

原子力船「むつ」遮蔽解析計算

布施卓嘉*・竹内 清*・山路昭雄*

Analysis of Shield for the Nuclear Ship MUTSU

By

Takayoshi FUSE, Kiyoshi TAKEUCHI and Akio YAMAJI

Abstract

On the nuclear ship MUTSU, a higher-than-expected level of radiation was found, with output raised to 1.4 per cent. To investigate the radiation leakage, the analysis of the shielding problem utilized a four-step sequence of PALLAS-2DCY cylindrical $r-z$ calculations with fixed sources distributions in the core.

The neutron dose contours show the importance of streaming in the gap between the reactor vessel and the primary shield. Dominant consideration of thermal insulation exclude shielding from this area resulting in an imbalance in the shielding effectiveness. The neutron dose rate at the upper part of the reactor vessel is increased by neutrons incident on the head from cavity scattering. The calculation indicates that the neutron dose rate at the top of the primary shield is 5 rem/hr at 100 per cent output.

1. ま え が き

原子力船「むつ」は昭和49年8月28日、初臨界に成功し、引きつづいて零出力臨界試験、低出力上昇試験に入った。49年9月1日1.4%出力へ原子炉出力上昇中に放射線漏洩が認められた。この計算は「むつ」一次遮蔽体中の中性子の挙動を求めて放射線漏洩の原因を明らかにすることを目的とし、また「むつ」における漏洩中性子の測定値の解析も行った。

2. 計算コード

中性子遮蔽計算法は、除去拡散法、点減衰核法等の単純なモデルに基づいた計算法と輸送方程式の数値解法、モンテカルロ法等の精度は良いが計算が複雑な方法に大別できる。中性子の遮蔽体中での挙動は複雑であり、それを単純な形で仮定する簡易計算法は適用範囲が限られている。それに反して輸送方程式の数値解法は中性子の挙動をより正確に取扱うので精度の良い

計算値が得られ、また適用範囲も広い。ここで行った計算は積分型中性子輸送方程式の数値解法に基づいている計算コード PALLAS-2DCY^{1,2)} によるものである。

PALLAS-2DCY コードは中性子ボルツマン輸送方程式を数値積分法により計算するコードで、対象とする形状は2次元円柱形状である。計算結果は対象とした体系の任意の空間点で、中性子のエネルギースペクトルおよび進行方向角度分布が求められ、このエネルギースペクトルに線量率変換係数を掛けてエネルギーについて積分することにより中性子線量率(rem/hr)が得られる。中性子線量率は体系の全空間メッシュ点について求められるから、中性子線量率の位置による変化および等高線図を得ることもできる。また「むつ」の円環形状間隙から漏洩する中性子の挙動を調べるためには、円環形状間隙とそれに続く上下方向におけるボイド空間の各位置において、どの方向にどれだけ中性子が進行しているかを求めればよい。これが中性子の角度分布という形で得られる。以上のようにこの計算では基礎的な中性子の挙動を表わす空間分布、角度分

* 東海支所 原稿受付: 昭和50年4月25日

布, エネルギスペクトルおよび巨視的な量である中性子線量分布が得られる。

上述のように本計算コードは円柱形状遮蔽体に対するものであり、「むつ」の一次遮蔽のような円柱形状の遮蔽計算を行うのに適している。また遮蔽体内の各点について中性子の角度分布, その各々についてエネルギスペクトルを計算するので、「むつ」の場合のように遮蔽体中の細長いスリットをエネルギスペクトルを変化しながら漏洩した中性子がさらに遮蔽体により散乱して外部へ漏洩していくような角度分布とエネルギスペクトルが重要な計算には有効である。

計算コードを使用する際, 考慮に入れなければならないのは, 計算精度である。計算精度は, 計算コード自体の精度, 中性子核データ精度および計算の際の各種パラメータの選び方により決まる。計算精度は実験値と比較検討することにより評価できる。PALLAS-2DCYの計算精度検証の実験は遮蔽体中の中性子の空間分布, 角度分布, エネルギスペクトルを測定しなければならない。この実験は, 昭和46, 47, 48年度と3年にわたって行われ³⁾ 実験値を計算値と比較して良い計算精度が得られることが確かめられている^{3), 4)}。

3. 計算

「むつ」の一次遮蔽配置図を Fig. 1 に示す。この配置図を計算では Fig. 2 のように近似した。

压力容器上下面, および压力容器の下に設けられている鉛の半球面はそれぞれ平面とした。これは PALLAS-2DCY は円柱形状にのみ適用可能で, 上記のような曲面は平面で近似する必要があったことによる。

計算時間を短縮するために次の近似を行った。

- 1) 遮蔽タンクの鉄水多重層の3層の鉄層を1つに集めたが, 高速中性子の遮蔽効果に与える影響は少ない。
- 2) 重コンクリートの容器の鉄を重コンクリートで置きかえた。鉄と重コンクリートの高速中性子に対する遮蔽効果は大差なく, かつ鉄板は3.2cm厚で厚くないので鉄をコンクリートで置きかえても遮蔽効果の変化は少ない。
- 3) 遮蔽タンクの鉛板を鉄で代用した。高速中性子の遮蔽効果は鉄も鉛も大きな差異はない。

計算機の容量に制限があるので一次遮蔽全体を一度に計算できず4分割して線源側から順次に計算した。分割の面は Fig. 2 に示してある。

Table 1 25 group neutron energy structure

Group	Energy (MeV)	Group	Energy (MeV)
1	13.35	14	0.99
2	10.93	15	0.81
3	8.95	16	0.66
4	7.33	17	0.54
5	5.99	18	0.45
6	4.91	19	0.36
7	4.02	20	0.30
8	3.29	21	0.24
9	2.70	22	0.20
10	2.21	23	0.16
11	1.81	24	0.13
12	1.48	25	0.11
13	1.21		

分割面では, 先に計算して得られている中性子の角度分布, エネルギスペクトルを次に計算する側の境界条件とした。計算手順は以下のごとく行った。

3.1 定数の準備

エネルギの範囲は 13.35 MeV~0.1098 MeV で, これをレサジ間隔 0.2 で 25 群に分割した (Table 1)。群定数は Table 1 に示されるエネルギを中心として上下 0.2 レサジ幅で $1/E$ スペクトル仮定のもとに次のように求めた。

$$\sigma(E_j) = \frac{\int_{E_1}^{E_2} \sigma(E) \frac{1}{E} dE}{\int_{E_1}^{E_2} \frac{1}{E} dE}$$

ここで E_2 は群のエネルギの上限, E_1 は同じく下限である。

なお, 計算に使用した核種の核データの出典は Table 2 の通りである。「むつ」一次遮蔽体に使われている普通コンクリートおよび重コンクリートについては原子力第一船遮蔽効果確認実験の際に用いられたコ

Table 2 Literature of nuclear data

Element	σ	f_1	Level of inelastic scattering
H	ENDF/B-III		
O	ENDF/B- I	ENDF/B- I	
Fe	ENDF/B- I	UNC-5139	ENDF/B- I
Pb	ENDF/B-III	UNC-5099	ENDF/B-III
Si	ENDF/B-III	ENDF/B-III	ENDF/B-III
Ca	ENDF/B-III	ENDF/B-III	

