

J A E R I - M

87-182

核融合炉における放射化した遮蔽体からの
ガンマ線ギャップストリーミング評価法の検討

1987年11月

森 清治^{*}・小林 武司・関 泰

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1987

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

核融合炉における放射化した遮蔽体からの
ガンマ線ギャップストリーミング評価法の検討

日本原子力研究所那珂研究所臨界プラズマ研究部

森 清治*・小林武司・関 泰

(1987年10月15日受理)

トカマク型核融合炉には炉構造上数多くのスリット状ボイドギャップが存在し、炉停止後も誘導放射能からの崩壊ガンマ線がストリーミング現象を起こす。炉構造の設定にあたってはその初期の段階においてもストリーミング効果の概略評価を行ない、その低減対策を検討する必要がある。

本研究ではまず一定のガンマ線体積分布線源条件でのガンマ線ギャップストリーミング現象のギャップ幅やギャップ長さへの依存性を明らかにし、図表化した。次に核融合実験炉(FER)条件でのバルク体系とギャップ体系に対する誘導放射能分布や崩壊ガンマ線強度分布等の特性を明らかにした。

さらにこれらの特性データを用いてギャップストリーミング効果を簡便に概算する手法を提案した。簡易評価値と詳細解析結果とを比較した結果、この簡易評価手法は工学的な適用には十分な妥当性を有することが判明した。

Investigation on Calculation Method of Decay Gamma Ray Streaming
through Void Gap in Activated Shield of Fusion Reactor

Seiji MORI*, Takeshi KOBAYASHI and Yasushi SEKI

Department of Large Tokamak Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 15, 1987)

There exist many void gaps (slits) in structure components of a tokamak fusion reactor, and decay gamma ray from induced activity will cause radiation streaming through these gaps even after reactor shutdown. At the initial phase of design, therefore, it is required to estimate the streaming effect roughly and to consider means to reduce the effect.

In this study, first, dependency of gamma ray streaming effect on gap width and length under some fixed conditions of volumetric distributed source were investigated and results were summarized in the form of figures and tables. Next, distributions of induced activity and decay gamma ray source was investigated and results were summarized in the form of figures were examined both for bulk shield and shield with a gap.

Finally, approximate method to estimate the gap streaming effect was proposed using these calculated results. It was found that this method gives result with sufficient accuracy for engineering use by comparing the estimated values by the approximate method with the detailed analysis by computer.

Keywords: Fusion Reactor, Radiation Streaming, Approximate Method, Decay Gamma Ray, Induced Activity, Activation, Gap, Slit, Shield, Fusion Experimental Reactor, Discrete Ordinates, Monte Carlo, Peaking Factor

* On leave from Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

目 次

1.はじめに	1
2.体積線源体系でのガンマ線ギャップストリーミング特性の解析	3
2.1 計算方法	3
2.2 計算結果	8
2.3 まとめ	20
3.核融合炉における崩壊ガンマ線の線源特性の検討	21
3.1 誘導放射能計算方法	21
3.2 バルク遮蔽体系における線源特性	25
3.3 ギャップがある遮蔽体系における線源特性	33
3.4 まとめ	42
4.ギャップストリーミング簡易評価方法の検討	43
4.1 評価方法	43
4.2 適用例と妥当性の検討	45
4.3 まとめ	51
5.結論と今後の課題	52
謝 辞	52
参考文献	53
付録 ギャップ出口のガンマ線線量率	54

Contents

1. Introduction	1
2. Investigation on Gamma Ray Gap Streaming in Volumetric Source System	3
2.1 Calculation Method	3
2.2 Calculation Results	8
2.3 Summary	20
3. Investigation on Decay Gamma Ray Source Properties in Fusion Reactor	21
3.1 Calculation Method for Induced Activity	21
3.2 Decay Gamma Ray Source in Bulk Shield System	25
3.3 Decay Gamma Ray Source in Shield with Void Gap	33
3.4 Summary	42
4. Approximate Method for Gap Streaming Effect	42
4.1 Approximate Method	43
4.2 Example of Application and Estimation of Accuracy	45
4.3 Summary	51
5. Conclusions and Future Works	52
Acknowledgement	52
References	53
Appendix Gamma Ray Dose Rate at Gap Exit	54

1. はじめに

DT 核融合炉においては炉の運転中の中性子照射によりほとんど全ての機器が放射化され、炉停止後のガンマ線源となる。特にプラズマに最も近い第1壁／遮蔽体は最も放射化レベルが高い。したがって遮蔽体部にボイドギャップが存在するとガンマ線のストリーミングが生じ、遮蔽体外側の空間線量率にホットスポットを生じさせる。遮蔽体部にギャップが存在する理由は設計にもよるが例えば核融合実験炉(FER)の設計報告書^{(1)～(5)}に詳しく述べられている。基本的にはトーラス構造物のセクター化と分解移動のためのクリヤランス空間を設定することに起因する。炉構造物間に存在するギャップをFig. 1-1に模式的に示した。これらのギャップの寸法・形状はさまざまで、また運転中と停止時でも構造物の熱膨張／収縮により変化する。遮蔽設計の立場からはこれらのギャップにおける放射線(中性子およびガンマ線)のストリーミングを解析し、許容されるギャップ幅を設定し、あるいはストリーミング低減対策等を考慮する必要がある。

プラズマ領域を線源とする DT 中性子のストリーミング現象については、線源条件が比較的単純であり、文献(6), (7)等において検討されている。これに対し崩壊ガンマ線のストリーミングの場合には、線源条件が体積分布線源でありかつエネルギー分布も有する。ガンマ線源は炉の運転中の中性子束分布や照射時間に応じて決まるものであり、ギャップ幅や遮蔽厚さ、オフセット(段差)等の形状にも強く依存する。FER の実体系においてはこれらのパラメータの組み合わせで多種多様なストリーミング条件が想定される。現時点ではその各々について詳細な解析評価(中性子ストリーミング解析→誘導放射能解析→ガンマ線ストリーミング解析の手順となる)を行うことは計算機資源や労力の点から実用的でない。そこで、ガンマ線ストリーミング特性の各パラメータ(遮蔽厚 L, ギャップ幅 W, エネルギー E, 線源分布等)への依存性をあらかじめ調べておく、あるパラメータの組み合わせが与えられたとき、ストリーミング効果を簡便に推定出来る近似的な評価方法を整備しておけば今後の設計作業に有用である。

本研究では上述したような簡易評価法を確立するため、まずボイドギャップを有する遮蔽体におけるガンマ線ストリーミングのギャップ幅、遮蔽厚さ、線源分布、ガンマ線源エネルギーへの依存性を調べるためのパラメータ計算を行なうとともにこれらの計算結果を各パラメータの効果が明らかになるような形で図表化する。さらに核融合炉模擬体系での計算により崩壊ガンマ線源の空間分布とエネルギー分布を調べて、上述の計算結果と組合せた簡易評価法を確立する。最後にこの評価法を FER 等の遮蔽体系に適用し、詳細解析結果と比較することによりその工学的な適用性を検討する。

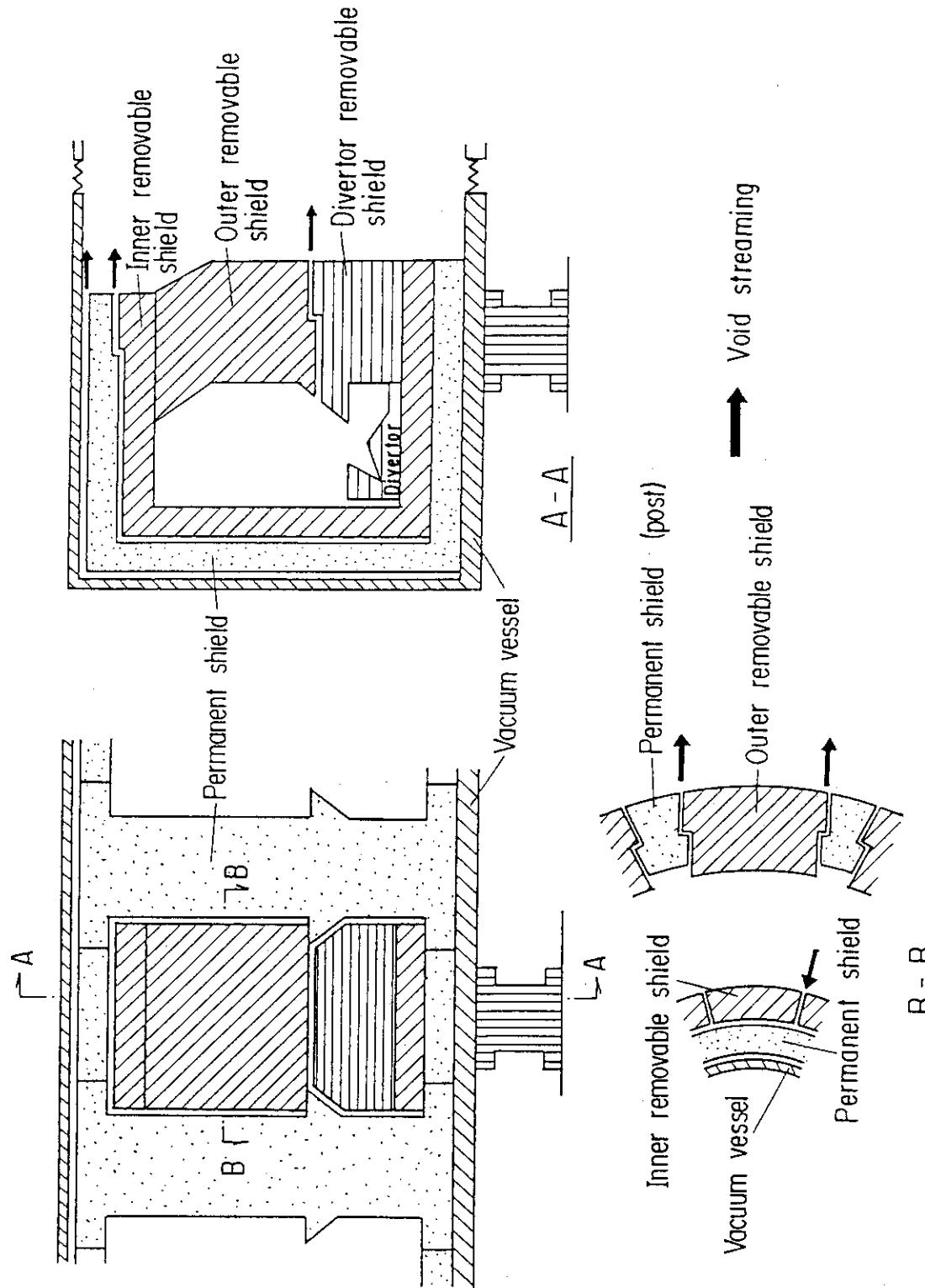


Fig. 1-1 Gap Streaming Paths in the FER Shield Structure

2. 体積線源体系でのガンマ線ギャップストリーミング特性の解析

2.1 計算方法

前述したような各種パラメータに対するストリーミング特性の依存性を検討するため一連のパラメータサーベイ計算を実施した。Fig. 2.1-1 に示した2次元XY座標モデルを用いて2次元 S_N コード DOT 3.5⁽⁸⁾により計算した。群定数は54群のガンマ線輸送断面積セット GROUPIN⁽⁹⁾ を用いた。その群構造を Table 2.1-1 に示した。ルジャンドル展開次数は P_3 とした。角度分割は後述するサーベイ計算の結果、前方向を詳細化した非等方 166 分点（前方 133 分点）セットを主として使用することにした。

ギャップストリーミング体系を記述するパラメータとして次に示すものを考えた：

形状記述パラメータ：遮蔽体厚さ (L cm)

ギャップ幅 (Wcm)

線源記述パラメータ：ガンマ線エネルギー (E MeV)

空間分布 ($\mu \text{ cm}^{-1}$)

但し線源強度は第1壁領域^(脚注)から指指数関数的に減衰すると仮定した。角度分布は等方とした。

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x}$$

但し、 I : 線源強度 (Photon $\text{cm}^{-3} \text{s}^{-1}$)

I_0 : 第1壁の線源強度

μ : 減衰係数 (cm^{-1})

x : 第1壁からの距離 (cm)

遮蔽体の材料は鉄 100 %とした。

なお各パラメータに与えた数値は次のとおりである：

$$L = 100, 150, 200$$

$$W = 0.5, 1.0, 5.0$$

$$E = 0.5, 1.0, 2.5$$

$$\mu = 0.0, 0.05, 0.1, 0.15$$

次に DOT 3.5 の計算精度を確認するため MORSE⁽¹⁰⁾によるモンテカルロ計算を実施した。3 次元形状モデルを Fig. 2.1-2 に示した。群定数は DOT 3.5 計算と同じ GROUPIN を用いた。ガンマ線束はギャップ中に設定した track length estimator により評価した。計算に際しては評価値の相対標準偏差 (fsd) が出来る限り 20% 以下になるまでヒストリーをかせいた。

(脚注) 第1壁：核融合炉においてプラズマに直接面する壁の総称。FERにおいては遮蔽体がプラズマを取り囲んでいるので、遮蔽体の前面(プラズマ側)が第1壁である。なお Fig. 2.1-1 では形状モデルの上端が第1壁である。

上述したストレートなギャップ体系以外に、段差によるストリーミング低減効果を確認するため Fig. 2.1 - 3 に示したような段差形状ギャップ体系を用いたDOT 3.5 による計算を実施した。遮蔽厚 $L = 100\text{ cm}$ 、ギャップ幅 $W = 1\text{ cm}$ の体系で、段差位置は遮蔽厚の半分 (50cm) の位置でオフセット幅はギャップ幅の 2 倍 (即ち $2W = 2\text{cm}$)とした。

Table 2.1-1 Energy Structure of the 54 Group Gamma Ray Cross Section Set GROUPIN and the Flux to Dose Conversion Factor GFLXDOSE (MeV/(photon·cm⁻²·s⁻¹))⁽⁹⁾

NO.	E(MeV)	C(E)*	NO.	E(MeV)	C(E)*
1	3.0	-2.7×10^{-4}	28	0.30	-0.27×10^{-5}
2	2.7	-2.5×10^{-4}	29	0.27	-0.25×10^{-5}
3	2.5	-2.3×10^{-4}	30	0.25	-0.23×10^{-5}
4	2.3	-2.1×10^{-4}	31	0.23	-0.21×10^{-6}
5	2.1	-2.0×10^{-4}	32	0.21	-0.20×10^{-6}
6	2.0	-1.9×10^{-4}	33	0.20	-0.19×10^{-6}
7	1.9	-1.8×10^{-5}	34	0.19	-0.18×10^{-6}
8	1.8	-1.7×10^{-5}	35	0.18	-0.17×10^{-6}
9	1.7	-1.6×10^{-5}	36	0.17	-0.16×10^{-6}
10	1.6	-1.5×10^{-5}	37	0.16	-0.15×10^{-6}
11	1.5	-1.4×10^{-5}	38	0.15	-0.14×10^{-6}
12	1.4	-1.3×10^{-5}	39	0.14	-0.13×10^{-6}
13	1.3	-1.2×10^{-5}	40	0.13	-0.12×10^{-6}
14	1.2	-1.1×10^{-5}	41	0.12	-0.11×10^{-6}
15	1.1	-1.0×10^{-5}	42	0.11	-0.10×10^{-6}
16	1.0	-0.9×10^{-5}	43	0.10	-0.09×10^{-6}
17	0.9	-0.81×10^{-5}	44	0.09	-0.081×10^{-6}
18	0.81	-0.73×10^{-5}	45	0.081	-0.073×10^{-6}
19	0.73	-0.66×10^{-5}	46	0.073	-0.066×10^{-6}
20	0.66	-0.60×10^{-5}	47	0.066	-0.060×10^{-6}
21	0.60	-0.55×10^{-5}	48	0.060	-0.055×10^{-6}
22	0.55	-0.50×10^{-5}	49	0.055	-0.050×10^{-6}
23	0.50	-0.45×10^{-5}	50	0.050	-0.045×10^{-6}
24	0.45	-0.40×10^{-5}	51	0.045	-0.040×10^{-6}
25	0.40	-0.36×10^{-5}	52	0.040	-0.036×10^{-6}
26	0.36	-0.33×10^{-5}	53	0.036	-0.033×10^{-6}
27	0.33	-0.30×10^{-5}	54	0.033	-0.030×10^{-6}

* Normalization factor of 0.0508 should be used with GFLXDOSE to get dose rate in the unit of rem·h⁻¹.

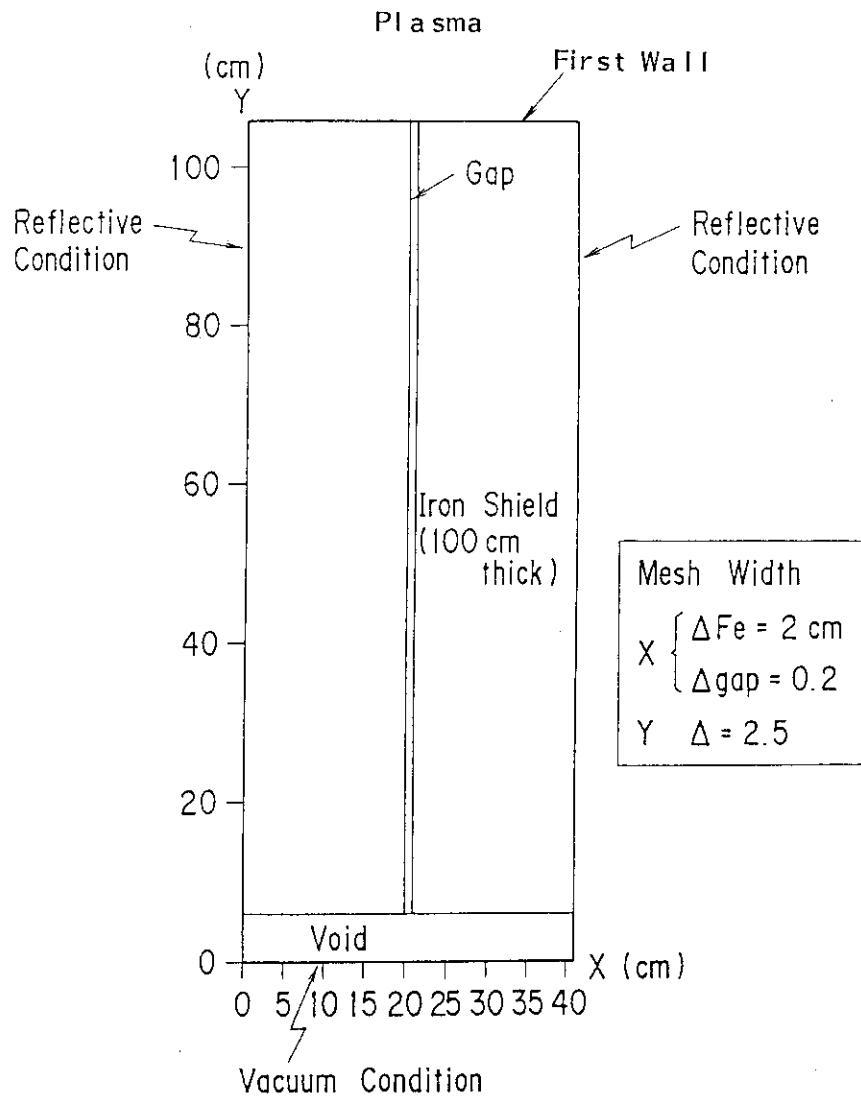


Fig. 2.1-1 Two-Dimensional Geometrical Model for DOT 3.5

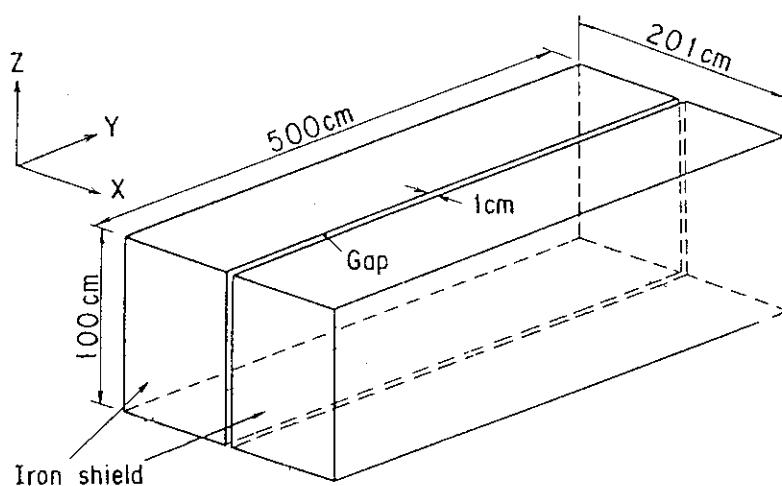


Fig. 2.1-2 Three-Dimensional Geometrical Model for MORSE

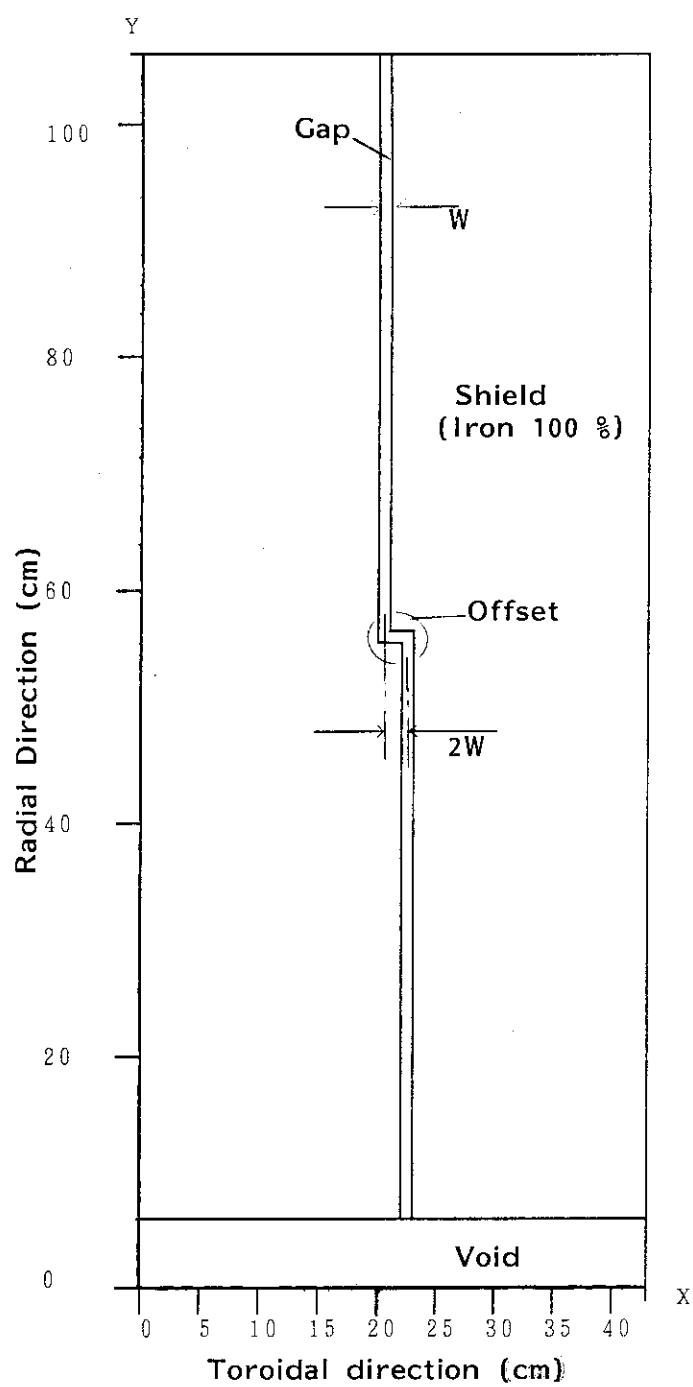


Fig. 2.1-3 Geometrical Model for Gap with Single Offset

2.2 計算結果

2.2.1 S_N 計算とモンテカルロ計算との比較

遮蔽厚 $L = 100\text{ cm}$, ギャップ幅 $W = 1\text{ cm}$, ガンマ線源エネルギー $E = 2.5\text{ MeV}$, 減衰係数 $\mu = 0.1\text{ cm}^{-1}$ の体系でのギャップ中の全ガンマ線束の減衰傾向について DOT 3.5 と MORSE の結果を比較したものを Fig. 2.2-1 に示した。DOT 3.5 の計算については角度分割が非対称 166 分点のものその他、対称 48 分点、非対称 418 分点（前方 403 分点）の結果も示した。166 分点の計算結果はモンテカルロ計算結果とかなり良く一致している。90~100 cm の領域でモンテカルロ結果が低目になっているのは、到達する粒子がまだ少なく、ヒストリーが十分でないことが原因と考えられる。遮蔽前半部では全ての S_N 計算結果がほぼ等価であるが、後半部では 48 分点と 418 分点のものは 166 分点のものに比べいくらか過少評価気味となる。遮蔽体（鉄）部分でのパルク減衰傾向は全ての S_N 計算結果がほぼ完全に一致している。角度分点が多いものが必ずしも最良の結果を与えないことを考えると、体系により最適な角度分割が存在するかもしれないがここではこれ以上の検討は行わない。 S_N 計算の場合一般に ray-effect による過少評価が問題となるが、本ケースの場合にはそれほど大きな効果はみられない。以後の DOT 3.5 計算においては 166 分点のものを標準的に使用することとした。

