

JAERI-Research
97-023



定常炉心試験装置の設計研究 (第2編)
— 炉心プラズマ物理設計と計測装置 —

1997年3月

栗田源一・永島圭介・飛田健次・閨谷 譲
牛草健吉・長島 章・久保博孝・小関隆久
山本 巧・細金延幸・菊池 満・永見正幸

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

本レポートは、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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷(株)

定常炉心試験装置の設計研究 (第2編)

— 炉心プラズマ物理設計と計測装置 —

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部

栗田 源一・永島 圭介・飛田 健次・関谷 謙

牛草 健吉・長島 章・久保 博孝・小関 隆久

山本 巧¹・細金 延幸・菊池 満・永見 正幸

(1997年2月13日受理)

定常炉心試験装置 (JT-60SU)は、定常核融合炉とITERにおける先進トカマク運転の開発のためにJT-60Uを高度に改良したトカマク装置である。また、定常炉心試験装置は、JT-60施設、設備を最大限に利用し、かつ必要な修正が最小限になるように設計されている。主半径は4.8m、最大プラズマ電流は10MAである。750keVのビームエネルギーの中性粒子入射が、主要な加熱方法である。この装置は5MAのプラズマ電流で最大 $8.8 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ までの定常運転が可能である。大きなブートストラップ電流率を達成するためには、グリーンワルド制限付近の高密度運転が必要となる。定常運転時のブートストラップ電流を含んだ平衡に対して、バルーニングモードと低n理想モードの解析を行なった。規格化ベータが3の安定な平衡を得るためには電流分布を最適化する必要があることがわかった。より良いMHD安定性と良好なエネルギー閉じ込めを得るために、大きな三角度を持ったプラズマ配位を採用した。プラズマの体積を最大にするために、小型のダイバータを設計した。

JT-60SUの計測システムは主プラズマ計測及び周辺プラズマ計測装置によって構成され、これらには基本的に既存設備が充てられる。ただし、YAGトムソン散乱システムはプラズマの形状や位置に依らない電子密度・温度分布計測を可能にするため特別に強化される予定であり、十分な空間分解能とレーザー入射サイクル50Hzを予定している。また、新規計測器として、定常磁場測定プローブ、マイクロフィッションチェンバー、ペニングゲージを導入する。それぞれの計測装置の視野や必要性能などを決定した。

The Design Study of the JT-60SU Device (No.2)
- The Physical Design and Diagnostic System of JT-60SU -

Gen-ichi KURITA, Keisuke NAGASHIMA, Kenji TOBITA, Yuzuru NEYATANI
Kenkichi USHIGUSA, Akira NAGASHIMA, Hirotaka KUBO, Takahisa OZEKI
Takumi YAMAMOTO*, Nobuyuki HOSOGANE, Mitsuru KIKUCHI and Masayuki NAGAMI

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

(Received February 13, 1997)

The JT-60 Super Upgrade (JT-60SU) is a highly upgraded tokamak device of JT-60U for developing the steady-state fusion reactor and advanced tokamak operation in ITER. The device is planned to utilize the JT-60 facility fully and to minimize the necessary modification. The major radius is 4.8 m and the maximum plasma current is 10 MA. Neutral beam injection with 750 keV beam energy is the primary heating method. The machine is capable of steady-state operation with high density up to $8.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ at 5 MA plasma current. The high operating density, around the Greenwald-limit, is critically important in order to achieve high bootstrap current fraction. Ballooning modes and low-n ideal modes were analyzed for steady-state operation including the bootstrap current. The current profile must be optimized to get high normalized beta up to 3. The plasma configuration with high triangularity was adopted in order to get good MHD stability and high energy confinement. A compact divertor was designed in order to get high space availability.

The JT-60SU diagnostic system consists of main plasma and peripheral plasma diagnostics, which are basically composed of the existing diagnostics for JT-60U. YAG Thomson scattering system will be specially improved to provide electron density and

* Department of Fusion Engineering Research

temperature profiles for various plasma equilibria at a good spatial resolution and a high repetition rate (50 Hz). The diagnostic system also introduces magnetic probes for steady-state magnetic field measurements, micro-fission chambers and Penning gauges as new diagnostic tools. The field of view of each diagnostic and its basic requirements were determined.

Keywords: JT-60SU, Steady-State Reactor, N-NBI, Bootstrap Current, Greenwaldt Limit, Normalized Beta, Diagnostic System, YAG Thomson

目 次

1. はじめに	1
2. 炉心プラズマ物理設計	1
2.1 物理設計に用いたプラズマ条件	1
2.2 定常運転	4
2.3 10MAパルス運転	9
2.4 低電圧プラズマ着火	11
2.5 位置不安定性の安定化	13
2.6 電流分布制御	21
2.7 MHD安定性	24
2.8 トロイダル・アルフヴェン固有モードの安定性	27
2.9 回転制御とモード・ロック	30
2.10 リップル損失	31
2.11 ダイバータ設計	34
2.12 粒子補給	37
2.13 第一壁材料	39
2.14 壁調整法	40
2.15 平衡配位と運転領域	45
3. 計測系	51
3.1 計測計画	51
3.2 計測系の構成	53
3.3 計測周辺室	64
4. まとめ	67
謝 辞	67
参考文献	68

Contents

1. Introduction	1
2. Physical Design of Fusion Plasma	1
2.1 Plasma Parameters Used in Physical Design	1
2.2 Steady-state Operation	4
2.3 10MA Pulse Operation	9
2.4 Plasma Break-down in Low Voltage	11
2.5 Stabilization of Positional Instability	13
2.6 Profile Control	21
2.7 MHD Stability	24
2.8 Stability of Toroidal Alfvén Eigen Mode	27
2.9 Rotation Control and Mode Lock	30
2.10 Ripple Loss	31
2.11 Divertor Design	34
2.12 Fueling	37
2.13 First Wall Materials	39
2.14 Wall Conditioning Method	40
2.15 Equilibrium Configuration and Operating Region	45
3. Diagnostics	51
3.1 Diagnostic Program	51
3.2 Composition of Diagnostics	53
3.3 Diagnostics Periphery Room	64
4. Summary	67
Acknowledgements	67
References	68

1 はじめに

トカマク核融合炉の究極的な目的は、コンパクトで効率的な定常炉を開発することである。SSTR¹⁾ や ARIES-I²⁾ は、高ポロイダルベータで大きなブートストラップ電流を伴った定常トカマク炉として設計された。中性粒子入射 (NBI) や高周波 (RF) を使った非誘導の電流駆動は、全プラズマ電流を作り出すには、不十分である。従って、効率的な定常トカマク炉にとってブートストラップ電流は必要不可欠である。高ポロイダルベータで大きなブートストラップ電流を伴ったプラズマの性質を調べるために、JT-60U^{3, 4)} やその他のトカマク装置^{5, 6)} において、多くの実験研究が行なわれてきた。しかしながら、それらの実験において、放電時間は電流拡散時間より極端に短く、電流分布は定常状態に達していない。従って、次世代の実験では、定常放電を実証するために十分に長い放電時間が必要とされる。

定常炉心試験装置 (JT-60SU) は、JT-60U施設を有効利用した、超伝導トカマクとして計画されている。JT-60SUは、物理、工学、安全における更なる進歩に貢献することを、目指している^{7, 8)}。物理検討⁹⁾の主な目的は、大きなブートストラップ電流を伴った完全非誘導電流駆動の高ポロイダルベータと高規格化ベータ、また定常運転におけるダイバータ熱負荷の最適な制御と効率的な粒子排気を同時に達成することである。規格化ベータは、 $\beta_t [\%] / (I_p [\text{MA}] / a [\text{m}] B_t [\text{T}])$ (β_t 、 I_p 、 a 、 B_t は、各々全ベータ、プラズマ電流、小半径、トロイダル磁場を表す) として定義される。長時間パルス運転は、超伝導コイルを必要とする。従って超伝導コイルの開発は、最も重要な工学的課題である。核安全分野の主な問題は、装置の低放射化、放射線遮蔽とトリチウム処理、及び、炉心構造物の補修・交換のための遠隔操作機器である。トリチウム処理は、長パルスのDD運転においても必要である。

一方、このような定常炉心プラズマの計測システムにおいては、これまでのプラズマ諸量の測定だけにとどまらず、プラズマ制御またはトカマク装置の監視モニタとしての役割が拡大する。そこで、この点を考慮し、JT-60の既存計測装置を有効利用することを前提として、計測システムの基本計画、計測ポートの成立性などを検討した。

以下、第2章では、プラズマ条件、MHD安定性、リップル損失、ダイバータ、粒子補給、第一壁材料、壁調整法、運転領域等の炉心プラズマ物理設計について、第3章では、現在計画されている計測装置について述べる。また第4章はそれらのまとめにあてる。

2 炉心プラズマ物理設計

2.1 物理設計に用いたプラズマ条件

図2.1.1に、トカマク核融合炉を目指して、JT-60Uを中心とした今まで大型核融合装置がたどってきた経路と、今後、定常炉心試験装置、ITER等の実験炉またSSTR等の実証炉のたどるであろう経路を表したローソン図を示す。横軸はプラズマ中心のイオン温度、縦軸は、ローソン数といわれる、プラズマの中心密度と閉じ込め時間の積を表す。JT-60SUは、JET、JT-60Uが達成した、高温のプラズマを発生するのに必要な入力と核融合反応による出力が釣り合う「臨界プラズマ条件」と燃料が持続的に燃えるITERやSSTRの目指す「自己点火条件」の中間に位置しており、両者を繋ぐ重要な役割を果たすことが期待される。また加熱パワーを下げ、プラズマ密度をグリーンワルド限界値付近まであげた時に高い閉じ込め改善度が得られる場合には、自己点火の領域に入ることも可能である。これらの場合のJT-60SUのプラズマ・パラメータは2.2節及び2.3節で示す。

魅力的な核融合炉を実現するためには、出来る限り高い核融合出力密度を達成することにより装置のコンパクト化及び効率化を図ると同時に、信頼性の高い定常運転を実現する必要がある。高い出力密度を達成するためには、高いオペレーション密度を必要とする。多くのトカマク装置における実験から、オペレーション密度の上限は、ディスラプションを伴う巨視的な不安定性によって制限されており、この現象は密度限界と呼ばれている。グリーンワルドは、密度限界に対する経験則を以下の様に与えている¹⁰⁾。

1 はじめに

トカマク核融合炉の究極的な目的は、コンパクトで効率的な定常炉を開発することである。SSTR¹⁾やARIES-I²⁾は、高ポロイダルベータで大きなブートストラップ電流を伴った定常トカマク炉として設計された。中性粒子入射(NBI)や高周波(RF)を使った非誘導の電流駆動は、全プラズマ電流を作り出すには、不十分である。従って、効率的な定常トカマク炉にとってブートストラップ電流は必要不可欠である。高ポロイダルベータで大きなブートストラップ電流を伴ったプラズマの性質を調べるために、JT-60U^{3, 4)}やその他のトカマク装置^{5, 6)}において、多くの実験研究が行われてきた。しかしながら、それらの実験において、放電時間は電流拡散時間より極端に短く、電流分布は定常状態に達していない。従って、次世代の実験では、定常放電を実証するために十分に長い放電時間が必要とされる。

定常炉心試験装置(JT-60SU)は、JT-60U施設を有効利用した、超伝導トカマクとして計画されている。JT-60SUは、物理、工学、安全における更なる進歩に貢献することを、目指している^{7, 8)}。物理検討⁹⁾の主な目的は、大きなブートストラップ電流を伴った完全非誘導電流駆動の高ポロイダルベータと高規格化ベータ、また定常運転におけるダイバータ熱負荷の最適な制御と効率的な粒子排気を同時に達成することである。規格化ベータは、 $\beta_t[\%]/(I_p[\text{MA}]/a[\text{m}]B_t[\text{T}])$ (β_t 、 I_p 、 a 、 B_t は、各々全ベータ、プラズマ電流、小半径、トロイダル磁場を表す)として定義される。長時間パルス運転は、超伝導コイルを必要とする。従って超伝導コイルの開発は、最も重要な工学的課題である。核安全分野の主な問題は、装置の低放射化、放射線遮蔽とトリチウム処理、及び、炉心構造物の補修・交換のための遠隔操作機器である。トリチウム処理は、長パルスのDD運転においても必要である。

一方、このような定常炉心プラズマの計測システムにおいては、これまでのプラズマ諸量の測定だけにとどまらず、プラズマ制御またはトカマク装置の監視モニタとしての役割が拡大する。そこで、この点を考慮し、JT-60の既存計測装置を有効利用することを前提として、計測システムの基本計画、計測ポートの成立性などを検討した。

以下、第2章では、プラズマ条件、MHD安定性、リップル損失、ダイバータ、粒子補給、第一壁材料、壁調整法、運転領域等の炉心プラズマ物理設計について、第3章では、現在計画されている計測装置について述べる。また第4章はそれらのまとめにあてる。

2 炉心プラズマ物理設計

2.1 物理設計に用いたプラズマ条件

図2.1.1に、トカマク核融合炉を目指して、JT-60Uを中心とした今まで大型核融合装置がたどってきた経路と、今後、定常炉心試験装置、ITER等の実験炉またSSTR等の実証炉のたどるであろう経路を表したローソン図を示す。横軸はプラズマ中心のイオン温度、縦軸は、ローソン数といわれる、プラズマの中心密度と閉じ込め時間の積を表す。JT-60SUは、JET、JT-60Uが達成した、高温のプラズマを発生するのに必要な入力と核融合反応による出力が釣り合う「臨界プラズマ条件」と燃料が持続的に燃えるITERやSSTRの目指す「自己点火条件」の中間に位置しており、両者を繋ぐ重要な役割を果たすことが期待される。また加熱パワーを下げ、プラズマ密度をグリーンワールド限界値付近まであげた時に高い閉じ込め改善度が得られる場合には、自己点火の領域に入ることも可能である。これらの場合のJT-60SUのプラズマ・パラメータは2.2節及び2.3節で示す。

魅力的な核融合炉を実現するためには、出来る限り高い核融合出力密度を達成することにより装置のコンパクト化及び効率化を図ると同時に、信頼性の高い定常運転を実現する必要がある。高い出力密度を達成するためには、高いオペレーション密度を必要とする。多くのトカマク装置における実験から、オペレーション密度の上限は、ディスラプションを伴う巨視的な不安定性によって制限されており、この現象は密度限界と呼ばれている。グリーンワールドは、密度限界に対する経験則を以下の様に与えている¹⁰⁾。

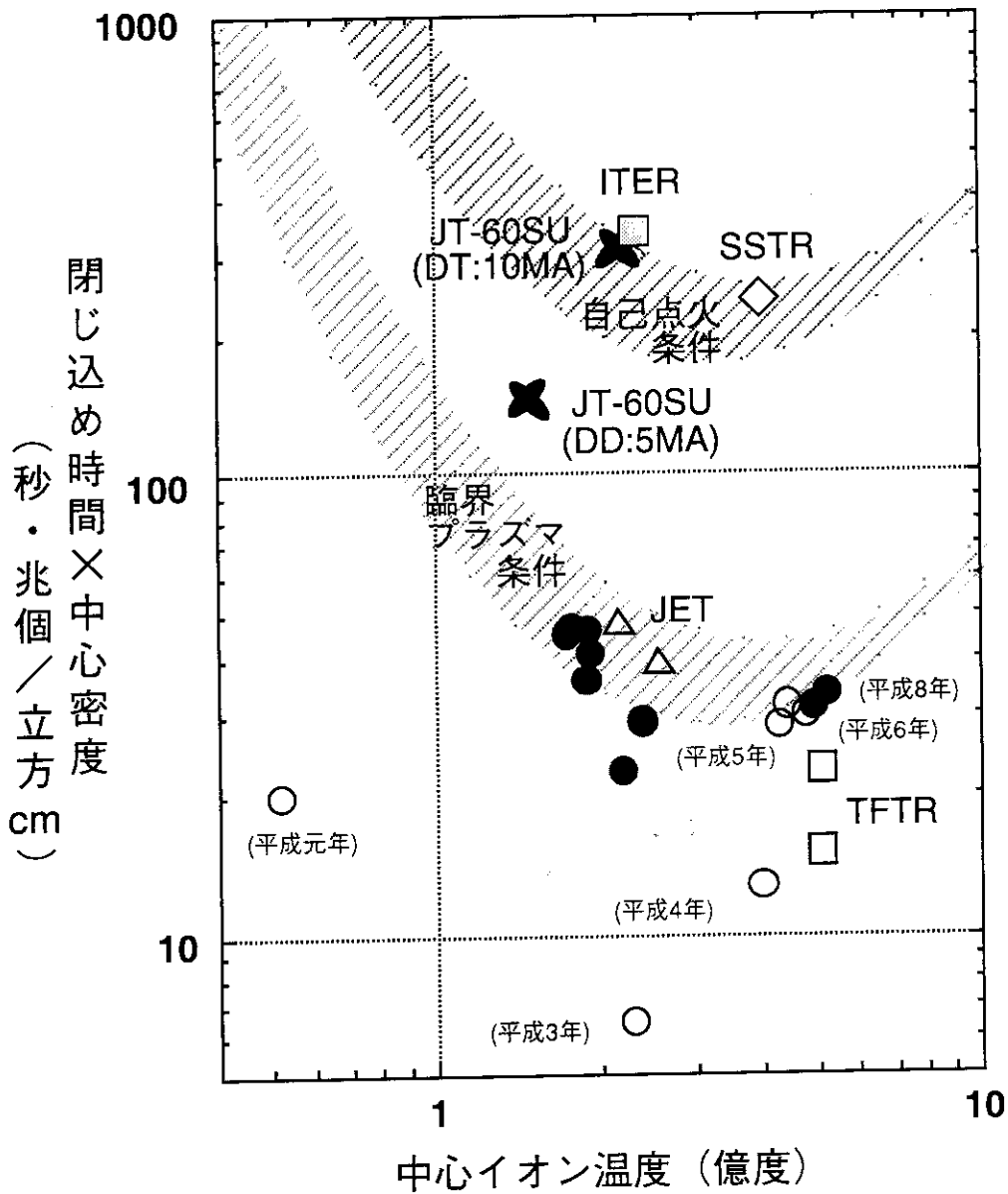


図 2.1.1 トカマク型装置のプラズマ性能の発展を示すローソン図
丸印はJT-60Uのデータを表す。

$$\bar{n} = \frac{I_p}{\pi a^2} \quad (2.1.1)$$

ここで、 \bar{n} 、 I_p 、及び、 a は、それぞれ線平均電子密度 (単位は 10^{20} m^{-3})、プラズマ電流 (単位はMA)、及び、プラズマ小半径 (単位はm) である。密度限界の物理的なメカニズムは、プラズマ周辺領域における熱的なバランスに支配されていると考えられており、加熱パワーを増加することで密度限界を上げることが出来ると予測される¹¹⁾。しかしながら、実験結果からは、この加熱パワーに対する依存性は明らかではない。密度限界値は、ダイバータ及び第一壁の材料にも依存している。JT-60の実験結果から、ダイバータ材料として高Zの金属を使用した場合、グリーンワルドの限界値を越えた密度での

安定なオペレーションが可能であることが見い出されている¹²⁾。さらに、ペレット入射による燃料補給を行なった場合にはプラズマ周辺部での密度を低く出来ることから、より高い密度でのオペレーションが可能と予測される。しかし、本物理設計では、安全側の視点に立って、グリーンワルドの限界値を概その密度限界値と仮定して、設計を進めることとする。

エネルギー閉じ込め性能は、磁気閉じ込め型核融合装置において最も重要なものである。定常炉心試験装置では、ELMを伴ったHモード(ELMyHモード)を標準的な運転モードとして考えている。ELMyHモードは、トカマク実験において準定常的な高性能エネルギー閉じ込め運転が実現されている唯一のものである。表2.1.1にエネルギー閉じ込め時間の経験則を示す。ELMyHモードの閉じ込め時間としては、 τ_{th}^{ELMy} 、又は、 $0.85 \tau_{th}^{ELM-free}$ が使用されている。本設計では、 τ_{th}^{ELMy} を用いる。

表2.1.1 エネルギー閉じ込め時間、及び、Hモード遷移パワーの経験則

$$\tau_{th}^{ELMy} = 0.022 I_p^{0.76} B_t^{0.15} P^{-0.7} M^{0.3} R^{2.6} n_e^{0.42} \epsilon^{0.3} K^{1.05}$$

$$\tau_{th}^{ELM-free} = 0.036 I_p^{1.06} B_t^{0.32} P^{-0.67} M^{0.41} R^{1.79} n_e^{0.17} \epsilon^{-0.11} K^{0.66}$$

$$P_{th}^{ITER} = 0.004 n_e B_t S$$

$$P_{th}^{JT-60} = 0.21 n_e^{0.5} B_t R^{1.5} a^{0.5}$$

I_p	プラズマ電流 [MA]
B_t	トロイダル磁場 [T]
P	加熱パワー [MW]
M	平均質量数
R	主半径 [m]
a	小半径 [m]
n_e	平均電子密度 [$\times 10^{19} m^{-3}$]
ϵ	逆アスペクト比
K	x点での楕円度 ($=K_x$)
S	プラズマ表面積 [m^2]

安定なHモード運転を得るためには、加熱パワーがHモードの遷移パワーより充分大きくなければならない。Hモード遷移パワーの経験則を表2.1.1に示した。定常炉心試験装置の装置パラメータを用いて評価すると、トロイダル磁場6.25 T及び線平均電子密度 $4 \times 10^{19} m^{-3}$ での遷移パワーは32~43 MWとなる。

物理設計において各種のプラズマパラメータを評価するためには、プラズマの密度分布、及び、温度分布を与える必要がある。ここでは、パラボリック関数を用いて以下の様に分布を与える。

$$n(r) = (n_0 - n_a) \left\{ 1 - (r/a)^2 \right\}^{\alpha_n} + n_a \quad (2.1.2)$$

$$T(r) = (T_0 - T_a) \left\{ 1 - (r/a)^2 \right\}^{\alpha_T} + T_a \quad (2.1.3)$$

上式で、記号0及びaはプラズマ中心及び端での値を示す。分布指数とプラズマ端での値 (α_n 、 α_T 、 n_a 及び T_a) は、JT-60Uにおける実験から得られた分布データベースから決定した。ELMyHモードプラズマの場合、 $\alpha_n = 0.5$ 、 $\alpha_T = 1.5$ 、 $n_a/n_0 = 0.2$ 及び $T_a/T_0 = 0.05$ である。また、電子温度とイオン温度は等しいと仮定している。(2.1.2)式で電子密度分布を与えた時、イオン密度分布は以下の式で計算する。

$$n_i(r) = n_e(r) - 2n_{He}(r) - \sum_j Z_j n_j(r) \quad (2.1.4)$$

$$Z_{eff} = \frac{n_i + 4n_{He} + \sum_j Z_j^2 n_j}{n_e} \quad (2.1.5)$$

ここで、 n_{He} 及び n_j はヘリウム密度及び不純物密度であり、 Z_j 及び Z_{eff} は不純物のイオン荷数及び実効電荷数である。本設計では、実効電荷数は2と仮定し、重水素放電ではヘリウム密度はゼロとした。

2.2 定常運転

2.2.1 DD運転

プラズマ電流及び密度に対する定常運転のオペレーション領域は、完全非誘導電流駆動が可能な条件と密度限界値から評価できる。図2.2.1には、プラズマ電流-密度ダイヤグラム上のオペレーション領域を示した。この図は、ビームエネルギーが750 keVで加熱パワーが60 MWの中性粒子ビーム入射加熱を用いた場合の非誘導電流駆動割合を等高線で表示したものである。プラズマ電流が5 MAの場合、平均電子密度が $8.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ までの領域で完全非誘導電流駆動が可能である。プラズマ電流が5 MAより小さい場合、60 MWより低い加熱パワーで完全電流駆動の条件が得られる。図2.2.2には、プラズマ電流が4 MAで完全電流駆動に必要な加熱パワーとその時の電流駆動割合を示した。オペレーション密度を増加すると共に自発電流率が増加することが分かる。4 MAプラズマ電流でのグリーンワールド限界値は $7.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ であり、高い自発電流率を達成するためにはグリーンワールド限界値を越えた高密度での運転が必要である。一方、オペレーション密度の下限は、中性粒子ビームの突き抜けによる対向面での熱負荷条件によって決まる。ビームエネルギーが750 keVの場合、対向面での熱負荷限界値を 1 MW/m^2 程度(ビーム突き抜け率は約5%)とすれば密度の下限値は約 $3 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ である。

プラズマ電流が5 MAの場合の定常運転時のプラズマパラメータを表2.2.1に示す。また、この場合のプラズマ形状を図2.2.3に示す。線平均電子密度はグリーンワールド限界値の1.05倍である。表2.2.1で示したエネルギー閉じ込め時間は、ビーム成分を含めたグローバル閉じ込め時間である。ベータ値に対するビーム成分の割合は、11%である。また、ポロイダルベータ値は1.73、自発電流率は50%である。図2.2.4には、定常運転時のプラズマパラメータに対する核融合積と電流駆動積の関係を示した

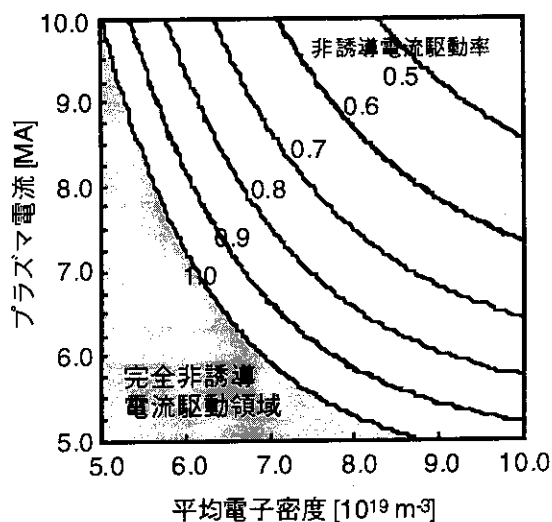


図 2.2.1 プラズマ電流、密度に対する非誘導電流駆動率。
 ビームエネルギーは 750 keV、加熱パワーは 60 MW とした。

表 2.2.1 プラズマ電流 5 MA 定常運転時のプラズマパラメータ

プラズマパラメータ	
プラズマ電流	5 MA
トロイダル磁場	6.25 T
主半径	4.8 m
小半径	1.3 m
楕円度 (κ_{95})	1.8
三角度 (δ_{95})	0.4
安全係数 (q_{95})	6.2
体積平均電子密度	$8.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
グリーンワールド限界値	$9.4 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
加熱パワー	60 MW
エネルギー閉じ込め時間	1.54 s
Hファクター	3.1
トロイダルベータ値	1.24 %
規格化ベータ値	2.01
ポロイダルベータ値	1.73
自発電流割合	0.50
ビーム駆動電流割合	0.50

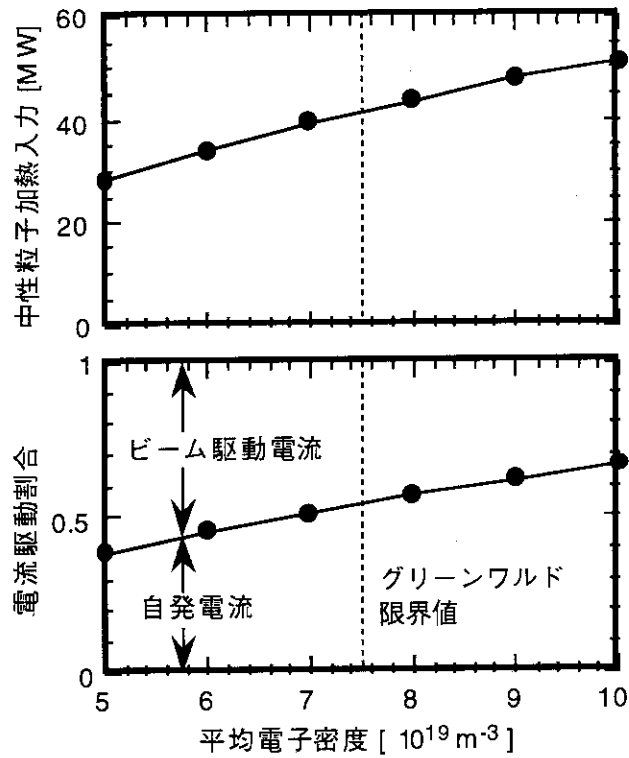
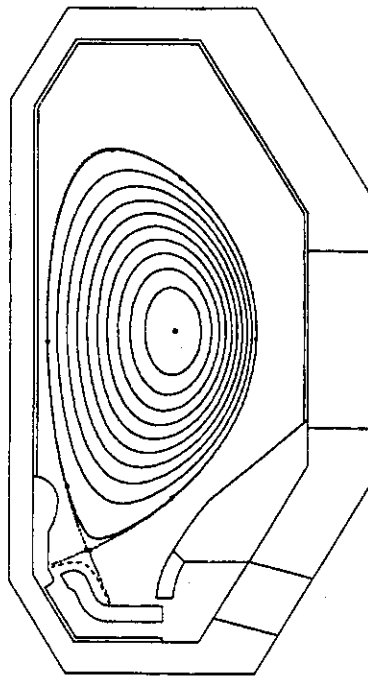


図 2.2.2 プラズマ電流 4 MA の場合、完全電流駆動に必要な中性粒子加熱入力とその時の電流駆動割合



$$I_p = 5 \text{ MA}, q_{95} = 6.2,$$

$$R = 4.8 \text{ m}, a = 1.3 \text{ m},$$

$$\kappa_{95} = 1.8, \delta_{95} = 0.4,$$

$$\beta_p = 1.7, \beta_N = 2.0$$

垂直位置不安定性
成長率 : $\gamma = 22 \text{ (1/s)}$

図 2.2.3 プラズマ電流 5 MA 定常運転時の標準的なプラズマ形状

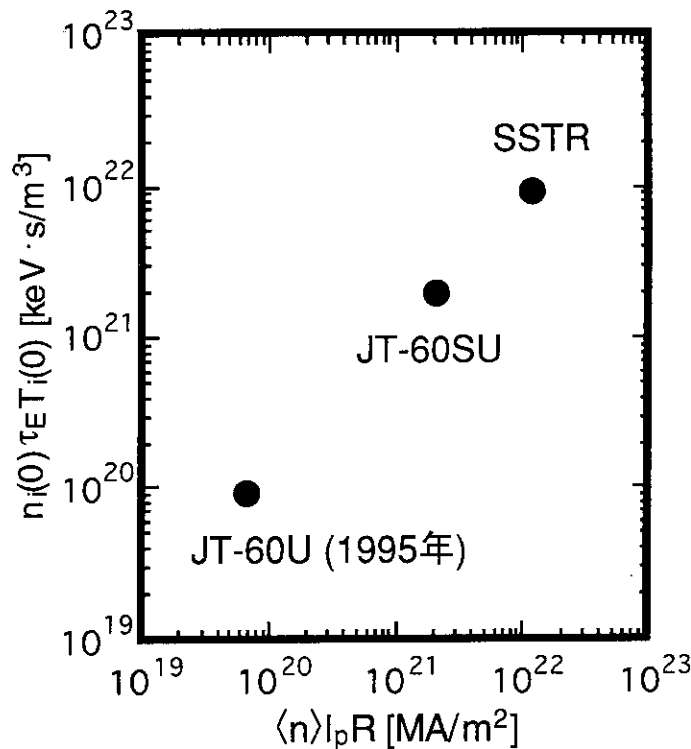


図 2.2.4 完全電流駆動運転時のプラズマパラメータに対する核融合積と電流駆動積

2.2.2 DT 運転

JT-60SUの主な目的は、重水素ガスを使った定常運転を研究することにあるが、DT反応による α 加熱の物理は定常トカマク炉研究にとって必要欠くべからざる問題である。相当量の α 加熱を伴った高 β_p 運転においては、 α 加熱の分布がプラズマ圧力分布を変え、プラズマ圧力分布の変化はプラズマ電流分布に影響を与える。JT-60SU計画のオプションとして、定常DT運転の可能性を検討した。

