

JAERI - M
91-017

核融合実験炉における炉心部の遮蔽設計

1991年2月

真木 紘一^{*1} 高津 英幸・黒田 敏公^{*2} 関 泰
梶浦 宗次^{*3} 立川 信夫^{*4} 齊藤 龍太^{*5} 川崎 弘光^{*6}

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 株式会社原子力資料サービス

核融合実験炉における炉心部の遮蔽設計

日本原子力研究所那珂研究所核融合実験炉特別チーム

真木 紘一^{*1}・高津 英幸・黒田 敏公^{*2}
関 泰・梶浦 宗次^{*3}・立川 信夫^{*4}
斉藤 龍太^{*5}・川崎 弘光^{*6}

(1991年1月30日 受理)

核融合実験炉 ITERの炉心部について、超電導マグネットに対する遮蔽特性と炉停止後の生体遮蔽特性を検討し、以下の結果を得た。

超電導TFCの銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量は、 $3\text{MWa}/\text{m}^2$ の第一壁中性子フルエンスに対しては、安全ファクターを3倍見込むとITERの設計では設計限界値を満足できない。これを満たすには、インボードの厚さを8cm増加しなければならない。

炉停止後1日以降のセンターソレノイドコイル部の線量率は、設計基準値 $25\mu\text{Sv}/\text{h}$ よりも1桁～3桁大きく、人間が直接アクセスすることは困難である。一方、クライオスタット外部の線量率は、2～5桁小さく、炉停止後1日以降経過した時点で作業員が炉室に立ち入ることが可能である。

2次元計算結果では、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間に中性子束が回り込む効果を考慮でき、クライオスタットと遮蔽体間に空隙がある場合には、2次元計算が必要不可欠である。

ヴォイドの効果に対しては、ヴォイドを平均的に扱うと遮蔽効果が過大評価となるので、注意を要する。また、空洞をつくらない支持方法を工学的に工夫する必要がある。

本レポートでは核融合実験炉のダクトやポート等の貫通部を除いた炉心部のみに限定して検討した。これらの貫通部の影響については冊を改めて、述べる予定である。なお、以上の検討結果は、核融合実験炉 FER の概念設計にも適用できる。

那珂研究所：〒311-02 茨城県那珂郡那珂町大字向山 801-1

- *1 出向職員、(株)日立製作所
- *2 出向職員、川崎重工(株)
- *3 (株)日立製作所
- *4 (株)東芝
- *5 三菱電機(株)
- *6 センチュリリサーチセンタ(株)

Shielding Design of Reactor Core Region
in Fusion Experimental Reactor

Koichi MAKI^{*1}, Hideyuki TAKATU, Toshimasa KURODA^{*2}
Yasushi SEKI, Munetugu KAJIURA^{*3}, Nobuo TACHIKAWA^{*4}
Ryuta SAITO^{*5} and Hiromitsu KAWASAKI^{*6}

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

(Received January 30, 1991)

Shielding properties for SCM and biological shields are investigated for ITER core structure. From these investigations, we obtained following results.

In TFC, copper radiation damage and insulator dose considering safety factor 3 do not satisfy the shielding design limits in 3 MWa/m² first wall neutron fluence. In order to satisfy the limits, inboard shield thickness must be added by 8 cm.

Dose rates in center solenoid coils are 2-3 orders larger than biological design limit of 25 μ Sv/h at one day after shutdown. Therefore, it is impossible for workers to access directly the coils. While, dose rate just outside the cryostat is much smaller than the limit. Therefore, workers can enter into the reactor room.

Two dimensional calculation can express passing neutron around the vacant space between outboard shield and cryostat. Two dimensional

-
- *1 On leave from Hitachi, Ltd.
 - *2 On leave from Kawasaki Heavy Industries, Ltd.
 - *3 Hitachi, Ltd.
 - *4 Toshiba, Co.
 - *5 Mitsubishi Electric, Co.
 - *6 Century Research Center Corporation, Ltd.

calculation is indispensable to shielding investigation, when this effect is large.

It can be seen that homogenizing voids makes shielding properties overestimated. Support structures free from voids should be devised in reactor core design.

In the present report, shielding properties were investigated on reactor core structure excluded various penetrations, such as ducts and ports, etc. The effects of these penetrations on the shielding properties will be presented in another report.

These results obtained can also be applied to the domestic next facility of FER.

Keywords: Fusion Experimental Reactor, FER, ITER, SCM Shield,
Biological Shield, Copper Radiation Damage, Insulator Dose,
Dose Rate

目 次

1. 緒 言	1
2. 実験炉の概要と遮蔽設計基準	3
2.1 実験炉の概要	3
2.2 遮蔽設計基準値	3
3. 遮蔽性能と遮蔽体構成	6
3.1 検討手法と計算モデル	6
3.2 SS 組成比サーヴェイと高遮蔽材特性評価	11
3.3 遮蔽体厚さと遮蔽性能	13
3.4 ま と め	16
4. 1次元計算による炉心部の遮蔽特性評価	18
4.1 計算モデル	18
4.2 運転中の遮蔽特性評価	20
4.3 炉停止後の遮蔽特性評価	26
4.4 ま と め	33
5. 2次元計算による炉心部の遮蔽特性評価	34
5.1 計算モデル	34
5.2 運転中の遮蔽特性評価	37
5.3 炉停止後の遮蔽特性評価	49
5.4 1, 2次元計算結果の比較	56
5.5 ま と め	57
6. 遮蔽体内空洞の遮蔽特性への影響	59
6.1 計算モデル	59
6.2 遮蔽特性の計算結果	62
6.3 遮蔽特性への影響	65
6.4 ま と め	65
7. 結 言	67
謝 辞	68
参考文献	69

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental Reactor Concept and Shielding Design Targets	3
2.1 Experimental Reactor Concept	3
2.2 Shielding Design Targets	3
3. Shielding Properties and Shield Structure	6
3.1 Method and Calculational Model	6
3.2 SS Composition Survey and High Shielding Material Comparisons	11
3.3 Shield Thickness Survey	13
3.4 Summary	16
4. Shielding Properties by 1-Dimensional Calculation	18
4.1 Calculational Model	18
4.2 Shielding Properties during Operation	20
4.3 Shielding Properties after Reactor Shutdown	26
4.4 Summary	33
5. Shielding Properties by 1-Dimensional Calculation	34
5.1 Calculational Model	34
5.2 Shielding Properties during Operation	37
5.3 Shielding Properties after Reactor Shutdown	49
5.4 Comparison of Results by 1 and 2 Dimensional Calculations	56
5.5 Summary	57
6. Effect of Cavities in Shield on Shielding Properties	59
6.1 Calculational Model	59
6.2 Shielding Property Results	62
6.3 Effect on shielding properties	65
6.4 Summary	65
7. Conclusion	67
Acknowledgements	68
References	69

1. 緒 言

1988年から概念設計が行われた核融合実験炉（FER：Fusion Experimental Reactor）は、1987年までの約9年間にわたって進められたINTOR（International Tokamak Reactor）¹⁾と並行して設計されたFER²⁾とは明確に区別されている。最大の相違点は、プラズマ物理のデータベースにある。即ち、INTOR時代にはプラズマのエネルギー閉じ込め時間の比例則として、Alcator則、あるいはINTOR則に基づいてプラズマが設計されたのに対して、1988年以降の設計では、プラズマのエネルギー閉じ込め時間の比例則としてLモード比例則に基づいている。前者の比例則では、エネルギー閉じ込め時間は主にプラズマの主半径と副半径に依存したが、後者では主にプラズマ電流に依存している。そこで、後者ではINTOR時代の実験炉クラスのプラズマ電流の3～4倍の大きな電流を流そうとするため、プラズマのポロイダル断面積を大きくする設計が必要となってきた。そのため、アスペクト比の小さな、即ち、フラットなプラズマが採用されている。

1988年から概念設計が進められた核融合実験炉であるFERとITER（International Thermonuclear Experimental Reactor）は、同じプラズマのデータベースに基づいて、並行して進められた。従って、INTOR時代の核融合炉の概念設計から見ると、FERとITERは、類似点の多い側面を持った設計となっている。核融合炉の設計において、主半径の大きさは装置のコストを最も大きく左右する装置パラメータである。このような主半径の寸法に大きなインパクトを与える因子は、インボード部の遮蔽体の厚さである。一方、逆に遮蔽設計側から見れば、遮蔽特性に影響の大きいパラメータとしては、インボードの遮蔽体厚みであり、特に超電導コイル設計に対して大きな影響を与えるパラメータという点からは、更に、第一壁中性子負荷が加わることになる。FERとITERでは第一壁中性子負荷は最大で2倍以内の違いとなっている。この相違は、概念設計の段階では第一壁中性子負荷の比を考慮することにより互いに内外挿できる範囲にあり、また、今後、核融合炉の設計を進めるに従い第一壁中性子負荷が変動する可能性も合わせて考慮すると、第一壁の中性子負荷を1 MW/m²として検討すれば、設計が変更されることにより、第一壁中性子負荷が変動する度に計算し直すという無駄な努力を省くことができる。

以上の理由から、本検討は、核融合実験炉の遮蔽特性の検討を目的としているので、特にFERとITERと区別することはしないで、検討が詳細に進んだ方を選んで、それを核融合実験炉として検討を進める。このような観点から、1988年の検討では、設計が細部にまで進められたITERを対象として、第一壁中性子負荷を1 MW/m²で計算し、その結果に基づいて議論する。なお、国際熱核融合炉ITERは、前記したように1988年から3年の予定で国際協力が進められたが、1989年の8月以降にプラズマの大きさを含む一部のパラメータが変更された。従って、1988年の概念設計のITER³⁾は、1989年以降のITERとは多少異なる。本レポートで検討の対象としている核融合実験炉は、1988年に概念設計され

たITERである。以下、本レポートでは、この1988年に概念設計されたITERを単にITERと記す。

本検討の目的は、核融合実験炉クラスの炉心部について超電導マグネットに対する遮蔽特性と、炉停止後の生体遮蔽特性を評価することである。ここで、検討対象として炉心部として限定している範囲は、次の範囲を指す。即ち、本レポートでは、炉心部という言葉が意味するところは、核融合炉には多くのダクトやポート等の貫通部があるが、これらの貫通部を除いた部分を指す。従って、本レポートでは、これらの貫通部を除いた炉心部を検討対象としている。これら貫通部の遮蔽特性については、冊を改めたレポートにおいて記述する予定である。

第2章では、計算の対象とした核融合実験炉の概要と、超電導マグネットに対する遮蔽設計基準と生体遮蔽設計基準について述べる。第3章には、遮蔽性能と遮蔽体構成について1次元計算モデルにより検討した結果を述べる。1次元計算結果による炉心部の遮蔽特性評価を第4章に、2次元計算結果による炉心部の遮蔽特性評価を第5章に記す。これらの2つの章では、核融合炉の運転中の遮蔽特性と炉停止後の遮蔽特性の計算結果と評価が議論され、1、2次元結果の比較については、第5章の最後の節で議論する。遮蔽体内には遮蔽体自身を支持するための支持機構が作り出す空洞部が形成される。これらの空洞部が遮蔽特性に与える影響については、第6章で述べる。

2. 実験炉の概要と遮蔽設計基準

2.1 実験炉の概要

本レポートで遮蔽特性評価の対象とした核融合実験炉 ITER³⁾は、初めの6年間はPhysics phase と呼ばれ、水素プラズマを主体とした運転、重水素プラズマ運転から重水素-三重水素プラズマの運転へと進む予定となっている。このフェイズの重水素-三重水素運転における第一壁中性子負荷は平均 1.0 MW/m^2 で、第一壁中性子フルエンスは 0.02 MWa/m^2 と低い。これに対して、Physics phase の終了後6年間続く Technology phase では、 1.3 MW/m^2 の第一壁中性子負荷で、第一壁中性子フルエンスが 1 MWa/m^2 までの運転が予定されており、装置設計としては 3 MWa/m^2 の中性子フルエンスに耐える設計とすることが要求されている。

また、Physics phase と Technology phase では、プラズマ主半径、副半径、電流等が異なる。これらのパラメータをTable 2.1 に示す。Physics phase と Technology phase のポロイ

Table 2.1 Principal values of ITER.

Parameters	Phase	Technology phase		Physics phase	
				Basic oper.	Extented oper.
Plasma current	I_p	1.8	MA	2.2	MA
Major radius	R	5.5	m	5.8	m
Minor radius	a	1.8	m	2.2	m
Toroidal field on axis	B_t	5.3	T	~5	T
Elongation	κ	2		1.88	2
Safety factor	$q\phi$	3		3	2.7
Fusion power	P_f	1000	MW	1000	MW
Neutron wall loading	P_n	1.3	MW/m^2	1.05	MW/m^2

ダル断面をFig. 2.1 に示す。Physics phase の特徴は、プラズマ主半径と副半径を大きく採り、そのプラズマに 2.2 MA の大きな電流を流すことである。これに対して、Technology phase では、真空容器、固定遮蔽体は Physics phase と共用としており、その内側に可動遮蔽体を挿入することにより Physics phase より小さな主半径及び副半径のプラズマを形成することになっている。

2.2 遮蔽設計基準値

放射線遮蔽の目的は、1つには、超電導マグネットを中性子、ガンマ線の照射から護ること

で、具体的には、中性子及びガンマ線によるマグネット部の核発熱を低減させ、冷凍機の負担を低減することであり、安定化材である銅や電気絶縁材のインシュレータの放射線損傷を低減することである。即ち、装置自身を放射線から護ることである。もう一つは、人間を放射線から護ることである。

まず最初に、超電導マグネットに対する遮蔽設計基準値をTable 2.2³⁾に示す。設計限界値として、Technology phaseが20kW以下とPhysics phaseの50kW以下より小さいのは、Technology phaseでは、長時間パルスでの燃焼運転を予定しているからである。インシュレータの吸収線量や高速中性子のフルエンス、銅の放射線損傷の3つの量は、D-T燃焼時間の全時間に比例して増大する量である。Physics phaseでは、中性子フルエンスが $0.02 \text{ MW a} / \text{m}^2$ と小さいため、これらの3つの量は問題となるほど大きくはならない。これに対して、Technology phaseでは、中性子フルエンスとして $3 \text{ MW a} / \text{m}^2$ まで耐える設計が要求されているので、これらの3つの量は遮蔽設計上重要な評価パラメータとなる。

Table 2.2 TFC design criteria and design range.

items	criteria	design range
winding peak nuclear heat (mW/cm^2)	1	1 - 5
total nuclear heat		
physics phase (kW)	-	< 50
technology phase (kW)	20	< 20
insulator dose (rad)	2×10^9	$2 \times 10^8 - 5 \times 10^9$
fast neutron fluence (n/cm^2)	1×10^{19}	< 1×10^{19}
copper dpa	5×10^{-4} *	< 1×10^{-3}
(copper resistivity) ($\Omega\text{-m}$)	9×10^{-10} *	-

* Copper dpa is permitted up to 9×10^{-4} dpa, if copper is annealed at the resistivity to reach $9 \times 10^{-10} \Omega\text{-m}$.

次に、2番目の生体遮蔽について述べる。生体遮蔽設計の基本的考え方として、運転中には炉室内に作業員は入らないことを前提としており、炉室への立ち入りを認めるのは、炉停止後1日あるいは1週間以降としている。そのため、炉停止後の炉室の線量率を1日または1週間後の時点で $2.5 \mu \text{ Sv}/\text{h}$ ($2.5 \text{ mrem}/\text{h}$)以下とすることが、生体遮蔽設計に要求される。従って、運転中の炉室の線量率の上限に対しては、生体遮蔽設計の立場からは特に要求はない。しかし、運転中の炉室の線量率は、プラズマから生体遮蔽体を通して漏洩した中性子束によって決まるので、運転中の炉室の線量率が高いことは、漏洩した中性子は炉室内壁を初めとする炉室内構造物を放射化することとなり、炉停止後の炉室内の線量率を増大させる結果となる。このため、炉停止後の炉室の線量率を設計基準値以下とするという要請から、運転中の線量率の上限も自ずと制限される。

3. 遮蔽性能と遮蔽体構成

核融合炉の設計において、主半径の大きさは装置のコストを最も大きく左右する装置パラメータである。主半径に大きなインパクトを与える因子は、インボード部の遮蔽体の厚さである。そのため、この章では、インボード部の遮蔽体について厚さ及び構成が変化した場合のインボード遮蔽特性の変化、即ち、トロイダルマグネットに対する遮蔽特性量との関係を議論する。

3.1 検討手法と計算モデル

この章の目的は、先に述べたようにインボードの厚さ及び構成とトロイダルマグネットに対する遮蔽特性量との関係を明らかにし、インボード部の遮蔽体の必要最小厚さを示すことである。検討手法としては、核融合実験炉の赤道面のインボード部のみの1次元円柱モデルを用いてトロイダルマグネットに対する遮蔽特性を評価し、厚さ及び構成との関係を議論する。そこで、計算コードとしては1次元輸送コードANISN⁴⁾、を使用し、群定数セットGICX40⁵⁾を使用した。この群定数は、中性子42群とガンマ線21群を結合した群定数である。また、群定数セットの散乱断面積のルジャンドル展開のオーダーはP5、空間の角度分割のオーダーはS8を用いた。ANISNにより計算した中性子束やガンマ線束、それらを用いて算出する核発熱等の計算及び図形表示にはAPPLEコード⁶⁾を使用した。

計算の対象とした体系の1つは、70cm厚さの遮蔽体を中間に2cmのヴァイド層を挟んだSSとH₂Oから成るで2領域のSSの組成比をサーヴェイするモデルと、もう1つは、70cm厚さの遮蔽体の背後に設置された追加遮蔽領域に比較的遮蔽特性の良い材料とされている数種類の材料を設定して、追加遮蔽材として最も適切な材料をサーヴェイするモデルである。それぞれの1次元トラスモデルをFig. 3.1、Fig. 3.2に示す。

次に、ITERのPhysics phase及びFERとTechnology phaseのインボードを想定して、遮蔽体全体の厚さとトロイダルマグネットに対する遮蔽特性の関係を評価するためのモデルを、それぞれFig. 3.3、Fig. 3.4に示す。それぞれの空間メッシュ数は、103、107である。計算に使用した物質を構成している核種の原子数密度は、GICX40の群定数セットをベースとして、Table3.1のようになる。Table3.1で構成した物質を用いて領域毎の組成を作成するとTable3.2のようになる。

1次元トラスモデルにおけるプラズマからの中性子源強度は、次のように算出して与える。第一壁の平均中性子負荷を1MW/m²とすると、プラズマから外向きの中性子束 f_n は、

$$f_n = \frac{1 \text{ MW/m}^2}{14.06 \text{ MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}} = 4.445 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \text{ s} = 4.445 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s} \quad (3.1)$$

で与えられる。円柱モデルにおけるプラズマ中心からインボード部の第一壁までの距離(半径)を a とすると、 f_n を用いて、高さ1cmの平円盤モデルの中性子源強度 S_n は、以下の式で与えられる。

plasma	(220.0)

scrape-off	(15.0)
_____	0.0
graphite	(2.0)
_____	2.0
S S x%,	
H ₂ O(100-x)%	(30)
_____	32.0
void	(2.0)
_____	34.0
S S y%	
H ₂ O(100-y)%	(36)
_____	70.0
void	(6.0)
_____	76.0
He can	(2.0)
_____	78.0
Epoxy	(2.0)
_____	80.0
SCM winding	(42)
_____	122.0
Epoxy	(2.0)
_____	124.0
He can	(26.0)
_____	150.0

Fig. 3.1 One dimensional poloidal model for SS volume fraction survey.

plasma	(220.0)

scrape-off	(15.0)
_____	0.0
graphite	(2.0)
_____	2.0
S S 95%	
H ₂ O 5%	(30.0)
_____	32.0
void	(2.0)
_____	34.0
S S 70%	
H ₂ O 30%	(36.0)
_____	70.0
W, B ₄ C, lead (z cm)	
_____	70.0+z
void	(6.0)
_____	76.0+z
He can	(2.0)
_____	78.0+z
Epox	(2.0)
_____	80.0+z
SCM winding	(42.0)
_____	122.0+z
Epoxy	(2.0)
_____	124.0+z
He can	(26.0)
_____	150.0+z

Fig. 3.2 One dimensional poloidal model for additional shielding material survey.

plasma	(220.0)
scrape-off	(15.0)
	0.0
graphite	(2.0)
	2.0
S S 90%	
H ₂ O 10%	(11.0)
	13.0
void	(2.0)
	15.0
S S 95% H ₂ O	5%(15)
	30.0
S S 70% H ₂ O	30%(13)
	43.0
S S 70% H ₂ O	30%(30)
	73.0
void	(6.0)
	79.0
He can	(2.0)
	81.0
Epoxy	(2.0)
	83.0
SCM winding	(42.0)
	125.0
Epoxy	(2.0)
	127.0
He can	(26.0)
	153.0

Fig. 3.3 One dimensional poloidal model for shield thickness survey in physics phase.

plasma	(220.0)
scrape-off	(15.0)
	0.0
graphite	(2.0)
	2.0
blanket vessel	(1.5)
	3.5
Be, Li ₂ O, S S, H ₂ O=	47.25%
, 15.75%, 5%, 5%	(19.5)
	23.0
void	(2.0)
	25.0
S S 95% H ₂ O	5% (15.0)
	40.0
S S 70% H ₂ O	30% (13)
	53.0
void	(2.0)
	55.0
S S 70% H ₂ O	30% (30)
	85.0
void	(6.0)
	91.0
He can	(2.0)
	93.0
Epoxy	(2.0)
	95.0
SCM winding	(42.0)
	137.0
Epoxy	(2.0)
	139.0
He can	(26)
	165.0

Fig. 3.4 One dimensional poloidal model for shield thickness survey in technology phase.

Table 3.1 Atomic number densities composing materials used in calculations.

No	Material	Element	Number	Density
1	Plasma 241~246	$^2\text{H}_2$ 67~72	1.000	$*10^{-10}$
2	316SUS 247~252	C 13~18	0.0	$*10^0$
		Mo 37~42	1.255	$*10^{-3}$
		Cr 43~48	1.575	$*10^{-2}$
		Ni 49~54	9.848	$*10^{-3}$
		Fe 55~60	5.909	$*10^{-2}$
3	H ₂ O 253~258	H 61~66	6.686	$*10^{-2}$
		O 19~24	3.343	$*10^{-2}$
4	Air 259~264	N 91~96	4.220	$*10^{-5}$
		O 19~24	1.170	$*10^{-5}$
5	Natural Li ₂ O 265~270	^6Li 1~6	5.118	$*10^{-3}$
		^7Li 7~12	6.385	$*10^{-2}$
		O 19~24	3.4484	$*10^{-2}$
6	Li ₂ O(^6Li 30%) 271~276	^6Li 1~6	2.069	$*10^{-2}$
		^7Li 7~12	4.828	$*10^{-2}$
		O 19~24	3.4484	$*10^{-2}$
7	Be 277~282	^9Be 79~84	1.236	$*10^{-1}$
8	B ₄ C 283~288	^{10}B 85~90	2.196	$*10^{-2}$
		^{11}B 163~168	8.784	$*10^{-2}$
		C 13~18	2.745	$*10^{-2}$
9	Pb 289~294	Pb 115~120	3.296	$*10^{-2}$
10	Cu 295~300	Cu 109~114	8.464	$*10^{-2}$
11	Vacume 301~306	Air 259~264	1.000	$*10^{-9}$
12	EPOXY(C ₁₈ H ₂₈ O ₃) 307~312	C 13~18	4.478	$*10^{-2}$
		H 61~66	4.976	$*10^{-2}$
		O 19~24	7.464	$*10^{-3}$
13	W 313~318	^{182}W 193~198	1.720	$*10^{-2}$
		^{183}W 199~204	9.254	$*10^{-3}$
		^{184}W 205~210	1.976	$*10^{-2}$
		^{186}W 211~216	1.821	$*10^{-2}$
14	C 319~324	C 13~18	8.023	$*10^{-2}$
15	He(気) 325~330	^4He 25~30	2.6888	$*10^{-5}$
16	He(液) 331~336	^4He 25~30	1.8963	$*10^{-2}$
17	Al 337~342	Al 97~102	6.0017	$*10^{-2}$

Table 3.1 (Continued)

1 8	Concrete ($\rho=2.22\text{g/cm}^3$)	3 4 3 ~ 3 4 8	Na	1 7 5 ~ 1 8 0	6. 9 3 5	$* 1 0^{-4}$
			Fe	5 5 ~ 6 0	6. 6 8 7 2	$* 1 0^{-4}$
			O	1 9 ~ 2 4	4. 1 2 3	$* 1 0^{-2}$
			C	1 3 ~ 1 8	3. 0 0 4	$* 1 0^{-4}$
			H	6 1 ~ 6 6	6. 3 6 4	$* 1 0^{-3}$
			Si	2 2 9 ~ 2 3 4	1. 6 8 0	$* 1 0^{-2}$
			K	1 5 1 ~ 1 5 6	2. 7 3 4	$* 1 0^{-4}$
			Ca	1 5 7 ~ 1 6 2	3. 3 0 1	$* 1 0^{-3}$

*Fe には $6.082 * 10^{-5}$ の Mn を含ませた。

Table 3.2 Material volume fractions in various zones.

No	構造材名	Material	比率	
1	Blanket : 3 4 9 ~ 3 5 4	Be	2 7 7 ~ 2 8 2	0. 4 7 2 5
		Li ₂ O (⁶ Li30%)	2 7 1 ~ 2 7 6	0. 1 5 7 5
		SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 0 5
		H ₂ O	2 5 3 ~ 2 5 8	0. 0 5
		He (液)	3 2 5 ~ 3 3 0	0. 1
2	SUS:H ₂ O=0.95:0.05 3 5 5 ~ 3 6 0	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 9 5
		H ₂ O	2 5 3 ~ 2 5 8	0. 0 5
3	SUS:H ₂ O=0.90:0.10 3 6 1 ~ 3 6 6	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 9
		H ₂ O	2 5 3 ~ 2 5 8	0. 1
4	SUS:H ₂ O=0.70:0.30 3 6 7 ~ 3 7 2	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 7
		H ₂ O	2 5 3 ~ 2 5 8	0. 3
5	He-c a n 3 7 3 ~ 3 7 8	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 8 6
6	SCM線材 3 7 9 ~ 3 8 4	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 3 3
		Cu	2 9 5 ~ 3 0 0	0. 3 4
		He (液)	3 3 1 ~ 3 3 6	0. 2 3
		EPOXY	3 0 7 ~ 3 1 2	0. 1
7	ネロイタ'ル'ル'ト'コイル 3 8 5 ~ 3 9 0	SUS	2 4 7 ~ 2 5 2	0. 3 3 5
		Cu	2 9 5 ~ 3 0 0	0. 3 5 5
		He (液)	3 3 1 ~ 3 3 6	0. 3 1 0

$$S_n = 2\pi \cdot a \cdot f_n \quad (3.2)$$

Physics phase、Technology phaseそれぞれの a_p 、 a_t は、以下のような半径である。

Physics phase	$a_p = 195 \text{ cm}$ 、
Technology phase	$a_t = 235 \text{ cm}$ 、

これらを用いると、それぞれの phase の中性子源強度 S_n は次のように与えられる。

Physics phase	$S_n = 5.446 \times 10^{16} \text{ n/s}$ 、
Technology phase	$S_n = 6.563 \times 10^{16} \text{ n/s}$ 。

なお、Fig. 3.1及びFig. 3.2のプラズマ中心から第一壁までの半径は、Physics phaseの半径を採用しているので、Physics phaseの中性子源強度 S_n と同一の値を用いている。これらの線源は、厚さ1 cmのトーラス状の平板プラズマ中に均一に分布しており、その総量を示している。ただし、両フェーズとも平均中性子負荷を 1 MW/m^2 としている。

3.2 SS組成比サーベイと高遮蔽材特性評価

前節で述べた Fig. 3.1に示す厚さ70 cmのインボード部のモデルを用いて、2つの領域のSSの組成比を独立に変化させた場合の超電導マグネット（ここではTFC）に対する遮蔽特性の変化を検討する。計算結果から、2つの領域を同時に変化させた時のSSの体積占有率を横軸に、縦軸にはFig. 2.2に示した遮蔽特性の設計基準値に対する比を採ったグラフをFig. 3.5に示す。ピーク核発熱率のカーブの最小値の下方にある●印は、2領域を独立に変動させたときの最小値を示している。即ち、第一壁側30cmの領域を95%SS、その後方を70%SSとした場合のピーク核発熱率である。Fig. 3.5の巻き線部の最大核発熱率とトロイダルマグネットの全核発熱は、先に述べた通り第一壁中性子負荷を 1 MW/m^2 とした場合の値である。これに対して、インシュレータの吸収線量、銅の放射線損傷や高速中性子フルエンスは、第一壁中性子フルエンスとしてITERのTechnology phaseのガイド値である 3 MWa/m^2 を採用した場合の計算値である。

Fig. 3.5 から解るように、 3 MWa/m^2 の中性子フルエンスの場合に70 cmの遮蔽体厚さではインシュレータの吸収線量は設計基準値を満足し得ないことが示されている。次に、銅の放射線損傷が厳しく、最大核発熱率、全核発熱の順で、高速中性子フルエンスは最も設計基準値を達成し易いパラメータであることが解る。しかし、この図は、本来、このように設計基準値に対する厳しさの順序を議論するためのものではなく、トロイダルマグネットに対する遮蔽性能のピーク値を与えるSSの組成比を求めるためのものである。このような観点からこの図を

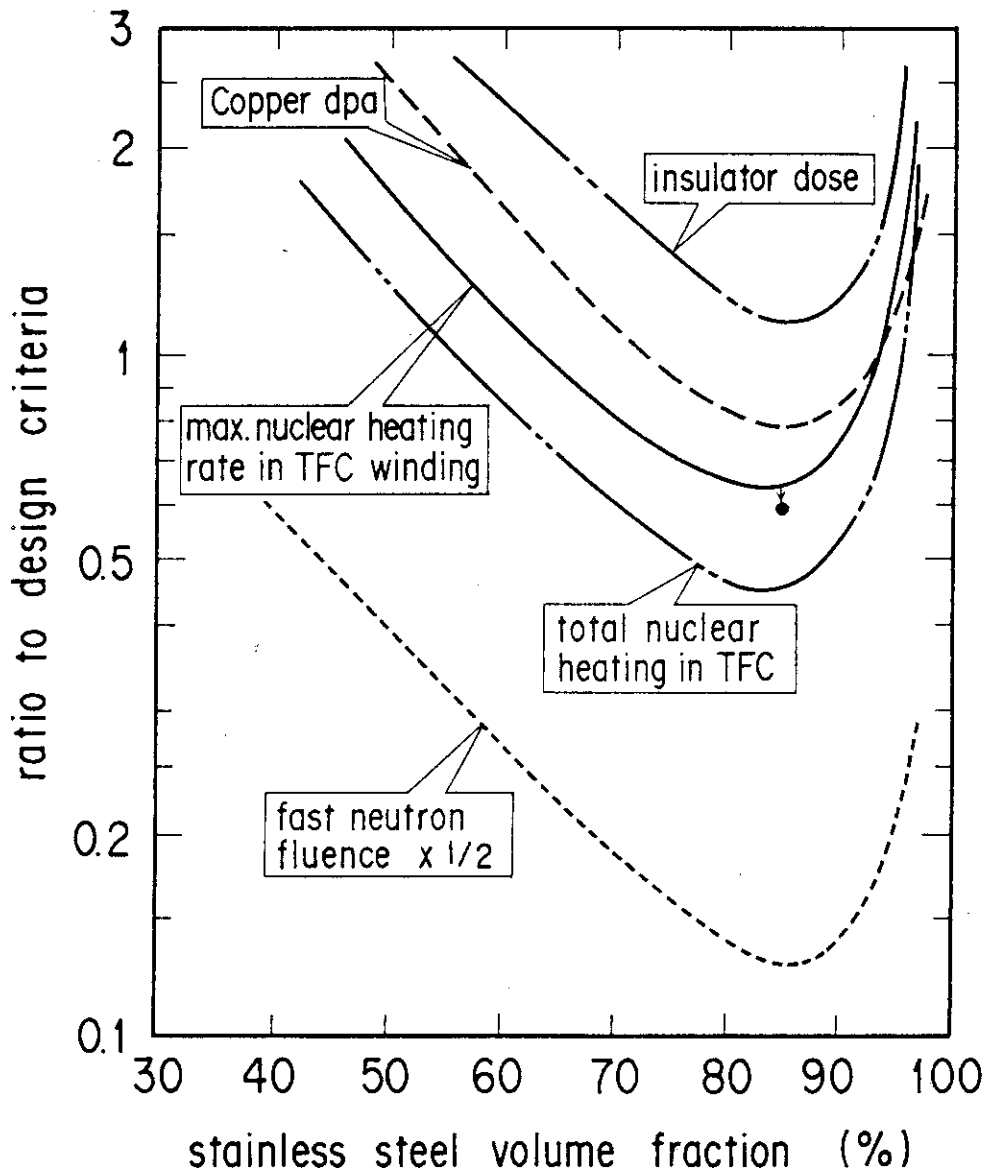


Fig. 3.5 Dependence of stainless steel volume fraction in inboard shield on TFC irradiation properties.
 [●: 30 cm thickness front shield with 95%SS and the remaining with 70%SS]

