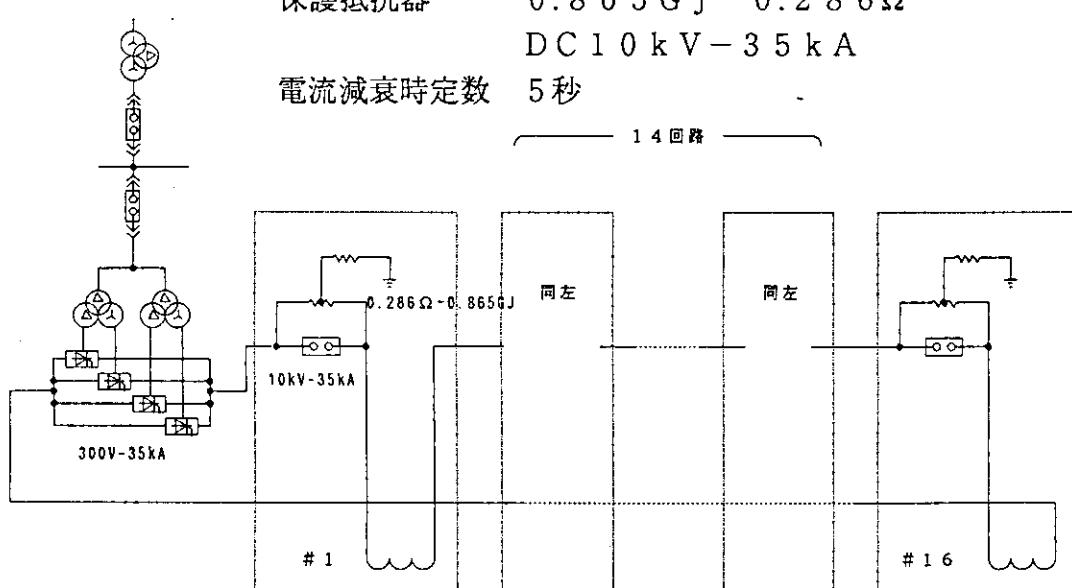


図8.1 TFC電源单線結線図

8.2 ポロイダル磁場コイル用電源

8.2.1 プラズマの生成・維持のための電源

ポロイダル磁場コイル (PFC) の通電電流はプラズマの放電シナリオにより制御を行なうので電源出力としては大容量で時間的変化の大きいものが必要になる。放電シナリオにより求められるコイル電流パターン、コイルの巻数、電源電圧パターンを表8.1、表8.2に示す。表8.2より明らかのように電源に高電圧出力が要求されるのは、0.3秒までの初期プラズマ生成の期間のみである。この期間の電圧で決まる電源をプラズマ電流フラットトップ期間中運転することは、大容量かつ長時間定格の電源が必要になり、大きな無効電力が発生し、合理的でない。従ってポロイダル磁場コイル電源としては、 $t = 5$ 秒以降に必要な最大電圧より決まる長時間定格の電源と、 $t = 5$ 秒までに必要な電圧を供給するための短時間定格の電源の組み合わせで構成する。表8.3と表8.4にそれぞれの電源定格を示す。図8.2にPFC電源の単線結線図を示す。

表8.1 PFC電流パターン

(電流の単位は kA)

時刻(S) コイルNo.	-30	0	0.3	5	10	50	55	250	コイル ターン数
1 (7U)	0.0	2.5	0.8	-0.7	-3.0	-26.8	-33.9	-34.1	96
2 (6U)	0.0	12.5	0.3	-12.6	-22.6	-37.3	-22.9	-31.6	28
3 (5U)	0.0	29.3	32.0	24.5	31.1	13.6	10.6	-2.5	150
4 (4U)	0.0	29.9	28.6	28.6	18.2	1.0	-0.8	-8.9	208
5 (3U)	0.0	29.9	28.6	25.9	19.7	-5.6	-7.9	-21.6	208
6 (2U)	0.0	29.9	28.6	19.9	22.8	-17.5	-18.6	-33.4	208
7 (1U)	0.0	29.9	28.6	19.9	15.9	-23.4	-23.3	-34.9	208
8 (1L)	0.0	29.9	28.6	19.9	15.9	-25.0	-24.7	-36.5	208
9 (2L)	0.0	29.9	28.6	23.2	17.3	-19.1	-20.0	-34.1	208
10 (3L)	0.0	29.9	28.6	23.2	23.1	2.9	-0.6	-15.1	208
11 (4L)	0.0	29.9	28.6	25.4	23.5	13.2	10.2	0.9	208
12 (5L)	0.0	24.4	24.3	27.6	28.6	33.1	29.5	18.9	204
13 (6L)	0.0	13.4	9.0	-5.7	-33.0	-41.0	-22.9	-29.7	42
14 (7L)	0.0	1.3	1.4	-4.4	0.6	-25.8	-30.8	-31.2	160
P	0	0	300	2,000	2,000	10,000	10,000	10,000	1

表8.2 PFC電圧パターン

(電圧の単位は V)

時刻(S) コイルNo.	-30~0	0~0.3	0.3~5	5~10	10~50	50~55	55~250	コイル ターン数
1 (7U)	185	-3,120	-400	-208	-333	○ -626	-45	96
2 (6U)	67	-1,240	-144	○ -87	-64	-8	-36	28
3 (5U)	428	1,530	-527	○ 237	-191	-212	-29	150
4 (4U)	333	-837	-132	○ -346	-154	-126	-26	208
5 (3U)	375	-1,180	-256	○ -272	-219	-149	-45	208
6 (2U)	384	-1,290	-464	-58	○ -289	-119	-58	208
7 (1U)	386	-1,330	-517	-187	○ -306	-78	-58	208
8 (1L)	386	-1,350	-498	-238	○ -306	-79	-60	208
9 (2L)	384	-1,370	-386	-255	○ -267	-128	-59	208
10 (3L)	378	-1,340	-316	-105	-175	○ -188	-39	208
11 (4L)	343	-1,140	-180	-82	-93	○ -177	-18	208
12 (5L)	522	-971	85	-24	-28	○ -330	-14	204
13 (6L)	102	-1,160	-311	○ -369	-90	114	-36	42
14 (7L)	303	-1,680	-1,450	437	-730	○ -981	-51	160

○は $t=5S$ 以降に必要な最大電圧

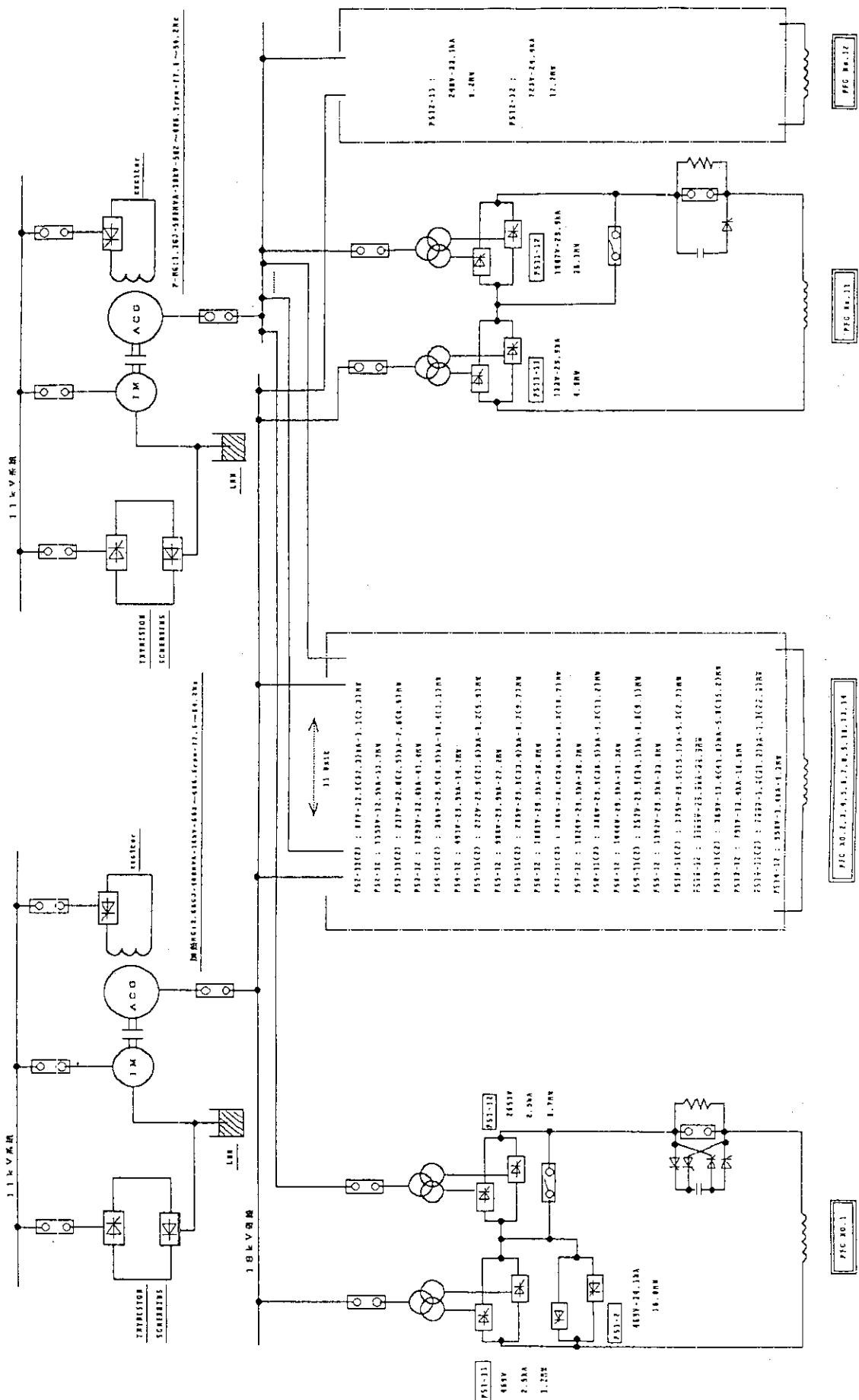


図 8.2 PFC 電源単線結線図

表 8.3 PFC長時間定格電源容量

(t = 0.3S 以降の所要電圧で電源定格を決定した場合に必要な電源容量)

No.	順側電源定格			逆側電源定格			定格決定因子
1 (7U)	1.2 MW-	469 V-	2.5 kA	16.0 MW-	469 V-	34.1 kA	$\Delta \beta p=0.1$
2 (6U)	1.1 MW-	87 V-	12.5 kA	3.3 MW-	87 V-	37.3 kA	t=5~10S
3 (5U)	7.6 MW-	237 V-	32. kA	0.6 MW-	237 V-	2.5 kA	t=5~10S
4 (4U)	10.4 MW-	346 V-	29.9 kA	3.1 MW-	346 V-	8.9 kA	t=5~10S
5 (3U)	8.2 MW-	272 V-	29.9 kA	5.9 MW-	272 V-	21.6 kA	t=5~10S
6 (2U)	8.7 MW-	289 V-	29.9 kA	9.7 MW-	289 V-	33.4 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA; 40S$
7 (1U)	9.2 MW-	306 V-	29.9 kA	10.7 MW-	306 V-	34.9 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA; 40S$
8 (1L)	9.2 MW-	306 V-	29.9 kA	11.2 MW-	306 V-	36.5 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA; 40S$
9 (2L)	8.0 MW-	267 V-	29.9 kA	9.1 MW-	267 V-	34.1 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA; 40S$
10 (3L)	5.3 MW-	175 V-	29.9 kA	2.7 MW-	175 V-	15.1 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA; 40S$
11 (4L)	4.0 MW-	133 V-	29.9 kA				$\beta p=0.1 \rightarrow 0.6; 6.7S$
12 (5L)	8.2 MW-	248 V-	33.1 kA				$\beta p=0.1 \rightarrow 0.6; 6.7S$
13 (6L)	5.0 MW-	369 V-	13.4 kA	15.2 MW-	369 V-	41. kA	t=5~10S
14 (7L)	1.1 MW-	730 V-	1.4 kA	22.8 MW-	730 V-	31.2 kA	$I_p=2MA \rightarrow 10MA$
	順側電源容量合計	86.6 MW		逆側電源容量合計	109.9 MW		
総電源容量					196.6 MW		

表 8.4 PFC短時間定格電源容量
(t = 0~0.3 Sec で必要な電圧を得るための短時間定格電源容量)

No.	順側電源定格		
1 (7U)	6.7 MW-	2651 V-	2.5 kA
2 (6U)	13.7 MW-	1153 V-	12.5 kA
3 (5U)	41.4 MW-	1293 V-	32. kA
4 (4U)	14.7 MW-	491 V-	29.9 kA
5 (3U)	27.2 MW-	908 V-	29.9 kA
6 (2U)	30.0 MW-	1001 V-	29.9 kA
7 (1U)	30.7 MW-	1024 V-	29.9 kA
8 (1L)	31.3 MW-	1044 V-	29.9 kA
9 (2L)	33.0 MW-	1103 V-	29.9 kA
10 (3L)	34.9 MW-	1165 V-	29.9 kA
11 (4L)	30.1 MW-	1007 V-	29.9 kA
12 (5L)	17.7 MW-	723 V-	24.4 kA
13 (6L)	10.6 MW-	791 V-	13.4 kA
14 (7L)	0.3 MW-	950 V-	1.4 kA
総電源容量		321.8 MW	

表8.5 プラズマ制御に必要な電源電圧の評価

コイルNo.	#=-7.6 V S		#=-7.6 V S		左記のコイル		#=-7.6 V S		左記のコイル		#=-7.6 V S	
	において 平衝団場に 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = +2\text{ c}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = +3\text{ c}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle Z_n = +3\text{ cm}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1.25秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle Z_n = +3\text{ cm}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1.25秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = -3\text{ c m}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	
1 (7 U)	-3.4.1	-3.4.0	1.3	-3.4.0	-4.0	-3.4.1	-2.2	-3.4.1	-3.2	-3.4.1	-3.2	
2 (6 U)	-3.1.6	-3.1.4	-4.9	-3.3.6	-7.3	-2.9.9	5	-3.1.4	-2.9	-31.9	-31.9	
3 (5 U)	-2.5	-2.4	-5	-2.1	5.7	-2.8	-6.2	-2.6	-2.7	-2.4	-2.2	
4 (4 U)	-8.9	-9.1	-6.2	-8.9	-1.3	-8.9	-1.0	-8.9	-1.0	-8.9	-9	
5 (3 U)	-2.1.6	-2.2.0	-9.0	-2.1.8	-4.8	-2.1.5	-5	-2.1.6	-1.5	-21.7	-3.0	
6 (2 U)	-3.3.4	-3.3.5	-5.1	-3.3.6	-4.9	-3.3.3	-2.6	-3.3.3	-4.2	-33.5	-2.6	
7 (1 U)	-3.4.9	-3.4.6	1.2	-3.4.6	-5	-3.5.3	-7.0	-3.5.5	-9.3	-34.4	2.0	
8 (1 L)	-3.6.5	-3.6.4	-1.2	-3.6.6	-5.0	-3.6.4	-3.9	-3.6.6	-3.4	-36.4	-4.6	
9 (2 L)	-3.4.1	-3.4.4	-5.7	-3.4.7	-6.8	-3.3.7	-2.3	-3.3.2	8.8	-35.1	-1.6.2	
10 (3 L)	-1.5.1	-1.5.2	-2.0	-1.4.6	9.3	-1.5.7	-1.1.2	-1.4.4	9.3	-15.9	-1.3.2	
11 (4 L)	0.9	1.0	2.3	1.8	1.77	0.2	-1.4.4	1.0	1.4	0.8	-2.1	
12 (5 L)	1.8.9	1.9.1	9.1	2.0.1	4.19	1.7.9	-2.97	1.8.0	-24.3	19.6	2.6.8	
13 (6 L)	-2.9.7	-3.3.4	-2.2.9	-3.3.9	-2.16	-2.6.5	1.19	-3.2.6	-1.74	-26.6	1.2.6	
14 (7 L)	-3.1.2	-3.0.4	5.31	-3.0.7	1.64	-3.1.6	-1.70	-3.0.6	1.37	-31.7	-21.5	

コイルNo.	#=-7.6 V S		左記のコイル		左記のコイル		#=-7.6 V S		左記のコイル		#=-7.6 V S	
	において 平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = 0.1$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = 2\text{ c}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle Z_n = 2\text{ cm}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において $\triangle R_{dut} = -2\text{ c m}$ に対する平衝電場に 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	において 1秒で行うために 必要な電圧 必要な電圧 必要な起電力 (kA)	
1 (7 U)	-3.4.1	-3.5.4	-4.6.9	-3.3.5	2.38	-3.3.5	2.96	-3.4.0	-3.3	-33.9	2	
2 (6 U)	-3.1.6	-2.8.6	2.5	-3.1.3	3	-3.0.8	3.2	-3.2.2	-4.7	-33.5	-8.6	
3 (5 U)	-2.3	-2.3	9.4	-3.3	-2.31	-2.5	-2.5	6	-2.3	-2.6	-8.8	
4 (4 U)	-6.9	-8.7	6.4	-9.2	-1.15	-8.7	7.2	-9.0	-5.4	-9.2	-10.5	
5 (3 U)	-21.6	-21.3	1.06	-22.1	-1.31	-21.2	-22.0	-22.0	-9.0	-22.3	-14.0	
6 (2 U)	-3.3.4	-3.2.7	1.61	-3.3.7	-1.09	-3.2.7	-1.60	-3.3.5	-7.3	-33.6	-5.8	
7 (1 U)	-3.4.1	-3.4.1	1.98	-3.5.1	-7.9	-3.4.9	1.70	-3.4.9	-3.7	-34.1	8.1	
8 (1 L)	-3.6.5	-3.5.7	1.85	-3.6.6	-7.2	-3.5.8	1.75	-3.6.6	-3.5	-36.1	9	
9 (2 L)	-3.4.1	-3.3.6	1.4	-3.4.3	-1.06	-3.3.4	1.61	-3.4.1	3	-34.9	-17.0	
10 (3 L)	-15.1	-14.9	7.4	-15.8	-1.61	-14.8	9.0	-14.7	8.9	-15.8	-16.9	
11 (4 L)	0.9	0.9	4.3	-1.9	-2.06	0.9	1.4	1.4	1.02	0.8	-6.8	
12 (5 L)	1.6.9	1.6.9	9.9	1.77	-5.05	1.85	-1.13	1.91	1.61	1.91	5.9	
13 (6 L)	-2.6.5	1.38	-2.9.0	4.8	-2.8.8	8.7	-2.9.4	-7	-31.7	-14.4	-14.4	
14 (7 L)	-31.2	-32.1	-6.65	-30.7	4.92	-30.7	6.15	-31.3	-9.3	-30.8	21.0	

8.2.2 プラズマの制御のための電源

実際のプラズマは種々の要因によりそのパラメータは変化することが考えられ、その場合においてもプラズマの位置・形状を許容範囲内に収めることが必要である。電源がプラズマ電流フラットトップ終了時点での以下に示す各パラメータの変化に1秒以内で対応する平衡起磁力の変化にどの程度追従できるか検討した結果を表8.5に示す。概ね前項で決めた長時間定格の電源で種々のプラズマパラメータ（ダイバータスイープ等の一部を除く）に追従できる。

プラズマパラメータの変化

$\Delta \beta_p$	= 0.1	$\Delta R_{p_{in}}$	= 2 cm
ΔI_p	= 200 kA	$\Delta R_{p_{out}}$	= 2 cm
ΔZ_p	= 2 cm	ΔZ_n	= ± 3 cm
		ΔR_n	= ± 3 cm

8.2.3 受電系統

以上の条件において長時間定格運転の電源及び短時間定格の電源各々の必要とする電力パターンを求めた。電力パターンを求めるに当たっては電源はサイリスタ変換器を想定し、変換器変圧器のインピーダンス 20 %、変換器の最大位相制御角 $\alpha_{min} = 30^\circ$ を仮定した。また、フィーダ線の抵抗、相間リアクトルの抵抗、サイリスタの順方向電圧降下などの直流回路の抵抗分として各コイル当たり $1 m\Omega$ を仮定した。長パルス運転の電源に電力を供給する電源系統の電力パターンを図8.3に示す。

また、短時間定格に電力を供給する電源系統の電力パターンを図8.4に示す。

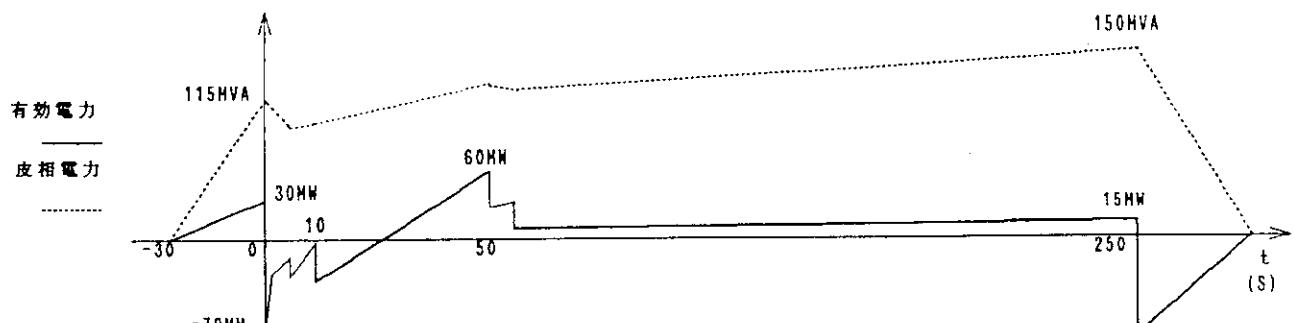


図8.3 長時間定格電源の電力パターン

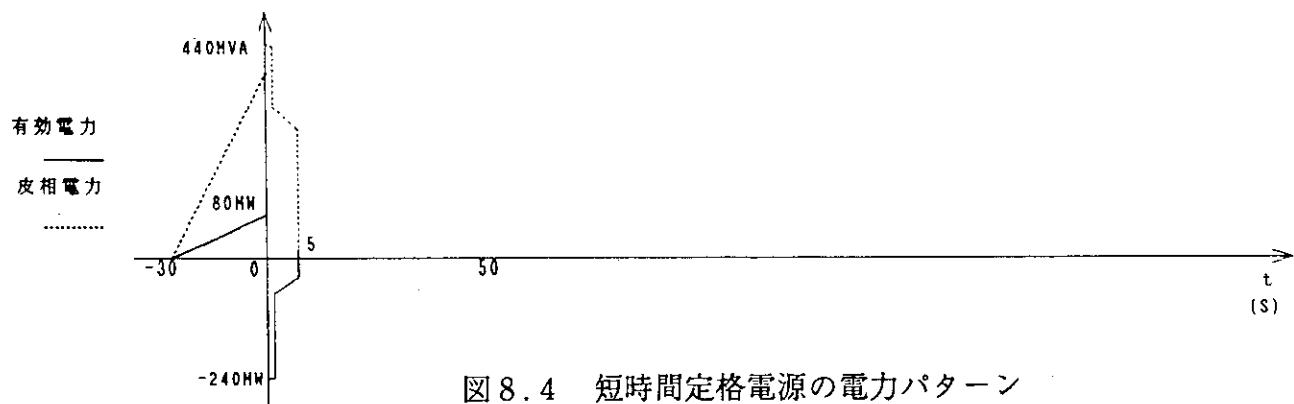


図8.4 短時間定格電源の電力パターン

1) 長時間定格電源

プラズマ電流フラットトップで必要な電源容量は図8.3に示すように約150MVA(有効電力としては15MW程度)である。200秒フラットトップで必要なエネルギーは約2.5GJ、プラズマ電流立ち上げに必要なエネルギー約0.5GJを合わせて、約3GJのエネルギーが必要になる。長時間定格の電源の候補としてJT-60加熱用電動発電機を適用することが考えられる。JT-60加熱用電動発電機が供給可能なエネルギーは2.65GJであるので、不足分約0.3GJを誘導電動機+サイリスタセルビウス装置でMG運転中に補充できるか検討した。

図8.3の負荷パターンを図8.5(a)のように近似し、これを積分して電動発電機の周波数変化を求めた。結果を図8.5(b)に示す。図ではプラズマ電流フラットトップ時、駆動電動機の駆動トルクを100%と70%の2つのケースについて示している。図より加熱用電動発電機の周波数(回転数)が下がっても定格範囲内なので駆動電動機によりエネルギーを補充しながら運転できる可能性がある。今後さらに、8.2.2で述べたプラズマパラメータの変化に追従できるかについて詳細検討する必要がある。

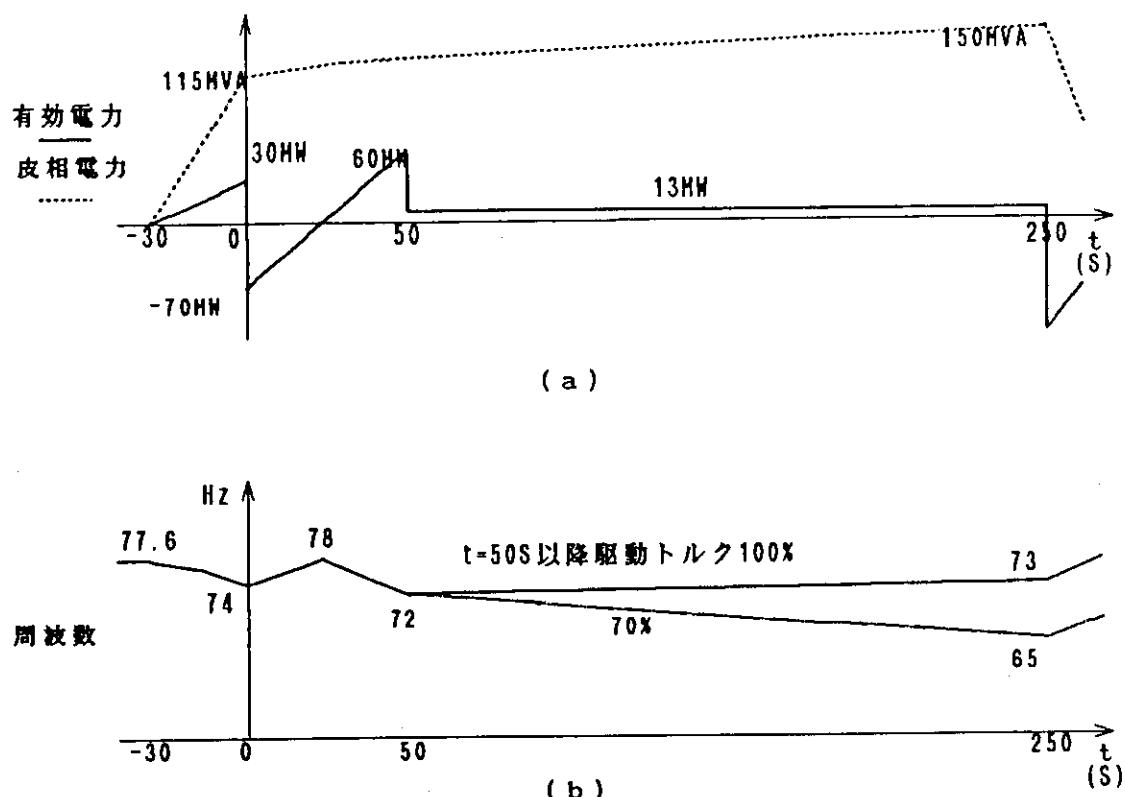


図8.5 加熱用電動発電機の電力パターン

2) 短時間定格の電源

短時間定格の電源としては、負荷変動の点から電動発電機を使用することになる。短時間定格の電源の総容量は300MW程度であり、JT-60ポロイダル磁場コイル電源用電動発電機(P-MG)のみで十分供給可能である。

8.2.4 ポロイダル磁場コイルのクエンチ保護回路

ポロイダル磁場コイルにおいてもクエンチが発生した場合には、ポロイダル磁場コイルの絶縁耐電圧の許容する限り急速に、コイルを消磁する必要がある。クエンチ保護回路はトロイダル磁場コイルと同様に直流遮断器と抵抗器の組み合わせで行なうものとする。クエンチ保護装置の定格は以下の示す。

直流遮断器	D C 5 k V - 3 5 k A
保護抵抗器	0.15 ~ 0.62 G J - 0.05 ~ 0.14 Ω
電流減衰時定数	5秒

8.3 電源における諸問題

クエンチ保護回路の直流遮断器としては、真空遮断器を適用することとするが、一般の交流遮断器の最大定格通電電流は、3 k Aであるので、3 5 k Aの通電電流に対しては、単純に12並列とする必要がある。直流は交流より電源定格を大きくとれることを考慮しても10並列とする必要がある。直流遮断器の合理化、容量アップ、回路構成の合理化等を図り、設備の規模を縮小すると共に、コストダウンを図る必要がある。

9. トロイダル磁場コイル

トロイダル磁場 (T F) コイルは、安定した高磁界を定常的に発生するとともに、省電力を図る観点から超電導コイルを使用する。最大磁場 1 0 . 4 T (テスラ) 及び大半径 4 . 3 m のプラズマの中心軸上に 5 . 2 T の磁界を発生する D 型の 1 6 個のコイルからなる。(図 9 . 1)

9.1 主要緒言

トロイダル磁場 (T F) コイルの主要緒言を下記の表 9 . 1 に示す。

表 9 . 1 トロイダル磁場 (T F) コイルの主要緒言

コイル形状	D 型
ボア径 (mm)	4 , 4 9 5 x 8 , 5 5 0
コイル数 (個)	1 6
プラズマ中心磁場 (T)	5 . 2
最大磁場 (T)	1 0 . 4
インダクタンス (H)	2 3
蓄積エネルギー (G J)	1 4
起磁力 (M A T)	1 1 2
冷却方式	強制冷却
定格電流 (k A)	3 5
巻き線部電流密度 (A/mm ²)	3 9
ターン数	2 0 0
巻き線構造	ダブルパンケーキ巻
超電導導体	(NbTi)3Sn
超電導導体構造	Cable-in-Conduit 型
トロイダルリップル (%)	1 . 4
冷媒入り口温度 (K)	4 . 5

9.2 導体設計

超電導コイルの導体構造は Cable-in-Conduit 型とし、導体線材には高磁界特性の良い (NbTi)3Sn を採用する。

超電導線は臨界電流密度を高くとれる Nb パイプ法で製作される。Nb パイプ法による 1 1 T における臨界電流密度 (j_c) は、 8 0 0 [A/mm²] である。(図 9 . 2) コイル導体の構造断面を図 9 . 3 に示す。

また、超電導材の臨界温度は最大磁場 1 1 T において 9 . 6 K、分流開始温度は 6 . 9

Kであり、冷媒（液体He）入り口温度が4.5Kとすると、温度マージンは2.4Kである。

なお、発生する中性子による核発熱等のコイルの熱及びコイルクエンチ時の上昇温度は4.5Kの液体Heにより強制冷却され、安定した高磁場（最大磁場10.4T）を発生する。

9.3. コイル支持構造

コイルの発生電磁力に耐えられるよう、可能な限り剛性を高めるためコイル支持構造を一体化した。

向心力についてはトロイダル磁場（TF）コイル中心の楔形側面（ウェッジ部）及び導体の圧縮剛性により、また拡張力は導体及びコイルケース（キャン）の引っ張り剛性により、さらに転倒力はコイル間に位置するシアパネルにより支持吸収する。また、インボード側はコイル内側のコイル間に剪断キーを挿入し、コイル間のずれを拘束する構造とした。（図9.4）

9.4 磁界分布

トロイダル磁場（TF）コイルの磁界のミッドプレーン上の分布を図9.5に示す。最大磁界はインボードコイルのプラズマ側で10.4Tである。図中の波線は、隣合うトロイダル磁場コイル間の中心位置上の磁界分布を示す。

これにより、ミッドプレーン上のプラズマ最外周部（ $R = 5.6\text{ m}$ ）におけるリップル値は1.4%となり、目標値の2%以下である。

9.5 電磁力と構造解析

トロイダル磁場（TF）コイルに発生する電磁力は、通電による自己電磁力及びポロイダル磁界との相互作用で生じる転倒力である。

（1）自己電磁力

トロイダル磁場（TF）コイル16個全部に励磁した場合の各ブロックに生ずる電磁力を図9.6に示す。それぞれ1コイルあたり、以下のとおりである。

フープ力	52,800	t
向心力	16,300	t
垂直分力	9,800	t

（2）転倒力

$t = 80\text{ sec}$ の時の1コイル当たりの転倒力の分布を図9.7に示す。

転倒力	400	t / m
捩じりモーメント	5,928	t · m
転倒モーメント	6,256	t · m

(3) 構造解析

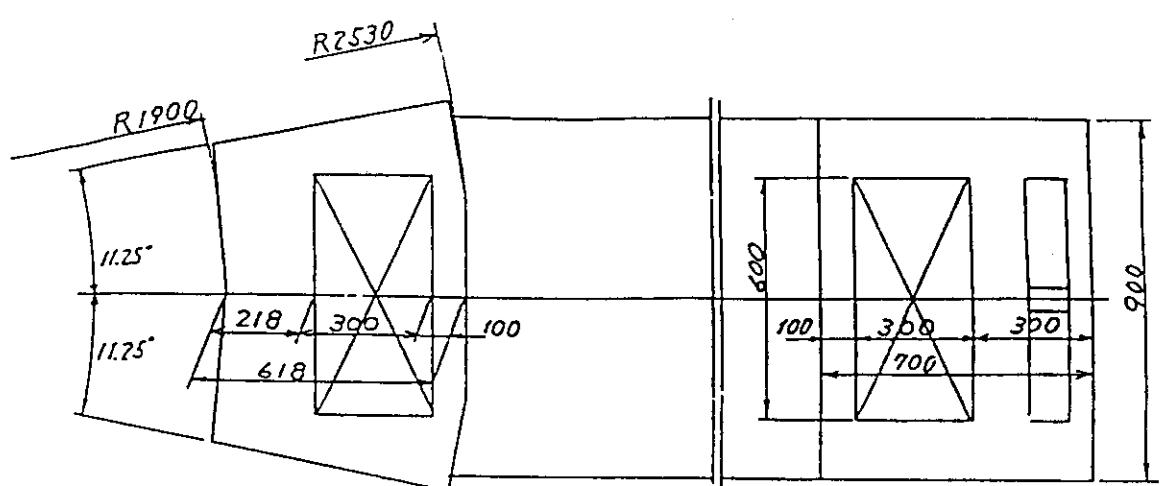
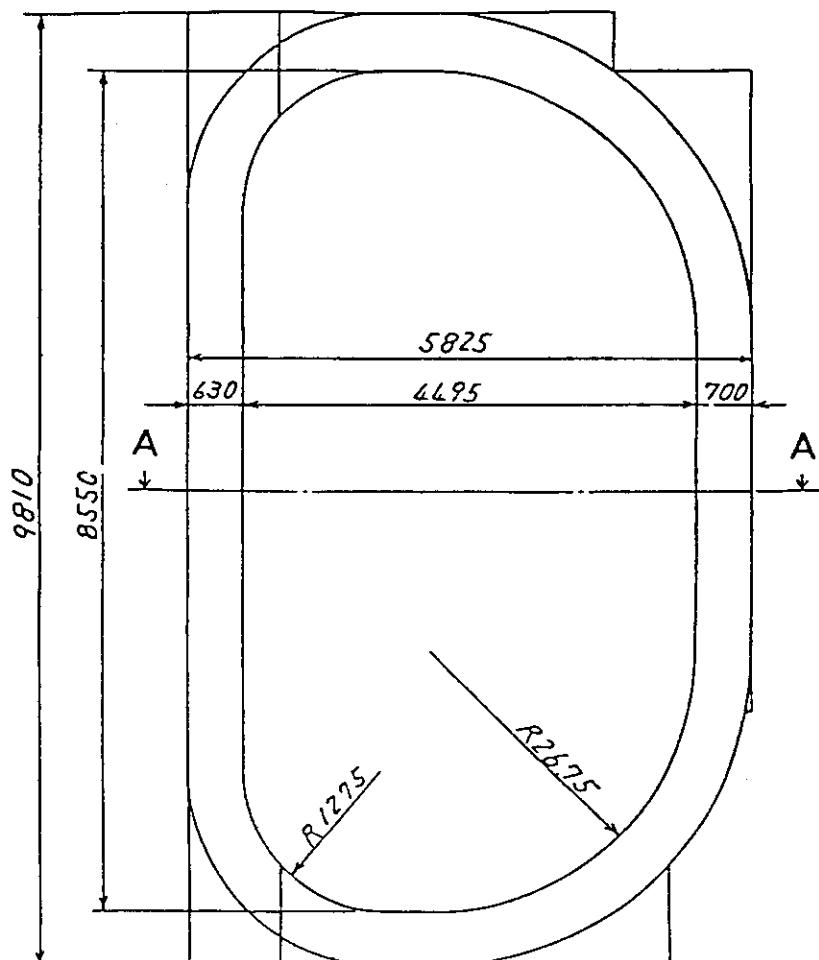
自重、自己電磁力（フープ力）及び転倒力（ $t = 80 \text{ sec}$ ）を考慮した時の、トロイダル磁場（TF）コイルの構造強度を評価するための、”変形”及び”応力”に関する構造解析結果を以下に示す。

条件が最も厳しくなる<自重+自己電磁力+転倒力>のケースの解析結果、トーラス方向への横倒れ（上部で 41 mm）が生じるとともに、下部及び中心部ではインボード側が、上部ではアウトボード側の変形が大きく上下内外に対し捩れが生じている。（図 9.8）

応力に関しては、コイルケース（JCS材）のインボード下部コーナ外リング部において最大 ($40 [\text{kg}/\text{mm}^2]$ 程度) となっている（図 9.9）。コイル巻き線部の応力は SUS コンジットで $50 [\text{kg}/\text{mm}^2]$ 程度である。

これらの材料強度は、JCS と SUS 316L の 4.2 K での 0.2% 耐力（それぞれ、 $120 [\text{kg}/\text{mm}^2]$ 及び $60 [\text{kg}/\text{mm}^2]$ ）内であり問題はない。

