

JAERI-M  
83-139

高周波波動による定常核融合実験炉の  
炉概念の予備的検討

1983年9月

杉原 正芳・西尾 敏

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。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村 日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 日立高速印刷株式会社

高周波波動による定常核融合実験炉の炉概念の予備的検討

日本原子力研究所東海研究所大型トカマク開発部

杉原 正芳・西尾 敏

(1983年8月8日受理)

高周波波動による定常運転をめざした核融合実験炉の炉概念の検討を行なった。検討の方針として、これ迄行なってきた標準炉と対比して、定常炉の利点をできるだけ生かすことを念頭に置いた。また、現時点でのデータベースから余り外れないことを前提としているが、高周波波動については将来の研究の進展を見込んで2種類の波動を検討した。検討項目としては、1) プラズマ閉じ込め性能、2) 高周波波動の選定、3) 装置大半径、4) トロイダルコイルサイズ、5) 平衡磁場配位、等である。検討の結果、標準炉より大半径で1~1.5m小さなサイズの炉が可能であるとの見通しが得られた。

Preliminary Study on the Concept of Steady Fusion Experimental  
Reactor (FER) by RF-Current Drive

Masayoshi SUGIHARA and Satoshi NISHIO

Department of Large Tokamak Development, Tokai Research  
Establishment, JAERI

(Received August 8, 1983)

Conceptual studies on steady state Fusion Experimental Reactor (FER) by using rf-current drive are made. Primary emphasis of the studies is placed on drawing the most advantageous feature of a steady-state fusion reactor. The studies are based on the present-day data base. As for rf wave, two kinds of rf wave are studied expecting progress of research in the future. Major items of the studies are 1) plasma confinement performance. 2) choice of rf waves for current drive 3) plasma major radius 4) size of toroidal field coil 5) equilibrium magnetic field configuration. The result of the studies reveals a possibility of smaller-size reactors than the standard one by 1~1.5 m in plasma major radius.

Keywords: Fusion Experimental Reactor, Steady-state Reactor, RF Current Drive, Toroidal Field Coil, Plasma Confinement, Comparative Evaluation, Equilibrium Magnetic Field

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. プラズマ性能 .....	1
2.1 検討方針 .....	1
2.2 標準炉のプラズマ性能 .....	2
2.3 定常炉のプラズマ・装置諸元の検討 .....	3
2.4 プラズマ性能の観点からみた装置・プラズマ諸元の最適パラメータ .....	5
3. 炉構造概念 .....	14
3.1 トロイダル磁場の強さ .....	14
3.2 トロイダル磁場コイルの幾何学的条件 .....	15
3.3 炉構造の観点からみた最適装置パラメータ .....	16
3.4 平衡磁場配位 .....	17
4. 結 論 .....	17
謝 辞 .....	18
参考文献 .....	31

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Plasma performance .....	1
2.1 Policy of study .....	1
2.2 Plasma performance of standard FER .....	2
2.3 Study on plasma and device parameter of steady reactor .....	3
2.4 Optimum plasma and device parameter from view point of plasma performance .....	5
3. Reactor structure concept .....	14
3.1 Toroidal field strength .....	14
3.2 Geometrical condition for toroidal field coil .....	15
3.3 Optimum device parameter from view point of reactor structure .....	16
3.4 Equilibrium magnetic field configuration .....	17
4. Conclusions .....	17
Acknowledgement .....	18
References .....	31

## 1. 緒 言

ここ数年来の核融合実験炉(FER)の設計研究の進展により<sup>1)</sup>、定常運転が炉の健全性を一層向上できる事が明らかにされてきた。他方プラズマ実験や理論研究の進展により、低域混成波(LHW)<sup>2~6)</sup>や圧縮性アルヴェーン波(CAW)<sup>7)</sup>による電流駆動の可能性が明らかにされてきており、これらを適用した炉の具体的概念を検討することが可能となってきた。本論文は今後定常炉の設計を進めていくに際して、どのような概念の炉を検討すればよいかについて概略の検討を行なったものである。検討の方針として、これ迄行なってきた標準的なFER(標準炉)と対比して定常炉の利点をできるだけ生かす事を、念頭に置いた。また現時点でのデータベースから余り外れない事を前提とした。検討した項目としては、1) プラズマ閉じ込め性能、2) 高周波波動の選定、3) 装置大半径、4) トロイダルコイルサイズ等であるが、これら以外にも細詳についての多くの検討すべき項目がある。従って選定されたパラメータは、完全には最適化されていないが、今後の設計研究で標準炉に対する定常炉の利点を明確にしていくには十分なものであると思われる。

## 2. プラズマ性能

### 2.1 検討方針

完全定常RF炉の最大の利点は、勿論炉の定常運転であるが、その他にも中心のOHコイルを取り去って炉を小型にできる可能性もある。但し通常の炉では中心部にはOHコイルのみでなく、制御用コイルもあり形状制御等の役割を果たしている。これらのコイルも取り去って、運転の全フェーズで望ましい形状制御が可能である事が、必要であるが、後に示すように概略の検討では可能であるとの見通しが得られている。従ってここでは、中心部ソレノイドコイルを全て取り去り、炉の小型化を図る事に重点を置く。この時に問題となるのは、閉じ込めやベータ値、出力や壁負荷などのプラズマ性能であり、それを所定の値に確保するための装置やプラズマ諸元の設定である。大半径を小さくすると軸上トロイダル磁場は小さくなり、一方アスペクト比が小さくなるため、バルーニング不安定性から決る理論的最大ベータ値は高くなる。さらに電流駆動のために注入する高周波パワーも考えに入れる必要がある。注入パワーは駆動効率によって決り、従って採用する高周波の種類によって異なってくる。最適動作したパラメータについての予備的検討は既に行なわれているが、ここではそれをさらに発展させて装置パラメータ迄含めた広範な検討を行なう。このためにまず次の基本方針を設定し、装置・プラズマ諸言を標準炉からどのように変えればよいかの検討を行なった。

- (1) 装置を小型化するためプラズマ大半径Rを小さくする。
- (2) 装置の小型化を図り、同時にプラズマ閉じ込め性能を確保するため、プラズマ小半径a

## 1. 緒 言

ここ数年来の核融合実験炉(FER)の設計研究の進展により<sup>1)</sup>、定常運転が炉の健全性を一層向上できる事が明らかにされてきた。他方プラズマ実験や理論研究の進展により、低域混成波(LHW)<sup>2~6)</sup>や圧縮性アルヴェーン波(CAW)<sup>7)</sup>による電流駆動の可能性が明らかにされてきており、これらを適用した炉の具体的概念を検討することが可能となってきた。本論文は今後定常炉の設計を進めていくに際して、どのような概念の炉を検討すればよいかについて概略の検討を行なったものである。検討の方針として、これ迄行なってきた標準的なFER(標準炉)と対比して定常炉の利点をできるだけ生かす事を、念頭に置いた。また現時点でのデータベースから余り外れない事を前提とした。検討した項目としては、1) プラズマ閉じ込め性能、2) 高周波波動の選定、3) 装置大半径、4) トロイダルコイルサイズ等であるが、これら以外にも細詳についての多くの検討すべき項目がある。従って選定されたパラメータは、完全には最適化されていないが、今後の設計研究で標準炉に対する定常炉の利点を明確にしていくには十分なものであると思われる。

## 2. プラズマ性能

### 2.1 検討方針

完全定常RF炉の最大の利点は、勿論炉の定常運転であるが、その他にも中心のOHコイルを取り去って炉を小型にできる可能性もある。但し通常の炉では中心部にはOHコイルのみでなく、制御用コイルもあり形状制御等の役割を果している。これらのコイルも取り去って、運転の全フェーズで望ましい形状制御が可能である事が、必要であるが、後に示すように概略の検討では可能であるとの見通しが得られている。従ってここでは、中心部ソレノイドコイルを全て取り去り、炉の小型化を図る事に重点を置く。この時に問題となるのは、閉じ込めやベータ値、出力や壁負荷などのプラズマ性能であり、それを所定の値に確保するための装置やプラズマ諸元の設定である。大半径を小さくすると軸上トロイダル磁場は小さくなり、一方アスペクト比が小さくなるため、バルーニング不安定性から決る理論的的最大ベータ値は高くなる。さらに電流駆動のために注入する高周波パワーも考えに入れる必要がある。注入パワーは駆動効率によって決り、従って採用する高周波の種類によって異なってくる。最適動作したパラメータについての予備的検討は既に行なわれているが、ここではそれをさらに発展させて装置パラメータ迄含めた広範な検討を行なう。このためにまず次の基本方針を設定し、装置・プラズマ諸言を標準炉からどのように変えればよいかの検討を行なった。

- (1) 装置を小型化するためプラズマ大半径Rを小さくする。
- (2) 装置の小型化を図り、同時にプラズマ閉じ込め性能を確保するため、プラズマ小半径a



は変えない ( $a=1.1\text{m}$ )。

- (3) 高ベータ値を確保するため、非円形度  $\kappa$  に安全係数  $q_\phi$  は変えない ( $\kappa=1.5$ ,  $q_\phi=2.5$ )。またベータ値に対するリスクも標準炉と同程度にとる。
- (4) トロイダルコイル最大磁場は  $B_{\text{max}}=12\text{T}$  とする。
- (5) 電流駆動用高周波としては、圧縮性アルヴェーン波 (CAW) と低域混成波 (LHW) の二種類を考える。

## 2.2 標準炉のプラズマ性能

まず最初に、これ迄検討を進めてきた標準炉のプラズマ性能が、現在の閉じ込め則や、ベータ値の理論予想の点から、どのような位置にあるかをみてみよう。

標準的な閉じ込め時間として、Alcater 則を想定し現在の実験から次のように設定してみる。

$$\tau_{\text{ES}} = C_\kappa C_S \times 10^{-20} \bar{n} a^2 \quad (2.1)$$

$\bar{n}$  はプラズマの平均密度であり、 $C_\kappa$  は非円形プラズマに対する補正係数で

$$C_\kappa = \kappa / \left( \frac{1+\kappa^2}{2} \right)^{1/2} \quad (2.2)$$

とする。また  $C_S$  は不確定さを表わすパラメータである。これを求めるために現在実験的に得られている輸送係数を用いて、一次元トカマク輸送コードでシミュレーションを行なう。まず  $C_E$  を次のように定義する。

$$C_E = \frac{\frac{3\bar{n} \cdot \bar{T}}{\tau_{\text{ES}}}}{P_\alpha \left( 1 + \frac{5}{Q} \right) - P_b} \quad (2.3)$$

ここで  $P_b$  は制御放射損失である。また  $P_\alpha$  は  $\alpha$  粒子加熱であり

$$P_\alpha = \frac{1}{4} \bar{n}^2 \langle \sigma v \rangle E_\alpha f_\alpha \quad (2.4)$$

である。ここで  $\langle \sigma v \rangle$ ,  $E_\alpha$ ,  $f_\alpha$  はそれぞれ、DT反応の反応率、そのエネルギーおよび  $n$  や  $T$  の分布による反応率の修正効果である。温度分布が二乗分布、密度分布が四乗分布の時

$$f_\alpha \sim 1.58 \quad (2.5)$$

となる。 $Q$  はエネルギー増倍率であり、外部加熱の効果を表わす。 $C_E$  は輸送損失を  $\alpha$  粒子加熱 (正確には外部加熱や制動放射損失を含む) で割ったものであり、 $C_E=1$  のとき丁度パワーバランスがとれている事を表わす。しかしながらヘリウム蓄積や不純物を考えると  $C_E < 1$  でなければ実際のパワーバランスはとれない。そこでヘリウム蓄積や不純物による放射損失、リップル損失等を含まない理想的な場合について一次元輸送コードによりシミュレーションを行って、丁度パワーバランスがとれる (既ち  $C_E=1$ ) パラメータから  $C_S$  の値を決める。用いた輸送係数は INTOR 等で標準的として用いられている次式である。<sup>9)</sup>

$$\chi_e(r) = \frac{5 \times 10^{19}}{n_e(r)} C_\kappa \quad (\text{m}^2/\text{s}) \quad (\text{電子の熱伝導係数}) \quad (2.6)$$

$$x_i = 3 x_{\text{neoclassical}} C_K \quad (\text{イオンの熱伝導係数}) \quad (2.7)$$

$$D = \frac{x_e}{5} \quad (\text{粒子の拡散係数}) \quad (2.8)$$

標準炉の動作パラメータ ( $\bar{T} \sim 10 \text{keV}$ ,  $\bar{n}_i \sim 1.4 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ ) では (2.6) ~ (2.8) 式の輸送係数の下では熱的に不安定であるから、イオン又は電子のエネルギーバランスの式に適当な加熱・冷却の項を付け加え、それを用いて比例および微分のフィードバック制御をかけることによって平衡状態を作り出す。イオンおよび電子の加熱・冷却による制御によって得られた平衡動作点をそれぞれ Fig. 1, 2 に示す。<sup>10)</sup> 横軸はそれぞれ平均イオン・電子温度を表わし、縦軸は平均イオン密度であり、図中の各点が動作点を表わしている。Q はエネルギー増倍率である。破線は  $\beta$  値が一定の動作点を表わす。また一点破線は、熱的不安定性解析コードで計算した安定限界の動作点を示す。標準炉の動作点を黒マルで示すが、いずれの場合も、自己点火の動作点 ( $Q = \infty$ ) は、 $\bar{T} = 10 \text{keV}$  とすると、 $\bar{n} \sim 1 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$  であり (2.1), (2.3) 式を用いると

$$C_S \sim 1.4 \quad (2.9)$$

となる。従って標準炉の動作パラメータ ( $\bar{T} \sim 10 \text{keV}$ ,  $\bar{n} \sim 1.4 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ ) では

$$C_E \sim 0.54 \quad (2.10)$$

となる。 $C_E$  が 1 より小さい事は輸送以外の種々の不確定なエネルギー損失に対する余裕を見込んでいる事を示す。

次にベータ値の理論限界  $\beta_{\text{max}}$  は次のように与えられる。<sup>11)</sup>

$$\beta_{\text{max}} = 7.8 q_\psi^{-0.54} (A-1)^{-0.76} \kappa^{1+0.14\kappa} (q_\psi^{-1}) \quad (\%) \quad (2.11)$$

ここで A はアスペクト比である。標準炉で想定しているベータ値を  $\beta_T$  として  $\beta_{\text{max}}$  との比を

$$C_\beta = \beta_T / \beta_{\text{max}} \quad (2.12)$$

で定義する。 $C_\beta$  が 1 より大きい事はベータ値に対するリスクと考えることができる。標準炉では  $C_\beta \sim 1.24$  である。これより、標準炉のパラメータでは、プラズマ閉じ込めに若干の余裕があり、ベータ値に若干のリスクがある事になる。閉じ込めに関しては、不純物やリップル損失を見込む必要があり、又ベータ値に関しては、最近の実験で理論値を上回る値が得られている<sup>12,13)</sup> 事から、このように設定したものである。

### 2.3 定常炉のプラズマ・装置諸元の検討

以上のような標準炉のプラズマ性能と対比させながら、高周波による定常炉の装置パラメータを前記(1)~(6)の基本方針の下に検討を行う。これを行うためにはまず高周波による電流駆動効率を設定することが必要である。CAWによる効率は

$$\frac{P}{J} = 5.38 \times 10^{-14} \frac{n}{n_z T^{3/2}} \quad (\text{W/A} \cdot \text{m}) \quad (2.13)$$

と与えられる。<sup>7)</sup> ここで  $n_z$  はトロイダル方向の波の屈折率であり、イオンや  $\alpha$  粒子によるランダウ減衰を避けるために、余り大きくすることはできない。またイオンのサイクロトロン減衰を

避けるための下限も存在する。今考えている温度領域 ( $T \leq 30$  keV) では

$$n_z \sim 30 \quad (2.14)$$

とすると二つの条件は満足できる。

これを(2.13)式に代入し、分母・分子をそれぞれトーラス断面および体積で積分すると

$$\frac{P}{I_p} = 1.126 \times 10^{-14} \quad aA \frac{n}{T^{3/2}} \quad (W/A) \quad (2.15)$$