2.2.2 ギャップ中のガンマ線フラックスの減衰

ギャップ中の長さ方向のガンマ線フラックスの減衰の様子をギャップ幅をパラメータとして Fig. 2.2-2 に示す。結果は $I_0 = 1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ として規格化している。ギャップ幅が大きいほど当然減衰は緩やかとなっている。線源強度減衰係数 (μ) をパラメータとして表示した結果を Fig. 2.2-3 に示した。 μ が小さいほど遮蔽外側部での線源強度が強いので、減衰は緩やかである。これらの減衰曲線はギャップ幅や線源強度分布の他、線源エネルギーにも依存すると思われ、一般的な定式化はかなり難しい。ここでは、 $\mu = 0.1\text{ cm}^{-1}$, $E = 2.5 (\sim 2.7)\text{ MeV}$ の条件の場合の減衰曲線 (Fig. 2.2-2) を次式で近似した。

$$\phi_G = ax^b \quad (100 \leq x \leq 200) \quad (1)$$

ここで,
 ϕ_G : ギャップ中の規格化されたフラックス
 x : 第 1 壁からの距離 (cm)
 a, b : フィッティングパラメータ

ギャップ幅 0.5, 1, 5 cm に対するパラメータ a, b の値を Table 2.2-1 に示した。

次にギャップ中のフラックスに対する線源領域の大きさの効果を調べた。Fig. 2.1-1 に示した基本体系の場合、線源の大きさ（即ち幅）はギャップの端から 20 cm である。ギャップの端から測った線源幅とギャップ中のフラックスの関係を Fig. 2.2-4 に示す。ギャップから 10 cm 以上離れたガンマ線源からの寄与は非常に小さい（数%以下）ことが分かる。

ギャップ中のフラックス減衰傾向との比較のためパルクの遮蔽体（鉄）中の減衰曲線を Fig. 2.2-5 に示した。減衰はほぼ指数関数で近似される。

$$\phi_B = \phi_0 e^{-\xi x} \quad (2)$$

ここで、

ϕ_B : 遮蔽体中のガンマ線フラックス

ϕ_0 : $x = 0$ cmにおけるフラックス（但し実際の計算値でなく、(2)式から求めた外挿値）

x : 第1壁からの距離 (cm)

ξ : フラックス減衰係数 (cm^{-1})

$E = 2.5$ (~ 2.7) MeV, $\mu = 0.05, 0.1, 0.15 \text{ cm}^{-1}$ の線源条件に対する ϕ_0 と ξ の値を Table 2.2-2 に示した。線源強度減衰係数 (μ) と フラックス減衰係数 (ξ) はほぼ等しくなっている（即ち $\mu = \xi$ ）ことが分かる。

2.2.3 ギャップ出口のガンマ線フラックスの各パラメータへの依存性

線源エネルギー, $E = 2.5$ (~ 2.7) MeV, 強度減衰係数, $\mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$ の場合に対し、ギャップ出口の全ガンマ線束をギャップ幅の関数としてプロットした結果を Fig. 2.2-6 に示す。なお遮蔽体厚さ ($L = 100, 150, 200$ cm) をパラメータとした。フラックスは第1壁側の線源強度 (I_0) を $1 \text{ photon cm}^{-3} \text{s}^{-1}$ として規格化している。ギャップ幅が $0 \sim 1$ cm の間でフラックスが急激に増加しておりその増加率は遮蔽体が厚いほど大きい。ギャップ幅が 1 cm を超えると フラックスの増加傾向はかなり緩和される。次にギャップ幅をパラメータにして、遮蔽厚さの関数としてプロットした結果を Fig. 2.2-7 に示す。遮蔽厚が増加するとフラックスは当然低下するがバルク的には数 cm で 1 術減衰することを考えれば減衰率は極めて小さい。

線源エネルギー, $E = 2.5$ (~ 2.7) MeV, ギャップ幅, $W = 1$ cm の場合に対し、線源強度減衰係数 (μ) の関数としてギャップ出口フラックスをプロットした結果を Fig. 2.2-8 に示す。減衰係数が小さい場合には遮蔽体外側部での線源強度が強いので当然フラックスは大きくなる。減衰係数が大きくなると遮蔽体外側部の線源強度は小さくなり、線源強度が大きい遮蔽内側部からのストリーミング成分の寄与が大きくなると考えられる。

ギャップ幅, $W = 1$ cm, 線源強度減衰係数, $\mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$ の場合に対し、線源エネルギー (E) の関数としてギャップ出口フラックスをプロットした結果を Fig. 2.2-9 に示す。線源エネルギーが高いほど、透過およびストリーミングしやすくなると考えられるので、ギャップ出口フラックスはエネルギーが高いほど大きくなる。ただしその変化はそれほど大きくない。

以上の結果はギャップ出口付近での全ガンマ線束を表示したが、実際の設計ではガンマ線の線量率の形で表示した方が便利な場合も多い。この場合各パラメータへの依存性は上述したフラックスの内容と全く同じである。結果のグラフは付録にまとめておいた。

2.2.4 ピーキング係数

バルク遮蔽体系での遮蔽外側のフラックスあるいは線量率が知られている場合、ギャップがある場合とない場合のフラックス又は線量率の比としてのピーキング係数をあらかじめ求めておけばギャップ出口付近のフラックス又は線量率を簡単に計算することが出来る。ここでは上述したパ

ラメータ計算結果をギャップが無い体系でのバルク減衰計算結果と比較することにより、ギャップ出口付近でのピーキング係数を求めた。なおこの計算では遮蔽体として鉄を仮定しているのでバルク減衰率が大きく異なる遮蔽材料体系には適用出来ない。

ギャップが無いバルク遮蔽透過後の全ガンマ線フラックスおよび線量率をTable 2.2-3に示した。フラックス／線量率変換係数⁽⁹⁾はTable 2.1-1に示されている。

ピーキング係数のギャップ幅依存性をFig. 2.2-10に示す。遮蔽厚が大きいほどバルク減衰率とギャップ中での減衰率の差が大きいのでピーキング係数が大きい。またギャップ幅0~1cm間の立上りがかなり急である。

ピーキング係数の遮蔽厚依存性をFig. 2.2-11に図示した。ギャップ幅をパラメータとして図示してあるが、各ギャップ幅とも遮蔽厚に関して単調に（指数関数的に）増加している。

線源強度減衰係数に対する依存性をFig. 2.2-12に図示した。各遮蔽厚ともきわめて強い依存性を示している。 $\mu = 0.05$ 以下ではピーキングはほとんど見られない。これは μ が小さい場合遮蔽外側部での線源強度が大きいので遮蔽外側のフラックスおよび線量率はバルク減衰からの寄与で決定されるためである。

最後に線源のエネルギー依存性をFig. 2.2-13に示した。エネルギー依存性はほとんどなく、ピーキング係数はサーベイしたエネルギー範囲ではほぼ一定である。

2.2.5 段差形状効果

Fig. 2.1-3に示した1段の段差（オフセット2cm）付きのギャップ幅1cmの体系におけるギャップ中のガンマ線フラックスの減衰傾向をFig. 2.2-14に示した。比較のためストレートギャップの場合とバルク減衰の場合の減衰曲線もあわせて示した。ストレートギャップに比べて、1段の段差により出口付近のフラックスはファクタ2強だけ減少している。全く同じ遮蔽体系でギャップ入口側に面線源を置いた中性子ギャップストリーミングの場合、段差による低減ファクタが数百のオーダーであった⁽⁶⁾ことに比べると今回の体積線源条件においては段差形状効果は非常に小さい。線源強度減衰係数(μ)が大きい場合には、ギャップ入口側の面線源条件に近くなるので段差効果は増大することが考えられるが、 $\mu = 0.1$ 程度の条件ではあまり大きな効果は期待できない。ただしこれはあくまでもガンマ線ストリーミングに対する直接的な効果が小さいということで放射化の原因となる中性子のストリーミングに対しては前述したように大きな効果があるので総合的に考えればやはり段差形状はストリーミング低減に対して有効な対策である。

Table 2.2-1 Fitting Parameters, a and b for the Approximate Equation to Calculate Gamma Ray Flux in the Void Gap

	Gap Width (cm)		
	0.5	1.0	5.0
a	7.91×10^5	2.43×10^3	9.62×10^2
b	-4.45	-3.10	-2.63

Source Energy, $E = 2.5\sim 2.7$ MeV

Source Intensity Attenuation Coefficient, $\mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$

Source Intensity at the First Wall, $I_0 = 1 \text{ photon.cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$

Table 2.2-2 Fitting Parameters, ϕ_0 and ξ for the Approximate Equation to Calculate Gamma Ray Flux in the Iron Bulk Shield

	Source Intensity Attenuation Coefficient (cm^{-1})		
	0.05	0.1	0.15
ϕ_0	10.13	11.39	13.30
ξ	0.05020	0.09997	0.1496

Source Energy, $E = 2.5\sim 2.7$ MeV

Source Intensity at the First Wall, $I_0 = 1 \text{ photon.cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$

Table 2.2-3 Gamma Ray Flux and Dose Rate behind Bulk Iron Shield Normalized to the Source Intensity Condition of 1 photon $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ at the First Wall

$E = 2.5 \text{ MeV}$

$\mu \text{ (cm}^{-1}\text{)}$	100	150	200
0.0	3.77 1.69-5*		
0.05	3.17-2 1.38-7	2.59-3 1.13-8	2.14-4 9.30-10
0.1	2.73-4 1.15-9	1.93-6 8.06-12	1.28-8 5.32-14
0.15	2.62-6 1.04-11	1.47-9 5.84-15	8.16-13 3.25-18

$\mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$

$E \text{ (MeV)}$	100	150	200
0.5	1.21-4 1.15-10	8.33-7 7.78-13	
1.0	1.88-4 3.34-10	1.26-6 2.24-12	
2.5	2.73-4 1.15-9	1.93-6 8.06-12	1.28-8 5.32-14

upper : Gamma Ray Flux ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

Lower : Gamma Ray Dose Rate ($\text{rem} \cdot \text{h}^{-1}$)

* Read as 1.69×10^{-5}

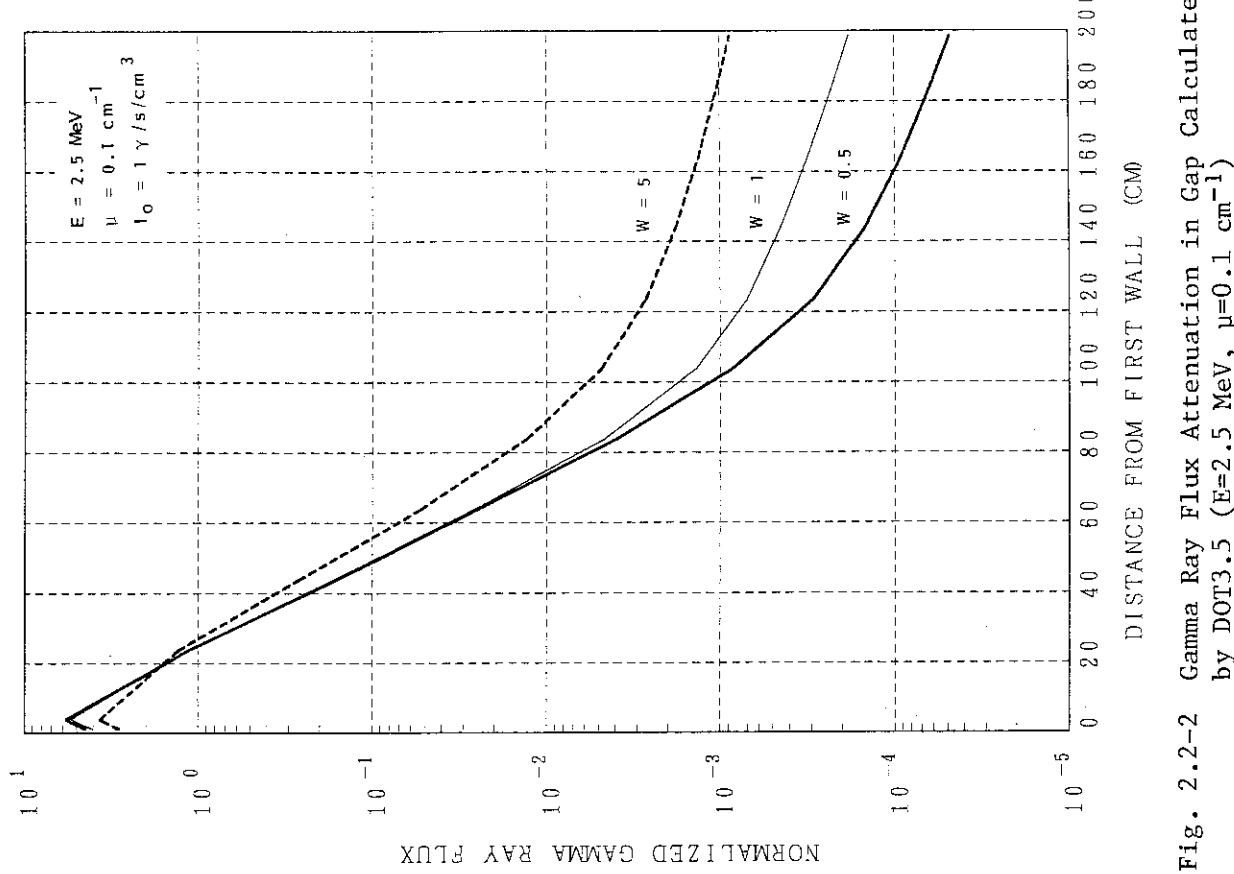


Fig. 2.2-2 Gamma Ray Flux Attenuation in Gap Calculated by DOT3.5 ($E=2.5 \text{ MeV}$, $\mu=0.1 \text{ cm}^{-1}$)

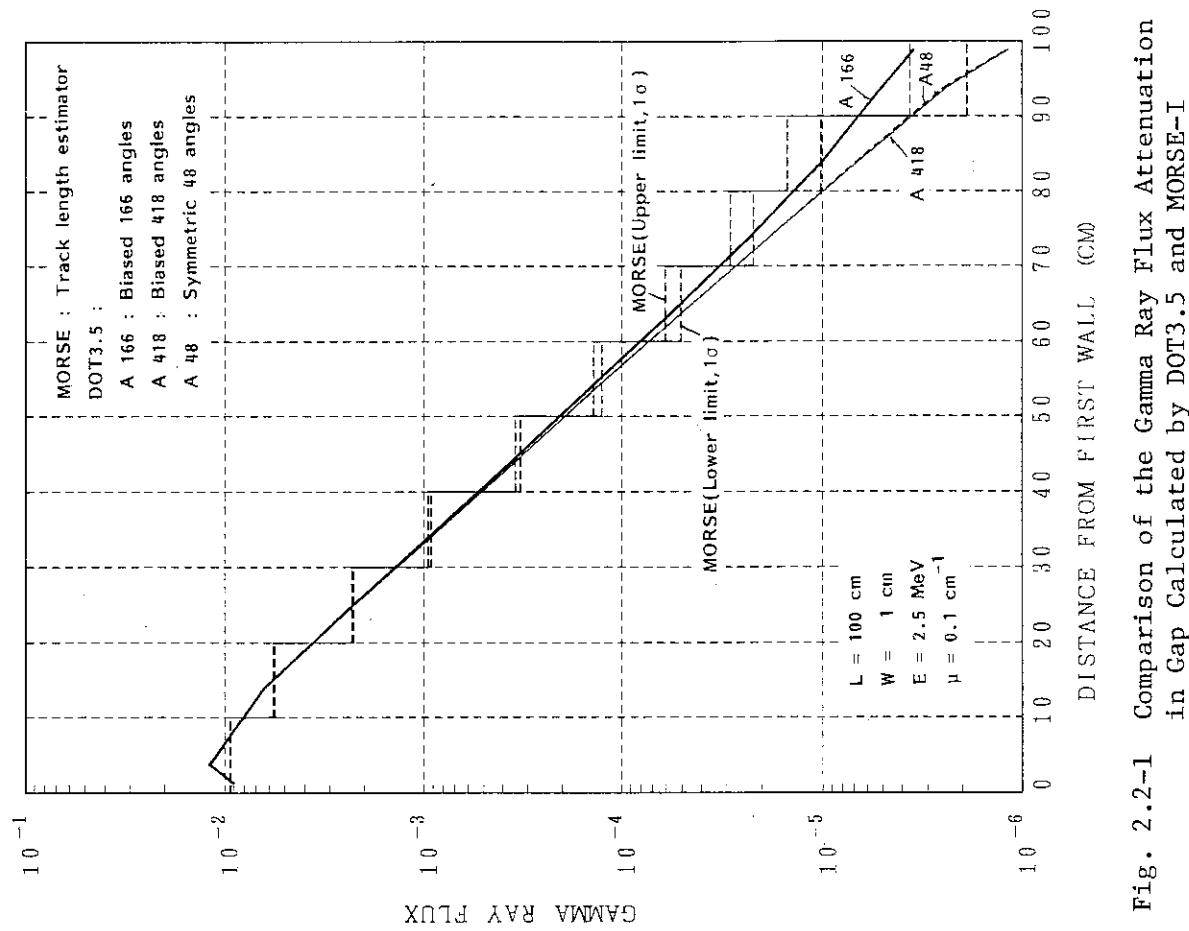
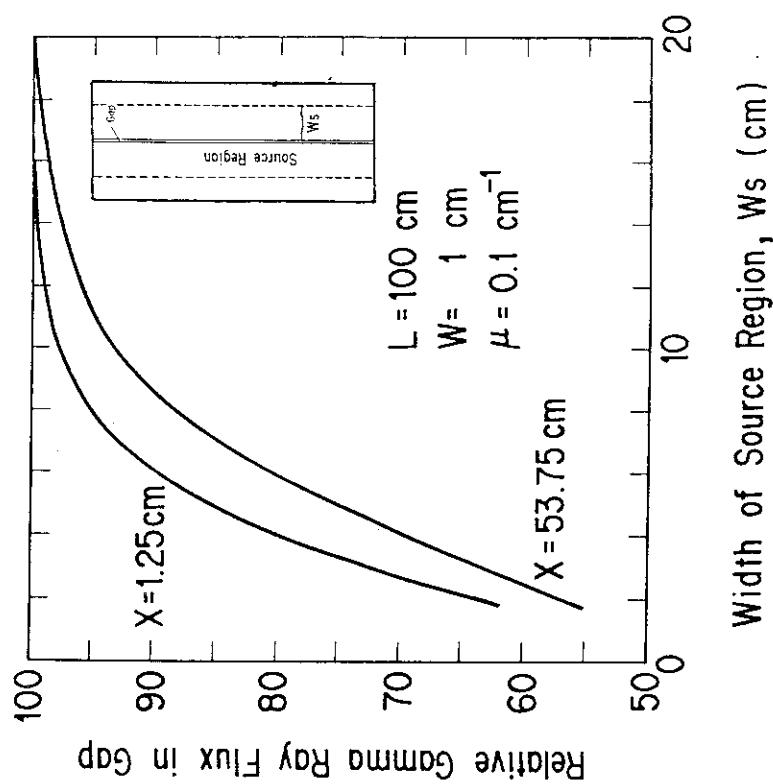
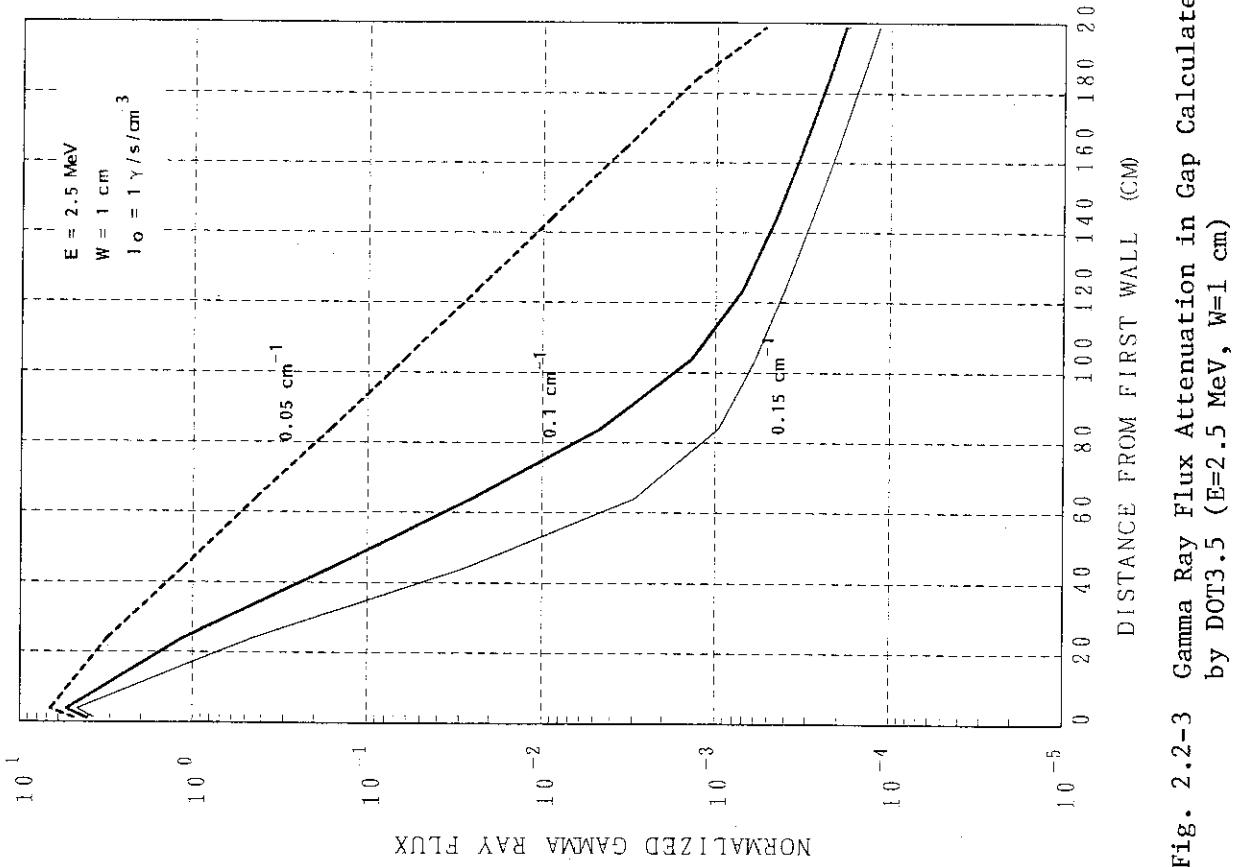


Fig. 2.2-1 Comparison of the Gamma Ray Flux Attenuation in Gap Calculated by DOT3.5 and MORSE-I



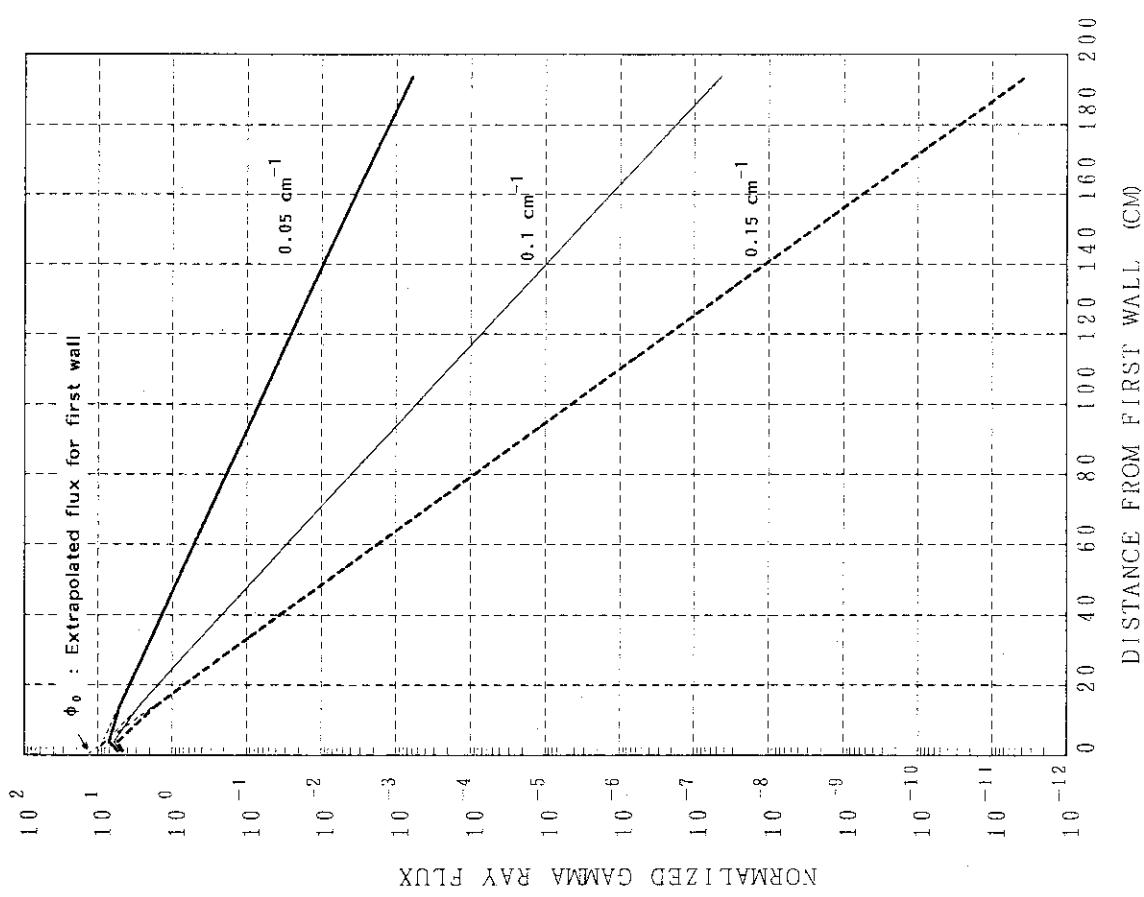


Fig. 2.2-5 Gamma Ray Flux Attenuation in Shield
Calculated by DOT3.5 (E=2.5~2.7 MeV,
 $I_0=1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