表 9.2 に各部材の物性値を、表 9.3 に巻き線部（導体部）の等価材料物性値及び剛性値を示す。



断面 A-A

図 9.1 トロイダル磁場 (TF) コイル外形

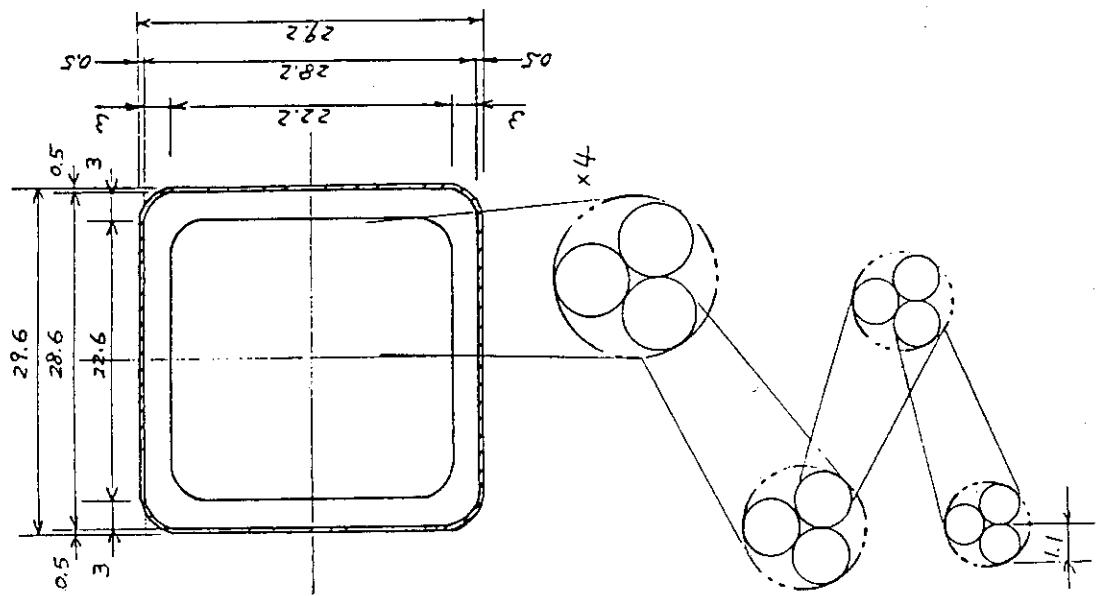


図 9.3 TF コイル用超電導導体断面

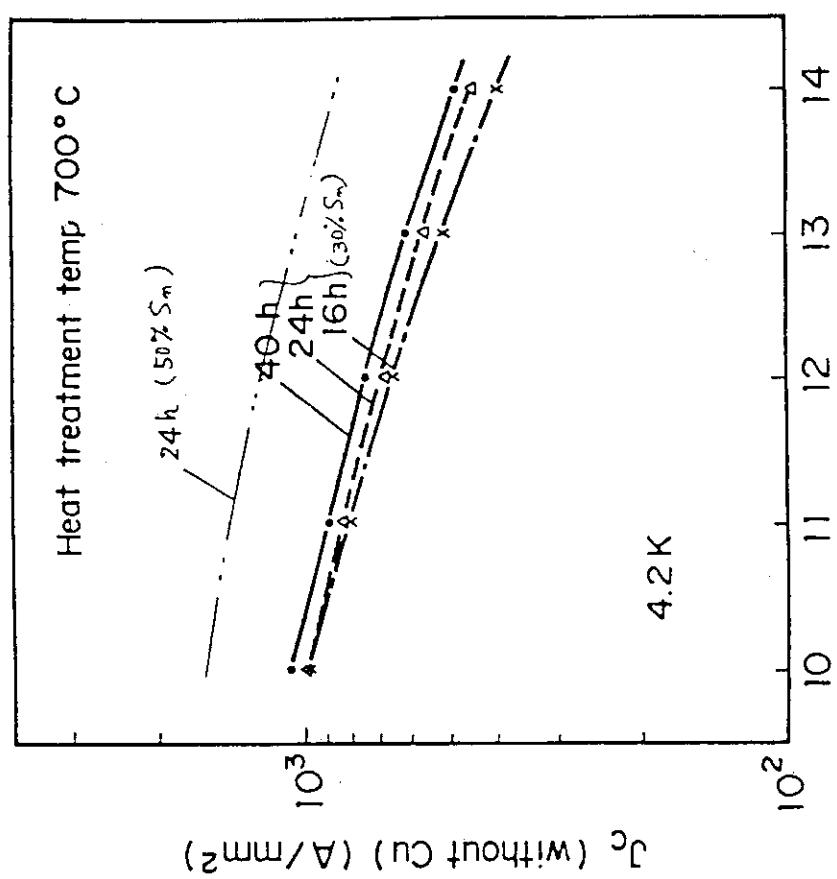


図 9.2 パイプ法の臨界電流密度特性

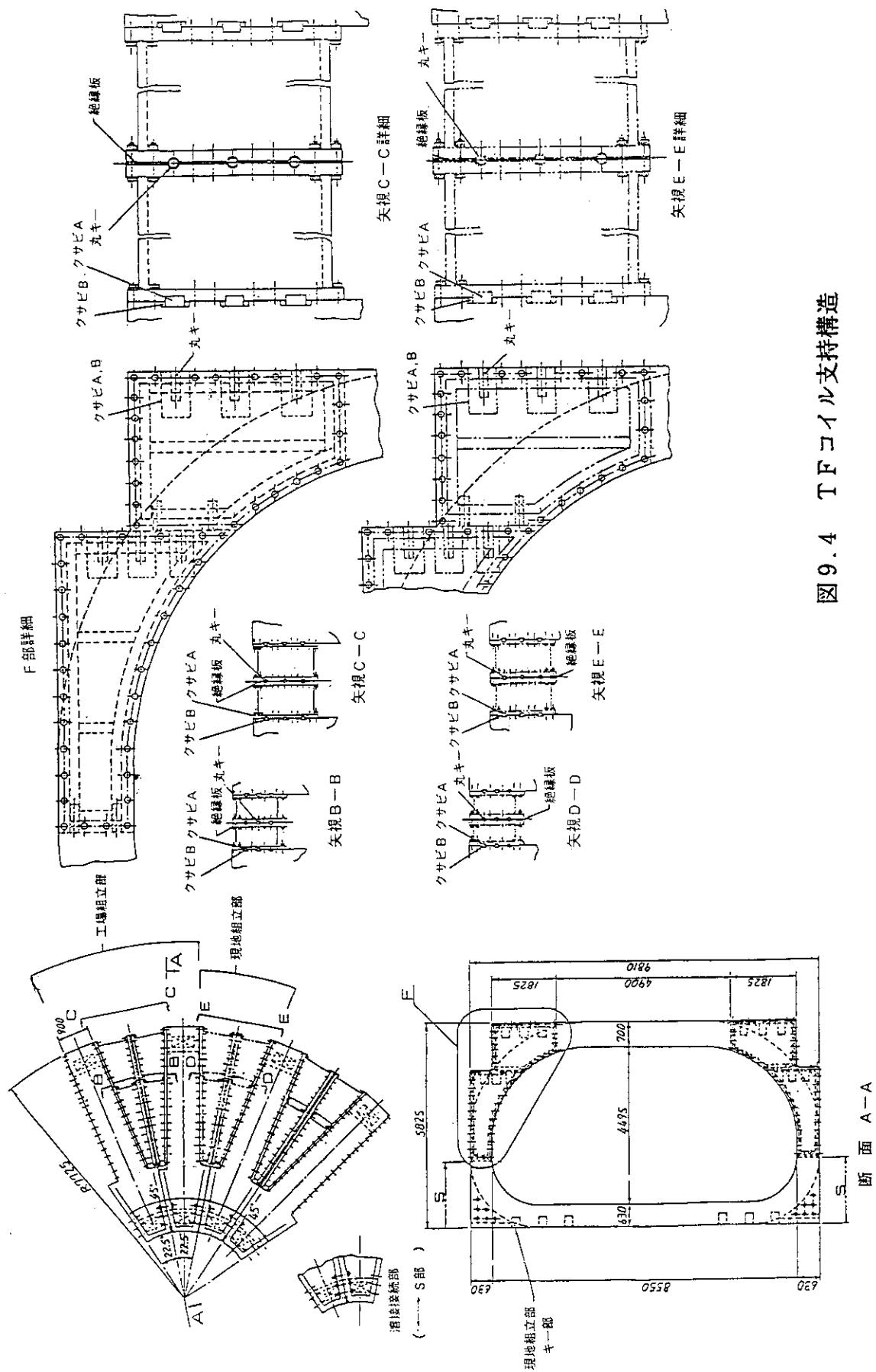


図 9.4 TF コイル支持構造

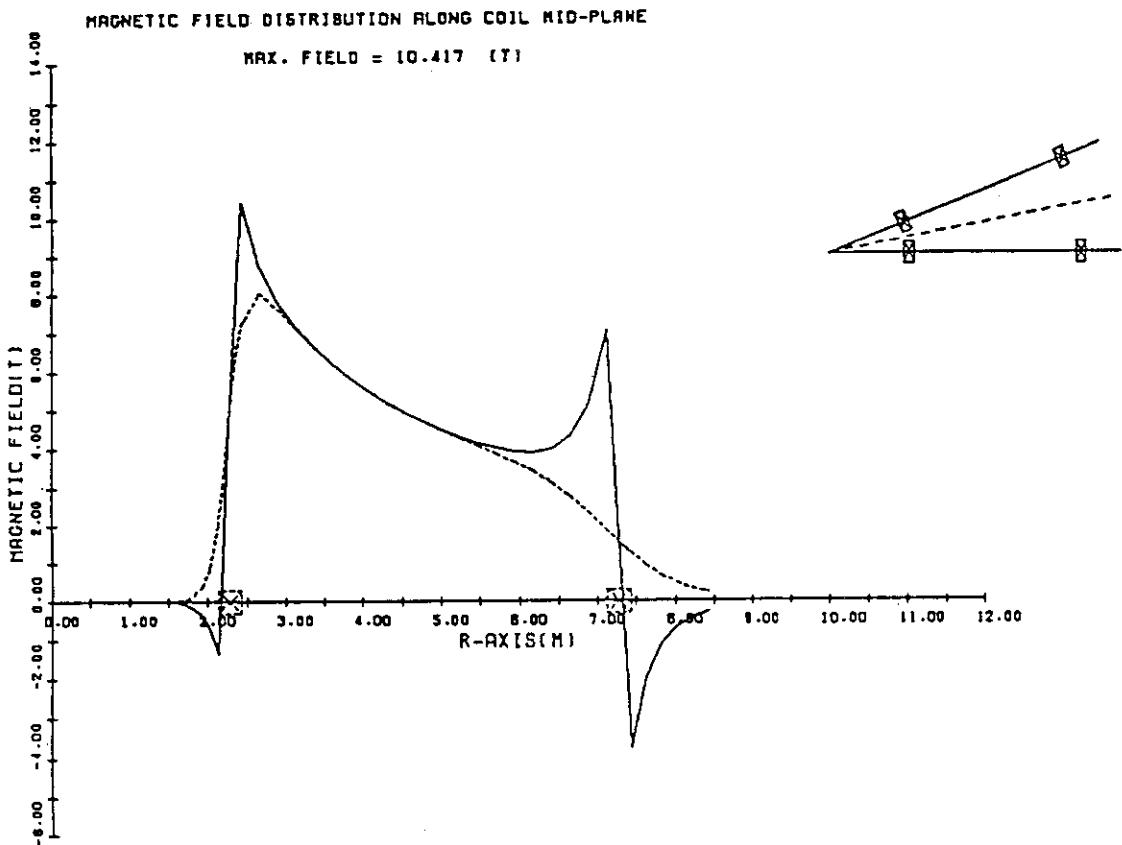


図 9.5 Mid plane上のトロイダル磁界分布

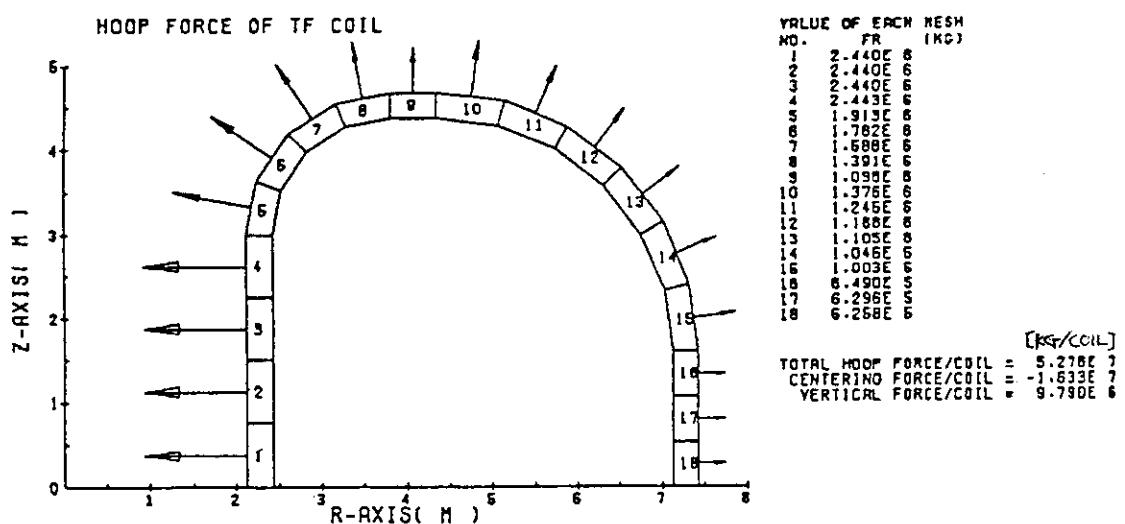


図 9.6 TFコイル自己電磁力分布

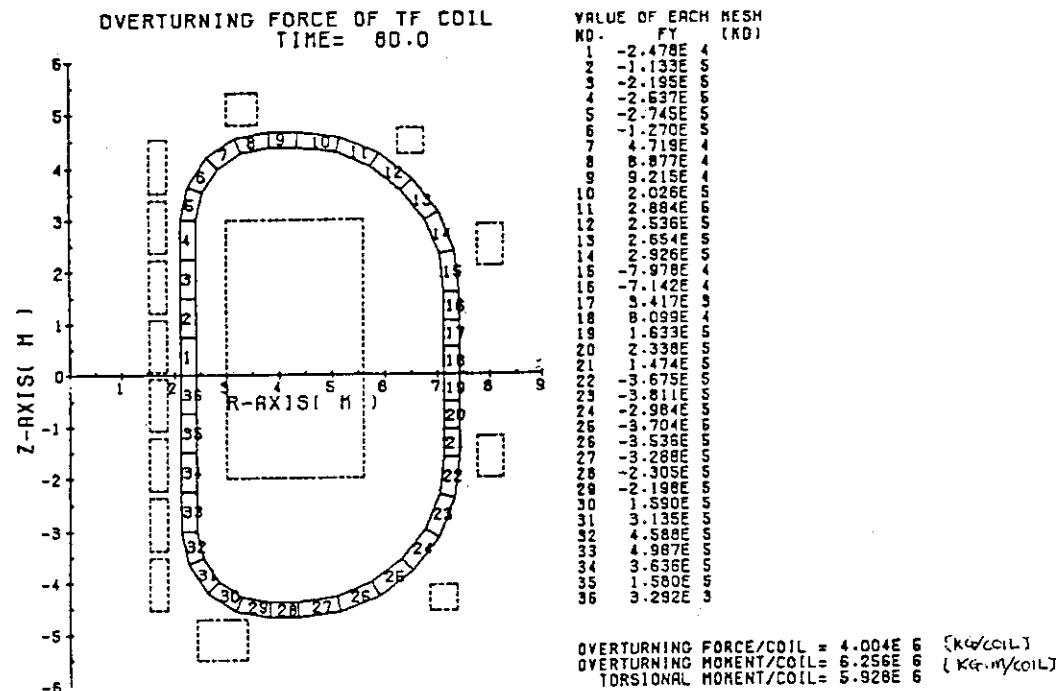
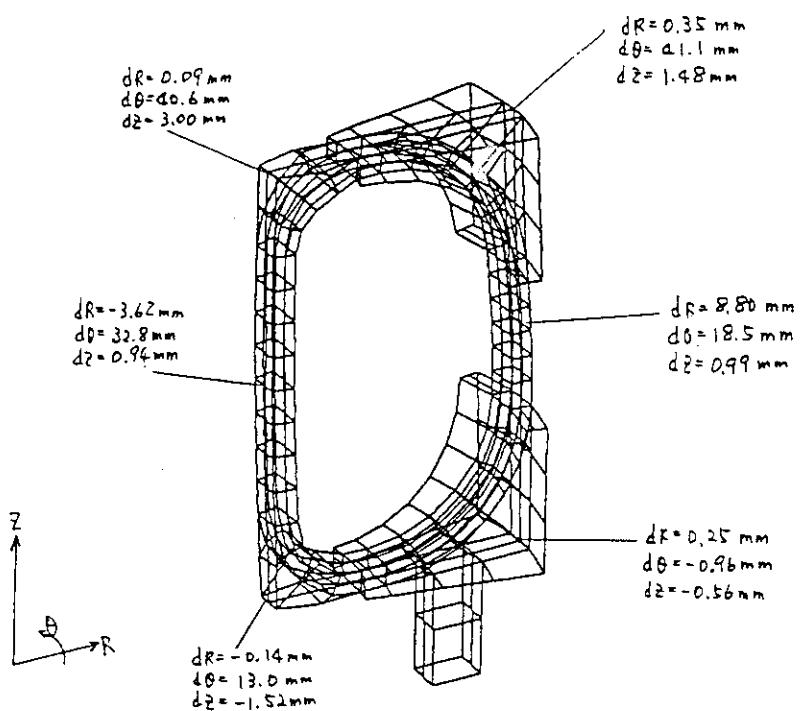
図 9.7 TF コイルの転倒力分布 ($t = 80 \text{ s}$)

図 9.8 TF コイルの全体変形 (自重+自己電磁力+転倒力)

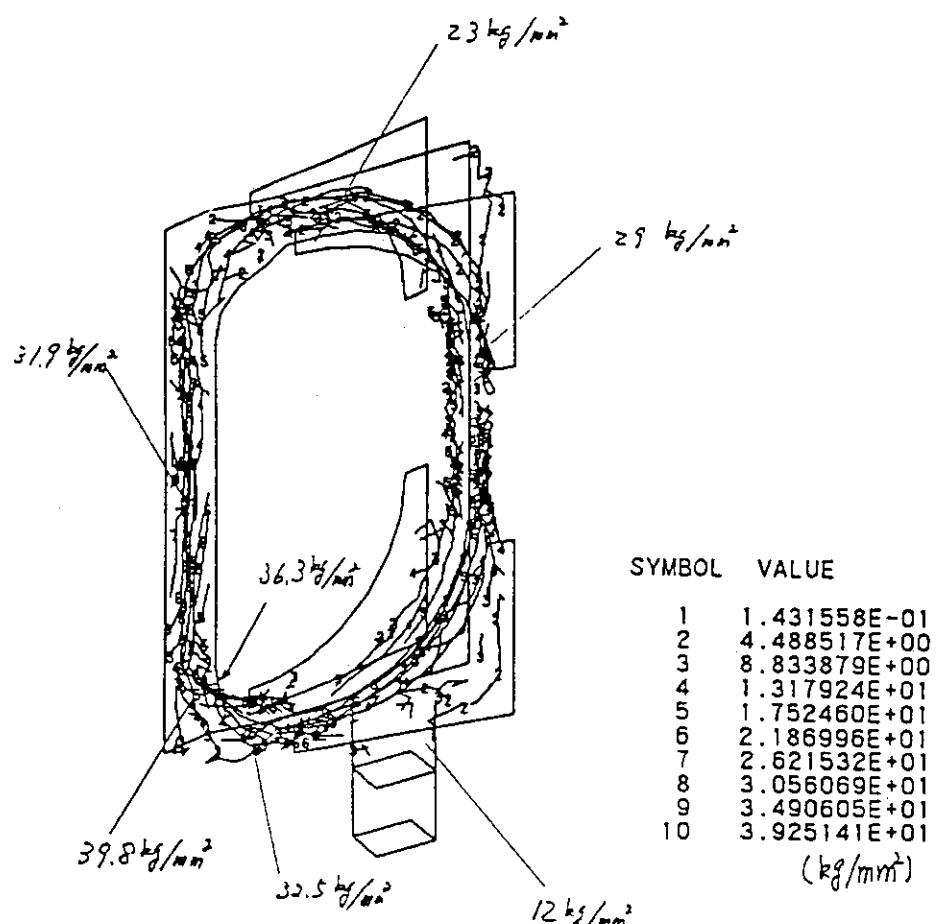


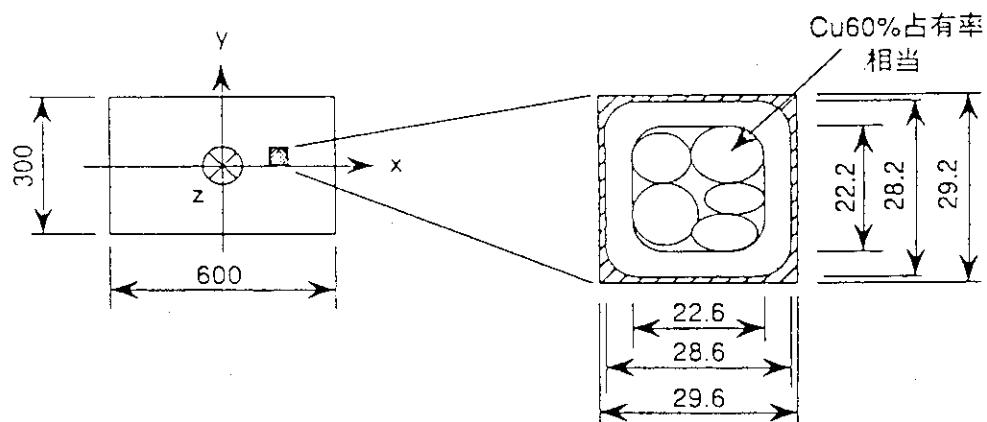
図 9.9 T F コイルケースの応力分布（自重+自己電磁力+転倒力）

表 9.2 使用材料物性値

	SUS316L (Conduit)	JSCS (コイル支持材)	Nb3Sn/Cu (SC導体)	FRP (絶縁材)
ヤング率 E (kg/mm ²)	2.06×10^4	2.06×10^4	1.44×10^4	2.0×10^3
ボアソン比 v	0.275	0.275	0.33	0.3
横弾性係数 G (kg/mm ²)	8.08×10^3	8.08×10^3	5.41×10^3	2.0×10^2
線膨張係数 α (300K→4K) (1/°C)	1.06×10^{-5}	1.06×10^{-5}	1.12×10^{-5}	2.44×10^{-5}
比重量 (g/cc)	7.82	7.82	8.96	2.0

表 9.3 卷き線部の構造例とその等価材料定数及び剛性値

材 料 定 数	ヤング率 E (kg/mm ²)	E z	1.24×10^4	
		E x	8.79×10^3	
		E y	8.74×10^3	
横弾性係数 G (kg/mm ²)			2.0×10^2	
ボアソン比 v			0.3	
剛 性 値	断面積 A (mm ²)		1.8×10^5	
	x 軸回り回転 2 次モーメント I_x (mm ⁴)		1.35×10^9	
	y 軸回り回転 2 次モーメント I_y (mm ⁴)		5.40×10^9	
	z 軸回り回転 2 次モーメント I_z (mm ⁴)		3.40×10^9	



10. ポロイダル磁場コイル

ポロイダル磁場（P F）コイルは、プラズマ中に最大10MAのプラズマ電流を発生させる8個の中心ソレノイドコイル（C Sコイル）と、プラズマ形状を制御する6個の外側コイル（E Fコイル）からなる。（図10.1）

10.1 主要諸元

ポロイダル磁場（P F）コイル主要諸元を下記の表10.1に示す。

表10.1 ポロイダル磁場（P F）コイル主要諸元

	C Sコイル	E Fコイル
コイル形状	円型	円型
ボア径（mm）	1,420	最大 7,750
コイル数（個）	8	6
最大磁場（T）	< 7.0	< 5.0
蓄積エネルギー（G J）		1.74
最大起磁力（M A T）		60
最大電流（k A）	35	35
巻き線部電流密度（A/mm ² ）	24	34
ターン数	208	160
巻き線構造	ダブルパンケーキ巻	
超電導導体		N b T i
超電導導体構造		Cable-in-conduit型
冷却方式		強制冷却

10.2 導体設計

ポロイダル磁場（P F）コイルの最大磁場を7T以下に設定して、超電導導体にN b T iを用いる。臨界電流密度（j c）は7Tで1400[A/mm²]、5Tで2400[A/mm²]として設計する。

中心ソレノイドコイル（C Sコイル）及び外側コイル（E Fコイル）のそれぞれの導体構造を図10.2に示す。

C Sコイルは応力的に厳しいことから、S U S材からなる2重コンジット構造とする。

コイルはコンジット毎にターン絶縁、ダブルパンケーキ毎に層間絶縁、そしてダブルパンケーキを重ねた後に対地絶縁を施した構造とする。

10.3 コイルの支持構造

C Sコイル及びE Fコイルともフープ力（トーラス拡張力）は引っ張り剛性で支持することを原則とするが、E Fコイルは、トーラス方向に分割キャンを設け、その曲げ剛性により支持することも考慮する。

垂直電磁力については、C Sコイルでは導体の圧縮剛性により、また、E Fコイルでは導体及び分割キャンの曲げ剛性により支持する。

10.4 電磁力と構造解析

$t = -1\text{ s} \sim 80\text{ s}$ における各ポロイダル磁場（P F）コイルの電磁力を求めると、C Sコイルではプラズマブレークダウン時（ $t = 0\text{ s}$ ）に、E Fコイルではプラズマ立ち上げ時（ $t = 35\text{ s}$ ）に電磁力が最大となる。

これらの結果、C Sコイルのコンジットの最大応力は 35 kg/mm^2 、E Fコイルのコンジットの最大応力は $18[\text{kg/mm}^2]$ となり、これらはコンジット材のS U S 3 1 6 Lの0.2%耐力である $60[\text{kg/mm}^2]$ 以下である。

なお、プラズマデイスラッシュ時の電磁力による構造解析は今後の課題である。

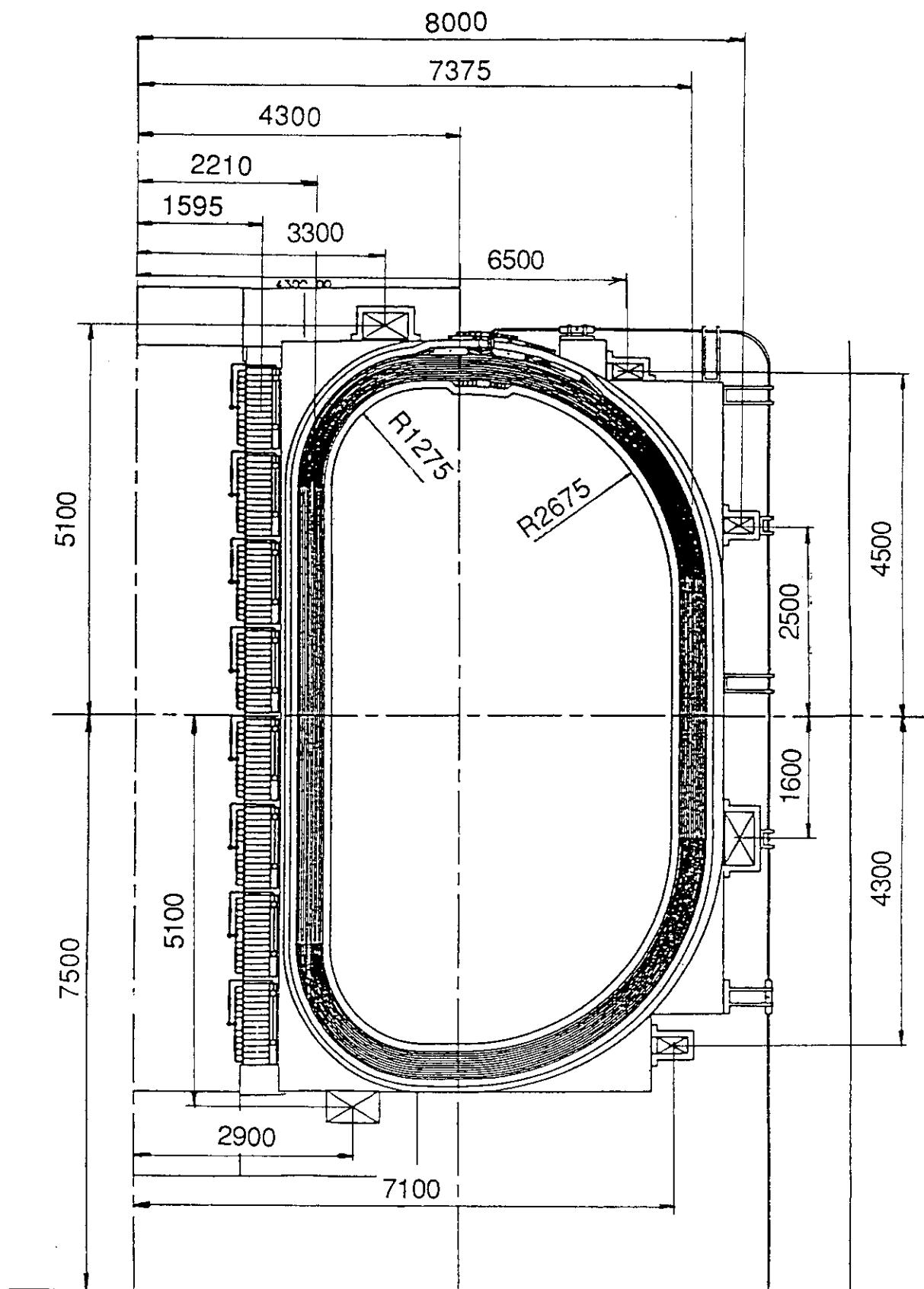


図10.1 ポロイダル磁場（P.F）コイル外形

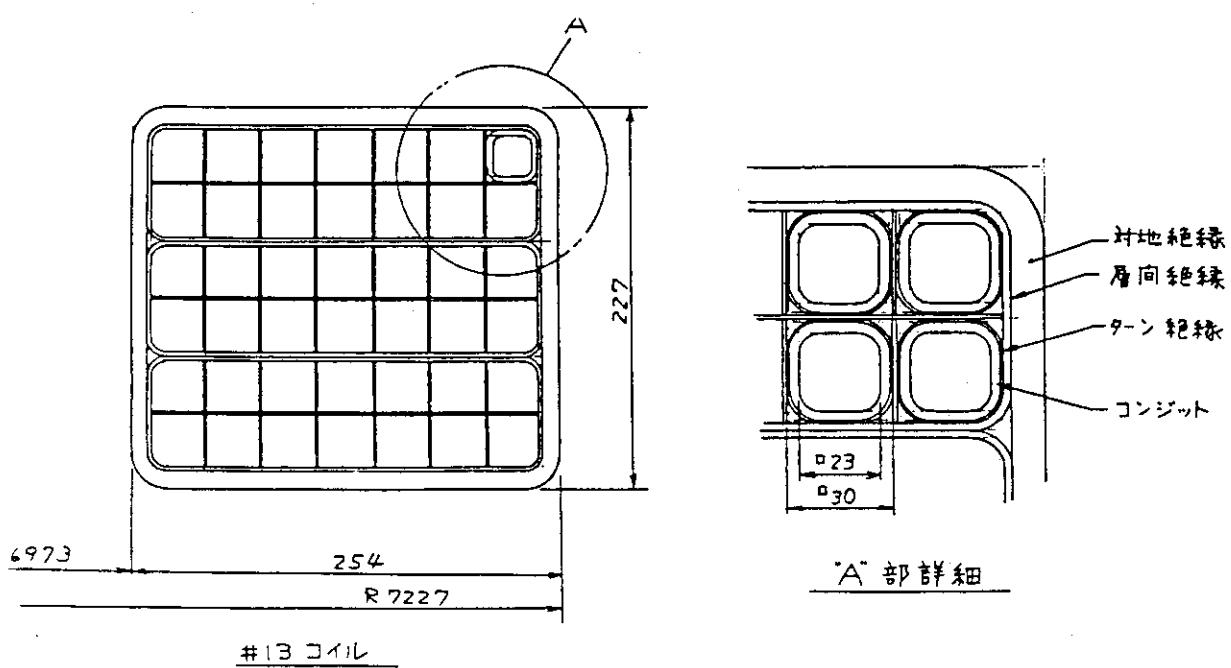
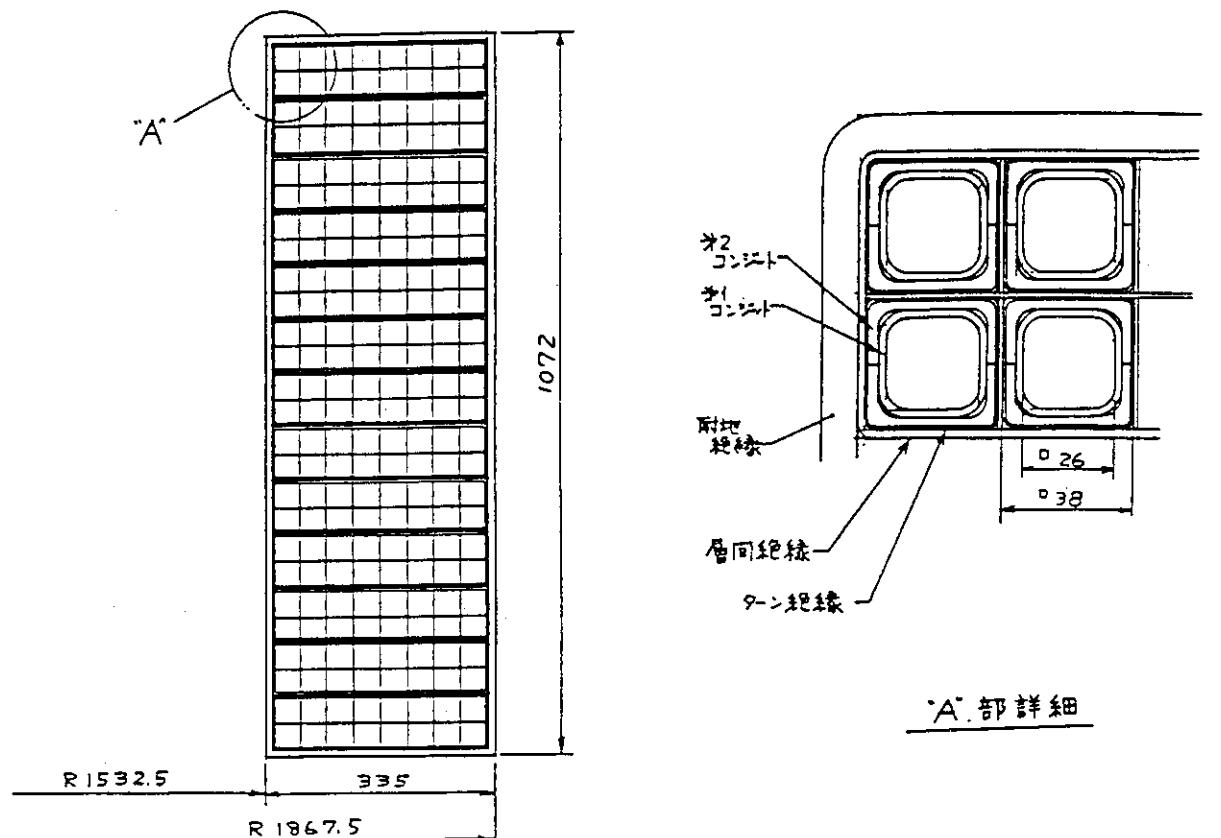


図10.2 PFコイル構造

11. He冷凍機

液体Heで冷凍冷却の必要な系統はトロイダル磁場(TF)コイル系、ポロイダル磁場(PF)コイル系、NBI排気システム系及びペレット系である。

NBI排気システム系及びペレット系は既存の設備を使用できることから、ここではTFコイル系およびPFコイル系について検討した。

He冷凍システムの基本構成を図11.1に、冷凍システム基本系統を図11.2に示す。

11.1 热負荷条件

液体He系冷凍負荷の主なものには下記のものがある。

- (1) 超電導コイル系
- (2) 極低温循環ポンプ発熱
- (3) 冷媒移送管侵入熱

この中の主要な熱負荷条件である超電導コイル系の熱負荷は、下記の2つに分類される。

- (1) 定常負荷(外部からコイル系への侵入熱、コイル導体接続部の発熱及び電流リード部の熱伝導等)
- (2) 変動負荷(コイルの核発熱やACロス)

実験放電パターンは下記の2ケースがある。

- (A) 「プラズマ電流10メガアンペア200秒フラットトップを30分間隔で放電」
- (B) 「プラズマ電流6メガアンペア1時間フラットトップで放電」
- (B) のケースについては、今後詳細を詰めることとし、ここでは(A)のケースについて検討結果を記す。

11.2 热負荷量

- (1) コイル定常熱負荷
 - 1) 支持脚からの熱伝導、2) 80Kからの輻射熱、3) 導体接続部の発熱、4) 電流リード部の熱伝導及び5) その他の支持材による熱伝導について算出した結果、合計2kWと見積った。

(2) コイル変動負荷

1) 核発熱

PFコイルの核発熱はほとんど無視できることから、TFコイルの核発熱量のみが対象となる。

12.6節の検討結果から総核発熱量は11kWと試算されている。うち、80%程度

がコイルケース、残る20%が導体の核発熱と見込む。200秒間のフラットトップで発生するコイルケースの核発熱は熱伝動時定数が長く、放電間隔の30分で平均化する。一方、導体の温度上昇は直接クエンチに結びつくので、放電中の少々の温度上昇は許すが時間全体では平均化できない。

これらの考えに基づいて試算するとTFコイルの時間平均核発熱量は2.2 kWとなる。

2) ACロス

核発熱と同様に時間平均する。ACロスによるTFコイルの導体の発熱はほとんど無視できることから、ケースの発熱のみを対象する。

なお、ディスラプション時の発熱は冷凍機の基本容量の評価から外してある。積算結果、TFコイルとPFコイルをあわせて、時間平均1.6 kWとなる。

(3) 極低温循環ポンプ負荷

TFコイルの一導体あたりの液体He流量を8[g/s]、一コイルあたり20パンケーキ、一パンケーキあたり一流路とすると循環流量は約2,560[g/s]となる。さらにPFコイル分も同程度とし、合計循環流量は約5,000[g/s]となる。

これに必要な極低温循環ポンプの負荷は12.6 kWとなる。

(4) 液化負荷

電流リードの冷却用液体Heが気化し、その気化Heを冷凍機で回収して再液化する必要がある。TFコイル系とPFコイル系とも1電流リード当たり2.13[g/s]の液体Heを供給するとする。電流リードの数は合計60個であるから流量は全体で約128[g/s]となる。これは約3,700[1/h]の液体Heに相当する。

ここで約35%のマージンを見込むと5,000[1/h]となり、これは液化負荷が3[W/(1/h)]であるから、16.5 kW相当の熱負荷となる。

(5) 全体負荷／運転電力

コイル系熱負荷を合計すると時間平均6.8 kWとなり、25%マージンを見込んで8.5 kWとなる。

また、極低温循環ポンプの負荷12.6 kW、冷媒移送管の熱負荷2 kWとする。全体で10%のマージンを見込むと総熱負荷量は約26 kWとなる。

また、液化負荷が16.5 kWであることから全体で総負荷は42.5 kWとなる。

冷凍システムの設備効率は通常1/300程度であることから、これらの冷凍系の運転のため、12.8 MW程度の電力を必要とすることになる。

(6) 入り口温度／出口温度

液体Heのコイルの入り口温度は4.5 Kとする。許容温度上昇は1.5 Kとし、出口温度は6 Kとする。

(7) 圧損

液体Heのコイルの入り口圧力は10 atm、圧力損失2 atmとし、よって出口圧力は8 atmとする。

(8) 液体窒素供給系

クライオスタット内に、真空容器の輻射熱からトロイダル磁場(TF)コイルをシールドする77Kシールド層(図11.3)を設置する。この77Kシールド層、極低温移送管シールド、He冷凍機本体及びHe精製装置に液体窒素を供給する必要がある。

これら液体窒素定常負荷の概算は全体で3,760[1/h]である。

これらの冷凍機熱負荷条件を図11.4及び表11.1に示す。

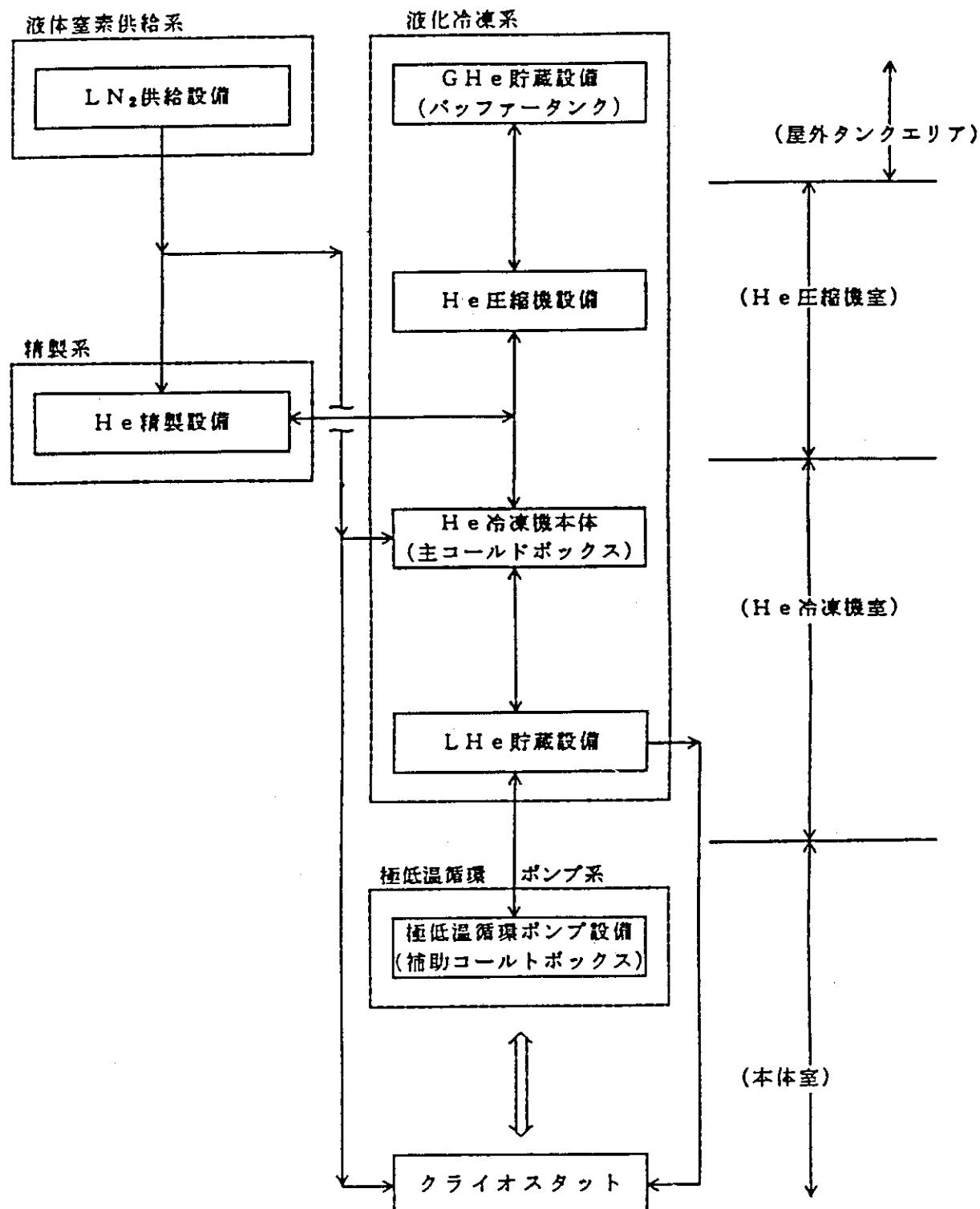


図11.1 He冷凍システム基本構成図

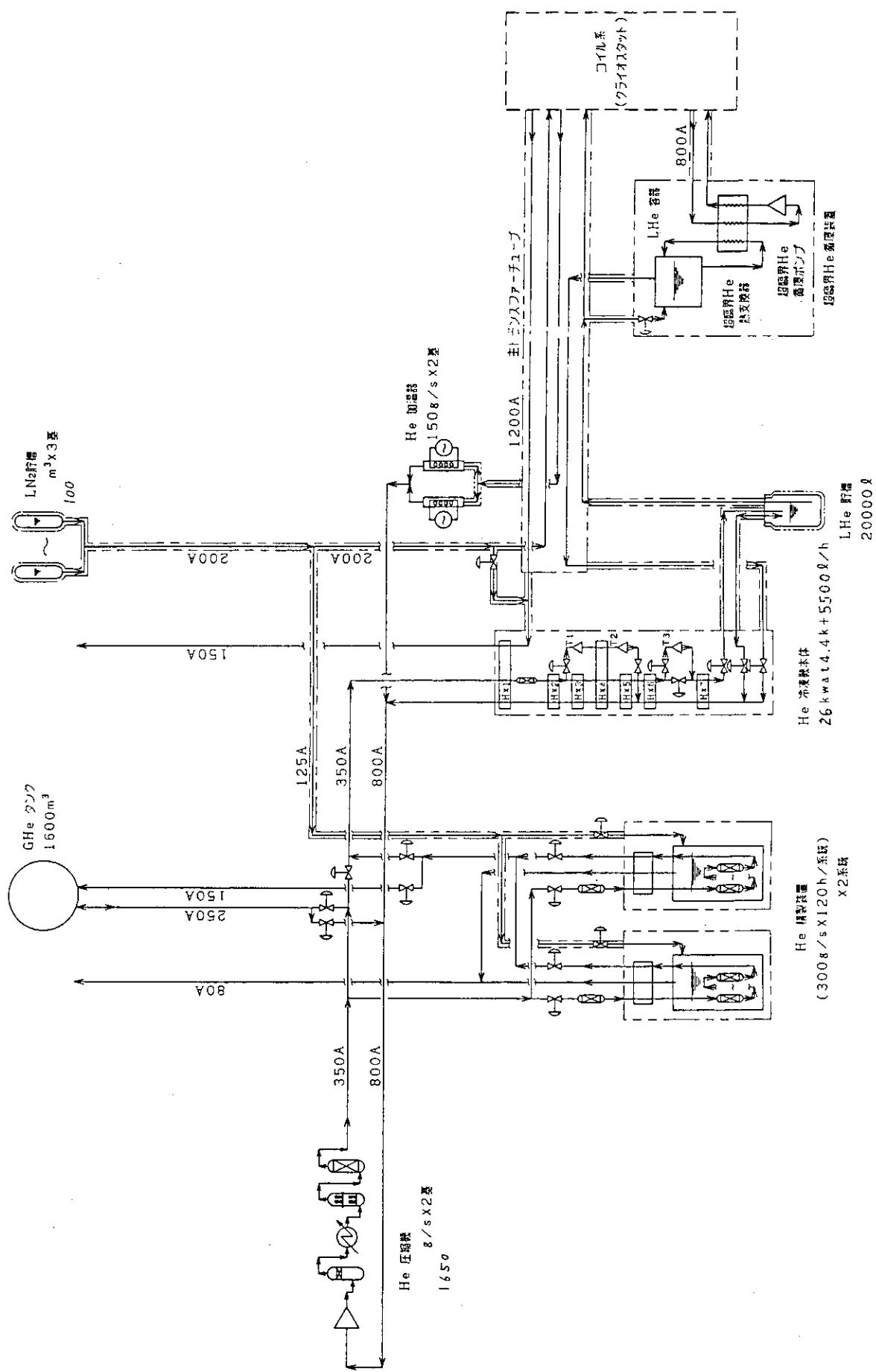


図 1.1.2 He 冷凍システム基本系統図

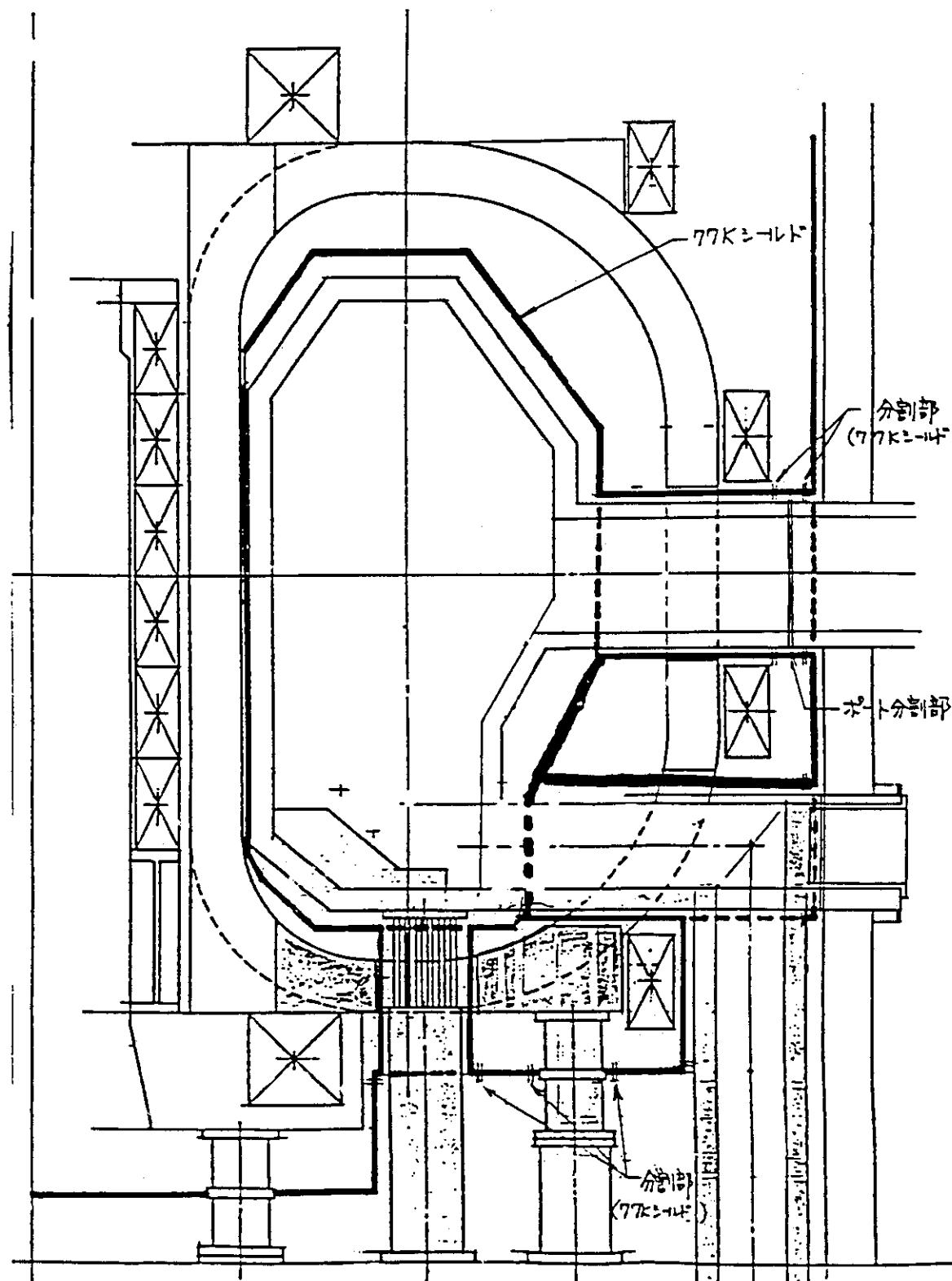


図11.3 77K熱シールド層設置概念

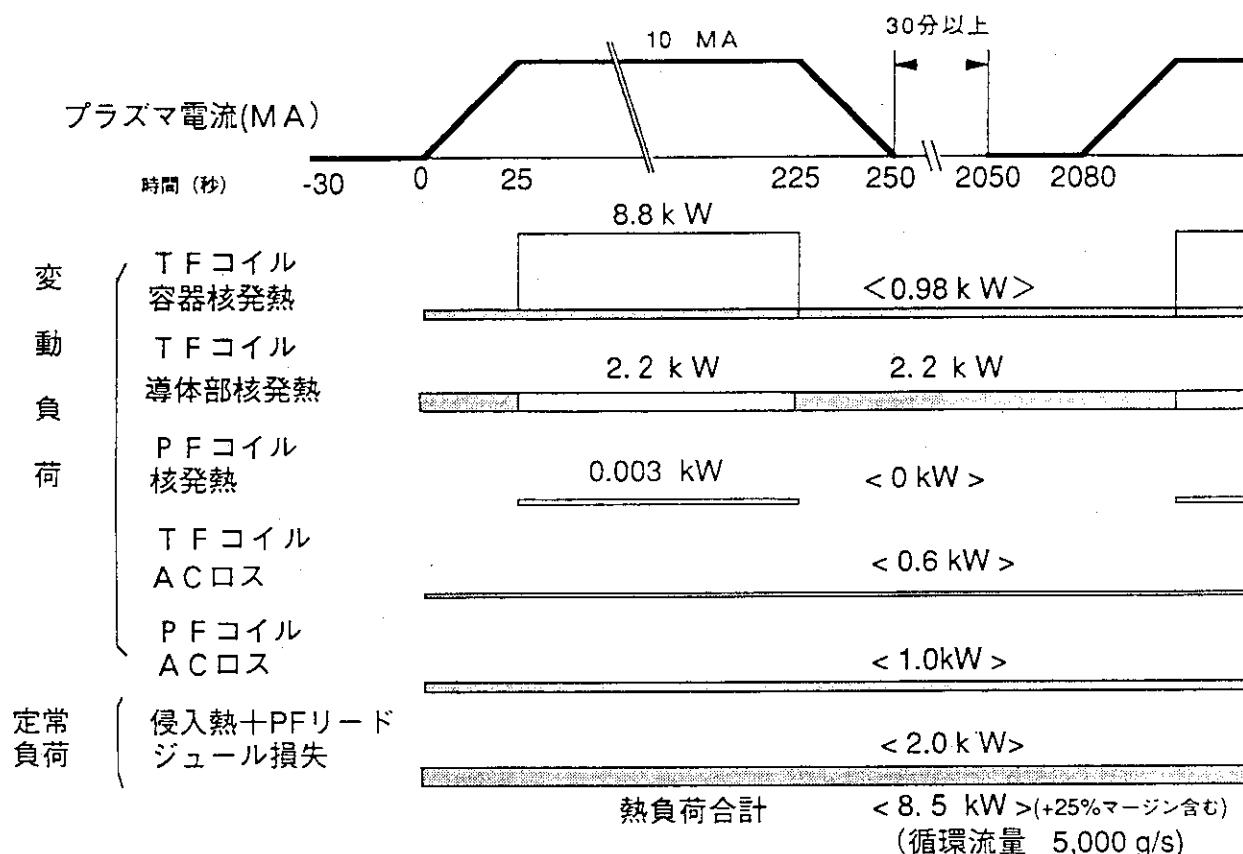


図 11.4 超電導コイル系熱負荷

表 11.1 液化 He 冷凍系熱負荷条件

	冷凍負荷	液化負荷
コイル系	8.5 kW	5,000 g/s
極低温循環ポンプ	12.6 kW	
極低温冷媒移送管	2 kW	
運転裕度	2.9 kW	500 g/s
合 計	26 kW	5,500 g/s