となる。

次にLHWの場合は

$$\frac{P}{j} = 2.2 \times 10^{-21} \quad n \frac{\ell n n_{z1} / n_{z2}}{n_{z2}^{-2} - n_{z1}^{-2}} \quad (W/A \cdot m) \quad (2.16)$$

である<sup>3)</sup>。ここで  $n_{z1}$ ,  $n_{z2}$  はLHWのスペクトルの上限および下限である。 $n_{z1}$  として位相速度が平均電子熱速度  $v_e$  の  $C_f$  倍となるように決めると

$$n_{z1} = \frac{c}{C_f v_e} \quad (2.17)$$

となる。またスペクトルの巾を与えるパラメータ  $\tilde{\delta}$  を導入すると  $n_{z2}$  は

$$n_{z2} = \frac{n_{z1}}{1 + \tilde{\delta}} \quad (2.18)$$

となる。これらを用いて(2.16)式を書き直し(2.15)式と同様の積分を行うと

$$\frac{P}{I_p} = 7.08 \times 10^{-15} \quad \frac{n}{T} aA \cdot G \quad (W/A) \quad (2.19)$$

となる。 $G$  は  $C_f$  と  $\tilde{\delta}$  の関数であり

$$G = \frac{\ell n(1 + \tilde{\delta})}{C_f^2 \tilde{\delta}(\tilde{\delta} + 2)} \quad (2.20)$$

である。 $G$  は各動作点において最適となるように  $C_f$  や  $\tilde{\delta}$  を与える事によって決るべきものであるが、代表的な値として、ここでは簡単に  $C_f = 3$  とする。また  $n_{z2}$  の下限として位相速度が光速になるところをとる。この時  $\tilde{\delta}$  は

$$\tilde{\delta} = \left( \frac{238.5}{\sqrt{T}} - 1 \right) \quad (2.21)$$

で与えられる。 $C_f$  をもっと大きくとれば効率はもっと高くなるが、共鳴粒子の個数が少なくなると必要な電流が流せない恐れがでてくる。下限  $n_{z2}$  は厳密には近接性の条件から決めるべきであるが、LHWの場合には密度を低くしてQ値を余程低くしない限り中心部迄の波の伝播は望めない。従ってここでは表面電流となることを許す事として<sup>3)</sup>、簡単に(2.21)式のように設定する。このように簡単に設定しても、次元の詳細な電流駆動解析コードの結果とよく一致する。

次に流すべき電流は  $q_\psi = 2.5$  の条件から決める。従って

$$I_p = 5 \times 10^6 \frac{1 + \kappa^2}{2} \frac{aB}{q_\psi A} \left[ 1 + \frac{0.287}{\sqrt{A}} \right] \left[ 1 + \frac{1.82}{A^{1.5}} \right] \quad (2.22)$$

右辺の角括弧は円柱近似に対するトロイダル効果による補正項である。<sup>14)</sup>  $q_\psi = 2.5$ ,  $a = 1.1$  m,

$\kappa = 1.5$ のときの  $I_p$  を大半径の関数で表わすと Fig. 3となる。

以上により電流駆動に必要なパワー  $P_{RF}$  が求まり、これより (2.4) 式の  $Q$  は

$$Q = \frac{5P_\alpha}{P_{RF}} \quad (2.23)$$

と表わせる。このように高周波で電流駆動する場合は  $Q$  値は常に有限となり、従って常に外部加熱が注入されている事を考慮に入れてプラズマ性能を考えていく必要がある。

またプラズマ密度  $n$  はベータ値で表わされ、ベータ値として理論スケーリングを用いると、

$$n = \frac{B^2}{4\pi\mu_0 T} \beta_T = 5.91 \times 10^{22} C_\beta B^2 \kappa^{1.21} (A-1)^{-0.76} \frac{1}{T} \quad (2.24)$$

となる。ここで  $C_\beta$  はベータ値に対するリスクであって標準炉と同様に

$$C_\beta = 1.24 \quad (2.25)$$

とする。トロイダル磁場  $B$  は

$$B = B_{max} \left( 1 - \frac{1 + \Delta/a}{A} \right) \quad (2.26)$$

である。ここで  $\Delta$  は標準炉と同様  $\Delta = 1.4$  m とし、 $B_{max} = 12$  T を用いる (標準炉では  $B_{max}$  は 12 T より若干低い値である)。

以上の事を基に、大半径を小さくした時にプラズマ性能がどのように変わるかを調べる。この時にプラズマの温度の選定には自由度がある。これをプラズマ性能や必要 RF パワーの点から適当な値に設定する必要がある。Fig. 4 は CAW を用いた場合の閉じ込め余裕  $C_E$  を各  $R$  に対して温度の関数として表わしたものである。 $R$  が小さくなるとベータ上限は高くとれるが軸上磁場が減少する効果が勝って余裕は少くなる。また温度が高くなると、同一ベータ値に対する核融合出力が小さくなり、同時に電流駆動のために注入するパワーも小さくなって、余裕は少くなる。Fig. 5, 6 にはそれぞれの場合の核融合出力、 $Q$  値、RF パワーを示す。温度が高くない時 ( $T \leq 15$  keV) には、閉じ込め性能は標準炉よりかえって良くなるが、Fig. 7 からわかるように必要な RF パワーが非常に大きくなる。逆に高温 ( $T \geq 20$  keV) では閉じ込め性能は悪くなるが、RF パワーは小さくて済む。

次に LHW を用いた場合を Fig. 7~9 に示す。定性的な傾向は CAW の場合と同様であるが、電流駆動効率の相違によって、閉じ込めの性能は全般的に CAW より良いが、駆動 RF パワーは大きくなる。 $T \leq 10$  keV では LHW の方が CAW より駆動効率が良くなり、この傾向は逆転する。Fig. 6 および 9 の温度依存性は、それぞれ (2.15) および (2.19) 式の温度依存性を示している。

## 2.4 プラズマ性能の観点からみた装置・プラズマ諸元の最適パラメータ

大半径をできるだけ小さくするという方針からすると装置構造上の限界値に近い  $R = 4$  m を採用することが望ましい。しかしながら、この場合には電流駆動用 RF パワーが大きくなると予想される。Fig. 10 に CAW を用いた場合の各  $R$  について、閉じ込め余裕  $C_E$  に対する RF パワーを示す。各  $R$  に対して動作温度を適当に設定して標準炉と同じ余裕をとろうとすると、どの

Rに対しても余り差が無く  $P_{RF} = 24 \sim 26 \text{ MW}$ が必要である。動作温度を変えて余裕を少なくしていくと、各Rの場合についてかなりの差が出てくる。 $1 - C_E$ は不純物による放射損失や、何らかの閉じ込め悪化要因によるエネルギー損失分に対する余裕を表わす。不純物制御等によってこの余裕が少なくて済む場合、または閉じ込め研究の進展によりエネルギー閉じ込め自身が改善された場合には、 $C_E$ として0.8や0.9が許される(後者の場合には等価的に)事になり、必要RFパワーの差はやや大きくなって来る。しかしながら、例えば  $C_E = 0.8$ の場合、RFパワーは12 MW ( $R = 4.5 \text{ m}$ ), 18 MW ( $R = 4 \text{ m}$ )である。この差はそれ程決定的なものとは考えられず炉サイズの小型化を重視すれば、 $R = 4.0 \text{ m}$ を採用する事が妥当であると考えられる。また動作温度としては、将来の閉じ込め研究の進展をある程度見込み、 $C_E \sim 0.8$ を選定して、 $T \sim 13 \text{ keV}$ が適当と思われる。電流駆動以外の加熱用RFパワーを注入してもっと温度が高いところに動作点をもってくると、必要な全RFパワーは大きくなる。この様子をFig. 11に示す。この図は  $R = 4 \text{ m}$ のときに、各温度で  $C_E = 0.8$ となるように加熱用RFパワーを加えた場合の全RFパワー(電流駆動+加熱)を表わす。 $T \sim 13 \text{ keV}$ が最小パワーであることがわかる。勿論閉じ込め性能が将来もっと改善されれば、もっと高い温度にすることができ、RFパワーもずっと小さくなり、Q値も高くとれる(Fig. 3, 4)。

LHWの場合も定性的にはCAWと同様の議論ができる。実際  $C_E$ に対する  $P_{RF}$ の関係はFig. 12のように表わされる。 $C_E$ を0.8とすれば、 $R = 4.0 \text{ m}$ のとき  $P_{RF} = 22 \text{ MW}$ 、動作温度は  $T \sim 13.5 \text{ keV}$ となる。

以上の考察を基にCAWとLHWの場合のプラズマ性能の観点から現時点で最適と思われるプラズマ・装置諸元をTable 1に示す。これらのうちで現時点での第一候補は次の理由からCAWとする。

- 1) CAWは密度を高くしても中心迄伝播できるが、LHWは表皮電流になる。
- 2) 温度が高くなるとLHWより電流駆動効率が高い。

これらによりCAWの方が炉への適用性においてより高い可能性をもっている。しかしながらCAWによる電流駆動の実験データが余り無い事、元々電子との結合性が弱く、熱イオンや $\alpha$ 粒子と強く結合してしまう恐れがある事等の弱点を持っている。一方LHWの場合、表皮電流になっても電流の異常拡散により自然に安定な分布に落ち着くという可能性もある。この場合にはLHWは実験データの裏付けがあるだけに重要な候補となり得る。従ってLHWも第二候補として検討する事が必要である。両者の検討はTable 1からわかるように、同一装置で加熱パワーを少し変えるだけで可能である。

Table 1 Example of optimum plasma and device parameters for steady-operation-reactor by CAW and LHW

緒 元	高 周 波	CAW	LHW
<u>1. プラズマ動作パラメータ</u>			
	プラズマ温度 (keV)	13	13.5
	“ 密度 ( $m^{-3}$ )	$9 \times 10^{19}$	$8.7 \times 10^{19}$
	核融合出力 (MW)	180	170
	中性子壁負荷 ( $MW/m^2$ )	0.65	0.61
	Q 値	10	8
	電流駆動高周波パワー (MW)	18	21
<u>2. 装置パラメータ</u>			
	大半径 (m)	4.0	
	小半径 (m)	1.1	
	非円形度	1.5	
	軸上トロイダル磁場 (T)	4.5	
	プラズマ電流 (MA)	6.4	

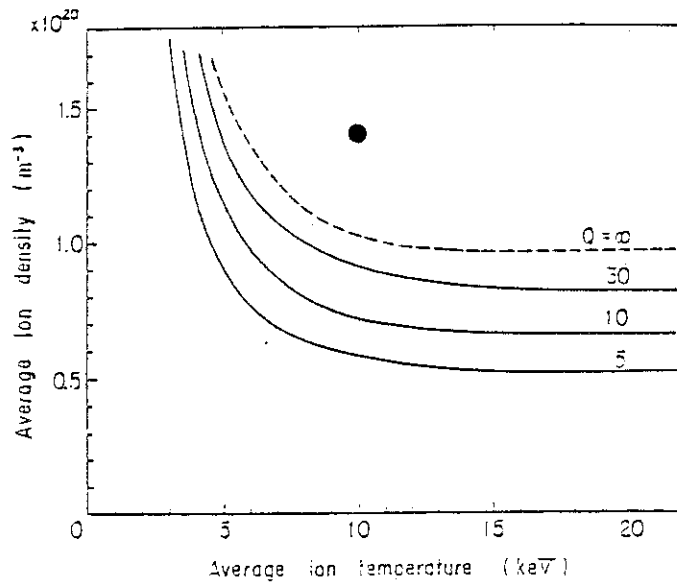


Fig.1 Plasma performance for central ion heating.  $Q$  denotes energy multiplication factor.

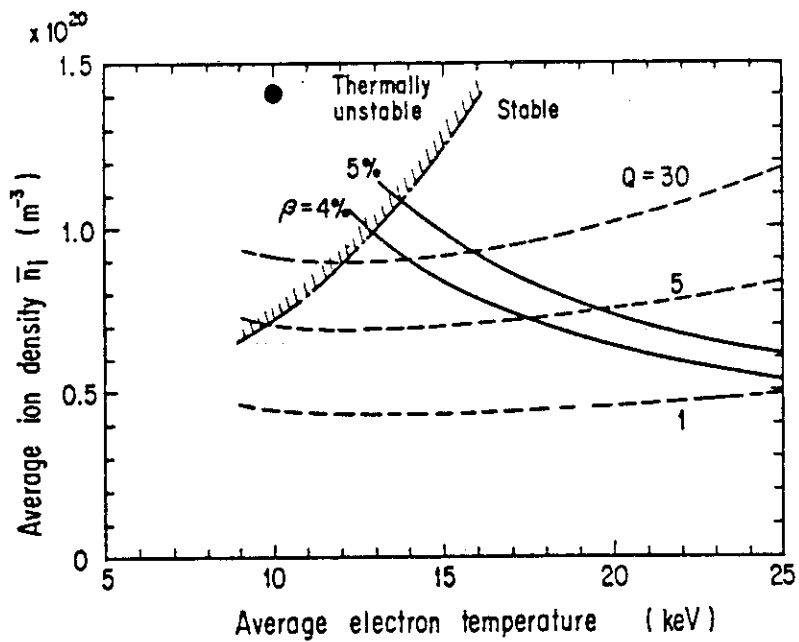


Fig.2 Plasma performance for central electron heating. Equi- $\beta$  lines and critical line for thermal stability are also shown.

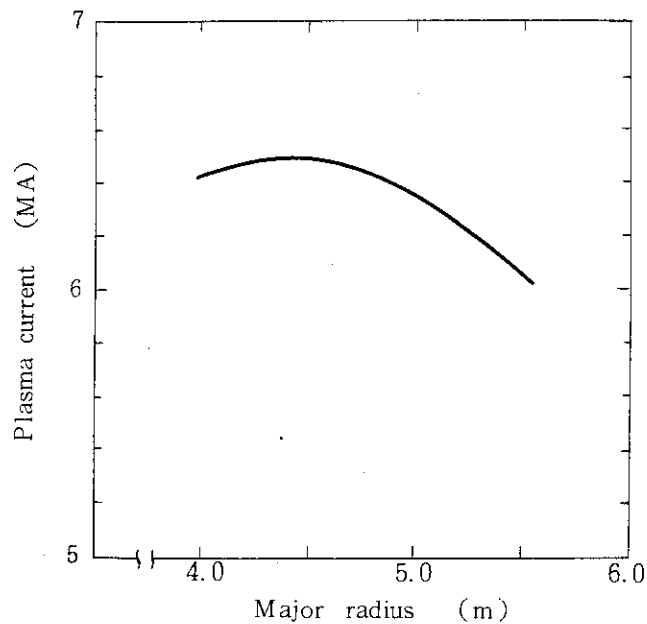


Fig. 3 Plasma current vs. major radius with  $q_{\phi} = 2.5$  and  $a = 1.1$  m.

