

JAERI-M
82-216

核融合炉遮蔽解析法の検討

1983年1月

笛本宣雄・飯田浩正・池田孝夫^{*1}・植木絃太郎^{*2}
上松幹夫^{*3}・桜本直彦^{*4}・秦和夫^{*5}・竹内清^{*2}
辻政俊^{*6}・森清治^{*7}・兵藤知典^{*5}

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力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 横 梶高野高速印刷

核融合炉遮蔽解析法の検討

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

笹本 宣雄・飯田 浩正⁺・池田 孝夫^{*1}・植木絢太郎^{*2}
上松 幹夫^{*3}・桜本 直彦^{*4}・秦 和夫^{*5}・竹内 清^{*2}
辻 政俊^{*6}・森 清治^{*7}・兵藤 知典^{*5}

(1982年12月23日受理)

遮蔽研究室において、日本原子力学会・「速中性子遮蔽」研究専門委員会・「核融合炉遮蔽」ワーキンググループの協力を得て、各種の核融合炉概念設計書をもとに、核融合炉遮蔽解析法の現状のサマベイ及び検討を行った。本報告書はそれらの検討結果をまとめたものである。取り上げた設計例は、CULHAM MKII（英国）、S PTR（日本）、TF TR（米国）、STARFIRE（米国）、INTOR-USA（米国）の5種類である。

+ 大型トカマク開発部

*1 日揮（株）

*2 船舶技術研究所

*3 日本原子力事業（株）

*4 東洋エンジニアリング（株）

*5 京都大学

*6 三井造船（株）

*7 川崎重工業（株）

Investigation of Shielding Analysis Method for
Fusion Reactors

Nobuo SASAMOTO, Hiromasa IIDA⁺, Takao IKEDA^{*1}, Kotaro
UEKI^{*2}, Mikio UEMATSU^{*3}, Naohiro SAKURAMOTO^{*4}, Kazuo SHIN^{*5},
Kiyoshi TAKEUCHI^{*2}, Masatoshi TSUJI^{*6}, Seiji MORI^{*7} and
Tomonori HYODO^{*5}

Division of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received December 23, 1982)

An investigation has been made, at the shielding laboratory, into the status of shielding analysis method for fusion reactor based on conceptual designs of a variety of fusion power reactors and fusion experimental facilities, in cooperation with the Fusion Reactor Shielding Working Group in the Research Committee on Fast Neutron Shielding of the Atomic Energy Society of Japan. The reactors and facilities considered are CULHAM MKII(U.K.), SPTR (Japan), TFTR(U.S.A.), STARFIRE(U.S.A.) and INTOR-USA(U.S.A.).

Keywords : Fusion Reactor, Shielding Analysis, CULHAM MKII, SPTR,
TFTR, STARFIRE, INTOR

+ Division of Large Tokamak Development, Tokai Research Establishment, JAERI

*1 JGC Corp.

*2 Ship Research Institute

*3 Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.

*4 Toyo Engineering Corp.

*5 Kyoto University

*6 Mitsui Engineering & Shipbuilding Co., Ltd.

*7 Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

目 次

1.はじめに	1
参考文献（第1章）	1
2. CULHAM MKII 炉の遮蔽設計	3
2.1 名称	3
2.2 目的	3
2.3 設計基準	3
2.4 遮蔽計算	3
2.5 特記事項	4
参考文献（第2章）	4
3. S PTR の遮蔽解析	7
3.1 序論	7
3.2 遮蔽解析の目的	7
3.3 設計基準	7
3.4 遮蔽計算	8
参考文献（第3章）	9
4. T F T R の遮蔽設計	15
4.1 名称	15
4.2 目的	15
4.3 形状	15
4.4 許容線量値と設計目標値	15
4.5 解析法	16
4.6 D-T 中性子の解析	16
4.7 D-D 線源に対する解析	17
4.8 貫通孔解析	17
4.9 誘導放射能の解析	19
4.10 まとめ	19
参考文献（第4章）	20
5. STARFIRE の遮蔽設計	29
5.1 名称	29
5.2 遮蔽解析の主眼	29
5.3 遮蔽解析の対象	29
5.4 特記事項	33
参考文献（第5章）	34
6. INTOR - USA の遮蔽設計	47
6.1 名称	47

6.2 目的	4 7
6.3 設計基準	4 7
6.4 内側遮蔽	4 7
6.5 外側遮蔽	4 8
6.6 透過遮蔽	4 9
6.7 照射線量	5 0
6.8 特記事項	5 1
参考文献（第6章）	5 1
7. あとがき	6 7
謝 辞	6 7

CONTENTS

1.	Introduction	1
	References for Chap. 1	1
2.	Shield Design of CULHAM MKII	3
2.1	Name of Plant	3
2.2	Objectives	3
2.3	Design Criteria	3
2.4	Shielding Analysis	3
2.5	Remarks	4
	References for Chap. 2	4
3.	Shield Design of S PTR	7
3.1	Introduction	7
3.2	Objectives	7
3.3	Design Criteria	7
3.4	Shield Analysis	8
	References for Chap. 3	9
4.	Shield Design of TFTR	15
4.1	Name of Plant	15
4.2	Objectives	15
4.3	Shielding Layout	15
4.4	Permissible and Design Objectives for Exposure Level	15
4.5	Method of Analysis	16
4.6	Analysis of D-T Neutrons	16
4.7	Analysis of D-D Neutrons	17
4.8	Penetrations	17
4.9	Analysis of Induced Activity	19
4.10	Summary	19
	References for Chap. 4	20
5.	Shield Design of STARFIRE	29
5.1	Name of Plant	29
5.2	Objectives	29
5.3	Shield Design	29
5.4	Remarks	33
	References for Chap. 5	34

6.	Shield Design of INTOR-USA	47
6.1	Name of Plant	47
6.2	Objectives	47
6.3	Design Criteria	47
6.4	Inboard Shield	47
6.5	Outboard Shield	48
6.6	Penetration Shield	49
6.7	Radiation Exposure Dose	50
6.8	Remarks	51
	References for Chap. 6	51
7.	Summary	67
	Acknowledgment	67

1. はじめに

先進諸国を中心とした最近の核融合炉の設計および関連研究の進展はめざましく、詳細計算にもとづく概念設計などの具体的な成果が公表されつつある。他方、日本、米国、ソ連、ユーラトム諸国間の国際協力により、現時点では最も実現の可能性が大きいと考えられているD-T反応によるトカマク型核融合炉の実現を目指したINTOR計画はPhase-Iに到達した段階である。これらの設計研究を通して、核融合炉を実現するために必要な物理的、工学的諸課題の摘出が行われ、核融合炉遮蔽の問題点も次第に明確かつ具体的になりつつある。

D-T燃焼型核融合炉に対する遮蔽の基本は、D-T反応で発生する14MeV中性子の物質透過とそれに伴って発生するガンマ線の物質透過を解明することである。現在の設計研究の中心であるトカマク炉においては、プランケット、一次遮蔽体中に大小口径の貫通孔やスリットが数多く存在し、その幾何形状は極めて複雑である。これらに加えて深部透過遮蔽層が存在すること、内側遮蔽領域のように限定された狭い領域で大巾な放射線遮蔽性能が要求されること、さらには考慮すべき線源がほぼ単色の14MeV中性子であることなどの点から、従来の核分裂炉の遮蔽設計では経験の薄い、核融合炉の遮蔽特有の困難さが予想される。

そのため、遮蔽研究室において、核融合炉に対する遮蔽研究のこれからの方針を考察すべく、日本原子力学会・「速中性子遮蔽」研究専門委員会内に設置された「核融合炉遮蔽」ワーキンググループの協力を得て、主として文献調査活動を通して核融合炉遮蔽の現状と問題点の検討・整理を行ってきた。約2年間を費して核融合炉の設計研究に関連する文献の調査を行い、最終的に以下に示す5種類の核融合炉及び核融合実験装置の概念設計書、設計計算書を選定し、遮蔽解析法の観点から詳細な検討を行った。すなわち、CULHAM MKII¹⁾(英国)、S PTR²⁾(日本)、TF TR³⁾(米国)、STARFIRE⁴⁾(米国)、INTOR-US A⁵⁾(米国)の5種類の設計例を考慮した。なおINTOR(Phase-I)⁶⁾は3次元形状モデルにもとづく遮蔽解析がINTOR-US A⁵⁾と基本的に重複するため本報告書では割愛した。これらの文献について遮蔽解析法の現状を把握する観点から、内側遮蔽、外側遮蔽、中性粒子入射孔及びその他の領域毎に遮蔽設計の検討を行った。本報告書は、核融合炉遮蔽の今後の研究課題を検討するための資料として活用することを目的としてまとめたものである。

参考文献(第1章)

- 1) Morrison, C. A. : 'Shielding Studies for the Culham Conceptual Tokamak Reactor MKII', paper at the symposium on Fusion Technology, Oxford, Sept. 15-19, 1980.
- 2) Seki, Y., et al. : 'Neutronics Design of the Next Tokamak (Swimming Pool Type)', 3rd IAEA Technical Committee Meeting and Workshop on Fusion Reactor Design and Technology (1981).

- 3) Ku, L. P. : "Nuclear Radiation Analysis for TFTR", PPPL-1711
(1980).
- 4) Baker, C. C., et al. : "STARFIRE - A Commercial Tokamak Fusion Power Plant Study", ANL/FPP-80-1, Argonne National Lab.
(1980).
- 5) "USA Conceptual Design Contribution to the INTOR Phase-One Workshop", Rept. INTOR/81-1, Georgia Institute of Technology, Atlanta, GA (1980).
- 6) "INTERNATIONAL TOKAMAK REACTOR Phase One", Rept. of the international Tokamak Reactor workshop held in seven sessions in Vienna during 1980 and 1981, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1982.

2. CULHAM MKII 炉の遮蔽設計¹⁾

2.1 名 称

CCTR-II (Culham Conceptual Tokamak Reactor MK II B)

2.2 目 的

実用規模の核融合発電炉を対象として、トロイダル磁場コイルの放射線損傷を防ぐバルク遮蔽の性能を確かめること、及び中性粒子入射孔のような典型的な大型ダクトの影響を評価すること。

2.3 設計基準

- (1) 構造材に用いられているステンレス鋼への最大中性子束 ; $4.2 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
- (2) 超電導マグネットの放射線損傷 ; 最大 $1.87 \times 10^{-4} \text{ dpa}$
- (3) 有機絶縁材への中性子、 γ 線合計線量率の最大値 ; $5 \times 10^3 \text{ Rad} \cdot \text{hr}^{-1}$
- (4) 超電導マグネット中の最大放射線発熱率 ; $3.4 \times 10^{-5} \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$

2.4 遮蔽計算

2.4.1 核データ及び応答関数

- (1) 多群断面積
 - 中性子 ; 100群、 γ 線20群、
 - 中性子及び γ 線生成断面積 ; EURLIBより作成。
 - γ 線相互作用断面積 ; UKNDLよりAMPXのSMUGモジュールを用いて作成。
- (2) 銅のdisplacement断面積
 - ENDF/B-NのデータとLindhardエネルギー分配モデル、及びNRTモデルより作成。
- (3) 有機絶縁材に対する線量係数
 - 中性子 ; ENDF/B-NからMACK-Nコードを用いて作成。
 - γ 線 ; EURLIB 20群の生体組織の値を使用。
- (4) 発熱定数
 - 中性子 ; ENDF/B-NよりMACK-Nで作成。
 - γ 線 ; 多群transfer断面積より直接作成。

2.4.2 バルク遮蔽解析

- (1) 一次元計算

円筒モデル、S₈にてANISNで、中性子束、放射線損傷率、線量率、及び放射線発熱率の各量

を計算。計算モデルを Fig. 2.1 に示す。計算結果を Table 2.1 に示す。計算値は基準値以内となっている。

(2) モンテカルロ計算

3次元コード MC BEND を使用。形状近似は、Combinatorial Geometryルーチンによる。計算加速法は splitting, Russian roulette 及び一次元 Adjoint 計算によるインポータンスサンプリングなどを使用。マグネットの内側と外側のそれぞれ 5 cm の領域での応答計算結果を Table 2.2 に示す。一次元計算とファクター 2 ~ 5 で一致する。

2.4.3 ストリーミング解析

中性粒子入射孔を模擬した直径 1 m のダクトの影響を MC BEND で計算した。計算モデルを Fig. 2.2 に示す。トロイダル磁場コイル部分の中性子束に影響するものはできる限り正確にモデル化した。例えば、ボロイダルコイル、ランスのヨーク、コンクリート建家壁などがその例である。ダクトは遮蔽無しの厚さ 2.5 cm のステンレス鋼製で、隣接するトロイダル磁場コイルの中間に配置されている。計算には、トロイダルコイルに対し MC BEND の " target region " オプションを用いて 30,000 ヒストリーの計算を行なった。計算結果を Table 2.3 に示す。銅の放射線損傷が最大となるのはダクト付近のコイルの前面である。これはバルク遮蔽解析の結果より約 4 衡大きい。したがって、大口径ダクトのストリーミングは、3 次元計算を行なう必要がある。

2.5 特記事項

- 中性粒子のビームラインに遮蔽を付加する必要がある。
- モンテカルロ計算の加速のため、ダクトストリーミングを考慮したインポータンス分布を求める必要がある。
- 実際的な設計面では、遮蔽材料と配置に関しての最適化が必要である。

参考文献(第 2 章)

- 1) Morrison, C. A., " Shielding Studies for the Culham Conceptual Tokamak Reactor MK II ", paper at the Symposium on Fusion Technology, Oxford - September 15 - 19, 1980.

Table 2.1 ANISN results at inner surface of magnet

Neutron flux	(n cm ⁻² s ⁻¹)	6.04 x 10 ⁸
Copper displacement rate	(dpa yr ⁻¹)	6.61 x 10 ⁻⁶
Insulator neutron dose rate	(Rad hr ⁻¹)	2.15 x 10 ³
gamma dose rate	(Rad hr ⁻¹)	3.19 x 10 ²
total dose rate	(Rad hr ⁻¹)	2.47 x 10 ³
Peak neutron heating	(W cm ⁻³)	7.62 x 10 ⁻⁷
gamma heating	(W cm ⁻³)	7.32 x 10 ⁻⁶
total heating	(W cm ⁻³)	8.09 x 10 ⁻⁶

Table 2.2 MCBEND results (without duct) at near-plasma edge of outer and inner magnet regions {Standard deviation in brackets}

		Outer	Inner
Neutron Flux	(n cm ⁻² s ⁻¹)	1.78 x 10 ⁸ {24%}	4.15 x 10 ⁹ {32%}
Copper displacement rate	(dpa yr ⁻¹)	3.55 x 10 ⁻⁶ {19%}	5.18 x 10 ⁻⁵ {18%}
Insulator neutron dose rate	(Rad hr ⁻¹)	8.63 x 10 ² {24%}	1.35 x 10 ³ {32%}
gamma dose rate	(Rad hr ⁻¹)	1.43 x 10 ² {22%}	2.37 x 10 ³ {32%}
total dose rate	(Rad hr ⁻¹)	1.01 x 10 ³ {24%}	1.59 x 10 ⁴ {32%}
Peak neutron heating	(W cm ⁻³)	3.70 x 10 ⁻⁷ {27%}	4.83 x 10 ⁻⁶ {25%}
gamma heating	(W cm ⁻³)	3.45 x 10 ⁻⁶ {24%}	5.30 x 10 ⁻⁵ {31%}
total heating	(W cm ⁻³)	3.82 x 10 ⁻⁶ {23%}	5.78 x 10 ⁻⁵ {31%}

Table 2.3 Variation of copper displacement rate (dpa yr⁻¹) with position

Distance above horizontal mid-plane (cm)	Distance from front face of coil (cm)			
	0	5	115	120
350	4.04 x 10 ⁻³ {24%}	1.18 x 10 ⁻³ {22%}	1.15 x 10 ⁻³ {21%}	0
	2.15 x 10 ⁻² {27%}	7.79 x 10 ⁻³ {22%}	9.33 x 10 ⁻³ {24%}	3.81 x 10 ⁻³ {24%}
200	4.54 x 10 ⁻² {31%}	1.26 x 10 ⁻² {21%}	1.14 x 10 ⁻² {20%}	9.51 x 10 ⁻⁴ {23%}
	6.27 x 10 ⁻² {25%}	1.89 x 10 ⁻² {19%}	1.23 x 10 ⁻² {19%}	1.01 x 10 ⁻³ {31%}
100	0	0	0	1.71 x 10 ⁻² {25%}
	0	0	0	2.70 x 10 ⁻² {23%}
0	0	0	0	3.59 x 10 ⁻² {22%}
	0	0	0	6.88 x 10 ⁻³ {24%}

(a) in the half of the coil facing towards duct

(b) in the half of the coil facing away from duct

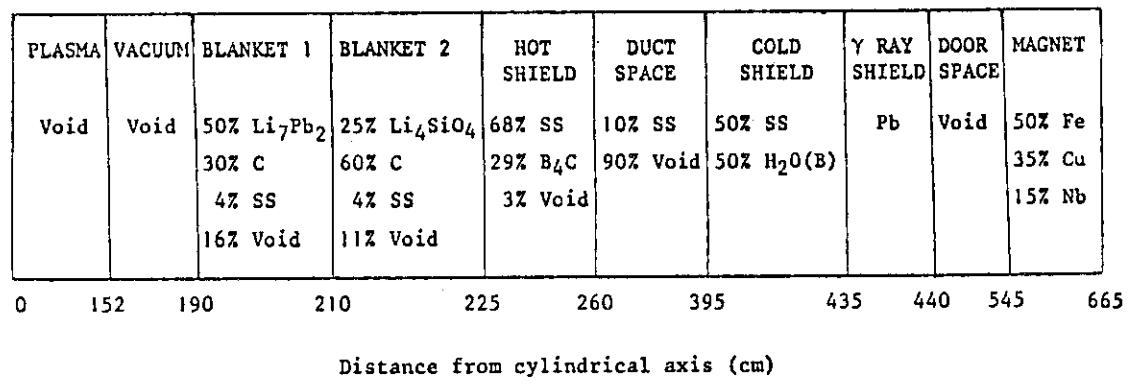


Fig. 2.1 One-dimensional configuration representing outer segment of CCTR IIB

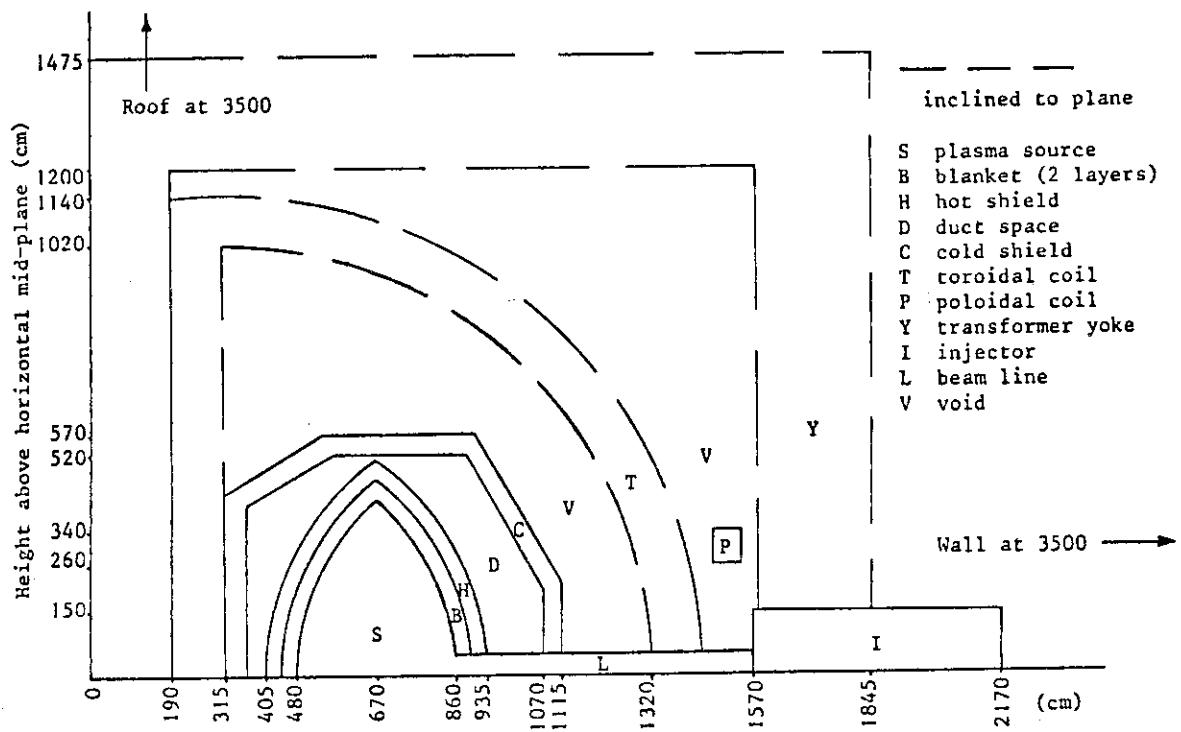


Fig. 2.2 MCBEND 3-D model for CCTR II B

3. S PTR の遮蔽解析¹⁾

3.1 序論

S PTR (a Swimming Pool Type Tokamak Reactor) は JT-60 に続く次期装置 - F E R (Fusion Experimental Reactor) のひとつの候補炉型として原研において検討されている。^{2), 3)} S PTR はトカマク炉特有の炉構造および炉体分解修理の複雑さを軽減させることを目指して提案されたもので、水を満たしたプール内に炉体（真空容器やコイル等）を設置する方式である。Fig. 3.1 に炉の概念図を示す。また主要パラメータを Table 3.1 に示す。

S PTR の遮蔽特性上の特徴として、

- (1) 水が主要な遮蔽体となる（すなわち固体放射性廃棄物量が減少する）。
- (2) 貫通孔遮蔽が容易である（水があらゆる空間部分を満たすため）。
- (3) 生体遮蔽（建家の壁、天井等）が軽減される可能性がある。

等が考えられる。

3.2 遮蔽解析の目的

S PTR の遮蔽解析の目的は、

- (1) 超伝導マグネットに対する遮蔽効果の評価
- (2) 誘導放射能の評価（炉分解修理等の線量評価）
- (3) 生体遮蔽の検討
- (4) 貫通孔におけるストリーミング効果の検討

である。S PTR の設計は現在も進行中であり、最終的な構造はまだ決定されていないので、上記項目について主に 1 次元計算により解析を行なった。ストリーミング効果については以前に行なわれた 2 次元ないしは 3 次元計算を参考にして評価した。