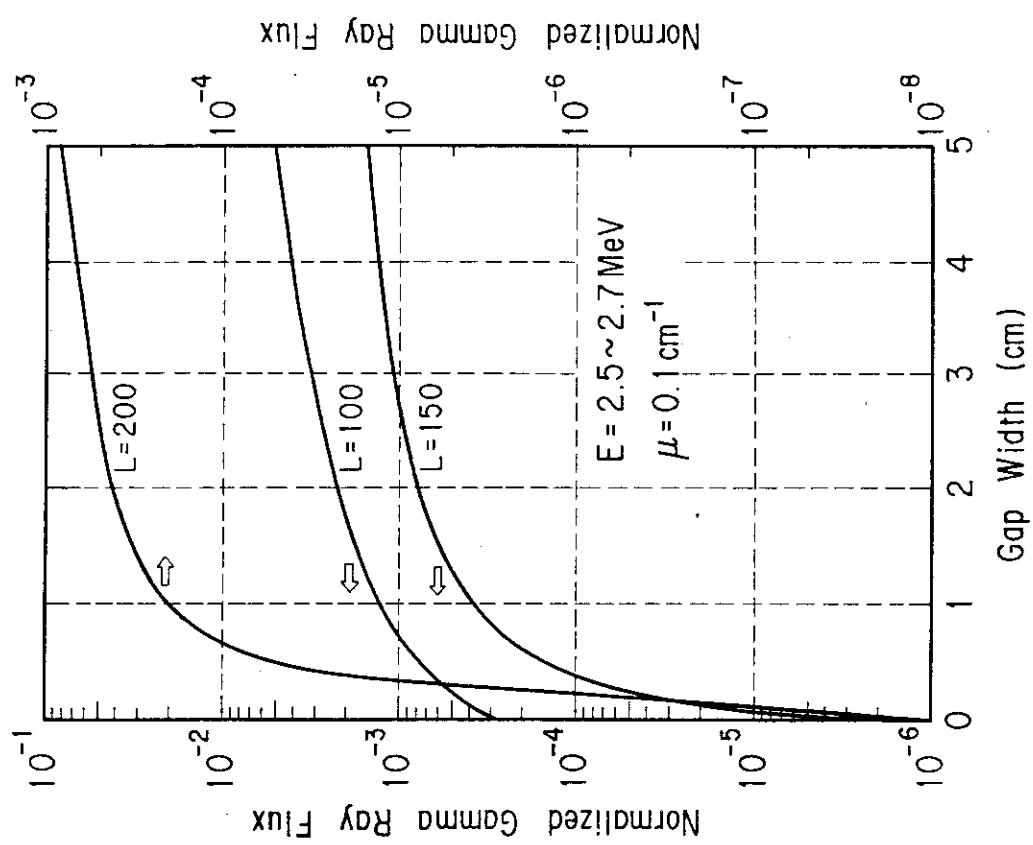


Fig. 2.2-6 Gamma Ray Flux at the Gap Exit as a Function
of Gap Width ($I_0=1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

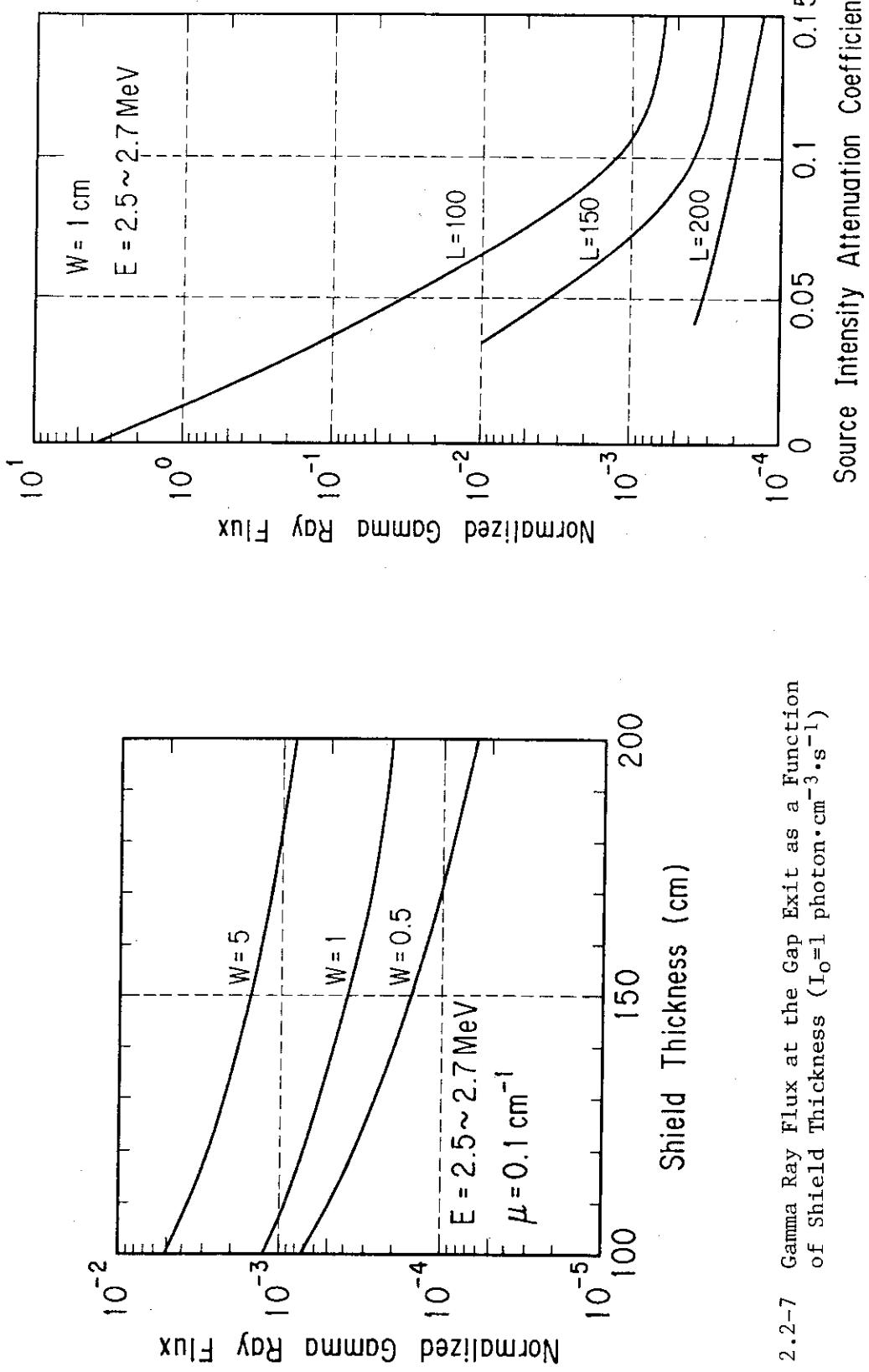


Fig. 2.2-7 Gamma Ray Flux at the Gap Exit as a Function of Shield Thickness ($I_0=1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

Fig. 2.2-8 Gamma Ray Flux at the Gap Exit as a Function of Source Intensity Attenuation Coefficient ($I_0=1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

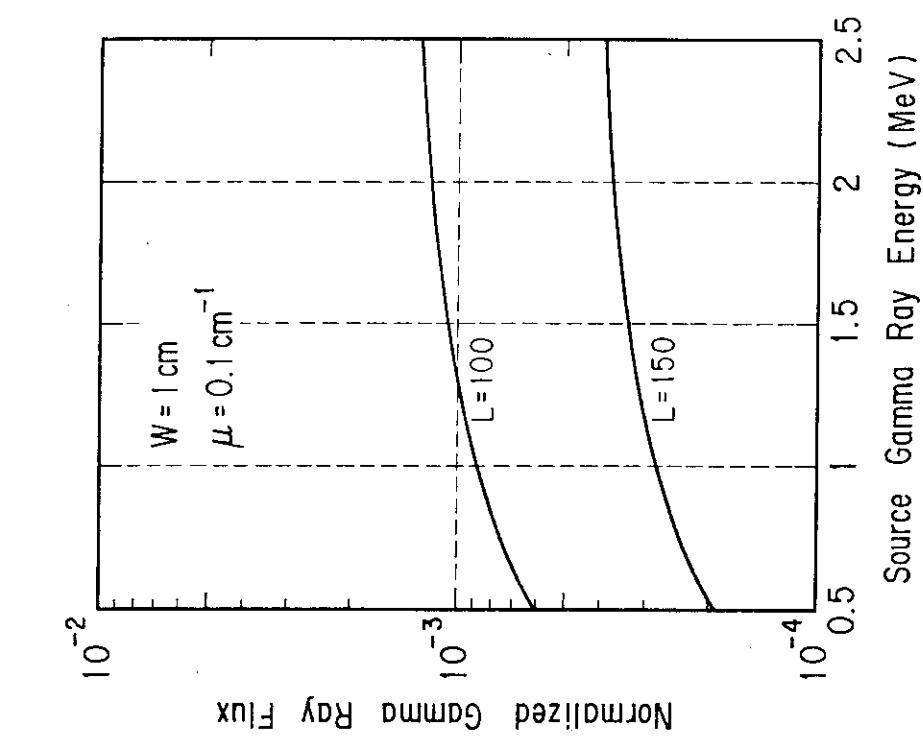


Fig. 2.2-9 Gamma Ray Flux at the Gap Exit as a Function of Source Gamma Ray Energy ($I_0 = 1 \text{ photon} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

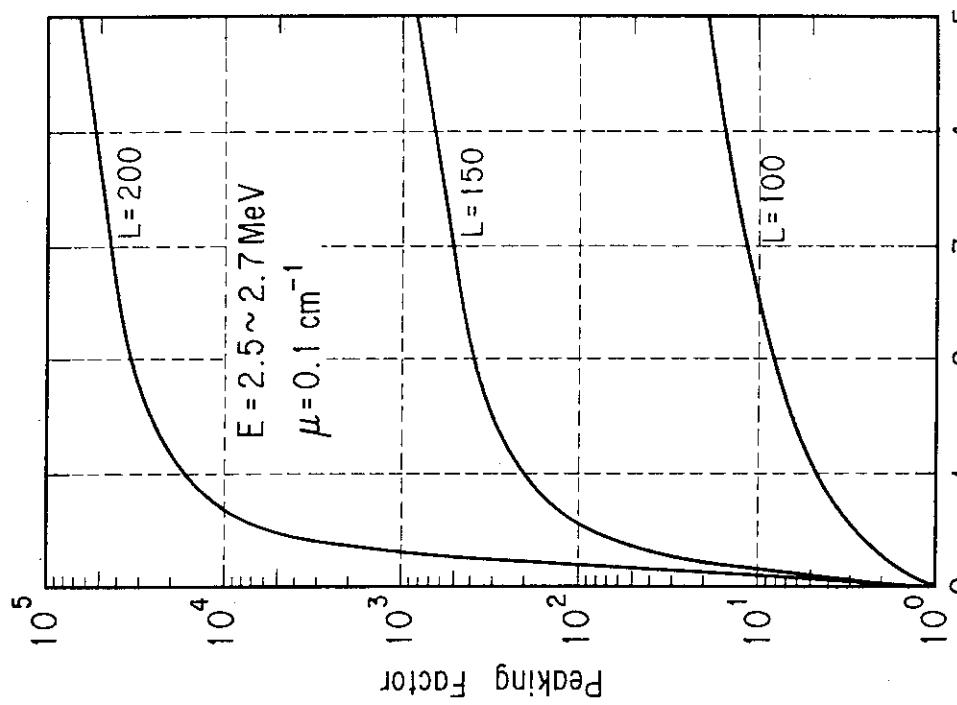


Fig. 2.2-10 Peaking Factor at the Gap Exit as a Function of Gap Width

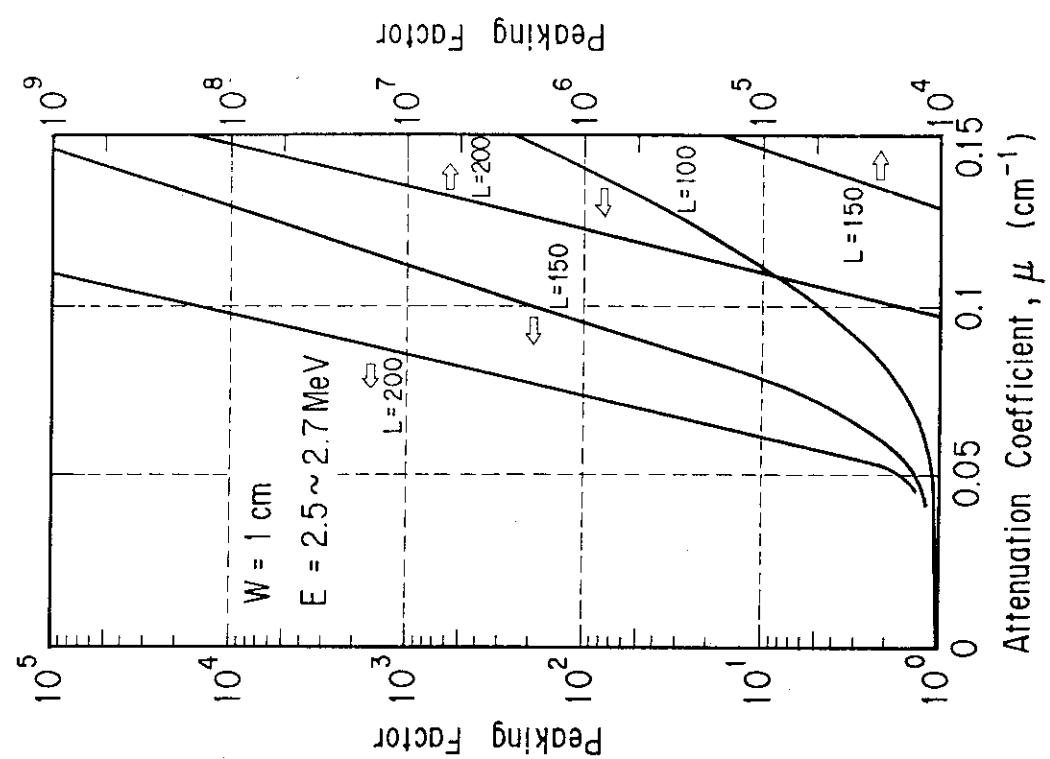


Fig. 2.2-12 Peaking Factor as a Function of Source Intensity Attenuation Coefficient

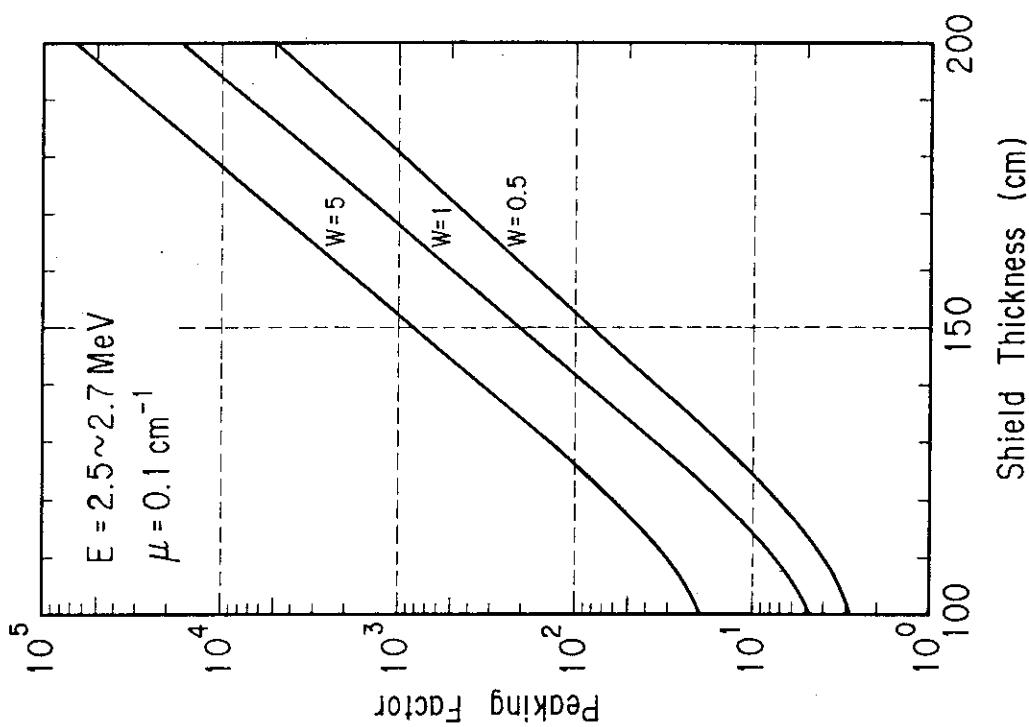


Fig. 2.2-11 Peaking Factor at the Gap Exit as a Function of Shield Thickness

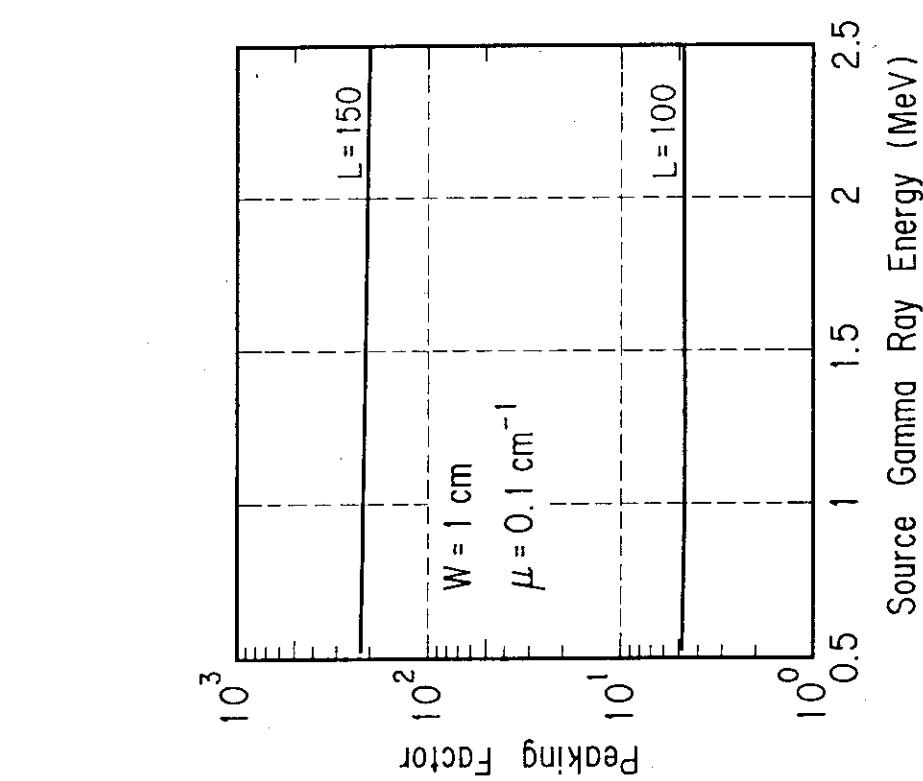


Fig. 2.2-13 Peaking Factor at the Gap Exit as
a Function of Source Gamma Ray Energy

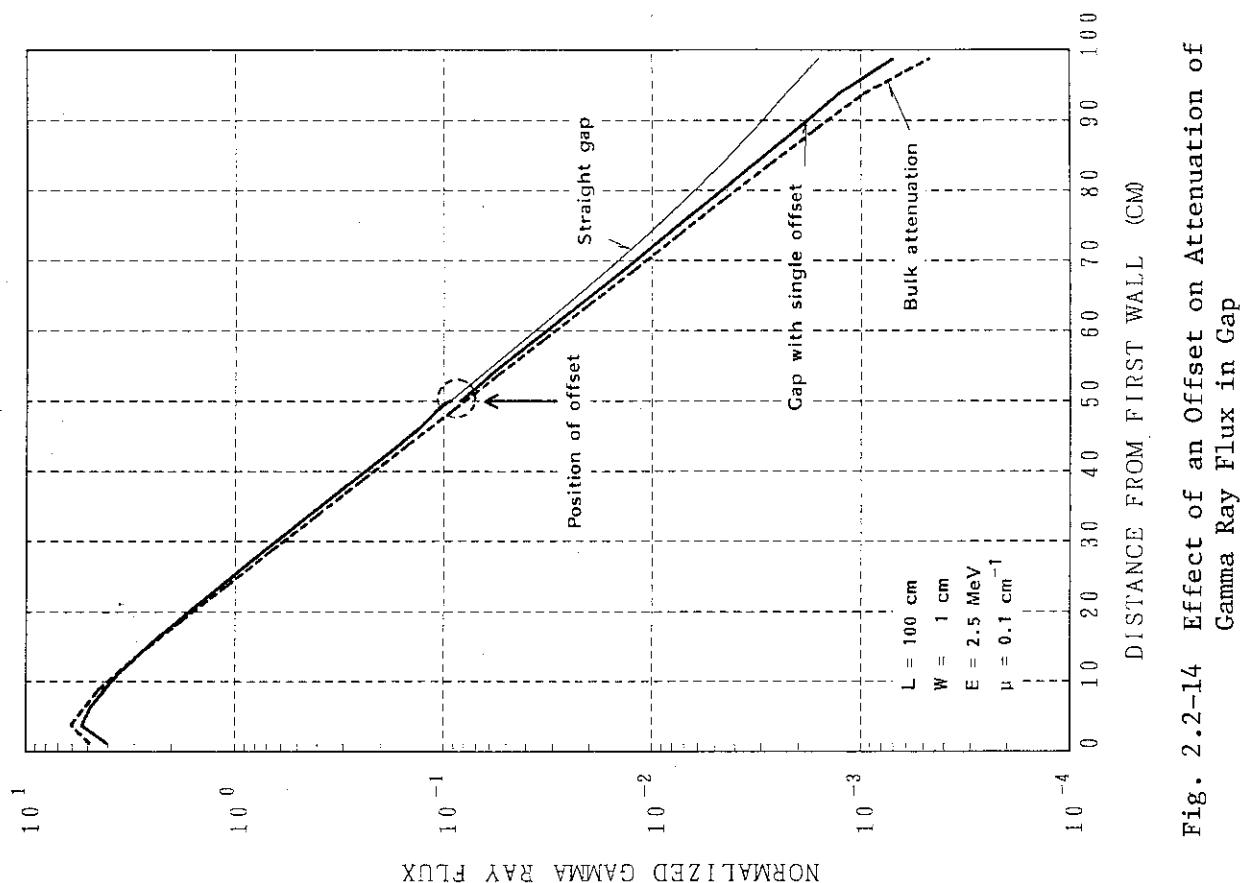


Fig. 2.2-14 Effect of an Offset on Attenuation of
Gamma Ray Flux in Gap

2.3 まとめ

第2章における検討により得られた主要な結論を次に列挙する：

- (1) 2次元 S_N 計算とモンテカルロ計算の結果が比較的良く一致していることから、今回の体積線源体系ではレイエフェクトによる過少評価は大きな問題にはならない。
- (2) 体積線源（指数関数減衰係数、 μ ）の場合、バルクのガンマ線フラックス減衰は指数関数で近似でき、その減衰係数（ ξ ）は $\xi = \mu$ である。
- (3) ギャップ中のガンマ線フラックスの減衰は、 $\phi = a x^b$ (a, b はフィッティングパラメータ) の形に近似した。 a, b の値はギャップ幅、線源強度分布 (μ) や線源エネルギーに依存する。
- (4) ギャップ出口のガンマ線フラックスの各パラメータ（ギャップ幅、遮蔽厚さ、線源強度分布、線源エネルギー）への依存性を明らかにし、図表化した。
- (5) ギャップ出口でのピーキング係数（バルク減衰フラックスとの比）の上記各パラメータへの依存性を明らかにし、図表化した。
- (6) $\mu = 0.1$ 程度の体積線源条件では段差によるストリーミング低減効果はファクタ 2 程度と比較的小さい。

