原子力

鋼材埋設コンクリートによる中性子の減衰

平井　潔*
Kiyoshi Hirai

Neutron Attenuation by Steel Embedded Concrete

Synopsis

Steel pipes are to be embedded in concrete wall, near to core, of Concrete Pressure Vessel Reactor for cooling purposes and it is necessary to know neutron distributions in the wall to estimate heat generated by captured γ.

Though Fe has relatively large cross-section for thermal neutrons, it is not generally possible to calculate the effect in a concrete taking detail shapes into consideration. Following three assumptions are made for calculations:—

1. Equivalent weight of iron is embedded as a steel plate.
2. Equivalent weight of iron is distributed uniformly in concrete.
3. Ordinary concrete which does not contain any additonal iron.

The experiments were done in the Bulk Shielding Facility (water pool) attached to the 100 kW TRIGA MARK II Reactor. Four concrete samples, one steel pipes embedded and three corresponding to the assumptions, were prepared and neutrons before and behind these samples were measured. Detectors used are Au foils and BF_3 counters for thermal neutrons and sulphur for fast neutrons.

Results are compared with two-group calculations for each corresponding sample and comments are given to apply these assumptions in practical purpose.

I. まえがき

原子炉運転時には，しゃへい体内部で種々の放射線による発熱現象がみられるが，そのような熱発生による温度上昇は，しゃへい体にとって有害なものである．特にコンクート圧力容器形原子炉のように，その主しゃへい体がコンクリートの厚い壁からなる場合，多量の熱発生はコンクリート中の水分の蒸発をひきおこし，そのことはコンクリートの機械的強度の減少，クラッキング，およびしゃへい性能の低下（特に中性子に対して）という重大な結果をまねくことになる。

そこで，原子炉しゃへい体の設計にあたっては，このような熱発生を，しゃへい体物質（コンクリート）から要求される限度内におさえなくてはならないので，しゃへい体内部における熱発生の分布について，充分な計算データが必要である。

しゃへい体内部でも熱発生は，主として捕かくガンマ線によるもので，これはしゃへい体物質の原子核に，おそい中性子（熱中性子とよばれ，エネルギーが約 0.025 eV のもの）がとらえられるときに発生する．したがって熱発生源の分布は，熱中性子束の分布をもとめることによって知ることができる。

熱中性子束の分布計算は，しゃへい体が均質一様な場合には，比較的容易であるが，コンクリート圧力容器の生体しゃへいなどの場合には，しゃへい体の内部構造が複雑であるため，計算上の取扱いが困難なものとなる．すなわち，コンクリート圧力容器の生体しゃへいには，冷却の目的で鋼材のパイプがコンクリート内に配列されていて，この中を冷却水が流通するようになっているが，鋼材は中性子に対して，コンクリートとはかなりちがったしゃへい特性を示すので，このしゃへい体は中性子に対し，不均質な構造をもっていることになる．さらに鋼材が円管という扱いにくい形状で入っているため，このままでは熱中性子束分布の計算を厳密に行なうことはできない。

そこで，実際に設計計算を行なう場合には，このようなしゃへい体の内部構造を簡単化して計算するが，普通に考えられる簡単化の方法は，次の三つである。

(1) 鋼材の存在を無視する。

(2) 鋼パイプを，これと等価で一様な１枚の鋼板でおきかえ，コンクリートとの二重層として考える。

(3) 鋼パイプと等量の鉄が，コンクリート中に一様に分布していると考える。

このような簡単化を行なえば，いずれも均質な物質の単層，あるいは二重層となるので，これらについての中性子減衰計算は比較的容易に行なうことができる．けれども，このように簡単化したしゃへい体についての中性子束分布の評価は，当然本来の実物しゃへい体の場合とはことなったものとなるであろうし，また上記３つの方

* 中央研究所

法 (1), (2), (3) のおのおの間でも相異なった値の出ることが予想されるので，厳格な最適しゃへいという立場からすれば，この点についての吟味が必要であろう。