3.3 設計基準

遮蔽設計基準としては超伝導マグネット（主にトロイダルコイル；T F C）に対するものと作業従事者に対するものがある。しかし設計基準については現在まだ確定したものはなく、INTOR⁴⁾、J X F R⁵⁾ 等の設計思想に基づいて決めた暫定値である。

3.3.1 T F C に対する設計基準

- (1) 銅安定化材の照射損傷 $5 \times 10^{-5} \text{ dpa/year}$
- (2) 超伝導材 (Nb_3Sn) の最大照射量 ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$) $2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$
- (3) T F C の最大発熱率 $1 \times 10^{-3} \text{ W/cm}^3$
- (4) エポキシ絶縁材の最大照射線量 $3 \times 10^9 \text{ rad}$

3.3.2 作業従事者に対する設計基準

INTORにおいては炉停止後速やかに炉に近接できるようにするために、炉停止1日後において、遮蔽体外側で 2.5 mrem/hr という基準を設定している。ただしこの値は近接時間や、分解修理方法により当然異なるべきものであり、完全遠隔操作となる S P T R の分解修理に対しては必ずしも適用されない。

3.4 遮蔽計算

3.4.1 計算手法

遮蔽計算は1次元輸送計算(SN)コードANISNを用い $P_s - S_s$ 近似により行なった。使用群定数はGICX 40⁶⁾(中性子42群、ガンマ線21群)を用いた。また誘導放射能と炉停止時のガンマ線線量率の計算はTHIDA⁷⁾コードシステムにより実施した。

3.4.2 TFCに対する遮蔽

トーラスの内側部分と外側部分を比べると、ブランケット厚さや水層の厚さの点で内側部分は外側部分より厳しい照射条件となる。したがってTFCに対する遮蔽計算はFig. 3.2に示すような内側モデルに対して無限円筒近似で行なった。14 MeV中性子、0.1 MeV以上の中性子、全中性子、ガンマ線の粒子束の分布をFig. 3.3に、また放射線発熱分布をFig. 3.4に示す。TFCに対する照射条件を設計基準とともにTable 3.2に示す。計算値はいずれの項目も基準を下回っている。したがって計算上は水層をもう10cm減少させることも可能であるが、そうするとTFCの総発熱量が増加し超伝導材の冷却所要電力が増加することになる。

3.4.3 誘導放射能

2年間の連続運転の後停止し1日経過した時点でのトーラス内側部分のガンマ線線量率分布をFig. 3.5に示す。第1壁内側で $4 \times 10^6 \text{ rem/h}$ 、真空容器外側で 10^4 rem/h である。したがってブランケットやダイバータ等の分解修理は完全遠隔操作を要する。これらの構造物が取り除かれた後でも、超伝導コイルのクライオベッセル内側では 100 rem/h のオーダーであり、1カ月経過しても20%程度しか減衰しない。したがって人間の近接は不可能であろう。クライオベッセルの内側表面、アルミニウム断熱材、ヘリウム容器とTFCにおけるガンマ線のエネルギースペクトルをFig. 3.6に示す。ヘリウム容器の ^{58}Co の 0.811 MeV 、断熱材の ^{24}Na の 1.369 MeV と 2.754 MeV のガンマ線、および 0.511 MeV の消滅ガンマ線のピークが目立つことがわかる。

3.4.4 生体遮蔽

1次元計算結果に基づいて生体遮蔽の検討を行なった。運転中においても真空容器の上に7mの水層があれば 2.5 mrem/h が達成される。建家の天井厚さはプール水が排水され、炉体が露出した場合のガンマ線遮蔽により決まることがある。

3.4.5 貫通孔ストリーミング

S P T R で貫通孔ストリーミングに対する考慮が必要な箇所は次のとおりである。

- (1) 内側ブランケットと外側ブランケットの間のダイバータダクト (Fig. 3.7 参照)
- (2) NBI 孔 (口径約 1 m)
- (3) 各種の計測孔
- (4) 冷却管貫通部
- (5) 炉モジュール組み立て誤差に起因する小ギャップ。

(1)の問題に対しては類似の形状をもつ INTOR - J⁸⁾ と、昭和 55 年度設計の S PTR⁹⁾ (ダイバータ領域が Fig. 3.2 より大きい)において 2 次元、3 次元の解析を行なっている。これらの結果から判断すると、ストリーミングにより 14 MeV 中性子束は遮蔽外側で約 100 倍増加する。またダクト背後の真空容器の発熱率は約 10 倍増加するのでこの部分には別途冷却機構が必要とされる。ストリーミングによる中性子束の増加は遮蔽外側の構造物の放射化や TFC の照射損傷を増加させるが、完全遠隔操作のため放射化增加による影響は無く、また TFC の照射効果の増加も許容範囲内である。

(2)の問題に対しても前述の INTOR - J に対して解析されている。S PTR の場合には NBI 孔のまわりのあらゆる空間が水で満たされているため貫通孔遮蔽が大幅に簡素化される。

(3), (4), (5)の問題に関しては検討されたが、いずれの場合もプール水が有効な貫通部遮蔽となっていることが分かり、遮蔽設計はかなり簡素化する。

参 考 文 献 (第 3 章)

- 1) Seki , Y. , et al. , Neutronics Design of the Next Tokamak (Swimming Pool Type) , 3rd IAEA Technical Committee meeting and Workshop on Fusion Reactor Design and Technology (1981)
- 2) Sako, K., et al. , Preliminary Study of a Swimming Pool Type Tokamak Reactor (S PTR) , Japan Atomic Energy Research Institute Rep. JAERI-M 9050 (1980) (in Japanese)
- 3) Sako, K., et al. , A Proposal of Swimming Pool Type Tokamak Reactor (S PTR) , submitted to J. Nucl. Sci. Technol.
- 4) International Atomic Energy Agency , INTOR Zero Phase Report , Vienna (1980)
- 5) Sako, K. , et al. , First Preliminary Design of an Experimental Fusion Reactor , JAERI-M7300 (1977)
- 6) Seki , Y. , Iida , H. , Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma Ray Cross Section Set for Fusion Reactor Calculations , Japan Atomic Energy Research Institute Rep. JAERI-M8818 (1980)
- 7) Iida , H. , Igarashi , M. , THIDA - Code System for Calculation of the Exposure Dose Rate Around a Fusion Device- , Japan Atomic Energy Research Institute Rep. JAERI-M8019 (1978) (in Japanese)
- 8) Seki , Y. , Iida , H. , Santoro , R. T. , Kawasaki , H. , Yamauchi , M. ,

Radiation Streaming Calculations for INTOR-J, submitted to Nucl.
Technol./Fusion

9) Mori, S., Seki, Y., Kawasaki, H., Proc. Fall Meeting of Atomic
Energy Society of Japan (1981) E 54 (in Japanese)

Table 3.1 Main Parameters of S PTR (1981)

Fusion Power (MW)	440
Major Radius (m)	5.5
Minor Radius (m)	1.1
Elongation	1.5
Average Neutron Wall Load (MW/m ²)	1.0
Burn Time (sec)	100
Duty Cycle (%)	8~50
Availability (%)	25

Table 3.2 IRRADIATION CONDITIONS AT THE INBOARD SURFACE
OF THE TOROIDAL FIELD COIL

Items*	Design criteria	Calculated values
Maximum dpa in copper (dpa/year)	5×10^{-5} ⁺	6.8×10^{-6}
Maximum neutron ($E_n > 0.1$ MeV) fluence for superconductor (n/cm ²)	2×10^{18}	1.6×10^{17}
Maximum nuclear heating (Watt/cm ³)	1×10^{-3}	2.2×10^{-5}
Maximum epoxy dose (rad)	3×10^9	2.7×10^8

* Availability and reactor lifetime are assumed to be 50% and 10 years,
respectively.

+ Room temperature annealing of the TFC once every 2 years is assumed.

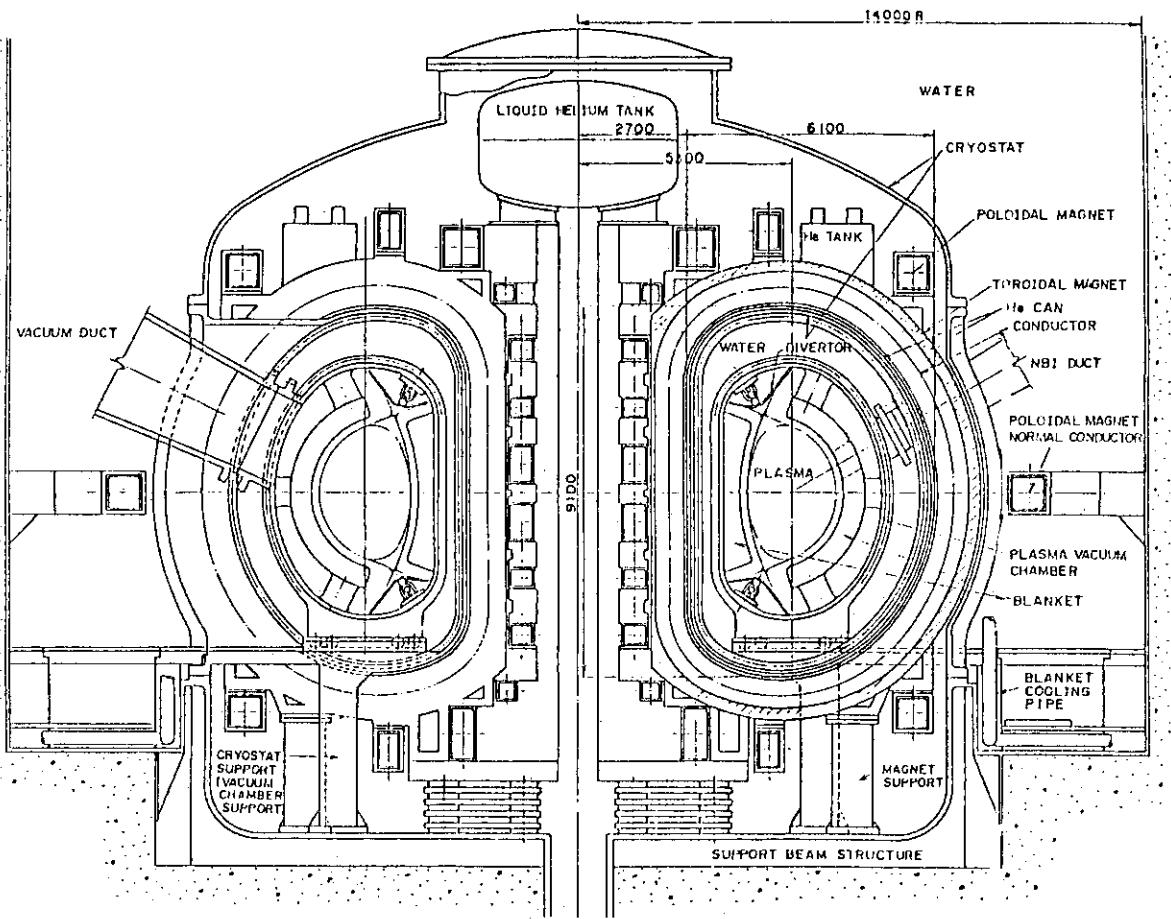


Fig.3.1 Vertical View of S PTR (1980)

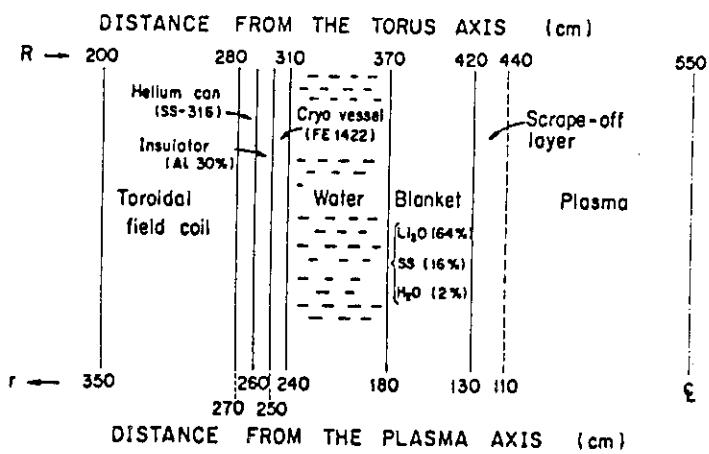


Fig.3.2 Calculational model of the inboard part (inside the major radius) of the S PTR. The subdivision of the blanket region into 12 regions to take account of the substructures is not shown.

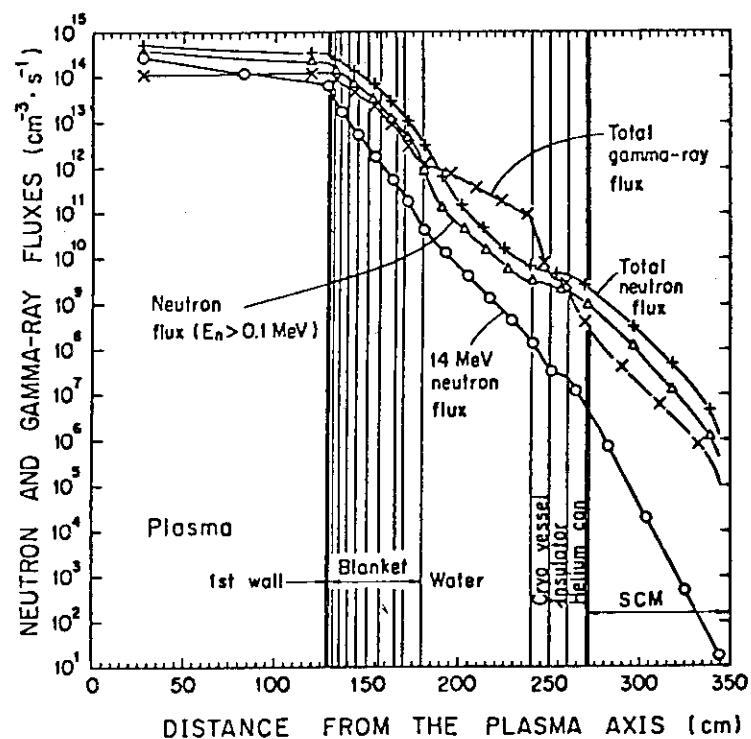


Fig. 3.3 Distribution of neutron and gamma-ray fluxes in the inboard part of the SPTR.

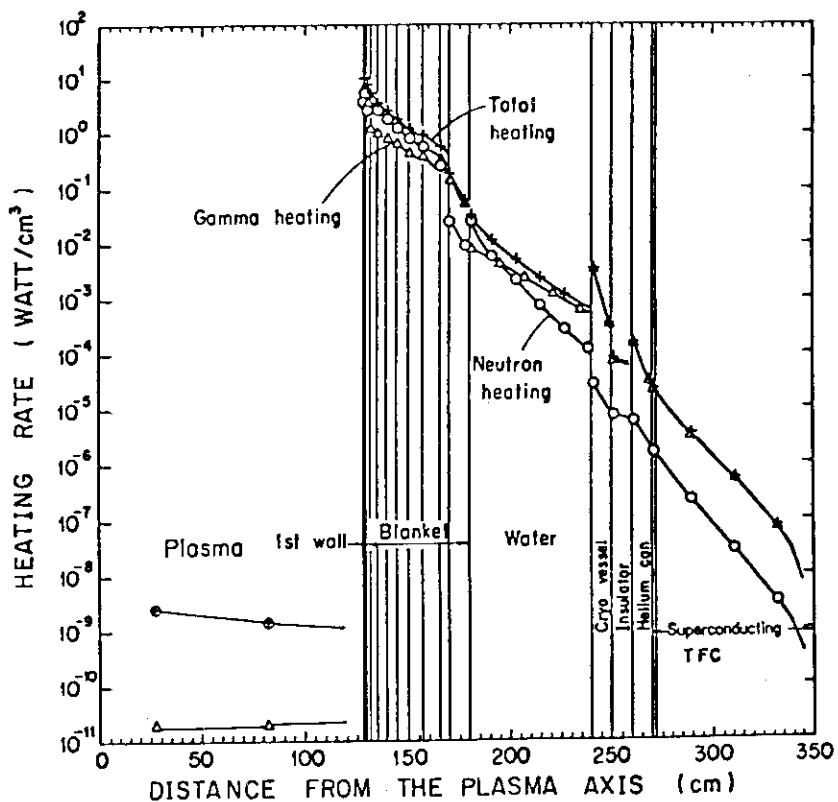


Fig. 3.4 Nuclear heating rate distribution in the inboard part of the SPTR.

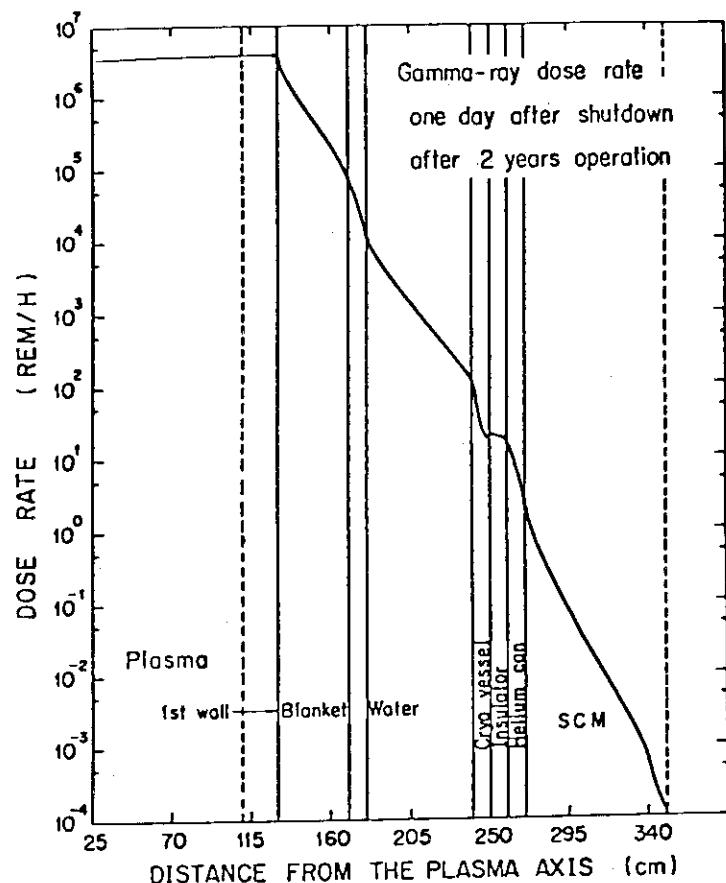


Fig.3.5 Gamma ray dose rate distribution in the inboard part of the reactor one day after shutdown after two years of continuous operation.

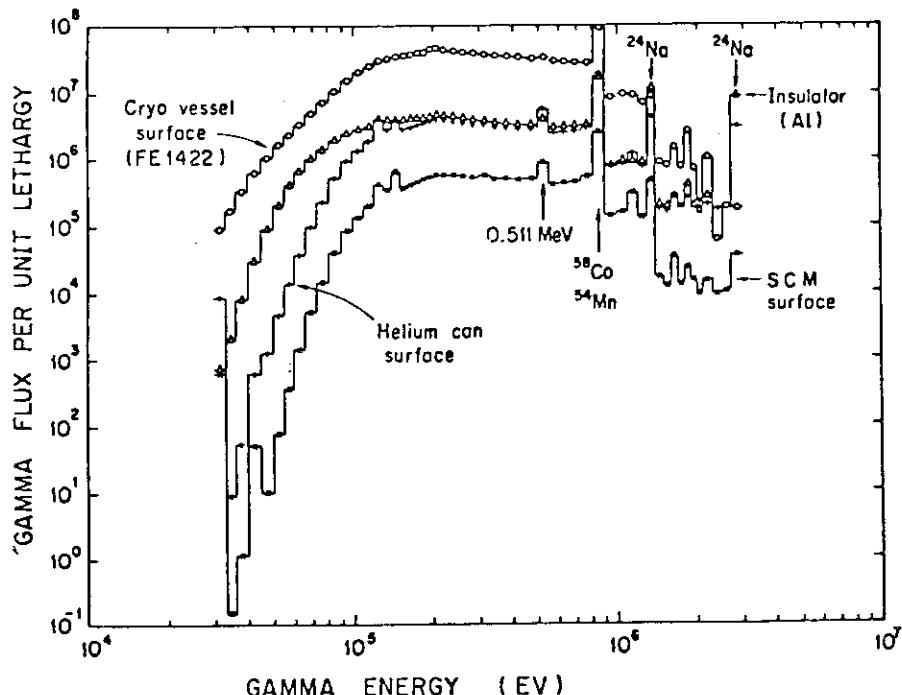


Fig.3.6 Gamma ray spectra one day after shutdown after two years of continuous operation at the inner surfaces of cryo vessel, aluminum insulator, helium can and the toroidal field coil.

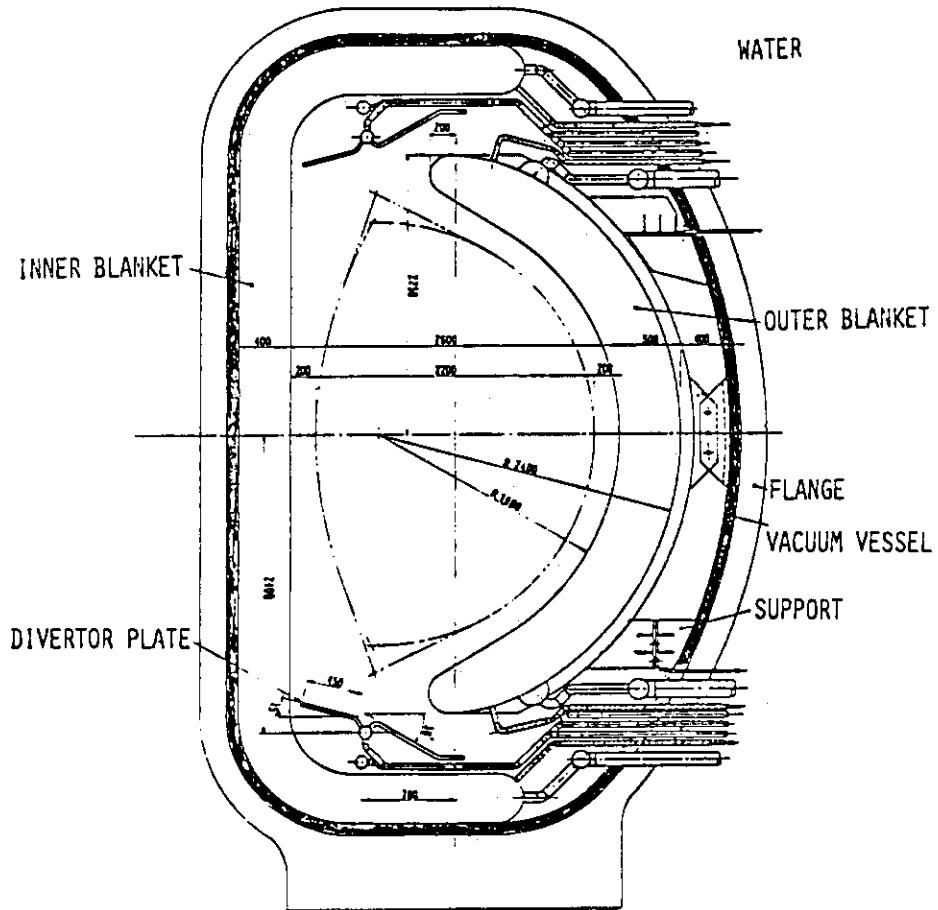


Fig. 3.7 Vertical cross section view of a reactor module of the SPTR, which consists of the inner and outer blankets, divertor plates, vacuum vessel and support structures. Water is filled in the space between the reactor module and the toroidal field coils placed around the reactor module.