DT運転の大きな問題は、大量の中性子発生からの放射線遮蔽の必要性である。その中でも、超伝導体に対する核発熱が最も厳しい問題となる。このために、DT運転が行なわれる場合には、真空容器の内側の内側には、追加遮蔽体を取り付ける予定である。DT運転の場合、真空容器の厚さは0.7から0.8mは必要とされる。追加遮蔽体を取り付けることによって、プラズマ体積は減少する。そのためDT運転に際してダイバータとバップル板の形状を変更する必要がある。ダイバータのためのスペースは限られており、コンパクトなダイバータが開発されなければならない。SSTRのようなコンパクトなトカマク炉にとっては、コンパクトなダイバータの開発が重要な鍵となる。

DT運転の目的は、高ブートストラップ電流と高 β_N とともに相当量の α 加熱(α 加熱が追加熱と等しくエネルギー増倍率が5程度)の実証である。定常DT運転のプラズマパラメータを表2.2.2に示す。大半径、小半径は各々5.2mと1.35mで、アスペクト比は3.85、安全係数は4.5である。規格化ベータは $\beta_N=3$ で α 粒子の割合は5%と仮定した。ブートストラップ電流の割合は51%、線平均密度はグリーンワルドの限界値の90%である。図2.2.5に示されているように、エネルギー増倍率、規格化ベータ値及びベータ値は運転密度の上昇とともに上昇する。図中に、ベータ値における熱、ビーム及び α 粒子成分の値も示した。グリーンワルドの限界値は平均密度で約 $9.3 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ に相当する。大半径が外側にシフトするので、トロイダル磁場のリップルが大きくなり、最大0.9%になる。リップル損失は α 粒子に対して2-3%、ビームイオンに対して1-2%となる。

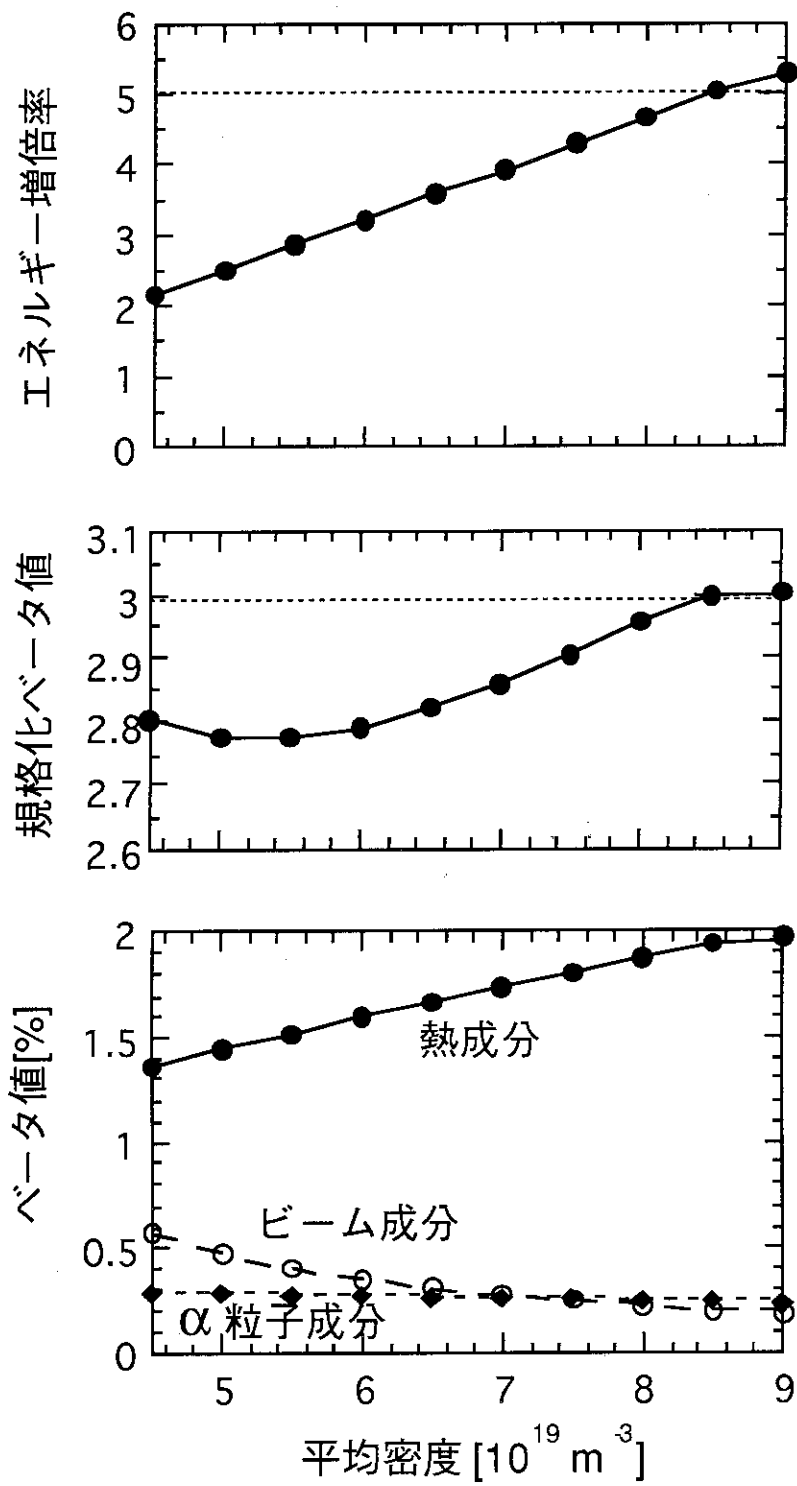


図2.2.5 エネルギー増倍率、規格化ベータ値、ベータ値の平均密度依存性 (DT定常運転、 $R_p=5.2 \text{ m}$ 、 $I_p=6.2 \text{ MA}$)

表 2.2.2 DT 定常運転時のプラズマパラメータ

プラズマパラメータ	
プラズマ電流	6.2 MA
トロイダル磁場	5.77 T
主半径	5.2 m
小半径	1.35 m
楕円度 (K_{95})	1.8
三角度 (δ_{95})	0.4
安全係数 (q_{95})	4.5
平均電子密度	$8.4 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
α 粒子の割合	0.05
加熱パワー	50 MW
エネルギー増倍率	5.0
エネルギー閉じ込め時間	1.71 s
トロイダルベータ値	2.39 %
規格化ベータ値	3.0
ポロイダルベータ値	2.0
自発電流割合	0.51
ビーム駆動電流割合	0.49

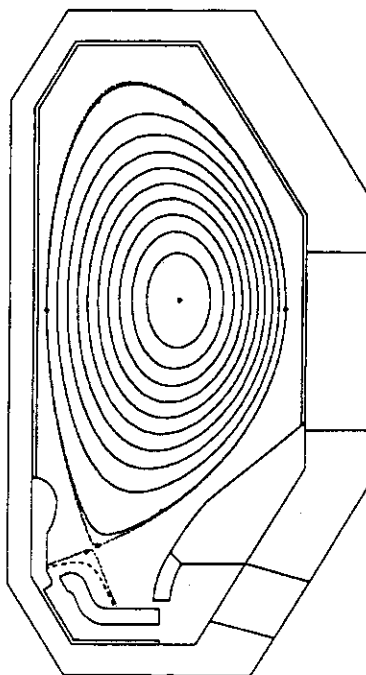
2.3 10MAパルス運転

定常炉心試験装置では、定常トカマク炉 (SSTR等) で想定されている高密度での定常運転を模擬すると同時に、高プラズマ電流値での炉心プラズマ特性を評価することを目的としている。プラズマ電流値が10MAの場合、高密度での運転は基本的にパルス運転となる。この場合の放電時間は、炉心プラズマの特性時間の中で最も長い電流拡散時間を目安に決め、プラズマ電流のフラットトップ時間を200秒とした。10MAプラズマ電流でもオペレーション密度を下げることによって、完全電流駆動を実現することが出来る。この場合の平均電子密度は $5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 以下である。表2.3.1には、平均電子密度 $5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ で完全電流駆動の場合と、より高密度 $1.0 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ の場合でのプラズマパラメータを示す。この場合のプラズマ形状を図2.3.1に示す。グリーンワルド限界値は $1.4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ である。表に示した2ケースにおいてポロイダルベータ値はほとんど等しいが、自発電流値はかなり異なっている。これは、ビーム成分による自発電流発生量が熱化成分によるものに比べて小さいため、ビーム成分の割合が高い低密度放電では自発電流値が低くなっているためである。表2.3.1に示した高密度運転時のプラズマパラメータに対する核融合積は $6 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s} \cdot \text{keV}$ である。

10MAパルス運転での放電シナリオを図2.3.2に示す。プラズマ着火 ($t=0$ 秒) 後、プラズマ電流を2MAまで上昇させ、そこで、平衡配位をダイバータ配位へ移行する。さらに、プラズマ電流を10MAまで上昇させてから、加熱を開始する。プラズマ立ち下げのシナリオは、立ち上げシナリオのほぼ逆となる。また表2.3.2に10MA、DT運転時のプラズマパラメータを示す。加熱パワーを下げれば、高いエネルギー増倍率も可能である。

表 2.3.1 プラズマ電流 10 MA の場合のプラズマパラメータ

プラズマパラメータ	高密度運転	定常運転
プラズマ電流	10 MA	10 MA
トロイダル磁場	6.0 T	6.0 T
主半径	5.0 m	5.0 m
小半径	1.5 m	1.5 m
楕円度 (κ_{95})	1.8	1.8
三角度 (δ_{95})	0.4	0.4
安全係数 (q_{95})	3.8	3.8
平均電子密度	$1.0 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	$5.0 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
グリーンワルド限界値	$1.4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	$1.4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
加熱パワー	60 MW	60 MW
エネルギー閉じ込め時間	3.24 s	2.79 s
Hファクター	3.1	3.1
トロイダルベータ値	1.83 %	1.84 %
規格化ベータ値	1.65	1.66
ポロイダルベータ値	0.79	0.79
自発電流割合	0.23	0.19
ビーム駆動電流割合	0.22	0.81



$$\begin{aligned}
 I_p &= 10 \text{ MA}, q_{95} = 3.8, \\
 R &= 5.0 \text{ m}, a = 1.5 \text{ m}, \\
 \kappa_{95} &= 1.8, \delta_{95} = 0.4, \\
 \beta_p &= 0.8, \beta_N = 1.7
 \end{aligned}$$

図 2.3.1 プラズマ電流 10 MA 放電の標準的なプラズマ形状

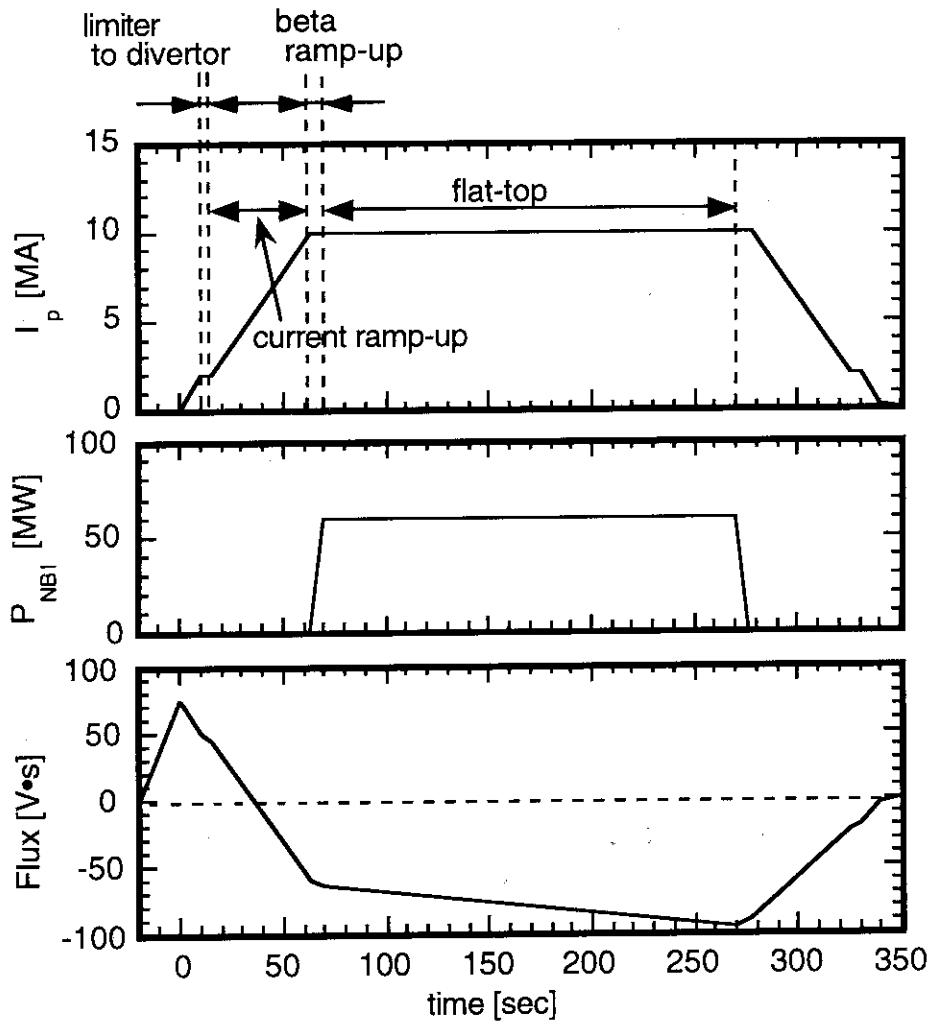


図 2.3.2 プラズマ電流 10 MA 放電の運転シナリオ

2.4 低電圧プラズマ着火

放電のシナリオは電源システムの総容量を小さくするように最適化する必要がある。電源システムは、プラズマ立ち上げ初期は J-T-60 既設電源システムを用い、それ以降は新設の定常電源システムを用いる設計としている。通常の実験では、プラズマ着火時にポロイダルコイル系で高い電源電圧が必要となる。このため、ポロイダルコイル系で必要となる最大電圧を低くする放電シナリオが重要となる。既設電源システムを用いた放電シナリオでは、周回電圧を 6.2 V 程度と評価している。これは、着火時のプラズマ主半径を 4.6 m とすると、約 0.2 V/m のトロイダル電界強度に相当する。この値は、従来のトカマク装置における実験結果と比べてかなり低い値であり、理論的に予測される下限値に近いものである。この理論公式¹⁾³⁾を以下に示す。

$$E_t [V/m] = \frac{12.5 P_0 [\text{torr}]}{\ln(510 P_0 [\text{torr}] L [m])} \quad (2.4.1)$$

ここで、 P_0 はプラズマ圧力、 L は、 $L = a_{\text{eff}} B_t / 4 B_z^{\text{err}}$ (a_{eff} は着火時の実効的なプラズマ小半径、 B_z^{err} は垂直方向のエラー磁場) で表される磁力線に平行な距離である。このプラズマ着火所要

表 2.3.2 プラズマ電流 10 MA (DT) の場合のプラズマパラメータ

プラズマパラメータ	定常運転	高Q運転
プラズマ電流	10 MA	10 MA
トロイダル磁場	5.77 T	5.77 T
主半径	5.2 m	5.2 m
小半径	1.4 m	1.4 m
楕円度 (K_{95})	1.8	1.8
三角度 (δ_{95})	0.4	0.4
安全係数 (q_{95})	3.2	3.2
平均電子密度	$7.7 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$	$1.3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
α 粒子の割合	0.05	0.05
加熱パワー	60 MW	25 MW
エネルギー増倍率	5.0	30.2
エネルギー閉じ込め時間	1.75 s	1.52 s
Hファクター	3.1	2.6
トロイダルベータ値	3.67 %	3.72 %
規格化ベータ値	3.0	3.0
ポロイダルベータ値	1.3	1.3
自発電流割合	0.35	0.39
ビーム駆動電流割合	0.64	0.07

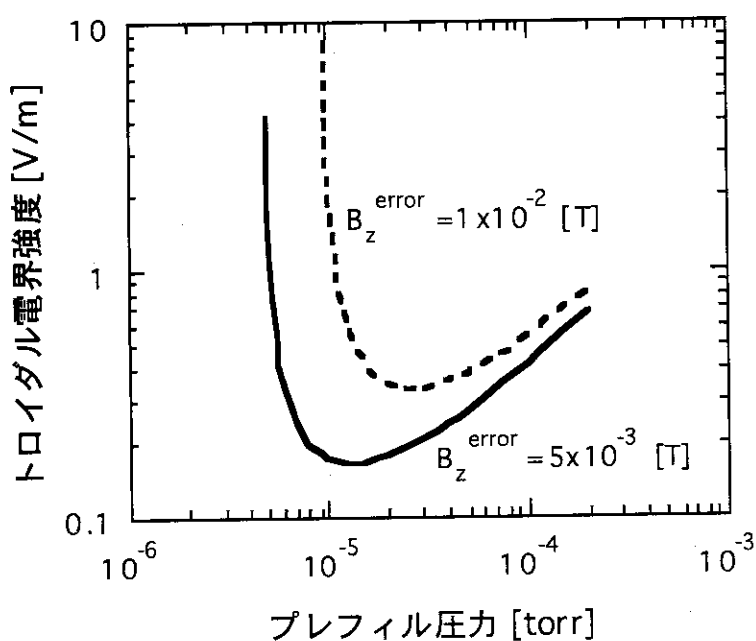


図 2.4.1 プレフィル圧力と着火電圧の関係

電圧のプレフィル圧力に対する理論予測値を図2.4.1にエラー磁場が50 Gaussと100 Gaussの場合に対して示す。定常炉心試験装置での誤差磁場は50～100 Gauss程度と考えているので、上記の周回電圧では、信頼性の高いプラズマ着火を得ることは困難であり、何らかの着火補助装置が必要である。JT-60Uにおける実験では、低域混成波周波数帯のマイクロ波を用いて、0.1 V/m程度のトロイダル電界強度でプラズマ着火を実現している¹⁴⁾。定常炉心試験装置では、より効率的な着火補助装置として出力約1 MWの電子サイクロトロン周波数帯域のマイクロ波を用いる予定である。

2.5 位置不安定性の安定化

2.5.1 はじめに

定常炉心試験装置では、比較的大きな楕円度 ($k_{95} \cong 1.8$) を採用しているため垂直方向に対して不安定となる。通常、この垂直位置不安定性を表す指標として平衡磁場の曲率を表す指数 (n) と真空容器等のプラズマ周辺の導電性構造物の安定化効果を表す安定化指数 (n_s) がある。この2つの指数は次式によって表される。¹⁵⁾

$$n = - \frac{R}{B_z} \frac{\partial B_z}{\partial R} \Big|_{R=R_0, Z=0} \quad (2.5.1)$$

$$n_s = \sum_j n_{sj} \frac{\gamma \tau_{sj}}{1 + \gamma \tau_{sj}} \quad (2.5.2)$$

ここで

$$n_{sj} = - \frac{I_p}{2\pi B_{z0} \tau_{sj}} \left(\frac{\partial M_{pi}}{\partial Z} X_{ij} \right) \left(X_{jk}^T \frac{\partial M_{pk}}{\partial Z} \right) \quad (2.5.3)$$

(2.5.1) 式の B_z は平衡磁場の z 成分を、(2.5.2)、(2.5.3) 式の γ 、 M_{μ} は、不安定性の成長率、及び、プラズマとプラズマ周辺の導電性構造物の間の相互インダクタンス・マトリックスを表す。また τ_{s_i} と X は、

$$L_{ij} \cdot X = \tau_{sj} r_{ik} \cdot \delta_{kj} \cdot X \quad (2.5.4)$$

をみたす固有値及び、固有ベクトルである。(2.5.4) 式において、 L_{ij} 、 r_{ik} は、プラズマ周辺の導電性構造物のインダクタンス・マトリックス及び、抵抗を表す。定常炉心試験装置では、設計の指針として、 $n_s(\gamma) + n = 0$ で決まる成長率、 γ 、が30～50より小さいこと、また安定マージン、 $m_s = (n_s(\gamma \rightarrow \infty) + n) / |n|$ が0.5より大きいことを条件としているが、真空容器の安定化効果だけでは、定常炉心試験装置で考えられている平衡配位はこれらの条件を満足しない場合が多い。そこで、定常炉心試験装置では、この安定化指数 (n_s) を改善するためにバッフル板を設置する予定である。図2.5.1、図2.5.2に真空容器(2重壁構造：内壁10 mm厚、外壁30 mm厚)、及び安定化用バッフル板の構成を、また図2.5.3に安定化用バッフル板の板厚を変えた場合の真空容器の一周抵抗の変化を示す。

ここで真空容器、及びバッフル板ともその材質はSUS(抵抗率は $0.75 \mu\Omega\text{m}$)とした。各バッフル板の板厚を厚くすることによって、不安定性成長率 γ は小さくなるが、板厚が100 mm以上になると真空容器の一周抵抗は $2.0 \mu\Omega$ 以下となる。

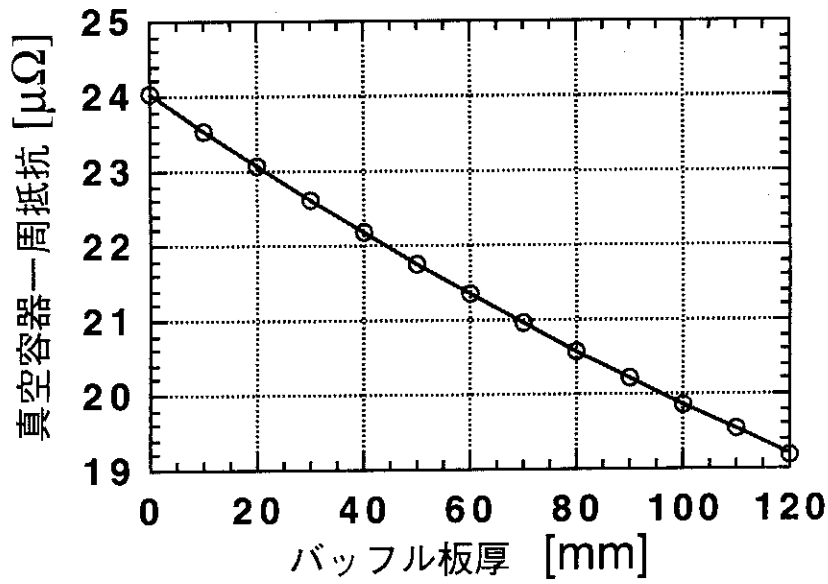


図 2.5.3 真空容器の一周抵抗のバッフル板厚依存性

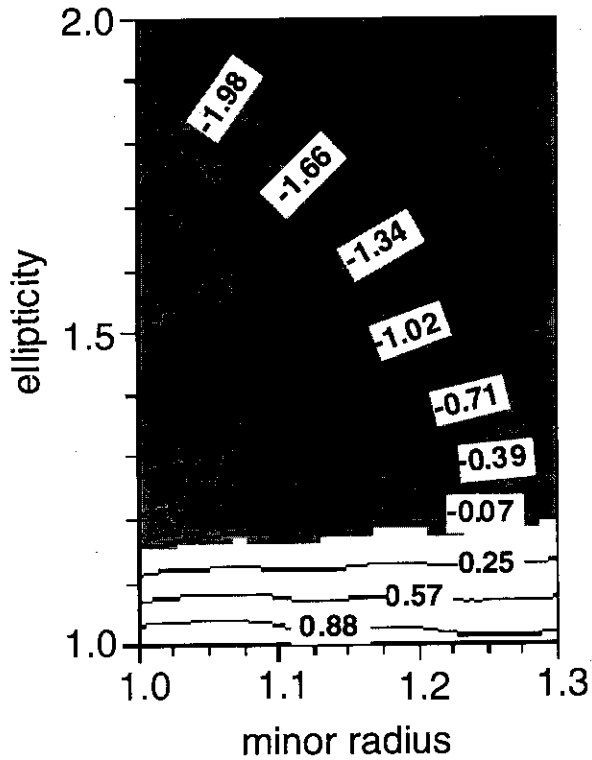


図 2.5.4 n のプラズマ半径、楕円度面の等高線図、灰色の領域は垂直の位置不安定性に対して不安定 ($n < 0$) な領域を表す。

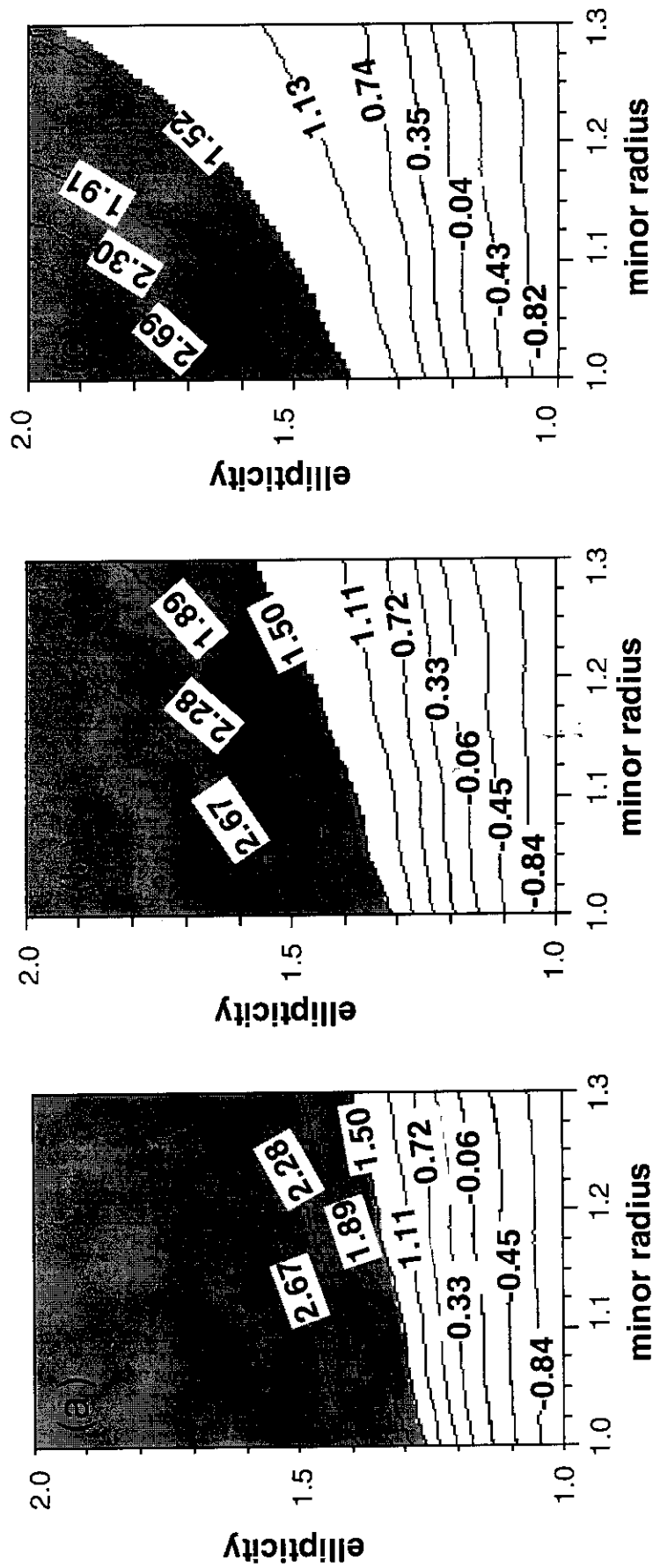


図 2.5.5 成長率のプラズマ半径、楕円度面の等高線図

(a) バッフル板無し (b) 下側バッフル板のみ (c) 上下バッフル板有り

灰色の領域は J T - 6 0 S U の設計基準値 ($\gamma < 30$) を満足していない領域を表す。

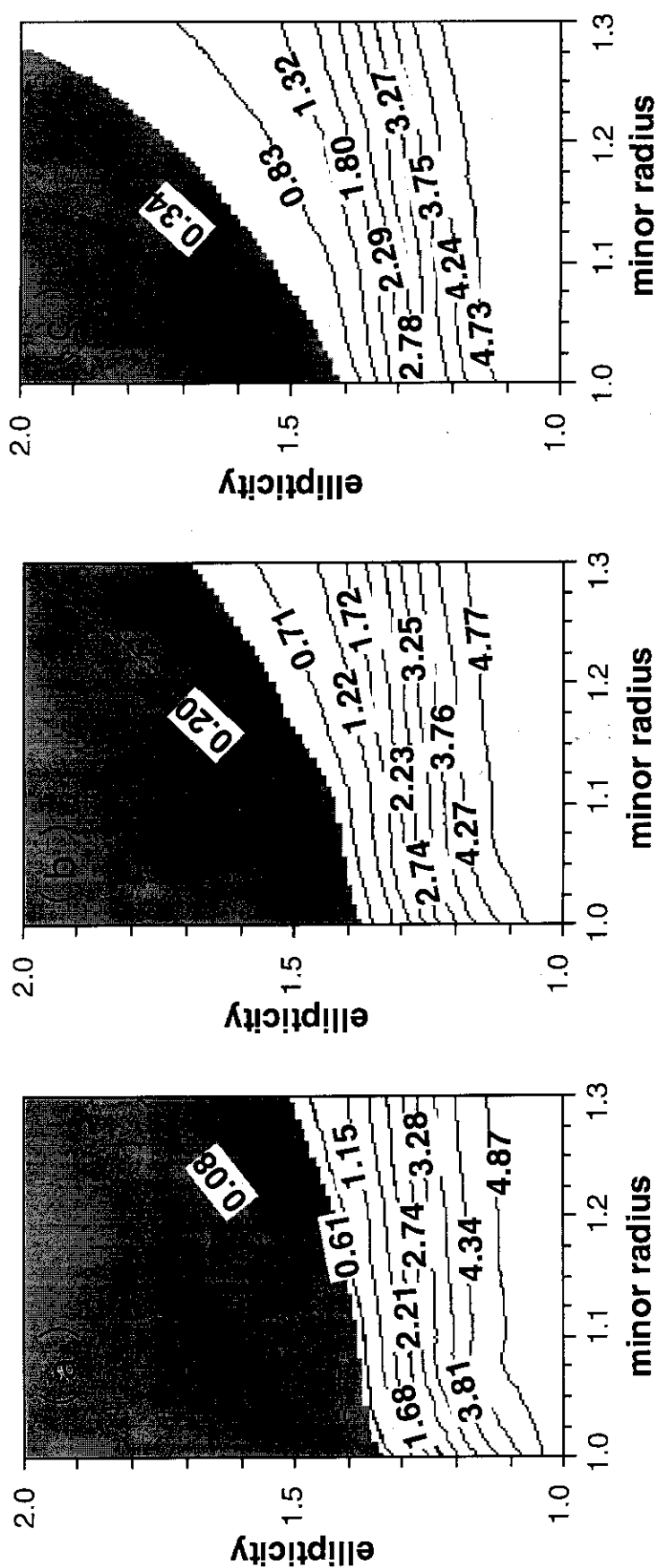


図2.5.6 安定マージンのプラズマ半径、楕円度面の等高線図

(a) バッフル板無し (b) 下側バッフル板のみ (c) 上下バッフル板有り

灰色の領域はJT-60SUの設計基準値 ($m_s > 0.5$) を満足していない領域を表す。

2.5.2 小半径、楕円度依存性

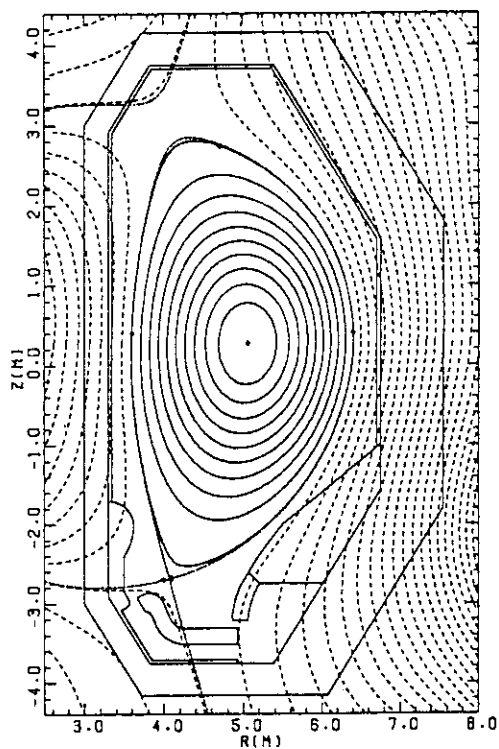
まず、成長率と安定マージンのプラズマの大きさ、プラズマ小半径、と楕円度に対する依存性を調べる。簡単化のためにこの解析では、プラズマ平衡は、上下対称とし、プラズマ電流値、 $I_p = 5 \text{ MA}$ 、とポロイダル・ベータ値、 $\beta_p = 1.8$ 、及び三角形度、 $\delta = 0.3$ 、は一定とした。図2.5.4に n のプラズマ半径及び楕円度面上での等高線を示す。この図は、大きなプラズマ半径の平衡は、同じ n に対して大きな楕円度を持つことを示している。図中で灰色に塗られた領域は、垂直の位置不安定性に対して不安定 ($n < 0$) な領域を表す。図2.5.5、及び、図2.5.6に各々成長率（成長率の対数）と安定マージンのプラズマ半径と楕円度面上の等高線を、(a) バッフル板のない場合、(b) 下側バッフル板のみの場合、及び(c) 上下にバッフル板のある場合の3通りについてそれぞれ示す。成長率と安定マージンとも、バッフル板が多いほど大きなプラズマ半径に対して、大きな楕円度が可能になることがわかる。各等高線図において、灰色に塗られた領域が今回のJT-60SUの設計基準を満たさない領域、即ち、成長率の等高線図では、 γ が30より大きい領域、安定マージンの等高線図では、 m_s が0.5より小さい領域、を示す。いずれの場合も安定な最大楕円度は、成長率、 $\gamma = 30$ 、の制限で決まっていて、上下にバッフル板をつけた場合でプラズマ半径1.3で約1.95となっている。

