

講座：中性子工学 I

## 2. 核融合炉における核設計

真 木 絃 一

(株式会社日立製作所日立研究所)

関 泰, 佐 藤 聡

(日本原子力研究所那珂研究所)

林 克 己

(日立エンジニアリング株式会社)

(1995年 8 月10日受理)

### Nuclear Design for Fusion Reactors

MAKI Koichi, SEKI Yasushi\*, SATOH Satoshi\* and HAYASHI Katsumi\*\*

*Hitachi Research Laboratory, Hitachi Ltd., Ibaraki 319-12, Japan*

*\*Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute,  
Ibaraki 311-01, Japan*

*\*\*Hitachi Engineering Co., Ltd., Ibaraki 317, Japan*

(Received 10 August 1995)

#### Abstract

Main themes in nuclear design of DT fusion reactors are radiation shielding design, blanket nuclear design, induced radioactivity evaluation and irradiation damage evaluation. Key subjects, design and evaluation methods, and typical design and evaluation examples are presented for every theme in this Chapter. In these explanations, it is emphasized that nuclear design plays an important role in reactor design and has an indispensable position in iteration for decision on reactor construction.

#### Keywords:

nuclear design, radiation shielding, blanket nuclear design, induced radioactivity, irradiation damage,

#### 2.1 はじめに

人類は、当面の核融合炉に利用する核反応として、プラズマ閉じ込めの制約から、核融合反応断面積の最も大きい重水素 (D) と三重水素 (T) の反応を選ぶこととなった。この DT 核融合反応は、

1 回につき平均14MeV の中性子を 1 個生成する。この中性子は物質を放射化するため、人類は誘導放射能という難題を抱えることとなった。しかし、物質中の中性子の飛程が、プラズマからの光子や荷電粒子の飛程に比べて長いいため、中性子による

核発熱は体積発熱となり、第一壁の熱負荷を緩和しているという利点もある。また、中性子の飛程が長いということは、厚く重い遮蔽体が必要という難題も与えている。

この中性子は、核融合反応で発生するエネルギーの80%を運動エネルギーとして持ち去り、物質と相互作用する過程で、一部は発生したガンマ線を介して、運動エネルギーを熱エネルギーとして放出する。材料中で放出された熱エネルギーは、プラズマからの光子や荷電粒子のエネルギーと共に利用できるエネルギーとして取り出される。

核融合反応で発生する中性子は、核融合炉の構造体を構成している物質と相互作用して二次中性子やガンマ線を発生する。これらの放射線から装置自身を守るためにも、また、人間を守るためにも適切な遮蔽体が必要で、これを確定するのが遮蔽設計である。

DT 核融合炉の燃料の1つであるトリチウムは天然に存在しないため、核融合炉自身で生産しなければならない。その役割を担っているのがブランケットである。さらに、ブランケットは、先に述べた熱エネルギーを採り出す役割も持っている。トリチウムの生産効率、即ちトリチウム増殖比が高く除熱能力に優れた構造を提供することが、ブランケット核設計である。

中性子は、先に述べた物質との相互作用の結果、核変換を引き起こし不安定核種を生成し誘導放射能を発生させ、また、放射線損傷を引き起こし材料特性を劣化させる。材料の誘導放射能の問題は、運転停止後の炉室への人間の立ち入りの可能性、装置の故障時に人間による直接保守の可能性、安全性に関わる問題や放射性廃棄物の問題等に関係する。

放射線損傷は中性子の照射量に依存するので、材料の経年劣化を想定して核融合炉の設計を実施しなければならない。このため、装置の運転経過時間に関係する中性子照射量を考慮した材料損傷評価を予め実施し、装置設計に反映させなければならない。

以上より、核融合炉（以下、DT 燃焼を伴う装置を全て核融合炉と記す）の核設計に関係する主

要な項目として、放射線遮蔽設計、ブランケット核設計、誘導放射能の評価、照射損傷の評価、に関して解説する。

## 2.2 放射線遮蔽設計

### 2.2.1 放射線遮蔽対象と基準

核融合炉の放射線遮蔽は、装置自身を放射線から防護する装置遮蔽と人間を放射線から防護する生体遮蔽に大別される。後者は原子炉や放射性物質取り扱い施設の遮蔽と基本的には同じであるが、前者は、特に磁場閉じ込め核融合炉の場合には超伝導マグネットを使用するため、特有な遮蔽設計が必要となる。

装置遮蔽の典型的な対象である超伝導マグネットは、中性子およびガンマ線の照射により、所定の核発熱率を越えると超伝導状態が破綻するクウェンチと呼ばれる現象を起こす。また、安定化銅や絶縁材、巻線部の放射線損傷により超伝導マグネットの健全性が損なわれる。これらを所定の寿命中に健全性を保つように遮蔽体の厚さを決定することが必要になる。特にトカマク型核融合炉の場合には、Fig. 2.1 に示す国際熱核融合実験炉 (ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor) [1] からわかるように、トーラスの中心軸からプラズマまでの間に位置するトロイダル磁場コイルを遮蔽するためのインボード遮蔽体（ブランケット、真空容器を含む）の厚さが、トカマク型核融合炉の主半径に大きな影響を与える。このような点から、核融合炉における装置遮蔽は炉心設計の一部として位置づけられる。

超伝導マグネット以外の遮蔽対象として、計測機器、加熱装置、構造体中の溶接部等が存在する。特に、構造体に存在する溶接部がモジュール交換時に再溶接可能であるためには、ヘリウム生成量を 1 appm 以下に抑制するような遮蔽構成を提案しなければならないと言われている[2]。

生体遮蔽に関しては、放射線作業場の線量当量率、一般公衆の被曝線量当量率が遮蔽設計の検討対象となる。運転中は炉室への人間の立ち入りを禁止している場合が多く、運転停止後に作業員が炉室へ立ち入るものとしているので、停止後の炉

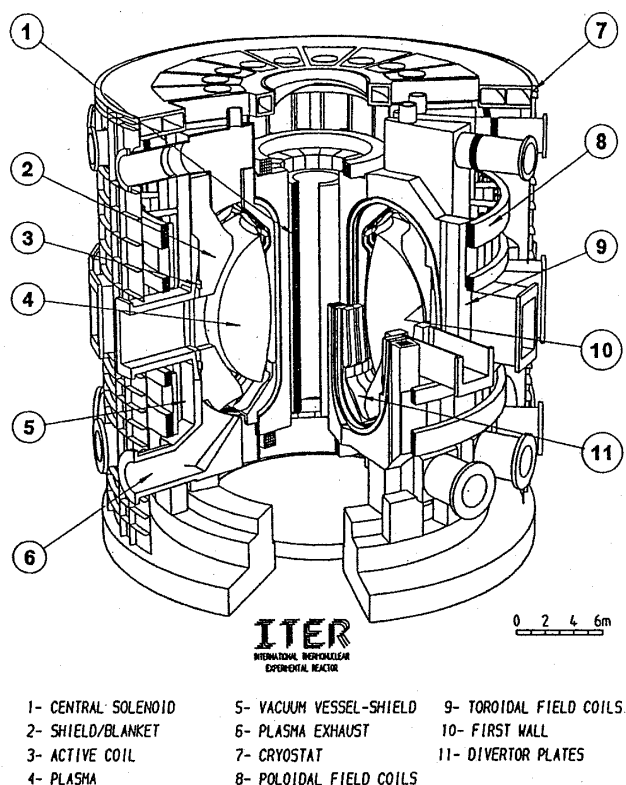


Fig. 2.1 Overall view of ITER basic machine [1].