議論すると、トロイダルマグネットに対する遮蔽性能のピーク値を与えるSSの組成比は、5つのパラメータとも85%の時であることを示している。

次に、Fig. 3.2を用いて追加遮蔽材として最も適切な材料をサーヴェイする。Fig. 3.2の追加遮蔽領域に比較的遮蔽特性の良い材料とされている、鉛(Pb)、ボロンカーバイド(B₄C)、タングステン(W)、ステンレス鋼(SS)、の各材料を設定して、追加遮蔽領域の厚さを変化させた時の超電導マグネット(ここではTFC)に対する遮蔽特性の変化を検討する。横軸に追加遮蔽領域の厚さ、縦軸に巻き線部の核発熱率を採り、1次元計算結果を図示するとFig. 3.6が得られる。縦軸に巻き線部の核発熱率を選んだのは、次の理由による。巻き線部の核発熱率の90%程度の寄与はガンマ線であるが、このガンマ線はコイルケースあるいは遮蔽体領域の背面において遮蔽体領域を通過した中性子が吸収される(n, γ)反応により発生したものである。また、インシュレータの吸収線量、銅の放射線損傷、高速中性子フルエンスの各因子は主に中性子束に直接依存する量である。従って、中性子遮蔽効果の優劣を判明すれば充分である。このような理由から、これらの遮蔽特性量の代表として巻き線部の核発熱率を選んだ。

Fig. 3.6から、タングステン(W)、ボロンカーバイド(B₄C)、ステンレス鋼(SS)、鉛(Pb)、の順に遮蔽性能が低下していくことが示された。特に、タングステン(W)は遮蔽性能が優れている。一方、従来から言われているように鉛(Pb)は、中性子遮蔽材としては殆ど役に立っていないことが解る。ここで、敢えて鉛(Pb)を検討対象として加えたのは、鉛は、ガンマ線の遮蔽材として優れているからであるが、結論的には、予想通り中性子を遮蔽する材料でなければ超電導マグネットに対する放射線遮蔽材には適さないということが、改めて示されたことになる。

3.3 遮蔽体厚さと遮蔽性能

FER及びITERのPhysics phaseとTechnology phaseのインボードを想定したモデルをそれぞれFig. 3.3及びFig. 3.4に示す。これらを用いて、遮蔽体全体の厚さとトロイダルマグネットに対する遮蔽特性の関係を評価する。

Fig. 3.3は、ブランケットを装着していないインボード遮蔽体をモデル化したもので、例としてはFER、ITERのPhysics phase及びTechnology phaseのブランケットを装着しないインボード部に対応している。このモデルを用いて一次元円柱計算した結果を基にして、横軸に実効的な遮蔽体の厚さを採り、縦軸にトロイダルマグネットに対する遮蔽特性評価パラメータを採った図Fig. 3.7を作成した。ここで実効的な遮蔽体の厚さというのは、連続したギャップ幅あるいはヴォイド幅を引いた遮蔽体の厚さを意味する。この図より、遮蔽設計基準値をITERで採用されているピーク値に対する安全ファクター3³⁾を適用すると、特に、インシュレータの吸収線量と銅の放射線損傷からの要請が最も厳しく、設計基準値 $2 \times 10^9 \text{Rad}$ の1/3、即ち $7 \times 10^8 \text{Rad}$ を満足するためには必要な遮蔽体の最低厚さは80cmであることが示される。

次に、厚さ19cmのブランケットを装着したインボード遮蔽体をモデル化した Fig. 3.4を用

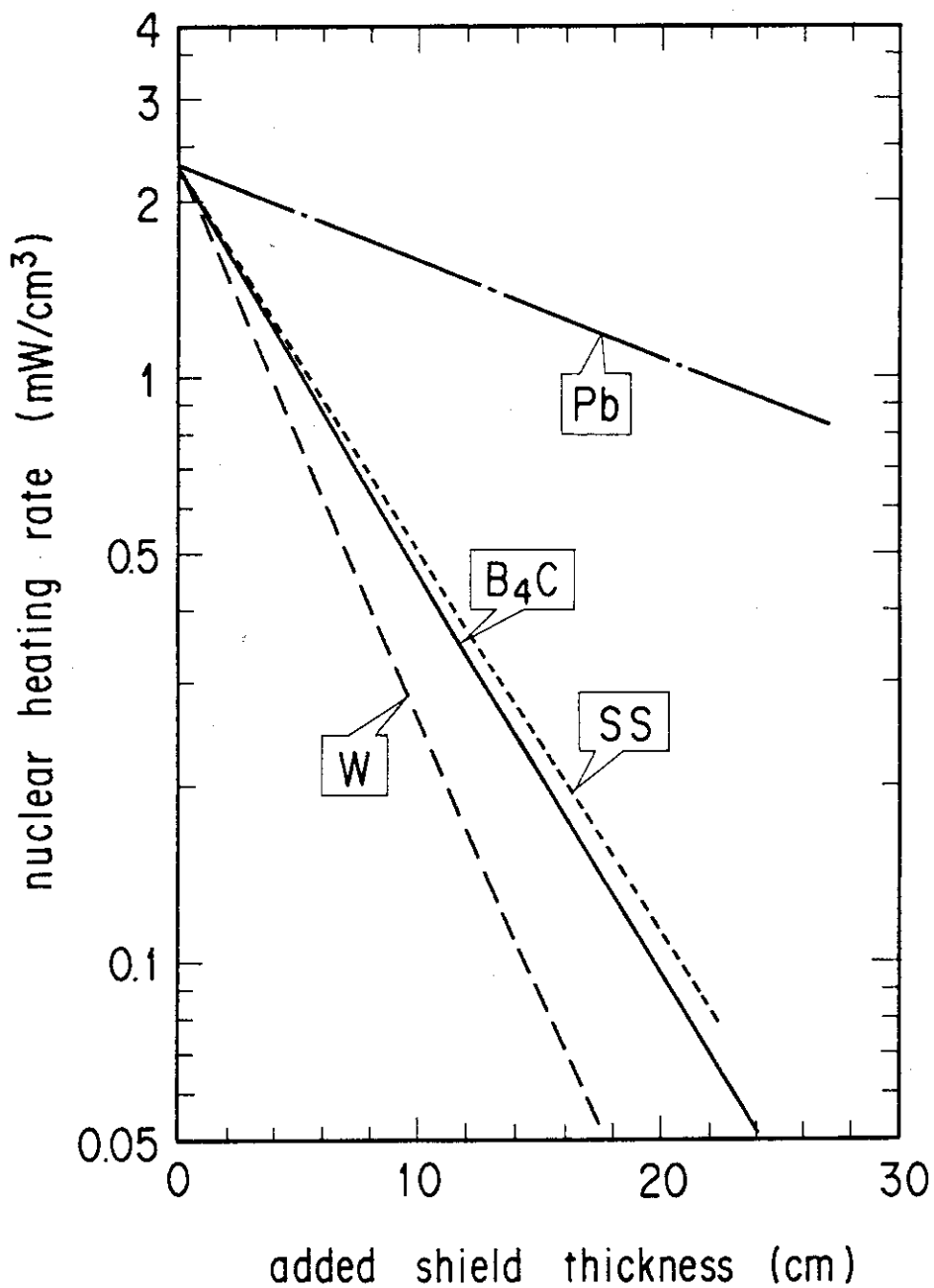


Fig. 3.6 Reduction rate by various material shield added thickness after SS shield of 63 cm thickness.

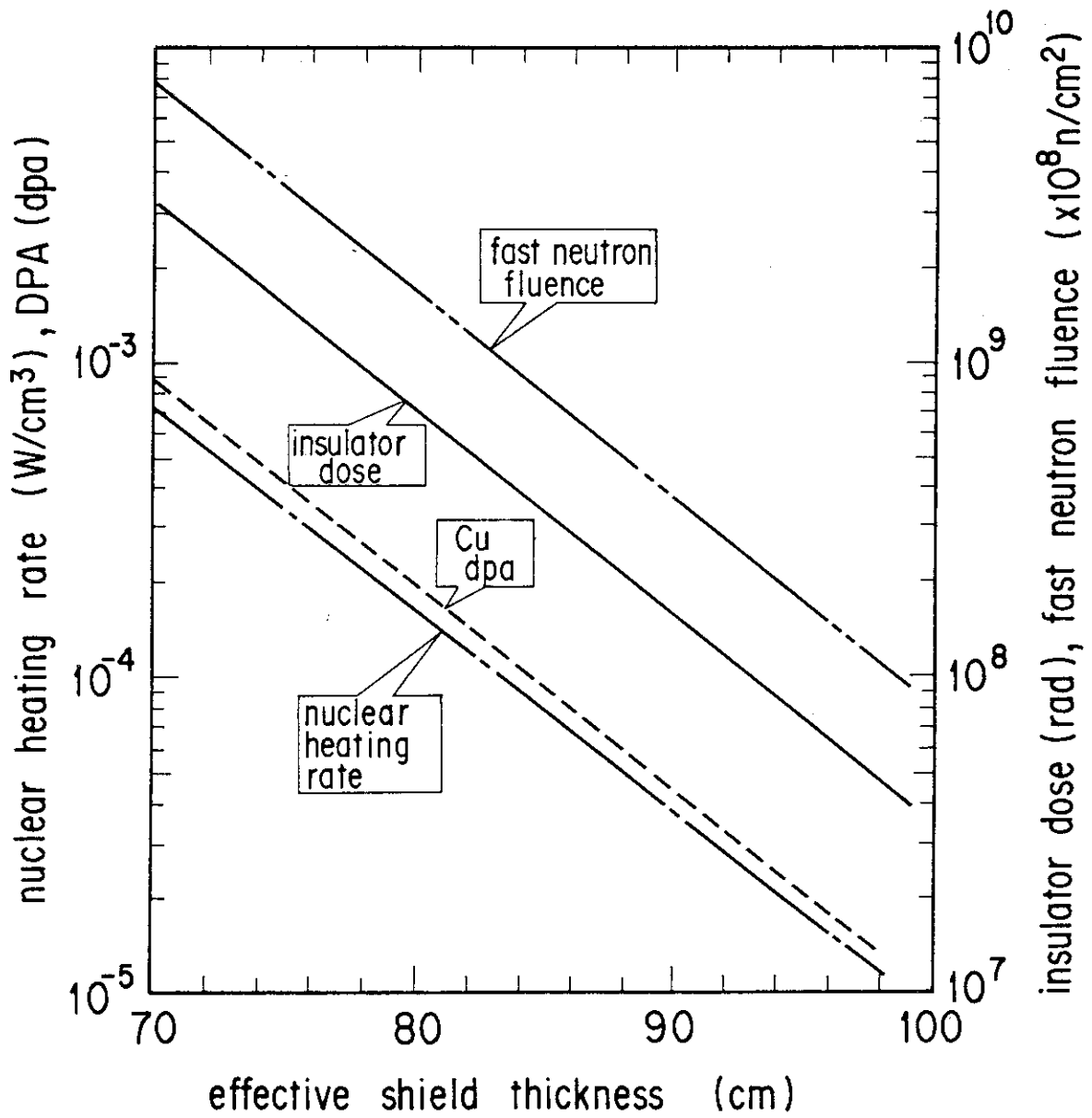


Fig. 3.7 Relationship between effective shield thickness and insulator dose, Cu dpa, nuclear heating rate and fast neutron fluence in SCM winding. (Inboard without breeding blanket in physics and technology phases)

いて、上述と同様に検討した。このモデルは、ITERのTechnology phaseのインボード及びアウトボードにもブランケットを装着した体系に対応している。このモデルを用いて一次元円柱計算した結果を基にして、Fig. 3.7と同様に横軸に実効的な遮蔽体の厚さを採り、縦軸にトロイダルマグに対する遮蔽特性評価パラメータを採った Fig. 3.8を作成した。この図より、遮蔽設計基準値をITERで採用されているピーク値に対する安全ファクター3を適用すると、Fig. 3.7と同様に、インシュレータの吸収線量と銅の放射線損傷からの要請が最も厳しく、設計基準値 $2 \times 10^9 \text{Rad}$ の $1/3$ 、即ち $7 \times 10^8 \text{Rad}$ を満足するためには必要な遮蔽体の最低厚さは90 cmであることが示される。このことから約20 cmの厚さのブランケット領域は、遮蔽性能上は、SS 85%、水15%の遮蔽体の厚さ10 cmと同等であることが解る。即ち、ブランケットの遮蔽性能は通常の遮蔽体の $1/2$ であるということが出来る。

3.4 まとめ

トロイダルマグネットに対する遮蔽特性量と、インボード部の遮蔽体の厚さ及び構成との関係を検討した結果、以下の結論を得た。

- 1) インボード部のトロイダルマグネットに対する遮蔽性能のピーク値を与えるSSと水から成る70~80 cm厚さのインボード遮蔽体のSSの組成比は、トロイダルマグネットの全核発熱、巻線部の核発熱率、インシュレータの吸収線量、高速中性子のフルエンス、銅の放射線損傷の5つのパラメータとも85%の時である。
- 2) インボード部の遮蔽体領域を2領域とし、それらの組成を独立に変動させた時、1)に示した5つのパラメータが最小値を示すのは、第一壁側~30 cmの領域を95% SS、その後方を70% SSとした場合である。この時、1)と比較すると低減できる割合は高々10%止まりである。
- 3) 追加遮蔽材として適等な候補材をサーヴェイした結果、タングステン(W)、ボロンカーバイト(B_4C)、ステンレス鋼(SS)、鉛(Pb)、の順に遮蔽性能が低下する。特に、タングステン(W)は遮蔽性能が優れている。ガンマ線の遮蔽材として優れている鉛は、中性子の遮蔽には適しておらず、超電導マグネットに対する遮蔽材には適さない。
- 4) ブランケットのないインボード遮蔽体の場合には、ITERで採用されているピーク値に対する安全ファクター3を適用すると、インシュレータの吸収線量と銅の放射線損傷からの要請が最も厳しく、設計基準値 $2 \times 10^9 \text{Rad}$ の $1/3$ 、即ち $7 \times 10^8 \text{Rad}$ を満足するためには必要な遮蔽体の最低厚さは80 cmとなる。
- 5) 厚さ19 cmのブランケットを装着したインボード遮蔽体の場合には、4)と同様な安全ファクター3を適用すると、インシュレータの吸収線量と銅の放射線損傷からの要請が最も厳しく、 $7 \times 10^8 \text{Rad}$ を満足するためには必要な遮蔽体の最低厚さは90 cmとなる。また、4)の結果と合わせて考えると、約20 cmの厚さのブランケット領域は、遮蔽性能上は、SS 85%、水15%の遮蔽体の厚さ10 cmと同等、即ち、ブランケットの遮蔽性能は通常の遮蔽体の $1/2$ であるということが出来る。

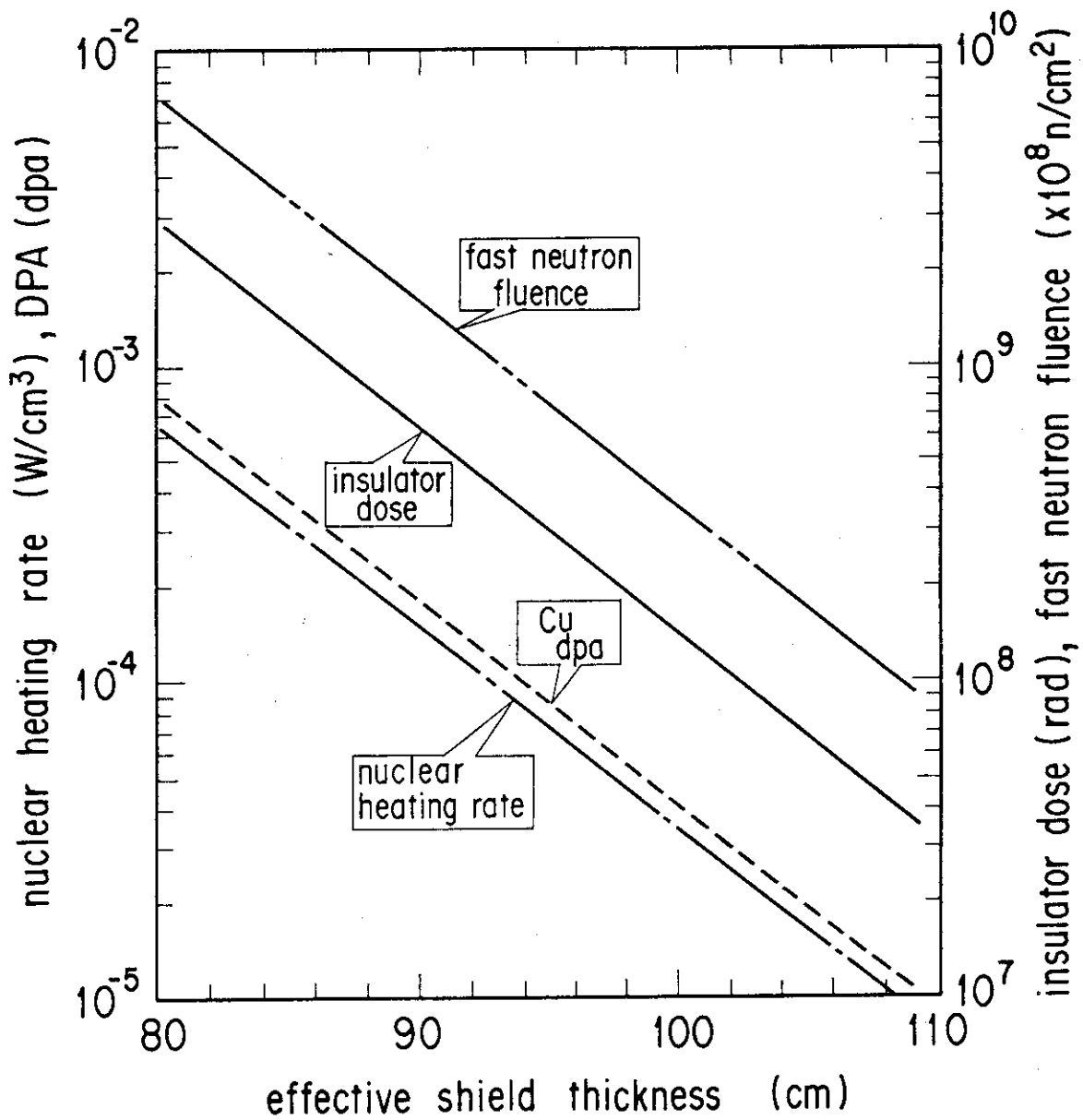


Fig. 3.8 Relationship between effective shield thickness and insulator dose, Cu dpa, nuclear heating rate and fast neutron fluence in SCM winding.
(Inboard with breeding blanket in technology phase)

4. 1次元計算による炉心部の遮蔽特性評価

4.1 計算モデル

1次元輸送計算においては、第2章で記した核融合実験炉の赤道面をモデル化した、所謂、トーラスモデルを用いた。使用コードは、1次元輸送コードANISN⁴⁾、使用群定数セットはGICX40⁵⁾である。また、散乱断面積のルジャンドル展開のオーダーはP5で、空間の角度分割のオーダーはS8である。ANISNにより計算した中性子束やガンマ線束、それらを用いて算出する核発熱等の計算及び図形表示にはAPPLEコード⁶⁾を使用した。

計算の対象とした体系は2ケースあり、それぞれ、ITERのPhysics phaseとTechnology phaseである。これらの1次元トーラスモデルをそれぞれFig. 4.1、Fig. 4.2に示す。それぞれの空間メッシュ数は、204、217である。これらのモデルでは、トーラス軸から生体遮蔽を兼ねたクライオスタットまでを計算の対象としている。計算に使用した物質を構成している核種の原子数密度は、GICX40の群定数セットをベースとして、第3章で示したTable 3.1を用いる。Table 3.1で構成した物質を用いて作成した領域毎の組成もTable 3.2を用いる。

1次元トーラスモデルにおけるプラズマからの中性子源強度は、以下のように与える。第一壁の平均中性子負荷を1 MW/m²とすると、プラズマから外向きの中性子束 f_n は、

$$f_n = \frac{1 \text{ MW/m}^2}{14.06 \text{ MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}} = 4.445 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \text{ s} = 4.445 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}, \quad (4.1)$$

で与えられる。トーラスモデルのインボード部の第一壁、アウトボード部の第一壁のそれぞれのトーラス軸からの距離(半径)を R_{in} 、 R_{out} とすると、 f_n を用いて、高さ1 cmの円盤体系であるトーラスモデルの中性子源強度 S_n は、次の式で与えられる。

$$S_n = 2\pi (R_{in} + R_{out}) f_n. \quad (4.2)$$

Physics phase、Technology phaseそれぞれの R_{in} 、 R_{out} は、以下のような半径である。

Physics phase	$R_{in} = 345 \text{ cm}$ 、
	$R_{out} = 815 \text{ cm}$ 、
Technology phase	$R_{in} = 355 \text{ cm}$ 、
	$R_{out} = 740 \text{ cm}$ 。

これらを用いると、それぞれの phase の中性子源強度 S_n は次のようになる。

Physics phase	$S_n = 3.240 \times 10^{17} \text{ n/s}$ 、
Technology phase	$S_n = 3.058 \times 10^{17} \text{ n/s}$ 。

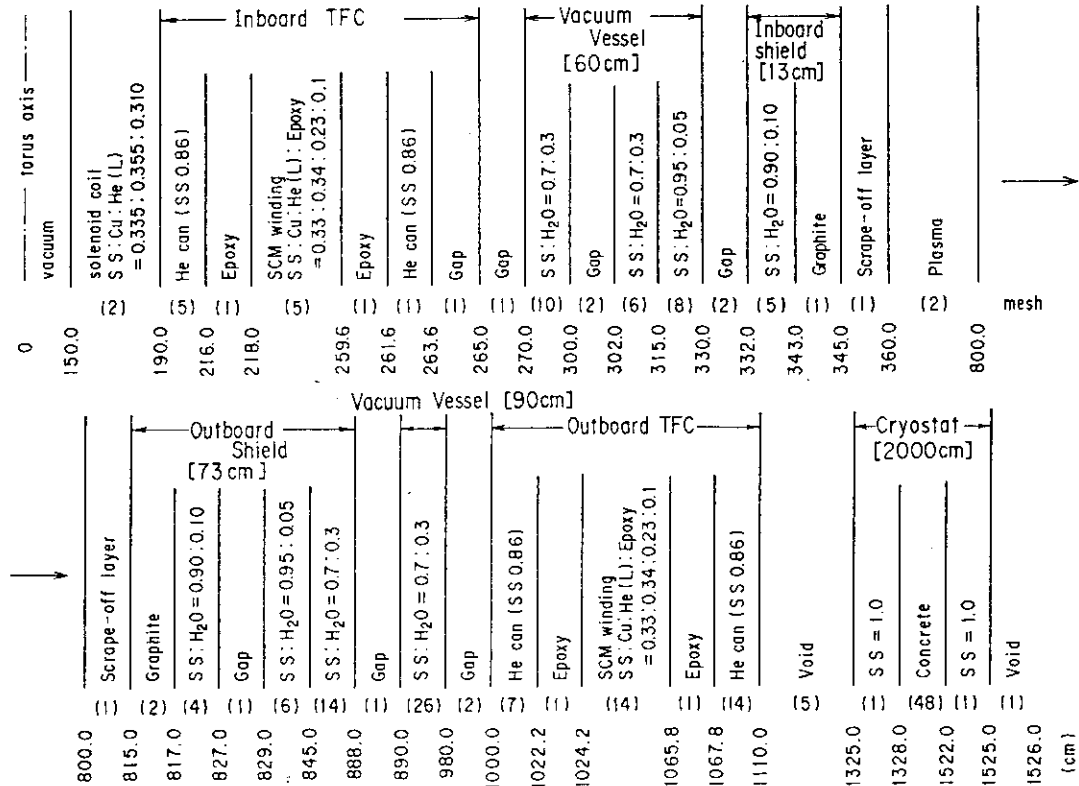


Fig. 4.1 One dimensional model of mid-plane in physics phase.

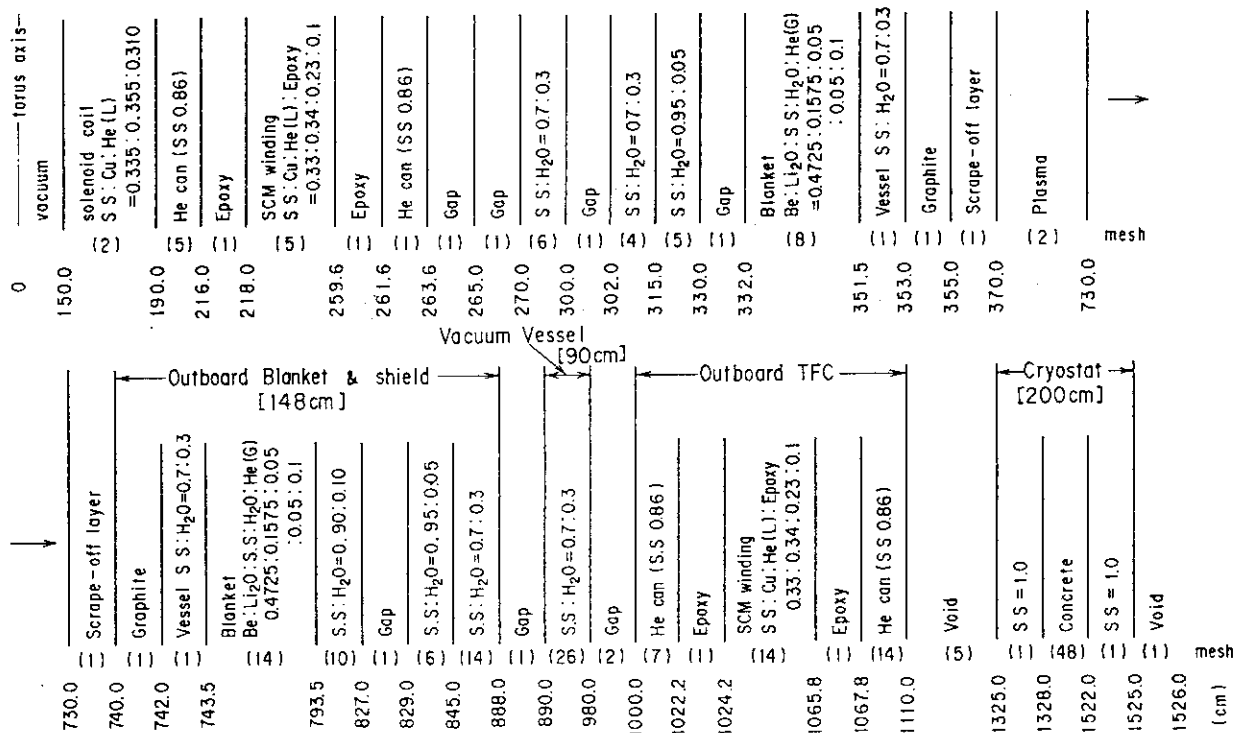


Fig. 4.2 One dimensional model of mid-plane in technology phase with inboard blanket.

これらの線源は、厚さ1cmのトーラス状の平板プラズマ中に均一に分布しており、この値は、その総量を示している。なお、両フェーズとも平均中性子負荷を 1 MW/m^2 としたのは、次の理由による。本計算結果を平均中性子壁負荷の異なる設計に適用する場合に、中性子壁負荷の比を乗ずることによって遮蔽特性を概算できるためである。

4.2 運転中の遮蔽特性評価

運転中の遮蔽特性として評価する量は、インボード部の超電導マグネットであるトロイダルマグネットにたいする遮蔽特性量と、生体遮蔽特性量である。前者に関する量としては、核発熱密度のピーク値、インボード部の核発熱量、運転時間に依存する量である巻線部の銅の放射線損傷(dpa)のピーク値、インシュレータの吸収線量のピーク値、巻線部の高速中性子フルエンス($>0.1\text{ MeV}$)のピーク値である。後者に関する量としては、生体遮蔽を兼ねているクライオスタットの外側での線量率である。もっとも、運転中は炉室内に作業員が立ち入ることはないが、参考値として炉室内のクライオスタット近傍の線量率を評価する。

まず最初に、トーラス軸からクライオスタットまでの中性子束及びガンマ線束の分布を示し、それらによる線量率分布、核発熱分布を示す。

Physics phase とTechnology phaseについて、以上の諸量を示す。14MeVの中性子束、0.1MeV以上の中性子束、total中性子束、及びガンマ線束の分布をそれぞれFig. 4.3、Fig. 4.4に示し、それらによる運転中の線量率分布をそれぞれFig. 4.5、Fig. 4.6に示し、核発熱分布をそれぞれFig. 4.7、Fig. 4.8に示す。

インボード部の厚さはPhysics phase が75cm、Technology phaseが85cmであり異なるが、Physics phase とTechnology phaseの14MeVの中性子束、0.1MeV以上の中性子束、全中性子束、及びガンマ線束の分布を比較すると、インボード部のTFCの領域では両者共ほとんど同じ値になっているのは、次のような理由によるものである。Technology phaseでは厚さ19.5cmのブランケット領域があり、ベリリウムと酸化リチウムのペブルの混合体で充填率60%のブランケットの遮蔽性能は、前章で示したように、80%SS+20% H_2O から成る遮蔽体の約1/2である。そのため、Technology phaseのインボードの厚さがPhysics phaseよりも10cm厚い分が相殺してしまうからである。一方、アウトボード部はPhysics phaseでは165cm、Technology phaseでは240cmと厚さが異なっているため、真空容器の外側で約4桁程度後者的方が低くなっている。運転中の線量率についても同様の傾向があり、特にTechnology phaseでは240cmの厚さのアウトボードが、50cm厚さのブランケットと残りがSS70%以上の組成比からなる遮蔽体と真空容器で構成されているため、真空容器の外側では、 $25\mu\text{ Sv/h}$ (2.5 mrem/h :遮蔽設計基準値)程度にまで低くなっている。核発熱分布についても同様の傾向が示されている。第一壁の核発熱は、Fig. 4.7、Fig. 4.8の図からは約 10 W/cm^3 程度であることがわかる。第一壁から距離約80cmまでの核発熱の分布を更に詳しくTechnology phaseについて示すと、インボード部とアウトボード部の分布は、それぞれ Fig. 4.9、Fig. 4.10のようになり、それぞれの

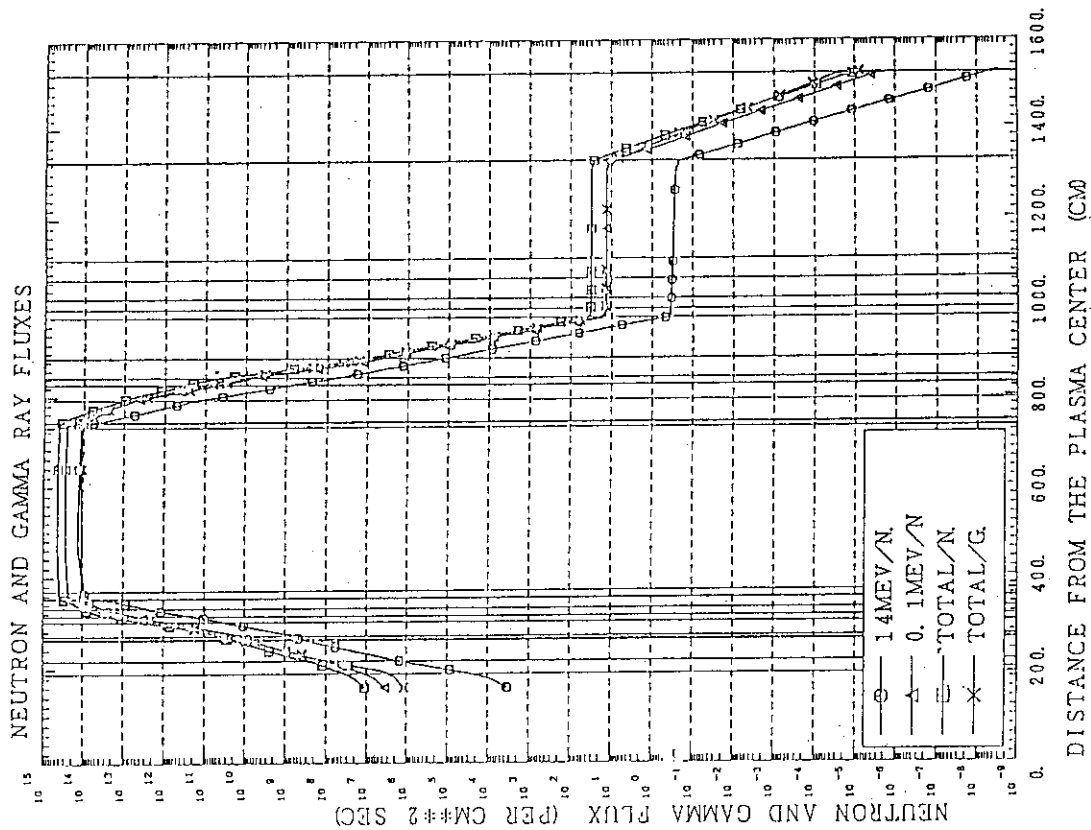


Fig. 4.4 Neutron and gamma-ray flux distributions on the mid-plane of ITER technology phase with full blanket.

