

JAERI-M

7582

核融合炉材料の誘導放射能

1978年3月

飯田 浩正・閔 泰

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

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、複製などのお問合せは、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.

核融合炉材料の誘導放射能

日本原子力研究所東海研究所核融合研究部

飯田 浩正・関 泰

(1 9 7 8 年 2 月 1 日受理)

モリブデンをプランケット構造材に用いている実証炉の誘導放射能・BHP・崩壊熱・装置内外の線量率を計算した。またモリブデン以外のプランケット構造材候補材料、モリブデンに添加される可能性があるタンタル、タングステン、或るいはプランケット構造材以外に用いられる材料・不純物についても誘導放射能を計算し炉の設計に与える影響について調べた。放射性廃棄物の累積重量についても推定した。

Induced Activities of Fusion Reactor Structural Materials

Hiromasa IIDA and Yasushi SEKI
Division of Thermonuclear Fusion Research
Tokai Research Establishment, JAERI
(Received February 1, 1978)

Induced activity, biological hazard potential and decay heat of the JAERI Demonstration Fusion Reactor (JDFR) with molybdenum alloy as a blanket structural material and gamma-ray dose rates in and around the reactor after shutdown are calculated. Induced activities of other blanket materials, tantalum and tungsten used in molybdenum alloy, other fusion-reactor structural materials and impurities are also calculated to examine effects of the gamma-ray dose rates in reactor design. The quantities of radioactive wastes from JDFR and JAERI Experimental Fusion Reactor (JXFR) are estimated.

Keywords: Fusion Reactor, Induced Activity, Structural Materials Dose Rate, Molybdenum Alloy, Tantalum, Stainless Steel, Impurities

目 次

1. まえがき	1
2. 核融合実証炉構造の概要	3
3. 核融合実証炉の誘導放射能と線量率	5
3.1 誘導放射能及び線量率計算法	5
3.2 モリブデンの誘導放射能	5
3.2.1 放射化連鎖と断面積	5
3.2.2 計算結果と検討	11
3.3 線量率	16
4. 低誘導放射能材料、合金添加物、その他材料の誘導放射能	18
4.1 誘導放射能	18
4.2 線量率	21
4.3 鉛の放射化の影響	23
5. 放射性廃棄物の推定	24
5.1 各コンポーネント重量	24
5.2 各コンポーネントの放射能・比放射能	24
5.3 放射性廃棄物累積量	25
5.4 その他のコンポーネント	25
6. むすび	31

Contents

1. Introduction	1
2. Description of JDFR Design	3
3. Induced Activities of the Reactor and Biological Dose Rate caused by them.....	5
3.1 Calculational Method of Induced Activity and the Dose Rate.	5
3.2 Induced Activity of Molybdenum	5
3.2.1 Activation Chains and Cross-Sections of Molybdenum.	5
3.2.2 Results and Discussion	11
3.3 Biological Dose Rate	16
4. Induced Activities of Various Candidate Structural Materials and the Dose Rates caused by them.	18
4.1 Induced Activities	18
4.2 Dose Rates	21
4.3 The Effect of Lead's Activation on Shielding Design.	23
5. Estimations of the Total Amounts of Radioactive Wastes in JDFR and JXFR Designs.	24
5.1 Weights of Each JXFR's and JDFR's Components.	24
5.2 Activities and Specific Activities of Each Components.	24
5.3 Total Amounts of Radioactive Wastes of JDFR and JXFR.	25
5.4 Specific Activities and Weights of NBI and Mechanical Limiter.	25
6. Conclusion	31

1. まえがき

重水素と三重水素の融合反応を利用する核融合装置は、核融合反応に伴って放出される 14.1 MeV の中性子に依り放射化される。装置の誘導放射能は、(1)装置の保守、修理、点検を困難にする、(2)放射性廃棄物を生じさせる等の点から面倒な問題を生じさせる。(2)の問題は、これにより生成される放射性廃棄物が全て固体であるという事から、核分裂炉の放射性廃棄物に較べ質的には比較的容易に処理できると予想される。従って、少なくとも現在は、これにより核融合炉の設計自体が影響されている事は無い。しかし、(1)は極めて現実的な問題であり核融合炉の設計に影響を与える。

例を核融合実験炉⁽¹⁾に採ってこの辺の事情を説明してみる。核融合実験炉の誘導放射能と線量率については既に報告した⁽²⁾。その結果、炉停止時に従事者が装置に近付く為には、装置遮蔽の外側に更に補助遮蔽が必要である事が分った。この補助遮蔽は、トロイダルマグネットやその支持枠等の廻りに必要である。しかし、個々の機器に補助遮蔽を設置する事は装置設計上好ましく無い。従って装置遮蔽を厚くし、その外側の機器の放射化を充分小さくする様に設計変更した。設計変更後の核融合実験炉では特殊な部分を除き補助遮蔽を用いる事なく、炉停止時に装置遮蔽の外側まで従業員が近付く事ができる。

装置遮蔽の厚さを決定するに当って考慮すべき項目と、設計変更後の実験炉トーラス外側での各項目の値を Table 1.1 に示す⁽³⁾。この表から分る様に、最も厳しい要因は装置遮蔽外側の炉停止時線量率である。核融合実験炉の設計に当っては、炉停止時に従業員が装置遮蔽外側まで近接できる必要があるとしており、この部分の線量率がトーラス外側の装置遮蔽厚さを決定する要因となった。装置遮蔽の厚さがトロイダルマグネットの設計に影響を与える事はここで述べるまでもないだろう。

一方、トーラス内側では、従業員が近付くスペースがもともと無い為、トロイダルマグネットの電気絶縁材の性能劣化とマグネット中の銅の抵抗増大を、装置遮蔽厚さの決定要因としている。従って、トロイダルマグネットのトーラス内側部分は放射化されており、マグネットの補修には遠隔操作が必要である。トロイダルマグネットの遠隔操作による補修が困難であるか容易であるかは、設計が更に詳細に行われた後に明らかとなるであろう。今後各コンポーネントの設計が補修法も含めた更に詳細なものとなるに伴い、各機器の誘導放射能とそれによる線量率を詳しく計算する必要が生じて来るものと思われる。

この報告書では、先ず実証炉⁽⁴⁾の設計に必要な一通りの計算の結果を示す。すなわち、誘導放射能、Biological Hazard Potential、装置周辺の線量率、崩壊熱等の計算結果を示す。特にブランケット構造材であるモリブデンの誘導放射能については若干詳しく述べ、UWMAK-III⁽⁵⁾で行われた同様の計算結果との比較を行う。

次に、低誘導放射能材料や、合金添加材として使われる材料や、不純物として混入する可能性のある材料等の誘導放射能について述べる。

また、核融合実験炉と、核融合実証炉の放射化に伴う放射性廃棄物量の推定値を最後に述べる。

Table 1.1 Design criteria of the shield

要 因		基 準	核融合実験炉 トーラス外側の値
(注) トロイダルマグネットの保護	銅の抵抗増大	$2.5 \times 10^{-5} \text{ dpa} \cdot \text{y}^{-1}$	$5.8 \times 10^{-9} \text{ dpa} \cdot \text{y}^{-1}$
	超電導線材の性能劣化	$1 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$	$3.5 \times 10^{14} \text{ n} \cdot \text{cm}^2$
	絶縁材の性能劣化 (吸収線量)	$1.2 \times 10^8 \text{ rad}$	$3.0 \times 10^4 \text{ rad} \cdot \text{y}^{-1}$
	超電導線材の局部的な温度上昇 (発熱密度)	$10^{-3} \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$	$1.0 \times 10^{-8} \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$
点補 検・修	装置遮蔽外側の線量率	$2.5 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$	$0.7 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$

注 詳細は文献⑯参照

2. 核融合実証炉構造の概要

核融合実証炉は核融合出力 2000 MW の炉で、将来の動力炉開発上の問題点を明確にするために試設計が進められている。Fig. 2.1 に核融合実証炉の垂直断面図を示す。プラズマは円形断面を持ち、大半径は 10.5 m、小半径は 2.7 m である。第 1 壁でのスパッタリングを抑制するためには、ガスブランケット方式を用いており、ダイバータは設置していない。このため、トカマク型核融合炉としては最も単純な構造となっている。プラズマ中心軸から第 1 壁までの距離は 3.0 m であり、プラズマと第 1 壁の間の 30 cm がガスブランケットである。

ガスブランケットの外側には、ブランケットを設置し、トリチウムの再生産、熱出力の取り出しを行う。またブランケットは超電導マグネットを中性子照射から保護する為の遮蔽の役割も果している。ブランケットは約 4600 個の 2 重壁を持ったブランケットセルから構成されている。ブランケットは場所に依り形が異なるが代表的なブランケットを Fig. 2.2 に示した。ブランケットセル中にはトリチウム親物質として Li_2O をペブル形状またはブロック形状として装荷し、加圧 He ガスで冷却する。ブランケットセル後部にはステンレス鋼のブロックを装荷する。これは主に中性子遮蔽の役割を果しており、熱回収の役割と中性子を Li_2O 領域に反射させる役割も若干持っている。

ブランケットの外側は冷却配管の為のスペースがあり、トーラスの外側ではヘッダーが置かれるため 2 m という大きな巾となっている。以後の計算ではこの部分は真空領域として扱う。

冷却配管の為のスペースの外側には、厚さ 80 cm の装置遮蔽を配置する。これは、超電導マグネットを中性子照射から保護する事と、炉停止時に従業員が装置に接近できる様にする事が目的である。Fig. 2.1 では、トーラス内側の装置遮蔽厚さは 70 cm となっているが、炉組立後トロイダルマグネットと装置遮蔽の間に厚さ 10 cm の遮蔽物を追加し、トーラス外側と同等の厚さとなるようとする。装置遮蔽を構成するのは、ボロン水で冷却される厚さ 75 cm の重コンクリートと、厚さ 5 cm の鉛である。重コンクリートは中性子と γ 線を遮蔽する為のものであり、鉛は主に装置遮蔽からの γ 線を遮蔽する為のものである。炉停止後に従業員は少くとも装置遮蔽の外側まで近接できる必要があり、その為には装置遮蔽外側の線量率を 2.5 mrem/h 以下に抑える事が望ましい。装置遮蔽の内側まで従業員が立入る事が可能になれば、冷却配管の着脱などが遠隔操作に依らず可能となり分解補修が著しく容易になる。

装置遮蔽の内面は真空バウンダリーを形成する。この真空バウンダリーの内側には、中性粒子入射装置、真空ポンプ等があり、これらの放射化についても検討を行う必要がある。しかし、これらの機器については発熱量が計算されているが⁽⁶⁾、まだ誘導放射能は計算されていない。また誘導放射能が計算されても、これによる機器廻りの線量率分布の計算を行うためには現在の計算システムを拡張整備する必要がある。従って、本報告書ではこれらの放射化については触れない。

装置遮蔽外側には 24 本のトロイダルマグネットが設置される。トロイダルマグネットを構成している主な材料は、構造材のステンレス鋼 (76%) と安定化材の銅 (10.5%) であり、これらが放射化されると装置遮蔽外側の線量率に大きく寄与する事になる。