室の線量当量率を検討しなければならない。一般公衆に対しては、運転中および停止後の被曝線量当量率の評価が対象となる。

以上の遮蔽対象における遮蔽設計基準値をITERを例としてTable 2.1 [1,2]にまとめる。

### 2.2.2 放射線遮蔽設計手順

前節で述べた遮蔽対象を評価するため、放射線輸送計算を実施する。スリット等のないバルク遮蔽体ならば、深層透過問題のみとなるが、一般には、スリットや空洞が存在するので、ストリーミングと深層透過問題の両者を含むことになる。

遮蔽設計を実施するに当たり、電磁力解析や構造解析によって、真空容器やブランケット、第一壁の材料および構成が予め想定されており、遮蔽設計としては、Fig. 2.2 に示すフローの破線で囲まれた部分に相当する。まず、計算対象の輸送計算モデルを作成し、核融合反応で発生する中性子源強度を求める。これを線源として、中性子と物質の相互作用により発生する二次中性子およびガンマ線を含めて、中性子束とガンマ線束を輸送計算コードを用いて求める。計算コードとして、一

Table 2.1 Design criteria in radiation shielding [1,2].

| items                           | design criteria                      |
|---------------------------------|--------------------------------------|
| Superconductive magnet          |                                      |
| nuclear heating in winding pack | 1-5 mW/cm <sup>3</sup>               |
| total nuclear heating in TFC    | 20 kW                                |
| Insulator dose                  | 50 MGy                               |
| displacement per atom in copper | 1×10 <sup>-3</sup> dpa               |
| neutron fluence in winding pack | 1×10 <sup>19</sup> n/cm <sup>2</sup> |
| Radiation damage                |                                      |
| He production in welding part   | 1 appm                               |
| Biological exposure             |                                      |
| for workers in control area     | 25 μSv/h                             |
| for public                      | 100 μSv/y                            |

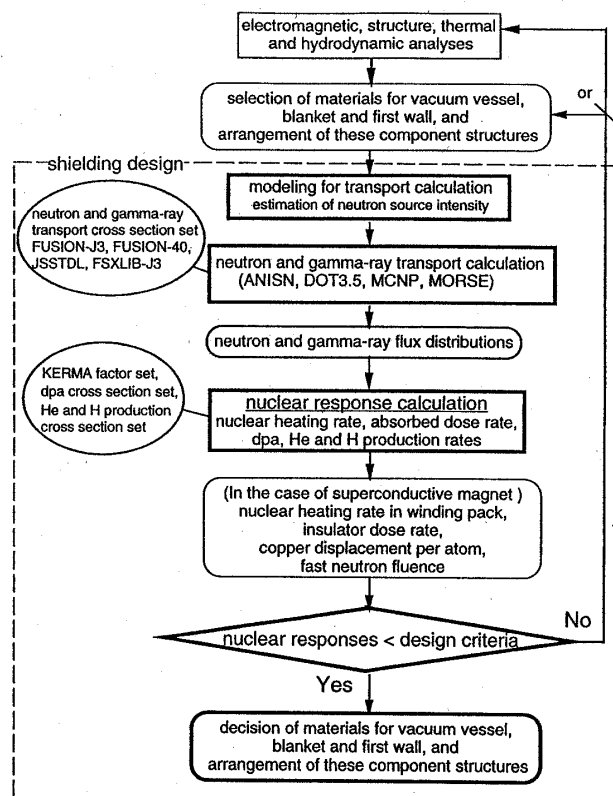


Fig. 2.2 Radiation shielding design flow chart.

次元輸送コード ANISN [3], 二次元輸送コード DOT3.5 [4], モンテカルロコードでは MCNP [5] や MORSE [6]がある。輸送断面積セットとしては、我国の評価済み核データライブラリ JENDL3 [7] (本講座の第2回で詳細に述べる) から核融合炉核設計用に作成された群定数セット FUSION-J3 (中性子125群、ガンマ線40群) や

FUSION40 (中性子42群, ガンマ線21群) [8], JSSTD (中性子295群, ガンマ線104群) [9], 連続エネルギーモンテカルロ輸送計算用断面積セットとして FSXLIB-J3 [10] が用意されている。

核発熱率は, 中性子によるものとガンマ線によるものとがあり, それぞれ, 核発熱定数である KERMA ファクター [11] に, 上述した手順で求めた中性子束およびガンマ線束を乗ずることによって得られる。また, 吸収線量 (Gy) は, 物質 1kg が吸収したエネルギー (J) で表される。従って, その物質 1kg の核発熱率を求めると吸収線量率 (Gy/s) が得られるので, この値に運転時間を乗ずれば運転時間経過後の吸収線量が求められる。弾き出し損傷 (dpa: displacement per atom) は, 中性子束に弾き出し損傷断面積 [12] を乗ずることにより与えられる。ヘリウム生成率に関してもヘリウム生成断面積セット [13] が用意されている。線量当量率を求めるには, これらの中性子束あるいはガンマ線束に線量当量率変換係数セット [14] を乗ずれば得られる。

装置遮蔽の典型である超伝導マグネットに対する遮蔽設計に関しては, 電磁力構造解析や熱解析から想定される第一壁から真空容器の構成を基に, 予め定まっている超伝導マグネットの構成と炉の寿命中の運転時間を考慮して, トーラス軸を回転軸とした赤道面の一次元円柱モデルにより, 超伝導マグネットの巻線部の核発熱率や有機電気絶縁材の吸収線量, 銅の弾き出し損傷, 巻線部の高速中性子フルエンスのピーク値を算出する。これらの遮蔽特性量の何れか一つでも設計基準値を越えている場合には, 遮蔽体を追加するかどうか, その材料には何を選ぶかを検討しなければならない。

インボード部の遮蔽体の厚さは極力抑えられているので, 巻線部の遮蔽特性量のピーク値が設計基準値を越えるのはインボード部の巻線部で起こる場合が多い。したがって, その場合にはインボード遮蔽体を追加して再度計算しなければならないのは, 勿論のことであるが, インボード遮蔽体の厚さを増やすことは, プラズマの主半径をその分だけ増加させることを意味している。従って, プラズマの平衡計算, 自己点火条件, トロイダルコ

イルと変流器コイルの設計も再検討することになり, 真空容器やブランケットの電磁力構造設計も見直すことが必要となる。このような見直しの結果定まった各構成要素を再度モデル化し, 場合によっては, もう一度一次元モデルにより巻線部の全ての遮蔽特性量が設計基準値を満足していることを確認することになる。見直し後に, 二次元輸送計算によりコイル全体の核発熱量を含めて巻線部の遮蔽特性量のピーク値が設計基準値を満たしていることを確認する。もっとも, 問題の箇所が見つければ, 再度上述した手順で見直すことになるのはいうまでもない。さらには, 開口部ダクト近傍の超伝導マグネットに関しても同様な検討が必要となる。このような意味で, 装置遮蔽設計は, 炉心設計の一部として位置づけられる。

生体遮蔽に関しては, 運転中は炉室に人間の立ち入りを禁止している場合が多いので, 運転中については, 炉室外へ漏洩する中性子とガンマ線を評価して, 建屋の遮蔽設計を実施する。一般公衆の被曝線量当量の評価には, スカイシャインの計算により環境の中性子束およびガンマ線束を求め, 線量当量率に変換する必要がある。運転停止後については, 作業員が炉室に立ち入るので, 計算コード THIDA システムの ACT4 [15] あるいは CINAC [16] を用いて誘導放射能 (詳細は 2.4 節で述べる) を計算後, 炉室のガンマ線束分布を算出し, 線量当量率に変換する。運転停止後の一般公衆の被曝線量当量に関しても, 誘導放射能のガンマ線を線源としてスカイシャインの計算により環境のガンマ線束分布を求め線量当量率に変換する。中性子とガンマ線の各エネルギーに対する線量当量率への変換には, 両者の変換係数セット [14] が運転停止後のガンマ線については文献 [15] に収納されている変換係数セットが利用できる。

このようにして求めた遮蔽特性量を設計基準値と比較することにより, 核融合炉各部の遮蔽体の厚さを評価することができる。

### 2.2.3 放射線遮蔽設計例

遮蔽設計例として, トカマク型, ヘリカル型, 慣性核融合炉に分けてそれぞれの最近の設計例を以下に紹介する。尚, JT60SU と LHD は DT 核

融合炉ではないが、遮蔽設計の例として参考になるので併せて紹介する。

(1) トカマク型核融合炉 (JT60SU, ITER, SSTR 等)

#### 1) JT60SU

JT60U 実験後に計画されている定常プラズマ実験装置 JT60SU の遮蔽設計の中間検討結果は、Miya [16,17] によりまとめられている。この中では放射化による停止後の線量当量率の制限を (a) 真空容器内作業 (停止後 1 年)  $\sim 0.1\text{mSv/h}$ , (b) クライオスタット内作業 (停止後 1 ケ月)  $\sim 0.1\text{mSv/h}$ , 超伝導材料の運転中の核発熱制限を  $\sim 1\text{mW/cm}^3$  として、これらの条件を満足する真空容器遮蔽体材料を選定している。遮蔽計算には、FUSION-40 [8] を使用して ANISN [3] により 1 次元輸送計算および DOT3.5 [4] による 2 次元輸送計算により中性子束を求め、その中性子束を THIDA システム [15] に入力して放射化量を計算した結果、チタン合金とボロン水の組み合わせによる真空容器が、運転停止後の線量当量率およびコイルの核発熱率の条件を満足し、プラズマ設計から要求されている 1 周抵抗の仕様も満足することが示されている。

#### 2) ITER

ITER-EDA の設計は現時点 (1995 年 7 月) では進行中でまとまっていないので、レポートとしてまとまっている CDA の検討結果 [2,19,20] を紹介する。