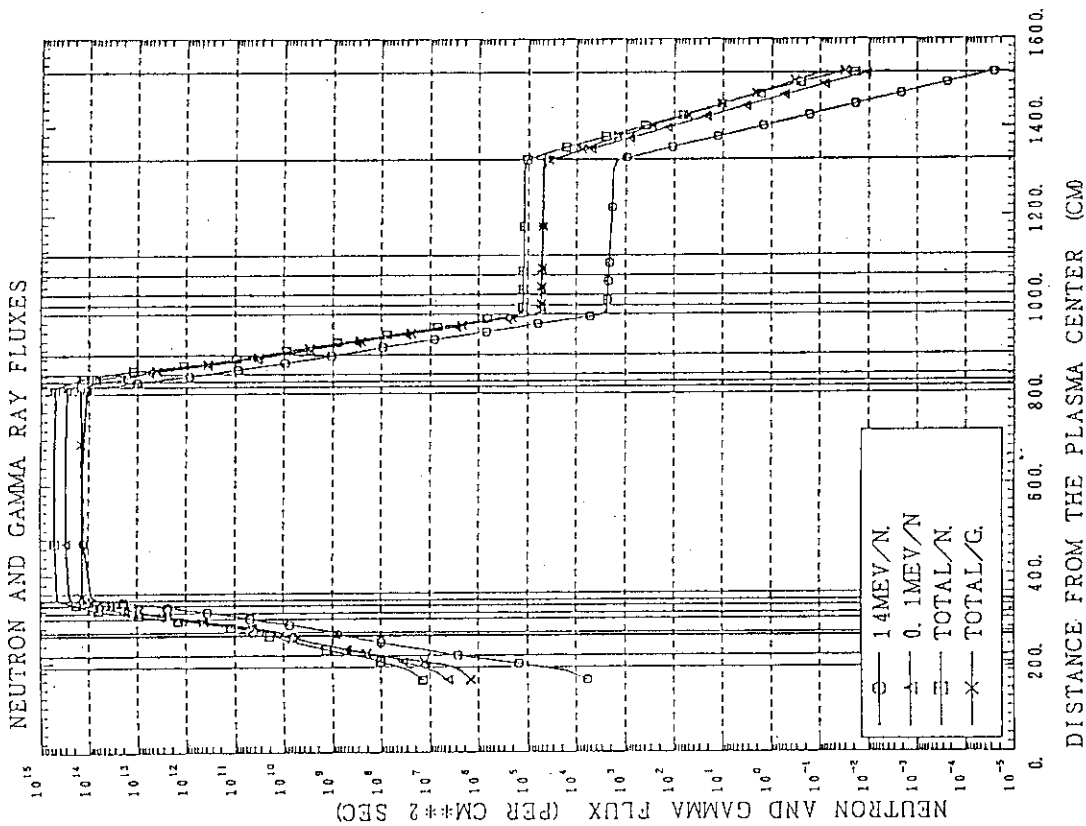


Fig. 4.3 Neutron and gamma-ray flux distributions on the mid-plane of ITER physics phase.

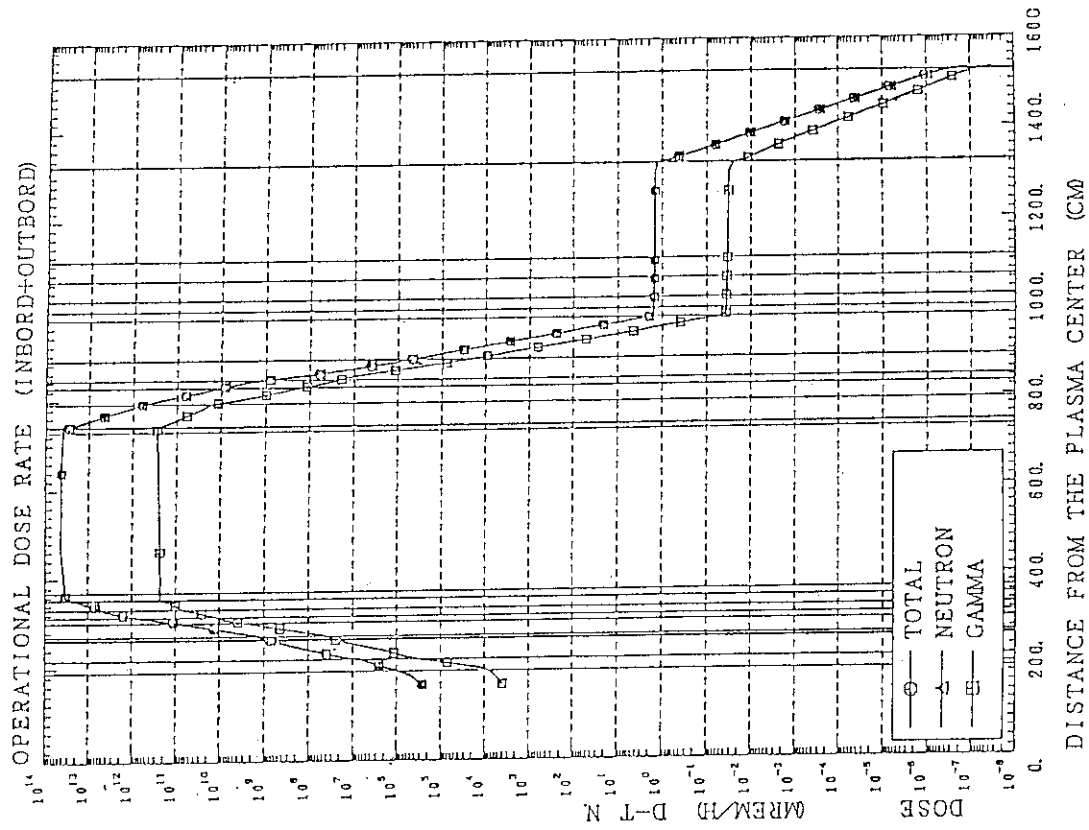


Fig. 4.6 Dose rate distributions on the mid-plane of ITER technology phase with full blanket during operation.

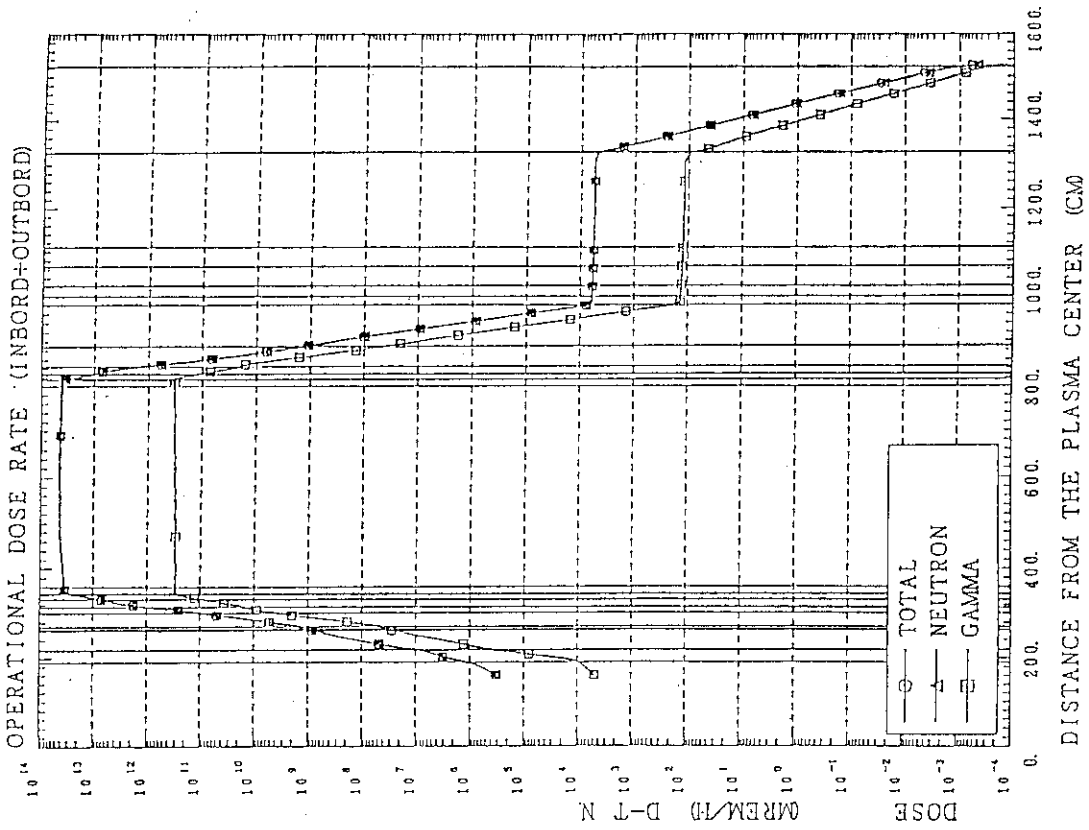


Fig. 4.5 Dose rate distributions on the mid-plane of ITER physics phase during operation.

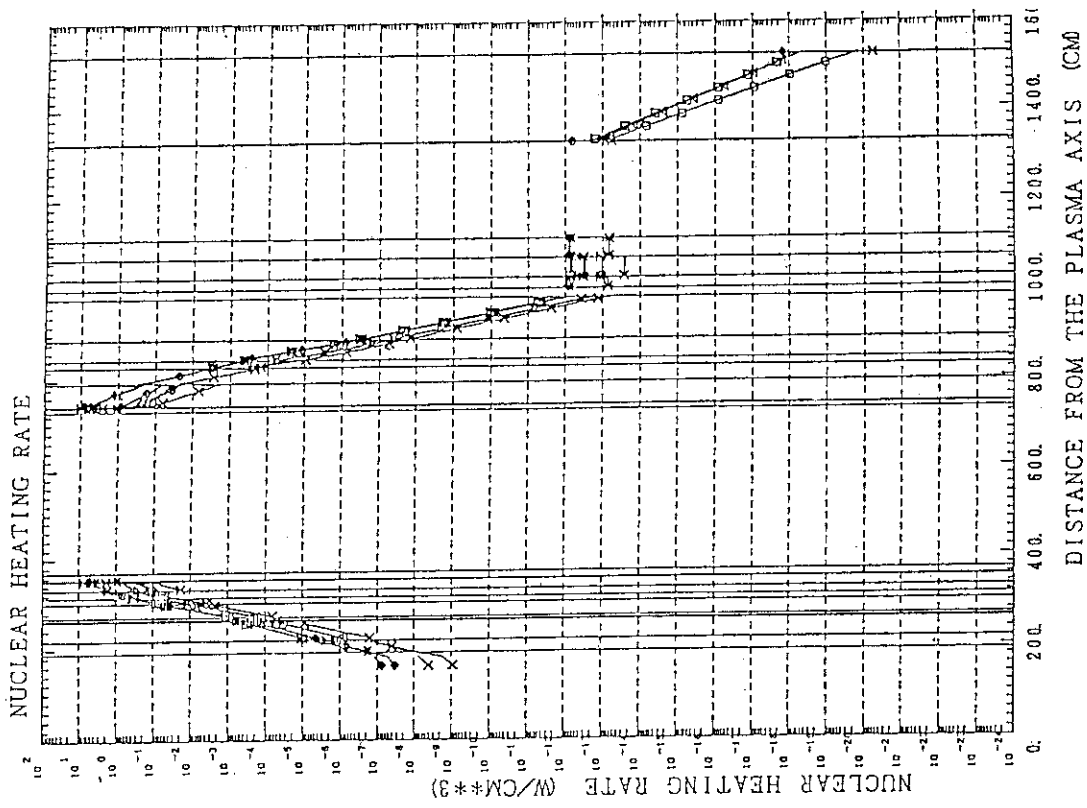


Fig. 4.8 Nuclear heating rate distributions on the mid-plane of ITER technology phase with full blanket during operation.

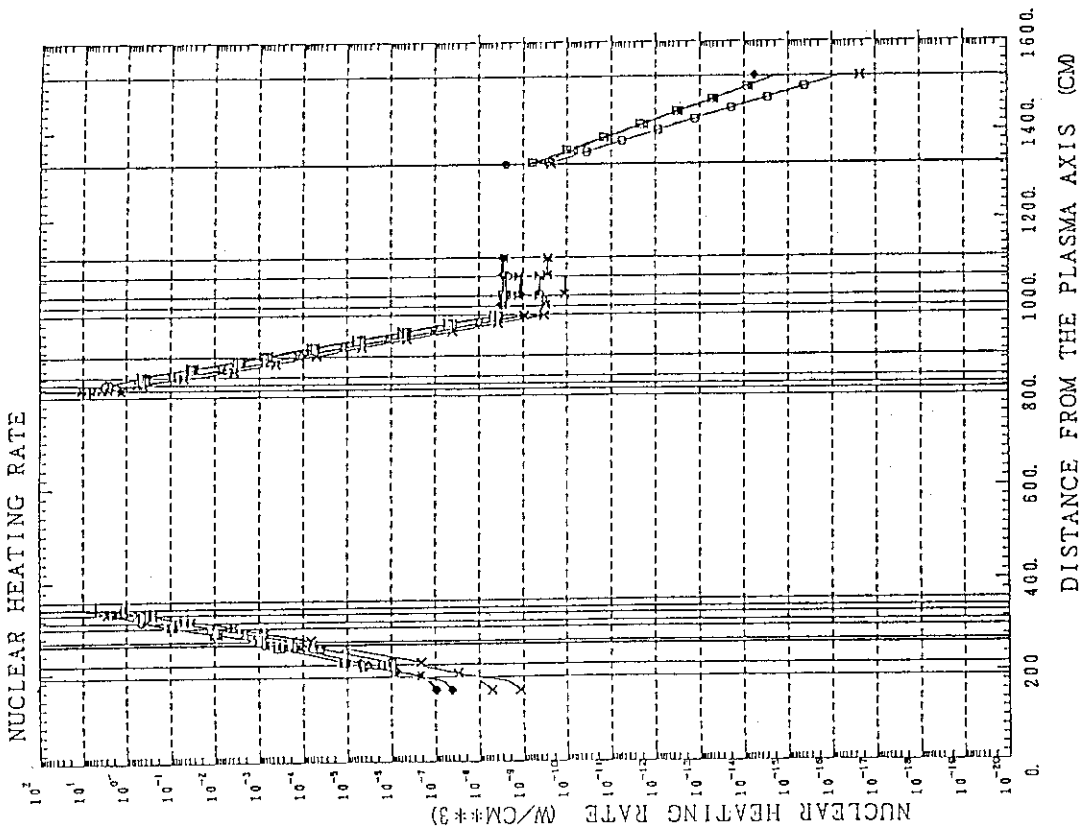


Fig. 4.7 Nuclear heating rate distributions on the mid-plane of ITER physics phase during operation.

第一壁の核発熱率は 8w/cm^3 、 10w/cm^3 である。

以上の計算結果から、インボード部の超電導マグネットに対する遮蔽特性及びクライオスタット内外の運転中の線量率を以下のTable 4.1 にまとめる。

Table 4.1 1D-calculated shield property results during operation.

items (Design range)	Physics phase	Technology phase	
		inboard blanket	non inboard blanket
1st wall neutron fluence	$0:02\text{ MWY/m}^2$	3 MWY/m^2	
Peak nuclear heating rate in SCM winding ($1-5\text{ mW/cm}^3$)	0.636 mW/cm^3	0.569 mW/cm^3	0.142 mW/cm^3
TCF total nuclear heating (P. = 50 / T. = 20 kW)	9.1 kW	8.0 kW	2.1 kW
SCM copper dpa (1×10^{-3} dpa)	5.2×10^{-6} dpa	7.02×10^{-4} dpa	1.66×10^{-4} dpa
Insulator dose ($50\text{MGy} < 5 \times 10^9 \text{rad} >$)	0.189 MGy ($1.89 \times 10^9 \text{rad}$)	25.5 MGy ($2.55 \times 10^9 \text{rad}$)	6.17 MGy ($6.17 \times 10^9 \text{rad}$)
Fast neutron fluence ($1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$)	$4.56 \times 10^{15} \text{n/cm}^2$	$6.29 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$	$1.46 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$
Biological dose ($25\text{ }\mu\text{Sv/h}$ < 2.5 mrem/h >) inside cryostat	$5 \times 10^4 \text{ }\mu\text{Sv/h}$ ($5 \times 10^3 \text{ mrem/h}$)	$15\text{ }\mu\text{Sv/h}$ (1.5 mrem/h)	
outside cryostat	$5 \times 10^{-3} \text{ }\mu\text{Sv/h}$ ($5 \times 10^{-4} \text{ mrem/h}$)	$2 \times 10^{-6} \text{ }\mu\text{Sv/h}$ ($2 \times 10^{-7} \text{ mrem/h}$)	

この表の中で、トロイダルマグネットの全核発熱は、次のような方法で求めたものである。1次元計算の結果として、インボードのトロイダルマグネット部のコイル容器から巻き線部、更に、コイル容器を含む高さ1cmのドーナツ状の全核発熱量が w/cm の単位で得られる。この値にインボード部の高さに相当する量を乗ずることによって、インボード部のトロイダルマグネットの核発熱が得られる。アウトボード部のトロイダルマグネットの核発熱は、はアウトボード遮蔽体が充分厚いため無視することができるので、インボード部のトロイダルマグネットの核発熱がトロイダルマグネットの全核発熱と見なすことができる。実際には、インボード部の第一壁は曲率を持っており、その曲率を考慮すると遮蔽体の厚さは高さ方向で（Z軸方向）で異なり、赤道近傍で最も薄く、赤道面から離れるに従って厚くなっている。このようなZ軸方向の厚さの分布を考慮すると、全核発熱はTable 4.1の値よりは1/2程度に小さくなるものと推定される。

本結果は赤道面モデルについて第一壁中性子負荷を 1 MW/m^2 として計算したものである。赤道面の平均中性子壁負荷を 1 MW/m^2 となるのは、第一壁全体の平均中性子負荷が 0.665 MW/m^2 となる時である。Technology phaseの平均中性子壁負荷である 1.3 MW/m^2 にたいするインボード部

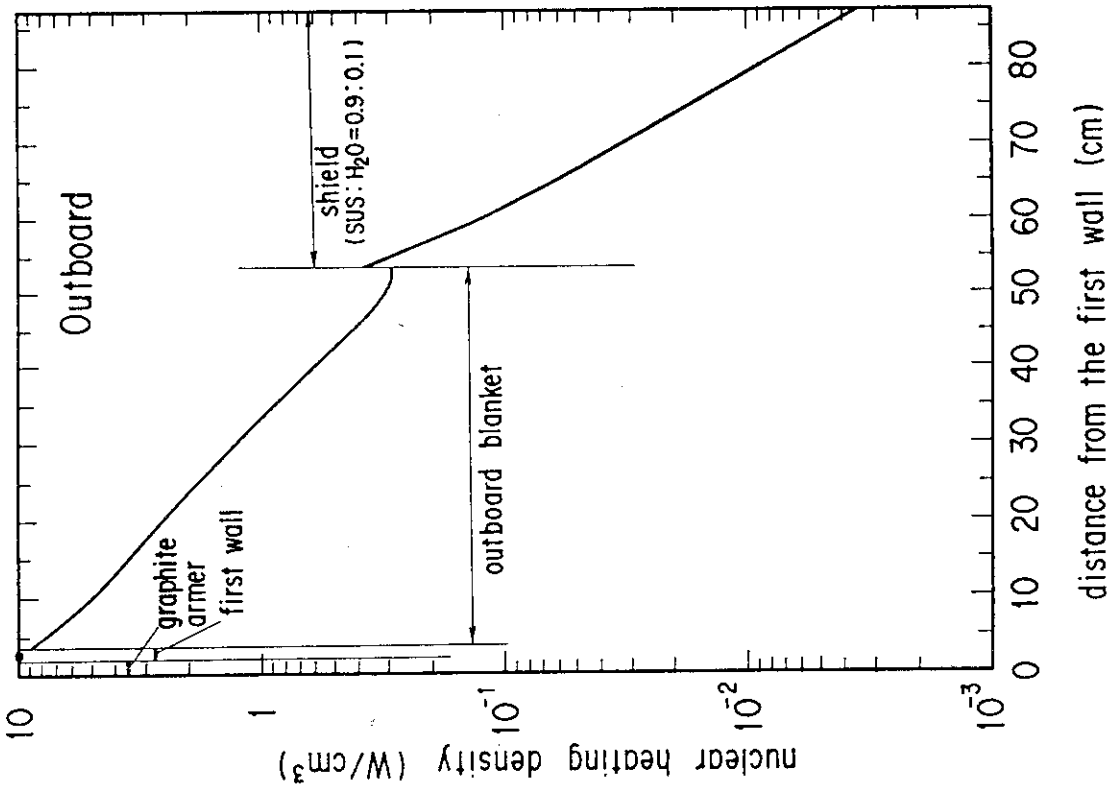


Fig. 4.10 Nuclear heating rate distributions on the mid-plane in outboard of ITER technology phase with full blanket during operation.

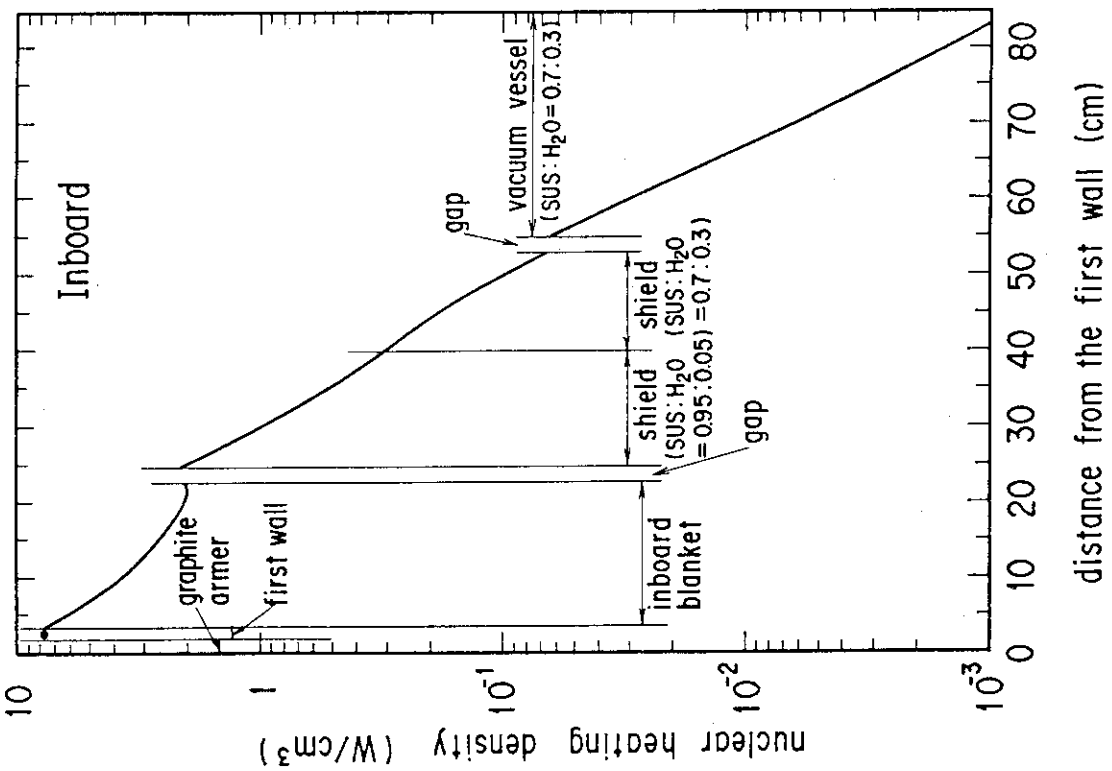


Fig. 4.9 Nuclear heating rate distributions on the mid-plane in inboard of ITER technology phase with full blanket during operation.

とアウトボード部の第一壁の核発熱率は、 8w/cm^3 、 10w/cm^3 を $1.3/0.665=1.96$ 倍すれば得られる。即ち、インボード部とアウトボード部の第一壁の核発熱率は、それぞれ 15.7w/cm^3 及び 19.6w/cm^3 となる。なお、Physics phaseでは平均中性子壁負荷 1.0MW/m^2 なので、 $1.0/0.665=1.50$ 倍して、インボード部とアウトボード部の第一壁の核発熱率は、それぞれ 12.0w/cm^3 及び 15.0w/cm^3 となる。

4.3 炉停止後の遮蔽特性評価

炉停止後の誘導放射能を計算し、その値をガンマ線源としてガンマ線束を求め、更にガンマ線線量率を計算するルーティンをFig. 4.11に示す。このシステムはTHIDA-2⁷⁾システムと呼ばれる。このシステムでは、運転中の中性子束を与えれば、ACT4コードによって、予め与えられたDT燃焼の運転パターンに従い、炉停止後の経過時間の函数として誘導放射能を算出しガンマ線源強度を計算する。この算出には、放射化断面積、崩壊チェーン連発ガンマ線イールドから成るライブラリーセットCHAINLIBを用いる。また、ACT4で計算されたガンマ線源強度を基にして、ANISN⁴⁾、DOT3.5⁸⁾あるいはMORSE⁹⁾のガンマ線輸送計算コードを用いてガンマ線束分布を計算し、APPLE-2コードを用いて線量率を算出する。

Physics phase、Technology phaseの中性子フルエンスとして、それぞれのフェーズで最大フルエンス 0.02Mwa/m^2 、 3Mwa/m^2 を仮定し検討した。炉停止後1日経過した時点のガンマ線束分布をFig. 4.12、Fig. 4.13に示す。両者の第一壁部におけるガンマ線束を比較すると、後者は前者の約20倍大きい。ところが、フルエンスでは後者は前者の150倍である。このようにフルエンスに比例しないのは、次のような理由による。3Mwa/m²のフルエンスによって放射化される場合には、1MW/m²の中性子壁負荷で3年の運転期間による誘導放射化されるので、3年と比べて比較的短い半減期の核種は定常に達してしまい、フルエンス量には比例しない。また炉停止後1日の時点ではこれらの比較的短に半減期の核種によってガンマ線源強度が左右される。以上のような理由による。Fig. 4.14、Fig. 4.15に示すガンマ線線量率、Fig. 4.16、Fig. 4.17に示す崩壊熱の分布も同様の傾向を示す。ガンマ線線量率は、Technology phaseではアウトボード部の遮蔽体が充分厚いためクライオスタットの内部でも $25\mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h :遮蔽設計基準値)よりも充分小さい値となっている。

第一壁表面から深さ方向の誘導放射能分布をFig. 4.18に示す。この図はインボード部とアウトボード部の各領域の境界点における単位体積あたりの誘導放射能の計算結果を直線で内外挿したものである。図中のA→B及びA→B→Cは、Physics Phaseのそれぞれインボード及びアウトボード遮蔽体内の誘導放射能分布を示している。また、D→E→F及びD→E→G→Hは、Technology Phaseのそれぞれインボード及びアウトボード遮蔽体内の誘導放射能分布を示している。フルエンスでは後者は前者の150倍大きいのが、炉停止後1日の時点の誘導放射能の両者の比は約20倍程度まで縮まっていることがわかる。これは、前述した理由とまったく

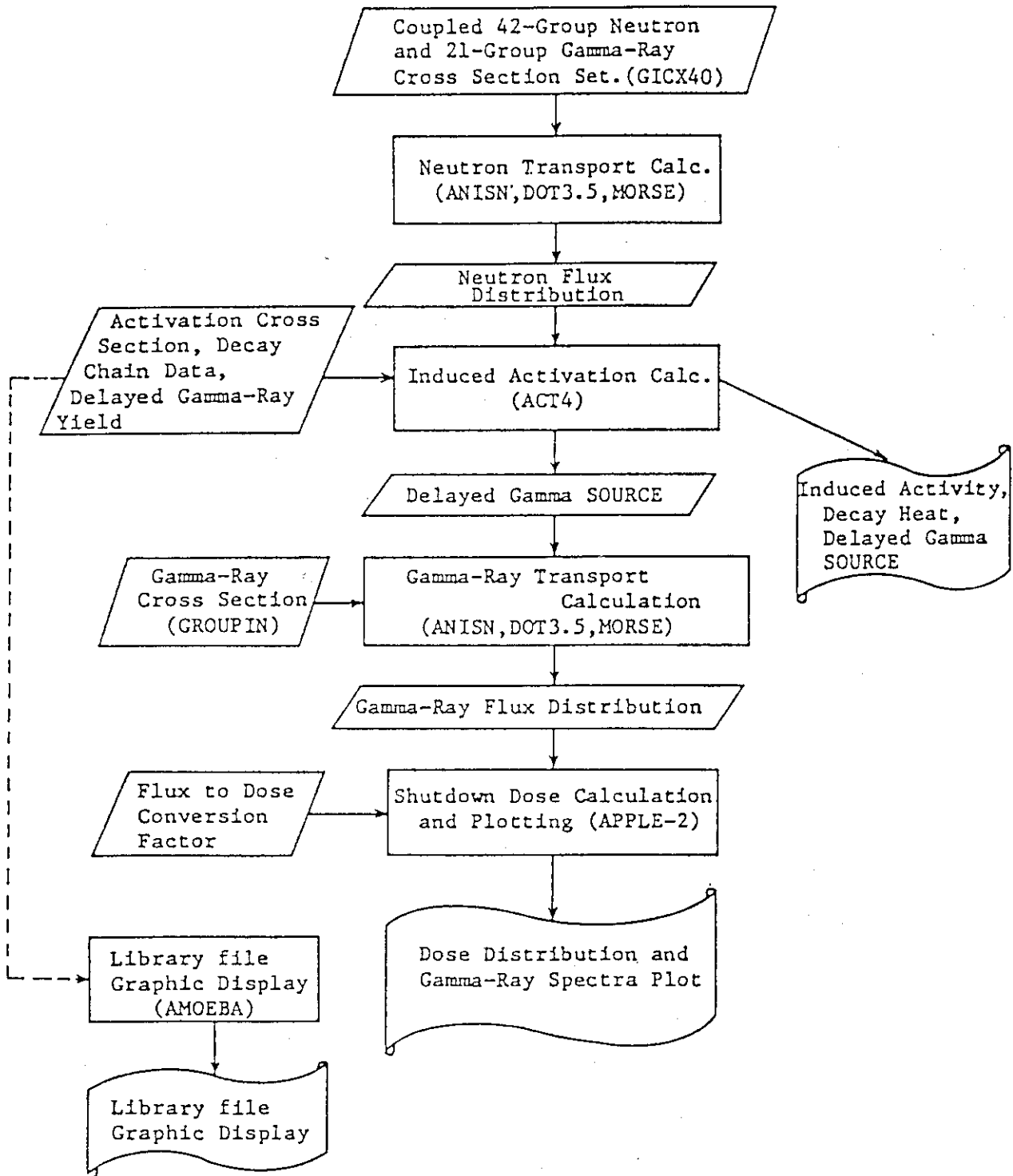


Fig. 4.11 Calculation flow chart for THIDA-2 system.

