

JAERI-M

6639

核融合実験炉の誘導放射能と線量率

1976年7月

飯田浩正・関泰・井手隆裕*

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.

核融合実験炉の誘導放射能と線量率

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・井手隆裕*

(1976年6月30日受理)

核融合実験炉の誘導放射能と、それに起因する線量率を、誘導放射能計算コードACTIVEと1次元、2次元輸送計算コードを用いて計算した。また、炉運転中の線量率も1次元輸送計算コードを用いて計算した。計算結果は次の通りである。

- (1) 核融合実験炉を1年間運転した直後の全誘導放射能は、約 10^8 Ciである。
- (2) 超電導磁石の両側に遮蔽物を追加すれば、1年間炉を運転し、炉停止後1週間を経た時点の、超電導磁石用遮蔽体外側表面の線量率は 1 mrem/hr となる。
- (3) 補修の為、炉モジュールを引き出した場合の線量率は、第1壁付近が最も高く 10^5 rem/hr のオーダーである。また炉室内は $10^1\sim 10^5\text{ rem/hr}$ となる。
- (4) 炉運転中の線量率は、超電導磁石用遮蔽体の外側表面で約 10^5 rem/hr である。

* 住友重機械

Induced Activity and Dose Rates in the JAERI Experimental
Fusion Reactor (JXFR)

Hiromasa IIDA, Yasushi SEKI, Takahiro IDE*

Division of Thermonuclear Fusion Research, Tokai, JAERI

(Received June 30, 1976)

Induced activity in the JAERI Experimental Fusion Reactor (JXFR) and biological dose rates around the reactor have been calculated by induced activity calculational code ACTIVE and one- and two-dimensional transport codes. The biological dose rates during reactor operation were also calculated by the one-dimensional transport code. The results of calculations are as follows.

- (1) The level of radioactivity in JXFR is about 10^8 Ci at shutdown after a year of operation.
- (2) Dose rate at outer surface of the super-conducting magnet (S.C.M) shield is 1 mrem/hr a week after shutdown after a year of operation, when adequate shields are added to both sides of the S.C.M.
- (3) When a reactor module is extracted for repair, the dose rates are on the order of 10^5 rem/hr at surface of the first wall and $10^4 \sim 10^5$ rem/hr in the reactor room.
- (4) dose rate at outer surface of the S.C.M shield is 10^5 rem/hr during reactor operation.

* Sumitomo Heavy Industries Ltd.

目 次

1. まえがき	1
2. 核融合実験炉構造の概要	4
3. ステンレス鋼の放射化と断面積	6
4. 計 算 法	15
4.1 計算フローチャートと計算モデル	15
4.2 炉運転中の中性子束, γ 線束の計算	15
4.3 誘導放射能の計算	21
4.4 γ 線束分布の計算	22
4.5 線量率への換算	23
5. 計算結果と検討	27
5.1 炉運転中の中性子束, γ 線束と線量率	27
5.2 誘導放射能	27
5.2.1 運転時間による誘導放射能の蓄積	27
5.2.2 炉停止後の誘導放射能の減衰	32
5.2.3 誘導放射能の空間分布	32
5.3 炉停止時 γ 線束スペクトル	32
5.4 誘導放射能による線量率分布	36
5.4.1 炉停止時の線量率分布	36
5.4.2 炉分解補修時の線量率分布	39
5.4.3 線量率の時間的減衰	41
6. 今後の問題点	44
7. 結 論	44
8. あとがき	45
付録1 : JAERI-M 5862 「D-T燃焼実験に伴う銅コイルの誘導放射能」との計算法比較	
付録2 : 重コンクリート中の線源の影響・1次元, 2次元計算の比較	

1. ま え が き

重水素と三重水素を燃料とする核融合炉においては、核融合エネルギーの約80%が中性子の運動エネルギーとして放出される。炉出力は主にこの中性子の運動エネルギーを、ブランケット材料の熱エネルギーに変換する事によって得るので、核融合装置の受ける中性子照射量はかなり大きい。しかも、この中性子のエネルギーが14.1MeVと高い為、 (n, p) , $(n, 2n)$, (n, α) 等の反応が大量に起る事が予想される。これらは数MeVにしきい値を持つ為、核分裂炉では、そう多くは起らなかった反応である。これらの核反応により核融合装置は、かなりの誘導放射能を帯びる事になる。

この誘導放射能は、(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る等の点から重要な意味を持っており、装置の設計に大きな影響を及ぼす。トカマク型核融合炉はトーラス形状の構造物であるが、これは幾つかの炉モジュールから成っており、組立、分解が出来る様になっている。例えば核融合実験炉¹⁾では12ヶの炉モジュールから構成されている。

核融合実験炉においてはこの構造物の真空バウンダリーの中にブランケット、冷却配管などが有るが、この部分にピンホールが発生すると運転不可能になる。²⁾この様な場合は、ピンホールの発生したモジュールを引き出し、補修する必要がある。トロイダルコイルに重大な故障を生じコイルを据えつけたまま補修ができない場合も、コイルを取外す為には炉モジュールを引き出す事になる。また装置に故障を生じ無い場合でも、放射線損傷の為第1壁を定期的に交換する必要がある場合もある。²⁾(核融合実験炉においては、壁負荷、炉稼働率が低く、必要な運転期間も短いであろうから、第1壁交換の必要は無いと思われる。)この様な場合にも炉を分解する必要があり、作業は誘導放射能が有る事により、相当な困難を伴う事が予想される。

また炉停止時には、保守、点検の為、少なくとも遮蔽体の外側まで人間が近付く必要がある。この為にも装置周辺の空間線量率は充分低くなくてはならない。核融合炉が現実的なものとなる為には、保守、点検、分解修理等の作業が可能であるという見通しを得る事が不可欠であると思われる。

分解修理等の困難さを軽減する為、誘導放射能の小さい物質を装置構造材として使用する事も検討されている。例えばアルミニウム、バナジウムをベースとした材料が考えられている。³⁾⁴⁾しかし、現在のところ、これらの材料が構造材として使えるかどうかは、まだ分っていない。(また使える様になってもまだ、誘導放射能による装置周辺の空間線量率が充分小さなものであるかどうかの検討が必要である。)近い将来建設が予定される核融合装置においては、既に実績のある材料が使用される事はほぼ確実であろう。核融合実験炉においても構造材としては、ステンレス鋼が使用される。

核融合炉の構造材としては、Nb, 316S.S., PE-16, V-20%Ti, SAP, Mo等が考えられているが、Moを除く全ての材料につき既に誘導放射能が計算され検討されている。⁵⁾⁶⁾⁷⁾⁸⁾これらの検討の中では、誘導放射能を潜在的危険度(Biological Hazard Potential)に変換し、材料相互の比較、あるいは核分裂炉との比較を行っている。

この様な検討は重要であるが、誘導放射能による装置周辺の空間線量率は核融合炉にとって更に現実的な問題である。ここでは、核融合実験炉につき、空間線量率を計算し、炉停止時に

人間がどこまで装置に近付けるか、超電導磁石の部分的な分解補修が可能か、炉モジュールを本体より引き抜いた場合空間線量率がどの程度になるか等を検討した。

誘導放射能による空間線量率は、仮想的な臨界プラズマ試験装置においてD-T燃焼を行った場合を、関らが計算している。⁹⁾そこでもCuコイルの誘導放射能による線量率がかなりのものとなり、装置保守上の問題となる事を指摘している。

ここで用いた計算法は、誘導放射能の計算までは、関らが行ったのとほぼ同じであるが、放射性核種から放出された γ 線による γ 線束分布の計算法をシステム化し、 γ 線源が何種類ある場合でも容易に γ 線束分布が計算できるようにしてある。また、 γ 線エネルギー群を多群化し(81群)、散乱により低エネルギーになった γ 線も厳密に考慮できる様にした。

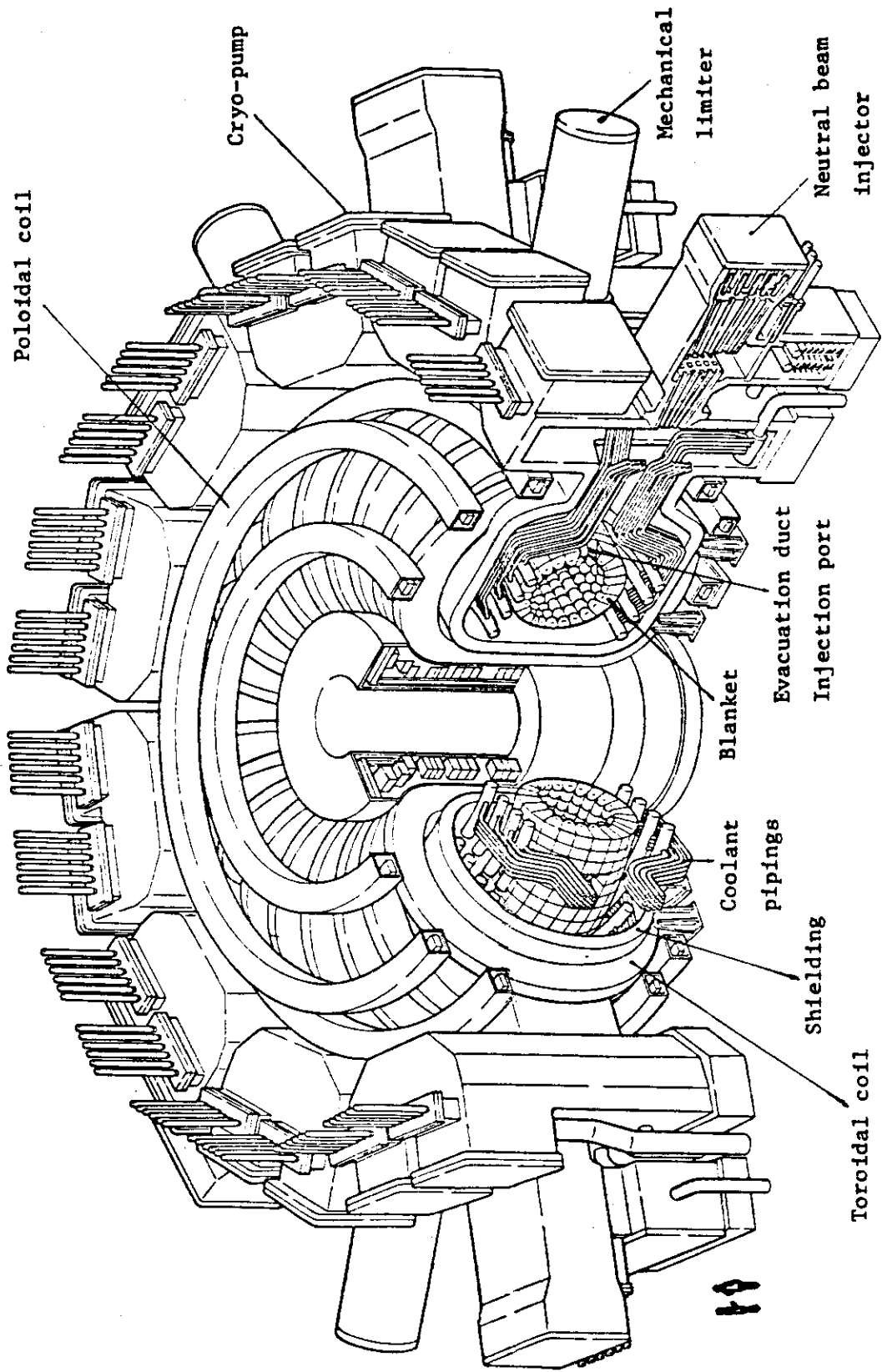


Fig. 1.1 Overview of the JAERI Experimental Fusion Reactor (JXFR)

2. 核融合実験炉構造の概要

核融合実験炉は炉出力100MW(融合反応出力)の炉であり、動力炉実用化への展望を明らかにする為、①安定した核融合反応持続、制御を確証する②主要コンポーネントの設計、製作上の問題を解決する③運転、保守、修理の問題を解決する事を目標として設計が進められている。

核融合実験炉の概念図をFig 2.1に示す。円形プラズマの廻りには、ブランケットを配置する。このブランケットは約2300ケのブランケットセルの集合体であり、セル内部にはブロック形状または、ペブル形状の Li_2O 、グラファイト反射体、ステンレス鋼と B_4C の混合物を含んでいる。ブランケットセルはステンレス鋼の壺形の容器である。各ブランケットセルには冷却の為の配管が接続されており、ブランケットの外側には、この配管群の為のスペースが必要である。配管群の外には、超電導磁石のための遮蔽体を配置し、この遮蔽体内側を真空パウダリーとする。現在の設計では、この遮蔽体は40cmの重コンクリートと、10cmの鉛から構成するとしている。遮蔽体の外にはトロイダルコイル、ポロイダルコイルが配置される。(Fig 2.1にはポロイダルコイルは示していない。)

装置の構造上の特色としては、寸法がコンパクトになっている事、ダイバータを設置せず全体の形状が比較的簡単である事、トラスの内側と外側ではブランケットの組成を変えた事、トロイダルコイルの形状がほぼコンスタントテンションD形になっている事等が挙げられる。トラス内側と外側のブランケット組成を変えたのは、トラス内側の超電導磁石の遮蔽が厳しいからであり、これは炉寸法をコンパクトにした事に起因している。

装置全体は12ケの炉モジュールから構成されており、Fig 2.1の上部に示した水平断面図には2つの炉モジュールが示されている。一方の炉モジュールには中性粒子入射加熱装置が取り付けられ、他方の炉モジュールには機械式リミターが取り付けられている。これらの炉モジュールを変流器コイルの周りに6ケずつ交互に配置し、装置全体を構成する。炉の分解修理は、故障の生じた炉モジュールを半径方向に引き出して行う事を想定している。炉モジュールの重量は1体約2000トンである。

なお、装置全体は炉室に格納され、炉室壁が生体遮蔽を兼ねる事になる。

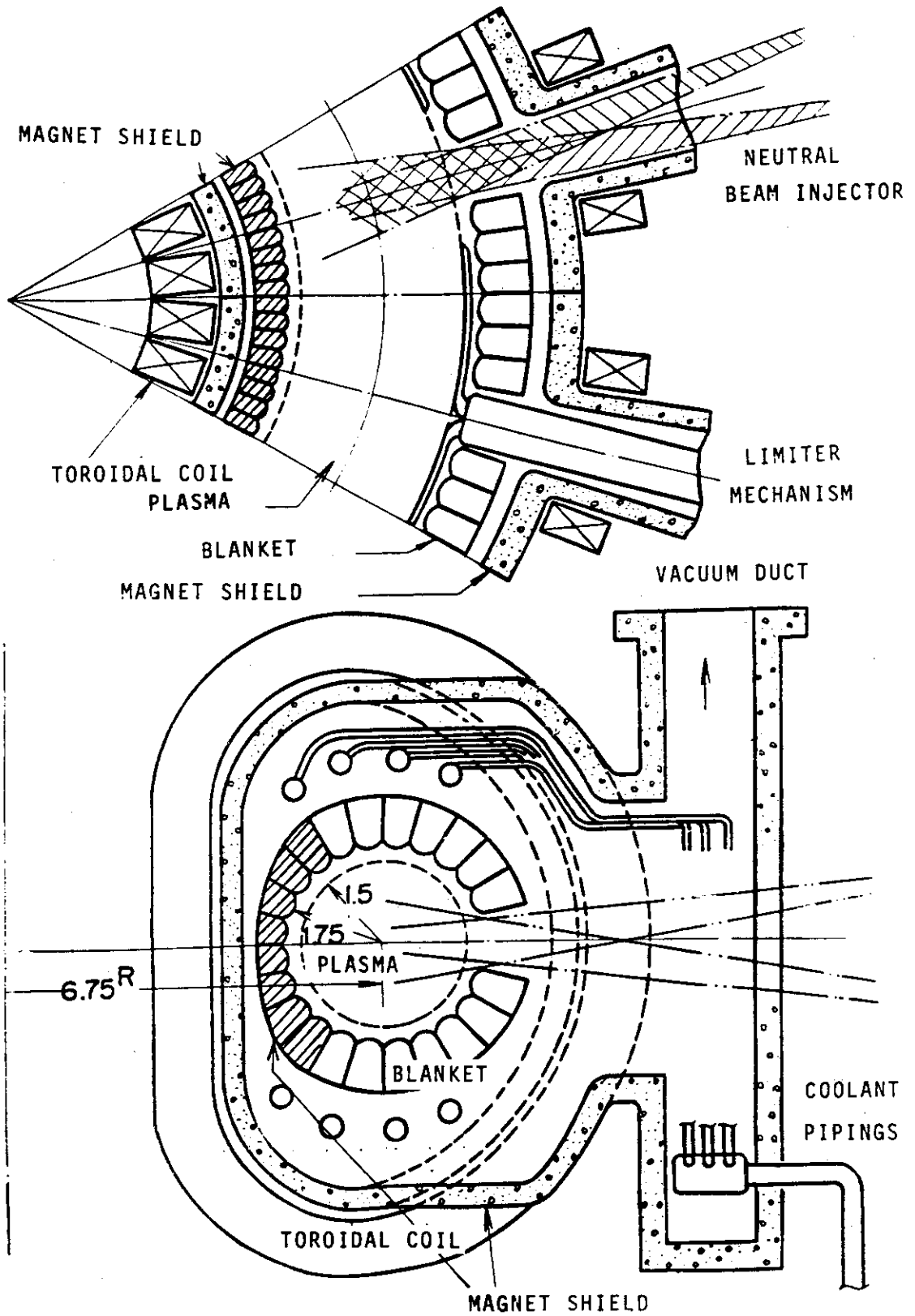


Fig. 2.1 Cross sectional view of JXFR*

* JXFR stands for Japan Experimental Fusion Reactor

3. ステンレス鋼の放射化と断面積

核融合実験炉を構成する材料は全て放射化するが、ここではCr, Fe, Ni についてのみ誘導放射能を計算した。ブランケットを構成する他の材料, Al, C, Li 等の誘導放射能は小さいから、装置誘導放射能の大部分は、この3核種によるものである。第1段階の検討としては、この3核種についての計算で充分であろう。

核融合実験炉の構造材、冷却配管等はステンレス鋼であり、Cr, Fe, Ni がこの構成元素である。重コンクリート中には鉄片が約40%含まれているとしている。また超電導磁石の構造材もステンレス鋼であり60%を占めている。

ステンレス鋼は密度 8.0 g/cm^3 , Cr 17 w/o, Fe 68.5 w/o, Ni 12 w/o とした。残りの2.5 w/o は Mo であるが今回の計算には考慮されていない。Table 3.1 に各元素の同位元素存在比を示す。また Fig 3.1 ~ Fig 3.13 には各同位元素の放射化と、崩壊の形式を示す。ここで考慮した核反応は、 $(n, 2n)$, (n, γ) , (n, p) , (n, α) , (n, d) , $(n, n'p)$ である。 β 線、 α 線は飛程が短く、空間線量率にはほとんど寄与しないから、これらの反応により生成した同位元素が、 γ 線を放出する場合に限り検討している。また、ここでは炉停止1時間後から数年後までの誘導放射能、線量率を検討するため、半減期が10分~100年の放射性同位元素を計算の対象とした。生成した同位元素と中性子との相互作用は考慮していない。結局、Fig 3.1 ~ Fig 3.13 に太線で示した部分が実際の計算の対象となった部分である。これらの核反応、崩壊によって生じる放射性核種の、半減期、放出 γ 線のエネルギー等の一覧表をTable 3.2 に示す。1崩壊当りの放出率が0.01に満たないものは省略してある。

