1 解説

核融合炉遮蔽の諸問題

(船舶技術研究所)竹内 清, (日本原子力研究所)関 泰

トカマク型核融合炉に焦点を合わせて、放射線遮蔽設計に関して、遮蔽設計と炉核設計との関連、遮蔽の役割、遮蔽設計基準の設定、バルク遮蔽設計の問題点、各種貫通孔中性子漏洩問題、炉建屋漏洩放射線の空気散乱問題、さらに放射線輸送計算法や核データおよび感度解析等の問題について概説する。

I. はじめに

現在、核融合炉開発研究では主として、強磁場による閉じ込め方式の一つであるトカマク型とレーザーによる高温プラズマ発生を慣性閉じ込めで行う方式について進められている。このうち本稿では、炉の条件に近いプラズマをD-T反応で発生させているトカマク型核融合炉に対して、実験炉や実証炉に発展し実際の出力運転になった際の放射線遮蔽についての諸問題を取り上げることにする。

放射線遮蔽の解析の基本は、D-T反応で発生する14 MeV中性子の物質透過とそれに伴って2次的に発生するγ線の物質透過を解明することである。しかし、放射線の物質透過は単に遮蔽領域のみでなく核融合炉の全体系にわたって基本的な問題であり、特に放射線による発熱およびトリチウム増殖の役割を負うブランケットでの放射線の挙動の詳細な解析は重要である。ブランケットにおける中性子の挙動の基本的問題についてはすでに「本誌」に解説⁽¹⁾があるので、本稿では遮蔽における放射線解析計算に重点をおいて、トカマク型核融合炉における炉核設計との関連、遮蔽の役割、遮蔽設計基準、層状の遮蔽の問題点、各種貫通孔中性子漏洩、炉建屋から漏れ出た放射線の空気散乱問題、それに遮蔽設計計算に使用する放射線輸送計算法や核データとその誤差の計算値に及ぼす影響等について述べる。このほかにも遮蔽構造設計および施工、さらに遮蔽材料の選定等についても重要な課題であるが、ここでは省略する。

II. 核融合炉核設計との関連

第1図に、原研において設計を進めている国際トカマク型核融合炉 INTOR-J の概念⁽²⁾を示す。この炉には将来の動力用核融合炉に含まれる基本的な要素はすべて盛り込まれている。すなわち、ドーナツ状のプラ

ズマの周りにブランケット、遮蔽、マグネット、中性粒子入射装置などが示されている。ブランケットのプラズマに直面する部分を第1壁と称している。

核融合炉の場合、核分裂炉のように核設計と遮蔽設計を明確に分離して考えることはできない。便宜的に、ブランケットと遮蔽における核計算をそれぞれ核設計および遮蔽設計計算と称している。プラズマにより近いブランケットは高温になり、その中で放射線発熱は積極的に発電に利用されるのに対し、遮蔽では必要最小限の除熱を行う。しかし、発電を主目的としない実験炉級の核融合炉、あるいはトリチウム生産を行わない場合には、特に高温部と低温部を分離せずブランケットと遮蔽を一体としている設計例もある。いずれにしても14 MeV中性子の発生源は炉心プラズマであり、ブランケットと遮蔽にはプラズマから発生した中性子が入射してくる。ブランケットはプラズマに近いので強い放射線損傷を被り、人間が近寄り難いほど高い誘導放射能を帯びることになる。これらを評価し、トリチウム生成と放射線発熱の空間分布を評価することがブランケット核設計の主な役割である。遮蔽に入射する中性子束はブランケット中で2桁以上減衰し、また平均エネルギーも低くなるので、放射線による損傷、発熱、誘導放射能は比較的軽減される。

III. 遮蔽の役割と遮蔽設計基準の設定

1. 遮蔽の役割

遮蔽の役割は、第1に従業員および一般公衆に対する放射線防護であり、第2に炉構成機器に対して放射線照射による照射損傷および発熱に起因する特性の変化や性能の劣化を防止することである。

第1の役割は、炉運転中に炉建屋周辺における従業

Some Problems in Fusion Reactor Shielding, Kiyoshi TAKEUCHI, Yasushi SEKI.