4. TFTR の遮蔽設計

4.1 名 称

TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) Ku, L. P. : "Nuclear Radiation Analysis for TFTR", PPPL-1711 (1980).

4.2 目 的

TFTR の遮蔽解析

4.3 形 状

Figure 4.1の上図に横断面図を示す。高さ方向中心軸に関して対称であり、また横軸に関しててもプラズマ中心に関して対称にとてある。これは2次元計算モデルのためである。プラズマの周辺はFig. 4.2 の上図に詳しく示す。すなわち、プラズマがトーラス状にあり、その外側にトロイダルコイルが巻いてあり、この装置がイグルー遮蔽体内に入っている。イグルー壁には Fig. 4.2 に示すように幾つもの中性粒子入射孔が貫通している。Fig. 4.2 の下図には横断面を示す。再び Fig. 4.1 に戻ってイグルー遮蔽壁と中性粒子入射装置は大きなコンクリート建屋内に収められていることが分る。なお中性粒子入射装置の背面にあたるコンクリート建屋内には入射孔を漏洩して外へ放出される中性子の遮蔽用に補助遮蔽（やはりコンクリートで 30.5 cm 厚）が設けられている。以降の計算ではコンクリート建屋のことをテストセルと呼ぶ。Fig. 4.1 の下図には中性粒子入射装置の2次元計算モデルが示されている。

Fig. 4.3 は 2 次元 (R, Z) 形状でテストセル内を輸送計算する場合のモデル図であり、原報告書ではこのモデルを 2D-トロイダルモデルと称している。さらに Fig. 4.4 に示されるモデルは TF コイルの遮蔽効果を詳しく調べるために 2 次元 (R, Z) 形状用モデルであり、2D-ポロイダルモデルと称している。プラズマ装置の置かれている部屋の下には地下室があり、この地下室における線量も評価する必要がある。Fig. 4.5 に地下室の 2 次元形状モデルを示す。さらにテストセルの外側での線量率、すなわち、敷地境界での許容値に対する線量率計算も行う必要がある。Fig. 4.6 に建屋外側のモデルを示す。

4.4 許容線量値と設計目標値

Table 4.1 に、計算項目を評価値とともに与えてある。すなわち、評価すべき位置として敷地境界 (125 m) およびテストセル表面における線量 (mrem/yr , rem/yr)、またイグルー壁側面上での 1 日運転後 1 時間経過時の放射化による線量率 (mrem/h)、さらにイグルー壁内およびテストセル内の空気の放射化に関する最大許容濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cc}$) の 4 項目について、許容値として

は 500 mrem/yr 以内, 5 rem/yr 以内, 2.5 mr/h 以内および N が 1.0 pCi/cc , Ar が 2.0 pCi/cc 以内を設けている。そして設計目標値としては 4 項目のそれについて, 10 mrem/yr , 1 rem/yr , 50 mr/h (運転は連続でないために許容値の 2.5 mr/h より大きい), N が 1.0 pCi/cc で Ar が 2.0 pCi/cc と定められている。

4.5 解析法

使用断面積セットは DLC / 37D⁽¹⁾ライブラリーのデータを 23 群中性子 + 11 群ガンマ線に縮約したものである。しかし、崩壊ガンマ線輸送計算のみは DLC / 41B⁽²⁾ライブラリーから 16 群ガンマ線セットを作っている。その他にテストセルのコンクリート透過計算のために BUGLE⁽³⁾セット (DLC - 47 の中性子 45 群 + ガンマ線 16 群, P_3 近似) も使用している。

輸送計算は ANISN, DOT - 3.5, MORSE - CG により行い、崩壊ガンマ線源の計算コードとしては REBATE⁽⁴⁾を用いている。反応率計算のための断面積は MACKLIB⁽⁵⁾と DLC / 37D ライブラリーからとり、一次はじき出し原子数計算のためには RECOIL⁽⁶⁾コードによる計算値である pka データを用いている。また、DLC - 33 ライブラリーから核融合炉構造材と冷却材の放射化を計算するためのデータとして作られている MONTAGE⁽⁷⁾ 100N 放射化断面積も使用している。

解析の対象となる線源は制動放射X線と非荷電粒子に関するものであり、X線は重要であるが今回の解析の対象としない。中性子については以下のようである。すなわち、

20 MW出力 D-T パルス : 3.5×10^{18} 中性子

22 kW出力 D-D パルス : 2.5×10^{16} 中性子

最大中性子数 (D-T) : $1,000/\text{年}$ で 4 年間運転

最大中性子数 (D-D) : $1,000/\text{年}$ で 4 年間運転

解析に用いた線源形状は円環線源形状で、内径が 0.75 m で外径が 2.65 m である。

4.6 D-T 中性子の解析⁽⁸⁾

3つのモデルを設定して解析を行なった。すなわち、(i)1次元円筒形状、(ii)2次元トロイダル形状、(iii)2次元ポリダル形状についてである。なお、(ii)モデルでは非散乱中性子束をレイアナリシスで解析している。基本は $P_3 - S_8$ 計算で (i)について ANISN, (ii)と(iii)については DOT コードを使用している。解析例として、Fig. 4.3 の⑦補助遮蔽の内面におけるモデル (i), (ii), (iii) それに (i) モデルの変形としての (i)' モデルでの計算結果を Table 4.2 に示す。(i)' モデルは無限円柱線源に対する球線源での補正を施したものである。

解析結果から次の事柄がわかった。すなわち、

- 1) テストセルのコンクリート中で 14 MeV 中性子は 1 フィートあたり 1 衍減衰する。
- 2) テストセル内の線量は $10^5 \text{ mr}/\text{パルス}$ で運転中接近不可となる。
- 3) テストセル外側におけるプラズマ高さ位置では線量は $0.4 \sim 0.6 \text{ mr}/\text{パルス}$ (このうち約半分はガンマ線による) である。しかし、補助遮蔽壁の上の高さでは $2 \text{ mr}/\text{パルス}$ となり、これは 2.5 mr/h を越えるので運転中の接近は制限される。

- 4) イグルー壁内では全運転期間中の線量は 10^7 ラドの大きさになる（半分はガンマ線による）。
- 5) 内側地下室（Fig. 4.5）内の線量を(i)モデルと(ii)モデルで計算すると、中央の柱が空の場合は 10^3 mr／パルスとなり接近不可となる。なお 6 インチ (15.24 cm) 厚コンクリートでこの中央の柱を遮蔽すれば 20 mr／パルス と小さくなる。
- 6) Fig. 4.5 の内側地下室の右側に続く外側地下室における線量は、 30 rem／年 の大きさになり接近は制限される。
- 7) 運転中のテストセルの外側における線量（Fig. 4.6）は簡易計算公式とモンテカルロ計算で行った。

簡易計算は次式で行った。

a) 非散乱線

$$D(r) = D_w \left(\frac{r_w}{r} \right)^2 \exp[-\sum_t (r - r_w)]$$

r_w : テストセル壁外面

b) 中性子スカイシャイン（Lindembaum の式）

$$D(r) = \frac{C \cdot q \cdot K}{4 \pi D r} \exp(-K_0 r)$$

c) ガンマ線スカイシャイン（Clark の式）

$$D_{sky} = \frac{1}{2} D_\infty K' G(w)$$

$$D_\infty = D_w \left(\frac{r_w}{r} \right)^2 [B(\mu_r) - 1] \exp[-\mu(r - r_w)]$$

計算結果は Table 4.3 に示す。

4.7 D-D 線源に対する解析⁽⁹⁾

イグルー遮蔽体はない。計算モデルは D-T 線源の場合と同じである。Table 4.4 に計算結果を示す。テストセル内では 10^4 mrem／パルスの大きさになる。また敷地境界ではモンテカルロ解析によるとガンマ線による線量寄与が重要となる。そして $4.7 \sim 6.4$ mrem／年 と算出され、もしトロイダルコイルの遮蔽効果を考慮に入れるとファクター 2 の減衰をもたらすので、 $2.4 \sim 3.2$ mrem／年となる。これは許容値より 2～3 倍大きい。

4.8 貫通孔解析

4.8.1 排気孔（イグルー壁貫通）

実際は床があるので(r, z)形状でモデル化できないが、床を円周にして(r, z)モデルで計算、その際に床からの反射はアルベドで考慮に入れるにすることにする。線源形状は2m半径円板で、このうち75cm半径に線源分布を仮定し真空容器の後40cmの位置にセットした。角度分布はcosineに近い分布を仮定した。計算はDOTコードで2ケース行ない、そのうち1ケースはS₈で、2番目のケースは非対称63分点で行った。6"(15.24cm)半径貫通孔の場合、非対称分点でも30%程度大きいだけであった。また、3", 6", 18"孔についても計算を行ったところ、孔が大きくなるにつれて高エネルギー中性子が漏洩しやすいことがわかった。なおイグルー壁厚は6.6cmである。

4.8.2 中性粒子入射孔

ORNLのSantoroの解析でNucl. Sci. Eng. 70, 225(1979)およびNuc. Tech. 47, 412(1980)に詳しく発表されている。DOTによる2次元、MORSEによる3次元計算であり、このうちMORSE計算用モデルはFig. 4.7(a)、一方DOT計算用モデルはFig. 4.7(b)に示してある。両計算とともに、35中性子群+21ガンマ線群でDLC-41データライブラリーを使用、P₃-S₈近似で行った。解析の目的は、クライオパネル中の核発熱の評価である。

3次元モデルではダクト断面は $6.2 \times 8.0 \text{ cm}^2$ の直角形であり、2次元モデルでは4.2cm半径の円筒形状である。なおダクト壁厚は2.54cmの316SSである。線源は円板線源として14MeV中性子の漏洩計算は別途線面からモンテカルロ計算を行った。計算は5,000ヒストリーである。DOTの場合、非散乱線と1回散乱線はGRTUNCLコードで計算を行っている。

評価位置は、(a)入射装置の入口の天井、(b)Bending magnet面、(c)Neutralizer tube入口、(d)Cryopanelである。いずれの位置でも最大発熱は 10^{-3} watt/cc 程度であり、クライオパネルへの全熱負荷も35ワットであり小さい。テストセル屋根における最大線量は4つの入射装置を運転したとしても約1mr/パルスである。

4.8.3 TVPS 貫通孔⁽¹⁰⁾

Fig. 4.8にTVPS貫通孔モデルを示す。図中Vacuumと記されているポンプラインは0.5"(1.27cm)厚の鋼で包まれている。貫通孔の背面の遮蔽体は45.72cm厚のlimestoneコンクリートである。中性子およびガンマ線束スペクトルが、(a)イグルー壁外面、(b)ポンプダクトの終端、(c)ポンプ遮蔽体の背後50cmの位置で評価された。結論としてポンプ遮蔽厚45.72cmは十分の厚さである。

4.8.4 床遮蔽貫通プラズマ排気孔集団

Fig. 4.9にモデル図を示す。同図でプラズマは上部に円筒形状でモデル化され、その下の床遮蔽に小さな排気孔が数多く開いているモデルを示す。表面線源はDOT計算のP₃-S₈近似で求められ、この表面線源を使ってモンテカルロ計算を行った。その結果、小さな孔の集団からの漏洩の及ぶ範囲を漏洩影響帯と呼ぶと、この帯内では14MeV中性子は数行程バックグラウンドより高くなる。

4.9 誘導放射能の解析

100個連続D-Tパルス運転後の4日経過時では、 $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$ 反応による ^{51}Cr がイグルー壁外側における主な放射能となる。同様に、真空容器周辺では6日経過した後は $^{52}\text{Cr}(n, 2n)^{51}\text{Cr}$ 反応による ^{51}Cr が主な放射能である。また、炉停止後まもなくの間はイグルー壁の外側では $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$ 反応による ^{64}Cu の放射能が80%を占め、同様に真空容器周辺では $^{65}\text{Cu}(n, 2n)^{64}\text{Cu}$ 反応による ^{64}Cu が主放射能である。

D-Tパルス運転4,000回の後における Ni および Cu からなる物質での ^{60}Co インベントリーは真空容器だけで 120 mCi となる。

テストセル内における誘導放射能からの線量分布を2次元トロイダルモデルで計算すると、100 D-Tパルス運転後1時間冷却後ではおよそ 100 mr/h となるであろう。これは放射化した SS-304, Al および Cu からの線量であり、停止後少し時間が経過すると ^{58}Co と ^{57}Ni が主線源となる。したがって ^{58}Co の放射能計算が重要となる。これは $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応によって生成される。真空容器構成材の他にイグルー壁のコンクリートも放射化する。コンクリート中の線源は ^{24}Na であり炉停止後1日経過しても 1/3 は生き残っている。イグルー壁周辺では 30 mr/h (1日冷却) であり、1週間冷却後は 0.5 mr/h に減少する。

D-Dパルスの場合、イグルー壁が欠けているので、真空容器と TF コイルが主線源となる。100 D-Dパルス後1時間経過後では 200 mr/h と大きい。1日経過後では 10 mr/h となるが、この値は保守時に問題となる。

中性粒子入射孔の放射化に関しては、主線源は Bending マグネットの Fe の放射化による ^{56}Mn は崩壊が速いので、1日経過後には 5 mr/h に落ちる。これに対し、イグルー壁からの放射線量は 20~30 mr/h もあるから中性粒子入射孔の放射化は問題にしなくてよい。

空気の放射化は炉停止後、N-13, N-16, Ar-41 が放射線源となるが、このうち N-16 は崩壊が速いので N-13 と Ar-41 が問題となる。

4.10 まとめ

D-T および D-D パルス運転中は線量率が高くて接近はできない。地下室でも D-T パルス中は線量率が高くて接近できない。テストセル外側での最大年間線量は 1 rem の大きさになるであろう。立ち入り制限が必要であり、注意深いモニタリングも必要となる。敷地境界における線量は 10 mrem/年 の大きさになるであろう。

建屋の壁からの放射化による線量は 100 DT パルス後 1 時間経過時で 100 mr/h の大きさであろう。また 1 日間冷却時でも 20~30 mrem/h の大きさであろう。

解析で不充分であった問題のうち、最も興味ある問題は大小の貫通孔漏洩および放射化である。なかんずく、機器構成の複雑な配置をよりよくモデル化することが問題解決の第 1 歩である。

参 考 文 献 (第 4 章)

- (1) "Coupled (100 n, 217) Cross Sections for EPR Calculations", DLC-37/D, RSIC
- (2) "Vitamin-C, 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Section Library in AMPX Interface Format for Fusion Neutronics Studies", DLC-47, RSIC (1978)
- (3) "BUGLE, Coupled 45 Neutron, 16 Gamma P₃ Cross Sections", DLC-47, RSIC
- (4) "REBATE, Calculation of Decay Gamma Source Strength for 1 or 2 Dimensional Gamma Transport Calculation", Ebasco Company of N. Y. (1979)
- (5) Abdou, M. A., ORNL-TM-3994, (1973)
- (6) "RECOIL, Multigroup Primary Recoil Spectra, Displacement Rates and Gas Production Rates for Radiation Damage Studies", DLC-55, RSIC
- (7) "MONTAGE, 100 Neutron Activation Cross Section Data for Fusion Reactor Structure and Coolant Materials", DLC-33, RSIC
- (8) Ku, L. P., "Re-analysis of Radiation Level in the Test Cell during DT Operation", PE-M-3019, (1978)
- (9) Ku, L. P. :"Radiation Level in the Test Cell during DD Operation", PE-M-3589 (1979)
- (10) Ku, L. P. :"Radiation Analysis for the TVPS", PE-M-3518 (1978)

Table 4.1 Radiation Levels - Permitted, Desired, Anticipated
During Normal Operational and Post Operational Period

Location Unit	On Site-Off Site Boundary (125 m)	Controlled Area Test Cell Wall Surface	Activation on Igloo Side Surface	Air Activation Ventilation rate:
	mrem/yr	rem/yr	mrem/hr	10000 cfm Igloo, 15000 cfm Test Cell, 1 hr Cooling pCi/cc
Permissible (a)	< 500 to Individual < 170 to average population	< 5	< 2.5 mr/hr for continuous exposure < 100 mr/wk and < 5 r/yr including exposure during operation	N: 1.0 Ar = 2.0
Design Objective	(d) 10	1	50 (g)	N = 1.0 Ar = 2.0
Average, Calculated, (a)	10 ± 0.6 (e, f)	0.5	125(h)	N=13; 2.4 Ar = 41; 0.24
(b) Elevation DT = Plasma plane	Estimated if TF Coils included	5	80 (h)	
Range of Variation along Vertical Direction of the Surface, TF Coils not modelled	10 ± 0.6 -11.4 ± 0.6	0.4 - 2.0	30 - 125	
Average, Calculated, (a)	56 ± 3.0 (e, f)	1.2	20 - 40 (i)	
(c) Elevation DD Mid Plane	if TF Coils included	28	0.6	
Range of Vertical Variation TF Coils not modelled	56 ± 3.0 - 65 ± 3.3	1.1 - 10.0		

NOTE:

(a) For permissible and design levels, see PH-R-005, 2A2-2 Rev. 1. For calculated levels, see PE-M-3019, PE-M-3111, PE-M-3283, PE-M-3505, PE-M-3589, PE-M-3613.

(b) 20 MW power, 0.5 sec/pulse, 1 pulse/5 min. 96 pulses/day, 1,000 pulses/yr.

(c) 22 kW power, 2% DT, 0.5 sec/pulse, 1 pulse/5 min., 96 pulses/day, 10,000 pulses/yr. Igloo absent.

(d) Including gaseous radioactive materials released

(e) Radioactive material release not included.

(f) $\bar{X} \pm \sigma$, the mean and standard error associated with the Monte Carlo calculation from all sources

(g) Equipment activation not included

Table 4.2 各種モデルでのD-T線源に対する
計算値（補助遮蔽内面での値）

モ デ ル	(i)	(i)'	(ii)	(iii)
中性子線量 (mrem/pulse)	2.3 + 5*	1.2 + 5	9.2 + 4	7.2 + 4
ガンマ線線量 (mr/pulse)	5.5 + 3	2.8 + 3	2.6 + 3	2.0 + 3

* 2.3 + 5 : 2.3×10^5

Table 4.4 各種モデルでのD-D線源に対する
計算値（補助遮蔽内面での値）

モ デ ル	(i)	(ii)	(iii)
中性子線量 (mrem/pulse)	1.9 + 5	7.0 + 4	8.8 + 4
ガンマ線線量 (mr/pulse)	6.1 + 2	3.5 + 2	3.8 + 2

Table 4.3

BIOLOGICAL DOSE (mr/pulse) AT VARIOUS LOCATIONS IN TFTR SITE, 20 MW DT

Location	R(m)	Direct	Skyshine	Total	Others
Test Cell West*	25	0.32	0.24	0.344	(1) 0.01 mr/yr (2) 5 mr/yr
Test Cell Corner, Mock-up Room Center	33	0.18	0.019	0.199	
Mock-up Room North	42	0.11	0.014	0.124	
Electrical Station North-East (4)	47	0.05	0.007	0.057	(3) 12 mr/yr
Hot Cell East (5)	44	---	0.003	0.003	(3) 3 r/yr
N.B.P.C. Bldg. East-South (4)	54	0.034	0.011	0.195(6)	(7) 0.15 mr/puls (3) 10 mr/yr
F.C.P.C. Bldg. Center West-South	71	0.040	0.008	0.088	(7) 0.04 mr/puls
Capacitor Yard South	87	0.016	0.006	0.022	
Site Boundary West	125	0.006	0.006	0.011	(2) 0.1 mr/yr

Note:

- * Reference north: perpendicular to the test cell north wall.
- 1. Activation dose, assume 1000 consecutive pulses shot early in a year, igloo remained in place afterwards.
- 2. Activation dose, assume 1000 consecutive pulses shot early in a year, igloo removed afterwards.
- 3. Activation dose, assume 1000 consecutive pulses shot early in a year, major activated objects moved into hot cell afterwards.
- 4. Shielding provided by the 4' hot cell north (or south) wall considered.
- 5. Shielding provided by the 3' hot cell east wall considered.
- 6. Dose from activated water flowing through chiller included.
- 7. Dose from activation TF coil cooling water flowing through chiller in water processing building.
- 8. No allowance has been made for radiation shielding provided by the walls or roofs of the Mock-up Assembly room, Neutral Beam Power Conversion building and the Field Coil Power Conversion building. All objects inside these buildings and the equipment in the Field Coil and Neutral Beam Power Conversion yards are ignored.