ここでは，上述のような簡単化計算を行なった場合，その方法(1), (2), (3)のおのおのによる計算値の違いを比較すること，および実際の鋼パイプ配列のしゃへい体と，これに対応する(1), (2), (3)のしゃへい体模型についての実測値を比較すること，また計算値の相違と実測値の相違との比較から，このような簡単化の妥当性をたしかめることを目的とした。

II. しゃへい体模型と実験装置

上述のような鋼パイプを埋設したしゃへい体，およびこれに対応して簡単化した構造のしゃへい体O,A,B,Cの模型を作製した．これら模型の大きさは幅 106cm，高さ 122cm，厚さ 10～13cm とし，Oはこの中に鋼パイプを等間隔で埋設した．Bでは鋼パイプと等量の厚さをもった鋼板をコンクリート層でサンドウィッチ状にし，Cとしては等量の鋼を粉末としてコンクリート中に一様に混入した。

作製したしゃへい体模型の概要は，第1図，および第1表 (a)～(d) 表に示してある．鋼材のコンクリートに対する体積比は 3.2% および 9.8% となっている．なおコ

第1表(a)　鉄パイプ入試料

Table 1 (a)　The sample containing steel pipes

試料番号	O-1	O-2
パイプ外径	51φ	51φ
パイプ肉厚	2.6mm	8.0mm
パイプ配列間隔	140mm	100mm
試料の厚さ	10.3mm	11.8mm

第1表(b)　無垢のコンクリート試料

Table 1 (b)　The concrete sample without additional iron

試料番号	A-1	A-2
厚　　さ	10.0cm	12.3cm

第1表(c)　鉄板入試料

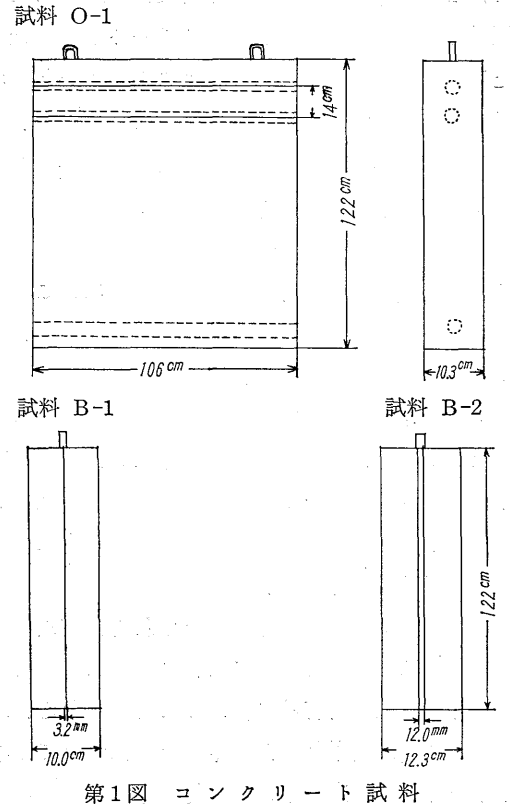
Table 1 (c)　The sample containing steel plate

試料番号	B-1	B-2
鉄板の厚さ	0.32cm	1.20cm
試料全厚さ	10.0cm	12.3cm

第1表(d)　鉄粉入試料

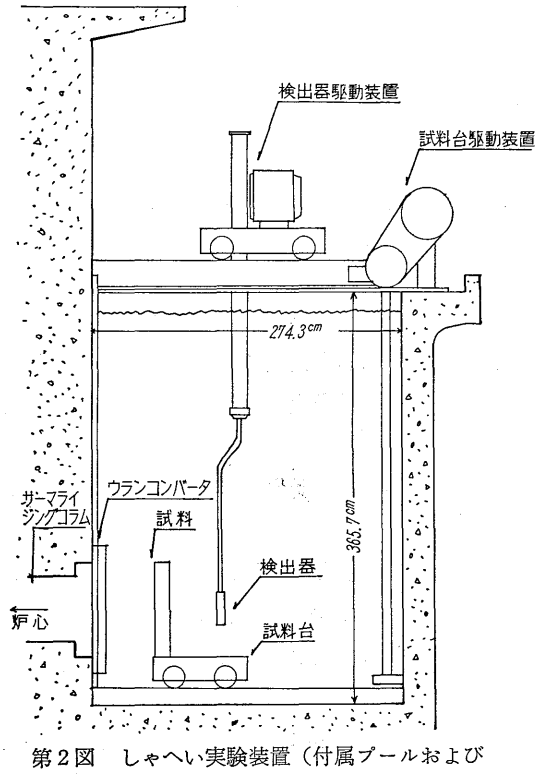
Table 1 (d)　The sample containing iron powder