Table 3 Composition of concretes

Ordinary concrete

Element	wt %	Atomic density (10^{24} atoms/cm ³)	Atomic density used in the calculation (10^{24} atoms/cm ³)
H	0.762	0.01017	0.01017
O	48.35	0.04306	0.04306
Si	23.48	0.01194	0.01769
Al	8.21	0.004345	0
Fe	5.43	0.001388	0
Ca	11.57	0.004122	0.005510
Mg	2.23	0.001351	0
S	0.12	0.000053	0

Heavy concrete

Element	wt %	Atomic density (10^{24} atoms/cm ³)	Atomic density used in the calculation (10^{24} atoms/cm ³)
H	0.304	0.006942	0.006942
O	35.39	0.05051	0.05051
Si	6.92	0.005626	0.01065
Al	0.932	0.000832	0
Fe	49.92	0.02117	0.02117
Ca	5.29	0.003014	0
Mg	1.23	0.001155	0
S	0.0363	0.000026	0

クリートの成分表を参考にして、成分の少ない核種は他の成分の多い核種に含ませた。すなわち、普通コンクリートでは Fe を Ca へ、Al, Mg, S を Si で置きかえ、重コンクリートでは Al, Ca, Mg, S を Si として取扱った (Table 3)。また、炉心では U, Zr, Ni, Cr を Fe で、C を O で置きかえた。計算に使用した物質の組成および原子密度を Table 4 に示す。

3.2 第1回目の計算

炉心の中心から上へ 130 cm の位置 (Fig. 2 で水平に点線で示されている) で円柱形状体系を輪切りにした。PALLAS-2DCY コードは炉心の中心を対象に計算するので炉心の中心より下方向へも 130 cm まで計算することになる。線源は $130.6\text{ cm} \times 114.56\text{ cm}\phi$ の円柱炉心内に一様分布の核分裂線源であると仮定し、出力は 36 MW とした。

3.3 第2回、第3回目 (炉心上方向) の計算

第1回目の計算で炉心中心上方 130 cm の位置で外へ向かう中性子の角度分布が求められているから、この位置での角度分布を第2回目の境界条件としてさら

Table 4 Composition of reactor and shield used in the calculation

	Element	Atomic density (10^{24} atoms/cm ³)
Core	H	0.03933
	O	0.033262
	Fe	0.01677
High temperature water (280°C)	H	0.05238
	O	0.02619
Iron	Fe	0.08480
Water	H	0.06690
	O	0.03345
High temperature water and iron	H	0.03981
	O	0.02078
	Fe	0.01552
Heavy concrete	H	0.01010
	O	0.05051
	Fe	0.02117
Ordinary concrete	Si	0.01065
	H	0.01010
	O	0.04306
Lead	Si	0.01769
	Ca	0.005510
	Pb	0.03300

に上方 277.5 cm まで計算を行った。277.5 cm の位置での中性子角度分布を第3回目の境界条件としてさらに上方 394 cm まで計算を行った。394 cm は「むつ」計算モデルにおける制御棒駆動装置支持台上部にあたる。

3.4 第4回目 (炉心下方向) の計算

第1回目の計算における炉心中心から 96.2 cm の位置での外方向へ向かう中性子の角度分布を第4回目の境界条件として最下端位置である炉心下方 254.6 cm まで計算を行った。96.2 cm の位置の選択は領域の境界に相当するので区切るのに都合が良かったことによる。

なお、上述の計算における空間メッシュ間隔は 2.5 ~ 4.8 cm (一部に 1.5 cm がある) で、角度分点数は 28 である。空間メッシュ点は各計算において約 2800 である。以上のようにパラメータを選んだのは計算精度が確認済であるからである⁴⁾。

4. 計算結果

計算結果として、遮蔽体の各空間メッシュ点の中性

子角度分布, その各々のエネルギースペクトルが得られた。これらは, 計算結果を得るための計算過程には必要であったが, 計算結果としてすべて示すと膨大な量になるので, ここでは, Fig. 2 に示す a~e 線についての中性子線量率の分布を Fig. 3~14 に, 等高線図を Fig. 15~17 に示す。Fig. 17 はエネルギー 2.2 MeV 以上の中性子の線量率等高線図である。角度分布は Fig. 18 に示す遮蔽体上部の A~N 点でのエネルギー 110 KeV の中性子について Fig. 18, 19 に示す。遮蔽体下部については Fig. 20 に示す P~W 点の角度分布を示す。また上述の A~W 点および Fig. 24 に示す X, Y 点のエネルギースペクトルを Fig. 21~25 に示す。

これらの計算結果より次のことが明らかになった。

- 1) 原子炉容器と一次遮蔽タンク間のボイドを中中性子は漏洩し, さらに原子炉容器上下のボイドへ広がっている (Fig. 3~17)。このボイドは一次遮蔽体を約 280°C に保たれている原子炉容器から熱的に絶縁するために設けられたもので, 輻射断熱材が挿入されている。
- 2) ボイド中の中中性子の減衰は少ない。減衰は一様でなく, 炉心との距離, ボイドの形状, 周辺の遮蔽体の形状に影響され複雑な様相を示している (Fig. 13)。
- 3) 炉心中心垂直方向の中中性子分布は炉心から離れるにつれて減衰しているが, 原子炉容器上部ではその上のボイドから, 原子炉下部ではその下のボイドから漏洩してくる中中性子のため急激に上昇し, 原子炉容器上面で 20 rem/hr, 一次遮蔽上面でも 5 rem/hr に達している。原子炉容器上面での設計値は 1.4 m rem/hr である (Fig. 12)。
- 4) 炉心中心水平半径方向の一次遮蔽外表面で中中性子線量率は 160 m rem/hr であり, 設計値は 190 m rem/hr であることからみて, この方向の遮蔽性能に異状はない (Fig. 6)。
- 5) 角度分布に関しては, E, H, I, J では上方に, U では下方に鋭いピークを有するがこれはボイドを中中性子が漏洩することから予期されたことである (Fig. 18~20)。
- 6) しかし, H と薄い鉄板 1 枚へだてた G, U のすぐ近くの V の角度分布はピークでなく広い分布をしており, 角度分布は周囲の遮蔽の配列による影響が非常に大きいことを示している (Fig. 19, 20)。
- 7) 原子炉容器上部の A での角度分布はボイドから

原子炉容器内へ流入する中中性子のため下方に広がっている (Fig. 18)。

- 8) その他の点についても一般にボイドが線源であるような分布となっているが, 周辺の遮蔽配列に影響され予知することはむずかしい (Fig. 18~20)。
- 9) ボイドを漏洩している中中性子のエネルギースペクトルはエネルギーが増すと中中性子が急激に減少し, スペクトルの形は漏洩成分を含まない, たとえば Y でのものと異なる。漏洩中中性子は 1 MeV 以上の中中性子が相対的に非常に少ない (Fig. 21~25)。しかし, 2.2 MeV 以上の中中性子の等高線分布では, この中中性子もボイド中を拡散していることが示されており, 高エネルギー中中性子も前方散乱のみ考えるのでは不十分であることを示している (Fig. 17)。