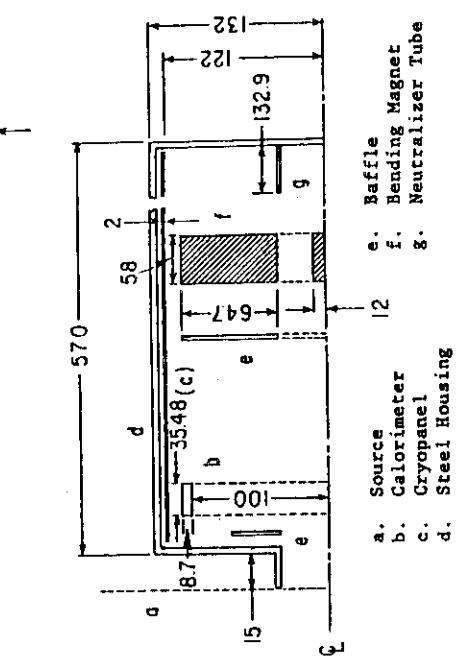
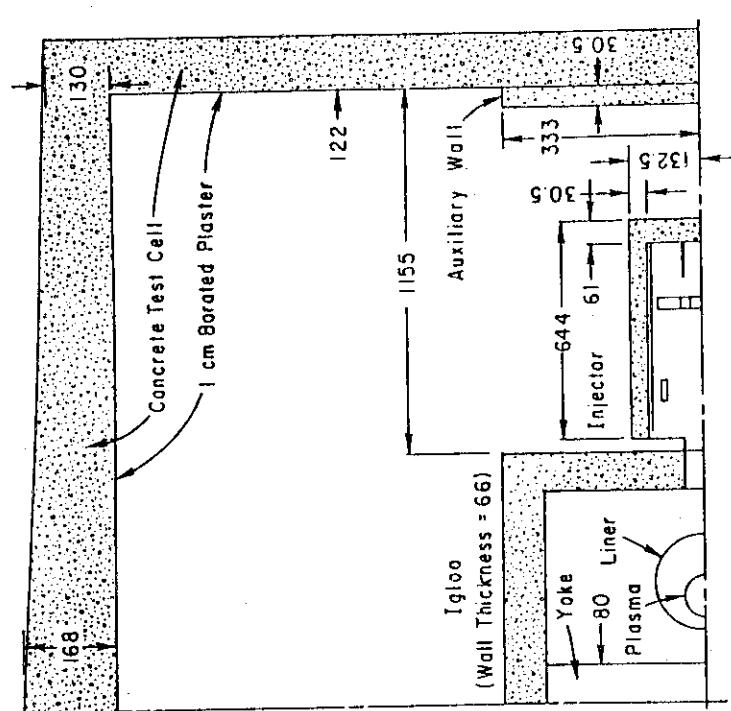


Fig. 4.1 Schematic Representations of the Two-Dimensional Models for Neutronics Calculations

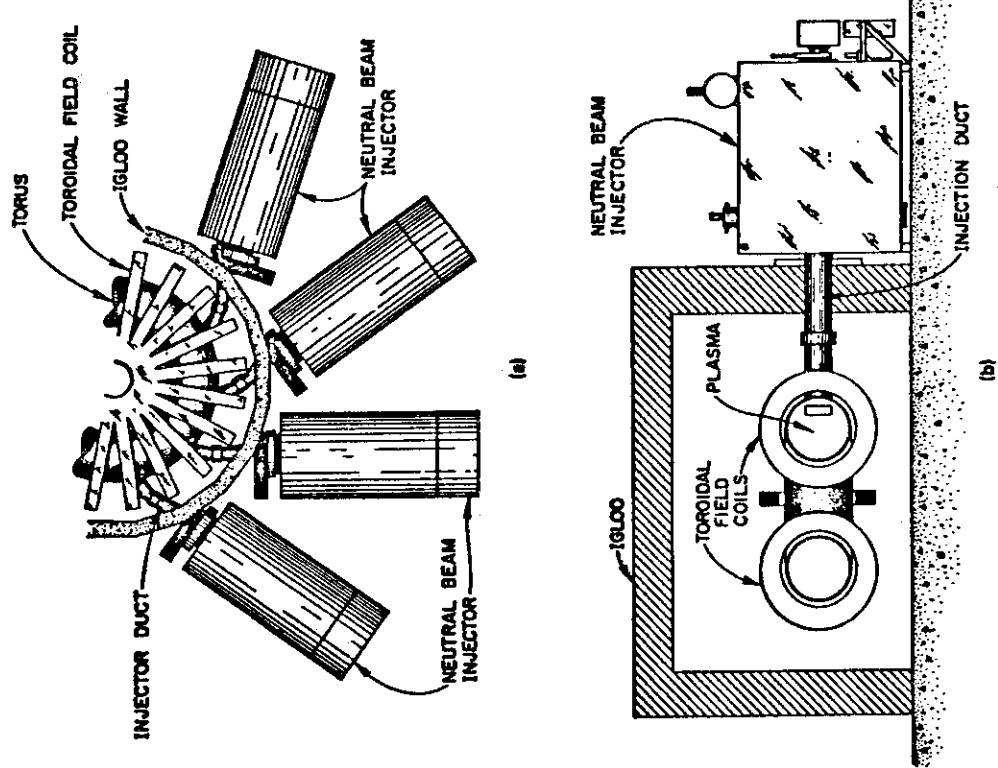


Fig. 4.2
Plan (a) and elevation (b) views of the neutral beam injectors and their locations relative to the igloo wall and the TFTR.

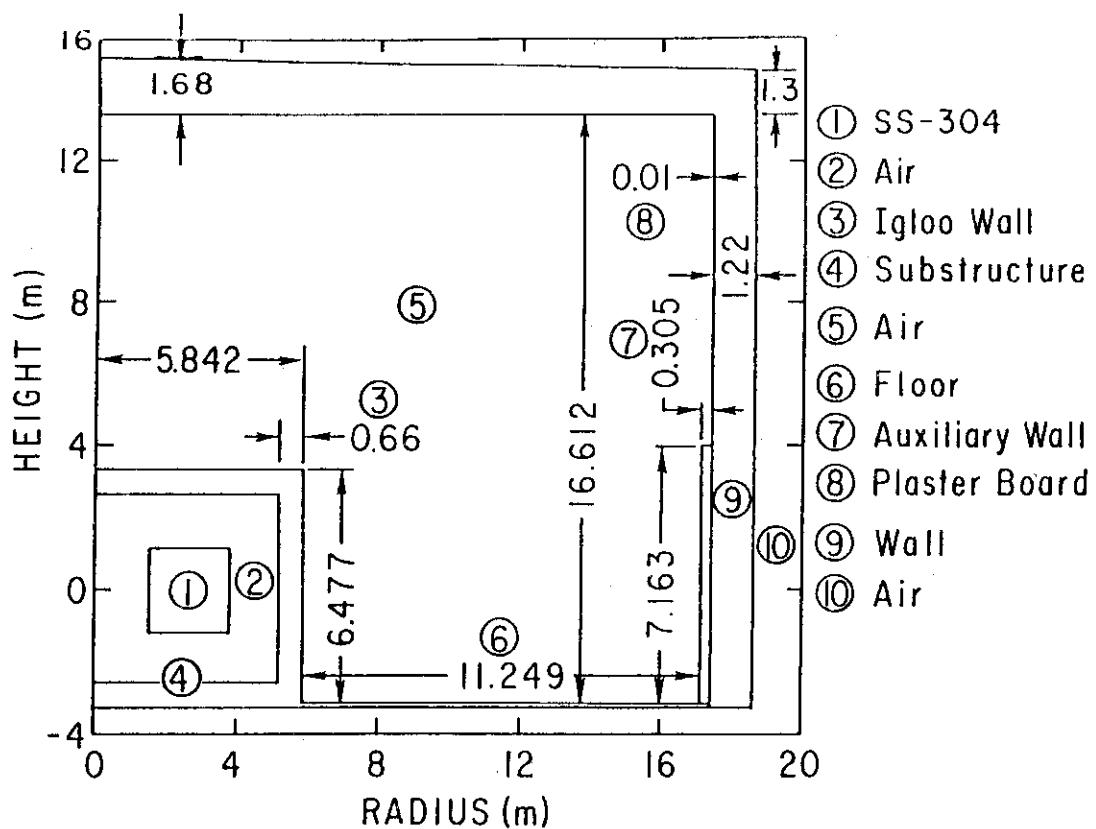


Fig.4.3 Schematic Representation of Two-Dimensional Toroidal Test Cell Model

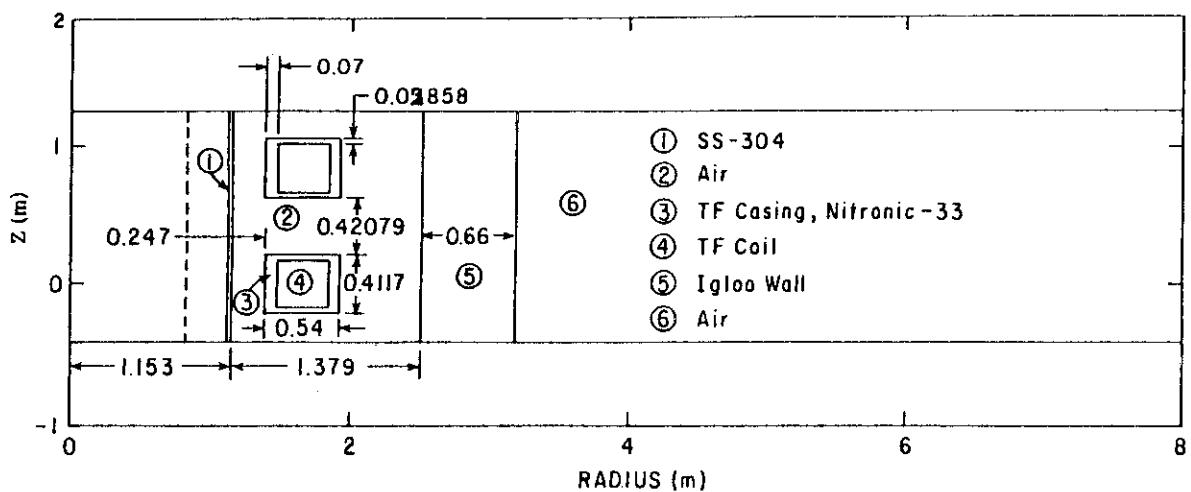


Fig.4.4 Schematic Representation of Two-Dimensional Poloidal Test Cell Model

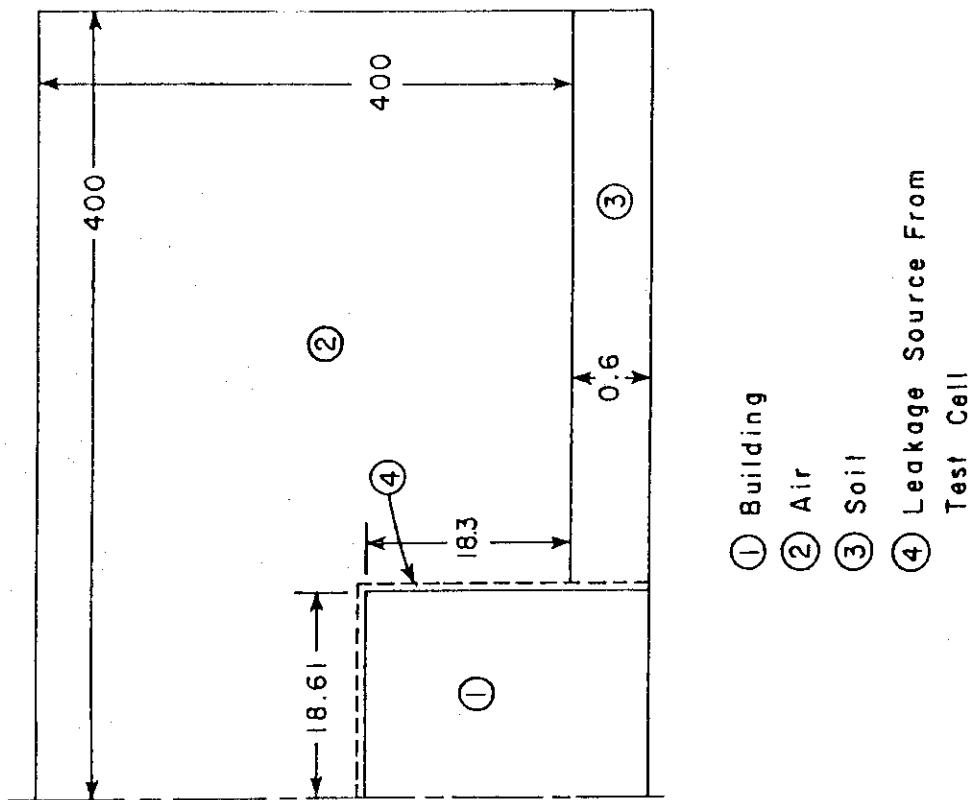


Fig. 4.6 Schematic Representation of the Model for Site-Boundary Dose Analysis, Unit = Meter

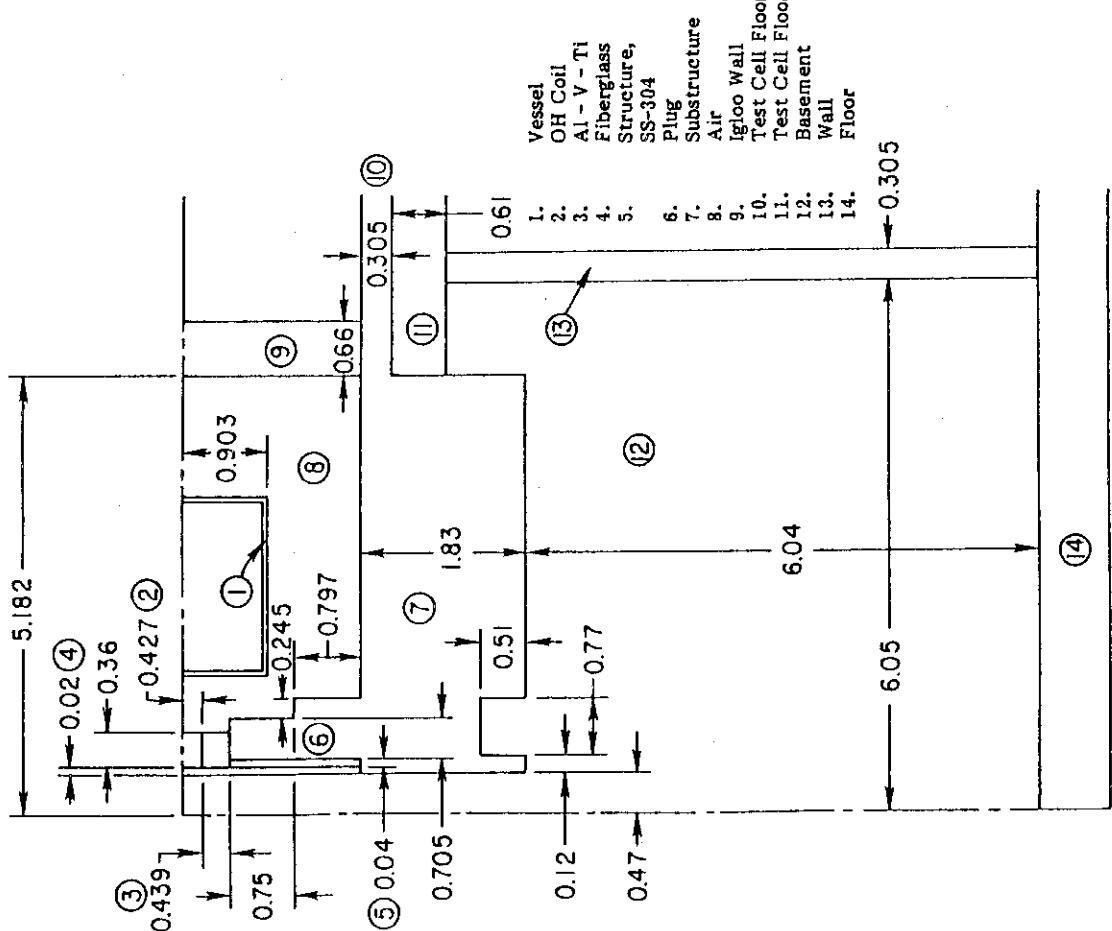
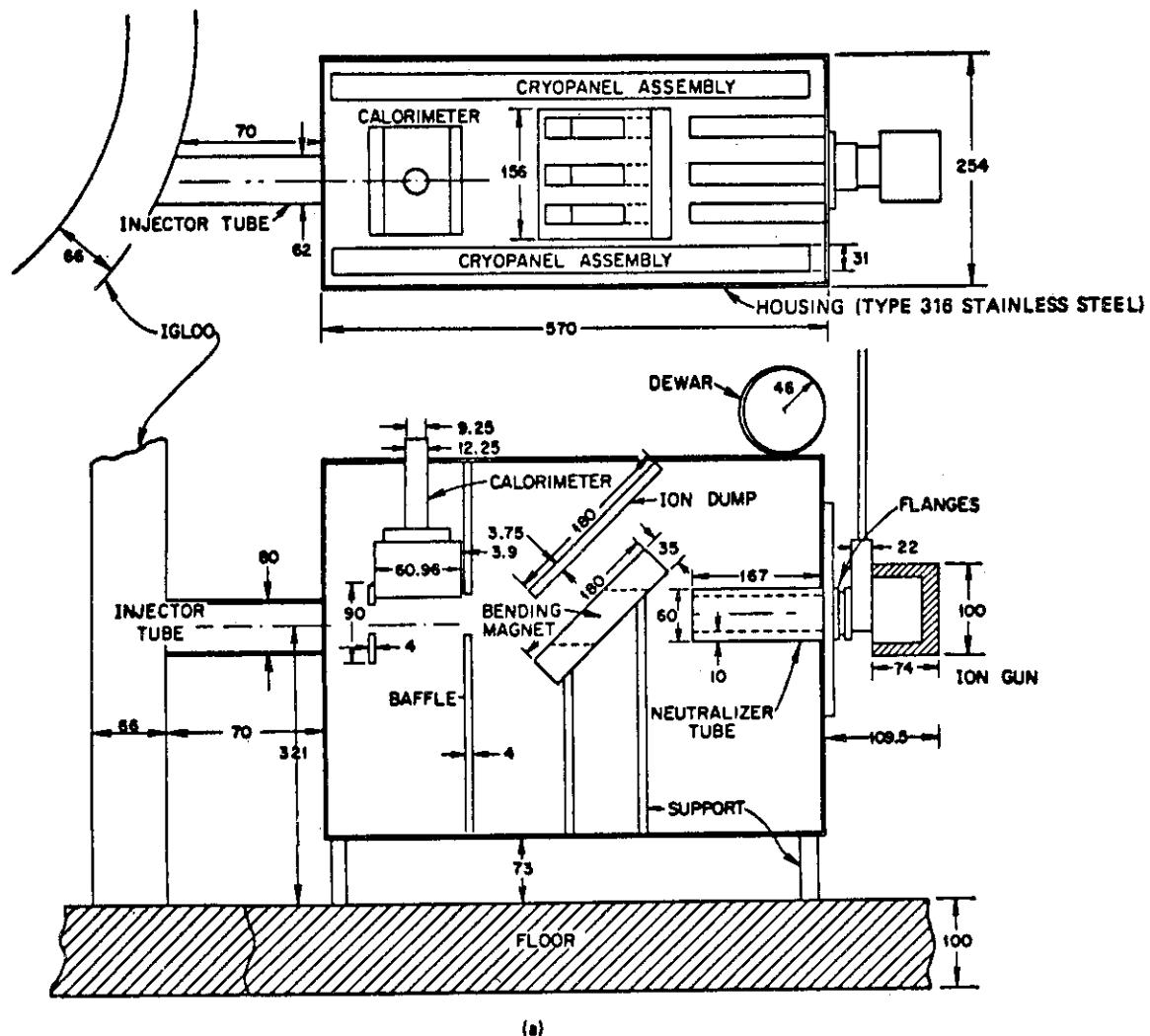
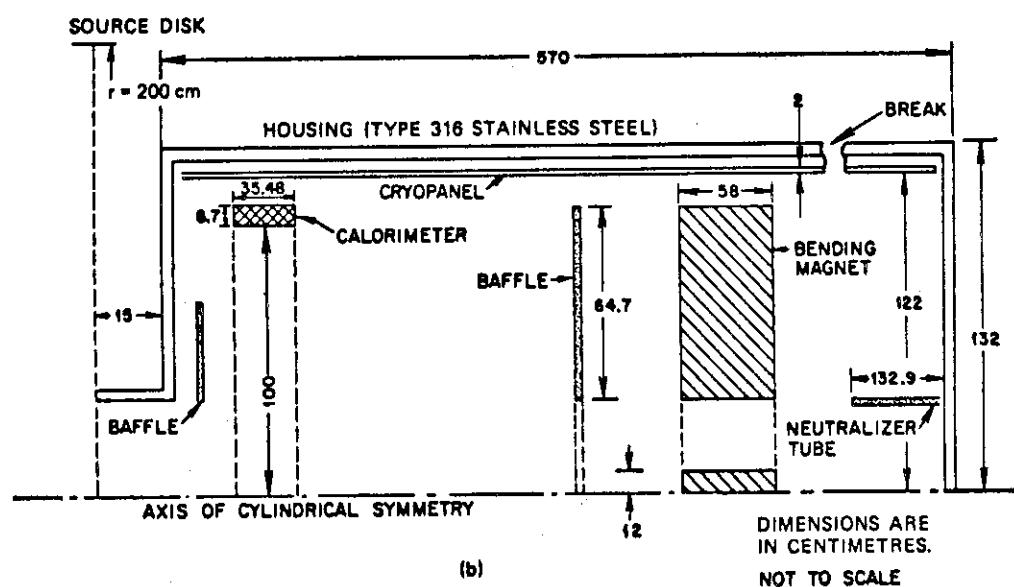


Fig. 4.5 Schematic Representation of Two-Dimensional Inner Basement Model, Unit = Meter



(a)



(b)

Fig. 4.7 Three-dimensional (a) and two-dimensional (b) calculational models of the neutral beam injector and its various components.