Table 3.3 に、計算に必要とした核反応の一覧表を示す。誘導放射能の計算においては、各同位元素について核反応断面積が必要であるが、これらは必ずしもデータが揃っていない。核分裂炉において高速中性子のフルエンスモニタとして使われた核反応の断面積データは評価されたものが、ENDF/B-IV ファイルに収められている。(Table 3.3 中に下線を施したものが ENDF/B-IV ファイルに収録されている。) これらについては ENDF/B-IV ファイルから断面積データを引用し、 (n, γ) 反応を除く他の核反応については文献 JU-RR-3/1970¹⁰⁾ から引用した。後者は14~15 MeV の中性子に対す断面積だけが与えてあり、今回の計算では、これらの反応断面積はこの範囲でだけ値を持つものと仮定した。これら大きい値のある核反応は主に14.1 MeV の中性子との反応で起こるので、この仮定による計算誤差は少ない。JU-RR-3/1970 より引用したデータについても詳細なデータが無いわけでは無いので、より詳細な断面積を与えた計算は次の段階で行う事になる。また (n, γ) 反応については⁵⁸Fe の断面積を除き、天然同位体比の Cr, Fe, Ni の断面積で代用した。これらの断面積データは ENDF/B-IV から引用した。

⁵⁸Ni (n, p) ⁵⁸Co のように生成物が⁵⁸Co と^{58m}Co の2種類に分かれるものについては、ENDF/B-IV ファイルに区別してデータが収録されていないので、文献 JU-RR-3/1970 に示されている断面積の値の比から分岐比を推定した。⁵⁸Ni の (n, p) 反応のうち0.567は⁵⁸Co に0.493は^{58m}Co になるとした。また⁶⁰Ni の (n, p) 反応のうち0.301は⁶⁰Co に、0.699は^{60m}Co になるとした。この分岐比は^{58m}Co, ^{60m}Co の生成率に影響を与えるが、短い半減期で

^{58}Co , ^{60}Co になる為, ^{58}Co , ^{60}Co の生成率には影響を与えない。

Table 3.1 各同位元素存在比

Cr		Fe		Ni	
同位元素	存在比	同位元素	存在比	同位元素	存在比
^{50}Cr	4.31%	^{54}Fe	5.82%	^{58}Ni	67.88%
^{52}Cr	83.76%	^{56}Fe	91.66%	^{60}Ni	26.23%
^{53}Cr	9.55%	^{57}Fe	2.19%	^{61}Ni	1.19%
^{54}Cr	2.38%	^{58}Fe	0.33%	^{62}Ni	3.66%
				^{63}Ni	1.08%

Table 3.2 ステンレス鋼の放射化により生ずる核種の半減期と放出 γ 線エネルギー

核種	半減期 *1	放出 γ 線エネルギー (MeV) ()内は 1 崩壊当りの放出数 (%) *2	炉停止直後の崩壊数 *3 (Ci)
^{49}Cr	41.7M	0.062(26), 0.091(26), 0.153(12), 0.511(188)	6.4+4
^{51}Cr	27.72D	0.320(9.9)	1.4+7
^{54}Mn	312.7D	0.835(100)	4.6+6
^{56}Mn	2.58H	0.846(98.8), 1.810(28.9), 2.113(15.8), 2.523(11.9)	2.7+7
^{55}Fe	2.7Y	0.00595(25.7)	4.9+6
^{59}Fe	44.5D	0.192(2.7), 1.099(56), 1.291(44)	3.1+5
^{57}Co	271.6D	0.0144(95), 0.122(85), 0.136(114)	4.6+6
^{58}Co	71.3D	0.511(31), 0.810(99.5)	1.8+7
$^{58\text{m}}\text{Co}$	9.0H		9.1+6
^{60}Co	5.27Y	1.173(99.9), 1.333(100)	2.1+5
$^{60\text{m}}\text{Co}$	10.3M	0.059(21)	1.2+6
^{61}Co	98M	0.0675(89), 0.918(22)	3.9+4
^{62}Co	13.5M	0.778(20), 0.875(1.4), 1.129(1.4), 1.164(71), 1.173(100), 1.719(71), 2.004(19), 2.105(64), 2.302(1.8), 2.882(1.1)	3.4+4
^{57}Ni	35.94M	0.127(15), 0.511(77), 1.378(79), 1.758(66), 1.919(15)	6.5+5
^{65}Ni	2.52H	0.366(4.3), 1.115(1.6), 1.481(24.6)	1.8+5
合計			8.5+7

*1 M……分, H……時, D……日, Y……年。

*2 1%以下のものは無視した。

*3 融合反応出力100MW, 1年間定常運転直後の値

Table 3.3 Cr, Fe, Ni の核反応と生成物

同位元素	核反応と生成物
^{50}Cr	$(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$, $(n, 2n)^{49}\text{Cr}$
^{52}Cr	$(n, 2n)^{51}\text{Cr}$
^{54}Fe	$(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$, <u>$(n, p)^{54}\text{Mn}$</u> , $(n, \alpha)^{51}\text{Cr}$
^{56}Fe	<u>$(n, p)^{56}\text{Mn}$</u> , $(n, 2n)^{55}\text{Fe}$
^{57}Fe	$(n, n'p)^{56}\text{Mn}$
^{58}Fe	<u>$(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$</u>
^{58}Ni	<u>$(n, 2n)^{57}\text{Ni}$</u> , <u>$(n, p)^{58}\text{Co}$</u> , $(n, \alpha)^{55}\text{Fe}$, $(n, n'p)^{57}\text{Co}$, $(n, d)^{57}\text{Co}$
^{60}Ni	<u>$(n, p)^{60}\text{Co}$</u>
^{61}Ni	$(n, p)^{61}\text{Co}$, $(n, n'p)^{60}\text{Co}$
^{62}Ni	$(n, p)^{62}\text{Co}$, $(n, \alpha)^{59}\text{Fe}$
^{64}Ni	$(n, \gamma)^{65}\text{Ni}$

注 下線は ENDF/B-V ファイルに断面積データが収録されている反応

^{50}Cr

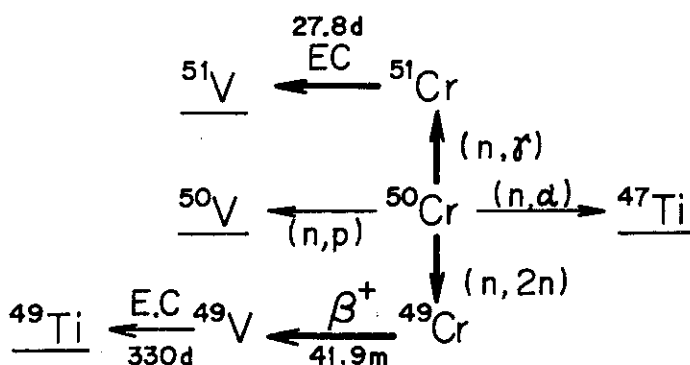


Fig. 3.1 ^{50}Cr Activation Chain

^{52}Cr

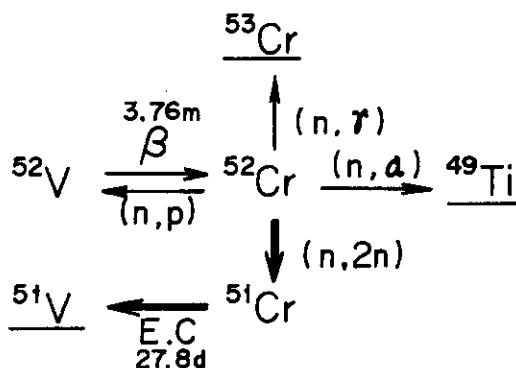


Fig. 3.2 ^{52}Cr Activation Chain

^{53}Cr

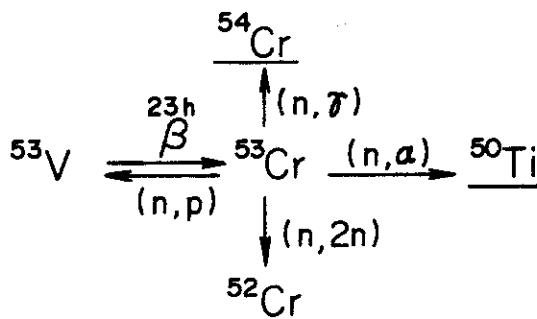


Fig. 3.3 ^{53}Cr Activation Chain

^{54}Cr

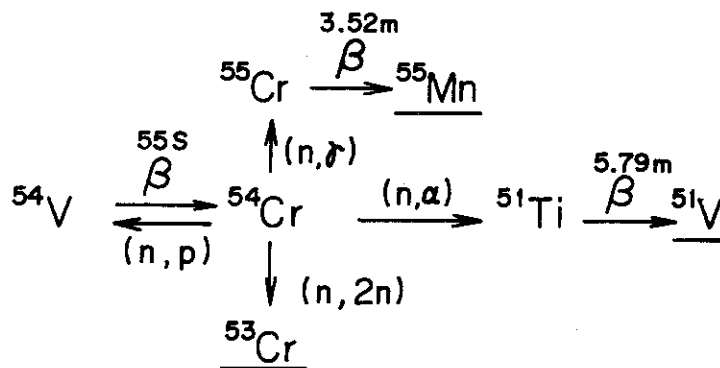


Fig. 3.4 ^{54}Cr Activation Chain

^{54}Fe

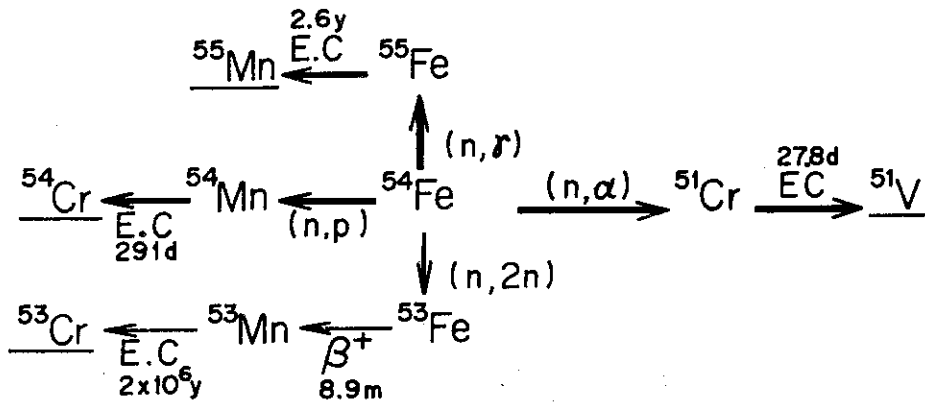


Fig. 3.5 ^{54}Fe Activation Chain

^{56}Fe

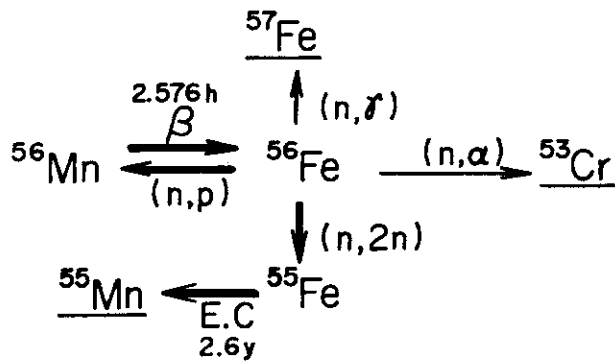


Fig. 3.6 ^{56}Fe Activation Chain

^{57}Fe

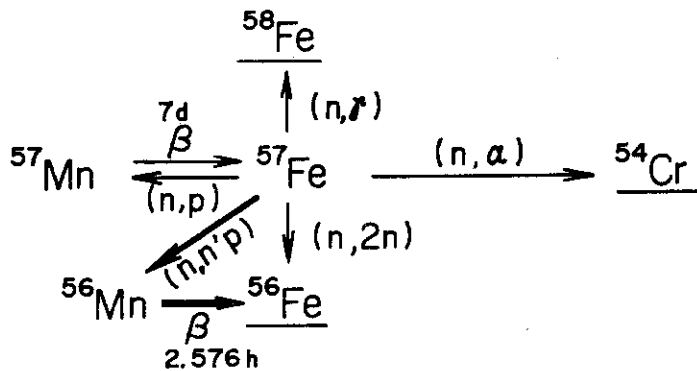


Fig. 3.7 ^{57}Fe Activation Chain

^{58}Fe

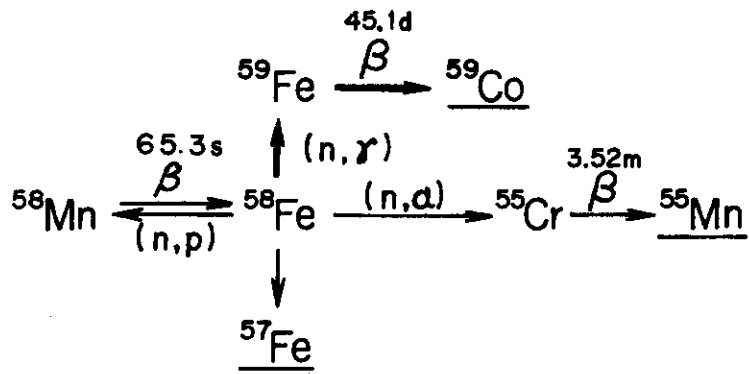


Fig. 3.8 ^{58}Fe Activation Chain

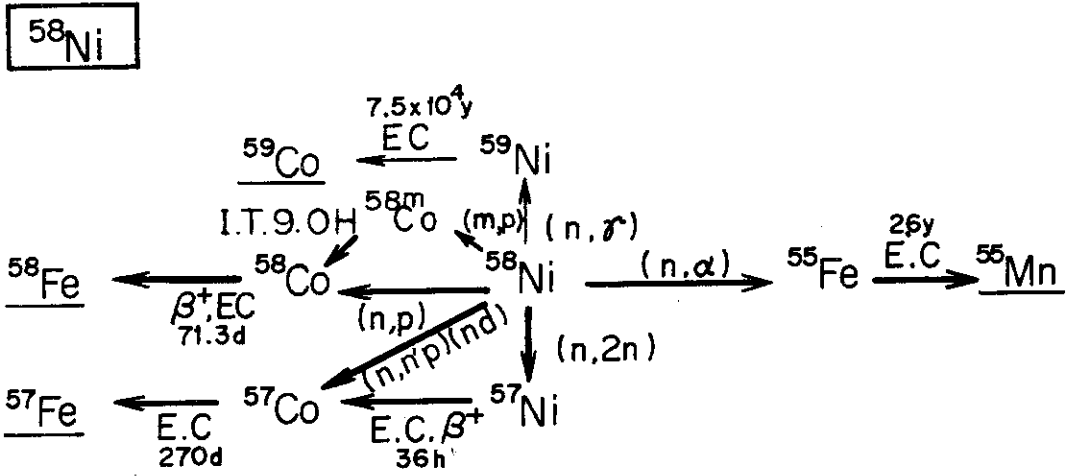


Fig. 3.9 ^{58}Ni Activation Chain

^{60}Ni

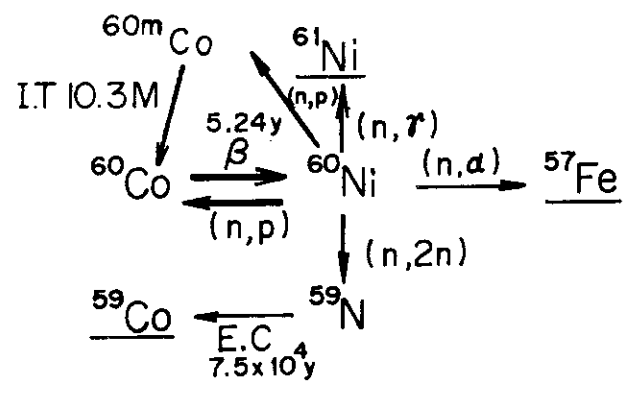


Fig. 3.10 ^{60}Ni Activation Chain

^{61}Ni

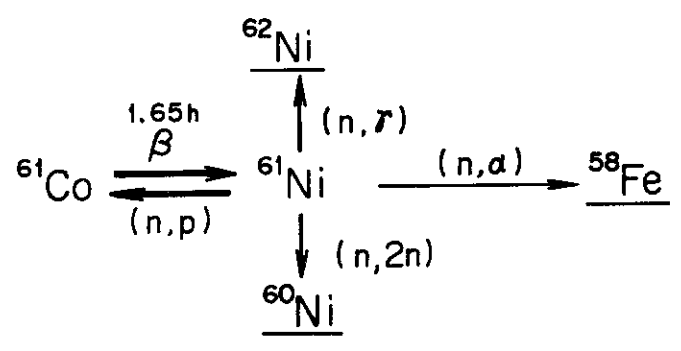


Fig. 3.11 ^{61}Ni Activation Chain

^{62}Ni

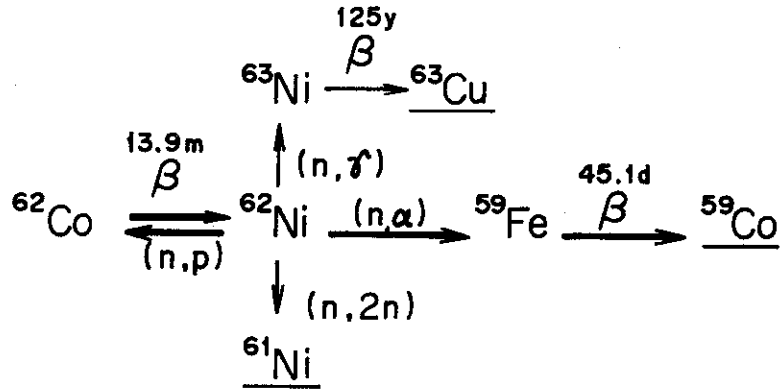


Fig.3.12 ^{62}Ni Activation Chain

^{64}Ni

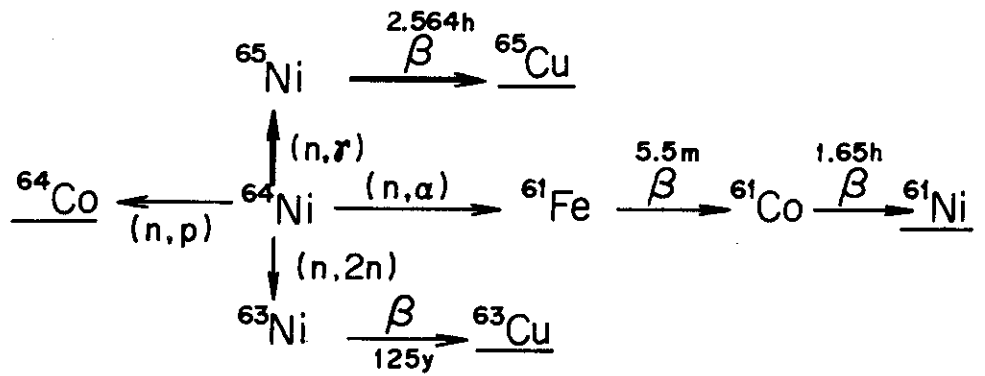


Fig.3.13 ^{64}Ni Activation Chain

4 計 算 法

4.1 計算フローチャートと計算モデル

Fig 4.1 に誘導放射能，線量率の計算に用いた手法のフローチャートを示す。計算は主に RADHEAT コードシステム¹¹⁾ に基く，中性子， γ 線の輸送計算と，ACTIVE¹²⁾ による誘導放射能の計算からなっている。先ず炉運転中の中性子束及び γ 線束を ANISN¹³⁾ により計算する。炉運転中の γ 線束は，誘導放射能の計算に不必要であるが，炉運転中の線量率を得る為に中性子束と一緒に計算した。次に炉運転中の中性子束を入力として ACTIVE により装置各部の誘導放射能を計算する。誘導放射能は ACTIVE コードの中で多群の γ 線源に変換される。(ACTIVE は多群の γ 線源を得る為に最近改良を施されている。)ここで求めた γ 線源を ANISN または TWOTRAN-GG¹⁴⁾ に入力し， γ 線束を計算する。この際使われる γ 線輸送の多群断面積は GAMLEG-JR¹¹⁾ により作成される。最後に γ 線束に多群の変換定数を乗じて線量率に変換する。Fig 4.1 中に示したコードの機能を Table 4.1 に示す。