運転中の主要な遮蔽設計課題である超伝導マグネットに対する遮蔽体の厚さを決定するため、群定数として FUSION-40 [8] を使用し ANISN [3] による 1 次元輸送計算および DOT3.5 [4] による 2 次元輸送計算により運転中の中性子束とガンマ線束を求めている。その中で全中性子束分布を Fig. 2.3 に示す。超伝導マグネットの核発熱率と有機電気絶縁材の吸収線量の条件を満たすインボード遮蔽体の厚さ極力抑えるため、 $\text{B}_4\text{C}$  を用いた遮蔽設計が実施されている [2]。

運転中の中性子束を THIDA システム [15] に入力して誘導放射能を計算した結果、生体遮蔽としてクライオスタットの必要追加厚さや建屋のコン

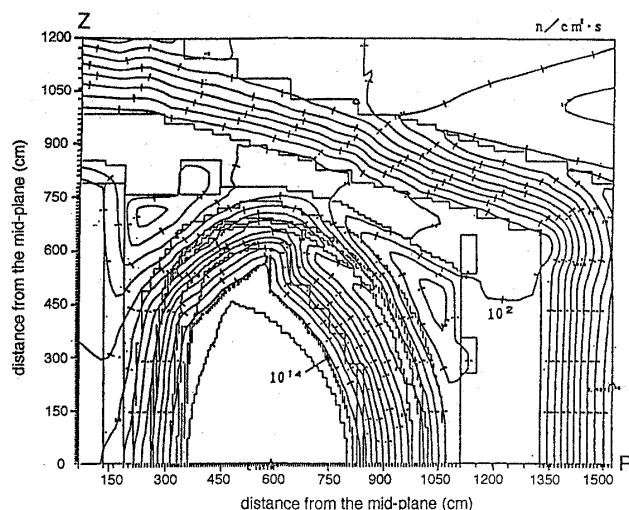


Fig. 2.3 Total neutron flux distribution in upper half poloidal cross section of ITER calculated by 2D-RZ model with DOT3.5 code [19].

クリートの厚さが決定されている。特に放射化されたモジュールを吊り上げてメンテナンスする時の炉室の線量当量率と、Fig. 2.4 に示すスカイシャインの計算による敷地境界の線量当量率 [21] も評価されている。また遮蔽体内に存在する空洞 (ボイド) やギャップ、中性粒子入射加熱 (NBI

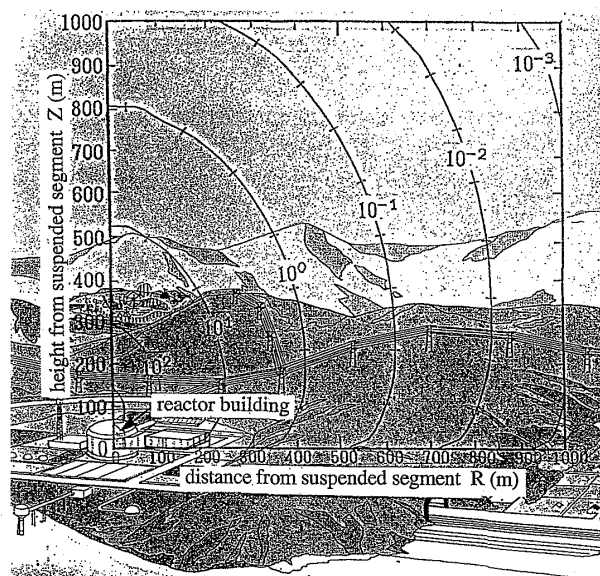


Fig. 2.4 Skyshine gamma-ray dose rate distribution in the environment around the reactor building with one segment hung in the room from the ceiling one day after shut down (unit in  $\mu\text{Sv/y}$ ) [gamma-ray source intensity is  $6.44 \times 10^{17} \gamma/\text{s}$  for the first wall neutron fluence of  $3\text{MWa/m}^2$ ] [21].

Neutral Beam Injection) 用ダクトの貫通部ストリーミング[22,23], さらに遮蔽体のモデル化時の非均質効果の検討もされており, EDA での検討に結果が反映されている. その中で NBI ダクトのストリーミング計算による全中性子束分布を Fig. 2.5 に示す.

炉のサイズ, 構造が EDA においては大きく変更されたため, これらの計算が再度実行されており, また安全率の考え方についても検討が進んでいる. これらの結果は順次報告書がまとめられることになっている.

### 3) SSTR

核融合実証炉 SSTR の概念設計では, 文献[24]で遮蔽設計がなされており, このなかでは超伝導

マグネットの核発熱率, 銅の放射線損傷, 有機電気絶縁材の吸収線量, および放射化による停止時線量当量率の検討がなされている. 停止時の線量当量率の制限はクライオスタット外部等の作業について  $25\mu\text{Sv/h}$  (停止後 1 週間の時点) であり, 超伝導材料の運転中の核発熱率の制限を  $1\text{mW/cm}^3$ , 有機電気絶縁材の吸収線量を  $3 \times 10^7\text{Gy}$ , 銅の dpa を  $4 \times 10^{-4}$  としている. 遮蔽計算では群定数として GICX-40 [25] を使用して ANISN [3] による一次元輸送計算がなされ, これより得られた中性子束を THIDA システム[15]に入力して放射化計算や NBI ダクトのストリーミングを計算した結果から, 生体に対する遮蔽設計条件を満たす遮蔽体の厚さや立ち入り可能時期を概算している.

### (2) ヘリカル型核融合炉 (LHD, FFHR 等)

#### 1) LHD

ヘリカル型の核融合実験装置 LHD の放射線防護概念と建屋設計段階の遮蔽計算については, 文献[26,27]にまとめられており, これらの中では, 中性子発生数, 建屋壁, 天井遮蔽厚さ, 地下室へのストリーミング, スカイシャイン, 遮蔽扉, 水と空気の放射化, 機器の放射化が検討されている. 遮蔽計算では, 群定数として FUSION-40 [8] を使用して DOT3.5 [4] による二次元輸送計算が実施され, そこで得られた中性子束を THIDA システム[15]に入力して放射化計算がなされ, スカイシャイン線量当量率, ストリーミング線量当量率, 遮蔽体の必要厚さや停止後の真空容器内作業場での線量当量率が検討されている. また空気の放射化により発生する Ar-41 の減衰時間から立ち入り可能時期が検討されている. LHD では主な遮蔽体は建屋コンクリートであるため, 特にコンクリートの遮蔽ベンチマーク解析が実施され, 計算精度を確認している.

#### 2) FFHR

ヘリカル型発電炉 FFHR の概念設計において, 文献[28]で遮蔽設計が実施され, この中では超伝導マグネットの核発熱率, 材料の放射線損傷, トリチウム増殖比の検討がなされている. 遮蔽計算では群定数として FUSION-40 [8] を使用して

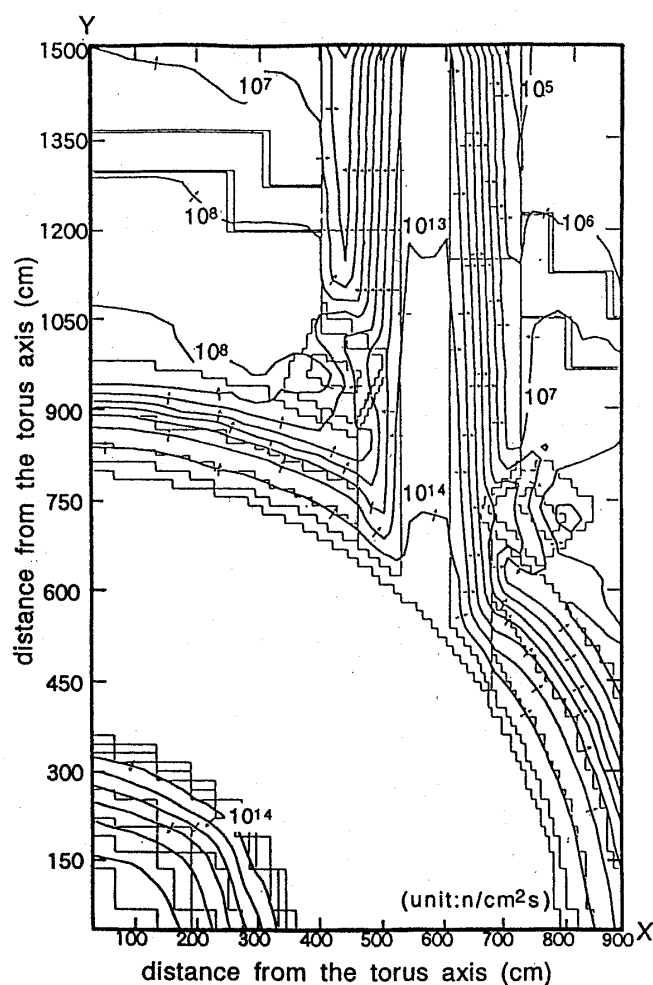


Fig. 2.5 Total neutron flux contour for the NBI duct with gaps during reactor operation at an average neutron first wall loading of  $1\text{MW/m}^2$  [23].

