

JAERI-M

6046

超電導コイルの遮蔽設計の検討(I)

(第1次検討)

1975年3月

関 泰

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JAERI-M 6046

超電導コイルの遮蔽設計の検討 (I)
(第1次検討)

日本原子力研究所東海研究所核融合研究室

関 泰

(1 9 7 5 年 2 月 受 理)

原研の核融合動力炉の第2次試設計において超電導コイルの放射線に対する遮蔽設計が設定基準を十分に満たすことを確かめた。そして今後の遮蔽設計の課題と最適設計の方向を明らかにした。

JAERI-M 6046

Evaluation of Shielding Design of Super
Conducting Magnet (I)

Yasushi SEKI

Thermonuclear Fusion Laboratory, Tokai, JAERI

(Received February 10, 1975)

Shielding design of the super conducting magnet used in the fusion reactor in JAERI has been evaluated. The shield satisfies the design criteria. Future subjects in the shield design and the direction for shield optimization are also shown.

目 次

1. 序言	1
2. 遮蔽設計基準	1
3. 第2次試設計遮蔽設計	2
4. 遮蔽計算	7
4.1 計算モデル	7
4.2 計算方法	8
5. 結果と検討	13
6. 結言	22
謝辞	22
参考文献	22

1. 序 言

現在考えられている核融合炉においては融合反応の結果高エネルギーの中性子が放出されるので、炉の構成機器および人体を保護するために放射線遮蔽は不可欠である。特にプラズマを磁場で閉じ込めるために許容放射線量が低い超電導コイルを使用する場合には遮蔽設計が重要となる。ここでは原研の核融合動力炉の第2次試設計⁽¹⁾における超電導コイルの遮蔽に関する検討結果を報告する。

トカマク炉のトロイダル磁場コイルは超電導でなくては経済的に成立しにくいとされている。たとえ超電導にしてもプラントの主要機器の中で最大のコストを占めることが予想されているので⁽²⁾コイルの寸法はできるだけ小さくすることが望ましい。そのために遮蔽層の厚さは薄い方がよい。他方プラズマのすぐ外側には、プラズマから放出された中性子のエネルギーの大部分を熱に変換すると同時にトリチウムを増殖する目的でブランケットと称する領域が設けられる。このブランケットと遮蔽層とが超電導コイルの遮蔽を行うので、遮蔽設計の観点からは両者を切り離して考えることはできない。

また超電導体を極低温に維持するために冷凍を行うが、温度1億度以上のプラズマから数メートルの地点で極低温を実現するには高性能の熱絶縁材により熱伝導を減らすと同時に超電導コイル中の放射線発熱を極力低くする必要がある。冷凍に費やされる電力は1KWの発熱量に対して約1MWe必要であると概算されている。

以上に述べたことから融合炉の遮蔽設計ではブランケットと遮蔽層の両者に対して、超電導コイルの許容照射線量を設定基準以下に抑えるという条件の範囲内で、超電導コイルのコスト、ブランケットと遮蔽層のコスト、冷凍費などの合計を最小とする最適化が必要である。

ここでは第2次試設計の遮蔽設計が設定基準を満たすことを明らかにすると同時に今後の遮蔽設計の課題と最適設計の指針を示すことにする。

2. 遮蔽設計基準

超電導磁石(以下SCMと略す)は超電導材料、安定化金属、電気絶縁材、構造材、熱絶縁材および冷凍系などにより構成される。個々の材料の照射効果に関しても不明な点があるばかりでなく、磁石として組み立てられた状態での照射による各材料の特性変化の全体としての性能に及ぼす影響については殆んど調べられていない⁽³⁾。特に極低温、高磁場下での照射実験についてのデータは少ないようである。

超電導磁石の照射効果に関するサーベイの結果はMCCRACKENとBLOWの報告⁽⁴⁾によくまとめられていて結論として以下の諸点を挙げている。

(1) 超電導材料の臨界電流密度を10%減少させるような高速中性子のフルエンスは約 10^{18}

1. 序 言

現在考えられている核融合炉においては融合反応の結果高エネルギーの中性子が放出されるので、炉の構成機器および人体を保護するために放射線遮蔽は不可欠である。特にプラズマを磁場で閉じ込めるために許容放射線量が低い超電導コイルを使用する場合には遮蔽設計が重要となる。ここでは原研の核融合動力炉の第2次試設計⁽¹⁾における超電導コイルの遮蔽に関する検討結果を報告する。

トカマク炉のトロイダル磁場コイルは超電導でなくては経済的に成立しにくいとされている。たとえ超電導にしてもプラントの主要機器の中で最大のコストを占めることが予想されているので⁽²⁾コイルの寸法はできるだけ小さくすることが望ましい。そのために遮蔽層の厚さは薄い方がよい。他方プラズマのすぐ外側には、プラズマから放出された中性子のエネルギーの大部分を熱に変換すると同時にトリチウムを増殖する目的でブランケットと称する領域が設けられる。このブランケットと遮蔽層とが超電導コイルの遮蔽を行うので、遮蔽設計の観点からは両者を切り離して考えることはできない。

また超電導体を極低温に維持するために冷凍を行うが、温度1億度以上のプラズマから数メートルの地点で極低温を実現するには高性能の熱絶縁材により熱伝導を減らすと同時に超電導コイル中の放射線発熱を極力低くする必要がある。冷凍に費やされる電力は1KWの発熱量に対して約1MWe必要であると概算されている。

以上に述べたことから融合炉の遮蔽設計ではブランケットと遮蔽層の両者に対して、超電導コイルの許容照射線量を設定基準以下に抑えるという条件の範囲内で、超電導コイルのコスト、ブランケットと遮蔽層のコスト、冷凍費などの合計を最小とする最適化が必要である。

ここでは第2次試設計の遮蔽設計が設定基準を満たすことを明らかにすると同時に今後の遮蔽設計の課題と最適設計の指針を示すことにする。

2. 遮蔽設計基準

超電導磁石(以下SCMと略す)は超電導材料、安定化金属、電気絶縁材、構造材、熱絶縁材および冷凍系などにより構成される。個々の材料の照射効果に関しても不明な点があるばかりでなく、磁石として組み立てられた状態での照射による各材料の特性変化の全体としての性能に及ぼす影響については殆んど調べられていない⁽³⁾。特に極低温、高磁場下での照射実験についてのデータは少ないようである。

超電導磁石の照射効果に関するサーベイの結果はMCCrackenとBlowの報告⁽⁴⁾によくまとめられていて結論として以下の諸点を挙げている。

(1) 超電導材料の臨界電流密度を10%減少させるような高速中性子のフルエンスは約 10^{18}

$n \cdot \text{cm}^{-2}$ である。

(2) 銅の安定化金属の抵抗は約 $10^{17} n \cdot \text{cm}^{-2}$ のフルエンスにより 20% 大きくなりその結果電流密度は 10% 減少する。しかしながら銅の照射損傷は常温での焼き戻しを行うことにより回復できるので、焼き戻しを何年かに一回行えば $\sim 10^8 n \cdot \text{cm}^{-2}$ のフルエンスが許容される。

(3) 照射損傷による電気絶縁材の性能低下と構造材のクリープ強度の低下などに関してはデータ不足ではっきりとは推定できないが比較的問題ではない。

融合炉の SCM 遮蔽設計に関しては最近いくつかの発表^{(5)~(9)}がなされているが、SCM に対する許容線量としては

1. 高速中性子 ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$) のフルエンスを $10^{18} n \cdot \text{cm}^{-2}$ 以下とする^{(5), (9)}
2. 銅の安定化金属の受ける変位損傷を $2.3 \times 10^{-5} \text{ dpa} \cdot \text{y}^{-1}$ 以下とする⁽⁷⁾
3. Super insulation の受ける照射損傷を問題としている⁽⁶⁾

などが挙げられる。SCM 中の放射線発熱に関しては、

4. 冷凍機の消費電力が炉の電気出力の 1% 以下に抑えられる⁽⁵⁾
5. 最適化により発熱量を最小にしている⁽⁶⁾

などとなっている。

ここでは 1. と 4. を設計基準として採用して炉の寿命を 20 年として、運転中に SCM が受ける最大中性子束を $10^9 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以下に、SCM 中の放射線発熱量を 8 KW 以下にすることとする。

3. 第 2 次試設計の遮蔽計算

原研の核融合動力炉の第 2 次試設計⁽¹⁾において SCM の遮蔽設計を行った。融合炉の全体図を Fig. 3.1 に、主要パラメータを Table 3.1 に示す。遮蔽層に割当てられたブランケットと SCM の間の空間の厚さは、Fig. 3.2 の断面図において 75 cm である。ブランケットの冷却管のための空間が遮蔽層とブランケットの間にあるが、遮蔽計算はこの空間の幅が 35 cm と最も狭く、その結果 SCM に対する照射条件が最も厳しい位置において行った。

Fig. 3.2 に示されるように排気と中性粒子ビームのために設けられた孔からの中性子ストリーミング効果の評価が必要である。また Fig. 3.3 のブランケット構造を用いた場合には、球状の固体ブランケット物質と容器壁との間の空隙、容器の二重壁の間を通しての中性子ストリーミングも問題となりうる。現状では計算機時間の制約から 3 次元モンテカルロ計算を行うには適当でないので今後の課題としておく。ここでは次章の Fig. 4.1 の 1 次元円柱モデルにおいて輸送理論に基づいて遮蔽計算を行った。

第 1 章で述べたように遮蔽設計のためには最適化を行う必要があるが、ここではいくつかのパラメトリックサーベイの結果^{(5), (6)}を参考として 1 次的に遮蔽層を決定した。また遮蔽はブランケットと遮蔽層とで行うので両者の最適な組み合わせを求める必要があるが、今回はまず