3. 核融合炉における崩壊ガンマ線の線源特性の検討

3.1 誘導放射能計算方法

遮蔽体は炉運転中に核融合中性子の照射を受けて放射化する。生成核種は遮蔽体の材料に依存するが、ここでは次期核融合装置において使用されると予想されるオーステナイト鋼（SS 316）を主要遮蔽材とする。この他冷却材と兼用される水（H₂O）も主要遮蔽材料であるが炉停止後的主要な放射性核種生成の親核種となることはない。

本節ではまず遮蔽体に生成される放射性核種を計算する。Fig. 3.1-1 にバルク遮蔽体の1次元円筒モデルを示す。材料組成は SS 316 - 85 %, H₂O - 15 % の均質混合とした。14 MeV の DT 核融合中性子はプラズマ領域で一様、等方に発生するものと仮定した。中性子発生密度は第1壁の平均中性子壁負荷が核融合実験炉の仕様値～1 MW/m² になるように与える（規格化方法の詳細は文献(11)参照）。中性子の輸送計算は1次元 S_N コード ANISN⁽¹²⁾ を用いて P₅ - S₈ 近似で行なった。群定数は中性子42群・ガンマ線21群結合断面積セット GICX 40⁽¹³⁾ を用いた。輸送計算に用いた材料の原子組成を Table 3.1-1 に示す。

誘導放射能計算は THIDA-2 コードシステム⁽⁹⁾ を用いて行なった。考慮した核種とその原子数を Table 3.1-2 に示す。炉の運転条件は 110 日の連続運転を仮定した（～0.3 MWY/m² の累積中性子壁負荷となる）。また運転時間によるガンマ線源特性の変化を調べるため、1年（1 MWY/m²）と 3 年（3 MWY/m²）の連続運転に対する計算も実施した。

ギャップがある体系の DT 中性子の輸送計算は Fig. 3.1-2 に示した 2 次元 X-Y 体系で、2 次元 S_N コード DOT 3.5 を用いて行なった。群定数は中性子42群、ガンマ線21群の結合断面積セット GICX 40 を用いた。ルジャンドル展開次数は P₃ とし、角度分割は前方向成分を詳細化した非等方 166 分点（前方 133 分点）セットを用いた。線源条件は、体系上端（第1壁）の境界線源とし、第1群（15～13.72 MeV）の単色エネルギーで、等方（ただし体系内方向への半球のみ）と仮定した。

遮蔽体の材料組成は上述したバルク体系計算で述べたものと同じ、即ち SS 316 - 85 %, H₂O - 15 % の均質組成とした。誘導放射能の計算は THIDA-2 コードシステムを用いて行なった。

Table 3.1-1 Number Densities of Various Materials used
for Shielding Calculations

Material	Element	Number Density (n/cm ³)
Plasma	He	1.0×10^{13}
316SS	Mo	1.255×10^{21}
	Cr	1.575×10^{22}
	Ni	9.848×10^{21}
	Fe	5.909×10^{22}
H_2O	H	6.686×10^{22}
	O	3.343×10^{22}
Air	N	4.22×10^{19}
	O	1.17×10^{19}

Table 3.1-2 Atomic Number Density of SS316
for Activation Calculation

Material	Element	No. Density (atoms/cm ³)	Iso-tope	Abundance Ratio (at.%)
SUS 316	C	2.801×10 ²⁰	¹² C ¹³ C	98.95 1.11
	Si	7.700×10 ²¹	²⁸ Si ²⁹ Si ³⁰ Si	92.23 4.67 3.10
	Mn	1.662×10 ²¹	⁵⁵ Mn	100
	P	4.034×10 ¹⁹	³¹ P	100
	S	1.799×10 ¹⁹	³² S ³³ S ³⁴ S ³⁶ S	95.02 0.75 4.21 0.017
	Ni	1.051×10 ²²	⁵⁸ Ni ⁶⁰ Ni ⁶¹ Ni ⁶² Ni ⁶⁴ Ni	68.3 26.1 1.13 3.59 0.91
	Cr	1.538×10 ²²	⁵⁰ Cr ⁵² Cr ⁵³ Cr ⁵⁴ Cr	4.35 83.79 9.50 2.36
	Mo	1.147×10 ²¹	⁹² Mo ⁹⁴ Mo ⁹⁵ Mo ⁹⁶ Mo ⁹⁷ Mo ⁹⁸ Mo ¹⁰⁰ Mo	14.8 9.3 15.9 16.7 9.6 24.1 9.6
	Fe	5.635×10 ²²	⁵⁴ Fe ⁵⁶ Fe ⁵⁷ Fe ⁵⁸ Fe	5.8 91.8 2.15 0.29
	Co	2.283×10 ²¹	⁵⁹ Co	100
	N	3.431×10 ¹⁹	¹⁴ N ¹⁵ N	99.63 3.66-3*

* Read as 3.66×10⁻³

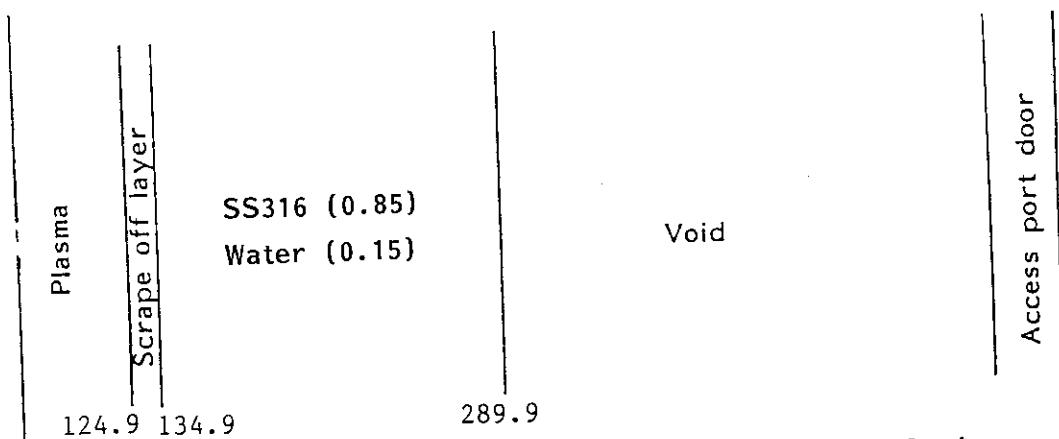


Fig. 3.1-1 One-Dimensional Cylinder Model for Calculating Induced Activity in Shield

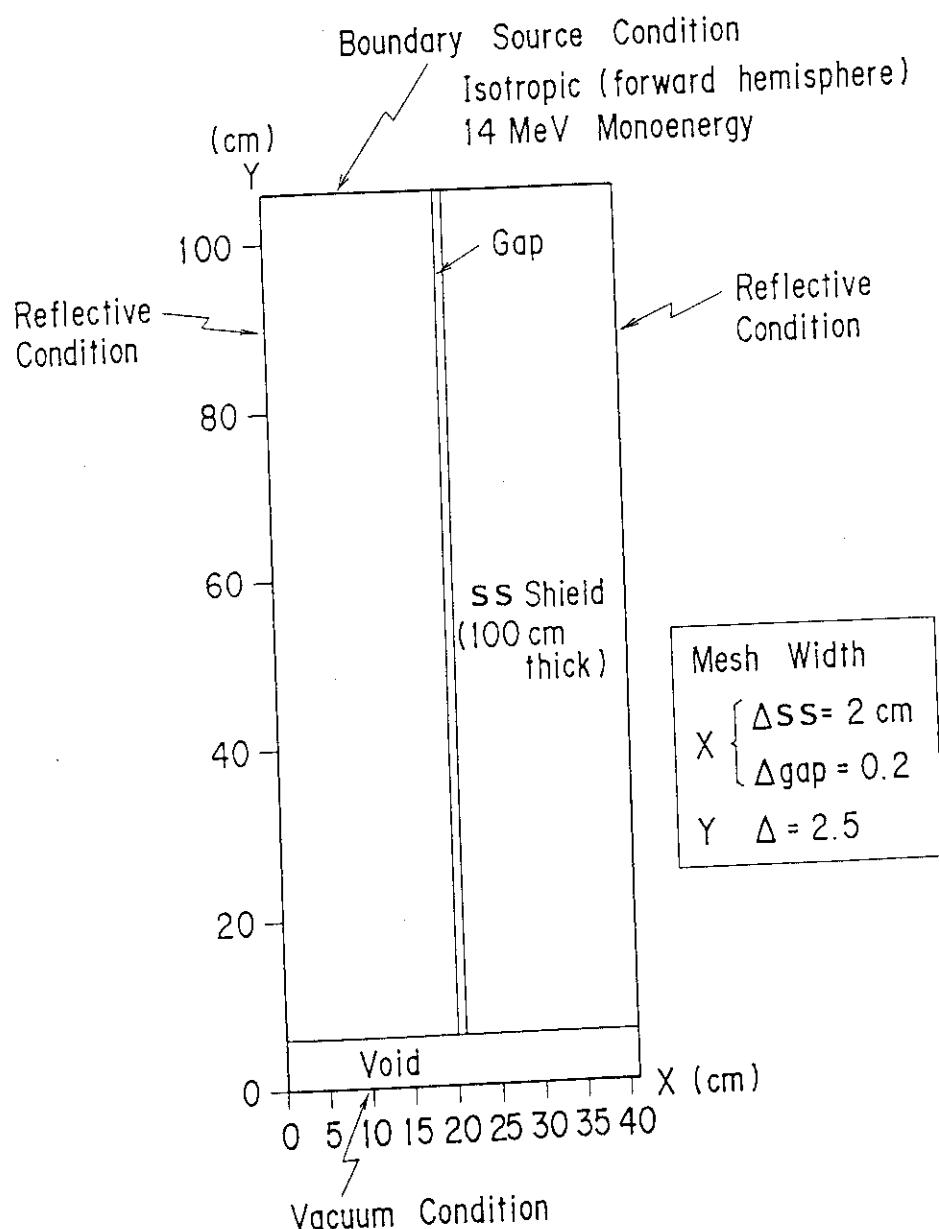


Fig. 3.1-2 Two-Dimensional Geometrical Model of DOT3.5 for Neutron Transport Calculation (Thickness of the shield ranges from 100 cm to 200 cm.)

3.2 バルク遮蔽体系における線源特性

3.2.1 炉運転中の中性子束とガンマ線束分布

中性子壁負荷 1MW/m^2 の時の炉運転中の中性子束 (14 MeV, 高速中性子 [$E > 0.1 \text{MeV}$] と全中性子) と 2 次ガンマ線束の減衰分布を Fig. 3.2-1 に示す。遮蔽体中の減衰はほぼ指數関数で近似される⁽¹⁾：

$$\phi = \phi_0 e^{-\eta x} \quad (3)$$

ここで、

ϕ : 中性子束あるいはガンマ線束

ϕ_0 : 第 1 壁での粒子束 (但し実際の計算値ではなく(3)式を用いて求めた外挿値)

η : 減衰係数 (cm^{-1})

x : 第 1 壁からの距離 (cm)

減衰係数 η と ϕ_0 の値は次のとおりである：

	$\eta (\text{cm}^{-1})$	$\phi_0 (\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1})$
14 MeV 中性子束	: 0.1537	3.871×10^{13}
高速中性子束 ($E > 0.1 \text{MeV}$)	: 0.1424	3.652×10^{14}
全 中性子束	: 0.1401	8.583×10^{14}
全ガンマ線束	: 0.1406	2.351×10^{14}

3.2.2 誘導放射能濃度分布

炉停止 1 日後の主要な誘導放射能核種の濃度 (Ci/cm^3) 分布 (フルエンス : 0.3MWY/m^2) を Fig. 3.2-2 に示す。第 1 壁近傍の 30 cm 程度を除いて減衰はほぼ一様で指數関数で近似出来る。これは第 1 壁近傍では中性子エネルギースペクトルが大きく変化するが、ある程度の厚さ以降はスペクトルの形がほぼ一定となるからと考えられる。また多くの核種は荷電粒子生成反応で生成されるのに対し、 ^{99}Mo と ^{60}Co は主に (n, γ) 反応で生成されるため両グループ間で減衰曲線の形状に差が生じている。

3.2.3 ガンマ線源の強度分布とエネルギースペクトル

フルエンスが 0.3MWY/m^2 の場合の誘導放射能から発生するガンマ線の発生強度 (photon/s/cm^3) の遮蔽体厚さ方向分布を Fig. 3.2-2 に合わせて示した。放射能濃度分布と同様な減衰傾向であり、指數関数で近似出来る。

遮蔽体中の線源強度分布を次式で近似する：

$$I = I_0 e^{-\epsilon x} \quad (4)$$

ここで、

I : 崩壊ガンマ線発生強度 ($\text{photon cm}^{-3} \text{s}^{-1}$)

I_0 : 第1壁 ($x = 0$) における強度 (但し実際の計算値でなく(4)式を用いて求めた外挿値)

ϵ : 減衰係数 (cm^{-1})

x : 第1壁からの距離 (cm)

フルエンス毎に I_0 と ϵ の値を Table 3.2 - 1 に示す。 ϵ の値は 0.142 ~ 0.143 程度である。前項で述べた中性子束の減衰係数と比較すると、高速中性子束の減衰係数には等しくなっている。なお第1壁の線源強度については1次元計算値 (ANISN) と2次元計算値 (DOT 3.5) とは4割程度の差が生じている。2次元計算では対向面からの反射中性子の入射が考慮されていないことも一因である。

フルエンスが $0.3 \text{ MWY}/\text{m}^2$ の場合の遮蔽体内の各地点 (第1壁から 0.5 cm, 50.5 cm, 100.5 cm, 154.5 cm) のガンマ線源のエネルギースペクトルを Fig. 3.2 - 3 から Fig. 3.2 - 6 に示す。スペクトルの形は微妙に変わっているが、各エネルギーグループの強度で重み付けして平均したエネルギーはどの位置のスペクトルもほぼ 0.56 MeV と一定である (Table 3.2 - 1 参照)。

ガンマ線線源強度と炉の運転時間 (フルエンス) との関係を Fig. 3.2 - 7 に示した。強度はフルエンスとともに増加し、第1壁近傍では $3 \text{ MWY}/\text{m}^2$ 付近で飽和傾向がみられるが、遮蔽体内部や外表面付近では、まだ増加傾向が続く。また Fig. 3.2 - 8 に示したように遮蔽体内部から外表面付近ではフルエンスとともにガンマ線平均エネルギーが上昇している。これは、Fig. 3.2 - 9 と Fig. 3.2 - 10 に示したエネルギースペクトルを $0.3 \text{ MWY}/\text{m}^2$ の場合 (Fig. 3.2 - 3 ~ Fig. 3.2 - 6) と比べてみるとわかるが、第12群と14群の ^{60}Co (半減期 5.27 年) の寄与が増大しているからと考えられる。

Table 3.2-1 Decay Gamma Ray Source Intensity and Mean Energy
at the Various Position in the Bulk Shield
Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4)

	0.5 cm (First Wall)	50.5 cm	154.5 cm	$\frac{\epsilon^c}{I_0}$
0.3 MWY/m ²	4.47 + 11 ^a (3.11 + 11) ^d	4.28 + 8	9.72 + 1	0.1425
	0.564 ^b	0.557	0.562	4.88 + 11
1 MWY/m ²	7.79 + 11	6.65 + 8	1.51 + 2	0.1429
	0.544	0.698	0.720	7.86 + 11
3 MWY/m ²	1.05 + 12 (7.34 + 11) ^d	1.06 + 9	2.45 + 2	0.1423
	0.548	0.859	0.887	1.19 + 12

a. Decay Gamma Ray Source Intensity (photon cm⁻³ s⁻¹). Read as 4.47×10^{11}

b. Mean Energy of Gamma Ray Source, (MeV)

c. $I = I_0 e^{-\epsilon x}$, I_0 : Extrapolated value for first wall
 ϵ : Attenuation coefficient (cm⁻¹)

d. Results calculated by DOT3.5

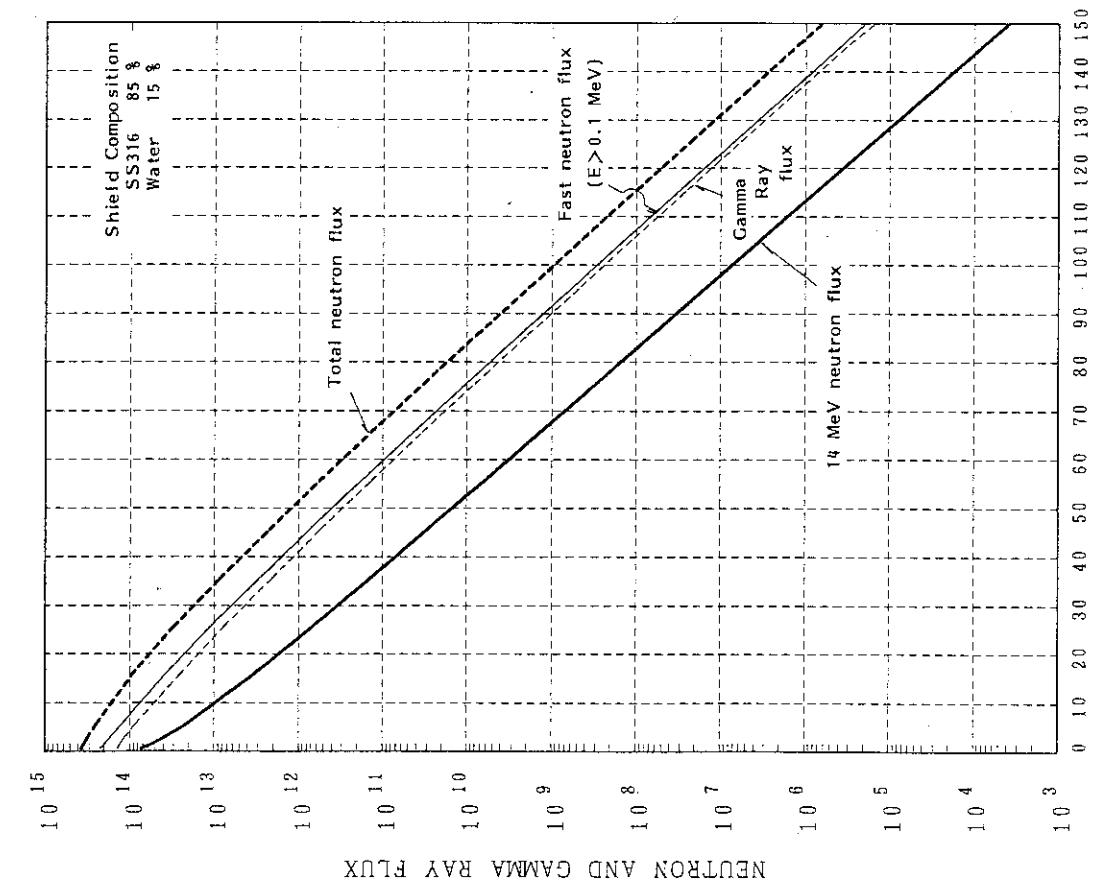


Fig. 3.2-1 Attenuation of Neutron and Gamma Ray Fluxes in Shield Calculated by ANISN (Normalized to the Neutron Wall Load, 1 MW/m^2)

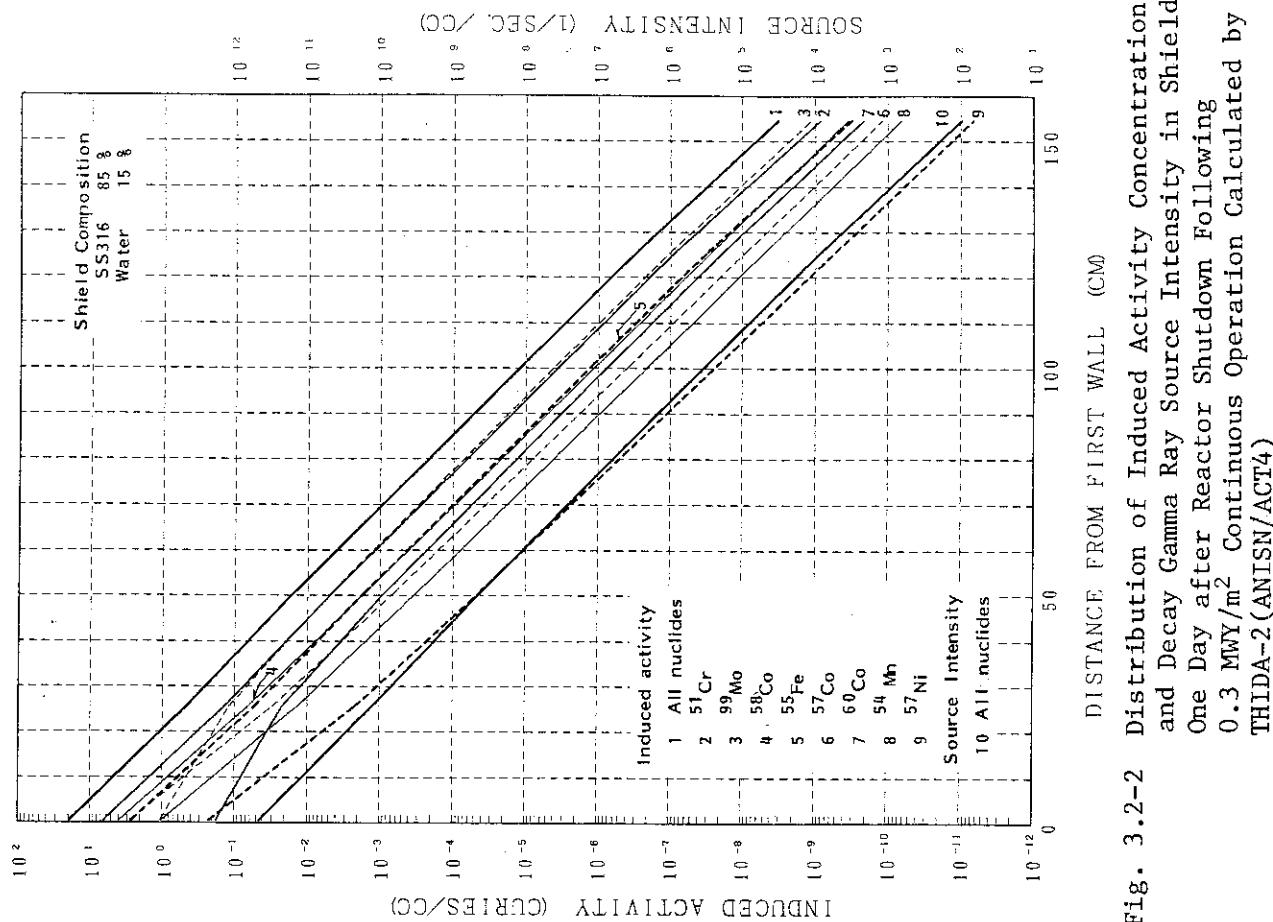
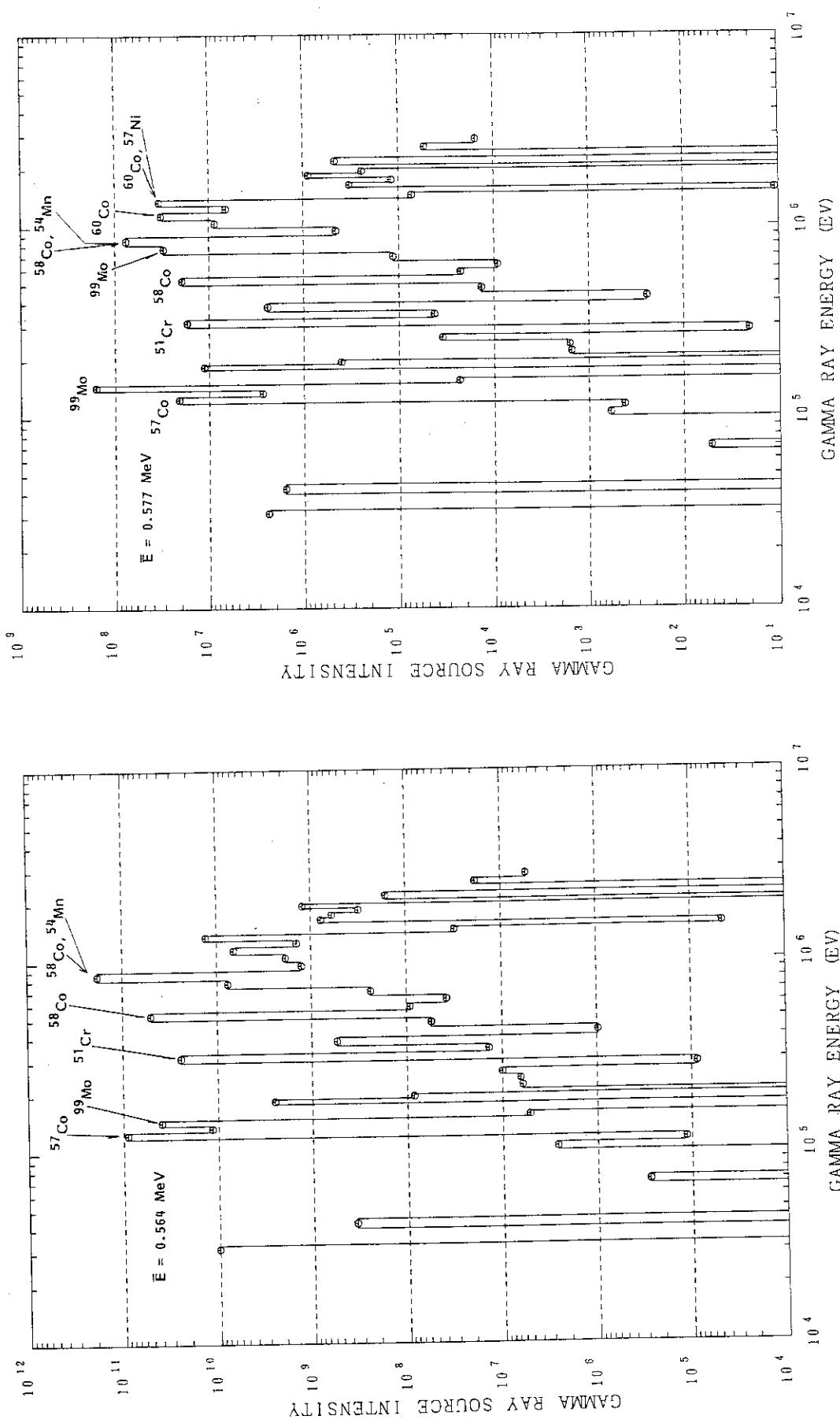