C A W

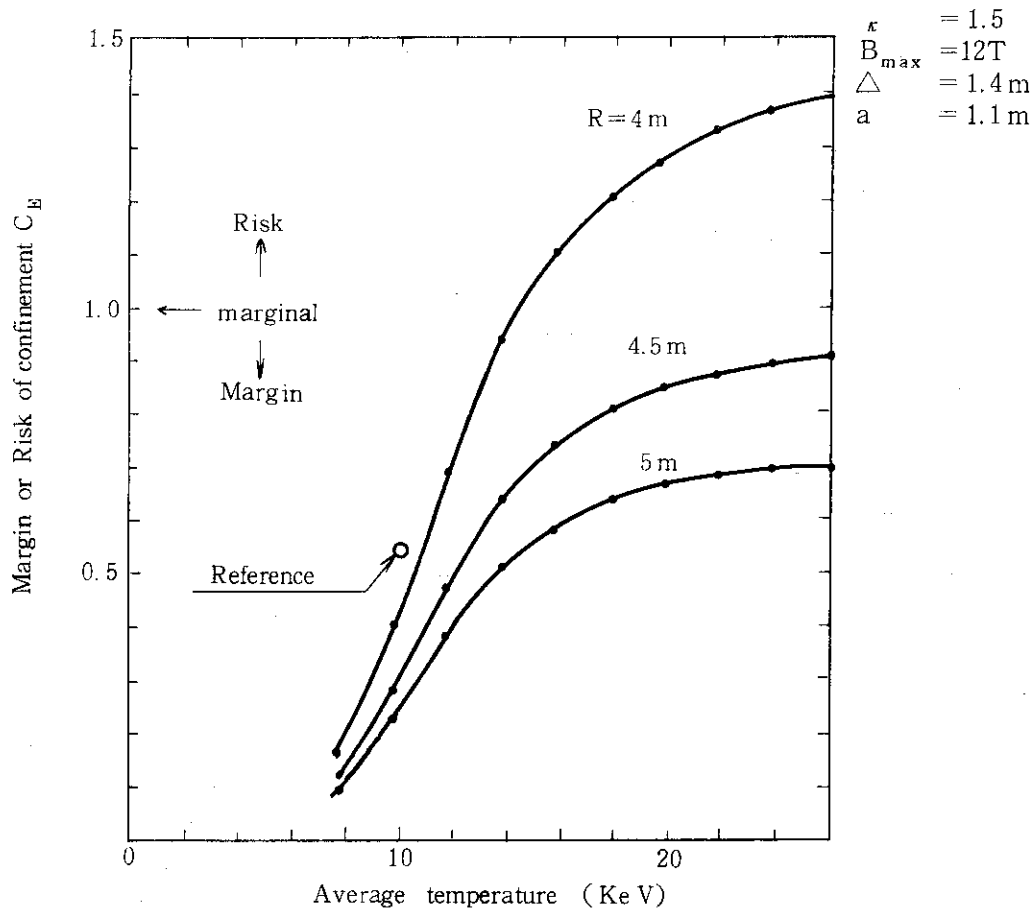


Fig. 4 Margin or Risk of confinement  $C_B$  vs. average temperature for various major radii in the case of CAW. The point for reference FER is shown by open circle.



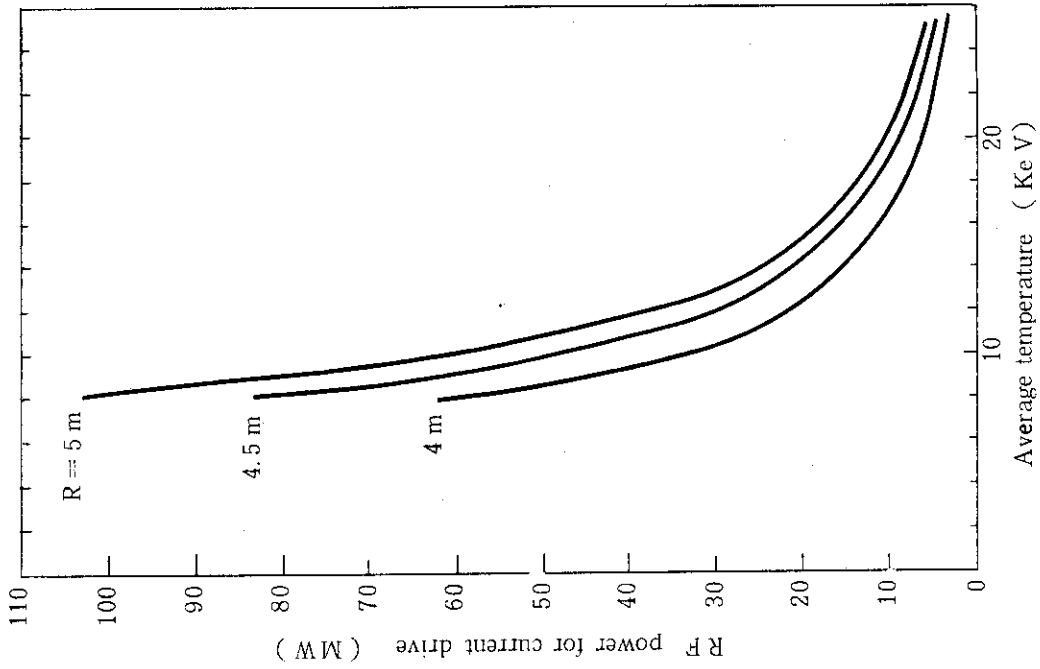


Fig. 6 RF power for current drive vs. average temperature for various major radii in the case of CAW.

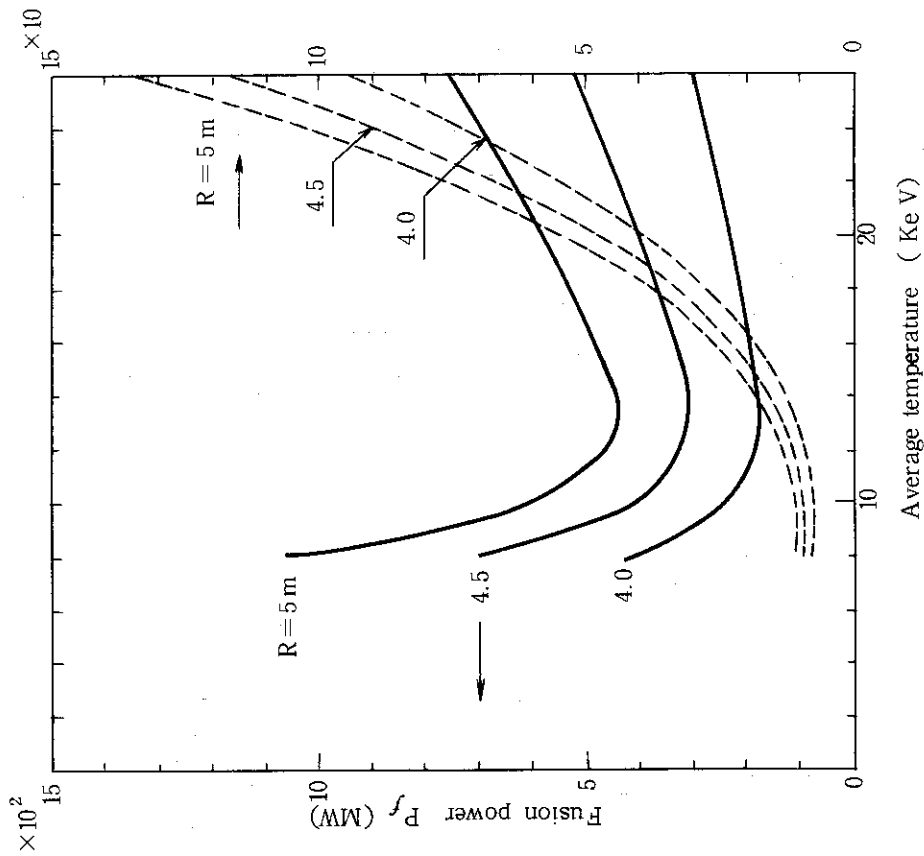


Fig. 5 Fusion power and Q value vs. average temperature for various major radii in the case of CAW.

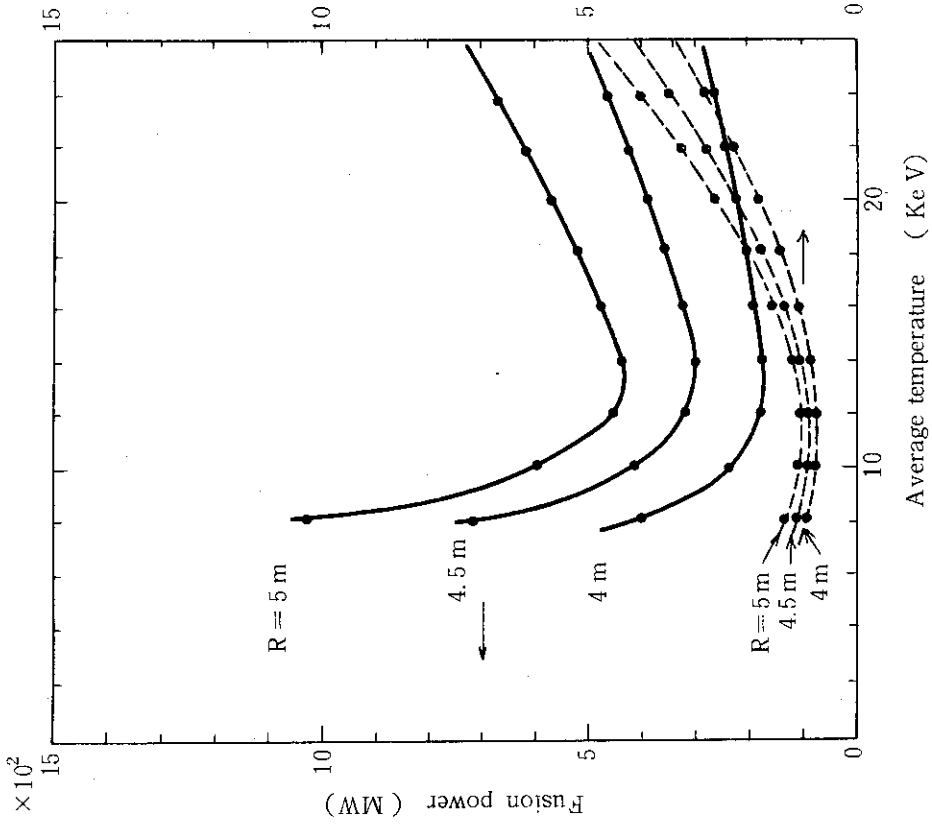


Fig. 8 Fusion power and Q value vs. average temperature for various major radii in the case of LHW.

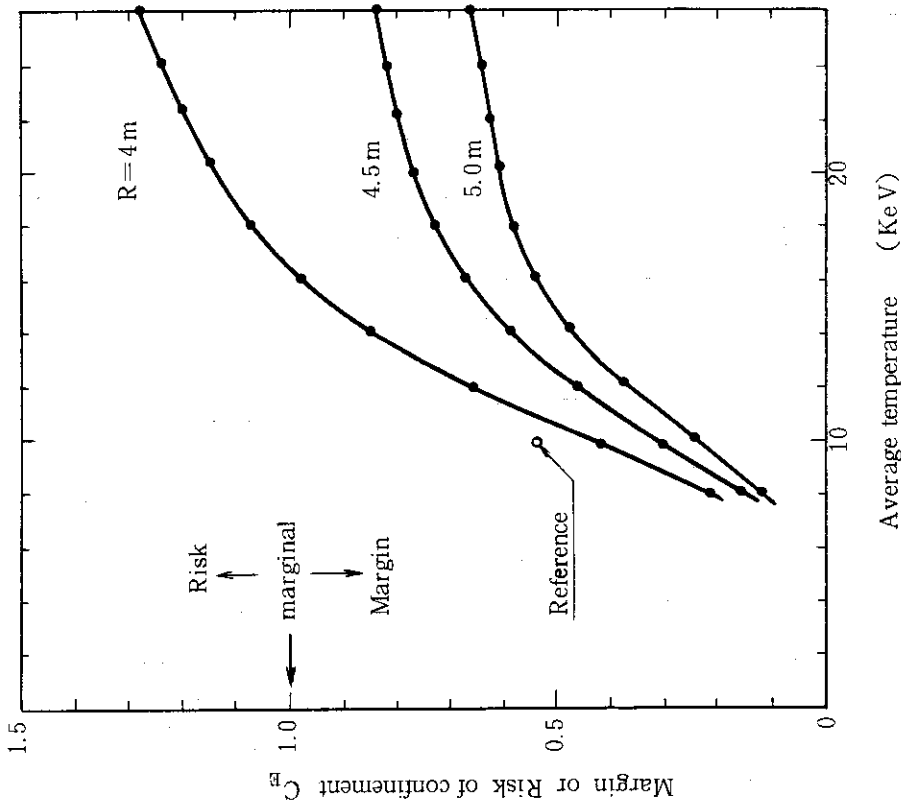


Fig. 7 Margin or Risk of confinement  $C_E$  vs. average temperature for various major radii in the case of LHW. The point for reference FER is shown by open circle.

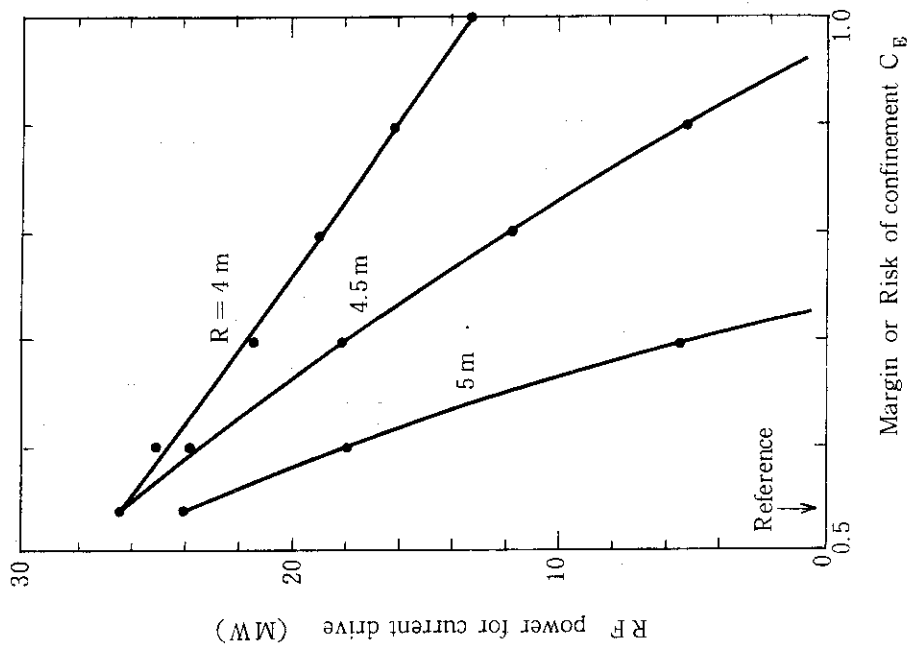


Fig.10 Required rf power for current drive vs.  $C_E$  for various major radii in the case of CAW.

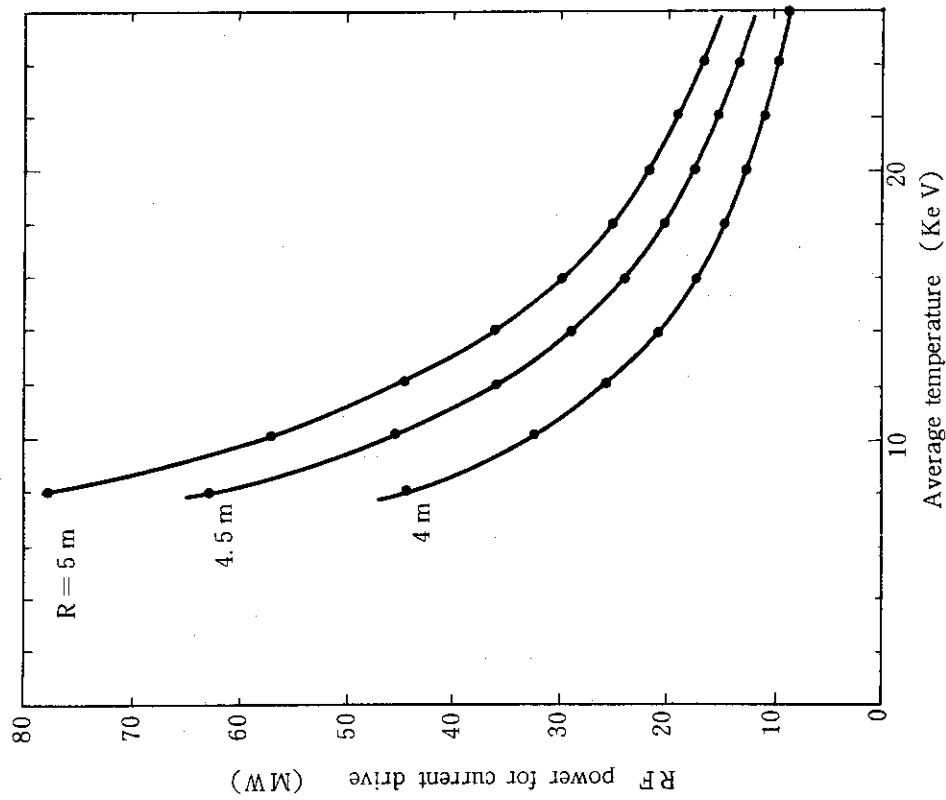


Fig.9 RF power for current drive vs. average temperature for various major radii in the case of LHW.