$n \cdot \text{cm}^{-2}$ である。

(2) 銅の安定化金属の抵抗は約 $10^{17} n \cdot \text{cm}^{-2}$ のフルエンスにより 20% 大きくなりその結果電流密度は 10% 減少する。しかしながら銅の照射損傷は常温での焼き戻しを行うことにより回復できるので、焼き戻しを何年か一回行えば $\sim 10^8 n \cdot \text{cm}^{-2}$ のフルエンスが許容される。

(3) 照射損傷による電気絶縁材の性能低下と構造材のクリープ強度の低下などに関してはデータ不足ではっきりとは推定できないが比較的問題ではない。

融合炉の S C M 遮蔽設計に関しては最近いくつかの発表^{(5)~(9)}がなされているが、S C M に対する許容線量としては

1. 高速中性子 ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$) のフルエンスを $10^{18} n \cdot \text{cm}^{-2}$ 以下とする^{(5), (9)}
2. 銅の安定化金属の受ける変位損傷を $2.3 \times 10^{-5} \text{ dpa} \cdot \text{y}^{-1}$ 以下とする⁽⁷⁾
3. Super insulation の受ける照射損傷を問題としている⁽⁶⁾

などが挙げられる。S C M 中の放射線発熱に関しては、

4. 冷凍機の消費電力が炉の電気出力の 1% 以下に抑えられる⁽⁵⁾
5. 最適化により発熱量を最小にしている⁽⁶⁾

などとなっている。

ここでは 1. と 4. を設計基準として採用して炉の寿命を 20 年として、運転中に S C M が受ける最大中性子束を $10^9 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以下に、S C M 中の放射線発熱量を 8 KW 以下にすることとする。

3. 第 2 次試設計の遮蔽計算

原研の核融合動力炉の第 2 次試設計⁽¹⁾において S C M の遮蔽設計を行った。融合炉の全体図を Fig. 3.1 に、主要パラメータを Table 3.1 に示す。遮蔽層に割当てられたブランケットと S C M の間の空間の厚さは、Fig. 3.2 の断面図において 75 cm である。ブランケットの冷却管のための空間が遮蔽層とブランケットの間にあるが、遮蔽計算はこの空間の幅が 35 cm と最も狭く、その結果 S C M に対する照射条件が最も厳しい位置において行った。

Fig. 3.2 に示されるように排気と中性粒子ビームのために設けられた孔からの中性子ストリーミング効果の評価が必要である。また Fig. 3.3 のブランケット構造を用いた場合には、球状の固体ブランケット物質と容器壁との間の空隙、容器の二重壁の間を通しての中性子ストリーミングも問題となりうる。現状では計算機時間の制約から 3 次元モンテカルロ計算を行うには適当でないので今後の課題としておく。ここでは次章の Fig. 4.1 の 1 次元円柱モデルにおいて輸送理論に基づいて遮蔽計算を行った。

第 1 章で述べたように遮蔽設計のためには最適化を行う必要があるが、ここではいくつかのパラメトリックサーベイの結果^{(5), (6)}を参考として 1 次的に遮蔽層を決定した。また遮蔽はブランケットと遮蔽層とで行うので両者の最適な組み合わせを求める必要があるが、今回はまず

ランケットの仕様を決定し、ブランケットより出て来る中性子束とガンマ線束を遮蔽層選択の際に考慮した。

遮蔽層の構造設計は細部まで行われていないが、重コンクリートにより荷重を持たせると同時にステンレス鋼の構造材を使用することが考えられている。遮蔽層の冷却は硼酸水或いは通常の水を用いる予定である。

遮蔽層の選択は以下の基本思想に基づいている。遮蔽層の冷却を兼ねて厚さ10cmの硼酸水層により中性子の減速と低エネルギー中性子の吸収を行わせる。厚さ50cmの重コンクリート層でさらに中性子の減速、中程度エネルギーの中性子の吸収を行う。第2の硼酸水層により低エネルギー中性子を吸収する。そして厚さ5cmの鉛層によりガンマ線を吸収させることとする。ブランケット、遮蔽層および超電導コイルの1次元的な配置を次章のFig. 4.1に示す。