* LN2 系定常熱負荷条件

3760 l/h

(コイル系シールド、He 冷凍機本体、He 精製装置、極低温冷媒移送管)

12. 遮蔽、低放射化検討

12.1 遮蔽検討における設定条件と基本的考え方

炉心模擬試験装置の遮蔽検討の前提条件として以下を設定した。

1) 中性子発生条件

- ・ 2.4MeV中性子 : $\sim 1 \times 10^{18}/\text{s}$, $\sim 5 \times 10^{20}/\text{day}$, $\sim 2 \times 10^{21}/\text{w}$, $\sim 4 \times 10^{22}/\text{year}$
- ・ 14MeV中性子 : 2.4MeV中性子発生量の3%として考える

2) 線量基準

- ・ 本体室内 : 生体遮蔽としてのクライオスタッフの外部の線量は、炉停止後約1日程度後の入室が可能であること。よってその目安を約2mrem/h(0.02mSv/h)以下とした。
- ・ クライオスタッフ内部 : 計測器等のメンテナンスを考えて、クライオスタッフ内部の線量は約1カ月後の入室が可能な線量であること。
その目安として約10mrem/h(0.1mSv/h)以下とした。
- ・ 真空容器内部 : トロイダル磁場コイルやポロイダル磁場コイルなどの超伝導マグネットの故障等による非常時の分解修理を想定し、炉停止後約一年経過した時点で、真空容器内部への人のアクセスが可能であること。よって真空容器内表面の線量を約10mrem/h(0.1mSv/h)以下とした。
- ・ ダイバータ板 : ダイバータ板は最も熱負荷が高いことから、交換の必要性が強く、定期的な交換が予想される。これについては炉停止後1カ月においてダイバータ板を引きだした時の線量がキャスクを要しないで運搬可能な表面線量（200mrem/h以下）であることが要求される。本検討の目安として約100mrem/h(1mSv/h)以下とした。

3) 核発熱

- ・ インボード側TFコイルのSCM表面 : 1 mW/cc以下
- ・ TFコイル総核発熱量 : 10kW以下

12.2 遮蔽構造

一次遮蔽体の構造材料は低放射化を図り、真空容器と一体構造として簡素化を図った。インボード側は超伝導コイルの核発熱低減に必要な遮蔽厚さとした。またアウトボード側の厚さは周辺機器の放射化、及び本体室、組み立て室外への中性子束の透過を制御する構造とした。また、一次遮蔽体は核発熱低減及び低放射化の観点から水タンク方式とした。

- ・一次遮蔽インボード側 25cm(水タンク方式)
- ・一次遮蔽アウトボード側 40cm(水タンク方式)

クライオスタットは、また周辺機器の放射化、及び本体室、組み立て室外への透過を制御し、実験本体室内での作業をするための生体遮蔽構造とし、50cmのコンクリートとした。一次元寸法を図12.1に示す。

12.3 低放射化材料の選択

1次遮蔽体構造材の検討に当たってのポイントは、放射化特性、構造強度、韌性、クリープ特性、溶接性、耐食性、真空特性、透磁率、電気伝導率及び熱伝導率などである。主な候補材料としてはオーステナイト系ステンレス、インコネル、Al合金系及びTi合金系を検討した。またその他候補としてフェライト鋼、高Mn鋼、セラミックス材料について調査した。本装置のフルエンスは実験炉クラスより4-5桁低いので、中性子照射による物性的影響評価はしていない。主要候補材料の特性比較を表12.1にまとめた。

12.4 遮蔽解析

低放射化材料の検討は1次元ANISN及びTHIDA2コードを使用した。核定数セットはFUSION-40(中性子42群、 γ 21群)を使用。解析フローを図12.2に示す。また、装置周辺の放射化検討は、2次元DOT3.5及びTHIDA2を使用した。

12.5 検討結果

主要候補材料の放射化計算結果を表12.2に示す。また一次遮蔽体の内表面(プラズマ側)線量率の時間減衰グラフを図12.3-12.6に示す。

1) オーステナイト系ステンレス

本材料はNiでオーステナイト安定化を行なっているものであり、溶接構造物として最も多くの実績を持ち、原子炉で多く利用されている。通常の成分(Co含有率0.2%)を用いたSUS316の線量評価の結果は、炉停止後1カ月後では⁵⁸Niの(n,p)反応による⁵⁸Co(半減期71日)と⁵⁹Coの(n, γ)反応による⁶⁰Co(5.3年)の寄与が主たるものであり、トータルで5000mrem/hある。1年後では⁶⁰Coのみが主核種となり、次に⁵⁴Mnとなる。⁶⁰Coの半減期で決まるので1年後も殆ど減衰せず2000mrem/hと高い。Co含有率は技術的に0.01%までの低減が可能である。この場合、1年後の一次遮蔽体内表面線量率は~400mrem/hにまで低減するが、目標とする線量基準よりもはるかに高く、低放射化材候補とはなりにくい。(図12.3(a),(b))

2) インコネル

インコネルは電気抵抗が大きく、また高温強度が高いこともあり、真空容器や圧力容器としての実績を持つ。しかしNiを主成分とするため⁵⁸Coが多く、インコネル625の場合、炉停止後1カ月後の表面線量はSUSよりも高い(~13000mrem/h)。インコネル625の通

常の成分比でのCo含有率は元々0.06%と少ないため、1年後には半減期の短い⁵⁸Coで決まり～800mrem/hまで下がる。Co含有率を0.01%まで低減した場合でも⁵⁸Coが主核種であるため線量に殆ど変化はなく、1年後の線量率はSUSよりむしろ高くなる。この点からインコネルは低放射化の候補材料とはならない。（図12.4(a),(b)）

4) Al系合金

Alは電気抵抗が低いことや構造強度が弱く溶接性が悪いなどのデメリットはあるものの、低放射化材料としての最有力候補として、プラズマ研究所のR計画でも検討された実績がある。Al系合金は航空機の軽量化材料としての開発研究が盛んに行なわれているが、この中でも特にAl-Li合金系は、従来の合金より低密度で高剛性を持ち、導電率が低くできる点で急速に開発・実用化が進められている。最大固溶限の4%までのLi添加に対し導電率は10数%低下し、ヤング率は～20%向上する。強度的にはSUSより高く、魅力ある有力な候補である。ただし150°C以上の高温強度特性が劣る点が問題である。Al-Li合金系としてAl2090について行なった評価では、1次遮蔽体プラズマ側表面、クライオスタット側表面ともに線量基準を満たしている。線量率についてはAl-Mn系を除けばほとんどのAl合金で同様の低放射化特性がある。（図12.5）

5) Ti合金系

Ti合金系の中でも $\alpha + \beta$ 合金の代表であるTi-6Al-4Vは航空機のフレームや外板、ロケットエンジン、深海潜水船の耐圧殻などに使用されている実用性の高い合金である。強度や電気抵抗ではSUS,インコネルより優れた特性を持つ。Tiで問題となる核種は⁴⁶Tiの(n,p)反応による⁴⁶Sc（半減期84日）であるが、半減期が短いので停止後1年後では14mrem/hとなり、ほぼ目標の線量値を満たす。また長半減期の核種の寄与が殆ど少ないので長期間運転した場合での低放射化も期待できる。低放射化特性を持ち、また高強度で電気抵抗が大きい点で最も魅力的な材料である。欠点としては伸びが少なく脆いこと、また水素を吸収して水素化物を形成しやすく、水素脆化による耐衝撃性の劣化がある。

（図12.6）

6) その他の材料

(フェライト鋼)

フェライト鋼は低放射化材の有力候補であり、核融合炉用構造材としてF82Hなど現在原研、NKKとの共同開発が進められているものもある。9Cr-1Mo系を例にとって行なった放射化特性(DT10%)では、炉停止後1年後の一次遮蔽体内表面で～300mrem/h、1カ月後のクライオスタット側表面で～30mrem/hと、低放射化材として比較的良好な特性を持つが、AlやTi合金系に劣る。Cr量が8-9%程度と低いため、表面に安定した酸化クロム被覆ができないことから耐食性が劣る。このためアウトガス量が多くなり、真空容器としての利用にはまだ問題を残す。

(高Mn鋼)

高Mn鋼は非磁性鋼でJT-60の支持構造材として利用されている。廃棄物処理で問題と

なる長寿命核種を発生しないというメリットはあるが、⁵⁴Mn(313日)を多く生ずるので、低放射化の目的を満たさない。

(セラミック材料)

グラファイト、SiC、Si₃N₄などを代表とするセラミックス材料は低放射化材料である上に、渦電流や電磁力が発生しない等のメリットがある。従って機械的強度は真空耐圧を確保するだけで良く、構造や支持方法が簡単となる。しかしながら現在までに大面積、大容量の製作実績がなく、今後多くのR&Dが必要である。

コンクリートは低放射化材であり、またその製造が極めて容易であることから、他の低放射化材と組み合わせた補強材としての利用が考えられる。例えば、薄板状のAl等を真空容器として、鉄筋の替わりにカーボンファイバー(3D-FRCやロッド式)を使用したコンクリート(水タンク式)を遮蔽／構造材とする考え方もあるが、2材質間の熱応力、付着特性などの点で問題があり、機能傾斜化材等のR&D等必要である。

12.6 核発熱評価結果

一次遮蔽体の候補材料のうち、SUS316、インコネル625、Al系合金(Al2090, Al2219)及びTi合金系(Ti-6Al-4V)について、インボード側トロイダル磁場コイルのコイルキャン部(He CAN)表面、及び超電導導体表面(SCM)での核発熱率計算結果を表12.2及び図12.7に示す。

低放射化の観点からは遮蔽体の混合比率が少ないと水タンク方式が有力であり、本設計では遮蔽体の水に対する比率を10-20%程度に設定している。SUS、インコネルでの計算結果は核発熱の最小値が50-70%で与えられており、遮蔽体の比率が少ないと核発熱は高めとなっている。Al合金系では、Al2219がSUS、インコネルより一様に高い核発熱を与えており、同じAlでもAl2090は比率の少ない領域程小さく、SUS、インコネルに較べ核発熱を低く抑える結果を与える。これはAl2090に含まれるLiの低エネルギー中性子に対する吸収効果によるものであり、遮蔽材として有力な候補となることを示している。Ti-6Al-4Vについては材料単体では他のどの材料より核発熱の遮蔽効果は悪い。この場合、水タンクに1%の¹⁰Bを添加することでAl2090と同様の遮蔽効果が期待できる。

Ti合金の場合、表12.2よりSCM部での核発熱率は目標値を満たす。また¹⁰Bを添加した場合のTFコイルの総核発熱量は11kWと試算され、目標をほぼ満たす。

12.7 低放射化検討のまとめ

オーステナイト系ステンレスは、技術的にはR&Dの必要性が少なく、最も現実的な候補材料といえるが、Coの低減が必要となる。低Coステンレス鋼については、

(a) 原料のNi中のCo成分を下げる(電解Niを用いる)

(b) 溶解炉など製作過程での混入を防ぐ(溶解炉の洗浄など)

等の方法により工場規模で0.01%以下の316L鋼を製造できる見通しが得られている。またさらに実験室では0.001%までの316L鋼試作の実績がある。すなわちSUSにおいては、Coの含有率を0.01%よりさらに少なくし、停止期間を1年よりやや長くとるか、中性子発生量を下げるような運転を工夫することによりさらに低い線量率レベルとなる可能

性はあるが、1年後の一次遮蔽体の内表面線量率を100mrem/h以下にすることは難しい。但しAl合金系については、Al-Mn系を除き、一次遮蔽体としての線量基準は十分に満たしており、その中でも高剛性を持つAl-Li合金系は最も有力な低放射化候補材料と言える。また、この材料は核発熱についてもSUSやインコネルより低くできる特性を有する。Al-Li合金系は航空機用として欧米メーカーでの開発が盛んであり、とくにNo.2090, 8090等はほぼ実用の段階に至っている。低放射化の観点からは最も有力な核融合炉材料と言えるが、高温強度特性が劣ること、電気抵抗の確保、また国内での鋳造製造能力の不足など、今後開発すべき技術的問題点は多い。電気抵抗の問題については、1cmの厚さX2枚としても一周抵抗は $10\mu\Omega$ であり十分でない。例えば、高放射化材であるSUSを低コバルト (Co~0.01%) とし、またできるだけ薄くした真空容器を遮蔽体の外側(反プラズマ側)に置くようにし、真空容器とAl-Li合金遮蔽体を組み合わせて分離型2層構造とすることなどの工夫をすれば、比較的低放射化と高抵抗との両立が図られる。

Ti合金は以上検討した候補材料の中では低放射化ではAl合金に次ぐ特性を持ち、ほぼ目標の基準線量を満たす。また強度、電気抵抗についても両立する点で、本装置の低放射化一次遮蔽対材料の有力候補と考えられる。高温領域(90°C以上)で問題となる水素脆化については、チタン表面に酸化被膜を形成する方法などがあるが、この点については今後の検討が必要である。

以上の検討から本装置の候補材料として、Ti合金を主案とする。

表12.1 低放射化候補材料の選択

特性 材料	用途	構造強度	溶接性	電気抵抗	低放射化
オーステナイト ステンレス鋼 (SUS316)	原子炉 その他一般	○	○	○	×
インコネル (Inco625)	JT-60 真空容器	○	○	○	×
Al合金系 (Al2090)	航空機材料	△	△	△	◎
Ti合金系 (Ti6Al4V)	スペース シャトル・ 潜水船	◎	○	◎	○

表12.2 1次元遮蔽計算結果 (DT3%)

一次遮蔽体材料	炉運転中核発熱量 (mW/cc)		炉停止後真紅容器周辺放射化量 (mrem/h)			
	SCM	He CAN	経過時間	真空容器 プラズマ側表面	真空容器クライオ statt内	クライオstatt内 TFコイル表面
				1月後	67.4	52.0
SUS316 + H ₂ O (Co 0.01%)	1.3	14.9	1月後	3320	67.4	52.0
			1年後	344	8.2	6.5
Inco625 + H ₂ O (Co 0.06%)	1.3	15.2	1月後	13050	208	146
			1年後	985	20.5	15.1
Al合金系(Al2090) + H ₂ O	0.68	8.44	1月後	20.2	16.6	18.9
			1年後	1.71	2.19	2.5
Ti合金系(Ti-6Al-4V) + H ₂ O	0.89	9.6	1月後	217	22.4	21.9
			1年後	13.8	2.35	2.53
Ti合金系(Ti-6Al-4V) + H ₂ O +10B(1%)	0.24	1.6	1月後	216	21.7	21.2
			1年後	13.8	2.26	2.43

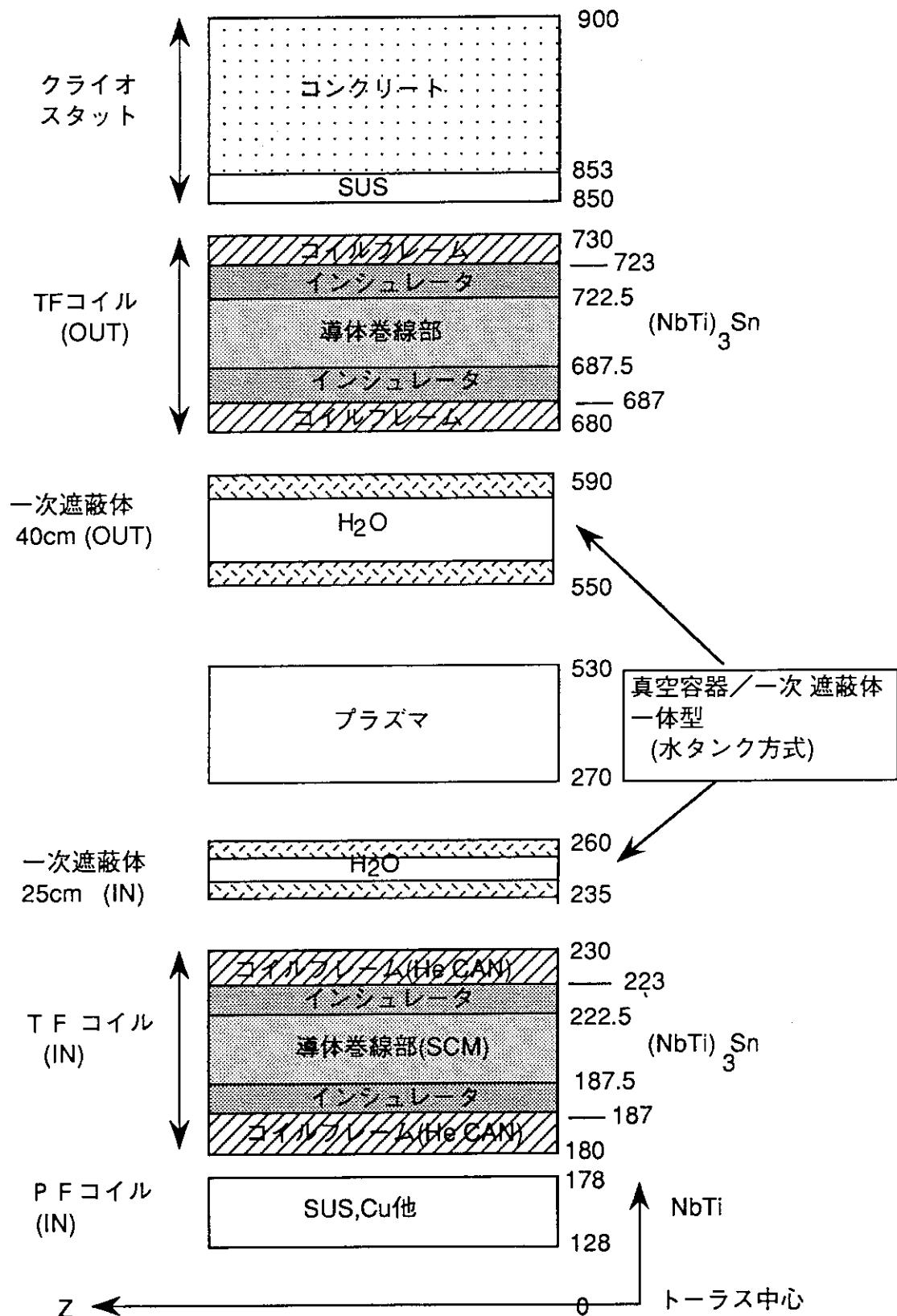


図12.1 1次元遮蔽構造寸法(cm)

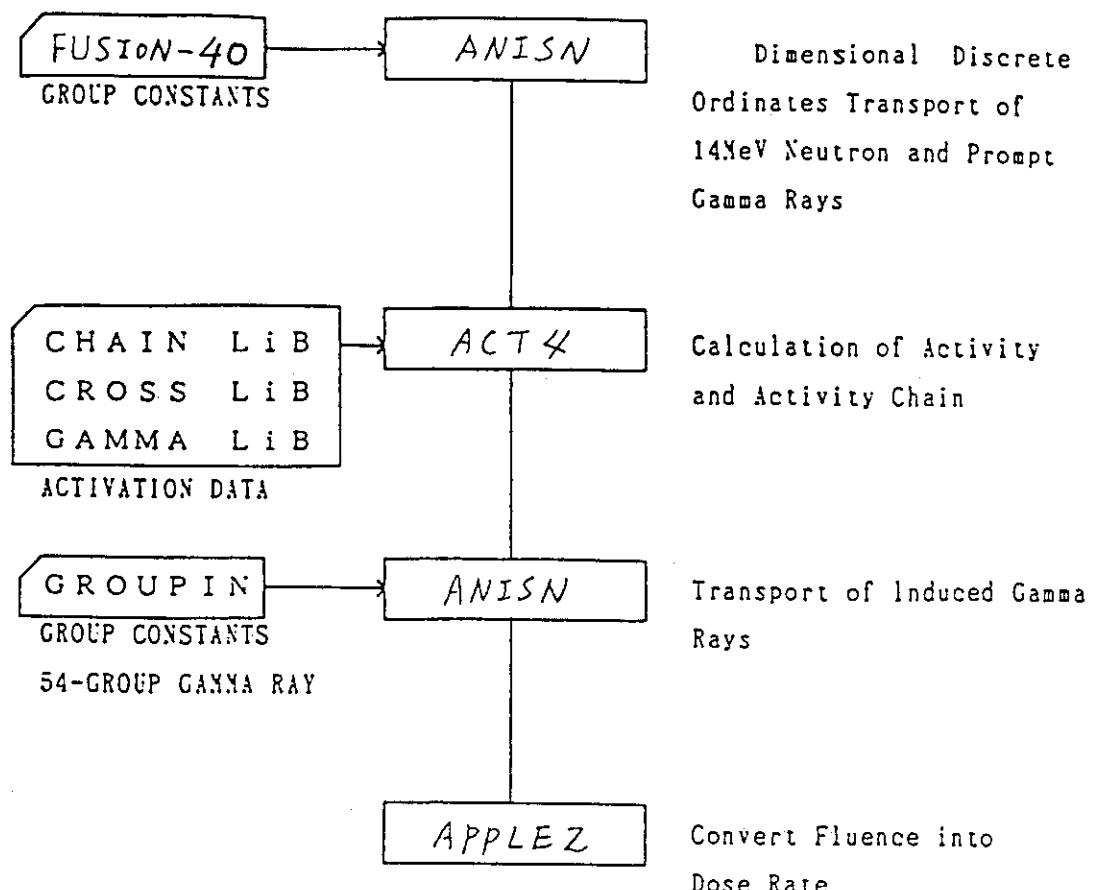


図12.2 低放射化計算フロー

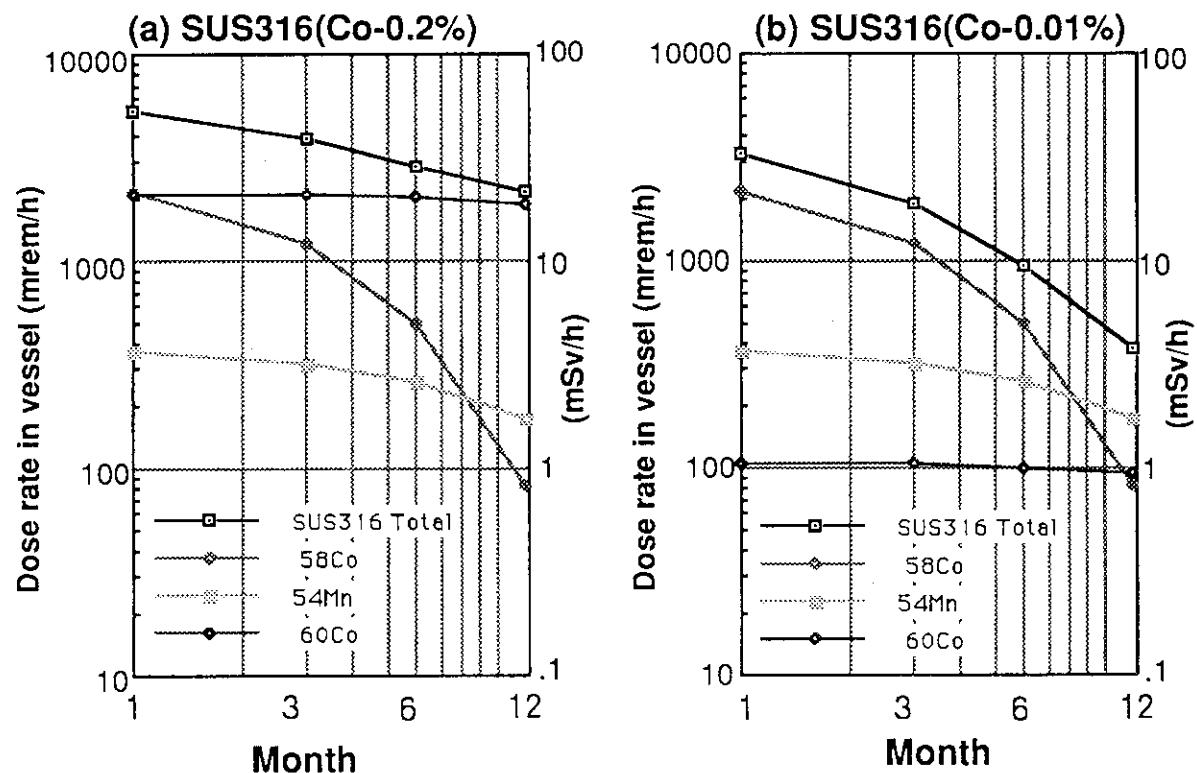


図12.3 一次遮蔽体（SUS 316）の表面線量 (a) Co0.2%, (b)Co0.01%

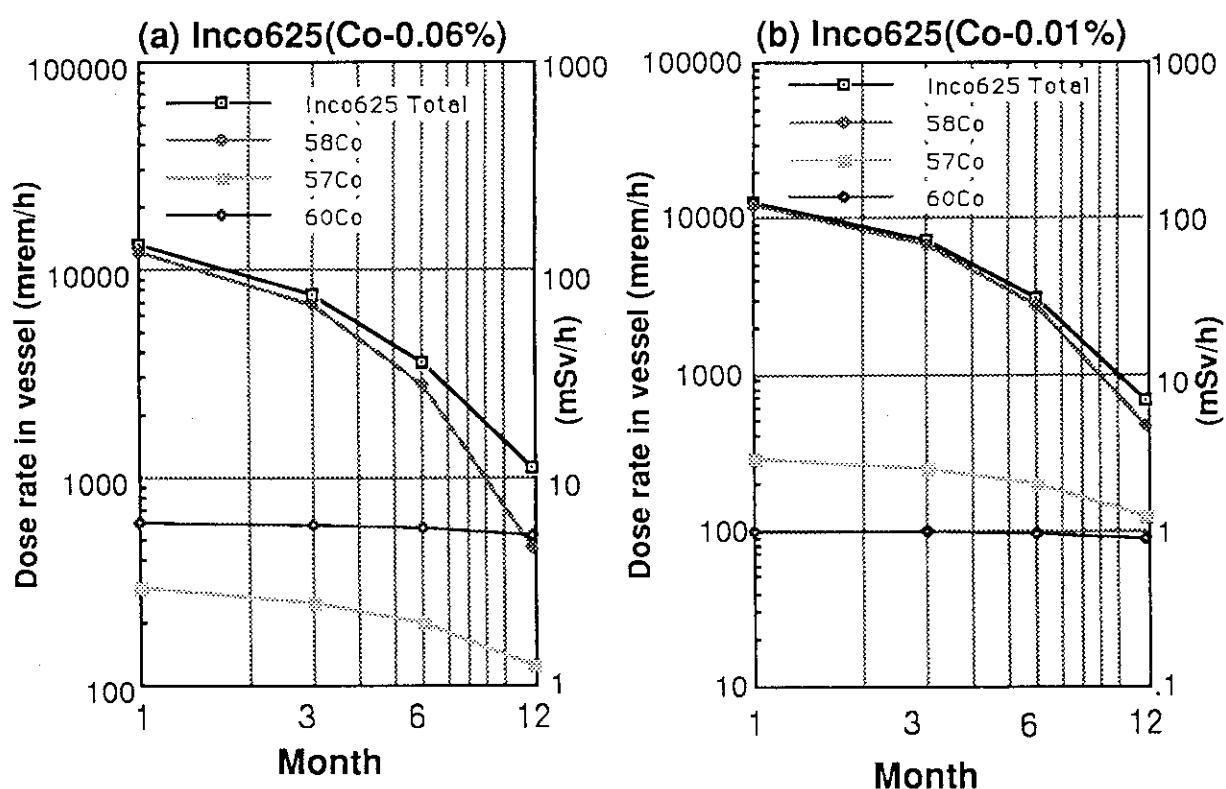


図12.4 一次遮蔽体（Inconel625）の表面線量 (a) Co0.06%, (b)Co0.01%

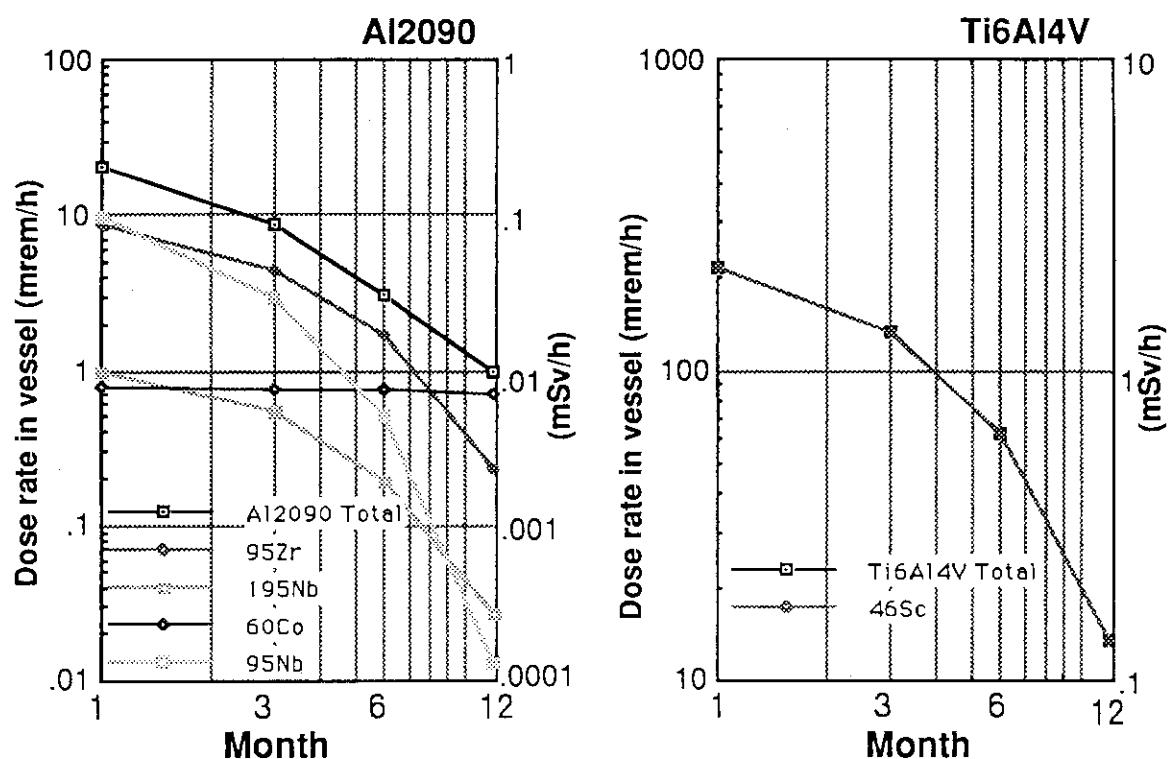


図12.5 一次遮蔽体（Al2090）の表面線量

図12.6 一次遮蔽体（Ti-6Al-4V）の表面線量

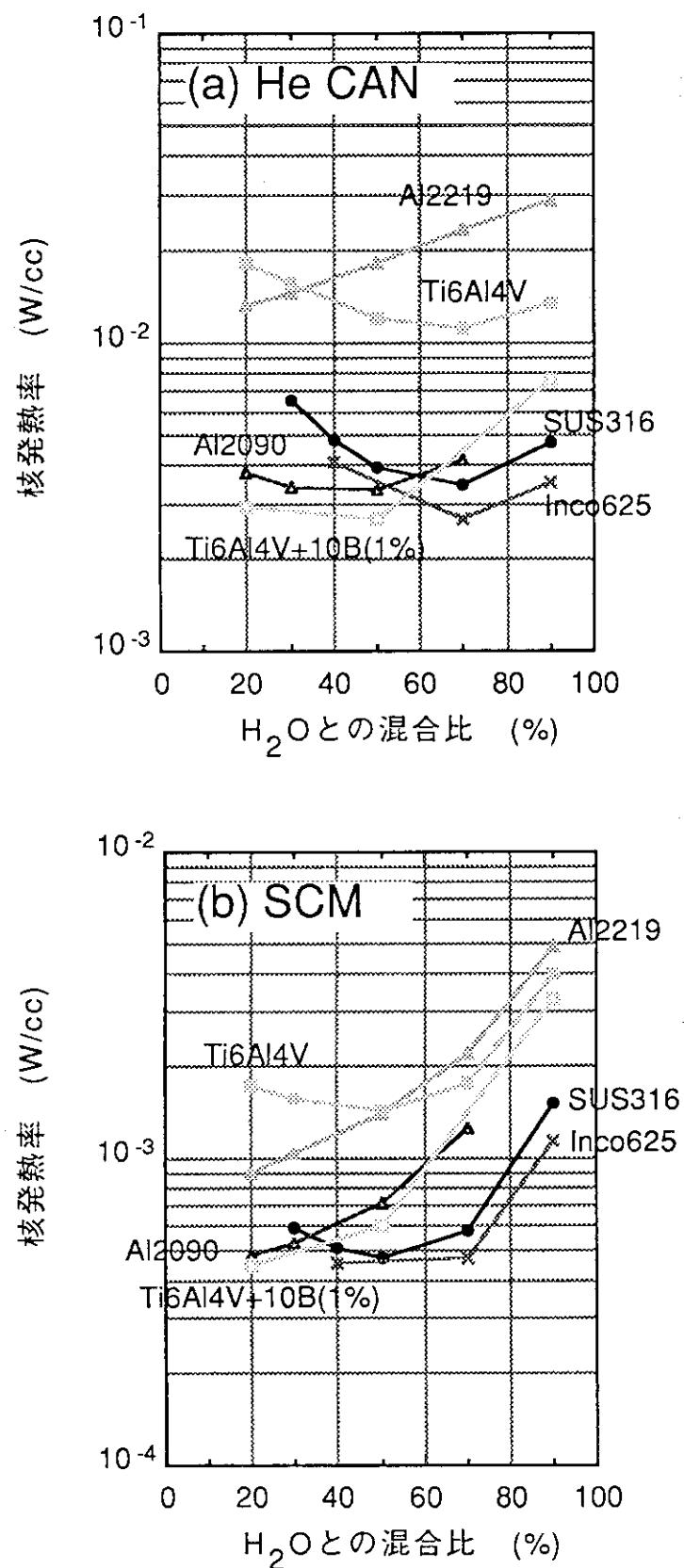


図12.7 核発熱率 (インボード側TFコイル表面, DT10%) (a) He CAN表面, (b)SCM表面

12.8 装置周辺での放射化検討（2次元モデル）

炉心模擬装置本体の遮蔽を2次元モデル化し、NBIポート開口部周辺や本体地下室の放射化を評価した。

(1) 本体室地下の放射化評価

本検討ではR-Z平面での2次元モデル化(図12.8)により、クライオスタッフを水平方向に貫通するダイバータポート及びダイバータポートから地下室へ伸びる排気ダクトからのストリーミング評価(図12.9)及び真空容器を囲むTFコイルの核発熱評価(図12.10)を行った。特に排気ダクトからのストリーミングは本体室地下の放射化を評価する上で重要となる。

炉停止後1日、1カ月、1年後の本体周辺の放射化評価を行なった(図12.11～12.13))。ダイバータポート開口部はダイバータの引き出し時以外は、SUS製の蓋をする。本計算では、炉停止後1日後の開口部付近の線量率は約1mrem/hであり、アクセス可能な線量値となっている(図12.11)。炉停止後1日後の貫通部地下室側開口部付近での線量は0.1mrem/hとなる(図12.8)。

この値を基にして行った簡易評価では、地下室床上2mでの線量率は0.05mrem/hであり炉停止後1日後での入室は十分可能である。

(2) NBIポート周辺部の遮蔽、放射化評価

本検討ではX-Y平面での2次元モデル化(図12.14)により、特にNBIポート開口部周辺のトロイダル磁場コイルの核発熱率、またポート周辺部の放射化の影響を評価した。特にポートからのストリーミングは組立室にあるイオン源などの放射化を評価する上で重要である。NBIポートの材質はSUSとし、その厚さを20cm(クライオスタッフ側ポート付け根部分の遮蔽厚さは30cm)とした。一次遮蔽体としてはTiではなく、インコネル材(インコネル30%、水70%)を仮定した。また、イオン源から発生する中性子は考慮していない。

運転中のポート開口部からイオン源付近へのストリーミングは、クライオスタッフ周辺部より低くなっている(図12.15)。イオン源部までのポートの遮蔽厚さは20cmで十分と考えられる。NBIポートに最も近接したアウトボード側TFコイルの超電導体表面の核発熱率量は、0.03mW/ccであり、NBIポートからの漏洩を考慮しない1次元計算の結果と同程度の核発熱である。運転中のTFコイル超電導材のCu dpaは 3×10^{-7} dpaであり、超電導材中のCuにおける基準値 5×10^4 dpaより十分に低く、問題ない(イオン源でのCu dpaは $\sim 10^{-12}$ dpa)。

炉停止後1カ月での線量率は、クライオスタッフ内のポート周辺部で100mrem/hの領域が広がっており、1カ月後を想定したメンテナンス時のTFコイル周辺までのアクセスは、インコネルを用いた真空容器を仮定した本計算では難しい(図12.16)。NBIポート周辺についてはさらに遮蔽厚さや材料選択の最適化が必要である。ポート、ダクト及びビームダンプなどの部分にはAI合金を使用した低放射化が望ましいと考えられる。ビームタンク及びイオン源部での炉停止1カ月後の線量率は、ビームタンク(I)内のビームダン

部部分で最大1mrem/h、イオン源部分で0.1mrem/hであり、十分メンテナンス時のアクセスが可能な線量となっている。また、SUS表面での1日後の放射化レベルは1カ月後の約1.3倍となるので、1日後からのメンテナンスも十分に可能である。

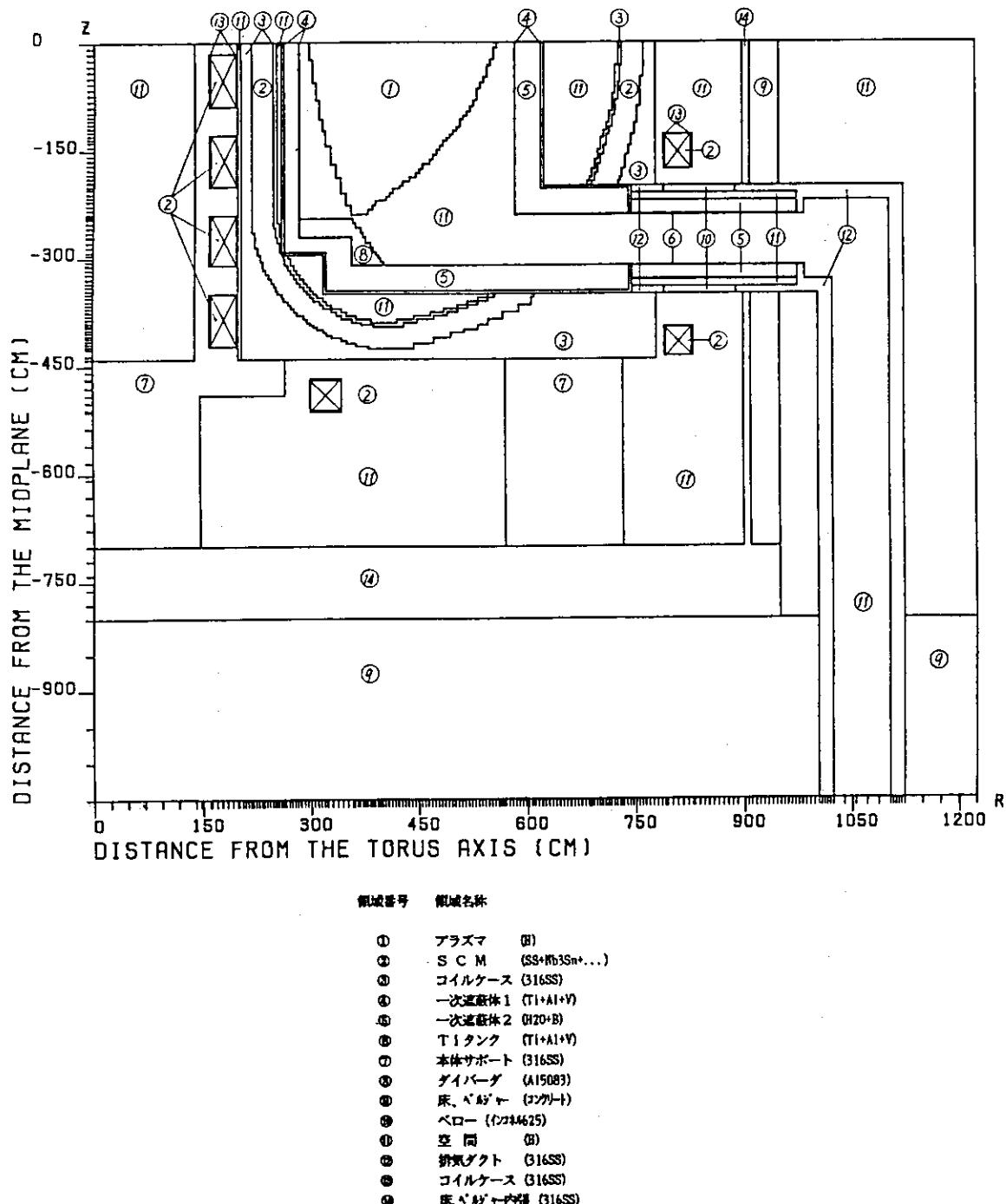


図12.8 定常化研究トカマク装置の本体まわり2次元計算モデル（R-Z平面）

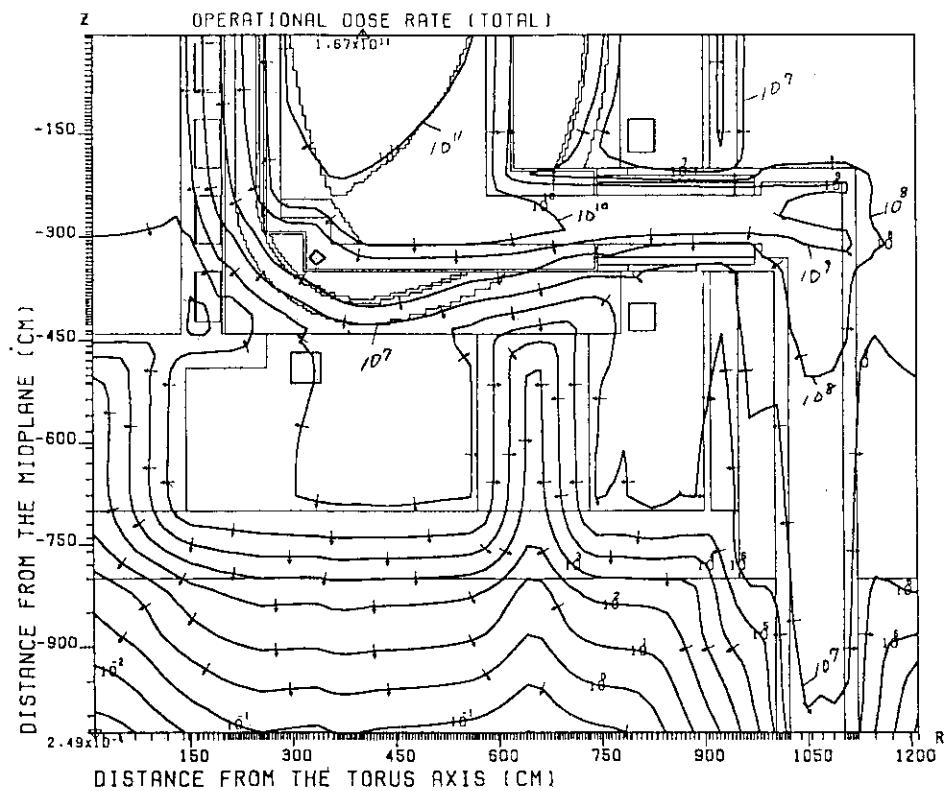


図12.9 運転中の線量率分布 (mrem/h)