2.5.2 実際の平衡配位の位置不安定性

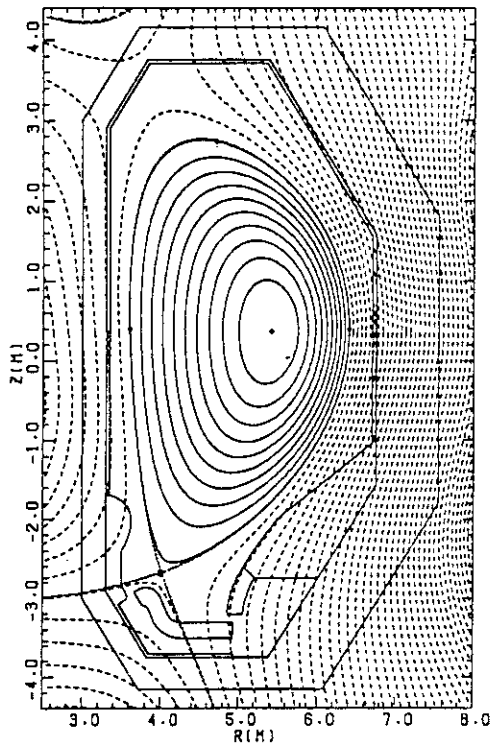
次にシングルヌル・ダイバータ配位の平衡に対する解析結果を示す。図2.5.7に解析に使用した4種類の平衡、(a) ~ (d)を示す。(a)、(b)はプラズマ電流が5 MAで、ポロイダル・ベータ値が各々0.12と2.26、(c)はプラズマ電流が6 MAで、ポロイダル・ベータ値が0.87の比較的小さな平衡を、また(d)はプラズマ電流が10 MAで、ポロイダル・ベータ値が0.74の平衡を示している。図2.5.8にこれらの各プラズマに対する上下位置安定性解析の結果が示されているが、各図で、点線は n を、白丸及び黒丸のついた曲線は各々バッフル板のない場合とある場合の n_s の成長率依存性を表す。これらの計算において、安定化用バッフル板の厚さは30 mmとした。また表2.5.1にバッフル板のない場合とある場合の安定マージン m_s と成長率 γ の数値を示す。ここで(a)のプラズマの成長率はバッフル板をつけた場合でも50より大きくなっているが、これは、バッフル板の板厚を厚くすることによって、容易に50以下にすることが出来る。なお、(c)のプラズマは、真空容器だけでは、安定化の効果は全く無く、バッフル板をつけた場合でも、 m_s と γ が共に目標の条件を満足していない。バッフル板を上下につけた場合は、 m_s を0.5以上また、 γ を40付近にまで下げることができるが、下側バッフル板だけの場合、この平衡に対しては、楕円度等のプラズマ平衡の条件を、見直す必要がある。

表 2.5.1 図2.5.7に示された4つの平衡に対する垂直位置不安定性の安定マージンと成長率

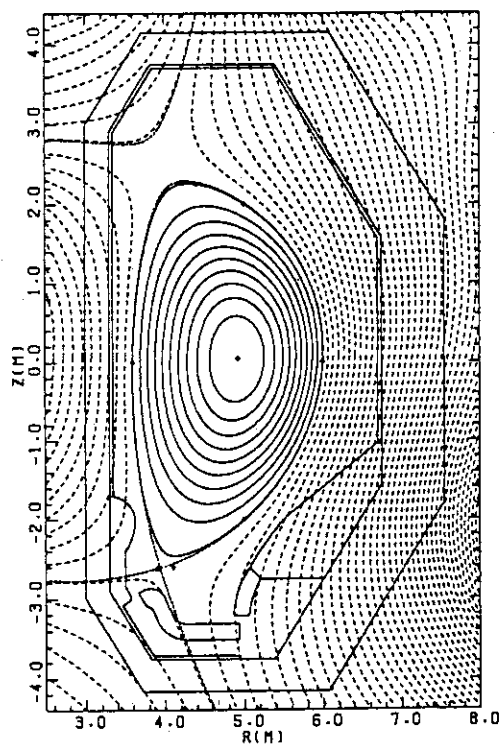
平衡		a	b	c	d
安定マージン M_s	バッフル板無	0.262	0.964	-----	0.584
	バッフル板有	0.519	1.429	0.231	0.817
成長率 γ	バッフル板無	175.0	29.6	-----	58.0
	バッフル板有	51.5	14.1	142.6	28.5



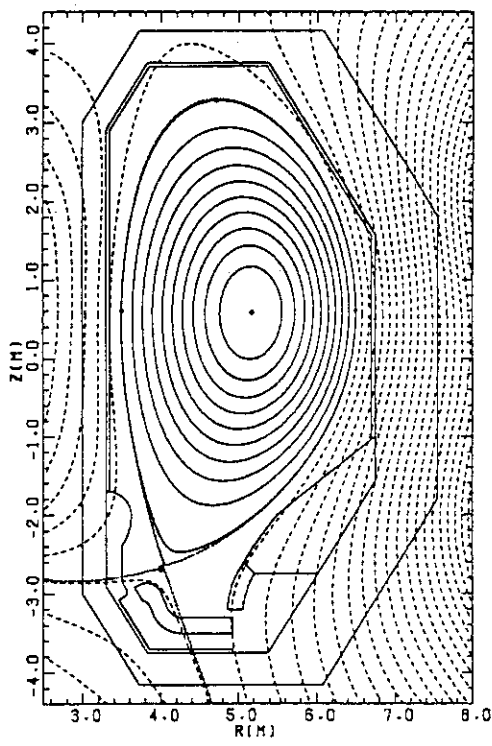
(a)



(b)



(c)



(d)

図 2.5.7 垂直位置不安定性を計算した4つの平衡配位

(a) $I_p=5\text{MA}$, $\beta_p=0.12$ (b) $I_p=5\text{MA}$, $\beta_p=2.26$

(c) $I_p=6\text{MA}$, $\beta_p=0.87$ (d) $I_p=10\text{MA}$, $\beta_p=0.74$

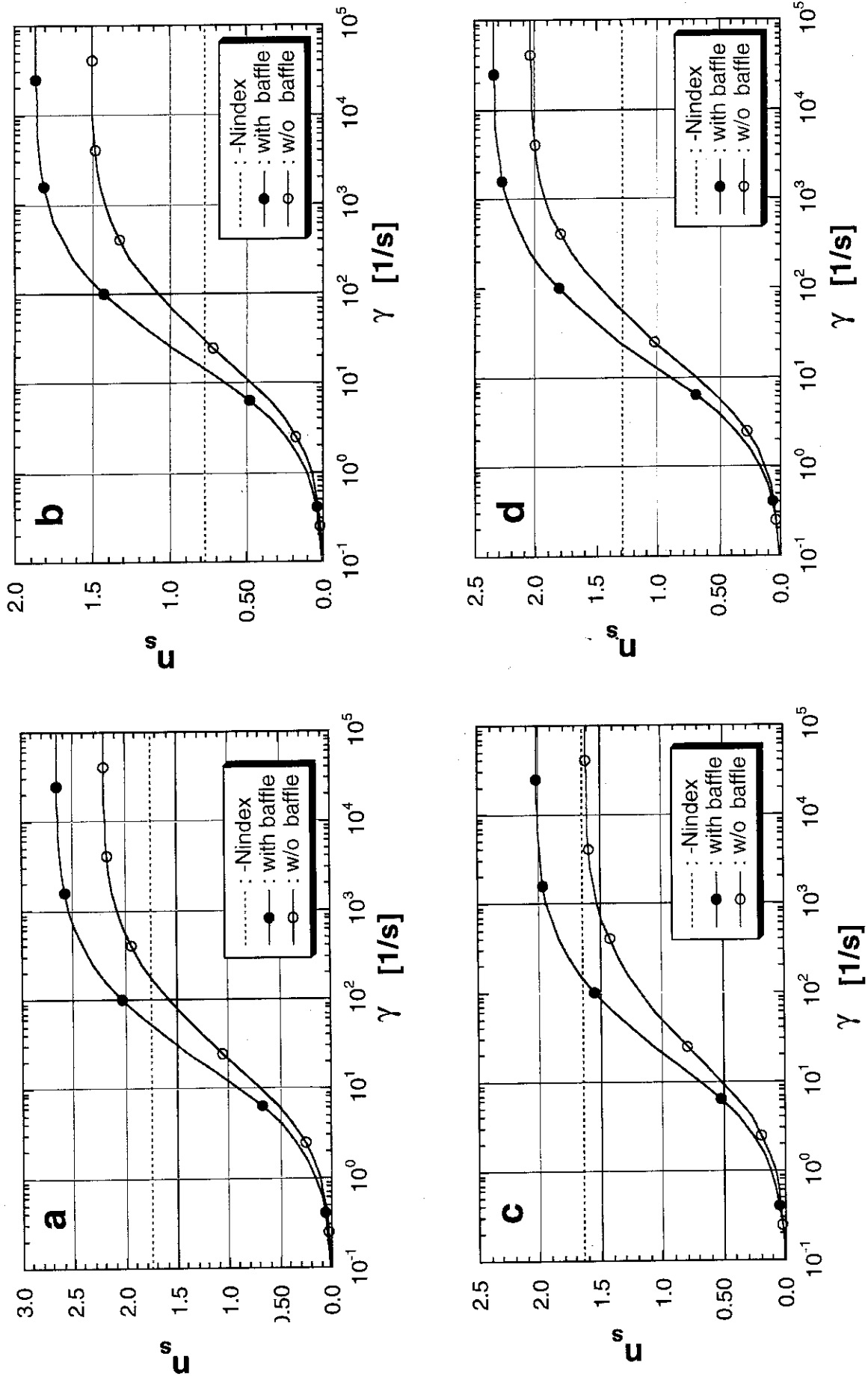


図 2.5.8 図 2.5.7 に示された 4 つの平衡に対する n の値、及び n_s の成長率依存性

2.6 電流分布制御

2.6.1 NBI

定常炉心試験装置では定常運転において、全プラズマ電流はブートストラップ電流と負イオン・ビーム駆動電流によってドライブされる。ブートストラップ電流は、主にプラズマ圧力の分布で決定されるが、そのプラズマ圧力の分布は、プラズマの輸送過程によって決まっているので、プラズマ圧力の分布したがってブートストラップ電流を制御することは、極めて困難なことである。一方、ビーム駆動電流分布は、入射ビームのエネルギーあるいは、入射形状を変えること等によって制御することが可能である。したがって、定常炉心試験装置では、安定な運転を保持し高い規格化ベータを得るためには、ビーム駆動電流分布を制御することによって全プラズマ電流を制御しなければならない。

定常炉心試験装置の負イオンビーム入射装置の形状を図2.6.1に示す。より高い電流駆動効率を得るためには、より高いビーム・エネルギーが要求されるが、最大のビーム・エネルギーは、低いプラズマ密度の運転時のビーム・シャインスルーによって制限される。 $3-10 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ のプラズマ密度での運転では、最大ビーム・エネルギーは750 keVとなる。図2.6.2に350、550、750 keVの3種類のエネルギーの負イオン・ビームを入射したときのプラズマ電流分布を示す。これらのプラズマ電流分布は、ACCOMMEコード¹⁶⁾によって計算されているが、密度分布 $n(r)$ と温度分布 $T(r)$ は各々(2.1.2)式、(2.1.3)式によって与えられ、ここでの計算では、 $\alpha_n = 0.5$ 、また、 $\alpha_T = 1$ とした。ブートストラップ電流分布は、各ビーム・エネルギーに対して、殆ど同じであるが、ビーム駆動電流分布はビーム・エネルギーの値に強く依存している。またビーム駆動電流のデポジション分布は主にプラズマ密度分布で決まるので、ビーム駆動電流分布はプラズマ密度に強く依存する。図2.6.3に全プラズマ電流駆動の条件でのプラズマ電流分布の平均プラズマ密度依存性を750 keVのビーム・エネルギーに対して示す。平均プラズマ密度の低下とともにブートストラップ電流の割合は減少する。また、全プラズマ電流分布の平均プラズマ密度依存性をプラズマ密度、4.8、6.8、 $8.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ の3つの場合について示す。プラズマ電流分布は低い平均プラズマ密度に対してプラズマ中心付近で極端にピークした分布となる。このように負イオンビーム入射によるプラズマ電流分布の制御は、ビームの入射角度をかえることが困難なうえ、密度分布にも強く依存するので、広範囲な制御は望めない。

2.6.2 ECH

ECRF加熱装置には、初期プラズマ電流立ち上げ補助、及び高磁場中第一壁洗浄用プラズマ生成機能を有するECR予備電離/放電洗浄装置とプラズマ加熱及び電流駆動を効果的に行い、高性能な炉心プラズマを定常的に安定に維持する機能を有する電子サイクロトロン加熱(ECH)装置がある。放電洗浄装置については、2.1.2.2節でふれるが、ここでは、このECHの電流駆動による電流分布制御について述べる。ECアンテナシステムは、高周波ビームをトロイダル角 40° で入射し、ポロイダル方向に掃引することが出来る。図2.6.4に、 $B_t (R_{axial} = 5.41 \text{ m}) = 5.5 \text{ T}$ 、 $I_p = 5 \text{ MA}$ 、 $T_{e0} = 20 \text{ keV}$ 、 $\langle n_e \rangle = 0.88 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ のJT-60SUの平衡プラズマにおけるプラズマ中心と周辺部での電流駆動分布を示す。この図により、高周波ビームのポロイダル方向の掃引によって、EC波電力の吸収位置をプラズマ中心から周辺まで変化させて広範囲な電流分布制御の出来ることがわかる。EC波の周波数は、190 GHz、入射電力は20 MWである。計算では、捕捉粒子の効果、非線形効果、相対論効果を含む2次元の速度空間のフォッカー-プランク方程式を解き、光線追跡法を用いた。図2.6.5に高周波ビーム(ECH)の光学系とプラズマ断面上で電流駆動される磁気面の概略図を示す。この図よりミラーの角度を調節することにより、プラズマ断面のほぼ任意の点、任意の磁気面に電流を流すことができることがわかる。

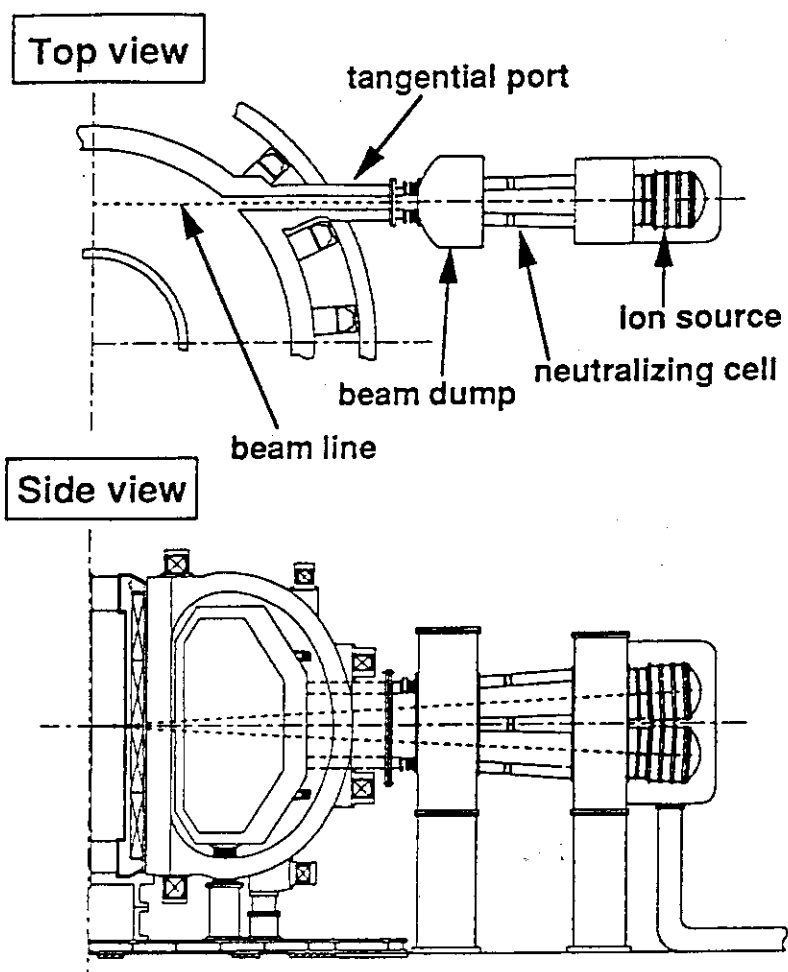


図 2.6.1 負イオン入射装置の形状

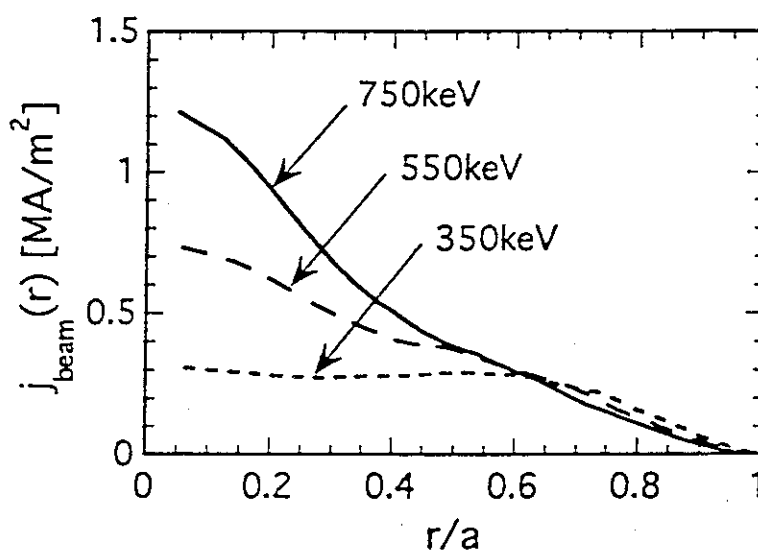


図 2.6.2 プラズマ平均密度 $\langle n \rangle = 8.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ のプラズマに 350、550、及び、750 keV の負イオンビームを入射した時のプラズマ電流分布

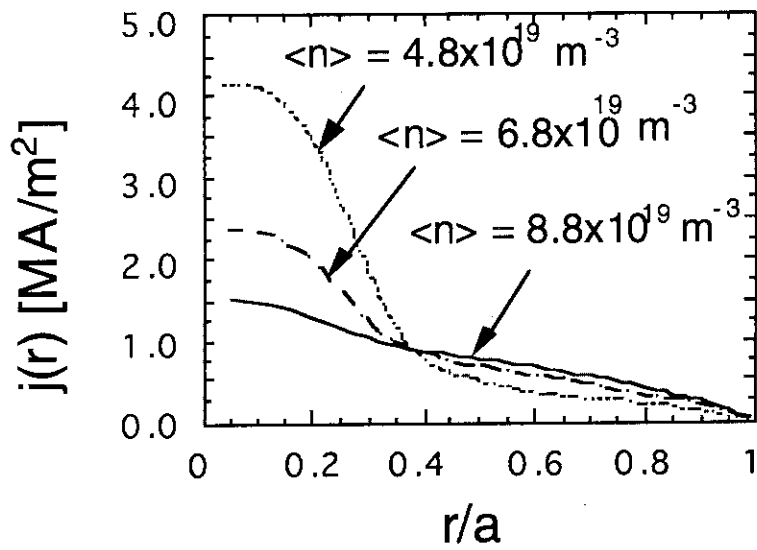


図2.6.3 750 keVの負イオンビームを入射した時のプラズマ電流分布のプラズマ平均密度分布依存性

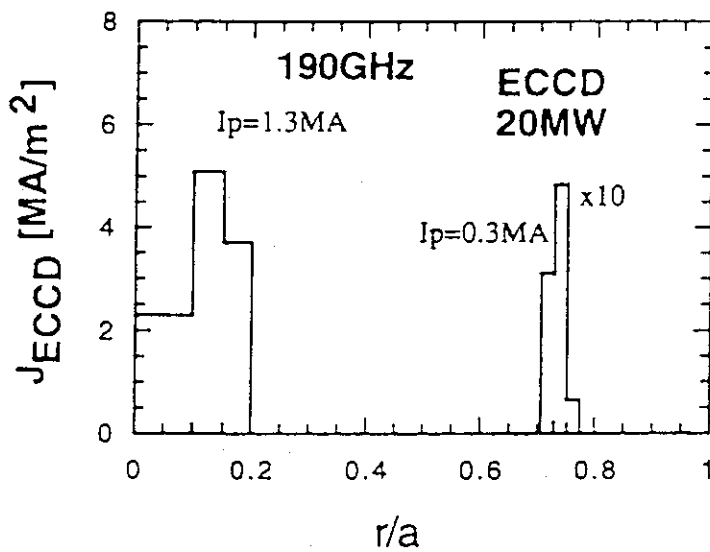


図2.6.4 20MWのEC波をプラズマ中心、または、周辺部に吸収させた場合の駆動電流分布

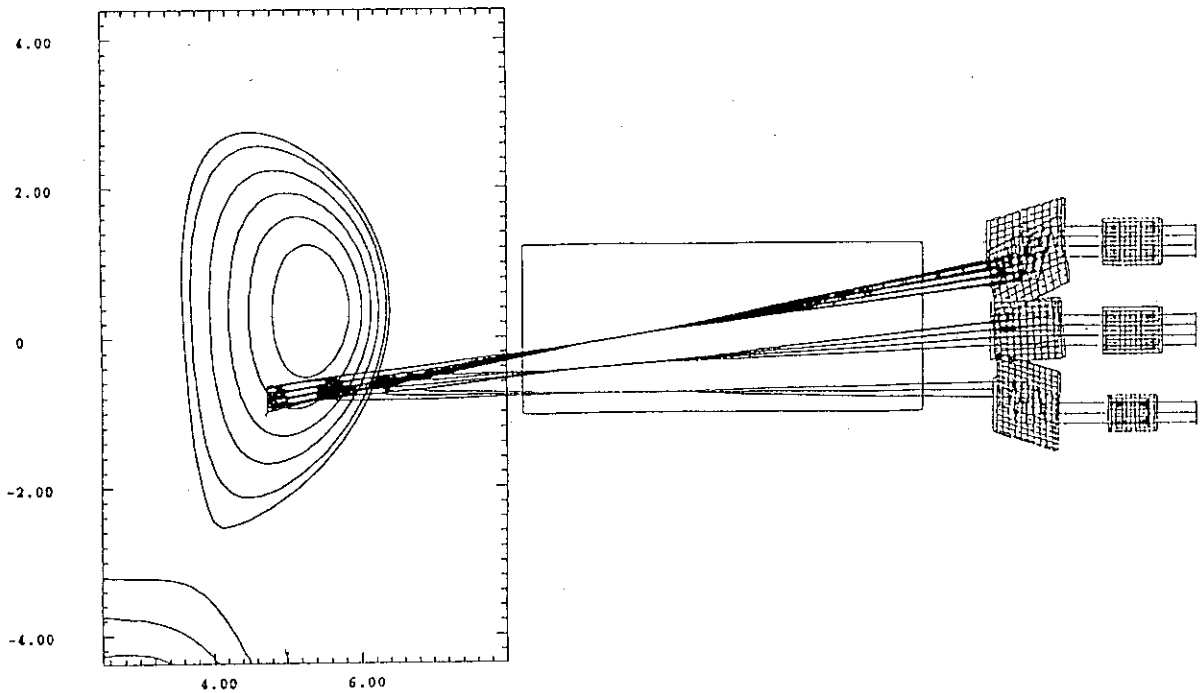


図 2.6.5 高周波ビームの光学系とプラズマ断面上の電流駆動される磁気面の概略図

2.7 MHD安定性

2.7.1 バルーンング・モード不安定性

MHD安定性は、高規格化ベータでの安定な運転を得るための本質的な問題である。即ち、規格化ベータは、低 n (n は摂動のトロイダル方向の波数)理想MHDモードあるいは、高 n バルーンング・モード不安定性で制限されていると考えられている。定常炉心試験装置では、ELMyHモードを標準的な運転モードとして考えているが、現在のところ、ELMは、プラズマ境界での高 n バルーンング・モード不安定性によって引き起こされていると考えられている。図2.7.1にプラズマ境界においてプラズマ圧力が大きな勾配を持った場合のバルーンング・モード不安定性の計算結果を示す。プラズマ電流分布は、定常運転(プラズマ電流: 5MA)のプラズマ・パラメータでACCOMMEコードを使ってプラズマ圧力分布(プラズマ温度 \times プラズマ密度)と矛盾なく求めた。入力プラズマ圧力分布、即ち、プラズマ密度、および、プラズマ温度分布は、(2.1.2)式、(2.1.3)式の分布を用い、 $\alpha_n = 0.5$ とした。また $\alpha_{ballooning}$ は、 $\alpha_{ballooning} = -2p'q2R/B_t^2$ で与えられるパラメータ、 α_{crit} は、バルーンング方程式から得られた、バルーンング・モードに対して安定な α の上限値を表す。上の図は、 $r/a = 0.98$ での α の値を示している。この場合、ブーツストラップ電流の割合が多いので、プラズマ電流分布は、プラズマ圧力分布に強く依存している。また、ビーム駆動電流分布は、主に密度分布(α_n)に支配されているので、 α_T の値には、それほど依存しない。この図において、 $\alpha_T > 1$ と $\alpha_T < 0.6$ の2つの安定領域が得られているが、前者は第一安定領域、後者は第二安定領域に相当している。下の図は、プラズマ境界領域の $\alpha_{ballooning}$ の2つの分布を示しているが、安定マージンは第二安定領域のほうが、第一安定領域より大きいことがわかる。