試料番号	C-1	C-2
鉄粉重量	32.5kg	122.0kg
試料の厚さ	10.0cm	12.3cm



第1図　コンクリート試料

Fig. 1.　Concrete samples



第2図　しゃへい実験装置（付属プールおよびコンバータ装置）

Fig. 2.　Facility for shielding experiments

第2表　コンクリート試料の成分組成
Table 2. Chemical analysis of concrete samples

成　分	含　有　量 (Wt %)		
	O-1	C-1	B-1
H_2O	1.47	1.64	1.62
SiO_2	56.76	56.42	56.40
Al_2O_3	11.12	12.32	11.90
Fe_3O_3	6.58	5.43	5.95
Mn O	0.07	0.08	0.10
MgO	2.57	2.37	2.27
Ca O	15.75	16.46	16.03
Ignition loss	5.42	5.72	5.42
密　度	2.56	5.72	2.64

ンクリートは普通コンクリートでその化学組成は第2表のようなものである。

この実験は，立教大学原子力研究所にあるTRIGA-II型原子炉の Bulk Shielding Tank とよばれるしゃへい実験用プール内で行なった．このプールは大きさが，2.7m×2.4m，深さ3.6mで炉心側壁の下方に熱中性子化柱の開口部があり，ここに天然ウランコンバータが設置されている．これは直径 40cm，厚さ 1cm の天然ウラン板で，中性子源およびガンマ線源となっている。

熱中性子の計測は，金の放射化および BF_3 比例計数管によって行なった。

III. 中性子束の計算

中性子束は，もっとも簡単な二群理論で計算する．これは，中性子をそのエネルギーによって，速中性子グループと熱中性子グループに分け，速中性子は除去理論によって計算し，熱中性子は拡散理論によって計算するものである。

いま，線源は厚さのない円板で，出力は一様に分布しているものと仮定し，しゃへい体は無限の拡がりをもつ一様な平板として取り扱うことにすれば，線源からの距りZの点における速中性子束 $\phi_f(z)$ は次の式から計算される。

$$\phi_f(z)=\int_z^{\sqrt{z^2+a^2}} 2\pi s G(r)\ \exp\left[-\sum_i \Sigma_{R_i}\frac{rt_i}{z}\right]rdr \cdots\cdots(1)$$

ここに

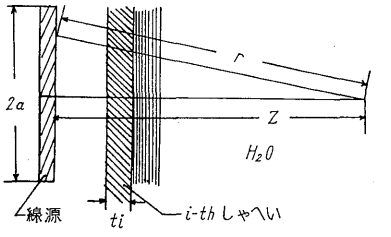
$G(r)$：point attennation kernel

s：線源強度

a：線源の半径

t_i i：番目のしゃへい体の厚さ

$\sum_{R_i}$ i：番目のしゃへい体を構成する原子の巨視的除去断面積



第3図　中性子束計算の幾何学的配置
Fig. 3. Geometry for calculation of neutron flux

一方熱中性子束は，拡散方程式

$$\nabla^2\phi-\frac{\Sigma_a}{D}\phi=-\frac{S}{D}$$

の解として与えられる。

ただし，

Σ_a：媒質の熱中性子吸収断面積

D：媒質の熱中性子拡散係数

S：熱中性子源

この拡散方程式の解として次式を用いる。

$$\phi_{th}(z_i)=A_i\exp[k_i z_i]+B_i\exp[-k_i z_i]+C_i\phi_{f(z_i=0)}\exp[-\textstyle\sum_{R_i} z_i] \cdots\cdots(2)$$