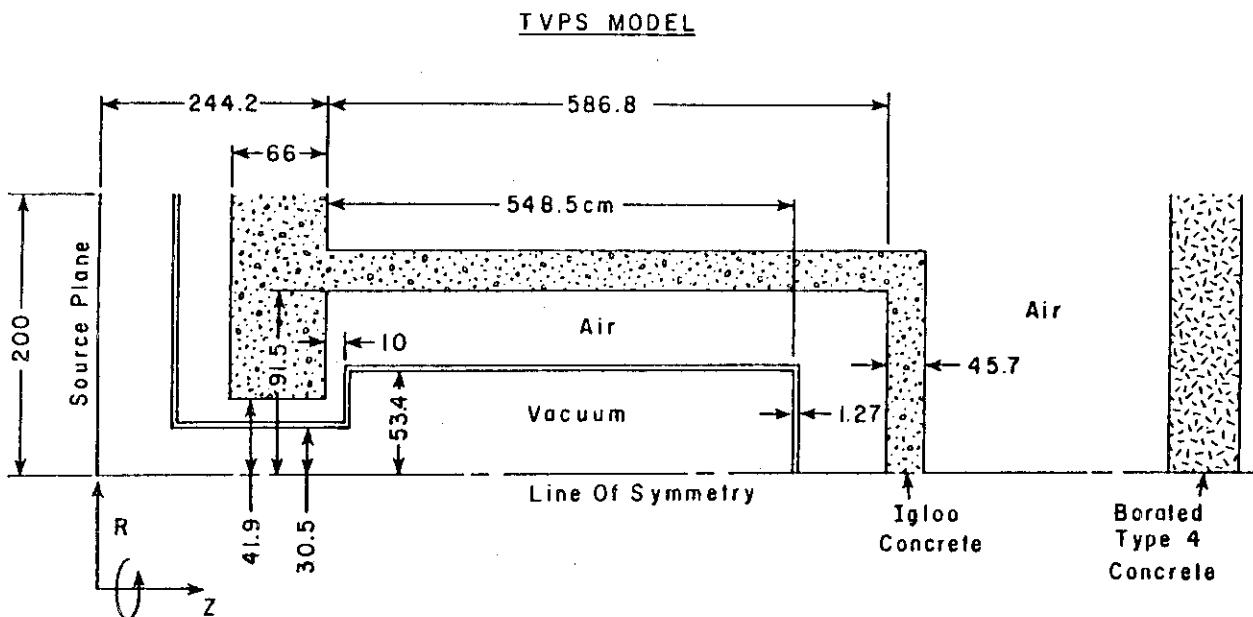


Fig.4.8 Schematic Representation of the TVPS Model

MORSE MODEL
Perspective View

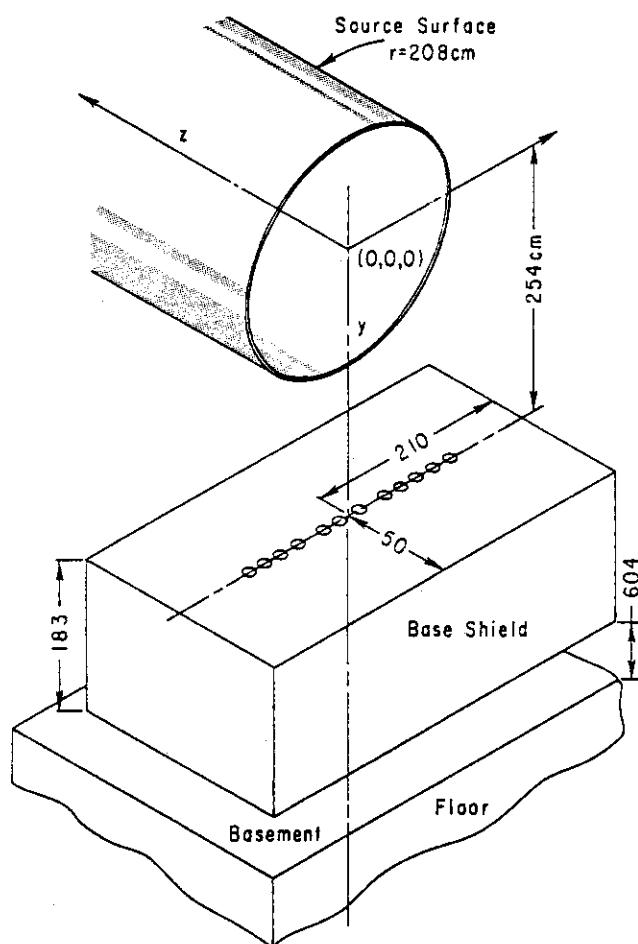


Fig.4.9 Schematic Representation of the Model for Diagnostic Penetration Study, Perspective View

5. STARFIRE の遮蔽設計

5.1 名称：STARFIRE

5.2 遮蔽解析の主眼

- (1) 炉コンポーネントを放射線損傷、核発熱より守る。
- (2) 保守を容易にし、放射性廃棄物を減らすため、機器の放射化の低減。
- (3) 労働者、公衆の防護。

“STARFIRE”の遮蔽設計の特記事項として、(イ)リミター、RF 加熱の採用など、シールドの容易な炉システムが採用されている事、(ロ)保守を容易にするため、放射化問題に気を配った事、があげられる。

5.3 遮蔽解析の対象

役割から見て遮蔽を次のカテゴリーに分類する。

1. バルクシールド
 - (イ) 内側遮蔽；TFコイルの保護
 - (ロ) 外側遮蔽；TFコイルの保護、放射化の低減、遮蔽体外での線量の低減
2. 透過遮蔽

ブランケット、シールドを貫通するボイド部のストリーミング対策。
3種のボイドが対象。(イ)真空排気口、(ロ)リミタ部の空隙、(ハ)RF導波管。

5.3.1 内側バルク遮蔽

- (i) 目的：超伝導TFコイルのコンポーネントの保護

このため、次の事項が検討項目である。

 - (a) 核発熱がコイル冷却能力以下であること。
 - (b) コイルのコンポーネントの損傷が許容できること。特に、超電導体、安定化材、断熱材、構造材の各項。注 安定化材、断熱材が最も厳しい。
- (ii) 遮蔽体の配置

第1壁とマグネット間の距離 1.2 m を次のように分割する。内側ブランケット 37 cm、内側遮蔽 64 cm、真空容器 3 cm、He ベッセル 7 cm、ギャップ 9 cm。Table 5.1 に詳しい配列を、Table 5.2 に遮蔽材の組成を示す。

- (iii) 解析法

ANIS N 円筒形状
- (iv) 結果

Table 5.3～5.5 に結果を示す。核発熱は冷却能力より十分小さい。

(V) 予備解析

(ii)に示した遮蔽体の配置を決めるため次の2種の予備的な解析をした。

(イ) 遮蔽材の組成の決定

W, H₂O, B₄C の均質な混合物 6.4 cm を仮定し、断熱材の損傷、コイルの抵抗増加に対し、各物質の混合割合が与える影響を調べた。

(ロ) W, B₄C の配置

(イ)で求めた体積比で 7.5 cm 厚の W, B₄C 層を多重層に並べて計算をくり返し、最適配列を決定した。

5.3.2 外側バルク遮蔽

(i) 目的：TF コイルの保護、炉停止より 24 時間後で遮蔽体外部へ近接可能とする、建屋壁を放射化、発熱より守る、長寿命核種の生成の低減。

(ii) 遮蔽の配置

Table 5.6, Table 5.7 に配置、組成を示す。マグネットと第1壁間距離は約 3 m で内側遮蔽に比べて余裕がある。体積が大なので放射化を低減するなど放射性廃棄物を減らすことでも大きいファクターとなる。

(iii) 解析法

(イ) コード : ANIS N P₃S₈。

(ロ) 断面積 : ENDF / B - N より VITAMIN-C, MACLIB - N で中性子 46 群、 γ 線 21 群の群定数を作成した。

(ハ) 放射化の解析 コード : RACC

データ : RACCXLIB, RACCDLIB

(iv) 結果

Table 5.8 に超伝導マグネットにおけるレスポンスの値を示すが、内側遮蔽の値に比べて非常に低い値になった。

(V) 予備的な解析

(イ) 遮蔽材の選択

遮蔽材の候補として、Ti 6 Al 4 V, Al - 2024, Fe - 1422 を取り上げ、断熱材での線量、遮蔽体の前面から 10 cm までの誘導放射能の計算を実施した。Fe - 1422 を選んだのは SUS 304 に比べて Ni, Cr が少なく長半減期の核種の生成が少ないと、Cr の資源が少ないと、等を考慮したものである。

(a) Fe - 1422 ; t < 50 年 ^{55}Fe $T_{1/2} = 2.7 \text{ y}$ のため放射能大
 $t > 50 \text{ 年}$ ^{63}Ni (100 y) が主な寄与をする。

(b) Al - 2024 ; 停止時 ^{24}Na (15 h), ^{27}Mg (9.5 m), ^{28}Al (2.2 m)
 $t \sim 30 \text{ 年}$ ^{54}Mn (312 d), ^{55}Fe (2.7 y)
 $t > 50 \text{ 年}$ ^{63}Ni (100 y)

(c) Ti 6 Al 4 V $t < 10 \text{ 年}$ ^{24}Na (15 h), ^{45}Ca (165 d), ^{46}Sc (84 d),
 ^{48}Sc (44 h)
 $t > 10 \text{ 年}$ ^{63}Ni (100 y), ^{93m}Nb (13.6 y)

^{93}Mo (3500y), ^{14}C (5700y)

30年後にリサイクルすることを仮定すれば、遮蔽材としては Ti 6 Al 4 V のみが使用可能。

遮蔽性能は Fe-1422, Ti 6 Al 4 V, Al-2024の順に優れる。

以上から、遮蔽体を3領域に分割する。

HFS : 5% Ti 6 Al 4 V + 65% Ti H₂ + 15% B₄C + 15% H₂O (0.5 m)

MFS : 70% Fe-1422 + 15% B₄C + 15% H₂O (0.4 m)

LFS : 100% Fe-1422 (0.28 m)

(口) 有機材の真空シールの放射線損傷

遮蔽体中には絶縁材、真空シールなど有機材が使われている箇所がある。(Fig. 5.1 参照)

これらに対する運転期間(40年)における放射線損傷を見積った結果、限界値以下の値になった。

(ハ) Fe-1422とSUS304の遮蔽性能の比較

MFS, LFS領域のFe-1422をSUS304に変えて、炉の外面における線量やコイル断熱材線量へ及ぼす影響を調べた。その結果、炉停止時を除いては Fe-1422の方がよい値を示した。停止時の値が大きいのは Fe-1422中の⁵⁶Mnによるが、50年後では、Niの含有量の差のため Fe-1422がSUS304に比べてずっと小となった。

(二) HFS領域のTiH₂の選択

HFSにTiH₂の代りにPbを使った場合と比較して遮蔽外側、コイルデュワー面での線量がどう変るか調べた。

すなわち、次の(1), (2)を仮定した。

(1) 5% Ti 6 Al 4 V + 65% Ti H₂ + 15% B₄C + 15% H₂O

(2) 5% Ti 6 Al 4 V + 65% Pb + 15% B₄C + 15% H₂O

結果は TiH₂が Pbの場合の 1/3~1/4 となる。

(ホ) 建屋壁外の線量

建屋壁を5%の鉄筋入り普通コンクリートで作るとし、外側遮蔽1.2m、第1壁負荷3.6 MW/m²の条件で、コンクリート壁中の線量分布を求めたのが Fig. 5.2 である。壁厚を1.5 mとすると、外面での線量は 0.065 mrem/h となる。

5.3.3 透過遮蔽

(i) 目的；ブランケット、シールドを貫通するボイド部のストリーミング対策。ボイド部とは(1)真空排気口、(2)リミター空隙部、(3)RF導波管である。

(ii) 計算法

MORSE-CG (20000 ヒストリー)

DOT-III P₃-S₈ 近似

5.3.3.1 真空排気口

(i) 解析目的；クライオパネル材の決定、ダクト周りの遮蔽厚の決定、ダクト近傍の超伝導マグネットへのダクトの影響を知る。

(ii) 配置

Figure 5.3 にダクト位置、配置を示す。直径 1 m の 3 本のダクトより成り、ダクト 3 がポンプ室、ダクト 1、2 は 40° の傾斜で交わる。

ダクト 1、2 の壁は外側遮蔽の HFS、MFS と同じ物質を使用した。

内側 5% Ti 6 Al 4 V + 65% TiH₂ + 15% B₄C + 15% H₂O (28 cm)

外側 70% Fe - 1422 + 15% B₄C + 15% H₂O (30 cm)

ダクト 3 の壁は MFS と同じ物質

70% Fe - 1422 + 15% B₄C + 15% H₂O (50 cm)

(iii) 予備解析

(イ) クライオパネルの物質の決定

クライオパネル材の候補として、Cu、Al、SUS (PCA) を取り上げ核発熱の計算を行なった。その結果、3 物質とも基準を満足したが、値の最も低い Al を設計には使用した。

(ロ) ダクトの壁厚の検討

ダクト内の中性子束の計算結果より、ダクト 2 の上部の方が下部より高エネルギー中性子の割合いが多いことが判明した。ダクトの壁中に 3 種のラインを仮定して、その方向にそって壁の深さによる中性子束と線量の変化を調べた。この結果より、所定の条件を満たすダクト壁の厚さが定められた。

(ハ) 断熱材線量への影響

ダクト 2 の壁中のエポキシの断熱材への線量を求めるとき、同位置が外側遮蔽の外部であるのにも拘らず、外側遮蔽外での値の約 2 倍となったが、全体としては、ダクトの効果はそれ程大きくはない。

5.3.3.2 リミター空隙部

(i) 解析目的：外側遮蔽領域の放射線束、核発熱ヘリミター開口部が及ぼす影響を調べる。

(ii) 配置

Figure 5.4 に断面図を示す。リミターは炉の中心の高さに、第 1 壁からつき出すようにベルト状に設置されている。図中 LIMA, LIMB, LIMC は次の様なものである。

LIMA : 62% 構造材 + 38% H₂O

(パネル部で 17 mm 厚、高さ 1 m。)

LIMB : 84% 構造材 + 16% H₂O

(根部で長さ 24.8 cm、高さ 8 cm)

LIMC : 10% 構造材 + 15% H₂O + 75% 空隙部

(冷却材マニホールド部)

(iii) 解析法

DOT-III, P₃-S₈ 近似

(iv) 解析内容

Figure 5.4 の A, B のライン (A, B 間距離は 1 m) に添った中性子束を計算した結果、次の事柄が判明した。

(イ) リミター空隙により遮蔽面上で 1 オーダー大きい中性子束が与えられる。

(ロ) 高速中性子のストリーミングが大きい。

(ハ) 核発熱もシールドジャケットの位置で約 10 倍大きくなる。

(=) リミターを Ta - 5 W, V - 20 Ti のどちらの物質で作っても遮蔽体中の全体の核発熱の增加は～15 MWである。

(+) 遮蔽体中の 15 MWの発熱増加は設計上問題にならない。

5.3.3.3 R F 導波管

(i) 解析目的 :

ストリーミングにより次の(1)～(3)にどう影響が出るかを調査する。(1)核発熱, (2)絶縁材 (BeO, Al_2O_3) の劣化, (3)炉室線量の増大, (4)R F 導波管の終端 (炉室部) の遮蔽厚さの決定。

(ii) 配置

Figure 5.5 のように途中に屈曲している。終端はバルクシールドを貫いて炉室まで達している。

R F A : 0.77 m × 0.68 m × 0.1 m長さ

(22% PCA + 8% H₂O + 70% ボイド部)

R F B : 0.77 m × 0.68 m × 0.56 m長さ

(58% PCA + 8% H₂O + 34% ボイド部)

R F C : 0.82 m × 0.33 m × 2.93 m長さ

(15% PCA + 11% H₂O + 74% ボイド部) プレナム部へのストリーミング防止のため 0.1 m Fe - 1422 のシールドが付加されている。炉室部は 0.15 m のシールドが施されている。

(iii) 計算コード

MORSE-CG

(iv) 解析結果

(イ) 導波管中の中性子束と導波管のない時の値の比較

バルクシールドの領域までは導波管内の方が低い値を示す。バルクシールド以降は導波管内の方が大きい値となるが、ストリーミング効果は少ない。

(ロ) 絶縁材の選択

BeO, Al_2O_3 とも損傷は問題にならないが、熱伝導度がよいため、BeO を設計には使用した。

(ハ) 核発熱

R F システムへの核発熱による熱負荷は十分許容範囲内にある。

(ニ) 炉室部の遮蔽厚さ

遮蔽厚さを 0, 10 cm, 20 cm, 30 cm と変化させ、遮蔽外面の線量を求めるとき、炉停止より 1 日後で～24 mrem/h, ～3 mrem/h, 0.2 mrem/h, 1.3×10^{-2} mrem/h となり、1.5 cm 厚で十分であった。

5.4 特記事項

リミター、R F 加熱という考え方は遮蔽設計上非常にメリットがあるが、炉のデザインとして成り立つ概念なのか疑問がある。資源のリサイクル、保守、廃棄物などの観点から、長半減期の放射性核種の生成を低減することを主眼に設計されている点が興味を引く。

参 考 文 献 (第 5 章)

今回の検討の対象としたのは次の文献である。

"STARFIRE-A COMMERCIAL TOKAMAK FUSION PLANT STUDY"
ANL/FPP-80-1 Argonne National Laboratory (1980)

本文献中の遮蔽設計の部分に引用されている文献を次に示す。

1. Abdou M. A., J. Nucl. Mater. 72, 147 (1978).
2. Coltman R.R., et al., "Effect of Radiation at 5°K on Organic Insulators for Superconducting Magnets," Proc. 8th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, Vol. III (1979), p. 1694.
3. Brown B.S., "Q Review of Radiation Effects in Superconducting Fusion Magnet Materials," J. Nucl. Mater. (to be published).
4. "ANISN-ORNL: Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," Oak Ridge National Laboratory, RSIC/CCC-254 (1973).
5. Roussin R.W., et al., "VITAMIN-C: The CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutronics Studies," ORNL/RSIC-37 (ENDF-296), Oak Ridge National Laboratory (1980).
6. Gohar Y. and Abdou M.A., "MACKLIB-IV: A Library of Nuclear Response Functions Generated with the MACK-IV Computer Program from ENDF/B-IV," Argonne National Laboratory, ANL/FPP/TM-106 (1978).
7. Garken D. (Compiler), "ENDF/B Summary Documentation," Brookhaven National Laboratory, BNL-17541 (1975).
8. Jung J., "Theory and Use of the Radioactivity Code RACC," Argonne National Laboratory, ANL/FPP/TM-122 (1979).
9. Jung J., "Multigroup Neutron Activation Cross Section Library RACXLIB and Decay Chain Data Library RACCDLIB for the Radioactivity Calculation Code RACC," Argonne National Laboratory, ANL/FPP Report (to be published).
10. Kobe Steel's Non-magnetic Steel Plate Nonmagne 30, No. A-78B20 (Kobe Steel, Ltd., Kakogawa Work, 1979).
11. Lederer C.M. and Shirley V. S., eds., Table of Isotopes, 7th ed. (John Wiley and Sons, Inc., New York, 1978).
12. Seel Compound Manual, Catalog C5702 (Park Seal Co., 1968).
13. Parkin D. M. and Sweeder A. R., "Neutron Irradiation of Nb₃Sn and

- NbTi Multifilamentary Composites," IEEE Transactions on Magnets, Vol. MAG-11, No. 2, 166 (1975).
- 14. U. S. National Regulatory Commission, "Standards for Protection Against Radiation," USNRC Rules and Regulations, Title 10, Chap. I, Part 20 (1975).
 - 15. Davis J. W., McDonnell Douglas Astronautics Company-St. Louis, Personal Communication (1980).
 - 16. Profio, A. E. Radiation Shielding and Dosimetry, A. Wiley, Interscience Publication (John Wiley & Sons, New York, 1979), pp. 414-418.
 - 17. Emmett M. B., "The MORSE Monte Carlo Radiation Transport Code System," Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4872 (1975).
 - 18. Rhoades W. A. and Mynatt F. R., "The DOT-III, Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-1880 (1973).
 - 19. Jung J. and Abdou M. A., "Radiation Shielding of Major Penetrations in Tokamak Reactors," Nucl. Technol. 41, 71 (1978).
 - 20. Clinard F. W., Jr., et al., "Neutron Irradiation Damage in Al_2O_3 and Y_2O_3 ," in Proc. of Intern. Conf. on Radiation Effects and Tritium Technology for Fusion Reactors, Vol. II (1976), p. II-498.
 - 21. Reed B. W., et al., "Preliminary Report on the Development of RF Auxiliary Heating Systems for TEPR-1," Princeton Plasma Physics Laboratory, PPPL-1410 (1977).
 - 22. Jones J. C., "Novel Electrical Insulator for an Ultrahigh Vacuum Line," Rev. Sci. Instrum. 46, 4 (1975).
 - 23. "Tokamak Fusion Test Reactor, Final Design Report," Princeton Plasma Physics Laboratory, PPPL-1475 (1978), p. 5-2.
 - 24. Frank A. M., "Remotely Operable Vacuum Seals," Proc. 7th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, 77CH1267-4NPS (IEEE, 1977).

Table 5.1 Toroidal Field Magnet, Inboard Shield, and Inner Blanket
Neutronic Parameters for STARFIRE Reference Design

Radius (cm)		Thickness (cm)	Mixture or Element per Zone
From	To		
236	243	7	Type 304 stainless steel
243	313	70	Low-field portion NbTi mixture ^a
313	366	53	High-field portion Nb ₃ Sn mixture ^a
366	373	7	Type 304 stainless steel
373	378	5	Thermal insulator
378	381	3	Fe-1422
381	383	2	Vacuum
383	385	2	Fe-1422
385	392.5	7.5	Boron carbide mixture ^a
392.5	400	7.5	Tungsten mixture ^a
400	407.5	7.5	Boron carbide mixture ^a
407.5	415	7.5	Tungsten mixture ^a
415	422.5	7.5	Tungsten mixture ^a
422.5	430	7.5	Boron carbide mixture ^a
430	437.5	7.5	Tungsten mixture ^a
437.5	445	7.5	Tungsten mixture ^a
445	447	2	Fe-1422
447	449	2	Vacuum
449	451	2	PCA steel
451	479	28	Tritium breeding
479	480	1	Second wall
480	485	5	Neutron multiplier
485	486	1	First wall

Table 5.2 Material Composition by Volume for Each Mixture
Used in STARFIRE Inboard Reference Design

Mixture	Composition by Volume Percent			Density Factor
Tungsten	80%	tungsten		0.95
	10%	Fe-1422		1.0
	10%	H ₂ O		1.0
Boron carbide	80%	B ₄ C		0.95
	10%	Fe-1422		1.0
	10%	H ₂ O		1.0
NbTi mixture	2%	superconductor NbTi		1.0
	32%	copper		1.0
	38%	Type 304 stainless steel structure		1.0
	24%	helium		1.0
	4%	insulator		1.0
Nb ₃ Sn mixture	4%	superconductor Nb ₃ Sn		1.0
	35%	copper		1.0
	30%	Type 304 stainless steel structure		1.0
	27%	helium		1.0
	6%	insulator		1.0

Table 5.3 Maximum Nuclear Heating Rates in the Inboard Section
of the Toroidal Field Coils (MW/m³)

Component	Neutron	Gamma	Total
Vacuum tank	6.50×10^{-6}	4.11×10^{-5}	4.76×10^{-5}
Helium tank	4.20×10^{-6}	2.76×10^{-5}	3.18×10^{-5}
Superconductor	2.20×10^{-6}	1.32×10^{-5}	1.54×10^{-5}

Table 5.4 Maximum Insulator Dose After 40 yr of Operation
at 0.75 Availability Factor (Gy)

Component	Neutron	Gamma	Total
Dielectric break (in the shield, 5 cm from the back)	6.24×10^7	1.17×10^7	7.41×10^7
Thermal insulator	2.10×10^7	0.29×10^7	2.39×10^7
Electrical insulator	1.06×10^7	0.16×10^7	1.22×10^7

Table 5.5 Maximum Irradiation Damage in the Copper Stabilizer

Maximum fast neutron fluence (E > 0.1 MeV) after 40-yr operation	$1.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$
Maximum radiation-induced resistivity after 10-yr operation	$1.44 \times 10^{-10} \Omega\text{-m}$
Maximum atomic displacement rate after 10-yr operation	$1.34 \times 10^{-4} \text{ dpa}$

Table 5.6 The Dimensions and Material Composition of the STARFIRE Outboard Blanket/Shield Design Used in the One-Dimensional Analysis

Component	Outer Radius (m)	Thickness (m)	Composition
1. Plasma	2.53	2.53	Vacuum
2. Scrape-off	2.73	0.20	Vacuum
3. First wall	2.74 (a)	0.01	50% PCA + 27% H ₂ O
4. Multiplier	2.79	0.05	100% Zr ₅ Pb ₃
5. Second wall	2.80	0.01	35% PCA + 17% H ₂ O
6. Blanket	3.26	0.46	6.55% PCA + 3.26% H ₂ O + 52.16% LiAlO ₂ (b) + 3.26% He
7. Reflector	3.41	0.15	5% PCA + 5% H ₂ O + 90% C
8. Blanket jacket	3.43	0.02	100% PCA
9. Coolant header	3.63	0.20	2.5% PCA + 18% H ₂ O
10. Plenum	4.13	0.50	Vacuum
11. Shield jacket	4.15	0.02	100% Fe-1422 (c)
12. HFS shield	4.65	0.50	5% Ti6Al4V + 65% TiH ₂ + 15% B ₄ C + 15% H ₂ O
13. MFS shield	5.05	0.40	70% Fe-1422 + 15% B ₄ C + 15% H ₂ O
14. LFS shield	5.33	0.28	100% Fe-1422 (anti-torque panel)
15. CO ₂	5.83	0.50	CO ₂
16. Magnet dewar	5.86	0.03	100% Fe-1422
17. Gap	5.91	0.05	Vacuum
18. Helium vessel	5.98	0.07	100% 304 SS
19. Magnet 1	6.51	0.53	4% Nb ₃ Sn + 35% Cu + 30% 304 SS + 4% insulator + 27% He
20. Magnet 2	6.86	0.35	2% NbTi + 32% Cu + 38% 304 SS + 4% insulator + 24% He

(a) Based on the first-wall area of 755.8 m² and the major radius of 7 m.