Fig 4.2 に運転中の中性子束を計算する場合の計算モデルを示す。これは 1 次元モデルであり，プラズマを円柱形状として扱っている。ACTIVE は ANISN とのカップリングを考えたコードであり，誘導放射能の計算を行う場合もこれと全く同じモデルを使う事になる。核融合実験炉においてはブランケットの組成がトラス内側と外側で異なるが，このモデルでは全て外側ブランケットの組成と同じにした。各領域の原子数密度を Table 4.2 に示す。内側のブランケットはステンレス鋼を多量に含んでいる為，これを考慮しない事は誘導放射能を若干低目に評価する事になるが，ここでは無視した。また中性粒子入射加熱装置の誘導放射能もかなり大きなものとなる事が予想されるがここでは検討していない。これらは次の段階で検討される事になる。

炉停止時の γ 線束分布を計算する場合には ANISN あるいは TWOTRAN-GG を用いた。炉モジュールが全て挿入されている場合の γ 線束分布を計算する場合は ANISN を使い，その場合の計算モデルは Fig 4.2 と同様である。ただし，超電導磁石の外側に 1.35m の空気の領域を置き，この空気中の γ 線束も計算した。

また炉分解修理の為，炉モジュールを 1 体引き出した場合の計算は TWOTRAN-GG を用いて行った。その場合の計算モデルを Fig 4.3 に示す。炉モジュールを引き出した後は，本体には予備の炉モジュールを挿入するか，開口部に蓋をして γ 線の漏洩を防ぐ事になる。しかし，引き出した炉モジュールは修理を行う為，開口部に蓋をする事は出来無い。従って故障の生じた炉モジュールからの γ 線の漏洩は大きなものとなる。計算モデルとしては，故障の生じた炉モジュール 1 体を扱う事とした。

4.2 炉運転中の中性子束， γ 線束の計算

炉運転中の中性子束， γ 線束は ANISN で 1 次元計算をしており，空間メッシュ点数 89，エネルギー群数は，中性子 42， γ 線 21 である。Table 4.3 に群構造を示す。非等方散乱の近似次数は P_5 であり，角度分割数は S_8 とした。中性子に対する断面積は，ENDF/B-III から SUPERTO¹⁵⁾ を用いて作成した。2 次 γ 線発生断面積は POPOP-4¹⁶⁾ を用いて求め， γ 線

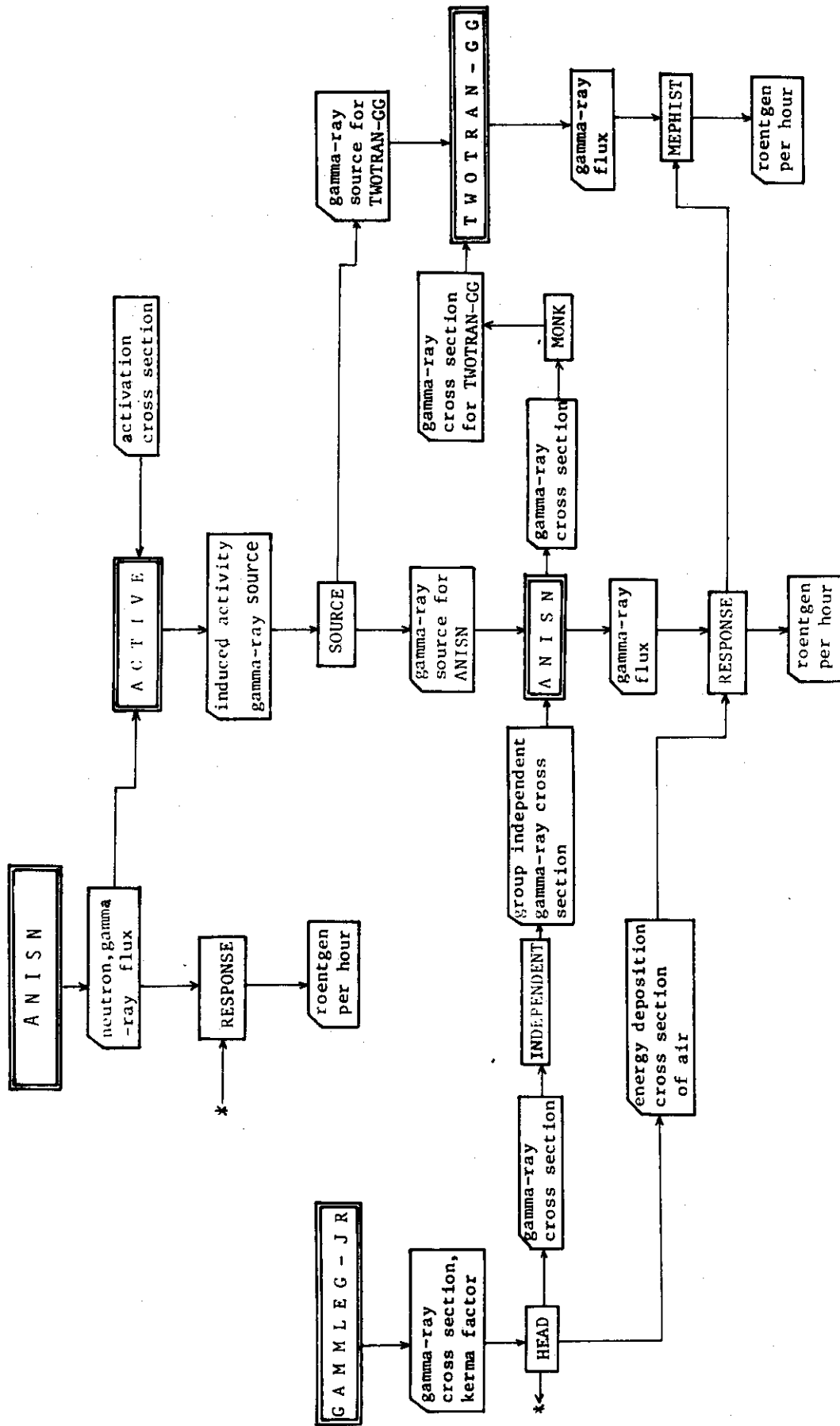


Fig. 4.1 誘導放射能，線量率計算フローチャート

Table 4.1 計算コード機能一覧表

コード	機能	備考
ANISN	1次元 S_n 輸送計算コード，ここでは炉運転中の中性子束， γ 線束，炉停止中の γ 線束の計算に使用した。また縮約群定数の作成もこれで行った。	文献 13)
ACTIVE	誘導放射能(C_i)を，炉停止後の時間，位置の関数として計算する。 γ 線源 $S(E, t, X)$ ($\mu\text{e}/\text{cm}^3 \cdot \text{sec}$)を計算する。 E : γ 線エネルギー， t : 炉停止後経過時間， X : 位置。	文献 12)
SOURCE	炉停止後経過時間 T の γ 線源をACTIVE出力から読み込み，ANISN, TWOTRAN入力用の外部線源 $S_i(E, X)$ を作成する。	
GAMLEG-JR	γ 線の多群断面積を計算する。	文献 11)
HEAD	γ 線の多群KERMA FACTORを計算する KERMA FACTORを γ 線多群断面積の頭につけ加える。 γ 線のKERMA FACTORから空気のenergy deposition cross sectionを作成する。	
INDEPENDENT MONK	group independentの γ 線多群断面積を作成する。 ANISNで作成した縮約群定数をTWOTRAN用群定数に変換する。	原研数値解析 研で作成した ものを修正した
TWOTRAN-GG	2次元 S_n 輸送計算コード，炉分解修理時の γ 線束を計算するのに用いた。	文献 14)
RESPONSE	ANISNで計算された中性子束， γ 線束を線量率に変換する。	
MEPHIST	TWOTRAN-GGで計算された γ 線束を線量率に変換する。 プロッタ入力用テープを作成する。	

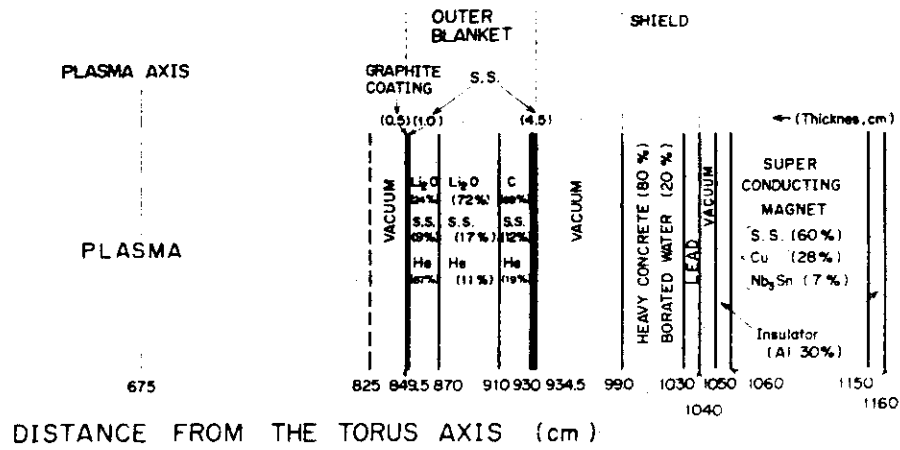


Fig. 4.2 Schematic Layout of the Experimental Fusion Reactor Plasma, Blanket, Shield and Magnet.

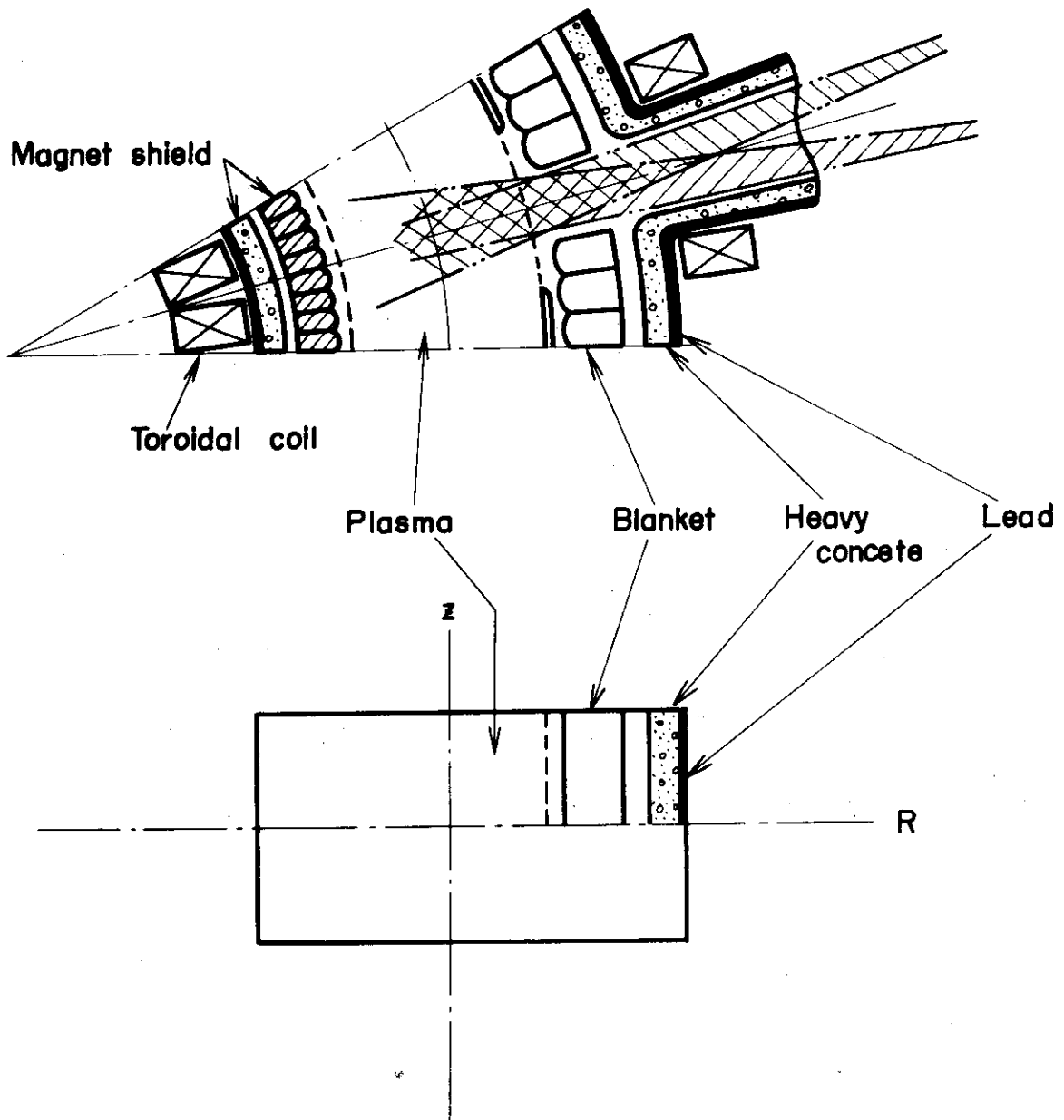


Fig. 4.3 2-D Calculational Model of a Reactor Module.

Table 4.2 各領域の核種個数密度

	S.S.	S.S. +B ₄ C	VACUUM or PLASMA	CARBON COATING	PEBBLE L ₁₂ O REGION	BLOCK L ₁₂ O REGION	GRAPHITE REFLECTOR	HEAVY CONC- RATE (80%) & H ₂ O (B) (20%)	LEAD	SUPER INSU- LATION	S.C.M. S.S. (60%) Cu (28%), Nb (7%)
Ni	9.848 ⁻³	6.401 ⁻³			8.617 ⁻⁴	1.690 ⁻³	1.182 ⁻³				5.909 ⁻³
Cr	1.575 ⁻²	1.024 ⁻²			1.378 ⁻³	2.703 ⁻³	1.890 ⁻³				9.450 ⁻³
Mo	1.255 ⁻³	8.158 ⁻⁴			1.098 ⁻⁴	2.154 ⁻⁴	1.506 ⁻⁴				7.530 ⁻⁴
Fe	5.909 ⁻²	3.841 ⁻²			5.170 ⁻³	1.014 ⁻²	7.091 ⁻³	2.823 ⁻²			3.545 ⁻²
B ¹⁰		1.501 ⁻²									
C		4.741 ⁻³		8.374 ⁻²			5.761 ⁻²				
He		1.900 ⁻⁵	1.000 ⁻¹¹		2.700 ⁻⁵	1.06 ⁻⁵	1.920 ⁻⁵				
⁶ Li					1.022 ⁻³	3.045 ⁻³					
⁷ Li					1.275 ⁻²	3.799 ⁻²					
O					6.885 ⁻³	2.052 ⁻²		3.376 ⁻²			
Nb											3.884 ⁻³
H								2.391 ⁻²			
Al								2.425 ⁻³		1.801 ⁻²	
Cu											2.370 ⁻²
Pb									3.296 ⁻²		
Ca								1.915 ⁻³			

Table 43 ANISNエネルギー群構造

Group	UPPER Energy	Group	UPPER Energy
	Neutron		Neutron
1	15.000 MeV	34	100.0 eV
2	13.720	35	46.5
3	12.549	36	21.5
4	11.478	37	10.0
5	10.500	38	4.65
6	9.314	39	2.15
7	8.261	40	1.00
8	7.328	41	0.465
9	6.500	42	0.215
10	5.757	end	0.001
11	5.099		Gamma
12	4.516	43	140.0 MeV
13	4.000	44	12.00
14	3.162	45	10.00
15	2.500	46	8.00
16	1.871	47	7.50
17	1.400	48	7.00
18	1.058	49	6.50
19	0.800	50	6.00
20	0.566	51	5.50
21	0.400	52	5.00
22	0.283	53	4.50
23	0.200	54	4.00
24	0.141	55	3.50
25	100.0 KeV	56	3.00
26	46.5	57	2.50
27	21.5	58	2.00
28	10.0	59	1.50
29	4.65	60	1.00
30	2.15	61	0.40
31	1.00	62	0.20
32	0.465	63	0.10
33	0.215	end	0.01

の輸送の断面積はGAMLEG-JRを用いて作成した。

ANISNは線源の強さを計算体系内で1ケ/secとして計算するから、中性子束・r線束の絶対値を求めるには、規格化定数が必要である。核融合実験炉は融合出力100MWであるから、単位時間当りの融合反応数(中性子発生数)は

$$\frac{100\text{MW}}{17.6\text{MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}\text{MW} \cdot \text{sec}/\text{MeV}} = 3.55 \times 10^{19} \text{ケ}/\text{sec} \dots\dots (4.1)$$

である。ANISNの計算体系は高さ1cmの円筒であるから規格化定数は

$$\text{規格化定数} = 3.55 \times 10^{19} \times \frac{1}{2\pi R} = 8.37 \times 10^{15} \text{ケ}/\text{sec} \dots\dots (4.2)$$

となる。ただしRはプラズマ主半径であり675cmである。

4.3 誘導放射能の計算

装置各部の中性子束が分ると次の線型1階の微分方程式を解く事によって誘導放射能を計算する事が出来る。

$$\frac{dX(t)}{dt} = A \cdot X(t) \dots\dots (4.3)$$

X(t)は原子数密度のベクトルで今回の計算の場合は、3~9次元ベクトルである。Aは各同位元素の中性子との反応、崩壊を表すマトリックスである。ベクトルとマトリックスの一部(⁵⁰Crの核反応と崩壊)を例示すると次の様になる。

$$\frac{d}{dt} \begin{pmatrix} {}^{49}\text{V} \\ {}^{51}\text{V} \\ {}^{49}\text{Cr} \\ {}^{50}\text{Cr} \\ {}^{51}\text{Cr} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 0, & 0, & 0, & 0, & +\lambda_{51} \\ 0, & 0, & +\lambda_{49}, & 0, & 0 \\ 0, & 0, & -\lambda_{49}, & +\sigma_{n2n}\phi, & 0 \\ 0, & 0, & 0, & -\sigma_t\phi, & 0 \\ 0, & 0, & 0, & +\sigma_{nr}\phi, & -\lambda_{51} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} {}^{49}\text{V} \\ {}^{51}\text{V} \\ {}^{49}\text{Cr} \\ {}^{50}\text{Cr} \\ {}^{51}\text{Cr} \end{pmatrix} \dots\dots (4.4)$$

この方程式はACTIVEで解かれ、数値計算はEXPONENTIAL MATRIX法¹⁷⁾によつている。すなわち方程式(4.3)を次の様に書き直す。

$$X(T_0 + t) = C(t) \cdot X(T_0) \dots\dots (4.5)$$

C(t)はCマトリックスと呼ばれ、次の様にして求められる。先ずX(T₀+t)をt=T₀の回りでTaylor展開すると、

$$X(T_0 + t) = X(T_0) + \frac{t}{1!} \frac{dX(t)}{dt} \Big|_{t=T_0} + \frac{t^2}{2!} \frac{d^2X(t)}{dt^2} \Big|_{t=T_0} + \dots\dots + \frac{t^m}{m!} \frac{d^m X(t)}{dt^m} \Big|_{t=T_0} + \dots\dots (4.6)$$

となる。

一方 $\frac{dX(t)}{dt} = A \cdot X(t)$ であるから $\frac{d^2X(t)}{dt^2} = \frac{d}{dt}(A \cdot X(t)) = A^2 \cdot X(t)$ である。同様にして

$$\frac{d^m X(t)}{dt^m} = A^m \cdot X(t) \text{ である。}$$

これらを(4.6)式に代入すると

$$\begin{aligned} X(T_0+t) &= X(T_0) + \frac{t}{1!} A X(T_0) + \frac{t^2}{2!} A^2 X(T_0) + \dots + \frac{t^m}{m!} A^m X(T_0) + \dots \\ &= \left(E + \frac{t}{1!} A + \frac{t^2}{2!} A^2 + \dots + \frac{t^m}{m!} A^m + \dots \right) \cdot X(T_0) \dots \dots (4.7) \end{aligned}$$

となる。ここでEは単位マトリックスである。従って

$$C(t) = E + \frac{t}{1!} A + \frac{t^2}{2!} A^2 + \dots + \frac{t^m}{m!} A^m + \dots \dots \dots (4.8)$$