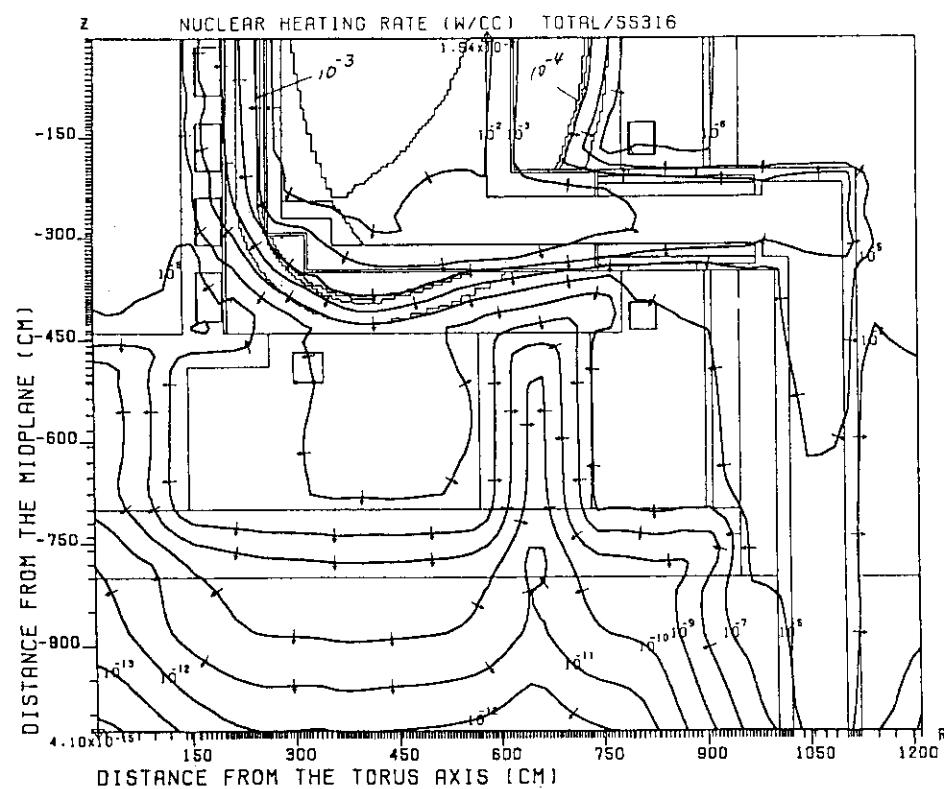


図12.10 本体周辺の核発熱密度分布 (W/cc)

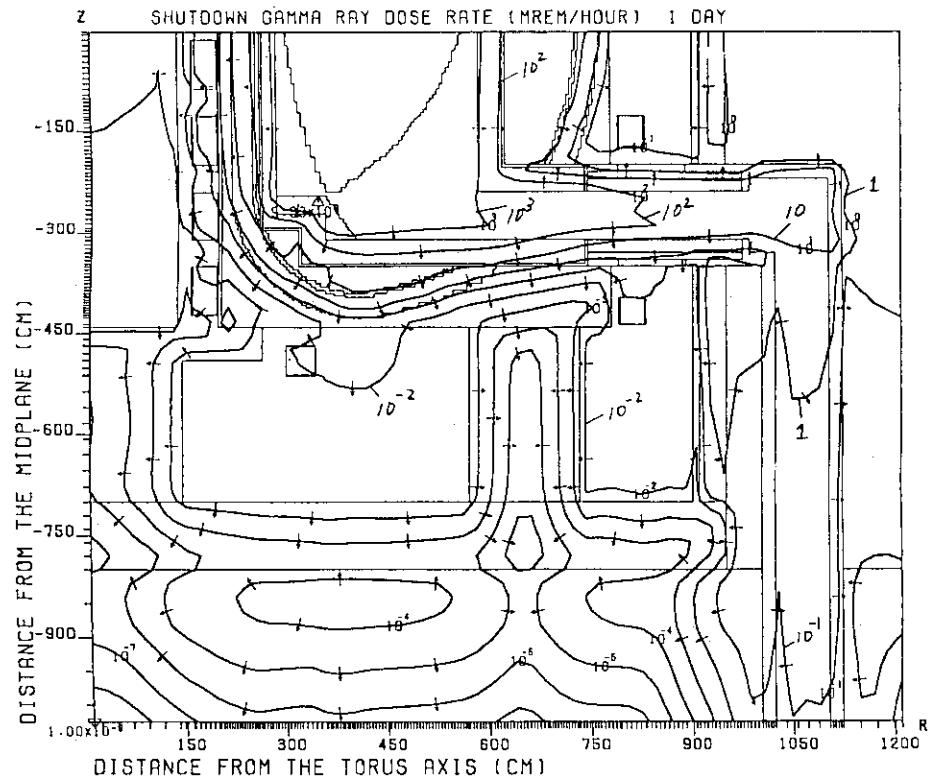


図12.11 炉停止 1日後の線量率分布 (mrem/h)

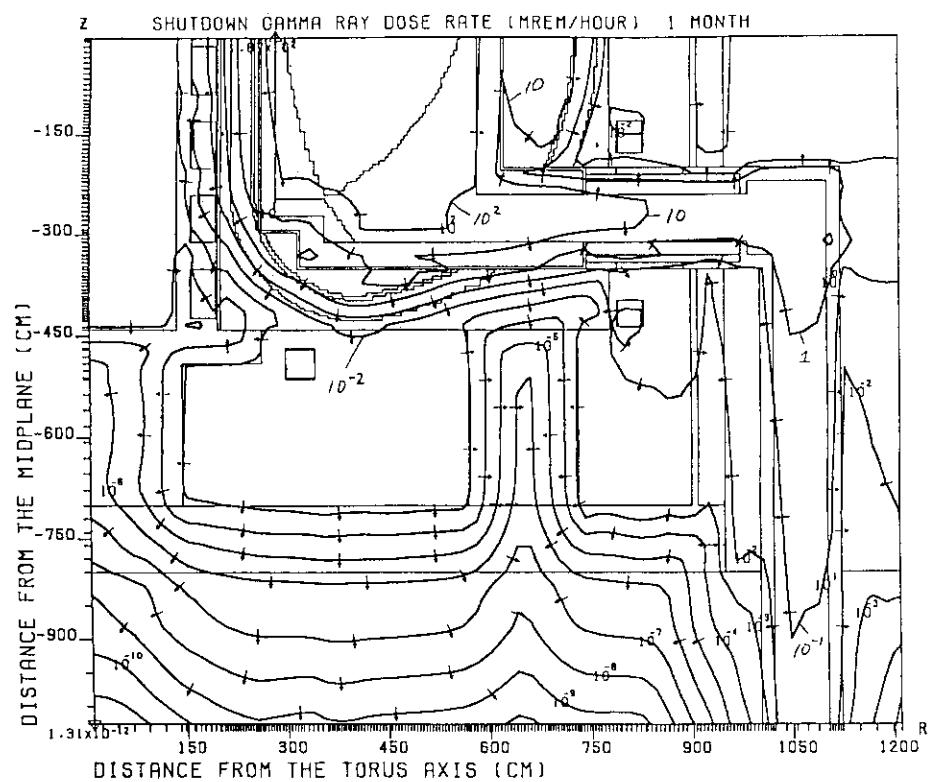


図12.12 炉停止 1カ月後の線量率分布 (mrem/h)

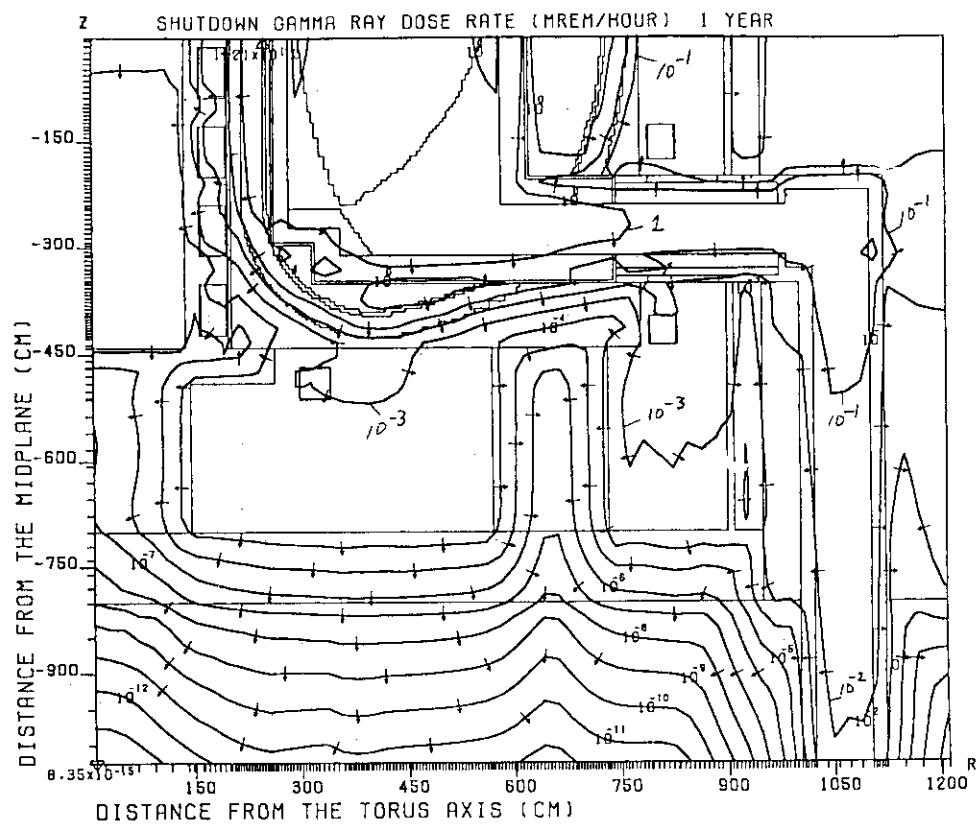


図12.13 炉停止1年後の線量率分布 (mrem/h)

JT-60炉心模擬装置2次元遮蔽計算モデル

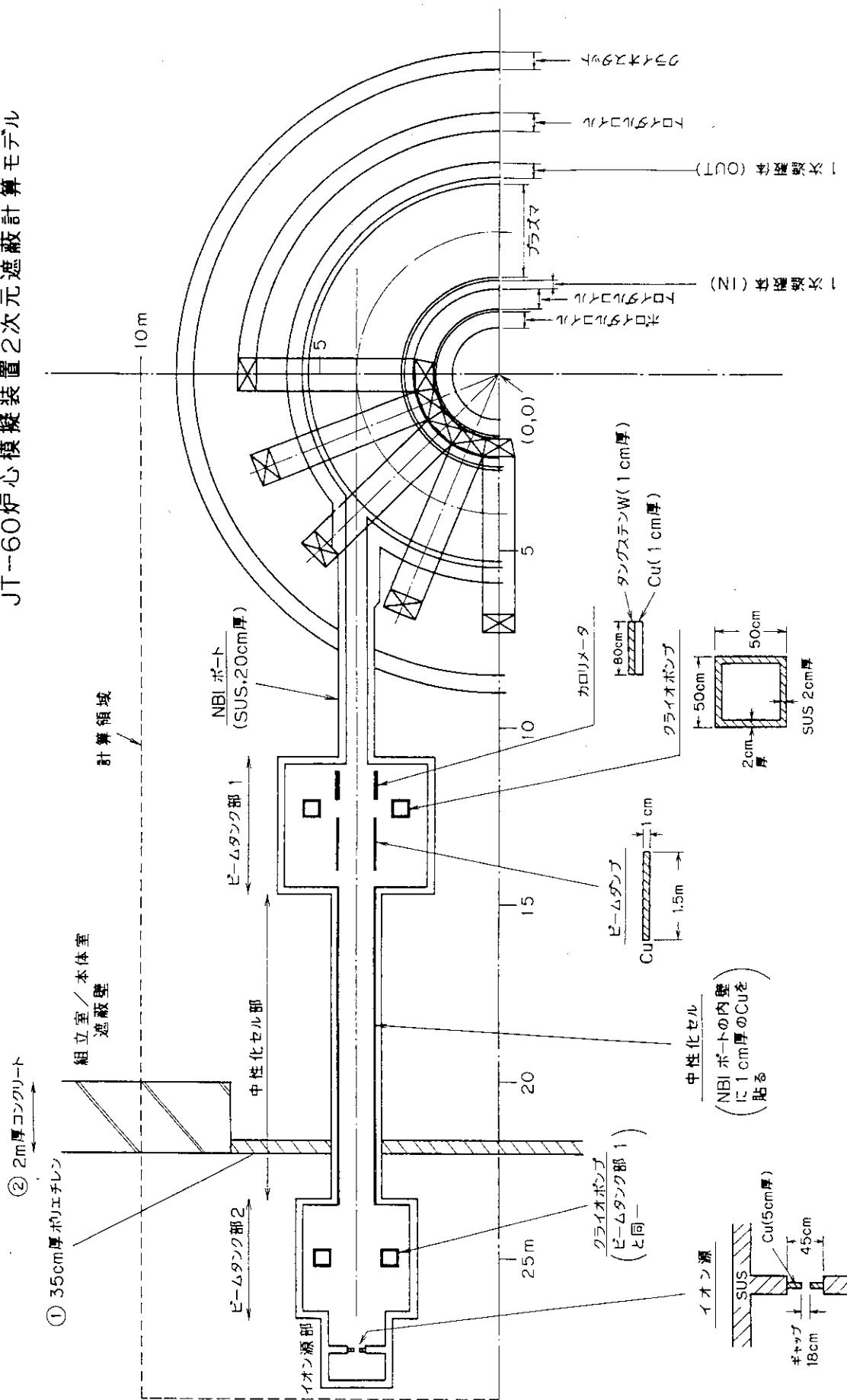


図12.14 装置周辺部の2次元モデル（X-Y平面）

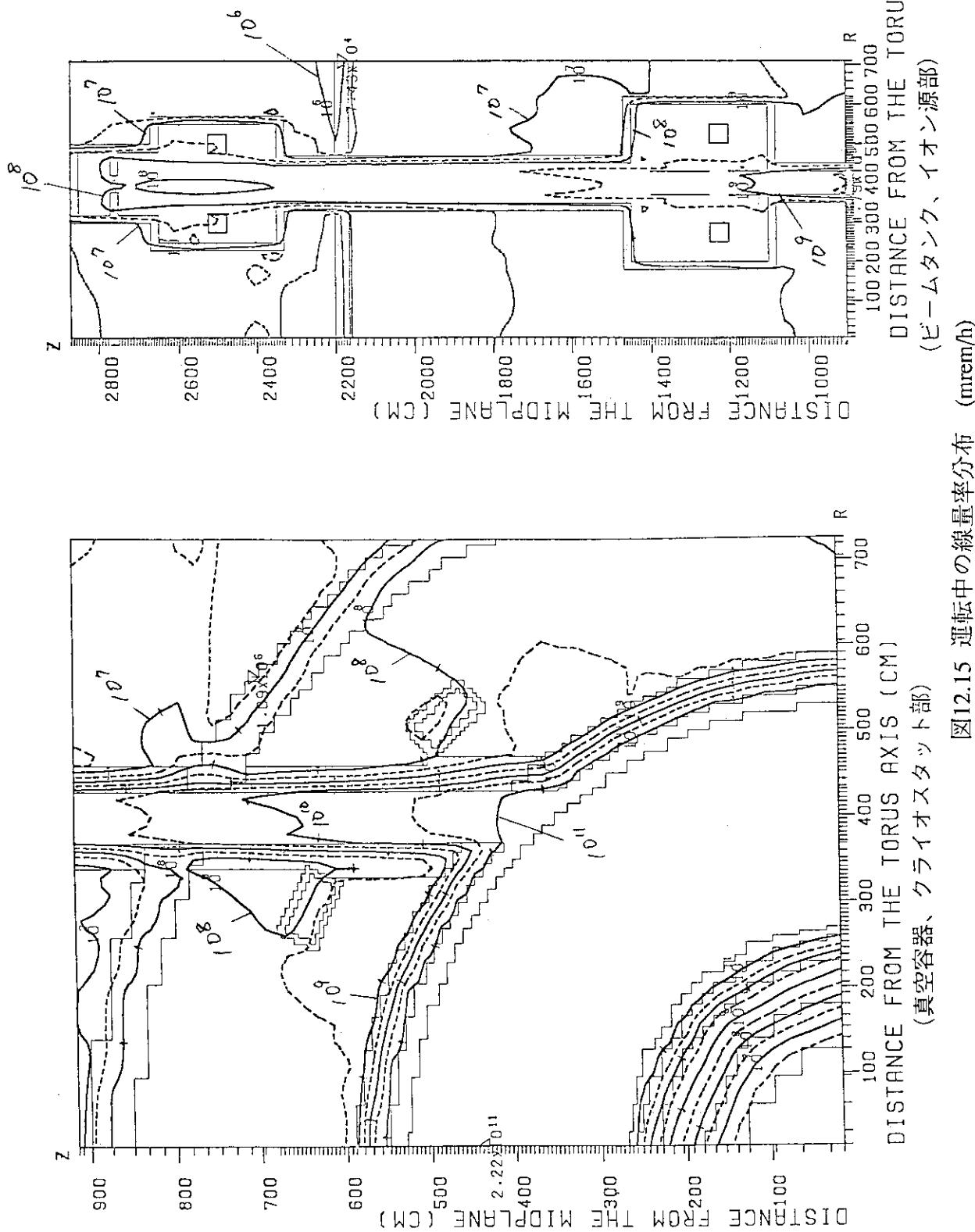


図12.15 運転中の線量率分布 (mrem/h)
 (ビームタンク、クライオスタット部)
 (真空容器、イオン源部)

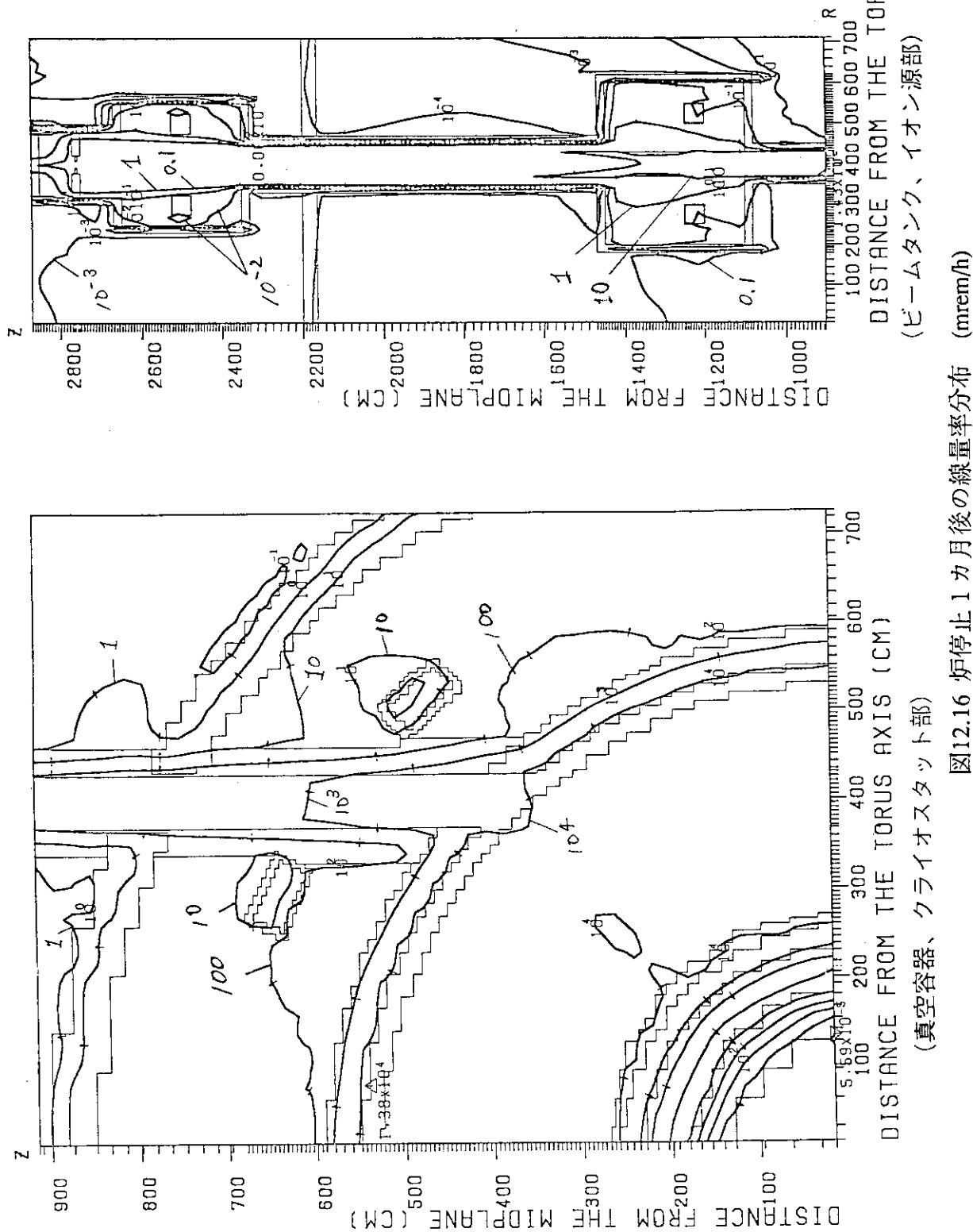


図12.16 炉停止1カ月後の線量率分布 (mrem/h)
(ビームタンク、イオン源部)

（真空容器、クライオオスタット部）

12.9 ダイバータ板の放射化検討

ダイバータ板交換は支持構造ごと引き出すようなリモートメンテナンス方式を想定しているが、引き出したダイバータ板については、表面線量が十分に低いことが要求される。その支持構造物に用いる材料としては低放射化を最も重要な選択要素とする。

このような観点から、図12.17の様な引き抜き対象となるダイバータ板構造を考え、その素材を表12.3のように設定した。ダイバータ板およびヒートシンクの材料は固定したが、表中①-(3)、③～⑦に示す「その他の構造物」については、幅90cm、高さ50cm、長さ210cmの空間に渡って広く分布しているため、本検討に際してはこれをダイバータ板の面積に換算し、厚み4.6cm、半径71.4cm円盤で仮定した。「その他の構造物」の材料としてはインコネル、SUS、Al-Li系合金(2090)の3種類について検討した。3種類の材料を用いた場合の線量の時間変化を図12.18に示す。

線量の計算結果を表12.4にまとめた。

- ・ダイバータ板材料であるカーボンからの線量はない。
- ・「その他の構造物」をインコネルとした場合には、表12.4下に示すB点の最小値でも線量基準(1ヵ月後で100mrem/h以下)を大きく上回り、候補材料として適当でない。
- ・Al-Li系合金については、A点の最大値においても20mrem/hと低く、ヒートシンクの線量90mrem/hと合わせても110mrem/hと線量基準に近く、有力候補となる。この場合200mrem/h(目安としてキャスク無で運搬可能な線量とした)までまだ余裕があり、強度を高めるためにさらにAl-Liの使用量を増大が可能である。
- ・Al-Li系合金を用いた場合でも、その線量の大部分がAL-Cu合金のヒートシンク部分で決まっている。この検討より冷却構造としてはモノシリック方式を採用する。

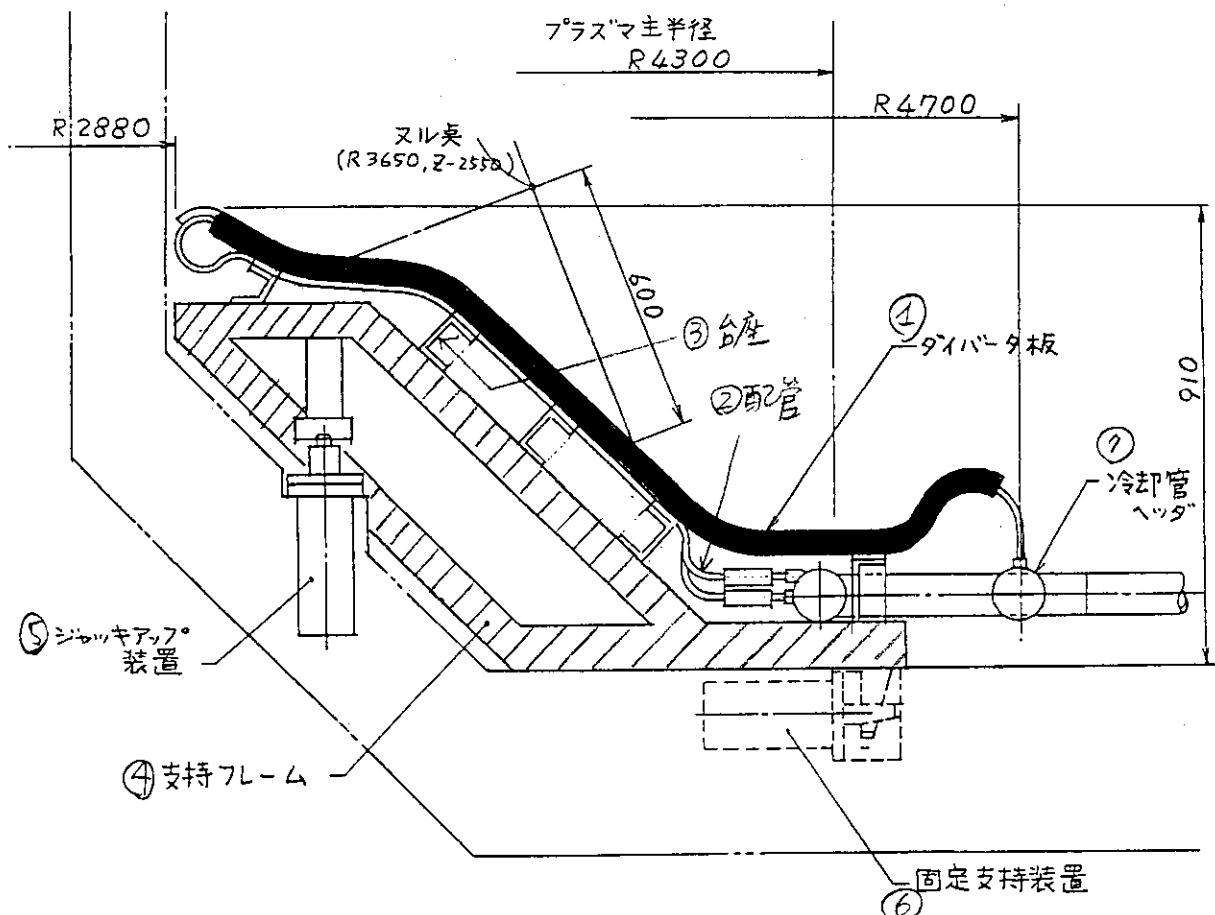
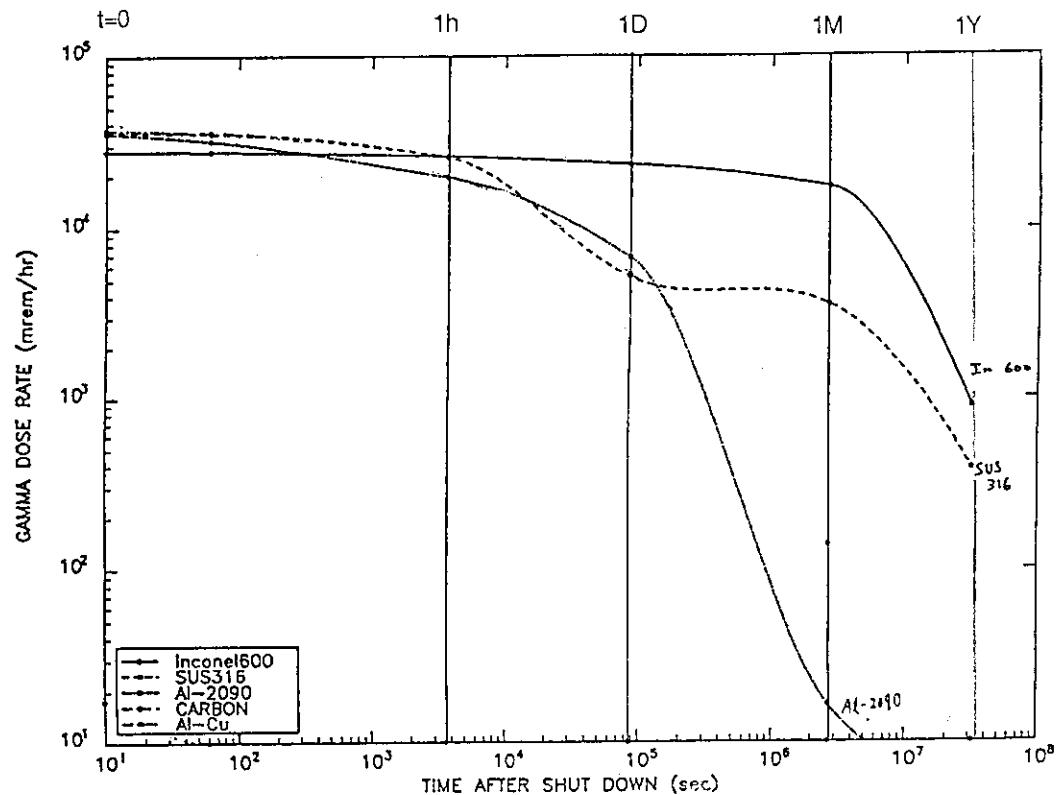


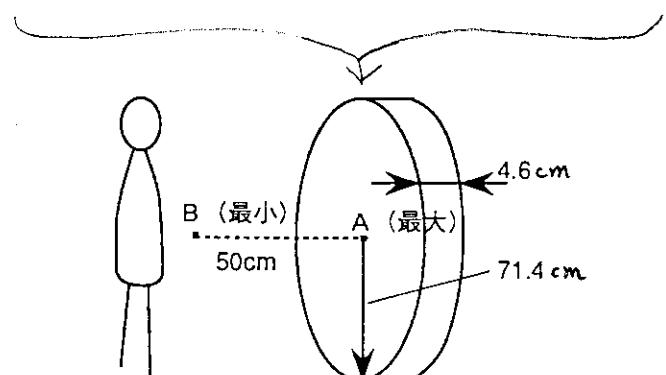
図12.17 ダイバータ構造

表12.3 ダイバータ主要構成

名称	材料	厚み (cm)	面積 (cm ²)	体積 (cm ³)
①ダイバータ板 (1)ダイバータ (2)ヒート・シンク (3)基板	カーボン Al分散強化銅 SUS/Inconel/Al-Li	1 2.5 1	16000	
②配管	Al分散強化銅			1200
③台座	SUS/Inconel/Al-Li			4500
④支持フレーム	SUS/Inconel/Al-Li			16600
⑤ジャッキアップ装置	SUS/Inconel/Al-Li			
⑥固定支持装置	SUS/Inconel/Al-Li			31700
⑦冷却管ヘッダ	SUS/Inconel/Al-Li			4000

図12.18 炉停止後の γ 線量率時間減衰分布（素材内表面最大値）表12.4 炉停止後の γ 線量率 (mrem/h)

	ダイバータ C Natural	ヒート・シック・配管 Al分散強化銅	その他の構造材 Inconel 600	SUS 316	Al-Li合金
1日 段大A 島木B	0	3600	<u>27000</u> <u>11000</u>	<u>6000</u> <u>2500</u>	<u>7800</u> <u>3300</u>
1カ月	0	90	<u>20000</u> <u>8300</u>	<u>4200</u> <u>1700</u>	<u>20</u> <u>8</u>
1年	0	80	<u>1000</u> <u>400</u>	<u>450</u> <u>190</u>	<u>3</u> <u>1</u>



「その他の構造材」については
ダイバータ板と同面積の円板表面線量で評価

13. 真空排気、トリチウム処理系

13.1 真空排気系

真空排気系は、 $20\text{Pam}^3/\text{s}$ の定常粒子補給を行なえる様に設計する。ダイバータ室での中性粒子ガス圧は 1Pa 程度と想定し、そこでの実効排気速度は $20\text{m}^3/\text{s}$ とする。排気ポンプは、本体地下室に設置する。排気ポートは、トーラス方向で4本とする。1本当たりのポートのコンダクタンスは次の様に評価される。ポート断面を $0.8\text{m} \times 0.8\text{m}$ 程度、ダイバータ室からポンプまでの長さを 10m 程度とすると、重水素ガスに対し $20\text{m}^3/\text{s}$ 以上である。4本の排気ポートのコンダクタンスは $80\text{m}^3/\text{s}$ 以上であり、ポンプ排気速度に比べ十分大きい。ポンプ近くでのポートの細かい分岐がない限り、排気ポートのコンダクタンスによる排気速度の低下は概略無視できる。

従って、4系統それぞれのポンプに必要な排気速度は $5\text{m}^3/\text{s}$ である。 $0.5\text{-}1\text{Pa}$ の圧力領域で、この程度の排気速度を確保でき、トリチウム排気対応が可能なポンプとして、a) クライオポンプ、あるいは最近開発が進んでいるb)ワイドレンジ・ターボ分子ポンプ ($1\text{Pa}\text{-}10^{-9}\text{Torr}$)がある。a) クライオポンプは、 0.5Pa 以上の圧力では気体の熱伝導による熱負荷が増大し、液体ヘリウムの消費量が大きくなり、クライオ面を安定に冷却できない可能性がある。また、定期的な再生を必要とするため、再生用ポンプも含め排気系を2台並列とする必要性も生じる。b)ワイドレンジ・ターボ分子ポンプは $0.5\text{-}1\text{Pa}$ で排気速度の低下は20%であり、 $3\text{m}^3/\text{s}$ の大容量のポンプが市販されている。

以上より、1系統につきワイドレンジ・ターボ分子ポンプ ($3\text{m}^3/\text{s}$) 2台を並列に設置することを基本案とする。その下流にはオイルフリー往復動型粗引ポンプ ($\sim 5\text{m}^3/\text{min}$)を設ける。このシステムは、ダイバータ排気としての機能以外に、真空容器の大気圧から超高真空への排気も可能であり、設備を簡素化することができる。図13.1に排気系の系統図を示す。

クライオスタッフの排気系は、排気容量が大きい（約 2000m^3 ）ので、粗引系と定常系に分け、設備規模を小さくする。 10^5Torr 程度までの排気時間を3-4日程度とする。粗引系は $1000\text{m}^3/\text{hr}$ のメカニカルブースターポンプを用いる。定常系は故障時のバックアップを考慮して2系統設置する。定常排気系はダイバータ排気系と同様とする。図13.2にクライオスタッフ排気系の系統図を示す。

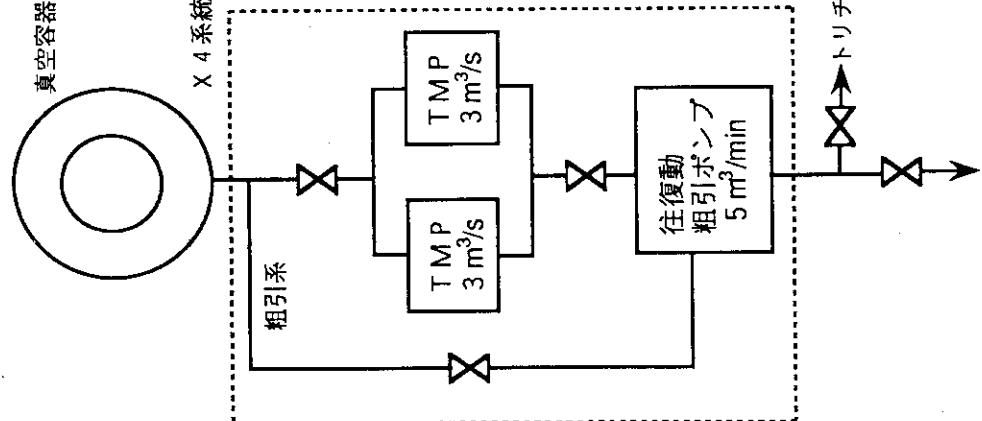


図13.1 ダイバータ排気系

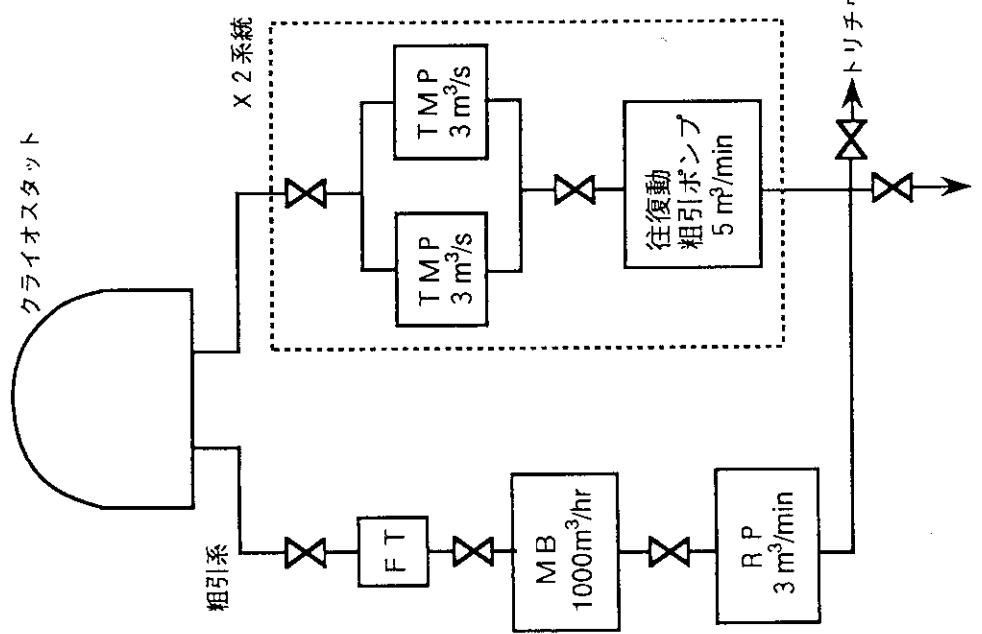
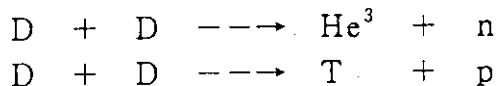


図13.2 クライオスタット排気系

13.2 DD反応で生成するトリチウムの処理系

次のDD反応でTとHeが生成する。



上記トリチウムの生成量は年間中性子発生量と同じ 4×10^{22} 個 = 0.2g = 1910 Ci (約 2000Ci) と予想される。1 mole の T_2 ガス分子数は 6.02×10^{23} 個、原子数は 1.2×10^{24} 個である。トリチウムを含む排気ガス処理系の検討案としては基本的に以下の対策を考えられる。

- (1) D/Tを分離せずに全量大気放出する
- (2) 同位体分離装置を用いてトリチウムの大気放出量、系内循環量を低減する
- (3) D/Tを分離せずに、全量プラント内に貯蔵する

以上の排気ガス処理の検討フローは図13.3に示される。また、この検討ではトリチウムの扱い量が少ないとからトリチウムの再利用は考慮しない。また、検討案(1)の全量大気放出についても、環境への影響から見て現実的でないので本検討の対象としない。以下に(3)、(2)の順にその技術的検討結果をまとめた。

13.2.1 全量貯蔵方式

(トリチウム水方式)

- ・トリチウムを含んだ排気ガスを一端貯留タンクに溜める（希釀用不活性ガスと酸化用の酸素ガスを混合して調整する）
- ・調整混合ガスは加熱器を経由して触媒塔に入り、H,C系を酸化処理して取り除く
- ・触媒塔で発生したD,Tを含む水蒸気を沸点の低い成分と凝縮分離する
- ・凝縮したD,T成分を液体貯蔵タンクに溜めて貯蔵する (~6l/y, 19.3節)
- ・貯溜水はコンクリートで固化して保存する

本方式の処理系フローを図13.4に示す

(金属ベッド方式)

- ・トリチウムを含んだ排気ガスを一端貯留（バッファ）タンクに溜める（加圧する）
- ・水素透過膜（パラジウム合金膜拡散器）でまず水素同位体ガス (DT, D_2) と不純物ガスを分離する
- ・水素同位体ガスは金属ベッド（ウラン又はCoZr）へ吸着させる。
- ・不純物ガスメタン等は、酸化触媒器で酸化し、水化して回収する。
- ・酸化触媒器で酸化した水分は水分捕集器で捕集、乾燥する

本方式の処理系フロー図及び処理設備の平面配置を図13.5に示す。

13.2.2 同位体分離方式

重水素ガスのトリチウムの化学型はほとんどがDTと考えられる。次の運転条件でT濃度を計算すると以下となる。

運転日数 4 (日／週) × 18 週 = 72 日

10 Shot, 50 sec, D_2 打ち込み量 : $20 \text{ Pa m}^3 / \text{sec}$

全 D_2 量は $7.2 \times 10^5 \text{ Pa m}^3$, 317 mole

一方T量は T_2 換算で 0.033 moleなので濃度は $0.033 / 317 = 104 \text{ ppm}$ となる。

このような重水素ガス中の微量なTを回収して排気濃度を許容値以下に下げる方法として、同位体分離法が挙げられる。同位体分離法には大きく分けて下記の3方式がある。

(深冷蒸留方式)

深冷蒸留塔を用いた同位体分離装置はカナダで実績があるので可能性はあるが、処理容量がある程度大きな場合に有効。また装置が大型化する。

(熱拡散方式)

本方式は分離効率もよく、小規模な方法として有力である。但し本設計のような微量の分離実績はデータがない。

(トリチウム水転換方式)

本方式は水中の軽水素とTとの同位体交換反応によりTを取り除く方式であるが技術的に確立していないので本検討から除外する。

上記のうちで最も適当と考えられる熱拡散方式の処理系の概要は以下となる。

- ・トリチウムを含んだ排気ガスを一端貯留タンクに溜める（希釀用不活性ガスと酸化用の酸素ガスを混合して調整する）
 - ・調整混合ガスは加熱器を経て高温にした後、活性金属ベッドにて水素同位体の化合物を分解させ、水素同位体とヘリウムを取り出す
 - ・さらに分解ガスをパラジウム拡散器で不純物を分離して水素同位体のみを取り出す
 - ・水素同位体は熱拡散ユニットで同位体分離してT成分のみを取り出す
 - ・T成分は金属ベッドに貯蔵し、T成分以外の水素同位体は排気筒より大気放出する
- 本方式の処理系フローを図13.6に示す。

これまでの検討では、炉心模擬装置でのトリチウム処理系としては、現時点では最も簡便な全量貯蔵によるトリチウム水方式を採用することとする。但し最終的に水の形で貯蔵するか、または脱湿再生せず、脱湿塔でモレキュラーシーブに捕集した形で貯蔵保管するかは今後の検討が必要である。後者の場合につき検討した処理系系統図と全体配置図案を図13.7、13.8に示す。