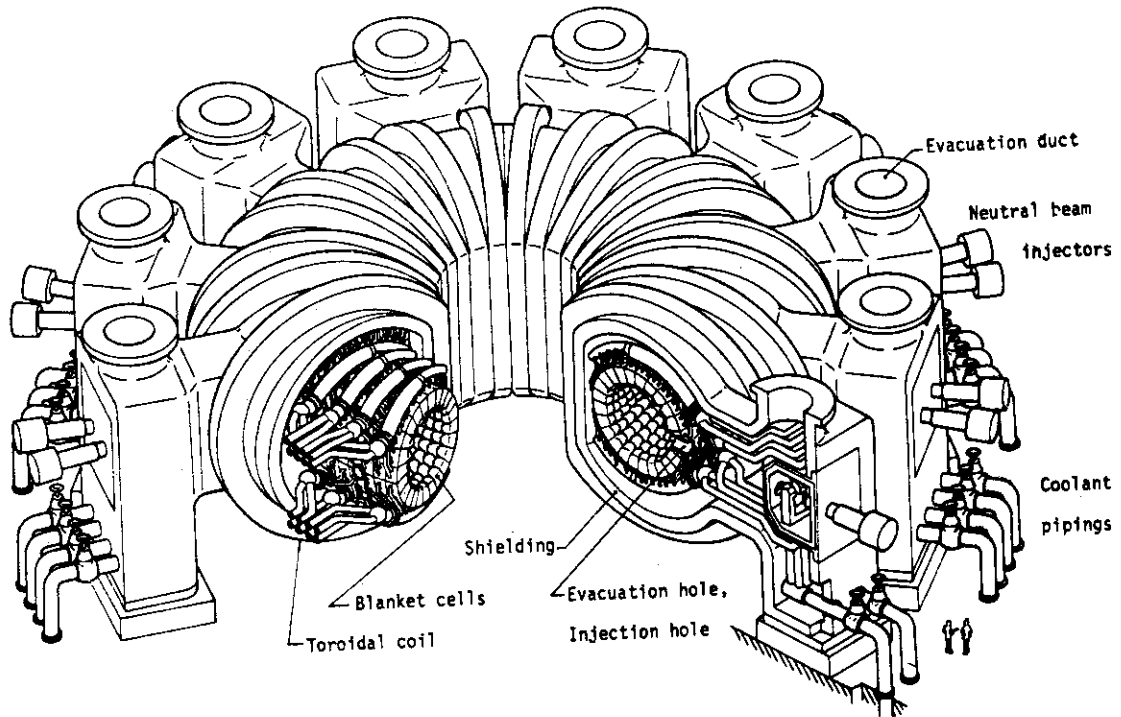


Fig. 3.1 Overall view of the reactor

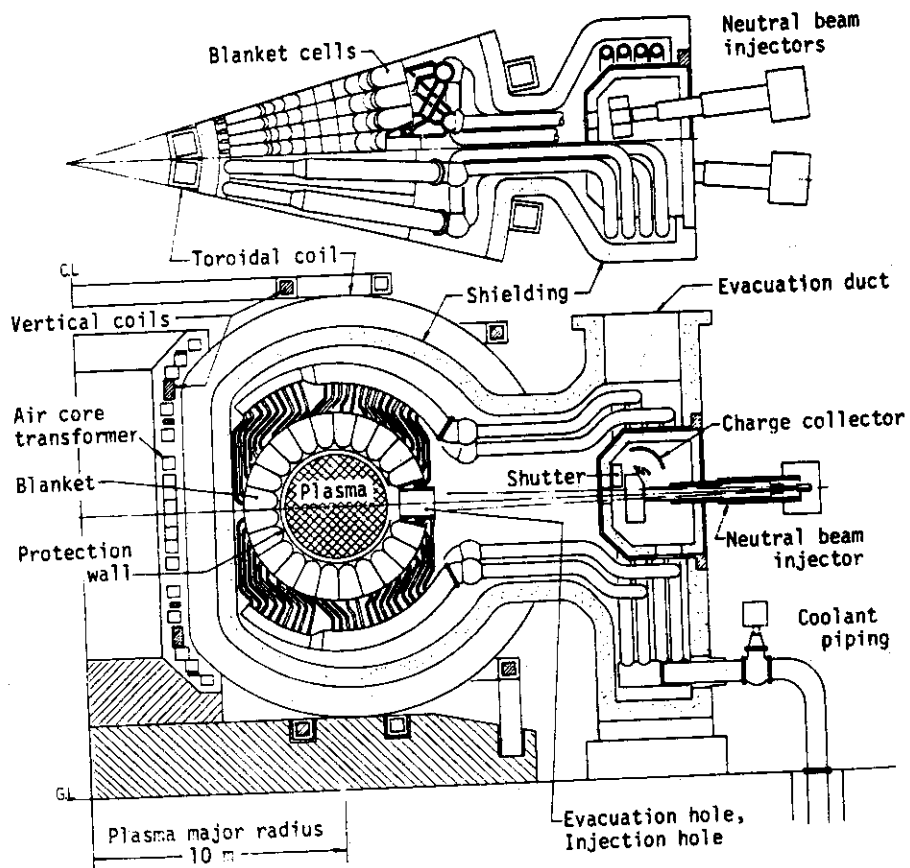


Fig. 3.2 Cross section of the reactor module

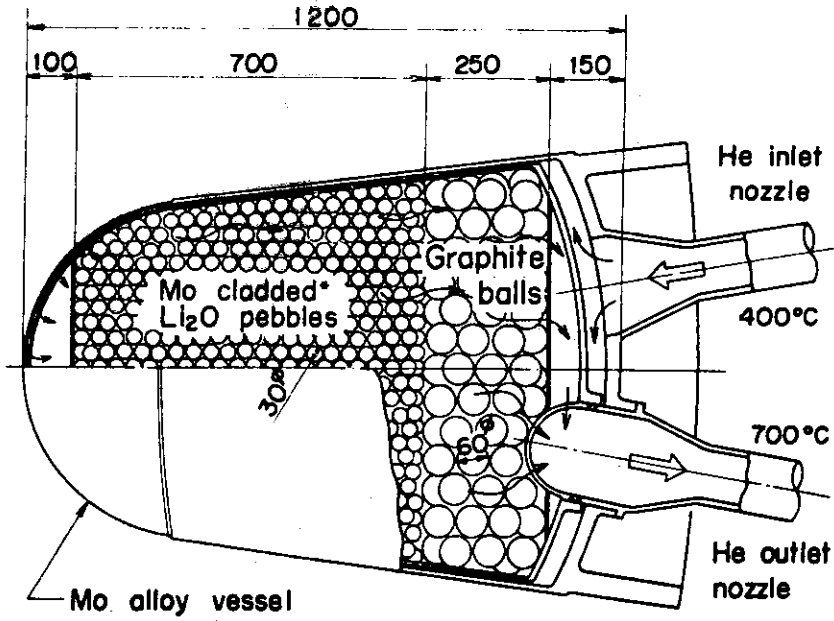


Fig. 3.3 Blanket structure

*Mo cladding — perforated structure

Table 3.1 Design Parameters

<u>Power</u>			
Reactor thermal output	2000MW		
Electrical output	800MW		
<u>Dimensions</u>			
Major radius	10m		24
Plasma radius	2m		10.5m
First wall radius	2.3m		7/8.2m
<u>Core Plasma</u>			115kG
Average plasma temperature	15keV		300MAT
Average plasma density	$1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-3}$		160GJ
Energy confinement time	1.8sec		D-shape/V-type
Operation period	100min		Nb ₃ Sn-NbTi hybrid
Toroidal magnetic field	60kG		10/1.25kA·cm ⁻²
Safety factor	1.5		182x10 ⁶ kg
Poloidal β value	2.0		72x10 ⁶ kg
Plasma current	8MA		Force due to irregular arrangement 22x10 ⁶ kg
Effective Z	1.8		Rotating moment 76x10 ⁶ kg-m
Bremsstrahlung loss	29.4MW		7GJ
Excitation radiation loss	61.7MW		70MAT
Recombination radiation loss	23.1MW		0.6GJ
<u>Blanket Materials</u>			17MAT
Structural material	Mo alloy		24units
Fertile material	Li ₂ O pebbles		30MW
Reflector material	Graphite balls		120keV, 33A, D+
<u>Neutronics</u>			45%
Total first wall neutron flux	$3.3 \times 10^{14} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$		65%
Tritium breeding ratio	1.24		
Neutron heating	$11.1 \text{MeV} \cdot \text{n}^{-1}$		
Gamma heating	$3.7 \text{MeV} \cdot \text{n}^{-1}$		
Total heating	$14.8 \text{MeV} \cdot \text{n}^{-1}$		
<u>Cooling System</u>			
Reactor coolant	He		
Reactor inlet/outlet temperature	400/700°C		
Secondary system	Steam cycle		

4. 遮蔽計算

前章で述べたようにブランケット領域の孔や空隙を通しての放射線のストリーミングに関しては設計が進んだ段階に評価することとして今回は Fig. 4.1 に示す 1 次元円柱モデルにおいて放射線を 1 次元輸送計算で求めて SCM の遮蔽効果を検討した。

4.1 計算モデル

この融合炉では Table 3.1 に示したようにプラズマの主半径 R が 10 m, プラズマ半径 a が 2 m であり, アスペクト比 $R/a = 5$ でプラズマは比較的細長いドーナツ形状をしているため体系を長さ $4\pi R = 126$ m の円柱で模擬しても遮蔽計算の結果に大きな差は生じない。

ブランケット或いは遮蔽層の各領域は一定の半径で区切って領域中に各物質が均一に分布するとした。このいわゆる均質モデル化により領域毎の発熱量などの積分量の計算値にはほとんど誤差を生じないことは確かである。均質モデル化が SCM 中の中性子束或いはガンマ線束の大きさにどの程度の誤差をもたらすかについては現在検討中である。

Fig. 4.1 に示す各領域の平均原子数密度は以下の仮定に基づいて計算した。

a. プラズマおよび真空領域

プラズマ領域には重水素と三重水素が 10^{14} particles \cdot cm $^{-3}$ 程度の密度で入っており, 真空領域ではこれよりさらに少ないのでこれらの領域にはヘリウム原子が 10^{13} atoms \cdot cm $^{-3}$ ずつ入っているものとした。この仮定はヘリウム原子を同密度のモリブデン原子で置き換えても結果には無視できる程度の差が出るだけであるので計算上は全く問題ではない。

b. モリブデン

理科年表⁽¹⁰⁾より常温におけるモリブデンの密度 10.2 g \cdot cm $^{-3}$ を採用し原子数密度を計算した。

c. ヘリウムヘッダー領域

500°C, 30 気圧のヘリウムの密度 2.01×10^{-8} g \cdot cm $^{-3}$ を用いた。

d. 酸化リチウム (Li₂O) 領域

Li₂O の比重としては文献⁽¹¹⁾より 2.013 g \cdot cm $^{-3}$ を採用した。しかしこれは理論密度であるので実際の充填密度としてはこの 70% の値を用いた。この領域の Li₂O/Mo/He の体積比は $0.63/0.08/0.29$ と計算された。

e. 黒鉛反射体領域

黒鉛の密度は理科年表より 1.63 g \cdot cm $^{-3}$ を採用した。C/Mo/He の体積比は $0.67/0.04/0.29$ とした。

f. 硼酸水領域

硼酸水とステンレス鋼の体積比を $0.80/0.20$ とした。ステンレス鋼としてはここでは SUS-316 を用いた。その組成は重量比で Fe/Cr/Ni/Mo = $0.685/0.17/0.12/0.025$ とした。硼酸水は文献⁽¹²⁾より飽和硼

酸水溶液(3%)の値を採用した。

g. 重コンクリート層

文献⁽¹³⁾より重コンクリートMS1-a(密度 $4.5 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$)の組成を採用した。なお微量に含まれているMg, Si, PはAlに, V, TiはFeの原子数密度に組み入れた。冷却用の通常の水との体積比は0.80/0.20とした。

h. 鉛ガンマ遮蔽

鉛の密度 $11.34 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ を理科年表より採用した。

i. 熱絶縁材

アルミニウムが30%の体積比で含まれているとして、その密度は理科年表より求めた。

j. 超電導コイル

Nb_3Sn と NbTi の両者を超電導体として使用する予定であるのでこれらが体積比で5%を占めるNbに含まれるとした。銅の安定化金属が体積の40%を占め、50%をSUS-316の構造材が占め、5%のVoidがあるものとした。Nb, Cuの密度は理科年表の値を使用した。

プラズマおよびブランケット各領域の平均原子数密度をTable 4.1に示す。遮蔽層に関してはTable 4.2に示す。これらの表の領域番号はFig. 4.1の番号に対応している。またFig. 4.1には1次元輸送計算を行う際に用いた空間メッシュ点の番号を示しておく。

4.2 計算方法

ブランケット、遮蔽層およびSCMにおける中性子束、ガンマ線束と放射線発熱の計算は原研にて開発されたコードシステムRADHEAT⁽¹⁴⁾に基づいて行われた。

P_0 成分までを含む42群の中性子輸送断面積を核データファイルENDF/B-III⁽¹⁵⁾よりSUPERTOG⁽¹⁶⁾にて作成した。21群の P_0 までのガンマ線輸送断面積をGAMLEG-JR⁽¹⁴⁾により作成した。42群の中性子と21群のガンマ線のエネルギー群構造をそれぞれTable 4.3と4.4に示す。中性子によるガンマ線生成断面積はPOPOP4-Library⁽¹⁸⁾よりPOPOP4⁽¹⁹⁾を用いて求めた。中性子とガンマ線のKERMA Factor*はそれぞれMACK⁽¹⁹⁾とGAMLEG-JR⁽¹⁴⁾にて計算した。Table 4.1と4.2に示した16核種の中性子とガンマ線に関する全ての断面積とKERMA Factorを結合して1次元輸送計算コードANISN⁽²⁰⁾の入力形式に変換した。この63群の中性子-ガンマ結合断面積をそのままANISNにかけるには計算機の記憶容量が不足しているためこれをエネルギー群毎に再配列した。以上の計算の流れをFig. 4.2に示す。

P_0-S_4 近似にて1次元輸送計算をANISNにて行い融合炉の中性子束、ガンマ線束および放射線発熱分布を求めた。その際に計算された中性子束とガンマ線束を磁気テープに保存しておき、APPLE⁽²¹⁾という処理コードでこのテープを用いて中性子束などをプロットした。さらにこのテープを利用してGPLOT1⁽²²⁾により中性子とガンマ線のスペクトルを描かせた。