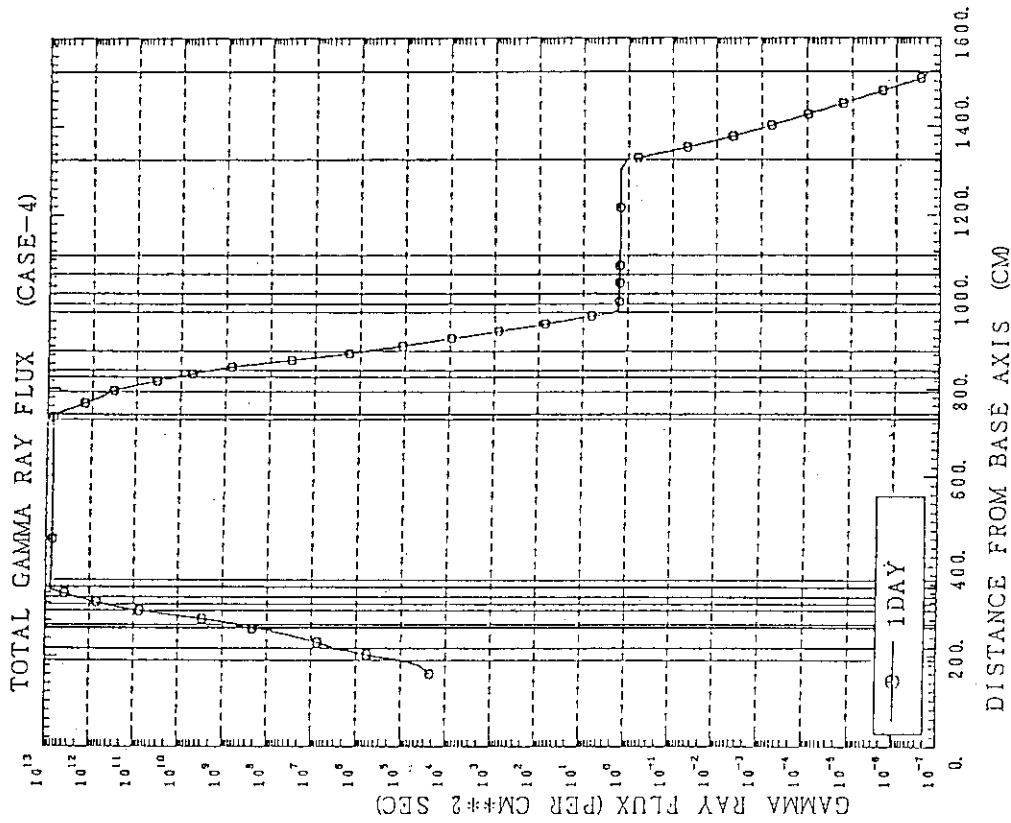


Fig. 4.13 Gamma ray flux distribution in non outboard TFC line on equatorial plane of technology phase. 1D calculation at one day after shutdown following 3 MWa/m² first wall neutron fluence operation

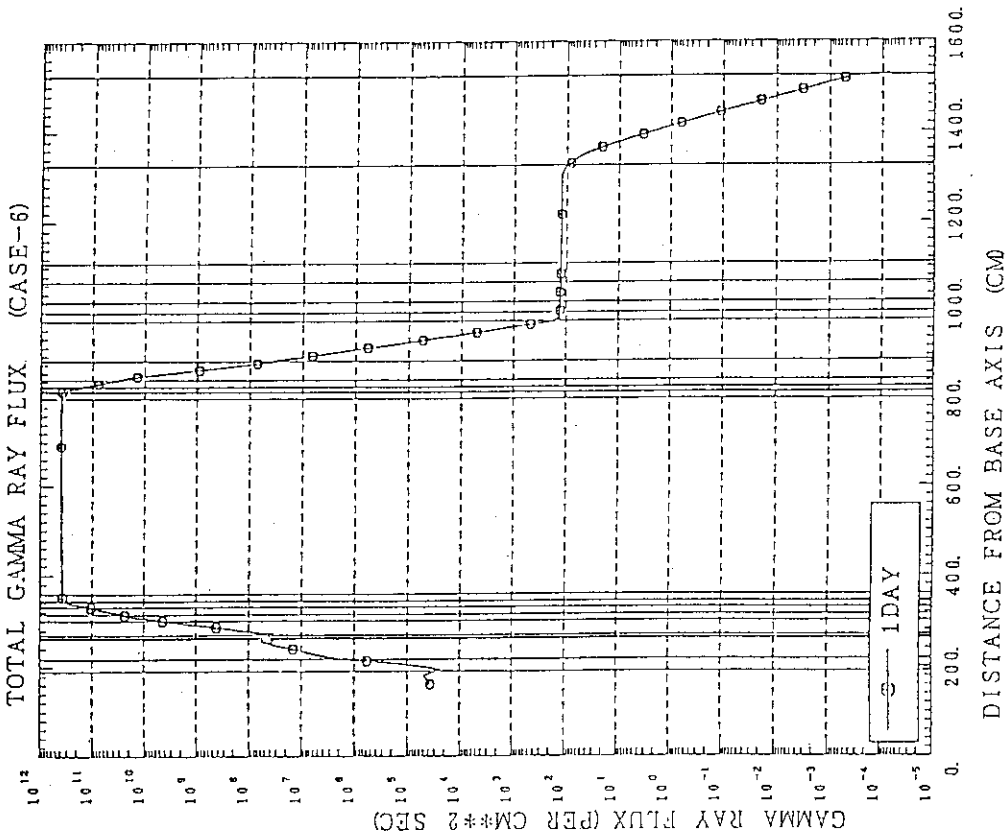


Fig. 4.12 Gamma ray flux distribution in non outboard TFC line on equatorial plane of physics phase. 1D calculation at one day after shutdown following 0.02 MWa/m² first wall neutron fluence operation

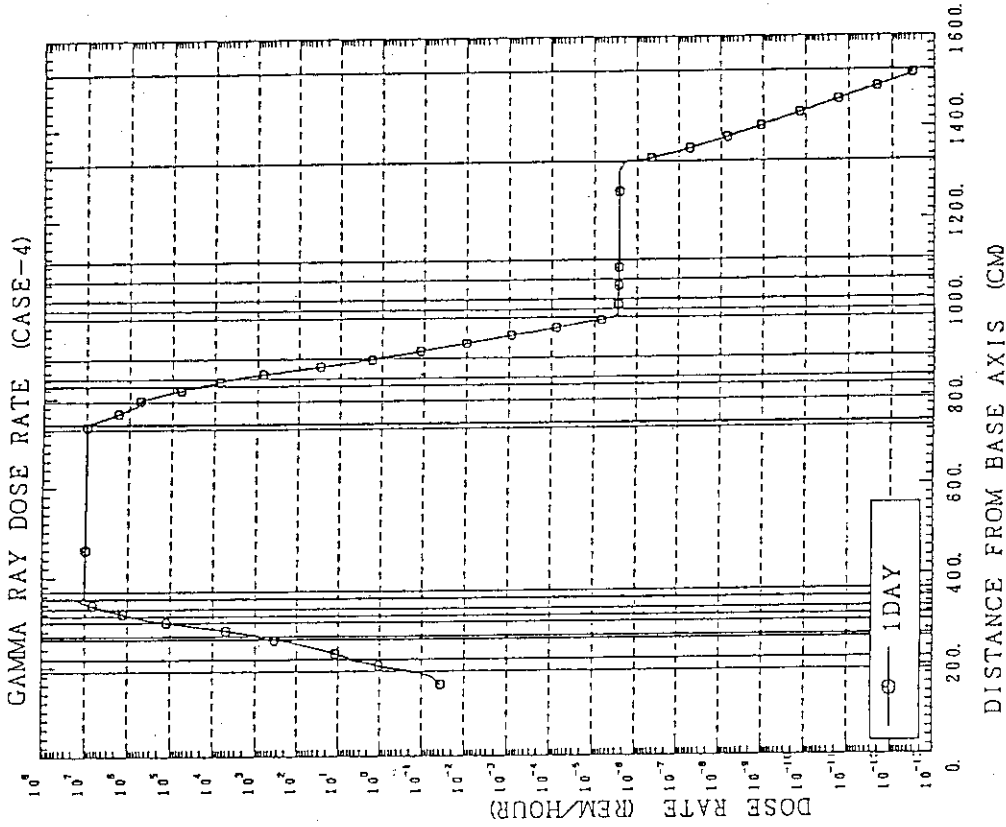


Fig. 4.15 Gamma ray dose rate distributions in non outboard TFC line on equatorial plane of technology phase. }
 1D calculation at one day after shutdown following 3 MWa/m² first wall neutron fluence operation

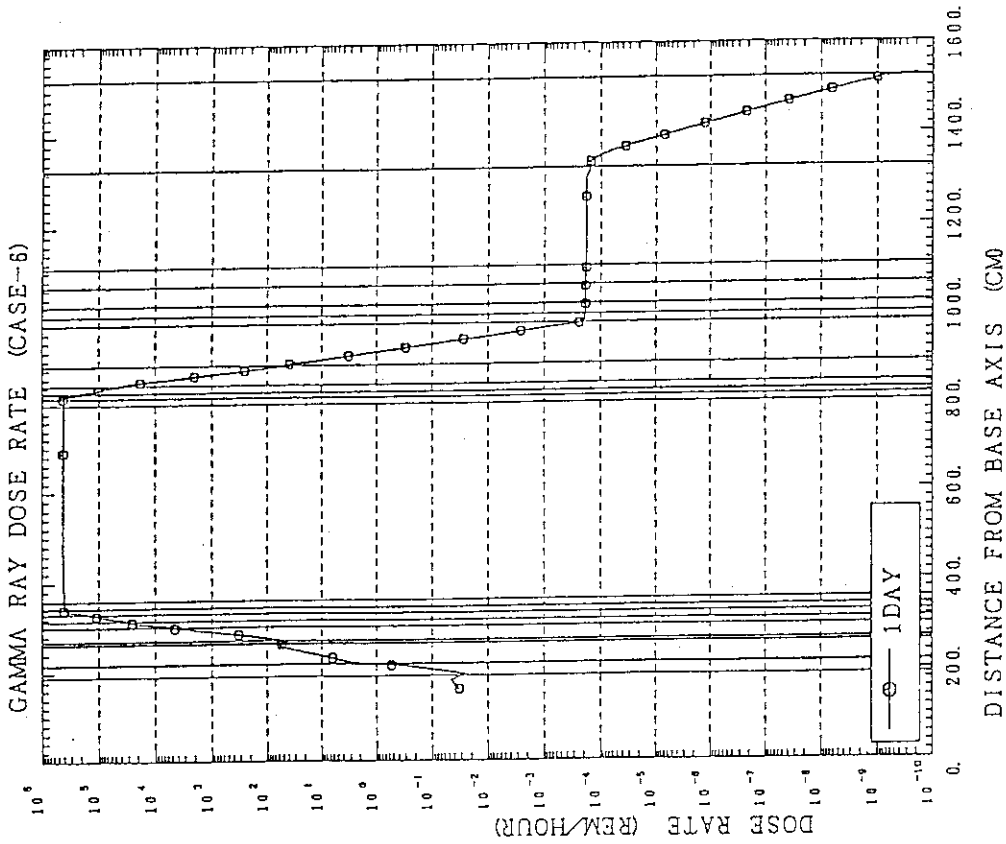


Fig. 4.14 Gamma ray dose rate distribution in non outboard TFC line on equatorial plane of physics phase. }
 1D calculation at one day after shutdown following 0.02 MWa/m² first wall neutron fluence operation

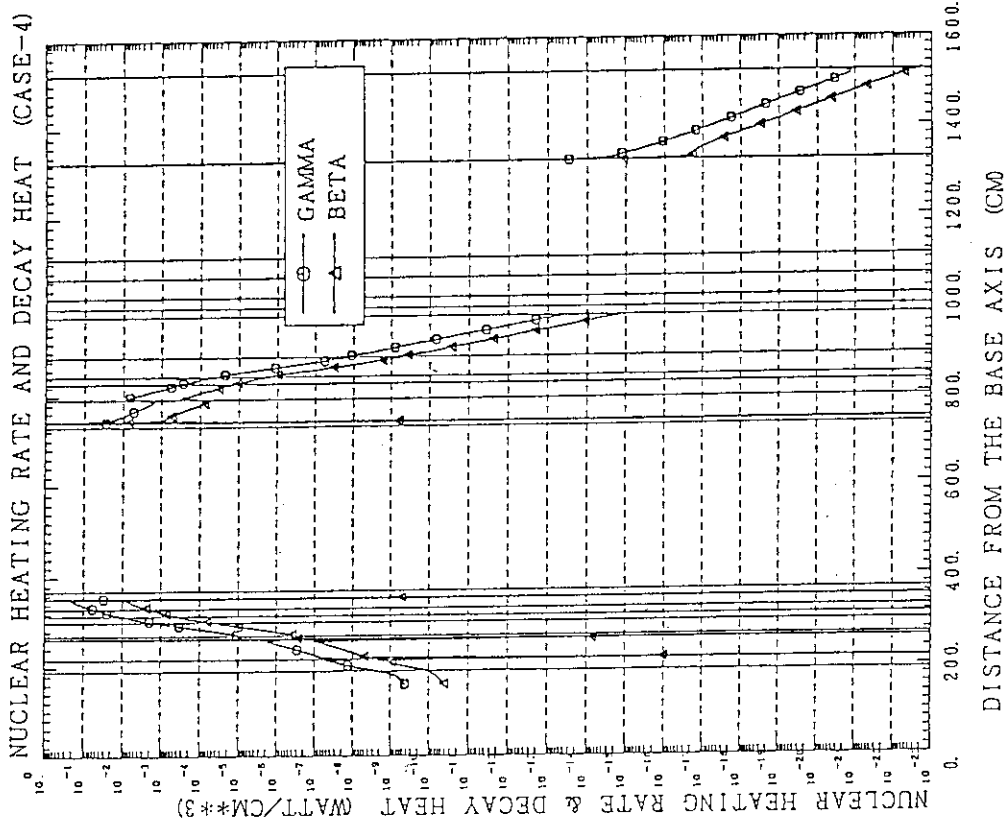


Fig. 4.17 Decay heat rate distribution in non outboard TFC line on equatorial plane of technology phase. [1D calculation at one day after shutdown following 3 MWa/m² first wall neutron fluence operation]

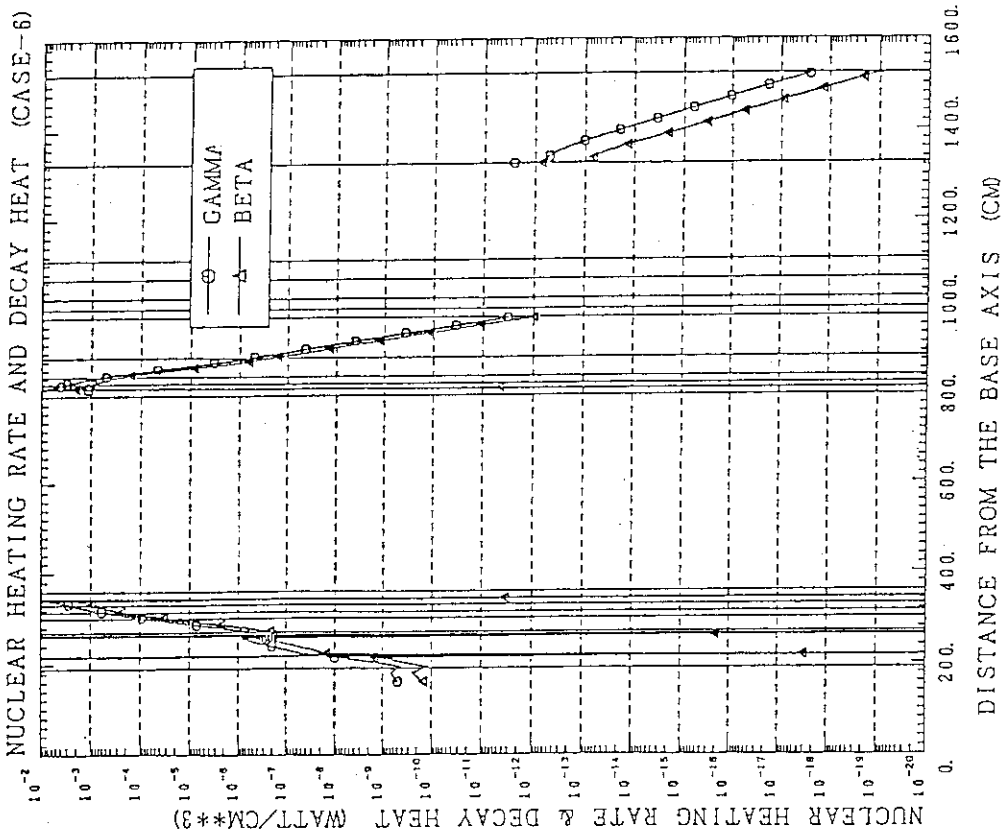


Fig. 4.16 Decay heat rate distributions in non outboard TFC line on equatorial plane of physics phase. [1D calculation at one day after shutdown following 0.02 MWa/m² first wall neutron fluence operation]

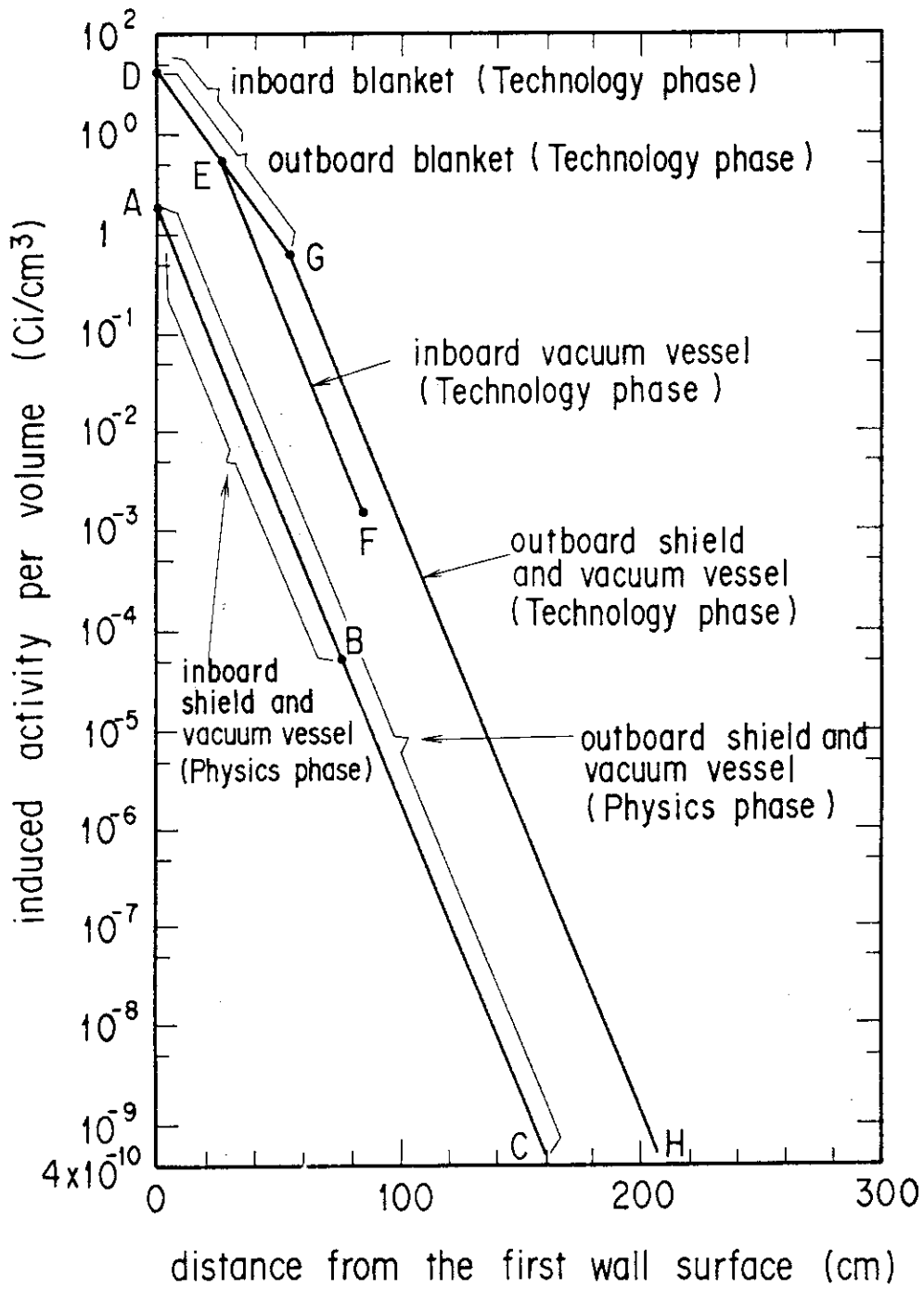


Fig. 4.18 Induced activity distributions on equatorial plane inside vacuum vessels of technology and physics phases by 1D calculation

同様である。

次に、炉停止後1日及び1週間の時点におけるトラス軸のセンターソレノイドコイル部からクライオスタット外側までの各部における線量率をTable 4.2 に、インボード部とアウトボード部の第一壁から超電導マグネットの巻き線部までの各部における崩壊熱をTable 4.3 に示す。これらの Tableには、Technology Phaseについてはインボード、アウトボードともにブランケットを装着した場合と、アウトボードのみ装着した場合の2つのケースを示した。両者を比較すると、第一壁における線量率、崩壊熱ともインボードブランケットなしの場合の方が、

Table 4.2 Biological dose rate distributions along non TFC line on mid-plane. [$\mu\text{Sv/h}$ (mrem/h)]

		center solenoid	first wall	inside cryostat	outside cryostat
at one day after shut-down	Technology phase with full blanket	2×10^3 (2×10^2)	8.6×10^{10} (8.6×10^9)	3.0×10^{-2} (3.0×10^{-3})	3.0×10^{-9} (3.0×10^{-10})
	Technology phase without inboard blanket	5×10^2 (5×10^1)	1.7×10^{11} (8.6×10^{10})	3.0×10^{-2} (3.0×10^{-3})	3.0×10^{-9} (3.0×10^{-10})
	Physics phase	4×10^2 (4×10^1)	4.4×10^9 (4.4×10^8)	2.0×10^0 (2.0×10^{-1})	6.0×10^{-6} (6.0×10^{-7})
at one week after shut-down	Technology phase with full blanket	1.5×10^3 (1.5×10^2)	8.2×10^{10} (8.2×10^9)	2.5×10^{-2} (2.5×10^{-3})	1.1×10^{-9} (1.1×10^{-10})
	Technology phase without inboard blanket	4×10^2 (4×10^1)	1.7×10^{11} (1.7×10^{10})	2.5×10^{-2} (2.5×10^{-3})	1.1×10^{-9} (1.1×10^{-10})
	Physics phase	2×10^1 (2×10^0)	2.8×10^9 (2.8×10^8)	1.1×10^0 (1.1×10^{-1})	1.0×10^{-7} (1.0×10^{-8})

Table 4.3 Decay heat rate distributions along non TFC line on mid-plane. [w/cm^3]

		In board			Out board		
		first wall	shield* boundary	SCM winding	first wall	shield** boundary	SCM winding
at one day after shut-down	Technology phase with full blanket	0.11	0.08	2×10^{-5}	0.1	3×10^{-4}	5×10^{-15}
	Technology phase without inboard blanket	0.26	0.07	4×10^{-6}	0.1	3×10^{-4}	5×10^{-15}
	Physics phase	0.008	0.003	1.5×10^{-6}	0.008	6×10^{-4}	1×10^{-12}
at one week after shut-down	Technology phase with full blanket	0.10	0.08	1.5×10^{-5}	0.1	3×10^{-4}	3×10^{-15}
	Technology phase without inboard blanket	0.25	0.07	3×10^{-6}	0.1	3×10^{-4}	3×10^{-15}
	Physics phase	0.005	0.02	2×10^{-7}	0.005	3×10^{-4}	2×10^{-13}

* Inboard shield boundary means at a point R = 330cm from torus center.
 ** Outboard shield boundary means at a point R = 829cm from torus center.

インボードとアウトボード共にブランケット付きの場合より2倍ほど大きい値を示している。これは、高エネルギー領域の方が放射化断面積が大きい、ブランケットがインボードとアウトボード共に装着されていることにより、中性子スペクトルがソフトになったためである。一方、超電導マグネットの巻き線部やセンターソレノイド部での線量率や崩壊熱は、インボード部にブランケットがない場合の方が、インボードとアウトボード共にブランケット付きの場合より4～5分の1に小さくなっているのは、インボード部にブランケットの無い場合の方が遮蔽性能が良いためである。

4.4 まとめ

1次元輸送モデルにより、核融合核計算用群定数セットG I C X 40を用いて、運転中の超電導マグネットに対する遮蔽特性、炉停止後の生体遮蔽特性として分解保守ための作業員に対する炉室における線量率を評価した。その結果、以下の結論を得た。

- (1) 超電導マグネットT F Cの巻線部における核発熱率は、Physics phase及びTechnology phaseで、それぞれ 0.64mW/cm^3 、 0.57mW/cm^3 （厚さ19.5cmのブランケット付き）及び 0.14mW/cm^3 （ブランケット無し）である。これらの値は、設計限界値 5mW/cm^3 を満足している。
- (2) インボード部のT F Cの核発熱以外の部分からの核発熱量は無視できるとした場合の全核発熱量は、Physics phase及びTechnology phaseで、それぞれ9.1kW、8kW（厚さ19.5cmのブランケット付き）であり、それぞれの設計限界値50kW、20kWを満足している。
- (3) フルエンスに依存する量である、超電導マグネットの安定化材である銅のd p a損傷、インシュレータ吸収線量、高速中性子フルエンス、については、装置の運転フルエンスの大きいTechnology phaseでは、それぞれ、 $7 \times 10^{-4}\text{dpa}$ 、 $2.6 \times 10^9\text{rad}$ 、 $6 \times 10^{17}\text{n/cm}^2$ となる。これらの値は、何れも設計限界値、それぞれ $1 \times 10^{-3}\text{dpa}$ 、 $5 \times 10^9\text{rad}$ 、 $1 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を満足している。
- (4) 以上の値に設計安全ファクター、ピーク値に対して3、積分値に対して2を考慮すると、設計限界値と比較して、巻線部の核発熱率と高速中性子フルエンスは設計限界値を充分満足している。T F Cの全核発熱はどうにか満足しているが、銅のd p a損傷とインシュレータ吸収線量については、安全ファクターを考慮すると設計限界値のそれぞれ2、1.5倍大きくなる。
- (5) 炉停止後1日あるいは1週間での線量率は、センターソレノイドコイル部では生体遮蔽設計基準値 $25\mu\text{Sv/h}$ （ 2.5mrem/h ）よりも数10～100倍大きい。しかし、ダクト貫通部を考慮しない場合のクライオスタット外部の線量率は、生体遮蔽設計基準値と比べて充分小さく、クライオスタット内部でも、アウトボード遮蔽体の薄いPhysics phaseにおいても遮蔽設計基準値の1/10以下で、Technology phaseでは1/1000と小さくなる。
- (6) 炉停止後1日での崩壊熱は、Physics phaseの第一壁部で 0.01w/cm^3 、Technology phaseのブランケットの無いインボードの第一壁部で 0.3w/cm^3 であり、ブランケットのある場合のインボード及びアウトボードでは、共に 0.1w/cm^3 である。

5. 2次元計算による炉心部の遮蔽特性評価

5.1 計算モデル

第4章では1次元輸送計算による検討結果を述べ議論した。1次元トラスモデルは赤道面の遮蔽特性のピーク値を求めるのに適した計算モデルである。しかし、トロイダルマグネットの全核発熱のようなポロイダル方向に分布している核発熱率の積分値を求める場合には、2次元ポロイダルモデルによる計算が有力な手段となる。即ち、中性子壁負荷の分布や、Z軸方向に赤道面から上下に離れるに従い遮蔽体の厚さが変化しそれによって影響される量のZ軸方向の積分値を求めるには、2次元ポロイダルモデルが適している。更に、2次元ポロイダルモデルは中性子の挙動から見ると3次元的な効果を考慮していることになり、中性子束の回り込みの効果などが計算に考慮され、また、等高線を与えることによりその様子が視覚的に表現される。

本検討では2次元ポロイダルモデルである2次元トラスモデルを用いた。2次元トラスモデルとは、第2章で記した核融合実験炉のポロイダル断面をRZ平面でモデル化し、この平面をトラス軸であるZ軸を中心として回転したもので、 θ 方向の対称性を仮定している。ただし、空間メッシュ数が大きくなりすぎるので、ポロイダル断面を上下に分割して取り扱う。使用コードは、2次元輸送コードDOT3.5⁸⁾であり、使用した群定数セットは1次元輸送計算と同じくGICX40⁵⁾である。また、散乱断面積のルジャンドル展開のオーダーは1次元計算ではP5であったが、計算時間と領域の制約から2次元計算ではP3を用い、空間の角度分割のオーダーは1次元計算と同様にS8である。DOT3.5を用いて計算した中性子束やガンマ線束、これらの束を用いて算出する核発熱等の計算及び図形表示には1次元計算同様APPLEコード⁶⁾を使用した。

計算の対象とした体系は1次元計算と同様に2ケースあり、それぞれ、ITERのPhysics phaseとTechnology phaseであるが、上下に2分したため計算体系数としては4ケースとなる。これらの2次元トラスモデルを、それぞれFig. 5.1、Fig. 5.2、及びFig. 5.3、Fig. 5.4に示す。それぞれの空間メッシュ数は、Physics phaseとTechnology phaseのモデルは同一であり、上部モデルと下部モデルのメッシュが異なる。上部モデル及び下部モデルのメッシュは、即ち、

$$R \times Z = 166 \times 135 = 22410 \cdots \cdots \text{上部モデルに対して、}$$

$$166 \times 122 = 20252 \cdots \cdots \text{下部モデルに対して、}$$

である。これらのモデルでは、R方向はトラス軸から生体遮蔽を兼ねたクライオスタットまでをモデル化したものである。クライオスタットは、十分な生体遮蔽効果と炉室の複数の床の支持を兼ねることを考えてねて厚さ2mのコンクリート製を想定している。上部モデルでは、トロイダルマグネットの中央断面をモデル化したもので、Z方向は赤道面から上部クライオスタットまでを含む。これに対して下部モデルでは、トロイダルマグネットとトロイダルマグネットの間の断面をモデル化したもので、赤道面から主排気ダクトまでを計算の対象としている。

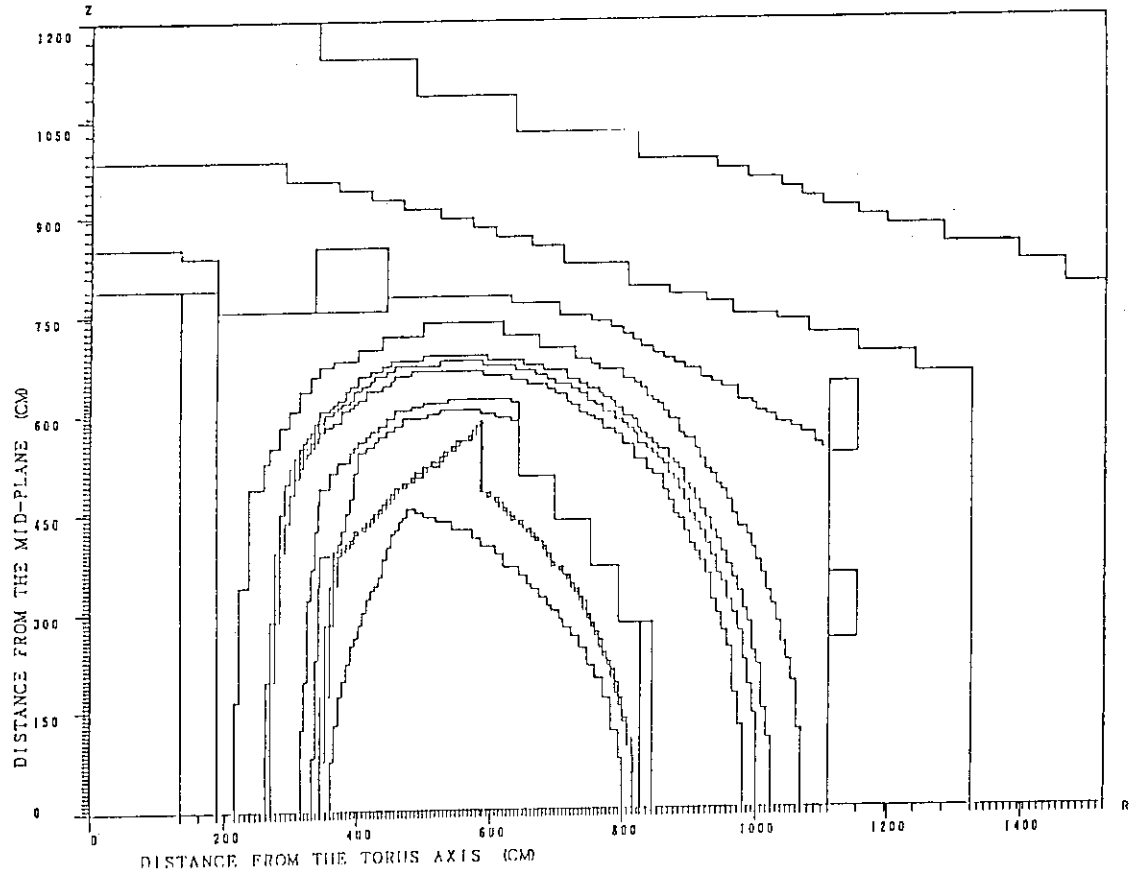


Fig. 5.1 2D-RZ model of upper half poloidal cross section in ITER physics phase for DOT 3.5.