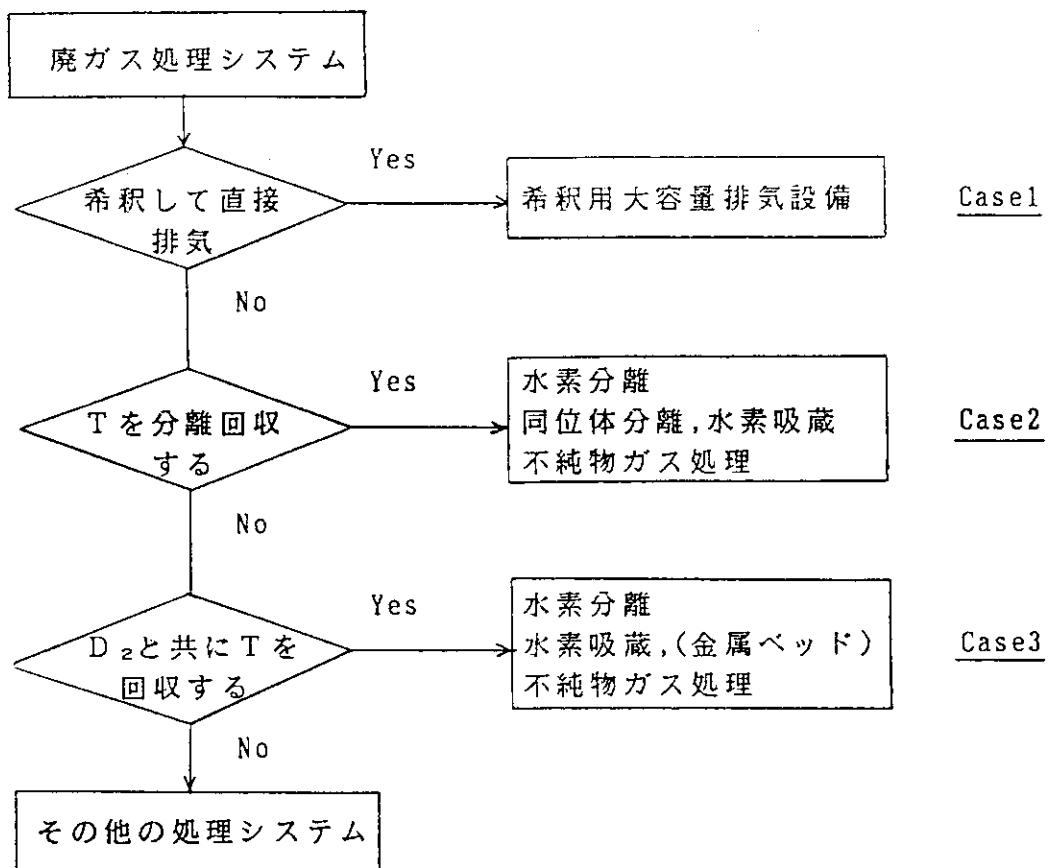


図13.3 トリチウムの生成量と排気ガス処理系の検討フロー

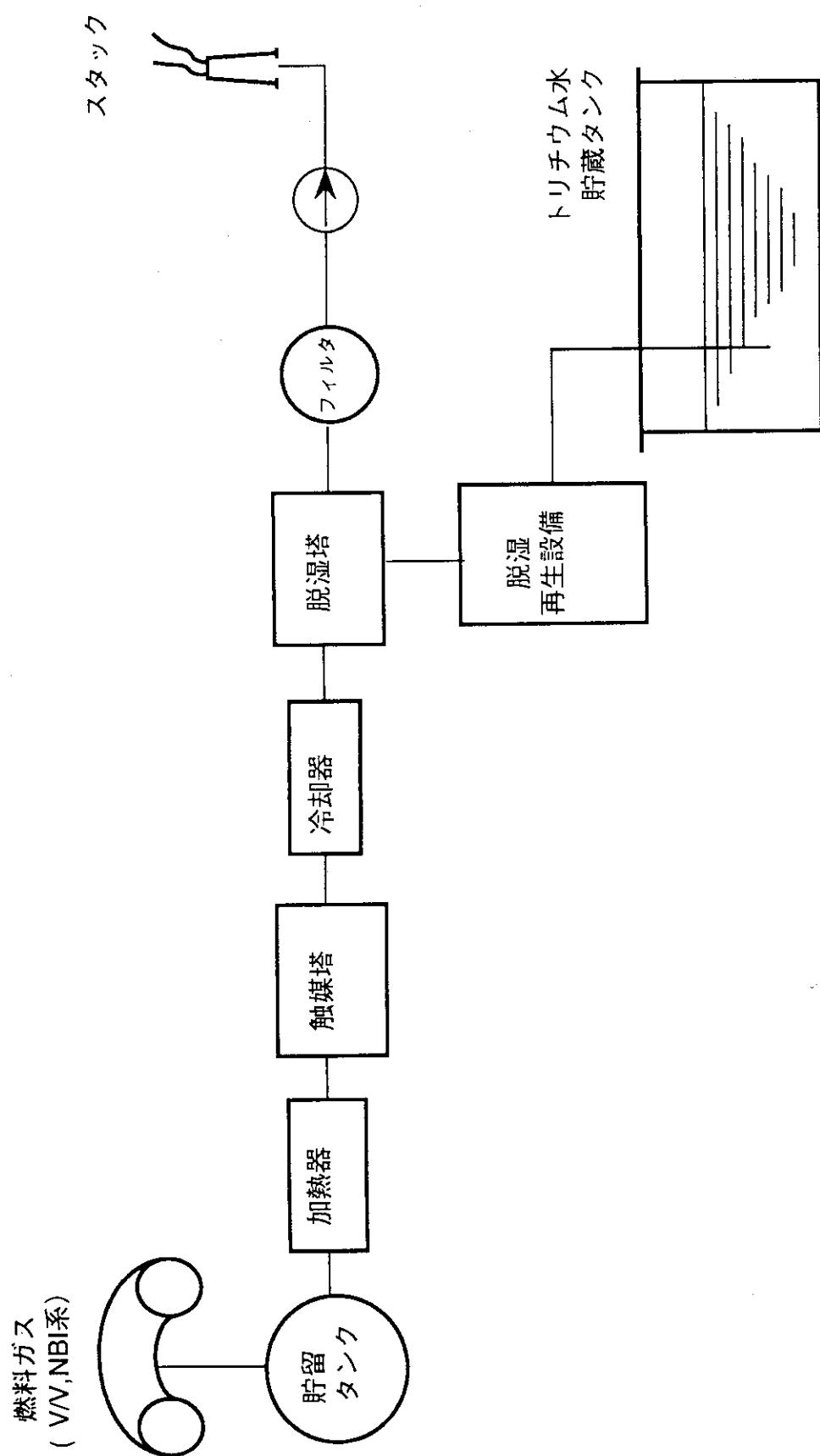


図13.4 全量貯蔵(トリチウム水方式)処理系の概略フローシート

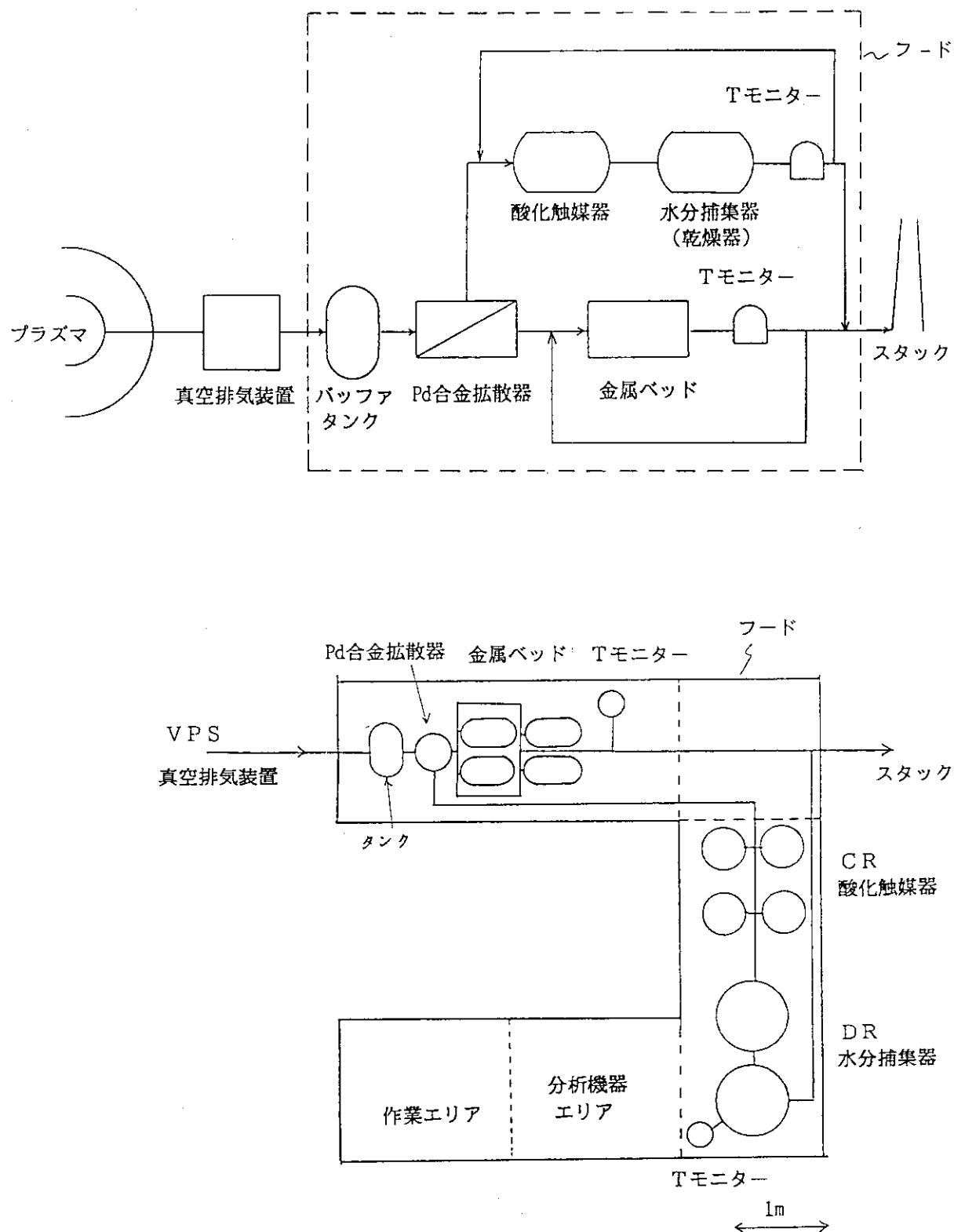


図13.5 全量貯蔵（金属ベッド方式）処理系の概略フローシート（上）
と施設平面図（下）

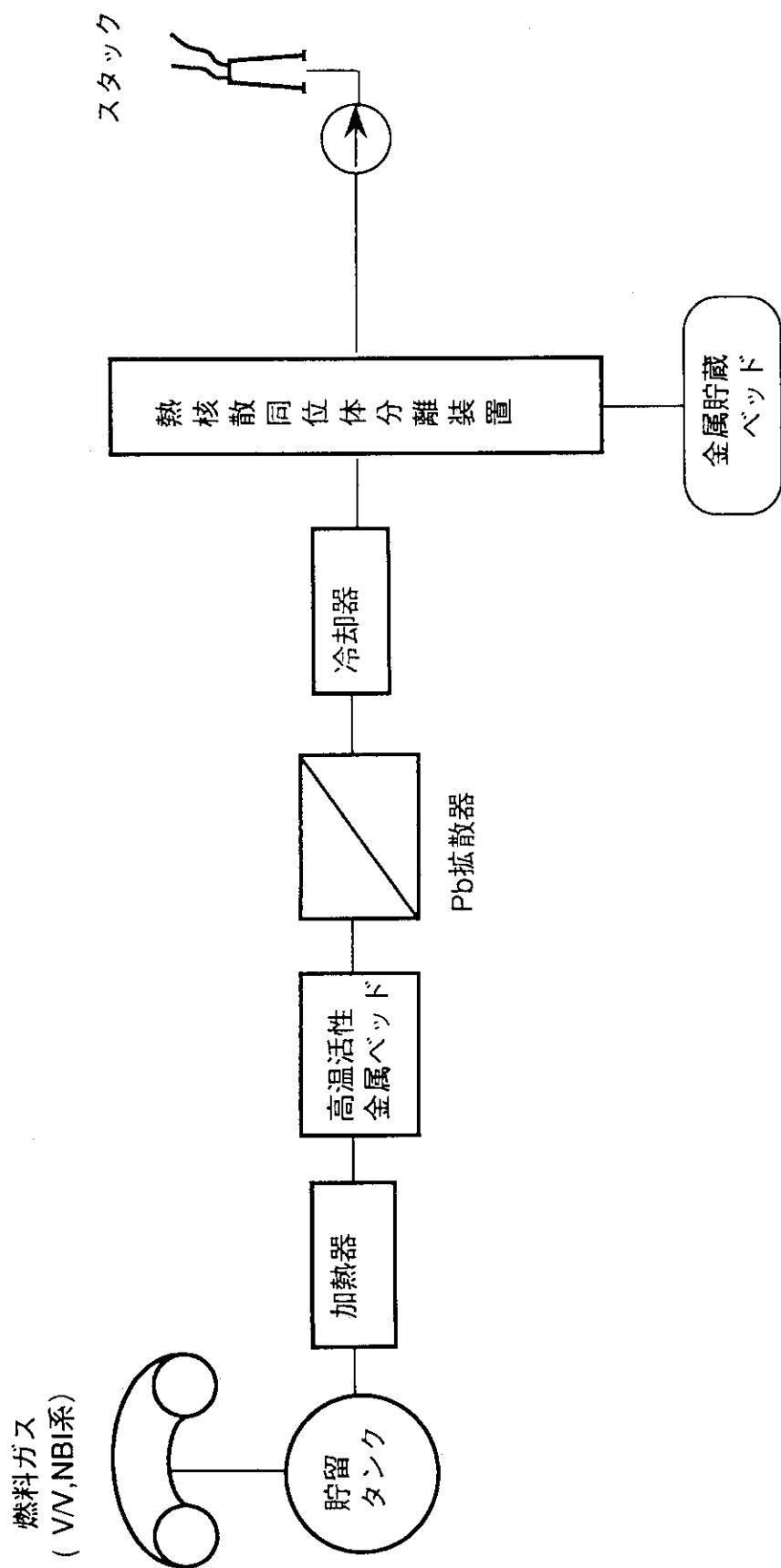


図13.6 同位体分離（熱拡散方式）処理系の概略フローシート

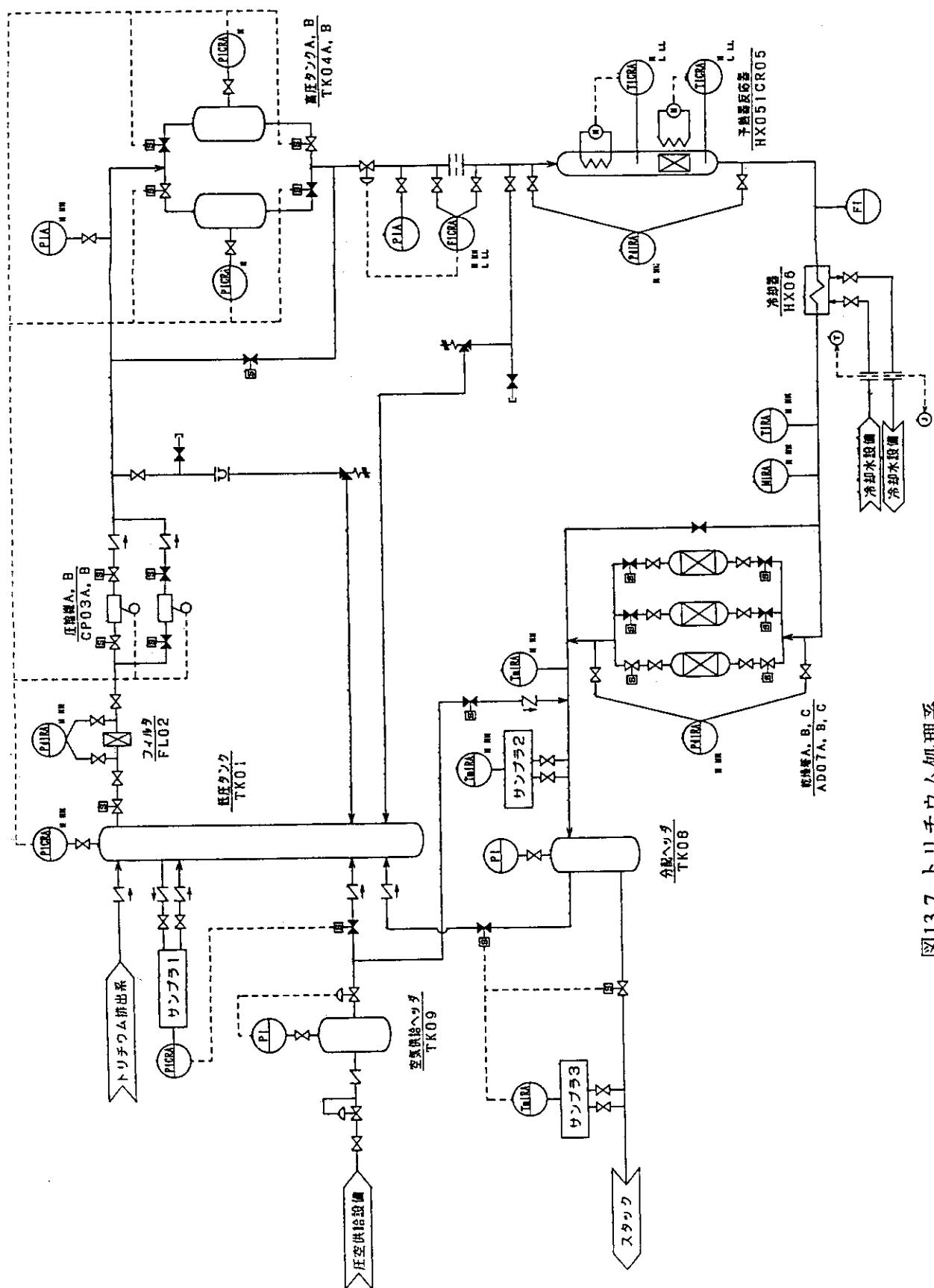


図13.7 トリチウム処理系

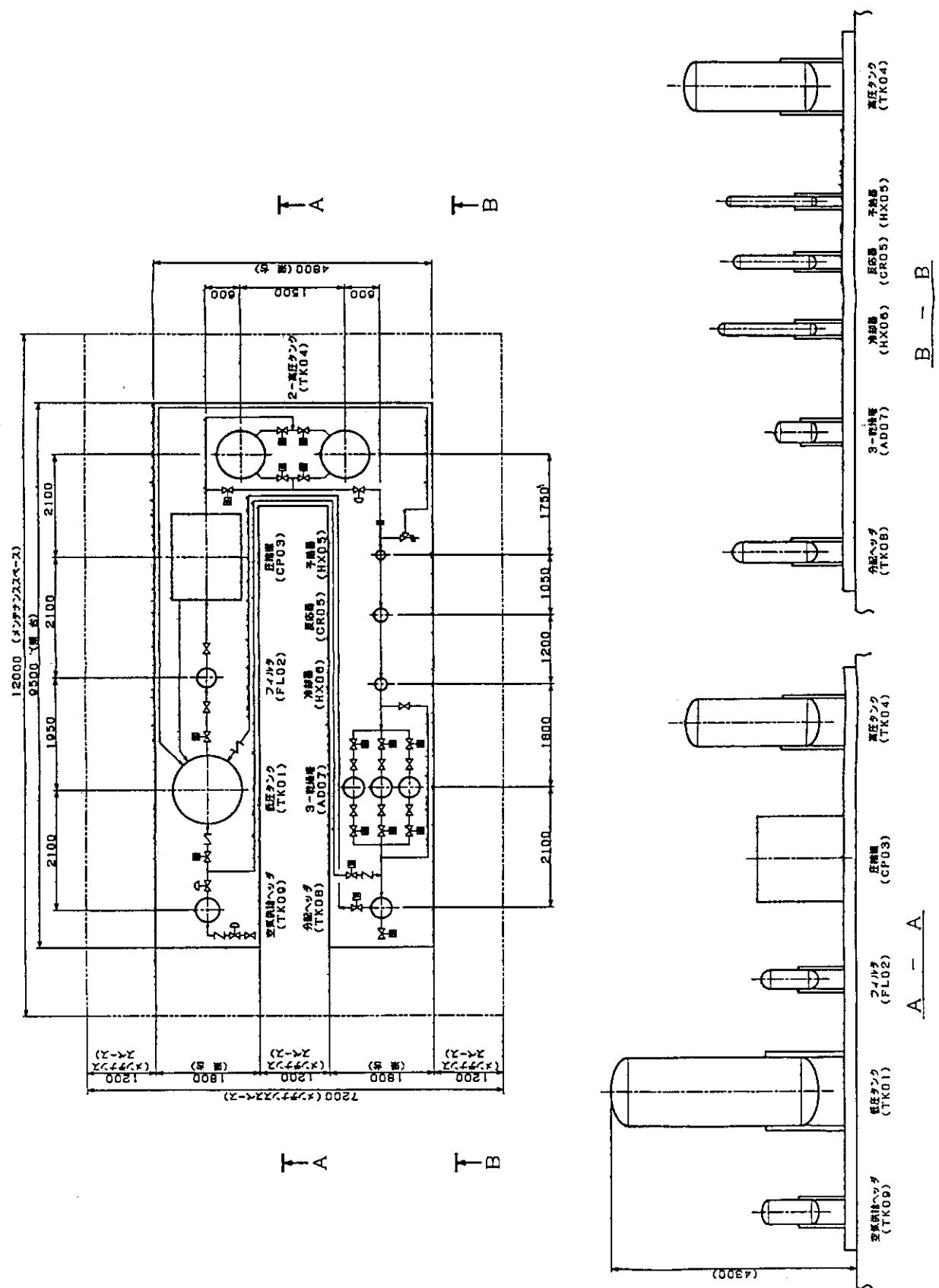


図13.8 トリチウム処理系全体配置図

14. 遠隔操作機器

14.1 リモートメンテナンスの必要性

リモートメンテナンスの考え方は炉停止後の炉内外の放射化線量と関係するのでその前提条件を以下にまとめる。

- a. 運転中に本体室に入室することはないが、停止後1日後にはクライオスタット外壁までは人がアクセスすることを想定し、このときの線量を2mrem/h以下とする。本体室内各種機器については直接人が操作するのでリモートメンテナンスの利用はない。
- b. 停止後1カ月にはクライオスタット内部の機器の補修のため真空容器外壁まで人がアクセスすることを想定し、このときの線量の目安は、直接人のアクセスが可能な10mrem/hとする。
- c. 停止後早期に真空容器内にアクセスする場合、SUSの場合、例えば1カ月後の容器内線量は約3000mrem/hであり、アクセスにはフルリモートメンテナンスが必要となる。

14.2 炉内構造物に対するリモートメンテナンスの考え方

炉内構造物の中では第一壁、ダイバータ板及びRFランチャーがメンテナンス対象として考えられる。これらの交換・補修の頻度と方法比較を表14.1にまとめた。以下に主なものについて述べる。

1) ダイバータ板

ダイバータはその大きな熱負荷により定期的な修理・補修を考慮してダイバータをモジュール化し、モジュール毎に真空容器外に引き出した上でメインメンテナンス室で補修あるいは新品と交換する方式が望ましい。この場合水平ポートよりビーグル型マニピュレータによる搬出方法と、下部ポート（排気ポートと併用）より引き出す方法が考えられる。ダイバータモジュールの軽量化が実現できれば、第1壁のメンテナンスも可能な用途の広いビーグル型マニピュレータが望ましいが、ダイバータモジュールが数10tの重量物になる場合には、信頼性が高く、スペースの確保が容易な下部ポート引き出し方式が適当となる。

ダイバータ板の引き出し時に問題となる冷却配管の切断、溶接についてはそのつど切断、再溶接作業をする方式と配管の自動着脱方式がある。これらの分類と実用性について表14.2にまとめた。このうち実用段階にあるのはプラズマ自動溶断・溶接による配管外部からのアクセス方式と自動着脱方式（高レベル放射性溶液を扱う原子力施設）である。配管の切り離し、再接続についてはダイバータのメンテナンス方式との組み合わせで考える必要がある。

2) 第一壁

補修の対象はアーマタイルとなるが、冷却管プレートに機械的にネジ止めされている。ディスラップション等で破損したアーマの交換はアーマ自身が軽量であることからマニピュレータによる交換が適当と考えられる。

14.3 2つのリモートメンテナンス方式

リモートメンテナンス方式を考える上でのポイントはダイバータの引き出しをマニピュレータで行うか、下部ポートから行うかによって左右される。以下にこの2つの方式を適用した場合の概要を述べる。

1) 下部ポート引き出し方式

本方式の概要を図14.1に示す。16セクター全てに設置した下部ポートより台車付きのダイバータ引き出し装置1台がアクセスし、ダイバータ板を外部へ引き出す。最も着実な方式であるが、16ポートの周辺すべてにつき図14.2のように台車が移動するスペースの確保が必要となり、特にNNB周辺はビームタンクとの干渉が予想される。この方式を適用した場合、第一壁アーマの交換は図14.3に示すアーム式リモートメンテナンス装置や、JET及びTFTR(JETの成果をもとに西独KfKが開発)で開発されている多関節ブーム(Articulated Boom)を水平ポート等から併用する必要がある。これらはいづれも現時点では実用段階にある技術の応用となり、R & Dの要素は少ないと見える。

2) 水平ポートからのビークル式マニピュレータ方式

本システムはFERのリモートメンテナンス方式として設計、R & Dが進められているもので、多関節ブームをさらに発展させたビークル式マニピュレータによる方式である。このシステムの概要を以下にまとめた。

- a) 対向する180°の2ヶ所のメンテナンスポートより軌道を納入キャスクから移動して挿入し、真空容器内で360°一周する軌道を敷設し、この軌道上をビークル式マニピュレータ(メンテナンス用マニピュレータを搭載したビークルが走行する。(図14.4、14.5)
- b) モジュール化したダイバータ板(図5.4)にはあらかじめフックとなる部分をつけておき、損傷した場合にはビークルが移動して、ダイバータ交換用マニピュレータがアクセスして垂直方向に引き上げ、ダイバータ搬出装置の上に置く。ダイバータはキャスク後部へ移動し、さらにキャスク上部よりクレーン等により外部へ搬出される(図14.6、図14.7)。
- c) ビークルに取付けるマニピュレータを交換することにより、ダイバータの他に第一壁の交換と補修、冷却配管の真空容器内接続、再接続及び真空リーク検査が可能となり、炉内構造物メンテナンス時の空間的、時間的効率化の向上が期待できる。
- d) ビークル式マニピュレータの軌道収納キャスク及びダイバータ搬出装置の収納キャスクのスペースは本体室内に充分に入る大きさとなる。(図3.5)

12.4 まとめ

下部ポートからの引き出し方式はすでに実用段階にある技術を基にしており、最も信頼性の高い方式であるが、現実の応用を考えた場合、ポート周辺スペースの確保が難しい。またクライオスタットの遮蔽を考えた場合、下部ポートの数が多いことは望ましくない。こうした点を考慮すると、構造は複雑となるがマニピュレータ方式の採用が適当と考えられる。本装置では、12章の低放射化の検討よりダイバータ板の支持フレームなどの構造材としてAI合金を採用することによりモジュール化したダイバータ板1/32セクター1枚の重さは470kg程度に抑えることができ、マニピュレータでダイバータ板を引き上げる時の負荷の軽減も期待できる。従って今後のR & Dの要素は大きいが、FERで開発が進められているビーカー式マニピュレータ方式の導入が適当と考えられる。

表14.1 メインナンス対象機器の交換・補修頻度及び方法

対象機器	交換・補修頻度	交換・補修方法			現状* 技術 レベル
		①	②	③	
ダイバータ板	1～2回／年 or 不定期交換	① ダイバータモジュール下部ポートより引き抜き、台車による搬出 ② ダイバータモジュール水平ポートよりマニピュレータ（ピーブル型）による搬出 ③ ダイバータ板コーティング	○ △ △		
	1～2回／年 or 不定期交換	① 配管自動切断、自動接続（配管外部よりアクセス） ② 配管内面レーザービーム溶断、溶接（配管内部アクセス） ③ 配管自動着脱	○ △ ○		
	1～2回／年 or 不定期交換	① クライオスタット壁の外側に設け、交換時人がアクセスできるようにする。	○		
リミッタ材	1～2回／年 or 不定期交換	① ランチャーと別構造とし、マニピュレータにより交換できる構造とする。	○		
	1～2回／年 or 不定期交換	① マニピュレータによるアーマタイルの着脱	ネジ止 接合	○ △ △	
	不定期交換	② アーマタイルコーティング			
第一壁	第一壁パネル	<1回／寿命	① マニピュレータによる第一壁パネルの着脱	ネジ止	△

* ○ 対応可（但し、耐放射線性の問題検討要） △ R & D必要

表14.2 冷却配管自動切断・溶接。着脱方法比較

方 式	方 法	配 管 径	必 要 配 管 回 り	開 発 段 階	適 用 例
配管切断 溶接方式	配管外面 アクセス 切 断 溶 接 プラズマ自動溶接	5~200mm	~100mm	実用段階 但し、治具の取付、取はずし等 R&D必要	ガス、空調 配管
	配管内面 アクセス 切 断 溶 接 レーザビーム利用	>100mm	—	—	R&D段階 (複雑な曲り 配管は困難)
配管自動着脱	配管内面 アクセス 溶接 レーザビーム利用	5~300mm	~100mm	実用段階 マニピュレータ との組み合せ 必要	再処理 適用計画中
	機械的着脱 (放射化生成物の飛散が少ない)	—	—	—	—

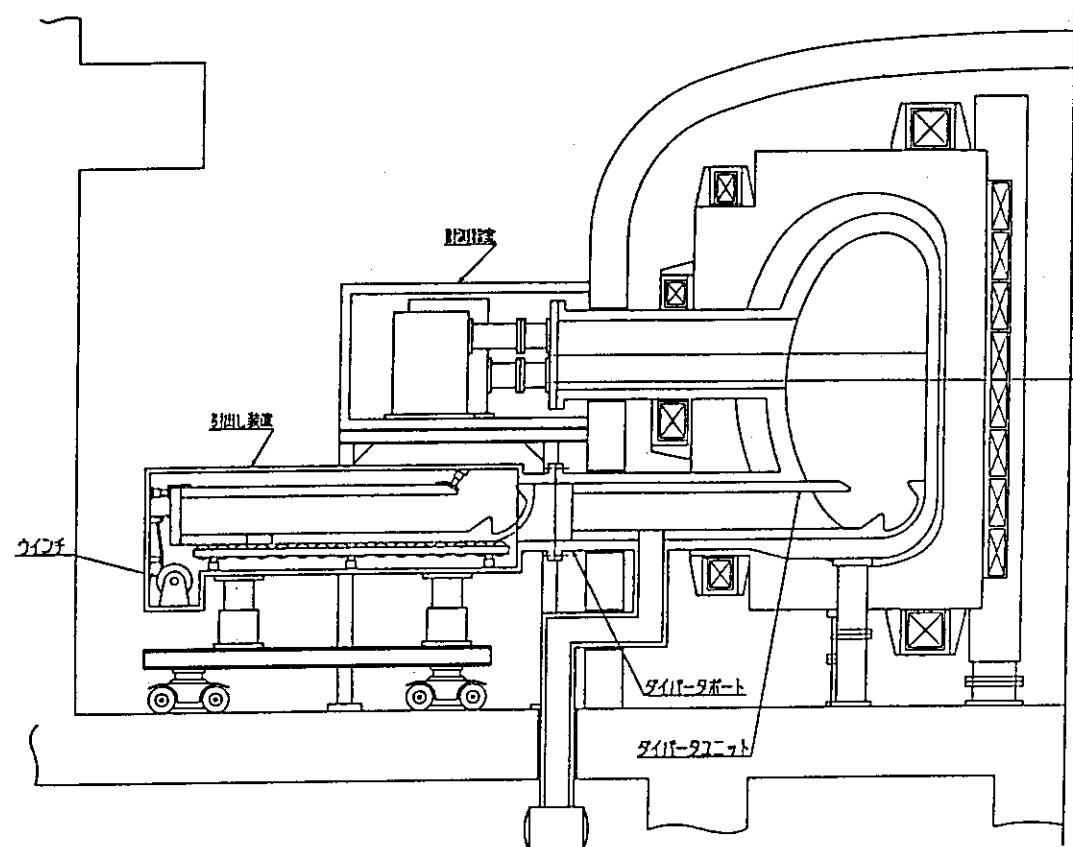


図14.1 ダイバータ引出し装置

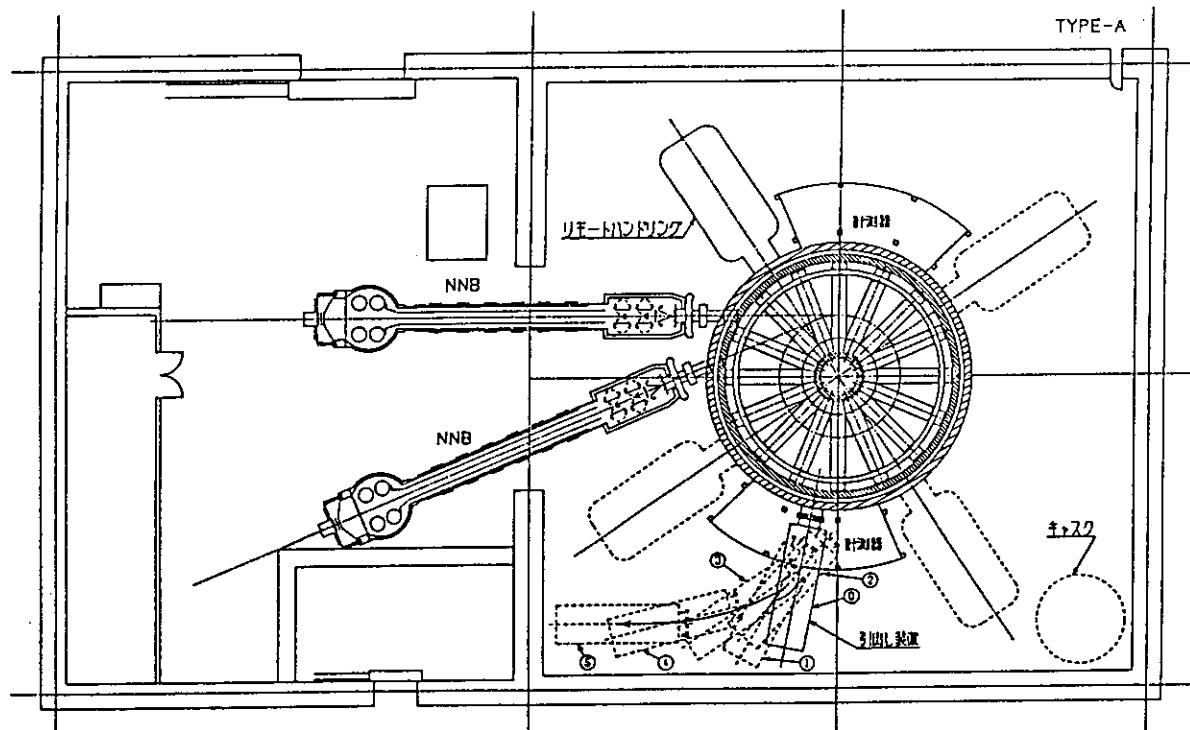


図14.2 ダイバータ引出し装置の配置例

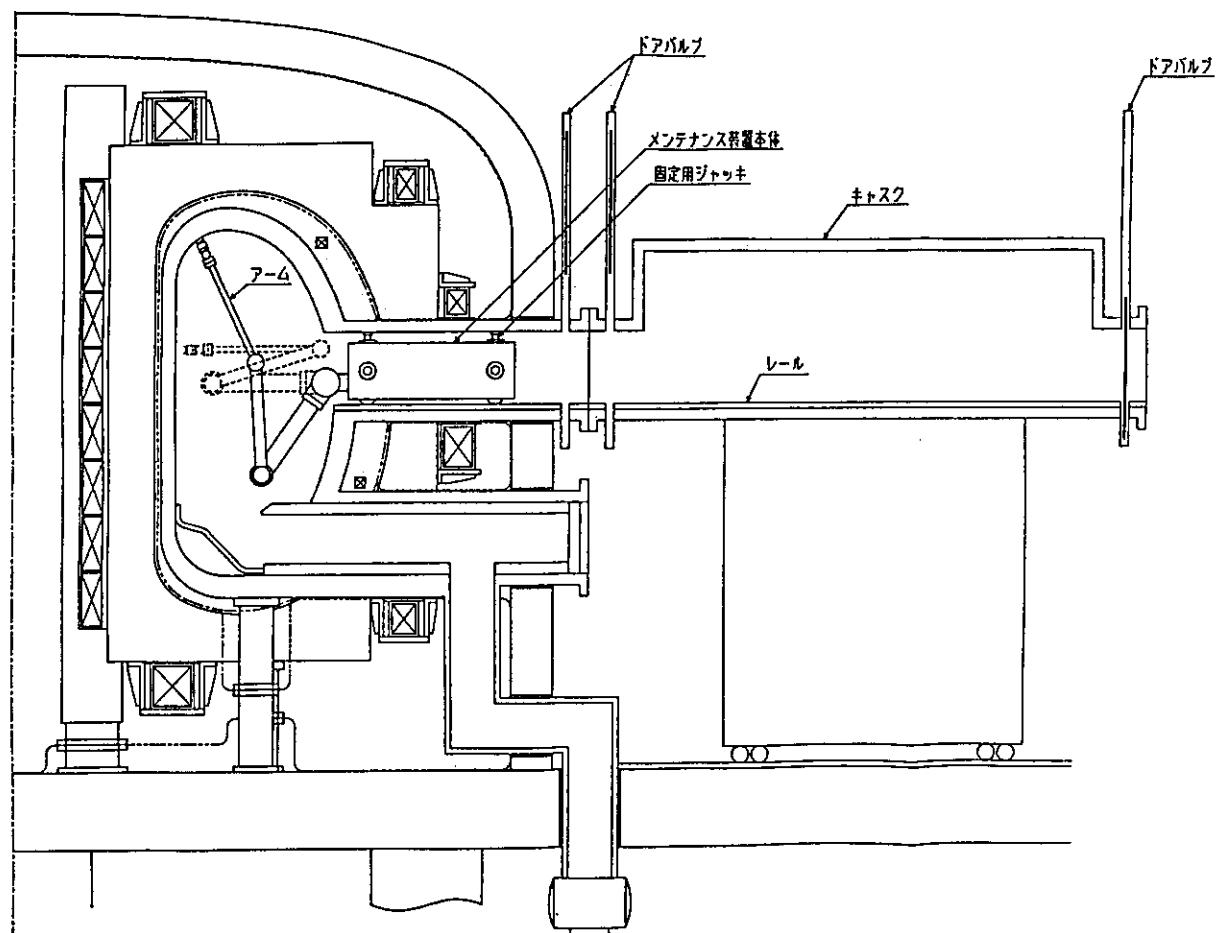


図14.3 第一壁のリモートメインテナンス装置（アーム式）

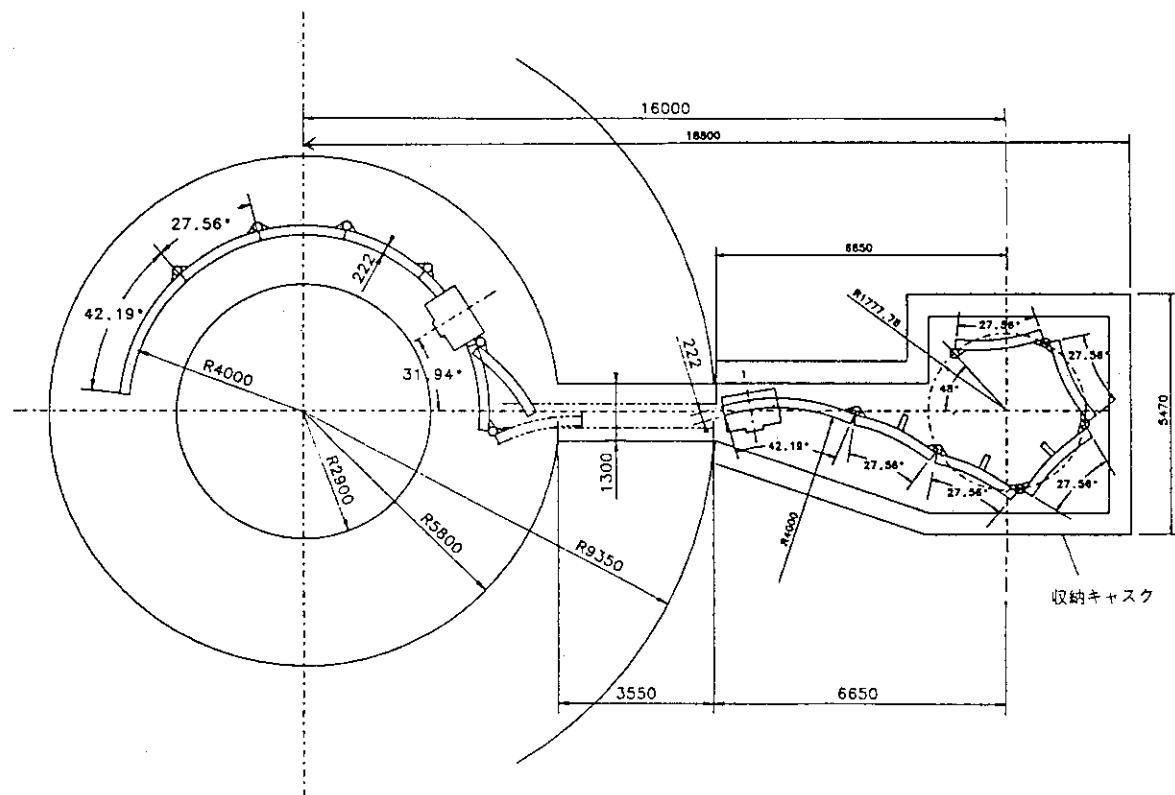


図14.4 軌道を180度展開した図

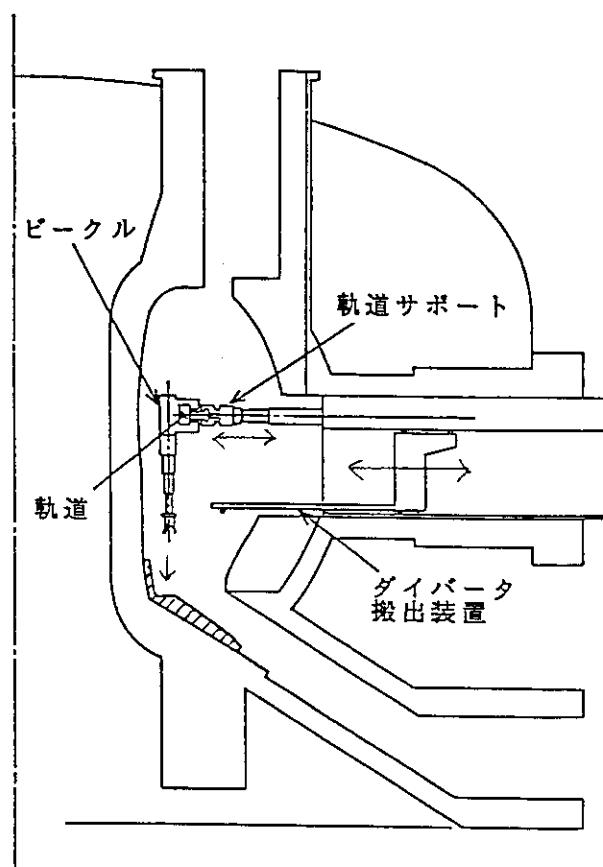


図14.5 ピークル式マニピュレータの概念図 (FERの例)

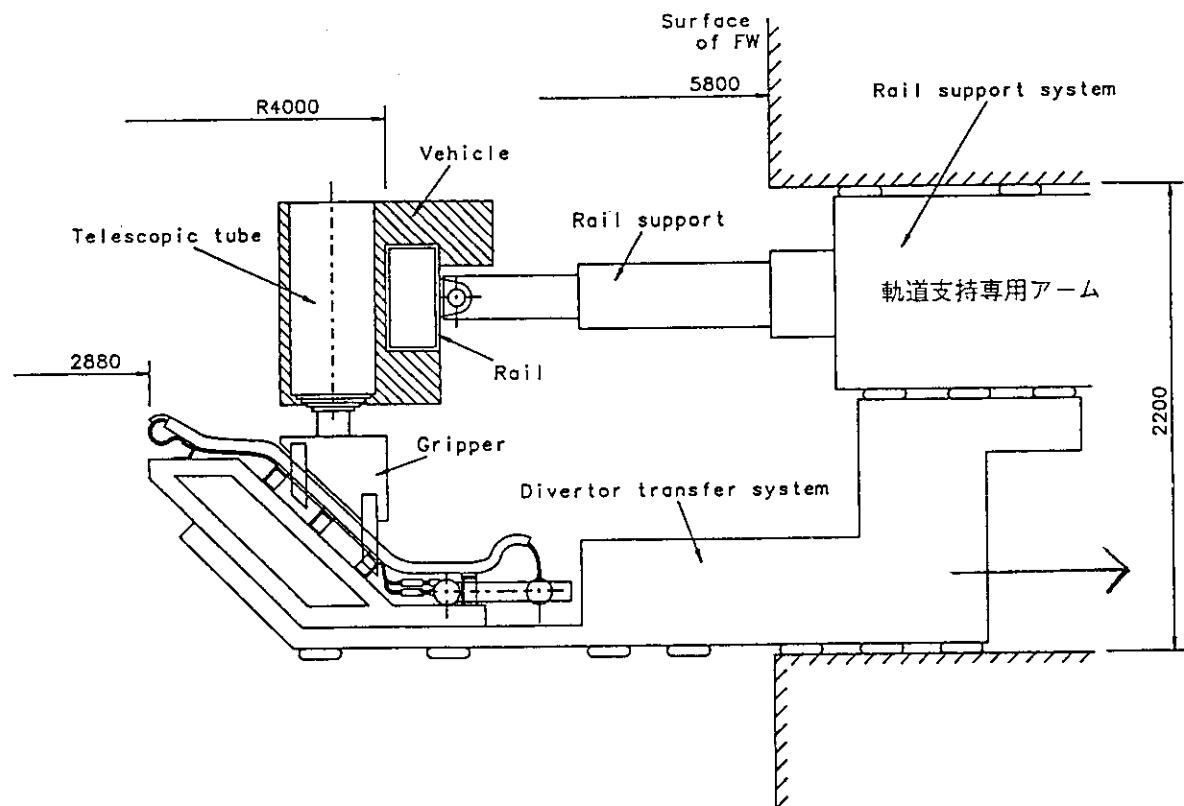


図14.6 ダイバータ交換用マニピュレータの概念図

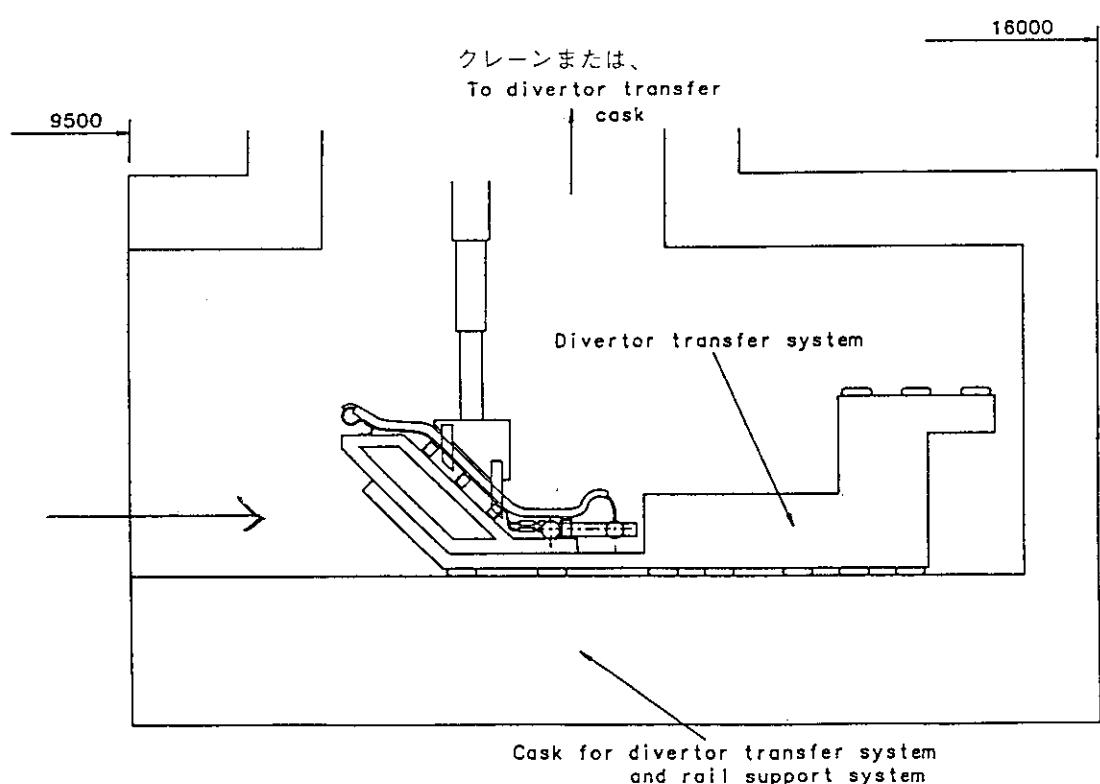


図14.7 収納キャスク（ダイバータ搬送装置を軌道サポート装置）

15. 加熱・電流駆動機器

定常化、高ペータ化を炉心模擬研究の最重要課題として設定していることから、加熱電流駆動機器はそれらを実現するうえでの中心的な役割を担っている。本機器は、中心加熱・電流駆動用として500 keVの負イオン源の中性粒子ビーム入射（N-NBI）装置を、電流分布制御用に外側を電流駆動するための低域混成波帯の電流駆動（LHCD）装置、さらに、初期電離補助用の電子サイクロトロン加熱（ECH）装置から構成され、それぞれの特徴を生かし、目的達成に要求される多様な役割を果たすために効率的なシステムとなるように検討した。