5. 検 討

今回行ったような実際の動力炉の一次遮蔽全体の遮蔽計算を輸送方程式の数値解を求めることにより行ったのは, わが国では始めてであるし, 世界的にみても例は少ない。こういう計算が可能となるには単に計算法の進歩のみでなく, 大型で高速の電子計算機の開発が必要であったし, また使用する核データの整備も必要であった。これらの条件が整ってきても漸くこういう計算が可能になったといえる。1972年パリで開催された第4回原子炉遮蔽国際会議に米国オークリッジ国立研究所が Fast Test Reactor (FTR) に2次元 Sn 法の DOT-III コードを適用したのが発表された⁵⁾。「むつ」の計算と FTR の計算の比較を Table 5 に示す。

こういう計算の精度は単純な多重層に関しては非常に良い。しかしボイドを含み漏洩を考えなければならぬ大きい複雑な体系の計算精度に関して, はっきりとした結論を述べることは計算例も少ないためにむずかしい。46~48年度に行った検証実験は体系の大きさが約 50 cm × 200 cmφ で計算と実験との差異は最大で factor 2 であった。一方, FTR に関しては計算精度は factor 5 であると述べられているが, 当研究所の実験と計算の比較や体系の大きさの違い等から考慮すると妥当な値であると思われる。「むつ」に関しても同程度の計算精度であると考えられる。ただ「むつ」の場合は, 中中性子の下限エネルギーが 110 KeV で, それ以下の中中性子の寄与を無視しており, この効果は最大で factor 2 程度と考えられる。

Table 5 Analysis of MUTSU and FTR

	MUTSU	FTR
Code	PALLAS-2DCY	DOT-III
Dimension of shield	648 × 449 cmφ	890 × 1110 cmφ
Number of calculations	4	4
Spatial mesh points	2800	2115 ~ 13328
Angular mesh points	28	166
Energy group	25	21
Energy range	13.4 MeV ~ 110 KeV	14.9 MeV ~ 0.41 eV

6. 測定値との比較

「むつ」での中性子測定は熱蛍光線量計および BF₃ 計数管で行い、線量率は原子炉出力 0.24% で BF₃ 計数管を鉄パイプ、30mm 厚ポリエチレン、1mm 厚カドミウム板、20mm 厚ポリエチレンで覆って測定している。測定位置は制御棒駆動装置用台 (Fig. 2 の *i* 線) の上 90cm で水平方向の分布が得られている。これを原子炉出力 100% (36MW) の線量率に換算した分布を Fig. 26 に示す。

一方、「むつ」の解析計算は Fig. 2 の *i* 線で終わっているため、測定値と計算値を比較するため *i* 線での中性子の分布を境界条件としてさらに上方の中性子分布を計算した。媒質はボイドとした。*i* 線の上 90cm の分布を Fig. 26 に示す。測定値、計算値ともピークが出ているが、その位置はずれている。これは実際の「むつ」の原子炉容器上部は半球型であるのに、計算では平板で近似しているためとみられる。中性子の角度分布は第 4 節でも述べたように周囲の遮蔽配置により非常に影響されるので、その近似の影響も大きいことが推察される。

計算値は第 5 節で述べたように小さめに出ることが予期される。一方、測定値には計算に含まれない原子炉格納容器の壁等からの散乱中性子による影響等も含まれる。以上のことと計算精度、実験精度から考慮し

て計算値と実験値に有意の差はないものとみなせる。

「むつ」の放射線漏洩の原因調査等技術的調査を行うため運輸省と科学技術庁は合同で「むつ」放射線遮蔽技術検討委員会を設置し、さらに「むつ」遮蔽に関する技術的専門事項を調査検討するため遮蔽小委員会を設けた。この解析計算は日本原子力船開発事業団からの受託により行ったもので結果は遮蔽小委員会に報告された。解析にあたって種々の御助言をいただいた遮蔽小委員会座長安藤良夫東京大学教授をはじめ委員各位に厚く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) K. Takeuchi; Numerical Solution to Space-Angle Energy Dependent Neutron Intergal Transport Equation, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 8, p. 141 (1971).
- 2) K. Takeuchi; PALLAS-2DCY, A Two-Dimensional Transport Code, Papers of Ship Res. Inst. No. 47 (1973).
- 3) 船舶技術研究所, 昭和48年度研究成果報告書, 11頁 (昭和49年).
- 4) T. Fuse, et al.; Comparison of One and Two Dimensional Discrete Ordinate Calculations with Experimental Results, Fourth Int. Conf. on Reactor Shielding, E-7, Paris (1972).
- 5) F.R. Mynatt, et al.; LMFBR Radiation Transport Methods Development, Fourth Int. Conf. on Reactor Shielding, C-1-10, Paris (1972).