(b) 60% ⁶Li enrichment.

(c) Fe14Mn2Ni2Cr.

Table 5.7 Structural Material Composition

JAERI-M 82-216

Element	PCA Stainless Steel		Type 304 Stainless Steel		Fe14Mn2Ni2Cr		Ti6Al4V	
	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm
B	0.005	2.188(-5)			0.58	2.309(-3)	0.01	2.267(-5)
C	0.05	1.971(-4)	0.046	1.813(-4)	0.019	6.487(-5)	0.008	1.555(-5)
N	0.01	3.380(-5)	0.038	1.284(-4)			0.065	1.106(-4)
O							6.0	6.056(-3)
Al	0.03	5.264(-5)	0.47	7.921(-4)	0.23	3.916(-4)	0.01	9.695(-6)
Si	0.5	8.427(-4)	0.026	3.974(-5)	0.015	2.316(-5)		
P	0.01	1.528(-5)	0.012	1.772(-5)	0.002	2.983(-6)		
S	0.005	7.382(-6)	0.03	2.965(-5)			89.84	5.108(-2)
Ti	0.30	2.965(-4)					4.0	2.138(-3)
V	0.10	9.292(-5)						
Cr	14.0	1.274(-2)	17.7	1.611(-2)	2.01	1.848(-3)	0.01	5.236(-6)
Mn	2.0	1.723(-3)	1.17	1.008(-3)	14.0	1.219(-2)	0.0025	1.239(-6)
Fe	64.88	5.499(-2)	70.578	5.982(-2)	81.20	6.953(-2)	0.02	9.752(-6)
Co	0.03	2.410(-5)	0.10	8.032(-5)				
Ni	16.0	1.290(-2)	9.3	7.499(-3)	1.94	1.580(-3)	0.005	2.319(-6)
Cu	0.02	1.490(-5)	0.20	1.490(-4)			0.01	4.286(-6)
As	0.02	1.264(-5)						
Nb	0.03	1.529(-5)					0.005	1.419(-6)
Mo	2.0	9.868(-4)	0.33	1.628(-4)			0.01	2.294(-6)
Sn								
Ta	0.01	5.453(-10)						
Density (g/cc)		7.86		7.86		7.94	4.52	

Table 5.7 Structural Material Composition (Contd.)

Element	Type 316 Stainless Steel			Type CE Ferritic Stainless Steel			V15Cr5Ti1			Ti4Al2.5V8Sn0.5Si1 (Ti-4381)	
	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	wt-%	atom/b-cm	
C	0.058	2.286(-4)	0.080	3.089(-4)	0.02	6.118(-5)	0.01	2.267(-5)			
N	0.007	2.366(-5)			0.05	1.311(-4)	0.008	1.555(-5)			
O					0.05	1.148(-4)	0.065	1.106(-4)			
Al					0.004	5.447(-6)	4.0	4.038(-3)			
Si	0.460	7.752(-4)			0.03	3.924(-5)	0.5	4.848(-4)			
P	0.026	3.974(-5)			0.01	1.186(-5)					
S	0.011	1.624(-5)									
Ti	0.040	3.953(-5)	0.150	1.365(-4)	5.00	2.835(-3)	84.9	4.825(-2)			
V			9.000	8.025(-3)	79.794	5.754(-2)	2.5	1.336(-3)			
Cr	16.70	1.520(-2)			15.00	1.060(-2)	0.01	5.236(-6)			
Mn	1.430	1.232(-3)					0.0025	1.239(-6)			
Fe	64.44	5.462(-2)	89.17	7.405(-2)	0.01	6.578(-6)	0.02	9.752(-6)			
Co	0.030	2.410(-5)									
Ni	13.90	1.121(-2)			0.001	6.258(-7)	0.005	2.319(-6)			
Cu	0.060	4.470(-5)					0.01	4.286(-6)			
Ga					0.01	5.270(-6)					
Nb					0.0025	4.996(-7)					
Mo	2.840	1.401(-3)	1.000	4.834(-4)	0.008	3.164(-6)	0.005	1.419(-6)			
Sn							8.0	1.835(-3)			
Ta											
W											
Density (g/cc)	7.86	7.70			6.10		4.52				

Table 5.8 Maximum Radiation Response Rates^(a) in Outer TF Magnets

1. Neutron fluence, m ⁻²	1.2 × 10 ¹⁹
2. Photon fluence, m ⁻²	1.6 × 10 ¹⁸
3. Critical current density decrease in Nb ₃ Sn ^(b)	negligible
4. Resistivity increase in copper stabilizer, ^(c) Ω-m	3.8 × 10 ⁻¹³
5. Atomic displacement in copper stabilizer, dpa	2.2 × 10 ⁻⁷
6. Dose in insulator, Gy	
Neutron	5.3 × 10 ³
Photon	1.1 × 10 ³
Total	6.5 × 10 ³
7. Atomic displacement in Type 304 SS structure, dpa	1.4 × 10 ⁻⁷
8. Nuclear heating, MW/m ³	
Stabilizer	1.4 × 10 ⁻⁸
Superconductor	1.0 × 10 ⁻⁸
Structure	1.1 × 10 ⁻⁸
Insulator	9.6 × 10 ⁻⁹
9. Average heating in magnets, MW/m ³	9.1 × 10 ⁻⁹
10. Total nuclear heating in outer magnets, MW	1.2 × 10 ⁻⁶

(a) Based on:

Neutron wall load, MW/m²: 3.6
 Integral wall load, MW-yr/m²: 108
 Plant lifetime, yr: 40
 Plant availability: 0.75

(b) Based on Ref. 13.

(c) Based on $\rho_r = 3 \times 10^{-9} [1 - \exp(-563 \text{ dpa})] \cdot \Omega\text{-m}$ (Ref. 1).

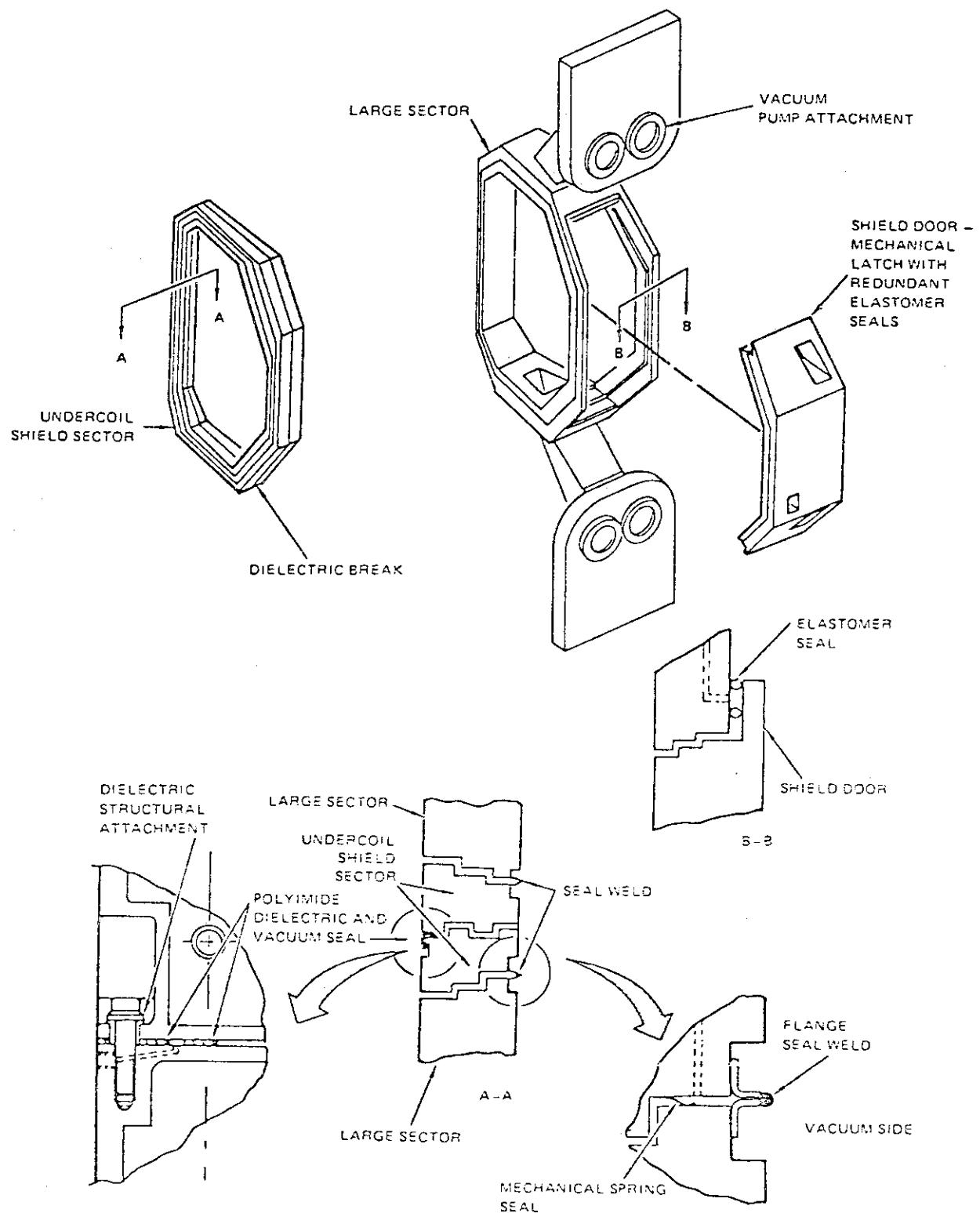


Fig.5.1 Configuration of the STARFIRE shield.

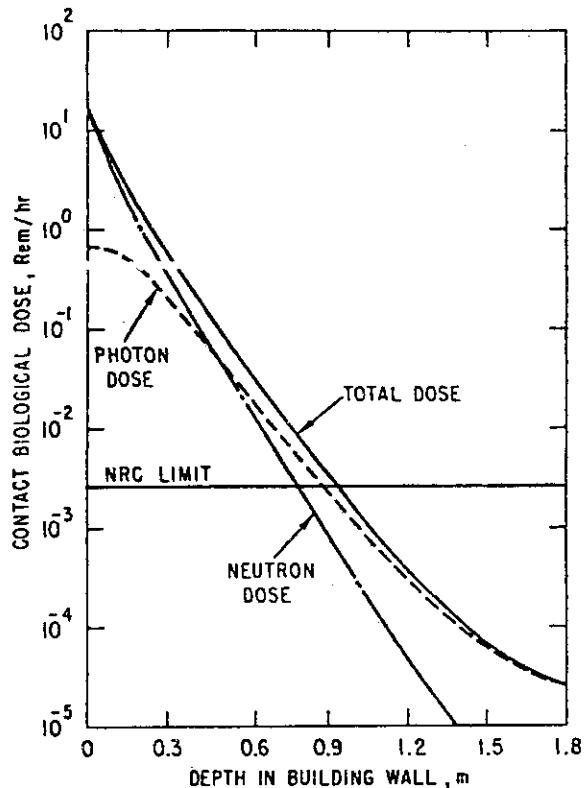


Fig.5.2 Biological dose versus reactor building wall thickness for the STARFIRE design.

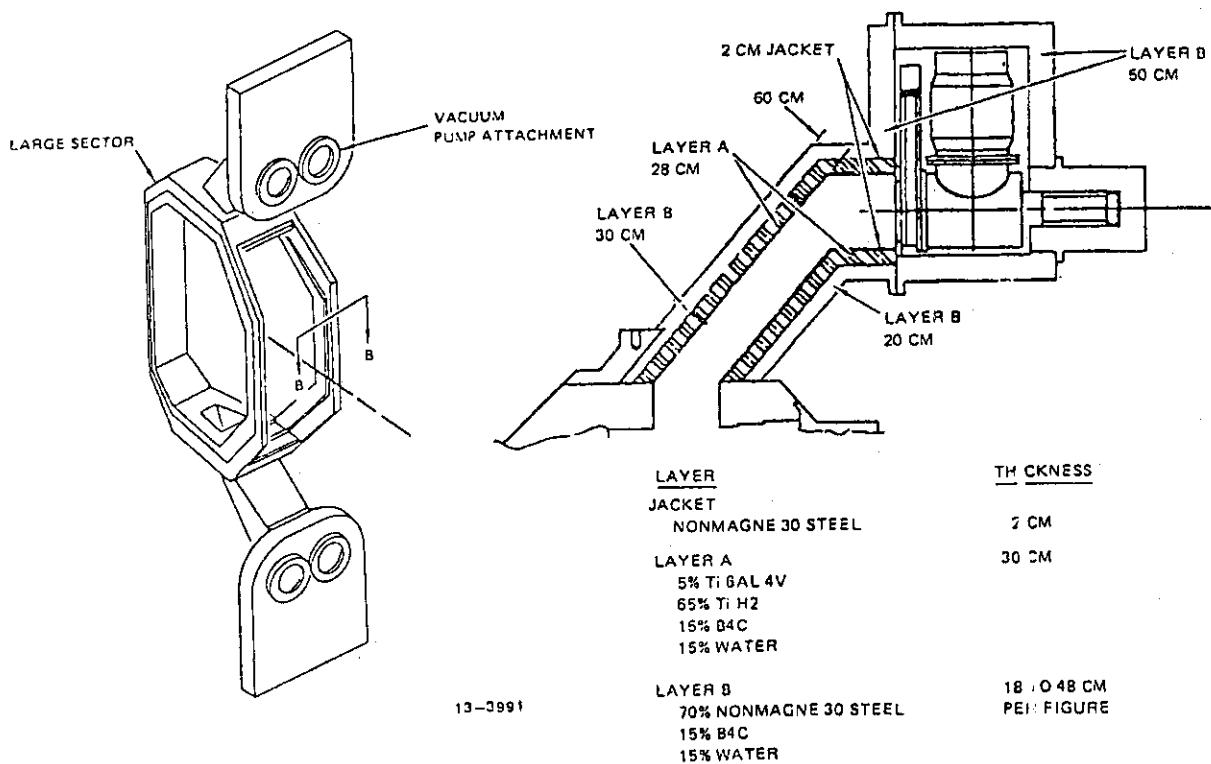


Fig.5.3 Vacuum duct composition

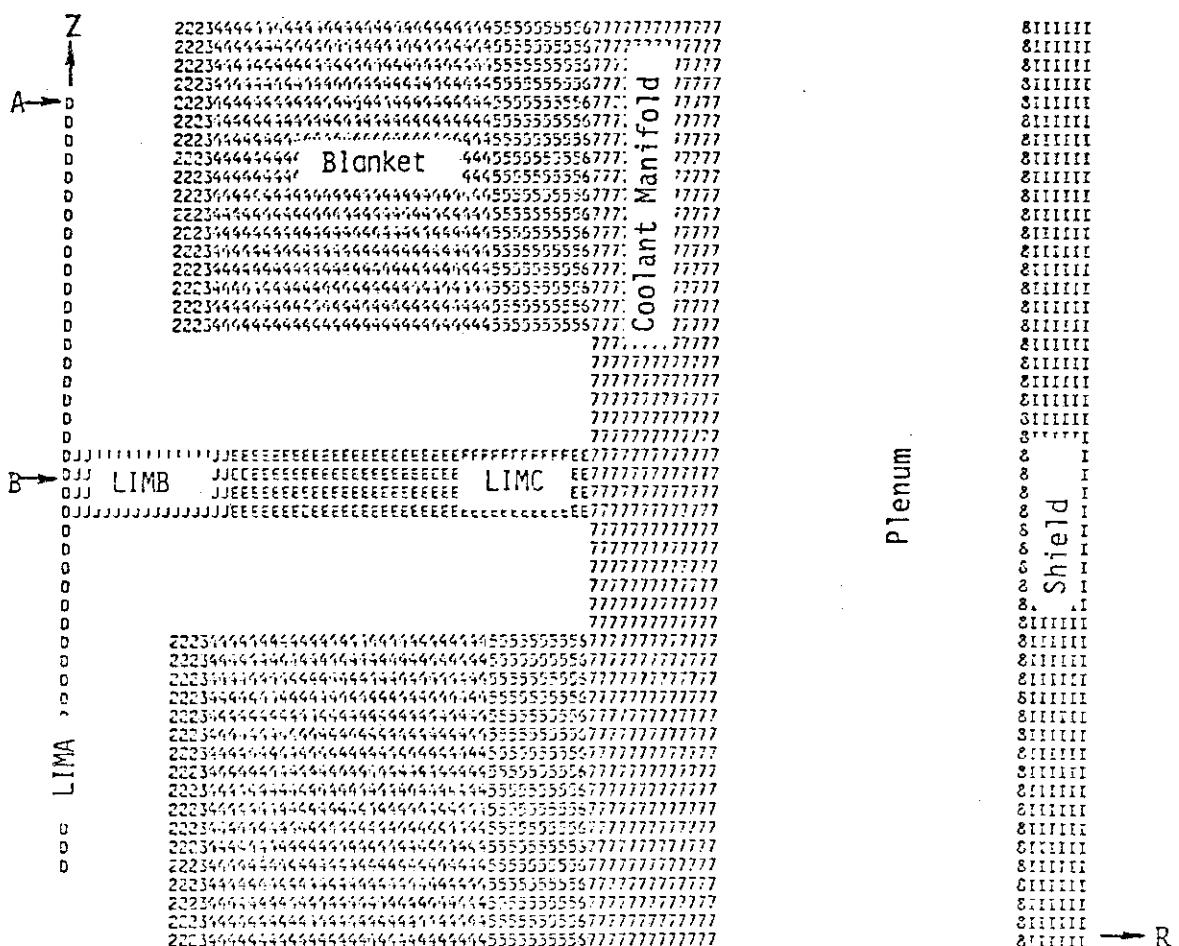
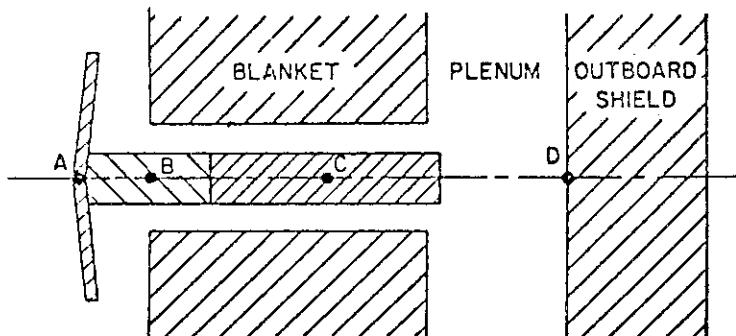


Fig.5.4 The limiter system model used in the analysis.

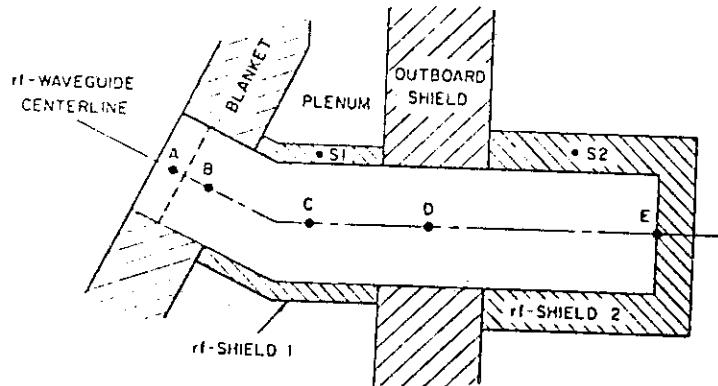


Fig.5.5 The rf system model used in the analysis.