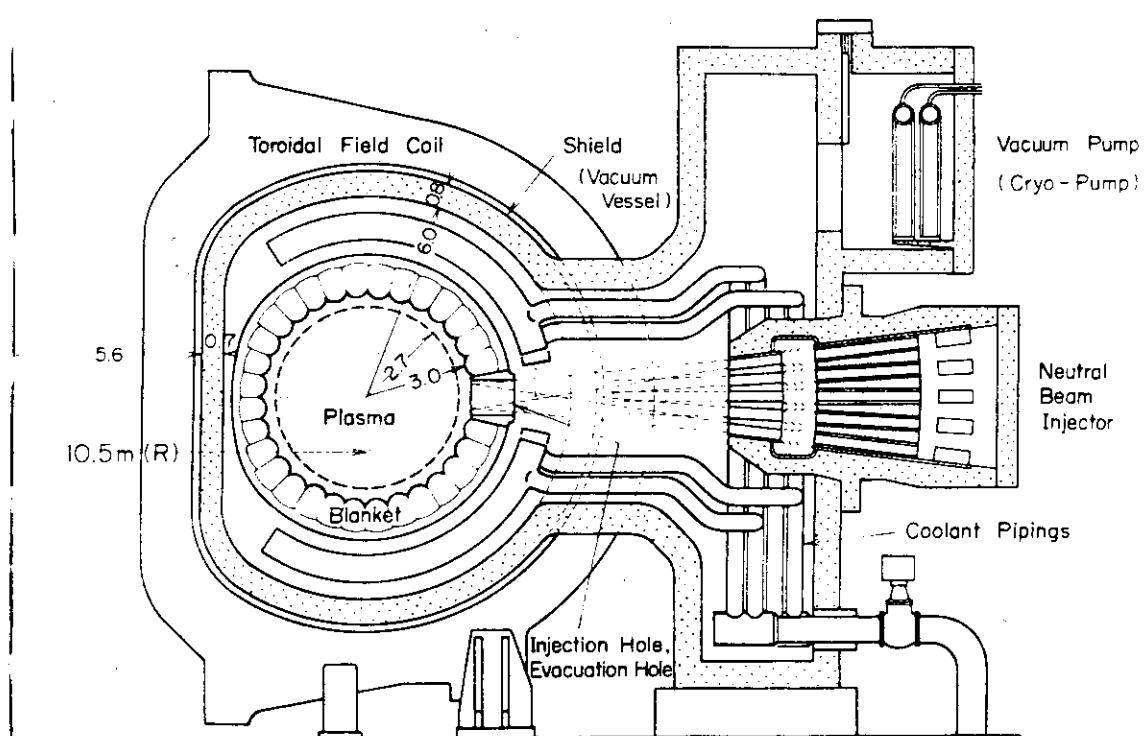


Fig. 2.1 Vertical Cross - section of J D F R

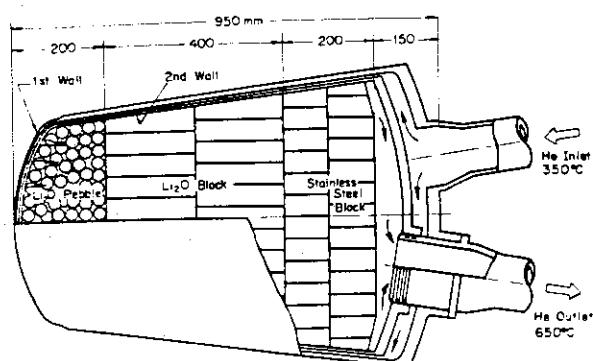


Fig. 2.2 Blanket Structure

3. 核融合実証炉の誘導放射能と線量率

3.1 誘導放射能及び線量率計算法

誘導放射能を計算する為には、先ず炉運転中の中性子束分布を求める必要がある。中性子束分布は、輸送方程式をSN法で数値的に解くコードANISN⁽⁷⁾によって計算した。1次元の計算モデルをFig.3.1に示す。散乱の非等方性はP₅まで考慮し、中性子束の角度分割数はS₈とした。また計算に必要な多群(42群)中性子断面積は、SPTZ4⁽⁸⁾を用いて核データファイルENDF/B-3及び-4から作成した。

ANISNにより計算された炉運転中の中性子束と、放射化連鎖及び放射化断面積を用いて誘導放射能が計算できる。これは1階の連立微分方程式を解く事であり、誘導放射能計算コードACTIVE⁽⁹⁾で計算される。ただし、ACTIVEでは炉停止後、放射性核種は指數関数的に減少するとしており、連立微分方程式を正確に解いていないから注意が必要である。ここでは、「炉停止後」を「出力零で運転中」と見做す事で計算誤差が入る事を逃げた。この為、計算手数が著しく増大した。ACTIVEはこの点を修正する事が必要である。

ACTIVEで計算された誘導放射能は、コード内で多群γ線源に変換されANISNに入力できる形にする。このγ線源を用いて、ANISNにより炉停止中のγ線束分布を求める。

上述の計算法は、核融合実験炉についての計算法とほぼ同じであり、詳細なフローチャートやγ線束分布から線量率分布への変換法等は、文献(2)を参照されたい。

3.2 モリブデンの誘導放射能

3.2.1 放射化連鎖と断面積

天然に存在するモリブデンは7種類の同位元素から成っており、その存在比はTable 3.1に示す様に9~24%と平均している。各々についての放射化連鎖をFig.3.2~Fig.3.8に示す。これらは「Table of Isotopes」⁽¹⁰⁾からのデータに基いて作成したが、長半減期核種のいくつかについては、半減期の記述が不明確である為、他の文献⁽¹¹⁾⁽¹²⁾、表⁽¹³⁾から引用している。⁹²Nbの半減期は 1.2×10^8 年⁽¹¹⁾、⁹³Moの半減期は3500年とした⁽¹²⁾⁽¹³⁾。⁸¹Nbの半減期は長い事が知られているが⁽¹⁰⁾、信頼できるデータが無い為、ここでは安定核種とした。

JDFRでブランケットの構造材として想定しているのはモリブデン合金(TZM)であるが、ここではモリブデン純金属として取り扱っている。TZM中に存在する主な他の元素はチタンとジルコニウムであるが、共に存在量は1%以下(Ti~0.5%, Zr~0.08%)である。モリブデンの放射化量自体が大きい為、これらの元素を考慮に入れても全放射能には殆んど影響を与えないと思われる。実際UWMAK-IIIの設計に於ける計算では、チタンとジルコニウムによる放射能はTZMの全放射能に影響を与えていない。

中性子とモリブデンとの反応は(n, γ), (n, 2n), (n, p), (n, α), (n, n' p)及び(n, d)を考えている。放射化成生物と中性子との2次反応は省略してある。中性子壁負荷が大きな炉では、2次反応も計算結果に影響を与える事になるが、JDFRの中性子壁負荷は 1.29 MW/m^2 であり考慮する必要は無い。なお考慮する場合は放射性核種の中性子断面積が必要であり、データがかなり不足している。

中性子断面積は $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$ と $^{100}\text{Mo}(n,\gamma)^{101}\text{Mo}$ のみがENDF/B-4ファイルに収録されている。その他のデータはW.E.AlleyとR.M.Iesslerが編集したもの⁽¹⁴⁾から引用し、各エネルギー群毎の断面積を作成した。その他 14 MeV の中性子に対する断面積が収録されているものとしては、K.Tsukada⁽¹⁵⁾とH.Leppmxki et al⁽¹⁶⁾がまとめたものがある。

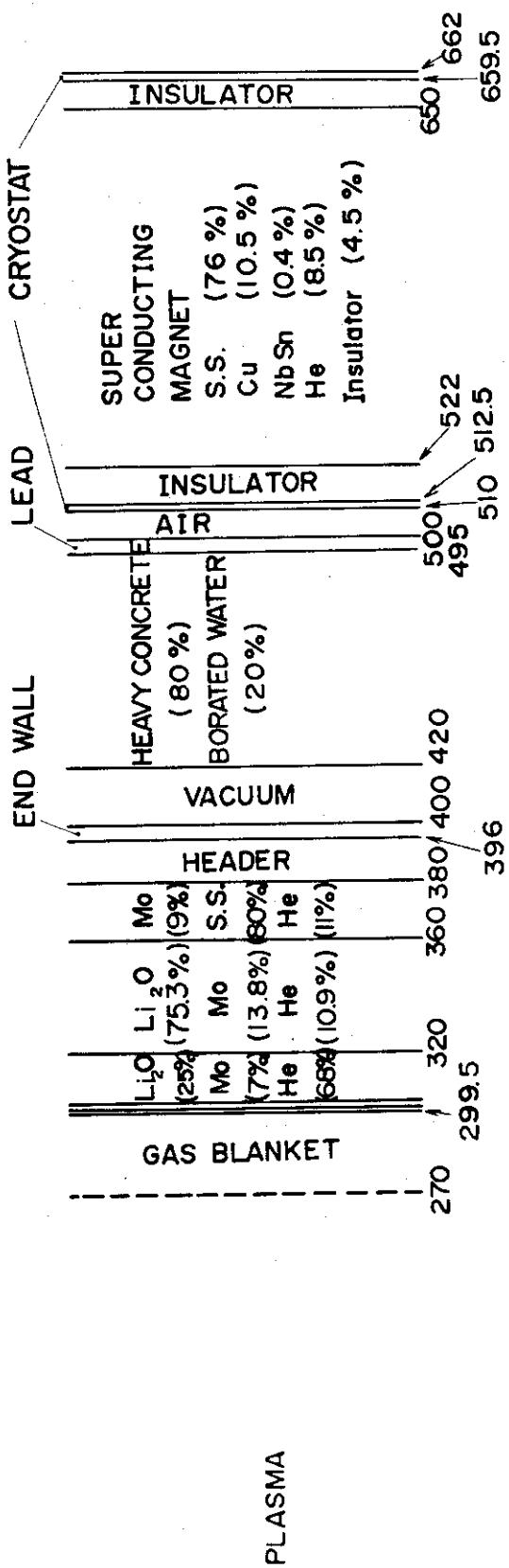
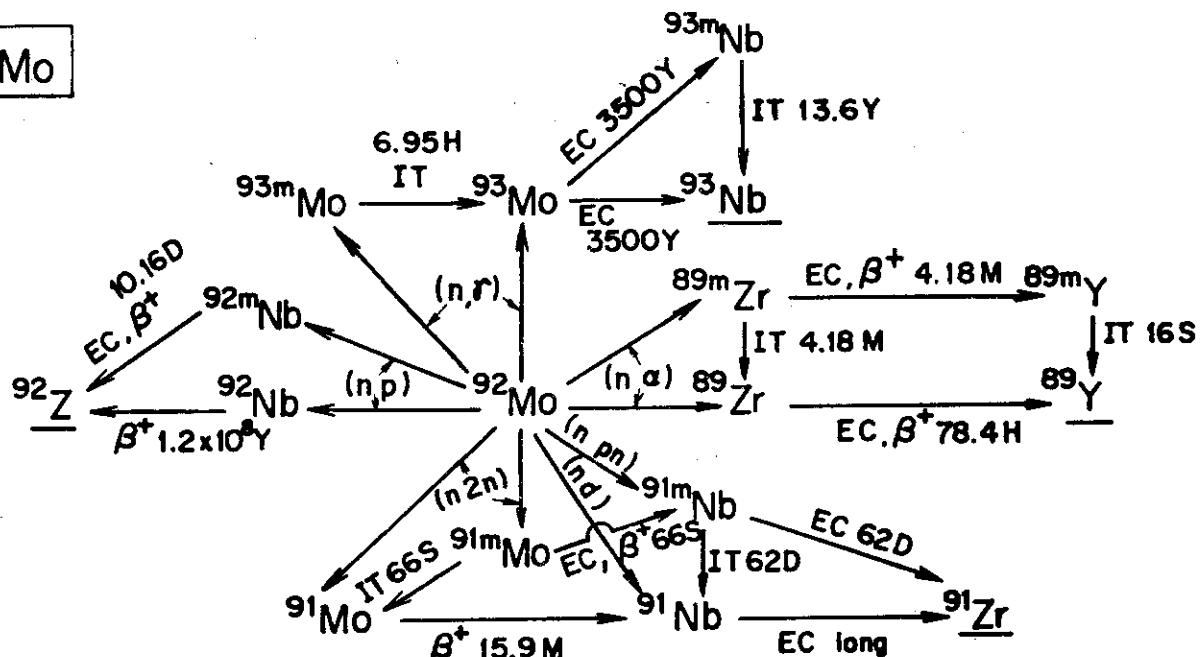


Fig. 3.1 實証炉 1 次元計算モデル

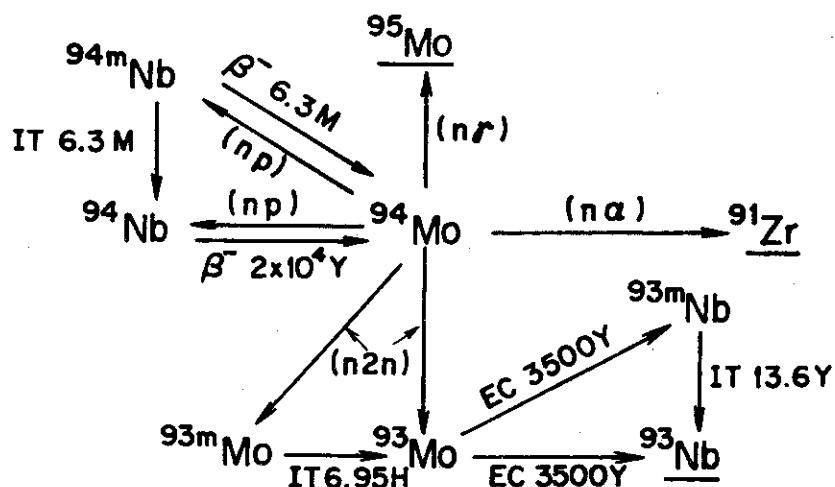
Table 3.1 Natural abundances of Molybdenum isotopes

同位元素	存在比(%)
⁹² Mo	15.86
⁹⁴ Mo	9.12
⁹⁵ Mo	15.70
⁹⁶ Mo	16.50
⁹⁷ Mo	9.45
⁹⁸ Mo	23.75
¹⁰⁰ Mo	9.62