ANISN による一次元輸送計算がなされ、その結果、超伝導材料の劣化を十分防ぐことができ、且つ必要なトリチウム増殖比が得られる真空容器内遮蔽体とブランケットの材料および厚さを決定している。

### (3) 慣性核融合炉 (HIBALL, 光陽等)

現在までの慣性核融合炉の概念設計については文献[29]にまとめられており、ステンレス鋼製の炉構造壁やトリチウム増殖材を通過させる SiC ホースの劣化について記述されている。また、HIBALL においてはスカイシャインまで含めた遮蔽検討がなされている。

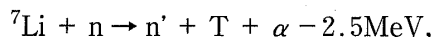
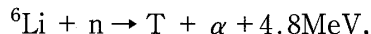
## 2.3 ブランケット核設計

### 2.3.1 ブランケットの役割と設計項目

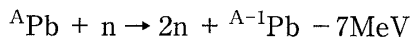
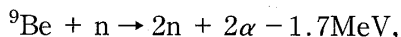
ブランケットとは、一面に覆うもの、毛布、という意味である。核融合炉におけるブランケットは、プラズマを取り囲む炉内構成機器の1つで、特に、DT 核融合炉においては、次の三つの主要な役割を持っている。

- 1) 核融合炉の燃料の一つで天然には存在しないトリチウムを生産し、回収すること (トリチウム増殖)。
- 2) 核融合反応で発生する中性子の運動エネルギーを、一部はガンマ線を介して、熱エネルギーに変換して回収すること (熱回収)。
- 3) 超伝導マグネット等の核融合炉の構成機器や生体を放射線から防護すること (遮蔽)。

ブランケット内では、核融合反応で発生する中性子をリチウムと反応させ、以下に示すようにトリチウムを生成させる。



中性子を効率よくトリチウム生成に利用するため、中性子をリチウムと反応させる前に、ベリリウムあるいは鉛等の中性子増倍反応を利用して中性子を増加させる方法が提案されている。それらの反応は以下の通りである。



上述した三つの役割に対して、それぞれ次のよ

うな目標値や課題が課せられている。

- (1) 1 回の DT 反応で発生する中性子によって生成されるトリチウムの数に対応するトリチウム増殖比 (以下、TBR と記す) を評価し、核融合炉の運転に必要なトリチウムの自己供給可能な条件を満たさなければならない。実用炉クラスの場合には、核融合炉全体の TBR を 1 以上とする必要がある。プラズマの周囲にはダイバータや加熱用ポート等、ブランケットを設置できない領域が存在するため、プラズマの全周にブランケットを設置したと仮定したときの、いわゆる、Local-TBR を 1.3 以上とする必要がある。
- (2) ブランケット中の核発熱率分布を評価し、ブランケット材料 (構造材、冷却材、増殖材および増倍材) の温度分布を許容範囲に収めること。例えば、 $\text{Li}_2\text{O}$  の固体増殖材を用いた場合には、運転中にトリチウムが連続して放出可能な下限温度約 400℃、材料健全性から定まる上限温度約 1000℃ の範囲に収めること。
- (3) 主に超伝導マグネット等に対する遮蔽特性 (例えば巻線部の核発熱率等) を評価し、それらを許容値に収めること。

以上の三項目のうち、(3) の課題である遮蔽設計に関しては、2.2 節において詳細に述べたので、この節では、TBR や温度分布評価に関する核設計手順を述べる。

### 2.3.2 ブランケット核設計手順

ブランケット核設計は、Fig. 2.6 に示す手順に従って実施される。初めに、ブランケットタイプを選定し、トリチウム増殖材や中性子増倍材、構造材、冷却材を選定する。次に、各材料の許容温度を考慮しつつブランケットの内部構成を定める。DT 反応により発生した 14MeV 中性子を線源として、中性子およびガンマ線輸送方程式を SN あるいはモンテカルロ法 (本講座の第 3 回で詳細に述べる) を用いて、ブランケット中の中性子束およびガンマ線束分布を計算し、それらに各種のレスポンス関数を乗じて TBR や核発熱分布を求める。

設計条件を満たす構成を決定するには、繰り返

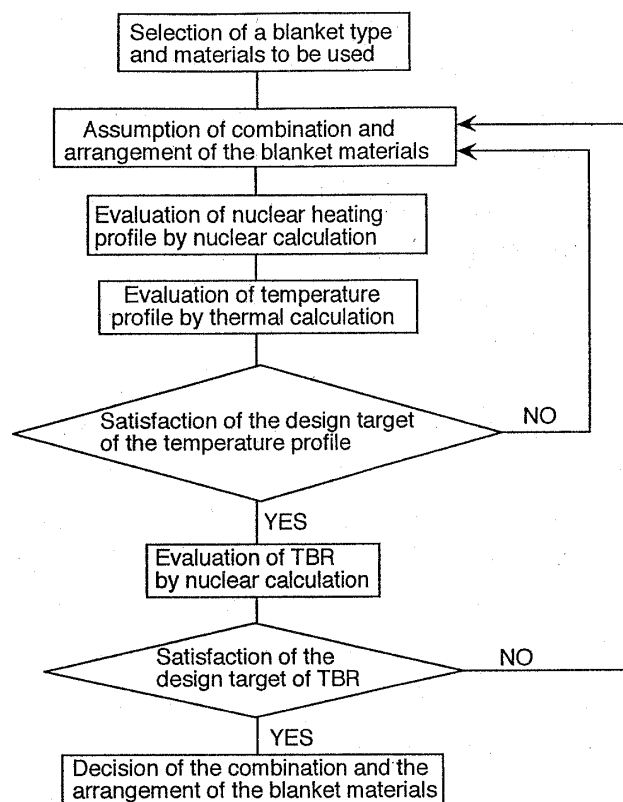


Fig. 2.6 Blanket nuclear design procedure.

し計算が必要となる。特に、SN計算においてはメッシュ幅を中性子束の $1/2 \sim 1/e$ 減衰長以下にするためメッシュ数が多くなり、二次元計算を適用すると、モデル作成に時間を要するだけでなく、多大な計算時間および計算機の記憶容量を要する。したがって、ブランケット核特性の概略値を把握するには、計算時間の節約やモデル作成の容易さから多くの場合一次元モデルが用いられる。核特性から決定された構成が電磁力および構造設計等の点から再度検討され、所定の応力に耐え得ることが確認される。その結果、必要に応じて再度核計算をやり直すこともある。このような繰り返しを経て設計が進むにつれて、さらに精度の高い核熱分布が必要となり、適宜二次元あるいは三次元計算が実施される。以上の計算コードとしては、一元輸送コードANISN [3]、二次元輸送コードDOT3.5 [4]あるいは三次元モンテカルロコードMCNP [5]等が利用できる。

このような手順で設計されたブランケットの例を次項で詳細に述べる。

### 2.3.3 ブランケット核設計例

トリチウム増殖材および冷却材の種類によって、ブランケット概念が大別される。増殖材としては、セラミックスあるいは液体金属、溶融塩、水溶液等を用いる概念、冷却材としては、水あるいはヘリウム、増殖材と兼ねた液体金属、溶融塩、水溶液等を用いる概念がある。本項では、ITERでのブランケット核設計例について述べる。

ITERの概念設計では、ブランケットの概念として多層型とピン型が提案されており、それぞれFig. 2.7, Fig. 2.8に示す[2]。前者が多層型、後者はピン型の設計例である。両者共にブランケットのトロイダル断面図を示している。前者の概念では、増殖材を微小球（ペブル）とすることにより照射損傷（スウェリング、割れ等）の問題を回避しており、冷却材と増殖材の間に増倍材層を設けて、その増倍材層に中性子増倍の役割に加え、冷却材の温度 $100^{\circ}\text{C}$ と増殖材の下限温度 $400^{\circ}\text{C}$ の間の温度勾配を負担する役割も持たせている。後者

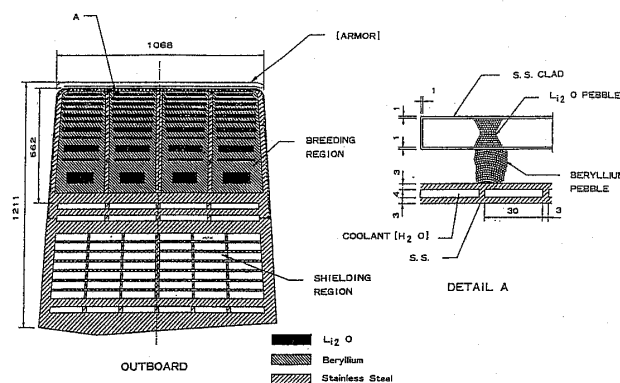


Fig. 2.7 ITER ceramic breeder multi-layered pebble bed blanket concept [2].