Fig. 3.2-2 Distribution of Induced Activity Concentration and Decay Gamma Ray Source Intensity in Shield One Day after Reactor Shutdown Following 0.3 MW/m^2 Continuous Operation Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4)



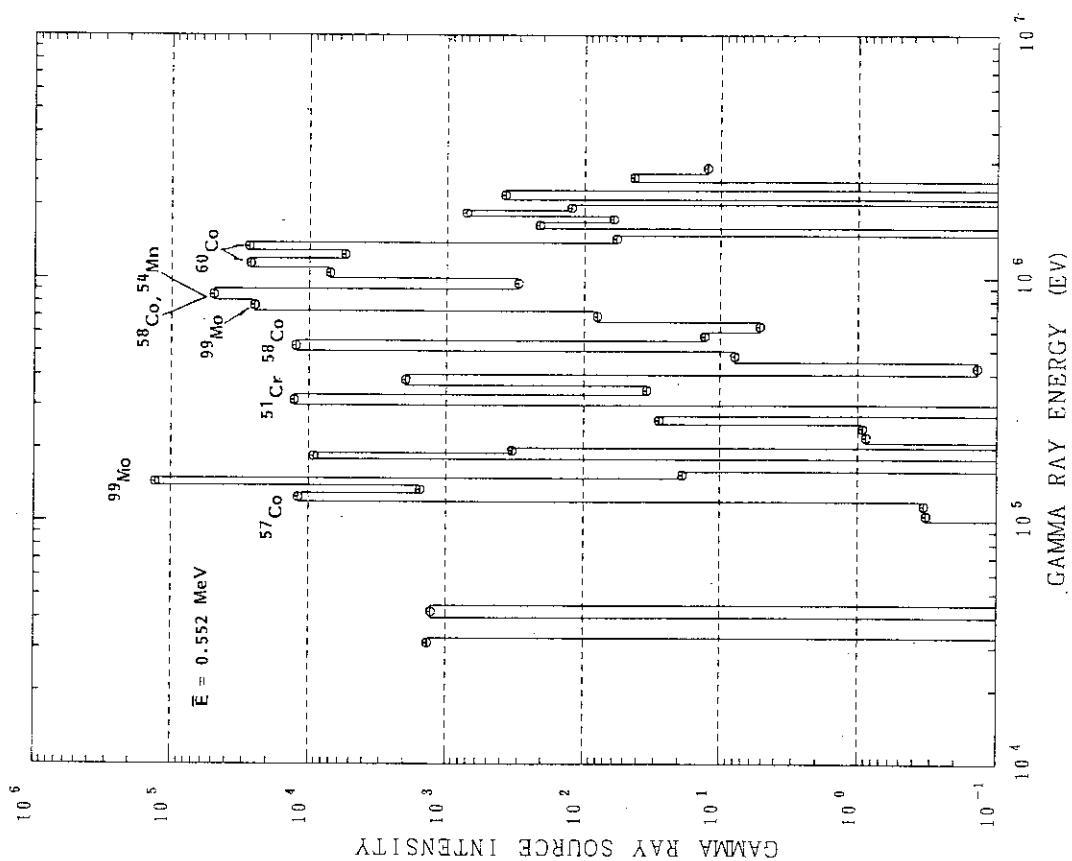


Fig. 3.2-5 Gamma Ray Source Energy Spectrum in Bulk
Shield One Day after Reactor Shutdown
following 0.3 MW/m^2 Continuous Operation
($x=100.5 \text{ cm}$) Calculated by THIDA-2
(ANISN/ACT4)

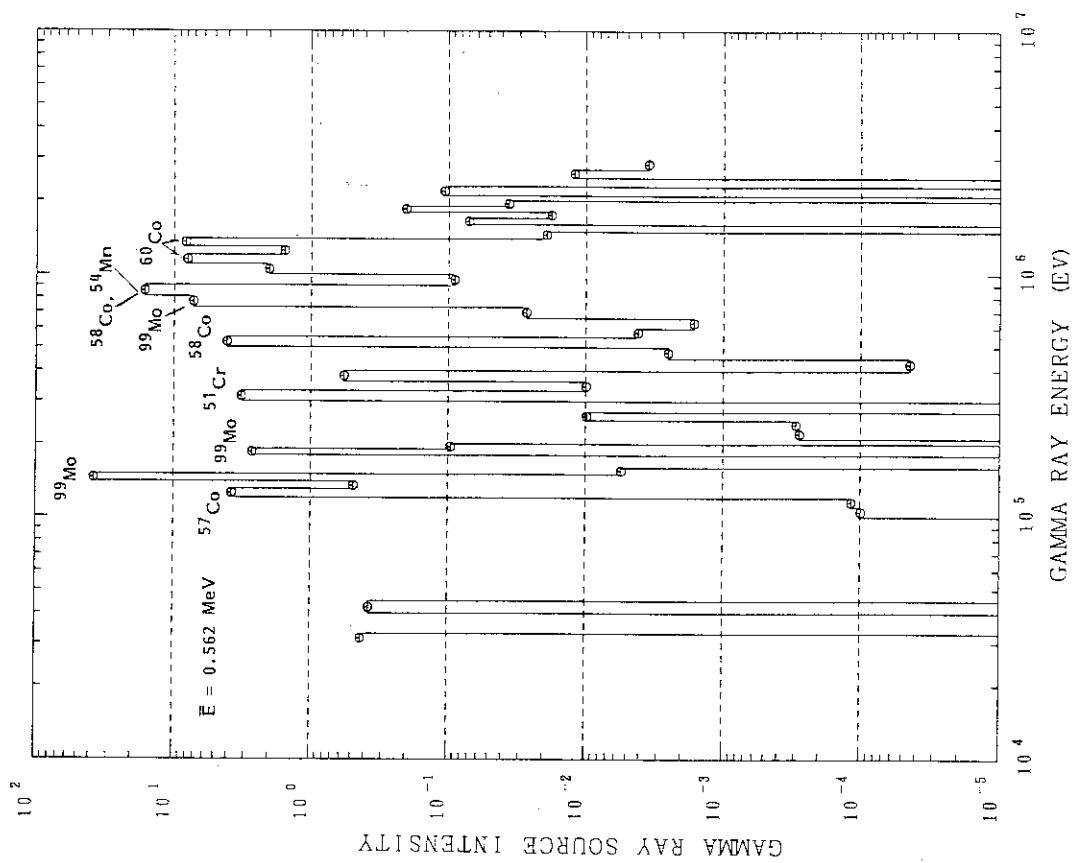


Fig. 3.2-6 Gamma Ray Source Energy Spectrum in Bulk
Shield One Day after Reactor Shutdown
following 0.3 MW/m^2 Continuous Operation
($x=154.5 \text{ cm}$) Calculated by THIDA-2
(ANISN/ACT4)

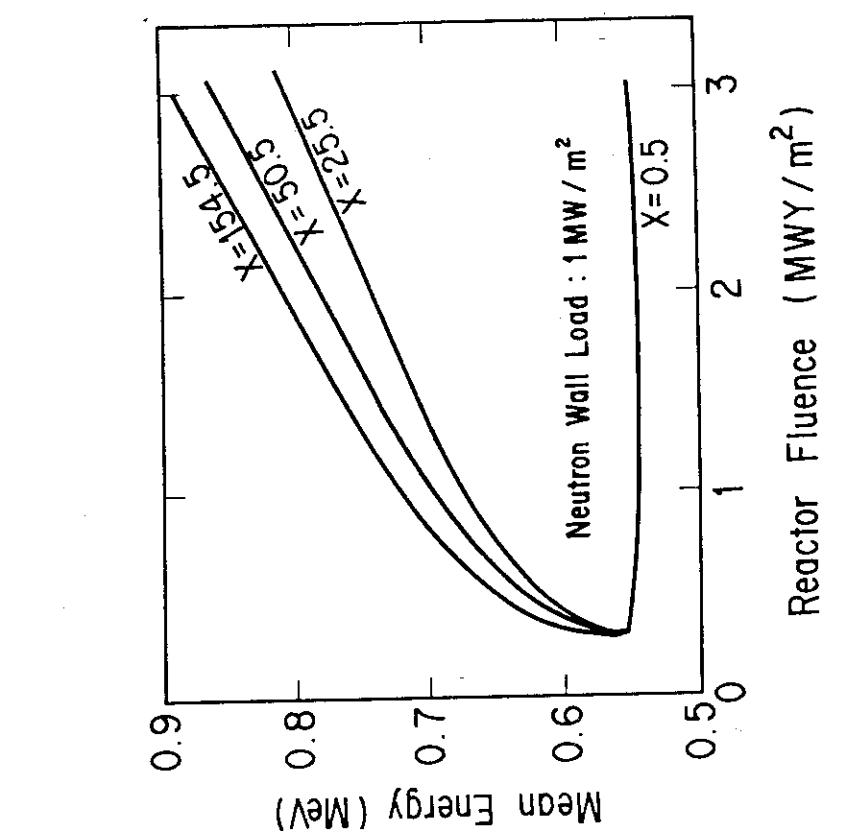


Fig. 3.2-8 Variation of Mean Energy of Decay Gamma Ray Source due to Increase of Reactor Fluence Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4) (x : distance from first wall, cm)

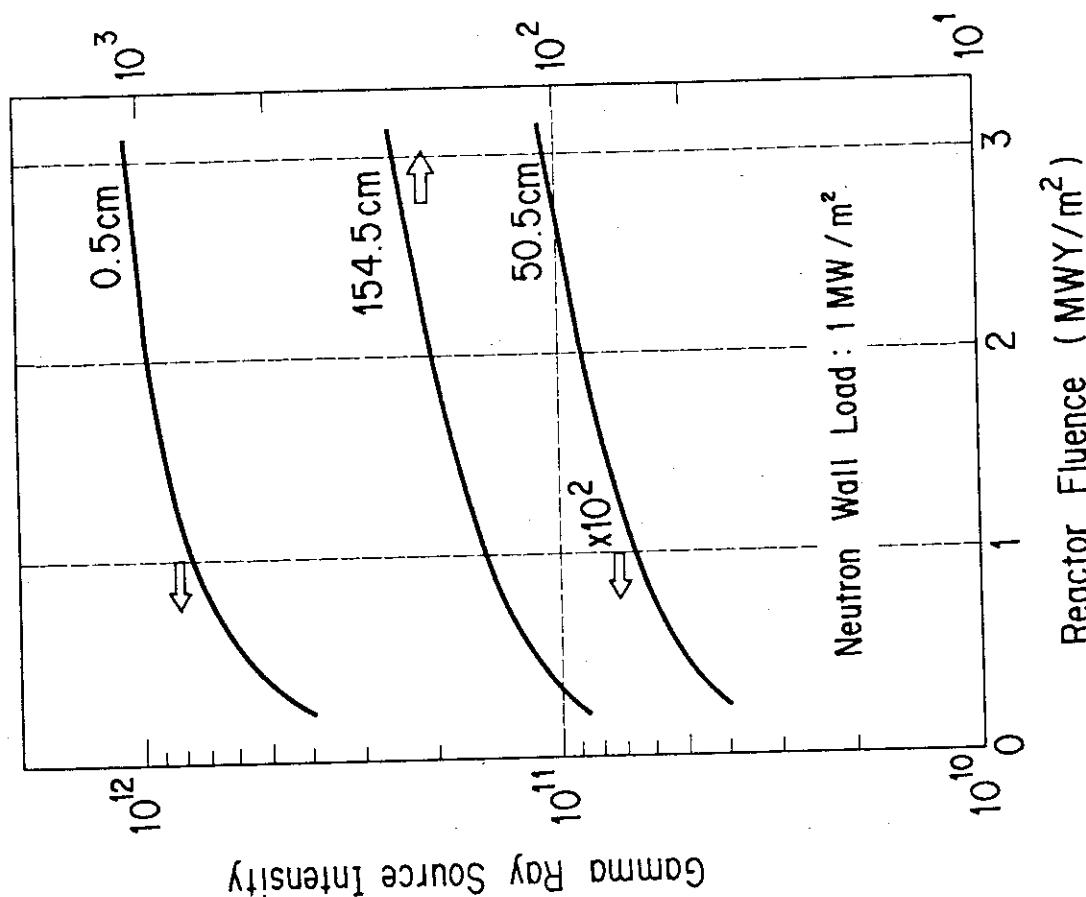


Fig. 3.2-7 Gamma Ray Source Intensity as a Function of Reactor Fluence Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4)

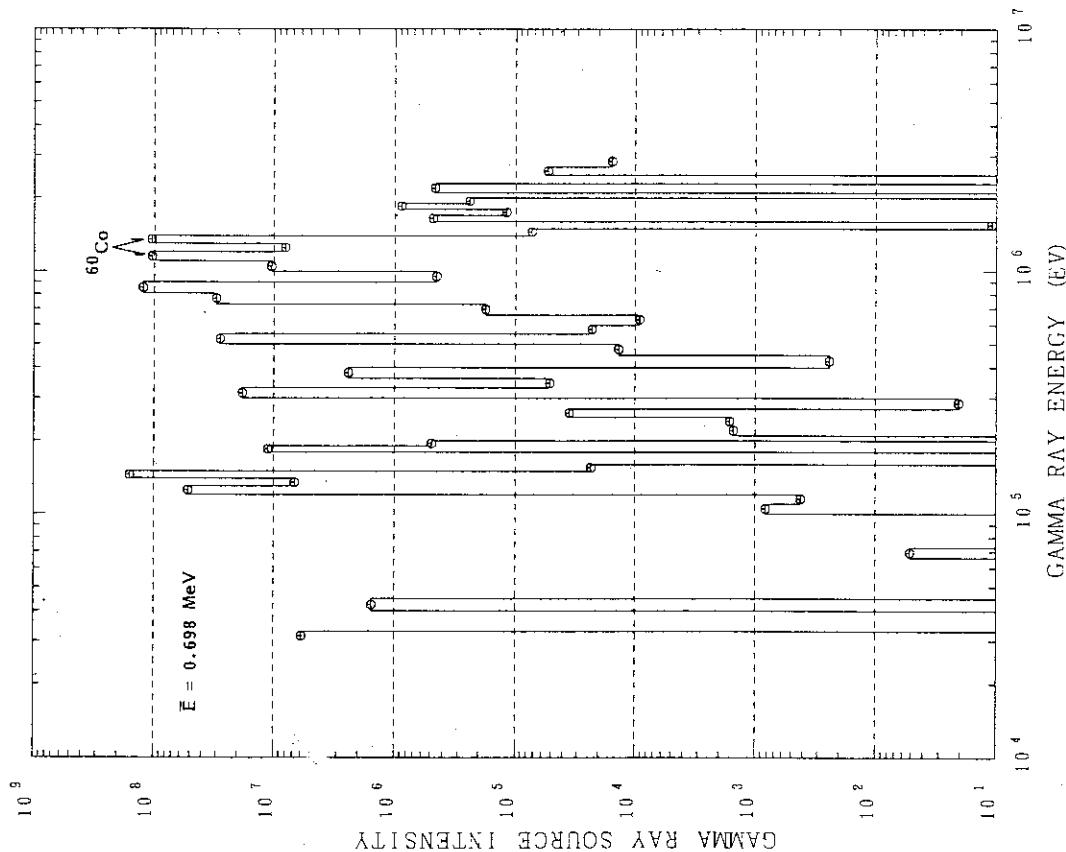


Fig. 3.2-9 Gamma Ray Source Energy Spectrum in Bulk Shield One Day after Reactor Shutdown following 1 MW/m² Continuous Operation ($x=50.5\text{ cm}$) Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4)

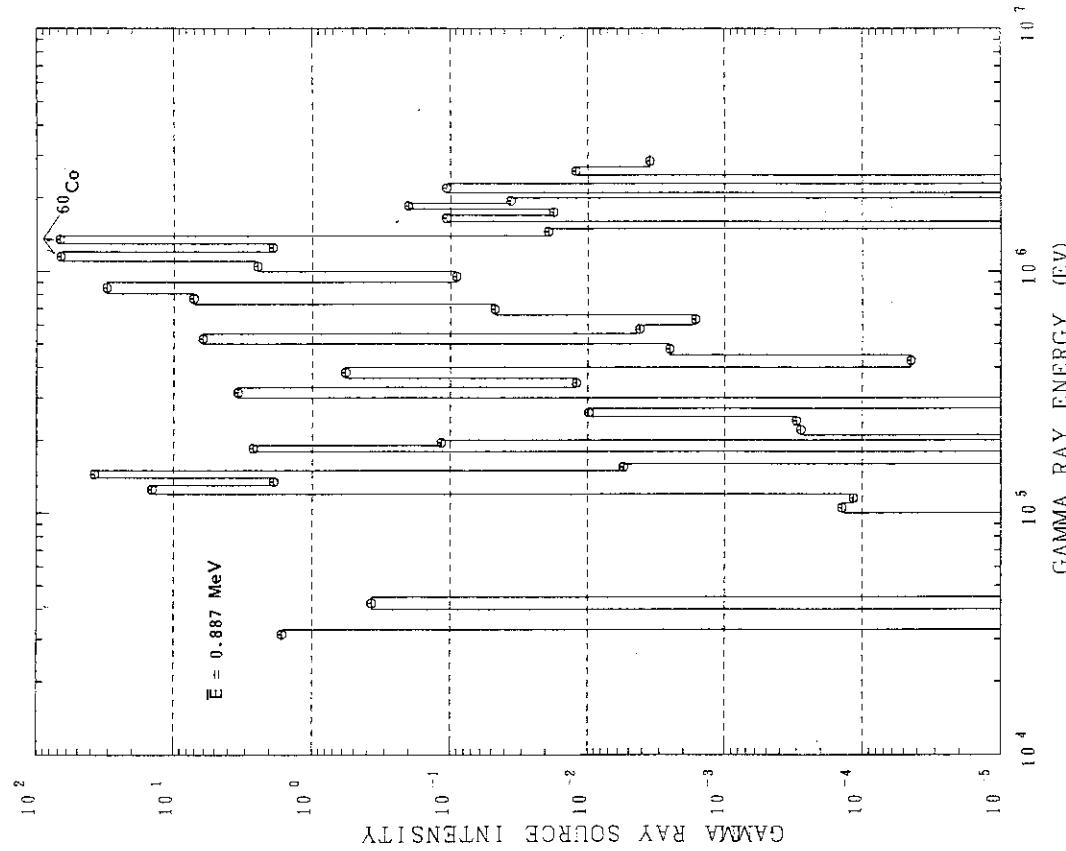


Fig. 3.2-10 Gamma Ray Source Energy Spectrum in Bulk Shield One Day after Reactor Shutdown following 3 MW/m² Continuous Operation ($x=154.5\text{ cm}$) Calculated by THIDA-2 (ANISN/ACT4)

3.3 ギャップがある遮蔽体系における線源特性

3.3.1 炉運転中のギャップ内の中性子束減衰

ギャップ幅 1 cm の体系における遮蔽体中およびギャップ中の 14 MeV 中性子束減衰の様子を Fig. 3.3-1 に示した。ただしギャップ中の中性子束に関しては、レイエフェクトによりかなりの過少評価があると考えられる⁽⁶⁾。ギャップから～ 10 cm と～ 20 cm 離れた位置での減衰に関しては第 1 壁から 100 cm 程度まではほぼ指數関数で近似できるがそれ以降はギャップの影響で減衰が急激に緩やかになる。Line-of-sight 法によればギャップ出口の 14 MeV 中性子束（非散乱成分）は、第 1 壁からの距離とギャップ幅を用いて、次式のように近似できる⁽⁶⁾：

$$\phi = \frac{a w}{Z} \quad (5)$$

ここで、

ϕ : ギャップ中の中性子束

w : ギャップ幅 (cm)

Z : 第 1 壁 (ギャップ入口) からの距離 (cm)

a : フィッティングパラメータ

$$a = \frac{N_0}{2}, \quad N_0 : \text{線源強度}, \quad 1 \text{MW/m}^2 \text{ に対しては,}$$

$$N_0 = 4.43 \times 10^{13} n / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

である。Fig. 3.3-2 および Fig. 3.3-3 に示したように(5)式で求めた中性子束と DOT 計算値を比べると 1 cm 幅ギャップではファクター 3 程度まで、0.5 cm 幅ギャップではファクター 7 程度まで DOT 計算値が過少評価をしていることが分かる。このことからギャップ周辺だけでなくストリーミングして来た中性子のまわり込みの寄与が大きくなる遮蔽体後半部においてはギャップからかなり離れた地点でも中性子束を過少評価している可能性があることに注意しなければならない。

ギャップ出口での 14 MeV 中性子束のギャップ幅依存性を Fig. 3.3-4 に示した。なおこれは DOT 3.5 による結果である。

ギャップ中 ($W = 1 \text{cm}$) 各位置での中性子エネルギースペクトルを Fig. 3.3-5 に示した。ギャップ入口からの距離が大きくなつてもバルク減衰の場合のようにスペクトルが軟化せず 14 MeV 中性子のストリーミング成分の寄与がかえつて増大し、スペクトルが硬くなるのが観測される。

ギャップ中及び遮蔽体中での第 1 壁からある距離での中性子束を第 1 壁から同距離でのバルク減衰中性子束で除したものをストリーミングによるピーキング係数と定義する。Table 3.3-1 に第 1 壁から約 50 cm, 100 cm, 150 cm, 200 cm の距離における 14 MeV 中性子束のピーキング係数を示した。距離が大きくなるにつれピーキング係数は急激に増加しており、またストリーミングの影響はギャップからかなり離れた (20 cm) 地点にも及んでいるのが分かる。なおギャップ体系での DT 中性子のストリーミング特性については参考文献(6)で詳しく検討されている。

3.3.2 誘導放射能濃度分布

バルク体系では、3.2節で明らかにしたように中性子束がほぼ指数関数減衰するのにしたがって誘導放射能の濃度も指数関数的に減少した（Fig. 3.2-1, Fig. 3.2-2 参照）。これに対してギャップがある体系では、前項でみたように中性子束の減衰分布が複雑になることやエネルギースペクトルの変化により誘導放射能の濃度分布もギャップ近傍ではバルク体系とは異なったものになる。Fig. 3.3-6 にギャップのごく近傍（0～2 cm）における炉停止1日後の誘導放射能 (^{58}Co と ^{60}Co) の濃度分布を示す。3.2節で求めたバルク減衰分布と比較するとかなり減衰が緩やかなことが分かる。バルクの値で除したピーキング係数を Table 3.3-2 に示した。これらの値は Table 3.3-1 に示したギャップ中の 14 MeV 中性子束のピーキングよりも緩やかであるが、第1壁からの距離が 150 cm 以上では数桁のピーキングが生じている。

3.3.3 ガンマ線源の強度分布

ギャップ近傍のガンマ線源強度の減衰傾向を Fig. 3.3-7 に示した。Fig. 3.2-2 に示したバルク体系での線源強度の減衰と比べるとギャップストリーミングの影響により減衰がかなり緩やかになっていることが分かる。あらゆるギャップ幅に対して線源強度分布をあらかじめ計算しておくわけにはいかないので、炉運転時のギャップ中の中性子束分布と停止後のガンマ線源強度分布を関連付けておく必要がある。Fig. 3.3-2 および Fig. 3.3-3 に示した 14 MeV 中性子束減衰曲線、および Fig. 3.3-7 の線源強度減衰曲線の 0 cm と 100 cm, 150 cm, 200 cm 間を直線で結び、即ち指数関数的に減衰すると仮定して減衰係数を算出したものを Table 3.3-3 にまとめた。一般に線源強度の減衰の方が大きく、減衰係数どうしの比は、全ての項目についてほぼ 1.5 程度の値となっている。