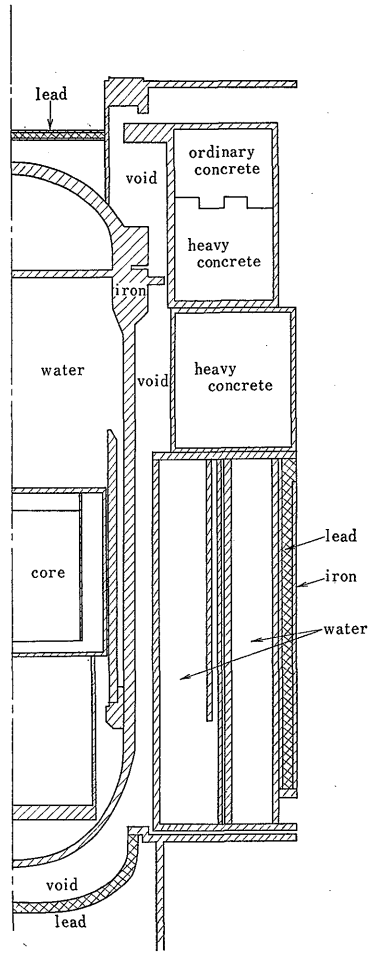


Fig. 1 MUTSU shielding configuration

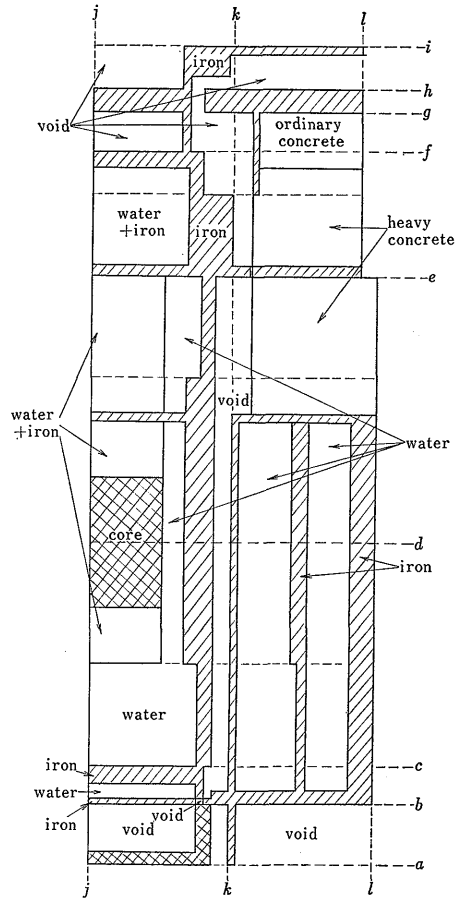


Fig. 2 Calculational model

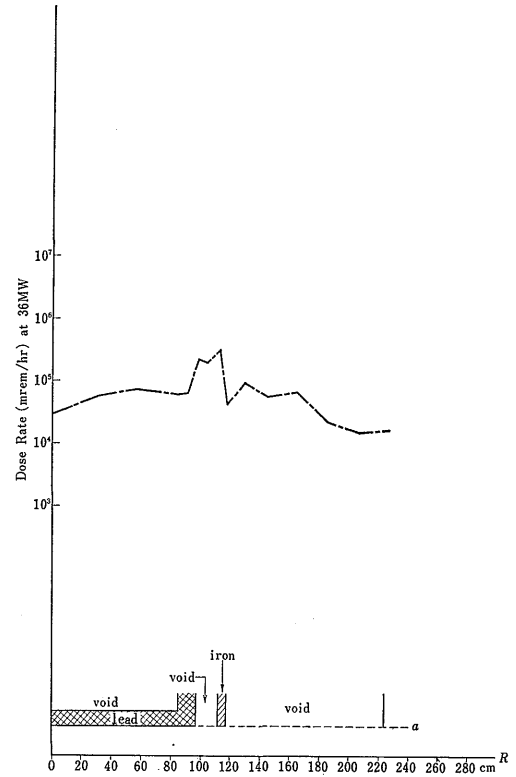


Fig. 3 Neutron dose rate (a line)

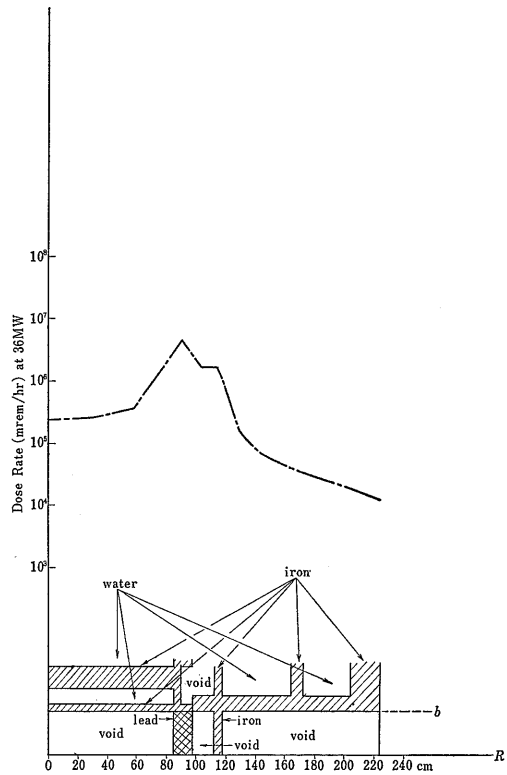


Fig. 4 Neutron dose rate (b line)

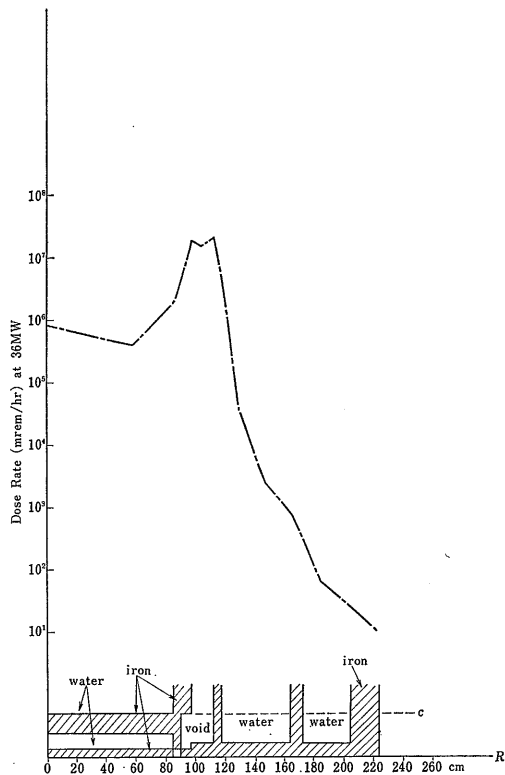


Fig. 5 Neutron dose rate (c line)

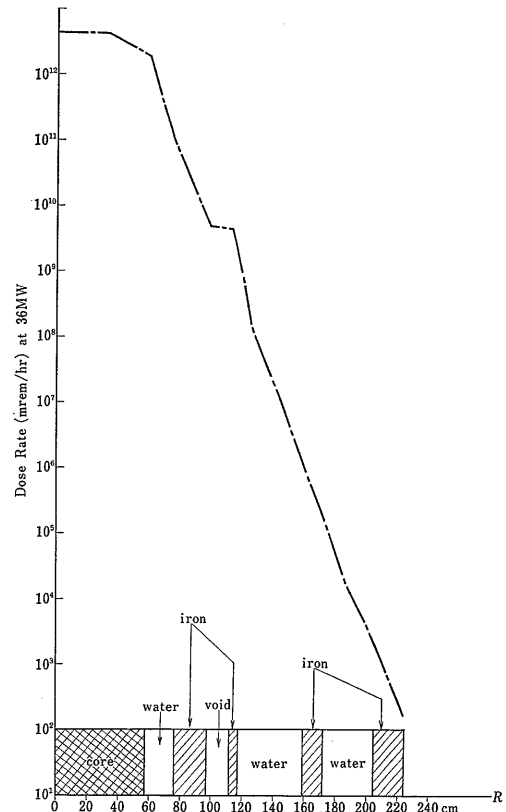


Fig. 6 Neutron dose rate (d line)

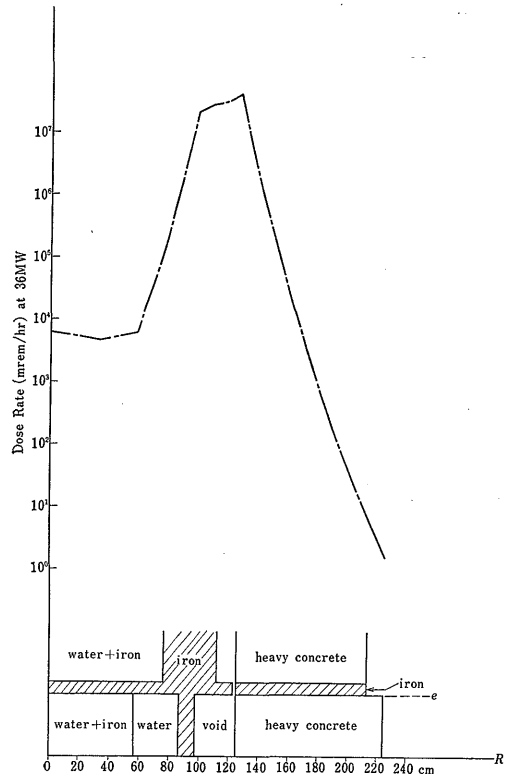


Fig. 7 Neutron dose rate (e line)