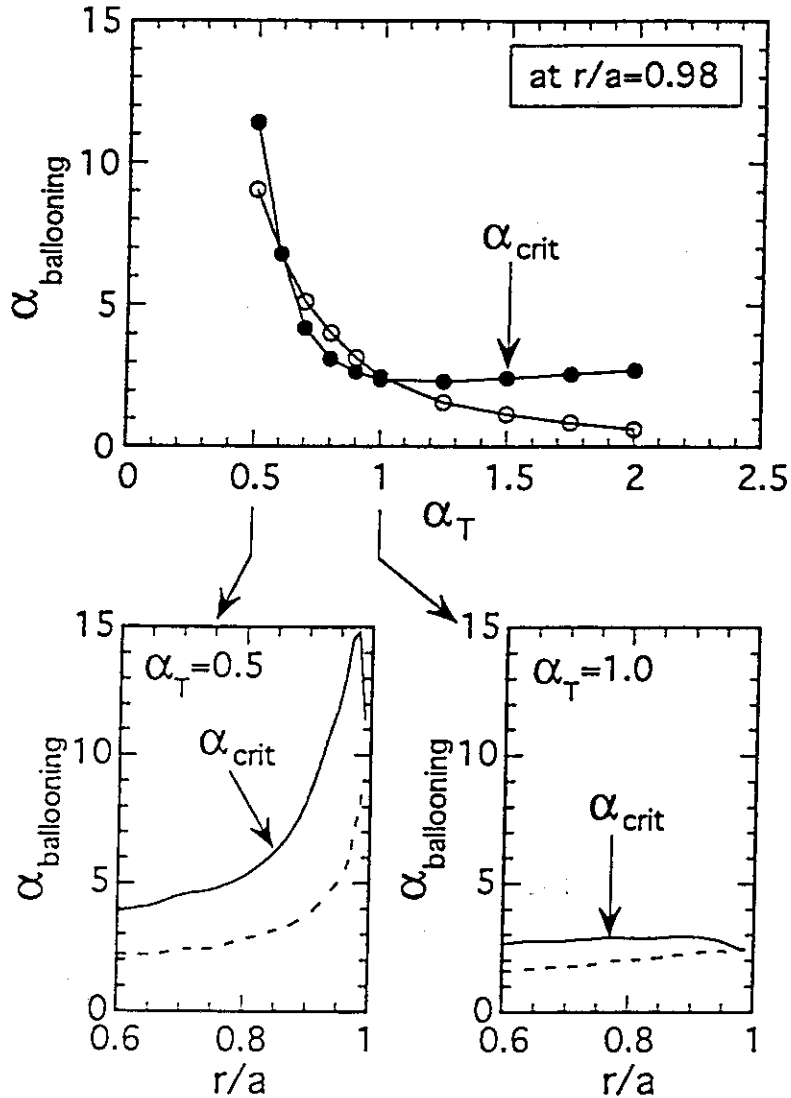


図 2.7.1 プラズマ境界付近の理想バルーニングモード不安定性

2.7.2 モデル関数を使った平衡による理想MHD安定性

次に低n理想MHDモード不安定性を考える。低n理想MHDモードの解析は、ERATO-Jコード¹⁷⁾によって行なった。一般に、導体壁は低nの自由境界キックモードを安定化する効果をもつが、ここでは、安全側から導体壁の効果は考えない。この節では、規格化ベータが3で平衡がMHD的に安定であるためには、バルクの電流に対してどの程度の表面電流がゆるされるのかを求めるために、ACCOMMEコードを使って求めたプラズマ平衡を使う前に、プラズマ電流分布とプラズマ圧力分布に対してモデル関数を使って求めた平衡に対してMHD安定性解析を行った。ブートストラップ電流による表面電流がある場合のプラズマ電流分布とプラズマ圧力分布に対するモデル関数として次式を用いる。

$$j(\psi) = j_0 \left[(1 - \psi^{\alpha_j})^{\beta_j} - b \Psi^c \ln \psi \right] \tag{2.7.1}$$

$$p'(\psi) = p'_0 \left[(1 - \psi^{\alpha_p})^{\beta_p} - b \Psi^c \ln \psi \right] \tag{2.7.2}$$

ここで、 Ψ はポロイダル磁束、'は Ψ での微分を、また各式の右辺の第1項は、プラズマ中心部分の、

第2項はブートストラップ電流によるプラズマ表面での各々プラズマ電流分布、圧力分布を表す。各式の右辺の第2項の定数 b 、 c のうち c がブートストラップ電流の割合を決めるパラメータで (c が小さいほどブートストラップ電流が大) b はプラズマ境界での電流の微分値が一定である条件から求める。図2.7.2に表面電流の割合 ($1/c$) と規格化ベータ領域の安定図と安定図中の*印の2点のプラズマ電流分布を示す。安定図は、与えられた表面電流の割合、 c の値に対して、バルクのプラズマ電流及び圧力分布を最適化することによって得られている。最適化は主に表面電流の割合の小さな領域では、プラズマ圧力分布 (α_p , β_p)、また表面電流の割合が大きな領域ではプラズマ電流分布 (α_j , β_j) に対して行なわれた。この安定図より規格化ベータ値が3で最も表面電流の割合が多い場合、 c が大きい値、は c が約12.5であることがわかる。 $c = 12.5$ の表面電流のピーク値の最適化された α_j , β_j の値できるプラズマ中心の電流値に対する比は約0.3となる。

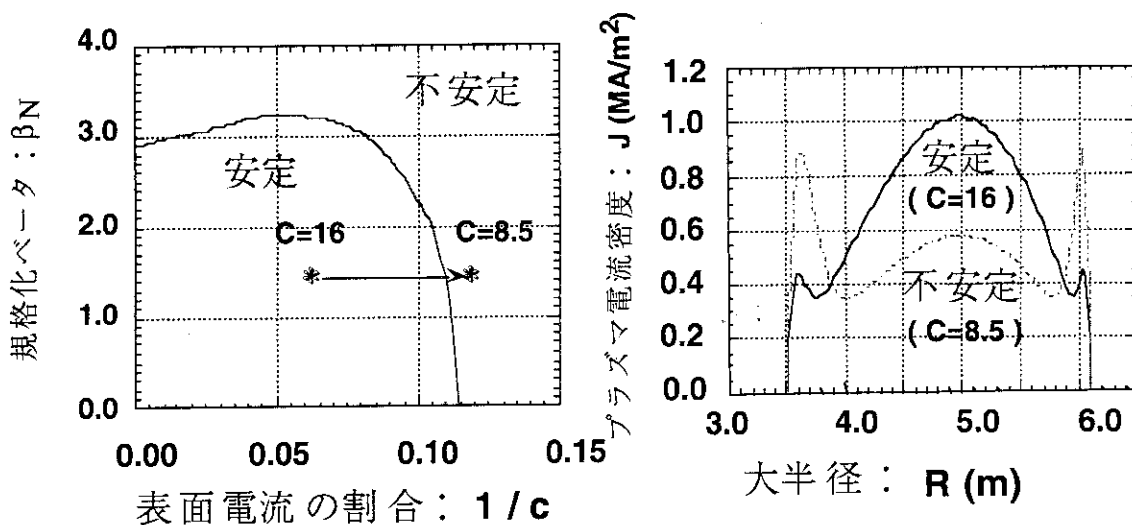


図2.7.2 表面電流の割合、規格化ベータ面での安定図と安定図中の*印の点でのプラズマ電流分布

2.7.3 ACCOMEによる平衡の理想MHD安定性

この節でのMHD安定性解析は、2.7.1節のバルーニング・モード解析の場合とおなじく、定常運転 (プラズマ電流: 5 MA) のプラズマ・パラメータでACCOMEコードを使って求めたプラズマ平衡に対して行う。ここでも前節と同様、導体壁の効果は考えない。図2.7.3に、 $n = 1$ 理想MHDモードの規格化ベータと温度分布パラメータ (α_T) 領域での安定図を示す。この計算において、密度分布は固定し ($\alpha_n = 0.5$)、全プラズマ電流が、ビーム駆動電流とブートストラップ電流となるように、入射パワーを調整して平衡を求めた。斜線の領域を含めて、斜線より上が $n = 1$ 理想MHDモードが不安定な領域を、また斜線より下の領域が安定な領域を示す。 α_T の小さな領域では、プラズマ境界で大きなブートストラップ電流が流れて、全プラズマ電流分布が平坦化し自由境界キック・モードが容易に不安定となって、規格化ベータが低い値に押さえられている。一方、 α_T の大きな領域では、主に内部モードによって最大規格化ベータの値が制限されている。図2.6.3で示したように、平均プラズマ密度を下げて、プラズマ電流分布を集中化することができるが、これによって、 $\alpha_T = 2$ に対して安定な規格化ベータの領域を2.6から3付近まで広げることができる。図中の点々で示された2つの領域はバルーニング・モードに対して不安定な領域を示しているが、 α_T の小さな領域では、プラズマ境界付近で、また α_T の大きな領域では、プ

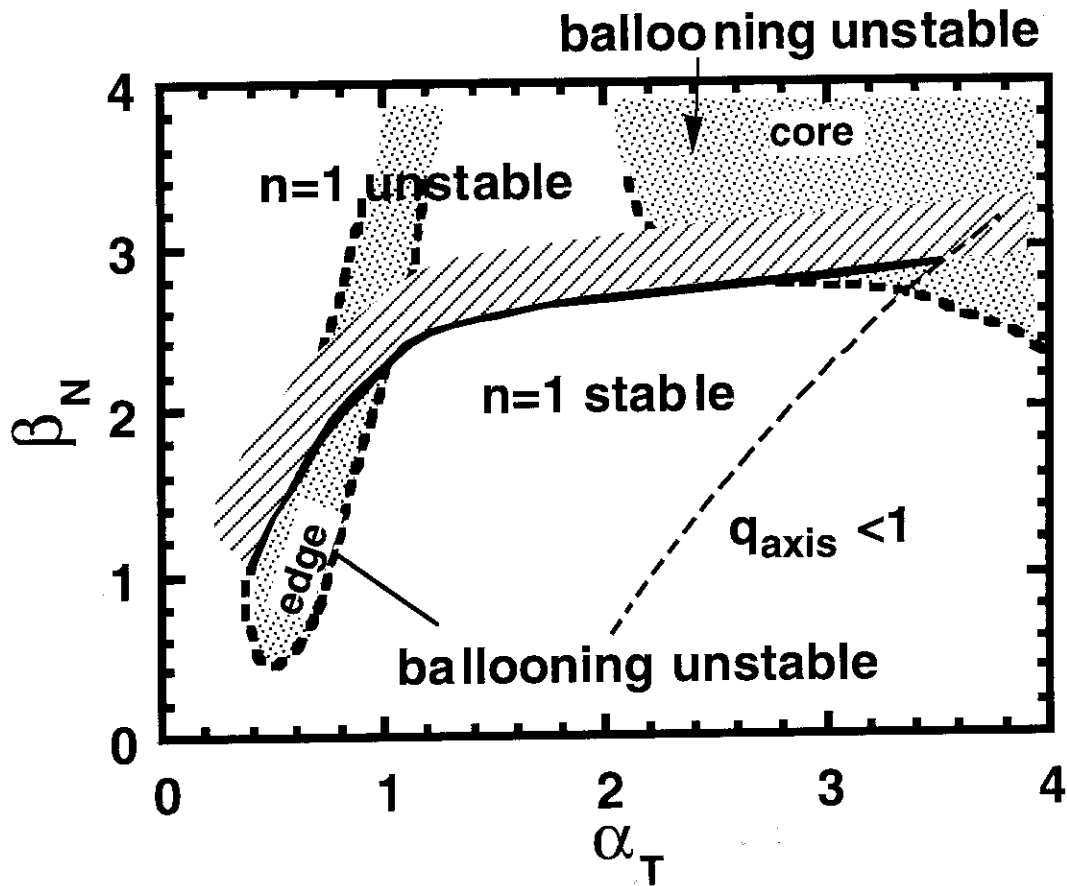


図 2.7.3 規格化ベータと温度分布パラメータ領域での $n=1$ 理想MHDモード、及び、理想バルーニングモードの安定図

ラズマ中心付近での不安定領域を表している。 α_T の小さい方の不安定領域の右側が第一安定領域、左側が第二安定領域を表す。

2.8 トロイダル・アルフヴェン固有モードの安定性

定常炉心試験装置では、主加熱装置である負NB I入射装置のビームエネルギーが750keVと高いため、トロイダル・アルフヴェン固有モード(TAEモード)が励起される可能性がある。軸対称プラズマでは、トロイダル磁場の非一様性から異なるポロイダルモード数を持つねじれアルフヴェン波の結合によって、連続スペクトルの間にスペクトルギャップが生じ、このギャップ内にはTAEモードが孤立して存在する。750keVのビーム速度は 1×10^7 m/sに達し、比較的高い密度(5×10^{19} m⁻³)で低トロイダル磁場(3 T)の時のアルフヴェン速度に相当する。このため、粒子から波にエネルギーが移る逆ランダウ・ダンピングの過程により、TAEモードが励起される可能性がある。TAEが励起されると大きな磁場摂動により、高エネルギー粒子の吐き出しが起これらプラズマの閉じ込めを悪くする。そこで、ここでは、定常炉心試験装置の代表的なプラズマにおいて予想されるTAEモード安定性を求めた。

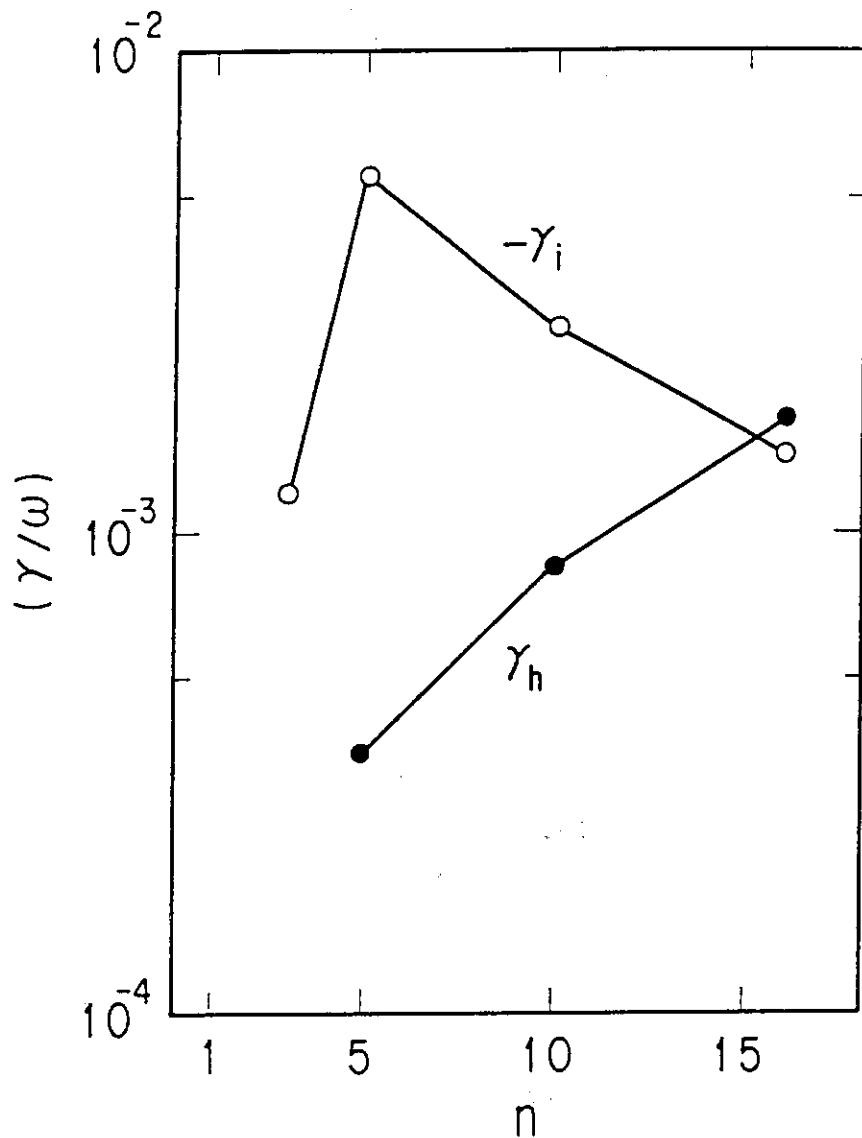


図2.8.1 プラズマ電流10MAで比較的高い密度 ($5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 以上) 場合のTAEモード駆動率 γ_h とイオンランダウ減衰率 γ_i のトロイダルモード数依存性

この計算では、ACCOMMEコードを用いて自己矛盾のない平衡を求め、その平衡に対しNOVA-Kコード¹⁸⁾を用いてビームエネルギーを500keVとしてTAEモード安定性を解析した¹⁹⁾。プラズマ電流10MAで比較的高い密度 ($5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 以上) の場合、NB Iによる高エネルギー粒子の圧力勾配は小さく、また、高エネルギー粒子の速度はアルフヴェン速度より小さいため、図2.8.1に示す様にTAEモードは $n \leq 15$ のトロイダルモード数において安定である。TAEモードの自由エネルギーはアルファ粒子の圧力勾配 (反磁性ドリフト周波数に比例) を源とする。反磁性ドリフト周波数はトロイダルモード数 n の依存性によって駆動項は n と共に増加するが、 n が更に高くなる ($\kappa_{\theta} \rho_{\alpha} > 1$ 、ここで、 κ_{θ} はポロイダル方向波数、 ρ_{α} はイオンのラーマ半径) と有限ラーマ半径効果により飽和する。この場合、 $\kappa_{\theta} \rho_{\alpha} \sim 1$ になるのは、およそ $n \sim 20$ であるので、 $n \geq 15$ の領域ではTAEモードの成長率は飽和し減少することが期待でき、安定であると予想される。

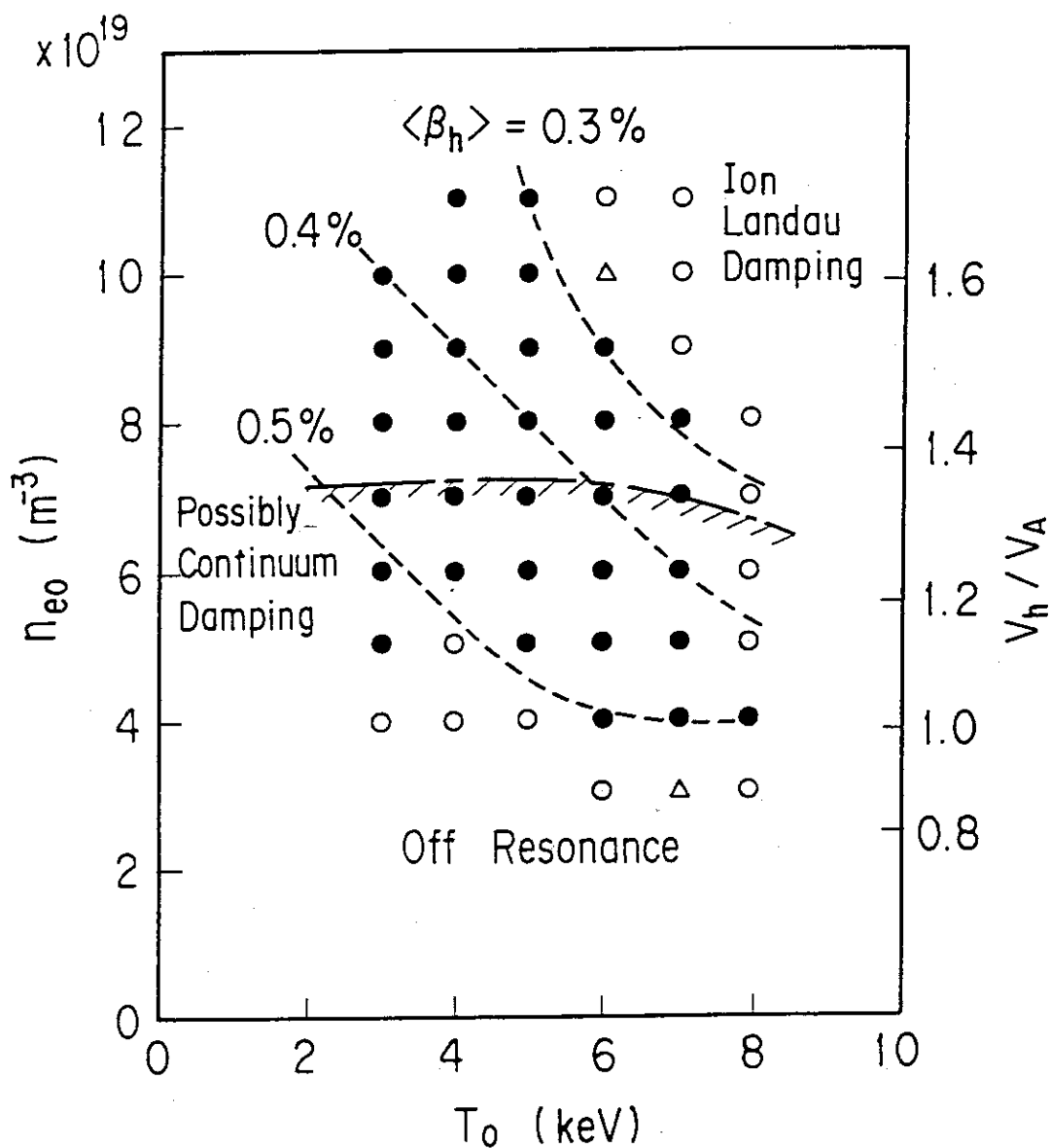


図 2.8.2 低プラズマ電流、低トロイダル磁場 (3 MA / 3 T) の運転の場合の TAE モード安定性。○は安定、●は不安定、△は安定・不安定の限界。

一方、低プラズマ電流、低トロイダル磁場 (3 MA / 3 T) での運転の場合は、 $4 \times 10^{19} m^{-3}$ 以上の密度領域において高エネルギー粒子の速度はアルフヴェン速度より大きくなり、高エネルギー粒子の圧力勾配とベータ値の上昇のために TAE モードは図 2.8.2 に示す様に不安定となる。しかし、さらに密度及び温度が上昇すると、ブートストラップ電流は増加し、電流駆動に必要な NB パワーは減少する。この結果、高エネルギー粒子の圧力勾配とベータ値の両方が減少し TAE モードはイオンのランダウ減衰により安定化される。

2.9 回転制御とモード・ロック

定常炉心試験装置において、プラズマの回転制御は、接線方向入射の負NBI入射によって行う。しかしながら、負NBI入射はプラズマ中心付近に限られているので、プラズマ周辺部のロックド・モードに対しては、その主な原因となっている $m=2/n=1$ の非軸対称エラー磁場を補正するエラー磁場補正コイルによってエラー磁場を打ち消しロックド・モードを回避する方法をとる。オーミック放電の場合のロックド・モードを引き起こす小径方向エラー磁場の $m=2/n=1$ のフーリエ成分、 B_{21}^r 、のプラズマ表面、 $r=a$ 、で評価された最小値は、非線形テアリング・モードの理論から次のような式で求められている。^{20, 21)}

$$\left. \frac{B_{21}^r}{B_T} \right|_a \approx 4.2g^2 \left[\left(\frac{r_s}{R_0} \right)^{1/3} \left(\frac{-\Delta'_0 r_s}{S} \right)^{1/3} \right] \times (f \tau_H)^{4/3} \quad (2.9.1)$$

ここで、 B_T はトロイダル磁場、 g はオーダー1の粘性の弱い関数、 r_s は安全係数 q が2となる小径方向の位置、 R_0 は大半径、 Δ'_0 、 S は各々無次元のテアリング・パラメータ、 r_s での磁気シアアの値、また f は r_s でのプラズマのトロイダル方向の回転周波数、 $\tau_H (= \sqrt{\mu_0 \langle n_e \rangle m_i} R_0 / B_T)$ はアルフヴェン時間を表す。(2.9.1)式において、プラズマ電流分布を適当に仮定し、さらにオーミック放電の標準的な値を代入すると、ロックド・モードを引き起こす小径方向エラー磁場の最小値は大半径、 R_0 の関数として表すことができる。この関数のグラフを、各装置でのロックド・モードを引き起こす小径方向エラー磁場の実験値 (COMPASS-C, DIII-D, JET, JT-60U) 及び予想値 (JT-60SU, ITER) のデータと共に図2.9.1に示す。JT-60SUの計算において、 g^2 はITERと同じ値 ($g^2=5.9$)、また、平均電子密度 $\langle n_e \rangle$ の値は表2.2.1の値を用い、アスペクト比による補正は行っていない。この図より定常炉心試験装置 ($R_0=4.8$ m, $B_T=6.25$ T) では、ロックド・モードはプラズマ表面で、約1.5ガウスの $m=2/n=1$ のフーリエ成分を持ったエラー磁場で引き起こされると考えられる。このエラー磁場は、例えば約6 MATの電流が流れる一番外側の平衡制御コイルの約1.4 mmの偏心または、約10 mmの傾斜で作られ、これらの誤差なしにコイルを設置することは、困難であると考えられる。

次に、NBI入射の場合を考える。NBI入射されたプラズマの場合のロックド・モードを引き起こす B_{21}^r の最小値も、非線形テアリング・モードの理論から次のような式で求められている。^{20, 21)}

$$\left. \frac{B_{21}^r}{B_T} \right|_a \approx 1.1 \left[\left(\frac{r_s}{R_0} \right)^{1/5} (-\Delta'_0 r_s)^{3/5} S^{1/5} \right] \times \left(\frac{f \tau_H^2}{\tau_M} \right)^{2/5} \quad (2.9.2)$$

ここで、 τ_M は、モーメントの閉じ込め時間である。またNBI入射によって生じるトロイダル回転周波数 f は、入射ビームのモーメントと粘性損失から、次式で求められる。²²⁾

$$f \approx \frac{1}{2\pi R_0} \left(\frac{v_B P_B \cos \psi_B}{e V_B} \right) \frac{\tau_M}{2\pi R_0 \kappa \pi a^2 \bar{n}} \quad (2.9.3)$$

ここで、 v_B 、 P_B 、 ψ_B 、 V_B は各々、ビーム中性粒子速度、ビームパワー、ビーム入射角、ビーム電圧を表す。 $\tau_M = \tau_E$ として、(2.9.3)式より f を求め ($f \sim 50$ kHz)、(2.9.2)式に代入すれば、定常炉心試験装置のNBI入射を伴う運転の場合のロックド・モードを引き起こす径方向エラー磁場のプラズマ表面での最小値は約6.5ガウス ($B_{21}^r / B_T \sim 1.05 \times 10^{-4}$) となり、オーミック放電の場合の約4倍となる。

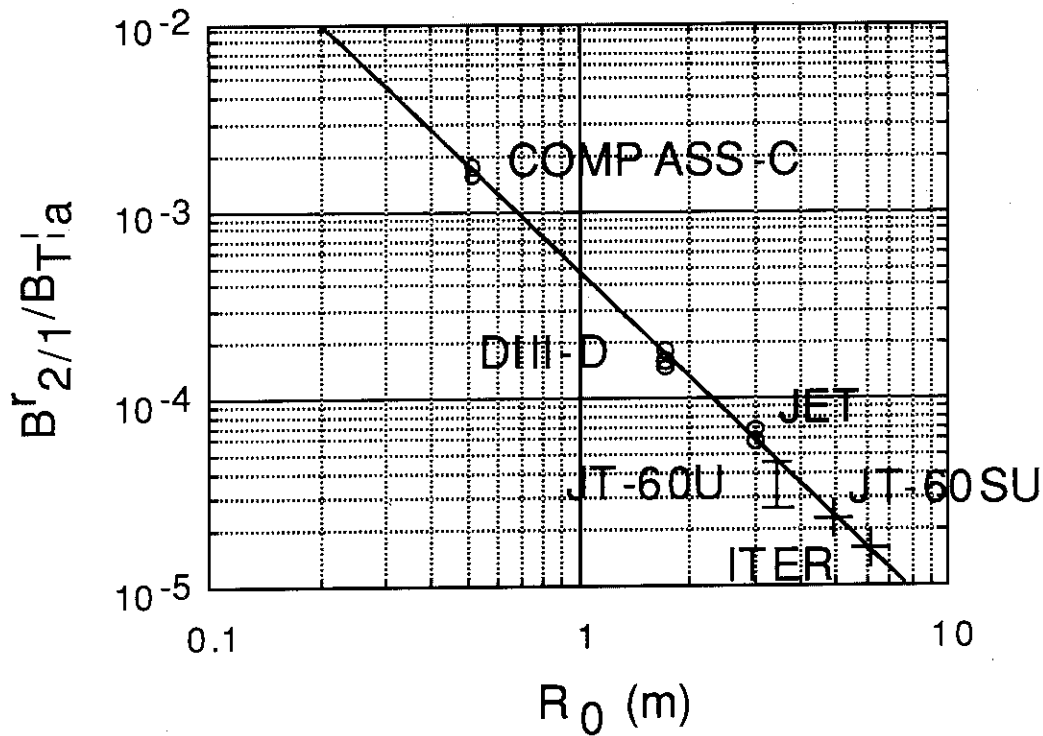


図2.9.1 ロックドモードを引き起こす $m=2/n=1$ の径方向エラー磁場、理論値（実線）及び、実験値と予想値、の大半径依存性

2.10 リップル損失

入射中性粒子ビーム、又は、核融合反応によって生成される高エネルギーイオンのトロイダル磁場リップルによる損失は、実効的な加熱パワーを減少させると同時に、第一壁への局所的な熱負荷を増大する。このため、トロイダルコイル数を多くしてトロイダル磁場リップル率、 $r=(B_{max}-B_{min})/(B_{max}+B_{min})$ 、を下げるのが望まれるが、接線方向への中性粒子ビーム入射ポートを確保するためには、比較的広いコイル間隔が必要となる。本装置では、上記の要請を満たすためにトロイダルコイル数を18個として、リップル率の最大値を0.9%としている。以下の解析は、OFMC (Orbit Following Monte Carlo)コードの計算によるものである。

図2.10.1に、トロイダルコイル数が16個と18個の場合のリップル率の空間変化を示す。中性粒子ビーム入射の場合、リップル損失はオペレーション密度又は安全係数を増加させると共に増大し、ビームエネルギーの増加と共に減少する。図2.10.2にリップル損失の評価を行った2つの平衡配位、 $R=4.8\text{ m}$ 、 $B_T=6.25\text{ T}$ 、及び、 $R=5.2\text{ m}$ 、 $B_T=5.77\text{ T}$ 、を示す。DT反応によって発生するアルファ粒子のリップル損失率のプラズマ電流依存性を、 $I_p=6\text{ MA}$ 、 $\langle n_e \rangle=6 \times 10^{19}\text{ m}^{-3}$ 、及び、 $I_p=6\text{ MA}$ 、 $\langle n_e \rangle=1 \times 10^{20}\text{ m}^{-3}$ の場合について、図2.10.3に示す。図に示されているように、低い電流領域では、アルファ粒子のリップル損失が大きくなる。これらの計算は $R=5.2\text{ m}$ の平衡に対して行った。次にビームエネルギー500 keVの接線方向中性粒子入射の場合の、リップル損失率の主半径依存性を図2.10.4に示す。入射ビームのビーム接線半径が $R=4.8\text{ m}$ なので、 $R=5.2\text{ m}$ の場合はリップル損失は1%を越えるが、 $R=4.8\text{ m}$ では、0.2%と低く押さえられる。また、ビームエネルギーが750 keVの場合はリップル損失は0.5%程度となる。定常炉心試験装置の初期実験フェイズでは、既設JT-60U用の正イオン源中性粒子ビームを用いることも予定している。この場合、ビームエネルギーは100 keV程度となるため、ほとんどのビームがプラズマ周辺部でイオン化されて

リップル損失の割合は大きくなる。リップル損失率は、プラズマ電流 I_p 、平均電子密度 $\langle n_e \rangle$ 、ビームの入射角度に依存するが、 $I_p = 6 \text{ MA}$ 、 $\langle n_e \rangle = 6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ において、10-50%という評価を得た。図2.10.5に、ビームエネルギーが100 keVで各々トロイダルコイル数が16個と18個の場合のビームリップル損失率を示す。