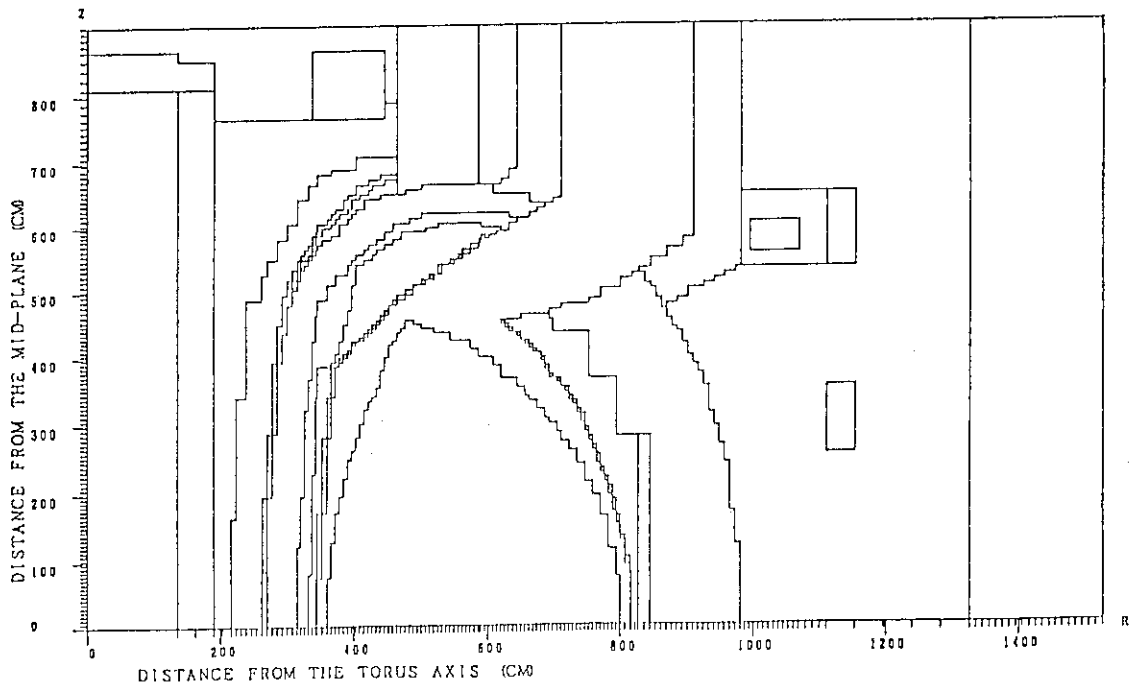


Fig. 5.2 2D-RZ model of lower half poloidal cross section in ITER physics phase for DOT 3.5.

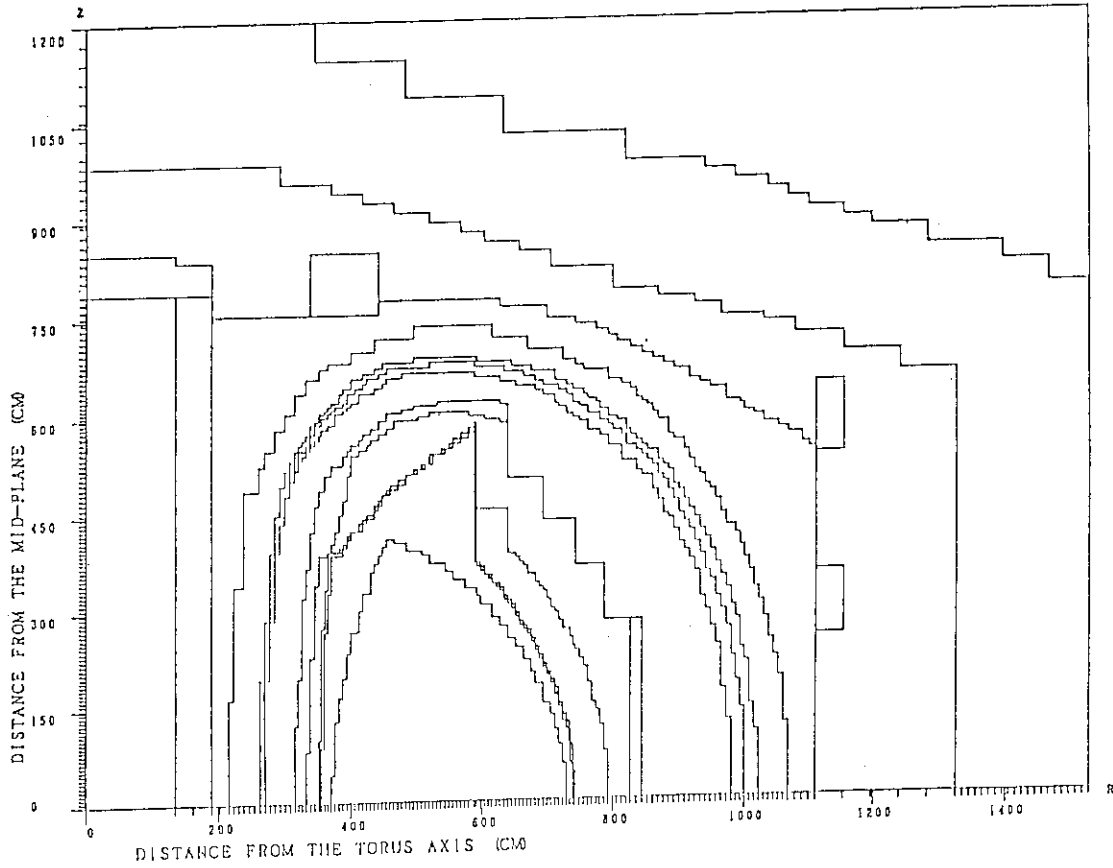


Fig. 5.3 2D-RZ model of upper half poloidal cross section in ITER technology phase for DOT 3.5.

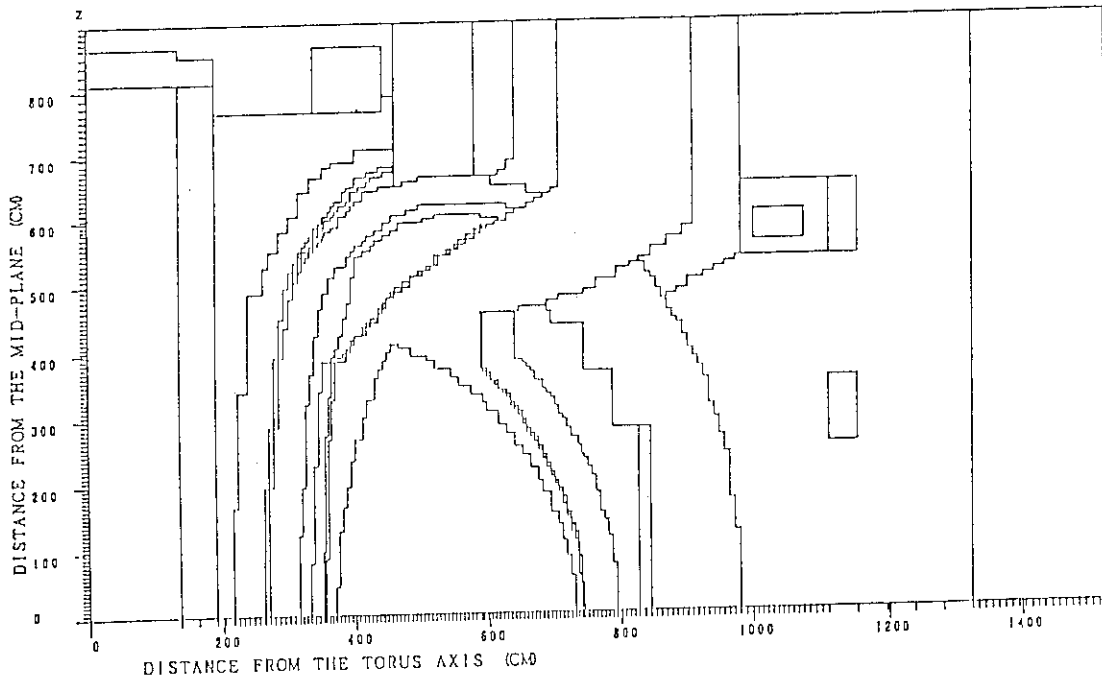


Fig. 5.4 2D-RZ model of lower half poloidal cross section in ITER technology phase for DOT 3.5.

Physics phase と Technology phase とともに下部モデルでは、トロイダルマグネットの断面をモデル化して排気ダクト入り口近傍に設置した。これは、次のような理由による。主排気ダクトは2つのトロイダルマグネットの間に設置されており、ダクト壁の厚さによってトロイダルマグネットを中性子とガンマ線から遮蔽しなければならない。ところが、空間的位置の関係から、排気ダクト壁として十分な厚さを確保する事は困難であり、必要な最小厚さを把握する必要がある。そのため実際には存在しない位置であるが、これらのモデルでは、2次元トロイダルモデルによって検討できる位置として、トロイダルマグネットの断面をモデル化して排気ダクト入り口近傍に設置したものである。

G I C X 4 0 の群定数セットをベースとして、計算に使用した物質を構成している核種の原子数密度は、第3章で示した Table 3.1 と同様である。一方、これらの物質を用いて作成した領域毎の組成は第3章とは異なり、Table 5.1 のようになる。

2次元トーラスモデルにおけるプラズマからの中性子源強度は、次のように算出して与える。第一壁の平均中性子負荷を 1 MW/m^2 とすると、プラズマから外向きの中性子束 f_n は、

$$f_n = \frac{1 \text{ MW/m}^2}{14.06 \text{ MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}} \times 4 \pi^2 a R \times 10^{-4} \times \sqrt{\frac{1+k^2}{2}} \times \frac{1}{2}, \quad (5.1)$$

$$= \begin{cases} 1.526 \times 10^{20} \text{ n/s} & \text{Physics phase} \\ 1.931 \times 10^{20} \text{ n/s} & \text{Technology phase} \end{cases}$$

ただし、Physics phase では、 $a = 240 \text{ cm}$ 、 $R = 580 \text{ cm}$ 、 $k = 2$ であり、Technology phase では、 $a = 200 \text{ cm}$ 、 $R = 550 \text{ cm}$ 、 $k = 2$ である。また、 f_n の分布は、プラズマの核融合出力分布である。この出力分布は、プラズマの平衡計算より求めた磁気面に合うようなプラズマ圧力からプラズマのイオン温度分布を決定し、密度分布は放物線分布を仮定して、この両者から決まるプラズマの核融合出力分布である。

5.2 運転中の遮蔽特性評価

運転中の遮蔽特性として評価する量は、1次元計算と同様に、インボード部の超電導マグネットにたいする遮蔽特性量と、生体遮蔽特性量である。前者に関する量としては、核発熱密度のピーク値、トロイダルマグネットのインボード部の核発熱量、運転時間に依存する積分量としては巻線部の銅の放射線損傷 (dpa) のピーク値、インシュレータの吸収線量のピーク値、巻線部の高速中性子フルエンス ($> 0.1 \text{ MeV}$) のピーク値である。後者に関する量としては、線量率である。上部モデルではトロイダルマグネットの中央断面をモデル化しているため、トロイダルマグネットが遮蔽体として作用しており、クライオスタットの外側で生体遮蔽特性を評価するには問題がある。そのため、トロイダルマグネットとトロイダルマグネットの中央断面をモデル化した下部モデルによって、生体遮蔽特性を評価すべきである。もっとも、運転中の線量率評価に関しては、運転中は炉室内に作業員が立ち入ることではないので、参考値として炉室内のクライオスタット近傍の線量率を評価する。

Table 5.1 Material volume fractions in various zones.

No	構造材名	Material	比率
19	*口イ*ウリイ*口イ 233~236	SUS 165~168	0.426
		Cu 197~200	0.258
		He(液) 221~224	0.225
20	He-can 237~240	SUS 165~168	0.86
21	EPOXY, SCM 線材 241~244	SUS 165~168	0.301
		Cu 197~200	0.31
		He(液) 221~224	0.21
		EPOXY 205~208	0.179
22	SUS:H ₂ O=0.6689:0.2867 245~248	SUS 165~168	0.6689
		H ₂ O 169~172	0.2867
23	SUS:H ₂ O=0.838:0.044 249~252	SUS 165~168	0.838
		H ₂ O 169~172	0.044
24	Blanket (⁶ Li 30% 濃縮) 253~256	Be 185~188	0.4725
		Li ₂ O 181~184	0.1575
		SUS 165~168	0.05
		H ₂ O 169~172	0.05
		He(気) 217~220	0.1
25	容器, グラファイト 257~260	SUS 165~168	0.3
		H ₂ O 169~172	0.129
		Graphite(C) 213~216	0.571
26	SUS:H ₂ O=0.9:0.1 261~264	SUS 165~168	0.9
		H ₂ O 169~172	0.1

Table 5.1 (Continued)

27	ダイバーダ	265~268	Graphite(C)	213~216	0.213
			Mo	25 ~ 28	1.345*10 ^{-3*})
			Cu	197~200	0.426
			H ₂ O	169~172	0.340
28	Shell	269~272	Graphite(C)	213~216	0.445
			SUS	165~168	0.233
			H ₂ O	169~172	0.1
			アルミニウム	225~228	0.222

*) Mo : $\frac{10.2 \text{ g/cc}}{95.94} * 6.022 * 10^{23} * 10^{-24} * 0.021$ (比率) = $1.3445 * 10^{-3}$

先ず最初に、ポロイダル断面の全中性子束及びガンマ線束の分布を示す。Physics phase の上部のポロイダル断面の全中性子束及びガンマ線束分布をそれぞれFig. 5.5、Fig. 5.6に示す。また、下部のポロイダル断面の全中性子束及びガンマ線束分布をそれぞれFig. 5.7、Fig. 5.8に示す。それらによる運転中の線量率分布をポロイダル断面の上部、下部について、それぞれ、Fig. 5.9、Fig. 5.10 に示す。同様に、Technology phaseについて、上部のポロイダル断面の全中性子束及びガンマ線束分布をそれぞれFig. 5.11、Fig. 5.12に示す。また、下部のポロイダル断面の全中性子束及びガンマ線束分布をそれぞれFig. 5.13、Fig. 5.14に示す。それらによる運転中の線量率分布をポロイダル断面の上部、下部について、それぞれ、Fig. 5.15、Fig. 5.16に示す。

Physics phase とTechnology phaseの二次元計算による赤道面の中性子束及びガンマ線束分布をFig. 5.17、Fig. 5.18に示す。

以上の結果をdesign criteria と比較してみると、Table 5.2 のようになる。先ず、インボード部のトロイダルマグネットの遮蔽特性量について、Physics phase とTechnology phaseの両結果を比較すると、核発熱はほぼ同じである。インボード部が両者共ほとんど同じであるのは、次のような理由によるものである。Technology phaseでは厚さ19.5 cmのブランケット領域があり、ベリリウムと酸化リチウムのペブルの混合体で充填率60%のブランケットの遮蔽性能は、第4章で示されたように、80%SS + 20%H₂O から成る遮蔽体の約1/2程度の遮蔽性能となる。そのため、遮蔽性能としては、Technology phaseのインボードの厚さが Physics phaseよりも10 cm厚い分が相殺してしまう。核発熱率については、design rangeと比較しても充分小さく、ピーク値に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として3倍を見込んでも、design rangeを満足している。

一方、インボード部のトロイダルマグネットの核発熱量は、design rangeと比較しても充分小さく、積分量に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として2倍を見込んでも、design rangeを満足している。しかし、インボード部以外のトロイダルマグネットにおいて核発熱の高い部分が存在する可能性がある。即ち、充分な遮蔽体の厚さが設置できない領域が存在する場合には、その部分の評価も含めた値として全核発熱を算出する必要がある。具体的な可能性としては、ダイヴァータ後部領域、中性粒子入射装置や主排気系のダクト近傍のトロイダルマグネット部である。本レポートでは、これらの部分は充分遮蔽体厚さが採れるものとして検討した。運転時間に依存する量である銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量、高速中性子フルエンスについては、Physics phase、Technology phaseの設計で要求されている最大フルエンスがそれぞれ0.02Mwa/m²及び3Mwa/m²であることを考慮すると、Technology phaseのみ議論すればよい。銅の放射線損傷は、辛うじてdesign rangeを満足しているが、ITERで採用している3倍をピーク値に対する安全ファクターとして見込むことは不可能となり、3Mwa/m²のフルエンスに対して設計限界を満たす設計をするのは困難である。また、インシュレータの吸収線量の計算値も、ピーク値に対する安全ファクターとして、ITERで採用している3倍を見込むと、design rangeを満足するのは困難である。安全ファクターを3倍見込んでも、銅のdpa損傷が設計限界値を満足するためには、Table 5.2に示されている 9×10^{-4} dpa

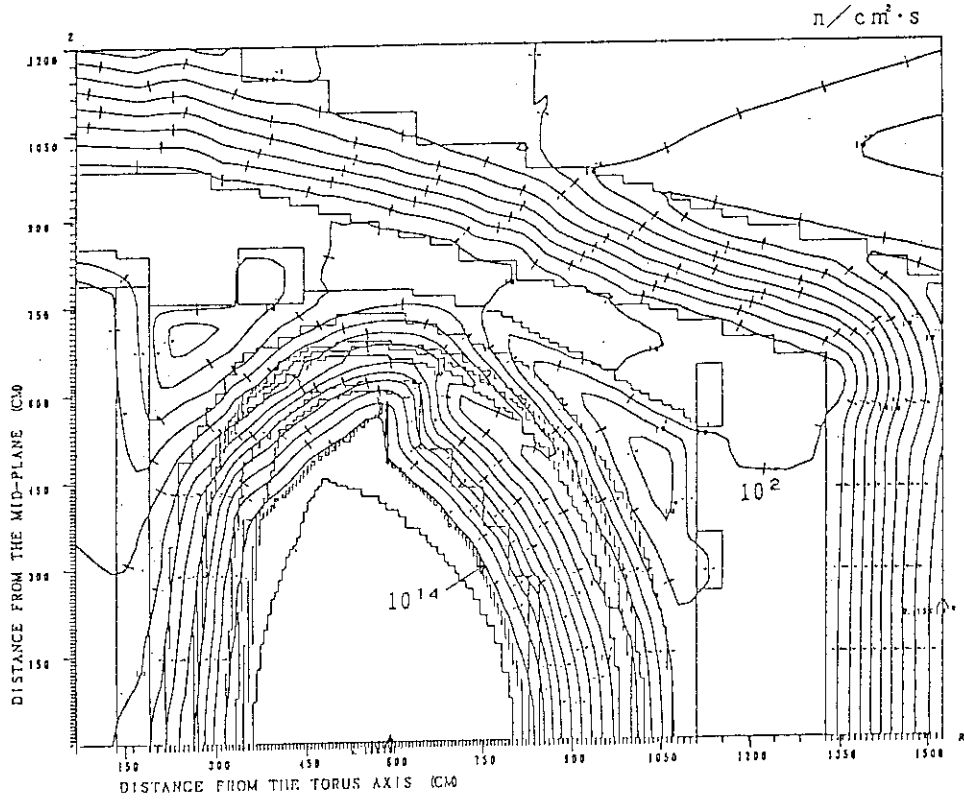


Fig. 5.5 Total neutron flux 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER physics phase.

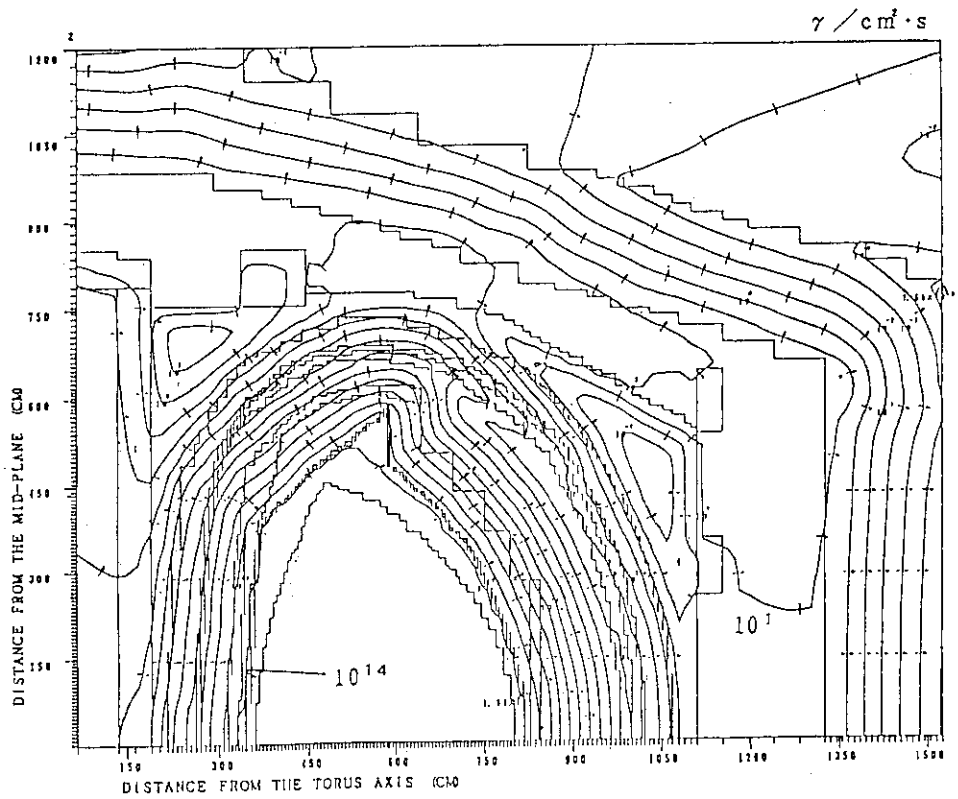


Fig. 5.6 Total gamma ray flux 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER physics phase.

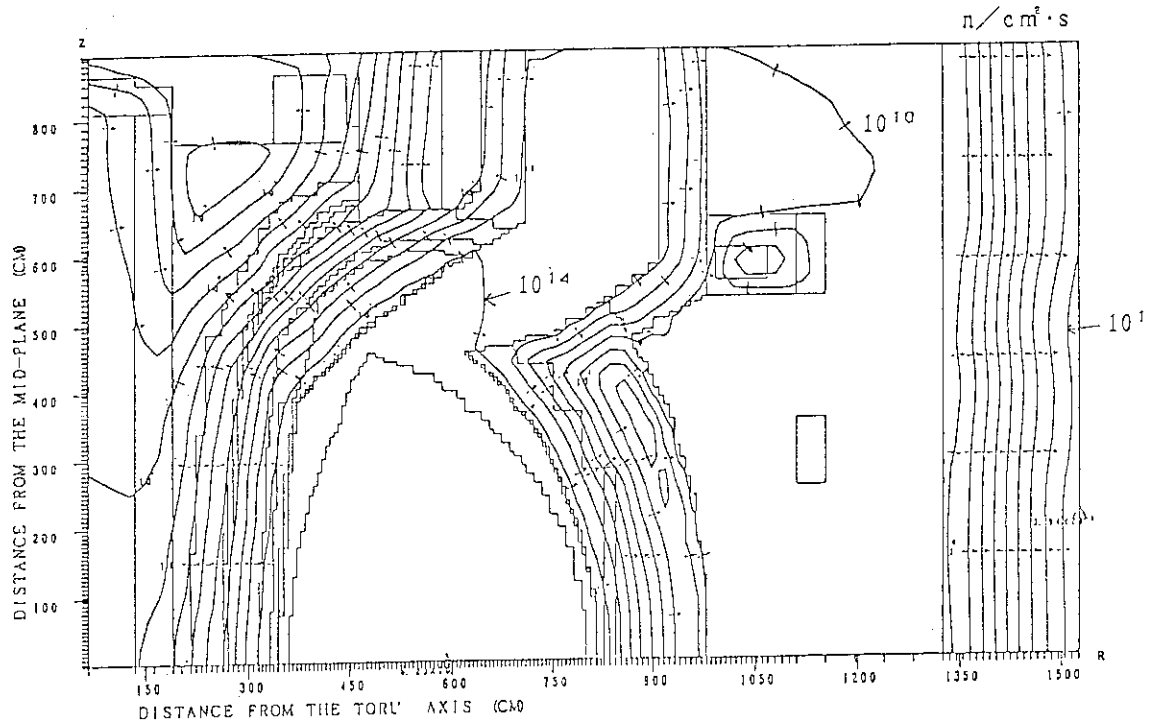


Fig. 5.7 Total neutron flux 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER physics phase.

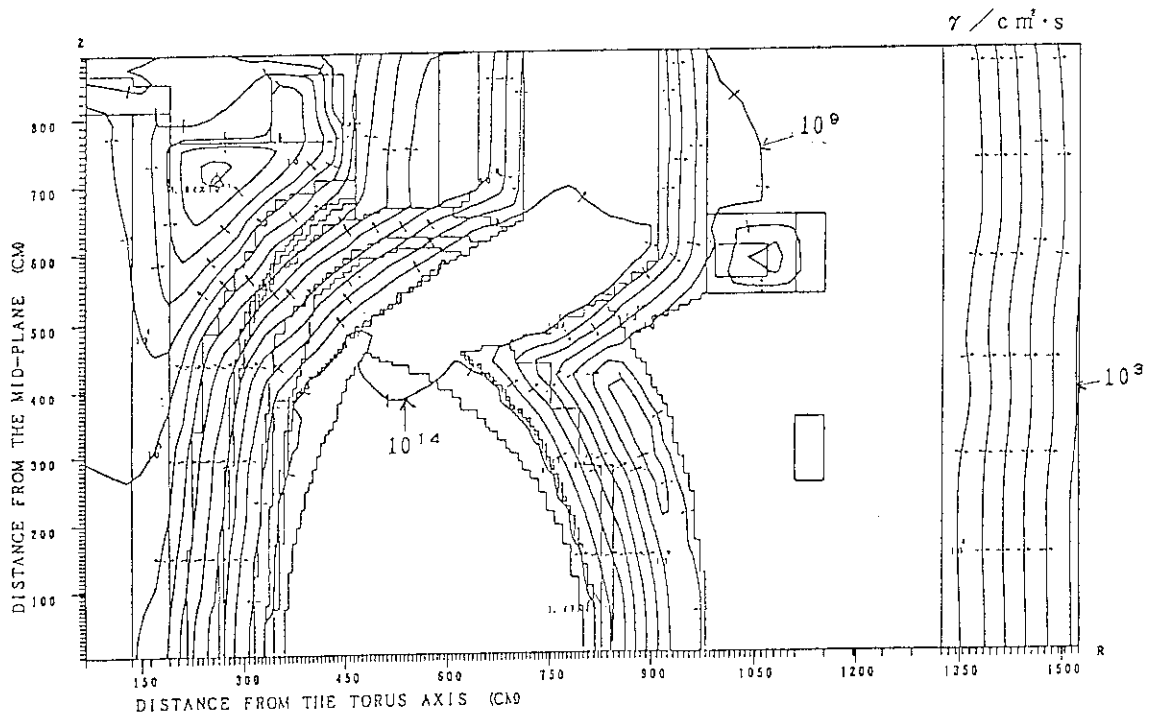


Fig. 5.8 Total gamma ray flux 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER physics phase.

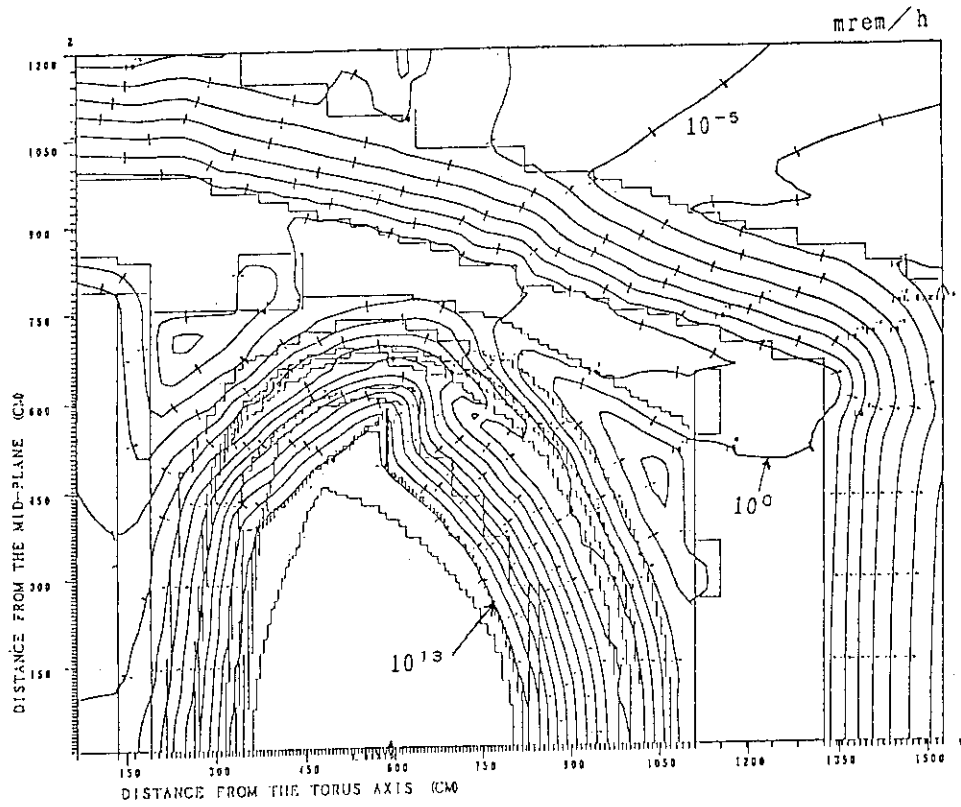


Fig. 5.9 Dose rate 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER physics phase.

