技術

112. 放射線輸送計算コードを用いた「むつ」船用炉の遮蔽解析法と実験解析に基づく評価

山路 昭雄^{*1}, 宮越 淳一^{*2}, 岩男 義明^{*2},
壺 阪 晃^{*3}, 斉藤 鉄夫^{*4}, 藤井 孝良^{*5},
奥村 芳弘^{*6}, 鈴置 善郎^{*7}, 河北 孝司^{*7}

(1983年 3月4日 受理)

(1983年 8月3日 再受理)

Shielding Analysis Method Applied to Nuclear Ship "MUTSU" and Its Evaluation Based on Experimental Analyses

By Akio YAMAJI, Jun-ichi MIYAKOSHI, Yoshiaki IWAO,
Akira TSUBOSAKA, Tetsuo SAITO, Takayoshi FUJII,
Yoshihiro OKUMURA, Zenro SUZUOKI and Takashi KAWAKITA

Procedures of shielding analysis are described which were used for the shielding modification design of the Nuclear Ship "MUTSU". The calculations of the radiation distribution on board were made using S_n codes ANISN and TWOTRAN, a point kernel code QAD and a Monte Carlo code MORSE.

The accuracies of these calculations were investigated through the analysis of various shielding experiments: the shield tank experiment of the Nuclear Ship "Otto Hahn", the shielding mock-up experiment for "MUTSU" performed in JRR-4, the shielding benchmark experiment using the ^{16}N radiation facility of AERE Harwell and the shielding effect experiment of the ship structure performed in the training ship "Shintoku-Maru". The values calculated by the ANISN agree with the data measured at "Otto Hahn" within a factor of 2 for fast neutrons and within a factor of 3 for epithermal and thermal neutrons. The γ -ray dose rates calculated by the QAD agree with the measured values within 30% for the analysis of the experiment in JRR-4. The design values for "MUTSU" were determined in consequence of these experimental analyses.

KEYWORDS: MUTSU reactor, shield design, radiation distribution calculation, S_n code, point kernel code, Monte Carlo method, shielding materials, shield structure, accuracy, shielding experiment analysis

I. 緒 言

船用炉として満足すべき基本的条件は、安全性、信頼性および経済性である。これに関連する具体的事項の主なものとして、炉の軽量・小型化、機器の簡素化、振動・動揺に対する炉の安定稼働、乗組員の放射線被曝低減等が挙げられる。船用炉の遮蔽設備は、船内の放射線量率を定められた基準以下に保って乗組員の放射線被曝を低減させる目的等で設置され、その重量は全プラント重量の約50%を占める。したがって、軽量・小

型化した適切な遮蔽設備により、乗組員の放射線被曝を十分低く抑え、かつ船の載貨量を増加させることは、船用炉の安全性および経済性の向上につながる。この

*1 船舶技術研究所(Ship Res. Inst.)

*2 日立造船(Hitachi Zosen Corp.)

*3 川崎重工業(Kawasaki Heavy Ind., Ltd.)

*4 清水建設(Shimizu Construction Corp.)

*5 センチュリ・リサーチ・センタ(Century Res. Center Corp.)

*6 石川島播磨重工業(Ishikawajima-Harima Heavy Ind., Ltd.)

*7 三菱原子力工業(Mitsubishi At. Power Ind., Inc.)

ように、遮蔽設備は船用炉に対する上記の基本的条件の極めて重要な因子であり、原子炉船建造に際しては精度の良い遮蔽解析およびそれに基づく適切な遮蔽設計が要求される。

船用炉の遮蔽設計では、船内居住区が原子炉施設に近接していること、原子炉圧力容器(以下、原子炉容器)の上方の上甲板上、下方の船底下等の放射線レベルを十分に下げること等の遮蔽安全の条件を満たしつつ遮蔽体の軽量・小型化を図る。したがって、船用炉の遮蔽設計は陸上発電炉のそれとは異なる面が多く、船用炉独自の最適遮蔽設計を確立することが望まれる。しかし、船用炉の最適遮蔽に関する研究は、炉心真横方向の1次遮蔽体等の一部の遮蔽体については行われているが^{(1)~(4)}、船用炉遮蔽全体に関しては行われていない。また、従来の船用炉遮蔽設計は主に1次元除去拡散コードおよび点減衰核コードを用いて行われており⁽⁵⁾⁽⁶⁾、船用炉遮蔽全体に関する最適遮蔽設計を行うことは計算形状近似の問題等から困難であった。

近年、 S_n 法に基づく2次元輸送コードが整備され、種々の遮蔽解析、設計計算等に利用されている^{(7)~(9)}。同コードは複雑な形状の計算を精度よく行えることから、船用炉の最適遮蔽の設計・研究に役立てられる。原子力船「むつ」(以下、「むつ」)の遮蔽改修設計は、「むつ」放射線漏洩¹⁰⁾以降、1975年から80年にかけて、概念設計、基本計画、基本設計、詳細設計の順に行われ、設計の各段階において合理的な最適遮蔽構造を定めるために2次元 S_n コード等が用いられた。

遮蔽設計計算の際に留意しなければならない主な点は、計算形状や計算パラメータ等の計算条件の設定と得られた計算値の精度評価とである。 S_n 輸送コードによる計算値の精度は、適切な計算条件を設定することにより向上する⁽¹¹⁾。船用炉遮蔽計算の上で参考となる同コードの計算精度評価については、日本原子力研