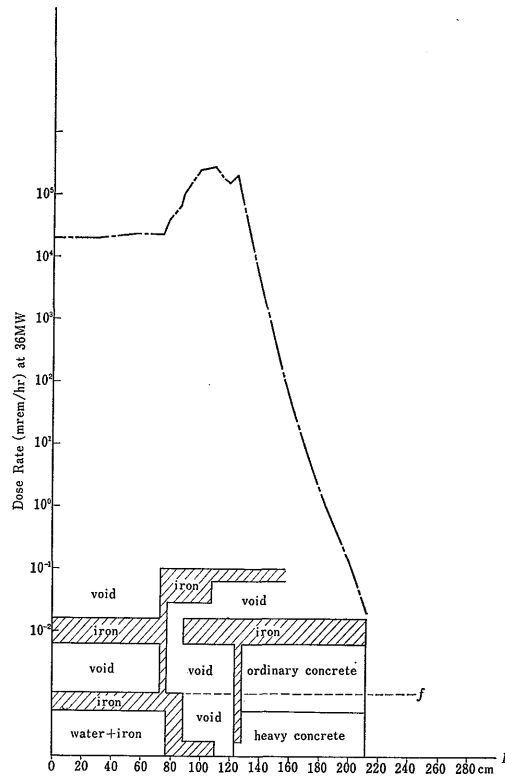


Fig. 8 Neutron dose rate (f line)

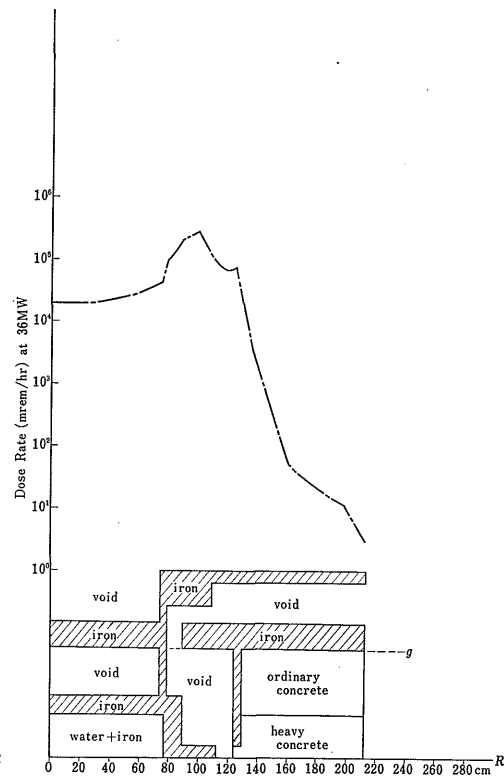


Fig. 9 Neutron dose rate (g line)

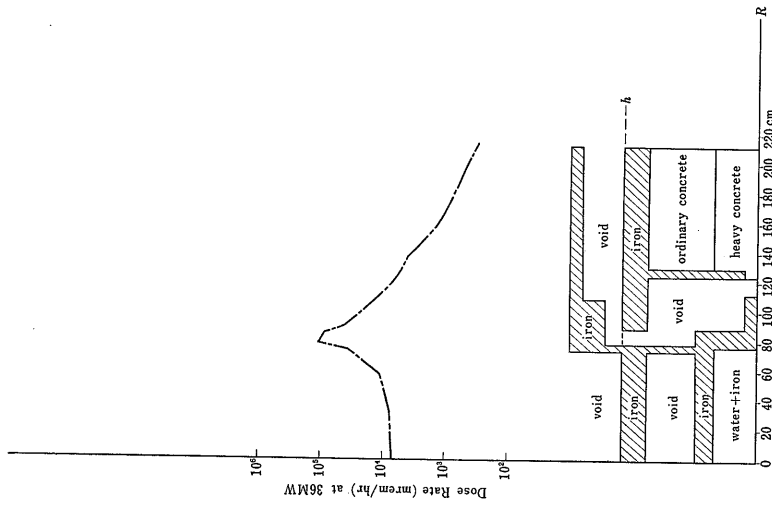


Fig. 10 Neutron dose rate (h line)

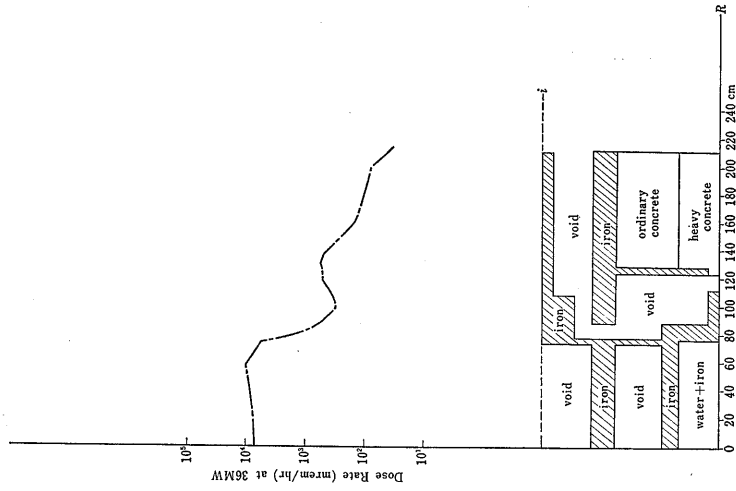


Fig. 11 Neutron dose rate (i line)

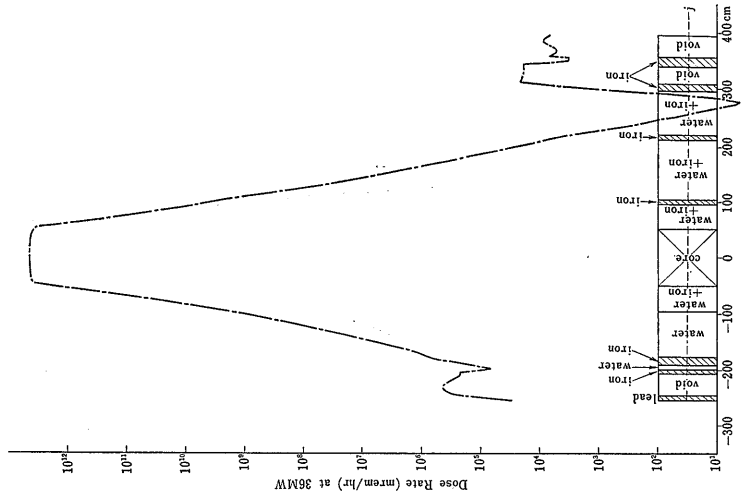


Fig. 12 Neutron dose rate (j line)