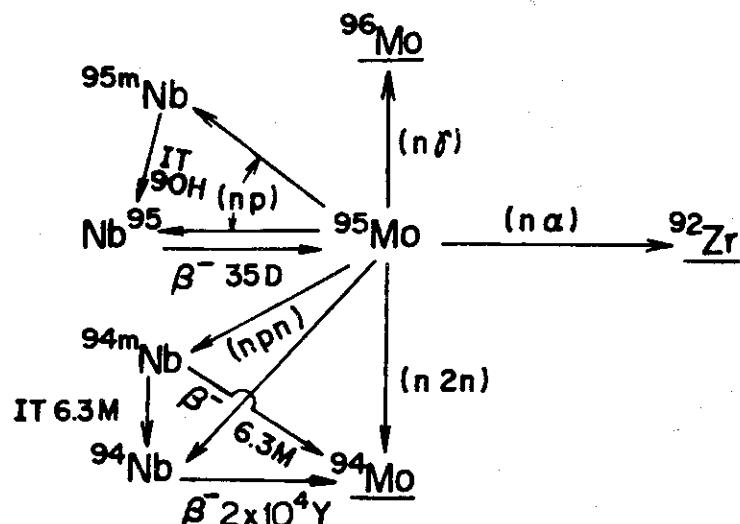
92 Mo

Fig. 3.2 ^{92}Mo Activation Chain

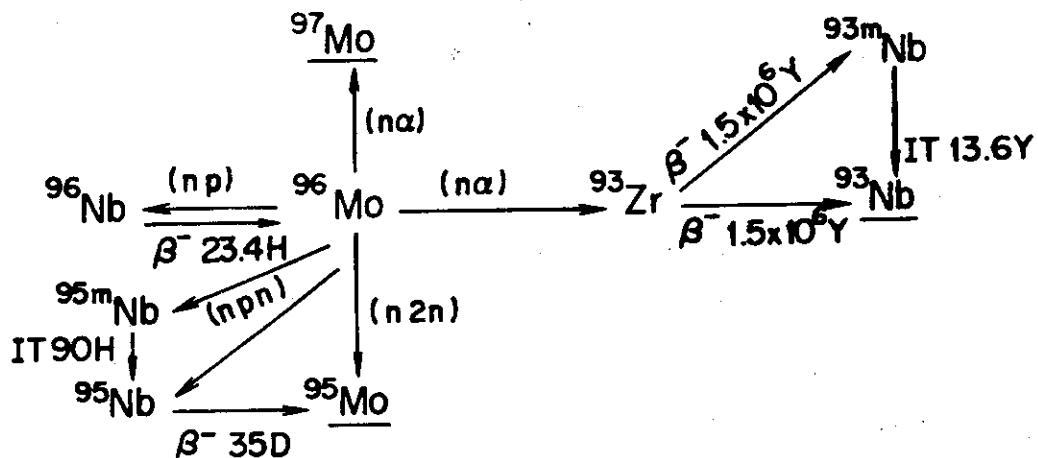
94 Mo

Fig. 3.3 ^{94}Mo Activation Chain

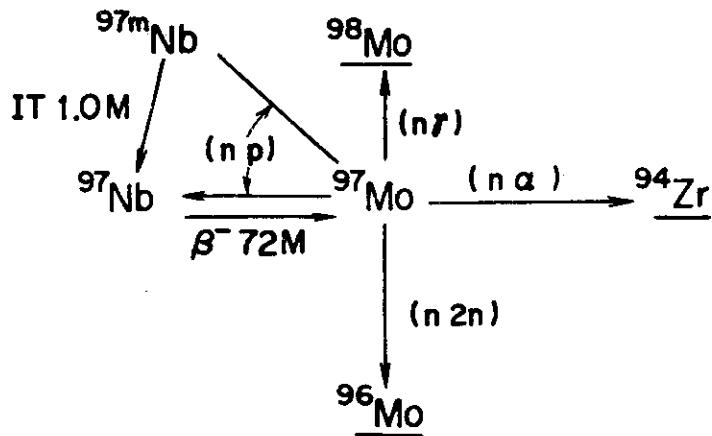
95 Mo

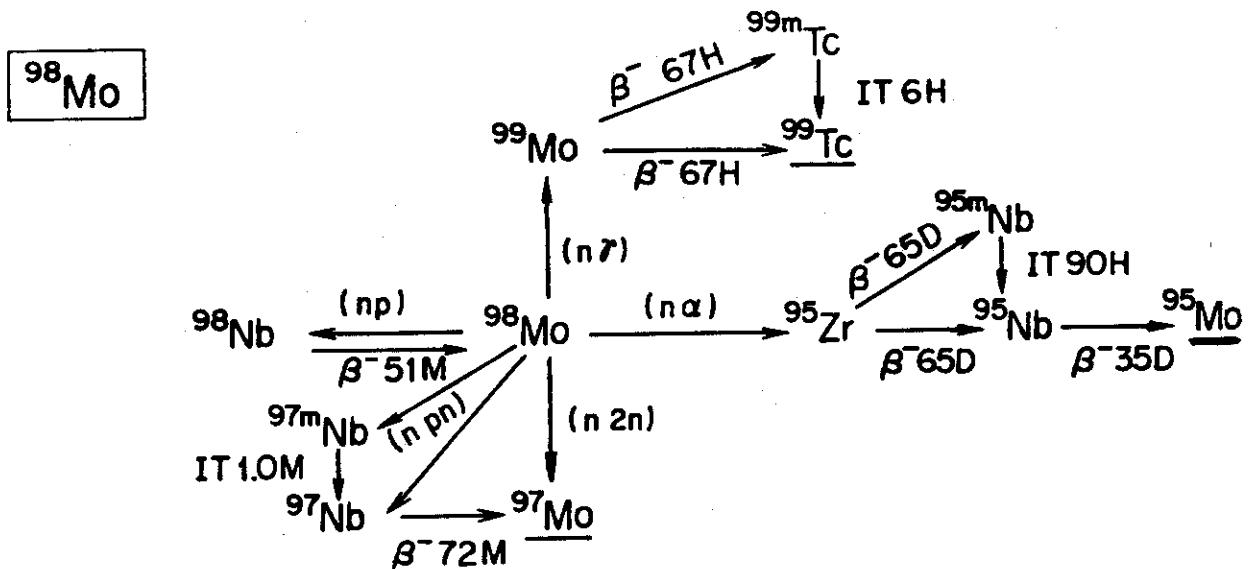
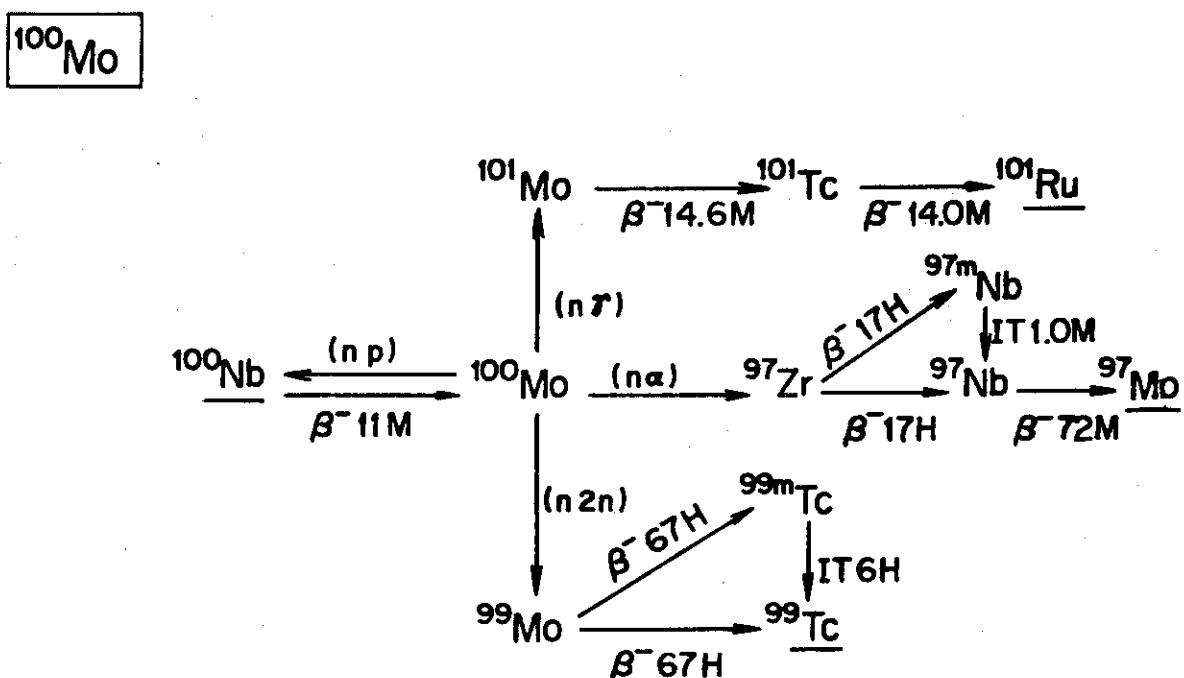
Fig. 3.4 ^{95}Mo Activation Chain

96 Mo

Fig. 3.5 ^{96}Mo Activation Chain

97 Mo

Fig. 3.6 ^{97}Mo Activation Chain

Fig. 3.7 ^{98}Mo Activation ChainFig. 3.8 ^{100}Mo Activation Chain

3.2.2 計算結果と検討

炉運転に伴い誘導放射能が蓄積する様子を Fig. 3.9 に示す。炉運転開始後 10 日間で装置の全誘導放射能は、2 年間運転後の値の 90% に達する。これは、短半減期核種 (^{101}Mo , ^{101}Tc , ^{99}Mo , ^{99}Tc , ^{91}Mo) が急速に蓄積するからである。ただしこの場合は、長半減期核種は、2 年間運転後の場合に較べ極く僅かしか蓄積していない。

2 年間運転後の装置全放射能は $5.4 \times 10^9 \text{ Ci}$ である。炉停止後の誘導放射能の減衰の様子を Fig. 3.10 に示す。炉停止後数週間迄は、 ^{99}Mo と ^{99m}Tc が主な核種である。この両者は既に放射平衡に達しており、親核種である ^{99}Mo の半減期に従って減衰する。その後、数年迄は ^{91m}Nb と ^{95}Nb が主な核種となる。数年後からは、全誘導放射能は減衰せずに逆に増加する。これは、数年後からの主な核種である ^{93}Mo が 3500 年という長い半減期を持っている事と、 ^{93}Mo の崩壊に伴い ^{93m}Nb が新たに生成して来る事に依っている。 ^{93}Mo と ^{93m}Nb は炉停止約 100 年後に放射平衡に達し、全誘導放射能はその頃極大値を持つ事になる。

この結果を UWMAK-III の設計において計算された結果と比較して見ると、幾つかの相違点がある。（UWMAK-III の計算結果は文献(5)を参照）

第 1 には、炉停止数ヶ月後の ^{95m}Nb の放射能である。UWMAK-III の計算においては全誘導放射能に占める ^{95m}Nb の放射能は 10% 以上である。一方ここで計算結果では無視し得るほど小さい。これは、 ^{95}Zr が崩壊した場合の分岐比データの違いに依るものと思われる。 ^{95}Zr は崩壊して、 ^{95}Nb と ^{95m}Nb を生成する。ここでは、分岐比を各々 0.98, 0.02 とした⁽¹⁰⁾。UWMAK-III の場合は ^{95m}Nb への分岐比をこれより大きく仮定したものと思われる。

次に、 ^{93m}Nb と ^{93}Mo の放射能の比である。 ^{93}Mo は崩壊した後 85% が ^{93m}Nb となり 15% が ^{93}Nb となる。2 年間炉運転直後に蓄積している ^{93m}Nb の量はその後 ^{93}Mo の崩壊に依って生じる ^{93m}Nb の量に較べ小さいから、これを無視すると炉停止 t 時間後の ^{93m}Nb と ^{93}Mo の放射能の比 R は

$$R = \frac{\lambda_m}{\lambda_n - \lambda_m} \cdot 0.85 \{ 1 - e^{-(\lambda_n - \lambda_m)t} \}$$

となる。ここで λ_n は ^{93m}Nb の崩壊定数、 λ_m は ^{93}Mo の崩壊定数である。 $\lambda_n >> \lambda_m$ だから、 R は 1 より大きくなる事は決して無い。本計算においても ^{93m}Nb の放射能は ^{93}Mo の放射能を越える事は無い。しかし、UWMAK-III の計算においてはこれが逆転している。