* KERMA (Kinetic Energy Released in Material) Factor, 発熱定数。

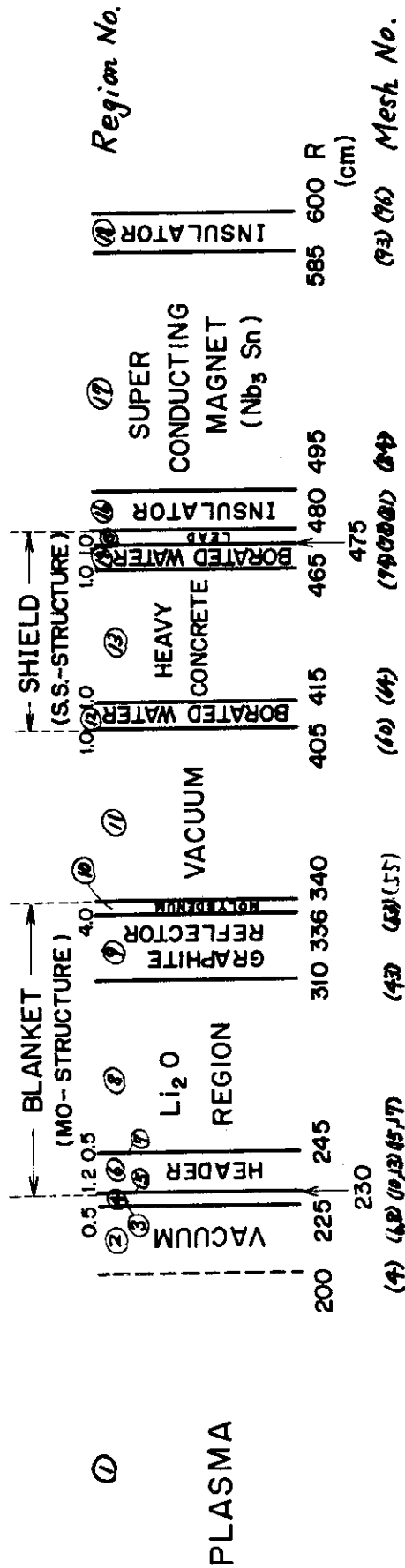


Fig. 4.1 Computational Model of Blanket, Shield and Magnet

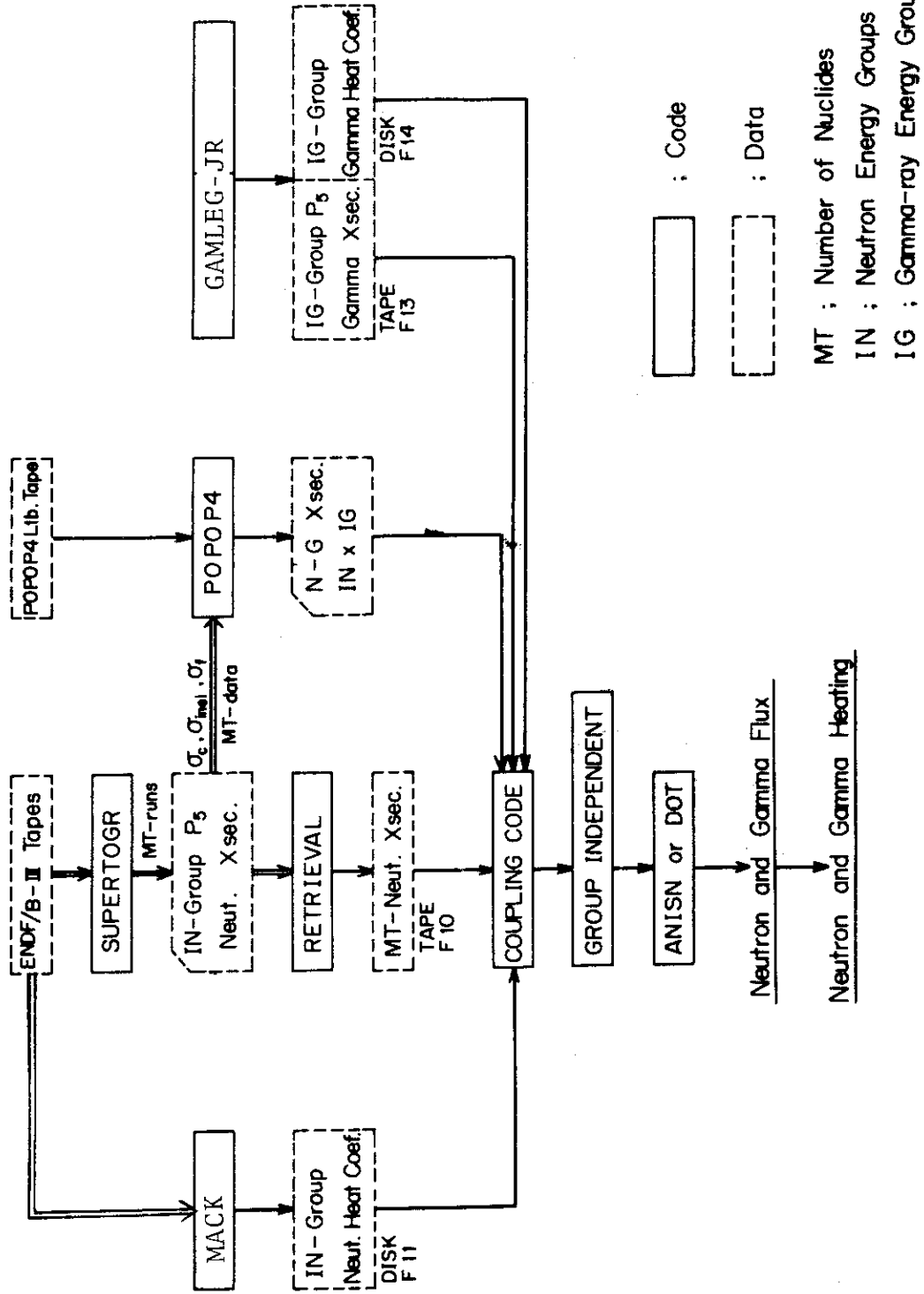


Fig. 4.2 Nuclear Heating Calculation Code System

Table 4.1 Nuclide Densities of the Plasma and Blanket

Region	Nuclide Density (atoms/cm ³ x 10 ²⁴)					
	He	Mo	⁶ Li	⁷ Li	O	C
1. Plasma	10 ⁻¹¹					
2. Vacuum	10 ⁻¹¹					
3. Protection Wall		0.06403				
4. Vacuum	10 ⁻¹¹					
5. First Wall		0.06403				
6. Header	0.00030					
7. Separation Wall		0.06403				
8. Li ₂ O Region	0.00009	0.005122	0.002655	0.03313	0.01789	
9. Reflector	0.00009	0.002561				0.05610
10. End Wall		0.06403				

Table 4.2 Nuclide Densities of the Shield

Region	Nuclide Density (atoms/cm ³ x 10 ²⁴)												
	Mo	He	Cr	Ni	Fe	H	O	¹⁰ B	Al	Ca	Pb	Cu	Nb
11. Vacuum		10 ⁻¹¹											
12. Borated Water	0.0025		0.00315	0.00197	0.01182	0.05304	0.02652	0.00045					
13. Heavy Concrete					0.02823	0.02403	0.03382		0.00243	0.00191			
14. Borated Water	0.0025		0.00315	0.00197	0.01182	0.05304	0.02652	0.00045					
15. Lead											0.03296		
16. Insulator									0.01801				
17. SCM	0.00063		0.00788	0.00493	0.02955							0.03385	0.00277
18. Insulator									0.01801				

Table 4.3 Neutron Energy Group Structure

Group	Energy Limits	Mid-Point Energy
1	15.000 - 13.720 MeV	14.360 MeV
2	13.720 - 12.549	13.135
3	12.549 - 11.478	12.014
4	11.478 - 10.500	10.989
5	10.500 - 9.314	9.907
6	9.314 - 8.261	8.788
7	8.261 - 7.328	7.795
8	7.328 - 6.500	6.914
9	6.500 - 5.757	6.129
10	5.757 - 5.099	5.428
11	5.099 - 4.516	4.808
12	4.516 - 4.000	4.258
13	4.000 - 3.162	3.581
14	3.162 - 2.500	2.831
15	2.500 - 1.871	2.186
16	1.871 - 1.400	1.636
17	1.400 - 1.058	1.229
18	1.058 - 0.800	0.929
19	0.800 - 0.566	0.683
20	0.566 - 0.400	0.483
21	0.400 - 0.283	0.342
22	0.283 - 0.200	0.242
23	0.200 - 0.141	0.171
24	0.141 - 0.100	0.121
25	100.0 - 46.5 KeV	73.25 KeV
26	46.5 - 21.5	34.0
27	21.5 - 10.0	15.75
28	10.0 - 4.65	7.325
29	4.65 - 2.15	3.40
30	2.15 - 1.00	2.825
31	1.00 - 0.465	0.733
32	0.465 - 0.215	0.340
33	0.215 - 0.100	0.158
34	100.0 - 46.5 eV	73.25 eV
35	46.5 - 21.5	34.0
36	21.5 - 10.0	15.75
37	10.0 - 4.65	7.325
38	4.65 - 2.15	3.40
39	2.15 - 1.00	1.58
40	1.00 - 0.465	0.733
41	0.465 - 0.215	0.340
42	0.215 - 0.001	0.108

Table 4.4 Gamma-Ray Energy Group Structure

Group	Energy Limits (MeV)	Mid-Point Energy (MeV)
1	14.0 - 12.0	13.0
2	12.0 - 10.0	11.0
3	10.0 - 8.0	9.0
4	8.0 - 7.5	7.75
5	7.5 - 7.0	7.25
6	7.0 - 6.5	6.75
7	6.5 - 6.0	6.25
8	6.0 - 5.5	5.75
9	5.5 - 5.0	5.25
10	5.0 - 4.5	4.75
11	4.5 - 4.0	4.25
12	4.0 - 3.5	3.75
13	3.5 - 3.0	3.25
14	3.0 - 2.5	2.75
15	2.5 - 2.0	2.25
16	2.0 - 1.5	1.75
17	1.5 - 1.0	1.15
18	1.0 - 0.4	0.7
19	0.4 - 0.2	0.3
20	0.2 - 0.1	0.15
21	0.1 - 0.01	0.055

5. 結果と検討

計算された中性子束とガンマ線束の鳥瞰図を Fig. 5.1 に示す。縦軸が中性子束とガンマ線束を対数表示したものであり、I 軸はエネルギー群を表わし、J 軸が空間メッシュ点に対応している。I, J 軸の目盛の切り方がそれぞれエネルギー直、距離の絶対値に対応していないためやや不完全ではあるが一目で全体像を掴むには役立っている。この図より黒鉛反射体による低エネルギー中性子の増大、遮蔽層における中性子、ガンマ線の減衰の様子がわかる。