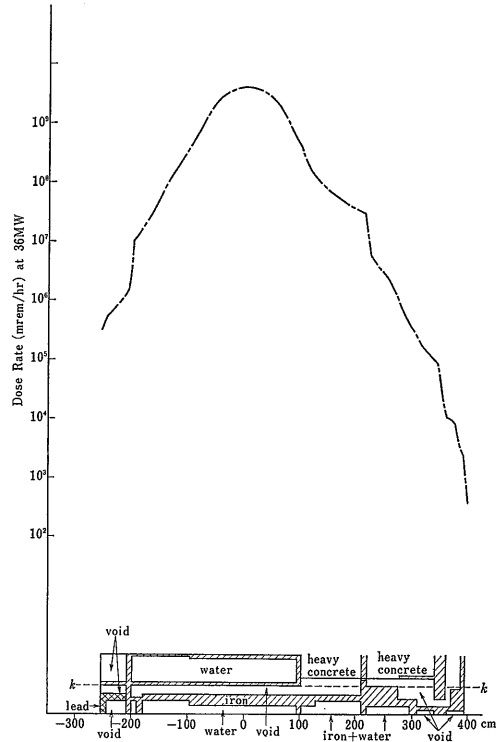


Fig. 13 Neutron dose rate (*k* line)

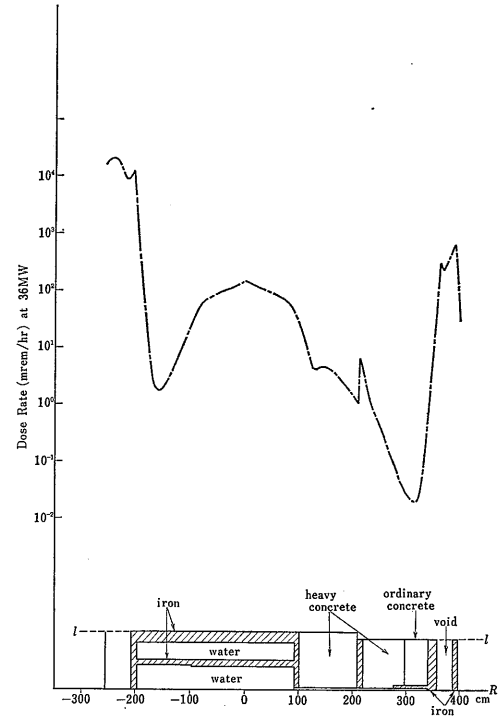


Fig. 14 Neutron dose rate (*l* line)

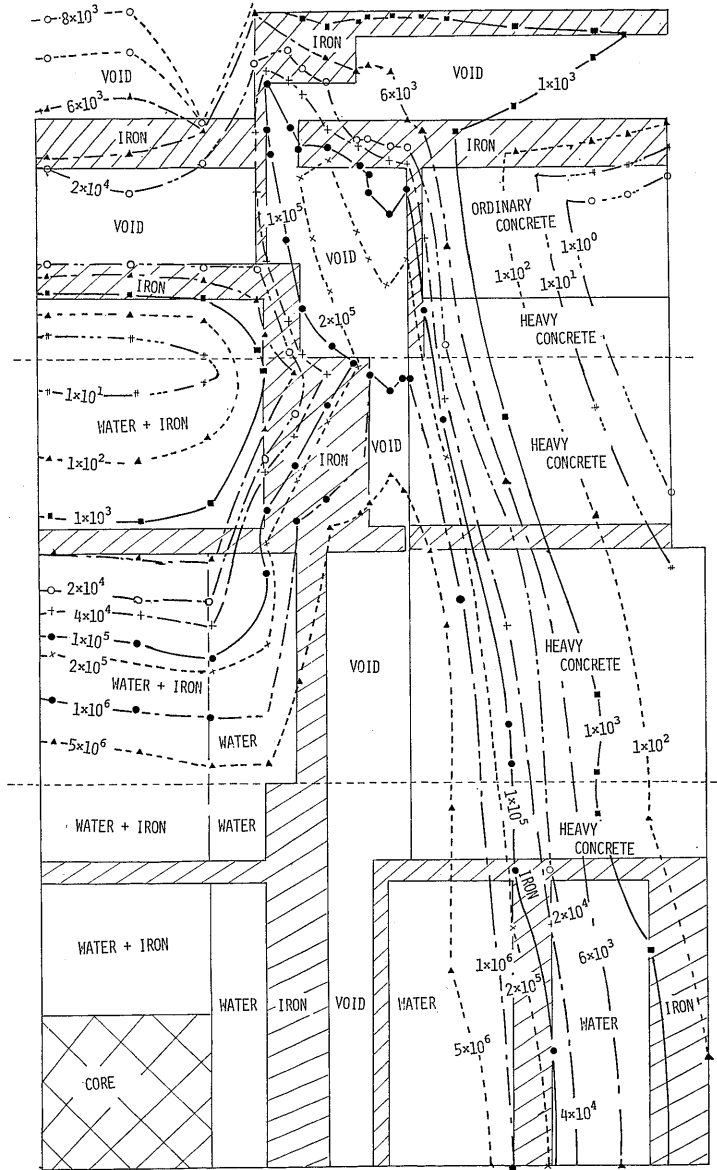


Fig. 15 Neutron dose contours (m rem/hr at 36 MW)

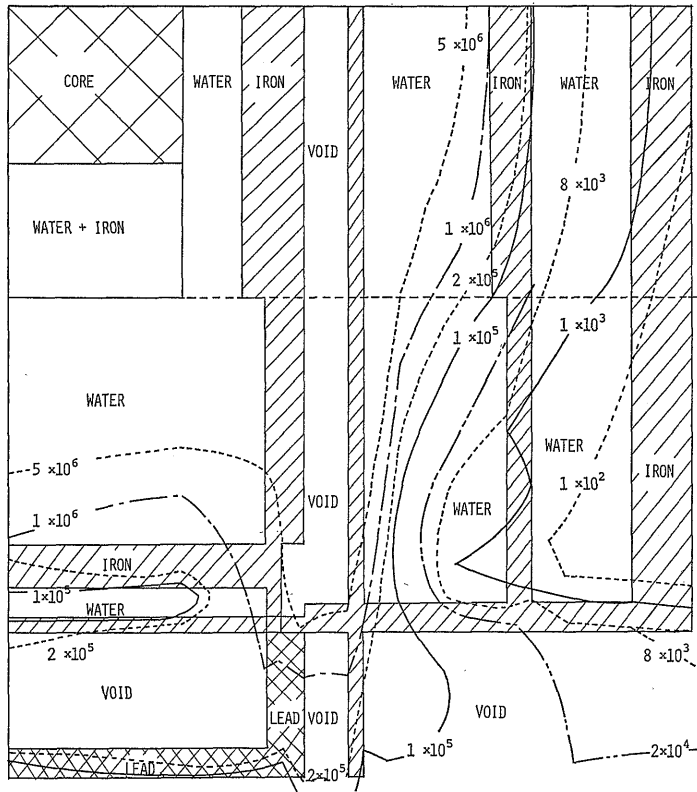


Fig. 16 Neutron dose contours at the lower part of the shield (m rem/hr at 36 MW)