(1980年 3月18日 受理)

第 1 図 原研試設計の国際トカマク型核融合炉 INTOR-J の概念図

員の被曝線量および周辺住民の被曝線量を許容線量以下に抑えること。また炉停止時の炉の保守・点検や故障修理のために、従業員が炉室に入る際に従業員が許容線量以上の被曝を受けないようにすることである。

第2の役割は、超伝導マグネット構成機器の各構成材料に対する放射線線量を許容値以下に抑えることである。さらに第1壁やブランケットは大量の14 MeV中性子に照射されるので、核融合炉の長期運転のためには構成機器をモジュール化*して定期的な交換を行うことになる。交換のためには強く放射化されている炉モジュールを炉の外側に取り出すが、その際に作業員の炉室内立ち入りを可能にするための特別の遮蔽を施す必要がある。その上、遮蔽体内に装備されている数多くの冷却用配管やイオン源に故障が起きた時の修理のための作業員の接近が被曝上の大きな問題となるので、やはり特別の遮蔽を施す必要がある。

炉の遮蔽の構成は核分裂炉の場合と同様に、1次遮蔽と2次遮蔽とに分けて考えられる。1次遮蔽は超伝導マグネットの特性劣化を防止し、かつ炉停止後の従業員の炉室内立ち入りを可能にするためであり、一方2次遮蔽は炉格納容器建屋であり厚いコンクリートで出来ている。そして炉運転中や事故時に許容量以上の放射線や放射性物質を炉建屋外へ出さないことが肝要

である。

2. 遮蔽設計基準の設定

(1) 超伝導マグネットの遮蔽に関して

- (1) 超伝導線材の臨界電流の減少
- (2) 安定化材の電気抵抗率の増加
- (3) 絶縁材の機械的・電气的特性劣化
- (4) 超伝導マグネット中の放射線発熱

のように、放射線照射が超伝導マグネットに特性劣化をもたらす。したがって、上記各項目に対して許容される放射線量が決められ、これが遮蔽設計基準となる。第1表にいくつかの代表的な設計基準値を示す。

(2) クライオポンプや中性粒子入射装置に関して放射線発熱や誘導放射能低減のための許容線量が決められ、これが遮蔽設計基準となる。

(3) 従業員の炉室内立ち入りに関して機器の放射化低減のための許容中性子線量が決められ、これが設計基準となる。

(4) 2次遮蔽に関して

核分裂炉の場合と同様に、従業員および一般公衆に対する許容線量から遮蔽設計基準が決められる。ただし、環境における被曝線量については厳しい「線量目

* ドーナツ状の核融合炉を8等分に分割して機器を構成し、機器の交換はこの $\frac{1}{8}$ 構成機器単位で行う。

第 1 表 超伝導マグネットに対する遮蔽設計基準の例

項 目	炉 名	INTOR-J	JXFR	NUWMAK
設 計 機 関		原 研 国際トカマク型核融合炉 ⁽²⁾	原 研 核融合実験炉 ⁽³⁾	米国ウィスコンシン大学 核融合炉 ⁽⁴⁾
超電導線材に対する最大積分中 性子束(フルエンス, n/cm^2)		2×10^{18}	1×10^{18}	1×10^{18}
安定化材に対する最大照射損傷 量(dpa†)		銅† 9.8×10^{-5}	銅† 9.8×10^{-5}	Al† 4×10^{-6}
絶縁材に対する最大線量(rad)		エポキシ† 2.4×10^9	マイラー† 1.2×10^8	エポキシ† 5×10^9
マグネット中の放射線発熱 (W/cm ²)		10^{-3}	10^{-3}	—

† Displacements per atom (中性子により金属中の 1 個の原子が格子からはじき出される平均の回数), † 使用される物質

標値」が定められているので、空気散乱放射線の評価が重要である。

Ⅳ. 1 次遮蔽(超伝導マグネットの遮蔽)

第 2 図に示すように、トロイダルマグネットは D 型をしているが、トーラス状プラズマの内側で D 型磁石の垂直部分との間の遮蔽をトーラス内側遮蔽と称し、それ以外の部分の遮蔽と区別している。そしてトーラス内側遮蔽以外の部分の遮蔽をトーラス外側遮蔽という。第 3 図に INTOR-J⁽²⁾ の、第 4 図に NUWMAK 炉⁽⁴⁾ の 2 次元計算モデルを示す。いずれも中性粒子入射孔などの複雑形状部分のない個所である。