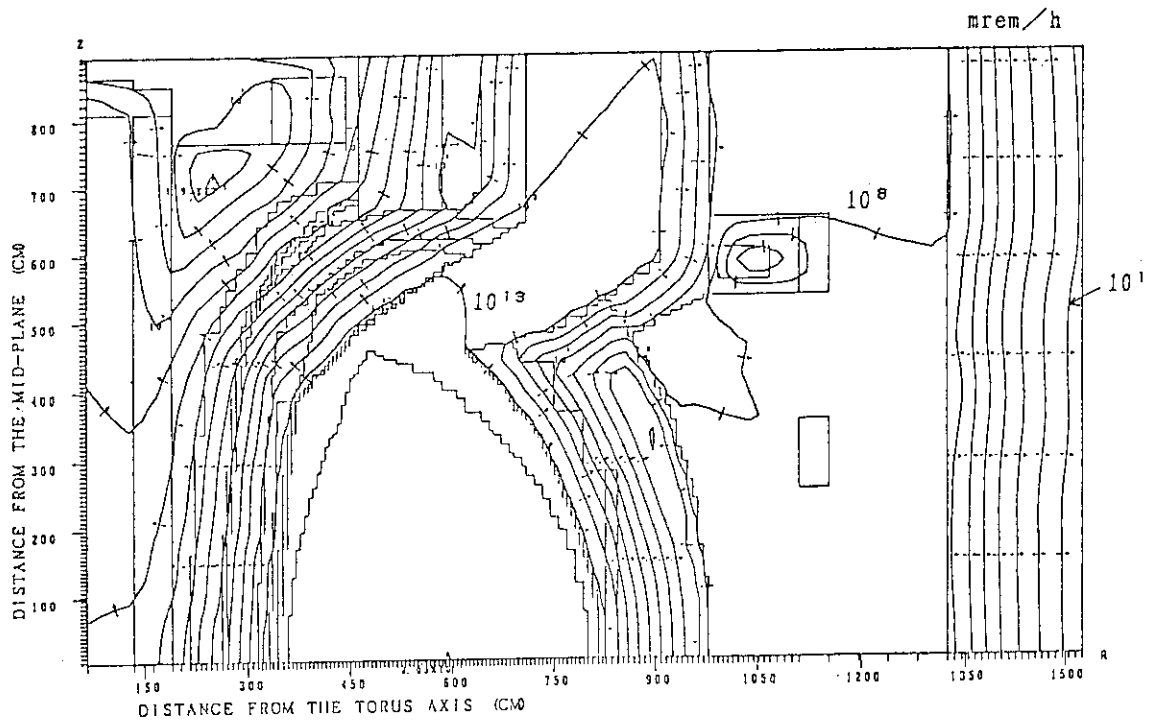


Fig. 5.10 Dose rate 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER physics phase.

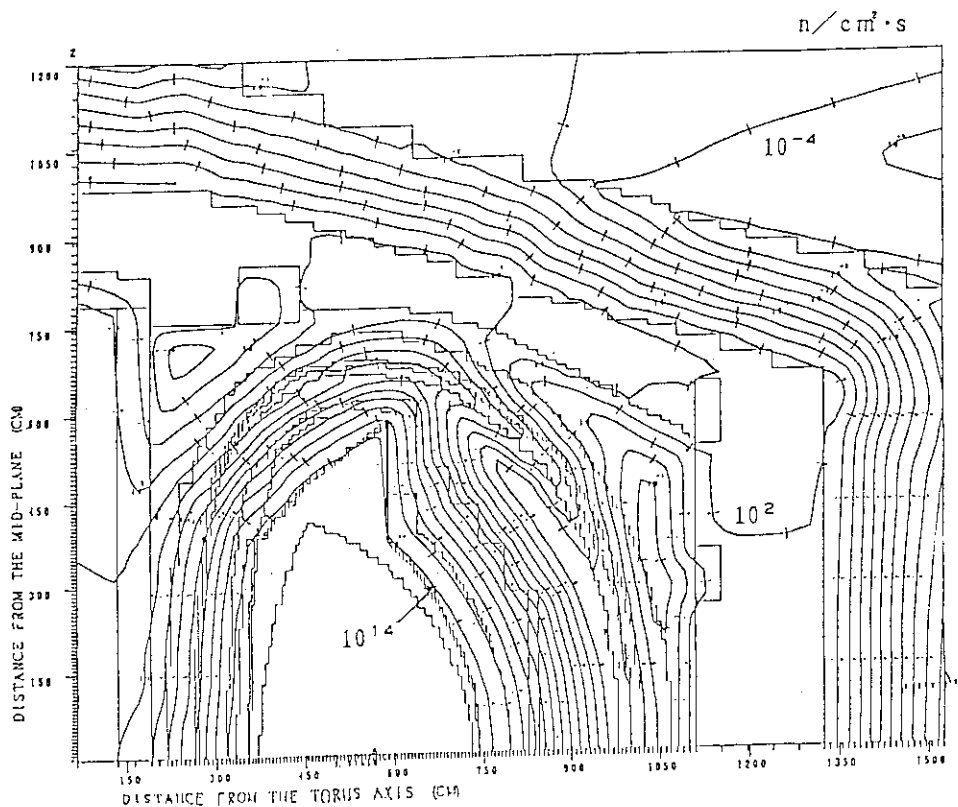


Fig. 5.11 Total neutron flux 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER technology phase.

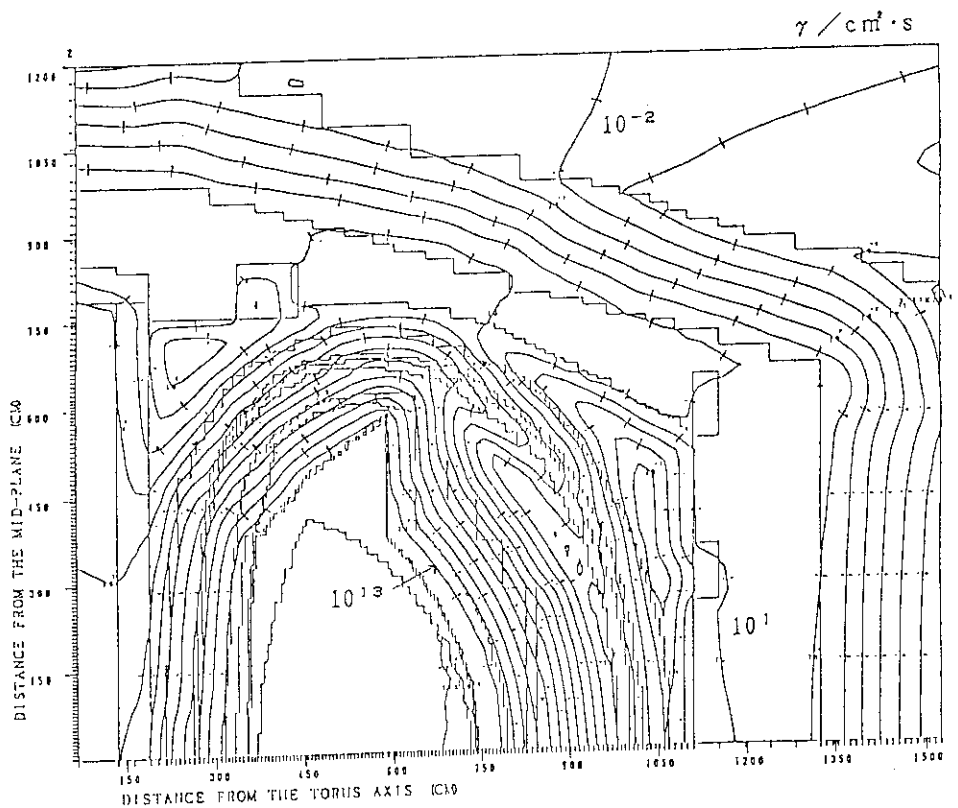


Fig. 5.12 Total gamma ray flux 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER technology phase.

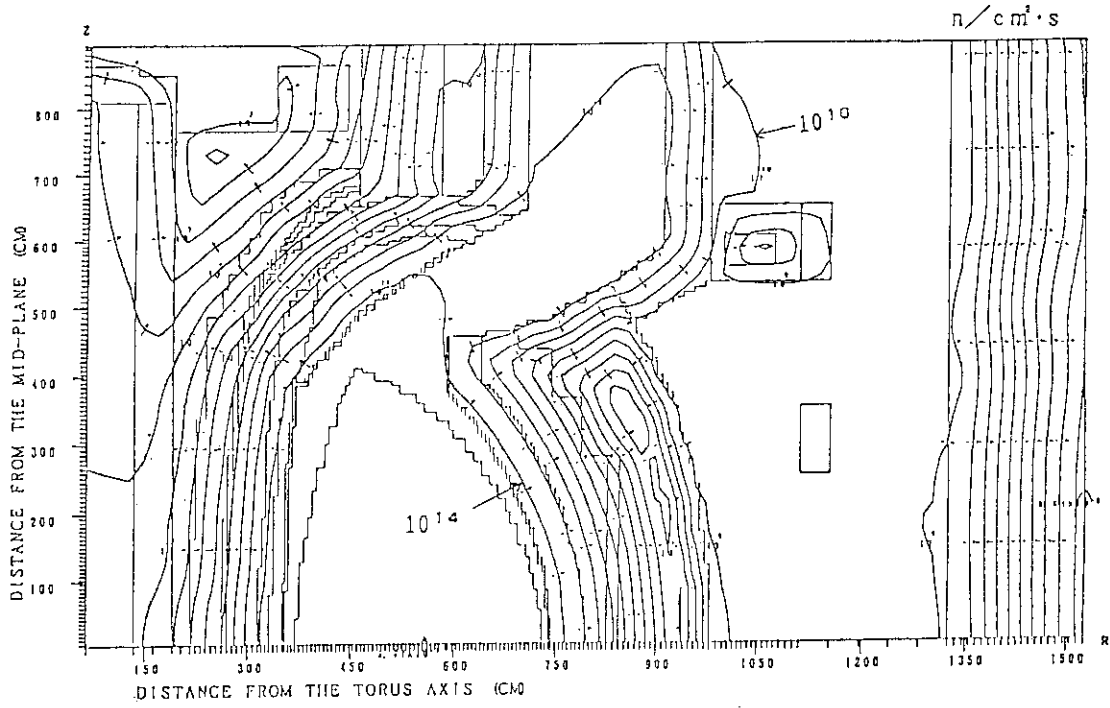


Fig. 5.13 Total neutron flux 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER technology phase.

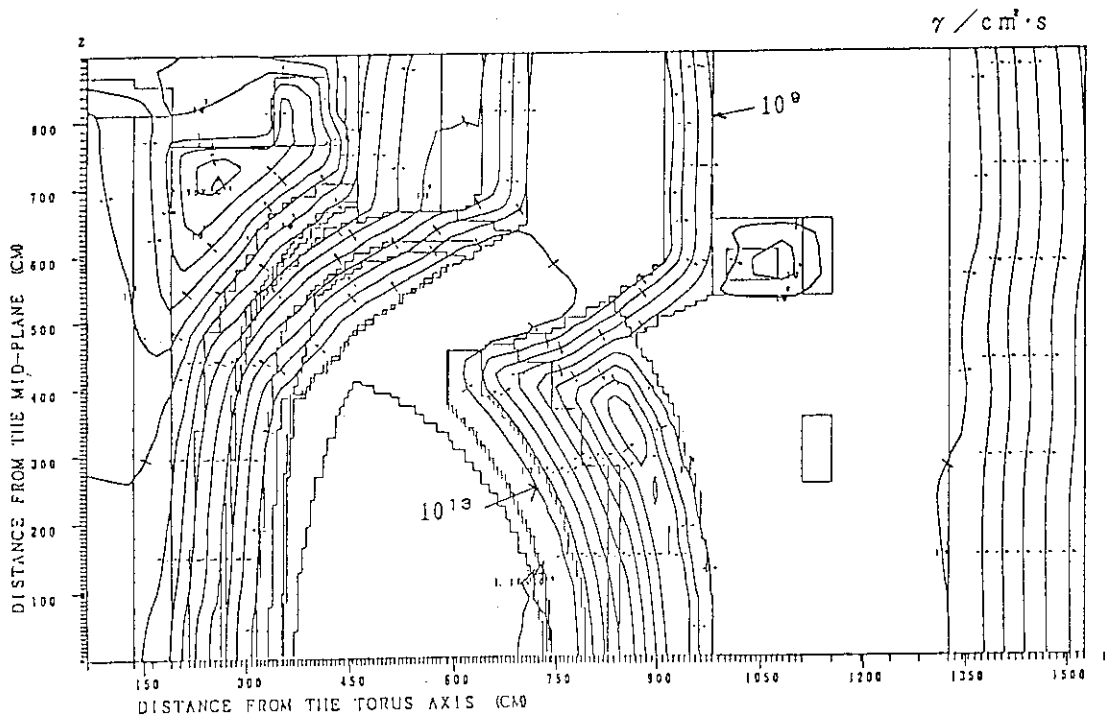


Fig. 5.14 Total gamma ray flux 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER technology phase.

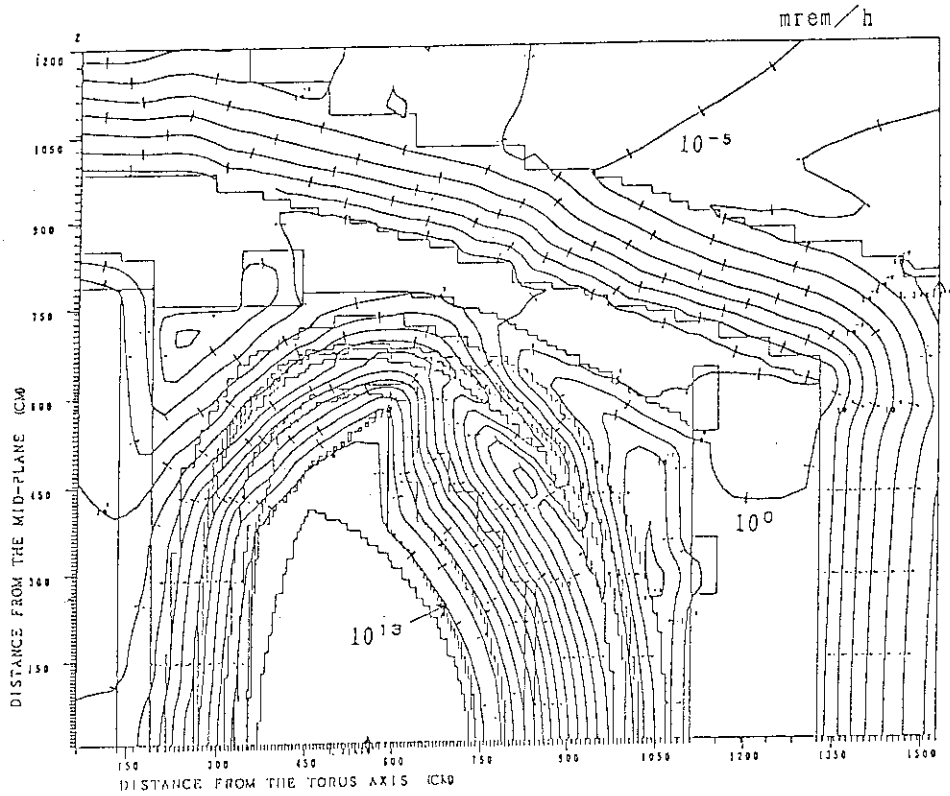


Fig. 5.15 Dose rate 2D-RZ distribution in upper half poloidal cross section of ITER technology phase.

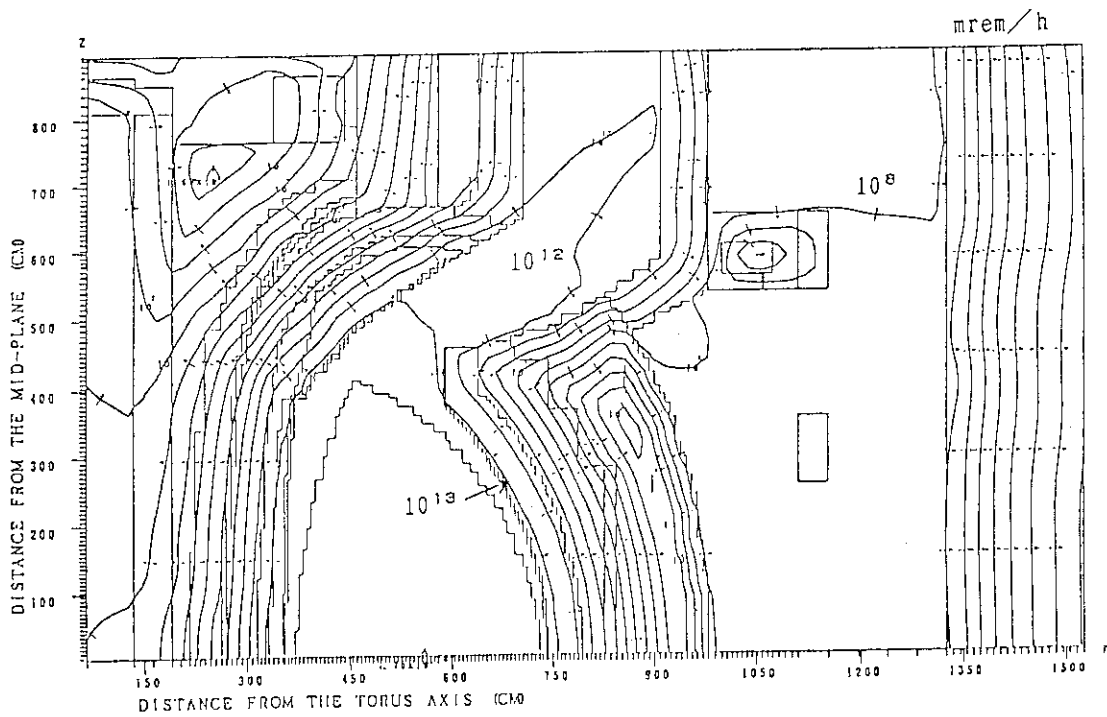


Fig. 5.16 Dose rate 2D-RZ distribution in lower half poloidal cross section of ITER technology phase.

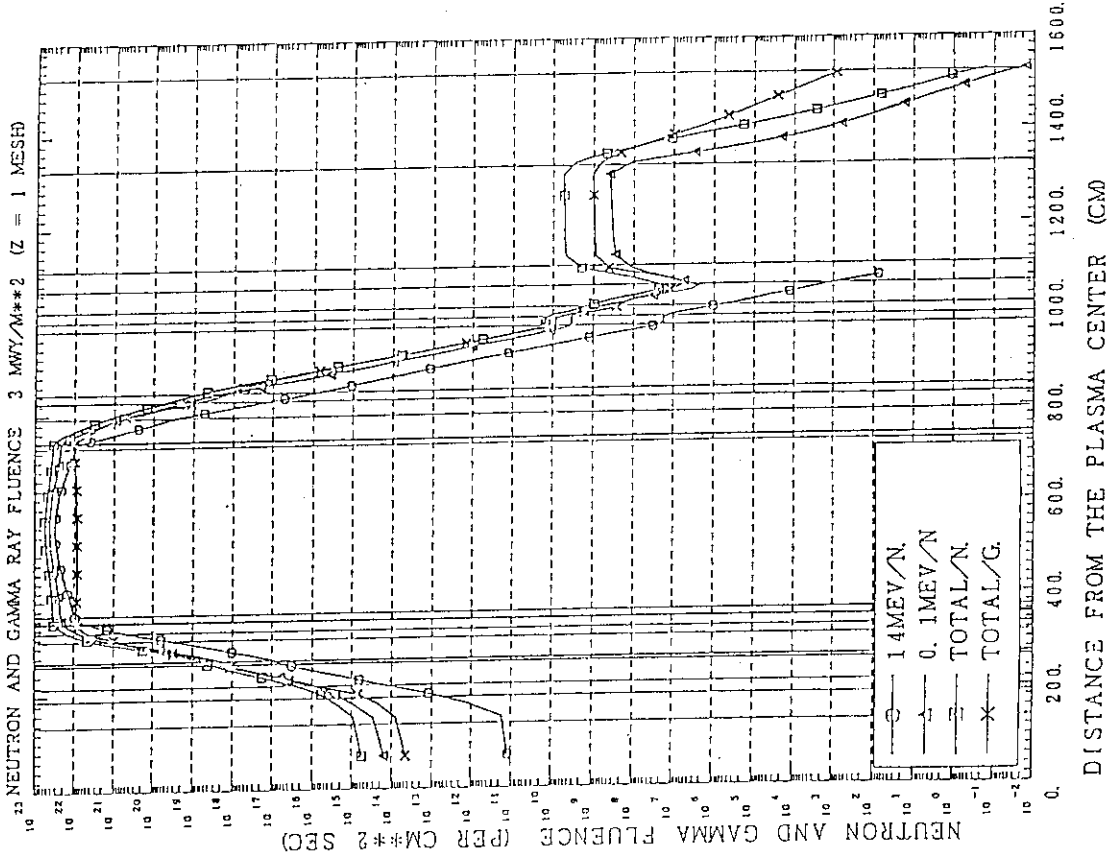


Fig. 5.18 Neutron and gamma ray flux distributions on midplane of ITER physics phase by upper half 2D-RZ model calculation.

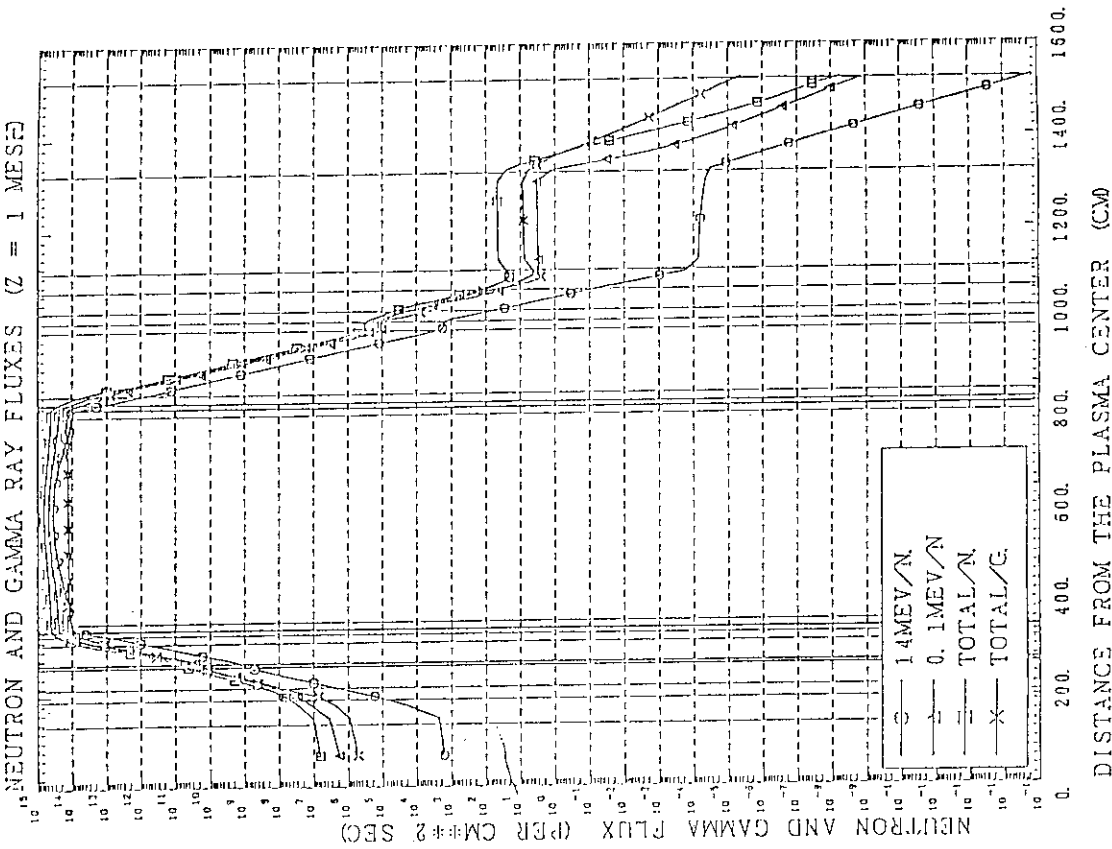


Fig. 5.17 Neutron and gamma ray flux distributions on midplane of ITER physics phase by upper half 2D-RZ model calculation.

の値を1/3以下に低減する必要があり、そのためには約8cm遮蔽体を追加しなければならない。

次に、主排気ダクト近傍のトロイダルマグネットに対する遮蔽特性について議論する。本検討では、主排気ダクト壁は厚さ70cmのSS316で構成されているとした。ピーク核発熱率の計算値は、Physics phase とTechnology phaseで、それぞれ0.06mW/cm³及び0.02mW/cm³でありdesign rangeを充分満足している。また、Technology phaseにおける銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量は、design rangeよりも1/50と小さい値となっている。これらの結果から、主排気ダクト壁としては厚さ70cmから10数cmだけ薄くできることが解る。

運転中は炉室には立ち入ることはないものの、算出した生体遮蔽特性についてまとめておく。運転中の線量率としてクライオスタットの外部では、design rangeである25μSv/h(2.5mrem/h)よりも低いことが解る。赤道面とダイヴァータ上部のクライオスタット外部における線量率を比較すると、ダイヴァータ上部の方が1桁程度大きいことが示されている。これは、ダイヴァータ板が傾斜し片側が遮蔽体設置領域を狭めているため、ダイヴァータ上部の遮蔽体が赤道面

Table 5.2 2D-calculated shield property results in poloidal cross section including TFC during operation.

item	Design range	Physics phase	Technology (with inboard blanket)
<u>TFC (inboard)</u>			
Peak nuclear heating rate in winding	1-5 mW/cm ³	0.657 mW/cm ³	0.644 mW/cm ³
Total nuclearing	50 kW	6.4 kW	7.5 kW
Copper dpa	1×10 ⁻³ dpa	6.1×10 ⁻⁶ dpa	8.9×10 ⁻⁴ dpa
Insulator dose	50MGy (5×10 ⁹ rad)	0.18MGy (1.8×10 ⁷ rad)	26 MGy (2.6×10 ⁹ rad)
Fast neutron fluence	1×10 ¹⁹ n/cm ²	6.2×10 ¹⁵ n/cm ²	9.2×10 ¹⁷ n/cm ²
<u>TFC (exhaust duct)</u> - - - - duct shield thickness = 70 cm - - -			
Peak nuclear heating rate in winding	1-5 mW/cm ³	0.057mW//cm ³	0.020mW/cm ³
Copper dpa	1×10 ⁻³ dpa	5×10 ⁻⁷ dpa	2×10 ⁻⁵ dpa
Insulator dose	50MGy (5×10 ⁹ rad)	0.017MGy (1.7×10 ⁶ rad)	0.98MGy (9.8×10 ⁷ rad)
Fast neutron fluence	1×10 ¹⁹ n/cm ²	1×10 ¹⁵ n/cm ²	1×10 ¹⁷ n/cm ²
Biological dose Inside cryostat TFC surface on midplane	25 μSv/h (2.5mrem/h)	7×10 ⁸ μSv/h (7×10 ⁷ mrem/h)	5×10 ⁸ μSv/h (5×10 ⁷ mrem/h)
TFC surface just above divertor		~10 ⁸ μSv/h (~10 ⁷ mrem/h)	~10 ⁸ μSv/h (~10 ⁷ mrem/h)
Outside cryostat on midplane		9 μSv/h (9×10 ⁻¹ mrem/h)	5 μSv/h (5×10 ⁻¹ mrem/h)
just above divertor		~10 ² μSv/h (~10 ¹ mrem/h)	~10 ² μSv/h (~10 ¹ mrem/h)

の遮蔽体と比較して薄いことによるものと考えられる。中性子束及びガンマ線束の計算において、上部ポロイダルモデルではトロイダルマグネットがトーラス方向全周を取り巻いているため、これが遮蔽体として作用する。従って、クライオスタット内部の線量率を評価する場合には、アウトボード部のトロイダルマグネットを除いている下部ポロイダルモデルの計算結果によって評価すべきである。このような理由から、Table 5.2 の"Biological dose" は下部モデルの計算結果から求めたものである。

しかし、下部モデルにはクライオスタット内部の線量率を大きくするもう1つの原因がある。例として、Fig. 5.9とFig. 5.10、あるいはFig. 5.15とFig. 5.16を比較すると、下部モデルではアウトボード部のトロイダルマグネットが無い分だけ線量率が増大していることが示されているだけでなく、次のような現象が現れていることが解る。即ち、主排気ダクト壁がSS70cmと薄いためダクト壁を透過した中性子束及びガンマ線束が、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間に拡がる。これらの中性子束及びガンマ線束は、アウトボード部の遮蔽体を透過した中性子束及びガンマ線束よりも高くなり、アウトボード部の遮蔽体内部で線量率が逆勾配となっている。このような理由から、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間の線量率は、アウトボードの遮蔽体厚さから予想される線量率よりも大きな値となっている。

5.3 炉停止後の遮蔽特性評価

運転中の中性子束の計算結果に基づき、炉停止後の誘導放射能を計算し、その値をガンマ線源としてガンマ線束を求め、更にガンマ線線量率を計算した。これらの一連のルーティンは、THIDA-2システムと呼ばれ、4.3節で1次元計算の場合について示したFig. 4.11と同様である。従って、このシステムについて、ここでこれ以上言及することは避ける。

Physics phase、Technology phaseの中性子フルエンスとして、それぞれのフェーズの設計で要求されている最大フルエンスは、 $0.02\text{Mwa}/\text{m}^2$ 、 $3\text{Mwa}/\text{m}^2$ である。一般に、炉停止後の誘導放射能を計算する場合には、運転パターンを考慮しなければならない。しかし、本検討を始める時点では、運転パターンまでは設計が進んでいなかったことと、炉停止後の誘導放射能の計算は生体遮蔽特性、特に安全性設計に直接関与するので安全側に評価すべきであるという点から、最大フルエンスで連続運転した場合を計算した。先ず、Physics phase について、炉停止後1日経過した時点のガンマ線束分布を上部、下部モデルに関して、Fig. 5.19、Fig. 5.20に示す。また、両者の線量率をそれぞれFig. 5.21、Fig. 5.22に示す。同様に、Technology phase について、炉停止後1日経過した時点のガンマ線束分布を上部、下部モデルに関して、Fig. 5.23、Fig. 5.24に示す。また、両者の線量率をそれぞれFig. 5.25、Fig. 5.26に示す。更に、赤道面の崩壊熱分布を Physics phase、Technology phaseの両フェーズについて、それぞれFig. 5.27、Fig. 5.28に示す。

以上の計算結果を生体遮蔽設計基準値である $25\mu\text{Sv}/\text{h}$ ($2.5\text{mrem}/\text{h}$)と比較し検討するため、

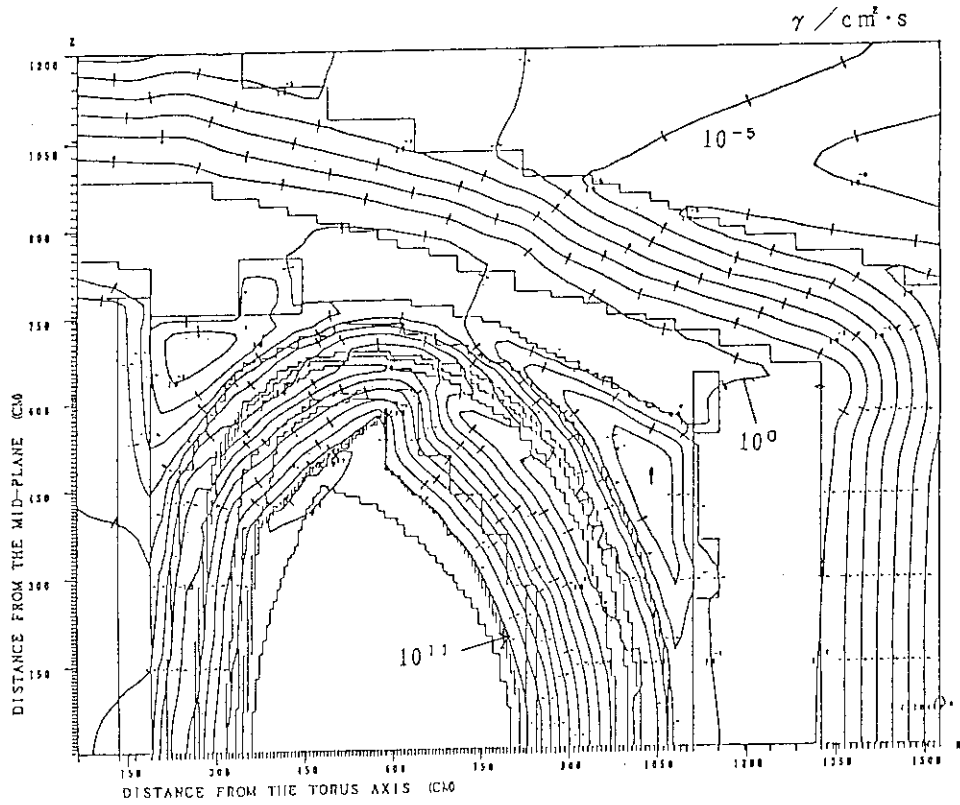


Fig. 5.19 Gamma ray flux distribution in physics phase poloidal cross section upper half plane at one day after shutdown.