究所炉物理研究委員会遮蔽専門部会における遮蔽ベンチマーク計算⁽¹²⁾、「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験解析⁽¹³⁾等で行われている。しかし、これらは限られた体系および計算条件に対するものである。また、「むつ」遮蔽改修設計以前に S_n 輸送コードを船用炉遮蔽設計計算に用いた例はない。

このような状況により、「むつ」遮蔽改修設計では、 S_n 輸送コード等を用いて遮蔽計算を行うのと並行して、設計計算と同じ手法で種々の実験を解析し、「むつ」遮蔽計算値の精度評価とバイアスファクターの決定を行なった。かくして得られた結果に基づいて設計計算値を定め、合理的な遮蔽構造の決定に用いた。

以下に、「むつ」遮蔽改修設計における設計基準放射線量率と改修後の遮蔽構造を示し、遮蔽改修基本設計で用いた原子炉運転時の放射線分布解析法と実験解析に基づく精度評価について報告する。

II. 設計基準放射線量率と遮蔽設備の概要

「むつ」船内の放射線量率設計区分図を第1図に示す。設計基準放射線量率は、関係各場所への立ち入り頻度、滞在時間等を考慮して、次の根拠に基づいて定めている。

(1) 管理区域

I 区分：1日当たり24時間以内立ち入る区域であり、次式で求めた値以下に設計する。

$$\frac{5 \text{ rem/yr}}{(24 \text{ h/d} \times 365 \text{ d/yr})} \\ \approx 0.57 \text{ mrem/h}$$

II 区分：当該区域での勤務時間は1日当たり8時間以内であるが、引継ぎ時間を考慮して1日当たり9時間以内立ち入るとする。さらに、勤務時間外には周辺監視区域外において、年間最大0.5 remの放射線被曝を受けたとしても、年間被曝線量が5 remを越えないよう、次式で求めた値以下

第1図 「むつ」船内の放射線量率設計区分図

に設計する。

$$(5-0.5)\text{rem/yr}/(9\text{ h/d}\times 365\text{d/yr})$$

$$\div 1.37\text{ mrem/h}$$

Ⅲ区分：当該区域は通常立ち入り不要であり、基準放射線量率を設けない。

(2) 周辺監視区域：週 168 時間(1 日当り 24 時間)立ち入るとし、次式で求めた値以下に設計する。

$$30\text{ mrem/wk}/(7\times 24\text{ h/wk})$$

$$\div 0.17\text{ mrem/h}$$

(3) 周辺監視区域外：年 365 日、1 日当り 24 時間滞在するものとし、次式で求めた値以下に設計する。

$$0.5\text{ rem/yr}/(24\text{ h/d}\times 365\text{d/yr})$$

$$\div 0.057\text{ mrem/h}$$

なお、居住区は乗組員等の放射線被曝低減を図る目的で 0.028 mrem/h 以下に設計する。

本報が対象とするのは、原子炉室内(管理区域Ⅲ区分)およびその外側の船内各区域(管理区域Ⅰ～Ⅲ区分、周辺監視区域、周辺監視区域外)における原子炉運

転時の放射線分布の解析である。

「むつ」遮蔽設備は、設計基準放射線量率を満足させることのほかに機器の放射化を防ぐ目的等で設置され、原子炉容器まわりの 1 次遮蔽体、格納容器外側の 2 次遮蔽体、1 次・2 次遮蔽体の不規則形状部を漏洩する放射線を遮蔽するための補償遮蔽体、従事者等の放射線被曝低減のための補助遮蔽体、浄化系イオン交換塔まわりの機器遮蔽体等により構成される。遮蔽改修後の 1 次・2 次遮蔽体を第 2 図に示す。

1 次遮蔽体は、原子炉容器側部まわりの円筒形状遮蔽体、原子炉容器上部の円板形状遮蔽体および原子炉容器下部の皿状の遮蔽体からなる。遮蔽改修により、①原子炉容器上部の水素化ジルコニウムの遮蔽体が追加され、②原子炉容器フランジ部まわりの上部 1 次遮蔽体は、改修前の円筒形状の普通および重コンクリートから、原子炉容器側に張り出しを設けた逆 L 字構造の蛇紋コンクリートに変更され、さらに、③原子炉容器フランジ部まわりの保温材は遮蔽性能の良い蛇紋岩系

第 2 図 遮蔽改修後の「むつ」1 次・2 次遮蔽体の構造

の石綿(クリソタイル)に変更されている。クリソタイルの遮蔽性能については、「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験⁽¹³⁾を参照されたい。水素化ジルコニウムの遮蔽体の縦方向厚さは約34cmであり、炉心中心から同遮蔽体上面までの垂直距離は約390cmである。また、炉心中心水平面における原子炉容器の外径は約195cm、同じ面における下部1次遮蔽タンクの内径は約224cm、外径は約449cmである。

2次遮蔽体は、格納容器まわり側部の厚さ約110cmの平板形状の遮蔽体、格納容器上部の厚さ約70cmの12角錐台形状の遮蔽体、ならびに格納容器の下部の円板および平板形状の遮蔽体からなる。遮蔽改修により、①格納容器下部のポリエチレンの遮蔽体が追加され、②格納容器上部遮蔽体は、改修前の鉛とポリエチレンの遮蔽体から、重コンクリートと鋼よりなるブロック形状遮蔽体に変更され、その接合部は放射線ストリーミングを防ぐ目的でオフセット構造が採用された。