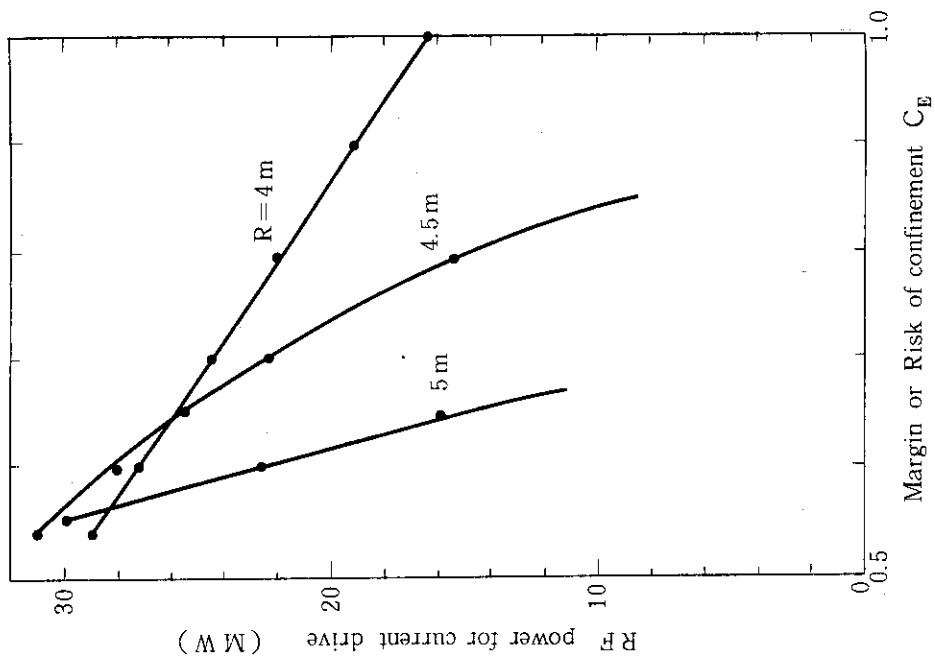


Fig.12 Required rf power for current drive vs.  $C_E$  for various major radii in the case of LHW.

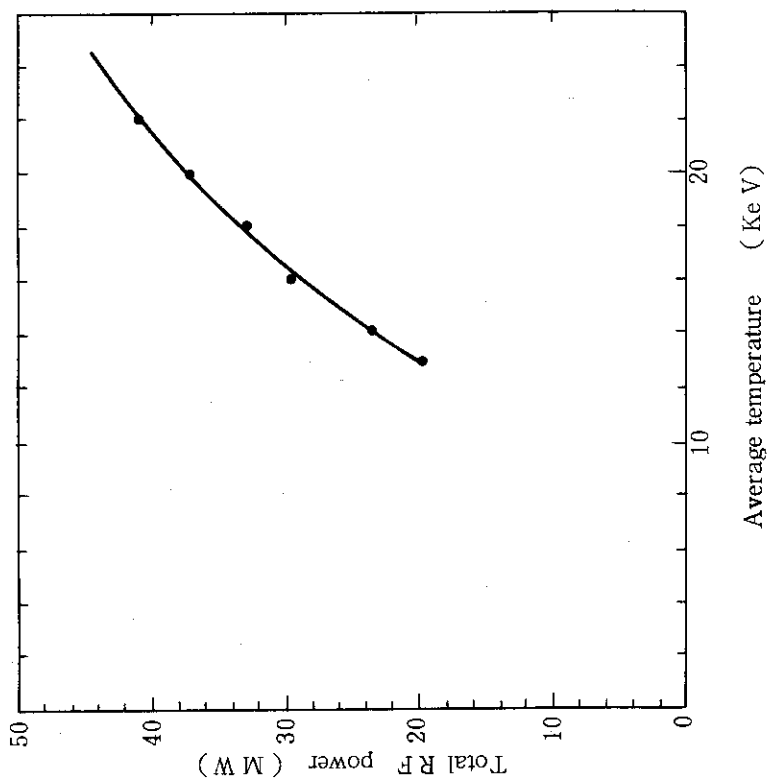


Fig.11 Required total rf power for current drive and plasma heating to attain the same value of  $C_E = 0.8$  vs. average temperature for the major radius of 4m in the case of CAW.

### 3. 炉構造概念

本章では前章で用いたプラズマ中心でのトロイダル磁場の強さの妥当性を示し、次いでトロイダル磁場コイルの個数および大きさがリップル値にどのように影響を及ぼすか、を明らかにし、最後に生体遮蔽のあり方およびトラス分割方式の考え方の差異がどのように炉の寸法（主にトロイダル磁場コイルの寸法）に影響を及ぼすか、を示す。

#### 3.1 トロイダル磁場の強さ

現在原研では超電導コイルシステムの設計研究が鋭意進められており、FERに適用される超電導コイルを想定した設計基準はほぼ設定された<sup>15)</sup>。定常炉におけるトロイダル磁場コイルの設計基準も基本的には文献15)を踏襲するものとする。FER標準炉はコイル導体部の平均電流密度を $25\text{ A/mm}^2$ 程度に設定している。この設定値は従来の実績値 $30\text{ A/mm}^2$ に強磁場環境および中性子照射による安定化銅の劣化等の点から妥当と考えられる。一方定常炉においては、繰り返し熱負荷、運転回数、プラズマ異常消滅の回数等運転条件が、標準炉に比して緩和されると期待できるので一応のめどとしてコイル導体部の平均電流密度を $26\sim 27\text{ A/mm}^2$ 程度と設定するのが適当であろう。

超電導コイルの大型化に伴い電気磁気的問題以上に応力の問題が厳しくなっている。特に空間的に厳しいトラス中心側のトロイダル磁場コイルについては、構造材としてのヘリウム容器の占める割合と導体の占める割合の取合条件はコイルの性能と深い係わりがある。代表的な低温用鋼であるSUS304、316系あるいは日本のLCTコイル<sup>16)</sup>（国際エネルギー機関主催のLarge Coil Task）の容器材料に用いられているSUS304LN等を想定したFER標準炉及びINTOR日本案<sup>17)</sup>のコイル断面全体に占める導体部の割合は $0.38\sim 0.44$ であり導体部の平均電流密度は $19\text{ A/mm}^2\sim 25\text{ A/mm}^2$ である。

現在原研では、さらに優れた機械的特性を有する高マンガン鋼（32Mn-7Cr）の低温構造材料の開発を行っており、 $4.2^\circ\text{K}$ における0.2%降伏応力を1200MPa、破壊靱性値を $200\text{ MPa}\cdot\text{m}$ と目標を定め、ほぼ達成された<sup>18)</sup>。これはSUS304LNに比べ40%程度高い0.2%降伏応力を有する。

以上のことからトロイダル磁場を求める際の計算条件として以下の3項目を設定する。

- ・ 導体中に発生する最高磁場強さを12Tとする。
- ・ トラス中心側においてコイル全断面積に対する導体部の占める割合を $0.5\sim 0.55$ と設定する。
- ・ 導体部の平均電流密度を $26\sim 27\text{ A/mm}^2$ と設定する。

12Tの磁場強度が現われる半径方向位置をパラメータ( $R_c$ )として、プラズマ領域でのトロイダル磁場を求めるとFig. 13の様になる。図中 $R_c=1.5\text{ m}$ のケースが技術的観点（上記3項目の制御条件）およびプラズマ物理の点（トロイダル磁場が弱くなりすぎると実験炉の使命が

果せない)からほぼ限界と考えられる。Fig. 13の磁場条件をもとに得られるプラズマの性能については第2章で既に述べた。

### 3.2 トロイダル磁場コイルの幾何学的条件

トロイダル磁場コイルの幾何学的性質として個数および大きさ(主として半径方向)を考慮する。個数および大きさを決めるための主な項目はリップルの制限、トーラス構造体(ブランケット及び遮蔽体)の分割引き抜き方式および生体遮蔽の有無であろう。

トロイダル磁場コイルの具体的な幾何学的記述に先立って、コイルの数と大きさがリップルに与える影響を明らかにする。コイルの数 $N=8, 10, 12, 14, 16$ のそれぞれに対してコイルの大きさをパラメータとして得られるリップルの大きさをFig. 14, 15, 16, 17, 18にそれぞれ示す。

リップル値の制限はトーラス外側のプラズマ表面で1%程度とする。リップルの影響として第1に考えられるものに核融合反応で生じる高速 $\alpha$ 粒子がプラズマを充分加熱しないで逃げる損失がある。谷らの検討<sup>19)</sup>によるとリップル1%で高速 $\alpha$ 粒子のエネルギー損失は約10%である。このリップル損失は第2章の物理的検討において閉じ込め性能に対する余裕として考慮されている。リップル損失以外にヘリウム蓄積や不純物に対する余裕も考えなければならないため最大に許容できるリップル値の目安としては1%程度と考えられる。

トーラス中心側においてプラズマ表面からコイル導体までの距離( $\Delta$ )はFER標準炉( $\Delta=1.4$  m)と同じ考えで設定する。もし定常炉の不純物制御機構としてポリプリミタあるいはシングルヌルダイバータを採用するとダブルヌルダイバータのFER標準炉に比ベトーラス内側のスクレープオフ層の厚さが約15 cm増加する。

トーラス外側の空間的取り合いに深い係わりをもつものに生体遮蔽の有無がある。FER標準炉では、2年間連続運転後炉を停止してから1日後に遮蔽の外側で2.5 mrem/hr以下とすべくコイル遮蔽に加えて50 cm程度の生体遮蔽が必要である。今後ロボット工学等の進展に伴い炉室内における保守作業がすべて完全遠隔操作で行うことが可能になれば遮蔽体は超電導コイルの保護のためだけで充分であり生体遮蔽の除去が可能となる。一方トーラス構造体(ブランケット及び遮蔽体)の引き抜き概念もトロイダル磁場コイルの大きさの決定要因として重要である。INTORフェーズIの検討では保守性を重要視し、トロイダル磁場コイルの数とトーラス構造体の分割数を同じにして半径方向の直線運動のみで引き抜く方法を採用している。この方法では必然的にトロイダル磁場コイルの半径方向の大きさが増大する(Fig. 19(a))<sup>20)</sup>。しかしもし炉の小型化を重要視すればトロイダル磁場コイルのトーラス外側部をトーラス構造体の極近傍まで接近させることによりコイルの大きさを相当小さくすることができる。ただしこの場合は保守性が多少悪くなる。その理由はトーラス構造体の分割数がトロイダル磁場コイルの2倍あるいは、整倍となり引き抜きに複雑な運動(斜め方向あるいはトロイダル方向の回転)の導入が不可避となるためである(Fig. 19(b))<sup>20)</sup>。しかしながら分割することにより移動モジュール1個当りの重量が減少し、この点では保守はよくなると予想され、総合的には保守性にそれ程差がなくなる可能性がある。

ここで指摘しておかねばならないのは、コイルの数はトーラス構造体を一体で引き抜くか、分割で引き抜くかによって基本的には影響を受けないということである。定性的にはトロイダル磁場コイルの数が減少すれば引き抜きのための空間は広がるが、引き抜くべきトーラス構造体も巾が広がる。一体で引き抜くために必要なトロイダル磁場コイルの大きさ  $R_M$  は以下の様に表わされる。

$$R_M = R_c + R_t + \delta$$

ただし、

$R_c$  ; トロイダル磁場の最大値が現われる位置 ( Fig. 13 参照 )

$R_t$  ; トーラス構造体の最大半径位置 ( Fig. 19-(b) 参照 )

$\delta$  ; フランジあるいは作業性等のための空間 ( こ 1 m )

以上の考察からトロイダル磁場コイルの大きさは Table 2 に示す 4 つの概念に対応して決定される。

Table 2 Categorization of Torus Structure

Shield Segmentation	Biological Shield	
	Yes	No
Equal Sector	①	③
Multiple Sector	②	④

① 生体遮蔽を有し、トーラス構造体を一体で引き抜く概念

② 生体遮蔽を有し、トーラス構造体を分割して引き抜く概念

③ 生体遮蔽を除外し、トーラス構造体を一体で引き抜く概念

④ 生体遮蔽を除外し、トーラス構造体を分割して引き抜く概念

プラズマ主半径  $R_p = 4.0\text{ m}, 4.5\text{ m}, 5.0\text{ m}$  のそれぞれの場合のトロイダル磁場コイルの大きさとリップルの関係をコイルの数をパラメータとして Fig. 20, 21, 22 に示す。図中①, ②, ③, ④は先の 4 つの炉構造概念に対応する。FER 標準炉よりサイズが大きくなる場合は割愛した。Fig. 23 にリップルを 1% としたときのコイル数とそのときに必要なコイルの大きさの関係をプラズマの主半径  $R_p = 4.0\text{ m}, 4.5\text{ m}, 5.0\text{ m}$  のそれぞれに対して示す。さらに Fig. 24, 25, 26 に  $R_p = 4.0\text{ m}, 4.5\text{ m}, 5.0\text{ m}$  のそれぞれに対し①, ②, ③, ④の 4 つの炉構造概念の Radial Build を示す。

### 3.3 炉構造の観点からみた最適装置パラメータ

可能な限り建設費を低く抑える観点からトーラス構造体を一体で引き抜くことは除外する。さらに今後の遠隔操作技術の大巾な進展を期待するにしても現状の FER 標準炉が要求する技術レベルを大巾に越えることは適当でないので②を定常炉の代表案とし、④を代替案とする。

プラズマ主半径  $R_p = 4.0\text{ m}$  とすると、各案の炉サイズは次のようになる。

i) ② (生体遮蔽有 & 分割引き抜) の場合

Fig. 22 の  $R_p = 4.0\text{ m}$  と ② の交点は  $R_M = 7.8\text{ m}$ ,  $N = 11.7$  となる。従って TF コイル数を 12 個とすると、リップルは 0.9% となる。この場合は標準炉に比べて炉の直径で約 3 m 小型化できる。

ii) ④ (生体遮蔽無 & 分割引き抜き) の場合

Fig. 22 の  $R_p = 4.0\text{ m}$  と ④ の交点は  $R_M = 7.35\text{ m}$ ,  $N = 13.5$  となる。従って TF コイル数を 14 個とすると、リップルは 0.85% となる。この場合標準炉に比べて炉の直径で約 4 m 小型化できる。

### 3.4 平衡磁場配位

定常炉の長所を最大限引き出すべく炉の小型化を図りトラス中心領域のポロイダル磁場コイル (ソレノイドコイル) を除去した。ポロイダル磁場コイルのハイブリッド化を試みているトカマク炉においては電源容量低減の観点からソレノイドコイルの一部が平衡磁場配位の形成に寄与している。そこでソレノイドコイルを除去した場合、トロイダル磁場コイルの上部領域および下部領域に設置するポロイダル磁場コイル (いわゆるリングコイル) のみで平衡磁場配位が確保できるか否か、あるいは可能であるとしても妥当な起磁力の範囲内で、可能かどうか問題となる。