1. トーラス内側遮蔽

(1) ブランケットの役割

第 2 図からわかるように、トーラスの内側はプラズマとトロイダルマグネットとの間に充分のスペースがとれない。この狭いスペースで中性子を基準線量以下に減衰させるのは容易でない。そこでブランケットも 1 次遮蔽として使用する考えが世界的な傾向である。しかし NUWMAK の場合は、第 4 図にみられるように、トリチウム増殖の役割を果たす設計例もある。第 2 表に、代表的な核融合炉試設計における内側ブランケットや遮蔽の寸法および物質組成を示す。

(2) 中性子束減衰率

第 1 壁入射中性子束をブランケットと遮蔽領域で幾何減衰させるべきかは、炉の寿命と負荷率にも関係するが INTOR-J の例ではおよそ 5 桁程度の減衰が要求される。NUWMAK の例では 30 年間連続運転を仮定

第 2 図 INTOR-J の詳細な断面図

第3図 INTOR-J 炉の2次元計算用モデル

して算出したことにもよるが7桁の減衰を要求している。第1表に示した各項目に対する基準のうち、安定化材に対する最大照射損傷量の基準値を満足させるのが最も厳しい中性子減衰率の要求となる。

(3) 設計計算例

第2表に代表的な設計計算例を示す。これらの計算は1次元あるいは2次元放射線輸送計算コードで行なったものである。表中の項目の中性子壁負荷は第1壁へ入射する14 MeV 中性子のエネルギー量であり、通常中性子束の量では1 MW/m² がおよそ 4.43×10^{18} n/cm²・s に相当する。第2表に示されている計算値の精度については明らかではないが、およそその値と遮蔽設計上の厳しい項目が何であるかがわかる。この設計例では注目すべき物質として、タングステンを放射線遮蔽材として使用していることである。これは速中性

第4図 NUWMAK 炉の2次元計算用モデルと物質組成

子に対する減速効果に優れていることと7線の遮蔽にきわめて有効であるからである。しかし、7線による発熱が非常に大きい点留意しておく必要がある。第4図の NUWMAK の内側遮蔽が発熱を意味する遮蔽 (Hot shield) となっている理由がこれである。

(4) 計算誤差の要因

計算精度に影響を及ぼす要因としては、トーラス形状のモデル化や複雑形状のモデル化、中性子輸送計算法、中性子断面積および群定数化、2次7線生成断面積、7線輸送計算法、反応断面積等が考えられる。特にタングステンの2次7線生成断面積の誤差がブランケットにおける発熱量計算に大きな影響を及ぼすとの指

第2表 トーラス内側のブランケット-遮蔽設計に対する超伝導マグネットにおける評価値

項 目	INTOR-J	JXFR	NUWMAK	ORNL-EPR†
出力(MWth)	415	100	2,097	595
中性子壁負荷(MW/m ²)	1	0.17	4.34	1
第1壁-遮蔽体背面の距離(cm)	86	119	105	140
ブランケット厚さ(cm)	31	43	20	51
(物質)	(SS, H ₂ O) ^{††}	(SS, W, C)	(Ti合金, LiPb, H ₂ O)	(SS, K, C)
遮蔽厚さ(cm)	50	40	85	59
(物質)	(W, HC, SS, H ₂ O)	(H ₂ OB, HC, SS)	(W, H ₂ O, B ₄ C)	(SS, H ₂ OB, Pb)
隙間(cm)	5	36	0	30
マグネット中の最大中性子フルエンス(n/cm ²)	1.45×10^{18}	1.2×10^{17}	$7 \times 10^{15}/\text{yr}$	$4.9 \times 10^{16}/\text{yr}$
安定化材中の最大照射損傷量(dpa)	$3.87 \times 10^{-5}/\text{yr}$	$9 \times 10^{-8}/\text{yr}$	$2 \times 10^{-8}/\text{yr}$	$8 \times 10^{-5}/\text{yr}$ (銅)
絶縁材中の最大線量(rad)	$1.04 \times 10^9/\text{yr}$	$4.3 \times 10^7/\text{yr}$	$3 \times 10^7/\text{yr}$	—
マグネット中の最大放射線発熱(W/cm ²)	1.07×10^{-4}	6.2×10^{-5}	総計 500 W	1.1×10^{-4}