更に炉停止数年以降の全誘導放射能の減衰の様子が若干異っている。すなわち本計算では、炉停止数年以後は全誘導放射能は増加し、約 100 年後に極大値をとる事になるが、UWMAK-III の計算結果にはそれが見られない。炉停止直後に蓄積している ^{93}Nb の放射能は ^{93}Mo の放射能に較べ小さいから無視すると、炉停止 t 時間後の ^{93m}Nb と ^{93}Mo の放射能の和 $T(t)$ は

$$T(t) = \lambda_m Mo (1.85 e^{-\lambda_m t} - 0.85 e^{-\lambda_n t})$$

となる。ただし、 $\lambda_m Mo$ は炉停止直後の ^{93}Mo の放射能である。この式に従って炉停止 100 年後の T を計算すれば

$$T(100 \text{ 年}) = 1.81 \cdot \lambda_m Mo$$

である。従って全放射能は炉停止数年後以降は増加し 100 年後には約 1.8 倍になるはずである。

次に Biological Hazard Potential (BHP) について述べる。放射性物質の生成に伴って生じる潜在的生物学的障害度の目安として、しばしば BHP という値が使われる。この値は、誘導放射能を炉の熱出力と生成核種の最大許容濃度 (MPC) で除したものとして定義される。生成核種の放出される可能性に関しては一切考慮されていないから、大雑把な目安でしかない事を注意すべきである。また、この値がどの程度なら問題であるかという基準も考え難い。単に種々の材料の相対的な比較の目安と考えるべきであろう。

Table 3.2 と 3.3 に核融合出力 2000MW で 2 年間連続運転した直後と、更にその 100 年後の BHP 値を示す。ここでは比較の為に S.S. (JXFR), Al をブランケット構造材として用いた場合の BHP 値も同時に示した。この表から Mo と S.S. はほぼ等しい BHP 値を与える事が分る。従って、Mo と S.S. は放射化した時に持つ潜在的危険度は大差無いと考えて良いだろう。更に詳しく言えば、BHP 値は炉停止直後から 100 年後までは最大 3 衍 Mo の方が小さく、その後では逆に Mo の方が大きくなる。BHP 値の大きい時期、すなわち炉停止直後から数年後までの間、の減衰は Mo の方が速いという事を考えれば Mo の方が若干利点がある。

Al を Mo の代りに用いた場合は、炉停止 100 年後の BHP 値は Mo の場合より 1 衍小さくなる。しかも、Al は炉停止後の減衰も速く、炉停止 1 ヶ月後には 100 年後と同じ BHP 値まで小さくなる。この観点から言えば、Al は Mo より優れた材料であるといえる。

以上の議論は Table 3.1 と 3.2 に示した BHP 値に基くものであるが、この BHP 値自身にも不確定性が有る事を注意しなければならない。すなわち、最大許容濃度が既に定められている核種についての計算は問題が少ないが、多くの放射性核種について、まだ定められていないからである。Table 3.2, 3.3 中に示されている核種のうち、ICRP の勧告により MPC が定められているのは、⁵⁴Mn, ⁵⁶Mn, ⁵⁸Co, ⁹⁰Mo, ⁸³Ni, ^{93m}Nb である。⁹³Mo と ²⁶Al についてはまだ明確には定められていない。この他、Mo 中に生成する放射性核種 ^{93m}Nb, ⁸⁹Zr, ^{95m}Nb, ⁹⁶Nb, ^{91m}Nb についても MPC の値は定められていない。これらの核種については、以下に述べる様な MPC 値を仮定して BHP 値を計算した。

放射性核種の、半減期、放出粒子 (β 線、 γ 線) のエネルギー、崩壊により生成する娘核種を考慮すると、既に MPC 値が定められている同位元素の値から大よそ MPC 値を推定する事が出来る。半減期が長く、放出粒子のエネルギーが大きいほど MPC 値は小さくなる。また娘核種については半減期が短く、放出粒子のエネルギーが大きいほど MPC 値は小さくなる。

ここでは、⁸⁹Zr の MPC 値は ⁹⁵Zr の値 ($1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cc}$) よりは大きく、⁹⁶Nb の MPC 値は ⁹⁷Nb の値 ($2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cc}$) の $1/20$ よりは大きく、^{91m}Nb の MPC 値は ^{93m}Nb の値 ($4 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cc}$) の $1/2$ よりは大きいとした。この仮定を置くと、⁸⁹Zr, ⁹⁶Nb, ^{91m}Nb からの BHP 値は、⁹⁰Mo からの BHP 値よりも 1 衍以上小さくなる。

また、^{92m}Nb と ^{95m}Nb の MPC 値は ICRP 勧告には記載されていないが、文献 (17) に推定されている。ここではその値をそのまま用いた。この結果これらの核種からの BHP 値は無視し得る程小さい事が分った。

100 年間冷却した後の Mo の BHP 値は、⁹³Mo と ^{93m}Nb からの寄与を考えれば充分である。⁹³Mo の MPC 値は、ICRP 勧告やその他の文献にも記載されてないが、⁹³Mo は崩壊に伴い放射線を放出しない事を考慮すると、その娘核種 ^{93m}Nb の MPC 値より小さくなる事は無い事が

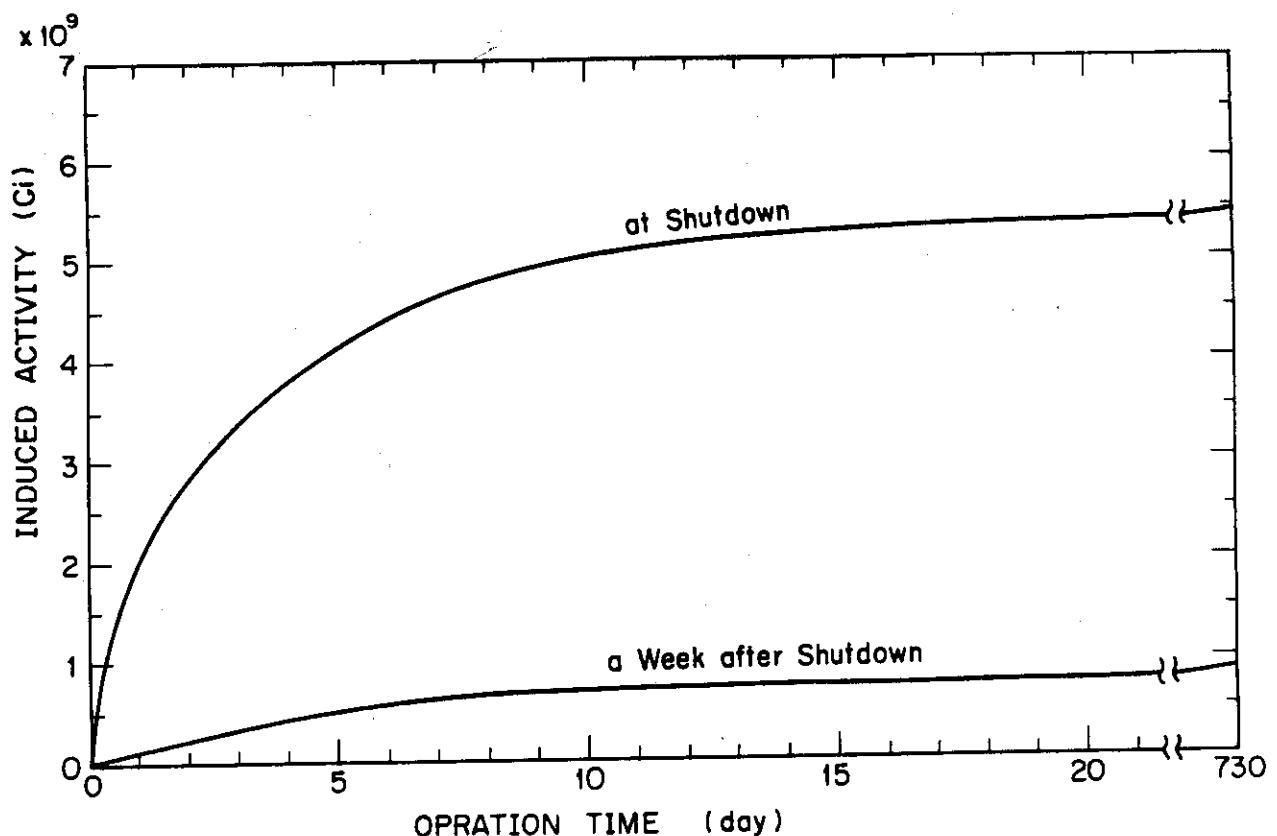


Fig. 3.9 The induced activity in molybdenum blanket as a function of cooling time

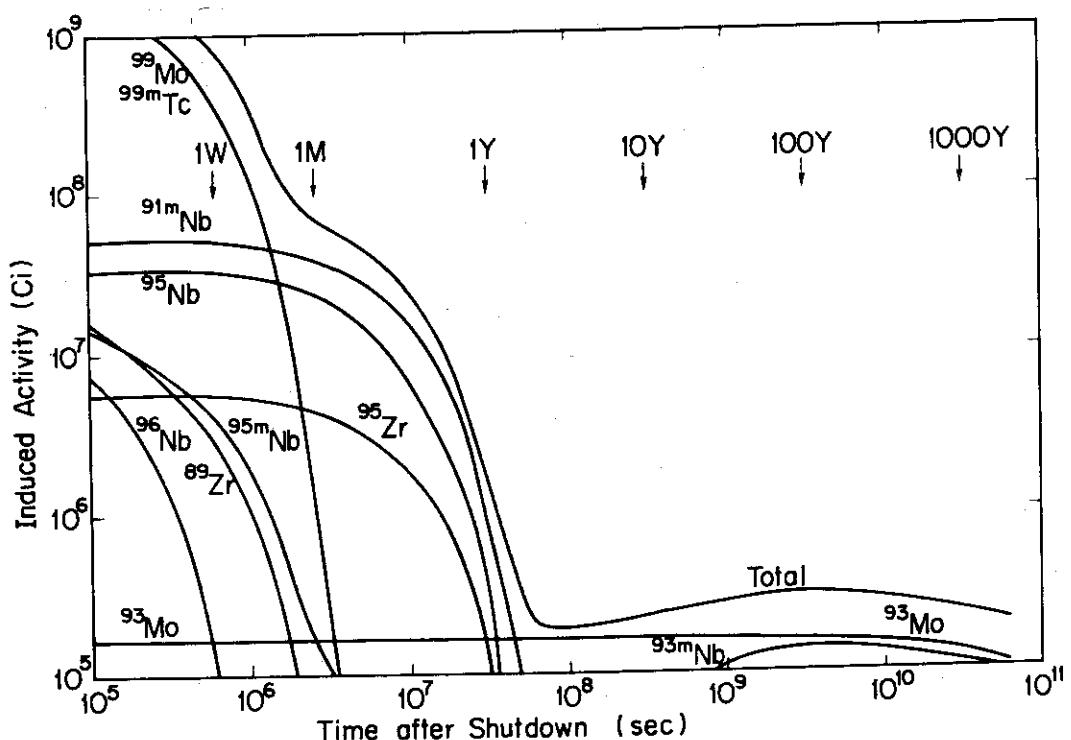


Fig. 3.10 The induced activity in molybdenum blanket as function of cooling time

分る。従ってここでは⁹³MoのMPC値は^{93m}Nbの値($4 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cc}$)と同じとしてBHP値を計算した。

また²⁶AlのMPC値もICRP勧告には記載されていないが、文献(18)に推定値が記載されており、ここではその値($3 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cc}$)を用いた。

多くの放射性核種についてMPC値が、明確で無いから、Table 3.2, 3.3に示したBHP値には不確定性があるが、オーダーの評価はできているものと考えて良く、ここで計算目的にはほぼ充分であろう。

Table 3.2 BHP at shutdown

System	Blanket structural material	Isotope	Ci/W	BHP at shutdown
			at shutdown	km ³ air/kW
JXFR*	S.S.	⁵⁴ Mn	4.6×10^{-2}	4.6
		⁵⁶ Mn	2.7×10^{-1}	1.4
		⁵⁸ Co	1.8×10^{-1}	9.0
		⁶⁰ Co	4.2×10^{-3}	1.4
Total				1.64
JDFR	Mo alloy	⁹⁹ Mo	1.1	1.57

* JAERI Experimental Fusion Reactor (25)

Table 3.3 BHP at 100 yr. after shutdown

System	Blanket structural material	Isotope	Ci/W	BHP at 100 yr.
			at 100 yr.	km ³ air/kW
JXFR	S.S.	⁶³ Ni	1.0×10^{-4}	5.0×10^{-2}
JDFR	Mo alloy	⁹³ Mo	8.0×10^{-5}	2.0×10^{-2}
		^{93m} Nb	6.8×10^{-5}	1.7×10^{-2}
Total				3.7×10^{-2}
JDFR*	Al	²⁶ Al	1.9×10^{-7}	1.9×10^{-3}

* This is the case where Al is used in place of Mo.