予備検討としてトロイダルプラズマの MHD 平衡計算コード「EQUICR version 1」<sup>21)</sup> を用いて求めた平衡磁場配位およびそれに必要な起磁力を Fig. 27 に示す。全起磁力は約 140 MAT であり標準炉に比べて多少の増加 (標準炉は約 100 MAT) で平衡配位が得られている。一方定常炉ではプラズマを非常にゆっくり立ち上げることができるから、この程度の起磁力の増加があったとしても、総合的な電源設備容量は標準炉より小さくなると期待できる。勿論このような平衡が立ち上げ、燃焼、立ち下げの全フェーズで妥当な起磁力で実現できなければならない。もし過大な起磁力が必要な場合は、大半径を多少 (0.5 m 程度) 大きくして起磁力を下げることも必要となろう。この場合には炉サイズと電源設備容量との総合的なバランスから最適化する事が重要となる。これらの詳細な検討は今後の検討課題である。

## 4. 結 論

高周波波動を用いた完全定常運転の核融合実験炉の炉概念を検討した。主な検討項目は、1) プラズマ閉じ込め性能、2) 高周波波動の選定、3) 装置大半径、4) リップルおよび保守方式等と関連したトロイダルコイルサイズ、等である。これらの検討項目と、現時点での選定とその理由、将来の見通しの可能性について Table 3 にまとめる。検討に際して、標準炉をベースにし小型化を図る事に重点を置いたので、細部にわたって詳細なパラメータサーベイは行っていない。しかしながら、ここで選定したパラメータを用いて設計検討することにより、標準



プラズマ主半径  $R_p = 4.0\text{ m}$  とすると、各案の炉サイズは次のようになる。

i) ② (生体遮蔽有 & 分割引き抜) の場合

Fig. 22 の  $R_p = 4.0\text{ m}$  と②の交点は  $R_M = 7.8\text{ m}$ ,  $N = 11.7$  となる。従ってTFコイル数を12個とすると、リップルは0.9%となる。この場合は標準炉に比べて炉の直径で約3 m小型化できる。

ii) ④ (生体遮蔽無 & 分割引き抜き) の場合

Fig. 22 の  $R_p = 4.0\text{ m}$  と④の交点は  $R_M = 7.35\text{ m}$ ,  $N = 13.5$  となる。従ってTFコイル数を14個とすると、リップルは0.85%となる。この場合標準炉に比べて炉の直径で約4 m小型化できる。

### 3.4 平衡磁場配位

定常炉の長所を最大限引き出すべく炉の小型化を図りトーラス中心領域のポロイダル磁場コイル(ソレノイドコイル)を除去した。ポロイダル磁場コイルのハイブリッド化を試みているトカマク炉においては電源容量低減の観点からソレノイドコイルの一部が平衡磁場配位の形成に寄与している。そこでソレノイドコイルを除去した場合、トロイダル磁場コイルの上部領域および下部領域に設置するポロイダル磁場コイル(いわゆるリングコイル)のみで平衡磁場配位が確保できるか否か、あるいは可能であるとしても妥当な起磁力の範囲内で、可能かどうか問題となる。

予備検討としてトロイダルプラズマのMHD平衡計算コード「EQUICR version 1」<sup>21)</sup>を用いて求めた平衡磁場配位およびそれに必要な起磁力をFig. 27に示す。全起磁力は約140MATであり標準炉に比べて多少の増加(標準炉は約100MAT)で平衡配位が得られている。一方定常炉ではプラズマを非常にゆっくり立ち上げることができるから、この程度の起磁力の増加があったとしても、総合的な電源設備容量は標準炉より小さくなると期待できる。勿論このような平衡が立ち上げ、燃焼、立ち下げの全フェーズで妥当な起磁力で実現できなければならない。もし過大な起磁力が必要な場合は、大半径を多少(0.5 m程度)大きくして起磁力を下げることも必要となろう。この場合には炉サイズと電源設備容量との総合的なバランスから最適化する事が重要となる。これらの詳細な検討は今後の検討課題である。

## 4. 結 論

高周波波動を用いた完全定常運転の核融合実験炉の炉概念を検討した。主な検討項目は、1) プラズマ閉じ込め性能、2) 高周波波動の選定、3) 装置大半径、4) リップルおよび保守方式等と関連したトロイダルコイルサイズ、等である。これらの検討項目と、現時点での選定とその理由、将来の見通しの可能性についてTable 3にまとめる。検討に際して、標準炉をベースにし小型化を図る事に重点を置いたので、細部にわたって詳細なパラメータサーベイは行っていない。しかしながら、ここで選定したパラメータを用いて設計検討することにより、標準

炉に対する定常炉の利点を明確にすることは概略可能であると期待できる。細部にわたる検討は、高周波波動の選定に対する物理的根拠や、プラズマ閉じ込め則の確立等の研究と歩調を合わせて行なっていく事が適当であろう。

#### 謝 辞

本論文をまとめるにあたり、有益な議論をしていただいた東稔達三、藤沢登両氏をはじめ炉設計研究室の諸氏に感謝致します。また終始有益な助言と御支援をいただいた吉川允二大型トカマク開発部次長に感謝致します。

炉に対する定常炉の利点を明確にすることは概略可能であると期待できる。細部にわたる検討は、高周波波動の選定に対する物理的根拠や、プラズマ閉じ込め則の確立等の研究と歩調を合わせて行なっていく事が適当であろう。

#### 謝 辞

本論文をまとめるにあたり、有益な議論をしていただいた東稔達三、藤沢登両氏をはじめ炉設計研究室の諸氏に感謝致します。また終始有益な助言と御支援をいただいた吉川允二大型トカマク開発部次長に感謝致します。

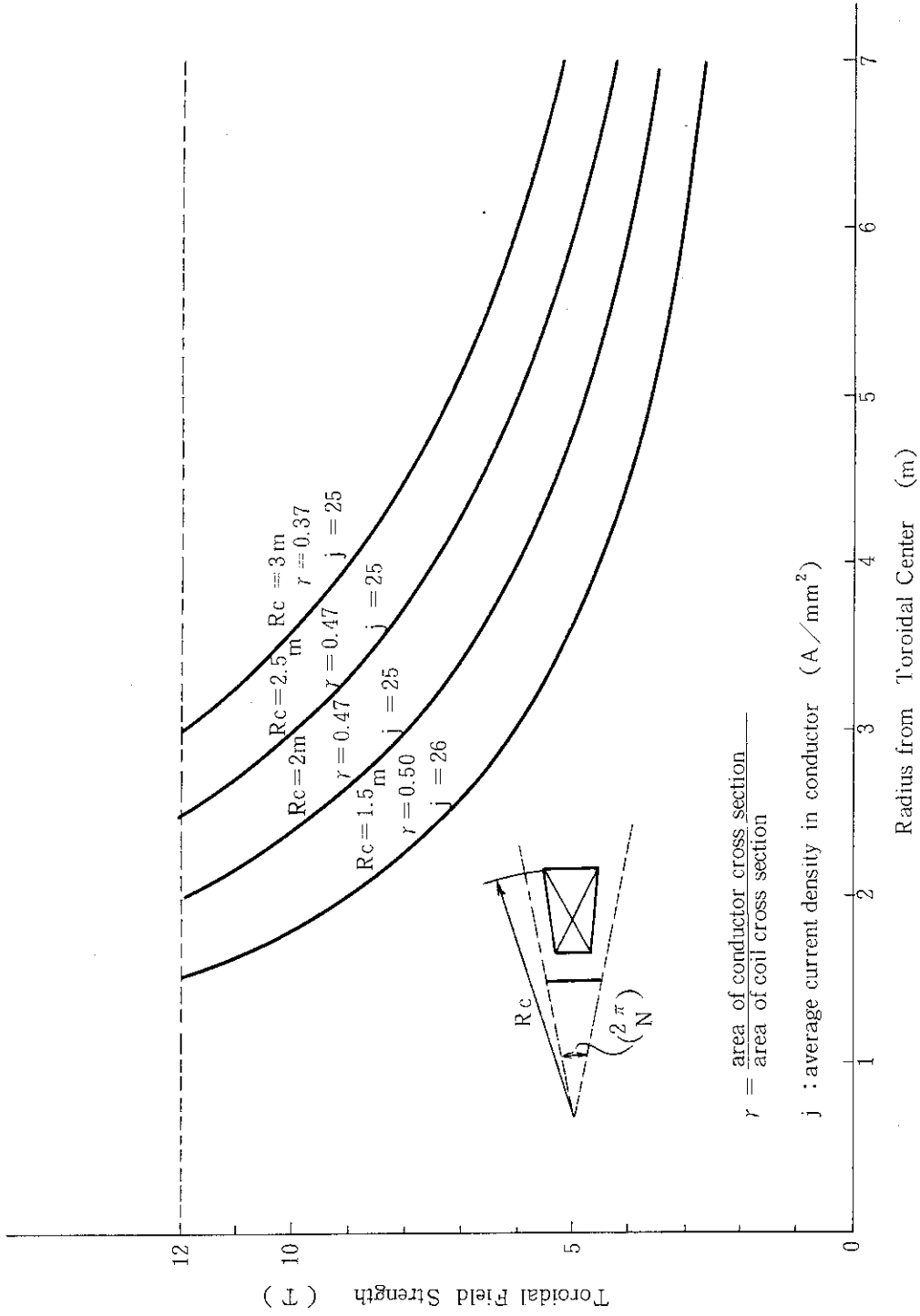


Fig.13 Toroidal field strength vs. radius from toroidal center.

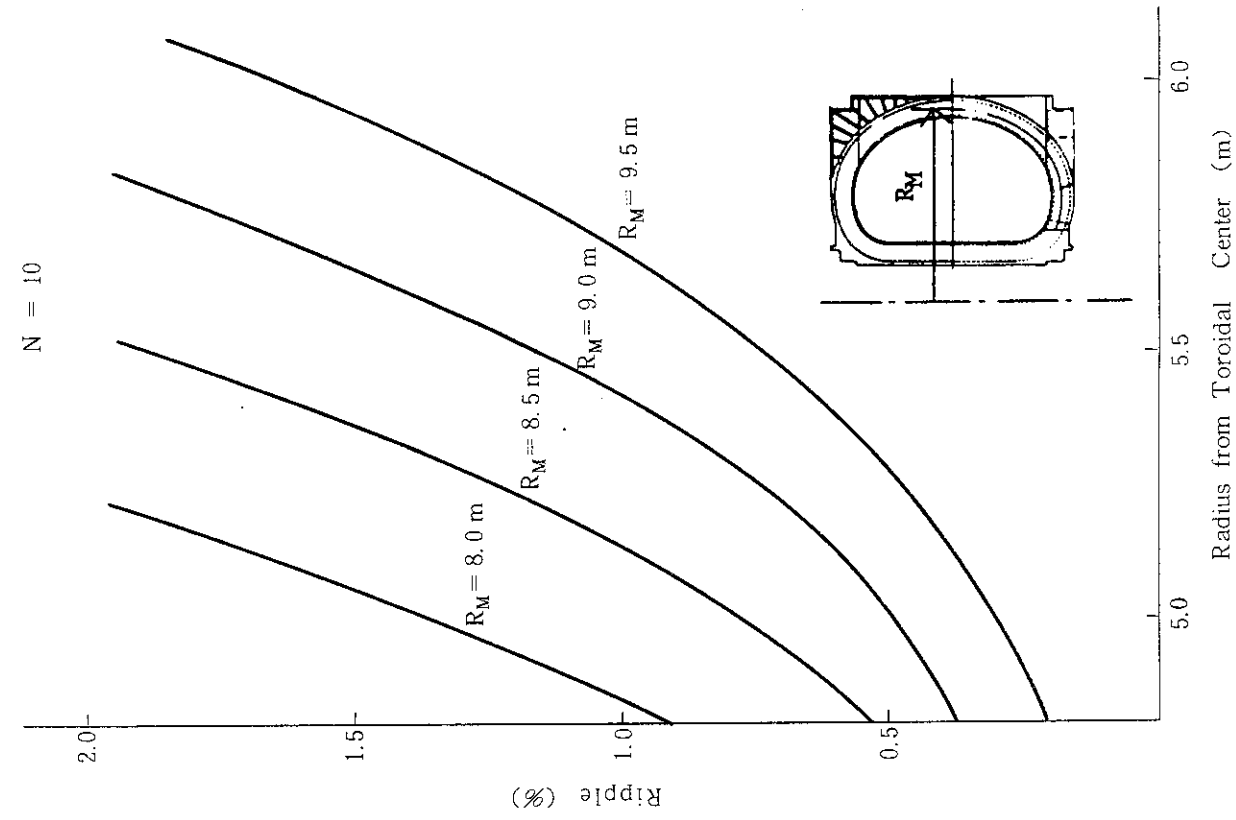


Fig. 15 Ripple vs. radius from Toroidal Center (TF coils of 10)

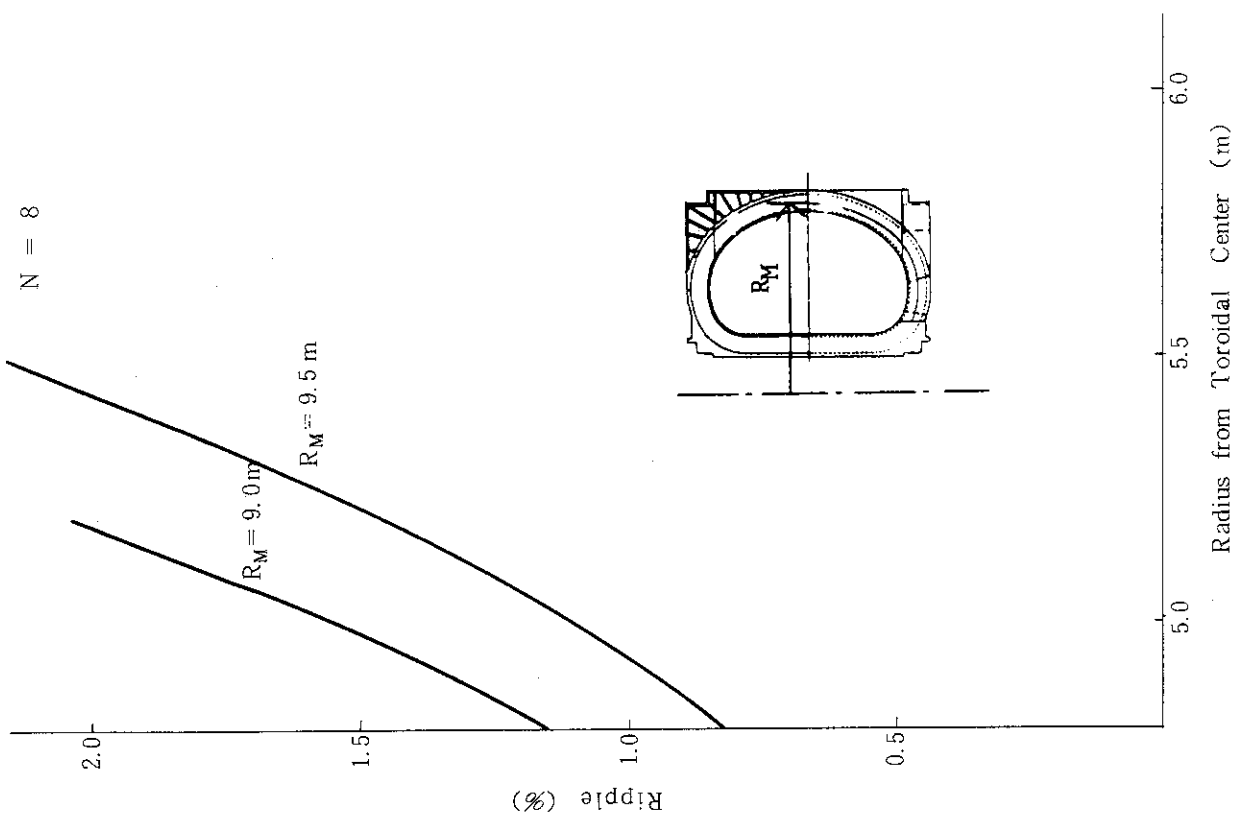


Fig. 14 Ripple vs. radius from Toroidal Center (TF coils of 8)