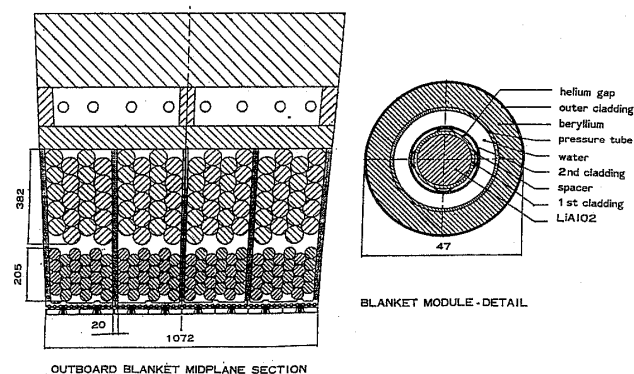


Fig. 2.8 ITER ceramic breeder mixed pebble bed blanket concept [2].

の概念では、核分裂炉の燃料ピンに関する技術を活用して増殖材をペレット形状とし（割れ等が起こるとしても径方向であり、熱特性への影響は少ない）、冷却管の周囲にヘリウムギャップを設けて増殖材との熱絶縁を図っている。

ITER で提案されたセラミックス増殖材多層ペブル充填型ブランケットについて、前項で述べた核設計手順にしたがって設計された例を述べる。

このブランケットは、3層の増殖材 ( $\text{Li}_2\text{O}$ ) 層、それらを取り囲む9層の増倍材 (Be) 層および5層の冷却パネルから構成されている。各層毎に構成している材料を平均化し、プラズマ中心を回転軸とした一次元円筒モデルを用いて、ITER で想定されている中性子壁負荷（第一壁単位面積当たりに入射する14MeV 中性子の個数を単位時間当たりの通過エネルギーで換算した値） $1\text{MW}/\text{m}^2$  としてSN法で計算した。本計算では、多群輸送計算コードとしてANISN [3]、群定数としては、FUSION-40（中性子42群、ガンマ線21群）[8]を用いた。JENDL3.1[7]に基づく各種のレスポンス関数を中性子束およびガンマ線束に乗じて核発熱率とTBRを算出した。一次元モデルと核発熱率分布を併せてFig. 2.9に示す。このときの中性子束およびガンマ線束分布をFig. 2.10に示す。これらの核発熱率分布を基に、熱計算により求められたブランケット中の温度分布をFig. 2.11に示す。各増殖材層のTBRをTable 2.2に示す。以上の結果は、TBRとブランケット中の温度分布と共に、ITERの設計目標値を満足している。

本節で参考にした総括的な文献として[30-32]を挙げる。

## 2.4 誘導放射能の評価

### 2.4.1 誘導放射能と安全性、遠隔保守

核融合炉においては、DT核融合反応に伴って発生する14MeV中性子により使用材料が放射化し、誘導放射能が発生する。放射化した核種が核変換する際にベータ線やガンマ線を放出し、崩壊熱が発生する。核融合炉の場合には、核分裂炉の場合の核分裂生成物 (FP) のようにほぼ一定量の誘導放射能が必ず発生するわけではなく、使用材

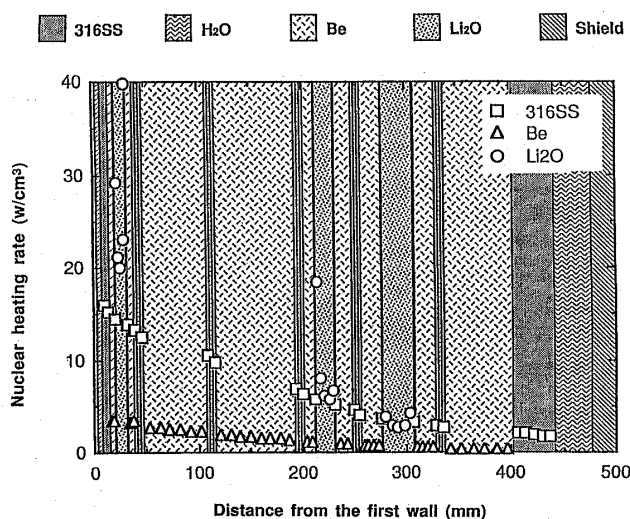


Fig. 2.9 Nuclear heating rate distribution in the ITER ceramic breeder multi-layered pebble bed blanket for the neutron first wall loading of  $1\text{MW}/\text{m}^2$  by a one-dimensional cylinder model for this blanket with ANISN code.

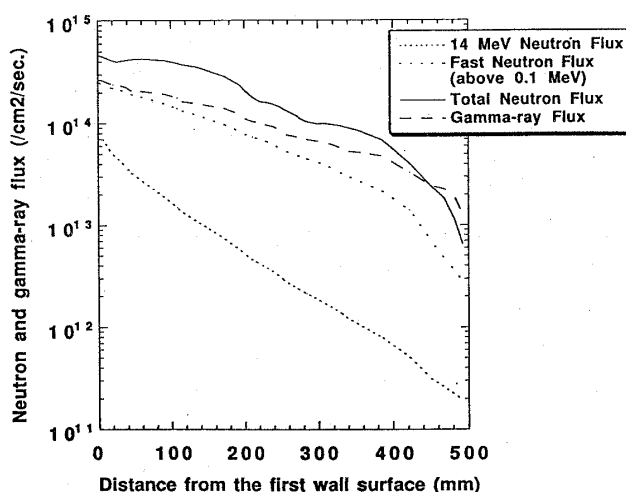


Fig. 2.10 Neutron and gamma-ray flux distributions in the ITER ceramic breeder multi-layered pebble bed blanket for the neutron first wall loading of  $1\text{MW}/\text{m}^2$ .

料次第で大幅に誘導放射能の生成量を減少させ安全性を高めることができる。

核融合炉において誘導放射能は主として以下の点で問題となる。

- ①中性子の発生源であるプラズマ周辺のダイバータ、第一壁、ブランケット等の炉内機器は、高度に放射化され、分解修理時の作業員の近接は不可能になることはもとより、遠隔操作による

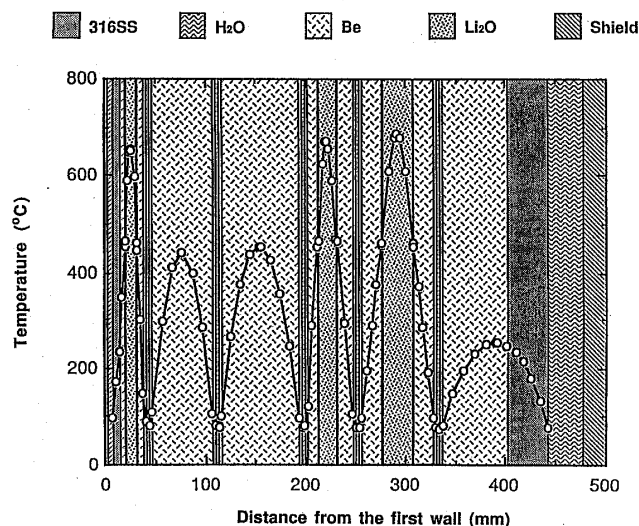


Fig. 2.11 Temperature distribution in the ITER ceramic breeder multi-layered pebble bed blanket for the neutron first wall loading of  $1\text{MW/m}^2$ .