補償遮蔽体は、1次遮蔽体の主冷却管貫通部、核計装用中性子検出孔部、緊急用注水管貫通部、下部1次遮蔽タンクと中間1次遮蔽体との接合部等および2次遮蔽体の主蒸気管貫通部、通風孔部等に設けられた。

補助遮蔽体は、船内居住区(周辺監視区域外)における設計基準放射線量率を他の周辺監視区域外における基準値の約 $\frac{1}{2}$ に下げて乗組員等の放射線被曝低減を図る目的等により、格納容器側部遮蔽体の側面に設けられた。

Ⅲ. 原子炉運転時における放射線分布の解析

原子炉運転時における放射線源を明らかにし、次いで遮蔽改修基本設計時に行われた船内各区域の放射線分布解析を示す。

1. 放射線源

「むつ」において設計上考慮すべき主な放射線源は、核分裂中性子、1次・2次 γ 線、1次遮蔽体外側の1次

冷却水ループ中の ^{16}N からの γ 線および ^{17}N からの中性子、ならびに2次遮蔽体外側の浄化系イオン交換塔蓄積放射性物質からの γ 線である。

2. 放射線分布の解析

(1) 解析方法と解析箇所

船内各区域の放射線分布の解析には、1次元 S_n コード ANISN⁽¹⁴⁾、2次元 S_n コード TWOTRAN⁽¹⁵⁾、点減衰核コード QAD⁽¹⁶⁾、モンテカルロコード MORSE⁽¹⁷⁾等の計算コードと、経験式⁽¹⁸⁾、Line of Sight 法等の簡易計算法とを用いた。これらの計算コードによる遮蔽計算のうち遮蔽性能上重要な箇所については、その計算精度を後述する実験解析により求めた。そのほか、遮蔽設備のうちの一部の遮蔽性能評価には既存の実験データ⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾を併用した。解析は第3図に示すように、原子炉容器内、1次遮蔽体、1次・2次遮蔽体間の空間部(以下、キャビティと呼ぶ。このうち、1次遮蔽体上方の空間を上部キャビティ、1次遮蔽体側部の空間を側部キャビティと呼ぶ)、2次遮蔽体、船内各区域の順に行なった。主な解析箇所を第4図に示す。同図のうち、1次・2次遮蔽体の解析では、バルク形状部の放射線透過と主冷却管の1次遮蔽体貫通部、主蒸気管の2次遮蔽体貫通部等の不規則形状部での放射線漏洩に分けて行い、これらの結果を総合して遮蔽性能を評価した。同図(1)の S_n コードによる中性子・2次 γ 線の解析では、炉心部核分裂中性子を線源とする固定線源問題を解いた。同図(2)の3次元解析では、1次遮蔽体外側の1次冷却水ループを線源部とした。同図(3)の2次元 S_n コードによる解析では、(1)の解析で得た1次遮蔽体まわり側部外表面近傍での角度束を線束源として側部キャビティを最初に解析し、続いて、(1)の解析で得た1次遮蔽体上面近傍での角度束と、側部キャビティ解析で得た同キャビティ上面での角度束とを線束源として上部キャビティを解析した。同図(4)の解析のうち、QAD 計算は1次冷却水ループを線源部とし、ANISN

第3図 「むつ」原子炉運転時の放射線分布の解析手順

第4図 「むつ」原子炉運転時の主な放射線分布の解析箇所

計算は(2), (3)の解析で得たキャビティ内での角度束を線束源とした。原子炉室下二重底部の TWOTRAN 計算は(1)の解析で得た二重底上部遮蔽体内での角度束と, (2), (3)の解析で得た二重底上面での角度束を線束源とした。

これらの解析のうち, TWOTRAN 計算は2次元(R, Z)形状近似, QAD および MORSE 計算は3次元

形状近似でそれぞれ行い, ANISN 計算は計算領域によって1次元球・円筒・平板形状近似を使い分けた。遮蔽体間等に空隙がある場合は, 設計上の最大許容空隙幅を用いて形状近似を行なった。1例として, 1次・2次遮蔽体バルク形状部, キャビティ部および原子炉室下二重底部の TWOTRAN 計算形状を第5図に示す。

第5図 「むつ」遮蔽解析における主な TWOTRAN 計算形状

遮蔽計算における遮蔽体等の材料組成値は, 遮蔽性能の最も悪い状態を想定して設定した。例えば, コンクリート遮蔽体では, その密度は設計上の最低保証値で, かつ自由水を含まない絶乾状態での材料組成値を計算に用いた。

基本設計に先立ち, 設計に役立てる目的で, 「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験が行われた。同モックアップ実験は, 放射線漏洩の原因となった原子炉容器と1次遮蔽体との間隙部等を模擬した実験体系にて行われ, 放射線漏洩の挙動を実験的に明らかにするとともに, TWOTRANコードで実験を解析することにより, その計算精度を明らかにした⁽¹³⁾。

基本設計における遮蔽解析はモックアップ実験解析の成果を取り入れるため, 主として TWOTRAN コードを用い, その使用条件は, モックアップ実験解析における同コード使用条件を参考にして定めた。本遮蔽解析とモックアップ実験解析における定数作成と, TWOTRAN 計算条件との比較を第1表に示す。これらの TWOTRAN 計算では, RADHEAT-V3コードシステム⁽²⁵⁾⁽²⁶⁾により作成した同表(1)の群定数を, ANISNコードにより同表(2)に示すエネルギー群数に縮約して使用した。「むつ」遮蔽計算のうち, ANISN 計算およびキャビティ部 MORSE計算には縮約前の中性子26群, γ 線20群の実効断面積を用いた。