Fig. 5.2 に中性子束とガンマ線束の空間分布を示す。中性子束は全中性子束、0.1 MeV 以上の中性子束、1.4 MeV 中性子束を示してある。SCMの前面における0.1 MeV以上の中性子束は $8.6 \times 10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ であり十分に設定基準値 $10^9 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ より小さく条件は満足されている。硼酸水が低エネルギー中性子束の減衰に有効であること、ガンマ線が鉛で一桁近く減少した後熱絶縁材中で再び増加していることがわかる。全中性子束はブランケット中でほぼ2桁、遮蔽層中で約4桁減衰している。

Fig. 5.3 と 5.4 にそれぞれブランケットと遮蔽層の代表的な点における中性子束のスペクトルを示す。縦軸はプラズマより入射した1.4.1 MeVの中性子1個について規格化した各エネルギー群の中性子束をその群のレサジー巾で割った値である。Fig. 5.3において第1壁表面では非常に大きな1.4 MeV中性子のピークがブランケットの中でほぼ5桁小さくなっている。黒鉛反射体により高速中性子は減速されブランケットを透過する中性子のスペクトルはほぼ平坦になっている。その中で1.3 eV, 4.5 eV, 1.30 eV 近辺のモリブデンの共鳴断面積による凹みが目立っている。

Fig. 5.4 で重コンクリートと硼酸水によりほぼ全エネルギー範囲に渡って中性子の減衰が行われている様子が明らかにされている。鉛層は約60 KeV以上と10 KeV以下の中性子の減衰に効果はあるがその間のエネルギーの中性子は逆に増加していることがわかる。

ブランケットと遮蔽層の各点におけるガンマ線束をそれぞれ Fig. 5.5 と 5.6 に示す。ガンマ線束はその発生源がブランケットの第1壁に近い方が大きい形の分布をしているため第1壁表面と Li_2O 領域の中心ではあまり大きな差がない。遮蔽層ではほぼスペクトルの形は一定で絶対値が減少している。僅か5cmの厚さの鉛層がガンマ線を1桁程度減衰させている。

放射線発熱分布を中性子とガンマ線による寄与とに分けて Fig. 5.7 に示す。原子番号の大きい金属の内部ではガンマ線による発熱が中性子による発熱を上まわっていることがわかる。中性子対ガンマ線の全発熱量における割合はほぼ2対1と計算された。またブランケット中で発熱の99.3%が生じている。SCM中の発熱量は0.26 KWと計算される。1 KWの発熱に対して冷凍機の消費電力は1 MWであるとすると0.26 MWの電力が冷凍機に費やされる。これはプラントの電気出力800 MWの0.03%であり第2章で設定した第2の基準を十分に満たしている。なおSCM中の発熱量の90%がガンマ線によるものであるので今後は鉛層を相対的に増加することにより、さらに発熱量の低下が可能である。