であり、Aは既知のマトリックスであるからこの式によりCマトリックスを計算する事が出来る。実際の計算ではタイムステップ τ を決め、 $t = \tau$ として(4.8)式からC(τ)を計算する。するとC($m\tau$)=C^m(τ)であり、運転開始後 $m\tau$ の誘導放射能が(4.5)式から容易に計算できる。展開の次数、タイムステップ τ はインプットによって決定する。

Aマトリックス中に大きな要素($\lambda\tau$)が存在する場合はCマトリックスの数値計算に誤差を生じ、計算結果に意味が無くなる可能性が有る。その様な場合は τ を $(\frac{1}{2})^n$ 倍してAマトリックスの要素($\lambda\tau$)を小さくしている。 τ を $(\frac{1}{2})^n$ 倍して計算されたCマトリックスをC_nとすれば、求めるCマトリックスCはC^{2ⁿ}として求める事が出来る。

しかし、nがあまり大きくなっても数値計算上の誤差が累積する為、半減期の非常に短い(λ が大きい)核種が有る場合は、特別な扱いをする。すなわち親核種から直接孫核種が生成するとしてAマトリックスを作成し孫核種生成量を求め、子核種については、生成率の変化が時間の一次関数であると仮定して、直接微分方程式を解いて求める方法である¹²⁾。孫核種の生成量は、最後に子核種の生成量を差し引かれ補正される。

この様にして計算された誘導放射能は、Table 3.2に示した放出 γ 線のエネルギーに従い、Table 4.4に示す各エネルギー群へ振り分けられ、ANISN、TWOTRANに必要な γ 線源に変換される。

4.4 γ 線束分布の計算

ANISNを用いて行った1次元計算においては次の様な計算条件を用いた。 γ 線のエネルギー範囲は0.003 MeVから3 MeVとした。ステンレス鋼の放射化によって発生する γ 線のエネルギーは、最大が⁶²Coからの2.882 MeVであり、最低は⁵⁵Feからの0.00595 MeVであるから、全ての γ 線について計算できる。また実用炉¹⁸⁾で構造材として用いられているMoの放射化によって発生する γ 線のエネルギーもこの範囲内に入るようになっている。しかし、後に示す様に低エネルギーの γ 線は空間線量率にほとんど寄与しない。従ってエネルギー範囲の下限はもっと高くする方が実際的である。

γ 線のエネルギー群数は81群とした。群構造をTable 4.4に示す。群構造をこの様に詳細にしておく事によって、どの線源がどれぐらい空間線量率に寄与しているかが、ほぼ評価できる。また、 γ 線源が連続スペクトルで無いため、各群のエネルギー巾を大きくすると、空間線量率に大きな誤差を生じる可能性がある。

81群の γ 線輸送の断面積はGAMLEG-JRにより作成した。

非等方散乱の近似次数はP₃とし、 γ 線束の角度分割数は、S₈とした。

TWOTRAN-GGを用いて行った2次元計算においては次の様な計算条件を用いた。

γ 線のエネルギー範囲は1次元計算と同じであり、群数は11である。Table 4.5に群構造を示す。この群構造は1次元計算の結果から、空間線量率に大きく寄与するエネルギー範囲を細かく分けられるよう決定したものである。ステンレス鋼以外の材料に関して計算する場合には当然群構造を変える必要がある。11群の γ 線輸送の断面積は、ANISNを用いた1次元計算から縮約して求めた。2次元計算では非等方散乱の近似次数は P_1 とし、 γ 線束の角度分割数は S とした。計算結果には顕著なRay-effectが現れるから、角度分割数を増加させてRay-effectを減少させる事が可能かどうかを調べて見た。しかし、 S_{16} にしてもRay-effectは現れ、計算結果はあまり改善させられなかった。

4.5 線量率への換算

ANISNあるいはTWOTRAN-GGから得られる結果は、81群あるいは11群の空間依存の γ 線束である。これを空間依存の照射線量率あるいは生体実効(R. B. E)線量率に変換する係数が必要である。 γ 線の照射線量率はレントゲン/hr, またはレントゲン/sec等で表される。1レントゲンは空気0.001293g(標準状態の空気1cm³)当りに0.1134erg(7.08×10⁴MeV)のエネルギーを吸収させる量であるから、 γ 線束を照射線量率に換算するには、各エネルギー群の γ 線がどれぐらい空気にエネルギーを吸収されるかを計算する必要がある。GAMLEG-JRは、 γ 線のKERMA FACTOR^{*}も計算し出力するので、これを利用し、照射線量率への81群換算係数を作った。KERMA FACTORに γ 線束を乗ずると単位時間、単位体積に吸収されるエネルギー(MeV/cm³・sec)が得られるから、次の式により照射線量率へ換算した。

$$\text{レントゲン/sec} = \frac{\sum_E N_{air} \times \sigma_k(E) \times \phi_\gamma(E)}{7.08 \times 10^4} \dots\dots\dots (4.9)$$

ここで N_{air} は空気の個数密度、 $\sigma_k(E)$ は空気の微視的KERMA FACTOR、 $\phi_\gamma(E)$ は γ 線束である。

R. B. E線量率への換算は、 γ 線の場合1レントゲン \equiv 1 Remとした。これで大きな差は生じない。¹⁹⁾

炉運転中の放射線の線量も計算結果を示すが(5.1参照)、この場合も γ 線については上と同じである。GAMLEG-JRにより21群の換算係数を作成した。中性子については、Fig 4.4に示すグラフを用いてR. B. E線量率に変換した。²⁰⁾ Fig 4.4はICRP PUBLICATION 21に基いている。

Fig 4.5にGAMLEG-JRで計算したKERMA FACTORを示す。0.1MeV以下のエネルギーで21群と81群のKERMA FACTORに差があるのは、21群KERMA FACTORの場合、0.1MeV以下のエネルギーメッシュが極めて粗いからである。しかし、これによる線量率への影響は数%以下であり小さい。

* KERMAはKinetic energy released in materialsからの略成語である。

Table 4.4 γ 線エネルギー群構造 (ANL SN)

	E (MeV)		E (MeV)		E (MeV)
1	3.0 ~ 2.7	28	0.3 ~ 0.27	55	0.03 ~ 0.027
2	2.7 ~ 2.5	29	0.27 ~ 0.25	56	0.027 ~ 0.025
3	2.5 ~ 2.3	30	0.25 ~ 0.23	57	0.025 ~ 0.023
4	2.3 ~ 2.1	31	0.23 ~ 0.21	58	0.023 ~ 0.021
5	2.1 ~ 2.0	32	0.21 ~ 0.20	59	0.021 ~ 0.020
6	2.0 ~ 1.9	33	0.20 ~ 0.19	60	0.020 ~ 0.019
7	1.9 ~ 1.8	34	0.19 ~ 0.18	61	0.019 ~ 0.018
8	1.8 ~ 1.7	35	0.18 ~ 0.17	62	0.018 ~ 0.017
9	1.7 ~ 1.6	36	0.17 ~ 0.16	63	0.017 ~ 0.016
10	1.6 ~ 1.5	37	0.16 ~ 0.15	64	0.016 ~ 0.015
11	1.5 ~ 1.4	38	0.15 ~ 0.14	65	0.015 ~ 0.014
12	1.4 ~ 1.3	39	0.14 ~ 0.13	66	0.014 ~ 0.013
13	1.3 ~ 1.2	40	0.13 ~ 0.12	67	0.013 ~ 0.012
14	1.2 ~ 1.1	41	0.12 ~ 0.11	68	0.012 ~ 0.011
15	1.1 ~ 1.0	42	0.11 ~ 0.10	69	0.011 ~ 0.010
16	1.0 ~ 0.9	43	0.10 ~ 0.09	70	0.010 ~ 0.009
17	0.9 ~ 0.81	44	0.09 ~ 0.081	71	0.009 ~ 0.0081
18	0.81 ~ 0.73	45	0.081 ~ 0.073	72	0.0081 ~ 0.0073
19	0.73 ~ 0.66	46	0.073 ~ 0.066	73	0.0073 ~ 0.0066
20	0.66 ~ 0.6	47	0.066 ~ 0.06	74	0.0066 ~ 0.006
21	0.6 ~ 0.55	48	0.06 ~ 0.055	75	0.0060 ~ 0.0055
22	0.55 ~ 0.5	49	0.055 ~ 0.05	76	0.0055 ~ 0.005
23	0.5 ~ 0.45	50	0.05 ~ 0.045	77	0.005 ~ 0.0045
24	0.45 ~ 0.4	51	0.045 ~ 0.04	78	0.0045 ~ 0.004
25	0.4 ~ 0.36	52	0.04 ~ 0.036	79	0.004 ~ 0.0036
26	0.36 ~ 0.33	53	0.036 ~ 0.033	80	0.0036 ~ 0.0033
27	0.33 ~ 0.3	54	0.033 ~ 0.03	81	0.0033 ~ 0.003

Table 4.5 γ 線エネルギー群構造 (TWOTRAN-GG)

群	E(MeV)		
1	3.0	~	1.3
2	1.3	~	1.2
3	1.2	~	1.1
4	1.1	~	1.0
5	1.0	~	0.9
6	0.9	~	0.81
7	0.81	~	0.73
8	0.73	~	0.6
9	0.6	~	0.5
10	0.5	~	0.33
11	0.33	~	0.003

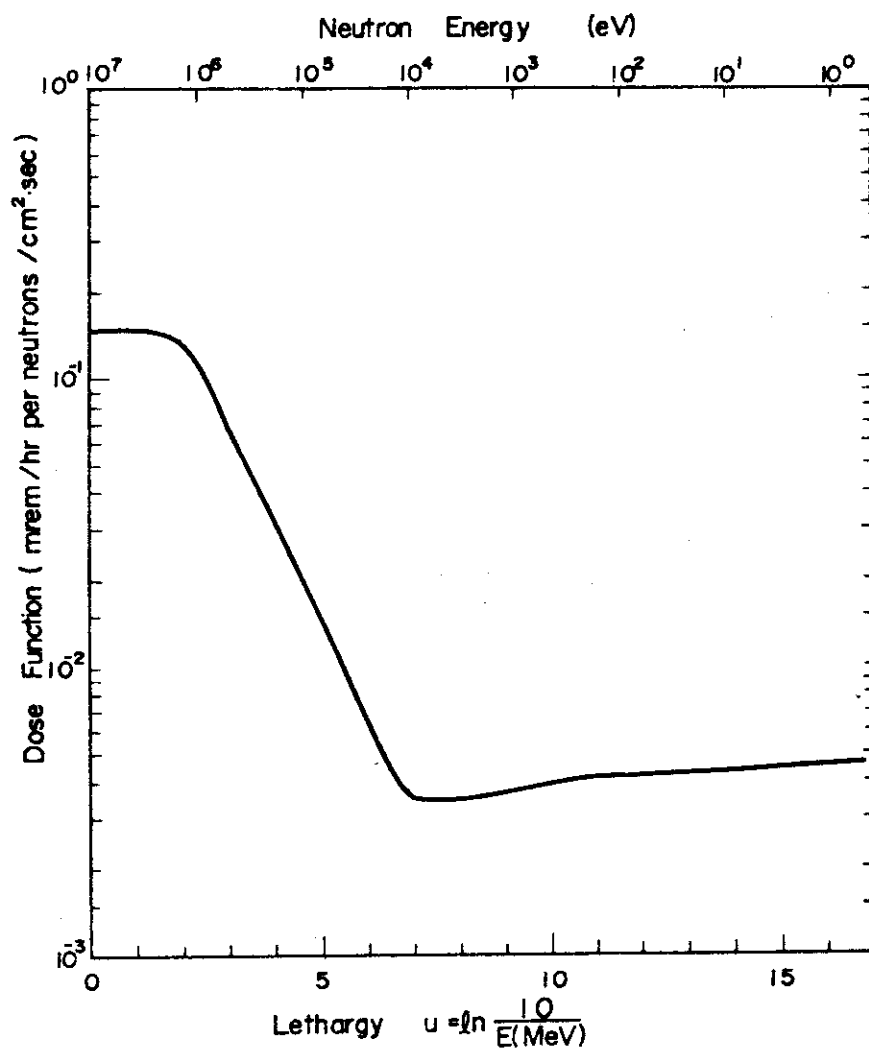


Fig. 4.4 Dose Function $h(u)$ by which the dose equivalent rate due to neutron flux density $\phi(u)$ is given as

$$D = \int h(u)\phi(u)du.$$

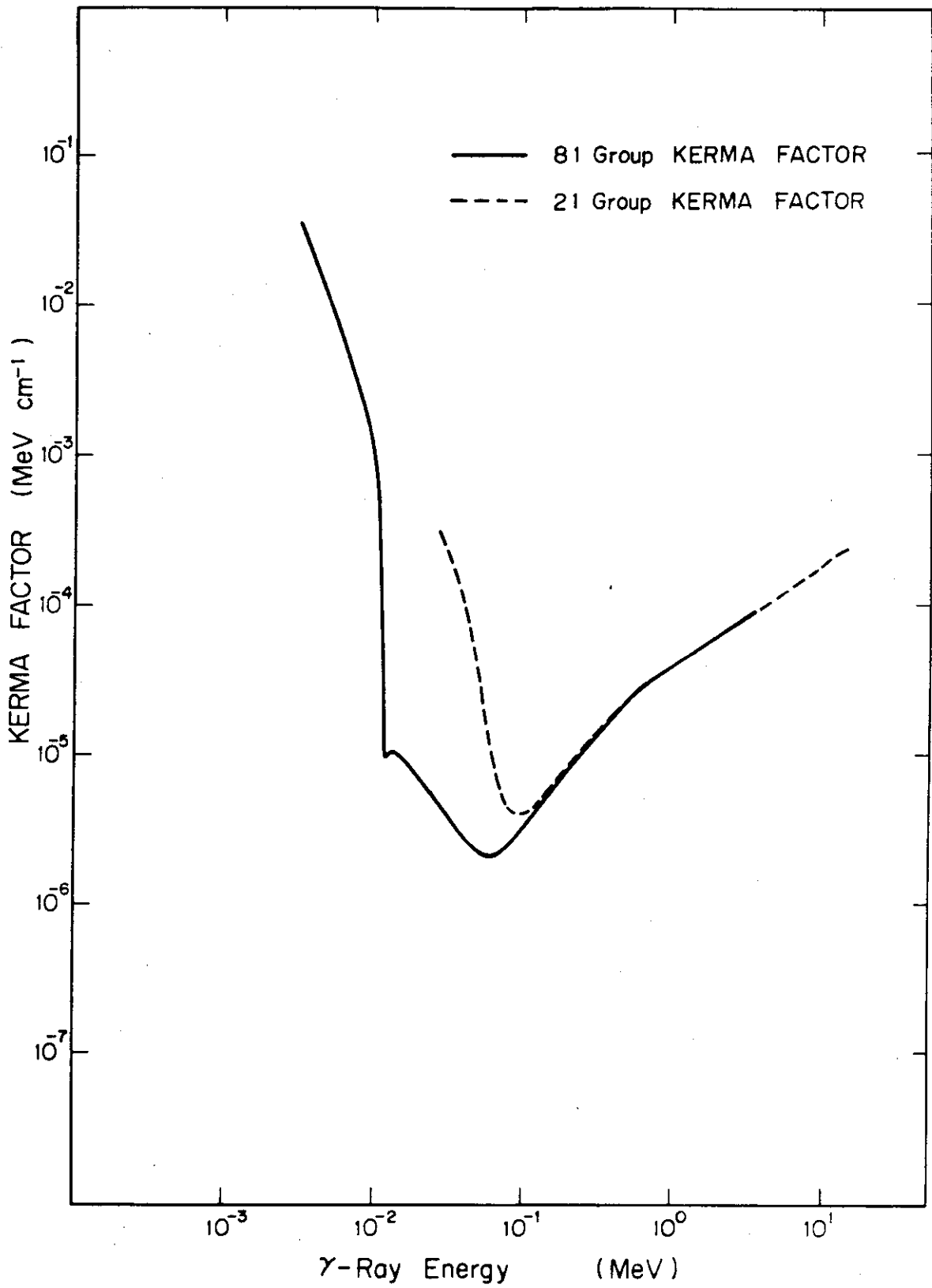


Fig. 4.5 γ-Ray KERMA FACTOR

5. 計算結果と検討

5.1 炉運転中の中性子束, γ 線束と線量率

Fig 5.1 に実験炉の中性子束, γ 線束分布を示す。中性子束, γ 線束共にプラズマから離れるに従って減少する。 γ 線束は鉛の位置で極小点を生じているが, 中性子束に関しては生じていない。重コンクリートは, 中性子に対しても γ 線に対しても良い遮蔽材である。鉛は γ 線に対しては良い遮蔽材であるが, 中性子に対しては良く無い。

Fig 5.2 に第1壁と超電導磁石表面における中性子スペクトルを示す。このスペクトルの特徴は14 MeV の中性子が非常に多い事である。(n, p), (n, α), (n, 2n) 等の数 MeV にしきい値を持った核反応は, かなりの部分が14 MeV の中性子との衝突で起る事になる。これらの中性子束値は磁気ディスクに保存され, ACTIVEコードに読み込まれ, 誘導放射能の計算に用いられる。

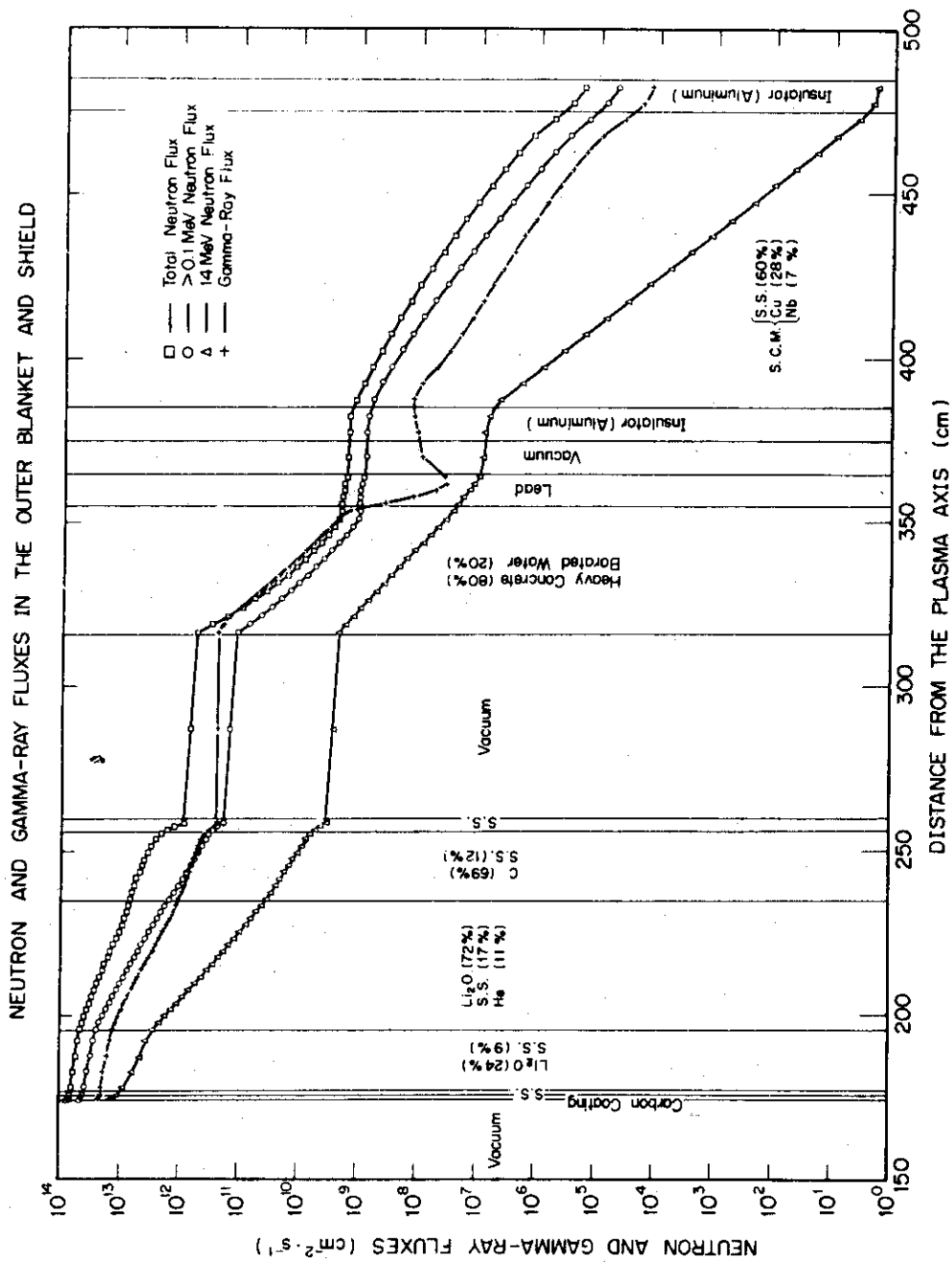
中性子束, γ 線束を R, B, E線量率に換算したものを Fig 5.3 に示す。R, B, E線量率は中性子に起因する部分が圧倒的に大きい。超電導磁石用遮蔽体の外側表面(鉛の外側表面)では約 10^5 rem/hr 程度である。これは従事者に許容される線量率 2.5 mrem/hr の $10^7 \sim 10^8$ 倍であり, 炉運転中に従事者が装置に近付く事は不可能である。炉室内に入る事も無理である。また炉室の壁を兼ねる生体遮蔽により, 線量率を8桁以上減衰させる必要がある。