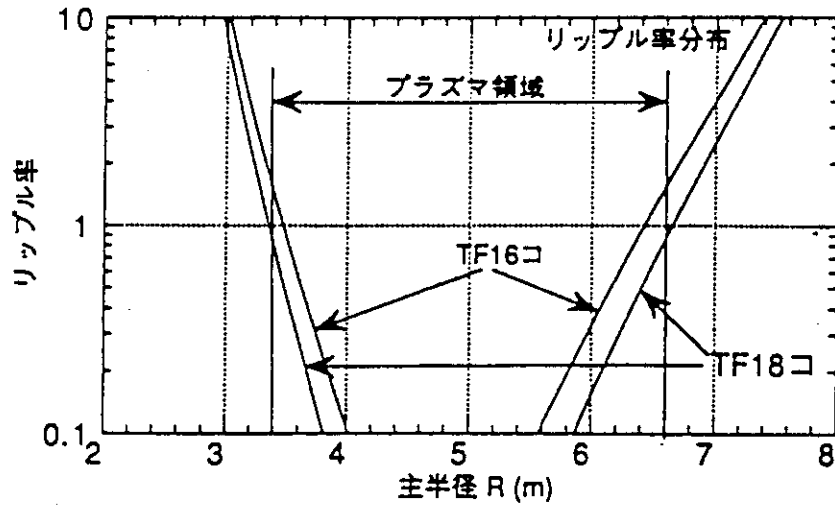


図2.10.1 トロイダル磁場リップルの主半径依存性。

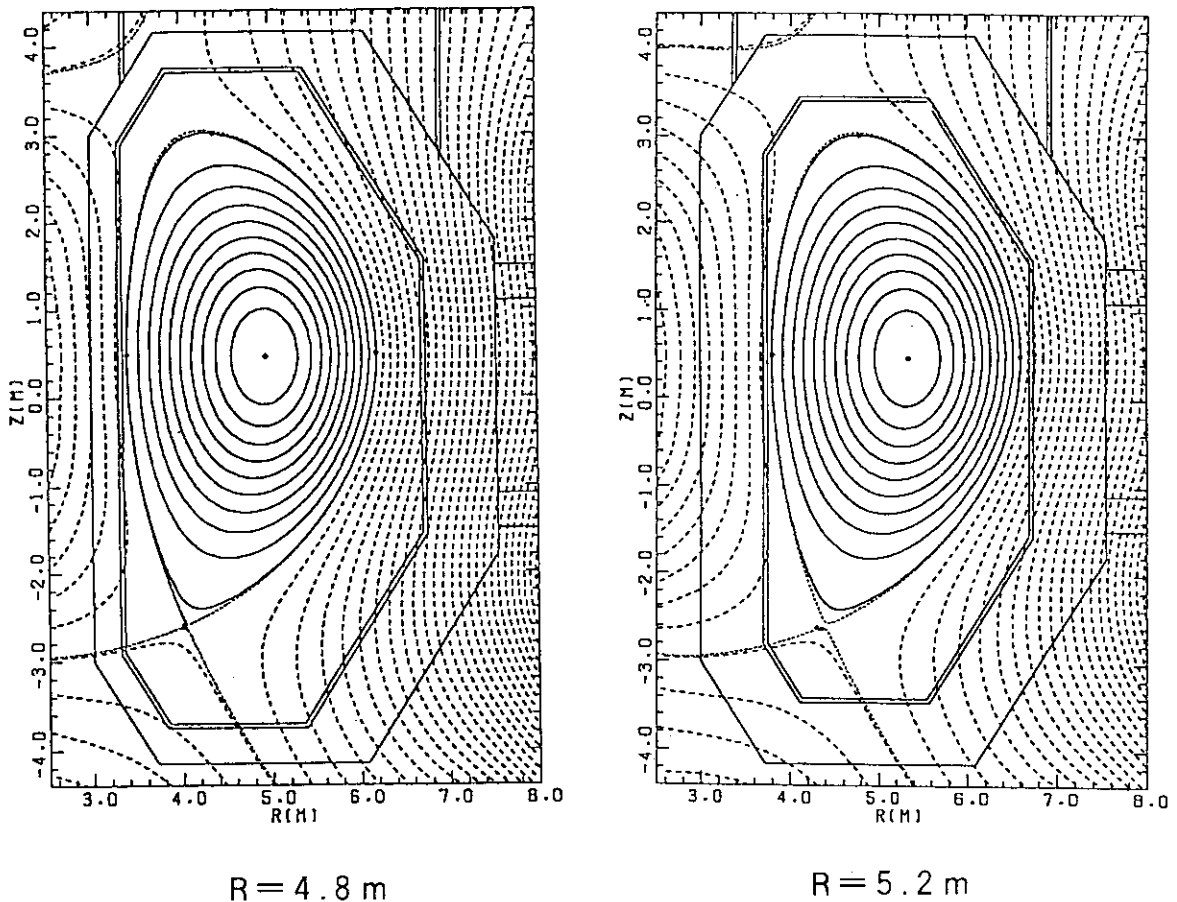


図2.10.2 リップル損失評価を行った2つの平衡配位。

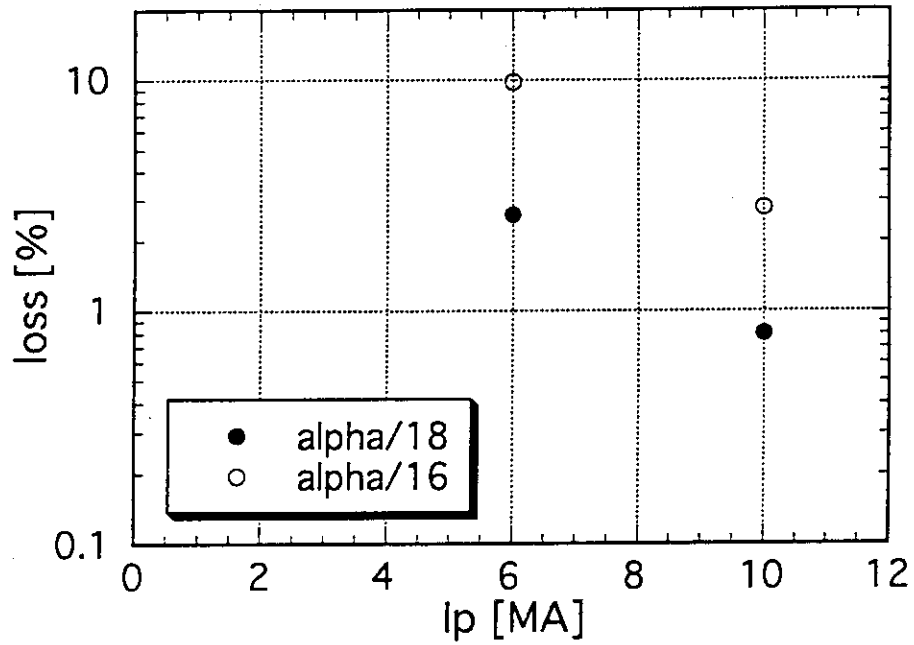


図 2.1 0.3 アルファ粒子リップル損失率のプラズマ電流依存性。
●はトロイダルコイル数が18個、○が16個の場合である。

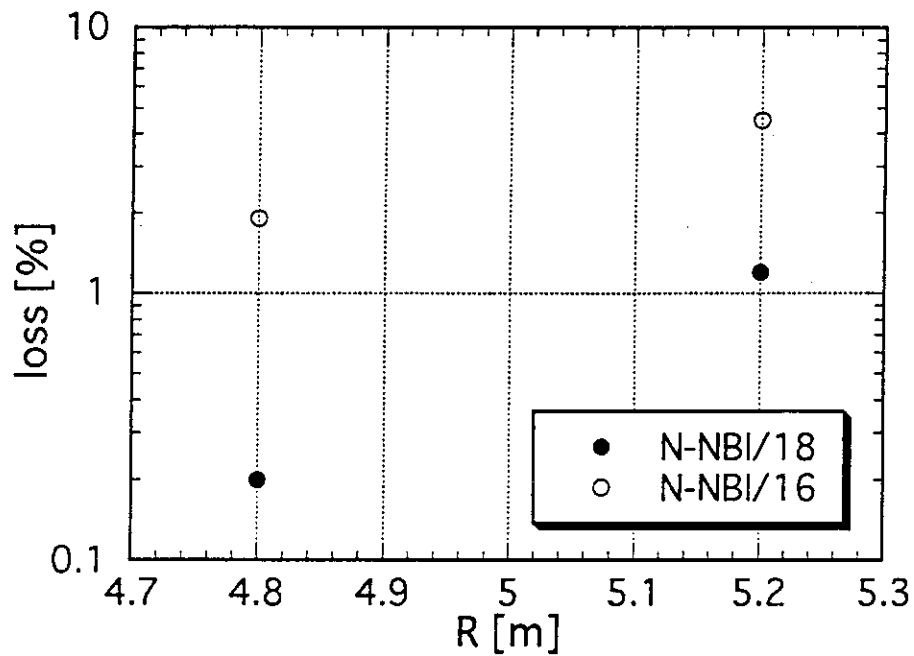


図 2.1 0.4 ビームエネルギーが500 keVの場合のビームリップル損失率。
●はトロイダルコイル数が18個、○が16個の場合である。

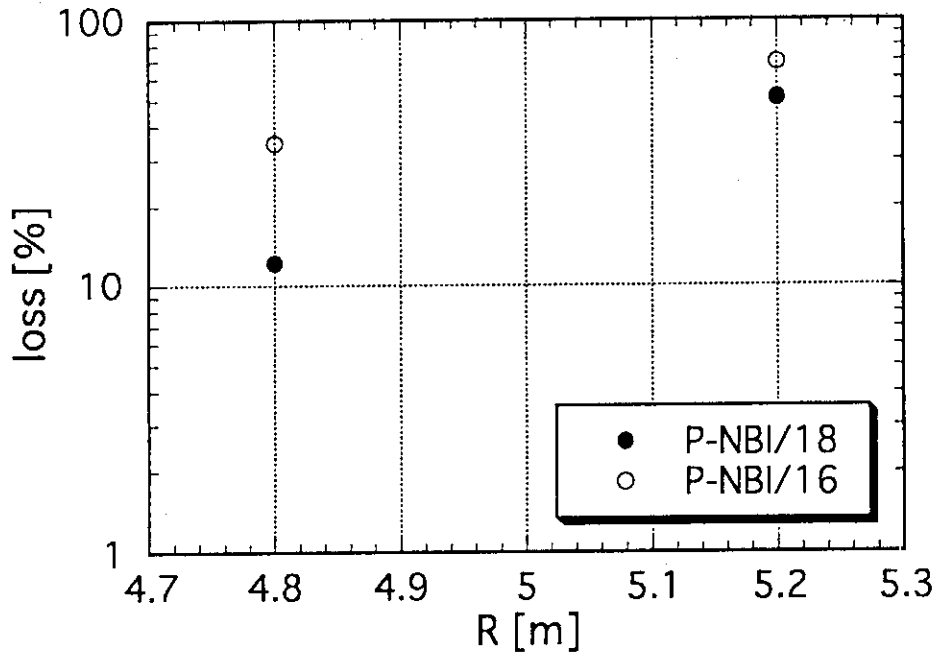


図 2.10.5 ビームエネルギーが 100 keV の場合のビームリップル損失率。
●はトロイダルコイル数が 18 個、○が 16 個の場合である。

2.1.1 ダイバータ設計

ダイバータの主要な目的は、熱除去と粒子排気である。実際の核融合炉では、ダイバータへの熱負荷が極めて大きく、十分な冷却を行なうことが難しい。さらに、プラズマ対向材料の損耗のため、ダイバータ板の寿命が制限されてしまう。仮に、アルファ粒子加熱パワーがすべてダイバータ板へ流入すると、その熱流束密度は 30-60 MW/m² にもなる。この値は、工学的に可能な冷却限界をかなり越えている。従って、ダイバータ領域のプラズマ特性を調整して十分な遠隔放射冷却を行ない、ダイバータ板へ流入する熱流束を 5-10 MW/m² 以下にする必要がある。このためには、低温かつ高密度のダイバータプラズマを安定に維持しなければならない。この高密度ダイバータプラズマ領域では、ほとんどの中性粒子が主プラズマへ到達する前にイオン化されるため、不純物の主プラズマへの流入を抑制することも期待される。

定常炉心試験装置では、炉心級の定常プラズマ条件で高密度ダイバータプラズマを安定に維持、制御することが主目的の 1 つである。ダイバータ形状及びプラズマパラメータは、熱除去と粒子排気に対する必要条件を満たす様に最適化する必要がある。ダイバータ板へ流入する平均熱流束は

$$\bar{q}_{div} = (1-f_{rad}) \frac{P_{total}}{A_{heat}} \tag{2.11.1}$$

で与えられる。ここで、 f_{rad} , P_{total} , A_{heat} は、輻射によるエネルギー放出の割合、全加熱パワー、ダイバータ板上の熱負荷面積である。表 2.2.1 に示したプラズマパラメータに対しては、ダイバータ板上の熱負荷面積は 3-6 m² になる。加熱パワーを 60 MW とした場合、平均熱流束値を 5 MW/m² 以下にするために必要な輻射エネルギー放出の割合は、 $f_{rad} > 0.5-0.75$ となる。一方、粒子排気に対する必要条件は、ダイバータ板上で発生した中性粒子が主プラズマまで逆流する割合と排気される割合を与えることで決定した。この設計指針とした値は、主プラズマへ逆流する中性粒子の割合が 2% 以下、排気される中性粒子の割合が 0.3% 以上である。この設計指針値を満たすための、基本的なダイバータ部寸法を表 2.11.1、及び、図 2.11.1 に示す²³⁾。表中で、密度スケール長は、ダイバータ板上で磁気

表 2.1 1.1 ダイバータ設計のための基本的な寸法

ダイバータプラズマ領域の幅 (L_p)	$\leq 2\Delta_n$
(Δ_n は磁気面垂直方向の密度スケール長)	
真空領域の幅 (L_v)	0.05 m
ダイバータプラズマ領域のポロイダル方向長さ (L_y)	≥ 0.5 m
ダイバータ板の角度	$\pm 30^\circ$
排気口の幅	0.05-0.10 m

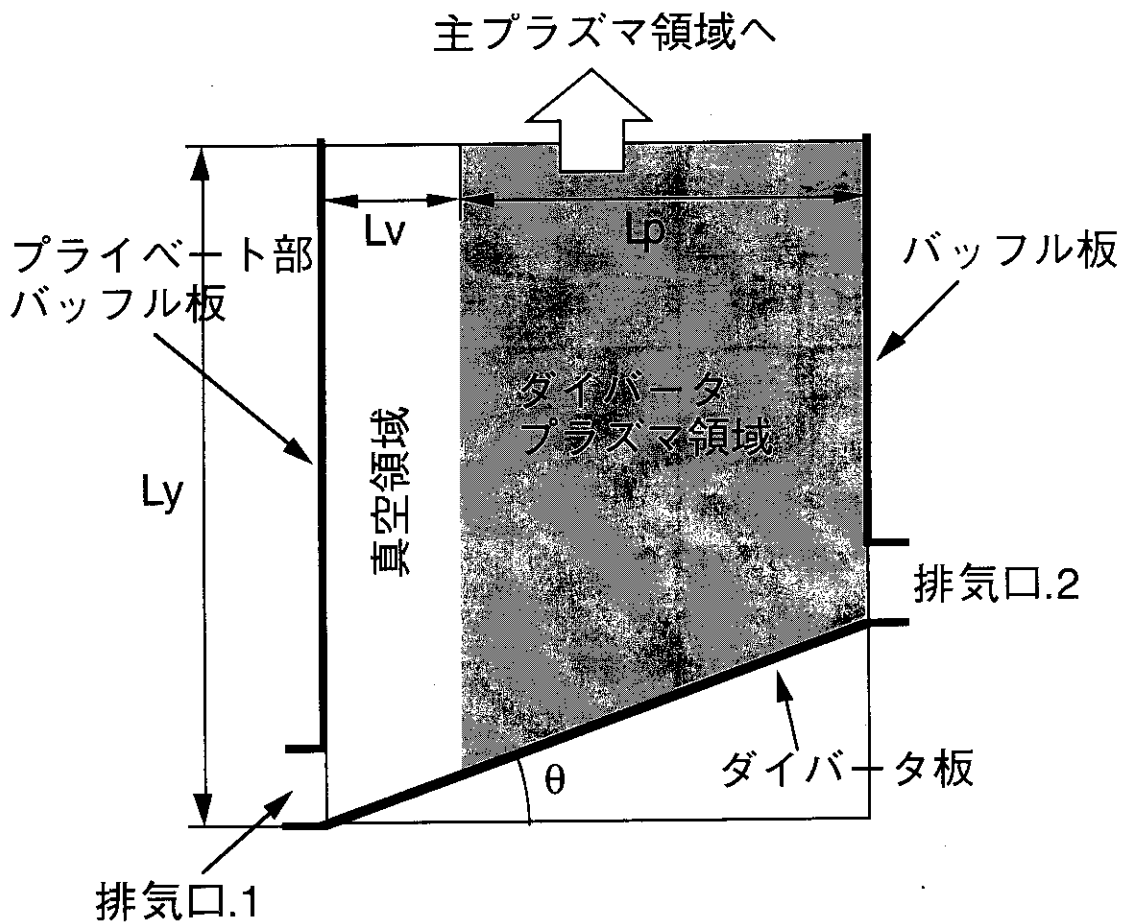


図 2.1 1.1 ダイバータ設計のための基本的な形状

面に対して垂直方向の密度幅である。ダイバータ板の角度は、排気口の設置場所に依存しており、排気口がプライベート領域にある場合は正の値、逆に排気口が外側にある場合は負の値である。

上記の必要条件を満足する様に、2種類のダイバータ形状を決定した(図2.1 1.2、及び、図2.1 1.3)。タイプ1は、様々なプラズマ形状(特に、三角度の変更)に対応できる様にしたものである。タイ

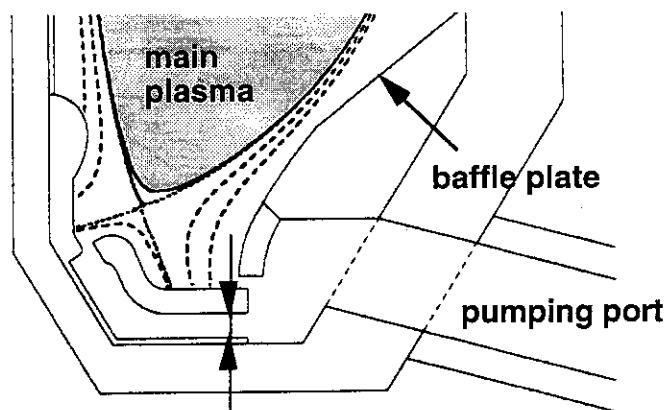
プ2はW型をしており、ダイバータ板上のストライク点近傍へ中性粒子を集めることを意図した形状であり、ダイバータ板上での最高温度を低くすることが可能である。2つのタイプで内側のダイバータ形状は同一であり、外側のダイバータでの排気口の位置が異なっている。タイプ1のダイバータでは、排気口の位置がストライク点と逆側のため、ストライク点と外側バッフル板との距離が密度スケール長に比べて長い場合、外側バッフル板近傍が真空領域となり、この領域から主プラズマ側へ流入する粒子が多くなると考えられる。一方、タイプ2のダイバータ形状では、排気口の位置がストライク点側にあつて、この方向へ中性粒子を集めることが出来るため、こうした問題は起こりにくい。

一般的に、ダイバータの設計では、三角度を大きくすると内側の空間が制限されるため、設計の裕度が低くなる。しかし、トカマク装置における実験結果では（磁場勾配によるイオンドリフトがダイバータのX点方向を向いている場合）、内側へ来る熱流束より外側へ来る熱流束が大きくなっており、プラズマの温度も外側で大きくなっている^{2,4)}。従つて、三角度を大きくしてもこの内外非対称性が保たれるならば、熱流束低減のためのダイバータ空間を内側では外側より小さくするのが合理的と考えられる。図2.1.1.2、及び、図2.1.1.3に示したダイバータ形状はこの考えに基づいたものであり、磁場配位のX点からダイバータ板までの距離は、内側ダイバータで0.5 mに対して、外側での距離はタイプ1で0.67 m、タイプ2で0.77 mである。

表2.2.1に示した主プラズマパラメータに対応するダイバータプラズマの基本的パラメータを表2.1.1.2に示した^{2,5)}。この場合、輻射エネルギー放出の割合は75%とし、平均熱流束値は3.5 MW/m²と評価される。また、スクレイプオフ領域での磁気面に対して垂直方向の粒子拡散係数は、ボーム係数の1/4と仮定した。

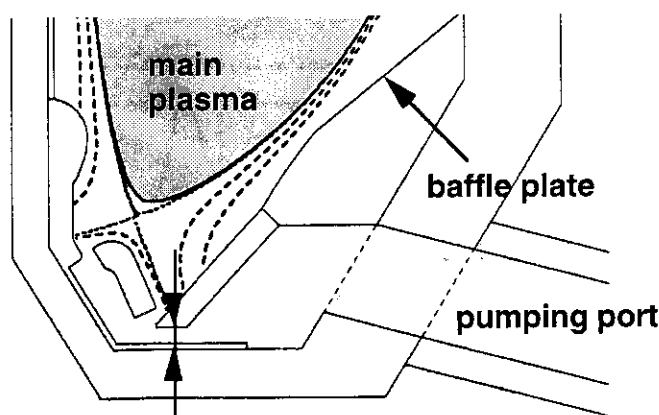
表2.1.1.2 プラズマ電流5 MA定常運転時のダイバータプラズマ基本パラメータ

ダイバータプラズマパラメータ	
全入力パワー	60 MW
輻射エネルギー損失割合	0.75
ペレット粒子供給率	$2.5 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$
ダイバータ部ガスパフ量	5.0 Pa·m ³ /s
粒子排気率	4.0×10^{-3}
中性粒子の主プラズマ逆流率	1.1×10^{-2}
ダイバータ部での磁気面拡大率	5
磁気面垂直方向の粒子拡散係数	0.53 m ² /s
スクレイプオフ電子温度	210 eV
スクレイプオフ電子密度	$2.4 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
ダイバータ電子温度	9.2 eV
ダイバータ電子密度	$1.4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
密度スケール長	$3.0 \times 10^{-2} \text{ m}$
粒子増倍率	80
リサイクリング率	0.84



TYPE.1 divertor

図 2.1 1.2 タイプ. 1 のダイバータ形状



TYPE.2 divertor

図 2.1 1.3 タイプ. 2 のダイバータ形状

また、JT-60SUプラズマに対して、B2コードによるダイバータシミュレーションが行なわれ、中性ガスの逆流を低減させるのに有効な粒子排気率が定量的に評価された²⁶⁾。

2.1 2 粒子補給

定常運転では、効率的な粒子補給と排気が重要な課題である。ガスバフ法は極めて簡便な粒子補給手段であるが、主プラズマへの補給効率が低く、主プラズマ内での粒子源分布は極めて周辺部に局所化してしまう。このため、周辺部での密度が高くなり、密度限界をグリーンワルド限界値程度にしかできないため、高密度オペレーションにとっては問題がある。表 2.2.1 及び表 2.1 1.2 に示したプラズマパラメータに対するガスバフ時の粒子源分布（ガスバフを真空容器の赤道面から入射し、リサイクリング粒子を考慮しない場合）を図 2.1 2.1 に示す。この場合、主プラズマへの粒子補給効率は 23% である。リサイクリング粒子の場合は主プラズマまで侵入する割合は数%以下となるが、主プラズマ内での粒子源分布は図 2.1 2.1 と同様である。ペレット入射による粒子補給法を用いた場合、主プラズマへの粒子補給効率はほぼ 100% となる。粒子源分布は、ペレットのサイズと入射スピードに依存している。プラズマ内でペレットが蒸発する分布は、

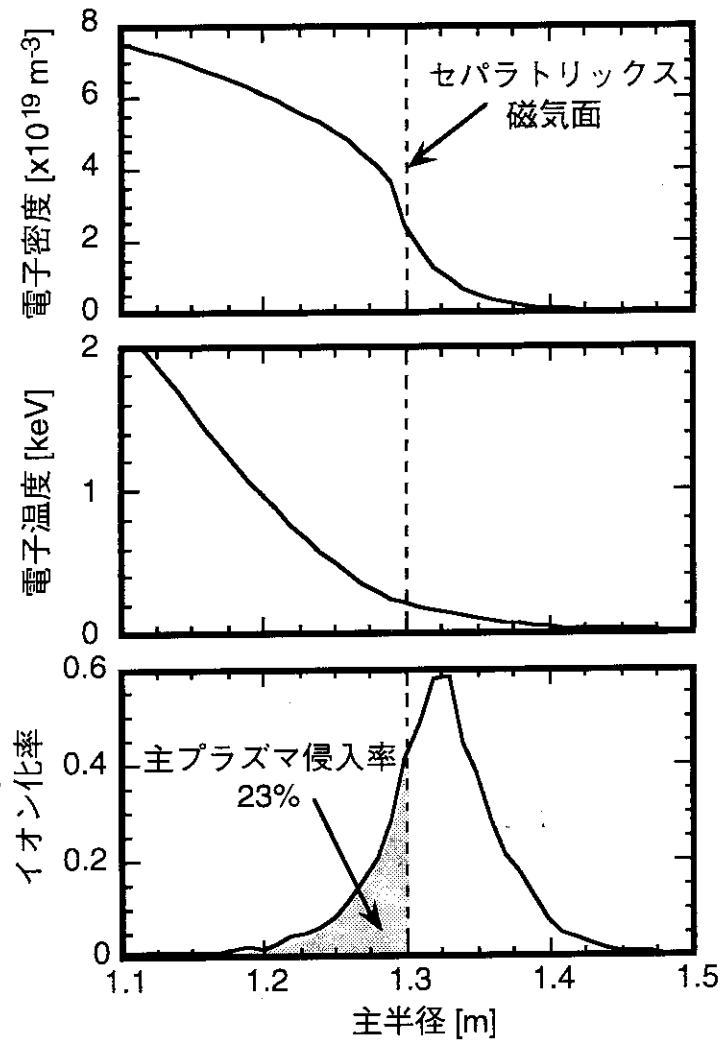


図 2.1 2.1 定常運転時のガスパフ粒子のイオン化分布 (ガスパフを真空容器の赤道面から入射し、リサイクリング粒子を考慮しない場合)

$$\frac{dD_{\text{pellet}}(r)}{dr} = -1.78 \times 10^{-13} \frac{n_e(r)^{1/3} T_e(r)^{5/3}}{D_{\text{pellet}}(r)^{2/3} V_{\text{pellet}}} \quad (2.1 2.1)$$

で評価される²⁷⁾。ここで、 D_{pellet} 、 V_{pellet} はペレットの直径、及び、入射スピードである。温度は eV 単位で、それ以外は MKS 単位である。ペレットのサイズ及び入射スピードを変えた場合、表 2.2.1 のプラズマパラメータに対する粒子源分布を図 2.1 2.2 に示す。ペレットによる粒子補給では、プラズマ密度が間欠的に変動することになる。大きなサイズのペレットでは、この密度変動量が大きく、プラズマ温度、ベータ値、核融合出力等にも大きな変動を生じるため、制御上の問題が発生する。一方、ペレットサイズが小さい場合、粒子源分布が周辺部へ局所化することになる。定常炉心試験装置では、準定常の ELM y H モードを標準的なエネルギー閉じ込めのシナリオとしているため、ELM による粒子掃き出しが起こる領域より内側までペレットを侵入させる必要がある。いくつかの実験結果から^{28, 29)}、ELM による粒子掃き出し領域はプラズマ小半径の 0.85 - 0.9 であり、ペレットの侵入位置としてプラズマ小半径の 0.8 程度は必要と考えられる。以上の考察から、入射ペレットのサイズ及び入射スピードは、3 mm 及び 1 km/s とした。入射繰り返し数は、所定の密度を維持するのに必要な粒子数から決まるため、粒子閉じ込め時間に依存する。JT-60 の実験から得られた粒子閉じ込め時間から評価して、最大入射繰り返し数を 10 Hz とした。

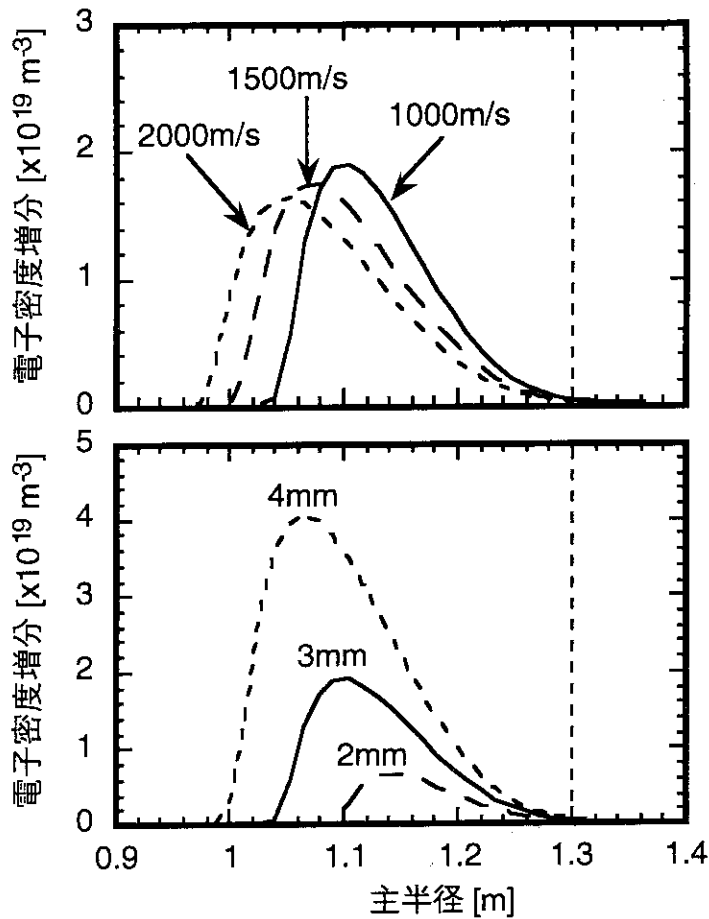


図 2.1 2.2 定常運転時のペレット入射粒子のイオン化分布

2.1 3 第一壁材料

2.1 3.1 適応条件

第一壁はプラズマからの熱負荷から真空容器を保護するとともに、プラズマへ不純物が混入しない材料を選択する必要がある。熱負荷としてはプラズマからの輻射やリミター配位でのプラズマの接触による熱伝達が想定される。核燃焼プラズマではダイバータの熱負荷の緩和からの要請で、第一壁全体で加熱入力+核融合出力 (J T-60 SUでは $Q \sim 5$ を想定) の70%程度を除去する必要がある。また、放射化の低減とトリチウム境界の確保の観点からトリチウムの吸蔵が無い低放射化材が望まれる。これらの条件をまとめると、第一壁の材料に求められる要件は以下のようなになる。