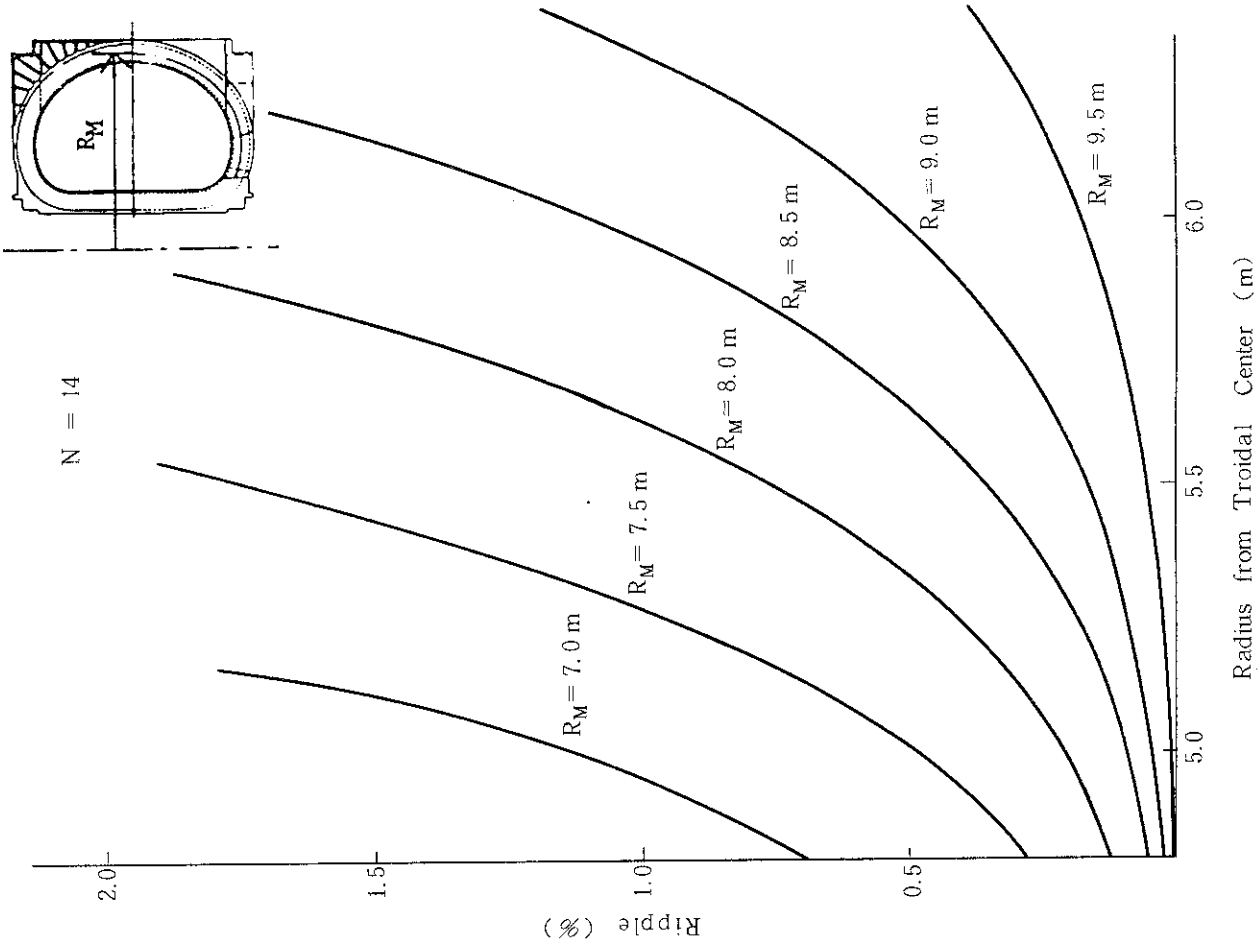


Fig. 17 Ripple vs. radius from Trooidal Center (TF coils of 14)

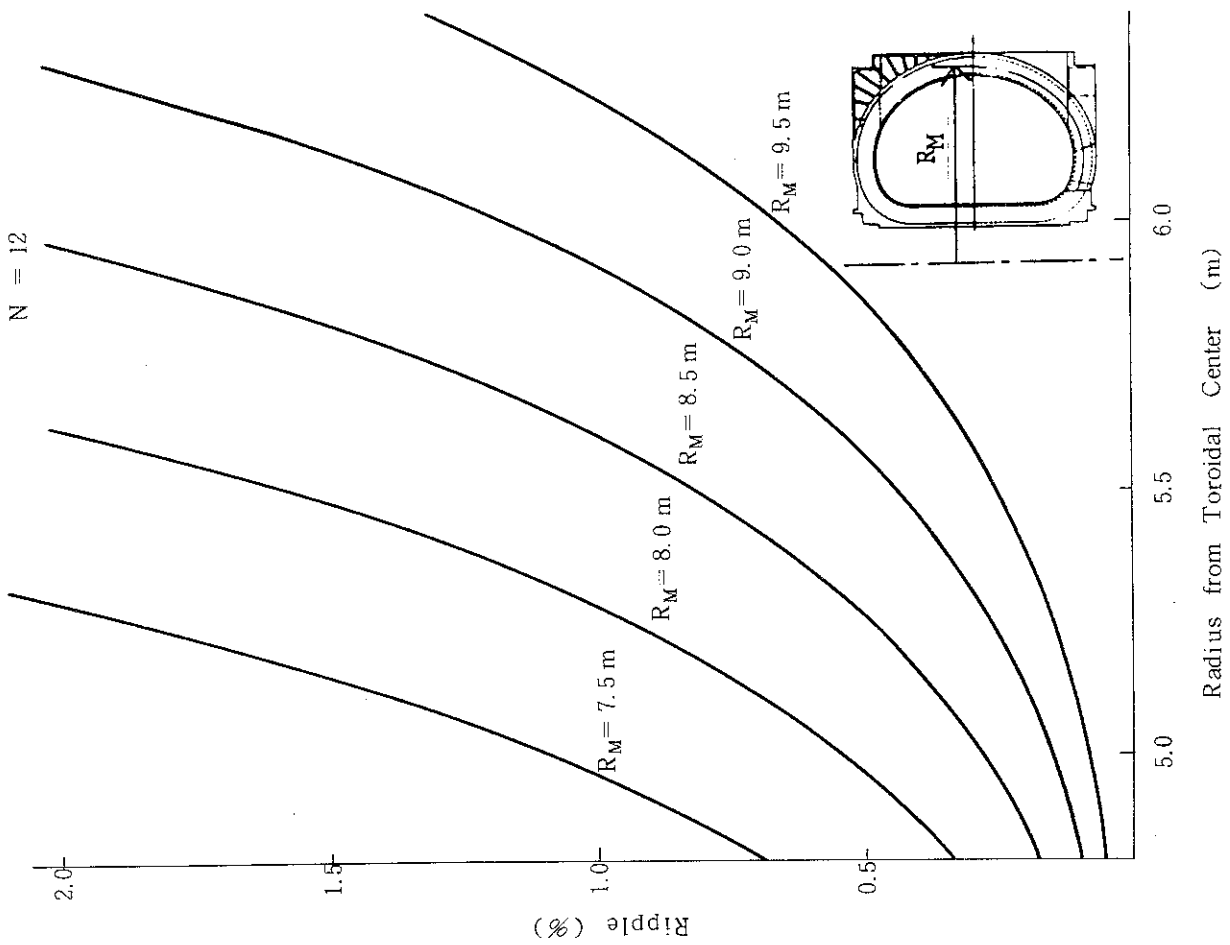


Fig. 16 Ripple vs. radius from Toroidal Center (TF coils of 12)

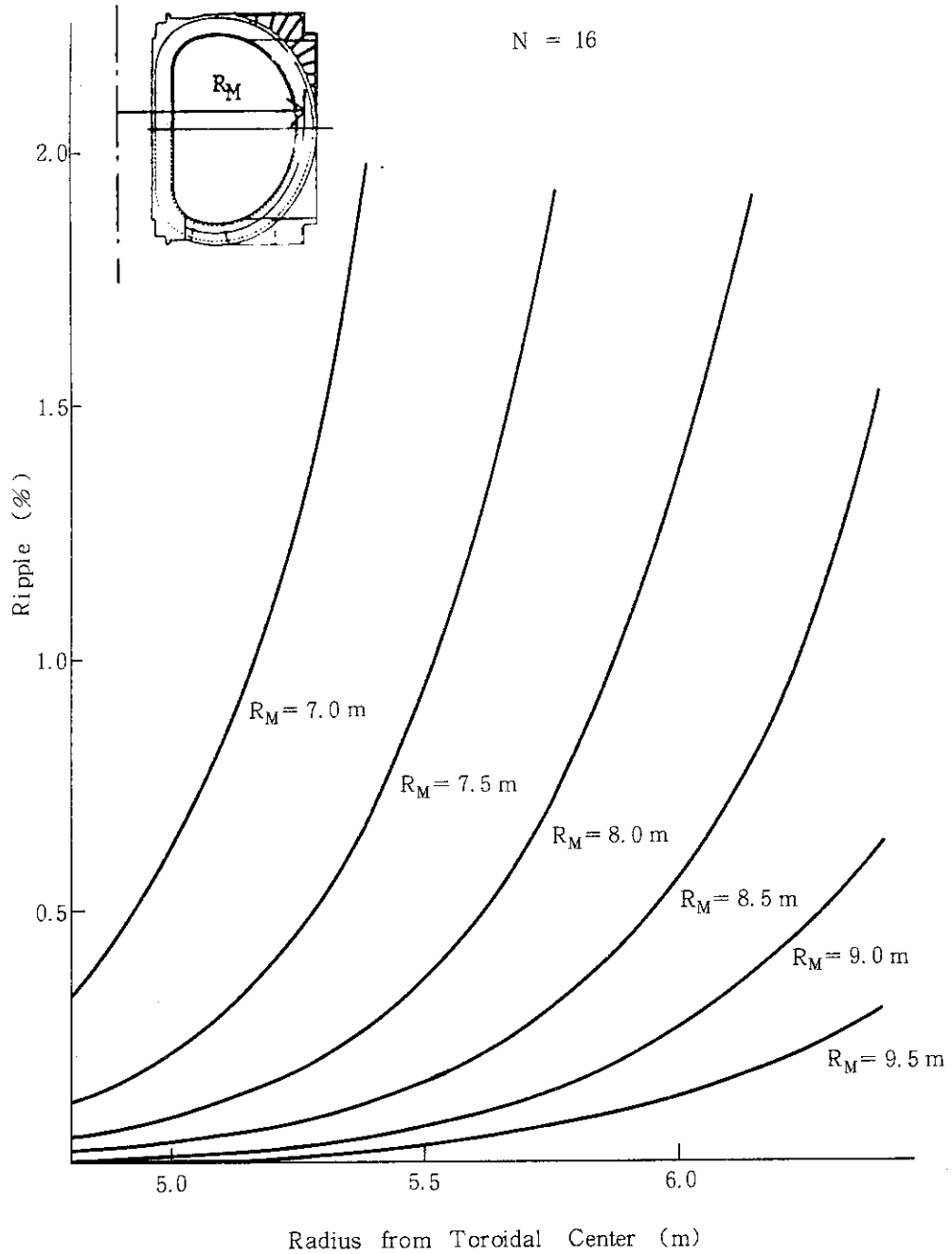


Fig. 18 Ripple vs. radius from Toroidal Center (TF coils of 16)

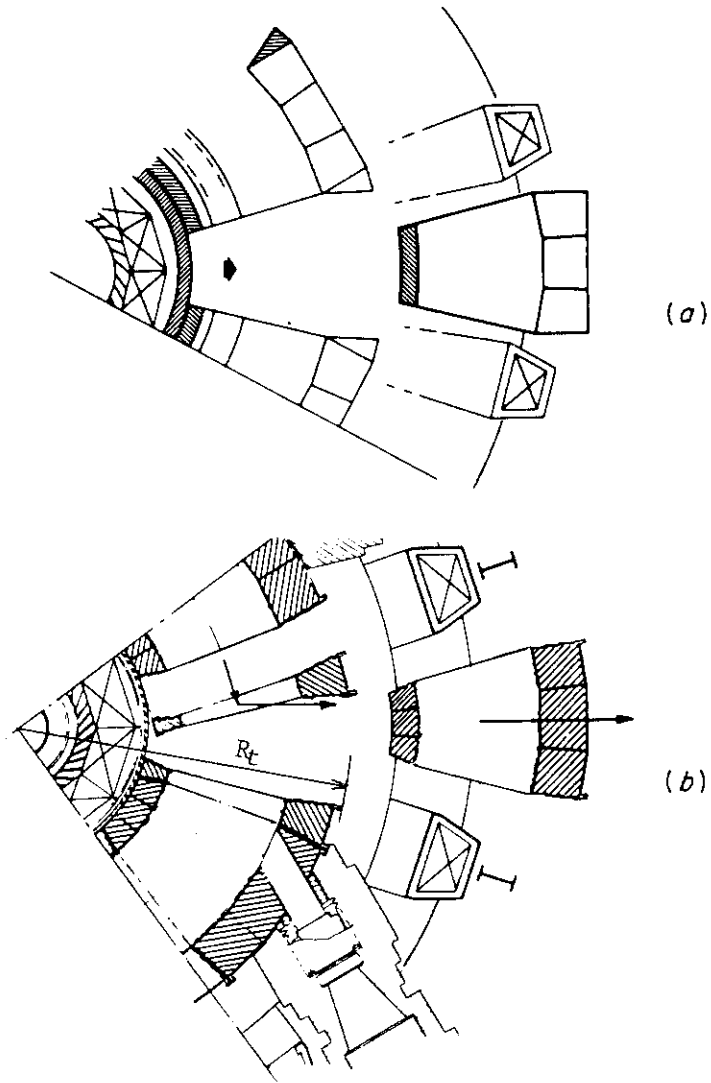


Fig.19

Removable torus sector

- (a) Number of removable torus sectors is equal to the number of TF coils.
- (b) Number of removable torus sectors is a multiple of the number of TF coils.