5.2 誘導放射能

5.2.1 運転時間による誘導放射能の蓄積

炉を運転するに伴って誘導放射能は増大するが, その増え方は, 運転時間には比例しない。Fig 5.4 に運転時間と装置全体の誘導放射能との関係を示す。炉運転開始と共に短半減期核種が急速に蓄積するから, 炉を1ヶ月も運転すると誘導放射能は相当な量となる。炉停止直後の誘導放射能に関して言えば, 炉を1ヶ月運転した場合には, 2年間運転した場合の半分以上が蓄積している。炉停止1ヶ月後の誘導放射能についても, 1ヶ月運転した場合には, 2年間運転した場合の約1/5が蓄積している。また逆に, 2年以上炉を運転した場合にもこのグラフに示した値より若干大きくなるだけである。

核融合炉は核分裂炉と異り, 完全な連続運転とはならない。核融合実験炉においては, 1サイクル1000秒であり, 880秒運転し, 120秒炉停止をする。この様なモードで稼働率50%程度の運転となる予定である。しかし, ここでの誘導放射能, 空間線量率の計算においては, 1年間フルパワーで完全に連続運転をしたものと仮定している。ここで検討している誘導放射能, 空間線量率はオーダーの評価が目的であるので, この仮定による誤差は, 運転開始数週間以内を除いては無視し得る程小さいと言える。また炉を2年, 3年と運転した場合についても以後の計算結果はほぼ適用できるものである。Table 5.1 にステンレス鋼から生ずる放射性核種が90%飽和するまでの時間を示す。この中で1年間炉を運転した時に飽和していないのは, ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{57}Co , ^{60}Co の4核種のみである。後に示す様に, この4核種のうち, 空間線量率に寄与するのは ^{54}Mn だけである。この ^{54}Mn も1年間炉を運転した場合は, 飽和値の約半分が蓄積している。



1 Fig. 5.1 ブランケット、遮蔽層とSCM中の中性子およびガンマ線束

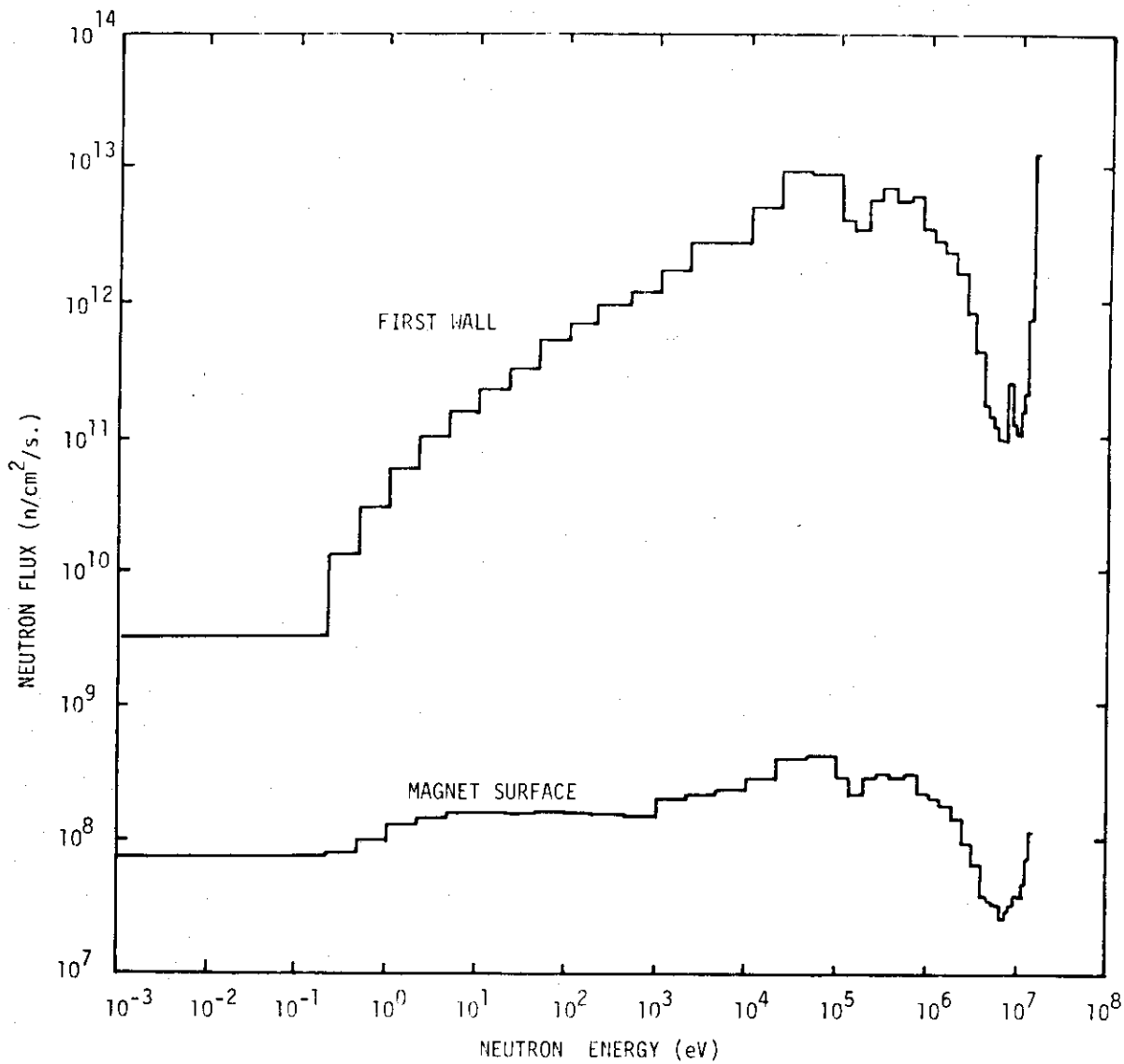


Fig. 5.2 Neutron Spectrum in First Wall and Magnet Surface.

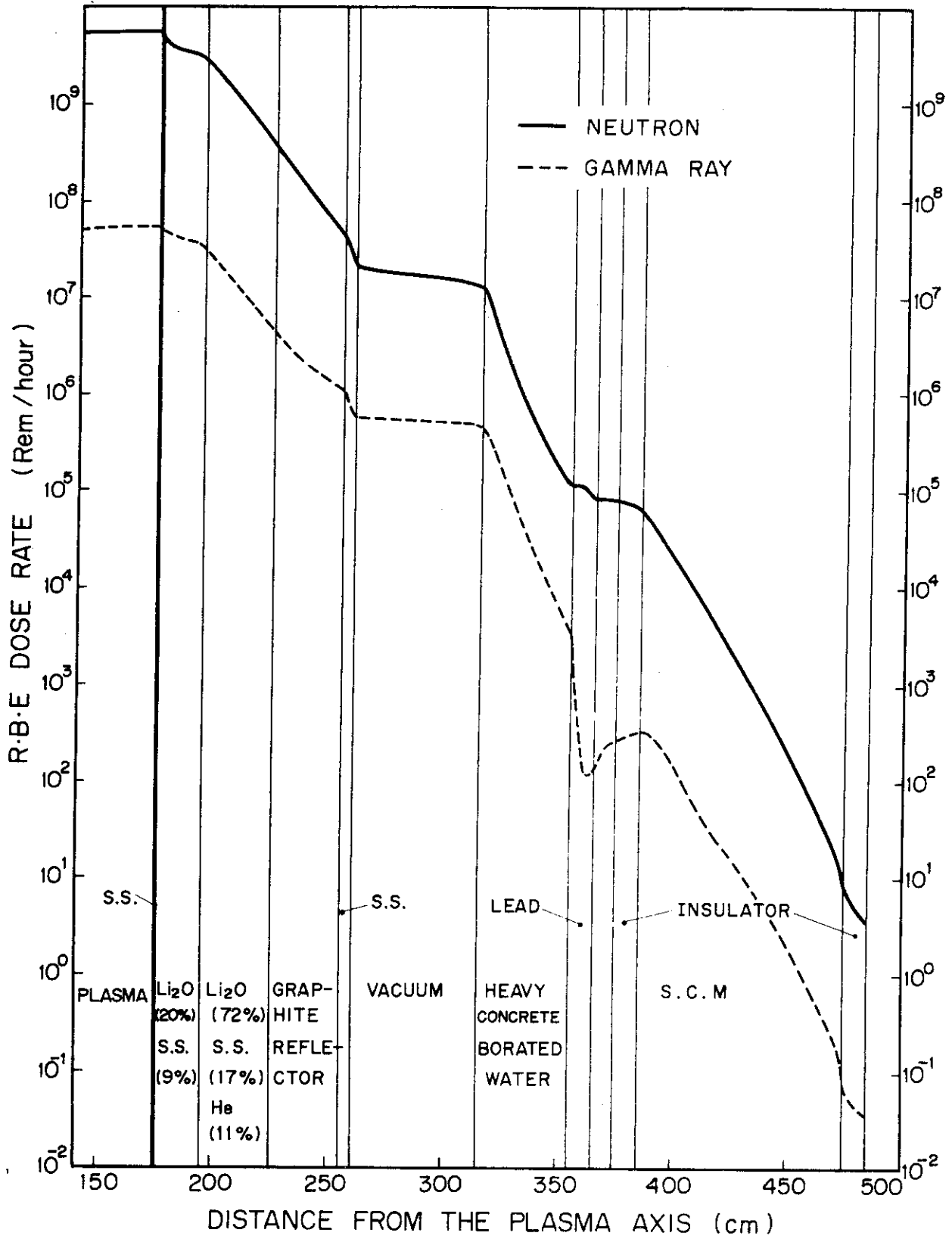


Fig. 5.3 Dose Rate Distribution at Reactor Operation.

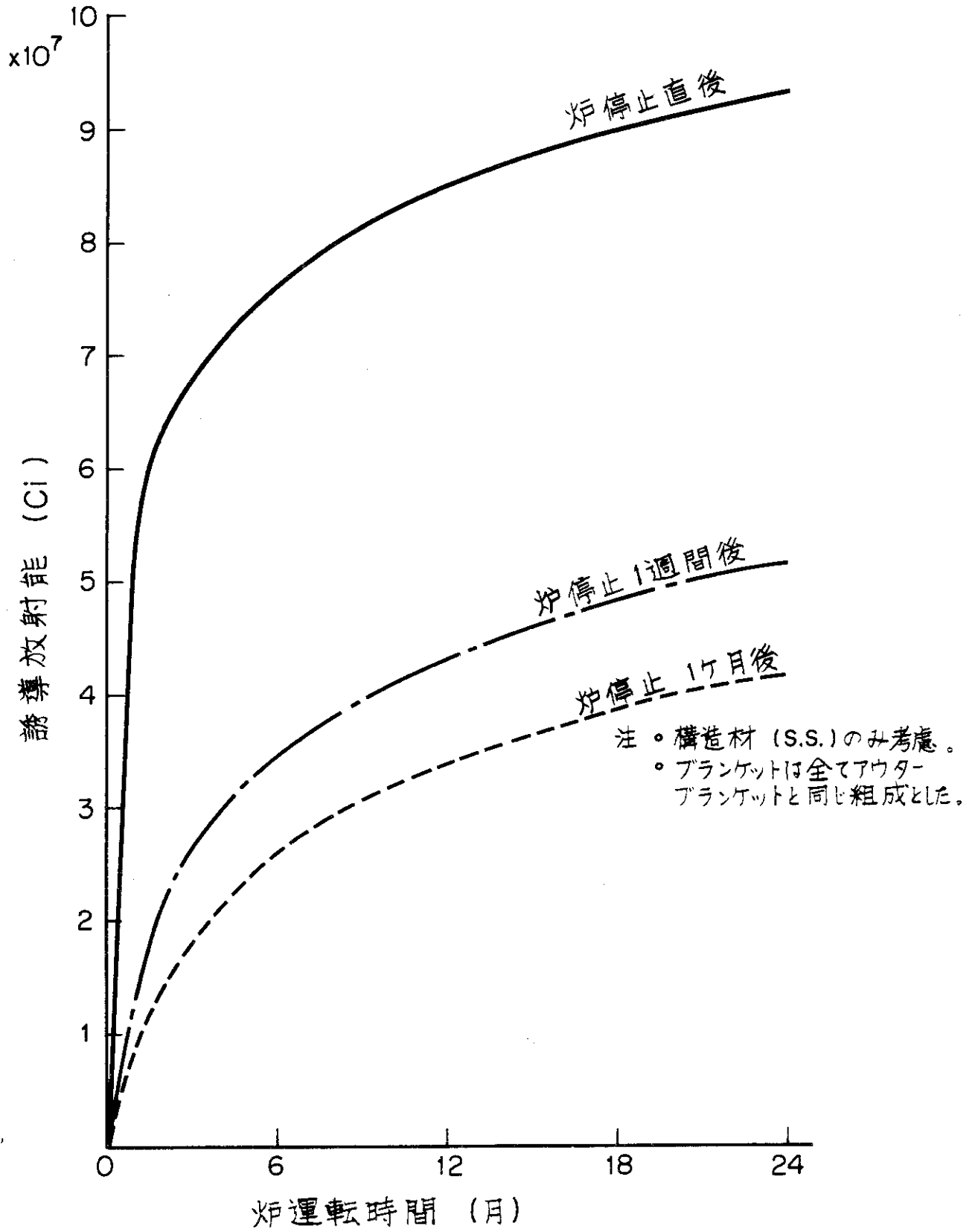


Fig. 5.4 誘導放射能の蓄積

5.2.2 炉停止後の誘導放射能の減衰

炉停止直後の誘導放射能は 10^8 Ci程度である。単位出力当りに換算すると 10^6 Ci/MW程度であり、これは他の炉で計算された値と近い値である。R・W・Connが示した様に炉の構造材によらず、炉停止直後の誘導放射能はほぼ同じとなる事は興味深い事である。⁸⁾

Fig 5.5 に炉停止後の誘導放射能の減衰の様子を示す。炉停止後数時間までは 56 Mnが支配的であり、その後4~5ヶ月までは 58 Coが支配的となる。 58 Coが減衰した後は数年後まで 55 Feが主な放射性核種であり、その後は 60 Coが主な核種である。ただし、 55 Feは放出する γ 線のエネルギーが低いから空間線量率には寄与せず、この間は 54 Mnが空間線量率に最も寄与する核種となる。

5.2.3 誘導放射能の空間分布

将来核融合炉の分解補修法等につき詳細な検討を行う場合には、炉の誘導放射能の空間分布が必要となろう。また炉の誘導放射能を減少させるための対応策を考える上でも誘導放射能の空間分布を知っておく必要がある。

Fig 5.6 に、核融合実験炉を1年間連続運転した後の誘導放射能空間分布を示す。グラフには、炉停止直後と、炉停止1ヶ月後の値を示した。この両者は分布の形が、ほぼ等しく、装置全体の誘導放射能は時間と共にほぼ均一に減衰していく事が分る。各領域の境界で曲線が不連続なのは、各領域に占めるステンレス鋼の体積率が異なるからである。プラズマに近いブランケット容器壁の誘導放射能が最も高く $6\sim 7$ Ci/cm³程度である。第1壁と第2壁を合せると装置全体の誘導放射能の1/3以上(約35%)を占める事になる。ブランケット全体では、装置全体の誘導放射能の99.75%を占める。ブランケット容器、冷却配管に誘導放射能の小さい材料(Al, V等)が使えれば、装置全体の誘導放射能は2桁以上小さくする事が出来るであろう。その場合は重コンクリート中の誘導放射能の方がブランケットの誘導放射能より大きくなる。

Fig 5.7 には、空間線量率に主に寄与する放射性核種の空間分布を示す。グラフの縦軸はステンレス鋼の単位体積当りのキュリー数を示している。 58 Coは 58 Ni(n, p) 58 Coによって生成し、 54 Mnは 54 Fe(n, p) 54 Mnによって生成する。この両者の相対的分布はほぼ等しい。重コンクリート中に 58 Coが生成していないのは、重コンクリート中には鉄片が入っているとしたからである。鉄片でなく非磁性材のステンレス鋼のチップを入れる場合には当然 58 Coが生成する事になる。 59 Feは第1壁付近では主に 62 Ni(n, α) 59 Feによって生成し、プラズマから離れた所では 58 Fe(n, γ) 59 Feにより生成する。GRAPHITE REFLECTORの部分で中性子が熱化するため、(n, γ)反応数が増大し、そこで極大値を示す。

重コンクリート中の誘導放射能はブランケット部分に較べ非常に小さいが、後に示す様に、遮蔽体外側の線量率に寄与するのはこの部分の線源であるから、空間分布を精確に計算しておく事は重要である。

5.3 炉停止時 γ 線束スペクトル

ここでは、誘導放射能に起因する γ 線のスペクトルを検討し、どのエネルギー範囲の γ 線が空間線量率に寄与するかを検討する。

Fig 5.8 に代表的空間点における、ANISNを用いて計算した γ 線スペクトルを示す。これ

Table 5.1 ステンレス鋼の放射化により生成する核種が飽和値の90%に達するまでの時間

	運転開始後飽和値の90%に達する迄の時間
⁴⁹ Cr	140日
⁶¹ Cr	92日
⁵⁴ Mn	1040日
⁶⁶ Mn	8.6時間
⁵⁵ Fe	9.0年
⁶⁹ Fe	150日
⁵⁷ Co	900日(2.5年)
⁵⁸ Co	237日(0.65年)
⁶⁰ Co	17.5年
⁶¹ Co	5.4時間
⁶² Co	45分
⁵⁷ Ni	5.0日
⁶⁵ Ni	8.4時間

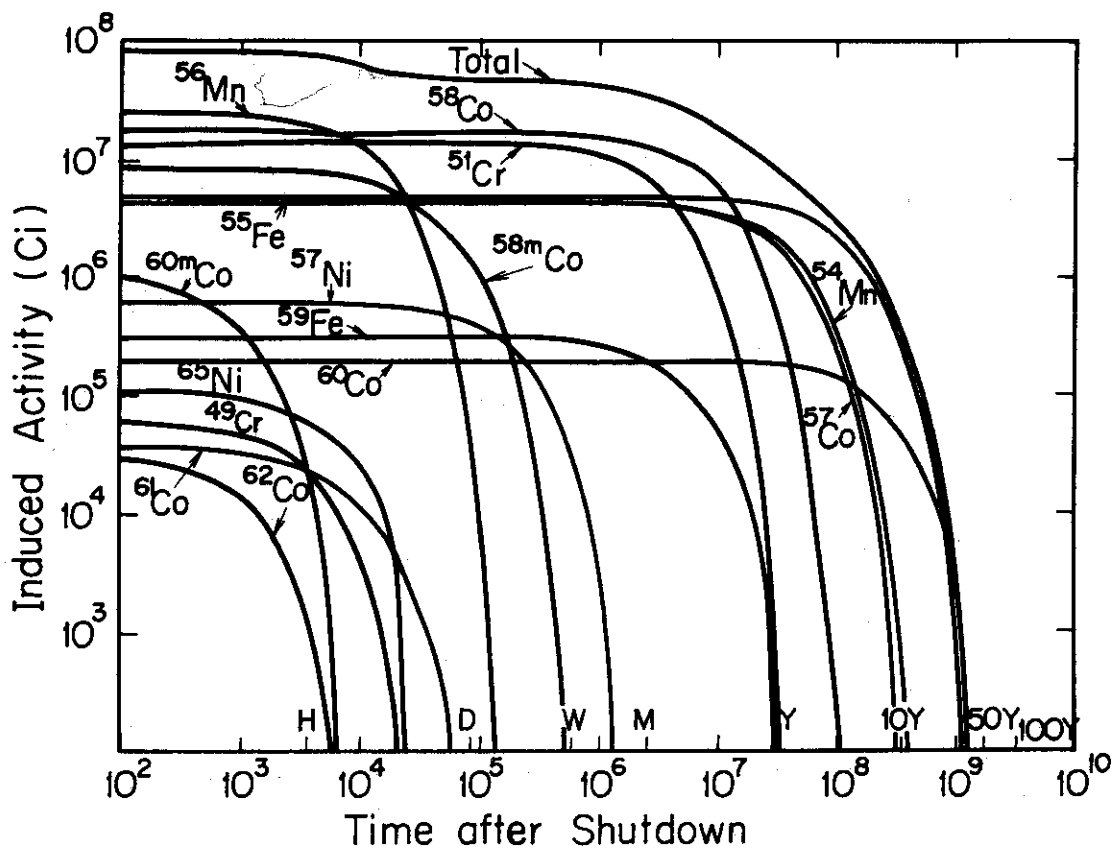


Fig. 5.5 Induced Activity of the JXFR.