ここに，

$$k_i=\sqrt{\frac{\Sigma_{a_i}}{D_i}}$$

$$C_i=\frac{\Sigma_{R_i}}{D_i(k_i^2-\Sigma_{R_i}^2)}$$

z_i：i番目のしゃへい体の厚さ

Σ_{a_i}：i番目のしゃへい体物質についての巨視的吸収断面積

D_i：i番目のしゃへい体物質についての熱中性子拡散係数

$\phi_{f(z_i=0)}$：$z_i=0$ の点での速中性子束

A_i, B_i：境界条件からきまる定数

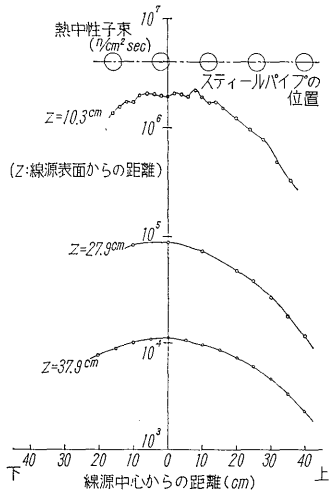
式(2)の熱中性子源の項にあらわれる速中性子束 $\phi_{f(z_i=0)}$ は式(1)によって計算される速中性子束を用いる。

IV. 中性子束分布の測定

1. 鋼パイプの存在による中性子束の乱れ

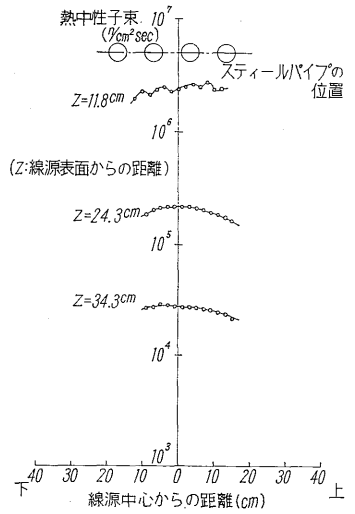
鋼パイプはその軸を水平にして，上下方向に配列されているので，しゃへい体背後では上下方向に鋼パイプの配列間隔の周期で，中性子束の変化が表われることが予想される。

このような熱中性子束の周期的変化をしらべるために，鋼パイプ入コンクリート試料の背後で，上下方向の測定を行なった．その結果は第4図，第5図のようにな



第4図　試料 O-1 後方の熱中性子束分布

Fig. 4. Thermal neutron flux distribution behind sample O-1



第5図　試料 O-2 後方の熱中性子束分布

Fig. 5. Thermal neutron flux distribution behind sample O-2

る．これらの結果からわかるように，中性子束の分布はかなり不規則なものとなっており，変化の周期性は顕著には現われていないが，鋼パイプの存在する位置では中性子束が小さくなっているのが認められる。

一般に，しゃへい体中にボイドが存在する場合，その部分ではボイドのない部分にくらべて，放射線の減衰は当然小さくなるものであり，したがってボイド後方での放射線量は大きくなるのであるから，この測定結果には逆の傾向があらわれていることになる．しかし，ボイドがこれらの試料のように直接円筒ダクトの形をしている場合には，ボイドの効果よりも，ダクト内に透過してきた放射線が，ダクトの軸に沿った方向に逃げる．いわゆるストリーミングの効果の方が大きくなる結果であると考えられる。

中性子束変化の周期性が予想されたほど明かにはあらわれていないが，これは鋼パイプの配列間隔がせまいため，隣りのパイプとの相互作用で中性子束の分布が不規則になったため，および鋼パイプの背後にあるコンクリート層（2～3cm）によって中性子束分布が平坦化されたためであろう。