- (1) 高熱負荷に耐えること。(高融点材料、熱伝導率の良いもの)
定常熱負荷として、最大 0.3 MW/m^2
- (2) 水素を吸蔵しないもの。
- (3) プラズマへの不純物混入がない。
- (4) 放射化の低いもの。(メンテナンスからの必要性)
- (5) 加工性が良いほうが望ましい。

2.1 3.2 候補材料

上記の条件を全て満足する材料は、現在のところ見当たらない。そこで、上記条件を部分的に満たす材料としてタングステンおよびグラファイトについて考える。

タングステン (1) 低放射化材である、(2) 水素を吸蔵しない、(3) 融点 (純タングステン 341

0℃)が高い(但し再結晶温度は $\sim 1100^\circ\text{C}$)、などの利点があるが、高Z材であることから、プラズマ中に混入した場合はその影響が大きい。しかし、これについては高Z材が主プラズマに混入しないような運転領域が考えられるとの報告^{3,4)}もあり、今後の検討課題である。また、金属材料であるため、一旦溶融すると(これは、ディスラプション時の熱負荷を考えると避けられない)、溶融した部分が固まった場合に玉になり、磁力線と交わる角度が大きくなるため様な熱負荷の受熱面が確保出来ず、その後の放電では常に熱集中が起こる可能性が高い。

グラファイトは、第一壁の低Z化の流れのなかで、現有の装置で最も良く使用されている。この材料は、

- (1) 低Zであるためプラズマに混入しても影響が少ない、
- (2) 熱伝導率が良い、
- (3) 放射化しない、
- (4) 加工性に優れている、
- (5) 高温で昇華するので金属のように溶融した部分が固まることによる後遺症がない、

という利点がある。しかしながら、グラファイトの最大の欠点は、水素を吸蔵することにある。このため、第一壁として広範囲に使用した場合は、トリチウムのインベントリーが増加し、その回収が困難となる。

その他として、高Mn鋼やMo等も考えられるが、高Mn鋼ではMnの放射化の問題があり、Moでは融点が 2600°C と低い(再結晶温度は 900°C 程度)等の問題がある。また、金属材料であるため、溶融した部分が固まることによる後遺症は残っている。

この様に、第一壁として必要性能を充分満足する材料はないが、次善のものとしてJT-60SUでは、これまで実績のあるグラファイトと、金属材料の中で総合的に見て優れているタングステンを候補として採用することとする。

2.1.4 壁調整法

2.1.4.1 はじめに

壁調整の目的は、プラズマの着火を確実にに行えるようにすること、高純度のプラズマを得るために真空容器内から発生する不純物ガスを低減することである。大気解放後の真空容器では放出ガスの主成分は水である。 10^{-5}Pa 以下の高真空を得るためには、水分の除去が必要となる。このため、従来のトカマクでは最も効率が良い 150°C 以上のベーキングが採用されている。真空排気初期の油分および水分の除去には $200\sim 300^\circ\text{C}$ 程度のベーキングが必要である。また、プラズマが接触することにより、接触部分が高温となり、その結果第一壁等の材料内に吸着・吸蔵されている不純物ガスが放出される。これは、通常水や空気の成分である水素や酸素が含まれる。また、材料の生成過程で混入するものもある。これらの不純物はプラズマの性能を損なうため、対向面材料は高温状態でもガス放出の少ない状態に維持することが必要である。

一方、真空容器の遮蔽設計から、真空容器の2重構造内に水を充填することが想定されている。このため、通常の運転状態ではベーキングはできない。また、真空容器内の水分は大気解放の直後にしか存在しないことが予想されるため、真空排気開始直後に、遮蔽用の水がない状態で真空容器を加熱して水分を除去し、冷却後遮蔽水を充填する手順を採用する。

上記の材料のガス出し法はその素材に依存する。CC材等のポーラス材では表面だけでなく内部に含まれる酸素、水素を除去することが重要となる。一方、金属材料では、主として表面に付着したものを考慮することが主要になる。従って、壁調整の方式を選定するに当たっては、第一壁やダイバータの材料を想定しておくことが必要となる。

これらの内容を踏まえて、JT-60SUの壁調整方法の検討を行い、JT-60Uの実験結果をもとに、第一壁の材質の選定、壁調整方法として何を適用するか、どんな装置が必要か等について、基本案を検討した。

2.1 4.2 前提条件

壁調整方式の検討に当たって考慮する装置・運転条件を以下に示す。

- (1) 中性子遮蔽のために、二重真空容器内に水を充填する。そのため、運転中の100℃以上のベーキングは不可。運転中のタイルの加熱は、プラズマからの輻射を期待する。
- (2) 真空容器のガスベーキングは、水を抜いて加熱ガスを導入することで可能。但し、できるのは長期の休止期間のみ。
- (3) 定期的なメンテナンスは年1-2回を考える。その際、クライオスタットの立ち上げ、立ち下げには各々数週間程度かかると考える。
- (4) プラズマの低一周電圧立ち上げのため、140GHzのECHが取り付けられる予定。
- (5) トロイダルコイルの電流を変化させるための時間スケールは～時間のオーダーである。また、特に制御上の制約を設けなければ、電流値は連続可変。(JT-60では、電源の制約から離散ステップが決まっているが、電源の新設を考えているので、必要なら設計に反映する。)
- (6) クライオスタット内は常時0.1Pa程度に排気されている。
- (7) 真空容器とクライオスタットはトリチウムの遮断を考慮して独立に排気する。

2.1 4.3 検討内容および検討結果

建設後の立ち上げ、真空ベント後の立ち上げを主体として検討する。ショット間の壁調整はできる範囲で実施する。その際、プラズマ自体を利用することも考慮する。(着火調整が第一プライオリティー、壁調整はその次) また、第一壁の材質はJT-60Uで実績の有る等方性黒鉛およびC/C材として検討する。タングステン材の場合は、材料がポーラスでない分、炭素材と同様な処置方式を見込めば充分と思われる。

(1) 方式の分類

検討した設備の特徴およびその得失を表2.1 4.1³⁾¹⁾にまとめる。表中のグループは、以下のとおり。

- Gr. 1 真空ベント後の立ち上げに必要なもの。立ち上げ時の、クライオスタットは以下の2ケースを考える。
 ケース1。クライオスタットも大気状態から起動する。
 ケース2。真空容器内の保守点検で真空容器のみ大気にした場合で、クライオスタットは真空保持、コイルは液体窒素温度に冷却されている状態。
- Gr. 2 真空ベント後の立ち上げの効率を上げるものおよびショット間壁調整に利用可能なもの。
- Gr. 3 高プラズマ性能を得るために必要なもの。

(2) 特徴・制約条件および問題点

各手法の主な特徴を下記に示す。また、打ち合わせにおける参考資料を添付する。

- Gr. 1 (検討項目: ベーキング、GDC)
 - 1) 初期立ち上げではベーキングが最も効率的である。
 - 2) 実験中にベーキングができないので、ガス出しが進んで壁の状態が良くなった段階ではベーキング設備は、不要で過剰設備となる可能性がある。
 - 3) ベント後、特に最初の立ち上げからGDCだけで行うには長時間必要となる。(JT-60Uでは、TDCで調整し、プラズマが着火できるようになってからGDCを行っている。なにもしない状態からの立ち上げではGDC放電電流を徐々に増加させざるをえない。実際にどの程度の期間を必要とするかは今の所不明。)
- Gr. 2 (検討項目: GDC、TDC、ECR、LH) (ECRについては資料2.1 4.1も参照のこと)

表 2.1 4.1 壁調整方法の得失一覽表

Gr	種類	必要設備	利点	欠点	備考・検討項目
1	ベーキング	ブロワー ヒータ 制御機器、電源	● ガス出し(特に水)に最も効果的	● 真空器の構造が複雑 ● 実験中は使用不可	● 超伝導コイルの冷却と真空器・ポートベーキングとの両立性 ● 仮設備によるベーキングの可能性
1, 2	GDC	電極、電源 専用排気系	● 設備が単純 ● 夜間運転可 ● 粒子リサイクリング低減に有効	● 単独で使用するとガス出しに長時間要 ● 磁場中で使用不可	● 他の壁調整なしでもGDCが可能か
	TDC	電源	● 実績あり	● 超伝導PFCが熱的に対応困難 ● 専用電源要	
2	ECR	発信器、 (導波管)	● 着火調整用ECH導波管の使用の可能性あり ● ショット間洗浄に利用できる可能性あり	● 時間当りの効率がTDCより小さい ● 共鳴面よりトラス外側の部分洗浄 ● 大型トカマクでの実績なし	● CW運転で効率アップ可 ● 着火調整用140GHz導波管流用の可否 ● 低パワー(~100kW)での安定入射の可能性 ● トロイダル方向の一様性の評価 ● 磁場スキヤンの可能性 ● 粒子リサイクリングへの効果
	LH	導波管	● 既存設備の一部転用の可能性あり	● 共鳴面よりトラス外側の部分洗浄 ● 実績なし	● 低トロイダル磁場(~900G)運転の可否 ● 低パワー(~100kW)での安定入射の可能性 ● トロイダル方向の一様性の評価 ● 磁場スキヤンの可能性
3	ボロン化処理 (GDC)	ガス導入管 (ベーキングGDCまたはECR設備要)	● 実績あり	● ガス導入管のベーキングが必要 ● 実験の途中では実施できない(少なくとも1ヵ月要)	● ガス導入管のベーキングが必要
	ボロン化処理 (ペレット)	不純物(B, Li等) ペレット	● ボロン化の時間的な制約少	● ペレット設備が必要 ● 実績なし	● ペレット使用の可能性
	その場ボロン 化処理	ボロン化処理 タイル	● ボロン化の時間的な制約少 ● JT-60Uで酸素不純物低下の実績あり	● タイルのメンテナンス要 ● 実験中にプラズマへの不純物混入の可能性あり	● タイルの材質および最適配置の検討

注1. 上記3グループから各々選択する。少なくとも第1、2Gr.からは最低1つは選択する必要がある。
 注2. グループ3の処理は、DTフェーズ以降で使用。1) 短期間で酸素不純物が減少、
 2) 粒子リサイクリングが低い状態を長期間維持できるといふ共通の特徴あり。

- 1) ECR-DCの効率はTDCとはほぼ同じ。単位時間あたりの効率が落ちる分、CW（連続）運転で実効時間を稼いでいる。使用する周波数によってはショット間の壁調整に利用できる可能性がある。
 - 2) ECR-DCは周波数とトロイダル磁場でできる共鳴面近傍のみの洗浄になる。真空容器全体を行うにはトロイダル磁場の掃引が必要。
 - 3) LHによるCWは運転する時のトロイダル磁場が低い（ ~ 900 Gauss）ので、ショット間の壁調整に用いるには時間が必要。
 - 4) GDCを実施するにはトロイダル磁場を0にする必要がある。また、大口径ポートではポート毎にGDC要の電極を設ける。
 - 5) その他としてショット間の壁調整にはプラズマ自体を利用することも考える。但し、分子が解離してしまうので使用する場合はタイルの温度を上げてガス出しを促進する場合等条件が限定される。
- Gr. 3（検討項目：ポロナイゼーション）
 - 1) このグループはなくても運転には支障がないが、不純物の低減によって高性能を目指すためには重要である。しかしながら、JT-60SUの放射化の条件を考慮すると、ボロンは放射化率が大きいため、少なくともDT実験開始の改造以前では使用できない。従って、ここでは10年間のDD放電後のDT実験のフェーズを念頭において、3種類のポロナイゼーションの方式について比較検討した。

(3) 検討結果

上記の特徴を踏まえて、立ち上げおよびショット間の壁調整が可能となるように表2.14.1の3グループから各々選択することとする。少なくとも第1、2Gr.からは最低1つは選択する。

- Gr. 1

Gr. 1の選択についてはベーキングの可否が大きな要因となる。ケース1の場合では立ち上げに長時間かかることから、GDCのみで徐々に放電電流を増加させる手法も否定できないが、どのくらい時間を要するかは不明である。また、ケース2の場合では適用できない。そこで、壁調整とその後の実験の効率を考えると、「ベーキング+GDC」の組合せがベストであると思われる。
- Gr. 2

ショット間の壁調整の可能性を残す観点から、現在着火設備として予定されている「ECR」を利用することが新たな設備が不要で最適と思われる。TDCは新設電源の必要性や間欠運転による超伝導コイルの発熱の問題で冷凍設備にコストがかかる。また、LHは専用設備が必要で、またその効率についても不明な点がある。
- Gr. 3

ポロナイゼーションについては、プラズマ性能の向上の観点からDTフェーズで必要と考える。その方式については、SUの他の設備の整備状況に依存する度合いが強いため、主要設備の整備計画に合わせて方式を決めるのが良い（例えば、ベーキング設備を備える場合はGDC方式を選ぶ等）。

資料2.14.1 SU壁調整に関するECR-DCの検討

ECR-DCとは、トロイダル磁場875ガウスにおいて周波数2.45GHzのマグネトロンを用いた放電洗浄のことである。この放電洗浄は、JIPPT-II, JFT-2, Heliotron-E, TEXTOR等で行われた実績がある。これらの結果から、その特徴として

- (1) 必要なパワーは断面積に比例する。
- (2) 洗浄効果はTDCと同程度（JFT-2, 表2.14.2より）
- (3) 酸素の除去については少なくとも放電洗浄の進んだ最終段階では、GDCよりも磁場中の放電を用いるほうが有利^{3,2)}

等が挙げられる。

これまでの実績を考えると、ECR-DCは酸素不純物の除去等による放電洗浄という意味では、TDCの代わりになり得るものであると言える。この際、必要なパワーは、他の装置の実績値と面積比（表2.14.3）から外挿して、JT-60SUは約80kWと想定される。但し、放電はトロイダル磁場の強度に応じた共鳴面付近だけで起こるので、真空容器内全般を洗浄するには、トロイダル磁場を掃引する必要がある。さらに、マグネトロン、導波管等の設備が別途必要となる。従って、採用に当たっては（1）予備電離用のECHの利用の可能性、（2）トロイダル方向の一様性、（3）超伝導であるトロイダル磁場コイルによる磁場掃引の範囲、（4）ECR-DC導波管部分の放射線遮蔽、等の問題を検討していくことが必要となる。

表2.14.2 ECR-DCとTDCの洗浄効果の比較

Gases	Partial pressures of resultant gases in the cases of ECR-DC and TDC		
	ECR-DC (2 kW) $T_w = 60 \sim 100^\circ\text{C}$	TDC (2 kW) $T_w = 80 \sim 180^\circ\text{C}$	Background pressure
CH ₄	3.3×10^{-6} Pa	6.6×10^{-6} Pa	2.7×10^{-7} Pa
H ₂ O	8.6×10^{-6} Pa	9.3×10^{-6} Pa	1.3×10^{-6} Pa
CO	3.4×10^{-6} Pa	3.1×10^{-6} Pa	4.0×10^{-7} Pa

Pumping speed (N₂) 620 l s⁻¹

表2.14.3 ECR-DCに必要なパワーの例

装置名	Magnetron	Minor Radius	Area
JIPPT-II	0.8 kW	0.2 m	0.126 m ²
JFT-2	2 kW	0.31 m	0.302 m ²
Heliotron-E	2-3 kW	0.21X0.4 m	0.264 m ²
JT-60SU	(80 kW?)	1.4 m ($\kappa=1.8$)	11.08 m ²

2.1.5 平衡配位と運転領域

2.1.5.1 はじめに

プラズマ断面形状をどのように設定するかは、トカマク型磁気閉じ込め装置の設計において重要な要素である。楕円度を大きくするほど同じ安全係数で多くの電流が流せ高い β 値の保持が可能となり効率的な炉となる。また、三角形度を大きくするほどバルーニング不安定性に対して有利となり高性能のプラズマが期待できる。これらの事実は、JT-60U等の実験結果でも確かめられている。しかしながら、高い楕円度のプラズマでは、垂直方向にプラズマが不安定になりやすく、三角形度を大きくするほど運転領域の狭いダブルヌル配位になりやすい。ブートストラップ電流の割合が高い高性能炉心プラズマの完全定常保持を目指したJT-60SUでは、 β 限界の改善、垂直位置不安定性の回避、ELM振動の制御等プラズマの状況に応じて適切なプラズマ断面形状の制御に融通性が要求される。断面形状制御に融通性を持たせるほど、電源やポロイダルコイル系が大容量となりコストが増大するので、現実的なポロイダルコイル系を想定し、どの程度のプラズマ断面形状制御が可能かを把握し運転領域を理解する必要がある。ここでは、先に示された標準的な平衡配位を基準とし、特に安定性と閉じ込め性能に重要な要因である楕円度と三角形度について、運転領域を明かにする。

2.1.5.2 10MA放電の運転領域

10MAのDD放電シングルヌル標準配位と同じ平衡配位を基準にし、そのX点の高さを固定したままで、与えられた磁束消費量のもとで楕円度及び三角形度を変化させ各ポロイダルコイルの電流を求める。楕円度 κ 及び三角形度 δ は95%磁気面で評価した上下断面の値の平均値を用いる。図2.1.5.1に示されているように、ここで示す結果では、プラズマ表面での三角形度 δ_{surf} は95%磁気面での値 δ_{95} に対して非線形的に増大するが、楕円度は表面の値と95%磁気面の値がほぼ一致することに留意する。

図2.1.5.2は、磁束消費量が -6.5Vs の場合の、三角形度-楕円度平面上での平衡計算点を示している。図の下部に示されている標準配位(a)から、三角形度を上げ95%磁気面の三角形度が0.4近傍になると、配位(b)で示されているようにシングルヌル配位がダブルヌル配位に近づく。下側ダイバータのみでこのような配位となった場合、十分な垂直位置安定性を確保する必要がある。X点の高さを固定し楕円度を下げていくと、配位(c)のようにプラズマの垂直位置が下がりプラズマ断面が小さくなっていく。図中の実線は95%磁気面での安全係数をプラズマ電流(ここでは、10MA)で割った値を示す。楕円度を下げるほど安全係数が急激に下がっていく。この計算例のように10MA放電では、安全係数が3以上の運転領域は楕円度が1.5近傍以上となる。同じトロイダル磁場、磁束消費量の5MA放電では、ポロイダルコイル・電源の容量が十分であれば、楕円度が1近傍の運転も可能であるといえる。

2.1.5.3 ポロイダルコイル系から決まる運転領域

JT-60SUの各ポロイダルコイル系は全て1ターン当り40kAを標準定格として設計を進めている。この電流容量の観点から運転領域を調べる。図2.1.5.3は三角形度を0.25-0.33に固定して、楕円度を変化させたときのプラズマ電流で規格化したポロイダルコイル1ターン当りのコイル電流の変化を示す。PF2, PF3, PF8, PF9, PF10以外のコイル電流は10MAの場合においても定格電流内であるためここでは省略した。図中、破線及び実線は磁束消費量がそれぞれ -6.5Vs 及び -9.5Vs の場合である。楕円度を下げようとするときPF8, PF9, PF2の電源容量が足りなくなる。

また、磁束消費量が増えればPF8の条件は、若干緩和される。電源定格は、10MA放電で $I_{PF}/I_p = 0.004$ 、5MA放電で $I_{PF}/I_p = 0.008$ であるので10MAでは楕円度1.6近傍($q_{95} > 3$)が運転限界となろう。5MA放電では、楕円度1.5程度まで下げた運転($q_{95} > 5$)が可能である。通常の運転では、標準配位で示されるような比較的楕円度の高い運転を行い、垂直位置不安定性が問題となる状況で楕円度を安定性を確保できる程度に下げることができればよいので、楕円度制御の融通性としてここで示された定格容量の制御範囲で十分であると考えられる。

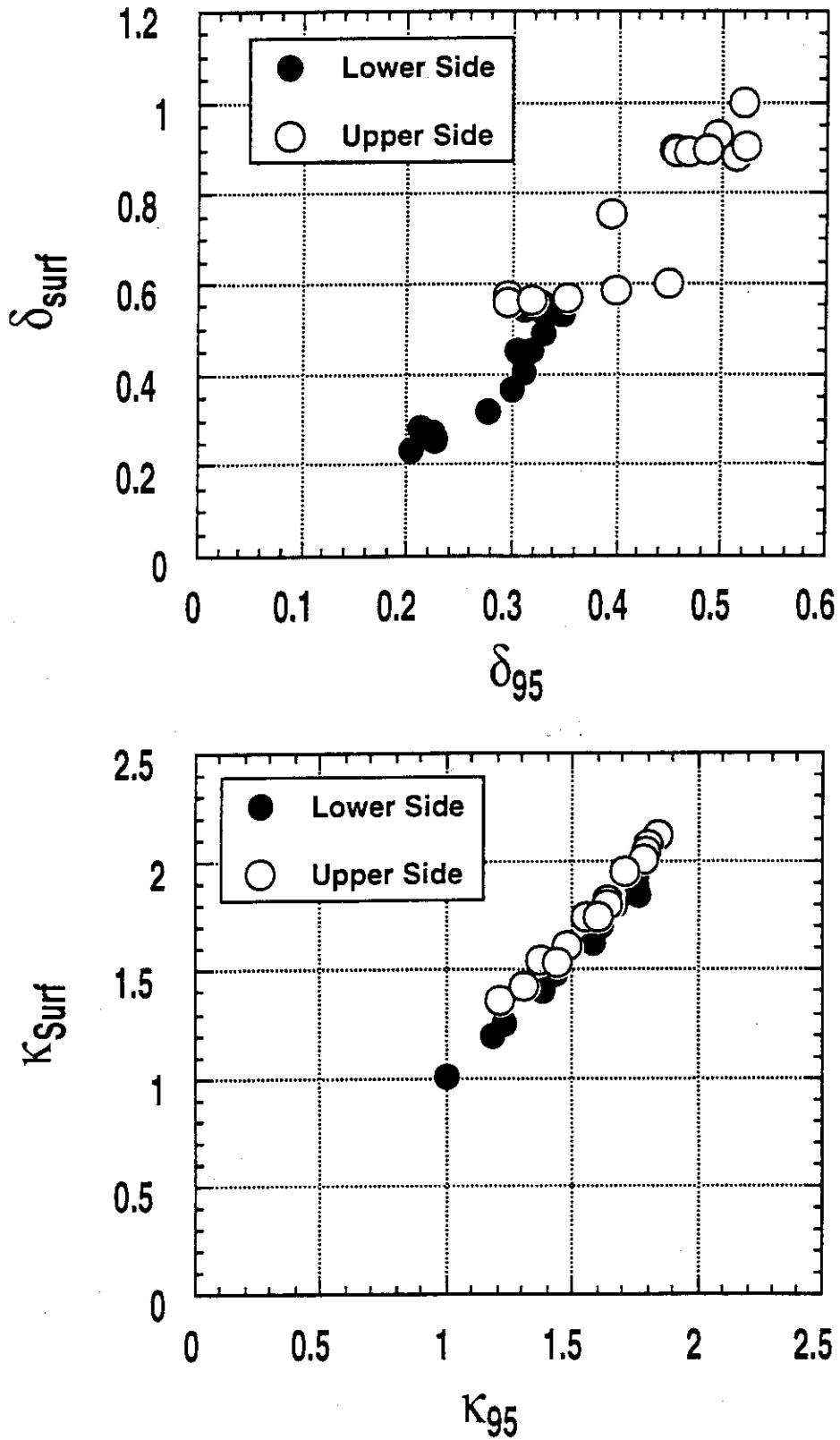


図 2.1 5.1 定常炉心試験装置の運転領域における楕円度と三角形度

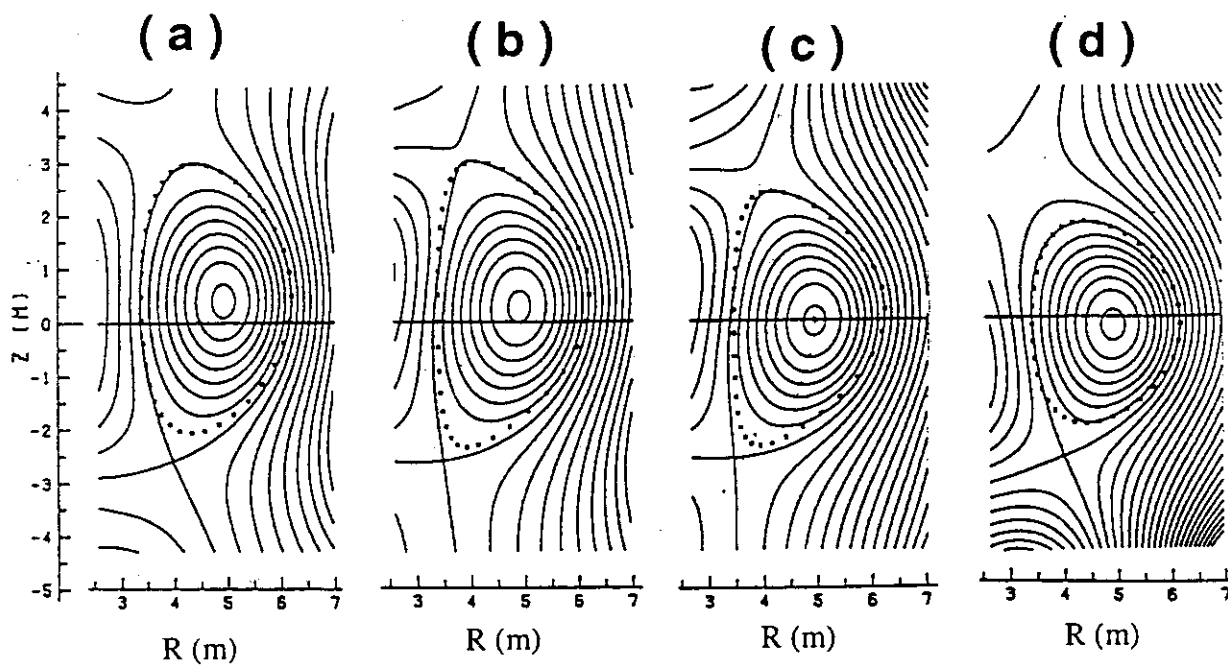
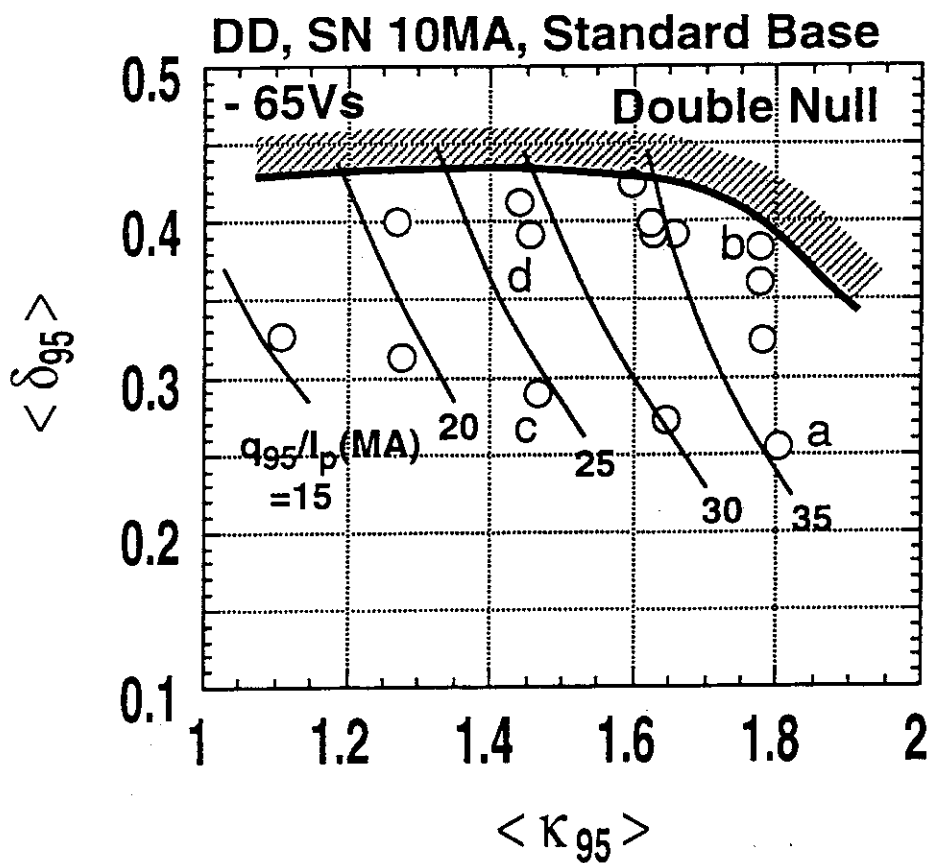


図 2.15.2 磁束消費量が -65Vs の場合の、三角形度—楕円度平面上での平衡計算点、及び、プラズマ形状

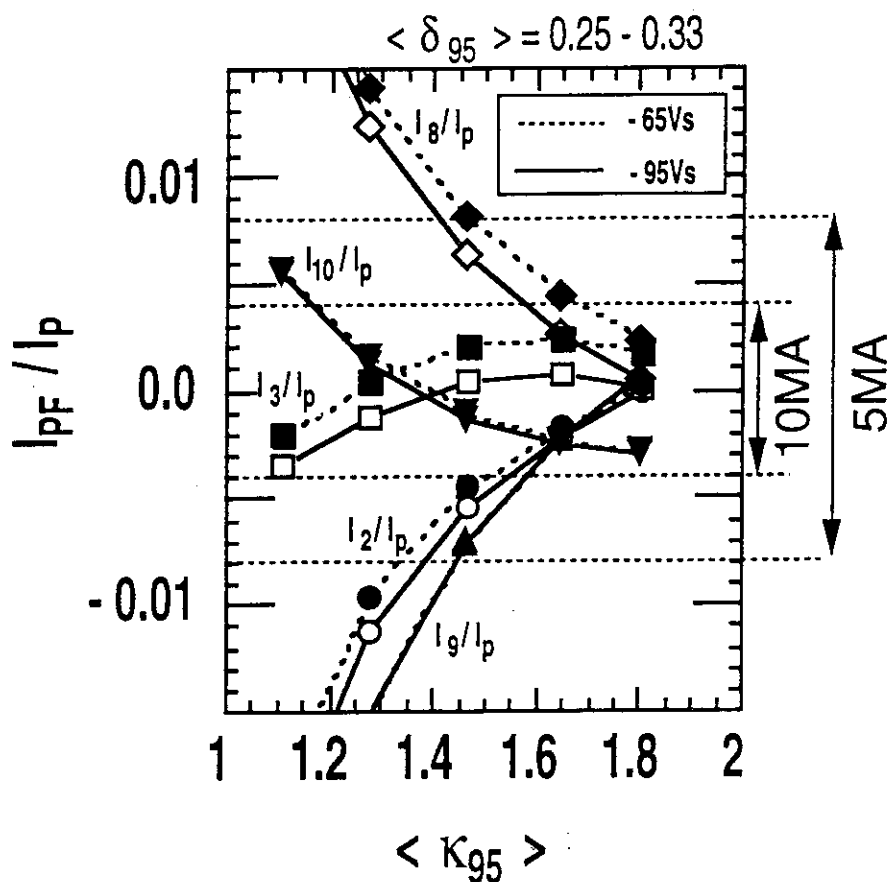


図 2.15.3 三角形度を 0.25 - 0.33 に固定して、楕円度を変化させたときのプラズマ電流で規格化したポロイダルコイル 1 ターン当りのコイル電流の変化