† 米国オークリッジ研究所の核融合実験炉⁽⁵⁾

†† SS: ステンレス鋼, H₂O: 水, W: タングステン, HC: 重コンクリート, C: 炭素, H₂OB: ボロン水, LiPb: Li₁₈Pb₈₂(eutectic), B₄C: ボロンカーバイド, K: カリウム, Pb: 鉛

摘がある⁽³⁾。

2. トーラス外側遮蔽

(1) 中性子漏洩の問題

トーラス外側のブランケットは本来のトリチウム増殖の役割を果たすことになるので、中性子の減衰はあまり期待できない。しかし、スペースに余裕があるので充分の遮蔽を施すことができる。外側遮蔽では次章で述べる中性子入射孔を含む各種の貫通孔からの中性子漏洩が問題となる。

(2) 誘導放射能の評価

炉停止後の従業員の炉室内立ち入りを可能にするには、炉停止後の炉周辺における線量率を2.5 mrem/h以下に抑える必要がある。このためには炉構成材、特に炉の外側を構成する構造材(SUS 316が使用される例が多い)の放射化が問題となる。NUWMAK 炉の例では低誘導放射能構造材としてTi 合金を使用している。計算例ではJXFRを1年間運転後の炉停止後1週間でおよそ2 mrem/h⁽³⁾、またNUWMAKを1年間運転後の炉停止後1日で2.6 mrem/h⁽⁴⁾、さらにINTOR-Jの場合は1年間運転後の炉停止後1日でおよそ100 mrem/h⁽²⁾である。誘導放射能からのγ線量計算は、放射化断面積データの精度があまり良くない上に、核種が次々に変換して行く場合もあり、さらに誘導放射能からのγ線のエネルギー別の放出率データも完備している必要があるので精度向上は容易でない。

3. 最適遮蔽

先にトーラス内側では充分の遮蔽領域を確保することが難しいことを述べたが、その理由はプラズマトロイダルマグネット間の距離を大きくすると、プラズマ中心のトロイダル磁場が弱くなってしまう。トカマク型核融合炉の出力はプラズマ中心のこの磁場の強さの4乗に比例する⁽⁴⁾⁽⁶⁾ので、出力低減を招く。そこでトロイダルマグネット中の最大磁場を増大させようとすれば、この磁石のコストは最大磁場の2乗に比例する上に、核融合炉全体のコストのかなり大きな割合を占めるので全体のコスト上昇を招く⁽⁶⁾。したがって、プラズマとマグネット間の距離を減少させて、しかも超伝導マグネットの遮蔽設計基準を満足するようにトーラス内側のブランケットと遮蔽の設計を行う必要が生じる。このような設計計算を最適遮蔽計算という。最適遮蔽計算法は核分裂炉の遮蔽設計のために数多く提案されているが、いくつもの拘束条件のもとに遮蔽体の厚さや重量およびコストなどを同時に考慮に入れて最適遮蔽計算が可能な方法⁽⁷⁾が核融合炉の場合には望ましいと思われる。

V. 各種貫通孔、空隙漏洩中性子の評価

第1図や第2図、また第3図にも一部示されているように、実際のトカマク型核融合炉には大小種々の貫通孔や空隙がある。

(1) 複雑形状漏洩放射線の評価

複雑形状漏洩放射線の評価は計算上、取扱いが容易でないために、計算精度の評価が最も遅れている分野である。現在、漏洩中性子計算に関する遮蔽標準問題を設定して計算精度評価が精力的に行われている⁽⁸⁾⁽⁹⁾。

(2) トカマク型核融合炉の複雑形状漏洩問題

トカマク型核融合炉の場合、基礎となる形状がトーラス形状であることから3次元的な取扱いが要求される。第2図の形状ではプラズマ断面が非円形なのでさらに形状の取り方が複雑になる。またダイバータといってプラズマが第1壁に当たらないように磁力線に沿って排気部へ導く装置がある場合、第3図に示すようにブランケット部が切断され、その結果複雑形状中性子漏洩問題となる。核融合炉における最大の貫通孔は第1図および第2図に示されるように中性粒子入射孔である。この貫通孔は真空排気孔になっている部分もある。反対に狭い間隙の例としてはブランケットで発生する熱を除去するための冷却材通路や核融合炉構成機器の定期的交換のためのモジュール化によるモジュール間の接合部の間隙などがある。NUWMAK 炉ではプラズマ加熱用の高周波加熱装置が炉の外側に設けられている。この装置とプラズマとを結合させるための貫通孔が3次元的に形成されている。