熱伝導によりSCMに流入する熱量の評価は遮蔽層とSCMの構造設計が固まっていな

計算はできないが、放射線発熱分布が指数函数的に減少していることを考慮するとあまり大きくはならないと推定される。

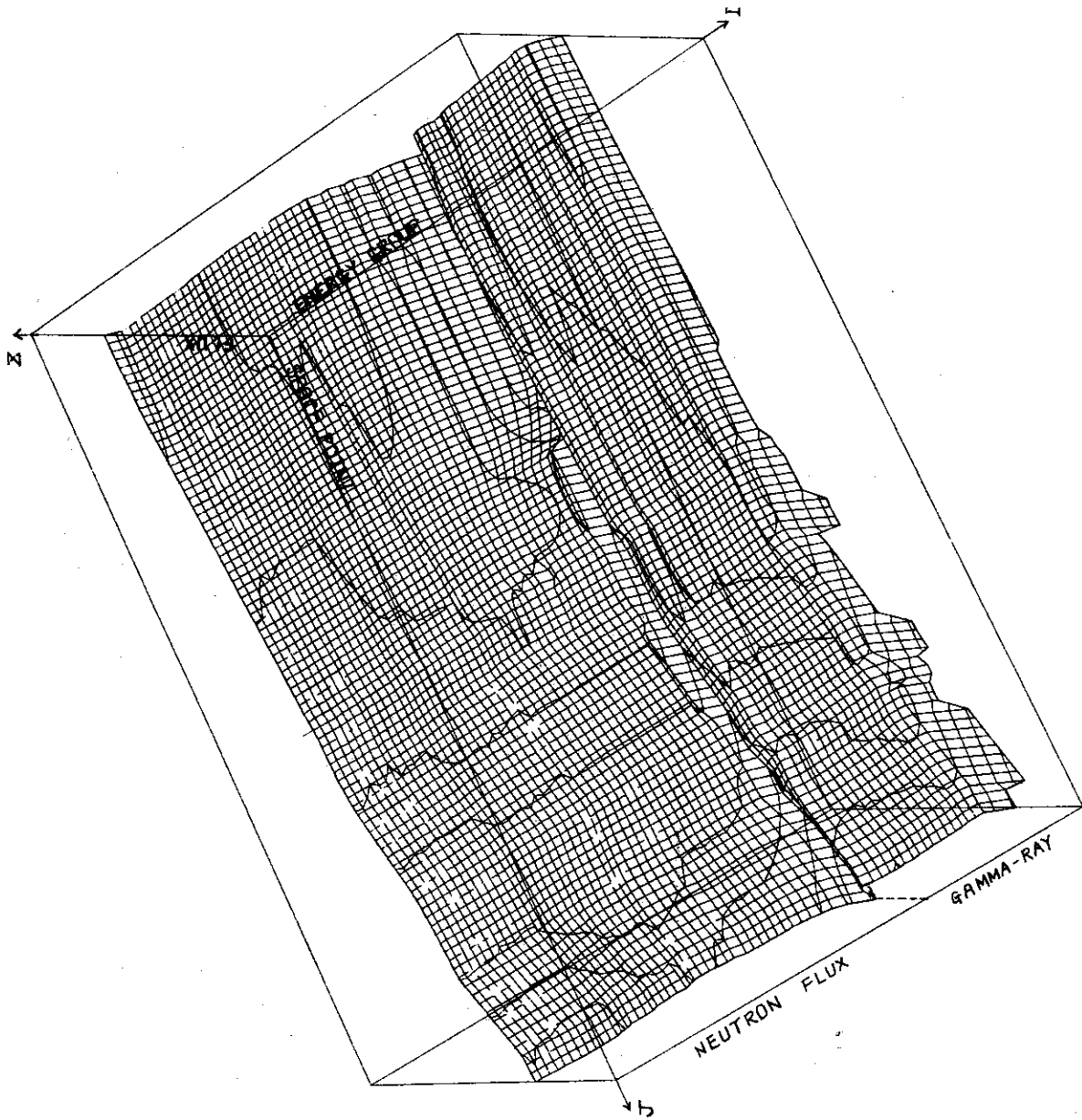


FIG. 5. 1 Overview of the Neutron and Gamma Fluxes in the Fusion Reactor

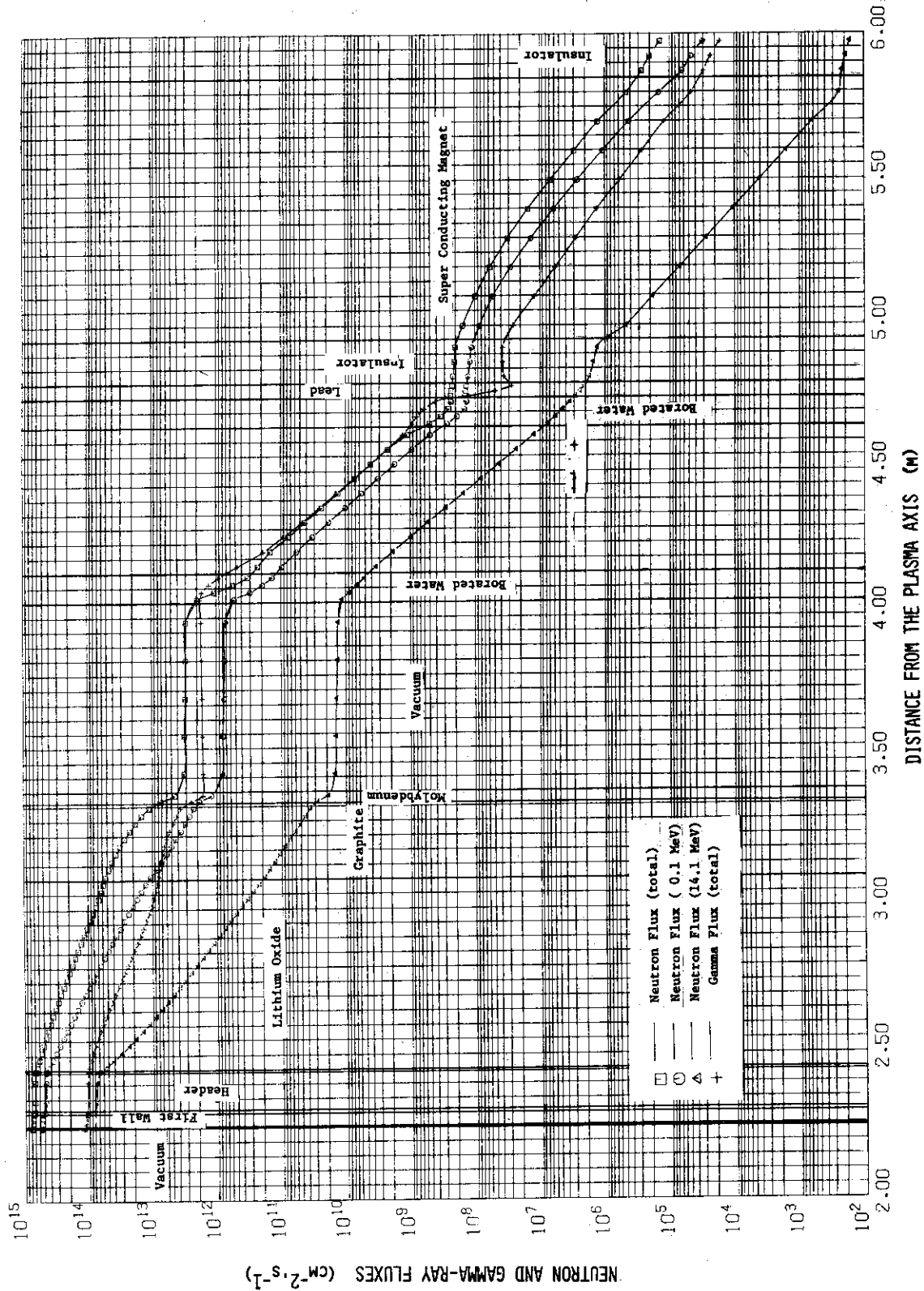


FIG. 5.2 NEUTRON AND GAMMA-RAY FLUXES IN THE FUSION REACTOR

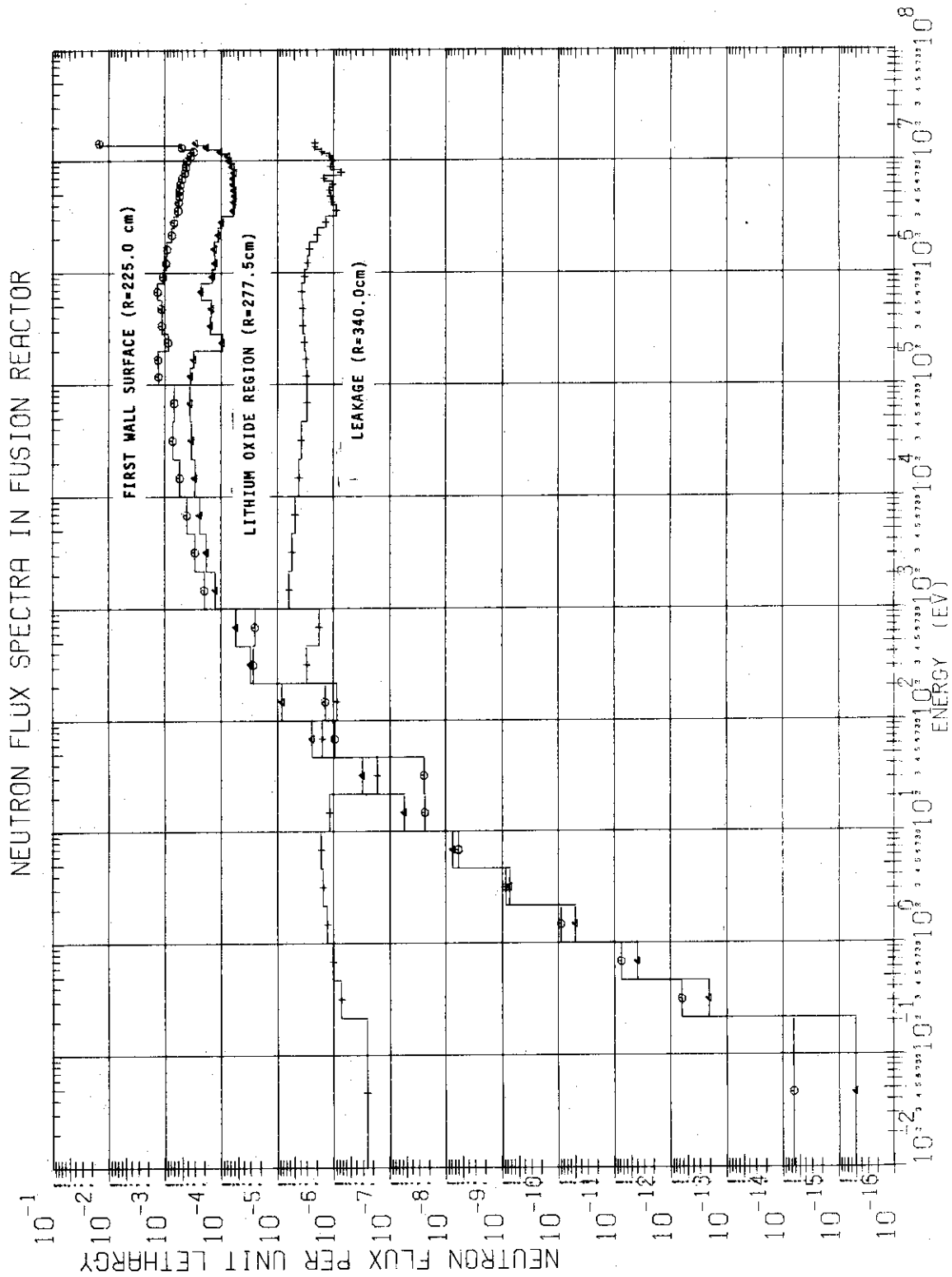


Fig.5.3 Neutron Flux Spectra in the Blanket

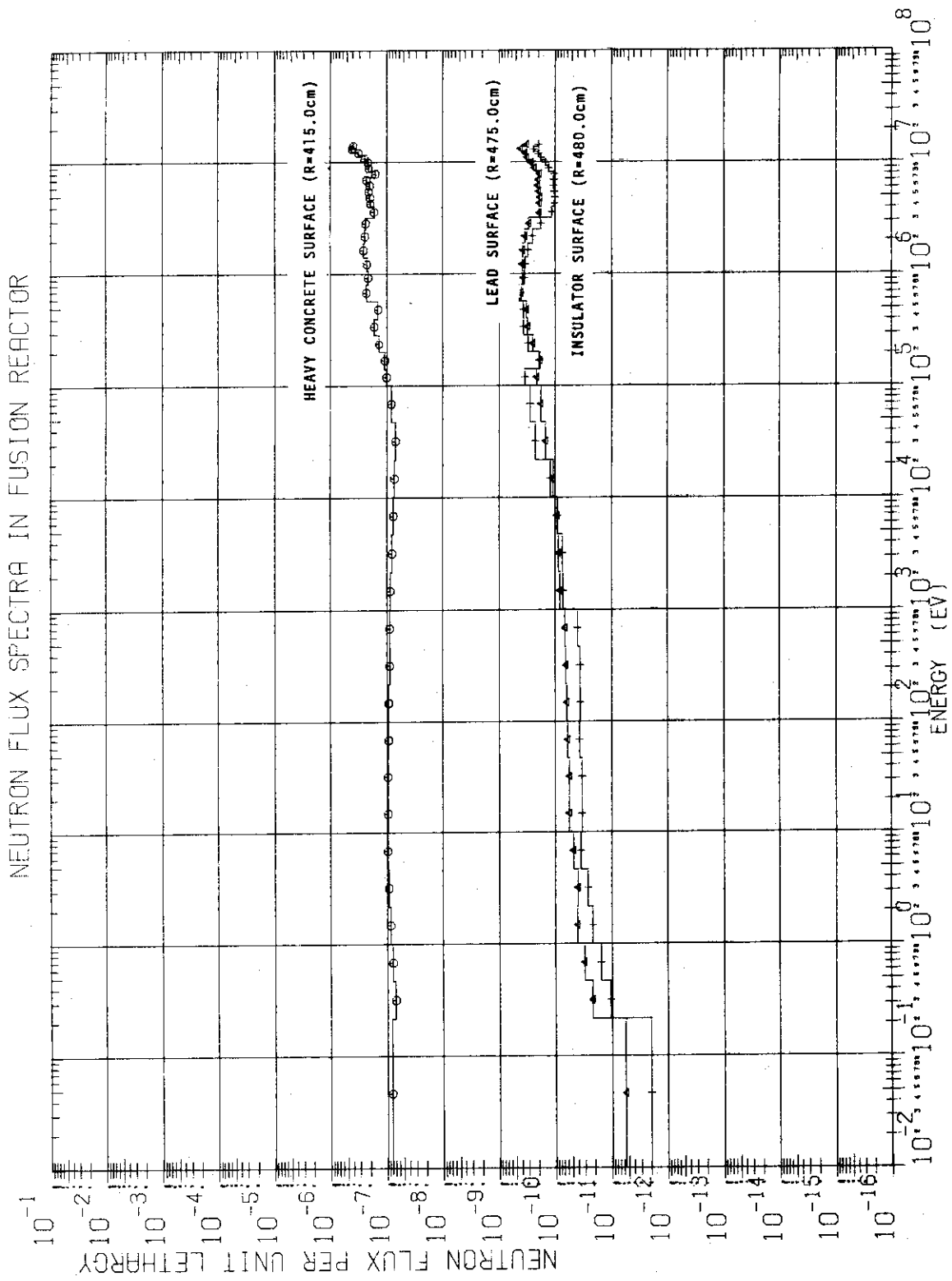


Fig.5.4 Neutron Flux Spectra in the Shield

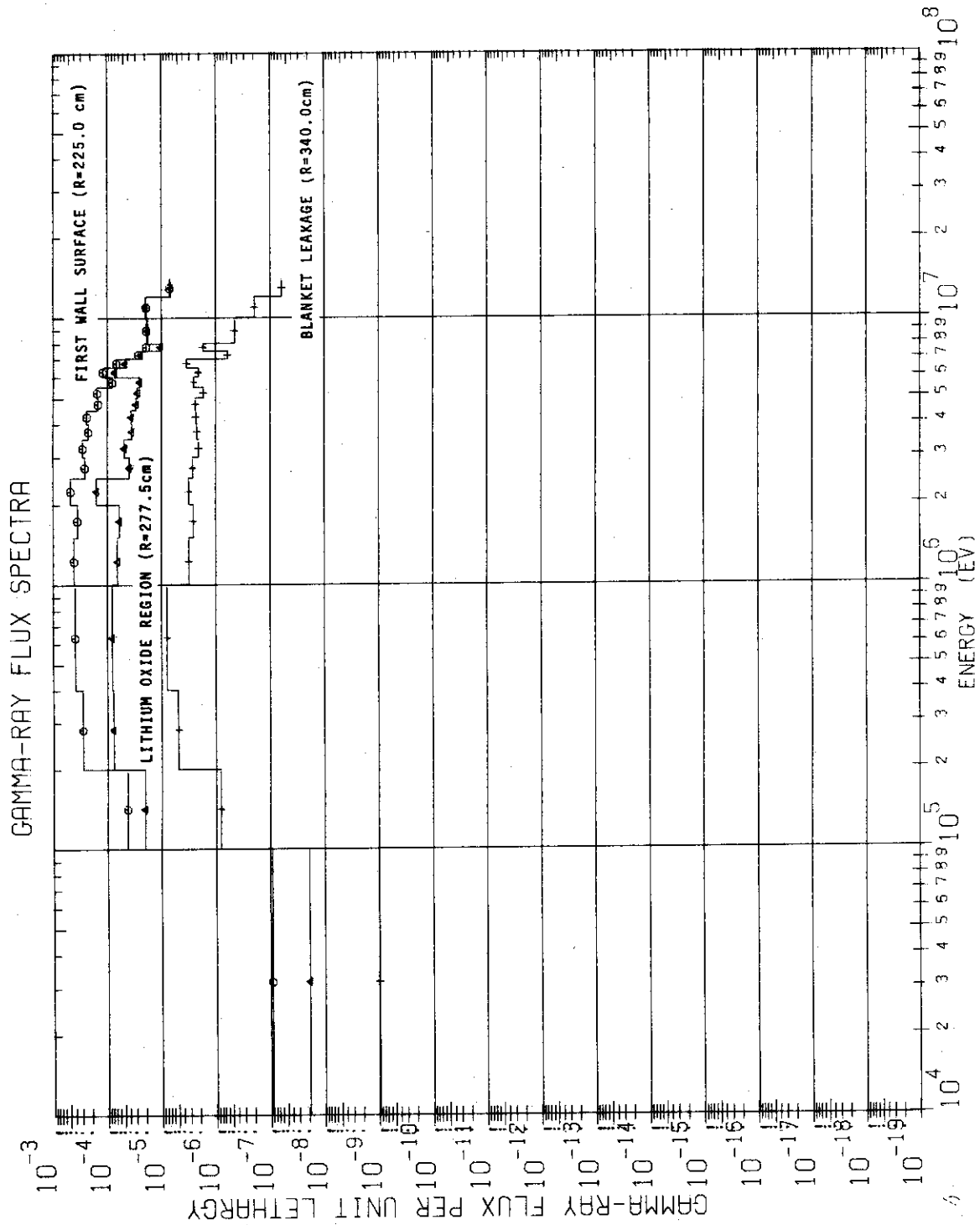


Fig. 5.5 Gamma-Ray Flux Spectra in the Blanket

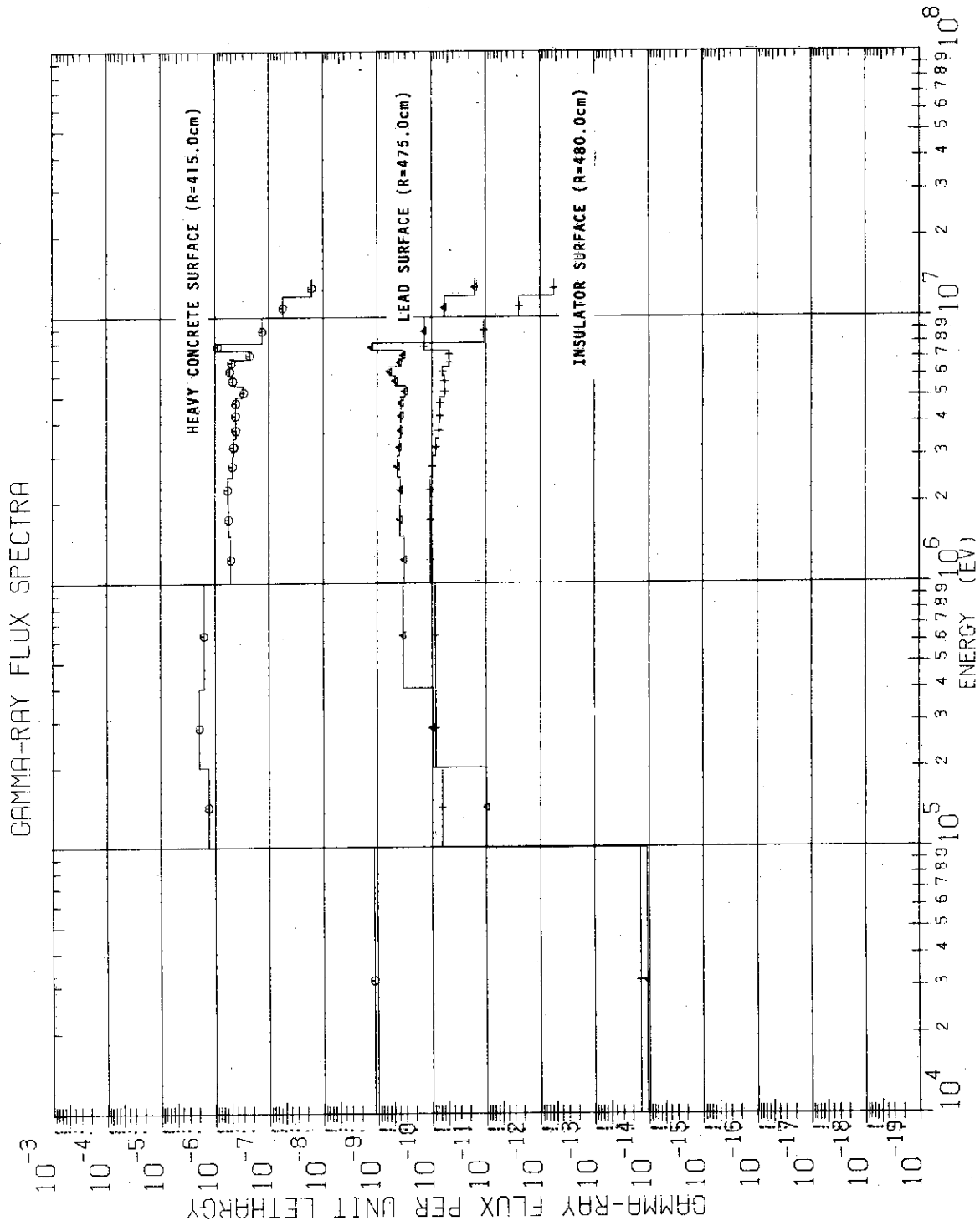


Fig. 5. 6 Gamma-Ray Flux Spectra in the Shield

NEUTRON AND GAMMA HEATING RATE

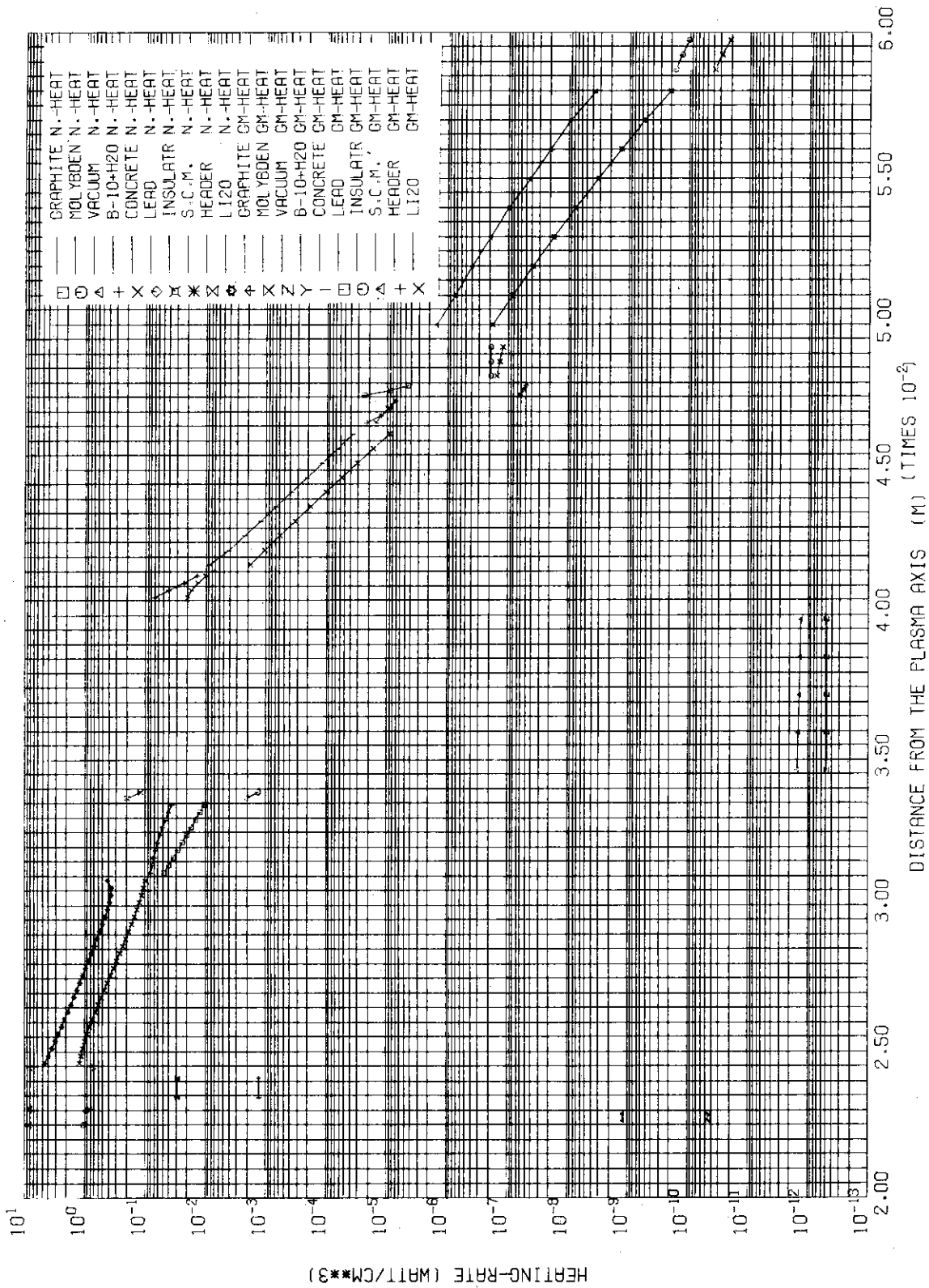


Fig.5.7 Neutron and Gamma-Ray Heating Rate in the Fusion Reactor

6. 結 言

原研の核融合動力炉の第2次試設計において超電導コイル(SCM)の遮蔽が設定した基準を十分に満たしていることが確かめられた。SCM中の0.1 MeV以上のエネルギーの最大中性子束の計算値は $8.6 \times 10^7 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ でありこれは設定した許容値の十分の一以下である。SCM中の放射線発熱は0.26 KWでありこれは設定基準値の8 KWの約3%に過ぎない。

今回は遮蔽設計の第1段階として1次元モデルにて一通りの計算を行なったものであるが今後の課題としては以下の諸点が挙げられる。

- (1) 1次元計算の精度向上と妥当性を確認する。比較的大きな空間メッシュ間隔の使用、各領域の物質を均質化した体系モデルの使用、 $P_0 - S_0$ 近似などがSCMの遮蔽の如く Deep Penetration Problem にどのような誤差を生ぜしめるかの検討が必要である。
- (2) ブランケットの孔や空隙からの放射線ストリーミング効果の評価が必要である。
- (3) 構造設計の進展に伴い熱伝導によるSCMへの熱流入量を計算する。
- (4) ある程度計算精度の向上が達成された時点で遮蔽の最適設計によりコストの低減を企むべきである。
- (5) SCMばかりでなく生体遮蔽との関連も考慮すべきである。

謝 辞

遮蔽層の決定は原研の迫淳氏の貴重なコメントに基づいて行なわれた。超電導コイルの構造に関して三菱原子力工業株式会社研究所の浅見直人氏に御教示いただいた。中性子-ガンマ結合断面積の作成には名古屋大学工学部の相良明男君に御協力いただいた。以上の三氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) Sako K. et al., IAEA-CN-33/G1-5, Plasma Phys. and Cont. Nucl. Fusion Res. (Proc. Conf. Tokyo, 1974) to be published.
- (2) Kulcinski G.L. et al., UWFD-68 (1973)
- (3) 岡田東一, 昭和50年電気学会全国大会予稿集(1975)
- (4) McCracken G.M. and Blow S., CLM-R 120 (1972)

6. 結 言