Figure 3.11 に炉停止後の崩壊熱の減衰の様子を示す。崩壊熱の減衰は遅いが、炉停止直後でも定常運転時熱出力の 0.5% 以下である。冷却材流量喪失時故時に最も激しい状況に置かれるのは第 1 壁であると考えられる。この部分の崩壊熱は $0.5 \text{ W}/\text{cc}$ であり、断熱条件を仮定した場合、温度上昇は約 $10 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{min}$ となる。これは充分小さな値であり、炉の設計に重大な問題を与えるものではない。

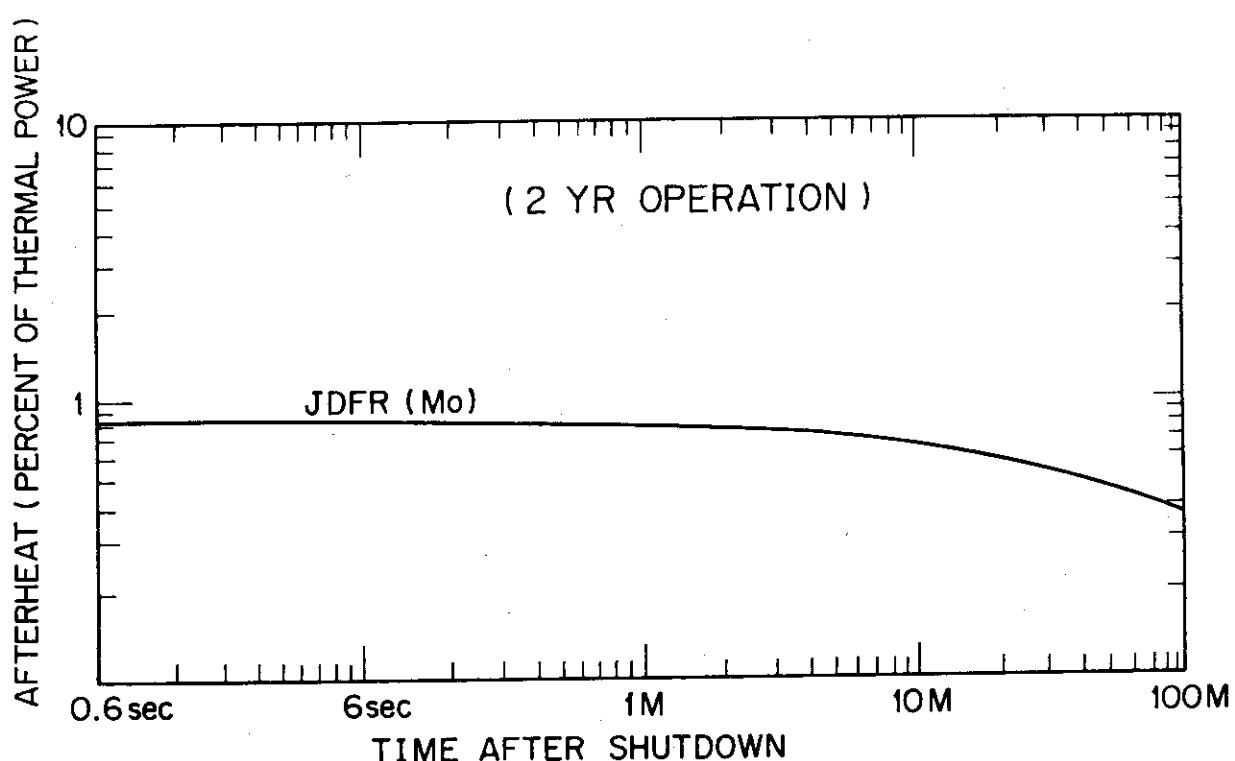


Fig. 3.11 Afterheat in the molybdenum blanket

3.3 線量率

1年間連続運転し、炉停止後1週間経過した後の線量率分布をFig.3.12に示す。ガンマ線源としては、ブランケット構造材のモリブデン、ブランケット中の反射材・重コンクリート中のチップ・トロイダルマグネットの構造材などに使われるステンレス鋼、トロイダルマグネット中の安定化材に使われる銅を考えた。装置内外の線量率を求める為にはこれで充分である。遮蔽体の最も外側に置かれている鉛の放射化は線量率分布に影響を与えない。これについては4.3で述べる。

プラズマ領域とブランケットのプラズマに近い部分では放射化したモリブデンから放出されるガンマ線が、線量率に主に寄与している。炉停止1週間後では⁹⁹Moと⁹⁵Nbから放出されるガンマ線が支配的である(Fig.3.13)。Fig.3.13中のK(E)は空気のエネルギー吸収断面積である。⁹⁹Moは⁹⁸Moの(*n*, *r*)反応と¹⁰⁰Moの(*n*, 2*n*)反応から生成し、⁹⁵Nbは⁹⁵Moの(*n*, *p*)反応から生成する。上記以外の領域ではステンレス鋼から放出されるガンマ線が支配的である。この場合は⁵⁴Mnと⁵⁸Coが主な核種である⁽²⁾。銅からのガンマ線は、トロイダルマグネットの領域でもステンレス鋼からのガンマ線より寄与が小さく問題にはならない。

遮蔽体の内側は10² rem/h以上であり人間が立入る事は不可能である。遮蔽体の外側ではトロイダルマグネットの中で最大になり10⁻² rem/h程度である。トロイダルマグネットは遮蔽体の外側全面にあるわけではなく、マグネット側面からのガンマ線の漏洩を考慮してこの最大値程度を遮蔽体外側の最大空間線量率と考える事が妥当であろう。緊急時の作業として3 remまでの被曝が許されるとすれば、炉停止時に遮蔽体外側で約300時間の作業が可能でありほぼ自由に作業が出来ると言って良いであろう。以上の計算は中性粒子入射孔などからの中性子ストリーミングを無視した計算であり、中性子ストリーミングで高度に放射化した部分からのガンマ線は何等かの手段で遮蔽しなければならない。

上に示した遮蔽体外側の線量率の値は炉停止1週間後のものであるが、炉停止1日でほぼこれと同じ線量率となり2ヶ月後でもこれとほとんど同じ線量率である⁽³⁾。

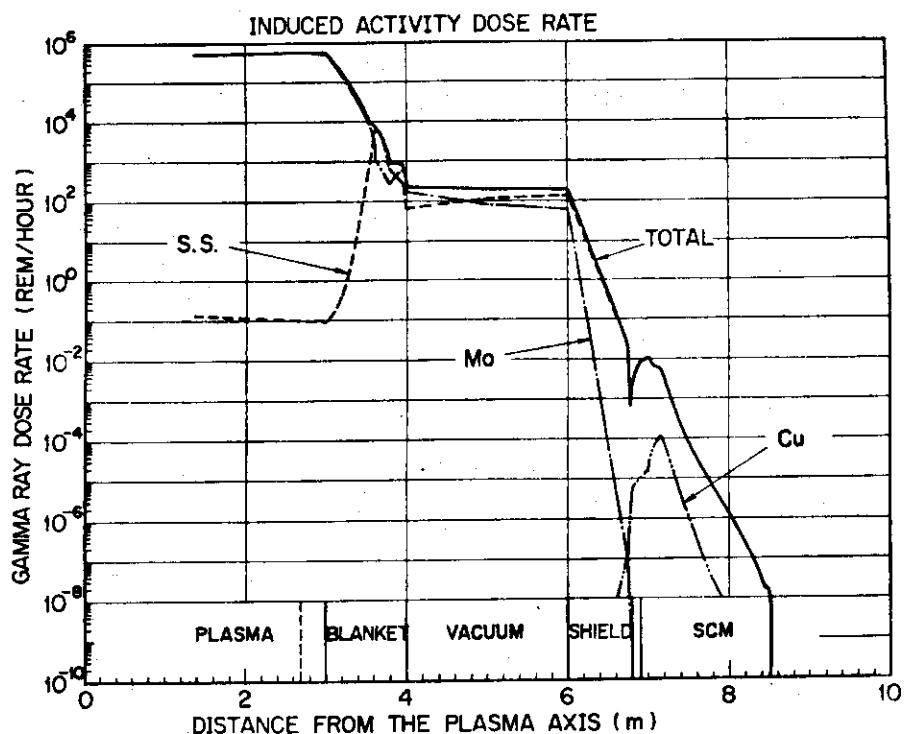


Fig. 3.12 Dose rate distribution at a week after shutdown

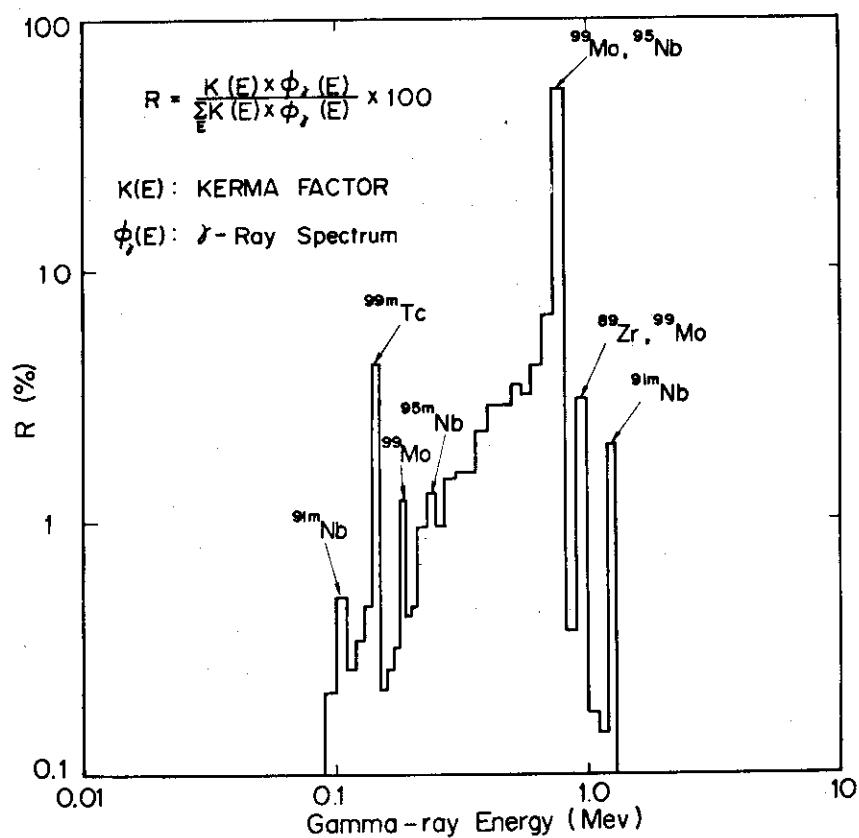


Fig. 3.13 プラズマ領域線量率への各エネルギーガンマ線の寄与

4. 低誘導放射能材料，合金添加物，その他材料の誘導放射能

第3章ではモリブデンをブランケット構造材に用いた場合の誘導放射能，線量率等について述べた。この章では，その他の材料を用いた場合の誘導放射能，線量率について述べる。ここで誘導放射能を計算した材料は，ステンレス鋼（鉄，クロム，ニッケル）バナジウム，チタン，アルミニウム，珪素，炭素，タンタル，タングステン，マンガン，銅，ナトリウム，鉛である。ステンレス鋼，バナジウム，チタン，タンタル，タングステン，アルミニウムはブランケットの構造材として，或るいはブランケット構造材に使われる材料の合金元素として使用される可能性の有るものである。タンタル，タングステンは中性子の良い遮蔽材であり遮蔽体にも使われる。マンガンはステンレス鋼の中に少量添加される。珪素，炭素は不純物制御の為に第1壁前面に設置される可能性がある。ナトリウムはリチウム中に不純物として混入する可能性があり，鉛は金属或は鉛モルタルの形で遮蔽体に使われる。銅は超電導磁石中の安定化材として使われる。また中性粒子入射装置の電極としても使用される。

4.1 誘導放射能

Fig.4.1～4.3に誘導放射能の計算値を示す。これらは，実証炉の構造材をモリブデンから他の材料にそっくり変えて計算したものである。全て元素毎に計算してあるので，例えばV-20%Tiの場合はバナジウムの誘導放射能の0.8倍とチタンの誘導放射能の0.2倍を加算すれば得られる。

ブランケット構造材の候補材料のうち誘導放射能が最も速く減衰するものはアルミニウムである。炉停止1ヶ月後迄に7桁近く減衰する。しかし，その後は ^{26}Al （半減期 7.4×10^5 年）が残る為それ以上減衰しない。バナジウムの場合アルミニウムに較べるとかなり減衰が遅いが，モリブデン，ステンレス鋼に較べると速い。また長半減期核種を生成しないのも長所の1つで，10年後には誘導放射能はほぼ消滅する。タンタル，タングステンは誘導放射能の大きな材料であるが，長半減期核種は生成されず廃棄物処理，資源の再使用の観点から特に不利になる事は無い。