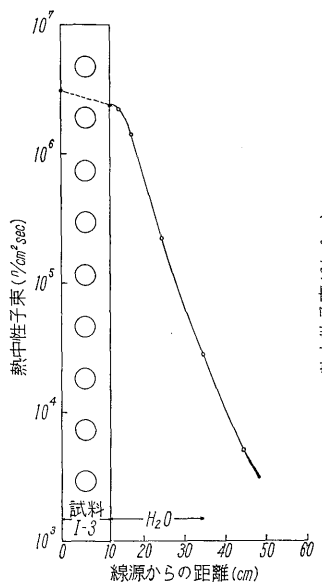
試料の背面からはなれた水中における中性子束の分布は，第4図，第5図の，下の二つの曲線である．試料背後の水の層が，約8cm以上になると，鋼パイプの効果による周期的変化はみられなくなり，完全に平担化されているのがわかる。

2. 熱中性子の減衰

コンバータの中心を通り，この面に垂直な線上での熱中性子束の減衰は，コンクリート中に入っている鋼材の形状によってちがってくることが予想される。

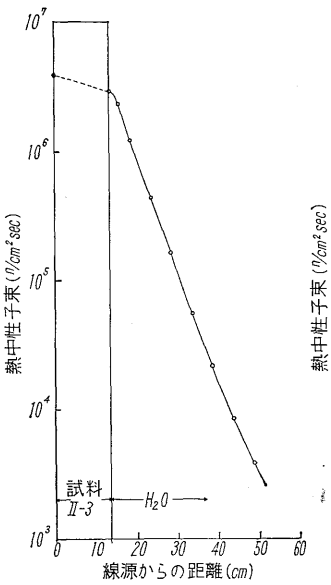
測定結果は，鋼材の多い方の試料について示してある（第6図～第9図）。

鋼板の入ったもの，および鉄粉の入ったコンクリート



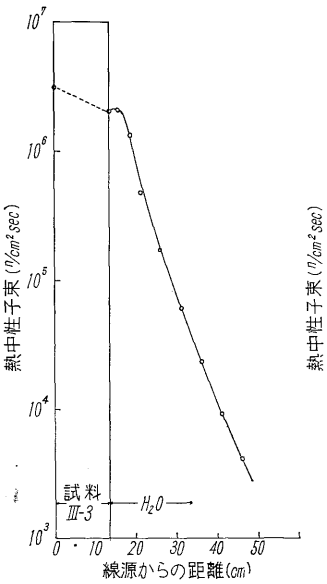
第6図　試料O-2後方の熱中性子束の減衰

Fig. 6. Attenuation of thermal neutron flux behind sample O-2



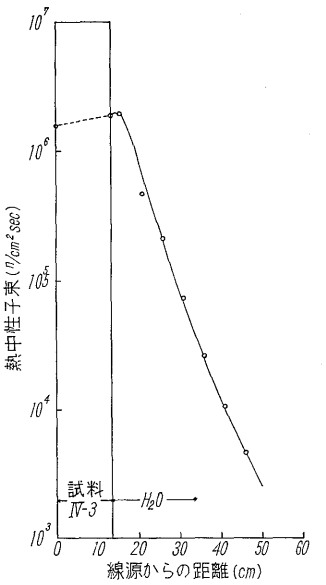
第7図　試料A-2後方の熱中性子束の減衰

Fig. 7. Attenuation of thermal neutron flux behind sample A-2



第8図　試料B-2後方の熱中性子束の減衰

Fig. 8. Attenuation of thermal neutron flux behind sample B-2



第9図　試料C-2後方の熱中性子束の減衰

Fig. 9. Attenuation of thermal neutron flux behind sample C-2

では，試料の背後約 2 cm のところで熱中性子のピークを生じているのがみられる．これは，速い中性子がコンクリート中の鉄によって，熱外中性子まで減速され，これが背後の水中で急速にエネルギーを失なって，熱中性子となるためである。

また，鉄粉が一様に混入されたコンクリートでは，試料の前面より後面でかえって熱中性子束が大きくなっているのは，鉄が熱中性子はよく吸収するが，熱外中性子はほとんど素通りさせてしまう性質をもっていることによるもので，鉄がコンクリート中に一様に分布している場合には，熱外中性子が，そのエネルギーを保ったまま通過する確率が大きく，このため前面より後面で熱外中性子の成分比が大きくなり，これが背後の水中でエネルギーを失なって熱中性子となるからであると考えられる。