三角形度に対する電源容量からの制約を図 2.15.4 に示す。図中、左側は磁束消費量が -65Vs、右側は -95Vs の場合であり、それぞれ楕円度が異なる 3 ケースについて、プラズマ電流で規格化したコイル電流が三角形度に対して示されている。楕円度が 1.8 の場合は 10MA 放電においてもコイル電源容量は制約にならず、ダブルヌルになることが運転上の制約になる。楕円度が 1.6 の場合、5MA では電源容量は問題とはならないが、10MA においては PF 8 の制約から $\delta_{95} > 0.3$ 、PF 2 の制約から $\delta_{95} < 0.35$ の狭い運転領域に限られてしまう（磁束消費量が多い場合には PF 8 の条件は緩和される）。

楕円度を 1.45 まで下げると、10MA ではコイル定格内の運転が不可能である。5MA 放電でも運転領域が狭く、PF 2 の制約から $\delta_{95} \leq 0.4$ となり、 $\delta_{95} \sim 0.3$ では PF 8 及び PF 9 が定格近傍の運転となる。磁束消費量が多い場合には更に PF 2 が厳しくなり、運転領域が一層狭いものとなることが分かる。

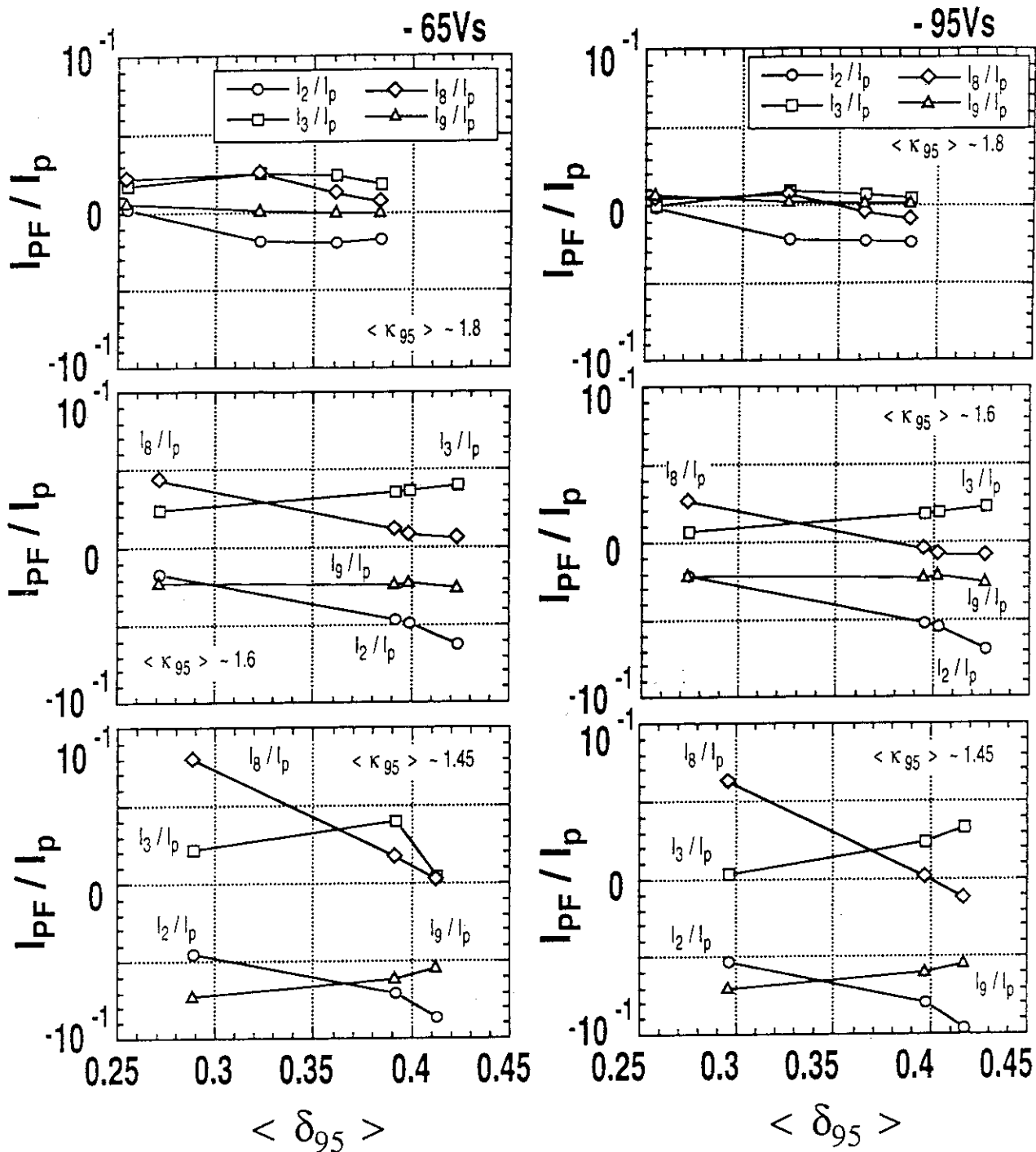


図2.15.4 磁束消費量が -65Vs, -95Vsの場合、3ケースの楕円度についてのプラズマ電流で規格化したコイル電流値

2.15.4 まとめ

シングルヌル配位の保持、安全係数、コイル電流容量の観点から、標準的な平衡配位を基準に楕円度及び三角形度の可変領域を調べた結果を下記に纏める。

- 1) 95%磁気面での三角形度が0.4近傍でダブルヌル配位に近づく。
- 2) 定格トロイダル磁場で、安全係数 >3 なる運転領域は、10MA放電で95%磁気面での楕円度が1.5以上であるが、5MAでは楕円度 ~ 1 の運転も可能である。
- 3) PF2, PF8, PF9の電源容量の制約から、楕円度は10MAで1.6近傍以上($q_{95} > 3$)、5MAで楕円度1.5程度以上($q_{95} > 5$)が運転可能な領域である。磁束消費量が高い場合は若干運転領域が広がる。
- 4) 楕円度が1.8近傍の場合には、三角形度を増大する際に、コイル電流容量は運転領域を制約しない。 $\kappa_{95} \sim 1.6$ では、5MAではコイル容量からの制約はなく、10MAでPF8の制約から $\delta_{95} < 0.3$ に限られる。 $\kappa_{95} \sim 1.45$ では、10MAでは定格電流内に入らず運転は不可能となる。5MAでもPF2の制約から $\delta_{95} \leq 0.4$ となり、また、 $\delta_{95} \sim 0.3$ でPF8とPF9が定格電流近傍の運転となる。磁束消費量が多い場合には、更にPF2が厳しくなり運転領域が狭くなる。

10MAの標準的な楕円度である程度三角形度が振れること、及び、5MA放電で楕円度と三角形度に融度があることから、現状のコイル位置、コイル容量で最低限の形状制御の融通性が確保されていると考えられる。但し、ここで示された運転領域の検討では、ダイバータ・ストライクポイントの位置と現状のダイバータ形状との整合性が取れていない。特に三角形度の高い放電では、内側及び外側のストライクポイントの位置が標準配位と著しく異なるので、熱・粒子制御の観点からの制約も加味しなければならない。

また、異なる運転シナリオで運転領域に差異が生じる。特に、5MA完全定常運転シナリオで想定されている比較的小体積の放電ではその運転領域はここで示したものより狭くなるであろう。更に、各コイル電流をどのようにフィードバック制御するかによっても運転領域が異なってくる。今後、これらを総合的に評価し、電源・コイル設計を最適化して運転領域をより明確にしなければならない。

3 計測系

3.1 計測計画

3.1.1 計測システムの検討方針

定常炉心試験装置 (JT-60SU) においては、以下の項目に関連する量が計測されなければならない。

- 1) プラズマ制御に不可欠な計測量
プラズマ位置、線平均電子密度
- 2) 基本プラズマ分布データ
電子密度・温度、イオン温度、プラズマ電流密度、中性子、放射損失などの分布データ
- 3) プラズマ高性能化に不可欠な計測
粒子リサイクリング、不純物
- 4) 装置の健全性のモニタ
ダイバータ・第一壁温度、真空容器内・プラズマ可視画像

JT-60SUの詳細構造は未だ流動的であり、現段階では計測系の規模やポートの成立性など大枠を把握することが先決である。そこで、JT-60の既存計測器を転用するという想定で今回の検討を行った。プラズマ実験をする側からは、できるだけ多くの計測器を取り付けたいという要求はあるものの、

- ・トリチウムに対する二重格納構造
- ・クライオスタット内には長期間 (1年間程度) アクセスできないこと
- ・中性子照射による機器の劣化
- ・中性子遮蔽、放射化低減

等の設計条件を考慮すると、メンテナンスを容易にするため計測システムはできるだけ軽装備にするのが良さそうである。計測装置の設計にあたっては、JT-60SUのプラズマ性能は旧来の大型トカマク装置を上回るとともに、放射線の取り扱いに関連した厳しい規制を受けることに留意する必要がある。とくに、真空境界を拡大する計測器については、十分なトリチウム漏洩対策が必要になるばかりでなく、計測器の調整・改修作業に伴う安全対策を十分に施す必要がある。この面から、真空取り合いを持たない計測器を優先して検討を行った。

3.1.2 計測システムの設計条件

計測システムを検討する上で考慮すべき条件は、以下のとおり。

- 1) トリチウムの多重格納
本体真空容器と同様に、二重防護構造とする。
- 2) メンテナンス作業に伴う放射線被ばく
作業に伴う被ばく線量の上限を規制値 (50mSv/year) より十分低く抑える。
- 3) メンテナンス時期の制限
通常、クライオスタット内は真空引きされており、また実験期間中はトロイダルコイルが励磁状態にあるので、クライオスタット内に設置された計測機器のメンテナンスは年1度の実験休止期以外には行えない。

4) 耐中性子・ γ 線照射性、放射化低減

クライオスタット内に設置する機器・部品は耐中性子・ γ 線照射性がなければならない。また作業被ばくを低減するため計測器自体の構造材選定にあたっては放射化低減に留意する。

5) 設置空間の制限

計測に利用できるポート数は、水平—3ポート、ダイバーター—2ポートである（YAGトムソン、中性子計測等の特殊ポートは別途考慮する）。

これらの制約条件を満たすために、表3.1.1のような基本方針を定めた。

表 3.1.1 計測システムの基本方針

SU設計条件	計測システムとしての対処	備考
トリチウム多重格納	1. 計測器構造 ・本体真空容器と観測窓取り合いの場合—二重窓 ・真空取り合いの場合—二重壁構造 2. 計測装置の真空リーク対策として、小型の差動排気系を設け最終的にトリチウム処理系へ導く。	
メンテナンス作業	作業時間に関する制限 ・軽水素実験フェイズ—作業時間の制限無し ・重水素実験フェイズ— 実験停止1カ月後、10h×10回/年程度* ・DT放電後—作業不可	
中性子照射/放射化対策	1. 枝ポート材料 低Co SUSを使用可とする。 (実績を重視、放射化レベルは問題なし) 2. 窓材の融着 コパールを使用可とする。 (ただし、使用量は最低限にとどめる) 3. 大口径観測窓の真空シール 非メタルリングを使用不可とする。	・窓取付用特殊メタルOリングの開発を要す

上の項目で特に重要なことは、重水素実験フェーズでは1年あたり10h×10回程度を目安としてメンテナンスの作業時間を制限することである。殆どの計測器に関していえば、この時間内での定期点検及び簡単な補修・改造作業は可能であろう。しかし、光学系の調整に時間を要するYAGトムソン散乱や、点検箇所や補修箇所が多い計測共通設備では厳しい制約になる恐れがあり、クライオスタット内に設置する設備の構造をできるだけ単純な構造にする必要がある。

測定視野の確保を優先し、計測装置と本体真空容器とはゲート弁無しで取り合う構造とする。計測用観測窓は2重とし、窓材の割れ等によって生じた真空リークを検出し差動排気ができる構造でなければならない。窓で取り合う場合の計測器の概念図を図3.1.1に示す。観測窓は真空境界（及びトリチウム境界）を与え、中性子遮蔽は水平ポートで行う。空気の放射化を避けるため、実験中、水平ポート内は計測用真空排気系にて排気する。排気されたガスは最終的にトリチウム処理系に導く。

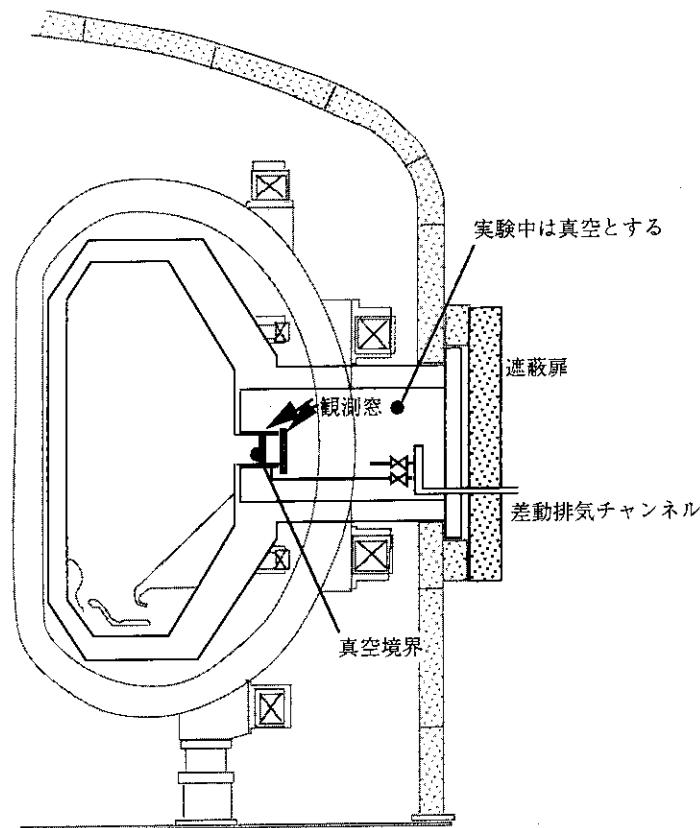


図 3.1.1 本体真空容器と窓で取り合う計測器の概念図

3.2 計測系の構成

定常炉心試験装置の計測系を、主プラズマ計測装置と周辺プラズマ計測装置によって構成する。これら 2つの計測装置は表 3.2.1 に示す計測器群から構成される。計測器は水平ポート、ダイバータポート、または真空容器壁に設置される。

計測器は各々データ収集・処理装置を持ち、すべての計測器はLANを介して接続される。また、各計測器に電気、圧縮ガス等を供給するために計測付属設備を設ける。図 3.2.1 に計測付属設備の配置を示す。

3.2.1 主プラズマ計測装置

主プラズマ計測装置は、主プラズマの基本特性を把握するのに不可欠な物理量またはプラズマの挙動を測定するものである。以下に、各々の計測の計画案および留意事項を記す。

3.2.1.1 プラズマ形状位置計測

1) 磁気プローブ

短時定数用

従来の磁気プローブを利用

定常磁場計測用

新規開発を要する。一つの可能性として磁場が電流ループに与える回転力を計測する方法³³⁾があるが、実用化のためには超小型化、長期間動作の信頼性確認およびディスラプション等で生ずる電磁力に対する健全性確認が必要である。

定常磁場用プローブの開発はSUにおけるR & D項目の一つと位置づけ、i)複数の測定手段を同時採用する余地を残し、また、ii)プローブの改造が定期的に行えるような融通性を真空容器に持たせておく必要がある。

表 3.2.1 定常炉心試験装置の計測装置一覧

	計測システム	計測器名称	設置場所	利用計画			問題点・課題
				DD 初期	DD 後期	DT 運転	
主プラズマ計測装置	プラズマ形状位置計測	電磁気プローブ	真空容器壁	○	○	○	準定常磁場計測プローブの開発
		可視テレビ	水平ポート	○	○	○	
		CO2干渉計	接線ポート	○	○	○	
	電子密度温度計測	YAGトムソン散乱	接線ポート	○	○	○	遠隔校正法の開発 診断用NBが必要
		ECE	水平ポート	○	○	○	
		CXRS	水平ポート/ダイバータポート	○	○	○	
	イオン温度計測	MSE	水平ポート	○	○	○	クライオスタット内におけるアンプの冷却法 定常運転における温度上昇
		電流分布計測	真空容器壁	○	○	○	
		中性子計測	クライオスタット内	○	○	○	
	可視光/放射損失計測	ポロメータ	水平ポート	○	○	○	赤外線画像のクライオ外部への伝送
		Zeff	水平ポート	○	○	○	
		可視分光	水平ポート	○	○	○	
		Dアルファ	水平ポート	○	○	○	
第一壁赤外線TV		水平ポート	○	○	○		
ダイバータ計測装置	可視分光	ダイバータポート	○	○	○	赤外線画像のクライオ外部への伝送 長寿命静電プローブの開発	
		Dアルファ	ダイバータポート	○	○		
		ダイバータ赤外線TV	水平ポート	○	○		○
	静電プローブ	ダイバータ板	○	○	○		
	ペニングゲージ	水平ポート	○	○	○		
	真空計測	RGA	本体真空排気系	○	○		○

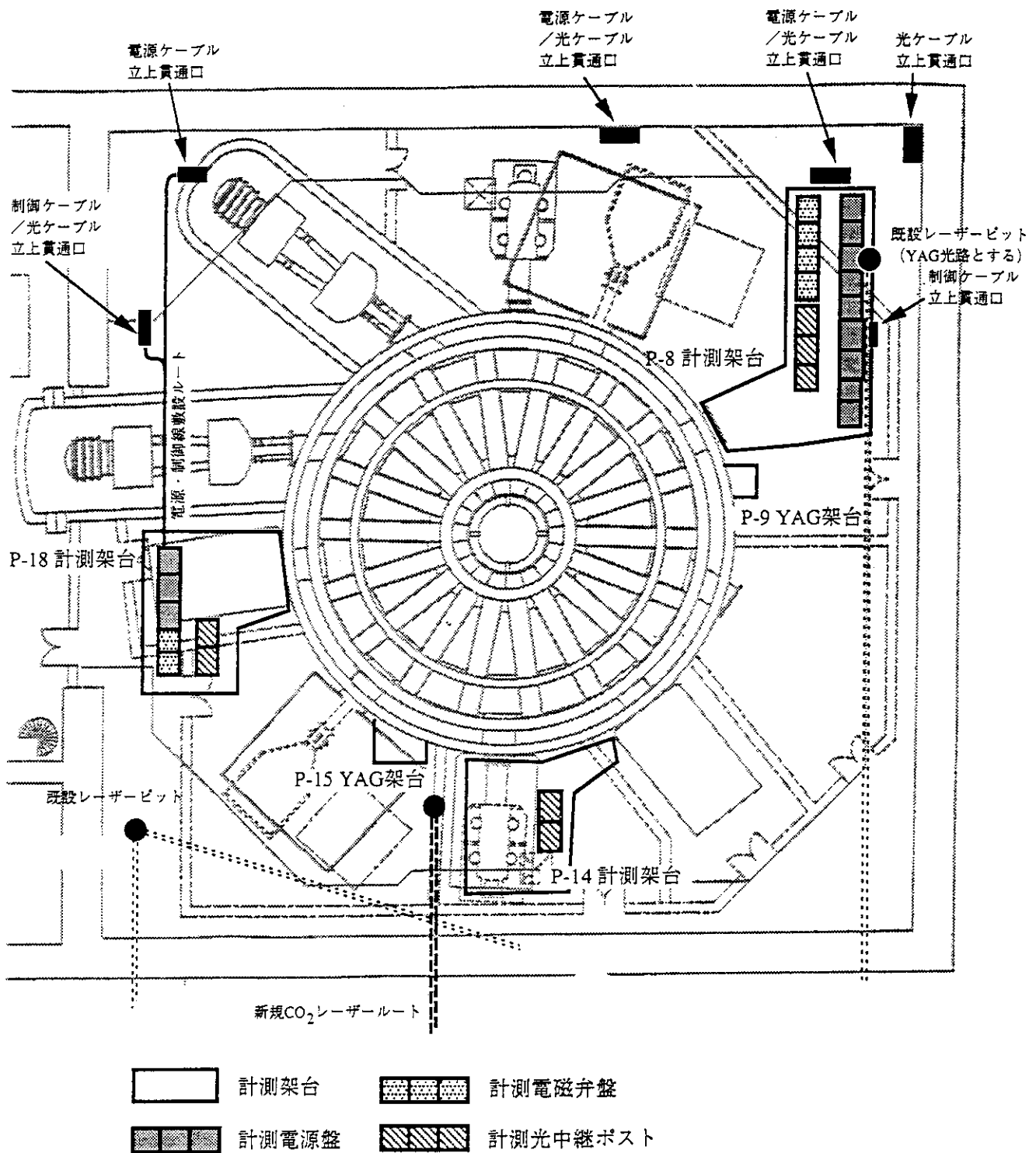


図 3.2.1 計測付属設備の配置

2) プラズマ形状・真空容器内モニター

トーラス全周をカバーするように可視テレビを設置(図3.2.2)。クライオスタット内には集光部(1ユニットあたりトーラス上部観測用と下部観測用の2系統とする)とバンドル光ファイバーのみを設置、テレビカメラはクライオ外部に設置する。

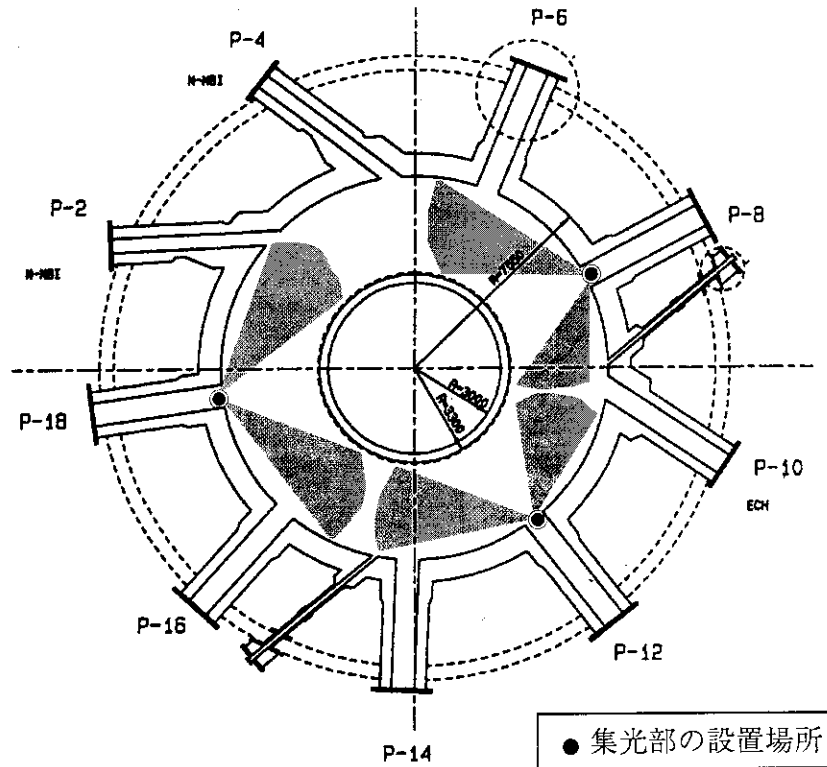


図3.2.2 可視テレビの設置場所と視野

3.2.1.2 電子密度温度計測

1) 電子密度

プラズマ形状、位置によらない分布計測を行うために接線コードとする。

接線YAGトムソン散乱

空間分解能：1 cm

レーザー入射サイクル：50 Hz

接線CO₂干渉計

波長：10 μm

時間分解能：~1ms

空間1コード

密度フィードバック信号を生成。

YAGの軸に沿ってCO₂干渉計を設置する(CO₂干渉計によりトムソンの絶対較正が可能)。

YAGおよびCO₂のレーザー光路を図3.2.3に示す。

YAG、CO₂とも光学素子の定期的な保守を要する。

2) 電子温度

接線YAGトムソン散乱

同上

ECE (フーリエ、ポリクロ、ヘテロダイン)

- ・フーリエ分光器
時間分解能：~25ms
測定周波数：100 - 800GHz
- ・ポリクロメータ
電子温度揺動を計測する。
時間分解能：~1 μ s
測定周波数：100 - 400GHz
- ・ヘテロダイン
周辺部の電子温度揺動を計測する。
時間分解能：~1 μ s
測定周波数：176 - 188GHz

占有空間を合理化するため、ECE用のポートは、正常波用と異常波用の2つとする。各々のポートから得られた信号を3分岐して、それぞれの計測器に信号を導く。測定ポート以外に較正用ポートを別に設ける。

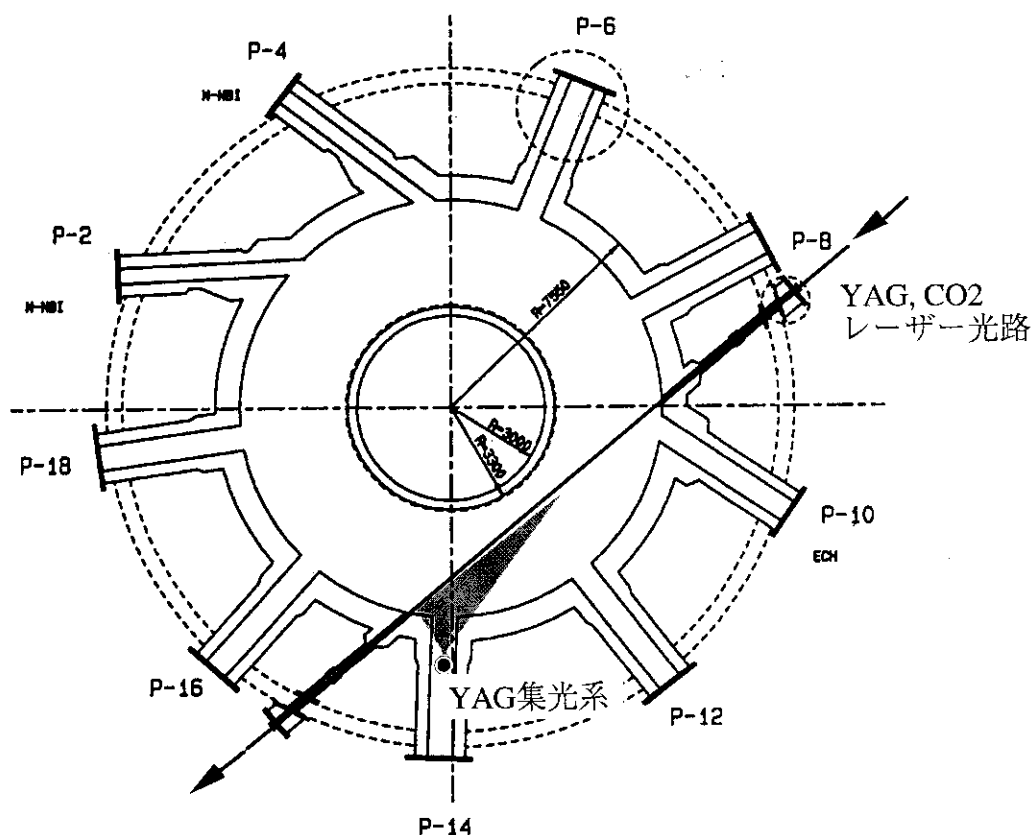


図 3.2.3 YAGトムソン散乱及びCO₂干渉計のレーザー光路

3.2.1.3 イオン温度計測

荷電交換分光法 (CXRS)

- ・空間分解能：~14cm (外側半分のみ空間10点)
- ・時間分解能：17ms
- ・診断ビーム：JT-60の正イオン源 (120keV) を利用
- ・問題点：CXRS以外のイオン温度計測は今のところ無い。CXRSの問題点は負イオンNBIを診断ビームとして利用できず、中心付近で十分な信号量を得るためには垂直入射の低エネルギー (120keV) NBIが不可欠なことにある。JT-60SUの初期段階では既存の正イオン源 (120keV) を診断ビームとして利用できるが、重水素フェーズ以降はトリチウム対応でない同イオン源は撤去される。したがって、CXRSを重水素フェーズ以降も利用するためには、診断ビームの占有する入射ポートを確保するだけでなく、トリチウム対応の診断ビームを新規に製作しなければならない。今後、診断ビームの製作コストとCXRSの実験上の必要性を検討し、CXRSを残すべきか否か慎重に判断しなければならない。但、DT運転が行なわれる場合には、中性子のドップラー計測によるTi(r)測定が利用可能である。CXRSの視野を図3.2.4に示す。

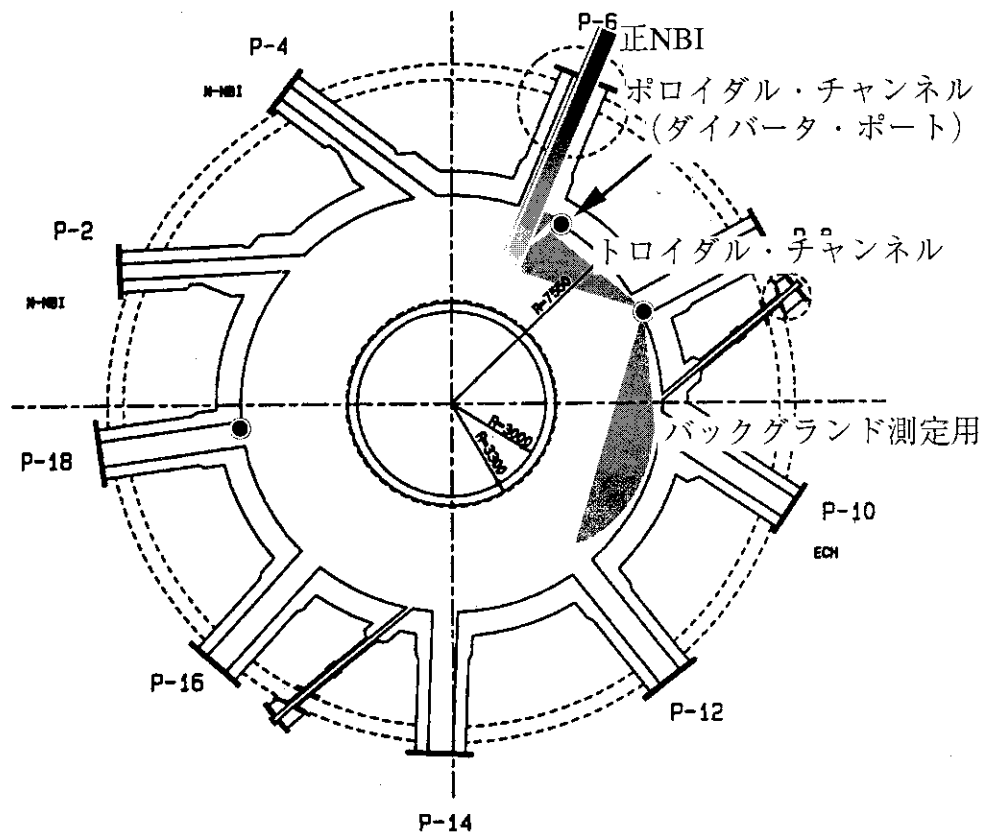


図3.2.4 CXRSの視野

3.2.1.4 電流分布計測

モーショナルシユタルク (MSE) (図3.2.5)