Table 2.2 Tritium breeding ratio in every zone of a ceramic breeder blanket.

|                                      | 1st zone | 2nd zone | 3rd zone | total |
|--------------------------------------|----------|----------|----------|-------|
| ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$   | 0.574    | 0.345    | 0.200    | 1.119 |
| ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ | 0.011    | 0.003    | 0.004    | 0.018 |
| total                                | 0.585    | 0.348    | 0.204    | 1.137 |

分解保守作業も、 $10^5\text{Gy/h}$ レベルのガンマ線により機器の寿命が制限される。

②放射化された炉内機器は、いずれ放射性廃棄物となる。

③炉内に生成される放射性物質は、大部分金属中に内蔵されその大量放出は想定されないものの、潜在的なリスクとなる。放射性物質の中で、可動性のものとしては、主として以下のものが想定されている。

- ・第一壁等のスパッタリング、エロージョンなどによる放射化ダストの生成
- ・冷却材への腐食生成物の溶け込み
- ・高温時のプラズマ対向機器表面の酸化揮発

④核分裂炉と比べると、出力密度は一桁程度低いですが、崩壊熱は以下の問題をもたらす。

- ・プラズマが停止した後に冷却能力が失われた場合に温度上昇の原因となり得る。

・分解保守時に冷却系を止めたときに温度上昇の原因となる。

・放射性廃棄物の熱源となる。

このように核融合炉において誘導放射能は様々な課題を生ずるが、遠隔保守に関する困難に対しては、耐放射線性の高い機器、材料の開発が進んでおり、崩壊熱に対しては、受動的な熱除去の方法が検討されている。つまり核融合炉では崩壊熱が使用材料により決まるという特性を生かして、崩壊熱の小さい材料を選択的に使用することによって、崩壊熱の除去を冷却材等の自然循環、輻射、伝導だけに依存し、アクティブな方法に頼らないで済ませることが考えられている。ステンレス鋼を用いた場合でも、放射性廃棄物については、比較的短寿命で生物学的危険度は低いが、誘導放射能が低い材料を使用することにより廃棄物処理・処分を大幅に容易にすることができる。

#### 2.4.2 誘導放射能の評価手順

核融合炉の誘導放射能の評価には、多くの計算コード[33-35]が開発されているが、ここでは原研で開発した THIDA-2 [15]を用いる場合を示す。

Fig. 2.12 に誘導放射能計算システム THIDA-2を用いた場合の誘導放射能と崩壊熱計算の流れを示す。まず、42群の中性子断面積 GICX40 [25]を用いて42群の中性子束を一次元、二次元あるいは三次元の輸送計算コード、それぞれ ANISN [3], DOT3.5 [4], MORSE [6]で計算する。次に、この中性子束と放射化断面積、崩壊連鎖のデータおよび遅発ガンマ線スペクトルデータを誘導放射能計算コード ACT4に入力して誘導放射能、遅発ガンマ線源とともに崩壊熱を求める。このときの崩壊熱はガンマ線が発生点で吸収されるとしたものであり、ガンマ線の輸送を考慮していない。ガンマ線の輸送を考慮するには、さらにガンマ線源を輸送計算コードに入力して、核変換に伴うガンマ線束分布を求めて、その発熱分布を求める必要がある。

中性子束分布が求められた後の崩壊熱の計算には、以下のデータが必要となる。

①熱中性子から約15MeV までの中性子の放射化断面積

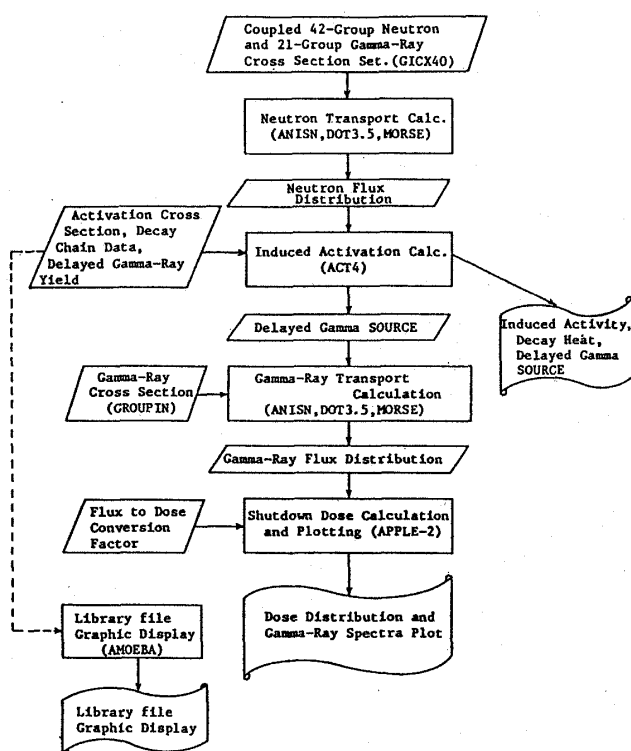


Fig. 2.12 Calculation flow chart for THIDA-2 system [15].

## ②放射化された核種の崩壊に関するデータ

- \* 半減期
- \* 崩壊方式と分岐比
- \* ベータ線のエネルギー
- \* 遅発ガンマ線のスペクトル

## ③ガンマ線輸送断面積とエネルギー吸収係数

### 2.4.3 誘導放射能の評価例

誘導放射能の評価例として、原研で概念設計を実施した定常トカマク動力炉 SSTR [24] の例を Fig. 2.13 に示す。放射化計算の結果を見ると、1 年間連続運転直後の誘導放射能の総量は、核融合出力 1MW 当たり約  $10^6$  Ci であり、3000MW の出力では約  $3 \times 10^9$  Ci となる。この値は大きい、誘導放射能の大部分は金属中にあり、それらの大部分が可動化して外部に放出されるプロセスは考えられない。誘導放射能の冷却時間にともなう減衰挙動が Fig. 2.13 に示されている。このように SSTR では低放射化フェライト鋼 F82H を使用したので、100 年後の誘導放射能は、炉停止直後よりも 6 桁近く低くなり、放射性廃棄物の問題は大幅に軽減する。

今後の課題としては、誘導放射能の計算値の実

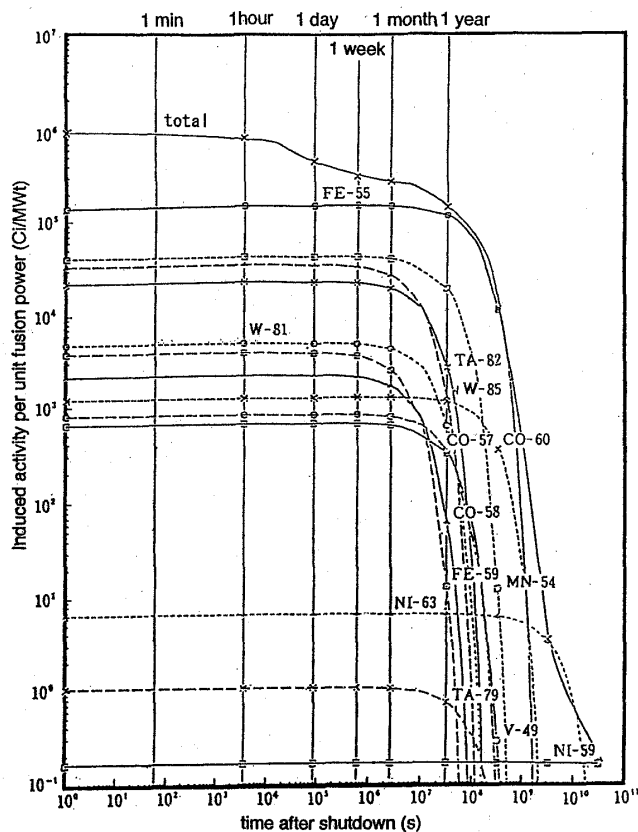


Fig. 2.13 Time evolutions in induced activities of nuclides per unit fusion power after one year continuous operation in the steady state tokamak power reactor SSTR [24].

験的検証が必要である。ただし、炉停止 1 日後までのステンレス鋼の誘導放射能については十分な精度があることが、原研の強力 14MeV 中性子源 FNS で照射した後の遅発ガンマ線の測定結果との比較によりほぼ検証されている [36]。さらに必要なものは、その他の材料についての測定値特に放射性廃棄物の観点から長寿命核種の誘導放射能の測定値である。

## 2.5 照射損傷の評価

### 2.5.1 照射損傷評価項目と課題

核融合反応で生成される中性子は、ダイバータや第一壁、ブランケット等を構成している材料と相互作用して、二次中性子や荷電粒子、ガンマ線が発生する。

このような中性子との相互作用では、標的核は反跳を受ける。反跳エネルギーが弾き出しエネルギーより高い場合には、原子は格子から弾き出さ

れて格子中に原子空孔と格子間原子の点欠陥対が生成される。第一次反跳原子 (PKA: Primary Knock-on Atom) のエネルギーが弾き出しエネルギーより十分高いと、二次、三次…のカスケードが起こる。ほとんどのカスケード損傷は極短時間で消滅するが、一部は空孔の集合体等の格子欠陥が残る。これらの集合した空孔はボイドを形成しスウェリングを引き起こし、次に述べるヘリウム生成と共に材料特性を劣化する[37]。さらに周囲がイオン化されることによっても材料特性が劣化する。このような反跳による材料特性の劣化を評価する物理量として、弾き出し損傷 (dpa: displacement per atom) がある。そこで、dpa を評価しなければならない。