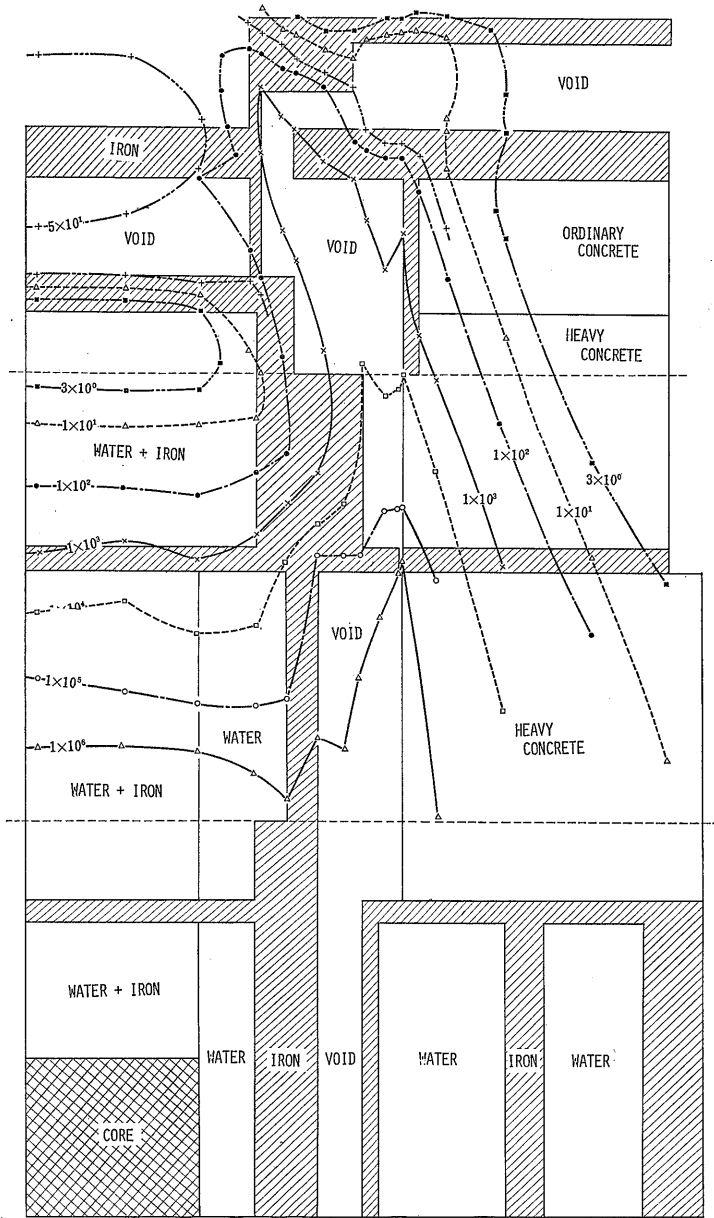


Fig. 17 Neutron dose contours: $E \geq 2.2$ MeV (mrem/hr at 36 MW)