- ・空間データ点数：14点
- ・時間分解能：1ms
- ・診断ビーム：負イオンNBIを利用 (光量はJT-60UのMSEより1桁増える)

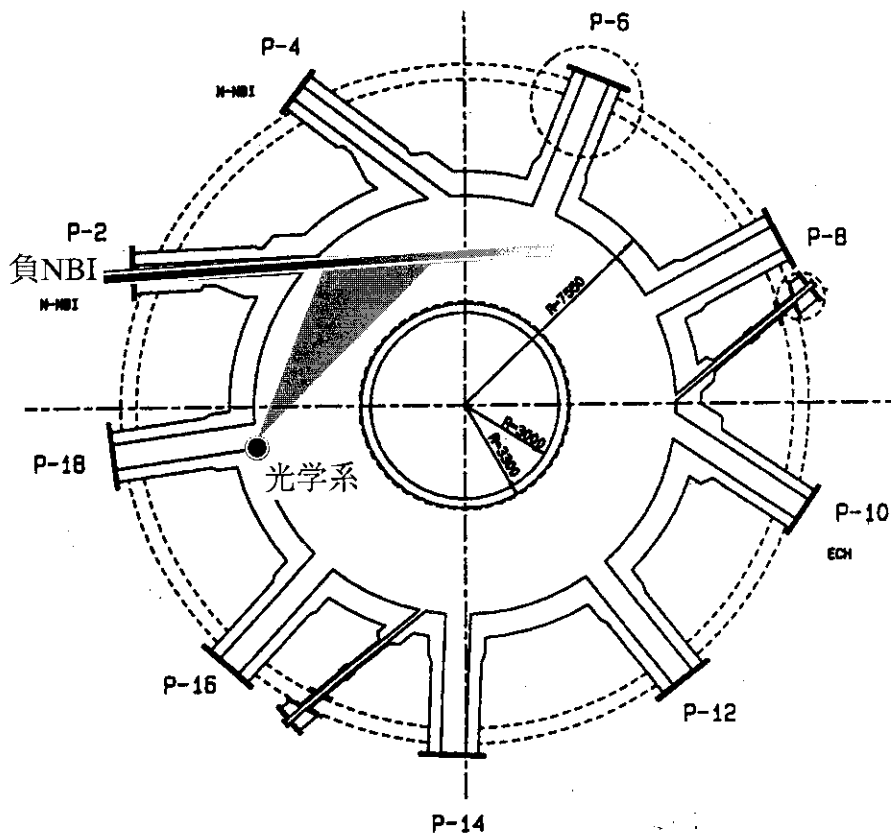


図 3.2.5 MSE の視野

3.2.1.5 中性子計測

- 1) マイクロフィッションチェンバー
 - ・真空容器内に設置
 - ・インターロック、フィードバック信号を作成
 - ・時間分解能：1 ms
- 2) 中性子空間分布計測
 - ・シンチレーションファイバまたは泡箱
 - ・空間分布計測用のコリメータをトーラス下部に設置 (図 3.2.6)
- 3) 中性子エネルギー分布計測
 - ・高エネルギーイオンの速度分布を測定 (ノックオン・イオンテイル法を候補とする)

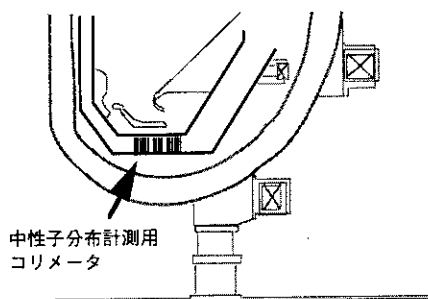


図 3.2.6 中性子空間分布測定用コリメータ

3.2.1.6 可視分光/放射損失計測 (図3.2.7)

1) ボロメータ

- ・従来型の金属ボロメータを利用
- ・定常放電に対応して、ボロメータの冷却、アンプの超低ドリフト化が課題

2) Zeff/可視分光 (図3.2.8)

- ・集光系、光ファイバのみ本体室に設置
- ・窓の曇りをモニターするため、シャッター付き観測窓を設置

3) D α 線 (図3.2.7)

- ・プラズマへの粒子リサイクリング特性を調べる
- ・クライオスタット内の光学系は、Zeff/可視分光と同等とする

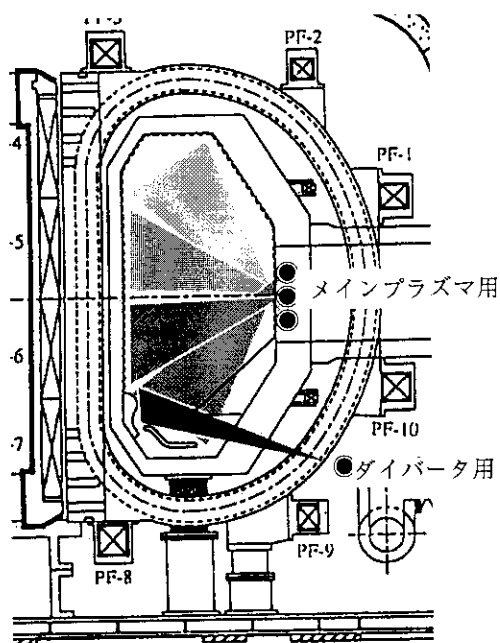


図3.2.7 D α および可視分光計測の視野

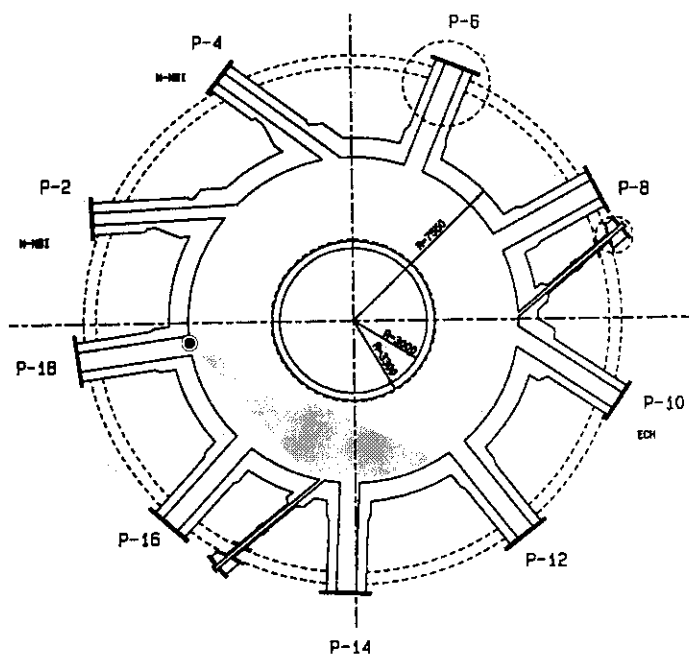


図3.2.8 Zeff計測の視野

4) 第一壁赤外線TV

現段階では予想できない第一壁への熱負荷をモニタ

- ・空間分解能：1cm
- ・時間分解能：30ms
- ・赤外線像をクライオスタット外まで中継する技術の開発が必要

3.2.2 周辺プラズマ計測装置

周辺プラズマ計測装置は、ダイバータプラズマ及びプラズマ周辺の特性を調べるための計測装置で、以下の計測からなる。

3.2.2.1 可視分光

ダイバータ付近の軽元素不純物の挙動を調べる。

- ・視野と干渉するダイバータ板に切り欠きを入れる

3.2.2.2 D α 線

ダイバータ部からプラズマへの粒子リサイクリング特性を調べる。

- ・時間分解能：1 μ s
- ・空間チャンネル数：~15点

3.2.2.3 ダイバータ赤外線TV

- ・測定温度：200 - 2,000 $^{\circ}$ C
- ・空間分解能：5mm

ダイバータ材料は熱的にマージンの殆ど無い設計であり、ダイバータ表面温度測定が不可欠

- ・第一壁赤外線TVと同じ課題を持つ
- ・水平ポートからはダイバータ板の全領域を見込むことができない。特殊なポート（例えば、上部垂直ポートなど）を検討する必要がある

3.2.2.4 静電プローブ

スクレイプオフ層のプラズマ特性を調べる。

- ・長寿命プローブ（例えば、タイル埋め込み形）の開発を要す

3.2.2.5 真空計測

ペニングゲージ、電離真空計

- ・ガスバフ用フィードバック信号生成
- ・中性子粒子挙動研究
- ・測定圧力範囲：10 $^{-5}$ - 0.1 Pa（主プラズマ）、10 $^{-4}$ - 5 Pa（ダイバータ）
- ・応答時間：1 - 10 s

質量分析器（RGA）

壁コンディショニング効果をモニタ

- ・応答時間：<1 s

3.2.3 データ処理設備

データ処理系に関しては、ハードウェア変革のサイクルが短いこともあり、現段階で構想を詰めることは早計と思われる。製作段階における利用可能な技術を利用する方針を進めたい。以下に、長時間放電に対処する上で考慮すべきことを指摘するにとどめる。

3.2.3.1 リアルタイム処理装置

長時間放電に対応するためには、放電中にデータ収集とリアルタイム処理およびグラフィック出力を行う必要がある。このリアルタイム処理に関しては、以下の2つのうちいずれかの方法が考えられる。

1) 1系統、少サンプリング方式

データ量を減らすためにサンプリング周期を長く（例えば、1s刻み）とる。収集／読み出し・演算を交互に繰り返して1放電をカバーする。

2) 2系統、切り替え方式

サンプリング／処理系を2系統以上用意して、収集システムと読み出し・演算システムの役目を交互に切り替えながら1放電をカバーする（この場合、サンプリング周期を短くできる）。

3.2.3.2 大量データ収集系

実験データを詳細に解析するためには、リアルタイム処理系の他に大量データの収集・記録システムが必要である。計測データを100kHzでサンプリングすると仮定すると、1つの計測器（1ch）で1ショットあたり

$$100,000 \text{ Hz} \times 4 \text{ byte} \times 1,000 \text{ s} = 400 \text{ Mbyte/ch}$$

のデータ量となる。これだけ大量のデータを保存しておくのは現実的でない。そこで、ショット毎にTime Of Interestを何点か与えて、その近傍の時間の短サンプリング詳細データだけを保存するのが望ましい。

3.2.4 計測付属設備

計測付属設備は以下の付帯設備によって構成される。計測付属設備の設置計画を図3.2.9に示す。

1) 計測架台

クライオスタット外の計測ポート後方に配し、アンプや制御機器などを設置する。YAG架台はクライオスタット拡張部内に設置する。

2) 電源

JT-60既設の電源を利用する。既設の分電盤を移設し再利用する。

3) 圧縮ガス動力源

観測窓のシャッター開閉等の駆動源として用いる。放射化を避けるためHeを循環させる。

4) 真空リーク・モニタリングシステム

2重観測窓のシール状況をチェックするため、1枚目と2枚目の窓の間にガスを流す。ガス流路の途中にはトリチウムモニターを取り付け、観測窓の健全性およびトリチウム流出の有無を監視する。

3.2.5 計測システムの今後の検討課題

JT-60SUへの適用を考えた場合、計測器毎に未解決の課題があり、R & Dを必要とする項目も多い。これら個々の問題については、どのような項目がどの程度の難しさを持つのか、今後整理していく必要がある。ここでは、計測全体にかかわる検討事項を列記する。

3.2.5.1 DTオプションへの対応

JT-60UでDT放電を行うことになった場合、特に改造を迫られるのは光ファイバーである。TFTRのDT実験の経験からわかるように、DT実験においては石英ファイバーですら中性子損傷による曇りおよび照射によるルミネセンス（迷光の増大）が問題になる。中性子損傷対策としては、既存石英ファイバーに換えて加熱光ファイバー（400deg）を採用する必要がある。ルミネセンスに対しては光ファイバーの中性子遮蔽が必要になる。

3.2.5.2 窓材のシール法の開発

計測装置は、石英、サファイア、ZnSeのいずれかの測定窓を利用することになる。小口径の石英及びサファイア観測窓については、コバルドでSUSと融着させることができるが（ただし、コバルドは放射化するため使用量は最小限にとどめなければならない）、大口径窓については熱歪みで破損する可能性があり、別のシール法を開発しなければならない。ZnSeは赤外線に対する透過率が高いので、赤外線計測、YAG散乱計測及びCO₂干渉計で利用される。ZnSeは金属に融着することができず、通常は付着という方法で接着される。この方法は、FCaやFBaのような軟らかいバツファをZnSeと金属の間に挟んで押しつける、いわば糊付けのようなものである。振動等にたいする強度が不明であり、SUに採用するには十分な健全性試験を行う必要があるだろう。しかし、大口径窓については、サファイア窓のコバルド融着と同様、熱歪みが問題になるので、トリチウムを真空容器内に堅固に保持できる信頼性の高いシール方法が必要になる。窓材に傷を付けない軟らかい金属Oリングのようなものが求められる。

3.2.5.3 金属不純物計測

これまでのトカマクでは金属不純物の計測として、結晶分光器、軟X線パルス波高分析器、斜入射分光器が利用されてきた。これらのうち前者2つは、Beのような脆い低Z材を観測窓として用いなければならないため、トリチウム保持の観点から採用しがたい。また、斜入射分光器については、真空排気系を必要とし、真空ポートを小角度でしか曲げられないため中性子遮蔽が難しいため、今回の検討から漏れている。

金属ダイバータを採用することになればプラズマ中の金属不純物の監視は不可欠であり、今後、斜入射分光器を採用したときに本体の真空排気系をどの程度手直ししなければならないか、中性子遮蔽が成り立つか、計測器の占有空間がどの程度になるか等の検討を要する。

3.2.5.4 計測アンプ冷却室

中性子計測等の高速微小信号を扱う計測器では、増幅器をクライオスタット内に設けなければならない。このためには、気密性の計測アンプ冷却室をクライオスタット内に設け、ヘリウムのような放射化しにくい気体で満たす必要がある。この際、冷却室の温度を室温に保つため、何らかの除熱設備が必要である。

3.2.5.5 実験計画に基づいた計測計画の見直し

今回の計測システムに関しては、既存計測器またはその改造で対応することを前提にして検討してきた。しかし、今後の課題として、実験計画に沿って計測システムを見直してみる必要もある。これによって、各々の計測器に対する新たな要求や新規計測の必要性が明らかになってくるはずである。一例として、定常化運転に向けたフィードバック制御を考えてみる。このとき必要となる計測系を表3.2.2に示す。

表 3.2.2 定常化運転に向けたフィードバック制御に必要な計測系

制御目的	計測量	制御対象
安定性・分布制御	<ul style="list-style-type: none"> ・ MHD 振動 ・ プラズマ圧力分布 ・ プラズマ電流分布 ・ 電子密度 ・ 輻射損失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 追加熱パワー ・ N-NBI入射パワー ・ ガスパフ ・ プラズマ形状
燃焼制御	<ul style="list-style-type: none"> ・ Q (核融合出力) ・ ヘリウム灰密度 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 追加熱パワー ・ ガスパフ ・ 灰排気装置 (?)
ダイバータ熱負荷制御	<ul style="list-style-type: none"> ・ ダイバータ温度 ・ ダイバータ輻射損失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ダイバータへのガスバフ ・ 追加熱パワー

このような分類から、計測は概ねカバーされていることがわかる。しかし、フィードバック制御の入力信号系としての全体協調や、計測量に比べて極めて少ない（しかも干渉が強い）制御対象に対して計測系がどのようなフィードバック信号を出すべきかについては今後検討を要する。これによって、データ処理の所要時間や信号処理法などの新たな課題や問題点が浮き彫りになるはずである。

3.3 計測周辺室

3.3.1 シールドルーム I

従来通り、計測データ収集設備をシールドルーム I（実験棟 3 F）に設置し、実験データの 1 次記録、処理等を行う。また、分光器など、本体室から光ケーブルで導かれた信号を分析する装置もシールドルーム I に設置する。ただし、レーザーなどの大規模な計測装置は計測調整室 I（本体室 2 F）にまとめて設置する。

電気容量は既設分で十分対処できるが、需要の多い 100V 系が不足気味であるため、200V をステップダウンして 100V 系を増設する必要がある。

3.3.2 計測調整室 I

レーザー関連の計測（YAG トムソン散乱および CO₂ 干渉計）およびモーショナル・シュタルクを計測調整室 I（本体室 2 F）移設する。計測調整室 I の配置案およびレーザー光路等を図 3.3.1 に示す。移設の理由は、既存のレーザーピットでは YAG および CO₂ の同一光路をプラズマ中にとるのが難しいからである。この移設に伴い以下のような工事を要する。

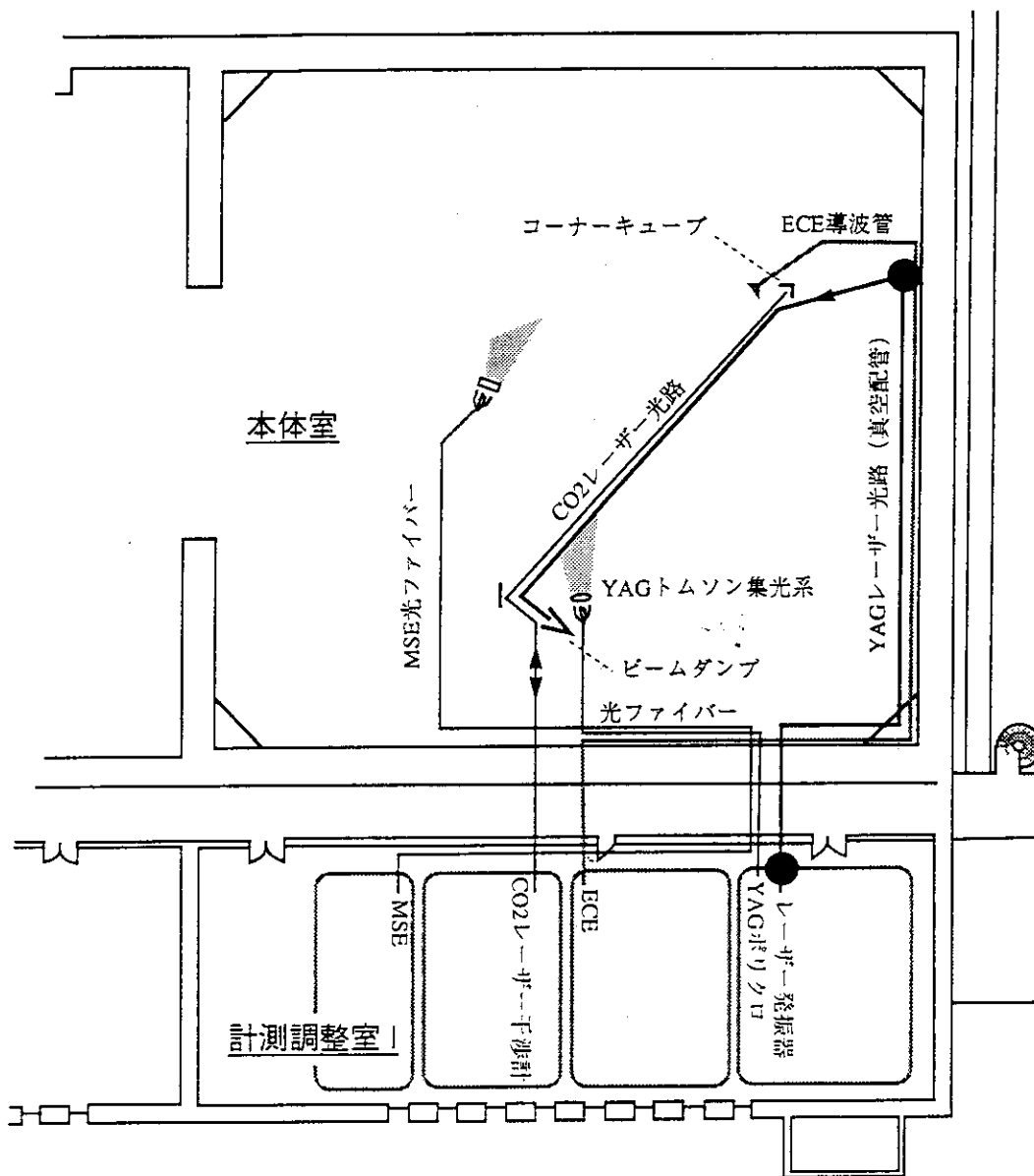


図 3.3.1 計測調整室 I の利用計画とレーザー光路

3.3.2.1 計測調整室I—レーザー室I間、貫通レーザー光路

YAGレーザーを既存のレーザーピットに通すため計測調整室I（2F）の床に穴を開け、レーザー室I（1F）に渡る鉛直方向のレーザー光路を確保する。レーザー光路は真空配管で構成する。また、YAG集光ファイバーを引き直す。

3.3.2.2 CO₂用新規レーザー光路の確保

計測調整室Iから本体室に貫通するCO₂レーザー光路を新設する。信号の揺らぎを低減するためには真空配管が望ましいが、真空でなくても測定は可能である。

3.3.2.3 MSEの移設

MSE計測器を計測調整室Iに移設する。これに伴って、光ファイバーを引き直す。

3.3.2.4 電源の割り当て

計測調整室Iに設置される機器の必要とする電源容量を表3.2.3に示す。

表3.2.3 計測調整室Iに設置される機器に必要な電源容量

計測器	容量（単相100V）	容量（三相200V）
YAGトムソン散乱	250 AT	250 AT
CO ₂ 干渉計	75 AT	100 AT
ECE	160 AT	190 AT
MSE	150 AT	0 AT
合計	635 AT	540 AT

一方、計測調整室Iには、単相100V（720 AT）、三相200V（1,320 AT）の用意があり、既設電源で必要電力を賄える。

3.3.3 計測調整室I、計測準備室、シールドルームI

計測装置の較正装置・備品等を保管するために、計測調整室II、計測準備室、およびシールドルームIIをあてる。

4 まとめ

定常炉心試験装置は、SSTRの様な定常実証炉を開発するため、またITERの先進的な運転シナリオに貢献するための次世代のトカマク装置として計画されている。この装置は、JT-60の施設を最大限に利用し必要な修正を最小限にするように設計されている。高ブートストラップ電流率を得るためには、グリーンワルド制限付近の高いプラズマ密度での運転が必要である。バルーニング・モードと低n理想モードが定常運転のパラメータの平衡に対して解析され、規格化ベータ3を実現するためには、電流分布を最適化する必要があることがわかった。750 keVのビームエネルギーを持った負NBIが第一の加熱方法として考えられている。しかしながらビームデポジション分布は、プラズマ密度分布に強く依存するので、NBIによる電流分布の制御は十分ではない。定常炉心試験装置では、より高い電流分布制御を得るための代替案として、ECRFによる加熱・電流駆動が考えられている。より良いMHD安定性と良好なエネルギー閉じ込めを得るために、大きな三角形度を持ったプラズマ配位が採用されている。二つの型のダイバータ形状が設計されたが、最終的な形状はより詳細な計算によって決められなければならない。第一壁材料としては、現在のところ、これまでに実績のあるグラファイトと、金属材料の中で総合的に見て優れているタングステンを候補として考えている。壁調整法については、何を適用するのか、どんな装置が必要か等について、基本案を検討した。平衡配位と運転領域の解析から、現状のコイル位置、コイル容量で10MA放電では標準的な楕円度である程度三角形度が振れること、また、5MA放電では楕円度と三角形度に融度があることがわかった。

計測装置に関しては、トリチウムを多重格納するための対処案、メンテナンスに要する作業時間の目安、中性子照射・放射化対策に関する指針を決定した。また、計測装置の配置及び視野を検討した結果、現行のポート利用計画の範囲内で、計画中の全ての計測器を設置することが可能であることがわかった。但し、トムソン散乱及びCO₂干渉計用に新規レーザー光路を設ける必要があり、これに伴って計測周辺室の再配置が不可欠になる。正NBIが撤去される重水素フェーズ以降は、イオン温度計測をCXRS以外の計測手段に置き換える必要があるが、今のところ有力な診断法が無く今後継続して検討していく必要がある。また、金属ダイバータを想定すると金属不純物の計測が不可欠である。しかし、この計測装置は今のところ考慮されておらず、JT-60SUとの成立性の良い計測装置を決定しなければならない。

謝辞

定常炉心試験装置(JT-60SU)の設計研究を進めるに当たって、終止、有意義な議論、教示をいただきました炉心プラズマ研究部岸本部長、安積次長、核融合装置試験部船橋部長、清水次長、始め、関連各室長、各室員に深く感謝致します。

4 まとめ

定常炉心試験装置は、SSTRの様な定常実証炉を開発するため、またITERの先進的な運転シナリオに貢献するための次世代のトカマク装置として計画されている。この装置は、JT-60の施設を最大限に利用し必要な修正を最小限にするように設計されている。高ブートストラップ電流率を得るためには、グリーンワルド制限付近の高いプラズマ密度での運転が必要である。バルーニング・モードと低n理想モードが定常運転のパラメータの平衡に対して解析され、規格化ベータ3を実現するためには、電流分布を最適化する必要があることがわかった。750 keVのビームエネルギーを持った負NBIが第一の加熱方法として考えられている。しかしながらビームデポジション分布は、プラズマ密度分布に強く依存するので、NBIによる電流分布の制御は十分ではない。定常炉心試験装置では、より高い電流分布制御を得るための代替案として、ECRFによる加熱・電流駆動が考えられている。より良いMHD安定性と良好なエネルギー閉じ込めを得るために、大きな三角形度を持ったプラズマ配位が採用されている。二つの型のダイバータ形状が設計されたが、最終的な形状はより詳細な計算によって決められなければならない。第一壁材料としては、現在のところ、これまでに実績のあるグラファイトと、金属材料の中で総合的に見て優れているタングステンを候補として考えている。壁調整法については、何を適用するのか、どんな装置が必要か等について、基本案を検討した。平衡配位と運転領域の解析から、現状のコイル位置、コイル容量で10MA放電では標準的な楕円度である程度三角形度が振れること、また、5MA放電では楕円度と三角形度に融度があることがわかった。

計測装置に関しては、トリチウムを多重格納するための対処案、メンテナンスに要する作業時間の目安、中性子照射・放射化対策に関する指針を決定した。また、計測装置の配置及び視野を検討した結果、現行のポート利用計画の範囲内で、計画中の全ての計測器を設置することが可能であることがわかった。但し、トムソン散乱及びCO₂干渉計用に新規レーザー光路を設ける必要があり、これに伴って計測周辺室の再配置が不可欠になる。正NBIが撤去される重水素フェーズ以降は、イオン温度計測をCXRS以外の計測手段に置き換える必要があるが、今のところ有力な診断法が無く今後継続して検討していく必要がある。また、金属ダイバータを想定すると金属不純物の計測が不可欠である。しかし、この計測装置は今のところ考慮されておらず、JT-60SUとの成立性の良い計測装置を決定しなければならない。

謝辞

定常炉心試験装置(JT-60SU)の設計研究を進めるに当たって、終止、有意義な議論、教示をいただきました炉心プラズマ研究部岸本部長、安積次長、核融合装置試験部船橋部長、清水次長、始め、関連各室長、各室員に深く感謝致します。

参考文献

- 1) Y. Seki et al., Proc. 13th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Washington, USA (1990), IAEA-CN-53/G-1-2
- 2) R. W. Conn et al., *ibid*, IAEA-CN-53/M-1-4
- 3) S. Ishida et al., Proc. 14th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Würzburg, Germany (1992), IAEA-CN-56/A-3-5
- 4) Y. Kamada et al., Proc. 15th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Seville, Spain (1994), A-5-I-5
- 5) M. E. Mauel et al., Proc. 14th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Würzburg, Germany (1992), IAEA-CN-56/A-3-4
- 6) The JET team, Proc. 15th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Seville, Spain (1994), A-5-I-3
- 7) H. Ninomiya et al., *ibid*, F-1-I-1
- 8) M. Kikuchi et al., Proc. 16th Int. Conf. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Montréal, Canada, (1996), IAEA-CN-64/G-2-3
- 9) K. Nagashima et al., to be published in Fusion Engineering and Design
- 1 0) M. Greenwald et al., Nucl. Fusion 28 (1988) 2199
- 1 1) K. Borrass, Nucl. Fusion 31 (1991) 1035
- 1 2) H. Ninomiya et al., J. Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research 65 Supplement (1991) 13
- 1 3) B. Lloyd et al., Nucl. Fusion 31 (1991) 2031
- 1 4) R. Yoshino, M. Seki, Plasma Phys. Control. Fusion 39 (1997) 205
- 1 5) 関省吾 他、「任意形状の Passive Conductors による位置不安定性の安定化効果」JAERI-M 83-165 (1983年)
- 1 6) K. Tani et al., J. Comput. Phys., 98 (1992) 332
- 1 7) 徳田伸二 他、「改訂版 ERATO-J による MHD 安定性解析」JAERI-M 9899 (1982年)
- 1 8) C. Z. Cheng, Phys. Rep. 211 (1992) 1
- 1 9) T. Ozeki et al., Nucl. Fusion 35 (1995) 1553
- 2 0) R. Fitzpatrick, T. C. Hender, Phys. Fluids, B3, 644 (1991)
- 2 1) R. J. La Haye, "Limits on $m=2, n=1$ error field induced locked mode instability in TPX with typical source of poloidal field coil error field and prototype correction coil : C-coil", General Atomics Report GA-21167, December 1992
- 2 2) R. J. La Haye et al., Nucl. Fusion 32 (1992) 2119
- 2 3) 永島圭介、「簡易矩形モデルを用いたダイバータ部中性粒子挙動の評価」JAERI-Research 95-055 (1995年)
- 2 4) F. Kaufmann et al., Plasma Phys. Control. Fusion 35 (1993) B205
- 2 5) K. Nagashima, "Evaluation of Divertor and Scrape-off Plasma Parameters Using Simple Two Point Model", JAERI-Research 95-052, 1995
- 2 6) S. Ohtsu, private communication
- 2 7) K. Büchl et al., Nucl. Fusion 27 (1987) 1939
- 2 8) H. Zohm et al., Nucl. Fusion 32 (1992) 489
- 2 9) K. Nagashima et al., Nucl. Fusion 36 (1996) 335
- 3 0) プラズマ・核融合学会誌72、10号、p. 987「小特集 プラズマ対向材としての高Z材」
- 3 1) S. Sakamoto et al., J. Nucl. Mater. 93&94 (1980) 333
- 3 2) R. E. Clausing et al., J. Nucl. Mater. 121 (1984) 249
- 3 3) 関谷譲 他、「定常磁場計測用センサー」JAERI-Research 96-026 (1996年)