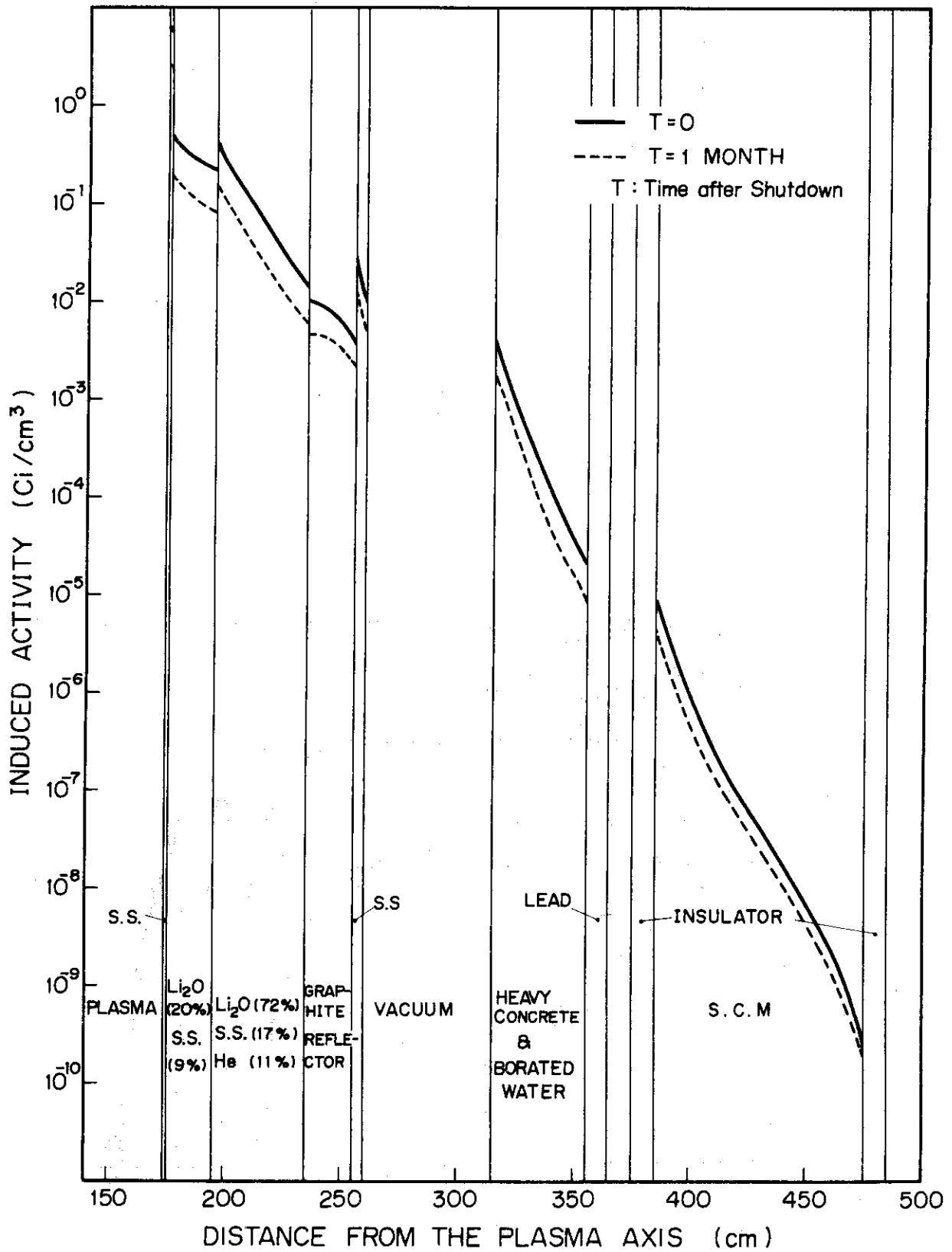


Fig. 5.6 Spatial Distribution of Induced Activity.

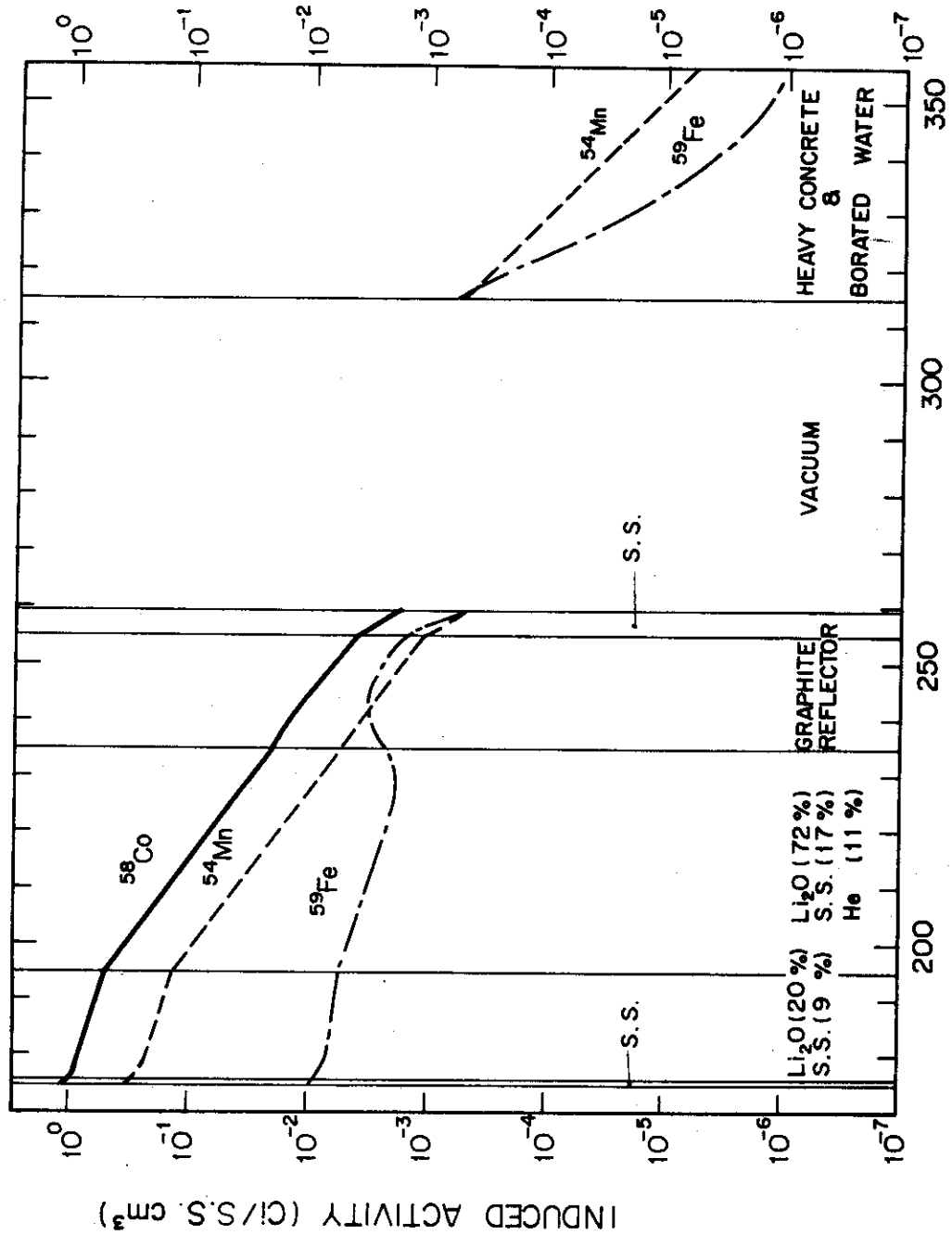


Fig. 5.7 Spatial Distribution of ⁵⁸Co, ⁵⁴Mn, ⁵⁹Fe in S.S.

は核融合実験炉を1年間連続運転し、炉停止後1週間を経た場合のものである。代表的空間点としては、プラズマ領域(第1壁内側)と、遮蔽体の外側(鉛の外表面)の2点を選んだ。通常の炉停止中は遮蔽体外側と同じスペクトルの γ 線が炉室内に漏洩する事になり、炉分解補修のため炉モジュールを引き出した場合は、プラズマ領域とほぼ同じスペクトルの γ 線が炉室内に漏洩する事になる。

プラズマ領域のスペクトルは、0.1~1 MeVの γ 線が多く ^{58}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{51}Cr 、 ^{57}Co 等の放出する γ 線のエネルギー位置にピークを持っている。遮蔽体外側のスペクトルは1 MeV付近の γ 線が多く、 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 等の放出する γ 線エネルギー位置にピークを持っている。遮蔽体外側のスペクトルに ^{58}Co のピークが現れない事から、遮蔽体外側に漏洩して来る γ 線は、重コンクリート中で発生したものである事が推測される。これは実際に、重コンクリート中に線源が有る場合と無い場合の計算を行い比較する事で確かめられる(付録B)。

Fig 5.8には空気の巨視的KERMA FACTORも同時に示した。KERMA FACTORと γ 線束スペクトルを掛け合せ、エネルギーに関し加算した値は線量率に比例する値である。規格化応答関数(Normalized Response Function)R(E)を次の様に定義しFig 5.9に示す。

$$R(E) = \frac{K(E) \times \phi_{\gamma}(E)}{\sum_E K(E) \times \phi_{\gamma}(E)} \times 100 \quad \dots\dots\dots (5.1)$$

ただし、K(E)はKERMA FACTOR、 $\phi_{\gamma}(E)$ は γ 線束スペクトルである。

R(E)はエネルギーEの γ 線束が線量率に何%寄与しているかを示している。グラフには、代表的空間点としてFig 5.8と同じ点を選んで示してある。プラズマ領域では ^{58}Co が、遮蔽体外側では ^{54}Mn が共に50%近く寄与している事が分る。仮りに ^{56}Fe (存在比91.66%)、 ^{60}Ni (存在比26.23%)、天然存在比のCrでステンレス鋼を造る事ができれば、生成する核種は、 ^{49}Cr 、 ^{51}Cr 、 ^{56}Mn 、 ^{55}Fe 、 ^{60}Co だけであるから、空間線量率は2桁近く小さくできる。

なお、ここで行った計算では γ 線のエネルギー範囲を0.003~3 MeVとしたが、0.1 MeV~3 MeVとして行っても計算誤差1%以内で計算できる事がFig 5.9から分る。

5.4 誘導放射能による線量率分布

5.4.1 炉停止時の線量率分布

定期的な点検、装置の保守等のために、炉停止時には装置に人間が近づく事になる。その様な場合人間がどこまで近づけるかを検討しておく必要がある。

遮蔽体の外側には超電導磁石(トロイダルコイル)が置かれるが、全面に有るわけではない(Fig 2.1参照)。プラズマ中心軸を中心とする1次元円筒計算を行う場合には、超電導磁石は遮蔽体の外側全面にあるものとするか、あるいは全く存在しないとするかのどちらかである。ここではこの2ケースについての計算を行った。Fig 5.10に計算結果を示す。これは1年間連続運転し、炉停止後1週間を経た時の値である。

両ケースの計算結果は、プラズマ領域から重コンクリートの中までは完全に一致している。超電導磁石は γ 線の遮蔽体ともなるが、同時に γ 線源でもある。超電導磁石内にはステンレス鋼が構造材(60%)として存在しているからである。この為、超電導磁石が有る場合は、無い場合に較べ鉛の領域から超電導磁石の中程まで空間線量率が高くなる。特にプラズマ中心軸か

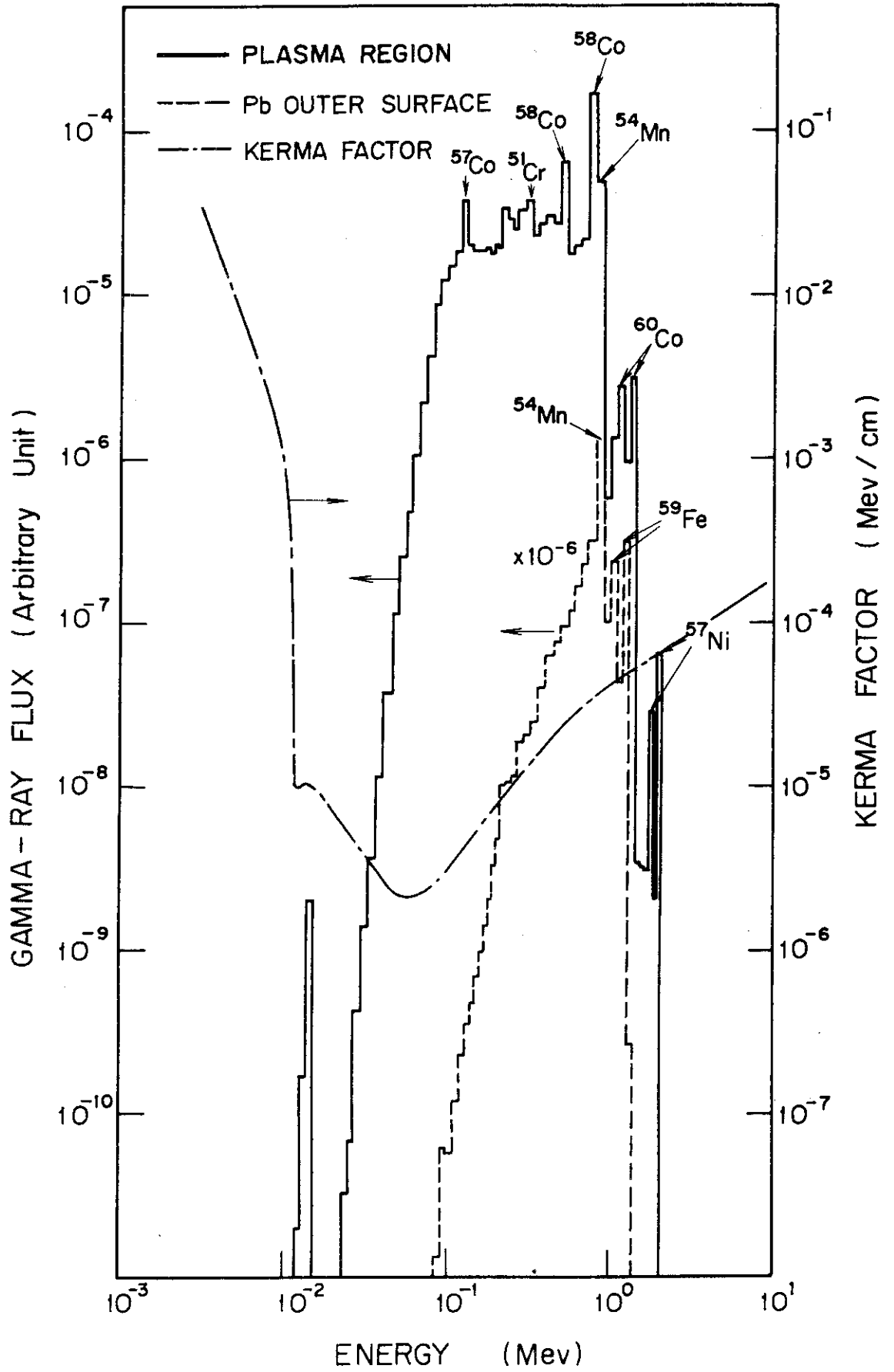


Fig. 5.8 γ -Ray Spectrum and KERMA FACTOR.

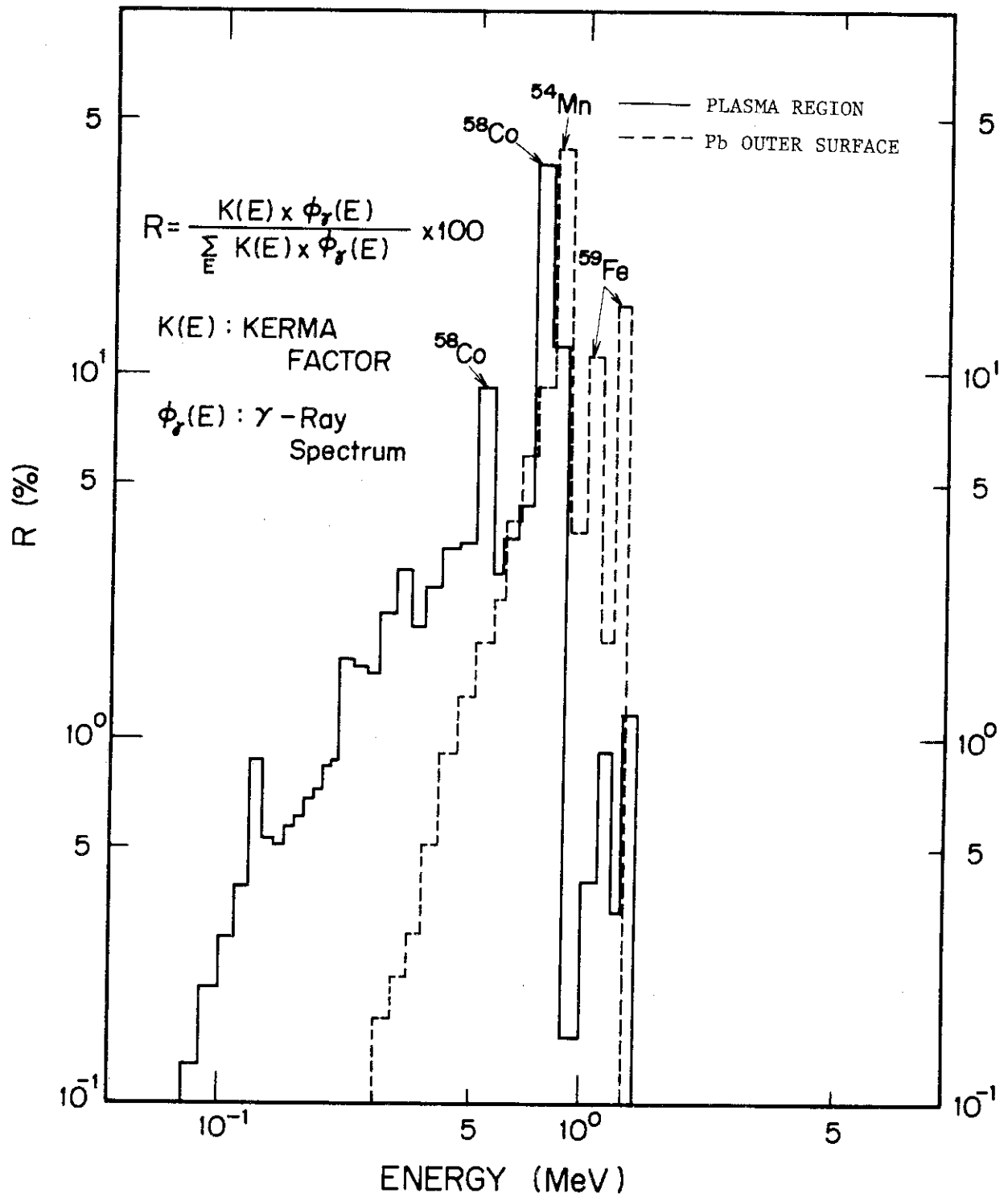


Fig 5.9 Normalized Response Function.