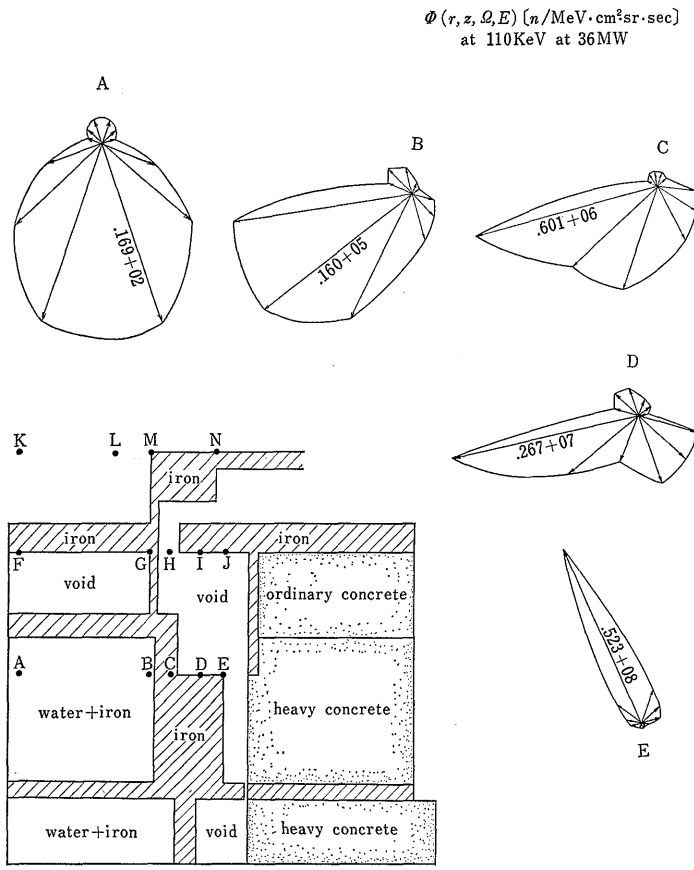


Fig. 18 Angular distributions of neutron

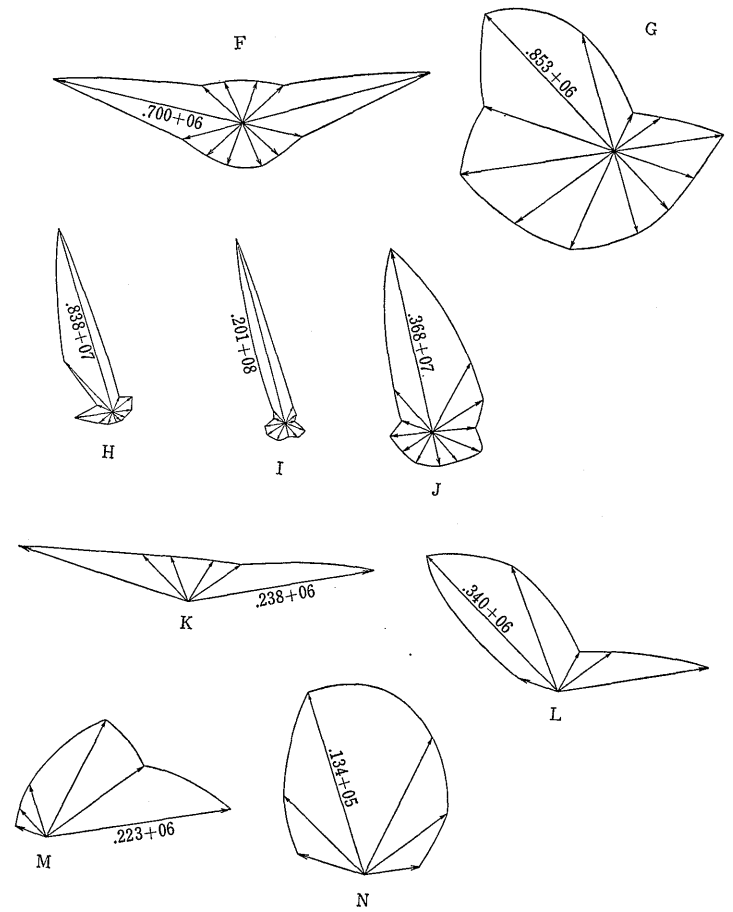


Fig. 19 Angular distributions of neutron

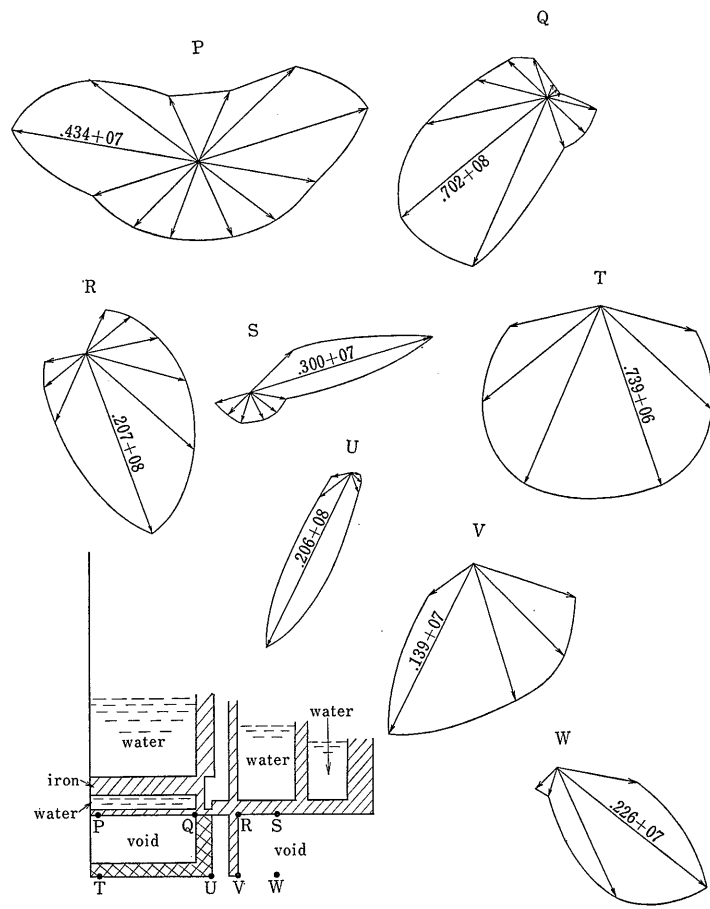


Fig. 20 Angular distributions of neutron



Fig. 21 Neutron energy spectra

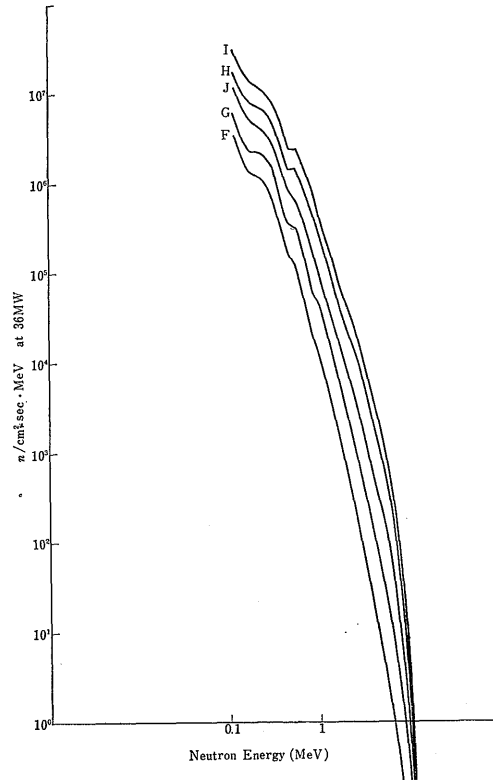


Fig. 22 Neutron energy spectra



Fig. 23 Neutron energy spectra

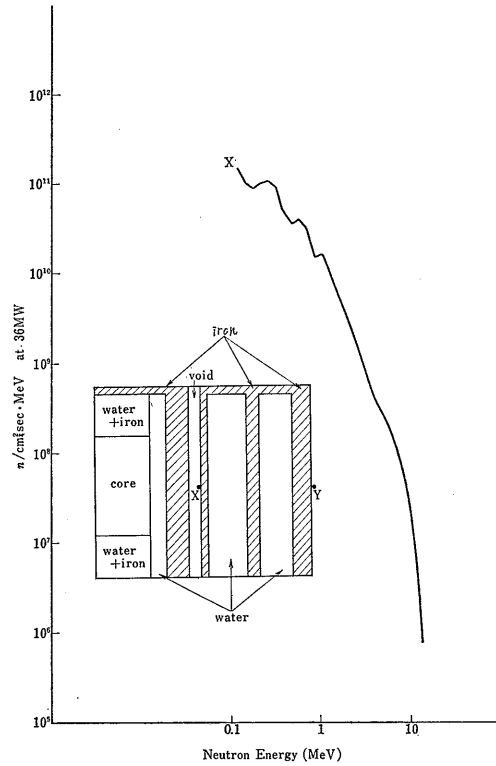


Fig. 24 Neutron energy spectrum

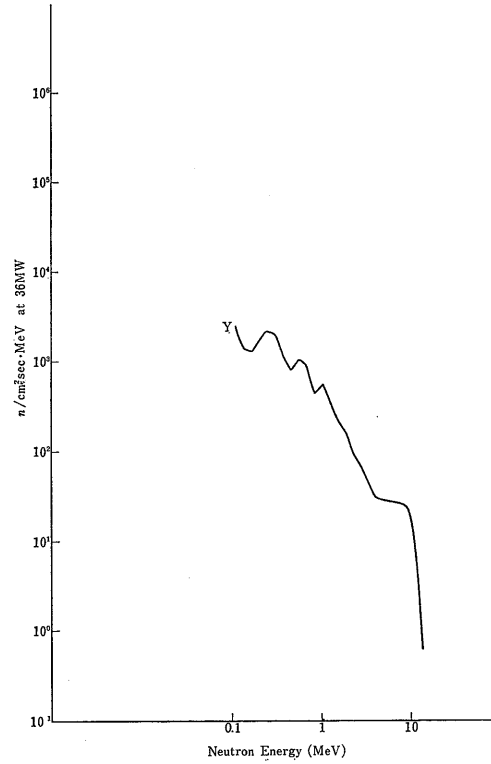


Fig. 25 Neutron energy spectrum

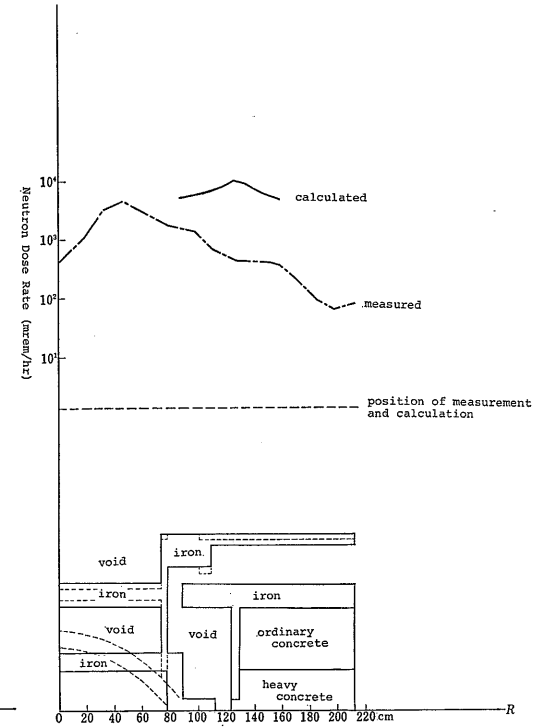


Fig. 26 Comparison of measured and calculated neutron dose rates normalised to 36MW