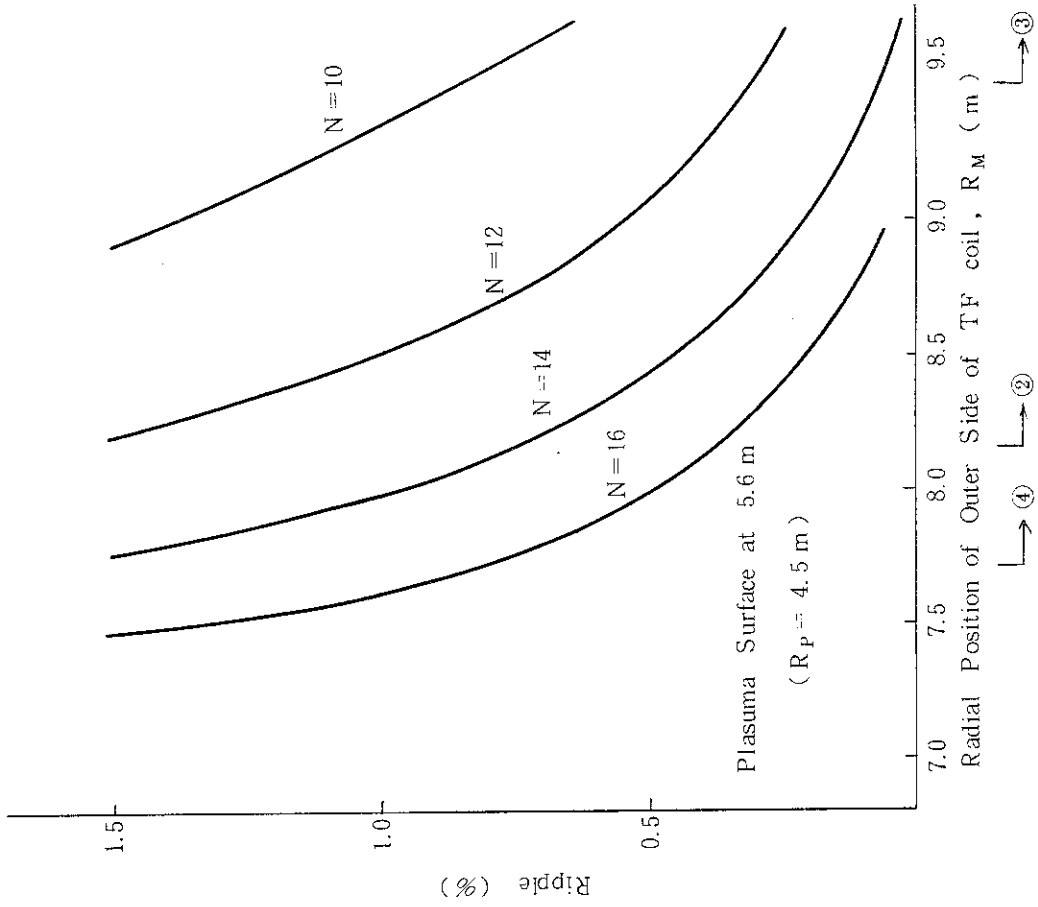


Fig.21 Ripple vs. TF coil size (Plasma major radius of 4.5 m)

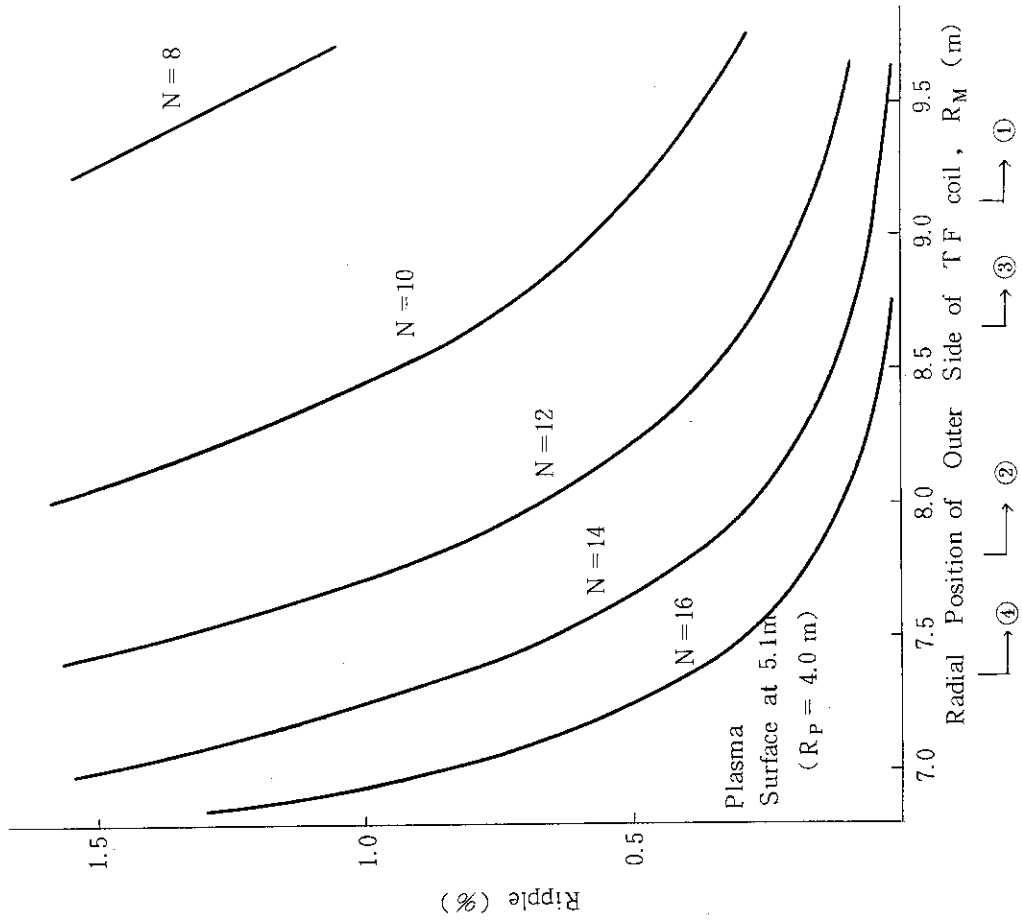


Fig.20 Ripple vs. TF coil size (Plasma major radius of 4.0 m)

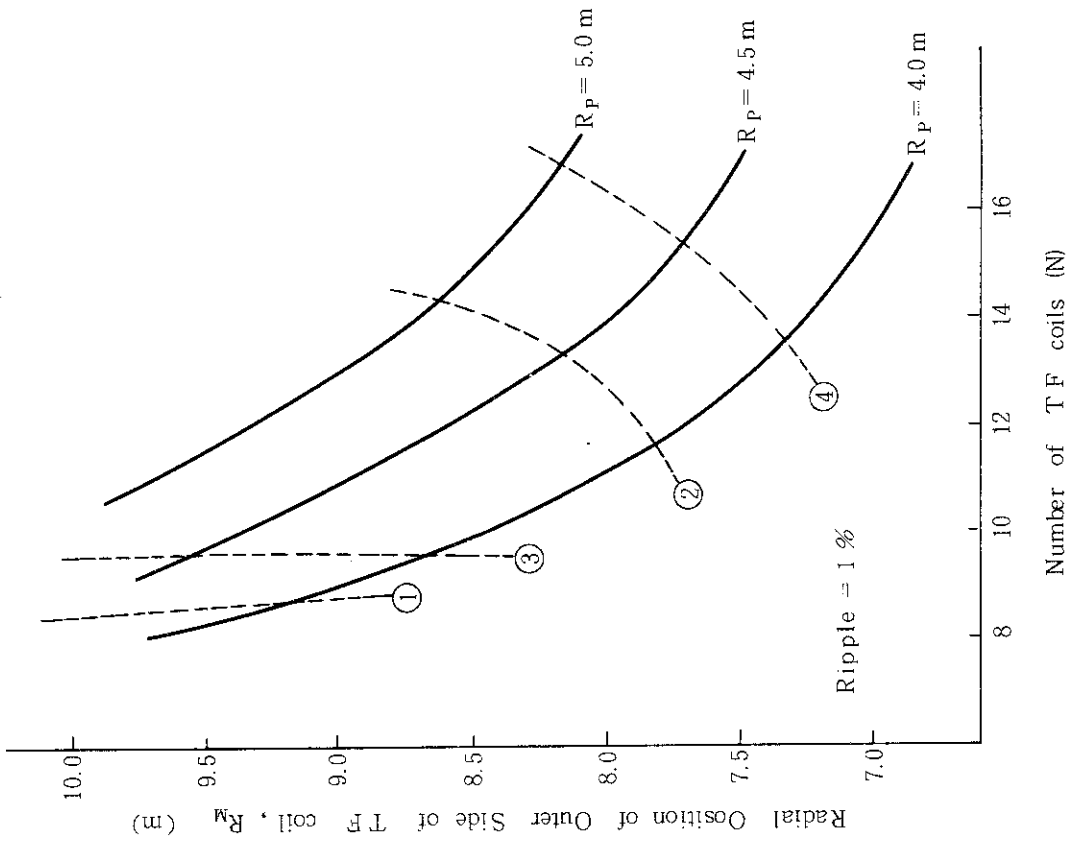


Fig. 23 TF coil size vs. TF coils number (Ripple of 1%)

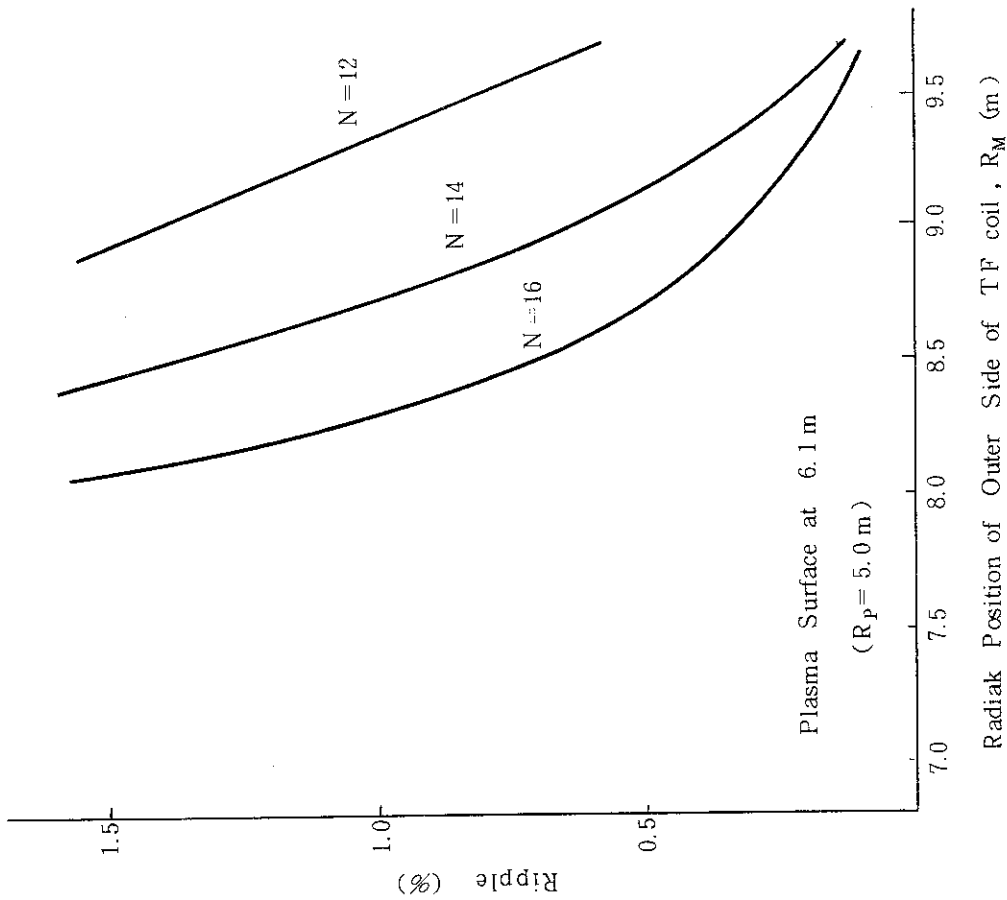


Fig. 22 Ripple vs. TF coil size (Plasma major radius of 5.0 m)

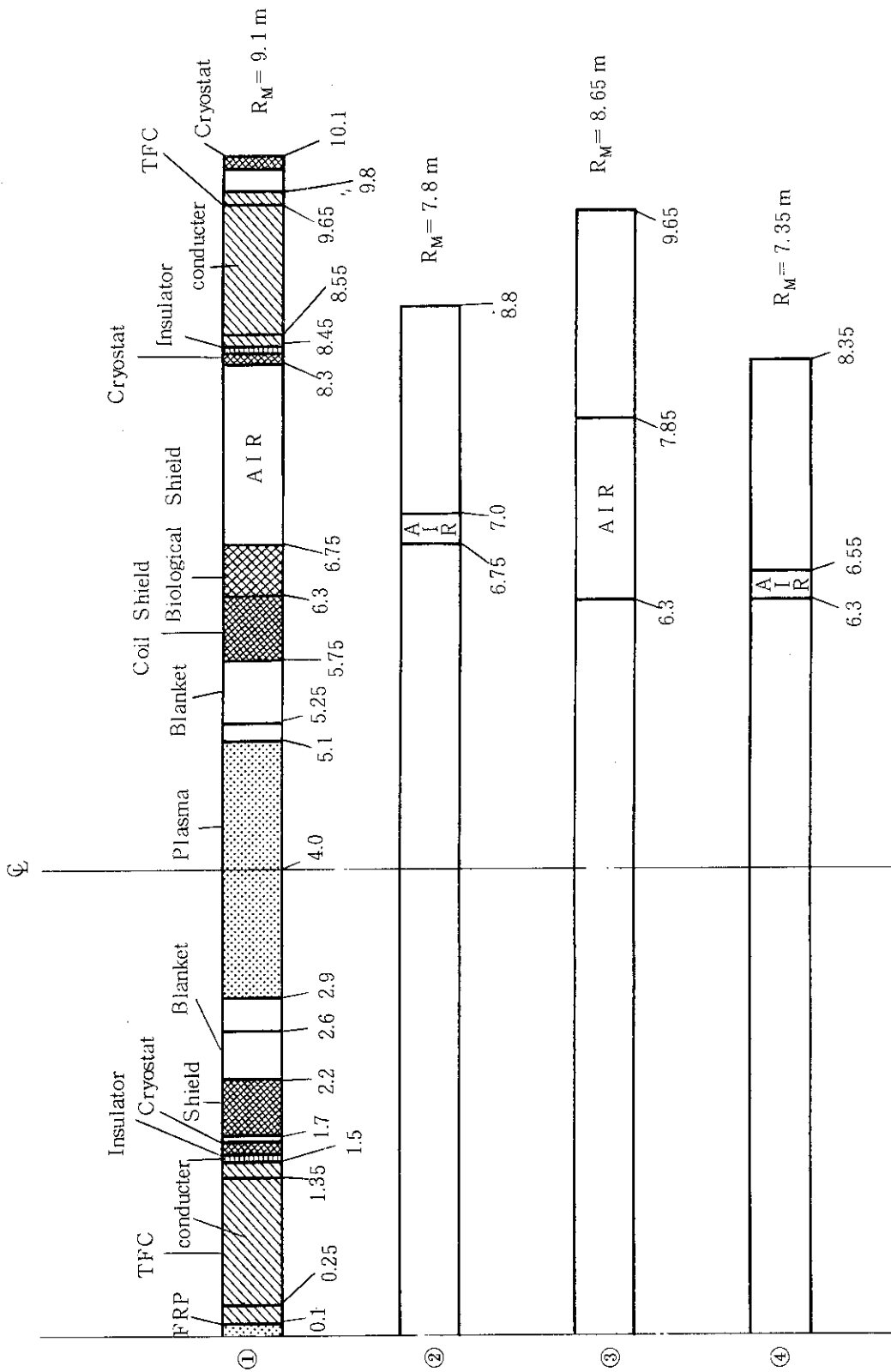


Fig. 24 Radial build (Plasma major radius of 4.0 m)