ら 380 cm の位置では、無い場合に較べ 3 桁近く高い値である。従って実際には、各超電導磁石の間に空間線量率の高い所が現れよう。この値は約 1 roentgen / hr 程度であり、従事者に許容される値 2.5 mroentgen / hr (1 roentgen \doteq 1 rem) よりかなり高い値である。従って超電導磁石の側面に遮蔽物を置く必要がある。これは鉛を 10 cm の厚さで置けば充分であろう。

超電導磁石からの γ 線が遮蔽されれば、遮蔽体外側の線量率は Fig 5.10 の超電導磁石が無い場合の計算直程度 (1 mroentgen / hr) になり従事者はここまで近づける事になる。しかし、ここでは検討されなかった材料 (例えば鉛) の誘導放射能も考慮に入れると、現在の遮蔽体では薄過ぎる可能性がある。

また現在の超電導磁石の遮蔽設計は、磁石内の発熱、安定化材 (鋼) の放射線損傷をある規準値以下にする事を目安に行っているが、磁石の放射化による空間線量率の値も設計条件に入れる必要があると思われる。

現在の設計のままでは、遮蔽体最外層の鉛や、超電導磁石側面に設置する鉛を取り外して行う作業などは人間が行う事は難しい。従って超電導磁石に故障が起きた場合、超電導磁石を一部分解して補修するのも遠隔操作による必要がある。

さらに Fig 5.10 から遮蔽体の内部に人間が立入る事は許容されない事が分る。従って各炉モジュール間に必要な真空バウンダリーの継目は遮蔽体の外側から脱着できる必要がある。核融合実験炉においては、真空バウンダリーは遮蔽体の内表面とし、継目は遮蔽体の外側に引き出す事を想定しており現実的な方法と思われる。真空バウンダリーを遮蔽体内表面よりプラズマに近い所に設定するのは、相当な困難を伴うものと思われる。

Fig 5.10 には運転中の線量率 (γ 線のみ) も比較の為に示した。運転中の線量率 (γ 線のみ) と誘導放射能による線量率は、類似の空間分布をしている。プラズマ領域では 2 桁、遮蔽体外側では 3 桁、運転中の方が高い。この空間分布からも遮蔽体より内側で発生する γ 線は遮蔽体により充分減衰させられているが、遮蔽体外部の材料 (或るいは遮蔽体自身) の放射化による γ 線の発生が、遮蔽体より外側の空間線量率を大きくしている事が分る。これを減少させるためには、遮蔽体を通過する中性子量を減らす必要がある。すなわち遮蔽体を更に厚くする場合は中性子に対しても良い遮蔽材である重コンクリートを厚くした方が良い。

5.4.2 炉分解補修時の線量率分布

故障を起した炉モジュールは、垂直磁場コイルを外し、種々の配管、真空バウンダリー等を切断した後、半径方向に引抜かれ、補修建屋の方へ移動される。その場合の炉モジュール周辺の空間線量率を計算した。TWO TRAN-GG による計算結果を Fig 5.11 に示す。計算結果には、Sn 計算コード特有の数値計算誤差 Ray-effect が発生しており、若干計算結果の信頼性を落している。しかし、凡その空間分布を知るにはこれで充分である。計算コードの改良がなされた後、必要に応じて更に詳細な計算を行う事を考えている。

線量率が最も高いのは、第 1 壁付近で、 10^5 roentgen / hr 以上である。これは従事者が常時立入って作業の出来る線量率 2.5×10^{-3} roentgen / hr の 10^8 倍であるから人間が近づく事は不可能である。第 1 壁付近から放出された γ 線は、炉モジュール外部の空間に拡がり、遮蔽体の後にも回り込む。遮蔽体の後では空間線量率は $10^1 \sim 10^2$ roentgen / hr となる。

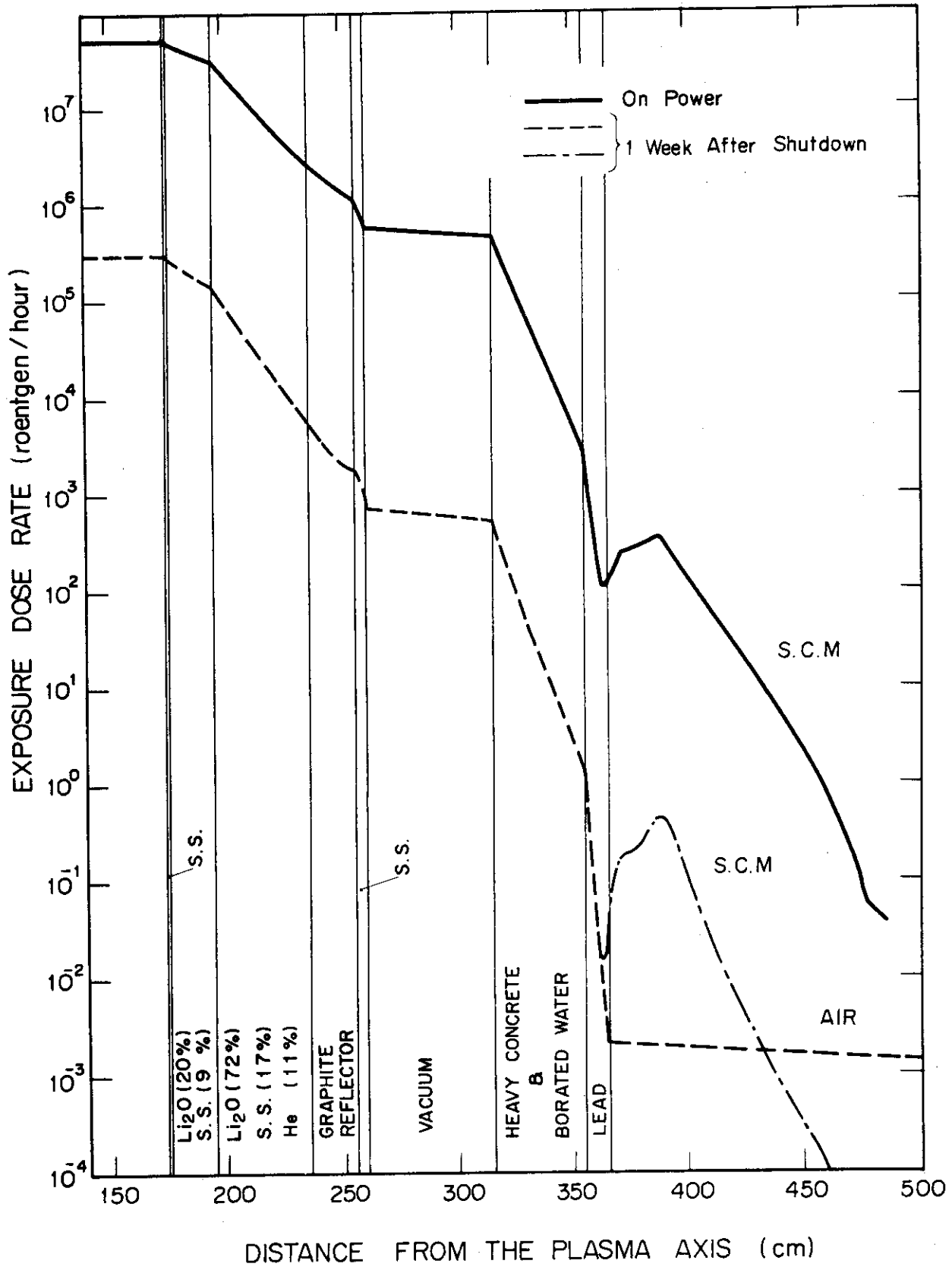


Fig. 5.10 Spatial Distribution of Dose Rate at 1 Week after Shutdown.

γ 線が空間に拡がる事による減衰は少いから、(炉モジュールから3 m離れて1桁程度)一旦炉モジュールを本体より引抜くと人間が炉室に立入る事は禁止される。従って、炉モジュールの組込み、引抜き、移動は信頼度の高い遠隔操作が必要である。

炉分解補修時の空間線量率を減少させるためには、装置誘導放射能の大部分を占るブラケット部の誘導放射能を減少させる必要がある。しかし、人間が近付ける値まで空間線量率を減少させる事は相当困難であると思われる。引き抜かれた炉モジュールは補修建屋内で補修されるが、切断、溶接、検査等全て遠隔操作で行う事になる。

5.4.3 線量率の時間的減衰

5.4.1, 5.4.2で示した線量率は炉停止1週間後のものである。炉停止後時間と共に線量率がどの様に減衰するかをFig 5.12に示す。これはANISNによる一次元計算の結果である。代表的な空間点として、プラズマ領域、遮蔽体外側(鉛外側表面)の2点を選び示した。通常炉停止時の遮蔽体外側線量率は後者の曲線に従って減衰し、炉分解補修時の線量率は前者の曲線に従って減衰するとして良い。

炉停止1時間後の線量率は、炉停止1週間後の線量率の、数倍(プラズマ領域)或るいは1桁高い(遮蔽体外側)。これは ^{56}Mn の放出する γ 線が炉停止直後の線量率を高めているからである。 ^{56}Mn は半減期が短く(2.58時間)、炉停止1日後までには減衰してしまう。よって炉停止1日後以降は5.4.1, 5.4.2に示した値と大差無い値となる。また炉停止1週間後において線量率に寄与しているのは、前述の様に ^{58}Co , ^{54}Mn であるから、減衰は遅く(^{58}Co の半減期は71.3日, ^{54}Mn の半減期は312.7日)、1ヶ月後でも線量率はほとんど変わらない。

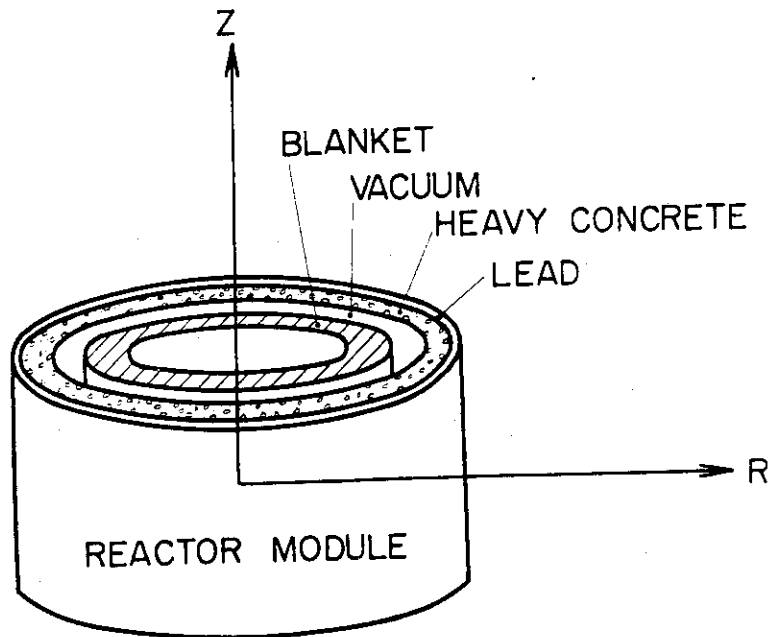
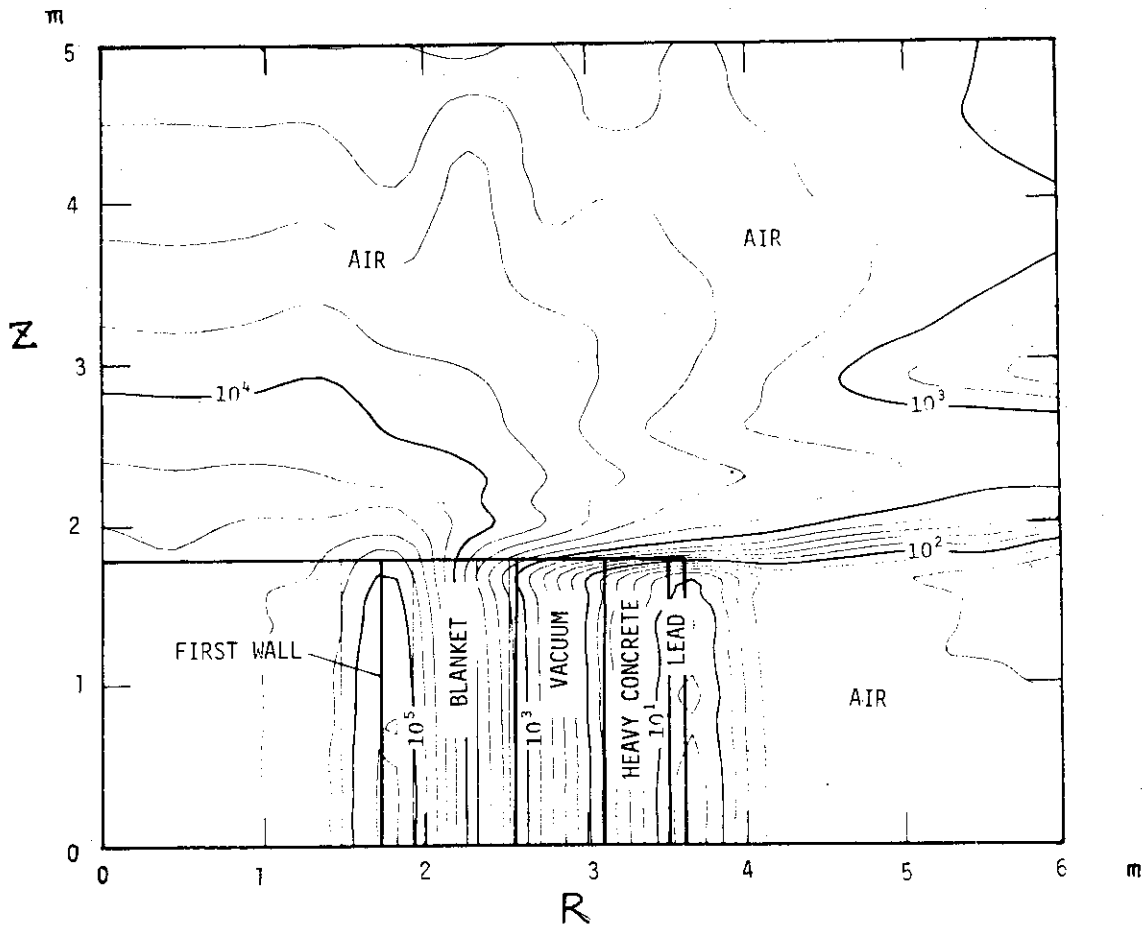


Fig. 5.11 Spatial Distribution of Dose Rate (rem/hr) from an Extracted Reactor Module for Repair.

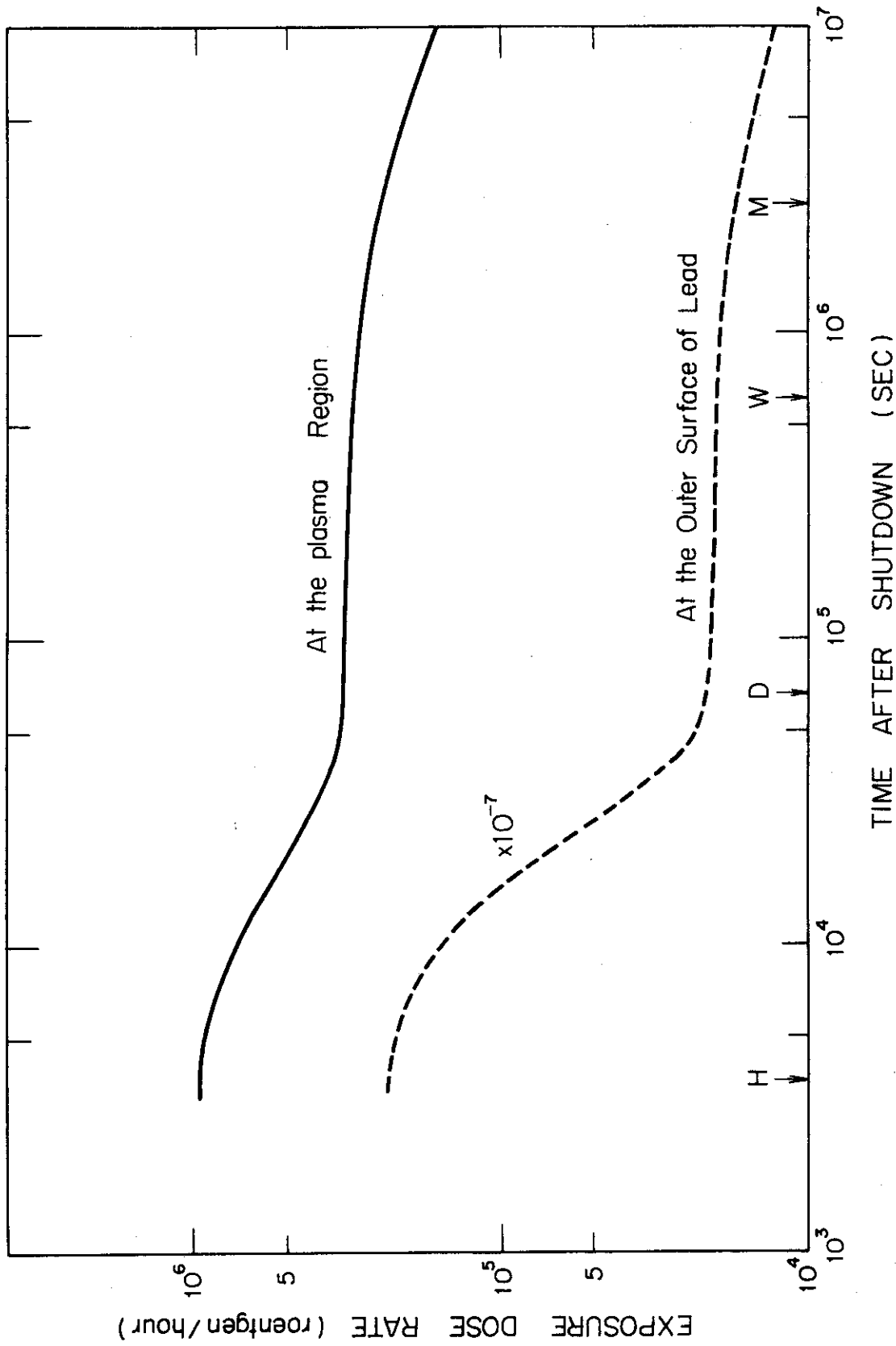


Fig. 5.12 Decay of the Dose Rate.