第1表 「むつ」遮蔽解析とモックアップ実験解析における
TWOTRANコード使用条件との比較

(1) 群定数

	エネルギー 群 数	使用断面積			弾性散乱 の異方性	群定数化 のための 重み関数	自己遮蔽因子
		中性子 断面積	二次 γ 線 生成断面積	γ 線輸送 群定数			
「むつ」基本設計 遮蔽解析	中性子: 26群 γ 線: 20群	ENDE/B-IV ライブラリー ⁽²⁰⁾	POPOP-4 ライブラリー ⁽²²⁾	GAMLEG -JR ⁽²³⁾	P_0	核分裂スペクトルを0.4MeVで1/Eスペクトルと結合	JAERI-Fastセットのf-テーブル ⁽²⁴⁾
モックアップ 実験解析	中性子: 26群 γ 線: 8群	同上。但し、熱中性子に対する断面積は、炉心内では核計算により求めた値、炉心外ではBNL-325第3版を用いた。					

(2) 縮約計算およびTWOTRANコード使用条件

	縮約計算			TWOTRANコード使用条件			
	計算コード	$S_n - P_2$	空間メッシュ幅	エネルギー群数	$S_n - P_2$	空間メッシュ幅	収束条件
「むつ」基本設計 遮蔽解析	ANISN	$S_0 - P_3$	熱中性子の 1~2 mfp	中性子: 8群 γ 線: 4群	$S_0 - P_1$	縮約計算の 2~4倍	0.1~1%
モックアップ 実験解析	同 上			中性子: 8群 γ 線: 3群	同 上	縮約計算の 約2倍	5%

第6図 TWOTRAN計算による「むつ」1次遮蔽体および二重底上部
遮蔽体内の中性子線量率等高線分布(mrem/h, 全出力時)

第2表 ANISN, TWOTRAN および MORSE 計算におけるエネルギー群の構造

(1) 中性子群構造

エネルギー範囲 (eV)	26 群 構造		8 群 構造	
	群	レサジー幅	群	レサジー幅
1.4918E+07-1.0000E+07*	1	0.4	1	0.8
1.0000E+07-6.7032E+06	2	0.4		
6.7032E+06-4.4933E+06	3	0.4		
4.4933E+06-3.0119E+06	4	0.4	2	1.2
3.0119E+06-2.0190E+06	5	0.4		
2.0190E+06-1.1080E+06	6	0.6		
1.1080E+06-5.5023E+05	7	0.7	3	1.3
5.5023E+05-2.7324E+05	8	0.7		
2.7324E+05-1.3569E+05	9	0.7		
1.3569E+05-6.7379E+04	10	0.7	4	2.1
6.7379E+04-3.1828E+04	11	0.75		
3.1828E+04-1.5034E+04	12	0.75		
1.5034E+04-7.1017E+03	13	0.75	5	3.0
7.1017E+03-3.3546E+03	14	0.75		
3.3546E+03-1.5846E+03	15	0.75		
1.5846E+03-7.4852E+02	16	0.75	6	4.5
7.4852E+02-3.5357E+02	17	0.75		
3.5357E+02-1.6702E+02	18	0.75		
1.6702E+02-7.8893E+01	19	0.75	7	4.5
7.8893E+01-3.7267E+01	20	0.75		
3.7267E+01-1.7603E+01	21	0.75		
1.7603E+01-8.3153E+00	22	0.75	8	6.0
8.3153E+00-3.0590E+00	23	1.0		
3.0590E+00-1.1254E+00	24	1.0		
1.1254E+00-4.1399E-01	25	1.0	8	6.0
4.1399E-01-1.0000E-03	26	6.0		

(2) γ 線群構造

エネルギー範囲 (eV)	20 群 構造		4 群 構造	
	群		群	
1.4000E+07-1.2000E+07	1		1	
1.2000E+07-1.0000E+07	2			
1.0000E+07-8.0000E+06	3			
8.0000E+06-6.5000E+06	4			
6.5000E+06-5.0000E+06	5			
5.0000E+06-4.0000E+06	6			
4.0000E+06-3.0000E+06	7			
3.0000E+06-2.5000E+06	8		2	
2.5000E+06-2.0000E+06	9			
2.0000E+06-1.6600E+06	10			
1.6600E+06-1.3300E+06	11			
1.3300E+06-1.0000E+06	12			
1.0000E+06-8.0000E+05	13			
8.0000E+05-6.0000E+05	14			
6.0000E+05-4.0000E+05	15		3	
4.0000E+05-3.0000E+05	16			
3.0000E+05-2.0000E+05	17			
2.0000E+05-1.0000E+05	18			
1.0000E+05-5.0000E+04	19		4	
5.0000E+04-2.0000E+04	20			

* $1.4918 \times 10^7 - 1.0000 \times 10^7$

ANISN 計算における計算条件は同表(2)に示す縮約計算の条件と同じである。上記の MORSE 計算は P_3 、ヒストリー数は約 7,000 で行なった。第 2 表に中性子 26 群, 7 線 20 群の群構造と, 中性子 8 群, 7 線 4 群の群構造を示す。QAD 計算で使用する各物質の質量減衰係数には NBS Circular 583⁽²⁷⁾(⁽²⁸⁾)を, 再生係数には Capo の式⁽²⁹⁾による値をそれぞれ用いた。線量率変換係数は, 中性子については科学技術庁告示, 7 線については ICRP Publication 21 記載の値をそれぞれ用いた。