原研の核融合動力炉の第2次試設計において超電導コイル(SCM)の遮蔽が設定した基準を十分に満たしていることが確かめられた。SCM中の0.1 MeV以上のエネルギーの最大中性子束の計算値は $8.6 \times 10^7 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ でありこれは設定した許容値の十分の一以下である。SCM中の放射線発熱は0.26 KWでありこれは設定基準値の8 KWの約3%に過ぎない。

今回は遮蔽設計の第1段階として1次元モデルにて一通りの計算を行なったものであるが今後の課題としては以下の諸点が挙げられる。

- (1) 1次元計算の精度向上と妥当性を確認する。比較的大きな空間メッシュ間隔の使用、各領域の物質を均質化した体系モデルの使用、 $P_0 - S_1$ 近似などがSCMの遮蔽の如くDeep Penetration Problemにどのような誤差を生ぜしめるかの検討が必要である。
- (2) ブランケットの孔や空隙からの放射線ストリーミング効果の評価が必要である。
- (3) 構造設計の進展に伴い熱伝導によるSCMへの熱流入量を計算する。
- (4) ある程度計算精度の向上が達成された時点で遮蔽の最適設計によりコストの低減を企むべきである。
- (5) SCMばかりでなく生体遮蔽との関連も考慮すべきである。

謝 辞

遮蔽層の決定は原研の迫淳氏の貴重なコメントに基づいて行なわれた。超電導コイルの構造に関して三菱原子力工業株式会社研究所の浅見直人氏に御教示いただいた。中性子ガンマ結合断面積の作成には名古屋大学工学部の相良明男君に御協力いただいた。以上の三氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) Sako K. et al., IAEA-CN-33/G1-5, Plasma Phys. and Cont. Nucl. Fusion Res. (Proc. Conf. Tokyo, 1974) to be published.
- (2) Kulcinski G.L. et al., UWFD-68 (1973)
- (3) 岡田東一, 昭和50年電気学会全国大会予稿集(1975)
- (4) McCracken G.M. and Blow S., CLM-R 120 (1972)

6. 結 言

原研の核融合動力炉の第2次試設計において超電導コイル(SCM)の遮蔽が設定した基準を十分に満たしていることが確かめられた。SCM中の0.1 MeV以上のエネルギーの最大中性子束の計算値は $8.6 \times 10^7 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ でありこれは設定した許容値の十分の一以下である。SCM中の放射線発熱は0.26 KWでありこれは設定基準値の8 KWの約3%に過ぎない。

今回は遮蔽設計の第1段階として1次元モデルにて一通りの計算を行なったものであるが今後の課題としては以下の諸点が挙げられる。

- (1) 1次元計算の精度向上と妥当性を確認する。比較的大きな空間メッシュ間隔の使用、各領域の物質を均質化した体系モデルの使用、 $P_0 - S_0$ 近似などがSCMの遮蔽の如く Deep Penetration Problem にどのような誤差を生ぜしめるかの検討が必要である。
- (2) ブランケットの孔や空隙からの放射線ストリーミング効果の評価が必要である。
- (3) 構造設計の進展に伴い熱伝導によるSCMへの熱流入量を計算する。
- (4) ある程度計算精度の向上が達成された時点で遮蔽の最適設計によりコストの低減を企むべきである。
- (5) SCMばかりでなく生体遮蔽との関連も考慮すべきである。

謝 辞

遮蔽層の決定は原研の迫淳氏の貴重なコメントに基づいて行なわれた。超電導コイルの構造に関して三菱原子力工業株式会社研究所の浅見直人氏に御教示いただいた。中性子ガンマ結合断面積の作成には名古屋大学工学部の相良明男君に御協力いただいた。以上の三氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) Sako K. et al., IAEA-CN-33/G1-5,
Plasma Phys. and Cont. Nucl. Fusion Res.