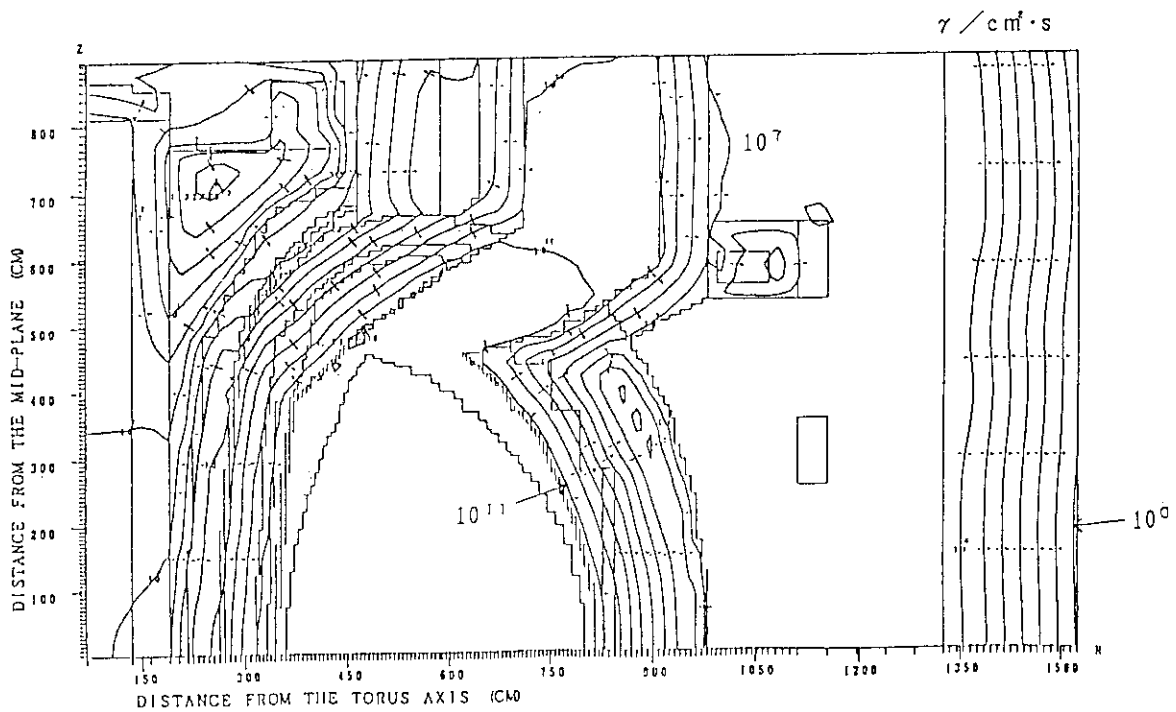


Fig. 5.20 Gamma ray flux distribution in physics phase poloidal cross section lower half plane at one day after shutdown.

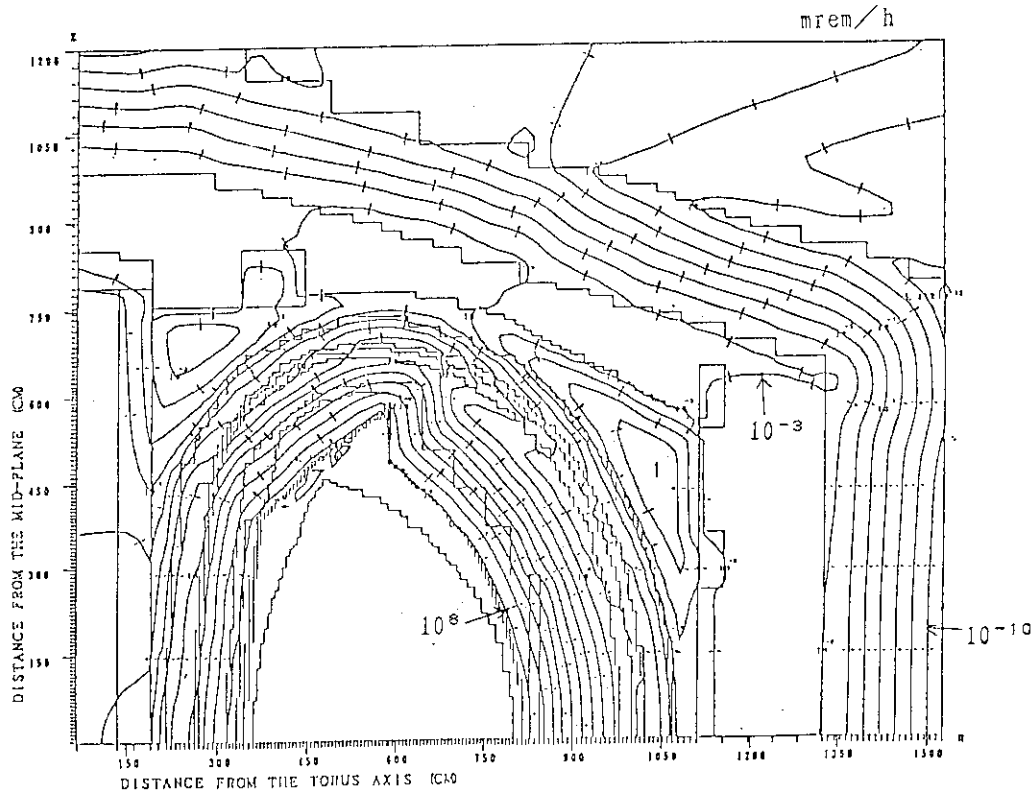


Fig. 5.21 Dose rate distribution in physics phase poloidal cross section upper half plane at one day after shutdown.

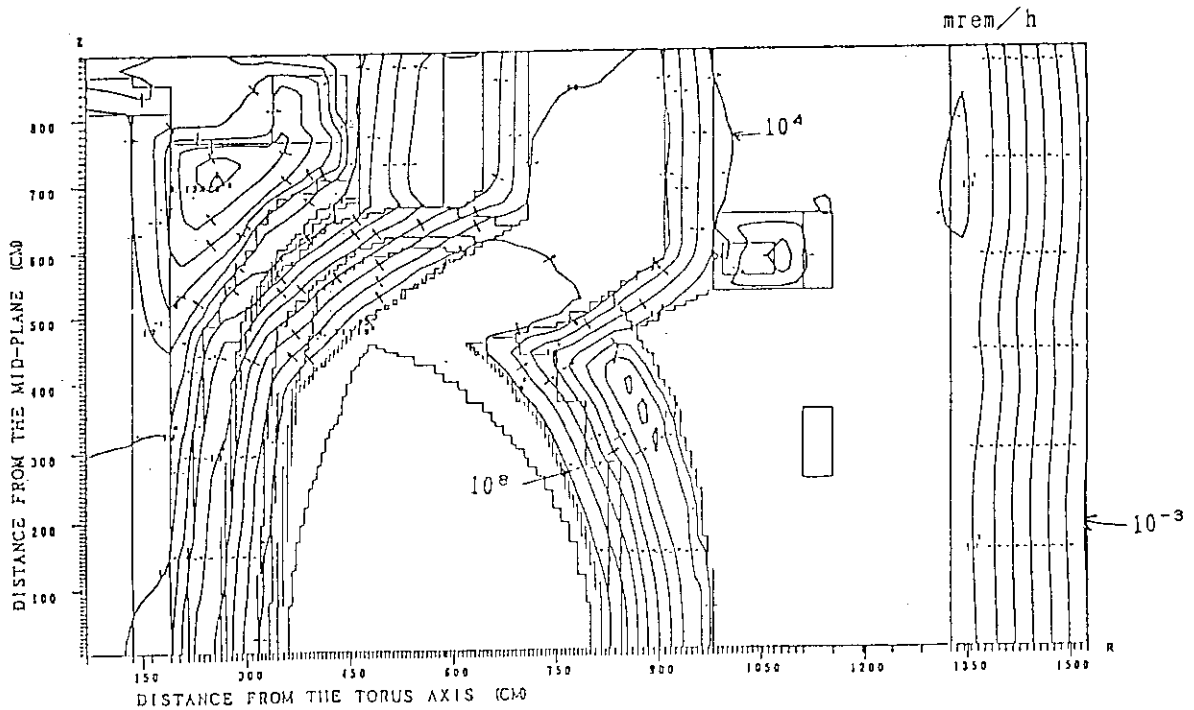


Fig. 5.22 Dose rate distribution in physics phase poloidal cross section lower half plane at one day after shutdown.

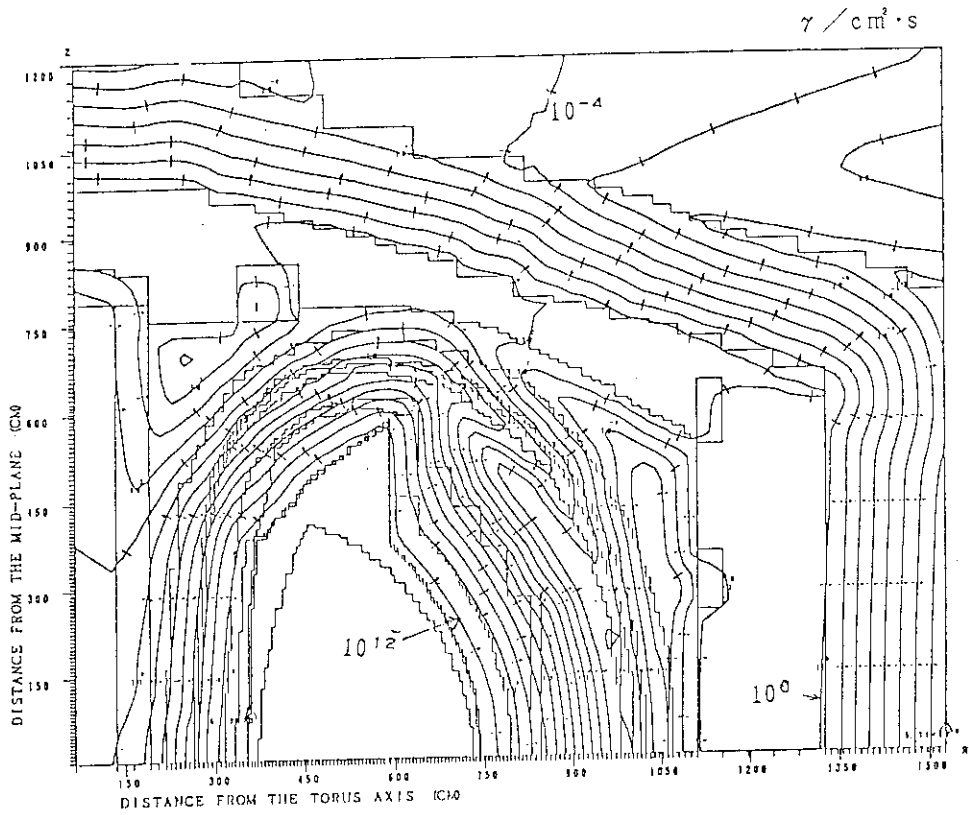


Fig. 5.23 Gamma ray flux distribution in technology phase poloidal cross section upper half plane at one day after shutdown.

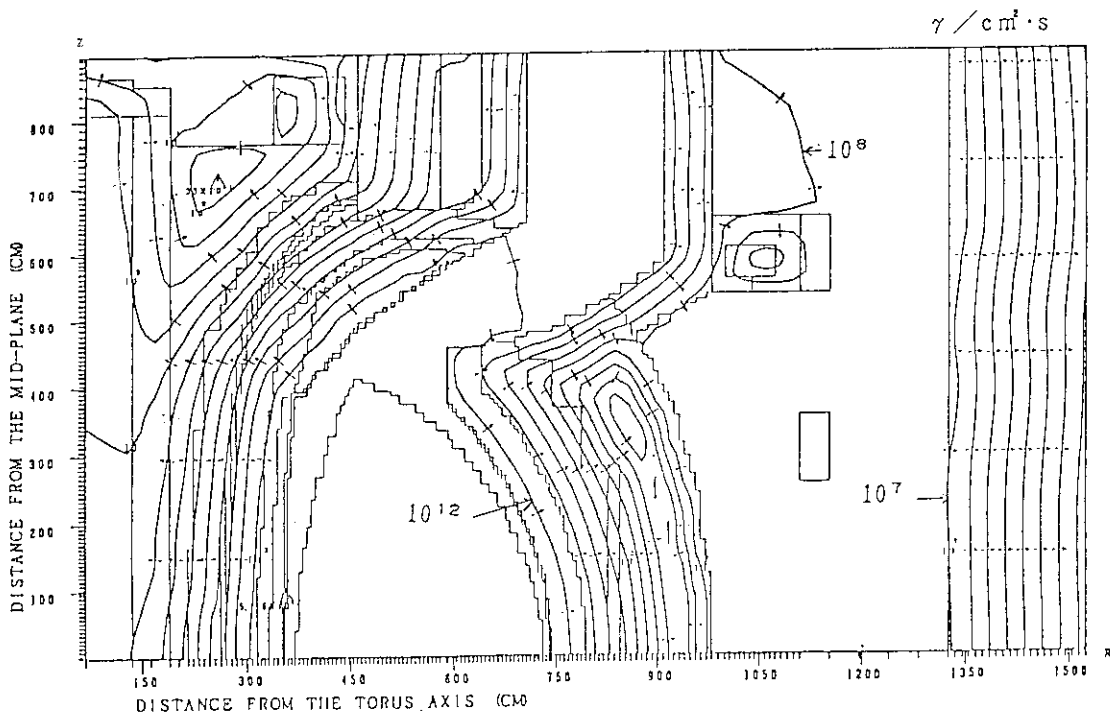


Fig. 5.24 Gamma ray flux distribution in technology phase poloidal cross section lower half plane at one day after shutdown.

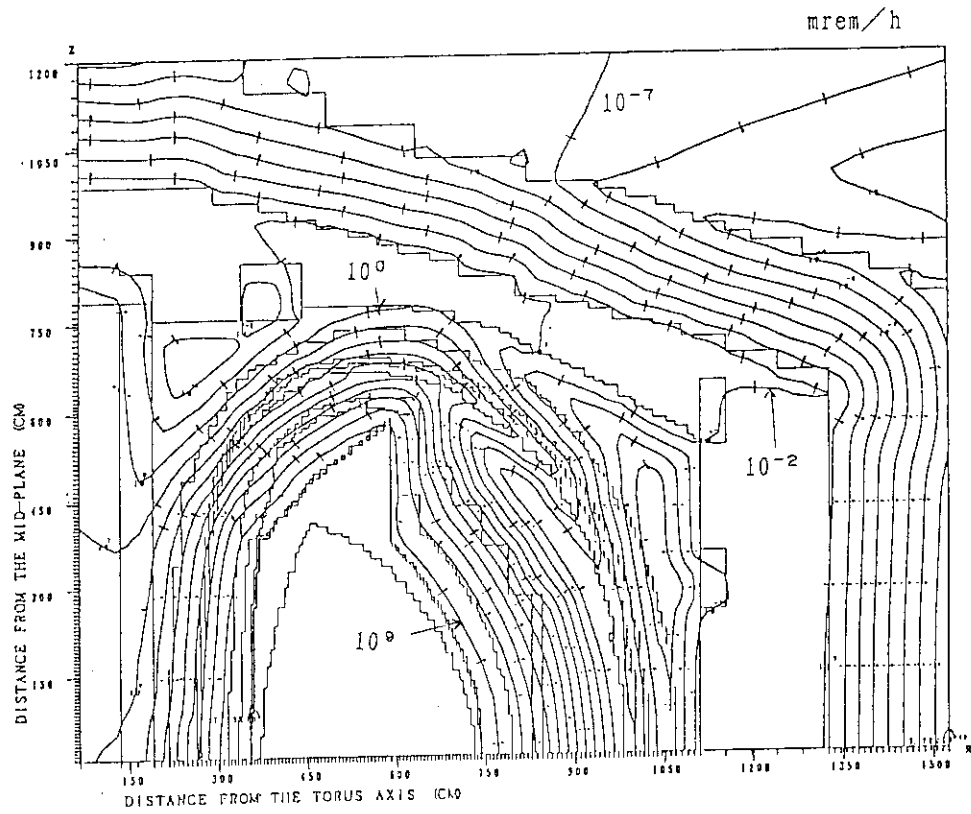


Fig. 5.25 Dose rate distribution in technology phase poloidal cross section upper half plane at one day after shutdown.

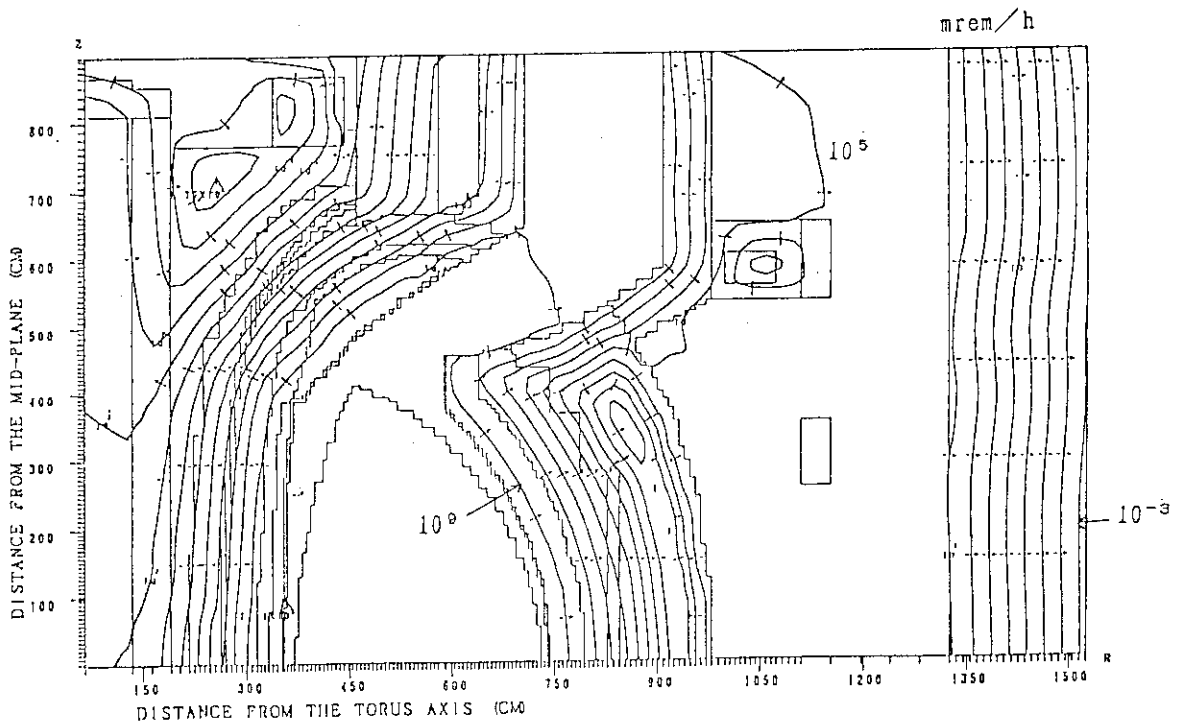


Fig. 5.26 Dose rate distribution in technology phase poloidal cross section lower half plane at one day after shutdown.

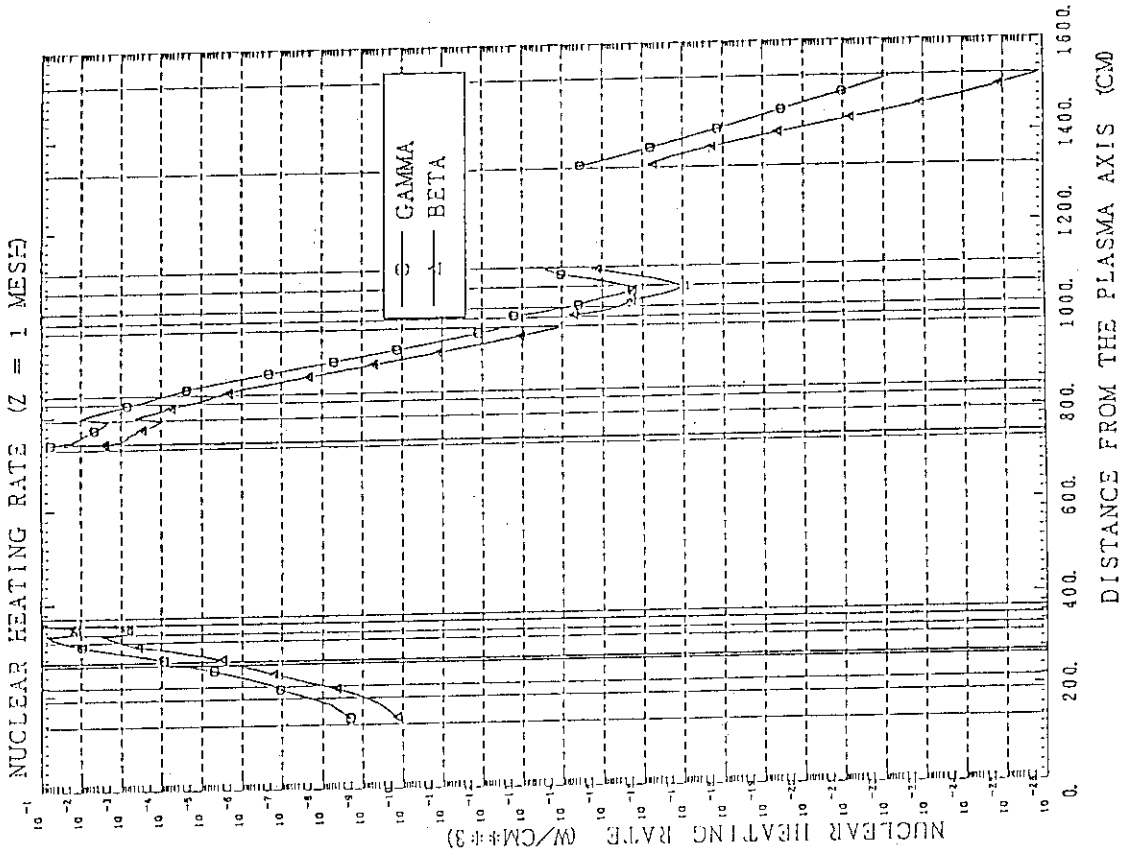


Fig. 5.28 Decay heating rate distribution on midplane in technology phase at one day after shutdown.

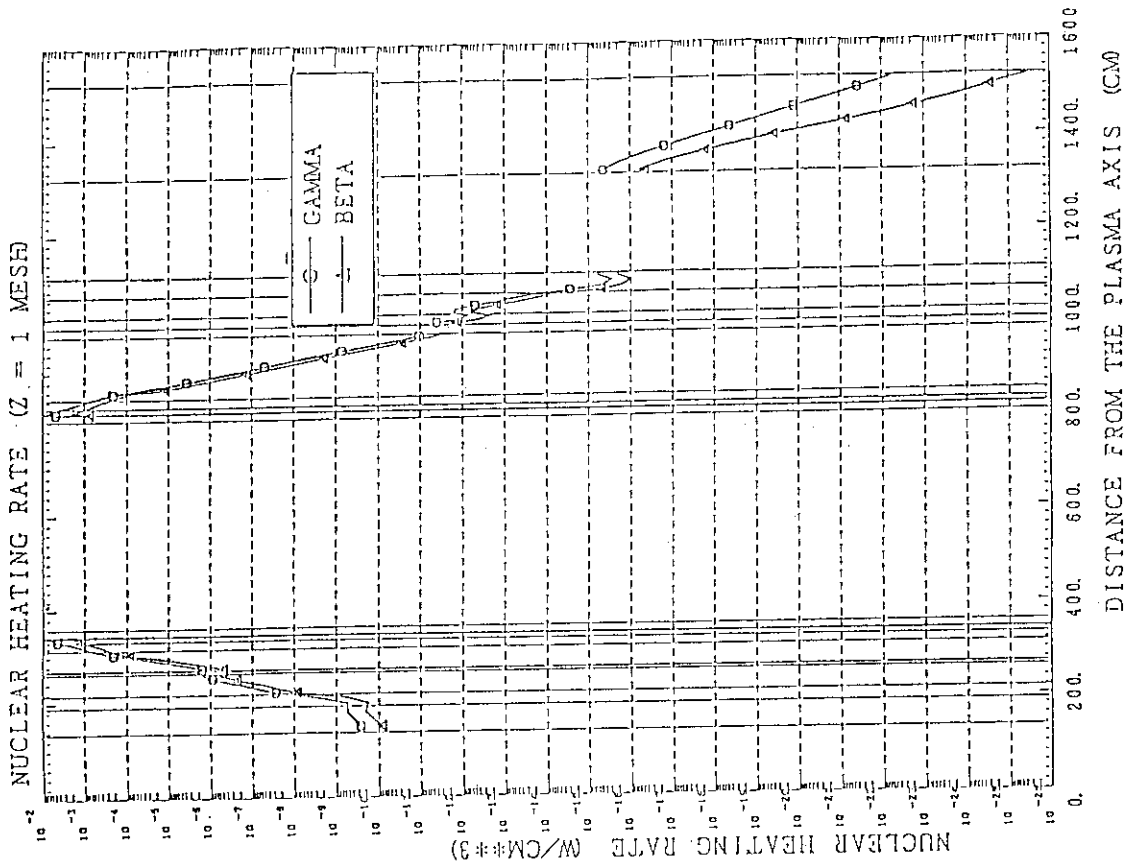


Fig. 5.27 Decay heating rate distribution on midplane in physics phase at one day after shutdown.

Table 5.3 にまとめる。

トラス軸のセンターソレノイドコイル部の線量率は、炉停止後1日及び1週間の時点において、Physics phase では設計基準値 $25\mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h)よりも1桁程度大きく、Technology phaseでは、3桁大きいことが解る。この値は、放射化されたインボード遮蔽体、あるいはインボード部のトロイダルマグネットから発生するガンマ線による線量率というよりも、この線量率はセンターソレノイドコイル自身が放射化されたことによるガンマ線源が主要な寄与をしている。従って、人間が近接して直接作業することができるのは、運転時間としては、Physics phase程度のフルエンスまでであることが解る。

この表のクライオスタット内外の赤道面の線量率は、運転中の線量率と同様な理由から、アウトボード部のトロイダルマグネットの無い下部ポロイダルモデルの計算結果から評価した。アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間の線量率は、アウトボードの遮蔽体厚さから予想される線量率よりも大きな値となっている。そこで、もしも、主排気ダクト壁として十分な厚さを設置したとすれば、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間の線量率は、Table 5.3 に記されている値よりも、3~4桁小さくなるはずである。その場合には、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間の線量率は、設計基準値である 2.5mrem/h 程度になるものと予想することができる。

また、ダイヴァータ背後のクライオスタット内外の線量率に関しては、上部モデルの線量率

Table 5.3 Dose rate distributions along non TFC line poloidal cross section. [$\mu\text{Sv/h}$ (mrem/h)]

item	center	first	inside cryostat		outside cryostat	
	solenoid	wall	just above divertor	midplane	just above divertor	midplane
<u>at one day after shutdown</u>						
Physics phase	3×10^2 (30)	5×10^9 (5×10^8)	$\sim 10^3$ ($\sim 10^2$)	3×10^4 (3×10^3)	$\sim 10^{-1}$ ($\sim 10^{-2}$)	5×10^{-3} (5×10^{-4})
Technology phase with full blanket	1×10^4 (1×10^3)	7×10^{10} (7×10^9)	$\sim 10^4$ ($\sim 10^3$)	3×10^5 (3×10^4)	$\sim 10^{-4}$ ($\sim 10^{-5}$)	3×10^{-3} (3×10^{-4})
<u>at one week after shutdown</u>						
Physics phase	1×10^2 (1×10)	2×10^9 (2×10^8)	$\sim 10^2$ ($\sim 10^1$)	6×10^3 (6×10^2)	$\sim 10^{-1}$ ($\sim 10^{-2}$)	7×10^{-6} (7×10^{-7})
Technology phase with full blanket	1×10^4 (1×10^3)	7×10^{10} (7×10^9)	$\sim 10^4$ ($\sim 10^3$)	3×10^5 (3×10^4)	$\sim 10^{-4}$ ($\sim 10^{-5}$)	5×10^{-6} (5×10^{-7})

の値から推定した。即ち、上部モデルはトロイダルマグネットの中央断面のポロイダルモデルであり、トロイダルマグネットによる遮蔽効果を差し引くため、上部モデルのトロイダルマグネット上の等高線の本数だけ除いて評価したものである。

何れにしても、炉停止後1日以降のクライオスタット外部の線量率は、生体遮蔽設計基準値である $25\mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h)よりも、Physics phaseで2桁、Technology phaseで5桁小さい値となっており、両フェーズとも炉停止後1日以降経過した時点で作業員が炉室に立ち入ることが可能であることが示された。

5.4 1、2次元計算結果の比較

以上の結果の中から主要な遮蔽特性量を1次元計算結果と比較するため、Table 5.4にまとめた。この表から、トロイダルマグネットにたいする遮蔽特性量のように運転中のインボード部の中性子及びガンマ線の透過によって決まる特性量に関しては、1次元計算結果と2次元計算結果は大きな相違が生じていないことがわかる。ところが、同じ運転中の特性量であるクライオスタット内外の線量率に関しては、2次元計算結果の方が1次元計算結果よりも6桁大きい。これは次のような理由による。即ち、2次元計算結果の議論で述べたように、主排気ダクト壁がSS70cmと薄いためダクト壁を透過した中性子束及びガンマ線束が、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間に拡がる。そのため、これらの中性子束及びガンマ線束は、

Table 5.4 Comparison of 2-dimensional with 1-dimensional results in technology phase. (total fluence = 3 MWa/m^2)

items	design range	2-D results	1-D results
During operation			
<u>TFC nuclear properties</u>			
Nuclear heating rate	1 - 5 mW/cm ³	0.644 mW/cm ³	0.569 mW/cm ³
Total nuclear heat	50 kW	7.5 kW	8.0 kW
Insulator dose	5×10^9 rad	2.6×10^9 rad	2.6×10^9 rad
Fast neutron fluence	1×10^{19} n/cm ² s	9.2×10^{17} n/cm ² s	6.3×10^{17} n/cm ² s
Copper dpa	1×10^{-3} dpa	8.9×10^{-4} dpa	7.0×10^{-4} dpa
<u>Biological dose rates</u>			
Outside cryostat	2.5mrem/h	9×10^{-1} mrem/h	2×10^{-7} mrem/h
Inside cryostat	----	7×10^7 mrem/h	1.5 mrem/h
SS dpa at first wall	----	~ 20 dpa	~ 20 dpa
At one day after shutdown			
<u>Biological dose rates</u>			
Center solenoid		1×10^3 mrem/h	2×10^2 mrem/h
First wall	2.5mrem/h	7×10^9 mrem/h	8.6×10^9 mrem/h
Inside cryostat		3×10^4 mrem/h	3×10^{-3} mrem/h
Outside cryostat		5×10^{-4} mrem/h	3×10^{-10} mrem/h

アウトボード部の遮蔽体を透過した中性子束及びガンマ線束よりも高くなっているからである。このような中性子の回り込み効果は、炉停止後の2次元計算結果の線量率にも現れており、1次元計算結果と2次元計算結果の相違の要因となっている。このような回り込み効果は、遮蔽設計上重要な意味を持つことが多く、これらは1次元モデルによる計算では表現できず、2次元モデルによる計算が必要不可欠であることを示している。

5.5 まとめ

運転中の超電導マグネットに対する遮蔽特性、炉停止後の生体遮蔽特性として分解保守ための作業員に対する炉室における線量率を2次元トラスモデルを用いて評価した。使用したコードは2次元輸送コードDOT3.5、核融合核計算用群定数セットはGICX40を用いた。その結果、以下の結論を得た。