(2) 解析の結果

解析結果のうち, TWOTRAN 計算結果を以下に示す。第 6 図は, 1 次遮蔽体および二重底上部遮蔽体(第 5 図(1)の体系)の中性子線量率等高線分布計算値である。この領域では, 計算機容量の制限から, 炉心中心水平面で体系を 2 つに分け, さらに炉心上方向については 4 つ, 炉心下方向については 3 つの部分体系に分割し, 各部分体系を bootstrap 法⁽³⁰⁾に基づいて接続した。各部分体系の接続は, 体系を分割したことによる影響を避けるため, 「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験解析を参考にして, 5 メッシュ以上各部分体系を重ね合わせて行なった。接続箇所を同図に示す。第 7 図には, 1 次遮蔽体外表面での中性子エネルギースペクトルを示す。これらの図から, 原子炉容器と 1 次遮蔽体との間隙を上方向に漏洩する中性子は, 改修により換装された原子炉容器フランジ部まわりのクリンスタイル保温材と逆 L 字形の蛇紋コンクリートおよび改修により追加された原子炉容器上部の水素化ジルコ

ニウムの遮蔽効果を受けるため, 間隙部において絞り込まれ, さらに 1 次遮蔽体上面(第 7 図の点 1)に達する中性子束は, 1 次遮蔽体側面外表面(第 7 図の点 2)に達するそれより約 1 桁少ないことがわかる。次に, 1 次遮蔽体を透過・漏洩した中性子による, キャビティ内および格納容器上部の 2 次遮蔽体内の線量率分布計算値を第 8, 9 図に, 上甲板上での線量率分布の計算値を第 10 図に示す(第 5 図(2), (3)の体系)。第 8, 9 図から, 1 次遮蔽体を透過・漏洩した中性子によるキャビティ内の線量率は 1 次遮蔽体近傍を除くとはほぼ一定であることがわかる。キャビティ内での中性子線量率には, 下部 1 次遮蔽タンクと中間 1 次遮蔽体を半径方向

第 8 図 「むつ」1 次遮蔽体を透過した中性子による側部キャビティ内の線量率 (TWOTRAN 計算値)

第 7 図 TWOTRAN 計算による「むつ」1 次遮蔽体外表面での中性子エネルギースペクトル

第9図 「むつ」1次遮蔽体を透過した中性子による上部キャビティ内および格納容器上部の2次遮蔽体内の線量率 (TWOTRAN 計算値)

第10図 「むつ」1次・2次遮蔽体を透過した中性子による上甲板上での線量率 (TWOTRAN 計算値)

に透過した中性子が主に寄与している。第10図からは、原子炉室上の上甲板上での中性子線量率分布はほぼ一定であることがわかる。

上記の遮蔽解析および後述の計算精度確認のための実験解析ならびに遮蔽体の構造解析等に基づいて、遮蔽体の一部を変更して、改修遮蔽構造が定められた。

Ⅳ. 計算精度評価のための実験解析

「むつ」遮蔽計算値の精度評価のための実験の解析に当っては、「むつ」遮蔽設計の主要な領域が含まれるよう対象実験を選んだ。解析に利用した実験、使用計算コードおよび対象とした遮蔽領域を第3表に示す。ただし、同表における項目②～④、⑨の解析について

は、「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験報告書⁽¹⁸⁾を参照されたい。

1. ANISN コードによる「オットハーン号」の1次遮蔽タンク実験の解析

西独の原子力船「オットハーン号」の1次遮蔽タンク実験⁽¹¹⁾を「むつ」炉心横方向1次遮蔽体透過放射線の計算精度の評価に利用した。

「オットハーン号」に搭載された原子炉の定格出力および炉心の大きさは、「むつ」の約1.06倍および約1.02倍で「むつ」と同程度であり、炉心真横方向の1次遮蔽体は鉄-水多重層のタンクである。実験では、タンク内に挿入した種々の材質の放射化箔およびガラス線量計により、速・熱外・熱中性子束およびγ線量率が測定されている。実験の解析は炉心中心から1次遮蔽タンク外側までを1次元球形状に近似し、ANISN コードを用いて行なった。「オットハーン号」の炉心から炉心真横方向1次遮蔽体外表面までの配列、実験に使用した測定器、利用した反応、測定エネルギー領域、および「むつ」炉心中心から炉心真横方向1次遮蔽体外表面までの距離は224 cm であることから、「オットハーン号」においてこの距離に近い測定点である炉心中心から245あるいは227 cm 離れた点での実験値と計算値との比較を第4表に示す。また、遮蔽体中での熱外中性子束の実験値と計算値との比較を第11図に示す。