(Proc. Conf. Tokyo, 1974) to be published.
- (2) Kulcinski G.L. et al., UWFDM-68 (1973)
- (3) 岡田東一, 昭和50年電気学会全国大会予稿集(1975)
- (4) McCracken G.M. and Blow S., CLM-R 120 (1972)

- (5) Kriese J.T. and Steiner D., ORNL-TM-4256 (1973)
- (6) Abdou M.A. and Maynard C.W.
First Topical Meeting on the Tech. of Cont. Nucl. Fusion (Proc. Conf. San Diego) I, (1974) 685
- (7) Casini G. and Cuniberti R., *ibid* 238
- (8) Price W.G., Jr., M A T T - 1 0 5 0 (1 9 7 4) 1 6 4
- (9) 伊尾木公裕他, 昭和49年秋の分科会, 予稿集(II) 炉物理炉工学, 日本原子力学会 (1974) E61
- (10) 理科年表, 東京天文台編集, 丸善株式会社 (1973)
- (11) Handbook of Chemistry Tenth Edition, Edited by Lange N.A., McGraw-Hill Book Co. Inc., N.Y. (1961)
- (12) Reactor Shielding Design Manual, Edited by Rockwell T. III, McGraw-Hill Book Co. Inc., N.Y. (1956) 184
- (13) Reactor Handbook, Second Edition, Volume III, Edited by Blizard E.P. and Abbot L.S., Interscience Publisher (1962) 93
- (14) Miyasaka, S. et al., Code System for the Radiation-Heating Analysis of a Nuclear Reactor RADHEAT, JAERI-M 5794 (1974)
- (15) Drake M.K.; "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library", BNL-50274 (T-601), TID-4500 (1970)
- (16) Wright R.Q. et al ; "SUPER TOG: A Program to Generate Fine Group Constant and Pn Scattering Matrices from ENDF/B", ORNL-TM-2679 (1969), ORNL-RSIC Code Package, PSR-13.
- (17) Ford W.E. III, Wallace D.H.; "POPOP4, A Code for Converting Gamma-Ray Spectra to Secondary Gamma-Ray Production Cross Sections", CTC-12 (1969)
- (18) Ford W.E. III; "The POPOP4 Library of Neutron-Induced Secondary Gamma-Ray Yield and Cross Section Data", CTC-42 (1970)
- (19) Abdou, M.A., Maynard C.M. and Wright R.Q. UWFDM-37, University of Wisconsin (1973)
- (20) Engle W.W. Jr ; "A USERS MANUAL FOR ANISN: A one Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering," K-1963 (1967)
- (20) 関 泰, 「1次元輸送計算コードANISNの出力処理コード:APPLE」 to be published
- (22) 長谷川 明, JAERI-memo 4255 (公開), (1970)