バルク体系での線源強度の値で除したピーキング係数を Table 3.3-4 に示した。その値は Table 3.3-2 の放射能濃度のピーキング係数とほぼ同オーダーとなっている。

なおギャップ近傍におけるガンマ線の平均エネルギーは Table 3.3-5 に示したようにどの位置でも 0.5 MeV 前後の値となっている。フルエンスが増加しても (3 MWY/m²) バルク遮蔽の場合 (Table 3.2-1, Fig. 3.2-8) のように平均エネルギーが増加する様子はみられない。これはバルク体系でも第1壁近傍ではフルエンス依存性がみられなかったように (Fig. 3.2-8), ギャップ近傍ではエネルギースペクトルが硬く、第1壁近傍と似たような現象になるからと考えられる。

Table 3.3-1 Local Peaking Factor of 14 MeV Neutron Flux in the Shield with Gap

Distance from First Wall (cm)	Distance from Gap (cm)		
	0 (in Gap)	10	20
50	2.12 + 1*	1.28	1.15
	1.01 + 1	1.12	1.07
100	1.70 + 4	1.18 + 1	3.30
	5.10 + 3	4.02	1.70
150	1.81 + 7	8.00 + 3	1.16 + 3
	4.61 + 6	1.53 + 3	2.47 + 2
200	1.54 + 10	4.56 + 6	6.32 + 5
	3.74 + 9	6.85 + 5	1.03 + 5

* Read as 2.12×10^1

Upper : Gap width = 1 cm

Lower : Gap width = 0.5 cm

Table 3.3-2 Peaking Factors of Induced Activity
Concentration near the Gap One Day
after Reactor Shutdown following
0.3 MWY/m² Continuous Operation

Distance from First Wall (cm)	All Nuclides (Ci/cm ³)	⁵⁸ Co (Ci/cm ³)	⁶⁰ Co (Ci/cm ³)
50	1.7	2.0	1.5
	1.2	1.3	1.1
100	6.1 + 1*	1.4 + 2	5.8
	1.7 + 1	3.7 + 1	2.3
150	9.3 + 4	1.8 + 5	1.2 + 4
	1.7 + 4	3.1 + 4	2.3 + 3
200	1.5 + 7	6.4 + 7	5.4 + 5
	2.1 + 6	7.8 + 6	8.3 + 4

* Read as 6.1×10^1

Upper : Gap width = 1 cm

Lower : Gap width = 0.5 cm

Table 3.3-3 Comparison of Attenuation Coefficients
for 14 MeV Neutron Flux in Gap and Decay
Gamma Ray Source Intensity near Gap

Range (cm)	W = 0.5 cm		W = 1 cm	
	μ_ϕ (cm ⁻¹)	μ_s (cm ⁻¹)	μ_ϕ (cm ⁻¹)	μ_s (cm ⁻¹)
0-100	0.076	0.114	0.064	0.102
0-150	0.056	0.083	0.047	0.071
0-200	0.046	0.068	0.039	0.058

Note, μ_ϕ : Attenuation Coefficient for 14 MeV Neutron Flux
 $\phi = \phi_0 e^{-\mu_\phi x}$

μ_s : Attenuation Coefficient for Decay Gamma Ray Source Intensity
 $I = I_0 e^{-\mu_s x}$

Table 3.3-4 Peaking Factors of Decay Gamma Ray Source Intensity near Gap One Day after Reactor Shutdown following 0.3 MWY/m² Continuous Operation

Distance from First Wall (cm)	Gap Width	
	1 cm	0.5 cm
50	2.1	1.7
100	4.9 + 1*	1.4 + 1
150	7.2 + 4	1.3 + 4
200	1.1 + 7	1.6 + 6

* Read as 4.9×10^1

Table 3.3-5 Decay Gamma Ray Source Intensity and Mean Energy near the Gap Region in the Shield with Gap (W=1cm) System Calculated by THIDA-2 (DOT3.5/ACT4)

Fluence Region	0.3 MWY/m ²	3 MWY/m ²
First Wall (Gap Inlet)	3.09 + 11 ^a 0.501 ^b	7.56 + 11 0.492
100 cm (Midway)	1.75 + 7 0.549	4.27 + 7 0.543
Gap Exit (200 cm)	3.15 + 6 0.548	7.72 + 6 0.500

a. Decay Gamma Ray Source Intensity (photon cm⁻³ s⁻¹)
Read as 3.09×10^{11}

b. Mean Energy of Gamma Ray Source (MeV)

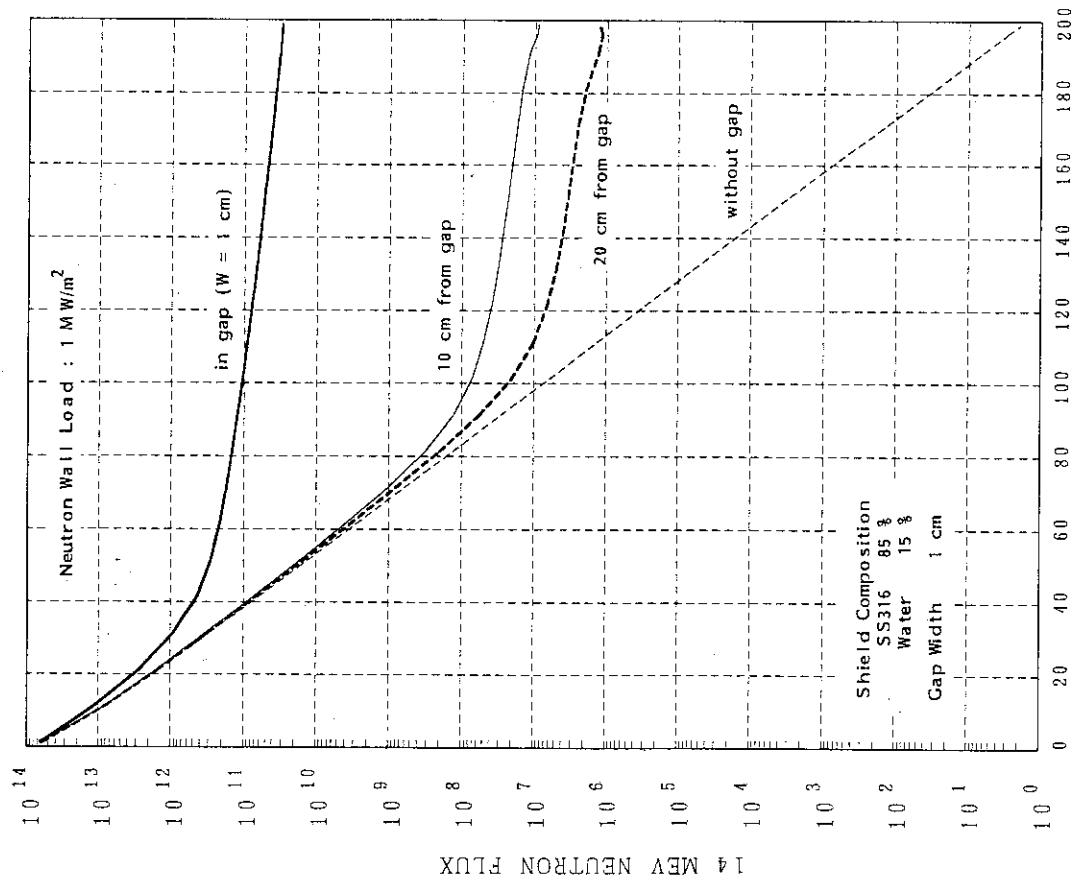


Fig. 3.3-1 14 MeV Neutron Flux Attenuation in Gap
(W=1cm) and in Shield Normalized to 1 MW/m^2

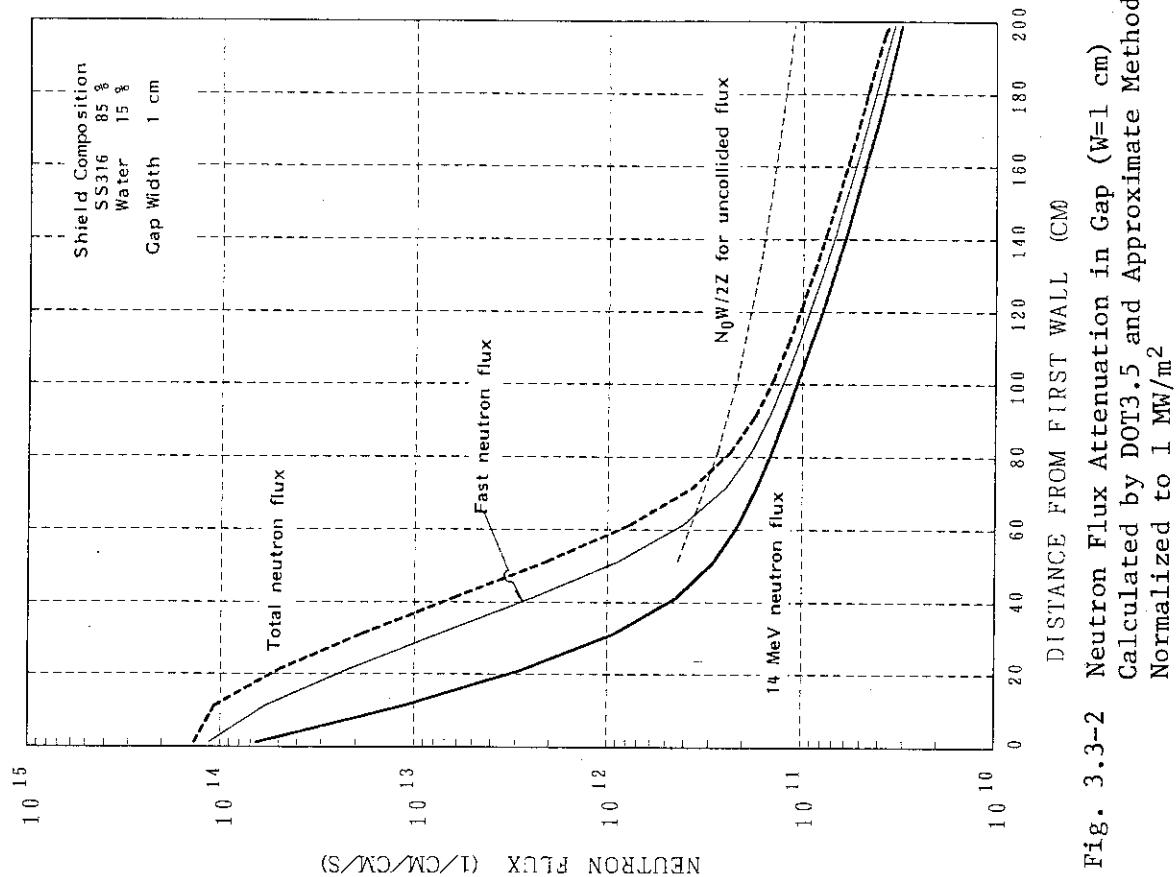


Fig. 3.3-2 Neutron Flux Attenuation in Gap (W=1 cm)
Calculated by DOT3.5 and Approximate Method
Normalized to 1 MW/m^2

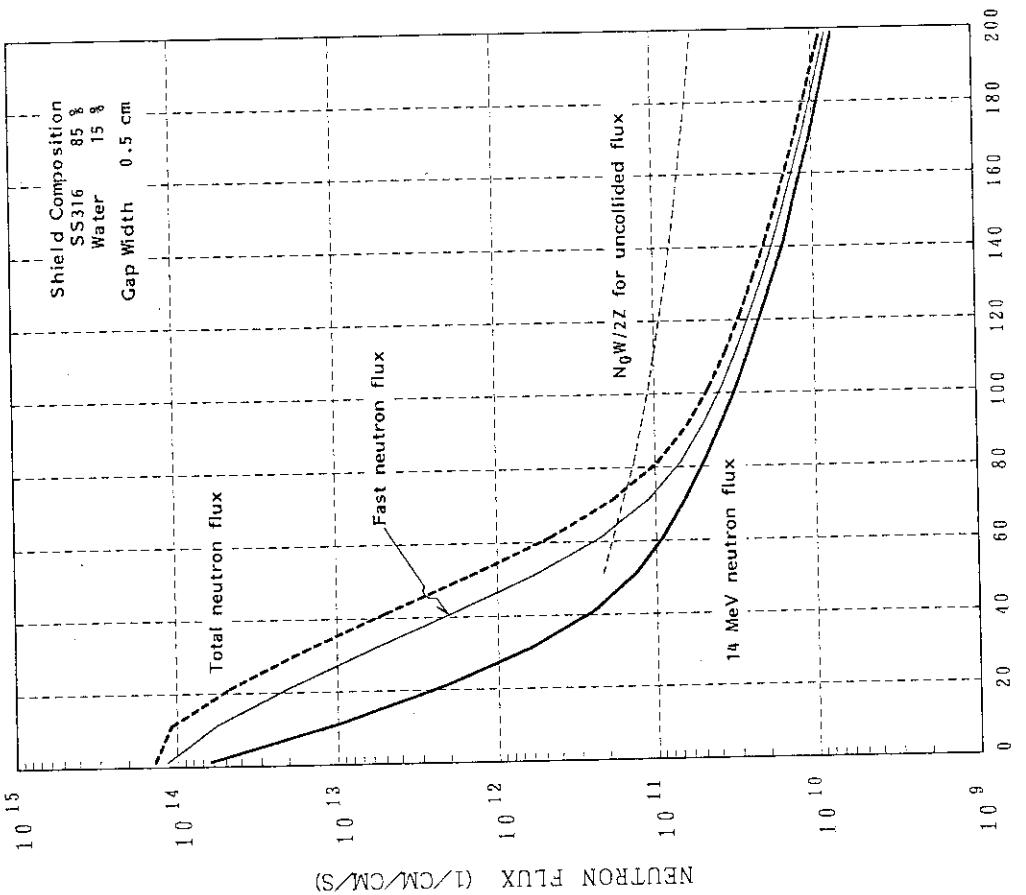


Fig. 3.3-3 Neutron Flux Attenuation in Gap ($W=0.5\text{cm}$)
Calculated by DOT3.5 and Approximate Method
Normalized to 1MW/m^2

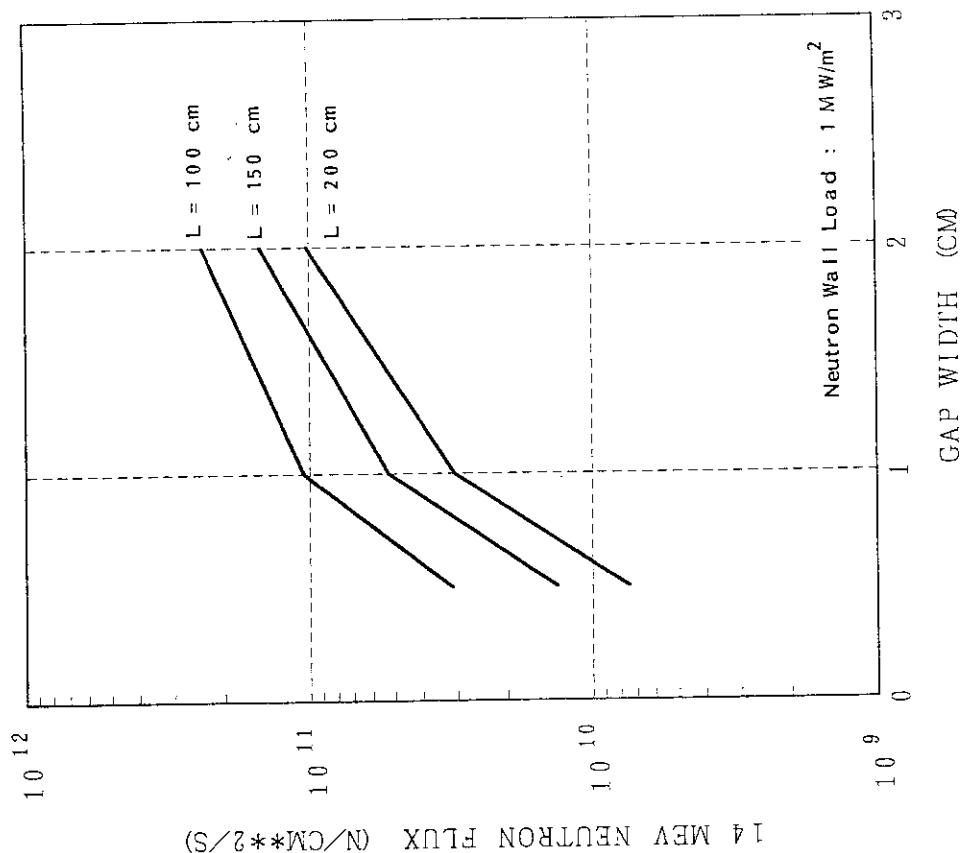


Fig. 3.3-4 14 MeV Neutron Flux at Gap Exit versus Gap Width for Various Shield Thickness with Straight Gap

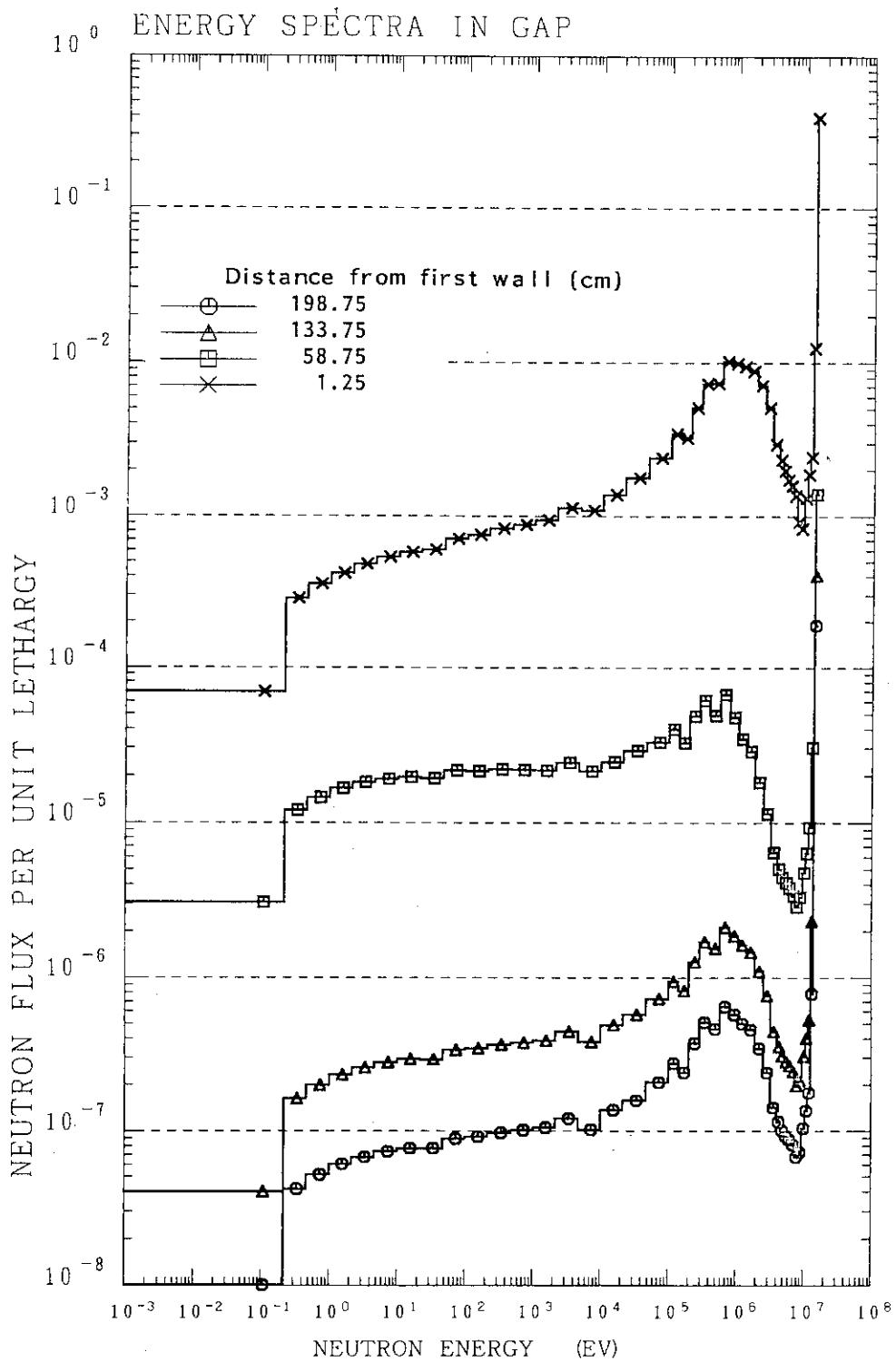


Fig. 3.3-5 Neutron Energy Spectra at Various Points in Gap ($W=1$ cm)
Normalized to one Neutron Incidence to the System

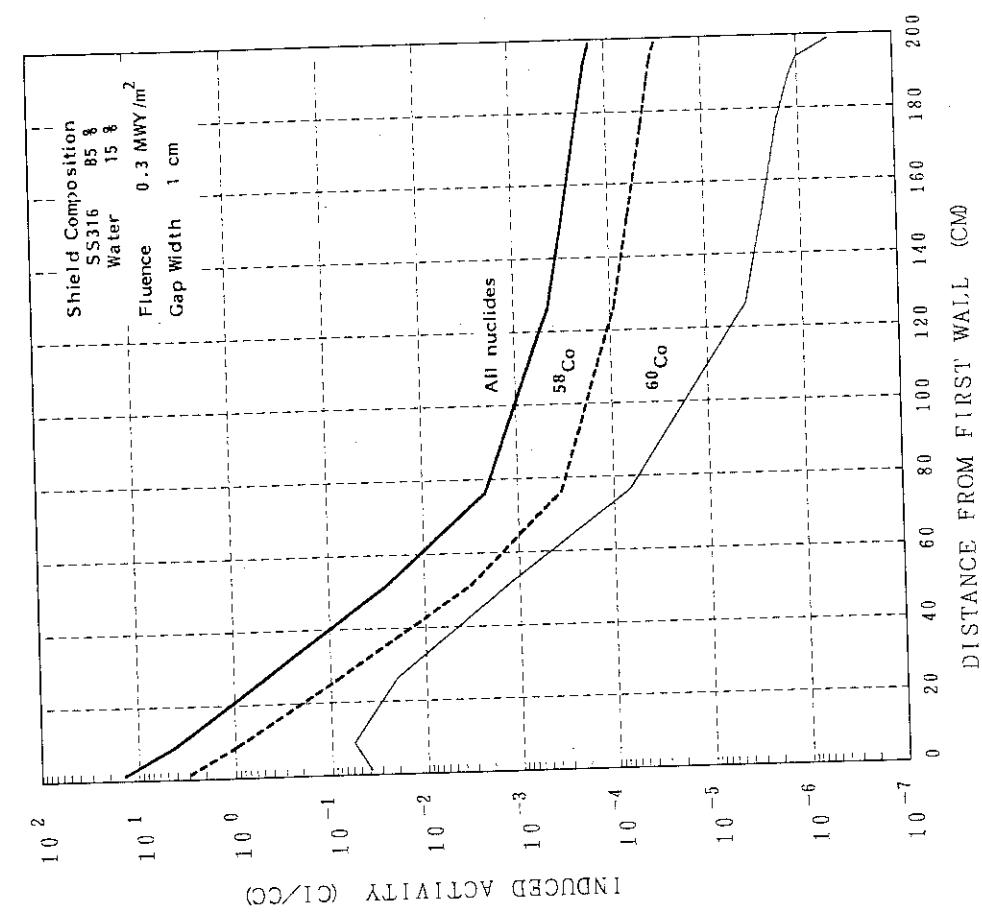


Fig. 3.3-6 Attenuation of Induced Activity Concentration along the Gap ($W=1$ cm) One Day after Reactor Shutdown following 0.3 MWy/m² Continuous Operation