15.1 負イオン源中性粒子ビーム入射装置

15.1.1 基本仕様

- 1) 入射電力 60 MW
- 2) ビームエネルギー 500 keV
- 3) 入射時間 a) 200秒、繰り返し30分
b) 1時間、繰り返し2時間
- 4) ユニット数 2

JT-60U用N-NBIと同じ500 keVのイオン源（イオン源加速電流密度；13 mA/cm²、加速方式；静電3段加速）を用いる。ただし、1ユニット30 MWとするため引き出し電極の面積を3倍とした2つのイオン源で1ユニットを構成し、2ユニットで60 MWの合計入射電力をとした。

JT-60U用N-NBIはビームラインを撤去し、本設計に合わせ、新設する。イオン源電源は移設、増力する。冷却系、冷媒、真空排気装置は流用し、電源建屋を増設するが、商用電源を使用し、発電機の新設はしない。コンディショニングはT-MG系を用いる。図15.1に基本構成図を示す。

15.1.2 ビームライン基本寸法と構成

ビームラインの焦点距離は35 m、2つのイオン源で、1ユニットを構成することから、図15.2に示す基本寸法となる。各ビームラインは図15.3に真空容器との取り合いポートを示す。寸法は概略、700 mm × 1100 mm のレーストラック形状であり、ここから、30 MWのパワーを入射する。

15.1.3 今後の検討課題

- 1) 高圧電源の検討
- 2) 各機器のレイアウト
- 3) ビームラインと本体まわりの検討

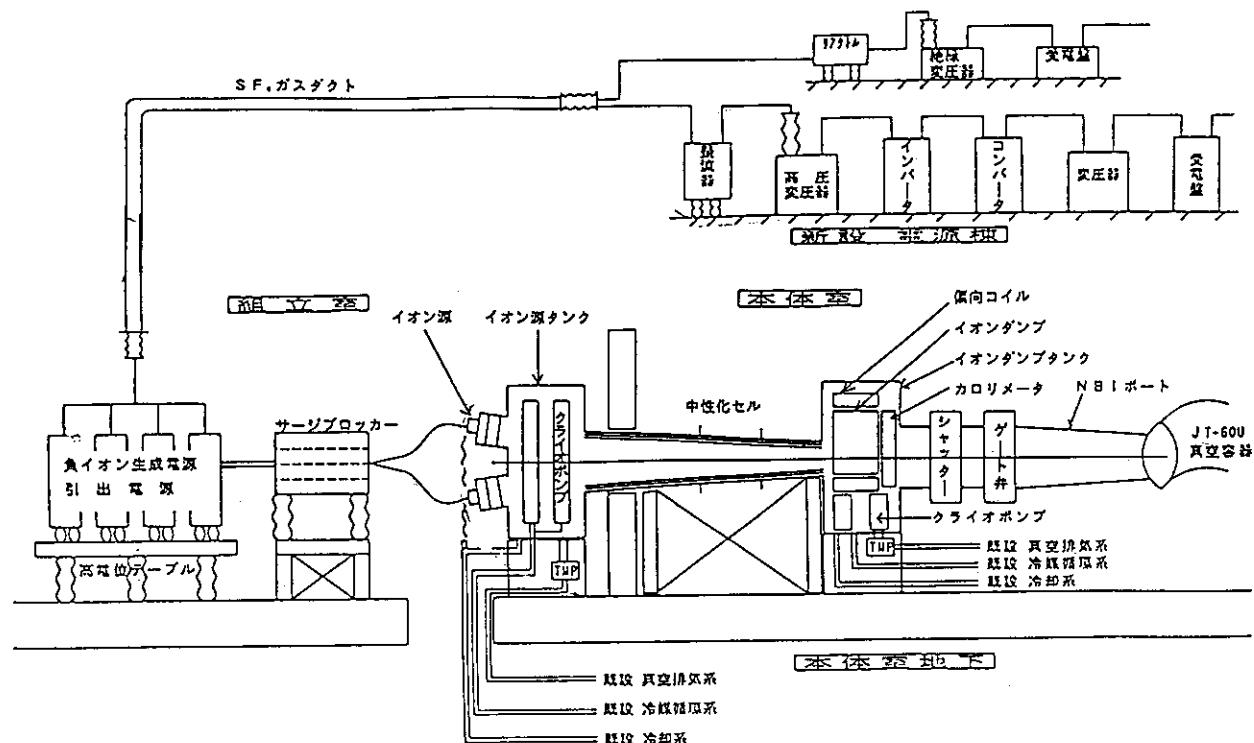


図15.1 N-NBIシステム構成図

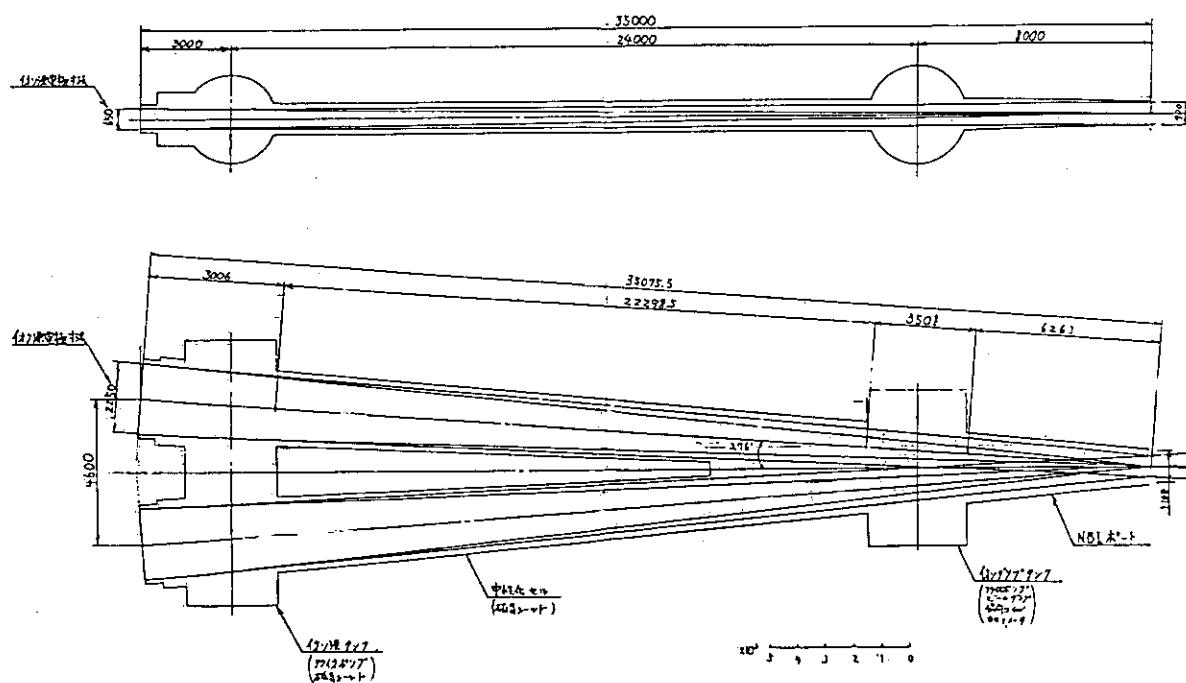


図15.2 ビーム・ライン基本寸法計画

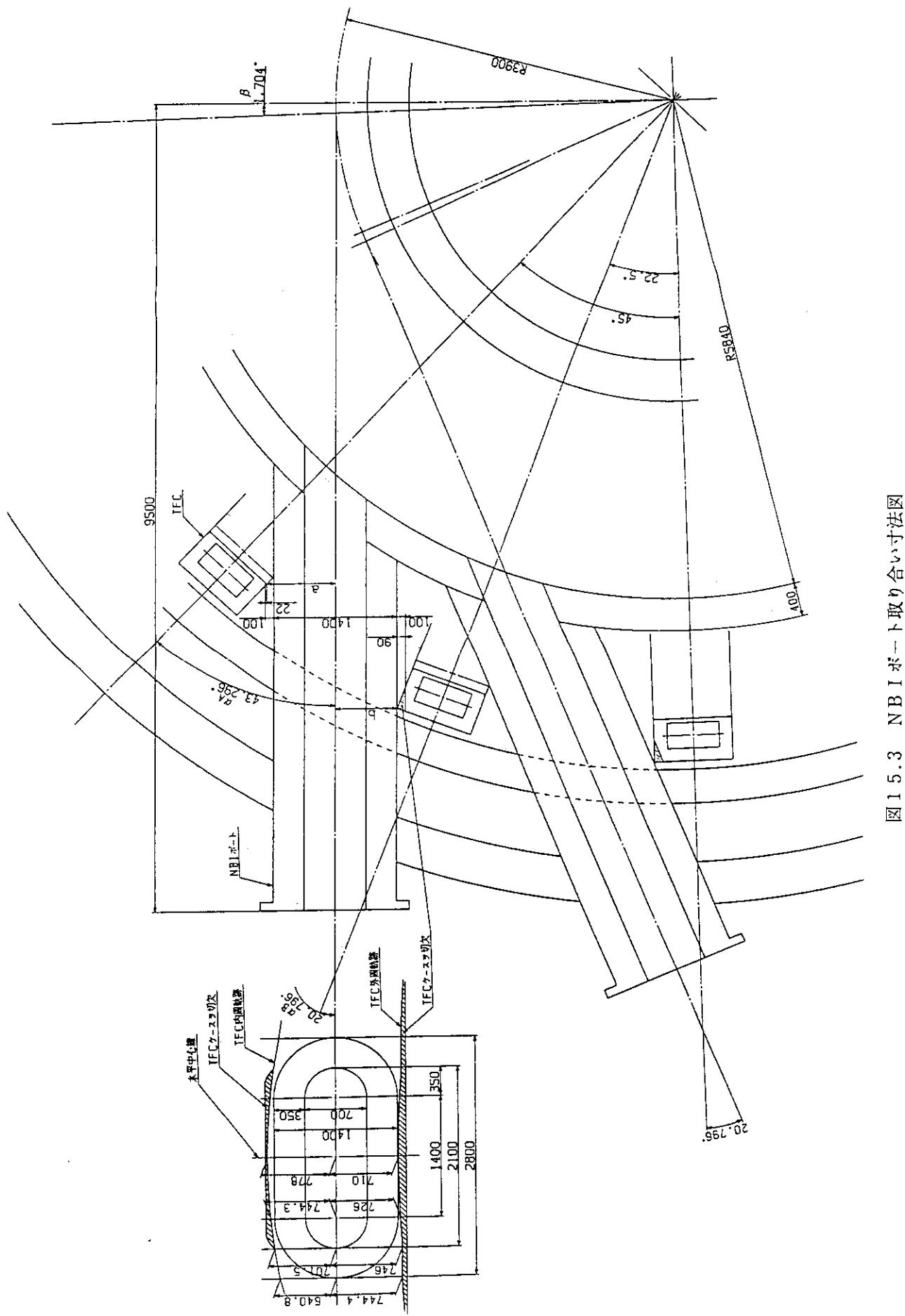


図 15.3 NBI ポート取り合い寸法図

15.2 電子サイクロトロン加熱 (E C H) 装置

15.2.1 基本仕様

- 1) 周波数 : 140 GHz
- 2) 入射電力 : 1 MW
- 3) 入射時間 : 2 sec.
- 4) 設置場所 : R F 増幅室III
- 5) 伝送経路 : 能動粒子線源室経由、貫通口より本体室

15.2.2 システム構成

E C Hシステムを構成する主要な機器群は下記に示す通りである。図15.4に全体ブロック図を示す。心臓部はジャイロトロンであり、1 MWを確保するため、Varian社のVGT-8140A (140GHz,400kW,2sec.)を4本使用を主案とするが、今後のジャイロトロンの開発状況により最終的な決定をする。VGT-8140Aは現時点では0.5秒までのデータしかないが、今後の開発で達成の見込みである。4本のジャイロトロン出力は独立にE C H用ポートに伝送し、入射される。図15.5にジャイロトロン周辺装置の概要を示した。

- 1) ジャイロトロン、ジャイロトロンタンク及び超伝導マグネット 4式
ジャイロトロン: VGT-8140A、周波数: 140GHz, 出力: 400kW, 入射時間2秒
- 2) 高圧電源 4台
出力電圧: 80kVDC, 電流: 17A, アノード電圧: 30kV
方式: 直列レギュレータチューブ方式によるカソード電圧制御と放電時の電流遮断を行う。アノード電圧はカソード電圧から分圧する。図15.6に高圧電源の構成例を示す。
- 3) 超伝導マグネット用高精度直流電源 4式
- 4) 超伝導マグネット用液体He供給装置 1台
- 5) 電源及びジャイロトロン用冷却水設備 1式
- 6) 高周波伝送系 4系統
- 7) アンテナ及び遮蔽体 4式
- 8) アンテナ及び遮蔽体遠隔保守設備 1式
- 9) 制御盤 1式

主要な装置のなかで、高電圧電源、ジャイロトロン、マグネット電源は同一場所に設置する必要がある。これらの寸法の概算値は

高電圧電源	: 5000Wx3000Dx3000H / 1系統
ジャイロトロンタンク	: 1500Wx1500Dx4500H / 1系統
マグネット電源	: 2000Wx2000Dx2000H / 1系統

であり、必要面積は $22\text{m}^2/\text{系統}$ となり、4系統で 88m^2 必要となる。R F増幅室IIIは 300m^2 あることから、設置可能であるが、高さ、及び具体的な配置は今後の検討課題である。

15.2.3 高周波伝送系

伝送系はE C Hシステムの設計の重要な部分であり、今後、さらに、検討の必要があるが、これまでの検討結果の概要について述べる。

伝送モード及びプラズマへの入射モードが確定していないことから、詳細を詰めることはできないが、以下の点で、これまでのE C Hシステムと異なる。

- 1) 放射線（中性子、ガンマ線）遮蔽、放射線損傷対策、トリチウム漏洩（真空窓破損時）対策
- 2) 遠距離伝送（約40 m）
- 3) 遠隔操作での保守可能な構造と構成（特にアンテナ部）
- 4) 低損失モードへの変換
- 5) 高周波数（140GHz）

伝送系は4系統で構成し、アンテナ部で1系統にまとめる。伝送効率は80%以上、電圧定在波比（VSWR）はジャイロトロンの条件から1.5以下にする必要がある。

炉心模擬実験では放射線遮蔽の観点から、炉心を直接見込まないように、アンテナ部は折れ曲がった構造にするとともに、遮蔽体を設置する必要がある。ジャイロトロンの出力モードは $\text{TE}_{15,2}$ であるため、低損失の伝送モードである $\text{HE}_{11}, \text{TEM}_{00}, \text{TE}_{01}$ に変換し、さらに、入射モードへ変換する必要がある。図15.7に伝送系の構成例をいくつかのモードについて、示した。表15.1に必要とされるコンポーネントをしめした。また、図15.7(a)-(c)の各方式の得失について、表15.2にまとめた。真空窓はトリチウムの漏洩の観点からも特に重要かつ開発を要する部分であり、高速シャッターや真空排気装置の設置も含め、今後の検討課題である。

15.2.4 今後の検討課題

- 1) 伝送、入射モードの決定と伝送系の検討
- 2) 各機器のレイアウトと伝送経路
- 3) 真空窓の安全性、信頼性の確保

表15.1 高周波伝送系コンポーネント

No	コンポーネント	員数	用 途	仕 様
1	モード変換器	1×4	出射モードから 伝送モードへの変換	伝送モードによるが以下の何れか ・TE ₁₁ → (HE ₁₁) → TE ₀₁ ・TE ₁₁ → HE ₁₁ (→ TEM ₀₀)
2	伝送路	40m × 4	ジャイロトロンから トカマク本体への 高周波の伝送	・TE ₀₁ : 円形導波管 (φ 60~80) ・HE ₁₁ : コルゲート円形導波管 (-φ 80) ・TEM ₀₀ : ビーム伝送 (カバーが必要)
3	ペンド	3~4 × 4	伝送方向の偏航	90度偏航 ・マイターペンド (位相補償) ・コルゲイトペンド
4	方向性結合器	~2×4	発振電力、反射電力の モニター、インターロック	
5	ウォーターロード	1×4	発振電力の測定、較正	伝送路との切替え装置が必要?
6	シャッタ-(バルブ)	~2×4	真空窓破損時の トリチウムの拡散防止	破損検知後、~秒で閉
7	真空排気用導波管 + 真空排気システム	~2×4	伝送系内の排気 (通常時、事故時)	トリチウム処理設備が必要
8	DCブレーカ	1×4	トカマクとの電気絶縁	・耐電圧: 2kV? ・高周波漏洩の抑制要
9	真空窓	1×4	・真空保持 ・トカマクとの空間的 絶縁	・耐圧: 1気圧? ・2重窓? 冷却要?
10	放射器 (+モード変換器)	1×4	ガウスビームへの変換	・プラソフ型変換器? ・ビーム伝送時は不要
11	ミラー	~6	4系統を1系統にして プラズマの所定位置に 高周波を放射	・耐放射線 ・ビーム伝送時はペンドに替わる ミラーが必要
12	テーパー	~2×4	導波管径の変換	
13	アーカ検出器	1×4	真空窓上の放電検知 インターロック	
14	メニカルアイソレータ	~2×4	・設置誤差の吸収 ・地震時等の振動吸収	
15	計測器類	1式×4	・モード、偏波測定 ・周波数、電力測定 ・真空度、トリチウム濃度測定	

表15.2 各伝送モードの得失

伝送モード	長 所	問題点、検討課題
T E M ₀₀ モード (ビーム伝送)	<ul style="list-style-type: none"> 導波管不要 そのままプラズマに入射可能 D C ブレーキ不要 	<ul style="list-style-type: none"> 安全性の観点から伝送路にカバーが必要 T E₁₁-T E M₀₀モード変換器(放射器)の開発
H E ₁₁ モード	<ul style="list-style-type: none"> 低伝送損失 ガウスピームに変換容易 伝送基本モード 	<ul style="list-style-type: none"> T E₁₁-H E₁₁モード変換器の開発 深さ、ピッチとも1mm以下のコルゲート導波管の開発
T E ₀₁ モード	<ul style="list-style-type: none"> 使用実績が豊富 単純な円形導波管で伝送 	<ul style="list-style-type: none"> 多くのモード変換器が必要 伝送基本モードではない

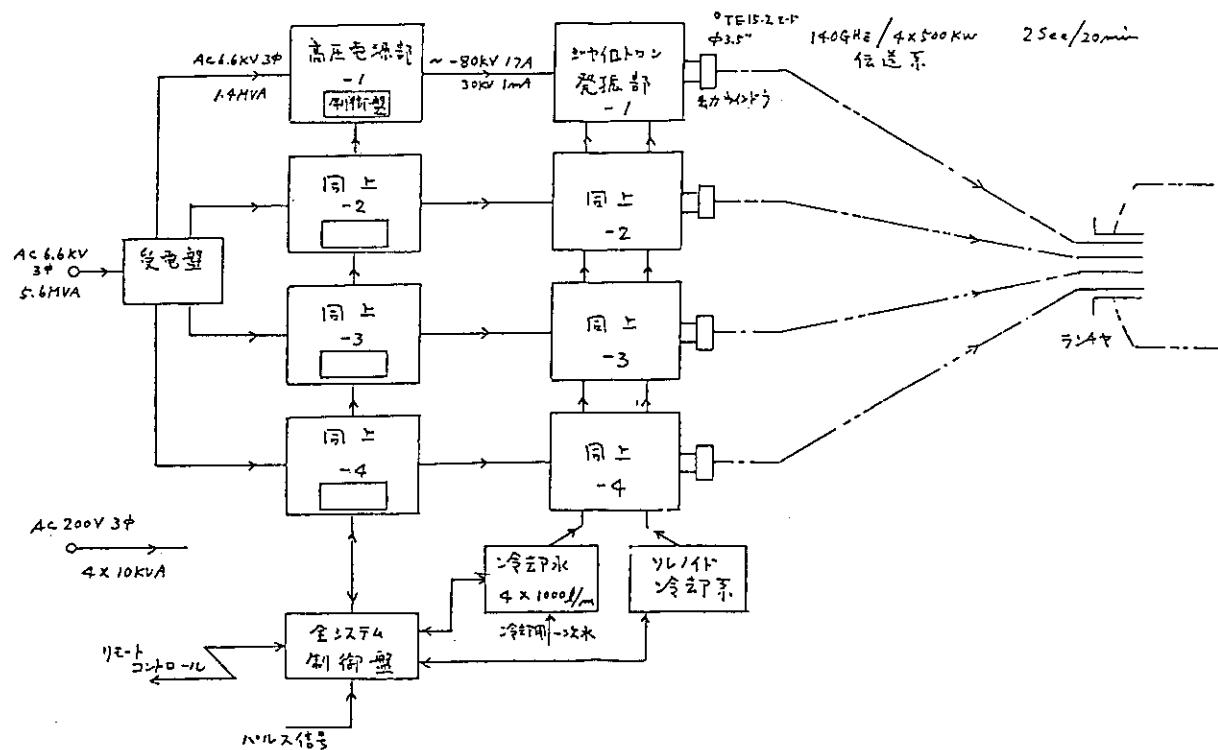


図15.4 ECH装置の全体ブロック図

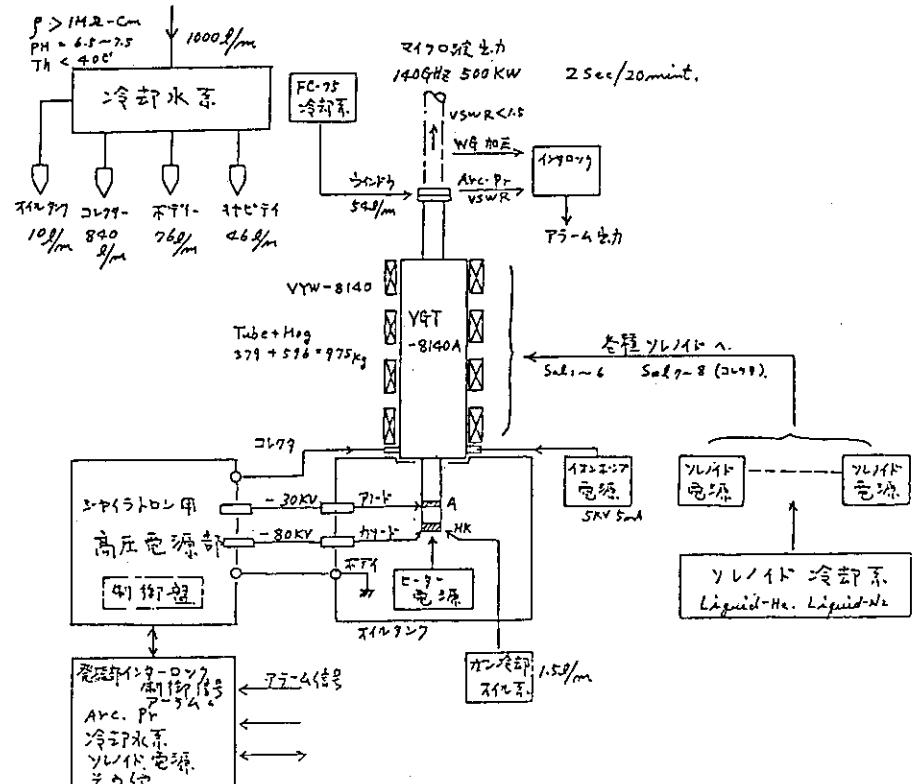


図15.5 ジャイロトロン周辺装置

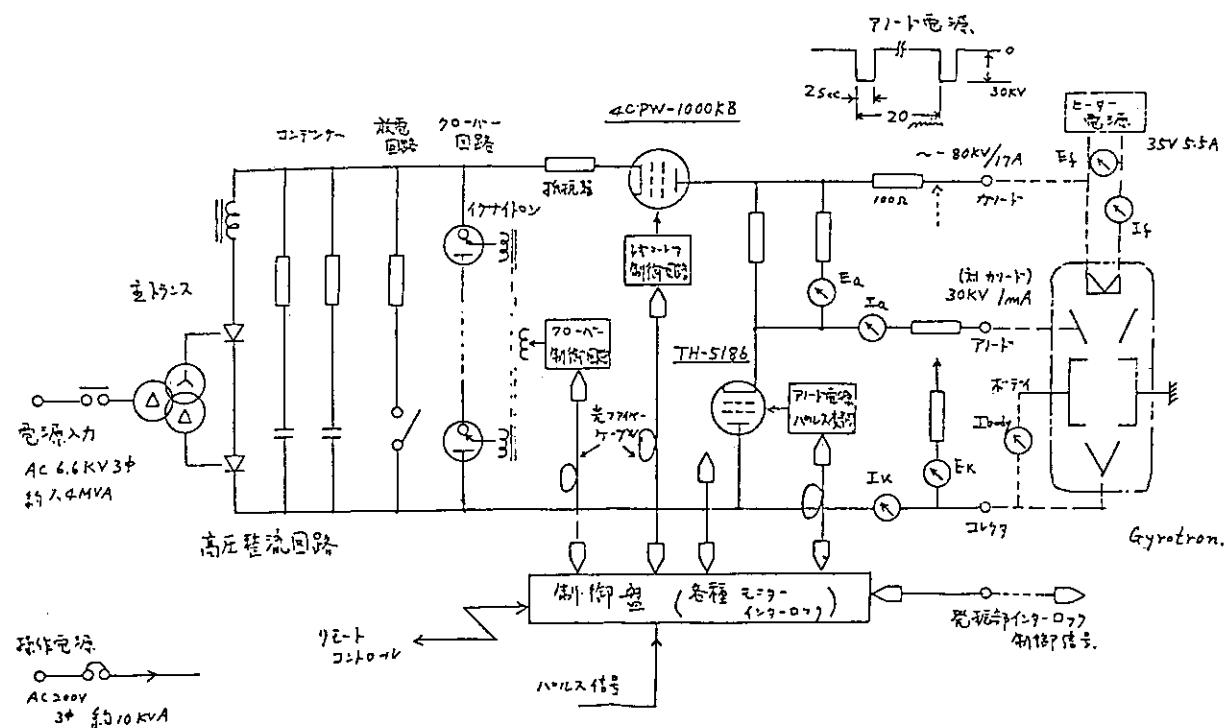
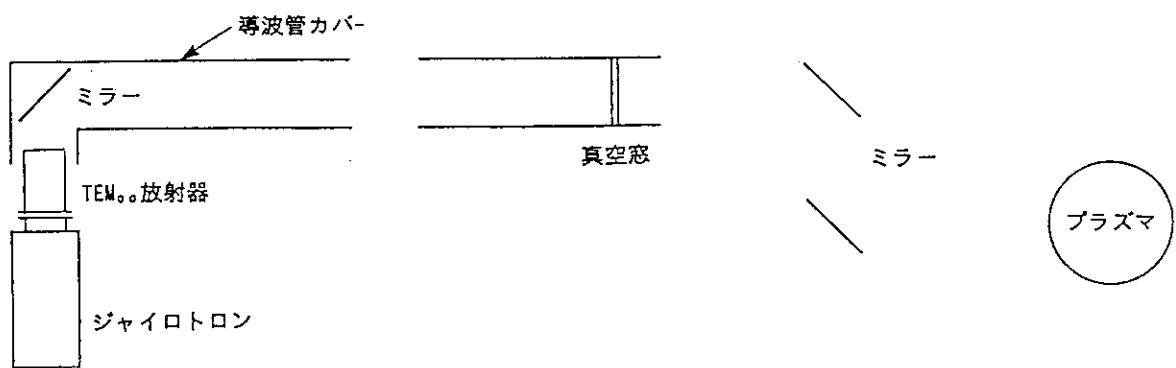


図15.6 ジャイロトロン用高圧電源の構成



(a) ビーム伝送の場合

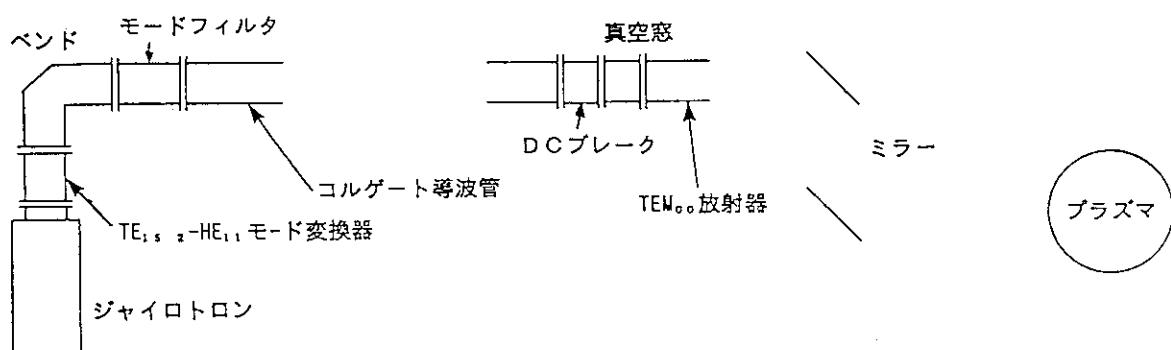
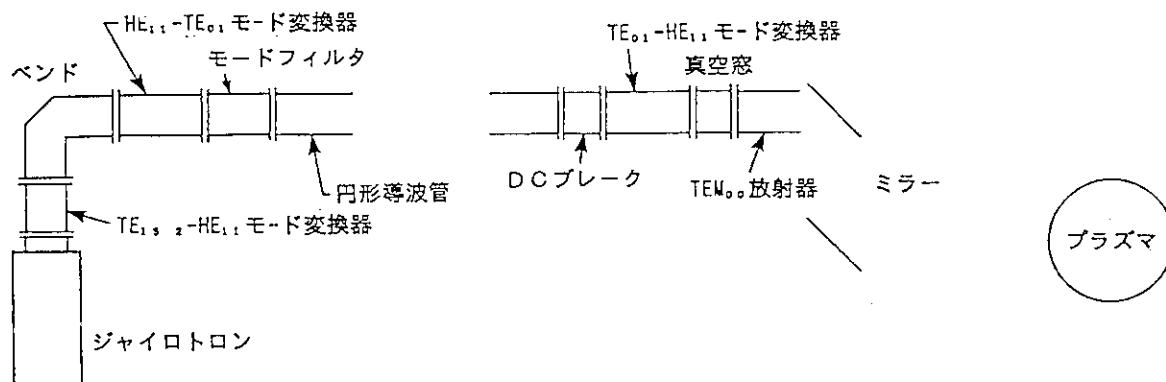
(b) HE₁₁モード伝送の場合(c) TE₀₁モード伝送の場合

図 15.7 高周波伝送系の構成例

15.3 低域混成波電流駆動（L H C D）装置

15.3.1 基本仕様

- 1) 周波数 5 GHz
- 2) 入射電力 20 MW
- 3) 入射時間 a) 200 sec./ 30min., b) 1 hour / 2 hours
- 4) 磁場方向屈折率 1.6 (1.4-2.0可変)
- 5) 結合系 12列x2段導波管／モジュール・マルチジャンクション方式
10列モジュールx8段 合計1920導波管アレイ 強制水冷
先端部60-70 cm分割交換
- 6) 設置場所 高周波源を実験棟4 F、R F増幅室に設置
- 7) 貫通口 JT-60LH RF用貫通口

15.3.2 システム構成

図15.8にL H C Dシステムの構成を示した。主要機器を以下に示す。

- 1) クライストロン増幅器 5GHz、出力700kW 40式
- 2) 高圧電源 約 8.2 MVA 8式
- 3) 冷却水設備 約56000 l／分 1式
- 4) 高周波出力伝送系 40系統分 1式
- 5) ランチャー マルチジャンクション方式 1式
- 6) 制御盤 1式
- 7) 遮蔽体
- 8) 遠隔保守装置

主要機器に必要なユーティリティの概要を表15.3にまとめた。高周波系統の概略図を図15.9に示した。ローカル発振器または基準発振器のCW出力は分配器、位相制御装置、増幅器（E X C T）を通して1個のクライストロンあたり10Wのレベルまで増幅した後、クライストロンに供給され、700 kWの出力を発生させる。効率を43%と少なめに見積って、高圧電源の容量を見積ると、1.63 MVA／クライストロンとなり、高圧電源1台で5本のクライストロンを駆動すると、8.2 MVA、8台で85.6 MVAとなる。

クライストロン出力は40～60 mの伝送系を経て、本体室のトカマク真空容器のポートに設置された結合系（ランチャー）に供給される。伝送系の構成図を図15.10に示す。伝送系はオーバーサイズの導波管を用いて、伝送損失を低減している。伝送系の損失0.9 dB、真空窓の損失0.1 dB、ランチャーの損失0.3 dB、反射損0.3 dB程度に抑えた設計にする必要がある。合計損失は1.6 dBで、クライストロン出力700 kWで、約20 MWの入射電力となる。

15.3.3 クライストロン

LHCD用の高周波源は極く初期の数十kWのレベルの時代を除いて、クライストロンが使用されてきた。現在のところ、本設計で要求している仕様を満たすクライストロンは存在しない。国際トカマク実験炉（ITER）では、本仕様とほぼ同じクライストロンを開発する計画であり、本検討ではITERで開発予定のクライストロンが使用可能になることを前提に検討を行った。また、必要なユーティリティについては開発済みのクライストロンのなかで、最も上記仕様に近い性能を持つThomson CSF社のTH-2103A(3.7GHz,500kW,CW)を参考にした。

高周波源として、ジャイロトンも有望であり、実際、FTUトカマクでは、8GHz, 1MWのジャイロトロンを採用している。しかしながら、ジャイロトンは発振管であるため位相の制御ができないことから、LHCDによる分布制御性を重視し、本設計では、クライストロンを採用することとした。

15.3.4 ランチャー

図15.9に示したように、各クライストロンの出力を導波管でトカマク本体近くまで導き、3dBカップラーで2分割して真空窓を通してマルチジャンクション方式のランチャーへ供給する。真空窓を通過する電力は、伝送損失を考慮すると約300kWとなり、窓の数は80個、トリチウム漏洩の観点から2重にする必要があることから合計160個の窓が必要となる。ITER用クライストロンが開発された時点では、この仕様を満たす窓が開発済みとなっており、本設計ではそれとほぼ同様の仕様の窓を用いる設計とした。

図15.11にランチャーをプラズマ側から見た概略の構造を示す。1個のクライストロン出力は先に述べた様に上下に隣接した2個のモジュールに供給される。高周波は各モジュールでさらに上下に2分割された後、列方向（トロイダル方向）に12分割され、固定位相器を経てプラズマに入射される。プラズマに面した導波管の数は合計1920個となる。各導波管は水冷され、高周波損失、プラズマからの入熱を除去する。各導波管を通過する電力は10.42kW、磁場方向屈折率1.6とすると、導波管の開口部の大きさが $4.5\text{ mm} \times 50\text{ mm}$ となり、電力密度は 4.6 kW/cm^2 となる。

15.3.5 今後の検討課題

- 1) 結合系及び結合系周辺機器の検討（特に遮蔽と保守）
- 2) RF源と高圧電源の機器群のレイアウト
- 3) クライストロン／ジャイロトロンの開発状況の観察
- 4) 結合系の先端部熱応力の検討

表15.3 L H C D ユーティリティ

項目	高圧電源部	クライストロン 増幅部	出力伝送系	合計
個数	8式	40式	40式	
電源入力				
AC6.6kV, 3φ	8.2 MVA			65.6 MVA
AC200V, 3φ	50 kVA	10 kVA	0.01 kVA	800.4 kVA
冷却水		600 l/分	800 l/分	56000 l/分
ガス(SF ₆)-2気圧			600 l	24000 l
減圧システム			有り	
オイルタンク		有り		
概略設置空間				
幅	10000 mm	1500 mm	400 mm	
奥行き	3000 mm	1500 mm	50000 mm	
高さ	3000 mm	3300 mm	250 mm	

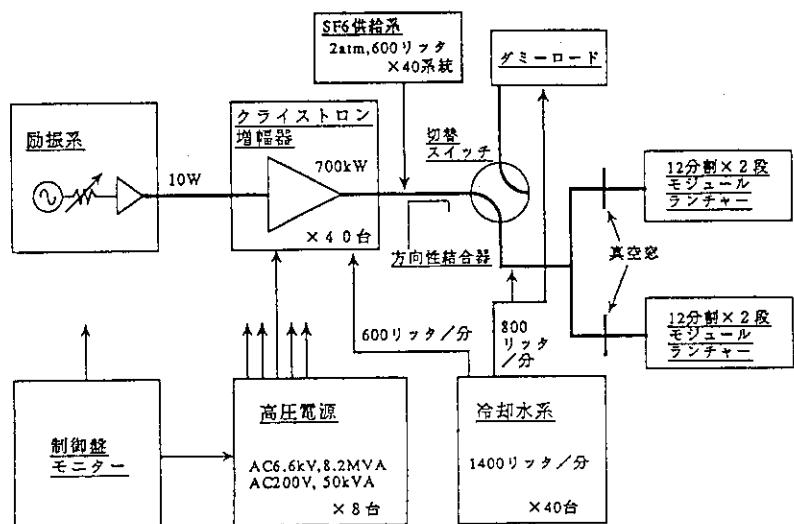


図15.8

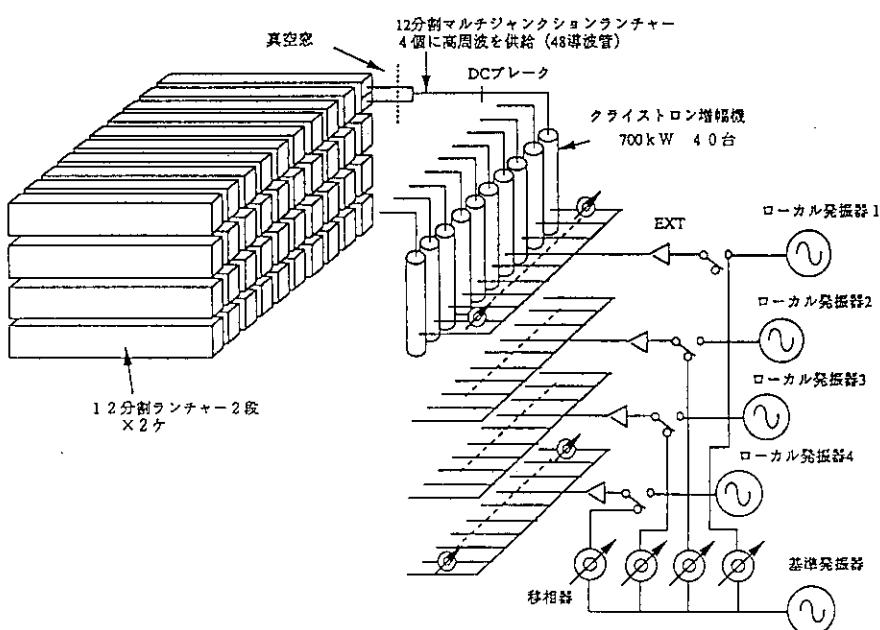
炉心模擬装置用 L H C D 装置
基本構成ブロック図

図15.9

L H C D 装置高周波系統概略図

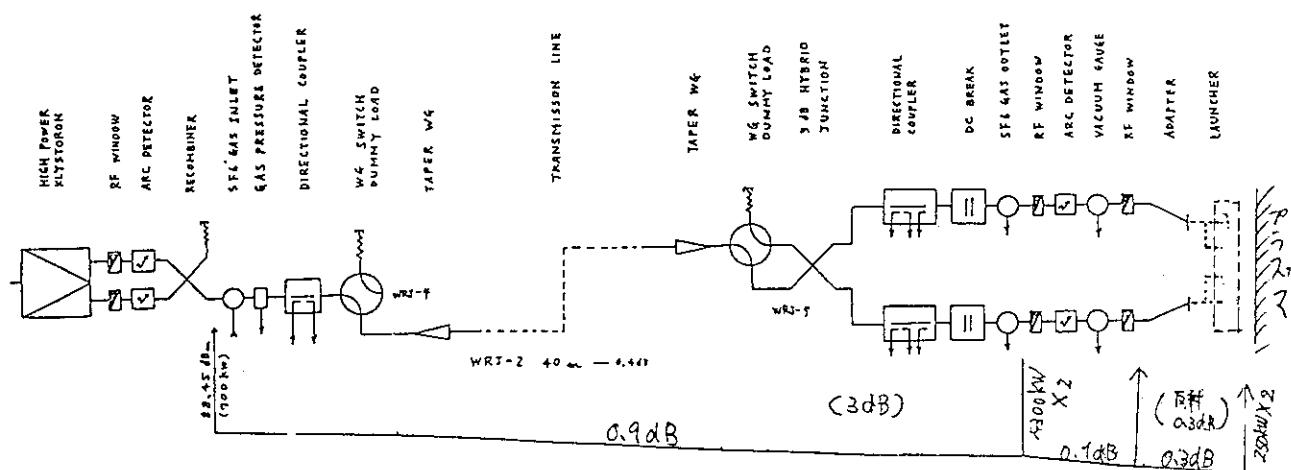


図15.1.0 L H C D 装置伝送系構成図

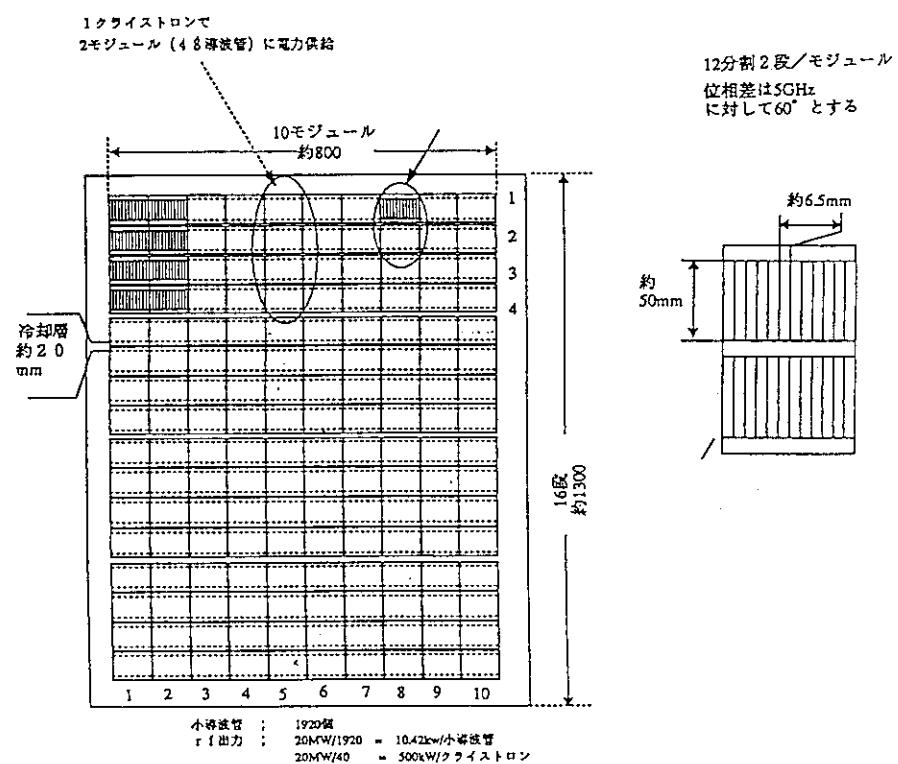


図15.1.1 L H C D 結合系先端寸法図

16. 計測

16.1 計測装置の検討方針

炉心模擬実験装置の計測系は基本的には、現有の JT-60U 計測系の延長にあるが、炉心模擬実験装置の特色からその選択・検討に当たっては、次ぎの点について留意する必要がある。

1) 放射線環境

炉心模擬実験装置の中性子発生率は $1 \times 10^{18} \text{ n/s}$ 程度が想定されており、JT-60Uにおける最大中性子発生率 ($2 \times 10^{17} \text{ n/s}$) に比較して約 1 衡大きく、さらに長時間放電に伴って計測装置の被放射線量も桁違いに大きくなるものと考えられる。従って、計測装置については、物理からの要求のみならず耐放射線性、放射線ノイズによる S/N 比の低下等を十分考慮にいれた上で、その成立性を検討する必要がある。

2) 計測ポート

本体室への中性子の流出を極力小さくすること、及び本体構造との整合性、特に SC-コイルベルジャー及び TF コイルシアパネル等との整合性からプラズマへのポートは設置しない。従って、炉心模擬実験装置では計測ポートとして水平ポートのみを考える。ポート数についても限定されており、現状では、P-4、5、6 及び P-8、9、10 の合計 6 ポートを計測ポートとして割り当てる（図 16.1 参照）。従って、ポート共有化による効率的利用や計測装置の合理化が必要と考えられる。

3) 分解修理性

放射化の観点から装置運転停止後短時間での真空容器近傍へのアクセスが制限される。このような環境下での計測では、計測装置自身の信頼性を上げることはもちろんであるが、装置及び配置の検討において、その分解修理性に留意する必要がある。

4) 長時間放電

標準運転シナリオでは 200 秒フラットトップ、完全定常運転シナリオでは 1 時間に及ぶ長時間放電を行う。データ処理の観点から多量のデータ処理が必要となる。従って、今後計測装置のみならずデータ処理系についても検討が必要になると思われる。また計測装置自体でも、電磁気プローブでは磁場強度の時間変化を積分器で積分して磁場強度を求めていたため、このような長時間放電では、誤差が大きくなるという問題があり、積分器を使用しない磁場測定法の検討も必要である。