中性子との相互作用で生成された荷電粒子は、 $p$ ,  $d$ ,  $t$ ,  $\alpha$  等である。これらの荷電粒子は物質中を通過する際に、電磁相互作用によって物質の電子を励起しイオン化しながら運動エネルギーを失い物質中に止まる。物質中に止まった荷電粒子は、拡散によって移動し結晶粒界に析出する。特に生成された荷電粒子がヘリウムの場合には、弾き出しによる欠陥と相互作用しボイド形成を促進しスウェリングを拡大する。さらに、結晶粒界に気泡を形成し材料の強度を劣化させる。水素の場合にも結晶粒界に析出すると、材料強度が劣化する。したがって、先に述べた dpa と同時に、2.2.1項で述べた再熔接部のヘリウム生成量に対する制約の課題と併せてヘリウム生成量および水素生成量を評価しなければならない。

中性子と物質の相互作用によって核変換が起こる。核変換によって元の原子と異なる原子が形成されると、化学結合状態が変化するため、材料としての性質が異なってくる。材料の照射特性を把握するためには、このような核変換率を評価しなければならない。しかし、現状では核変換量を材料損傷の評価パラメータとして算出している例は少ない。その理由は、生成される元素によって材料特性が異なり統一的に把握し難いこと、中性子フルエンスが  $1\text{MWa}/\text{m}^2$  以下の低い照射に対しては影響が小さいこと等が挙げられる。

ステンレス鋼等の構造材の材料特性を劣化させ

る主な原因は、反跳による弾き出し損傷と荷電粒子の飛翔による結晶格子の乱れやスウェリング、周囲のイオン化、ヘリウムや水素の結晶粒界への析出と考えられている。通常は、前三者は弾き出し損傷 (dpa) によって、後者はヘリウム生成率や水素生成率によって評価されている。しかし、同一の dpa で同一のヘリウムあるいは水素生成量となる条件で照射された材料でも、中性子スペクトルが異なれば照射特性が必ずしも一致しないのは認められていることである。さらに、たとえスペクトルを一致させたとしても、照射環境、即ち、材料の使用温度が異なる場合には、照射損傷の進展が異なる。そのため、如何なる方法によって評価すべきかは、今後の課題でもある。

電気絶縁材等の機能材に関しては、核変換率、dpa、ヘリウムや水素生成率は、勿論重要な評価パラメータであるが、ガンマ線束も重要な影響を与える。さらに、中性子やガンマ線照射環境下とそうでないときには、電気伝導率は数桁も異なることが報告されている[38]。光学部品のガラス等の光吸収率も放射線の照射環境下にある場合とそうでない場合によって、大幅に異なる。これらの機能材に関しては、データベースが不十分で、現在のところ、実験データを積み重ねることが先決で、未だ計算でカバーできる状態には至っていない。

## 2.5.2 照射損傷評価手順

核設計において、核融合炉の寿命中に装置を構成している材料が健全であるように設計することが要求される。そのため、運転中の中性子束から材料の損傷の目安である弾き出し損傷量 dpa やヘリウム生成量を評価する。

dpa を計算するには、運転中の中性子束を放射線輸送コード ANISN [3] や DOT3.5 [4]、あるいはモンテカルロコード MCNP [5] 等を用いて算出し、その中性子束に dpa 断面積を乗じ、総運転時間を乗ずれば得られる。dpa 断面積は、JENDL3 [7] に基づいて作成されたものが弾き出し断面積セット[12]として用意されている。

ヘリウム生成量や水素生成量を評価するには、dpa 量と同様な方法で算出された中性子束にヘリ

ウム生成断面積あるいは水素生成断面積を乗じ、運転時間を乗すれば得られる。両者の断面積セットとして JENDL3 [7] に基づくものが作成されている [13]。

核変換量については、現時点で誘導放射能を評価する場合には計算しているが、材料損傷を評価する目的からは、前項で述べたように、ほとんど算出されていない。

### 2.5.3 照射損傷評価例

初めに、弾き出し損傷量 dpa の評価例として、ITER-CDA [1] を対象とした計算結果を示す。トラス軸を原点として、炉心部の赤道面を一次元円柱体系でモデル化し、ANISN コード [3] によって中性子束を計算し、 $3\text{MWa/m}^2$  の第一壁中性子フルエンスで運転した後の SS と Cu の dpa の空間変化を Fig. 2.14 に示す。炉心部の構成要素は、図の左から、センターソレノイドコイル（変流器コイル）、インボード部のトロイダル磁場コイル、真空容器から第一壁までのインボード遮蔽体、プラズマとその両側のスクレエプオフ層、第一壁から真空容器までのアウトボード遮蔽体、アウトボード部のトロイダル磁場コイル、空間を隔ててクライオスタットである。この計算では、全ての構成要素に SS と銅が存在すると仮定して計算したものである。実際に SS が存在するのはクライオスタットを除いた各構成要素、銅が存在するのはトロイダル磁場コイルのみである。なお、このモデル以外の部分では、ダイバータ冷却管が銅で構成されている。Fig. 2.14 より、第一壁の SS および銅の dpa を約 30 dpa で  $1\text{MWa/m}^2$  当たり  $\sim 10\text{dpa}$  である。

次に、 $1\text{MWa/m}^2$  の第一壁中性子フルエンスで運転した後の種々の鋼材のヘリウム生成量の空間変化を Fig. 2.15 [13] に示す。この計算はプラズマ中心を原点とした一次元平板モデルで ANISN コード [3] によるものである。図の左側からプラズマ、スクレエプオフ層、それぞれの鋼材から成る遮蔽体の各構成要素となっている。この図から、 $1\text{MWa/m}^2$  の第一壁中性子フルエンスに対して SS のヘリウム生成量は約 130 appm であることがわかる。

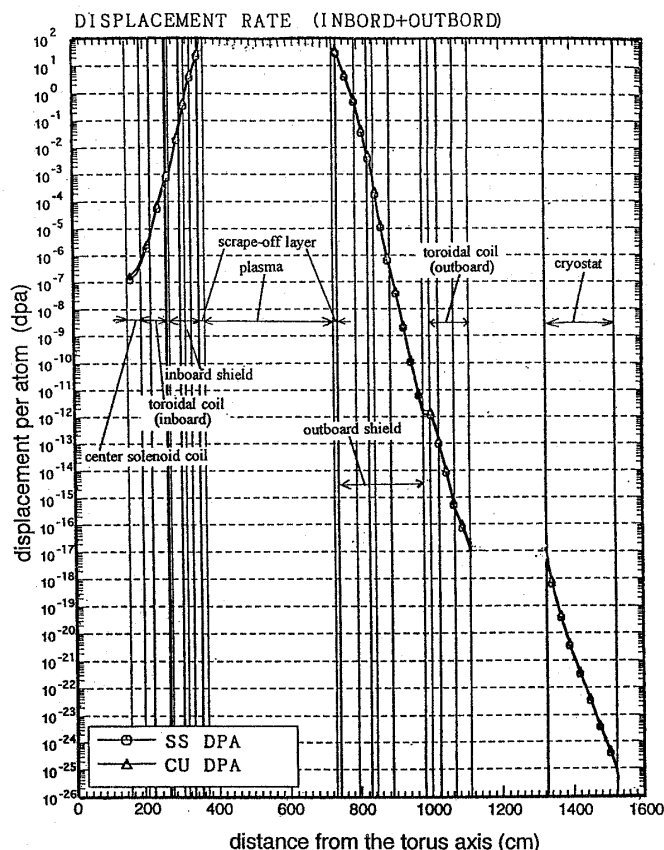


Fig. 2.14 Displacement per atom distributions in stainless steel and copper after  $3\text{MWa/m}^2$  operation on the mid-plane of the ITER-CDA by a one dimensional model.