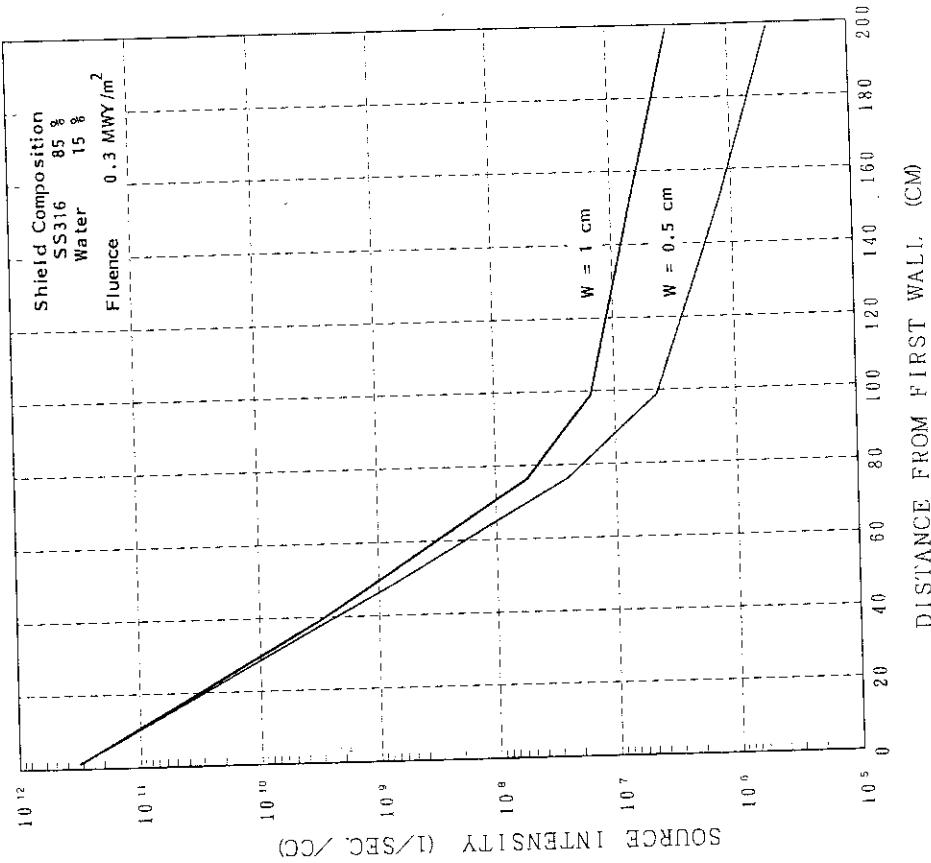


Fig. 3.3-7 Attenuation of Decay Gamma Ray Source Intensity along the Gap ($W=0.5$, 1 cm) One Day after Reactor Shutdown following 0.3 MWy/m² Continuous Operation

3.4 まとめ

第3章における検討により得られた主要な結論を次に列挙する：

- (1) バルク遮蔽体においては中性子束減衰はほぼ指数関数で近似できるが、誘導放射能濃度や崩壊ガソマ線強度についても指数関数でほぼ近似できる。
- (2) バルク体系では崩壊ガソマ線強度の減衰係数は高速中性子束の減衰係数にはほぼ等しい。
- (3) FER のフルエンス仕様値 $0.3 \text{ MWY}/\text{m}^2$ では崩壊ガソマ線の平均エネルギーは位置によらず $\sim 0.56 \text{ MeV}$ である。
- (4) 上記平均エネルギーは第1壁ではフルエンスによりほとんど変化しないが、遮蔽体内部～外表面にかけてはフルエンスと共に増大する。これは比較的長半減期の ^{60}Co の寄与が増大するからである。
- (5) ギャップがある体系の場合、ギャップからある程度離れた位置でも中性子束はギャップストリーミングの影響を受け減衰はかなり緩やかになる。
- (6) ギャップ中では中性子束の減衰 (14 MeV 非散乱中性子束は $\phi = a \cdot w/Z$ で近似される) はバルク減衰に比べかなり緩やかになるので、ギャップ近傍での線源強度の減衰も緩やかになる。DOT 3.5 による計算ではレイエフェクトによりかなりの過少評価となる。
- (7) ギャップがある場合のガソマ線平均エネルギーは $\sim 0.5 \text{ MeV}$ 程度 ($0.3 \text{ MWY}/\text{m}^2$, $3 \text{ MWY}/\text{m}^2$ ともに) である。バルクの場合には遮蔽体内部から後半部にかけてフルエンスとともに平均エネルギーが上昇したが、ギャップ近傍ではフルエンス増加による平均エネルギーの上昇は見られない。

4. ギャップストリーミング簡易評価方法の検討

4.1 評価方法

第2章で一定のガンマ線源条件が与えられた場合のギャップストリーミング特性を、また第3章で核融合炉運転による遮蔽体（ステンレス鋼）の放射化と崩壊ガンマ線源の特性を明らかにした。したがって核融合炉の運転条件が与えられた場合、これらのデータを用いてガンマ線源分布を推定し、次にストリーミングによる線量率ピーキングを近似的に予測することができる。なおこれらのデータは線源条件や遮蔽体／ギャップの構造が比較的単純な場合に適用可能である。

Fig. 4.1-1 に評価対象モデルを示す。 I_0 を第1壁におけるガンマ線源強度 ($\text{photon cm}^{-3} \text{s}^{-1}$) とし、遮蔽体厚さ方向に指數関数的に減衰すると仮定する。減衰係数はギャップ近傍で μ_G (第3章で述べたように厳密には指數関数ではない)、ギャップから十分離れた位置で μ_B とする。実際にはギャップからの距離にしたがって μ_G から μ_B へと変化すると考えられるが、ここでは簡単化のため μ_G と μ_B の2つで代表させる。遮蔽体外側でのガンマ線フラックスまたは線量率 (ϕ_B , D_B , ϕ_G , D_G) のうちバルク遮蔽に対する値 ϕ_B , D_B は既知とする。評価の目的は ϕ_G または D_G を求めることであるが、 μ_G と μ_B の関係により次の2つの場合に分けて考える。

① $\mu_G = \mu_B$ の場合

これは炉運転中はギャップがなく中性子ストリーミングが発生せず放射化に差がない場合に対応する。炉運転中はギャップに詰めものを挿入するとか、熱膨張によりギャップがふさがっている場合などが考えられる。

② $\mu_G \neq \mu_B$ 一般に $\mu_G < \mu_B$ の場合

炉運転中にもギャップが存在し、中性子ストリーミングが発生して放射化に差ができる場合に対応する。

(1) 中性子ストリーミングが無い場合

ギャップストリーミングによるピーキング係数 (f_P , 第2章参照) を用いれば、

$$\left. \begin{aligned} \phi_G &= \phi_B \times f_P \\ D_G &= D_B \times f_P \end{aligned} \right\} \quad (6)$$

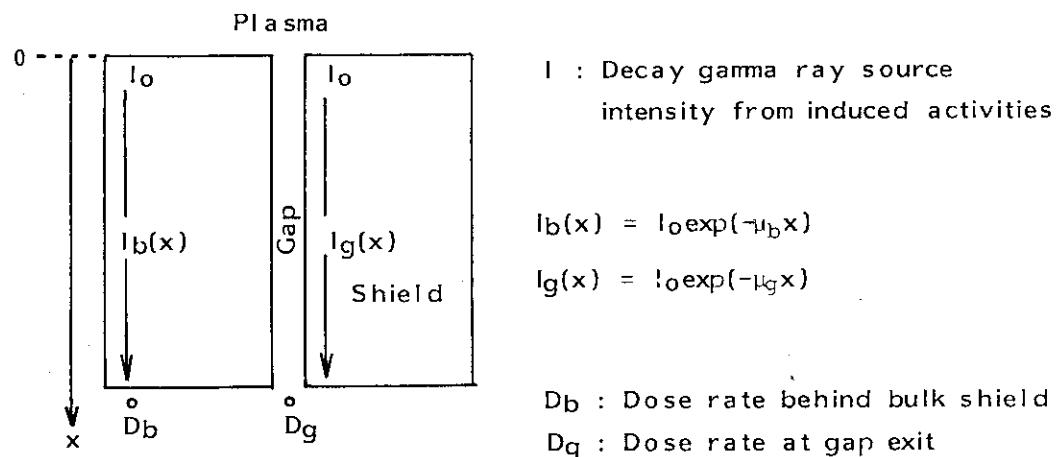
により求められる。 ϕ_B , D_B はバルク遮蔽計算により求められているか、又は第2章(2)式 (Table 2.2-2, Table 2.2-3 参照) と第3章に示した崩壊ガンマ線源特性に関する情報を基に概算できる。 f_P の値は第2章に示した図表 (Fig. 2.2-10~Fig. 2.2-13など) から内外挿して求められる。今回の検討ではフラックスと線量率のピーキング係数はほぼ等しいことが示されている。崩壊ガンマ線は第3章でみたようにエネルギースペクトルを有しているが、ピーキング係数のエネルギー依存性は小さいので (Fig. 2.2-13 参照), 平均エネルギーで代表させればよい。

(2) 中性子ストリーミングがある場合

この場合ギャップ出口でのフラックスおよび線量率はギャップ周辺の線源からの寄与のみに支配されると考えてよい。したがって線源強度減衰係数、 $\mu = \mu_G$ として第2章 (および付録A) に

示した図表 (Fig. 2.2-6 ~ Fig. 2.2-9 など) からギャップ出口でのフラックスまたは線量率を読みとる。なおこれらの図表では $I_0 = 1 \text{ photon cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ として規格化されているので、絶対値に変換するには第1壁における線源強度の絶対値 (第3章参照) を乗ずる必要がある。

1. Case 1 : A gap exists both during operation and after shutdown.



2. Case 2 : A gap dose not exist during operation and exists after shutdown.

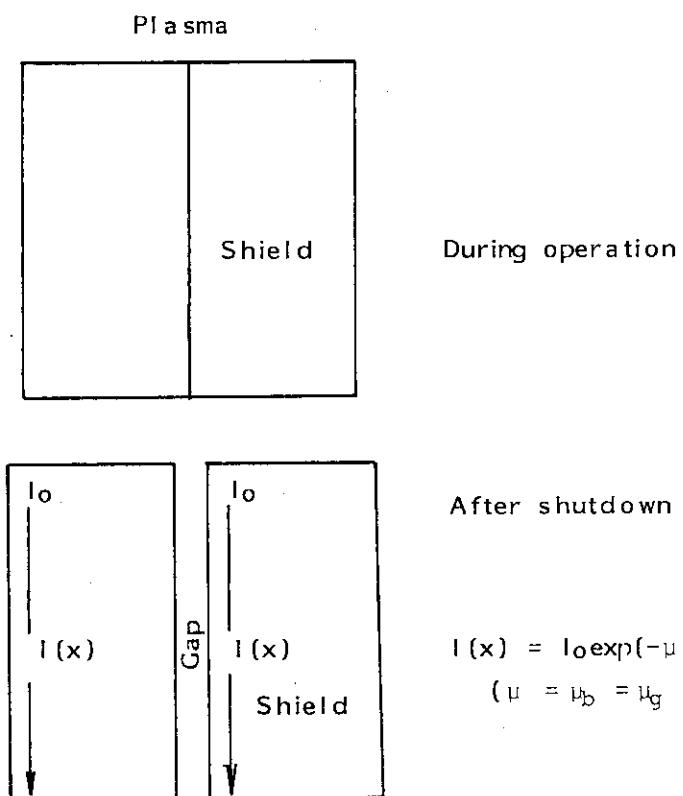


Fig. 4.1-1 Decay Gamma Ray Gap Streaming Model
by the Approximate Calculation Method

4.2 適用例と妥当性の検討

前節で述べた評価方法を SS 316 と水から構成される遮蔽体系に適用し、その結果を THIDA-2 を用いた詳細な解析計算の結果と比較する。

4.2.1 評価体系

SS 316 と冷却材を兼ねた軽水で構成される遮蔽体にストレートなギャップが存在する場合のギャップ出口近傍での炉停止 1 日後の線量率を評価する。形状は Fig. 4.1-1 に示されたものと同様である。材料組成は SS 316-85%，H₂O-15%とした。詳細な解析計算は第 3 章で述べた方法〔中性子輸送計算 (DOT 3.5) → 誘導放射能計算 (ACT 4)〕でガソマ線源を求め、さらにガソマ線の輸送計算 (DOT 3.5) を行い、ガソマ線フラックスおよび線量率分布を求めた。

評価例は次の 3 ケースである：

- ① ギャップ幅 W=0.5 cm。炉運転時もギャップが存在し、フルエンスは 0.3 MWY/m²。(ケース 1)
- ② ギャップ幅 W=2 cm。炉運転時もギャップが存在し、フルエンスは 3 MWY/m²。(ケース 2)
- ③ 炉運転中はギャップが存在せず、炉停止後に幅、W=1 cm のギャップが発生する。フルエンスは 0.3 MWY/m²。(ケース 3)

4.2.2 評価手順および結果

(1) ケース 1 (W=0.5 cm, 0.3 MWY/m²)

炉の運転中も同形状のギャップが存在するとすれば前節で述べた第 2 の場合に対応する。

まずガソマ線源の条件を設定する。これには第 3 章での検討結果が適用出来る。即ち、

第 1 壁における線源強度： $I_0 = 3.11 \times 10^{11} \text{ photon cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ (Table 3.2-1)

ガソマ線平均エネルギー： $\bar{E} = \sim 0.55 \text{ MeV}$

である。次に線源強度分布に関してであるが、第 3 章でみたようにギャップ体系では指數関数では表わされない。Fig. 3.3-7 に示された減衰曲線 (0.5 cm) の 0 cm と 100, 150, 200 cm 間をそれぞれ直線で結ぶと、即ち、指數関数により近似できると仮定すると減衰定数は、それぞれ $\mu \sim 0.11, 0.083, 0.068 (\text{cm}^{-1})$ となる。

次にこれらの線源データに基づいて第 2 章および付録に示したギャップストリーミング特性に関する図表を用いてギャップ出口 (100 cm, 150 cm, 200 cm) でのガソマ線線量率を推定する (ここでは付録のグラフを用いる)。

- ① Fig.A-2 より W=0.5 cm, L=100 cm, 150 cm, 200 cm に対する線量率はそれぞれ $3 \times 10^{-9}, 6.3 \times 10^{-10}, 2.5 \times 10^{-10} (\text{rem/h})$ である (但し、 $E = 2.5 \text{ MeV}, \mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$)。
- ② μ に対する補正は、Fig.A-3 の L=100 cm, 150 cm, 200 cm の曲線を用いて求めた $\mu = 0.1 \rightarrow 0.11, 0.083, 0.068$ の変化による線量変動ファクター 0.77, 1.4, 1.3 を適用する。
- ③ \bar{E} に対する補正は、Fig.A-4 の L=100 cm, 150 cm, 200 cm の曲線を用いて求めた、 $\bar{E} = 2.5 \rightarrow 0.55$ の変化による線量低減ファクター 0.14, 0.14, 0.14 (L=200 cm に対する

曲線はないが傾向は同じと推定) を適用する。

- ④ 以上のことからギャップ出口でのガンマ線線量率は、各遮蔽厚に対し次のようになる：

$$L = 100 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 3.0 \times 10^{-9} \times 3.1 \times 10^{11} \times 0.77 \times 0.14 \\ &= 98 \text{ (rem/h)} \end{aligned}$$

$$L = 150 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 6.3 \times 10^{-10} \times 3.1 \times 10^{11} \times 1.4 \times 0.14 \\ &= 38 \text{ (rem/h)} \end{aligned}$$

$$L = 200 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 2.5 \times 10^{-10} \times 3.1 \times 10^{11} \times 1.3 \times 0.14 \\ &= 14 \text{ (rem/h)} \end{aligned}$$

これらの結果を詳細解析結果とともにプロットしたものを Fig. 4.2-1 に示す。両者の差はファクター 2 以下である。150 cm, 200 cm など厚さの大きい箇所で簡易評価値が過大となるのは線源の減衰を指数関数と仮定することにより線源強度の減衰を実際より過少に評価しているためと思われる。なお詳細解析の場合、レイエフェクトにより中性子ストリーミングを過少評価しているので(3.3 節参照)，ガンマ線源強度をそしてガンマ線束も過少評価していると思われる。簡易評価においても、上述したように線源強度の減衰分布を仮定するさいに利用した Fig. 3.3-7 の線源分布はレイエフェクトを含んだものであり、レイエフェクトを補正すると μ の値はより小さくなる(減衰が小さくなる)。この意味では両者は一貫しており、簡易評価法自体の問題ではない。

(2) ケース 2 ($W = 2 \text{ cm}$, 3 MWY/m^2)

ケース 1 と同じく第 2 の場合の手法を適用する。線源条件は、

$$\text{第 1 壁における線源強度 : } I_0 = 7.34 \times 10^{11} \text{ photon cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$$

$$\text{ガンマ線平均エネルギー : } \bar{E} = 0.5 \text{ MeV}$$

とした。ガンマ線平均エネルギーに関しては、ギャップ体系で 3 MWY/m^2 のデータとして Table 3.3-5 に示したものを使用した。ギャップ近傍のガンマ線源強度減衰係数(μ_g)は次のように算出した。

- ① まずギャップ($W = 2 \text{ cm}$)中の 14 MeV 中性子束の減衰を予測する。即ち、第 1 壁における 14 MeV 中性子束が $6.4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ (Fig. 3.3-1 参照) であるのに対し、 100 cm , 150 cm , 200 cm の位置における 14 MeV 中性子束は、(5)式により計算される：

$$100 \text{ cm} : 4.43 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}, \mu_\phi = 0.050 \text{ (0.057)}$$

$$150 \text{ cm} : 2.95 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}, \mu_\phi = 0.036 \text{ (0.041)}$$

$$200 \text{ cm} : 2.22 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}, \mu_\phi = 0.028 \text{ (0.033)}$$

また第 1 壁から指数関数状に減衰すると仮定した場合の減衰係数(μ_ϕ)を求め、上記中性子束の隣に示した。() 内の数字は(5)式でなく、DOT 3.5 計算結果から求めた値である (Fig. 3.3-4)。

- ② さて、3 章 3.3.3 項で示したように、 $\mu_g \sim 1.5 \mu_\phi$ であるから、各位置の線源強度減衰係数(μ_g)は次のようになる。

100 cm : 0.075 cm^{-1} (0.086 cm^{-1})

150 cm : 0.054 cm^{-1} (0.062 cm^{-1})

200 cm : 0.042 cm^{-1} (0.050 cm^{-1})

() 内の数値は DOT 3.5 の結果から求めた μ_ϕ を用いた場合である。

以上のデータを用いてギャップ出口 (100 cm, 150 cm, 200 cm) でのガンマ線線量率を推定する。

① Fig.A-1 より $W=2 \text{ cm}$, $L=100, 150, 200 \text{ cm}$ に対する線量率はそれぞれ, 9×10^{-9} , 3.1×10^{-9} , $1.7 \times 10^{-9} \text{ rem/h}$ である (但し, $E=2.5 \text{ MeV}$, $\mu=0.1 \text{ cm}^{-1}$)。

② μ に対する補正は, Fig.A-3 を用いて求めた, $\mu=0.1 \rightarrow 0.075$ (又は 0.086), 0.054 (又は 0.062), 0.042 (又は 0.050) の変化による線量変動ファクターそれぞれ, 4.2 (又は 2.1), 7.1 (又は 4.3), 1.6 (又は 1.5) を適用する。

③ \bar{E} に対する補正是 Fig.A-4 を用いて求めた, $\bar{E}=2.5 \rightarrow 0.5$ の変化による線量変動ファクター～ 0.11 を適用する。

④ 以上のことからギャップ出口でのガンマ線線量率は各厚さに対し次のようになる:

$$L = 100 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 9.0 \times 10^{-9} \times 7.3 \times 10^{11} \times 4.2 \text{ (又は } 2.1) \times 0.11 \\ &= 3.0 \times 10^3 \text{ (又は } 1.5 \times 10^3) \text{ rem/h} \end{aligned}$$

$$L = 150 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 3.1 \times 10^{-9} \times 7.3 \times 10^{11} \times 7.1 \text{ (又は } 4.3) \times 0.11 \\ &= 1.8 \times 10^3 \text{ (又は } 1.1 \times 10^3) \text{ rem/h} \end{aligned}$$

$$L = 200 \text{ cm}$$

$$\begin{aligned} D_r &= 1.7 \times 10^{-9} \times 7.3 \times 10^{11} \times 1.6 \text{ (又は } 1.5) \times 0.11 \\ &= 2.2 \times 10^2 \text{ (又は } 2.0 \times 10^2) \end{aligned}$$

これらの計算結果を詳細解析結果とともにプロットしたものを Fig. 4.2-2 に示す。簡易評価法に関しては DOT 3.5 による 14 MeV 中性子束分布を利用した場合(A)と Line-of-sight 法〔式(5)〕による 14 MeV 中性子束分布を利用した場合(B)の両方を示した。DOT 3.5 の結果を用いた(A)の方が、詳細解析計算 (THIDA-2) との一貫性という面から、当然一致の程度は良くなっている。しかし前述したように DOT 3.5 による中性子ストリーミング計算はレイエフェクトによる過少評価があることを考えれば、(B)の方がより現実に近い可能性が強い。

(3) ケース 3 (運転時ギャップ無し、停止時 $W=1 \text{ cm}$, 0.3 MWY/m^2) 炉運転中はギャップが存在しないので、前節で述べた第 1 の場合に対応する。線源条件は:

第 1 壁における線源強度: $I_0 = 3.11 \times 10^{11} \text{ photon cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$

ガンマ線平均エネルギー: $\bar{E} \approx 0.55 \text{ MeV}$

線源強度減衰係数 : $\mu_B = 0.1425 \text{ cm}^{-1}$

(Table 3.2-1)

次にこれらの線源データと第 2 章に示したピーキング係数に関する図表から本ケースに対するピーキング係数を推定する。

① Fig. 2.2-10 より $W=1 \text{ cm}$ に対するピーキング係数は $L=100, 150, 200 \text{ cm}$ に対し、それ

ぞれ、 $4.8, 2.0 \times 10^2, 1.6 \times 10^4$ である（但し、 $E = 2.5 \text{ MeV}, \mu = 0.1 \text{ cm}^{-1}$ ）

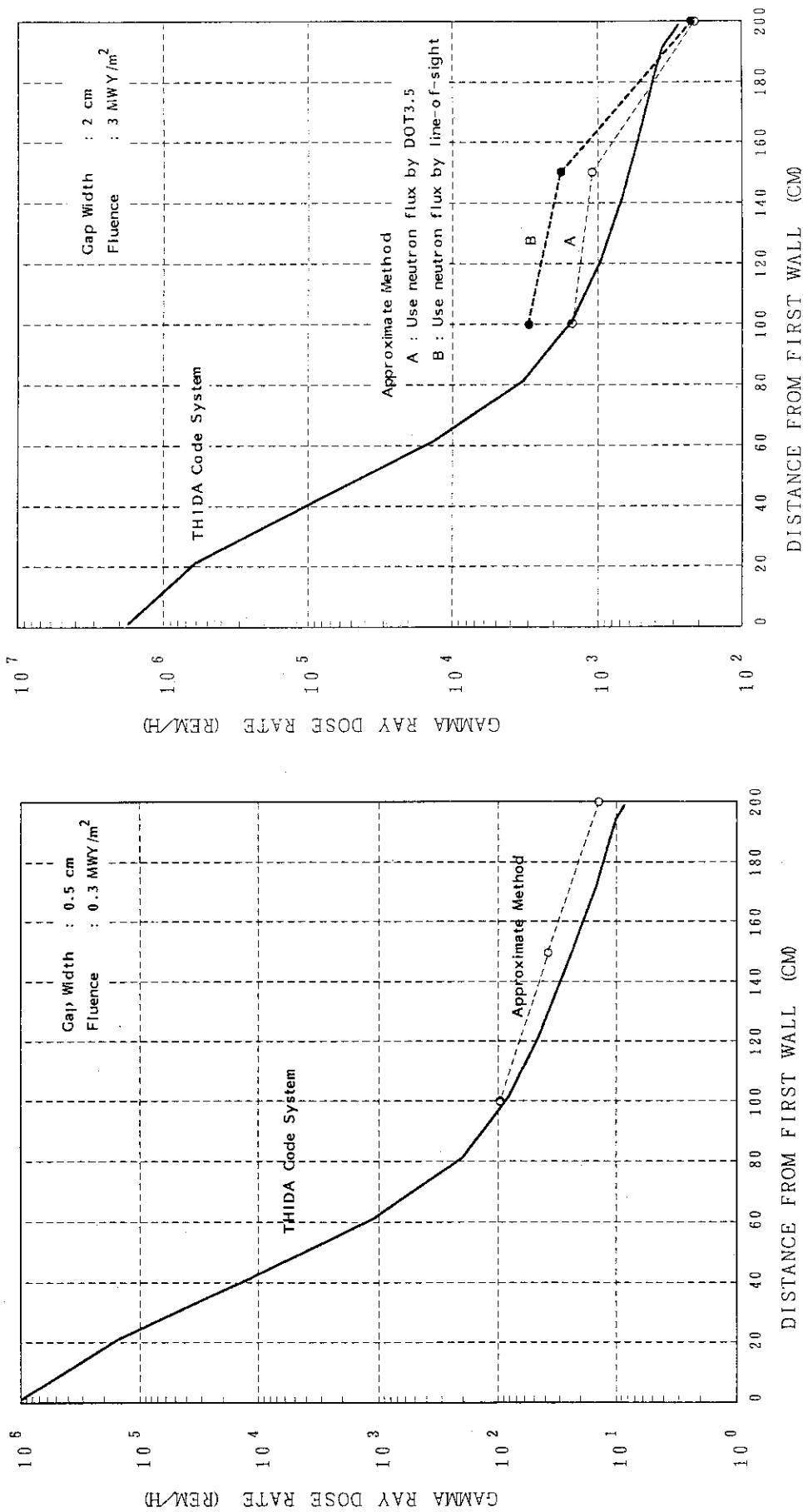
- ② μ に対する補正是 Fig. 2.2-12を用いて求めた $\mu = 0.1 \rightarrow 0.1425$ の変化による変動ファクター、 $2.6 \times 10^1, 3.1 \times 10^2, 2.6 \times 10^3$ （それぞれ、 $L = 100, 150, 200 \text{ cm}$ に対して）を適用する。
- ③ \bar{E} に対する補正是、Fig. 2.2-13に示されるようにほとんど考えなくてよい。
- ④ バルク遮蔽に対する停止後線量は既存データ（例えば文献11のFig. 4.4-2）を利用する。
Fig. 4.2-3 にバルク遮蔽厚に対する停止後線量率の変化を示す。各遮蔽厚に対する線量率を次に示す（ $L = 100, 200 \text{ cm}$ は外挿して求めた）：

$$\begin{aligned} L = 100 \text{ cm} & \quad 1.8 \times 10^3 \text{ mrem/h} \\ L = 150 \text{ cm} & \quad 1.25 \text{ mrem/h} \\ L = 200 \text{ cm} & \quad 8.0 \times 10^{-4} \text{ mrem/h} \end{aligned}$$