不純物制御の為に第1壁前面に設置される炭素，珪素は共に誘導放射能の減衰が極めて速い材料である。これらの材料については放射化の問題はほとんど考えなくて良いであろう。仮りにSiCでブランケットを構成する事が可能になれば，誘導放射能がほぼ零であるブランケットが出来る事になる。

銅は，炉停止直後はステンレス鋼よりも大きな誘導放射能を持つが，炉停止1日後までの減衰が速いため，その後はむしろステンレス鋼より少さい。

マンガンはステンレス鋼の中に添加される（数%）が，これによりステンレス鋼の誘導放射能は炉停止直後で若干大きくなるが，その後は影響を受けない。

ナトリウムは比較的誘導放射能が小さいと言って良いだろう。しかしLiの中に混入すると

Li の取り扱いを面当にする可能性がある。

鉛は誘導放射能が小さく減衰も速い材料と言う事が出来る。ただし放射化断面積が、ここに挙げた他の材料に較べ若干不明確なところが有るため更に詳しい検討が必要であろう。

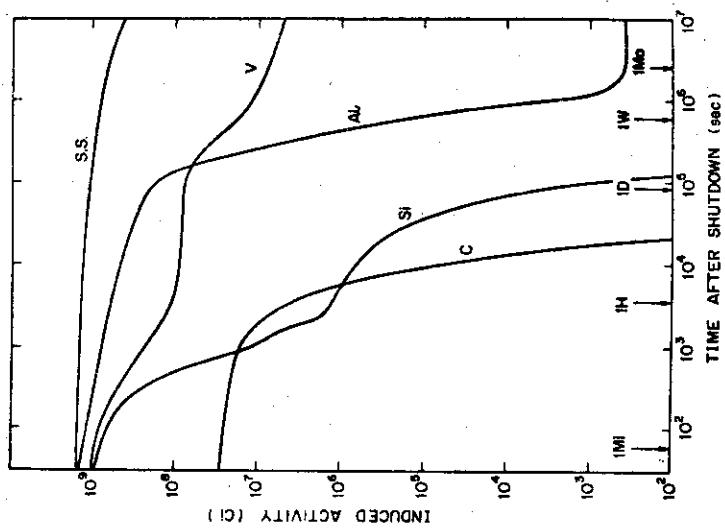


Fig. 4.3 Induced Activities of S.S.,
V, Al, Si and C

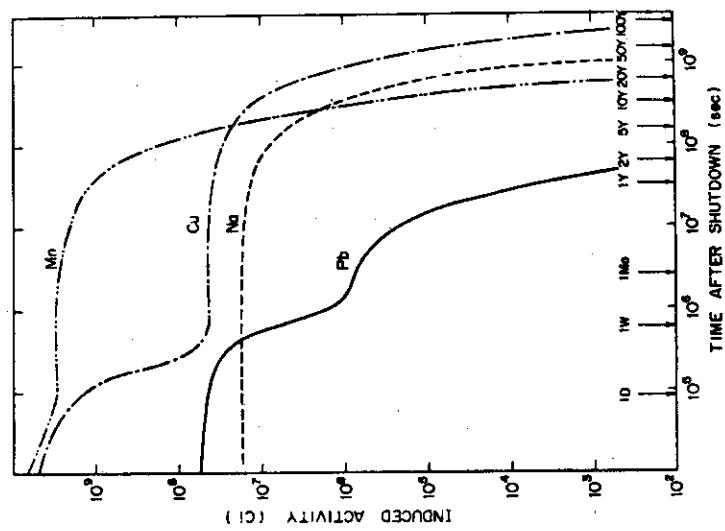


Fig. 4.2 Induced Activities of Mn,
Cu, Na and Pb

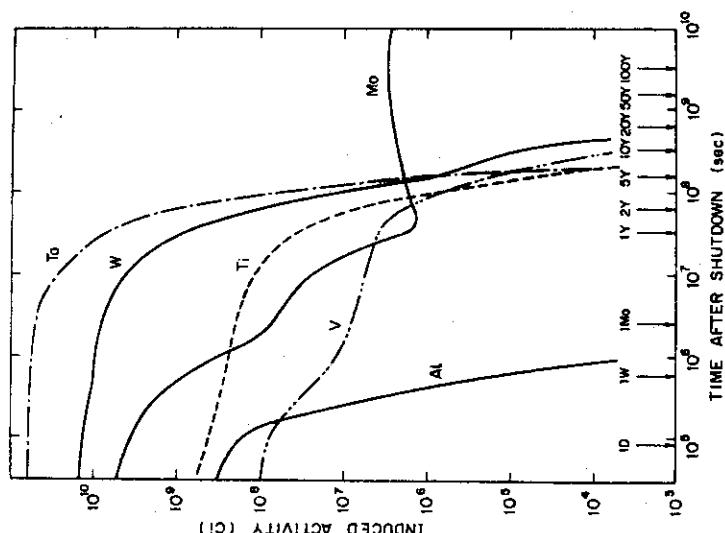


Fig. 4.1 Induced Activities of Ta,
W, Ti, Mo, V and Al

4.2 線量率

モリブデン、その他のブランケット構造材候補材料を用いた場合の炉停止後の線量率分布を Fig.4.4, 4.5 に示す。これは、アルミニウムを除いて炉停止後 1 週間を経過した時点のものであり、ガンマ線源はブランケット構造材のみを考えている。多くの場合遮蔽体外側の線量率は遮蔽体自身と超電導磁石の放射化によって影響されるが、ここでは構造材の材料による線量率を調べるため無視してある。

Fig.4.4 はモリブデンを用いた場合と低誘導放射能材料と言われるバナジウム、アルミニウムを用いた場合の比較を示したものである。アルミニウムの場合は炉停止 1 ヶ月後の値である。すなわち、前節で述べた様に、ここまで急激に減衰するがこれ以上は減衰しないという値である。バナジウムを用いた場合は遮蔽体内部の線量率はモリブデンの場合と大差なく人が立入って作業をする事は不可能である。遮蔽体外側の線量率はバナジウムを使うかモリブデンを使うかには無関係である。従って装置への接近の容易さを計るという意味ではバナジウムをモリブデンの代りに使う事の利点は無い。

アルミニウムをブランケット構造材に用いた場合の計算では、ブランケット外側の線量率は 10^{-3} rem/h 以下であり、従事者が自由に立入れるレベル (2.5×10^{-3} rem/h 以下) である。遮蔽体の内側に立入れる事は、保守・補修作業を著しく容易にするであろう。しかし実際には、中性粒子入射孔等からのガンマ線ストリーミングや放射化した遮蔽体からのガンマ線によって遮蔽体内側の線量率はもっと高くなる。遮蔽体に重コンクリートを用いた場合は遮蔽体の放射化により 10^2 rem/h 程度になる。従って、これらのガンマ線を何等かの方法で遮蔽しなければブランケットの外側まで従事者が近付く事は出来ない。現在のところこれは容易とは思えずまた第 1 壁付近は近付けないから、アルミニウムをモリブデンの代りに用いても装置の保守・補修の観点から見てもどれだけ利点が有るか疑問である。他の低誘導放射能材料である炭素、珪素を用いた場合の線量率は計算していない。炉停止後 2 日もすれば線量率は零となる事が明かだからである。

タンタル、タングステン、チタンはバナジウムやモリブデンの中に合金元素として添加される可能性が有る。またタンタル、タングステンは中性子に対して遮蔽性能が良いので遮蔽体として使われる事も考えられる。Fig.4.5 はこれらが单一金属としてブランケット構造材に用いられた場合の線量率を示したものである。チタン、タングステンを用いた場合はモリブデンの場合と大差ない値を示すが、タンタルを用いた場合は極めて線量率が高くなる。タンタル以外の材料を用いた場合は、ブランケット部で放出されたガンマ線が遮蔽体外部に漏洩して遮蔽体外側の線量率に寄与する事は無いが、タンタルの場合は別である。従ってブランケット構造材の添加元素としてタンタルを大量に使う事は好ましく無い。また中性子遮蔽材としてトーラス外側の遮蔽体に使うと、その誘導放射能の為に装置に近付く事が不可能となる。

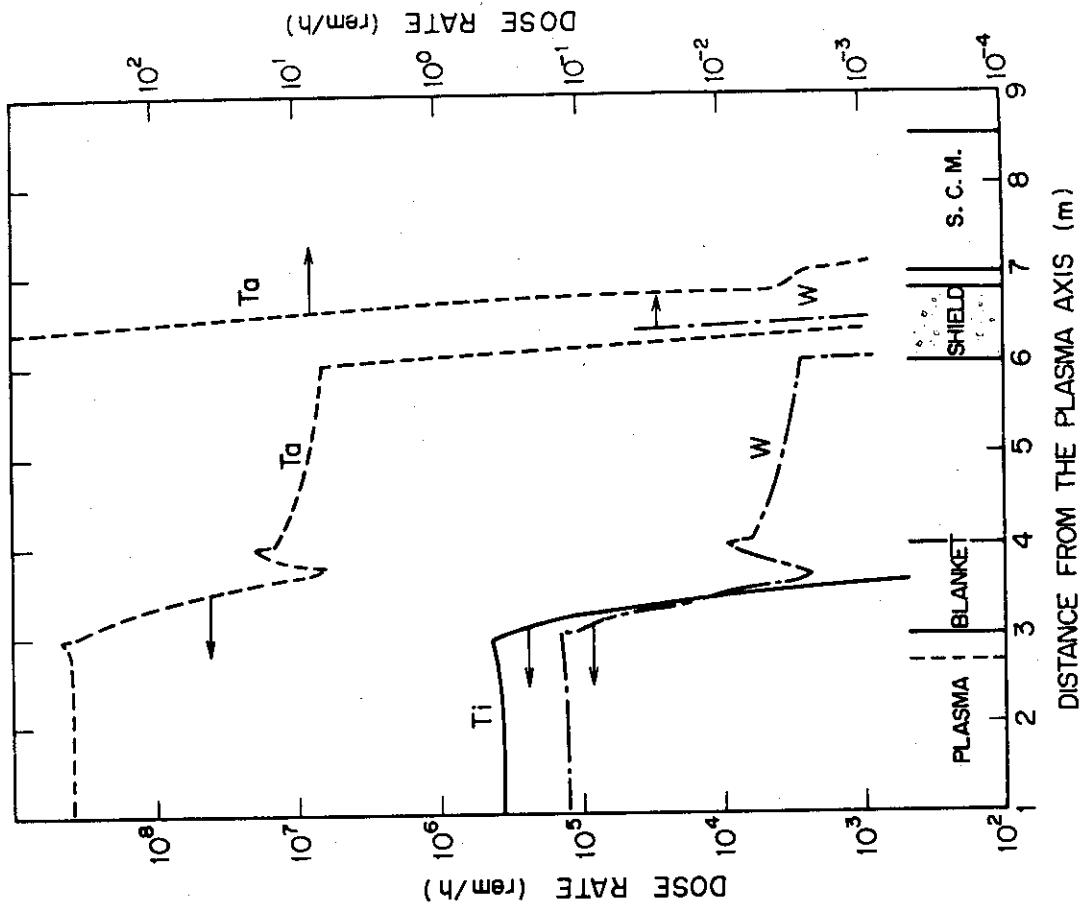


Fig. 4.4 Dose Rate Distributions Caused by the Induced Activities of Mo, V and Al Blankets