16.2 計測装置の選択

計測対象となる物理量及びその測定に想定される計測装置を表 16.1 に示す。基本的には、JT-60U 計測系を継承しているが、主だった特色を次ぎに述べる。

まず、電子密度測定では、垂直の計測ポートがないため、接線入射による CO₂ レーザー干渉計を検討する。また電子温度・密度分布測定では、LIDER を最も有力な検討候補とする。LIDER は 1 つの視野で空間分布計測を行えるため、計測ポートが一

つで済み、光学系の遮蔽設計も楽である。

本装置では、長時間／定常D-D核燃焼維持実験が計画されており、中性子をはじめとした核融合反応生成物計測の役割が大きくなっている。D-³H e実験や、可能性を検討しているD T実験を想定し、JT-60Uでこれまで未着手であったアルファ粒子の計測を本格的に検討する必要がある。まずMeV領域のアルファ粒子の計測では、T FTR、JETで導入が進められているジャイラトロン散乱計測を想定する。~100 keV領域のアルファ粒子計測では、JT-60において壊かってきた、能動粒子線小角散乱計測の技術が応用できるが、垂直ポートを利用できないことから、その配置において検討課題が多い。中性子計測ではJT-60Uで行っているものに加え、中性子発生分布測定を導入する。

その他の計測では、16.1でも触れたように、長時間／定常運転に対応するために、ホール素子のような積分器を使用しない磁場測定法の検討が必要である。

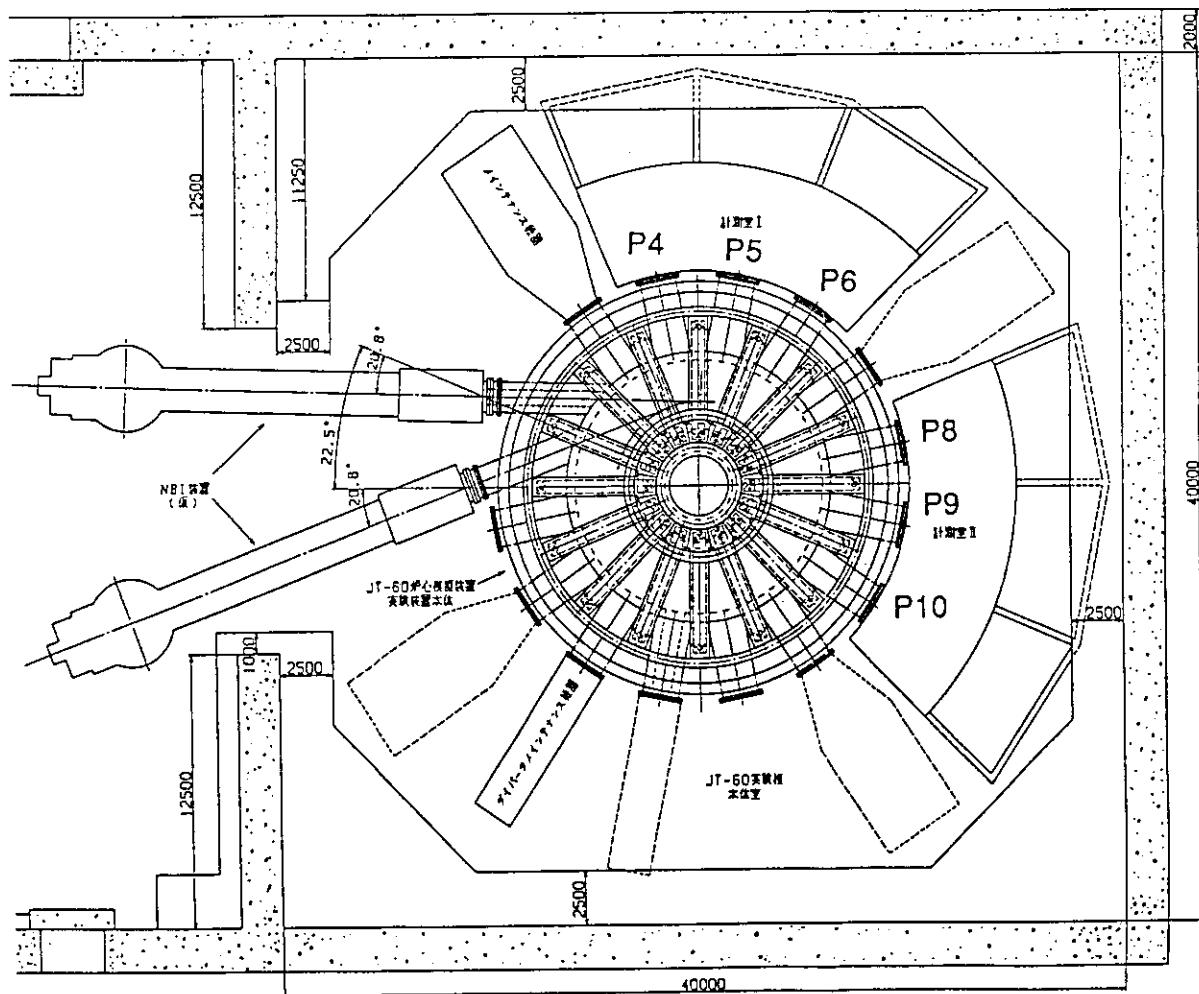


図16.1 炉心模擬実験装置における計測ポートの配置

表 16. 1 炉心模擬実験装置の計測装置

分類	物理量	計測器
電子密度	線電子密度	CO ₂ 干渉計
	電子密度揺動	反射計
電子温度	電子温度／密度分布	ライダートムソン散乱
	電子温度分布	ECE
電子速度分布	逃走電子／LHによる高速電子	HXスペクトル測定
イオン温度	軽元素イオン温度分布	荷電交換再結合輻射分光
	金属不純物イオン温度	多結晶・結晶分光
イオン速度分布		CX中性粒子計測
不純物	VUV域不純物	斜入射分光
	VUV域不純物	ダイバータ斜入射分光
	軽元素不純物量	ダイバータ可視分光
	Z _{eff}	可視プレムス分光
電流分布	Bp分布	モーションナルシャトルク分光
α粒子	閉じ込められたα粒子	ジャイラトロン散乱計測
	閉じ込められたα粒子	CX中性粒子+計測中性粒子ビーム
	閉じ込められたα粒子	ICEスペクトル
中性子/γ線	総中性子発生量/Q値	フィッシュンチェンバー
	トリチウム燃焼率	14MeV中性子
	イオン温度	中性子スペクトル
	中性子発生率分布	中性子分布
	D-He3反応率	γ線スペクトル測定
放射損失	放射損失分布	ボロメータアレイ
MHD	内部プラズマ揺動	SX検出器アレイ
	周辺プラズマ揺動	電磁気プローブ
周辺プラズマ	粒子リサイクリング	Hα/Dα/Tα
	電子温度/電子密度	静電プローブ
	ダイバータ板温度	ダイバータIRT
		可視TV
その他	蓄積エネルギー	反磁性

16.3 各計測装置の概念検討

本検討では、表16.1に示した計測装置のうち、16.1項に示した検討課題を踏まえ、開発上キーとなると思われる、

- ① CO₂干渉計
 - ② LIDERトムソン散乱計測
 - ③ 軟X線空間分布測定
 - ④ 中性子空間分布測定
- の4つの計測系の検討を行った。

16.3.1 CO₂干渉計

電子密度の時間変化の測定は物理解析のみならず、プラズマ制御上からも重要であり、垂直ポートを用いたFIR干渉計が最も一般的である。16.1項でも述べたように、JT-60Uでは垂直ポートは利用できないので、水平ポートを利用して、接線光路の干渉計を構成する必要がある。接線光路の場合は垂直光路に比べて、光路が長くなりかつ光路が磁場と平行になるため、FIRではレーザー光の発散とファラデー回転のために、測定が困難である。CO₂レーザーは波長がFIRより1桁小さく、これらの問題が小さいため、接線光路の干渉計を構成するのに適している。

図16.2図にCO₂干渉計の配置案を示す。現在、炉心模擬実験装置の計測ポートは全て、磁気軸に対し、垂直であるが、接線の光路を確保するために、P-4、P-5及びP-9を接線ポートに変更する必要がある。

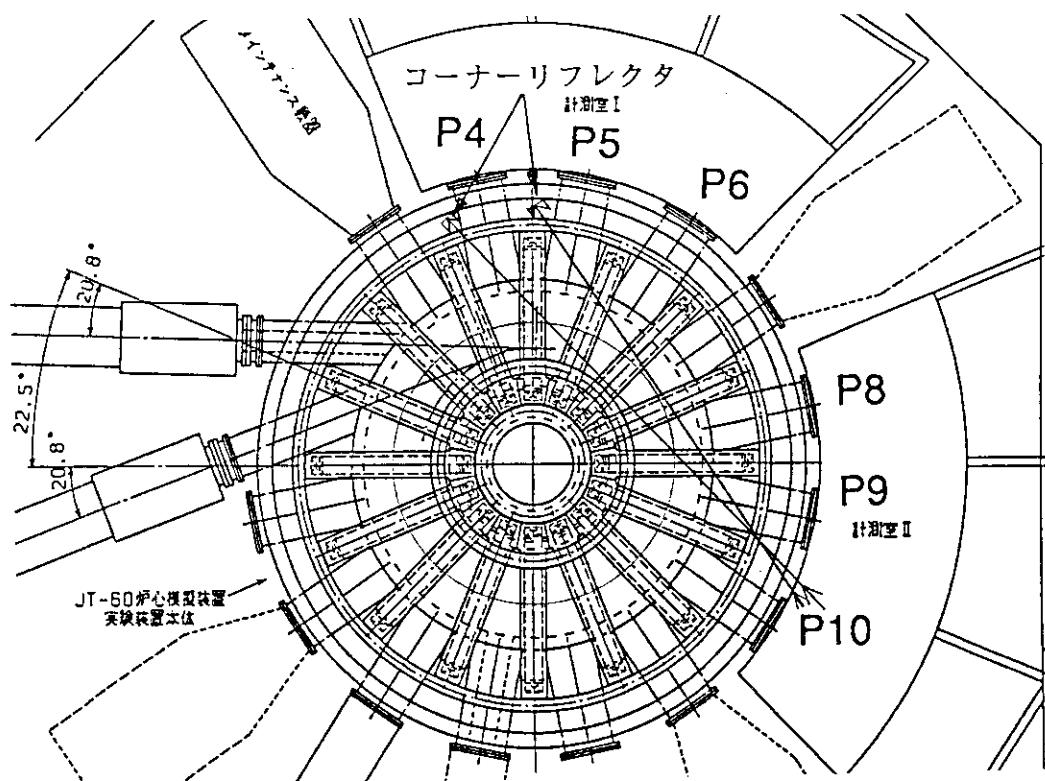


図16.2 CO₂干渉計の配置案

16.3.2 LIDERトムソン散乱計測

電子温度分布／密度分布測定はプラズマの輸送解析上最も重要な計測である。炉心模擬実験装置では垂直の計測ポートの利用が不可能であり、また計測ポートの数が制限されているため、複数のポートを必要とする従来のトムソン散乱法（テレビトムソン散乱法〔TVTS〕も含む）の適用が困難である。JETで開発されたLIDERトムソン散乱法は、レーザーの後方散乱光を時系列で測定することによって、電子温度分布／密度分布を測定するもので、入射及び測定ポートを同一にすることができるため有利である。空間分解能においてはLIDERトムソン散乱法よりTVTSの方が優れているが、炉心模擬実験装置ではプラズマ自体が大きくなるため、この欠点は相対的に緩和される。そこで炉心模擬実験装置の電子温度分布／密度分布測定法としてLIDERトムソン散乱法を導入することとした。

1) LIDERトムソン散乱計測の構成・配置

炉心模擬実験装置におけるLIDERトムソン散乱計測の構成・配置を図16.3に示す。

レーザー光源は現在のレーザー室IIに設置するものとし、集光系はレーザー室IIから最も近いP-10ポートに設置するものとする。入射レーザーパワーはJETと同じ1パルス1Jを想定し、最大 $2.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ までの電子密度を測定できる光学系を設計した。本体真空系までの光路はレーザーの減衰をさけるために低真空のダクトとし、床内に埋設する。レーザー入射窓は、プラズマからの中性子を直接受けないように遮蔽体に隠れた位置に設置した。建屋床面から立ち上がった入射ビームは入射窓(a)を通過した後、入射平面鏡(b)により水平ビームとなり、集光用平面鏡(c)の中心穴を通してプラズマへ入射する。散乱光は集光用平面鏡(c)で一旦鉛直上方に投影され、凹面鏡(d)により集光用平面鏡(c)の中心穴の下方で焦点を結ぶように投影される。投影された散乱光は、出射窓(e)を通り、オフ・アキシス系をなす凹面鏡(f)及び出射平面鏡(g)、(h)で建屋床内に伝送され、最終的に分光測定系で焦点を結ぶように投影される。

ミラーは、通常アルミニウムコーティングを使用するが、可視域における反射率は90%程度である。 TiO_2 と SiO_2 などを組み合わせた誘電体多層膜を利用すると100%近い反射率が得られるが、波長選択性が強くなる。そこで入射光路には誘電体多層膜ミラーを使用し、反射光路にはアルミニウムコーティングミラーを使用する。

2) 今後の課題

LIDERトムソン散乱方はJETにおける成功により、原理的には実証済であるが、この技術を炉心模擬実験装置の計測に適用するに当たっては、次ぎのような検討及び開発を行い、関連データの集積を行っていく必要がある。

- ① 全システム構成及び配置の具体化と各構成要素への要求仕様の検討
- ② 窓、ミラーなどの光学部品の耐放射線性データの取得・蓄積
- ③ 大出力、短パルスで高繰り返しが可能なレーザーの開発
- ④ プラズマの高温・高密度化に伴う背景放射の増大に対する対策
- ⑤ 受光システム、データ処理システムの高速化

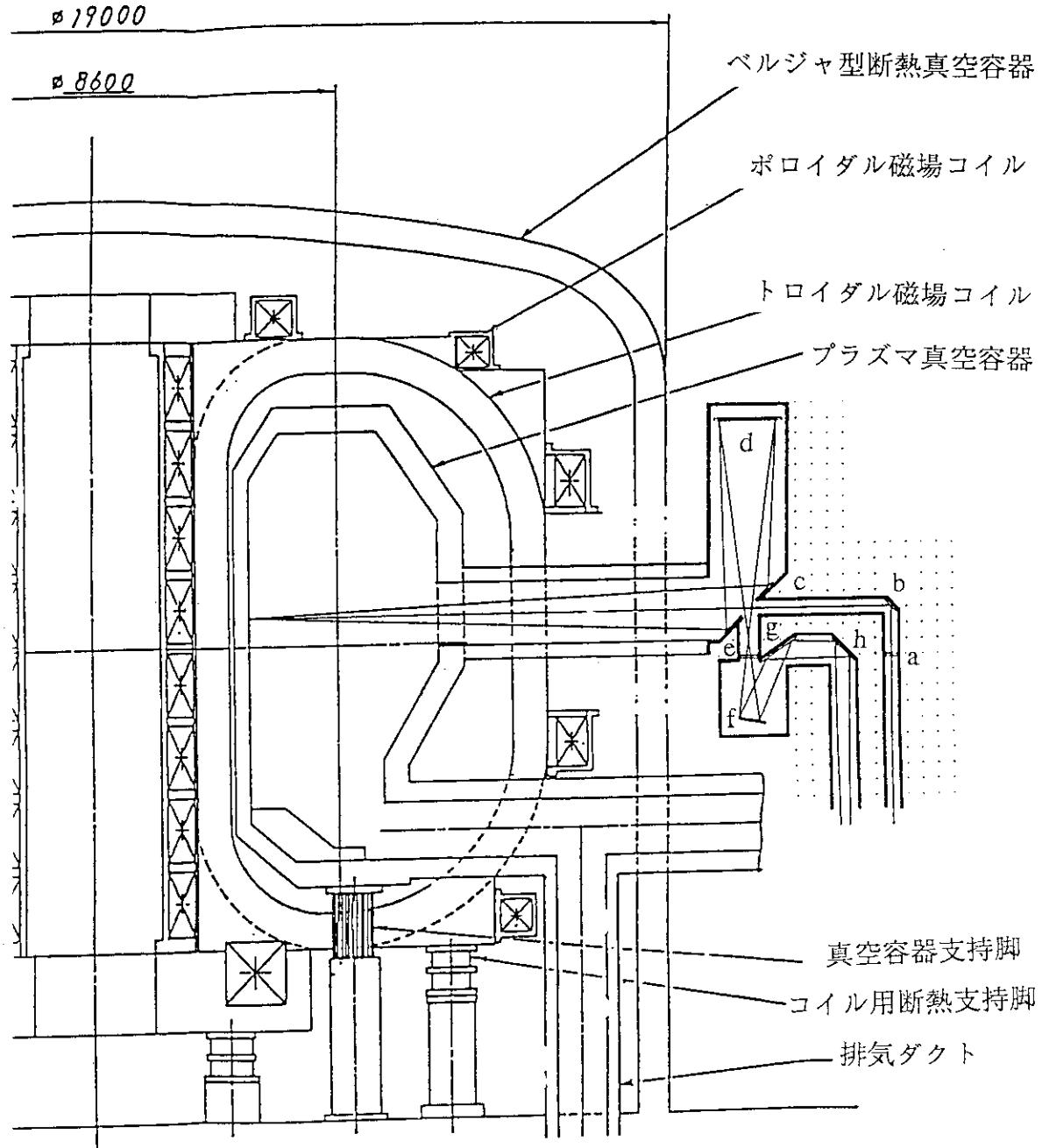


図16.3 LIDERトムソン散乱計測装置の配置・構成

16.3.3 軟X線空間分布測定

軟X線空間分布測定は高時間分解能、高空間分解能を有するため、鋸歯振動を始めとするMHD的挙動の研究の有力な研究手段となっている。従来の装置の軟X線空間分布測定では、PINダイオードや表面障壁型シリコンダイオード(SBD)がX線検出器として使用されてきたが、炉心模擬実験装置では、大量の中性子、 γ 線によるノイズや、照射損傷のためにそれらの使用が困難である。そこでここでは、これらの放射線が直接検出器に入射することを防ぐために、X線ミラーによるX線テレスコープを利用した軟X線空間分布測定装置の検討を行った。

従来、X線は金属面で反射しにくいとされてきたが、最近の精密加工技術の進歩によって、入射角が浅い場合、かなり高いエネルギーまで反射が可能になってきている。図16.4にX線テレスコープの原理を示す。プラズマのある点で発生したX線は、回転楕円面X線ミラーによって焦点に結像する。ここにX線検出器(PINダイオード等)を設置すれば、物点からのX線を選択的に測定することができる。また、X線の光路(領域A)を避けるように、領域Bに中性子・ γ 線遮蔽体を取り付けることによって、中性子・ γ 線が直接検出器に入射することを防ぎ、中性子・ γ 線によるノイズ、照射損傷を低減することができる。

このX線テレスコープをアレイに構成することによって軟X線の空間分布を測定することができる。図16.5はX線テレスコープを垂直に積み重ねることによって軟X線空間分布測定装置を構成した例であるが、この場合プラズマ周辺部がカバーできていないので、扇状アレイの検討も必要である。

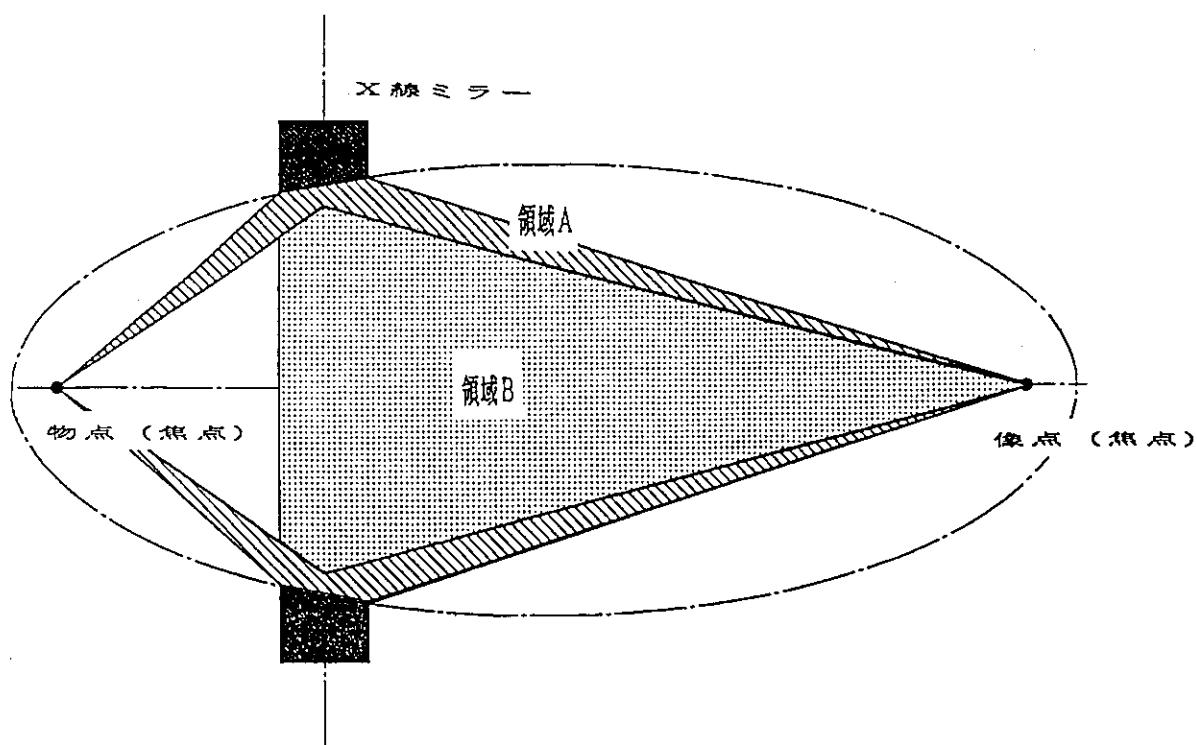


図16.4 X線ミラーを利用したX線テレスコープの原理

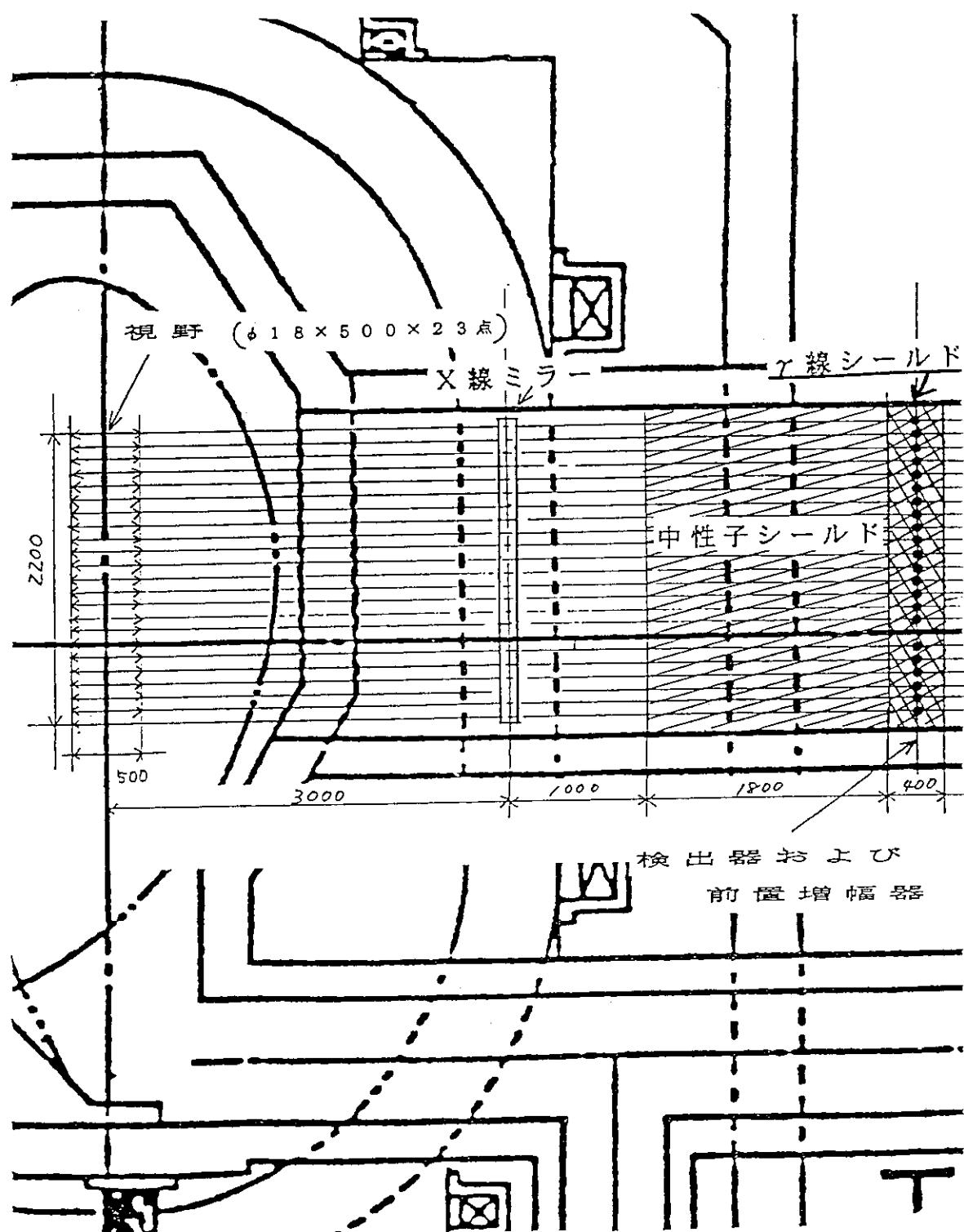


図 16.5 軟X線空間分布測定の構成

16.3.4 中性子空間分布測定

炉心模擬実験装置における中性子計測では、①中性子総発生量測定、②中性子エネルギースペクトル測定、③中性子空間分布測定を想定している。①及び②は現 JT-60 Uにも装備されており、ほぼそのまま炉心模擬実験装置にも適用できるが、③は JT-60 Uにおける経験がなく、また空間分布測定という点で大型のポートが必要であり、さらに大型の中性子コリメータを必要とするため、本体構造、計測ポート設計及び他の計測装置の設計・配置にインパクトが大きい。そこでここでは中性子空間分布測定の概念検討を行った。

図 16. 6 に中性子空間分布測定装置の概念構造を示す。コリメータは 11 チャンネルの扇状マルチコリメータとし、焦点をトーラス中心より 7.8 m の位置とした。各チャンネルのコリメータ径は 2 cm である。この構成において、標準ダイバータ配位プラズマの 60 ~ 70 % を視野とすることができます。コリメータ構造体はコイルクライオスタットの直後に設置する。高さは約 4 m となる。

検出器は出来るだけ直接線のみを選択的に測定できること、 γ 線に感度が少ないと想定され、また容易に弁別できることが必要である。これらの観点から NE 451 ZnS シンチレータまたは中性子・ γ 弁別回路を組み合わせた NE 213 液体シンチレータを想定する。

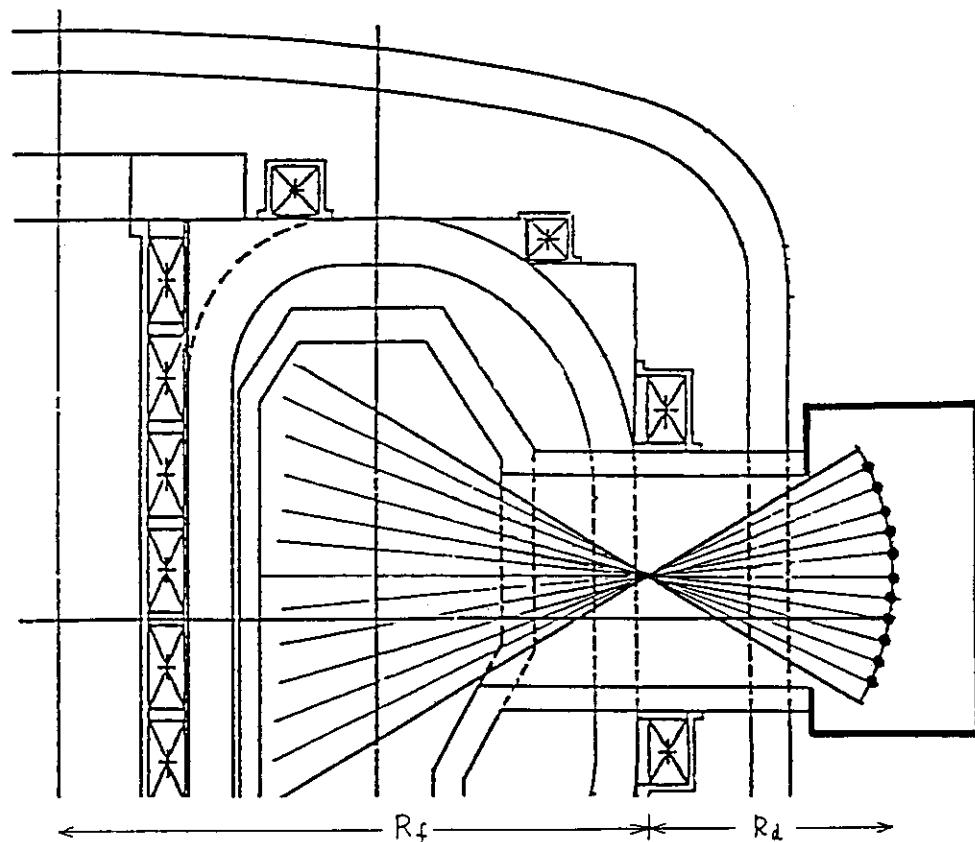


図 16. 6 中性子空間分布測定装置の概念構造

17. 冷却、加熱設備、受電容量

17.1 加熱／冷却系統基本思想

真空容器、第一壁の加熱／冷却は真空容器内壁に加熱／冷却配管を設置し、第一壁には冷却基盤を設けない。ベーキング時には、真空容器内の水を抜き、加熱／冷却配管に高温N₂ガスを通じ、第一壁とともに300℃まで昇温する。運転中には真空容器の加熱／冷却配管に一次水を循環させ、第一壁を間接的に冷却し、常時目標温度に保持することを基本としている。

17.2 加熱／冷却方法及び温度

加熱／冷却方法は次の条件のもとに、以下に上げる理由により表17.1に示すように設定した。

(条件)

- ・ベーキング中の第一壁温度は300℃、真空容器内壁は300℃とする。

(理由)

- 1) 真空容器の構造を単純化するため第一壁冷却基盤を真空容器内に設置しない。
- 2) 信頼性及び事故を想定すると炉内の高圧水の使用は好ましくない。真空容器内壁の冷却基板はN₂ガスによる加熱を考える。
- 3) 運転中の真空容器の冷却は遮蔽効果も考慮して水を使用する。

表17.1 第一壁／真空容器 温度・冷媒一覧表

	第1壁		真空容器						77Kシールド	
			内壁		中間部		外壁			
	温度	媒体	温度	媒体	温度	媒体	温度	媒体		
ベーキング中	300	-	<300	N ₂	-	-	>100	-	-196	
運転中	300	-	<300	水	-	水	>100	水	-196	

注 数値は温度を示す。(℃)

17.3 加熱／冷却系統

- 1) 加熱／冷却パスは加熱時と冷却時兼用とする。
- 2) 加熱／冷却系統は温度制御のやりやすさ、柔軟性を考慮して、真空容器で2系統、(内壁、外壁+中間部)ダイバータで1系統とし、それぞれ独立した3系統とする。

以上の基本思想に基づく加熱／冷却系の概略フローチャートを図17.1～3に示す。

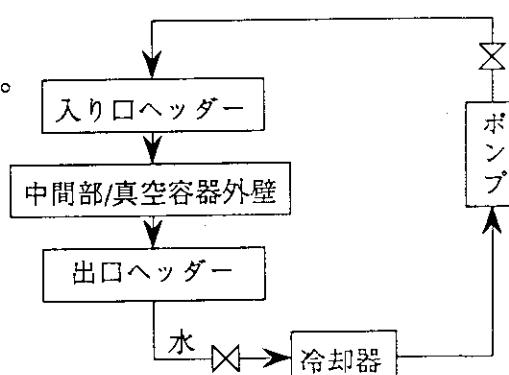
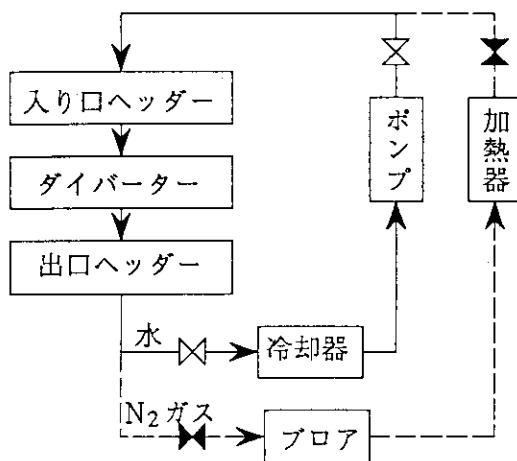
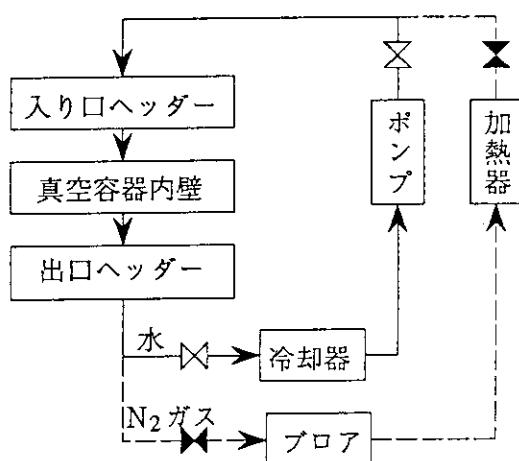


図17.1 真空容器外壁



17.3 加熱／冷却容量

真空容器（第一壁に冷却基盤を設けたと仮定した場合及びダイバータ含む）の加熱容量を表 17.2、17.3 に示す。

表 17.2 加熱容量

	加熱媒体	流体圧力 (atm)	入り口/出口温度 (°C)	加熱容量 (kW)	流量 (N·m³/h)	バス流量 (m/s)
第一壁 (300°C)	N ₂ ガス	5	307/300	284	111×10 ³	29
ダイバータ (300°C)	N ₂ ガス	5	320/300	102	14×10 ³	21
V/V内壁 (150°C)	N ₂ ガス	5	170/150	140	20×10 ³	10
V/V外壁+リブ (100°C)	N ₂ ガス	5	120/100	67	9×10 ³	4
合計				593	154×10 ³	

表 17.3 冷却容量

	加熱媒体	流体圧力 (atm)	入り口/出口温度 (°C)	加熱容量 (kW)	流量 (N·m³/h)	バス流量 (m/s)
第一壁 (300°C)	N ₂ ガス	10	50/100	10×10 ³	615,000 (N·m³/h)	50
ダイバータ (300°C)	水	20	40/50	30×10 ³	2270 (m³/h)	10
V/V内壁 (150°C)	水	5	40/59	20×10 ³	918 (m³/h)	1.5

17.5 受電容量

図17.4に系統の電力負荷パターンを示す。

定常系負荷

建家設備電力、各種研究設備電力	8 MW
炉心模擬装置電力 操配・非常用電力	6 MW
NBI冷媒系	4 MW
トロイダル磁場コイル	5 MW
He冷凍機	1 0 MW
小計	3 3 MW

変動系負荷

MG用電力 (Max 19 MW)	7 MW
加熱用電力 (Max 150 MW)	3 2 MW
合計	8 2 MW (30分平均)

最大電力 185 MW

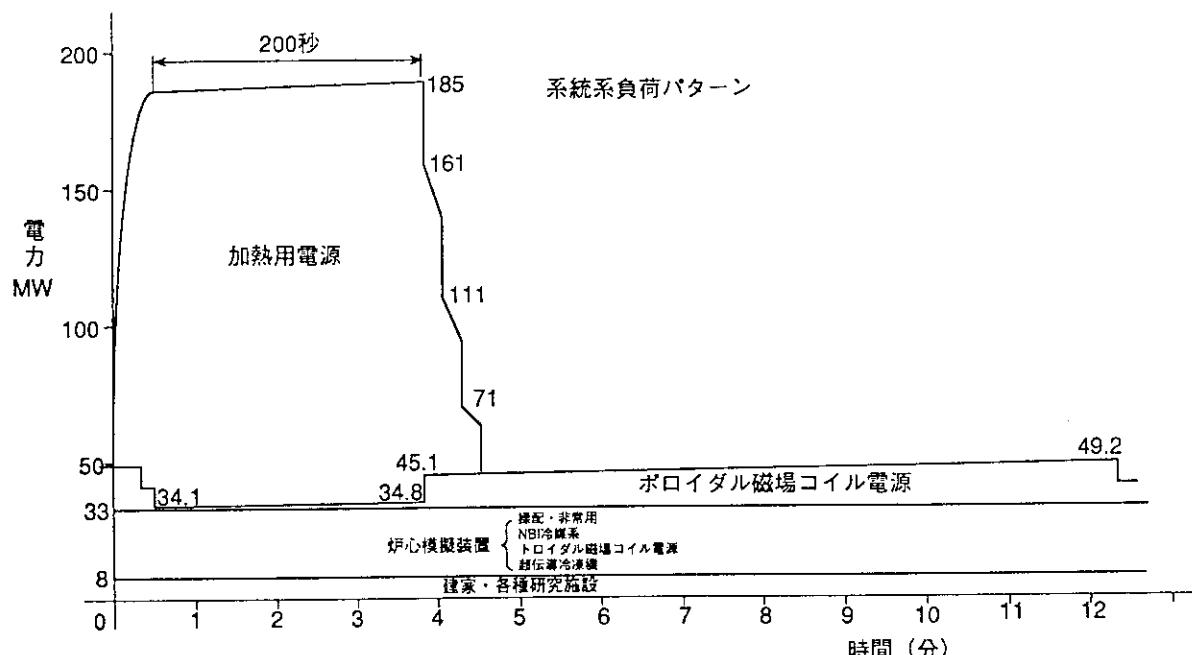


図17.4 系統の電力負荷パターン

18. 全体機器レイアウト

炉心模擬装置の施設全体の配置を図18.1に示す。加熱電源棟、T電源保護回路棟等は新設するが、他は既存建家を流用することとする。1次冷却設備、真空排気設備等の放射能汚染の可能性のある設備は、実験棟本体室地下室に配置し、管理区域を実験棟近傍に集中することとした。現在のJT-60一次冷却棟は超電導コイル用のHe冷凍機棟に、JT-60整流器棟はPF電源棟に、加熱用電源棟はTF電源棟にそれぞれ流用することを検討している。

18.1 実験棟本体室、組立室の機器配置

本体室は、炉心模擬装置本体に計測器、リモートハンドリング機器、負イオン源中性粒子入射装置等を収めることとする。

18.2 本体からの配線、配管引きだし計画

本体からの配線、配管は実験棟地下を通じて本体に集中する。そのうち主な配線、配管は以下の通りである。本体回りの配管、配線の引きだし概略図を図18.2に示す。

・トロイダル磁場コイル給電線

B1Fの円形基礎と2次遮蔽体の床に貫通部を設け、各コイル毎に給電線を引きだす。配線は中間ステージ上を引き回し、電流リードユニット（外形約2.5m×2.5mの4セット）まで超伝導線とする。電流リードユニットは現PIG電源室におくこととするが、電流リードユニットの構造・機能等の詳細な検討が必要である。

・ポロイダル磁場コイル給電線

外側ポロイダル磁場コイル給電線はトロイダル磁場コイル給電線と同じとする。内側ポロイダル磁場コイル給電線は中心基礎と円形基礎の間の床面に貫通部を設け、電流リードユニットまで導く。

・液体He配管の引きだし

各コイルへの液体Heの供給は、コイル上部に流量調節用バルブユニットを設けて供給する。バルブユニットへの供給はマニホールドより分岐して行ない、供給管は2次遮蔽体の内側、本体の外側に設置する。バルブユニットのコンパクト化が今後の検討課題である。液体He配管の本体外への引きだしはトロイダル磁場コイル給電線と同様床に貫通部をもうける。コイル給電線と干渉しない様に組立室側に設置する。

・水、ガス配管引きだし

1次遮蔽体インボード下部にマニホールドを設けて本体に供給する。配管引きだしはトロイダル磁場コイル給電線と同様、床に貫通部をもうける。

18.3 コイル給電線配線

・配線所要スペースの概算

アルミ導体バスを採用するとして、コイル定格電流を35 kAとするとバス断面積は5万mm²になり、

$$150 \text{ (w)} \times 350 \text{ (h)}$$

のバスサイズを設定する。隣接バス間を500mmとすると、

$$\text{PFC 2段積みで } 8.6 \text{ m (w)} \times 1.2 \text{ m (h)}$$

$$\text{TFC 2段積みで } 9.9 \text{ m (w)} \times 1.2 \text{ m (h)}$$

となる。地下ダクトはそれぞれ14m~16m (w) × 3m (h)あり、設置上問題となる部分はないが、既存ケーブルトレーの整理、見直し等、及び配線スペース縮小の検討を進める必要がある。

図18.3に地下ダクトのコイル給電線図を示す。

18.2 実験棟地下室の機器配置

実験棟地下室は設備機械室を除いて全て更地として以下の補機類を配置する検討を行なっている。地下室は配管、配線が集中し、大型補機類も多いのでスペース的には厳しい状態にある（表18.1）。特に超電導コイルの電流リードユニットは、現在のP.I.G電源室を占拠する可能性が大きい。図18.4に地下室全体の配置図を示す。今後の検討で機器の小型化、配管、配線の合理化等を詳細に詰めてゆく必要がある。

表18.1 補機類の必要面積（概算）

本体真空排気設備	75 m ²
加熱用排気設備	200 m ²
1次冷却設備（本体、NBI）	900 m ²
トリチウム処理設備	100 m ²
本体ベーキング機器	420 m ²
電流リードユニット	550 m ²
H _e 液化機器（超伝導コイル、NBI）	420 m ²