(3) 漏洩中性子が機器に及ぼす影響とその評価

ブランケットや遮蔽体に貫通孔があると、中性子の漏洩が超伝導磁石や周辺機器の放射線損傷や放射線発熱、さらに誘導放射能等に大きな影響を及ぼすことになる。漏洩中性子の影響を減少させるために特別の遮蔽が追加される。しかし、スペースが充分にとれない場合は線量評価計算を精度よく行い遮蔽の厚さを正確に決める必要がある。特に真空ポンプに使われるクライオポンプ領域や中性粒子入射装置へ漏洩して到達する放射線量の評価は重要視されているが、形状が複雑なので精度よく漏洩放射線量を評価するのは容易でない。

ヨーロッパのFINTOR 炉の例では、ダイバータの円環ダクトからの中性子漏洩のためにダイバータマグネットの銅安定化材の照射損傷量が許容損傷量の100倍にもなることがわかった¹⁰⁾。また、ANLの核融合実験炉の試設計では、85 cm 直径の中性粒子入射孔の

場合、漏洩中性子のために入射装置内の放射線発熱が最大で 0.12 W/cm^2 にも達することがわかった⁽⁶⁾。

Ⅶ. 生体遮蔽および放射線空気散乱

生体遮蔽(2次遮蔽)は核分裂炉の場合と同様に炉格納容器建屋を兼ねるコンクリート構造である。コンクリート壁の厚さは充分に厚くとれるので透過放射線については問題ない。しかしコンクリートには各種の配管が貫通するので、貫通孔漏洩放射線の評価は重要である。また天井のコンクリートの厚さを充分にとることは建設上あるいはコスト上の問題があるので、できる限り薄くしたい。そのためには天井から漏洩する放射線の空気散乱(スカイシャイン)線量の精度のよい評価が必要になって来る。ヨーロッパの核融合実験炉 JET における環境放射線量評価計算例によると、線源強度として 14 MeV が2年間に 10^{24} 個放出されると仮定して行なったコンクリート壁透過および天井透過後のスカイシャインによる線量は、壁の厚さが 250 cm で天井の厚さが 210 cm のときに 180 m 離れた地点で $6.6 \times 10^{-3} \text{ rem/yr}$ であった⁽¹¹⁾。壁および天井の厚さは壁透過線量とスカイシャイン線量が等しくなるように決めたものである。スカイシャイン線量の場合は、中性子による方が γ 線による線量よりも大きい。核融合炉からのスカイシャイン線量計算ではこのように中性子のスカイシャイン計算が重要となる。

Ⅶ. 放射線輸送計算法

1. 各種輸送計算法

これまで遮蔽計算は複雑形状で3次元の取扱いが必要であることを強調したが、1次元や2次元形状で取り扱えるものもかなりある。一般に炉の核計算に関しては第1壁やブランケットにおける放射線による損傷や発熱および誘導放射能、さらにトリチウム増殖比等の評価は1次元形状計算で充分に行える。また次章で述べる感度解析や、すでに記した最適遮蔽の計算も1次元形状でかなりの情報を得ることができる。

2次元形状になると、第3図および第4図に示したように、かなり実際の形状に近いモデル化が可能となる。2次元輸送計算の問題点はまだ計算精度の評価が進行中である点である⁽⁸⁾⁽⁹⁾。2次元計算は1次元計算に比べて選択するパラメータの組合せが多い上に、計算で取り扱う遮蔽問題が多様多様になるので、広範囲の遮蔽問題について精度評価が必要である。特に、長い貫通孔や狭い間隙幅に対する放射線漏洩計算や屈曲ダクト漏洩放射線計算、および大空間中の放射線散乱計

算では大きな計算誤差が出やすいので注意を要する。これらの計算での誤差の主要因は放射線の進行方向角度を有限個の角度分点で近似しているためであり、これに関しては「本誌」に解説⁽¹²⁾があるので省略する。