「むつ」炉心横方向1次遮蔽体の ANISN 計算は、体系を1次元球形状に近似して行っており、炉心横方向1次遮蔽体外表面における中性子線量率の約95%は

第 3 表 計算精度確認のための実験解析

番 号	対称とする領域	計算コード	実 験
①	炉心真横方向一次遮蔽体	ANISN	オットバーン号一次遮蔽タンク実験
②	原子炉容器と一次遮蔽体との間隙	TWOTRAN	原子力船「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験（圧力容器と一次遮蔽体間の間隙に関する実験）
③	原子炉容器蓋部遮蔽体	TWOTRAN	原子力船「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験（圧力容器蓋部遮蔽に関する実験）
④	主冷却管の一次遮蔽体貫通部	TWOTRAN	原子力船「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験（主冷却管部に関する実験）
⑤	格納容器上部遮蔽体および格納容器側部遮蔽体のコンクリート	ANISN	原子力第 1 船遮蔽効果確認実験（中性子のコンクリート透過実験）
		QAD	原子力第 1 船遮蔽効果確認実験（ γ 線のコンクリート透過実験）
⑥	格納容器上部遮蔽体の鋼	QAD	Harwell における ^{16}N からの γ 線の鉄層透過実験
⑦	二重底内水タンク	QAD	Harwell における ^{16}N からの γ 線の水層透過実験
⑧	格納容器上部遮蔽体ブロック接合部	TWOTRAN	原子力第 1 船遮蔽効果確認実験（接合部の放射線漏洩実験）
⑨	二重底上部遮蔽体および二重底内部遮蔽体	TWOTRAN	原子力船「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験（下部遮蔽ブロックに関する実験）
⑩	二次遮蔽体外側の船内各区域	QAD	進徳丸における船体構造の γ 線遮蔽効果の実験

第 11 図 「オットバーン号」1次遮蔽タンク内での熱外中性子束の実験値と計算値との比較

第 4 表 「オートハーン号」1次遮蔽タンク実験と ANISN コードによる解析結果

反 応	測定値 (しきいエネルギー または共鳴エネルギー)	測定点 (炉心中心 からの距離)	計 算 値 測 定 値
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	速中性子反応率 (7.25 MeV)	245 cm	0.75
$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	" (4.4 MeV)	245 cm	1.02
$^{31}\text{P}(n, p)^{31}\text{Si}$	" (2.71 MeV)	245 cm	0.45
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	" (1.50 MeV)	227 cm	1.95
$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}(\text{Cd})$	熱中性子束 (4.9 eV)	245 cm	0.33
$^{164}\text{Dy}(n, \gamma)^{165}\text{Dy}$	熱 中 性 子 束	245 cm	0.33
—	γ 線 量 率	245 cm	0.22

(注) 中性子束計算値を反応率に変換するには SAND ライブラリー⁽³²⁾を用いた。

【オートハーン号炉心真横方向の配列】

0.1 MeV 以上の速中性子によるものであることを示している。

実験解析および上記 ANISN 計算から、「むつ」炉心横方向 1 次遮蔽体外表面の ANISN 計算値は、中性子線量率でファクタ 2, γ 線量率でファクタ 4.5 過小値であると評価した。「むつ」炉心横方向 1 次遮蔽体の ANISN 計算値に対しこの精度を考慮した上、「むつ」炉心横方向 1 次遮蔽体の ANISN 計算値と TWOTRAN 計算値とを比較することにより、TWOTRAN 計算値の精度を求めた。ANISN 計算値と TWOTRAN 計算値の比較を第 12 図 (a), (b) に示す。図から明らかなように、1 次遮蔽体外表面での TWOTRAN 計算値は ANISN 計算値に比べ、中性子線量率でファクタ 約 3, 2 次 γ 線量率でファクタ 約 2 低い。この比較に基づいて、1 次遮蔽体外表面での TWOTRAN 計算値は中性子線量率でファクタ 6, 2 次 γ 線量率でファクタ 10 過小値であると評価し、TWOTRAN 計算値にこれらのファクタを乗じた値を設計計算値とした。

2. ANISN コードによる速中性子のコンクリート透過実験の解析

「むつ」2 次遮蔽体のコンクリートを透過する速中性子の計算精度を評価する目的で、原子力第 1 船遮蔽効果確認実験⁽³³⁾のうちの速中性子のコンクリート透過実験を選んだ。実験は JRR-4 リドタンクにおいて、ウランコンバータ板(厚さ 3 mm, 片面の面積 2,750 cm² の八角形板)で発生した核分裂中性子を線源として、普通または重コンクリート(100×100 cm の断面を有する厚さ 25, 50, 75 cm のブロック)透過直後の 0.2 MeV 以上の速中性子線量率を Hurst カウンタで測定している。ウランコンバータ板とコンクリート表面との距離は 6 cm であり、コンクリートの周囲は水である。

実験の解析は、ANISN コードを用いて 1 次元無限平板形状に近似して行なった。線源面はウランコンバータ板の遮蔽体側の表面に相当する位置の無限平面とし、ここに核分裂スペクトルを有する一様強度の等分布角度束を線源として与えた。

実験値と計算値との比較を第 13 図に示す。

炉心中心からの距離 (cm)

(a) 中性子線量率分布

炉心中心からの距離 (cm)

(b) γ線量率分布

第 12 図(a), (b) 「むつ」炉心真横方向 1 次遮蔽体外表面までの
中性子線量率およびγ線量率の分布

第 13 図 ANISN コードによる速中性子のコンクリート透過実験の解析結果

第13図では中性子のコンクリート入射面で、実験値と計算値をそれぞれ1に規格化している。図から明らかなように、コンクリート透過後の速中性子線量率の計算値は実験値に比べて高く、コンクリートを75cm透過した後の計算値は、普通コンクリートでは実験値の約3倍、重コンクリートでは実験値の約4倍となった。この理由の一つとして、実験に用いたウランコンバータ板は有限であるのに対し、計算ではこれを無限平板としたことが挙げられる。