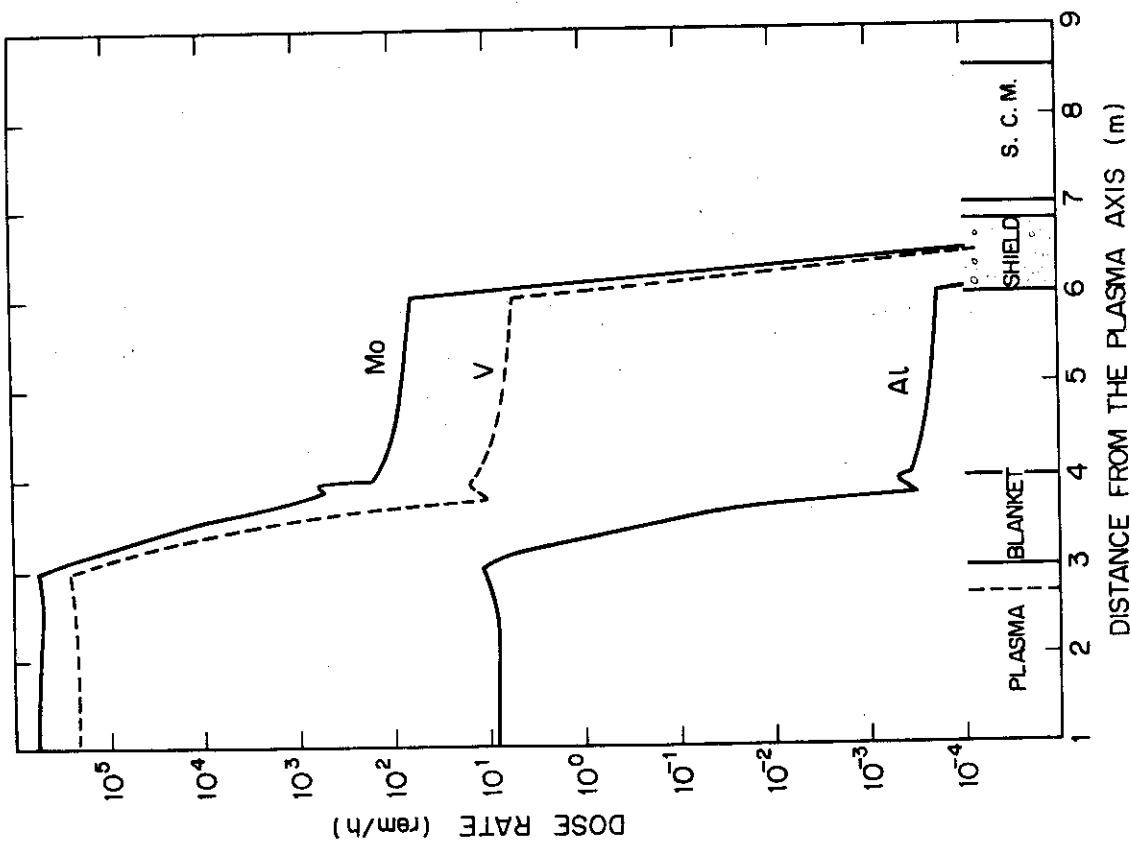


Fig. 4.5 Dose Rate Distributions Caused by the Induced Activities of Ta, Ti and W Blankets.

4.3 鉛の放射化の影響

実証炉に於いては鉛は重コンクリートからのガンマ線を遮蔽するため遮蔽体の最も外側に設置されている。鉛が放射化され、放出するガンマ線は遮蔽される事なく炉室に漏洩する。従って鉛の放射化による線量率への寄与を検討しておく事は重要である。Fig. 4.6 に炉停止 1 週間後の鉛の放射化による線量率分布を示す。計算結果は、最大が 10^{-5} rem/h 程度であり、従事者が接近するのを阻むもので無い事を示している。また炉停止 1 日後ではこの値は約 1.5 衍高いが、やはり 10^{-3} rem/h 以下なので問題にはならない。

前述の様に、ブランケット部に SAP (Al) または SiC の様な低誘導放射能材料を使い遮蔽体内部に立入る事を考える場合は遮蔽体（重コンクリート）からのガンマ線を遮蔽する事が必要条件である。その為には遮蔽体の内面に鉛を置くか遮蔽体自身を鉛の様な放射化し難いものとする事が考えられる。この場合ブランケットのすぐ外側に置かれた鉛が放射化する事によって遮蔽体内の線量率がどの程度になるかを推定する為 Fig. 4.6 に 14.1 MeV の中性子束分布を 1 点鎖線で示した。鉛の放射化はこの 14.1 MeV の中性子束にほぼ比例する。従って、ブランケット外側の鉛は遮蔽体（重コンクリート）外側の鉛より約 4 衍高い誘導放射能を持つ事になる。従ってこの鉛の放射化による遮蔽体内部の線量率は 10^{-1} rem/h 程度と推定される。これはかなり高い値ではあるが時間を制限すれば立入れない値では無い。

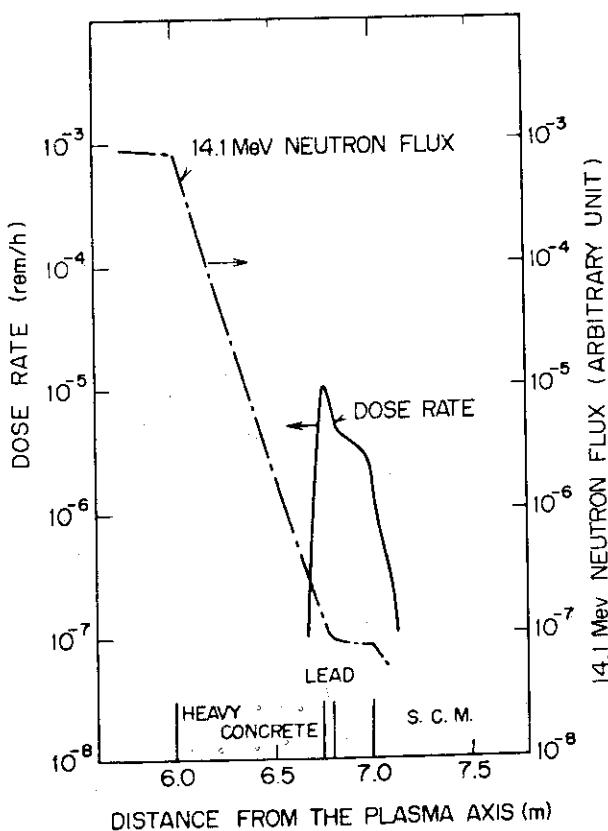


Fig. 4.6 Dos Rate Distribution Caused by Induced Activity of Lead

5. 放射性廃棄物量の推定

核融合炉の各コンポーネントは、D-T反応に伴い放出される中性子により放射化され、定期的な交換あるいは炉の寿命が来た場合に放射性廃棄物となる。原研で設計を進めている実験炉（核融合出力 100 MW, 壁負荷 0.17 MW/m^2 ）と実証炉（核融合出力 2000 MW, 壁負荷 1.29 MW/m^2 ）を例にとり放射性廃棄物の累積量（累積重量）を推定した。累積重量は各コンポーネント毎（ほぼ比放射能レベル毎）に求めた。廃棄物の重量と比放射能は炉出力が同じ場合でも壁負荷が異れば変って来る。壁負荷が大きい炉では比放射能が大きくなり、重量は小さくなる。また炉の構造・使用材料によっても比放射能、重量は変って来る。従ってここで示す値は一例である。

5.1 各コンポーネント重量

Table 5.1 に実験炉、実証炉各コンポーネントの重量を示す。考慮したコンポーネントはブランケット、遮蔽体（鉛は放射化量が小さいので除外した）、トロイダルコイルである。実証炉のブランケット構造材はモリブデン合金であるが、その他にアルミニウム、ステンレス鋼で置き代えた場合についても検討した。アルミニウムを使用した場合は構造が大きく変るものと思われるがここでは考慮していない。

この他に放射化すると考えられるコンポーネントとしては中性粒子入射装置、リミターなどがあるが詳細な誘導放射能分布が分らないため省略した（後述）。またポロイダルコイルは放射化量が小さいと考えられるため無視した。

5.2 各コンポーネントの放射能・比放射能

Table 5.2, 5.3 は 2 年間定常運転をした後の放射能である。比放射能の値に巾があるのは各コンポーネント中でもプラズマに近い部分では差があるためである。実験炉は寸法をコンパクトにするためトーラス内側のブランケット、遮蔽体を薄くした。このため実験炉の遮蔽体、トロイダルコイルの比放射能はトーラス内側と外側で大きく異り巾が大きくなつた。

なお中性粒子入射孔近辺の限られた部分の、遮蔽体、トロイダルコイル比放射能は、中性子ストリーミングのため、Table 5.2, 5.3 中の値より 20~50 倍大きくなる事が知られている。

5.3 放射性廃棄物累積量

Table 5.1～5.3 の値と次の仮定^{注1}を用いて推定した。

実験炉 1, 炉は 10 年間運転し廃棄する。

- 2, 各コンポーネントは故障した場合でも修理して再使用する。その際生じる廃棄物は一般に微小であると考えられるから無視する。
- 3, 各コンポーネントは定期的な交換は行わない。

実証炉 1, 炉の寿命は 30 年とする。

- 2, ブランケットは 10 年毎に交換する^{注2}。他のコンポーネントは定期的な交換は行わない。
- 3, 各コンポーネントは故障した場合修理して再使用する。その際生じる廃棄物は一般に微小と考えられるから無視する。

実験炉の 10 年後の放射性廃棄物量は合計約 16,000 トンとなりその内訳は Table 5.4, 5.5 に示した通りである。実証炉については 30 年間の累積放射性廃棄物量は 36,000 トンである。ブランケット構造材に Al を使った場合は 32,000 トン, SS を使った場合は 35,000 トンである。これらの内訳は Table 5.4, 5.5 に示してある。最も比放射能の大きいブランケット廃棄物の重量はブランケット交換を行う実証炉で大きく遮蔽体の重量の $\frac{1}{4}$ 近くとなっている。

5.4 その他のコンポーネント

中性粒子入射装置とリミターの重量は合せて実験炉約 8,500 トン実証炉約 12,000 トンと概略推定される。中性粒子入射装置の比放射能は炉停止直後実験炉で 0.3 Ci/cc 以下実証炉で 2 Ci/cc 以下である。リミターの比放射能はプラズマ近辺ではブランケットなみの値になり駆動部は中性粒子入射装置なみの値になると推定される。

中性粒子入射装置とリミターを考慮に入れると実験炉の 10 年後の放射性廃棄物量は 25,000 トンであり、実証炉の 30 年間の累積放射性廃棄物量は 48,000 トンになる。また実証炉、実験炉ともブランケットと遮蔽体の中間程度の比放射能を持つ廃棄物が相当残る事になると予想される。

本来なら中性粒子入射装置とリミターについても表中に入れるべきであるが、これらの放射能分布が分っていない事、リミター自体の設計がまだほとんど行われていない事のため除外せざるを得なかった。

注 1：これは計算上の仮定であり、実験炉、実証炉の設計の中で決定されているわけではない。

注 2：現在のところこれらの材料が 10 年間健全性を保つという保証は無い。しかしこの程度の交換頻度でないと実証炉が経済的にも成立する事を示すのは難しいだろう。従って今後のデータの蓄積・材料の改良を期待して 10 年間に 1 度の交換頻度を仮定した。

Table 5.1 Weights of JXFRs and JDFRs components

	(トン)	
	実験炉	実証炉
ブランケット ²⁾	2000 (S.S.)	1500 (Mo) ³⁾ 400 (Al) 1200 (S.S.)
遮蔽体 (重コンクリート)	9000	20000
トロイダルコイル	4800 { S.S. 4000 銅 840	11000 { S.S. 9500 銅 1600

1) この表の重量は概略推定値である。

2) 実験炉の場合はブランケット容器の他にブランケット中の反射体 (S.S.) と冷却配管 (S.S.) を含む。実証炉の反射体は新しい設計では S.S. であるが、ここでは古い設計と同じグラファイトとしたためブランケットの中に含まれていない。また実証炉の冷却配管は材料が未定でありここでは省略してある。

3) 実証炉ブランケット構造材は Mo 合金であり、これを Al S.S. に置き代えるとそれぞれ 400 トン、1200 トンとなる。

Table 5.2 Specific activities of blanket, shielding and toroidal magnet . (JXFR)

コンポーネント	材 料	冷却時間	Ci 全放射能	Ci / cc 比 放 射 能	主 な 核 種
ブランケット	S.S.	0	8.3×10^7	6.9 ~ 7.9×10^{-4}	$^{56}\text{Mn}, ^{58}\text{Co}, ^{51}\text{Cr}$
		1ヶ月	3.3×10^7	2.7 ~ 4.5×10^{-4}	$^{58}\text{Co}, ^{55}\text{Fe}, ^{51}\text{Cr}, ^{54}\text{Mn}$
		1 年	8.0×10^6	$7.0 \times 10^{-4} \sim 1.9 \times 10^{-4}$	$^{55}\text{Fe}, ^{54}\text{Mn},$
		10年	4.1×10^5	$3.7 \times 10^{-2} \sim 1.8 \times 10^{-5}$	$^{55}\text{Fe}, ^{60}\text{Co},$
遮蔽体	重コンクリート	0		$3 \times 10^{-2} \sim 1.5 \times 10^{-8}$	$^{51}\text{Cr}, ^{55}\text{Fe}, ^{59}\text{Fe}, ^{58}\text{Co}, ^{56}\text{Mn}$
		1ヶ月		$2 \times 10^{-2} \sim 6.4 \times 10^{-9}$	$^{55}\text{Fe}, ^{51}\text{Cr}, ^{58}\text{Co}$
		1 年		$7 \times 10^{-3} \sim 1.5 \times 10^{-9}$	$^{55}\text{Fe}, ^{54}\text{Mn}$
		10年		$7 \times 10^{-4} \sim 8.7 \times 10^{-11}$	^{55}Fe
トロイダルコイル	S.S.	0		$1 \times 10^{-5} \sim 4.5 \times 10^{-15}$	$^{58}\text{Co}, ^{56}\text{Mn}$
		1ヶ月		$5 \times 10^{-6} \sim 3.0 \times 10^{-15}$	$^{58}\text{Co}, ^{55}\text{Fe}, ^{54}\text{Mn}$
		1 年		$1 \times 10^{-6} \sim 1.4 \times 10^{-15}$	$^{55}\text{Fe}, ^{54}\text{Mn}$
		10年		$7 \times 10^{-7} \sim 1.4 \times 10^{-16}$	$^{55}\text{Fe}, ^{60}\text{Co}$
	銅	0		$1 \times 10^{-4} \sim 1.2 \times 10^{-12}$	$^{64}\text{Cu}, ^{66}\text{Cu}$
		1ヶ月		$2 \times 10^{-7} \sim 3.0 \times 10^{-20}$	^{60}Co
		1 年		$1 \times 10^{-7} \sim 2.6 \times 10^{-20}$	^{60}Co
		10年		$5 \times 10^{-8} \sim 8.0 \times 10^{-21}$	^{60}Co