6. INTOR (USA) の遮蔽設計

6.1 名称 INTOR (USA) Phase¹⁾

6.2 目的

INTOR の遮蔽は、 a) 炉のコンポーネントを放射線損傷から守ること、 b) 放射化レベルをおさえること、 c) 放射線被曝から作業者と公衆を守ること、 d) 炉の保守、修理を容易にするため二次ガンマ線の吸収を十分に行うこと、等の条件を満足するように設計された。INTORの遮蔽は、ブランケット、バルク遮蔽、透過遮蔽、コンポーネント遮蔽、および生体遮蔽を考える。

6.3 設計基準

TFコイル (Toroidal Field Coil)に対する設計基準は以下の通りである。

- (1) TFコイル中の最大核発熱は 5 KW
- (2) 寿命の終り ($6 \text{ MW} - \text{yr} / \text{m}^2$) で絶縁材中の最大許容線量は 10^{10} rad .
- (3) 寿命の終りで超伝導物質 (Nb_3Sn) 中の最大中性子フルーエンスは $10^{18} \text{ n} / \text{cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)
- (4) 寿命の終りで銅安定化材中の最大誘導抵抗は、 $5 \times 10^{-8} \Omega - \text{cm}$

6.4 内側遮蔽

INTORの遮蔽解析のための形状モデルを Fig. 6.1 に示す。内側ブランケットおよび遮蔽体には、SUS 316, 炭素鋼, Fe-1422, B₄C, H₂Oの5種類の遮蔽材が使用された。Table 6.1 に、これら遮蔽体として用いられた物質や合金の密度と組成を示す。Fe-1422は低ニッケル鋼で、2%のニッケル、2%のクロム、14%のマグネシウムを含む。Table 6.2 に遮蔽解析で用いたブランケットの仕様を示す。

6.4.1 均質化計算

内側ブランケット／遮蔽に対する有効半径方向厚さは 0.78 m であり、第1壁保護のための炭素鋼板の有効半径厚さは 0.73 m である。

一次元円筒モデル計算により最適均質構成を決定した。Table 6.3 に計算パラメータを示す。解析の結果、最小の核発熱は、80% Fe-1422, 10% B₄C, 10% H₂Oの体積比を持つ場合であることが分った。またTFコイル中の全核発熱は設計限度の 5 KW を下まわっている。最大中性子フルーエンスは Fe-1422 の割合が 7 ~ 80% の時に最小で $\sim 5 \times 10^{17} \text{ n} / \text{cm}^2$ となり、Nb₃Sn 超伝導コイル中の放射線損傷しきい値よりも下回る。ブランケット／遮蔽の組成が、80% Fe-1422, 10% B₄C, 10% H₂Oの場合に、銅安定化材中の誘導抵抗および dpa は

最大値を示し、それぞれ寿命の終りで $4.3 \times 10^{-8} \Omega \text{--cm}$, $3.4 \times 10^{-4} \text{dpa}$ である。また、同組成の場合に、最大線量は最小となり、熱絶縁体中で $2.8 \times 10^9 \text{ rad}$, 電気絶縁体中で $8.8 \times 10^8 \text{ rad}$ となる。

以上の結果から、80% Fe-1422, 10% B₄C, 10% H₂O の組成をもつ均質遮蔽材が、均質化計算からは最適であることが結論づけられた。

6.4.2 非均質計算

均質化解析にひきつづいて非均質配列の解析を行なった。Table 6.4 に B₄C と Fe-1422 混合物の組成を示し、Table 6.5 には解析に用いた 6 ケースの配列を示す。マグネット保温材 (dewar) 中の全核発熱は均質の場合より増大し、ガンマ線束は高くなる。6 MW-y r/m² 照射後の最大中性子フルーエンス、銅誘導抵抗および dpa はいずれも非均質化により低減する。(Table 6.6 を参照)。

6.4.3 参考設計

Table 6.7 に参考設計条件を示す。Table 6.8 は TF コイル内側部分の放射線レスポンスパラメータを示す。最大中性子フルーエンスは Nb₃Sn 超伝導コイルの放射線損傷しきい値よりも 2.5 倍小さい。又、銅安定化材中の最大誘導抵抗は $3.1 \times 10^{-8} \Omega \text{--cm}$, 热絶縁体中の最大線量は $1.6 \times 10^9 \text{ rad}$ となり、制限値を下回っている。超伝導コイル中の核発熱は最大 $9 \times 10^{-5} \text{ W/cm}^3$ であり、TF コイルの設計上特に問題はない。

6.5 外側遮蔽

外側遮蔽はコンポーネントの保護の他に、人の炉室への接近を保証しなければならない。そのためバルク遮蔽外側の建屋内の線量率は炉停止後 24 時間で 2.5 mrem/hr 以下におさえる必要がある。人が接近するための条件を満たすには、バルク及び透過遮蔽で中性子束を十分に減衰させると共に、外側コンポーネントの最外部領域での 2 次ガンマ線の発生を極力おさえる設計でなければならない。

6.5.1 均質化解析

外部遮蔽からの最小エネルギーリークは 80% Fe-1422, 10% B₄C, 10% H₂O の体系に対して得られ、この時中性子エネルギーリークは 0.18 eV/DTn である。

6.5.2 非均質解析

非均質解析のために、外部遮蔽は 11 の層に分割され、そのうちの 8 層は 9 cm 厚さの Fe-1422 混合物で、3 層は 5 cm 厚さの B₄C 混合物である。その他に 1.5 cm 厚さの銅ジャケットが 2 層ある。Table 6.9 にこれらの混合物の組成を与え、物質の配列を Table 6.10 に示す。Table 6.11 に非均質及び均質体系に対する外側遮蔽からのエネルギーリークを示す。Table 6.12 に最終的な外側遮蔽設計の寸法と組成を示す。

6.6 透過遮蔽

透過遮蔽解析は、NBI 及びダイバータ系について Monte Carlo コード MCNP³⁾ を用いて 3 次元解析が行なわれた。核データは ENDF/B-N を使用した。

6.6.1 形状モデル

Fig. 6.2 ~ 6.9 に、炉の各コンポーネントの 3 次元形状モデルを示す。Table 6.1 2 には炉パラメータを示す。さらに Table 6.1 3 と 6.1 4 にそれぞれブランケットとバルク遮蔽の大きさと物質組成を与える。Table 6.1 5 は、NB ドリフトチューブ、NB ボックス及びダイバータ系付近の遮蔽と組成を示す。建屋のライナーは 10 cm 厚の SUS である。

6.6.2 中性子源

中性子源分布は次式のように表わされる。

$$N(r, Z, E) = S(r, Z) \cdot N(E)$$

ここで、 $S(r, Z)$ は空間分布、

$N(E)$ はエネルギースペクトルである。

空間分布は出力密度を基準にしており、次のように定義される。

$$S(r, Z) \propto [1 - (r/r_m)^2]^{1/2}$$

ここで、 r と r_m は Fig. 6.1 0 に示すようにマグネット軸からの距離である。

$$Z = a_0 K \sin t$$

$$\rho = R_0 + a_0 \cos(t + 0.27 \sin t)$$

ここで、 (ρ, Z) はプラズマ境界上の点、

t は $0 \sim 180^\circ$ である。

a_0, K, R_0 はそれぞれ Table 6.1 6 を参照されたい。

1.4 MeV 中性子のエネルギースペクトルはガウス分布によって表わされる。

$$n(E) \propto \exp \left[- \left(\frac{E - b}{a} \right)^2 \right]$$

ここで、 $b = 1.4057 \text{ MeV}$ 、

$$a = 0.3359 \text{ MeV}$$

である。

6.6.3 核データおよび計算手法

核データはポイントワイズで、ENDF/B-N から取ったものを使用した。中性子は $2.2 \times 10^{-8} \sim 1.5 \text{ MeV}$ 、光子は $0.01 \sim 1.5 \text{ MeV}$ までの範囲を考慮した。

計算コードはモンテカルロコード MCNP で、分散低減法として、スプリッティング、ラシアン・ルーレット、およびウエイトカットオフ・ラシアン・ルーレットを採用した。計算機は CDC 7600 である。

6.6.4 結果と解析

中性子および2次ガンマ線のモンテカルロ計算では 10^5 個のD-T中性子を線源として発生させた。TFコイル中の熱発生は、設計基準の最大値5KWに対して、8.9KWであった。これは透過遮蔽厚を50cmにしたためで、これを15cmさらに厚くすると熱発生は~4KWとなる。中性粒子ドリフトチューブ及びNBボックス表面での核発熱はプラズマに面した表面で最大値を示す。NBボックス中の真空ポンプでは~3KW、ダイバータ中の真空ポンプでは長いL-形ダクト形状のために<1KWの核発熱である。また建屋ライナー中の全核発熱は最大出力密度 $6.5 \times 10^{-6} \text{ W/cm}^3$ に対して2.02kWである。三次元解析で得られた中性子束は中性粒子ドリフトチューブの形状近似の差で一次元計算値とくらべて $10^2 \sim 10^3$ 大きい。

6.7 照射線量

照射線量の解析は、第1ステップを1次元モデルで、第2ステップを3次元モデルで行なった。

6.7.1 外側バルク遮蔽の放射化

解析は ANIS N⁴⁾により無限円筒近似を用いて行なった。核データは RACCXLIB と RACCDILIB⁵⁾から引用したものを用い、放射化計算コード RACC⁶⁾を使って放射化量と崩壊ガンマ線の計算を行なった。

低ニッケルの Fe-1422 を用いると、炉停止後24時間での照射線量に最大の寄与をする⁵⁸Co ($T_{1/2} = 7.1 \text{ d}$)を十分に減少させることができる。この他⁶³Ni ($T_{1/2} = 100 \text{ yr}$) の生成量も減少する。一方、Fe-1422 はマンガンを多く含むため⁵⁶Mn ($T_{1/2} = 2.6 \text{ h}$)、⁵³Mn ($T_{1/2} = 3.7 \times 10^6 \text{ yr}$)、⁵⁴Mn ($T_{1/2} = 31.2 \text{ d}$) は増加するが、⁵⁶Mn は炉停止後24時間での寄与は大して重要でなく、⁵⁴Mn の長期間冷却後の寄与は⁵⁵Fe にくらべて大きくなかった。また⁵³Mn は生成量が非常に少ないので無視できる。

6.7.2 三次元解析

炉停止後24時間でバルク遮蔽の外部表面で線量率 $< 2.5 \text{ mrem/h}$ を正確に評価するために三次元解析を行なった。三次元解析結果にもとづいて RACC コード用のガンマ線源が決定され、この線源を用いてガンマ線輸送計算を行なった。計算の結果、TFコイル背後で最大線量率 6.8.3 rem/h を示した。この値は中性粒子ドリフトチューブ近傍での 4.3.6 rem/h よりも大きい。

建屋内の線量率を 2.5 mrem/h にするためには、一次元解析にもとづけばバルク遮蔽厚さを $90 \text{ cm} \rightarrow 105 \text{ cm}$ にしなければならない。一方、三次元解析によれば以下のような遮蔽厚さが必要であることが分った。

- a) 中性粒子ドリフトチューブの厚さを 100 cm
- b) ドリフトチューブに面したNBボックス表面を 75 cm 厚
- c) 他のNBシステムとダイバータダクト部分をすべて 50 cm 厚とする。

6.8 特記事項

(1) 内側および外側遮蔽

均質化解析の結果、80% Fe-1422, 10% B₄C, 10% H₂Oが最適であった。

(2) 炉建屋内の線量率は現在の設計では2.5 mrem/hを超えていた。三次元モンテカルロ解析によれば次のような遮蔽厚が必要である。

(a) 中性子ドリフトチューブの厚さを100 cmにする。

(b) ドリフトチューブに面したNBIボックスの表面を75 cm厚にする。

(c) 他のNBシステムとダイバータダクト部を全て50 cm厚にする。

また、一次元計算によれば、

(d) バルク遮蔽の厚さを90 cmから105 cmに増加する。

以上のように結論づけられているが、この厚さについては当初の設計厚からそれぞれ解析した結果に基いて、推定したに留まっている。

(3) 外側遮蔽では0.7 MeV以上の中性子エネルギーの漏洩が重要で、これは炉停止後24時間の照射線量の90%以上を占める。核種は⁵⁸Coが大半で、50%以上を占める。

参考文献（第6章）

- (1) "INTOR Design Specifications for Use in Preconceptual Design Phase 1" (October 1980, January 1981).
- (2) "Kobe Steel's Non-magnetic Steel Plate: NONMAGNE 30," Kobe Steel, Ltd., Japan, No. A-78B20 (1979).
- (3) LASL Group X-6, "MCNP-A general Monte Carlo code for neutron and photon transport," Los Alamos National Laboratory, LA-7396-M (November 1979-Rev.).
- (4) Engle, W. W., Jr., "A user's manual for ANISN," Oak Ridge National Laboratory Gaseous Diffusion Plant, K-1693 (1967).
- (5) Jung, J., "Multigroup neutron activation cross section library RACCXLIB and decay data library, RACCDLIB for the radioactivity calculation code, RACC," to be issued (1981).
- (6) Jung, J., "Theory and use of the radioactivity code, RACC," Argonne National Laboratory, ANL/FPP/TM-122 (1979).

Table 6.1 DENSITY OF THE DIFFERENT MATERIALS USED IN INTOR DESIGN FOR SHIELDING ANALYSIS

Material	Density (gm/cm ³)	Atomic density (atom/cm ³ × 10 ⁻²⁴)	
Carbon	1.6	C	8.023-2 ^a
Type 316 stainless steel	7.86	C	2.286-4
		N	2.366-5
		Si	7.752-4
		P	3.974-5
		S	1.624-5
		Ti	3.953-5
		Cr	1.520-2
		Mn	1.232-3
		Fe	5.462-2
		Co	2.410-5
		Ni	1.121-2
		Cu	4.470-5
		Mo	1.401-3
Lead	11.34	Pb	3.348-2
Li ₄ SiO ₄	2.393	Li	4.810-2
		Si	1.203-2
		O	4.810-2
H ₂ O	1.0	H	6.700-2
		O	3.350-2
B ₄ C	2.52	B	1.098-1
		C	2.745-2
Borated water (H ₃ BO ₃)	1.05	H	6.846-2
		O	3.496-2
		B	4.850-4
Fe-1422	7.94	C	2.309-3
		N	6.487-5
		Si	3.916-4
		P	2.316-5
		S	2.983-6
		Cr	1.848-3
		Mn	1.219-2
		Fe	6.953-2
		Ni	1.580-3
Epoxy (C ₁₀ H ₁₃ O ₂)	1.147	H	4.745-2
		C	3.650-2
		O	7.300-3
Nb ₃ Sn	9	Nb	4.093-2
		Sn	1.364-2
Cu	8.96	Cu	8.493-2

^a8.023-2 = 0.08023

Table 6.2 BREEDING BLANKET PARAMETERS USED IN THE ONE-DIMENSIONAL BULK SHIELDING ANALYSIS FOR THE INTOR DESIGN

Zone description	Zone thickness (cm)	Zone composition and volume percent	
First wall armor	1	100	Type 316 SS
First wall	1	50	Type 316 SS
		50	Water (H_2O)
Neutron multiplier	7.5	100	Pb
Second wall	1	50	Type 316 SS
		50	Water (H_2O)
Tritium breeder	39.5	45	Li_4SiO_4
		10	Type 316 SS
		10	Water (H_2O)
		35	He purge stream

Table 6.3 DIMENSIONS AND MATERIAL COMPOSITION OF THE INTOR INBOARD BLANKET, SHIELD, AND TF COILS USED IN THE ONE-DIMENSIONAL HOMOGENEOUS MODEL

Component	Major radius (cm)		Density factor	Composition volume percentage
	From	To		
TF case	190	200	1	100% Type 316 SS
TF superconductor	200	270	1	2.6% Nb_3Sn
			1	24% Cu
			1	37.7% Type 316 SS
			1	28.5% He
			1	7.2% epoxy
TF case	270	280	1	100% Type 316 SS
Thermal insulator	280	290	0.01	100% epoxy
TF dewar	290	295	1	100% Type 316 SS
Vacuum gap	295	299	0	Vacuum
Shield	299	374	1 0.90 1	x% Fe-1422 y% B_4C (100-x-y)% H_2O
First wall	374	375	1	50% Type 316 SS 50% H_2O
First wall armor	375	390	1	100% C

Table 6.4 MATERIAL COMPOSITION BY VOLUME FOR EACH MIXTURE
USED IN THE INTOR INBOARD BLANKET/SHIELD DESIGN

Mixture	Composition by volume percent			Density factor
Boron carbide	72%	B ₄ C	0.9	
	18%	Fe-1422	1.0	
	10%	H ₂ O	1.0	
Steel	90%	Fe-1422	1.0	
	10%	H ₂ O	1.0	
Superconductor	2.6%	Nb ₃ Sn	1.0	
	24.0%	Cu	1.0	
	37.7%	Type 316 stainless steel	1.0	
	28.5%	liquid helium	1.0	
	7.2%	epoxy insulator	1.0	

Table 6.5 MATERIAL ARRANGEMENT FOR THE INBOARD HETEROGENEOUS ANALYSIS

Case	Material arrangement					
I	Magnet	B ₄ C	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422
II	Magnet	B ₄ C	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422
III	Magnet	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422
IV	Magnet	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422
V	Magnet	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422
VI	Magnet	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C
					Fe-1422	Fe-1422

Table 6.6 THE MAXIMUM VALUES FOR THE NEUTRON FLUENCE IN SUPERCONDUCTOR, COPPER-INDUCED RESISTIVITY, AND ATOMIC DISPLACEMENT IN COPPER AFTER 6 MW-yr/m² NEUTRON EXPOSURE FOR DIFFERENT MATERIAL ARRANGEMENTS

Case	Neutron fluence E > 0.1 MW (n/cm ²)	Induced resistivity (ohm-cm)	DPA
I	3.88×10^{17}	3.14×10^{-8}	2.54×10^4
II	4.15×10^{17}	3.57×10^{-8}	2.69×10^4
III	4.45×10^{17}	3.77×10^{-8}	2.86×10^4
IV	4.73×10^{17}	4.00×10^{-8}	3.01×10^4
V	5.36×10^{17}	4.26×10^{-8}	3.36×10^4
VI	3.98×10^{17}	3.29×10^{-8}	2.71×10^4
Homogeneous	5.41×10^{17}	4.29×10^{-8}	3.39×10^4

Table 6.7 INBOARD BLANKET AND SHIELD DESIGN

Zone description	Zone thickness (cm)	Zone composition percentage by volume
First wall armor ^a	5 (1.5)	100% C (% Type 316 SS)
First wall	1	50% Type 316 SS 50% H ₂ O
Blanket and shield(A)	12.5	90% Type 316 SS 10% H ₂ O
Jacket	1.5	100% Type 316 SS
Vacuum gap	3	Vacuum
Jacket	1.5	100% Fe-1422
Blanket and shield(B)	45	90% Fe-1422 10% H ₂ O
Blanket and shield(C)	10	72% B ₄ C (0.9 D.F.) 18% Fe-1422
Jacket	1.5	100% Fe-1422

^aCarbon is used only in the backup design.

Table 6.8 RADIATION RESPONSE PARAMETERS IN THE INBOARD PORTION
OF THE TOROIDAL FIELD COILS BASED ON 1.3 MW/m^2 NEUTRON WALL LOADING
AND 6 MW-yr/m^2 NEUTRON EXPOSURE

Maximum neutron fluence in the superconductor, $E > 0.1 \text{ MW}$ (n/cm^2)	3.88×10^{17}
Maximum induced resistivity in the copper stabilizer ($\Omega\text{-cm}$)	3.1×10^{-8}
Maximum atomic displacement in the copper stabilizer (dPa)	2.54×10^{-4}
Maximum nuclear heating in the superconductor (W/cm^3)	
Neutron	0.92×10^{-5}
Gamma	8.24×10^{-5}
Total	9.16×10^{-5}
Nuclear heating in the superconductor and the TF case (W/cm)	
Neutron	0.35
Gamma	6.86
Total	7.21
Nuclear heating in the superconductor, TF case, and dewar (W/cm)	
Neutron	0.62
Gamma	16.10
Total	16.72
Dose in the thermal insulator (rads)	
Neutron	1.6×10^9
Gamma	0.9×10^9
Total	2.5×10^9
Dose in the electrical insulator (rads)	
Neutron	5.1×10^8
Gamma	1.7×10^8
Total	6.8×10^8

Table 6.9 MATERIAL COMPOSITION BY VOLUME FOR EACH MIXTURE
USED IN THE HETEROGENEOUS ANALYSIS FOR THE OUTBOARD SHIELD

Mixture	Composition by volume percent	Density factor
Boron carbide	40% B ₄ C	0.9
	20% Fe-1422	1.0
	40% H ₂ O	1.0
Steel	90% Fe-1422	1.0
	10% H ₂ O	1.0

Table 6.10 MATERIAL ARRANGEMENT USED IN THE HETEROGENEOUS ANALYSIS FOR THE OUTBOARD SHIELD

Case	Material arrangement						
I	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C
II	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422
III	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C
IV	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422
V	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422
VI	Blanket	Fe-1422	Fe-1422	Fe-1422	B ₄ C	Fe-1422	Fe-1422

Table 6.11 LEAKAGE PARAMETERS FROM THE OUTBOARD SHIELD FOR DIFFERENT MATERIAL ARRANGEMENTS

Case	Energy leakage (eV/DTn)			n leakage n/DTn	Gamma leakage photon/DTn
	Neutron	Gamma	Total		
I	0.15	0.91	1.06	1.03-7 ^a	4.27-7
II	0.16	0.39	0.55	1.45-7	2.02-7
III	0.17	0.48	0.65	1.71-8	2.43-7
IV	0.17	0.42	0.59	1.52-7	2.16-7
V	0.16	0.40	0.56	1.35-7	2.04-7
VI	0.17	0.44	0.61	1.64-7	2.29-7
Homogeneous	0.18	0.17	0.35	1.94-7	9.61-8
Final design	2.07	0.15	1.92	1.08-7	6.57-7

^a $1.03-7 = 1.03 \times 10^{-7}$

Table 6.12 OUTBOARD SHIELD DESIGN

Zone description	Zone thickness (cm)	Zone composition percentage by volume
Shield jacket	1.5	100% Fe-1422
Fe-1422 shield	68	99% Fe-1422 1% H ₂ O
B ₄ C shield	15	65% H ₂ O 10% Fe-1422 22.5% B ₄ C 2.5% void
Shield jacket	1.5	100% Fe-1422
Pb-shield	4	100% Pb

Table 6.13 THE REACTOR PARAMETERS USED IN THE THREE-DIMENSIONAL SHIELDING ANALYSIS FOR THE INTOR DESIGN

Reactor chamber	
Chamber major radius (m)	5.2
Plasma major radius, R_0 (m)	5.3
Plasma chamber radius (m)	1.4
Plasma radius, a_0 (m)	1.2
Plasma elongation, κ	1.6
Toroidal field coils	
Number	12
Conductor material	Nb ₃ Sn
Stabilizer material	Cu
Structural material	Type 316 SS
Neutral beam injectors	
Number	6
Port size (m × m)	1.2 × 1.0
Divertor system	
Single null poloidal divertor, with chamber at the bottom	
No. of divertor ducts	12
Divertor duct dimension (m × m)	0.5 × 1.3
Power	
Average neutron wall loading (MW/m ²)	1.3
Fusion neutron power (MW)	494