V. 結果の検討

上記各試料について，その背後における熱中性子束の値を比較するため，鋼板入り試料についての値を 1 として相対値を示したものが第 3 表である。

第 3 表　試料後方の熱中性子束の比較
Table 3. Comparision of thermal neutron flux behind samples

	計算値		実測値	
	3.2 v/oFe	9.8 v/oFe	3.2 v/oFe	9.8 v/oFe
O（パイプ入）	—	—	0.736	1.16
A（パイプ無視）	1.36	2.47	1.08	1.47
B（鉄板入）	1	1	1	1
C（鉄粉入）	0.915	0.895	0.996	0.910

この表から次のことがわかる．すなわち，鋼材を無視した場合は，計算による方が熱中性子束をかなり大きく見つもっていることになるが，鋼板入りの場合および鉄粉を入れたものについては，両者の比が，計算値と実測値とでよく一致している。

また，パイプ入りの試料との比較についていえば，鉄のコンクリートに対する体積比が 3.2% のものでは，鉄を一様な板としても，一様に分布させたとしても，中性子束を大きく見つもることになり，一方鉄の体積比が 9.8% のものでは，いずれの場合も中性子束を小さく見つもっていることになる。

VI. むすび

はじめにⅡでも述べたように，この実験で用いた線源，試料，および実験を行なった環境は，実際の原子炉しゃへいとはかなり条件のちがったものであり，また実測との比較に供した計算は，理想的な条件を仮定した上でのもっとも簡単な二群計算であるので，ここで得られた結果をただちに実際のしゃへい設計に適用することはできないが，定性的には次のことが結論できるであろう。

コンクリートしゃへい体中の鋼パイプを，鋼板あるいは一様分布の形に簡単化して計算を行なう場合，

(1) 着目するしゃへい層の中で，鉄の体積比が比較的小さい（数パーセント以下）ならば，パイプ入りの場合とくらべて，中性子束の値を大きく見つもることになり，鉄の体積比が比較的大きい（約 10%）場合は，中性子束を小さく見つもることになる。

(2) 鋼材を板の形にした場合と，一様分布を仮定した場合とでは，前者の方が中性子束を大きく見つもることになる。

鋼材を無視した場合は，

(3) 中性子束をかならず大きく見つもることになる。

以上のことから，計算結果が安全側に入るようにするためには，しゃへい体内の鋼材を無視して全体を一様なコンクリート層と見なして計算を行なえばよい．また，より厳密な見つもりが必要な場合には，着目するしゃへい層部分を，その中に含まれる鉄が体積比で数パーセント以下になるようにとって計算を行なえばよいことがわかる。

VII. 謝　辞

この実験は，元原子力研究室員河野汀，辰尾喜久成両君の努力によるとともに，川崎重工業・原子力部から，田中義久，佐々木貴両氏の参加を得てはじめて実施することができたものである．また，実験に多大の便宜を与えられ，種々のご指導をいただいた立教大学原子力研究所の原沢進助教授はじめ諸先生方に謝意を表する次第である。

参考文献

(1) H. Goldstein; Fundamental Aspects of Reactor Shielding, Addison-Wesley Publishing Co., 1959.
(2) E. P. Blizard; Reactor Handbook Vol. III, Part B Shielding, Interscience Publishers 1962.
(3) A.F. Avery, et al.; Methods of Calculation for Use in the Design of Shields for Power Reactors, A.E.R.E-R 3216
(4) C. Cooper, et al., Some Design Criteria for Hydrogen-metal Reactor Shields, A/CONF. 15/1 P/84 1958.
(5) Roland O. Marsh, Gilbert B. Melese; Prestressed Concrete Pressure Vessels, Nucleonics **23**, 9, Sept. 1965.
(6) R.E. Maerker and F.J. Muckenthaler; Calculation and Measurement of the Fast-Neutron Differential Dose Albedo for Concrete, Nuclear Science and Engineering 22, 1965.
(7) Detailed Project Status Report; Concrete Coating Materials, The Kellex Corporation, KLX 71.

＊本誌に記載されている会社名および製品名は，それぞれの会社が所有する
商標または登録商標である場合があります。