* 核融合出力 100MW, 壁負荷 0.17MW/m²

2年間定常運転後の値

Table 5.3 Specific activites of blanket, shielding and toroidal magnet. (JDFR)

コンポーネント	材 料	冷却時間	Ci 全放射能	Ci/cc 比 放 射 能	主 な 核 種
プランケット (容器)	Mo合金	0	5.4×10^9	150 ~0.23	^{99}Mo , ^{99m}Tc
		1ヶ月	6.9×10^7	31 ~ 8.5×10^{-5}	^{91}mNb , ^{95}Nb
		1年	1.7×10^6	6.8×10^{-2} ~ 1.5×10^{-6}	^{91}mNb , ^{92}Nb , ^{93}Mo , ^{95}Zr
		10年	3.9×10^5	1.4×10^{-2} ~ 8.7×10^{-7}	^{93}Mo , ^{92}Nb
遮蔽体	重コンクリート	0	3.8×10^5	2.3×10^{-3} ~ 1.3×10^{-7}	^{55}Fe , ^{51}Cr , ^{58}Co , ^{56}Mn , ^{59}Fe
		1ヶ月	2.5×10^5	1.6×10^{-3} ~ 6.2×10^{-8}	^{55}Fe , ^{51}Cr , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{54}Mn
		1年	1.3×10^5	8.4×10^{-4} ~ 1.9×10^{-8}	^{55}Fe , ^{54}Mn
		10年	1.3×10^4	8.1×10^{-5} ~ 1.3×10^{-9}	^{55}Fe
トロイダルコイル	S.S.	0		1.5×10^{-7} ~ 2.6×10^{-13}	^{58}Co , ^{56}Mn
		1ヶ月		7.2×10^{-8} ~ 1.9×10^{-13}	^{58}Co , ^{55}Fe , ^{54}Mn
		1年		2.2×10^{-8} ~ 1.1×10^{-13}	^{55}Fe , ^{54}Mn
		10年		1.4×10^{-9} ~ 1.1×10^{-14}	^{55}Fe , ^{60}Co
	銅	0		2.1×10^{-7} ~ 2.4×10^{-11}	^{64}Cu , ^{66}Cu
		1ヶ月		1.4×10^{-10} ~ 1.5×10^{-18}	^{60}Co
		1年		1.2×10^{-10} ~ 1.3×10^{-18}	^{60}Co
		10年		3.7×10^{-11} ~ 3.9×10^{-19}	^{60}Co

プランケット	アルミニウム	0	1.4×10^9	47 ~ 3.4×10^{-2}	^{24}Na , ^{27}Mg , ^{28}Al
		1ヶ月	3.7×10^2	1.7×10^{-5} ~ 3.7×10^{-10}	^{28}Al
		1年	3.7×10^2	1.7×10^{-5} ~ 3.7×10^{-10}	^{28}Al
		10年	3.7×10^2	1.7×10^{-5} ~ 3.7×10^{-10}	^{28}Al
プランケット	S.S.	0	1.7×10^9	64 ~ 5.7×10^{-3}	^{56}Mn , ^{58}Co , ^{51}Cr
		1ヶ月	6.6×10^8	29 ~ 3.6×10^{-3}	^{58}Co , ^{55}Fe , ^{51}Cr , ^{54}Mn
		1年	1.6×10^8	8.9 ~ 1.9×10^{-3}	^{55}Fe , ^{54}Mn
		10年	8.2×10^6	5.1×10^{-1} ~ 1.7×10^{-4}	^{55}Fe , ^{60}Co

* 核融合出力 2000MW 壁負荷 1.29MW

* 2年間定常運転後の値

Table 5.4 Total amounts of radioactive wastes and
their specific activities at shutdown.

実験炉

	Ci/cc 比放射能	トン 累積重量	(トン/年) 1年当たりの重量
プランケット (S.S.)	6.9 ~ 7.9×10^{-4}	2000	200
遮蔽体 (重コンクリート)	3×10^{-2} ~ 1.5×10^{-8}	9000	900
トロイダルコイル 銅	S.S. 1×10^{-5} ~ 4.5×10^{-15} 1×10^{-4} ~ 1.2×10^{-12}	4000 840	400 84

実証炉

	Ci/cc 比放射能	トン 累積重量	トン/年 1年当たりの重量
プランケット (Mo)	150 ~0.23	4500	150
遮蔽体 (重コンクリート)	2.3×10^{-3} ~ 1.3×10^{-7}	20000	1000
トロイダルコイル 銅	S.S. 1.5×10^{-7} ~ 2.6×10^{-13} 2.1×10^{-7} ~ 2.4×10^{-11}	9500 1600	480 80
プランケット (Al)	47 ~ 3.4×10^{-2}	1200	40
プランケット (S.S.)	6.4 ~ 5.7×10^{-3}	3600	120

Table 5.5 Total amounts of radio active wastes and
their specific activities after a year of cooling

実験炉

	Ci/cc 比 放 射 能	トン(10年) 累積重量	(トン/年) 1年当りの重量
プランケット (S.S.)	$7.0 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^{-4}$	2000	200
遮蔽体 (重コンクリート)	$7 \times 10^{-3} \sim 1.5 \times 10^{-9}$	9000	900
トロイダルコイル 銅	S.S. $1 \times 10^{-6} \sim 1.4 \times 10^{-15}$ $1 \times 10^{-7} \sim 2.6 \times 10^{-20}$	4000 840	400 84

実証炉

	Ci/cc 比 放 射 能	トン(20年) 累積重量	トン/年 1年当りの重量
プランケット (Mo)	$6.8 \times 10^{-2} \sim 1.5 \times 10^{-6}$	4500	150
遮蔽体 (重コンクリート)	$8.4 \times 10^{-4} \sim 1.9 \times 10^{-8}$	20000	1000
トロイダルコイル 銅	S.S. $2.2 \times 10^{-8} \sim 1.1 \times 10^{-13}$ $1.2 \times 10^{-10} \sim 1.3 \times 10^{-18}$	9500 1600	480 80
プランケット (Al)	$1.7 \times 10^{-5} \sim 3.7 \times 10^{-10}$	1200	40
プランケット (S.S.)	8.9 $\sim 1.9 \times 10^{-3}$	3600	120

6. む す び

本報告書ではモリブデンをプランケット構造材に用いている実証炉の誘導放射能・BHP・崩壊熱・装置内外の線量率を計算した。またモリブデン以外のプランケット構造材候補材料(Al, V, Ti)や、モリブデンに添加される可能性があり、また遮蔽材としても使用される可能性のあるタンタル、タングステンあるいはプランケット構造材以外に用いられる材料、不純物についても誘導放射能を計算し炉の設計に与える影響について調べた。そして最後に放射性廃棄物の累積重量を推定した。以上の結果次の結論を得た。

- (1) 実証炉を2年間定常運転した後の誘導放射能は 5.4×10^6 Ciである。運転開始後10日でこの値の90%に達する。また2年以上運転してもこの値よりほとんど増えない。
- (2) モリブデンは炉停止直後はステンレス鋼などと同程度の誘導放射能を持ち、炉停止後数年までの減衰は比較的速い。その後の減衰は遅い。
- (3) モリブデンを用いた場合のBHPは、炉停止直後及び100年後にステンレス鋼と同程度である。この間はモリブデンが小さく、逆に100年後以降は大きくなる。
- (4) モリブデンの崩壊熱は小さく、設計上特に問題を生じるものではない。
- (5) 実証炉の設計では、モリブデンの放射化の為遮蔽体内は相当な線量となるが、その崩壊ガンマ線は遮蔽体によりほぼ完全に遮蔽され外には漏洩しない。遮蔽体外の線量はトロイダルマグネットの放射化量によって決まるが、炉停止後は作業員が接近できる程度に低い。
- (6) 硅素、炭素の誘導放射能は極めて減衰が早く放射化の問題は考える必要が無い。仮りにSiCでプランケットを構成できれば誘導放射能が無いプランケットができる。
- (7) タンタル、タングステンは誘導放射能が大きな材料であり特にタンタルを用いた場合は崩壊ガンマ線の遮蔽が大変である。
- (8) アルミニウムを用いた場合、第1壁付近はやはり人が近付けず、遮蔽体内部に立入る事も難しく炉設計上の利点は少い。
- (9) 鉛を遮蔽体の最も外側に用いた場合、その放射化は小さく遮蔽体外側の線量に影響を与えない。鉛を遮蔽体の内側に用いた場合、その放射化による遮蔽体内の線量率はかなり高いが、時間を制限すれば立入れない値ではない。
- (10) 実験炉廃棄時(10年間運転後)の放射性廃棄物累積量は25,000トン、実証炉では(30年間運転後)48,000トンである。ただし上記値は運転に伴い生ずる液体廃棄物などは含んでいない。

最後に、モリブデンの誘導放射能を計算するに当り、断面積の収集などに尽力頂いた伊尾木公裕氏に感謝いたします。

参考文献

- (1) 炉設計研究室, 「核融合実験炉第1次予備設計(中間報告書)」, JAERI-M 6670 (1976)
- (2) 飯田浩正, 他, 「核融合実験炉の誘導放射能と線量率」 JAERI-M 6639 (1976)
- (3) 炉設計研究室, 「核融合実験炉第1次予備設計」, JAERI-M 7300 (1977)
- (4) K. SAKO, et al., "Conceptual Design of the JAERI Demonstration Fusion Reactor", Proceedings of CONF-760935-P2 (1976)
- (5) R.W. Conn, et al., "UWMAK-III, A Noncircular Tokamak Power Reactor Design", UWFDM-150 (1976)
- (6) H. Iida, et al., "Nuclear Heat Deposition in Cryosorption Pumps of a Fusion Reactor", IEEE 7 th Symposium on Engineering Problem of Fusion Reactor, Knoxville, (1977)
- (7) W.W. Engle, Jr., "A Users Manual for ANISN:A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1693, (1967)
- (8) 長谷川明(公刊予定)
- (9) 伊尾木公裕, その他「中性子照射による核変換, 誘導放射能, 崩壊熱の計算プログラム<ACTIVE>」, JAERI-M 6471 (1976)
- (10) C. M. Lederer, et al., "Table of Isotopes 6 th Edition", (1967)
- (11) J. D. Knight, "Observation of a Long-Lived Isomeric State of Nb⁹²", LA-DC-72-209 (1972)
- (12) P. P. Dmitriev, et al., "Determination of the Mo⁹³ Half-life from the Yields of Nuclear Reactions", Soviet J. Nucl. Phys. 6, 153 (1968)
- (13) W. Seelmann, et al., "KARLSRUHER NUKLIDKARTE", (1974)
- (14) W. E. Alley and R. M. Lessler "Neutron Activation Cross Sections Measured and Semienpirical", Nuclear Data Tables 11, 8-9, (1973)
- (15) K. Tsukada "Nuclear Reactions and Subsequent Radioactive Decays Induced by 14-MeV Neutrons", JAERI-M 6354 (1976)
- (16) H. Leppmxki and J. Kantele "Table of Cross Sections of Some Reactions Induced by 14-15 MeV Neutrons" JU-RR-3/1970
- (17) D. Steiner "The Nuclear Performance of Vanadium as a Structural Material in Fusion Reactor Blankets" ORNL-TM-4353, (1973)
- (18) J. D. Kaser, et al., "Fusion Reactor Radioactive Waste Management", ARH-SA-275, (1976)
- (19) 関泰, 他「超電動マグネットの遮蔽設計の検討」, JAERI-M 6783 (1977)