- (1) 超電導マグネットであるトロイダルマグネットの遮蔽特性量のなかで核発熱率について、Physics phase とTechnology phaseの両結果は、design rangeと比較しても充分小さく、ピーク値に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として3倍を見込んでも、design rangeを満足している。
- (2) インボード部のトロイダルマグネットの核発熱量は、design rangeと比較しても充分小さく、積分量に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として2倍を見込んでも、design rangeを満足している。しかし、ダイヴァータ後部領域、中性粒子入射装置や主排気系のダクト近傍等の遮蔽体の厚さが手薄になる可能性があるが、本レポートでは充分な厚さが確保できるものとして検討した。これらの部分については、引き続きレポートにおいての述べる予定である。
- (3) 運転時間に依存する量である銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量、高速中性子フルエンスについては、Technology phaseのみ議論すればよく、銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量は、辛うじてdesign rangeを満足している。しかし、ITERで採用しているピーク値に対する安全ファクターである3倍を見込むことは不可能である。これを満足するためには、19.5cm厚さのブランケットと2cmのギャップ2つを含むインボード部遮蔽体の厚さ85cmに約8cmの遮蔽体の追加が必要である。
- (4) 炉停止後1日あるいは1週間の時点におけるセンターソレノイドコイル部の線量率は、Physics phase では、設計基準値 $25 \mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h)よりも1桁程度大きく、Technology phaseでは、3桁大きい。この結果より、作業員が近接して作業することができるのは、運転時間としては、Physics phase程度のフルエンスまでである。
- (5) 炉停止後1日以降のクライオスタット外部の線量率は、生体遮蔽設計基準値 $25 \mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h)よりも、Physics phaseで2桁、Technology phaseで5桁小さい値となっており、両フェーズとも炉停止後1日以降経過した時点で作業員が炉室に立ち入ることが可能である。

(6) 1次元計算結果と2次元計算結果比較すると、最も大きな相違は、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間に回り込み拡がる中性子及びガンマ線の挙動である。これらの中性子及びガンマ線の線束は、アウトボード部の遮蔽体を透過した中性子束及びガンマ線束よりも高くなることが示された。このような回り込み効果は、1次元計算では表現できず、2次元計算が必要不可欠であることを示している。

6. 遮蔽体内空洞の遮蔽特性への影響

第4章では1次元輸送計算による検討結果を述べ議論した。1次元トーラスモデルは赤道面の遮蔽特性のピーク値を求めるのに適した計算モデルである。また、トロイダルマグネットの全核発熱のようなポロイダル方向に分布している量の積分値を求める場合には、2次元ポロイダルモデルが有力な方法である。一方、インボードあるいはアウトボードの遮蔽体部には、可動遮蔽体を支持するための支持機構が存在し、その構造には空洞が存在する。また、インボードあるいはアウトボードには遮蔽体の一部と考えられている真空容器があり、真空容器にはタイプにより集中抵抗部が存在し、集中抵抗部には空洞が有る。これらの空洞は、遮蔽性能を低下させるが、その位置により遮蔽性能の低下の効果が異なる。特にインボード部は遮蔽体の設置領域に制約があり、遮蔽性能の低下は装置設計に多大な影響を与える。そこで、インボードの空洞をはじめ非均質部も含めた2次元XYあるいはR- θ モデルによる検討が、このような遮蔽性能の低下を定量的に把握するのに重要な役割を果たす。この章では、このようなヴォイドを中心とした非均質効果を2次元XYモデルにより検討した結果を議論する。

6.1 計算モデル

インボードの非均質効果を検討するために使用した2次元輸送コードは、第5章で使用したものと同一DOT3.5⁸⁾である。使用した群定数セットも同様で、GICX40⁵⁾であり、散乱断面積のルジャンドル展開のオーダーも、計算時間と領域の制約からP3を用い、空間の角度分割のオーダーは1次元計算と同じS8である。

集中抵抗とコッターのヴォイドを含むインボードをモデル化するための中間概念図を、Fig. 6.1に示す。この図を2次元XY平面でモデル化した結果をFig. 6.2に示す。先ず、集中抵抗部のモデル化するに当たり簡略化した部分について述べる。集中抵抗部はSS製のベローズになったおり、Fig. 6.1の上部右側に示した円内に示した部分はその半分の部分を表している。この半分を上部欄外の右上に示すようにベローズの繰り返し部を集中させヴォイド部を集めたものである。即ち、ベローズぶを2つのヴォイドで表している。その左に存在する7cm×5cmの4個のヴォイドは、支持構造部が造るヴォイドである。もう1つの5cm×7cmのヴォイドは真空容器の接続部のリップシール部に生じたヴォイドである。

Fig. 6.2に、2次元XY平面でモデル化した図を示す。X方向軸のX=0cmは、プラズマ中心を示し、X=200cmは第一壁部を示す。その右側のボックスはブランケットを示し、遮蔽体内には上述した7つのヴォイドがモデル化されており、その右側は、トロイダルマグネットの断面をモデル化したものである。Y方向の幅を65cmとしたのはトロイダルマグネットの幅の1/2を採ったものである。XYのメッシュ数は77×22=1694メッシュである。このモデルにおいて、X=0cmであるプラズマ中心面での境界条件は鏡面对称条件を課しており、

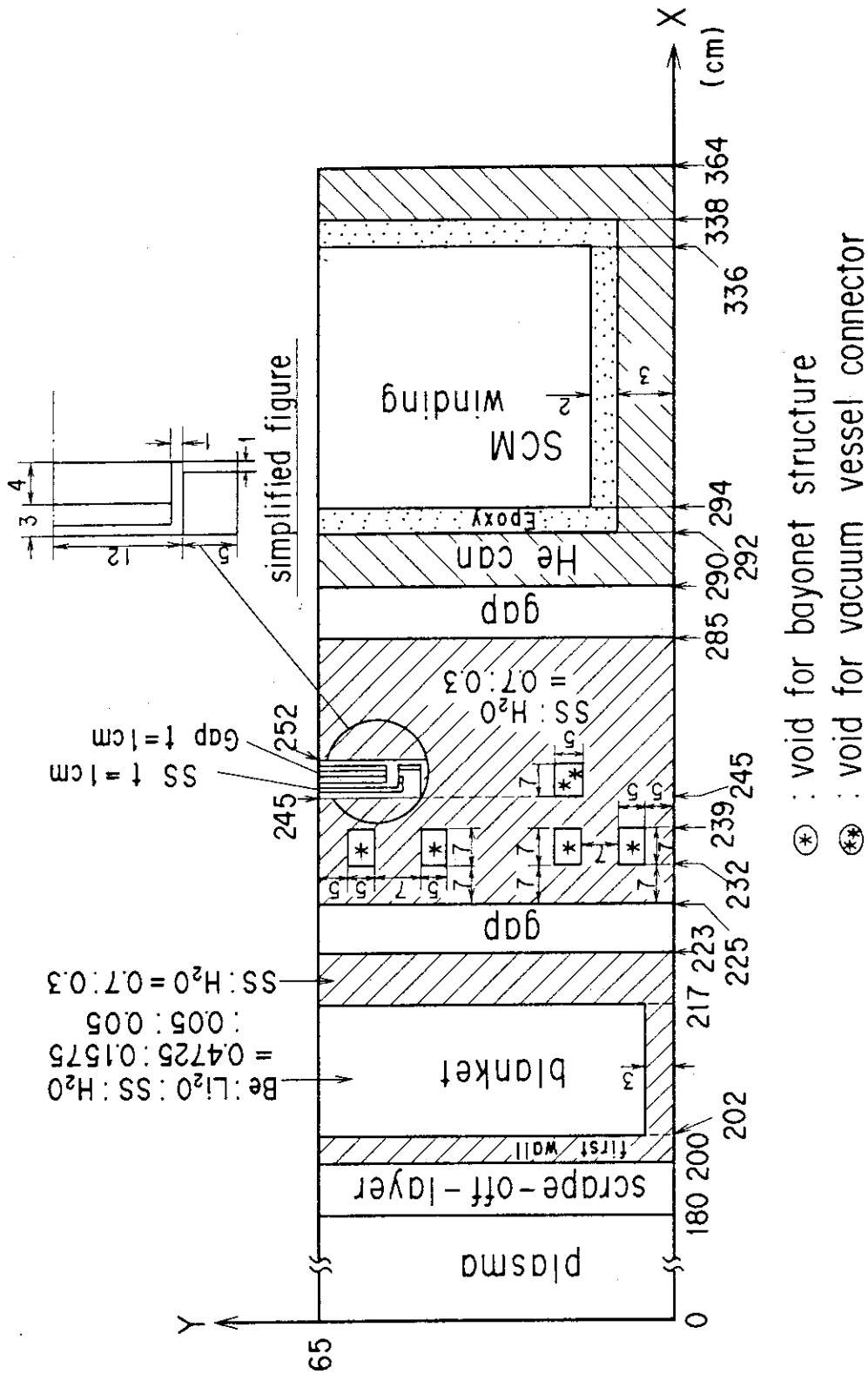


Fig. 6.1 Inboard configuration with void due to bayonet structure.

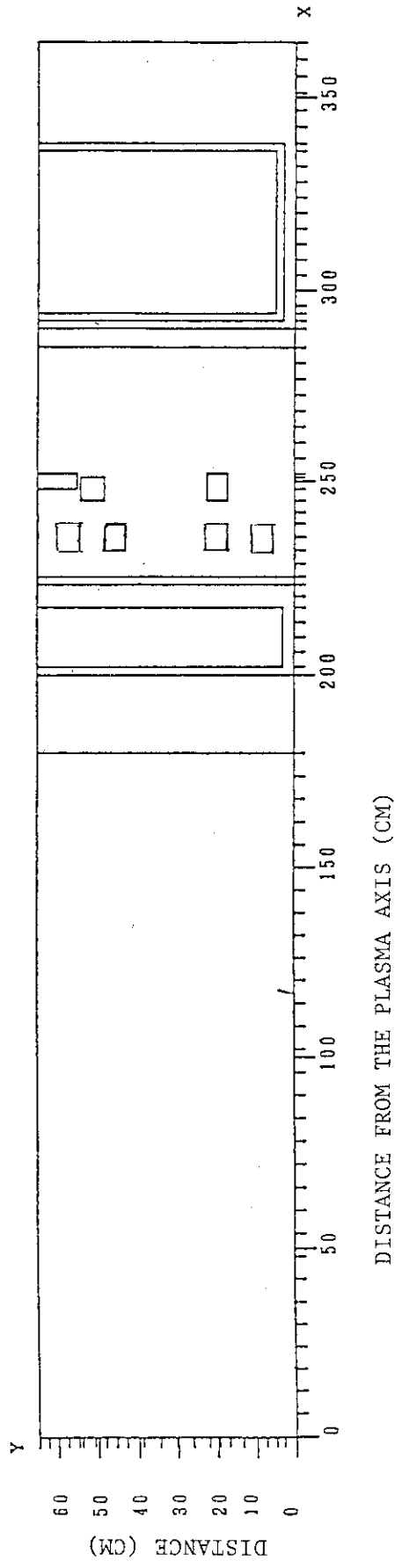


Fig. 6.2 Inboard 2D-XY model to estimate the effect of bayonet void on SCM shield properties.

$Y = 0$ cm、 $Y = 65$ cmの面についても鏡面对称の境界条件を課している。 $X = 364$ cmの面のみ真空境界条件を与えている。

2次元XYモデルにおけるプラズマからの中性子源強度は、次のように算出して与える。第一壁の平均中性子負荷を 1 MW/m^2 とすると、プラズマから外向きの中性子束 f_n は、1次元トラスモデルの場合と同じように、

$$f_n = \frac{1 \text{ MW/m}^2}{14.06 \text{ MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}} = 4.445 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \text{ s} = 4.445 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s} \quad (6.1)$$

で与えられる。2次元XYモデルにおいてプラズマ中心から第一壁までの半径を a とすると、 f_n を用いて、高さ 1 cmの平板体系である2次元XYモデルの中性子源強度 S_n は、以下の式で与えられる。

$$S_n = f_n \cdot a \quad (6.2)$$

$a = 65$ cmを用いると、中性子源強度 S_n は、次のように与えられる。

$$S_n = 2.889 \times 10^{15} \text{ n/s} \quad (6.3)$$

検討の目的は、第一壁に近い4つの支持構造部が造るヴォイドの遮蔽性能に与える影響を把握することである。と言うのは、他の3つのヴォイドは真空容器が造るヴォイドなので集中抵抗型の真空容器を採用する限り避けられないものとする。一方、支持構造部が造るヴォイドは、支持構造の方式を工夫すれば避けられる可能性がある。このような理由から、これらの4ヴォイドに着目して検討を進める。検討方法としては、これらの4つのヴォイドが詰まっている場合とヴォイドになっている場合の遮蔽特性の相違を比較する。

6.2 遮蔽特性の計算結果

全節で述べた4つのヴォイドが存在する場合と、4つのヴォイドが詰まっている場合について、運転中の全中性子束の分布をそれぞれFig. 6.3、Fig. 6.4に示す。Fig. 6.3によると、これらの4つのヴォイドによって、ヴォイド部で高くなるために $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ の等高線は波を打っている。これに対してFig. 6.4では4つのヴォイドが詰まっているため $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ の等高線は直線状になっている。真空容器部は集中抵抗部とリップシール部のヴォイドのため両者共同様の形状を示している。また、両図をトロイダルマグネット部で比較すると、4カ所がヴォイドになっているFig. 6.3の方が、同じ値の等高線が右にシフトしている。即ち、中性子束の値が低くなっていることを示している。ヴォイドになっている場合と詰まっている場合の両者の相違を、トロイダルマグネットの巻き線部における核発熱率で比較するとFig. 6.5のようになる。この図はヴォイドのある場合と無い場合核発熱率の計算値を同一平面に表したものである。両者の相違は、ヴォイドのある場合の方が約1.5倍大きくなっている。次に巻き線部

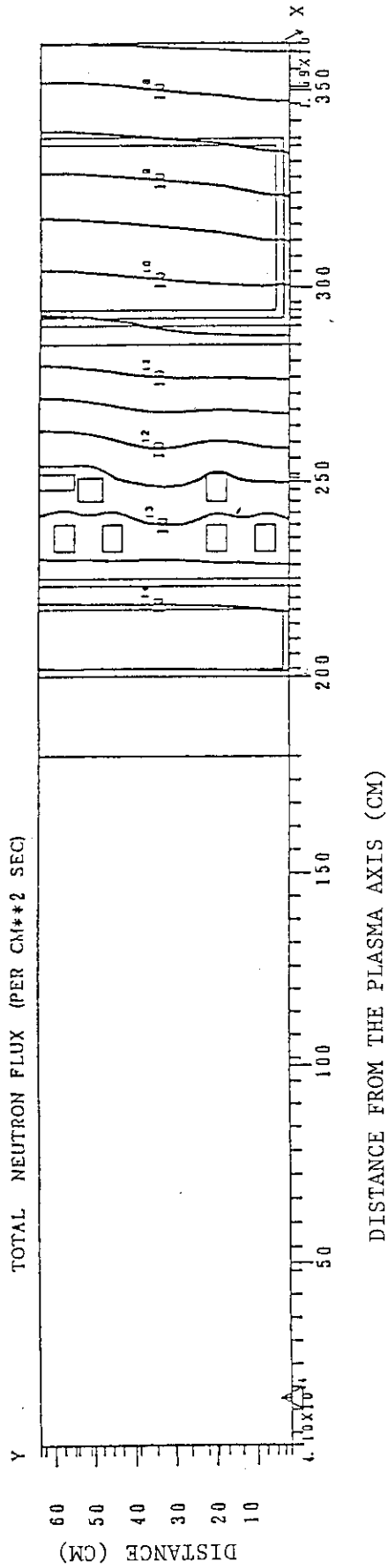


Fig. 6.3 Neutron flux distributions in 2D-XY inboard model with void due to bayonet structure.

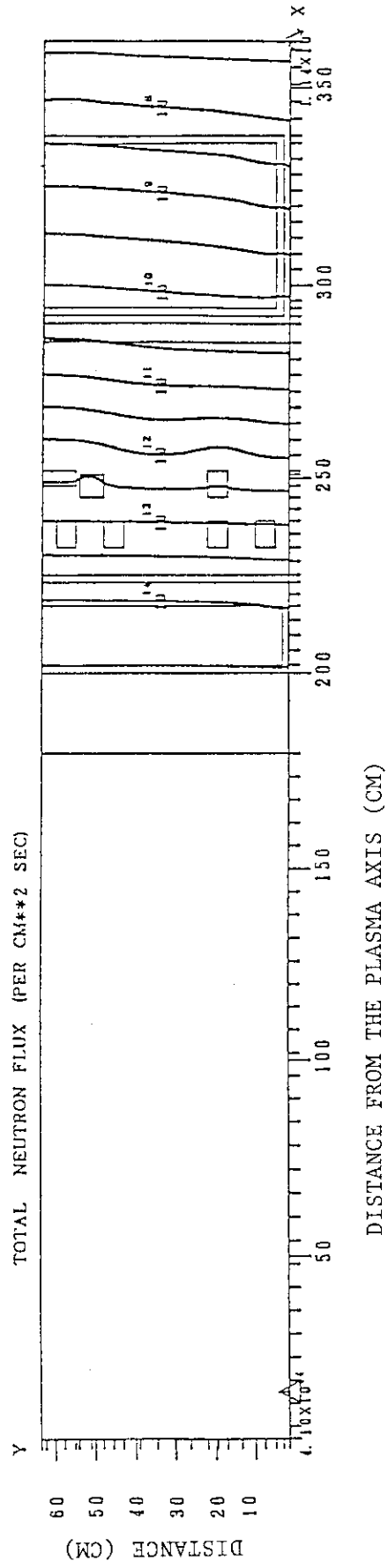


Fig. 6.4 Neutron flux distributions in 2D-XY inboard model without void due to bayonet structure.

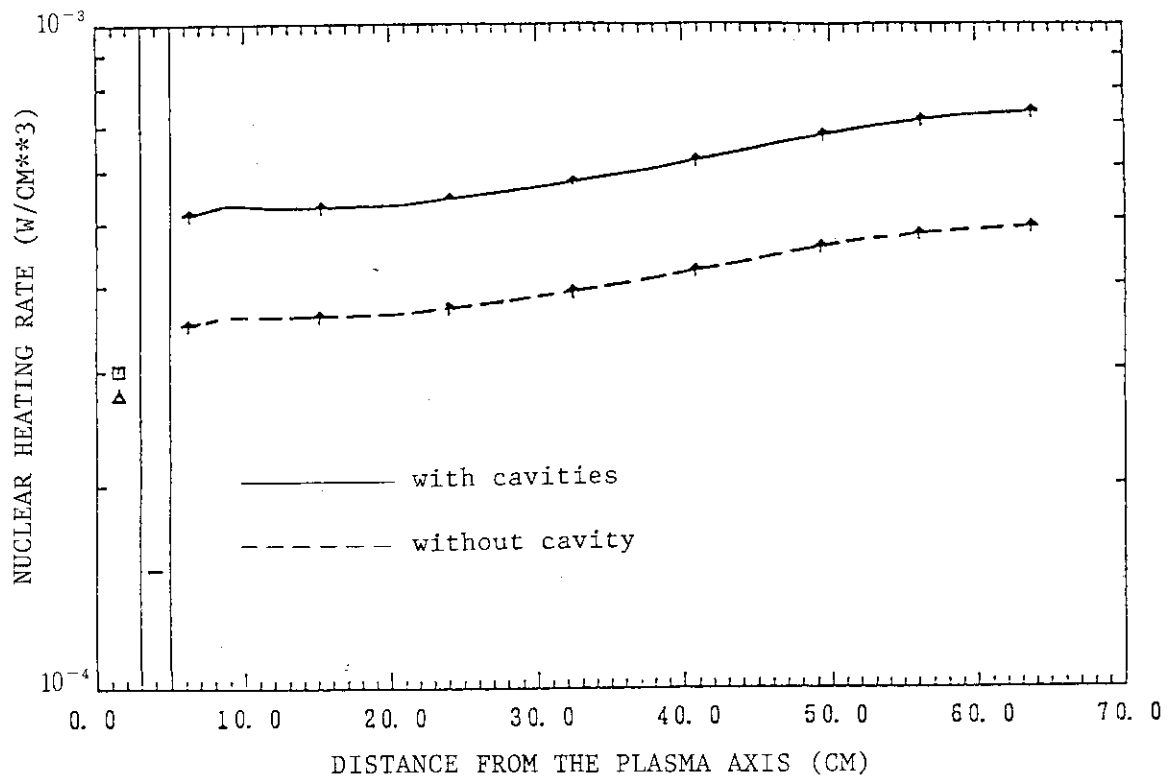


Fig. 6.5 Nuclear heating rate distributions along Y-direction in SCM winding region of the model with and without void due to bayonet structure.

のインシュレータの吸収線量の計算結果を比較する。Fig. 6.6に両者のインシュレータ吸収線量を示す。核発熱率の場合と全く同様に、両者の相違は、ヴォイドのある場合の方が約1.5倍大きくなっている。

6.3 遮蔽特性への影響

前節の結果として、5 cm×7 cmのヴォイド4個で遮蔽特性量が1.5倍増大することが示された。この増加分を遮蔽体の厚さに換算すると、次のようになる。遮蔽体の厚さをX cm増加させると、遮蔽性能は、

$$\exp(-0.15 \cdot X)$$

で減衰することが解っている。但し、全領域を1領域として遮蔽性能が最も良い場合である、85%SS+15%H₂Oの場合の遮蔽体である。この式の値が、1.5倍となるために必要な遮蔽体の厚さは、～3 cmの時である。ところが、5 cm×7 cmのヴォイド4個が65 cmの幅内に存在しているときには、実効的厚さとして4個分のヴォイドを平均すると、85%SS+15%H₂Oで、2 cmの厚さになる。しかし、計算結果は、ヴォイドの効果としては、ヴォイドを平均化した場合よりも、3 cm/2 cm=1.5倍となることを示している。結論的には、遮蔽体全体の厚さが3 cm不足することを意味していることになる。この章のはじめに述べたように、インボード部は遮蔽体の設置領域に制約があり、遮蔽性能の低下は装置設計に多大な制約となるため、3 cmと言えども遮蔽体を厚くすることは、装置の主半径を大きくし装置コストを増大させる結果となる。

空洞をつくらない支持方法を考案する必要があると言うのが1つ結論ではあるが、この検討により、5 cm×7 cmのヴォイド4個が65 cmの幅内に存在している程度でも、それらを平均的に扱くと、1.5倍の差が生じるということで、平均的に扱う場合の注意として考えるべきである。

6.4 まとめ

インボードの空洞を含むヴォイドを中心とした非均質効果を2次元XYモデルにより検討した結果、ヴォイドあるいは非均質効果を考慮しない場合と比較し、以下の結論を得た。

- (1) トロイダルマグネットの巻き線部における核発熱率は、インボード遮蔽体にヴォイドのある場合の方がヴォイドの無い場合の1.5倍大きくなる。
- (2) 巻き線部のインシュレータの吸収線量の計算結果は、核発熱率の場合と全く同様に、両者の相違は、ヴォイドのある場合の方が約1.5倍大きくなる。
- (3) 上記の2つ効果は、必要な遮蔽体厚さを平均的に考えると、～3 cm不足することを意味する。一方、5 cm×7 cmのヴォイド4個が65 cmの幅内に存在しているときの実効的厚は、

85%SS+15%H₂O で2cmのに相当する。しかし、計算結果は、ヴォイドの効果としては、ヴォイドを平均化した場合よりも、3cm/2cm=1.5倍となる。

(4) これらの結果は、平均的に扱う場合には注意を要するという警鐘として考えるべきでると同時に、空洞をつくらない支持方法を工学的工夫により考案する必要があることを示している。

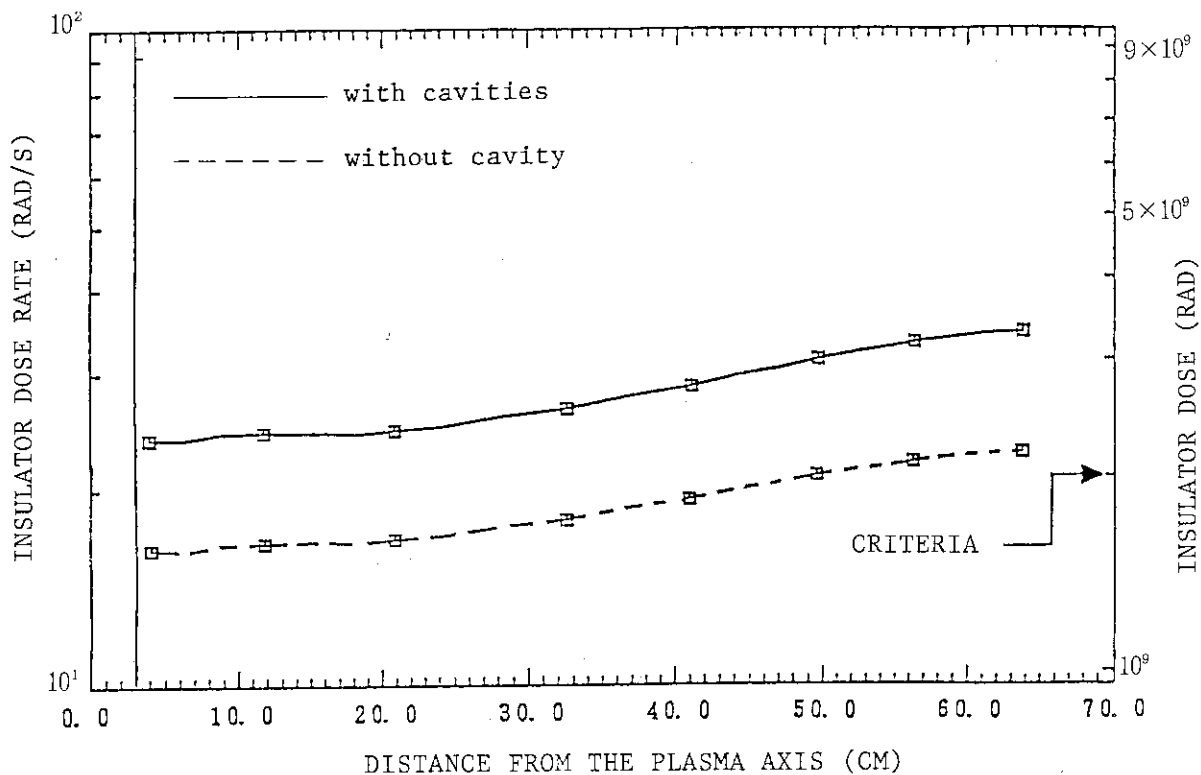


Fig. 6.6 Insulator dose distributions along Y-direction in SCM winding region of the model with and without void due to bayonet structure.

7. 結 言

核融合実験炉であるFERとITERとは第一壁中性子負荷では2倍以内の相違で、遮蔽設計値は相互に内外挿可能な範囲にある。概念設計であることも考慮して、両者を区別することはしないで、1988年度概念設計がFERより細部にまで進められたITERの炉心部を中心に遮蔽特性を検討した。遮蔽特性量としては、超電導マグネットに対する遮蔽特性と、炉停止後の生体遮蔽特性を対象とした。以下、各章で得られた結果から全般に関係する結論をまとめると、以下のようになる。

- (1) 超電導マグネットTFCの核発熱率は、Physics phaseとTechnology phaseの両結果は、設計限界値と比較しても充分小さく、ピーク値に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として3倍を見込んでも、設計限界値を満足している。同様に、インボード部のTFCの核発熱量は、設計限界値と比較しても充分小さく、積分量に対する安全ファクターとしてITERで採用している値として2倍を見込んでも、設計限界値を満足している。
- (2) Technology phaseに関係する運転時間に依存する量である銅の放射線損傷、インシュレータ吸収線量、高速中性子フルエンスについては、銅の放射線損傷は辛うじて設計限界値を満足するが、インシュレータの吸収線量と銅の放射線損傷は、ITERで採用しているピーク値に対する安全ファクター3倍を見込んだ場合に、設計限界値を満足することはできない。これを満足するためには、19.5cm厚さのブランケットと2cmのギャップ2つを含むインボード部遮蔽体の厚さ85cmに約8cmの遮蔽体の追加が必要である。
- (3) 炉停止後1日以降のセンターソレノイドコイル部の線量率は、Physics phaseでは、設計基準値 $25\mu\text{Sv/h}$ (2.5mrem/h)よりも1桁程度大きく、Technology phaseでは、3桁大きい。クライオスタット外部の線量率は、生体遮蔽設計基準値 $25\mu\text{Sv/h}$ よりも、Physics phaseで2桁、Technology phaseで5桁小さい値となっており、両フェーズとも炉停止後1日以降経過した時点で作業員が炉室に立ち入ることが可能である。
- (4) 1次元計算結果と2次元計算結果比較すると、最も大きな相違は、アウトボード部の遮蔽体とクライオスタットとの間の空間に回り込む中性子及びガンマ線の影響の相違が大きい。このような回り込み効果は、1次元計算では表現できず、2次元計算が必要不可欠である。
- (5) インボードの空洞を含むヴォイドを含む非均質効果を上記の2つ効果は、必要な遮蔽体厚さを平均的に考えると、 $\sim 3\text{cm}$ 不足する。一方、 $5\text{cm}\times 7\text{cm}$ のヴォイド4個が65cmの幅内に存在しているときの実効的厚は、 $85\% \text{SS} + 15\% \text{H}_2\text{O}$ で2cmのに相当する。ヴォイドの効果としては、ヴォイドを平均化した場合よりも、 $3\text{cm}/2\text{cm} = 1.5$ 倍となる。これらの結果は、平均的に扱う場合の注意と考えるべきでると同時に、空洞をつくらない支持方法を工学的工夫により考案する必要があることを示している。

本レポートでは核融合実験炉の炉心部のみ限定して検討した。ここで、炉心部として取り

扱っているのは、ダクトやポート等の貫通部を除いた部分を指す。これらの貫通部の影響については冊を改めて、レポートに述べる予定である。

なお、最初に述べたように、これらの結果は、国内次期装置 F E R (Fusion Experimental Reactor) 及び国際熱核融合炉 I T E R (International Thermonuclear Experimental Reactor) の両装置に適用できる。

また、本検討では、核融合核計算用群定数セットとして G I C X 4 0 を用いている。本レポートを執筆した時期には、既に新しい群定数セット F U S I O N - J 3 が使用できる状態になっている。しかし、本検討は 1 9 8 8 年度に行われたものであり、その結果をまとめたものであるが、両群定数セット間の相違までは間に合わなかった。これらについては、引き続き執筆するレポートにおいて述べる予定である。

謝 辞

本レポートを作成するに際し、有意義な助言を頂きました核融合実験炉特別チームの方々に感謝の意を表します。また、本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

扱っているのは、ダクトやポート等の貫通部を除いた部分を指す。これらの貫通部の影響については冊を改めて、レポートに述べる予定である。

なお、最初に述べたように、これらの結果は、国内次期装置 F E R (Fusion Experimental Reactor) 及び国際熱核融合炉 I T E R (International Thermonuclear Experimental Reactor) の両装置に適用できる。

また、本検討では、核融合核計算用群定数セットとして G I C X 4 0 を用いている。本レポートを執筆した時期には、既に新しい群定数セット F U S I O N - J 3 が使用できる状態になっている。しかし、本検討は 1 9 8 8 年度に行われたものであり、その結果をまとめたものであるが、両群定数セット間の相違までは間に合わなかった。これらについては、引き続き執筆するレポートにおいて述べる予定である。

謝 辞

本レポートを作成するに際し、有意義な助言を頂きました核融合実験炉特別チームの方々に感謝の意を表します。また、本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

参 考 文 献

- 1) IAEA, "International Tokamak Reactor Phase Two A Part I," (1983).
- 2) Department of Large Tokamak Research, "Conceptual Design Study of Fusion Experimental Reactor (FER)," JAERI-M 86-134 (Nov. 1986).
- 3) IAEA, "ITER Concept Definition," Vol.1, International Atomic Energy Agency, Vienna, (1989).
- 4) W.W.Engle, "A User's Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, Union Carbide Corporation, Computing Technology Center (1976).
- 5) Y.Seki, H.Iida, "Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma Ray Cross Section Sets for Fusion Reactor Calculation," JAERI-M8818, (1980).
- 6) H.Kawasaki, Y.Seki, "APPLE-2: An Improved Version of APPLE Code for Plotting Neutron and Gamma Ray Spectra and Reaction Rates," JAERI-M82-091, (1982).
- 7) Y.Seki, et al., "THIDA-2 An Advanced Code System for Calculation of Transmutation, Activation, Decay Heat and Dose Rate," Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 1301(1986).
- 8) W.A.Rhoades and F.R.Mynatt, "The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
- 9) E.A.Straker, "The MORSE Code - A Multigroup Neutron and Gamma Ray Monte Carlo Transport Code," ORNL-TM-4585 (1970).