高速中性子の輸送計算では散乱の非等方の取扱い方がよくないために負の散乱線源を算出して問題となることがある。最新の輸送コードの DOT-IV では負の線源角度分布を算出したら他の正の線源角度分布の値を用いて補正することにより負の値をゼロに置き換える方法がとられている⁽¹³⁾。しかし根本的には散乱の非等方の取扱い方を厳密に行えばよく、すでに1次元では S_n コードの NITRAN⁽¹⁴⁾、1次元および2次元直接積分コードの PALLAS⁽¹⁵⁾、さらに3次元用 PALLAS⁽¹⁶⁾ で実用化されている。また2次元輸送コードで漏洩放射線の計算を精度よく行う方法として、最近米国では放射線の漏洩して進行する方向に輸送方程式を計算するストリーミング・レイ(SR)法が発表されている⁽¹⁷⁾が、PALLAS コードではこの手法が基本となっている。これまでに、核融合炉試設計に使われた2次元輸送コードには、TWOTRAN シリーズ(-II⁽¹⁸⁾, -GG⁽¹⁹⁾, -FC⁽²⁰⁾), DOT-III⁽²¹⁾, DOT-3.5⁽²²⁾, TRIDENT-CTR⁽²³⁾ 等がある。

3次元形状輸送計算はモンテカルロコードが現在のところ独壇場である。しかしモンテカルロ計算は精度のよい答を得ようとすれば2次元輸送計算の数倍から100倍もの長時間の計算時間を要する。この計算時間を短縮して精度のよい答を得るための技法の開発が進められ試みられているのが現状である^{(24)~(26)}。核融合炉試設計に使用されているモンテカルロコードには MORSE-GG⁽²⁷⁾, MCNP⁽²⁸⁾, McNID⁽¹¹⁾, VIM⁽⁶⁾ 等がある。

γ 線輸送計算に関しては高エネルギーの γ 線(例えば鉄板に中性子が入射して発生する捕獲 γ 線のように 7.6 MeV と高エネルギー γ 線である)は物質透過中に電子をはじき飛ばすが、エネルギーの高い電子は今度は制動放射 γ 線を放出する。この制動放射 γ 線の計算も特に物質が重い場合は重要となる。

2. 核融合炉体系のモデル化

前述のようにトカマク型核融合炉はドーナツ型形状をしている上に、プラズマ断面が非円形の場合もある。トーラス形状における中性子輸送問題でプラズマ断面を円形とした場合の計算を試みた例がある⁽²⁹⁾。非円形プラズマからの 14 MeV 中性子の第1壁入射までを計算した例⁽³⁰⁾も発表されているが、深層透過計算への発展は今後の課題である。

Ⅶ. 核データと感度解析

核融合炉用の核データの現状と問題点についてはすでに数多くの報告があるが、最近の報告は文献③①～③③に詳しく述べられている。一般的結論としては核データの現状はまだ不十分であり、特に2次中性子のエネルギーと角度分布およびγ線生成データがきわめて不十分であることが、核融合炉の遮蔽設計を行う上で問題であると指摘されている。また遮蔽設計で直接問題となる照射効果、すなわち放射線発熱、損傷、誘導放射能などの計算には個々の部分反応断面積データが必要であるが、数 MeV 以上の高いエネルギー領域ではデータが不足している場合が多い。

核データが不足したり、精度が良くなかったり状態では、核データの誤差が遮蔽設計値に及ぼす影響を定量的に把握しておく必要がある。この目的で核データの感度解析と不確かさを評価する方法が考案され発展してきた^{(34)~(37)}。1次元形状における感度解析コード SWANLAKE⁽³⁴⁾による核設計および遮蔽設計における感度解析例が数多く発表されている^{(38)~(41)}。核計算の感度および不確かさの解析手法の適用に関しては文献③③に詳しくまとめられている。

1次元形状の中性子輸送計算の誤差は比較的小さくできるので、核データの感度解析と不確かさの評価は有意義である。その際に2次中性子の角度とエネルギー分布データに関する感度解析と不確かさの評価⁽³⁵⁾が核融合炉への適用にはより重要であり、今後の発展が期待される。他方、2次元形状に対する感度解析を行う計算コードもいくつか作成され^{(36)~(37)~(42)}、一部は核融合炉の感度解析に用いられている⁽⁴³⁾。しかし、2次元形状における感度解析は始められたばかりなので⁽⁴⁴⁾、今後の研究が待たれる分野である。

Ⅷ. む す び

核融合炉の実用化までには、プラズマ条件、材料、熱、超伝導マグネットの実用化等の問題に関して、研究によって解決されなければならない数多くの問題がある。核計算に関しても同様であり、本稿は遮蔽に関する問題に焦点を合わせて各種の問題を取り上げたが、誌面の関係で充分に言及できなかった点もあると思われる。しかし、今後の研究課題として参考になれば幸いである。