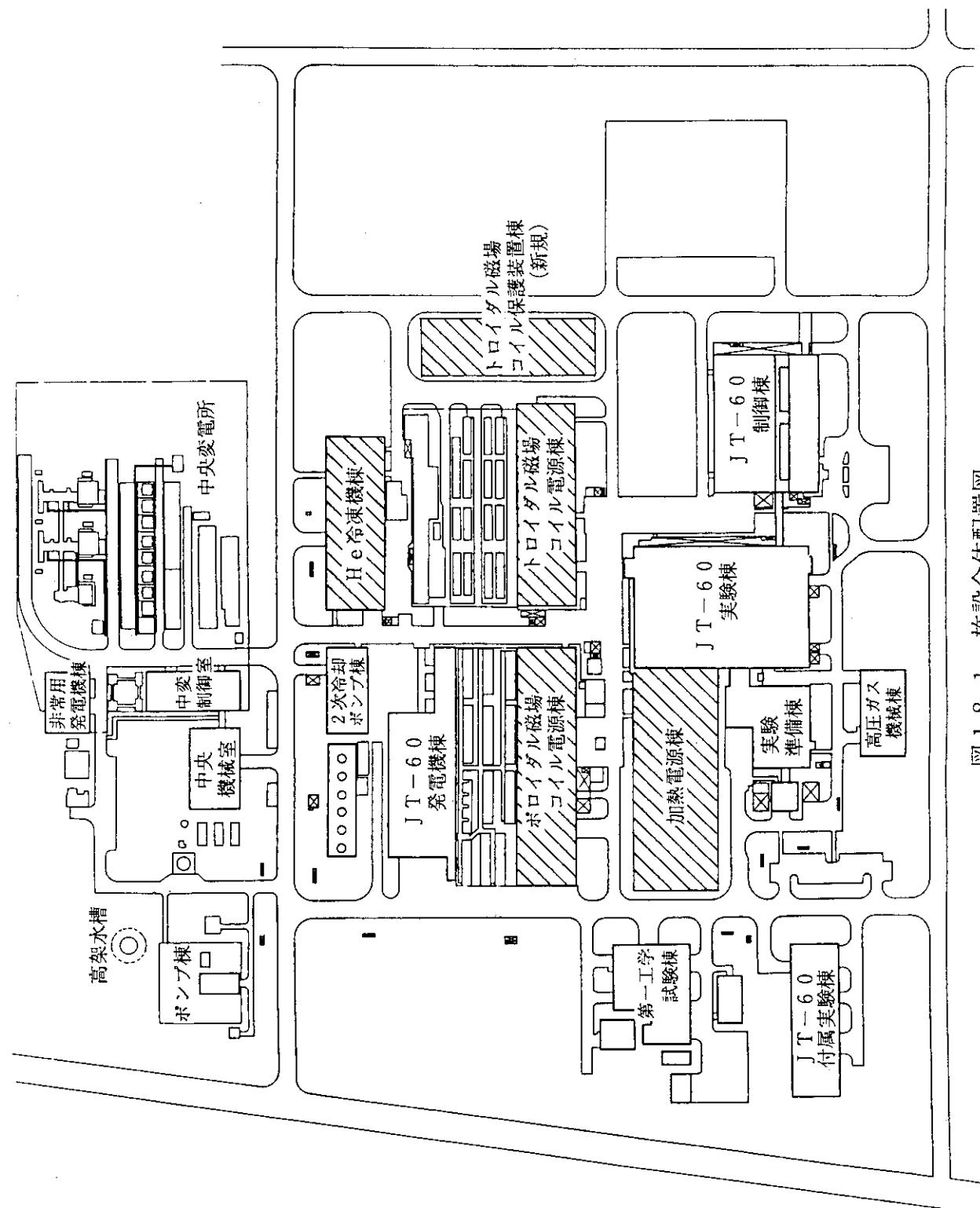


図 18.1 施設全体配置図

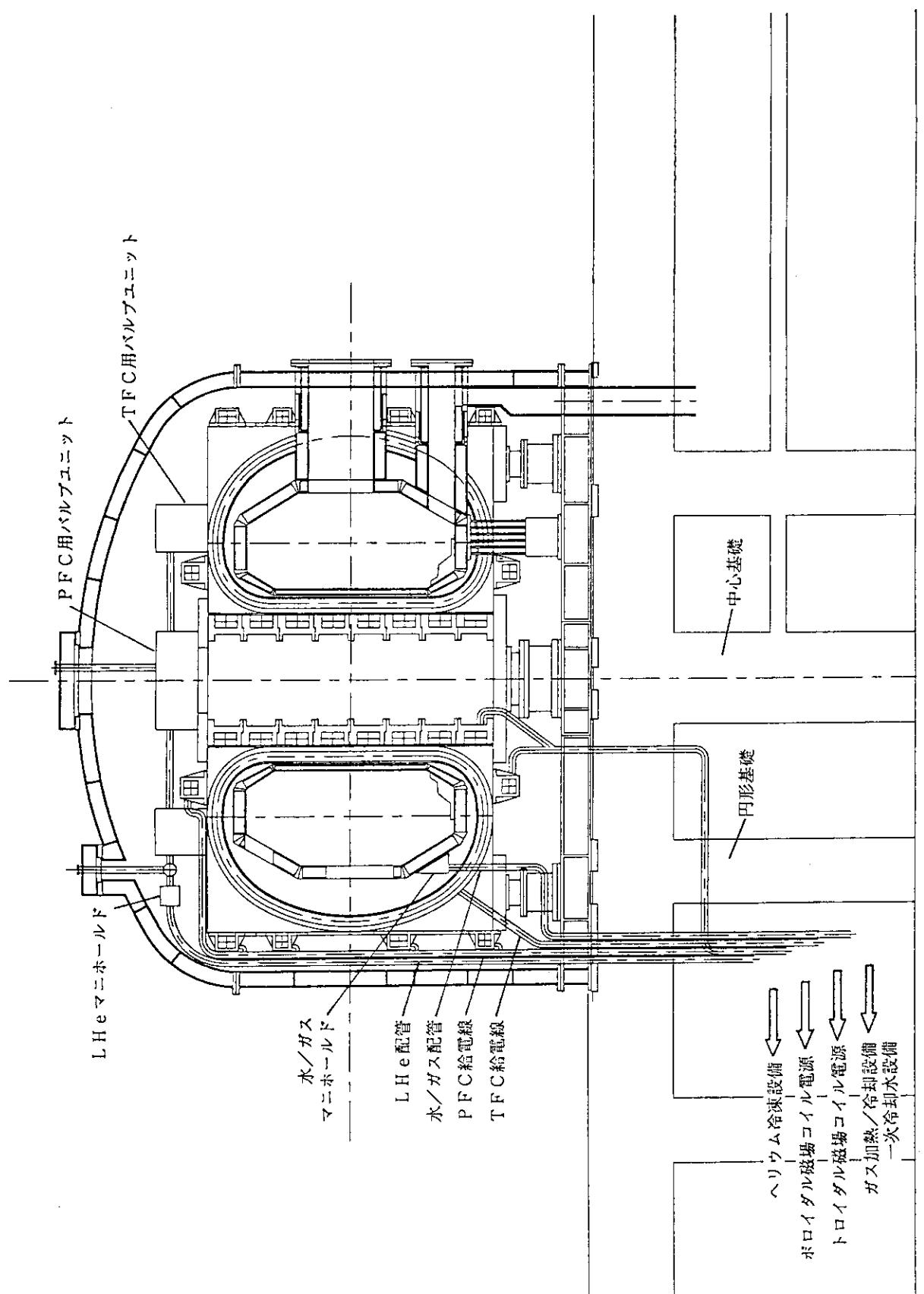
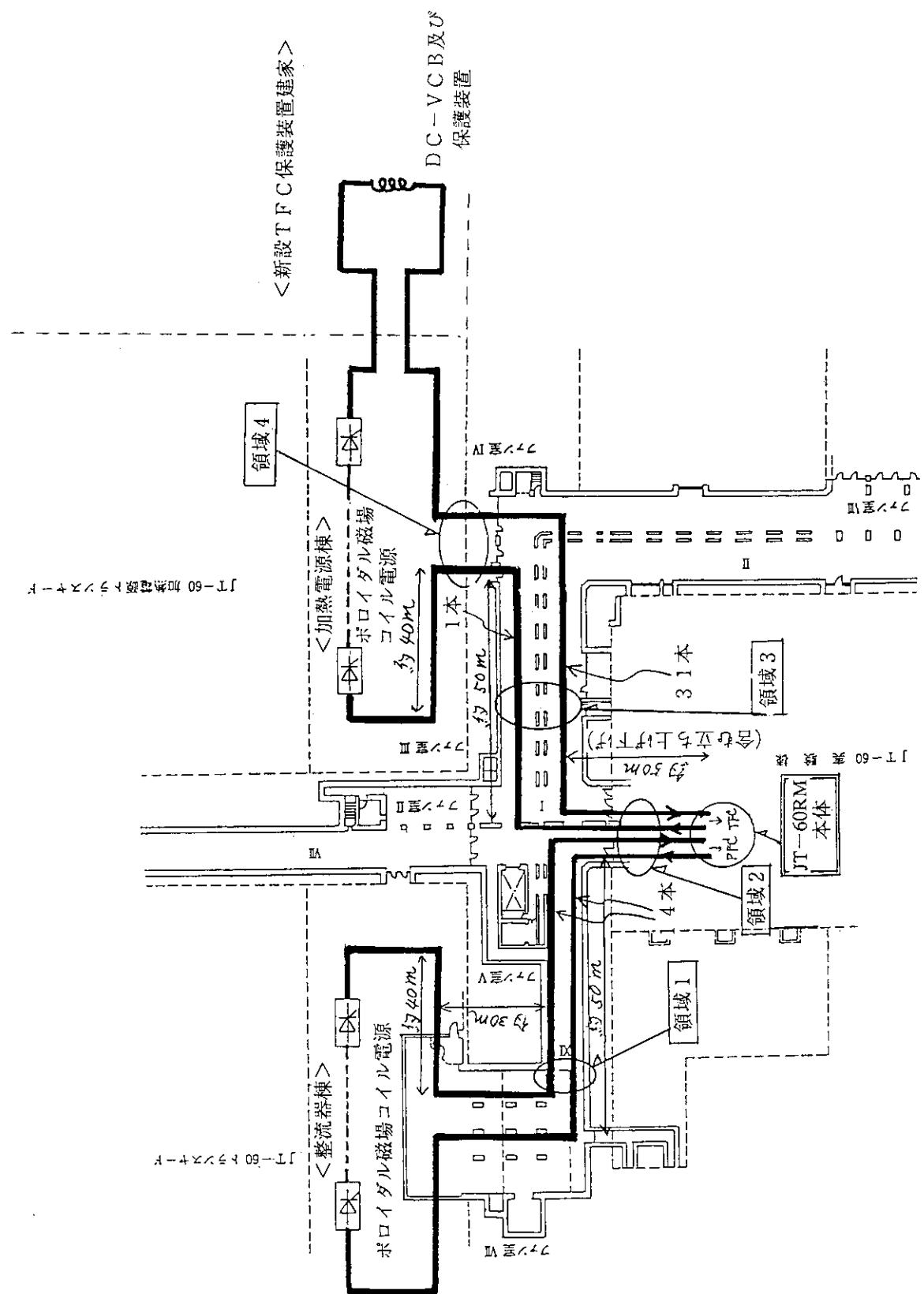


図 18.2 本体回り配線配管引きだし概略図



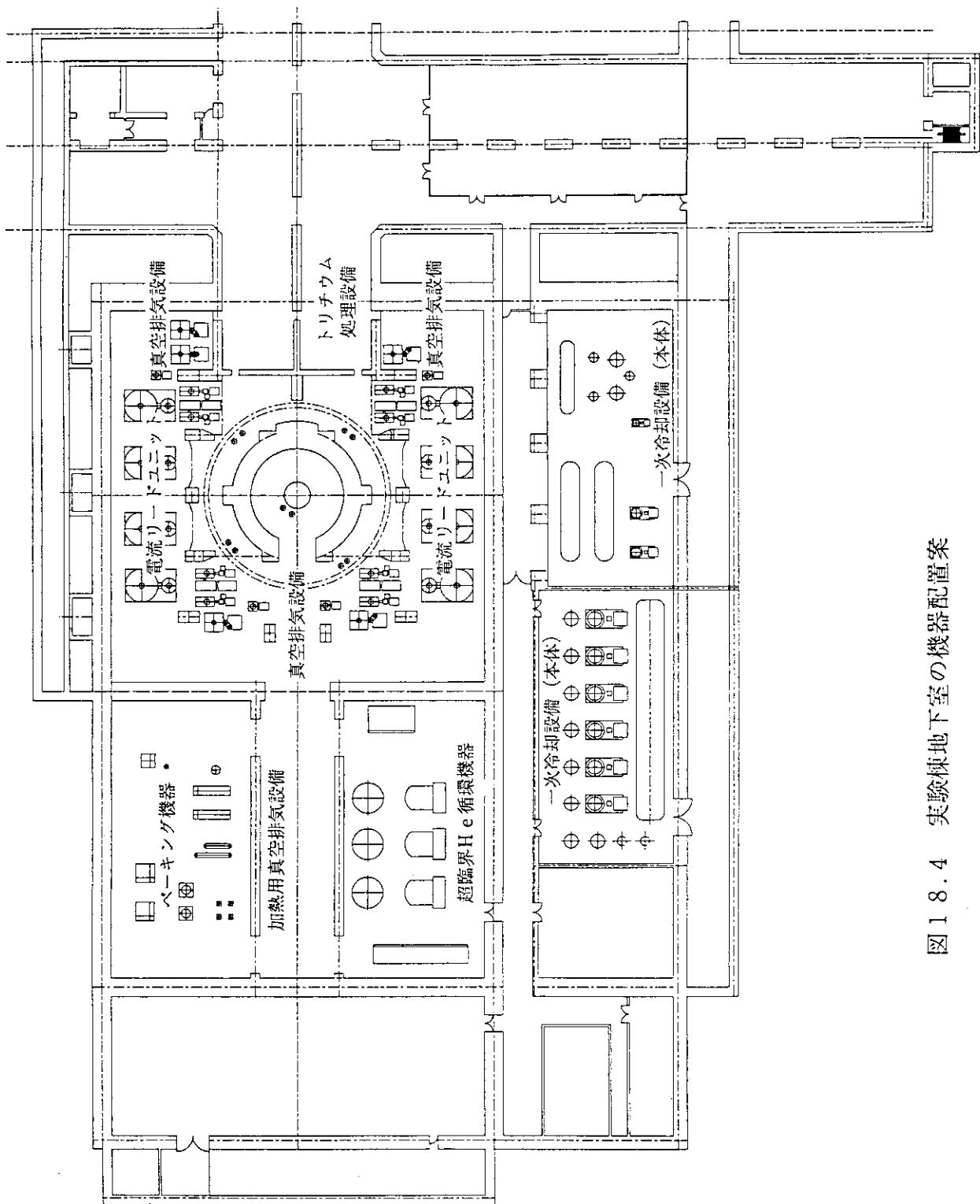


図18.4 実験棟地下室の機器配置案

19. 安全性概念検討

19.1 検討方針及び検討内容

炉心模擬の検討として、D-D運転期及びD-T運転期を想定しているが、ここではD-D運転期の安全上の留意事項、対策について検討し、この結果を基にD-T期について順次拡張して行くこととする。

D-D期の炉心模擬装置として安全上の検討項目は、大別して中性子発生による放射線対策とトリチウム対策である。

放射線対策として、放射線発生源、放射化物、及び放射化物混入媒体は、放射線遮蔽原則に基づき極力、発生元における局所封じ込め方式をとることとする。トリチウム対策については、「トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書」に準じた方式をとることとする。

19.2 放射線対策

19.2.1 ストリーミング防止対策

炉心模擬本体付近では、真空容器そのものを低放射化材で製作し、かつ、真空容器内部に水タンク方式の一次遮蔽体を置き真空容器外への放射線線量を下げる努力をしている。さらに、その外側には、内部を真空に引き、かつ生体遮蔽を兼ねたクライオスタッフ（超電導コイルの熱吸収防止と運転中、休止中における本体室の線量低減）で炉心模擬本体を覆って放射線線量低減を計っている。本体室の1FL床については、本体付近の配線、配管貫通口を内側に納めるようにその外側にクライオスタッフを配置し、配線、配管貫通口から本体室へのストリーミングを防止する。地下のPIG室中間の柱の部分には、1FL貫通口よりの放射線の遮蔽を兼ねた壁を設置し、それより外側は線量当量を低く押さえる方向とする。もちろん、地下PIG室遮蔽壁の内側へは線量の高い機器、配管等を配置計画する。この考え方は、1FL貫通口での真空及び放射線遮蔽の二重シールを行なうことがほぼ不可能に近いためである。従って、ここでは真空シール処理を行なうのみとする。1FLより上方のクライオスタッフ貫通口遮蔽欠損部（極力無くする方向とするが、クライオスタッフ内の機器故障、真空容器内機器～ダイバータ、その他保守上必要なもの）にはクライオスタッフの遮蔽と等価で脱着可能な補助遮蔽を取付ける事とする。

今後は、設備系統設計の進展に伴って、詳細な構造、機器配置を基に空間線量分布、個々の具体的遮蔽対策を検討する必要がある。

19.2.2 冷却水の放射化

水自身の放射化に関して重要な核種は $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ 反応により生成される ^{16}N であり ^{16}N は10MeV以上でのしきい値反応で生成され、半減期は7.1secである。まず、ダイバータ冷却水管路内の冷却水が静水として中性子照射を受けるとすると、 ^{16}N は、

$^{16}\text{N} = \sigma \phi n V = 3.03 \times 10^{12} (\text{atoms/sec})$ すなわち、 $7.96(\text{Ci/sec})$ 相当となる。

ただし、中性子束 $\phi : 8.36 \times 10^9 \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec} (>10\text{MeV})$

断面積 $\sigma : 45 \times 10^{-27} \text{cm}^2$

冷却水の ^{16}N の原子数密度 $n : 3.3 \times 10^{22} \text{atoms/cm}^3$

冷却水量 $V : 0.244 \times 10^6 \text{cm}^3$

ただし、ダイバータ本数 : 1080本($2\pi \times 4.3\text{m}/0.025\text{m}$)

冷却管体積 : $\pi \times 0.006^2 \times 2(\phi 12 - 2\text{m})$

これより単位体積当たり $3.26 \times 10^5 \text{Ci/cc} \cdot \text{sec} (V=2.44 \times 10^5 \text{cc})$ となる。放電時間は 200sec であるが、冷却水のダイバータ滞留時間を 1 秒程度（管内流速は約 5 m/sec）とすると、 $3.26 \times 10^5 \text{Ci/cc}$ の濃度となる。数分減衰時間をおけば $10^5 \mu \text{Ci/cc}$ 程度の濃度となる。いま、直径 50cm のパイプを仮定、減衰を無視して配管表面の線量率を算出すると、約 70rem/hr となる。これらのことから、運転中本体近傍の冷却配管部に接近することは、困難であること考えられる。したがって、運転中高線量部の配管、機器収納部はなんらかの γ 線対策（減衰タンクの設置、遮蔽体設置など）遮蔽が必要になる部分もある。ただし、半減期が 7.1 秒と短いので、例えば、3 分後には 10^3mrem/hr 程度となり、保守期には特に問題とはならない。

19.2.3 冷却水に溶出する放射性核種

ダイバータ冷却配管は銅材で、流速も $\sim 5\text{m/sec}$ 程度とかなり速いため、放射化された銅材が冷却水中に溶出することが予想される。

年間中性子発生率 ($4 \times 10^{22} \text{n/y}$) より評価すると表 19.1 の様になる。冷却水による銅材の損耗量は、年間 100 日の運転とすると 51kg(5.9mg/sec) となる。ただし、流速 5m/sec における溶出速度を $6 \times 10^4 \text{gr/cm}^2 \text{day}$ とし、ダイバータ冷却管全表面積を 81.5m^2 とした。さらに、マニホールドや供給配管での損耗は流速が遅いので無視している。

1 年間に冷却部に混入する量、1 年後、5 年後に冷却系に蓄積する量（イオン交換樹脂で吸着しない場合）を表 19.2 に示す。これらの放射化された腐食生成物をイオン交換樹脂で吸着した場合、5 年間運転後のイオン交換樹脂部から 1m 離れた所での線量率を、表 19.2 の最右欄に示す。全ての核種を合計すると、イオン交換樹脂表面から 1m の位置で 5 年間運転直後では、約 1rem/hr の線量率となるが運転停止から数日以上経過すると、 ^{60}Co の寄与のみとなり 20mrem/hr 程度となる。イオン交換樹脂の設計では 1~2 年程度の能力を持たせることが通常であるが、その場合でも何らかの γ 線遮蔽（主に運転期の線量低減量から決まる）が必要になる。

今後、一次遮蔽体の補助添加物として ^{10}B 入りとした場合、あるいは、アルミニウム材 (AL2090) 中に Li 添加物のある場合等には、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, $^{7}\text{Li}(n, n\alpha)^7\text{T}$, $^{11}\text{B}(n, T)^9\text{Be}$, $^{9}\text{Be}(n, \alpha)^6\text{Li}$, $^{6}\text{Li}(n, \alpha)^7\text{T}$ などの反応によるトリチウムの発生、冷却水への溶出など詳細な検討を進め、安全性を確認する必要がある。

表19. 1 銅材より発生する主な放射性核種及び残留放射能濃度

生成核種	半減期	残 留 放 射 能 濃 度 (Bq/g)		
		放電直後	60時間冷却後	1ヶ月冷却後
^{62}Cu	9.73m	1.37×10^6	0	0
^{64}Cu	12.7h	2.51×10^8	9.54×10^6	0
^{60}Co	5.27y	3.06×10^3	3.06×10^3	3.03×10^3

表19. 2 冷却水に溶出した蓄積量

生成核種	年間冷却部 混入量 Ci/year	イオン交換樹脂での吸着の無い場合		イオン交換樹脂 の線量率 5年間運転直後 mrem/h at 1m
		1年後の冷却 系蓄積量 Ci	5年後の冷却 系蓄積量 Ci	
^{62}Cu	1.88	5.02×10^{-5}	5.02×10^{-5}	6.53×10^{-2}
^{64}Cu	3.44×10^2	7.2×10^{-1}	7.2×10^{-1}	9.36×10^2
^{60}Co	4.19×10^{-3}	3.94×10^{-3}	1.53×10^{-2}	1.99×10^1

19. 3 トリチウム対策

19. 3. 1 運転終了後のトリチウム処理方法

D-D運転期において、発生するトリチウムは第一壁や真空境界構造材中にトラップされ、ほとんど真空容器排気設備（トリチウム排出系）を通してトリチウム処理系へ移送される。このトリチウム処理方式として、トリチウム水の形態での全量貯蔵方式を考慮している。この方式で処理した場合のトリチウム水の年間発生量は、放電中のD₂ガス流量から算出すると、

$$20\text{Pa} \cdot \text{m}^3 \times 50\text{sec/shot} \times 800\text{shot} \sim 330\text{mol}(293\text{k})$$

から、D₂Oで～6.6kg(6l)となる。

また、このD₂O中のトリチウム濃度は、放電中トリチウム(DT)発生量4×10³Pa·m³/secからT濃度は約100PPmと考えられるので、～0.32Ci/cc(12GBq/cc)となる。これは、非常にレベルの高い放射性廃液(高レベル廃液相当)であり、厳重な管理が必要である。現検討では水状(易動性)での保管を主としているが潜在的な危険性を伴っているため、なんらかの方法で固定することを検討して行く必要がある。

トリチウムの固定の方法としては、TPL等で開発中であるが、1) モレキュラーシーブ(MS)への吸着、2) セメント固化、3) 加圧二重封入等が考えられる。

1) モレキュラーシーブ吸着固定

モレキュラーシーブ必要量Wは
 $W = q/(y - y_0)$ より、W=47kg(33l)となる。

ただし、処理水量: q=6.6kg

平衡吸着量: $y = 0.16$ (MS5A, 25°Cでの平衡吸着量; 0.18g/gの0.9)

残留吸着量: $y_0 = 0.02$ (MS5Aの水吸着量、200°C, 1Torr)

このモレキュラーシーブを吸着筒に納めて、その外側をセメント詰め(100リットルドラム缶)する検討案を図19.1に示す。

このような貯蔵方法は、必ずしも確立された方法ではないので、吸着トリチウム水の放射線分解、トリチウムガス化、圧力上昇、透過漏洩等トリチウムの浸出挙動に関する今後のR&Dが必要である。

2) セメント固化

セメント固化が有効(R&D等で)である場合を想定して、固化体発生量を試算する。

処理対象トリチウム水は約6リットルであり、水/セメント比=0.25とすると、1次固化体のセメント必要量: ~24kg、100リットル2次固化体一体当たりの含有廃棄水量Wは、W=100(リットル)×0.6×1.6×1.4(kg)×0.25/1.25=16.8(kg)

ただし、固体化密度: 1.4(軽量骨材混合)

1次固化体/2次固化体容積比: 0.6

2次固化体容積: 100リットル

2次固化体セメント量は、16.8/0.25=67.2(kg)

したがって、全量貯蔵方式で回収されるトリチウム水は2年間分でも100リットルドラム缶一体分にも満たないことになる。

60リットルの一次容器にセメント固化したセメント固化体を100リットルの二次容器に充填した廃棄体の概念を図19.2に示す。

3) 加圧二重封入

モレキュラーシーブに吸着固定した容器、あるいはトリチウム水の形のまま封入された容器を不活性ガス等で満たした容器で二重封入する概念。当然、内圧より外圧を

高くして封じ込める方式。

以上のいずれの方式においても必ずしも確立したものではないので、トリチウムの浸出挙動についてR & Dが必要になる。

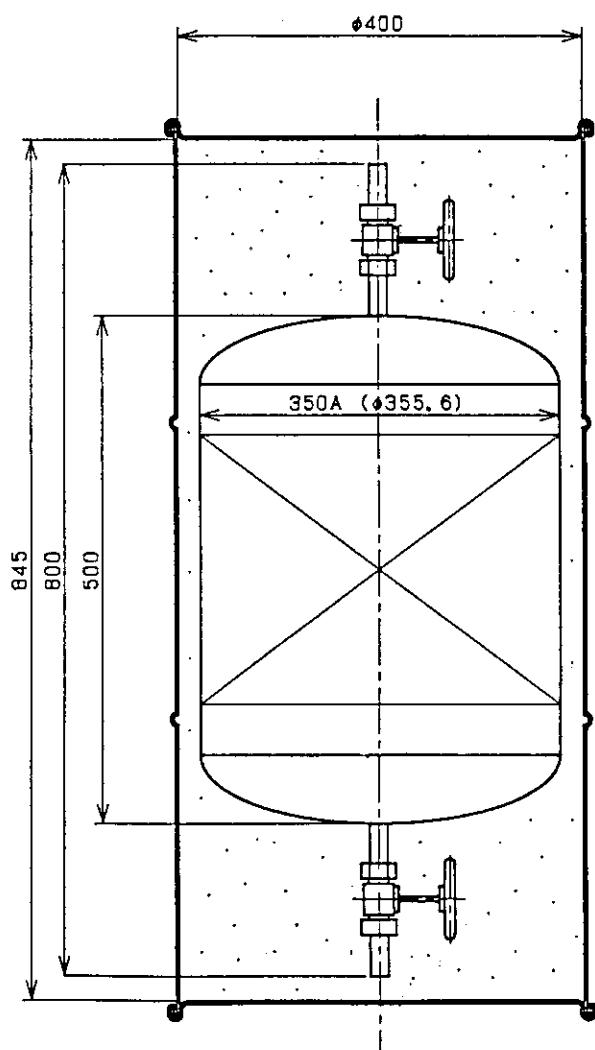


図19.1 MS吸着筒廃棄ドラム

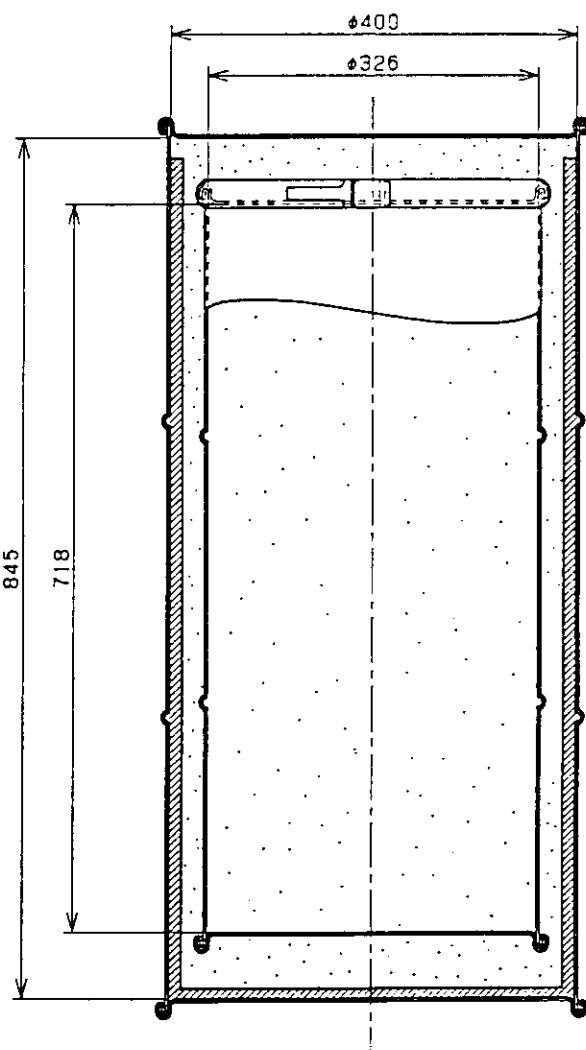


図19.2 セメント固化体

19.3.2 通常運転時の各部屋のトリチウム発生量の概略推定

各部屋に設置されている機器、配管等から、通常運転時にどの程度トリチウムがリークするかITERの推定量から概略予想する。リーク量は、プラズマ排気量に比例すると仮定すると60炉心模擬はITERの 1.1×10^{-6} 倍となる。(60炉心模擬のプラズマ排気量は 8.3×10^{-5} atom mol/hr; ITER は75atom mol/hr)これより、60炉心模擬の通常運転時の各部屋のトリチウムリーク量を概算すると以下の様になる。

部屋名	トリチウムリーク量(Ci/Day)	
	ITER	60RM
(1)冷却水系統が存在している部屋 (炉室、1次冷却水系統機器収納室)	1.68	1.87×10^{-6}
(2)トリチウムインベントリーが多い いが2次格納のない部屋 (NBIイオン源室)	0.6	6.7×10^{-7}
(3)トリチウムインベントリーが多く 2次格納のある部屋 (トリチウム浄化系、真空排気系 燃料供給系、テストモジュール室)	4.2×10^{-2}	4.7×10^{-8}
合計	2.32	2.59×10^{-6}

以上からJT-60炉心模擬の通常運転時のトリチウムリーク量は、全合計で 2.59×10^{-6} Ci/Dayに過ぎず、仮に365日運転し続けたとしても年間合計 9.45×10^{-4} Ci/yearであり、これを全量大気放出しても問題にならない量である。

19.3.3 1次冷却水系のトリチウム濃度とリーク量の概算

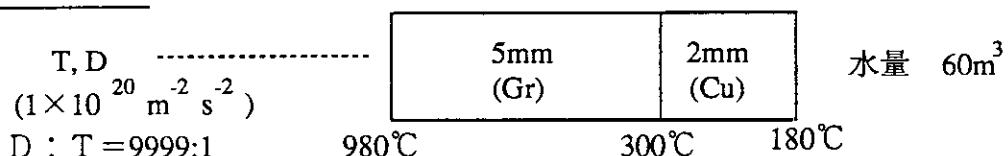
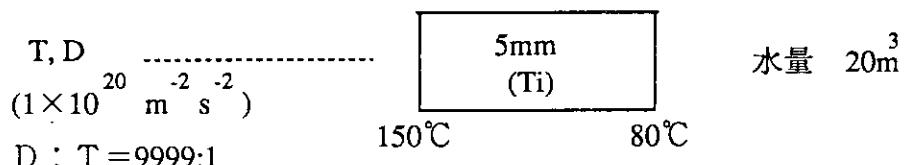
ダイバータや真空容器を通して冷却水に透過するトリチウム量を概算する。60炉心模擬の真空容器では、内表面にグラファイトアーマを取り付けるがグラファイトが吸収している酸素放出を極力抑制したいので全面には取付けないことにしている。このため、真空容器がプラズマに直接対向している面がかなりある。ここでは、プラズマ対向面を通して冷却水へ浸入するトリチウムを評価するが、ダイバータと真空容器のアーマの無い箇所を通して冷却水へ浸入することとなる。安全側に考え、いずれもグラファイトアーマは無いとして計算する。図19.3にダイバータ構成、図19.4に真空容器構成、諸条件を示す。

1) 計算条件

計算条件は下記の通りとし、TPERMコードで計算する。ダイバータについてはCuの厚さ4mm(CASE1) と2mm(CASE2) の二通りを計算し、比較した。

CASE 1	5mm (Gr)	4mm (Cu)	水量 $60m^3$
T, D $(1 \times 10^{20} m^{-2} s^{-2})$ D : T = 9999:1	980°C	300°C	180°C

CASE 2

図19.3 JT-60炉心模擬ダイバータ構成(表面積 50m^2)図19.4 JT-60炉心模擬 真空容器構成(表面積 633m^2)

2) 計算結果

(ダイバータ)

ダイバータにはプラズマ側に厚さ5mmのグラファイトがあり、その外側に銅材料がついている。グラファイトはトリチウムをほとんど透過しないのでガス状のトリチウムがまわりこんで銅中を拡散すると考えるが、ここではグラファイトが存在せず直接銅材料にトリチウムが入射するとして計算する。

計算結果を図19.5に示す。図19.5-1の様に、ダイバータから冷却水へ浸入するトリチウムのフラックスは運転開始後早くから一定になり、冷却水中のトリチウム濃度は図19.5-2のように、ほぼ時間に比例して大きくなる。仮に連続運転がなされたとして、計算するとCuの厚さ4mmとした場合は正味50日で $2.2 \times 10^{-5} \text{ Ci/l}$ 、2mmの場合、 $9 \times 10^{-5} \text{ Ci/l}$ になる。以下安全側に評価するため2mmの場合の結果を用いる。

プラズマ対向機器は運転停止時は温度が低く、トリチウムの移動は運転時に比較してわずかであると仮定すると実質の運転時間は年間40時間である。余裕を見て400時間プラズマ対向機器の温度が運転温度になっているとしても年間17日である。したがって、3年間運転したとしても、正味50日程度である。この場合、ダイバータ冷却水系のトリチウム濃度は、冷却水の浄化系がなくとも $9 \times 10^{-5} \text{ Ci/l}$ 程度である。

(真空容器)

計算結果を図19.6-1及び図19.6-2に示す。この結果からは100日程度運転を続けても冷却水までトリチウムが到達せず、冷却水の汚染は無いと考えられる。

3) その他の問題点

今回真空容器の材料としたTiは、ここでの評価で明らかにトリチウムを大量に吸収し、その結果透過を抑制している。吸収したトリチウムはベーリング時に昇温して放出されることになる。Tiはもともと水素吸蔵合金材として有力な材料であるが、吸脱着を繰り返すと脆化することも考えられるので、構造材としての方面からもチェックが必要である。

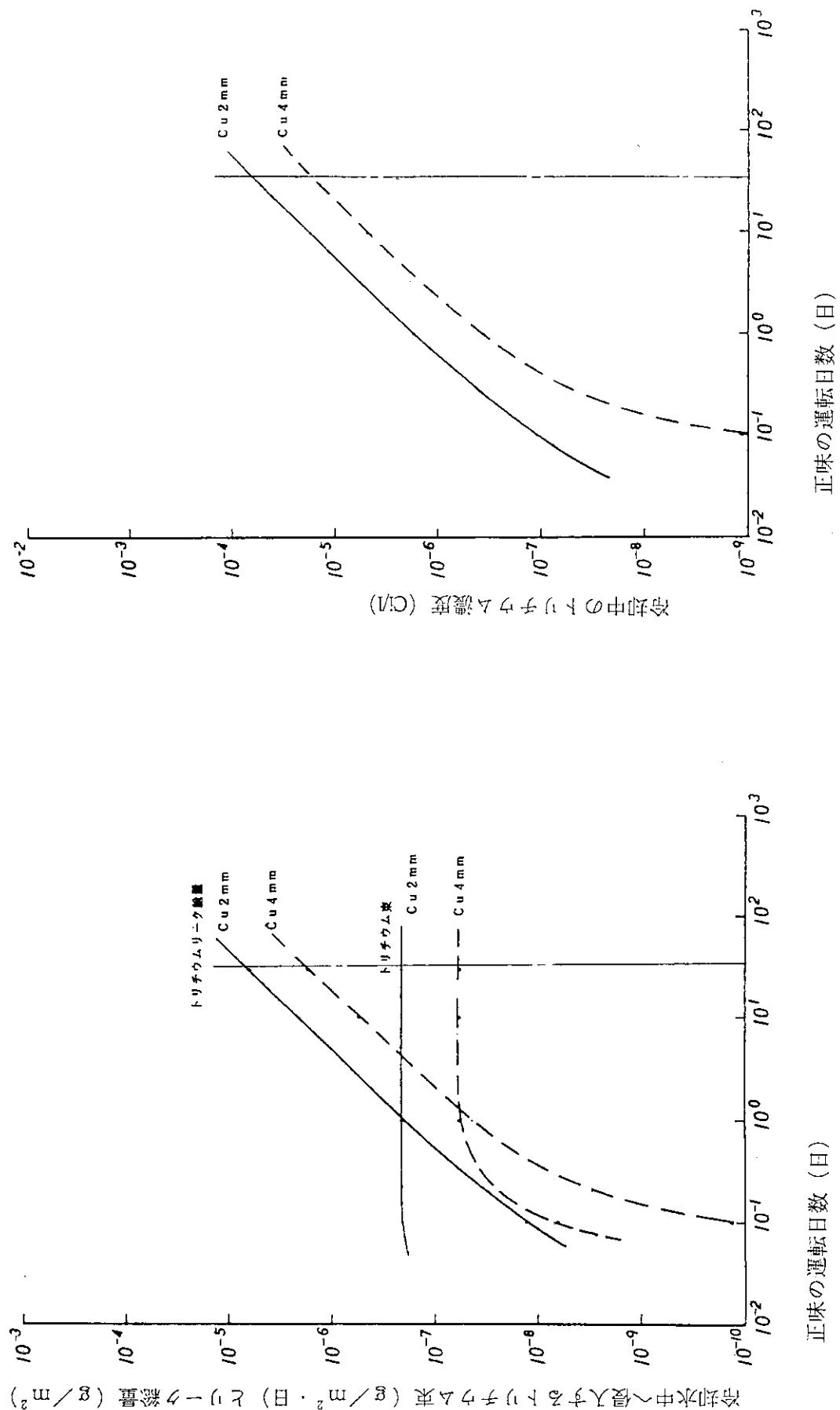
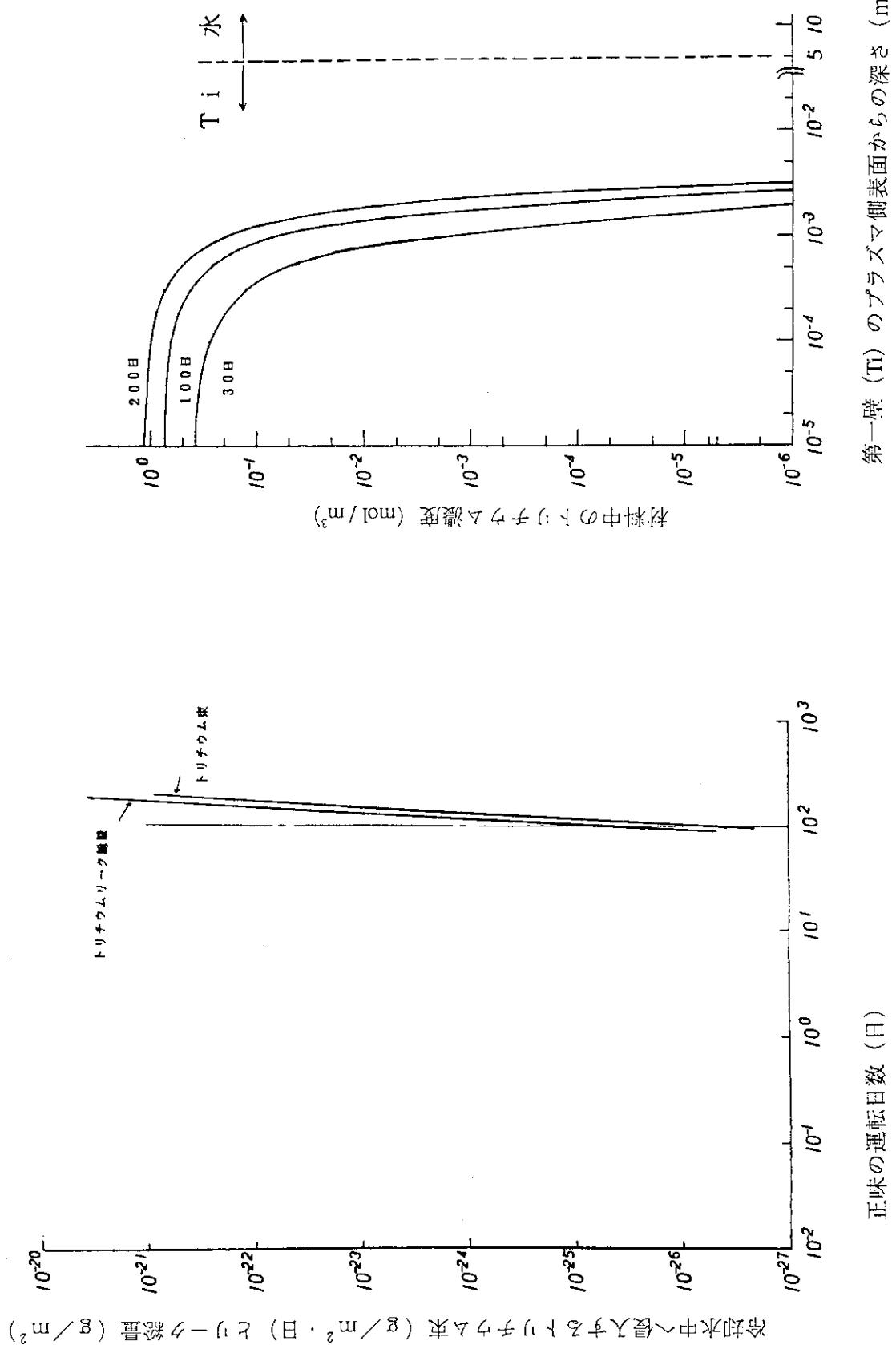


図19.5-1 JT-60炉心模擬ダイバータ(Cu)から冷却水へ侵入するトリチウム量

図19.5-2 JT-60炉心模擬ダイバータ(Cu)から冷却中のトリチウム濃度



19.3.4 安全性解析事象の検討

1) 解析対象事象の選定

安全性についての定量的な評価は装置の具体的な設計と共に進めるべきものであるが、基本構成は変わらないものとして検討する。安全性解析対象事象について、対象機器と異常事象を列挙する。

a) 対象機器

- ・ 真空容器
- ・ クライオスタッフ
- ・ プラズマ加熱設備；中性粒子入射装置（NBI）、高周波加熱装置（RF）
- ・ ガス注入設備；ペレット入射装置、ガスパフ装置
- ・ 真空排気装置；（ターボ分子ポンプ、クライオパネル）
- ・ 廃ガス処理設備、（T汚染気体処理）
- ・ トリチウム回収保管装置
- ・ 建屋排気系；緊急時排気ガス処理設備
通常時空調換気設備
- ・ 冷却設備
- ・ 冷凍設備

b) 異常事象の抽出

- (a) 想定事象：真空破壊、冷却材喪失、冷却材流量損失、電源喪失、熱過剰
圧力過剰（蒸気、特殊ガスの放出）、トリチウム（気体、液体）
の漏洩、構造体破損、施設外部要因（自然災害、商用電源喪失）

(b) 主な起因事象

- | | |
|----------------|------------------------------------------|
| ・ 真空容器の破損 | 真空破壊、第一壁の化学的燃焼反応、トリチウム放出（室内） |
| ・ 真空容器内冷却配管の破損 | 冷却水の放出（冷却水喪失）、真空破壊 |
| ・ 真空容器外冷却配管の破損 | 冷却水の放出（冷却水喪失）、水蒸気放出 |
| ・ SC系の異常 | クエンチ |
| ・ トリチウム回収装置の破損 | 真空破壊、トリチウム放出（室内） |
| ・ 構造体、周辺機器の破損 | 真空破壊、冷却水の放出（冷却材喪失）
水蒸気の放出、トリチウム放出（室内） |

(c) 可能性の評価、波及効果（重要度）

安全対策

c) 評価基準

異常事象が施設内、外部環境に与える影響をトリチウムによる汚染の拡大、被爆の可能性を尺度にして評価、判断する。

(a) トリチウム存在量、存在形態、トリチウム挙動の推定

- (b) 異常事象のトリチウム汚染拡大への関与の有無
- (c) 施設外部要因（自然災害、商用電源喪失など）考慮の必要性

2) 特異事象に対する解析条件と評価

(a) 解析評価例

特異事象として、真空容器の真空リーク事象を取り上げる。

項目：真空容器とクライオスタットの同時リーク

原因：プラズマディスラプション

事象：真空リークと容器内トリチウムの放出

評価：放出トリチウム濃度、対策時の設備規模

想定条件：1ショットの実験で生成された容器内のトリチウムが全て炉室に放出された。

年間トリチウム生成量：年間中性子発生量と同じトリチウム原子が生成したとするするとすると 1910Ci となる。

$$(4 \times 10^{22} \text{ 個} = 0.033 \text{ mol} = 0.2 \text{ g} = 1910 \text{ Ci})$$

異常時の放出トリチウム量：生成したトリチウムの滞留時間を 10 秒とすると 0.13Ci となる。

$$\{1910(\text{Ci}) \times 10(\text{sec})\} \div \{10(\text{shot/day}) \times 200(\text{sec}) \times 72(\text{day})\}$$

0.13Ci が炉室（容積： $40 \times 40 \times 70 = 1.12 \times 10^5 \text{ m}^3$ ）に放出されたとすると、トリチウム濃度は $1.18 \times 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$ となる。

(b) 結果

異常時の室内トリチウム (T) 濃度は、T の存在形態が元素状とすれば屋外排気許容濃度の 1/2000 以下であり、全量無処理のまま排気しても問題ない。しかし、T のうち 11% が水分子形であるとすれば屋外排気許容濃度を越すことになり、屋外排気はできない。ただ、全量水分子形としても管理区域の許容濃度以下であるため、管理区域外の環境へ漏れ出ない対策を施せば、むしろ屋外へ積極的に排気をしない方が法規制に対応できる。以上のこととは、異常時の応急処置としては適切であるが、長期的には、建屋気密性、T の半減期を考慮すれば、なんらかの回収設備（たとえば、クライオスタット排気系により排気して T 処理系で回収する）を考えなければならないだろう。

気体中の T 許容濃度

管理区域：元素状	$2 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3 (5.4 \times 10^{-1} \text{ Ci/m}^3)$
水分子状	$7 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3 (1.9 \times 10^{-5} \text{ Ci/m}^3)$
屋外排気：元素状	$9 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3 (2.43 \times 10^{-3} \text{ Ci/m}^3)$
水分子状	$5 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3 (1.35 \times 10^{-7} \text{ Ci/m}^3)$

謝 詞

概念検討を進めるにあたり、ITER開発室の方々の御協力を感謝致します。特に、FERの炉工学に関して松田チームリーダー、多田の両氏に、遮蔽検討について関（泰）室長、真木の両氏に、ITER/FERの物理設計について杉原氏に助言、及び御教示を頂きました。また超電導コイルの電力評価コードの使用について辻室長に御協力頂きました。

参 考 文 献

- 1) "次期大型装置(FER)の概要・平成元年度報告書"、核融合実験炉特別チーム、JAERI-M 90-090 (1990)
- 2) "Containment Structure Design and Component Development for Fusion Experimental Reactor"、多田、他、16th Symp. on Fusion Technology, 1990
- 3) "ITER Conceptual Design: Interim Report"、ITER Documentation Series, No.7, 1990
- 4) "ITER Physics Design Guidelines:1989"、ITER Documentation Series, No.10, 1990
- 5) K. Tani et al., to be published in J. Computational Physics.
- 6) M.J. GERver et al., Phys. Fluids 31(1988)2674.
- 7) 小関他、(1990) JAERI - M 90 - 180.

謝 詞

概念検討を進めるにあたり、ITER開発室の方々の御協力を感謝致します。特に、FERの炉工学に関して松田チームリーダー、多田の両氏に、遮蔽検討について関（泰）室長、真木の両氏に、ITER/FERの物理設計について杉原氏に助言、及び御教示を頂きました。また超電導コイルの電力評価コードの使用について辻室長に御協力頂きました。

参 考 文 献

- 1) "次期大型装置(FER)の概要・平成元年度報告書"、核融合実験炉特別チーム、JAERI-M 90-090 (1990)
- 2) "Containment Structure Design and Component Development for Fusion Experimental Reactor"、多田、他、16th Symp. on Fusion Technology, 1990
- 3) "ITER Conceptual Design: Interim Report"、ITER Documentation Series, No.7, 1990
- 4) "ITER Physics Design Guidelines:1989"、ITER Documentation Series, No.10, 1990
- 5) K. Tani et al., to be published in J. Computational Physics.
- 6) M.J. GERver et al., Phys. Fluids 31(1988)2674.
- 7) 小関他、(1990) JAERI - M 90 - 180.