Table 6.14 INBOARD BLANKET AND SHIELD PARAMETERS USED IN THE THREE-DIMENSIONAL SHIELDING ANALYSIS FOR THE INTOR DESIGN

Zone description	Zone thickness (cm)	Zone composition percentage by volume	
First wall armor	5	100%	Carbon
First wall	1	70%	Type 316 SS
		30%	H ₂ O
Blanket material	12.5	90%	Fe-1422 alloy
		10%	H ₂ O
Blanket jacket	1.5	100%	Type 316 SS
Vacuum	3		Void
Shield jacket	1.5	100%	Type 316 SS
Fe shield	45	90%	Fe-1422
		10%	H ₂ O
B ₄ C shield	10	18%	Fe-1422
		10%	H ₂ O
		64.3%	B ₄ C
		7.2%	Void
Shield jacket	1.5	100%	Type 316 SS

Table 6.15 OUTBOARD BLANKET (TRITIUM BREEDING BLANKET) AND SHIELD PARAMETERS USED IN THE THREE-DIMENSIONAL SHIELDING ANALYSIS FOR THE INTOR DESIGN

Zone description	Zone thickness (cm)	Zone composition percentage by volume	
First wall armor	1	100%	Type 316 SS
First wall	1	70% 30%	Type 316 SS H_2O
Neutron multiplier	5	100%	Pb
Second wall	1	50% 50%	Type 316 SS H_2O
Tritium breeder	40.5	10% 20% 42% 28%	Type 316 SS H_2O Li_4SiO_4 He
Blanket jacket	1.5	100%	Type 316 SS
Vacuum	3		Void
Shield jacket	1.5	100%	Type 316 SS
Fe shield	63	90% 10%	Fe-1422 alloy H_2O
Boron shield	20	20% 40% 36% 4%	Fe-1422 alloy H_2O B_4C Void
Pb shield	4	100%	Pb
Shield jacket	1.5	100%	Type 316 SS

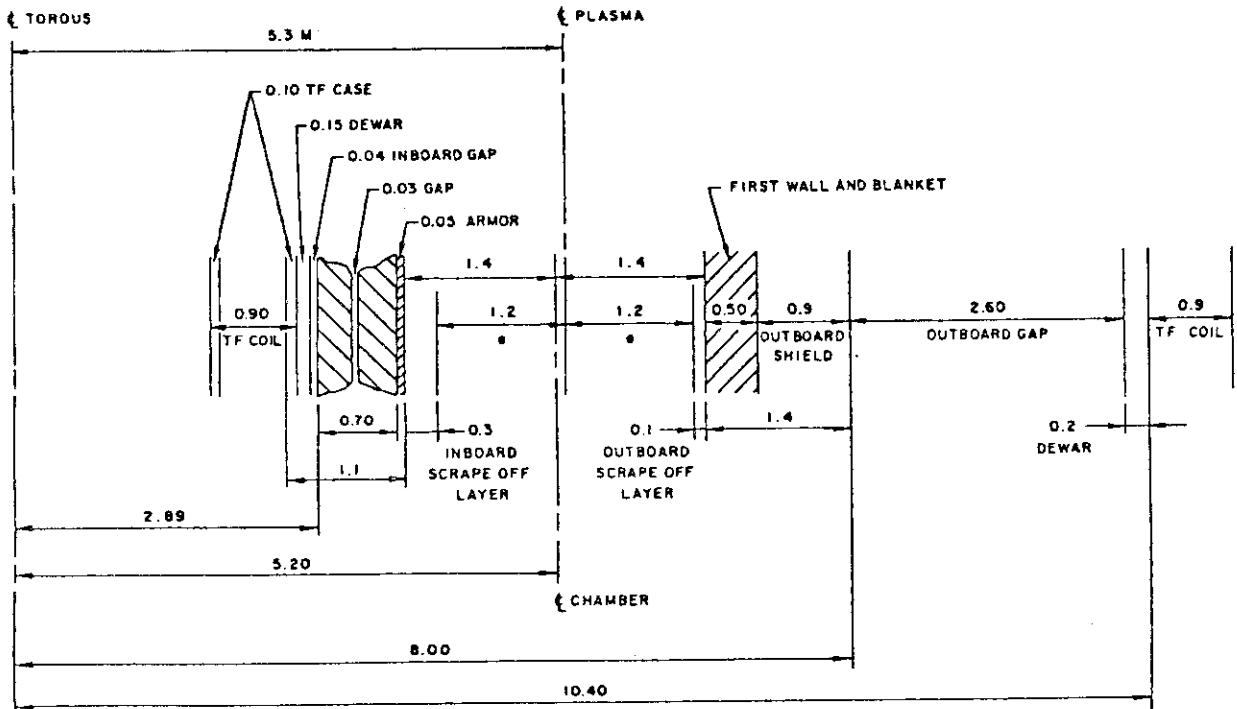


Fig.6.1 Midplane INTOR geometry for shielding analysis.

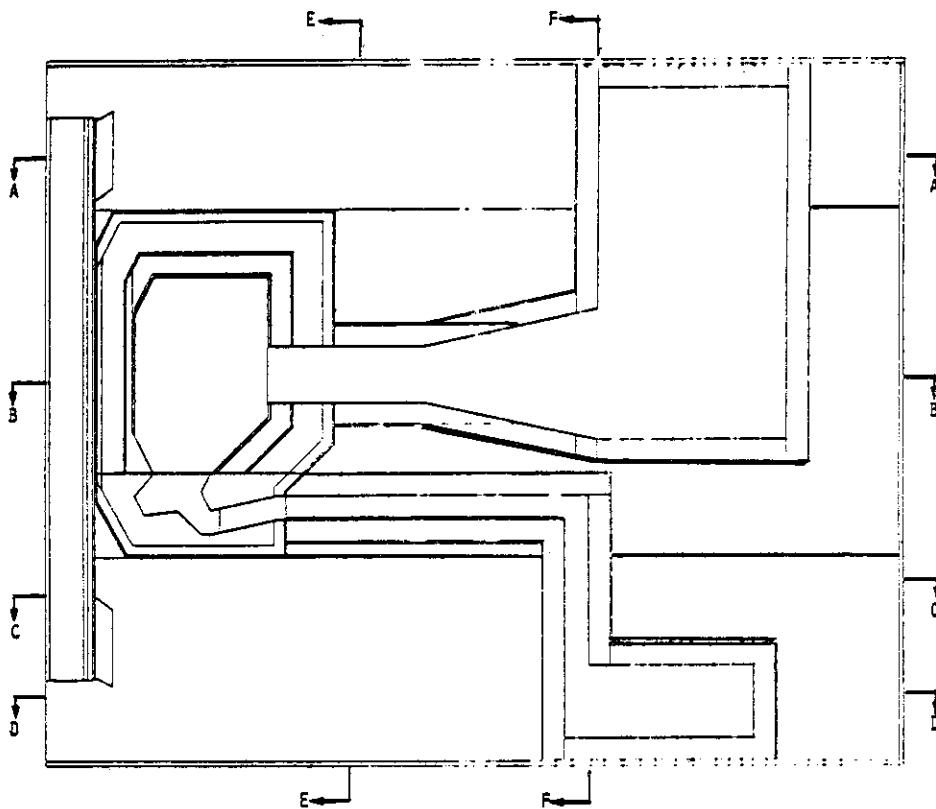


Fig.6.2 Vertical cross section of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis between two toroidal field coils showing the blanket, shield, neutral beam, and divertor.

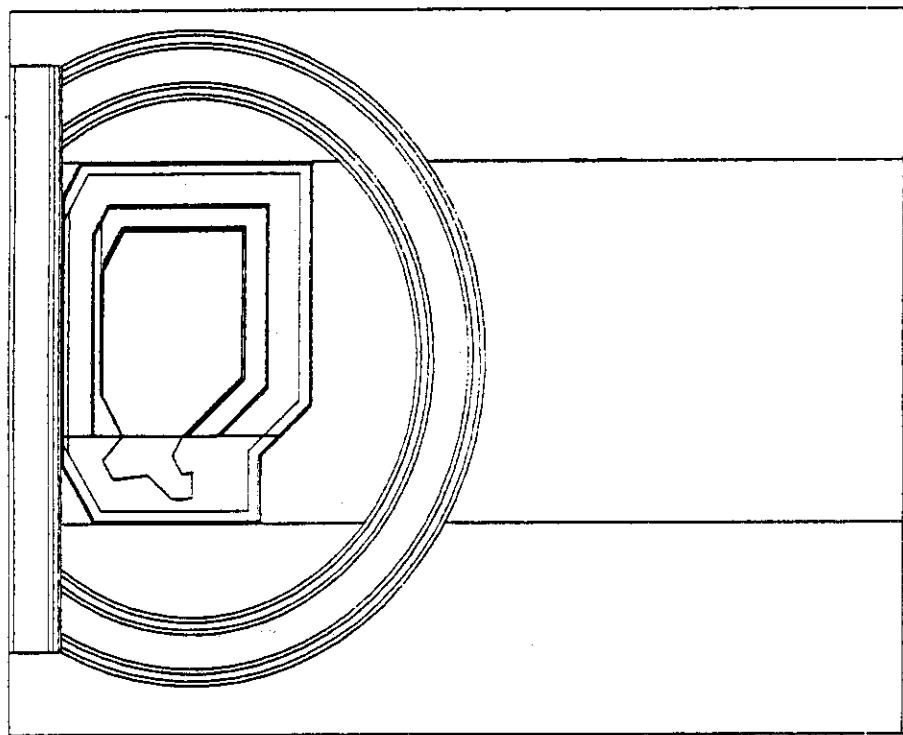


Fig.6.3 Vertical cross section of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis showing the blanket, bulk shield, and one toroidal field coil.

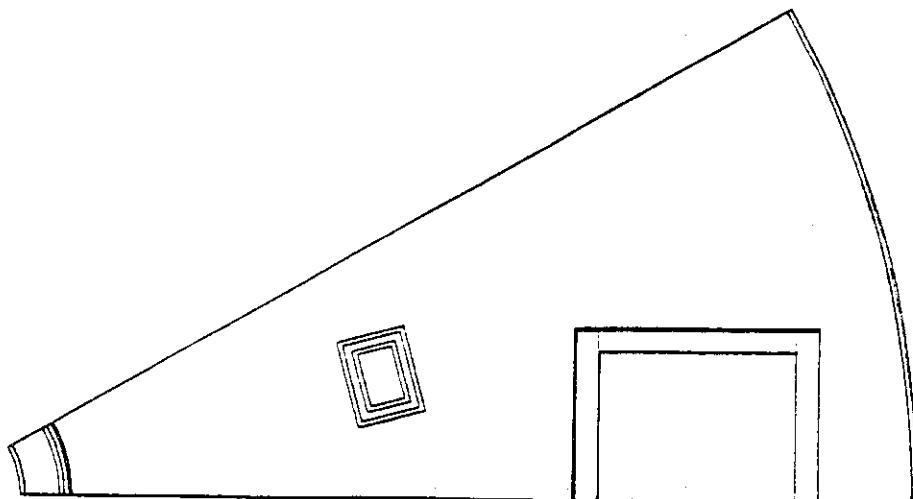


Fig.6.4 Section A-A of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

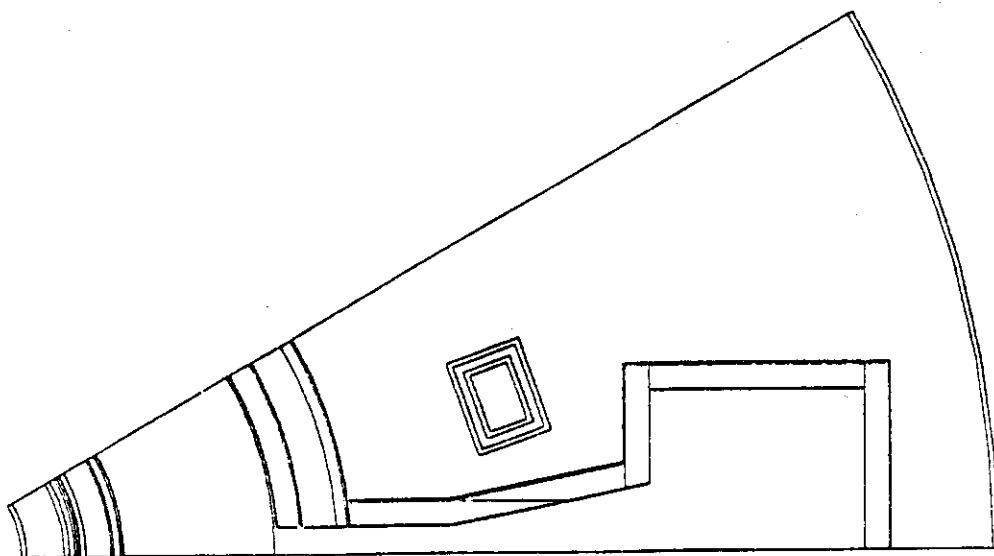


Fig.6.5 Section B-B of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

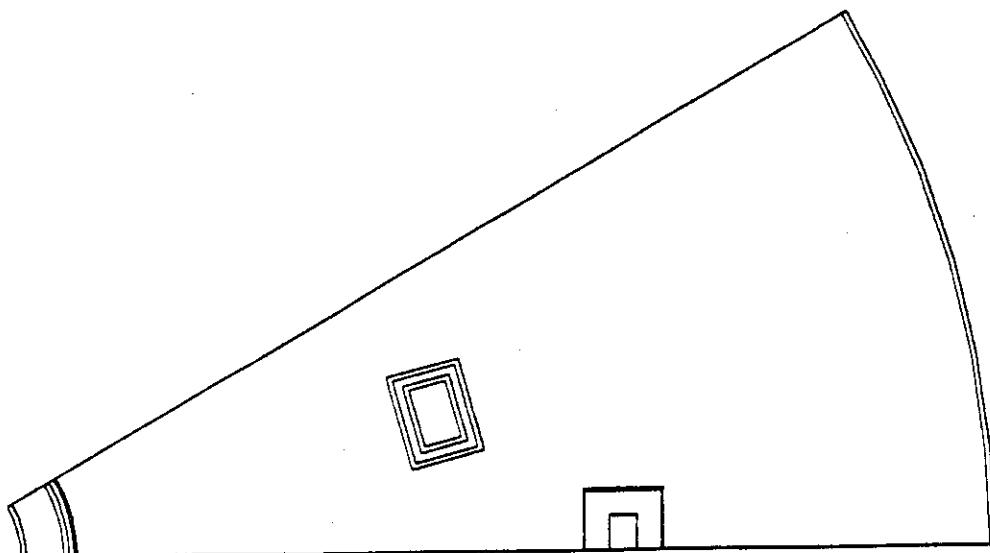


Fig.6.6 Section C-C of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

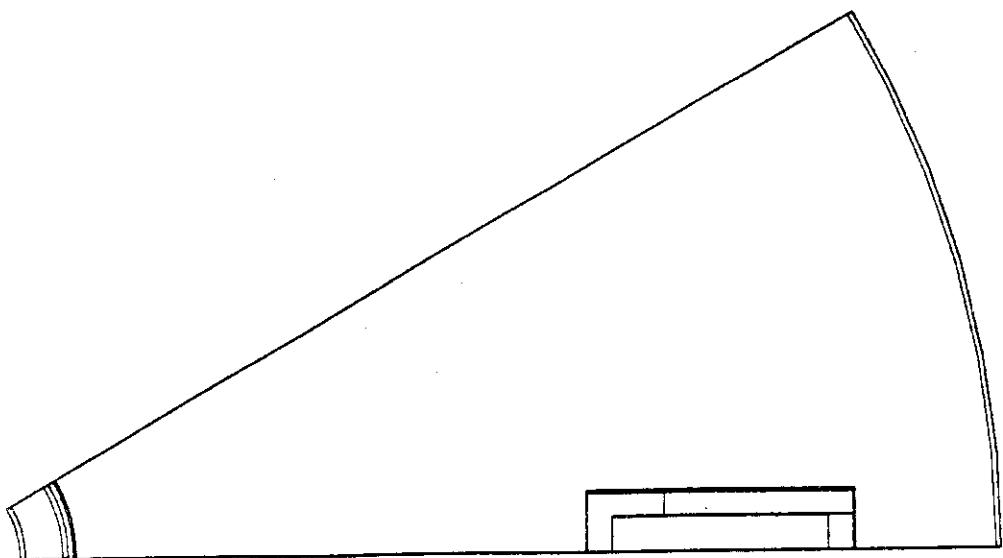


Fig.6.7 Section D-D of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

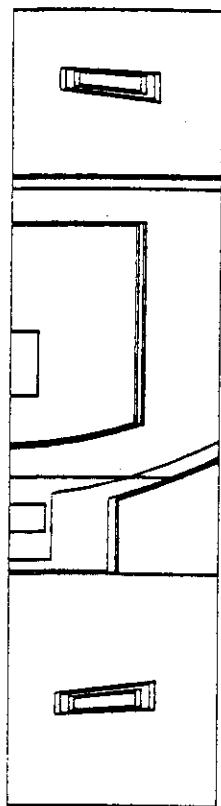


Fig.6.8 Section E-E of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

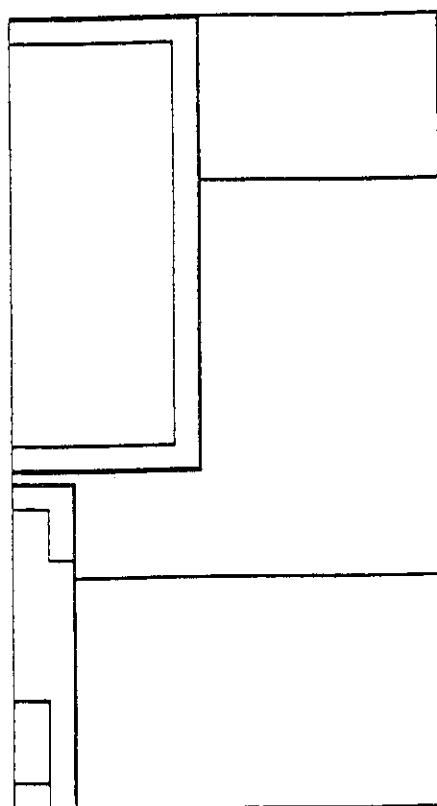


Fig.6.9 Section F-F of the three-dimensional geometrical model used for the shielding analysis.

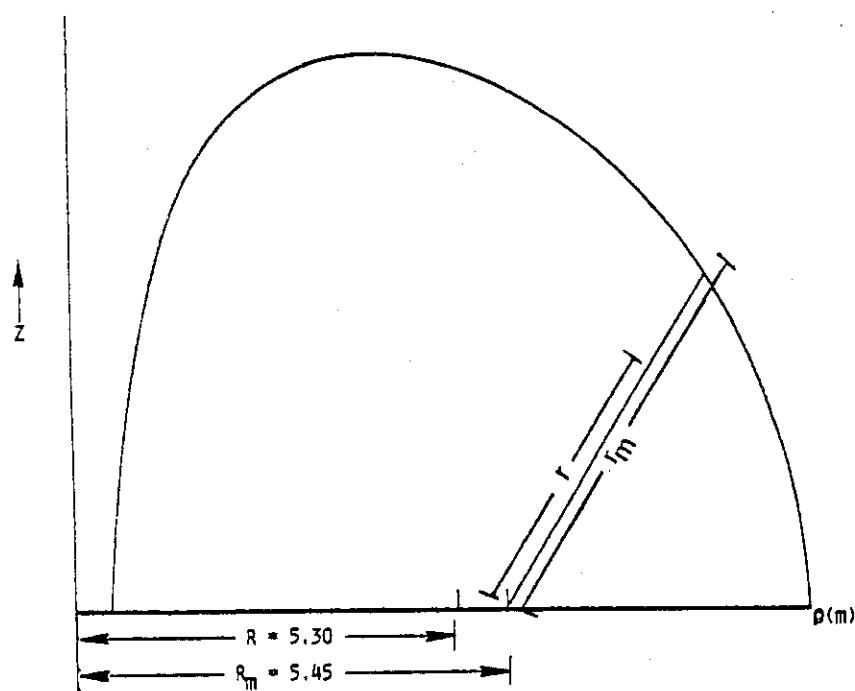


Fig.6.10 Plasma boundary.

7. あとがき

日本原子力学会・「速中性子遮蔽」研究専門委員会の中に設置された核融合炉遮蔽ワーキンググループにおいて、合計20余篇の核融合炉の設計研究に関連した論文及び資料の調査を行い、その中から最終的に、現時点の核融合炉遮蔽設計を代表していると考えられる5種類の核融合炉及び核融合実験装置の概念設計書、遮蔽計算資料を選定し、遮蔽解析法の観点からそれらの詳細な検討を行った。本報告書はその検討結果を資料としてまとめたものであるが、これらの設計データから分るように、核融合炉の遮蔽設計は1次元から3次元まで精粗まちまちな形状のモデル化にもとづいて行なわれているのが現状である。すなわち、現在は各機関がそれぞれ独自の方法で設計計算手法の評価を行なながら設計精度の向上をはかっている段階であると考えられる。これらの評価結果の反映が本報告書で採用した諸設計資料であることから、今後の核融合炉遮蔽の研究課題を探る上で、本報告書が有用な情報を提供するものであることが期待される。

本報告書では考慮すべき設計例として5種類をとり上げたが、これらの他にも考慮すべき重要な設計例を見落している心配がある。それらの事例については今後のワーキンググループ内での検討の過程で適宜補強していく予定である。

謝 辞

ワーキンググループで検討を行った文献の多くを提供していただいた、炉設計研究室の関泰氏に感謝いたします。

7. あとがき

日本原子力学会・「速中性子遮蔽」研究専門委員会の中に設置された核融合炉遮蔽ワーキンググループにおいて、合計20余篇の核融合炉の設計研究に関連した論文及び資料の調査を行い、その中から最終的に、現時点の核融合炉遮蔽設計を代表していると考えられる5種類の核融合炉及び核融合実験装置の概念設計書、遮蔽計算資料を選定し、遮蔽解析法の観点からそれらの詳細な検討を行った。本報告書はその検討結果を資料としてまとめたものであるが、これらの設計データから分るように、核融合炉の遮蔽設計は1次元から3次元まで精粗まちまちな形状のモデル化にもとづいて行なわれているのが現状である。すなわち、現在は各機関がそれぞれ独自の方法で設計計算手法の評価を行いながら設計精度の向上をはかっている段階であると考えられる。これらの評価結果の反映が本報告書で採用した諸設計資料であることから、今後の核融合炉遮蔽の研究課題を探る上で、本報告書が有用な情報を提供するものであることが期待される。

本報告書では考慮すべき設計例として5種類をとり上げたが、これらの他にも考慮すべき重要な設計例を見落している心配がある。それらの事例については今後のワーキンググループ内での検討の過程で適宜補強していく予定である。

謝 辞

ワーキンググループで検討を行った文献の多くを提供していただいた、炉設計研究室の関泰氏に感謝いたします。