— 参 考 文 献 —

- (1) 高橋亮人: 原子力誌, 21[12], 903 (1979).
- (2) Engineering aspects of the JAERI Proposal for IN-

- TOR(II), JAERI-M 8518, (1979).
- (3) 原研核融合研究部 炉設計研究室: JAERI-M 7300, (1977).
- (4) CHENG, E.T., et al.: Nucl. Technol., 45, 77 (1979).
- (5) SANTORO, R.T., et al.: ibid., 37, 274 (1978).
- (6) ABDON, M.A.: Proc. 5th Int. Conf. Reactor Shielding, H-II-1, (1977).
- (7) KANAI, Y., et al.: Proc. 4th Int. Conf. Reactor Shielding, B2-5, (1972).
- (8) 竹内 清, 田中俊一: 原子力学会昭55年会, 総合報告 2, (1980).
- (9) 炉物理特別委・遮蔽専門部会: JAERI-M 7799, (1978).
- (10) NICKS, R., et al.: 文献(6), H-II-2.
- (11) AVERY, A.F., CHESTNUTT, M.M.: 同上, A-6.
- (12) 竹内 清: 原子力誌, 21[5], 411 (1979).
- (13) EMMETT, M.B., et al.: Trans. Amer. Nucl. Soc., 33, 719 (1979).
- (14) TAKAHASHI, A., RUSH, D.: KfK 2832/I, I, (1979).
- (15) TAKEUCHI, K.: Papers Ship Res. Inst., No. 57, (1979).
- (16) 笹本宣雄, 他: 原子力学会昭55年会要旨集, (I), E-21, (1980).
- (17) FILIPPONE, W.L., et al.: Trans. Amer. Nucl. Soc., 33, 727 (1979).
- (18) LATHROP, K.D., BRINKLEY, F.W.: LA-4848-MS, (1973).
- (19) idem: LA-4432, (1970).
- (20) LATHROP, K.D., et al.: LA-4600, (1972).
- (21) RHOADES, W.A., MYNATT, F.R.: ORNL-TM-4280, (1973).
- (22) RSIC Computer Code Collection: CCC-276, (1976).
- (23) SEED, T.J.: Proc. 3rd ANS Topical on Technol. of Cont. Nucl. Fusion, (1978).
- (24) UEKI, K., STEVENS, P.N.: J. Nucl. Sci. Technol., 16[2], 117 (1979).
- (25) GERSTL, S.A.W.: LA-6628-M5, (1976).
- (26) PAINTER, J.W., et al.: Trans. Amer. Nucl. Soc., 30, 585 (1978).
- (27) STRAKER, E.A., et al.: ORNL-4585, (1970).
- (28) LASL Group TD-6: LA-7396-M, (1978).
- (29) JUNG, J.: Nucl. Sci. Eng., 60, 74 (1976).
- (30) IIDA, H., et al.: JAERI-M 8517, (1979).
- (31) 浅見哲夫: JAERI-M 8163, p113~134 (1979).
- (32) LORENZ, A., MUIR, D.W. (ed.): INDC(NDS)-101/LF, (1979).
- (33) Proc. Advisory Group Meeting on Nuclear Data for Fusion Reactor Tech., IAEA-TEC-DOC-223, (1980).
- (34) BARTINE, D.E., et al.: ORNL-TM-3809, (1973).
- (35) GERSTL, S.A.W.: ORNL/RSIC-3809, (1973).
- (36) 川合将義, 他: 原子力学会昭54年会要旨集, (I), F37, (1979).
- (37) 山内通則, 他: JAERI-M 8247, (1979).
- (38) BARTINE, D.E., et al.: Nucl. Sci. Eng., 53, 304 (1974).
- (39) ALSMILLER, R.G., Jr., et al.: ibid., 57, 122 (1975).
- (40) GERSTL, S.A.W., et al.: ibid., 62, 137 (1977).
- (41) YAMAUCHI, M., et al.: JAERI-M 8739, (1980).
- (42) CHILDS, R.L., et al.: Trans. Amer. Nucl. Soc., 21, 543 (1975).
- (43) SEKI, Y., et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 16[7], 530 (1979).
- (44) SEKI, Y., et al.: Nucl. Sci. Eng., 73, 87 (1980).