- ⑤ 以上のデータを用いて、ギャップ出口でのガンマ線線量率は次のように求められる：

$$\begin{aligned} L = 100 \text{ cm} & \\ D_\gamma &= 1.8 \times 10^3 \times 4.8 \times 2.6 \times 10^1 \times 10^{-3} \\ &= 2.2 \times 10^2 \text{ rem/h} \\ L = 150 \text{ cm} & \\ D_\gamma &= 1.25 \times 2.0 \times 10^2 \times 3.1 \times 10^2 \times 10^{-3} \\ &= 7.8 \times 10^1 \text{ rem/h} \\ L = 200 \text{ cm} & \\ D_\gamma &= 8.0 \times 10^{-4} \times 1.6 \times 10^4 \times 2.6 \times 10^3 \times 10^{-3} \\ &= 3.3 \times 10^1 \text{ rem/h} \end{aligned}$$

これらの結果を詳細解析結果とともにプロットしたものを Fig. 4.2-4 に示した。簡易評価値は THIDA-2 システムによる解析結果より大きめの値となっているが、その差はファクター 2 程度である。大きめの値となる理由としては： 1) ピーキング係数は鉄 100% の遮蔽体に対するものであるため、SS 85% / H₂O 15% の遮蔽体系に適用する場合にはピーキングを過大評価することになる； 2) Fig. 4.2-3 に示された計算値は 1 次元計算結果であり、THIDA-2 による詳細解析は 2 次元である； 等が考えられる。



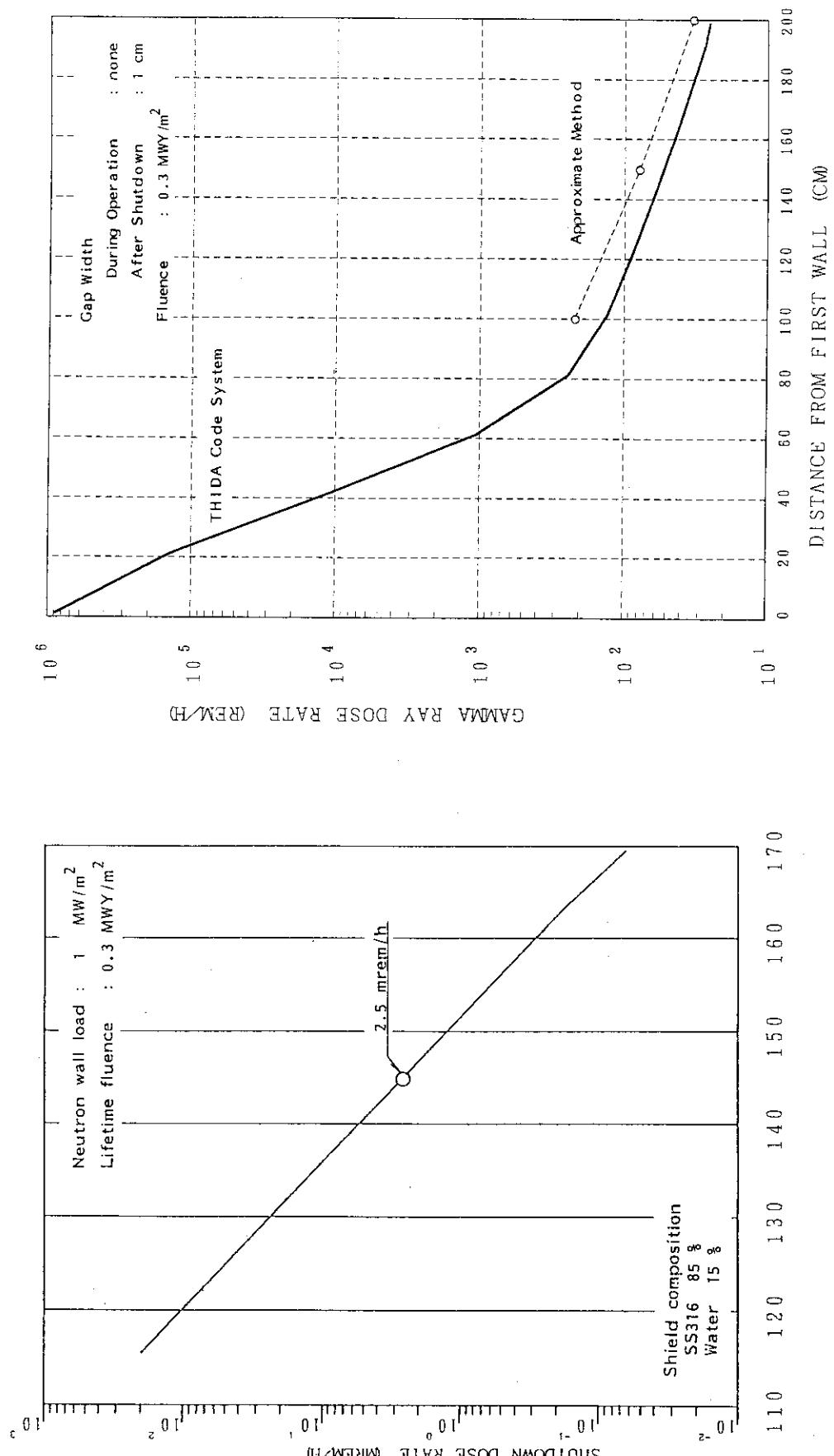


Fig. 4.2-3 Relation between Outboard Shield Thickness and Shutdown Dose Rate at the Outside of the Shield One Day after Reactor Shutdown following Continuous Operation of 0.3 $\text{MWY}/\text{m}^2(1)$

Fig. 4.2-4 Comparison of Gamma Ray Dose Rate in Gap Calculated by the THIDA-2 Code System and the Approximate Method (Case 3)

DISTANCE FROM FIRST WALL (CM)

4.3 まとめ

第4章における検討により得られた主要な成果を次に列挙する：

- (1) 簡易評価方法としては、①全体系で線源分布が同じと考えられる場合 ($\mu_G = \mu_B$) と、②ギャップ近傍とギャップから離れた地点で線源分布が異なる場合 ($\mu_G \neq \mu_B$) に分けて考えられるが、いずれも第2章（付録を含む）と第3章に与えられたデータを基にギャップストリーミングの簡易評価が可能である。
- (2) 3ケースについて詳細解析結果 (THIDA-2) と簡易評価結果を比較したところ、両者はかなりよく一致し（ファクター2以内）、100～200 cm 程度の遮蔽厚に対しては簡易評価法の有効性が確認された。
- (3) 注意する点として、DOT 3.5 による中性子ストリーミング計算ではレイエフェクトによる過少評価があるので、THIDA-2 による詳細解析計算、DOT 3.5 による中性子束分布を利用した簡易評価手法ともにギャップ中のガンマ線フラックス、線量率を過少評価していることが挙げられる。
- (4) 過少評価の程度は、14 MeV 中性子束の過少評価がそのまま影響すると考えると、ギャップ幅 1 cm に対してはファクター 3、0.5 cm 幅に対してはファクター 7 程度と考えられる（遮蔽厚 200 cm）。

5. 結論と今後の課題

核融合炉における誘導放射能によるガンマ線源の特性を把握するとともに、ガンマ線のギャップストリーミング特性とその簡易評価方法を明らかにした。主要な成果を次に示す：

- (1) ある一定の線源条件（エネルギー、強度分布）を与えた場合、ギャップ出口でのガンマ線束（又は線量率）のギャップ幅および遮蔽厚（ギャップ長さ）への依存性をサーベイし、図表化した。またバルク減衰との比較によりビーキング係数を定義し、やはり各パラメータへの依存性を明らかにした。
- (2) 核融合炉遮蔽体系におけるDT中性子による誘導放射能分布、崩壊ガンマ線源分布をバルク体系とギャップ体系の両方に対して明らかにした。
- (3) 上記(1)と(2)の成果を用いて、崩壊ガンマ線のギャップストリーミングを簡易的に評価する手法を提案した。この手法を核融合炉遮蔽体系に適用した結果、詳細解析結果とファクタ2以下で一致し工学的な適用可能性が示された。

次に今後の課題として次のようなことが考えられる：

- (1) DOT 3.5による計算ではレイエフェクトのため中性子ストリーミングを過少評価することにより、誘導放射能およびガンマ線源強度をも過少評価していると思われる。これを正確に評価するためにはモンテカルロ法によるストリーミング計算結果（中性子束）を用いた誘導放射能計算が必要である。
- (2) 将来的には工学設計に便利な様に、ギャップ幅と遮蔽厚の関数として簡易評価式の形に整理することが望ましい。
- (3) 実際の核融合体系では誘導放射能の分布がより複雑である。今回の検討では、第1壁から一様に減衰するという仮定をおいたが、今後、核融合炉における多次元的な誘導放射能（ガンマ線源）分布を詳細に調査し、ギャップまわりの分布形状について類型化を行ない、簡易評価手法の適用性拡大を図ることが必要である。

謝 辞

本研究は核融合実験炉の概念設計に関連して得られた成果をまとめたものであり、FER設計チーム・エンジニアリンググループ総括の飯田浩正・主任研究員、および山田政男氏をはじめとする炉設計研究室の各位に深く感謝いたします。また本報告書をまとめるにあたっては吉川允二臨界プラズマ研究部部長、田村早苗臨界プラズマ研究部次長から御理解と御支援をいただいたことを感謝いたします。

5. 結論と今後の課題

核融合炉における誘導放射能によるガンマ線源の特性を把握するとともに、ガンマ線のギャップストリーミング特性とその簡易評価方法を明らかにした。主要な成果を次に示す：

- (1) ある一定の線源条件（エネルギー、強度分布）を与えた場合の、ギャップ出口でのガンマ線束（又は線量率）のギャップ幅および遮蔽厚（ギャップ長さ）への依存性をサーベイし、図表化した。またバルク減衰との比較によりピーキング係数を定義し、やはり各パラメータへの依存性を明らかにした。
- (2) 核融合炉遮蔽体系におけるDT中性子による誘導放射能分布、崩壊ガンマ線源分布をバルク体系とギャップ体系の両方に対して明らかにした。
- (3) 上記(1)と(2)の成果を用いて、崩壊ガンマ線のギャップストリーミングを簡易的に評価する手法を提案した。この手法を核融合炉遮蔽体系に適用した結果、詳細解析結果とファクタ2以下で一致し工学的な適用可能性が示された。

次に今後の課題として次のようなことが考えられる：

- (1) DOT 3.5による計算ではレイエフェクトのため中性子ストリーミングを過少評価することにより、誘導放射能およびガンマ線源強度をも過少評価していると思われる。これを正確に評価するためにはモンテカルロ法によるストリーミング計算結果（中性子束）を用いた誘導放射能計算が必要である。
- (2) 将来的には工学設計に便利な様に、ギャップ幅と遮蔽厚の関数として簡易評価式の形に整理することが望ましい。
- (3) 実際の核融合体系では誘導放射能の分布がより複雑である。今回の検討では、第1壁から一様に減衰するという仮定をおいたが、今後、核融合炉における多次元的な誘導放射能（ガンマ線源）分布を詳細に調査し、ギャップまわりの分布形状について類型化を行ない、簡易評価手法の適用性拡大を図ることが必要である。

謝 辞

本研究は核融合実験炉の概念設計に関連して得られた成果をまとめたものであり、FER設計チーム・エンジニアリンググループ総括の飯田浩正・主任研究員、および山田政男氏をはじめとする炉設計研究室の各位に深く感謝いたします。また本報告書をまとめるにあたっては吉川允二臨界プラズマ研究部部長、田村早苗臨界プラズマ研究部次長から御理解と御支援をいただいたことを感謝いたします。

参考文献

- (1) 臨界プラズマ研究部, 「昭和59年度核融合実験炉（FER）概念設計結果の要約」 JAERI - M 85-176 (1985)
- (2) 臨界プラズマ研究部, 「準定常核融合実験炉（FER-Q）概念設計報告書（その1）（昭和59年度標準設計）」, JAERI-M 85-177 (1985)
- (3) 臨界プラズマ研究部, 「準定常核融合実験炉（FER-Q）概念設計報告書（その2）（昭和59年度標準設計）」, JAERI-M 85-178 (1985)
- (4) 臨界プラズマ研究部, 「核融合実験炉（FER）重要技術課題の検討（昭和59年度）」, JAERI-M 85-179 (1986)
- (5) 臨界プラズマ研究部, 「核融合実験炉（FER）の概念設計（昭和59, 60年度）」 JAERI-M 86-134 (1986), 3分冊
- (6) Mori, S., Seki, Y., "Radiation Streaming Analysis through Narrow Gaps in Fusion Experimental Reactor (FER)", J. Nucl. Sci. Technol., 24[1] pp.1~11 (Jan. 1987)
- (7) Halley, A.M., Miller, W.H., "Neutron Streaming through Gaps in Fusion Reactor Shielding", Fusion Technology, 10(3), pp.424-430, (Nov. 1986)
- (8) W.A. Rhoades and F.R. Mynatt, "The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973)
- (9) Seki, Y., et al., "THIDA-2: An Advanced Code System for Calculation of Transmutation, Activation, Decay Heat and Dose Rate", JAERI 1301 (Mar. 1986)
- (10) Straker, E.A., "The MORSE Code - A Multigroup Neutron and Gamma Ray Monte Carlo Transport Code", ORNL-4585, (1970)
- (11) 森清治他, 「核融合実験炉（FER）の遮蔽設計（計算手法の検討と遮蔽特性評価）」, JAERI-M 87-083 (1987)
- (12) Engle, W.W. Jr., "A User's Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1693, ORNL (1967)
- (13) Y. Seki and H. Iida, "Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma-Ray Cross Section Sets for Fusion Reactor Calculations", JAERI-M 8818 (1980)

付録 ギャップ出口のガンマ線線量率

本文第2章ではギャップ出口のガンマ線フラックスの各種パラメータへの依存性を示す図を表示した。しかし実際の設計ではガンマ線フラックスよりも線量率(rem/h)の形で表示した方が便利な場合も多い。そこで本文中のFig. 2.2-6～Fig. 2.2-9の縦軸の値を線量率(rem/h)に置き換えたものをFig. A-1～Fig. A-4に示した。

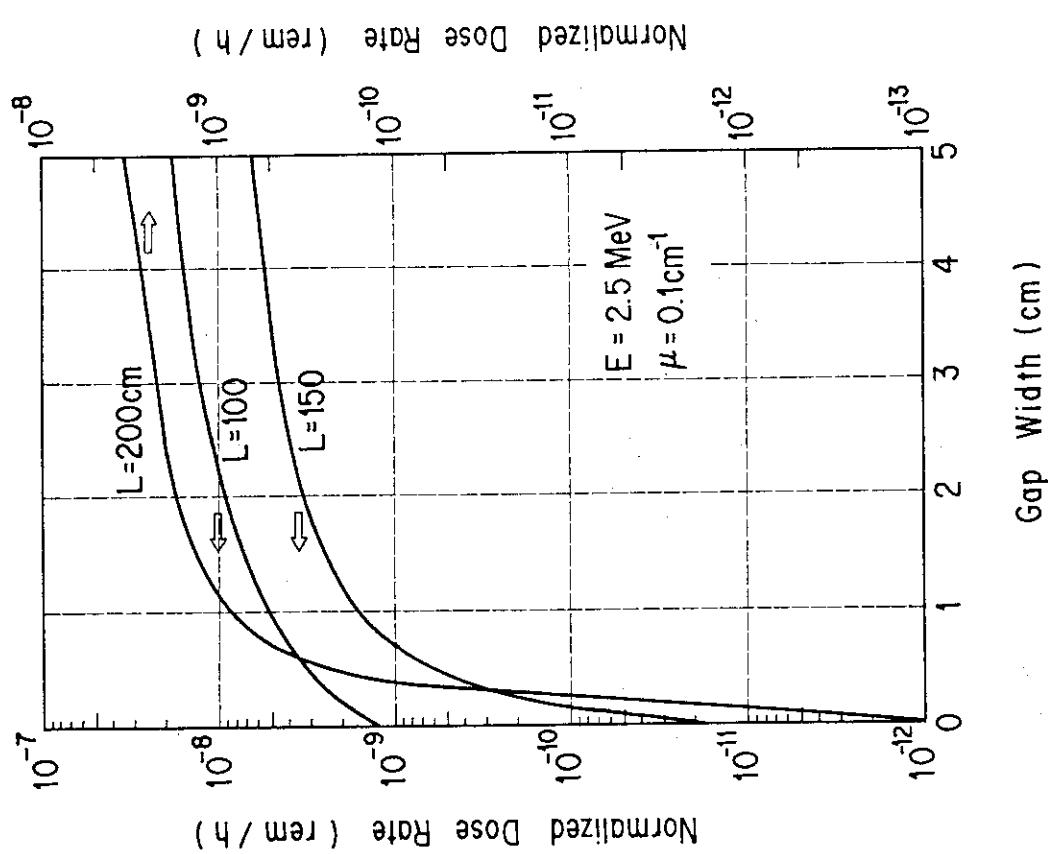


Fig. A-1 Gamma Ray Dose Rate at the Gap Exit as a Function of Gap Width ($I_0=1\text{ photon cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)

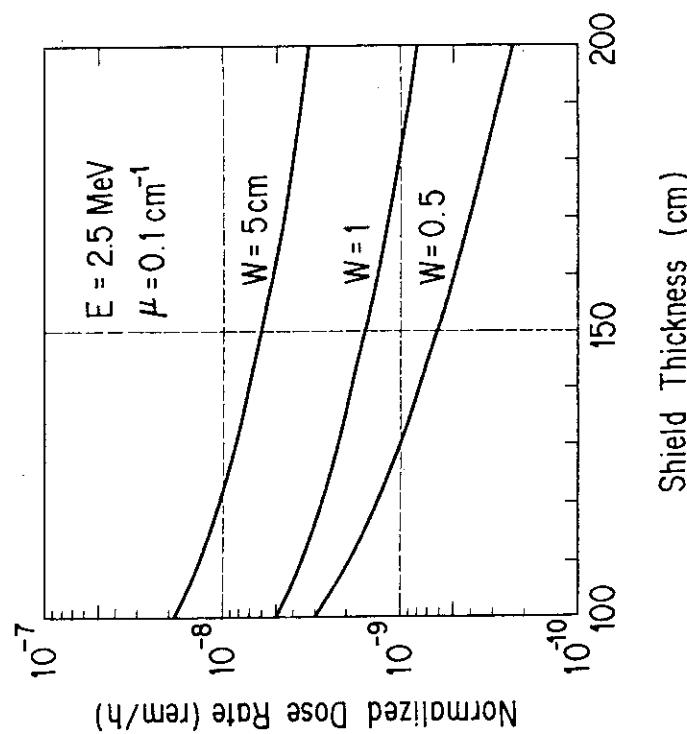


Fig. A-2 Gamma Ray Dose Rate at the Gap Exit as a Function of Shield Thickness ($I_0=1\text{ photon cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)

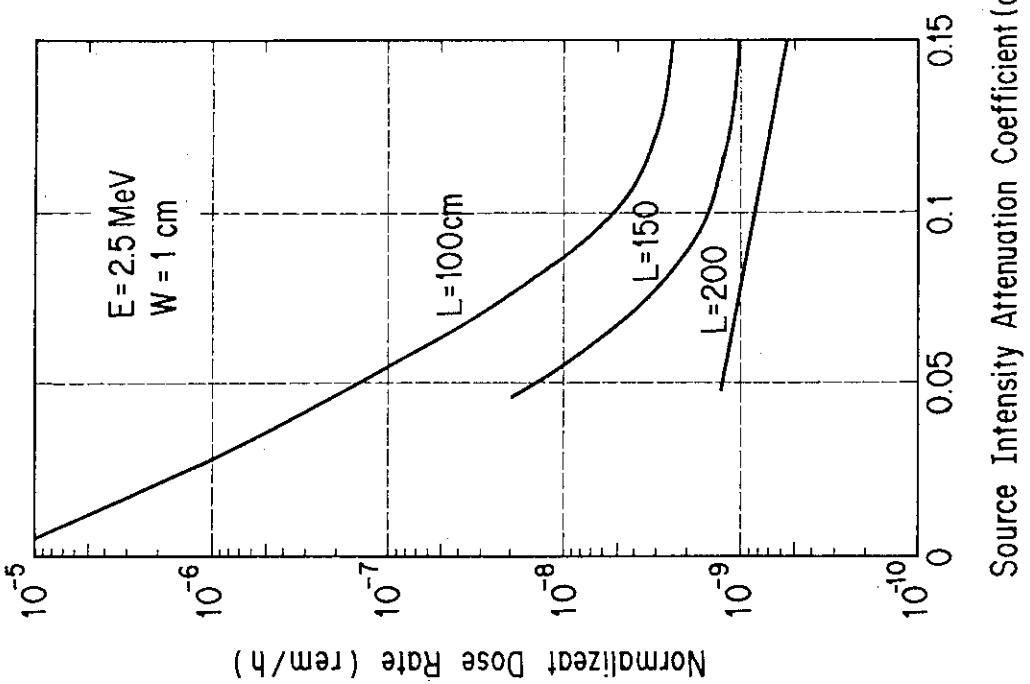


Fig. A-3 Gamma Ray Dose Rate at the Gap Exit as a Function of Source Intensity Attenuation Coefficient ($I_0=1 \text{ photon cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

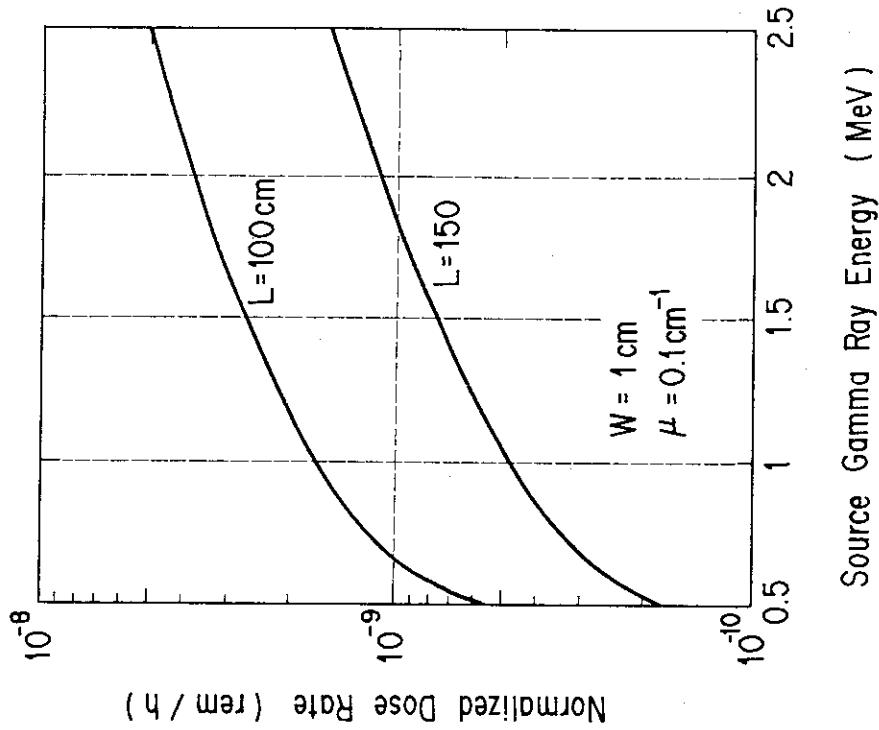


Fig. A-4 Gamma Ray Dose Rate at the Gap Exit as a Function of Source Gamma Ray Energy ($I_0=1 \text{ photon cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)