## 2.6 むすび

この章では、主として DT 燃焼核融合炉を前提として、核設計の主要な項目である、放射線遮蔽設計、ブランケット核設計、誘導放射能の評価法、照射損傷の評価法について、それぞれの課題を明らかにし、その評価方法について述べ、設計例あるいは計算例を具体的に述べた。紙面の都合上、詳細な記述に欠けているという御批判は免れないが、核融合炉における核設計の意義を見直して戴ける契機となれば幸いである。

## 参考文献

- [1] K. Tomabechi *et al.*, ITER Documentation Series No.18, IAEA, International Atomic Energy Agency (1991).
- [2] ITER Nuclear Design Group, ITER Documentation Series, No.29, IAEA, International

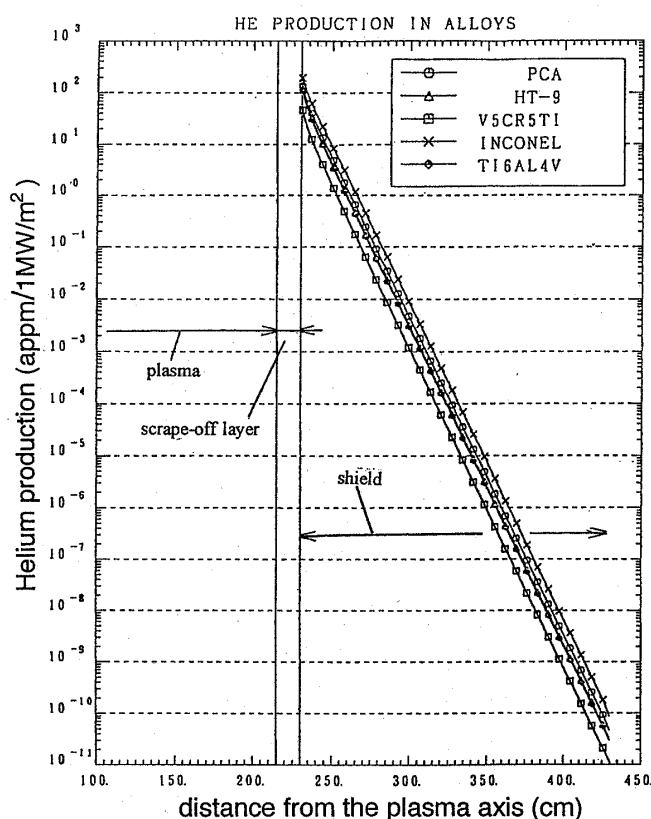


Fig. 2.15 Helium production rates in alloys of the steel rich (80% steel and 20% water) composition versus the distance from the plasma axis [13].

Atomic Energy Agency (1991).

- [3] W. W. Engle, *A User's Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering*, K-1693, Union Carbide Corporation, Computing Technology Center (1967).
- [4] W. A. Rhoades and F. R. Mynatt, *The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code*, ORNL-TN-4280, Oak Ridge National Laboratory (1973).
- [5] Los Alamos Monte Carlo Group, *MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport*, Version 3 LA-7396, Los Alamos National Laboratory (1980).
- [6] E. A. Straker *et al.*, *The MORSE Code-A Multigroup Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code*, ORNL-4585 (1979).
- [7] K. Shibata *et al.*, JAERI-1319, Japan Atomic Energy Research Institute (1990).
- [8] K. Maki *et al.*, JAERI-M 91-072, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).

mic Energy Research Institute (1991).

- [9] A. Hasegawa, private communication.
- [10] K. Kosako *et al.*, JAERI-M 91-187, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).
- [11] K. Maki *et al.*, JAERI-M 91-073, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).
- [12] K. Maki *et al.*, JAERI-Data/Code, Japan Atomic Energy Research Institute, to be published.
- [13] S. Mori *et al.*, JAERI-M 93-175, Japan Atomic Energy Research Institute (1993).
- [14] 川崎弘光, 真木紘一, 関 泰, JAERI-M91-058, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).
- [15] Y. Seki *et al.*, JAERI 1301, Japan Atomic Energy Institute, (1986).
- [16] H. Fukumoto, *J. Nucl. Sci. Technol.* **23**, 97 (1986).
- [17] N. Miya *et al.*, *Fusion Engineering and Design* **23**, 351 (1993).
- [18] N. Miya *et al.*, *Nuclear Shielding Design Study for JT-60 Super Upgrade, Proc. 15th Symp. Fusion Engineering*, **321**, IEEE (1993).
- [19] 真木紘一他: 核融合実験炉における炉心部の遮蔽設計, JAERI-M 91-017 日本原子力研究所 (1991).
- [20] K. Maki *et al.*, *Japanese Contributions to ITER Shielding Neutronics Design*, JAERI-M 91-046 Atomic Energy Research Institute (1991).
- [21] K. Maki *et al.*, *Fusion Technology* **27**, 176 (1995).
- [22] K. Maki *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **22**, 427 (1993).
- [23] K. Maki *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **24**, 315 (1994).
- [24] Fusion Reactor System Laboratory, JAERI-M 91-081, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).
- [25] Y. Seki, H. Iida, JAERI-M 8818, Japan Atomic Energy Research Institute (1980), 最新の JENDL-3 から作成した FUSION-40 (真木紘一他: JAERI-M 91-072) を使用すべきである.
- [26] H. Handa *et al.*, *Fusion Engineering and Design* **17**, 335 (1991).
- [27] H. Handa *et al.*, *Fusion Engineering and Design* **17**, 335 (1991).

- sign **28**, 515 (1995).
- [28] A. Sagara *et al.*, Fusion Engineering and Design **29**, 51 (1995).
- [29] 三間圀興他: プラズマ・核融合学会誌 **70**, 612 (1994).
- [30] 真木紘一他: 「ベリリウム利用への叡知」, 日本原子力学会「ベリリウム技術研究」特別専門委員会報告書 (1993) 1-13.
- [31] 高津英幸: 機械の研究 **47**, 養賢堂, 136 (1995).
- [32] T. Kuroda *et al.*, JAERI-M 91-133, Japan Atomic Energy Research Institute (1991).
- [33] F. M. Mann, *Transmutation of Alloys in MFE Facilities as Calculated by REAC* (A Computer Code System for Activation and Transmutation), HEDL-TME 81-37 (1982).
- [34] C. Ponti and S. Stramaccia, *ANITA Analysis in a Activation and Transmutation*, EUR-12622 EN, European Atomic Energy Committee (1989).
- [35] R. A. Forrest and J.-Ch. Sublet, FISPACT3-User Manual, AEA/FUS/227, U.K. Atomic Energy Authority (1993).
- [36] Y. Ikeda *et al.*, JAERI-M 83-177, Japan Atomic Energy Research Institute (1983).
- [37] 有賀武夫: 核データニュース, No.47, 日本原子力研究所 核データセンター, 63 (1994).
- [38] 四竈樹男: 核融合炉材料フォーラム 2, エネルギー材料研究会, 492 (1990).

### 用語の説明

- 中性子束**: 中性子が単位面積を単位時間に通過する個数 ( $n/cm^2s$ ).
- ガンマ線束**: ガンマ線 (光子) が単位面積を単位時間に通過する個数 ( $\gamma/cm^2s$ ).
- 第一壁中性子負荷**: 第一壁単位面積当たりに入射する 14MeV 中性子の個数を単位時間当たりの通過エネルギーで換算した値 ( $MW/m^2$ ).
- 中性子フルエンス**: 中性子が単位面積を定められた時間に通過する個数 ( $n/cm^2$ ).
- 核発熱率**: 中性子およびガンマ線と物質の相互作用

に伴い発生する熱エネルギー ( $W/cm^3$ ).

**核発熱定数 (KERMA ファクター)**: 中性子およびガンマ線と物質の相互作用に伴い発生する熱エネルギーを中性子束およびガンマ線束の乗数の形式で表した定数 ( $J\cdot cm^2$ ).

**吸収線量**: 物質 1kg が吸収するエネルギー (J) = その物質 1kg の核発熱率 (Gy).

**弾き出し損傷**: 放射線との相互作用で格子原子が反跳を受けることによる損傷で原子当たりの弾き出し数で表示 (dpa: displacement per atom).

**誘導放射能**: 中性子と物質の反応で生成された不安定核種が単位時間に崩壊する個数 (Bq, 旧単位では Ci) .

**線量当量**: 空気 1kg 当たりの吸収線量に線質係数 [光子と電子は 1, エネルギー不明の中性子および質量数 1 以上の電荷 1 の粒子は 10, その他の荷電粒子は 20, 熱中性子は 2.3, エネルギーの明らかな中性子については各エネルギーに対して定められた値] を乗じた値 (Sv).

**ストリーミング**: ダクトやスリット等を通して放射線が漏洩し, 周囲より特異的に中性子束等が高くなる現象.

**スカイシャイン**: 線源から放出された放射線が大気の後方散乱されて地上の線量当量率に影響を与える現象.

**トリチウム増殖比 (TBR)**: DT 核融合反応で生成された中性子 1 個あたりで生産されるトリチウムの個数 (1 個の DT 反応では 1 個のトリチウムが消費されて 1 個の中性子が生成されるので, 燃料サイクルの観点から TBR は 1 以上必要である.)

**中性子束の減衰長**: 通常は中性子束が  $1/e$  に減少する距離 (cm) を指すが, 本文では中性子束が  $1/2 \sim 1/e$  に“減衰する距離”を単に減衰長として使用している.