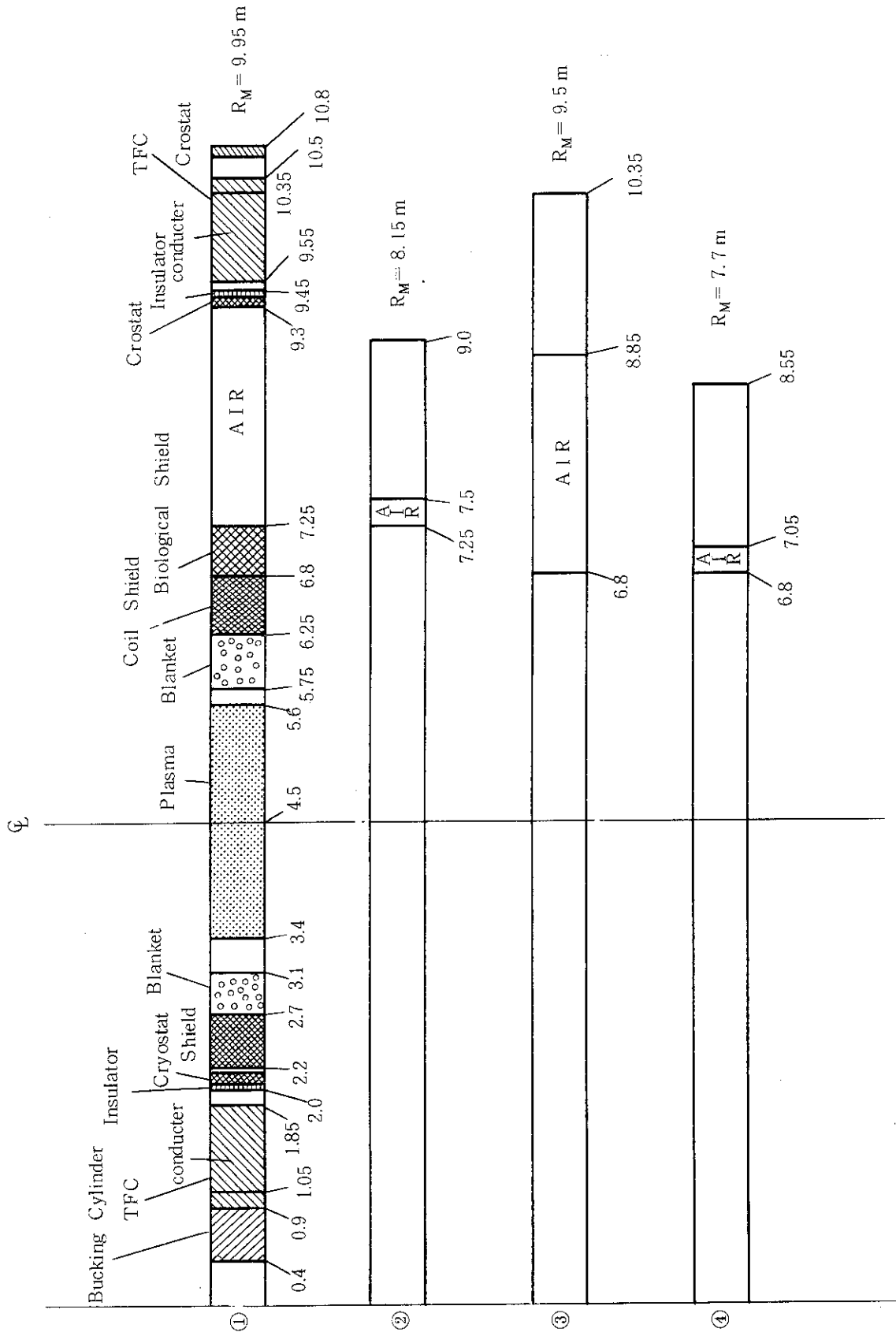


Fig. 25 Radial build (Plasma major radius of 4.5 m)

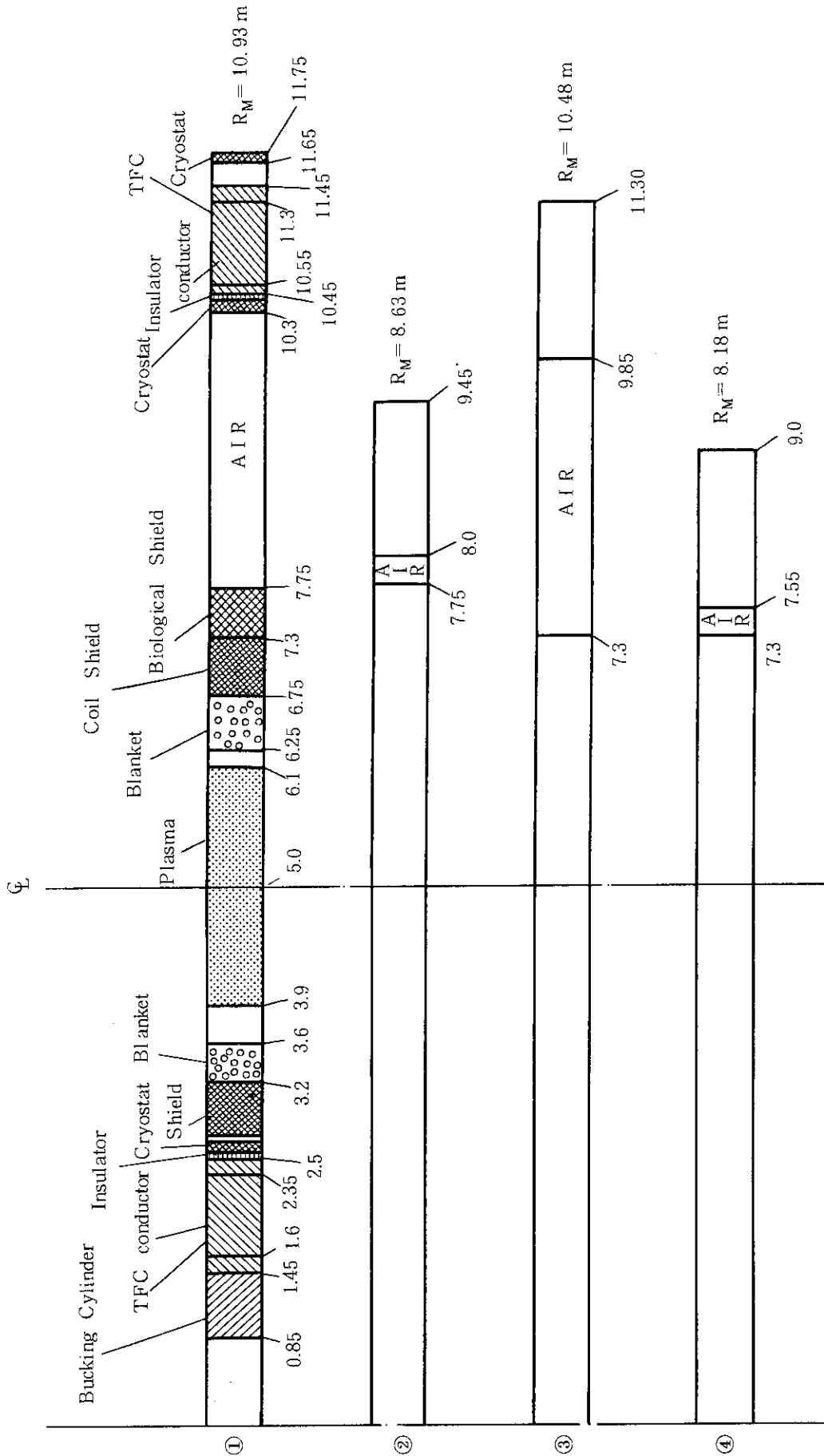


Fig. 26 Radial build (Plasma major radius of 5.0 m)

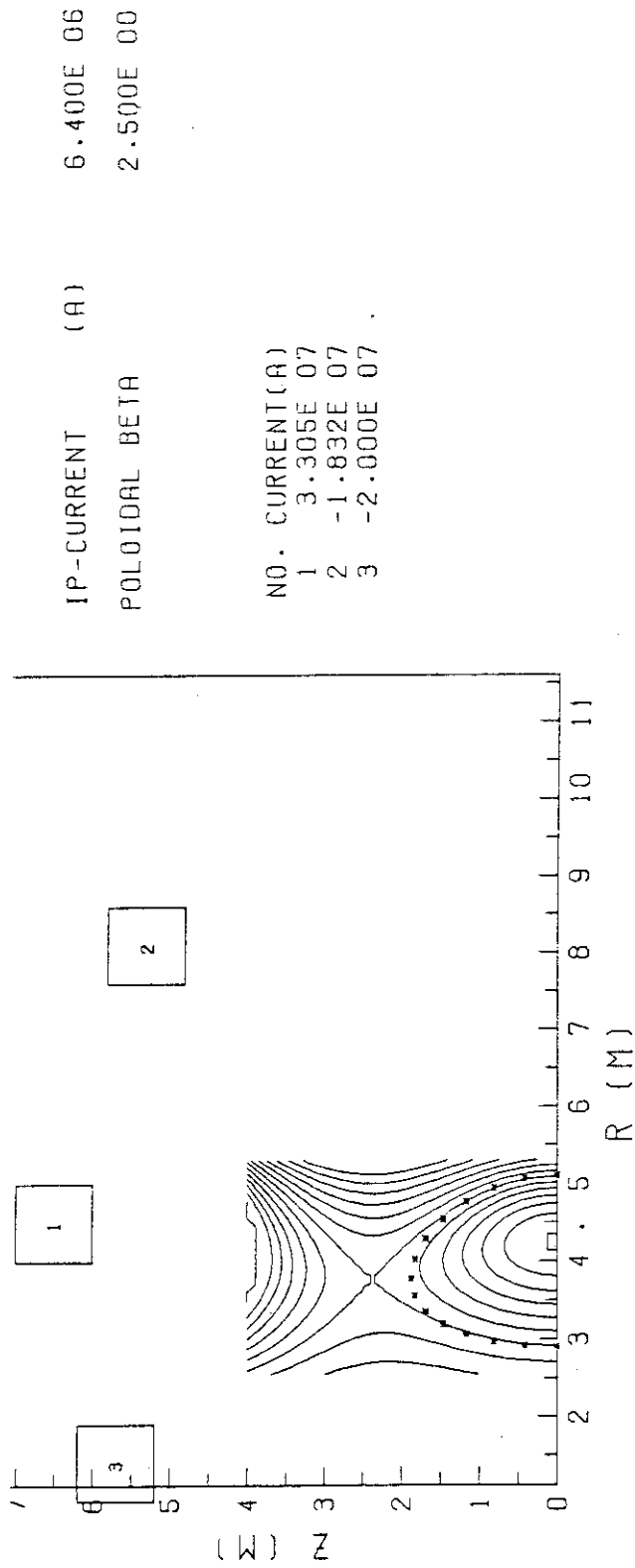


Fig.27 Magnetic flux distribution of Plasma MHD equilibrium.

Table 3 Summary of recommended parameters and their data bases, possible changes and measures in future

項目	現時点における選定とその理由	将来の見直しの可能性とその対策の考え方
1.電流駆動用高周波波動 (CAW/LHW)	<p>圧縮性 Alfvén 波 (CAW)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>近接性の点から CAW は密度を高くしても中心迄伝播できる。また温度が高くなると、電流駆動効率が LHW より高くなる。LHW は密度が高いと表皮電流を引き起こす。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CAW が <math>\alpha</math> 粒子や熱イオンとの相互作用によって強く減衰し、電流駆動効率が理論より小さい場合、また高密度時も LHW で表皮電流ならずに駆動できる場合。CAW, LHW いずれも不可の場合は、他の駆動法を用いる必要がある。</li> </ul>
2.プラズマ閉じ込め性能	<p>閉じ込めの余裕 <math>C_E \sim 0.8</math></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>閉じ込め研究の進展により、現在の閉じ込め性能より改善されることを期待する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>閉じ込め性能が現在と同程度 (<math>C_E \sim 0.5</math>) 或いはさらに悪い (<math>C_E \sim 0.4</math>) 場合には温度を下げ電流駆動パワーを 30MW 程度に増大させる。さらに閉じ込めが悪くなった場合には、R を大きくする等の全面的見直しが必要となる。</li> </ul>
3.プラズマ動作 パラメータ・電流 駆動用高周波パワー	<p>平均温度 <math>\bar{n} \sim 13 \text{ keV}</math></p> <p>平均密度 <math>\bar{T} \sim 9 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}</math></p> <p>電流駆動パワー <math>P_{rf} \sim 18 \text{ MW}</math></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>R = 4m とし、<math>C_E \sim 0.8</math> とした時の必要動作パラメータ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>閉じ込め性能が変わると見直しが必要。</li> <li>閉じ込め向上 <math>\rightarrow \bar{n} \downarrow, \bar{T} \uparrow, P_{rf} \downarrow</math></li> <li>悪化 <math>\rightarrow \bar{n} \uparrow, \bar{T} \downarrow, P_{rf} \uparrow</math></li> <li>ある程度の閉じ込めの不確定さは装置を変えずに RF パワーの調整だけでカバーできる。</li> </ul>
4.TF コイルの数及び大きさ (リップル $\delta \lesssim 1\%$ )	<p>コイル数 <math>N = 12</math></p> <p>コイルの大きさ <math>R_M = 7.8 \text{ m}</math></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可能な限り小型化・軽量化を目指す。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>完全遠隔操作を前提とした保守作業の可能性。(生体遮蔽体除去の可能性)</li> <li>分解引き抜きと一体引き抜きの保守上の差異。操作機器および作業時間の観点から。</li> <li>移動モジュールの重量評価 (標準炉と比較して)</li> <li>⊕ 基本的には標準炉と同様な検討が必要である。</li> </ul>
5.ボロイダルコイル配置	<p>トーラス中心部にソレノイドコイルと設置しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃焼フェーズに対して 140MAT 程度の起磁力で平衡配位が得られる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転のあるフェーズで過大な起磁力が必要となった場合。大半径を 0.5 m 位大きくする事と電源設備容量の増大とのバランスからトーラス中心部にソレノイドコイルを設置する検討が必要となる。</li> </ul>

## 参考文献

- 1) K. Tomabechi, N. Fujisawa, T. Hiraoka, H. Iida, Y. Naruse, et al, in Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research (Proc. 9th Int. Conf. Baltimore, 1982) Vol.1, IAEA, Vienna (1983)399.
- 2) N. J. Fisch, Phys. Rev. Lett. 41(1978)873.
- 3) D. A. Ehst, Nucl. Fusion 19(1979)1369.
- 4) S. Y. Yuen, D. Kaplan, D. R. Cohn, Nucl. Fusion 20(1980)159.
- 5) T. Yamamoto, T. Imai, M. Shimada, N. Suzuki, M. Maeno, et al, Phys. Rev. Lett. 45(1980)716.
- 6) W. Hooke, S. Bernabei, D. Boyd, A. Cavallo, T. K. Chu, et al, in Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research (Proc. 9th Int. Conf. Baltimore, 1982) IAEA-CN-41/C-5.
- 7) N. J. Fisch, C. F. F. Karney, Phys. Fluids 24(1981)27.
- 8) 吉津達弘, 杉原正芳, 藤沢登, JAERI-M82-165(1982).
- 9) International Tokamak Reactor : Phase Zero, IAEA, Vienna(1980).
- 10) A. Hatayama, M. Sugihara, T. Hirayama, JAERI-M82-147(1982).
- 11) T. Tuda, M. Azumi, G. Kurita, T. Takizuka, T. Takeda, JAERI-M82-104(1982).
- 12) N. Suzuki, T. Imai, N. Fujisawa, M. Maeno, T. Yamamoto, et al., in Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research (Proc. 8th Int. Conf. Brussels, 1980) Vol.2, IAEA, Vienna(1981)525.
- 13) K. H. Burrell, R. D. Stambaugh, T. R. Angel, C. J. Armentrout, F. P. Blau, et al., Nucl. Fusion 23(1983)536.
- 14) M. Sugihara, N. Fujisawa, K. Ueda, S. Saito, A. Hatayama, et al., J. Nucl. Sci. Tech. 19(1982)608.
- 15) S. Shimamoto, H. Tsuji and K. Yasukochi : 3rd Technical Committee and Workshop on Fusion Reactor Design and Technology, October 5-16, 1981 Tokyo, Japan.
- 16) 島本進「核融合のための超電導磁石開発 ; L C T 計画」日本原子力学会誌 Vol.25, No.3 (1983).
- 17) S. Nishio, et al, JAERI-M82-176.
- 18) H. Nakajima et al, Cryogenic Engineering Conference/International Cryogenic Materials Conference, August 15-19, 1983 Colorado Springs, USA.
- 19) K. Tani, et al, APPENDIX-IV-C of JAERI-M82-171 (Japanese Contributions to IAEA INTOR Workshop Phase II-A)
- 20) "International Tokamak Reactor, Phase One," Report of the International Tokamak Reactor Workshop held in Seven Sessions in Vienna During 1980 and 1981, International Atomic Energy Agency.
- 21) 二宮博正, 亀有昭久, 新谷吉郎 JAERI-M 9127.