「むつ」2次遮蔽体のコンクリートを透過する中性子についてのANISN計算は、コンクリート遮蔽体に入射する中性子束の最大値を線源とし、これを無限平板遮蔽体の前面に一樣強度で与えて行っており、2次遮蔽体外側の中性子線量率は主として速中性子によるものであることを示している。実験解析の結果から、上記のANISN計算で求めた2次遮蔽体コンクリート透過後の中性子線量率は、過大値もしくは真に近い値を示すと推定でき、ANISN計算値をそのまま設計計算値として用いた。

3. QAD コードによる γ 線のコンクリート、

鉄および水層透過実験の解析

(1) コンクリート透過実験の解析

「むつ」2次遮蔽体のコンクリートを透過する γ 線についての計算精度を評価する目的で、原子力第1船遮蔽効果確認実験のうちの γ 線のコンクリート透過実験を選んだ。実験はJRR-4散乱実験室において、散乱実験孔(実験孔 断面60cm×60cm, 孔長3m)の近くに種々の厚さの普通または重コンクリートを置き、実験

孔からの γ 線をコンクリートに入射させ、コンクリート透過後の γ 線の線量率を電離箱およびシンチレーションカウンタを用いたパルス式線量計で測定している。コンクリート断面は100cm×100cm, 厚さは25cm 間隔で普通コンクリートは125cmまで、重コンクリートは100cmまでとられている。

QADコードによる実験の解析は、実験孔入口面(実験孔の炉心側の面)を線源面とし、ここに一樣強度の面等方線源を与え、そのエネルギースペクトルにはコンクリート遮蔽体がない形状での測定値(相対値)を用いた。実験値と計算値との比較を第14図に示す。ここで、実験値と計算値はコンクリート遮蔽体がない形状での値をそれぞれ1に規格化してある。図から明らかなように、コンクリート中での γ 線の減衰は計算値の方が実験値に比べて緩やかである。コンクリートを100cm透過後の計算値は実験値に比べ、普通コンクリートでは約30%、重コンクリートでは約20%高い値を示した。

(2) ^{16}N からの γ 線の鉄層および

水層透過実験の解析

「むつ」1次冷却水ループ中に含まれる ^{16}N からの γ 線の2次遮蔽体透過計算の精度を評価する目的で、 ^{16}N から γ 線の鉄層と水層透過のベンチマーク実験⁽³⁴⁾⁽³⁵⁾を選んだ。実験はハーウェル原子力研究所LIDO原子炉のチッ素16設備で行われ、炉心近傍で中性子照射された水をチッ素16設備に導いて等方角度分布を有する一樣強度の ^{16}N の円板線源を作り、円板線源の中心軸上において、鉄または水の平板遮蔽体透過後の γ

第14図 QADコードによる γ 線のコンクリート透過実験の解析結果

線エネルギースペクトルをNaI検出器で測定している。

QADコードによる実験の解析は、実験に合わせた円板線源を用いて行なった。実験値と計算値との比較は、実験で得られたエネルギースペクトルを線量率に変換して線量率表示で行なった。鉄層透過の実験値と計算値との比較を第15図に示し、水層透過の実験値と計算値との比較を第16図に示す。図では、実験の最小遮蔽体厚である5 cm厚の鉄層および40 cm厚の水層透過の実験値と計算値をそれぞれ1に規格化してある。遮蔽体中での γ 線量率の減衰は計算値の方が実験値に比べ緩やかであり、鉄層において γ 線量率の減衰3桁当り計算値は実験値より約1.4倍、水層において γ 線量率の減衰1.5桁当り計算値は実験値より約1.1倍高い値を示した。本QAD計算では制動輻射の効果を考慮していない。実験解析の結果から、 ^{15}N からの γ 線の鉄層30 cm透過、水層80 cm透過のQAD計算では制動輻射の効果を考慮する必要のないことが明らかにされた。

これらの実験解析の結果から、「むつ」2次遮蔽体を透過する γ 線のQAD計算については、計算値をそのまま設計計算値として用いた。

4. TWOTRANコードによるコンクリート

接合部からの γ 線漏洩実験の解析

「むつ」格納容器上部遮蔽体における代表的な間隙部を第5表に示す。「むつ」遮蔽設計計算では、上記の間

第15図 QADコードによる ^{15}N からの γ 線鉄層透過実験の解析結果

第16図 QADコードによる ^{15}N からの γ 線水層透過実験の解析結果

隙部を2次元円筒形状に近似してTWOTRANコードを用いて漏洩放射線の計算を行なった。

これらの間隙部を漏洩する放射線の計算精度を評価する目的で、原子力第1船遮蔽効果確認実験のうちのコンクリート接合部からの γ 線の漏洩実験を選んだ。実験はJRR-4散乱実験室に屈曲スリットを有する厚さ75 cmの普通コンクリートを設置し、散乱実験孔からの γ 線をコンクリートに入射させて接合部からの漏洩 γ 線量を測定している。スリットの幅は10, 20,