6. 今後の問題点

この報告書では誘導放射能とそれに起因する装置周辺の線量率について検討したが、必ずしも充分では無く、更に次の様な検討を行う必要がある。

- (1) 中性粒子入射加熱装置の誘導放射能と、その周辺の線量率を検討する必要がある。中性粒子入射孔からの中性子ストリーミングによって、中性粒子入射加熱装置は相当な誘導放射能を持つ事が予想される。
- (2) 構造材以外の材料の誘導放射能の検討が必要である。特に鉛、超電導磁石中の鋼の誘導放射能は遮蔽体外側の線量率に大きく寄与する可能性がある。
- (3) 各トロイダルコイル間には電磁力支持の為に、支持棒が設置される。この誘導放射能も、遮蔽体外側の線量率を高める可能性があるため、検討が必要である。
- (4) インナーブランケットは、ステンレス鋼を多量に含んでいる為、アウターブランケットより誘導放射能が大きくなるであろう。これによる装置全体の誘導放射能、線量率の増加を検討する必要がある。
- (5) 機械式リミターも、定期的な交換、故障による交換が考えられるから、この誘導放射能も検討しておく必要がある。
- (6) ステンレス鋼中の不純物の誘導放射能も定量的に評価しておく必要がある。
- (7) SAP, V-20%Ti等の低誘導放射能材料を構造材として用いた時の誘導放射能と線量率の計算も行う必要がある。

また誘導放射能、線量率計算の精度を向上させる為には次の事が必要であろう。

- (1) 放射化断面積、崩壊データの整備。
- (2) 計算システムの拡充。現在のシステムでは、中性粒子入射加熱装置等の複雑形状部分の誘導放射能が計算できない。2次元輸送計算コードの出力から、中性子束を読み込み、2次元輸送計算用の外部線源を計算できるようにシステムを拡充する必要がある。
- (3) 誘導放射能計算の際に入力となる中性子束分布の計算精度の向上。プラズマから離れた位置の誘導放射能分布が遮蔽体外側の線量率に寄与するから、プラズマから離れた位置の中性子束も正確に求める必要がある。
- (4) 2次元輸送計算コードの改良 (Ray-effect の除去)
- (5) ACTIVEの改良。現在のACTIVEは、炉の運転が完全な連続運転で無い場合長時間運転後の誘導放射能が計算できない。

7. 結 論

核融合実験炉構造材の誘導放射能と装置周辺の空間線量率につき検討し次の結論を得た。

- (1) 1年間運転直後の誘導放射能は約 10^8 Ci であり、単位出力当りに換算すると約 10^6 Ci/MW である。
- (2) 線量率に主に寄与する γ 線源は、炉停止1日後迄は ^{56}Mn であり、その後数年後までは ^{58}Co 。

6. 今後の問題点

この報告書では誘導放射能とそれに起因する装置周辺の線量率について検討したが、必ずしも充分では無く、更に次の様な検討を行う必要がある。

- (1) 中性粒子入射加熱装置の誘導放射能と、その周辺の線量率を検討する必要がある。中性粒子入射孔からの中性子ストリーミングによって、中性粒子入射加熱装置は相当な誘導放射能を持つ事が予想される。
- (2) 構造材以外の材料の誘導放射能の検討が必要である。特に鉛，超電導磁石中の鋼の誘導放射能は遮蔽体外側の線量率に大きく寄与する可能性がある。
- (3) 各トロイダルコイル間には電磁力支持の為に、支持棒が設置される。この誘導放射能も、遮蔽体外側の線量率を高める可能性があるため、検討が必要である。
- (4) インナーブランケットは、ステンレス鋼を多量に含んでいる為、アウターブランケットより誘導放射能が大きくなるであろう。これによる装置全体の誘導放射能，線量率の増加を検討する必要がある。
- (5) 機械式リミターも、定期的な交換，故障による交換が考えられるから、この誘導放射能も検討しておく必要がある。
- (6) ステンレス鋼中の不純物の誘導放射能も定量的に評価しておく必要がある。
- (7) SAP, V-20%Ti等の低誘導放射能材料を構造材として用いた時の誘導放射能と線量率の計算も行う必要がある。

また誘導放射能，線量率計算の精度を向上させる為には次の事が必要であろう。

- (1) 放射化断面積，崩壊データの整備。
- (2) 計算システムの拡充。現在のシステムでは、中性粒子入射加熱装置等の複雑形状部分の誘導放射能が計算できない。2次元輸送計算コードの出力から、中性子束を読み込み、2次元輸送計算用の外部線源を計算できるようにシステムを拡充する必要がある。
- (3) 誘導放射能計算の際に入力となる中性子束分布の計算精度の向上。プラズマから離れた位置の誘導放射能分布が遮蔽体外側の線量率に寄与するから、プラズマから離れた位置の中性子束も正確に求める必要がある。
- (4) 2次元輸送計算コードの改良 (Ray-effectの除去)
- (5) ACTIVEの改良。現在のACTIVEは、炉の運転が完全な連続運転で無い場合長時間運転後の誘導放射能が計算できない。

7. 結 論

核融合実験炉構造材の誘導放射能と装置周辺の空間線量率につき検討し次の結論を得た。

- (1) 1年間運転直後の誘導放射能は約 10^8 Ci であり、単位出力当りに換算すると約 10^6 Ci/MW である。
- (2) 線量率に主に寄与する γ 線源は、炉停止1日後迄は ^{56}Mn であり、その後数年後までは ^{58}Co 。

或るいは ^{54}Mn である。

- (3) ブランケット部分の誘導放射能を減少させる事は、分解補修時の線量率と、装置全体の誘導放射能を減少させるのに効果的である。遮蔽体外側、あるいは遮蔽体自身の誘導放射能を減少させる事は、遮蔽体外側の線量率を減少させるのに効果的である。
- (4) 炉運転中の遮蔽体外側での生体実効線量率は 10^5 rem/hr程度であり、炉運転中は炉室内へ人間が立入る事はできない。
- (5) 現在までの検討では、遮蔽物を追加すれば、炉停止1日後には遮蔽体の外側まで人間が近付ける。しかし、線量率は、従事者に対して許容される線量率(2.5 mrem/hr)と同程度(1 mrem/hr)であるから、更に詳しい検討が必要である。
- (6) 遮蔽体外側の線量率を正確に評価する為には、今後更に、遮蔽体の鉛、超電導磁石内の銅、超電導磁石の支技持棒等の誘導放射能を検討する必要がある。
- (7) 超電導磁石の遮蔽設計に当っては、超電導磁石の誘導放射能も設計条件として考慮する必要がある。
- (8) 誘導放射能を考慮すると、現在の遮蔽設計のままでは、遮蔽体の厚さは不足している。特に中性子に対する遮蔽が不十分である。現状では、例えば超電導磁石に軽微な故障を生じ、炉モジュールを引き抜かない状態で補修を行う場合も、遠隔操作が必要になる。
- (9) 炉停止後の遮蔽体内の線量は約 10^3 rem/hr以上であり人間が入る事はできない。
- (10) 1年間連続運転後分解補修の為、炉モジュールを1体引き出した場合、その周辺の線量率は $10^1 \sim 10^6$ rem/hrとなる。最も線量線が高いのは第1壁の近辺で 10^5 rem/hr以上である。遮蔽体の後が最も低く $10^1 \sim 10^2$ rem/hrとなる。この場合人間が炉室に立入る事はできないから、炉モジュールの組込み、引抜き、移動には信頼度の高い遠隔操作が必要である。また、切断、溶接、検査等の補修作業も全て遠隔操作が必要である。
- (11) 炉停止後1日迄は、線量率は急速に減衰するが、その後の減衰は緩やかである。
- (12) ここで示した線量率の計算結果は、炉を1年間連続運転した場合のものであるが、2年、3年と運転した場合にもほぼ適用できる。炉を長期間運転する事による誘導放射能の増加は小さい。

8. あとがき

核融合実験炉の予備設計の一部として、誘導放射能と線量率を計算し検討したが、内容は多分に一般性を持っている。誘導放射能の問題を解決する為には、遠隔操作による補修技術と、誘導放射能の小さい材料の開発という両面からの検討が必要と思われる。

迫淳炉設計研究室々長をはじめ同研究室の皆様には多大の助言と教示を頂いたので感謝します。

或るいは ^{54}Mn である。

(3) ブランケット部分の誘導放射能を減少させる事は、分解補修時の線量率と、装置全体の誘導放射能を減少させるのに効果的である。遮蔽体外側、あるいは遮蔽体自身の誘導放射能を減少させる事は、遮蔽体外側の線量率を減少させるのに効果的である。

(4) 炉運転中の遮蔽体外側での生体実効線量率は 10^5 rem/hr程度であり、炉運転中は炉室内へ人間が立入る事はできない。

(5) 現在までの検討では、遮蔽物を追加すれば、炉停止1日後には遮蔽体の外側まで人間が近付ける。しかし、線量率は、従事者に対して許容される線量率(2.5 mrem/hr)と同程度(1 mrem/hr)であるから、更に詳しい検討が必要である。

(6) 遮蔽体外側の線量率を正確に評価する為には、今後更に、遮蔽体の鉛、超電導磁石内の銅、超電導磁石の支支持棒等の誘導放射能を検討する必要がある。

(7) 超電導磁石の遮蔽設計に当っては、超電導磁石の誘導放射能も設計条件として考慮する必要がある。

(8) 誘導放射能を考慮すると、現在の遮蔽設計のままでは、遮蔽体の厚さは不足している。特に中性子に対する遮蔽が不十分である。現状では、例えば超電導磁石に軽微な故障を生じ、炉モジュールを引き抜かない状態で補修を行う場合も、遠隔操作が必要になる。

(9) 炉停止後の遮蔽体内の線量は約 10^3 rem/hr以上であり人間が入る事はできない。

(10) 1年間連続運転後分解補修の為、炉モジュールを1体引き出した場合、その周辺の線量率は $10^1 \sim 10^6$ rem/hrとなる。最も線量線が高いのは第1壁の近辺で 10^5 rem/hr以上である。遮蔽体の後が最も低く $10^1 \sim 10^2$ rem/hrとなる。この場合人間が炉室に立入る事はできないから、炉モジュールの組込み、引抜き、移動には信頼度の高い遠隔操作が必要である。また、切断、溶接、検査等の補修作業も全て遠隔操作が必要である。

(11) 炉停止後1日迄は、線量率は急速に減衰するが、その後の減衰は緩やかである。

(12) ここで示した線量率の計算結果は、炉を1年間連続運転した場合のものであるが、2年、3年と運転した場合にもほぼ適用できる。炉を長期間運転する事による誘導放射能の増加は小さい。

8. あとがき

核融合実験炉の予備設計の一部として、誘導放射能と線量率を計算し検討したが、内容は多分に一般性を持っている。誘導放射能の問題を解決する為には、遠隔操作による補修技術と、誘導放射能の小さい材料の開発という両面からの検討が必要と思われる。

迫淳炉設計研究室々長をはじめ同研究室の皆様には多大の助言と教示を頂いたので感謝します。

参 考 文 献

- 1) 迫淳, 他 公刊予定
- 2) 迫淳, 高温学会誌 Vol 1 No 3 (1975)
- 3) Powell, J., et al., CONF-740402P1 PP533~547 (1974)
- 4) Steiner, D., ORNL-TM-4353 (1973)
- 5) Steiner, D., ORNL-TM-3094 (1970)
- 6) Dudziak, Donald J., et al., CONF-740402P1 PP548~577 (1974)
- 7) Nigg, D.W., et al., CONF-740402P1 PP578~598 (1974)
- 8) Conn, R.W., et al., FDM-113 (1974)
- 9) 関泰, 他 JAERI-M5862 (1974)
- 10) Leppamaki, H., et al., JU-RR-3/1970 (1970)
- 11) Miyasaka, S., et al., JAERI-M5794 (1974)
- 12) 伊尾木公裕, 他, JAERI-M6471 (1976)
- 13) Engle Jr., W.W., K-1693 (1967)
- 14) Lathrop, K.D., LA-4600 (1972)
- 15) Wright, R.Q., et al., ORNL-TM-2679 (1969)
- 16) Walter E. Ford, III, et al., CTC-12 (1969)
- 17) Ball, S.J., et al., ORNL-TM-1933 (1967)
- 18) Sako, K., et al., "Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1974" Vol 3 IAEA, Vienna, 1975 PP535~548
- 19) 兵藤知典「放射線遮蔽入門」産業図書 (1966)
- 20) 龍福広, JAERI-M5875 (1974)

附録A JAERI-M5862「D-T燃焼実験に伴う銅コイルの誘導放射能」との計算法比較

臨界プラズマ装置でD-T燃焼を行った場合の誘導放射能、照射線量率についてはJAERI-M5862に既に計算されている。ここでは、その中の1例につき、再計算を行い比較してみた。今回計算に使われたシステムは、基本的にはJAERI-M5862と同じであるが、放射性同位元素から放出される γ 線による γ 線束分布の計算法を詳細化してある。そこでJAERI-M5862で使用した計算法と、ここで使用した計算法の相互チェックを行う為、比較検討した。

臨界プラズマ装置を180日運転し停止後1ケ月経過した時点の誘導放射能と線量率をTable A-1に示す。

誘導放射能の値に約3割の差が出て来た理由は必ずしも明らかでない。放射化の断面積($^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$)も両者に差は無く、中性子束の計算法もほぼ同じである。現時点でこの差を解明する事は極めて難しいので、誘導放射能で規格化し、線量率を比較した(Table A-1中の()内に示す)。 ^{60}Co の生成率分布は、JAERI-M5862と今回計算した結果が相対的に一致するので、この様にして比較する事は妥当である。比較の結果両者の差は2倍程度であり、この差は主に、散乱により低エネルギーとなった γ 線の取り扱い方の差によっている。現段階では、線量率の詳細はオーダーを明らかにする事が目的であるから、この差は小さいと言える。

Table A-1 Cuコイルの誘導放射能と線量率

		① JAERI-M5862	② 今回の計算	②/①
Activity		$7.37 \times 10^2 \text{ Ci}$	$5.72 \times 10^2 \text{ Ci}$	1.29
Dose	コイル 内側	7.85 mR/sec	11.0 mR/sec (14.1 mR/sec)	1.40 (1.80)
	コイル 外側	$5.08 \times 10^{-8} \text{ mR/sec}$	$9.38 \times 10^{-8} \text{ mR/sec}$ ($1.21 \times 10^{-7} \text{ mR/sec}$)	1.85 (2.38)

注()内はActivityを $7.37 \times 10^2 \text{ Ci}$ とした場合の値

附録B 重コンクリート中の線源の影響・1次元，2次元計算の比較

重コンクリート中には鉄片が有り γ 線源となっているが、これが無い場合（鉄片は入っているが線源とはならないと仮定）、鉄片の代わりにステンレス鋼のチップが入っているとした場合につき計算し比較してみた。結果をFig B-1に示す。重コンクリート中に線源が無いと仮定すると、遮蔽体外側の線量率は線源が有る場合に較べ2桁下がる。従って、遮蔽体外側に漏洩して来る γ 線は重コンクリート中で発生したものがほとんどである事が確認された。また鉄片の代わりにステンレス鋼のチップを入れると、遮蔽体外側の線量率は若干増加する。これは、既に述べた様に、 ^{58}Co が $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ によって生成するからである。重コンクリート中に入れられる金属も非磁性体である必要が有るとしても、ステンレス鋼ならば鉄片に較べ線量率が桁違いに大きくなる事は無い。

またFig B-1にはTWOTRAN-GGを用いて行った計算結果も同時に示した。これはANISNで行ったのと全く同じ体系について計算したものである。ただし計算条件が若干異っている（計算法参照）。両者は良く一致しており計算条件による差はほとんど無い事が分る。遮蔽体外側の線量率が違って来ているのは、鉛領域の空間メッシュ点数がTWOTRAN-GGでは充分採れなかったからである。このためTWOTRAN-GGでは鉛領域より外側の線量率が不正確なものとなった。これが空間メッシュ点数の不足によるものである事は、重コンクリート中のメッシュ点数を変える事によって確認してある。

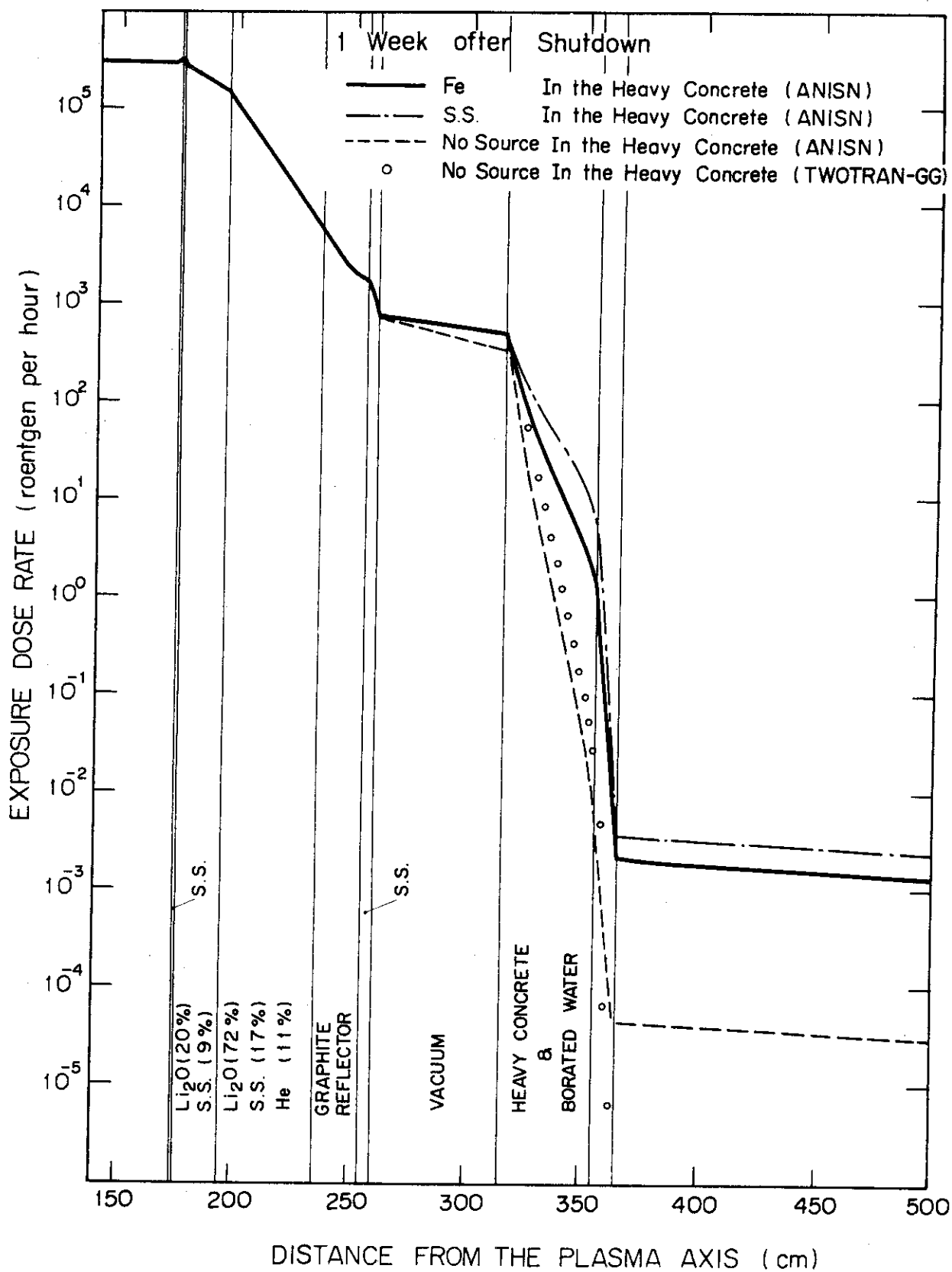


Fig. B-1 Effect of γ -Ray Source in Heavy Concrete and Comparison between 1-D and 2-D Calculation.