第5表 「むつ」格納容器上部遮蔽体
における代表的な間隙部

間隙部形状	間隙幅最大許容値 (mm)
① : 15 その他: 18
① : 15 その他: 18
18
① : 33 その他: 36

30 mm の 3 種類である。実験形状を第17図に示す。

計算は「むつ」格納容器上部遮蔽体の接合部解析と同じく、体系を2次元円筒形状に近似してTWOTRANコードを用いて行なった。スリット幅2 cmの屈曲スリット体系における計算形状およびγ線量率等高線分布計算値を第18図に示す。同図で、Z軸からスリットまでの距離は、「むつ」炉心中心を通る垂直軸から格納容器上部遮蔽体外側の間隙部までの距離に等しい。計算における線源面はコンクリート表面とし、線束源には、コンクリート面に対して垂直に最も近い角度分点にのみ値を有し他の角度分点ではゼロである角度分布を用い、その強度およびエネルギー分布は実験値に基づき定めた。図から明らかのように、スリットからの漏洩γ線の影響が認められる。線量率の測定は、コンクリート遮蔽体後面から6.3, 125 cm離れた水平線上で行われている。水平線の高さは散乱実験孔の中心軸の高さに等しい。この線上での実験と計算との線量率の最大値の比較を第6表に示す。実験は屈曲スリットのほかに、直通スリットおよびスリットのない形状についても行われており、これらの形状に対する実験値と

第17図 コンクリート接合部からの
γ線漏洩実験の形状

第18図 スリット幅2 cmのコンクリート接合部からのγ線漏洩実験に関するTWOTRAN計算の形状およびγ線量率等高線の分布(mR/h)

第 6 表 TWOTRANコードによるコンクリート
接合部から γ 線漏洩実験の解析結果

間隙の種類	間隙幅	遮蔽体から 6.3 cm 離れた面における C/E	遮蔽体から 125 cm 離れた 面における C/E	間隙部実験値と間隙なし の実験値との比	
				6.3 cm 離 れた面	125 cm 離 れた面
間隙なし	0 cm	1/1.69	1.15	1	1
	1 cm	1/55.2	1/19.0	35.9	25.4
直通接合	2 cm	1/73.9	1/25.7	69.8	41.7
	3 cm	1/69.8	1/33.1	92.2	68.8
	3 cm	1/53.9	1/17.8	48.2	2.77
屈曲接合	2 cm	1/49.4	1/18.0	7.13	4.04
	3 cm	1/33.7	1/16.4	7.75	5.46

(注) C/E は実験と計算における線量率の局所的最大値の比較である。

計算値との比較も同表に示す。

同表から、屈曲スリットのある形状で、例えばスリット幅が 2 cm の場合、遮蔽体から 6.3 cm 離れた線上で計算値は実験値の約 1/4.9 であるのに対し、遮蔽体から 125 cm 離れた線上では計算値は実験値の 1/1.8 であり、遮蔽体から離れると C/E (計算値と実験値の比) は 1 に近づくことがわかる。実験値について見ると、遮蔽体から 125 cm 離れた線上において、2 cm 幅の直通スリットを有する遮蔽体からの γ 線はスリットなしにおける値の約 40 倍であるのに対し、2 cm 幅の屈曲スリットを有する遮蔽体からの γ 線はスリットなしにおける値の約 4 倍となり、スリットを漏洩する γ 線に対して屈曲の効果の大きいことがわかる。

「むつ」格納容器上部遮蔽体のブロック接合部を漏洩する γ 線は、上述の実験解析の結果を考慮してブロック接合部上方の上甲板上(上甲板は接合部上面から 1 m 以上離れている)での計算値に最大でファクタ 4 を乗じた値を設計計算値に用いた。ファクタ 4 は、遮蔽体から 6.3, 125 cm 離れた面における間隙なしの体系の C/E ($1/1.69 \div 1.15 \approx 1/2$) を 2 次元円筒で形状近似したことによる遮蔽体後方空間での γ 線の拡がりの補正值とし、これを遮蔽体から 125 cm 離れた面における 2 cm 幅の屈曲スリット体系の C/E に乗じて ($1/1.80 \times 1/2 \approx 1/4$) 求めた。

5. QAD コードによる船体構造の

γ 線遮蔽効果実験の解析

「むつ」2 次遮蔽体外側の船内各区域の放射線量率分布に関する QAD 計算値の精度を評価する目的で、船体構造の γ 線遮蔽効果の実験⁽²⁶⁾を選んだ。実験は運輸省航海訓練所の練習船「進徳丸」の船内に ^{60}Co 線源を置き、船内各区域における γ 線量率を電離箱サーベイメータで測定している。

実験の解析は QAD コードを用いて行なった。計算形状では、「むつ」2 次遮蔽体外側の QAD 計算と同じく甲板、隔壁等の船体構造物を考慮し、機器、備品等は省略した。線源位置と測定点および甲板、隔壁等を第 19 図に示し、実験値と計算値との比較を第 7 表に示す。比較したすべての点で計算値は実験値に比べて高い値を示した。この理由として、計算では機器、備品等を省略したことが挙げられる。

第 19 図 船体構造の γ 線遮蔽効果実験
における線源位置と測定点

実験解析の結果から、「むつ」2 次遮蔽体外側の船内各区域の放射線量率分布に関する QAD 計算値は過大

第7表 QADコードによる船体構造の
7線遮蔽効果実験の解析結果

計算点	線源と測定点との距離 (cm)	実験値 (mrem/hr)	計算値 (mrem/hr)	計算値/実験値
1	302	12	14	1.2
2	528	2.0	4.3	2.2
3	542	2.2	3.7	1.7
4	765	0.58	1.5	2.6
5	769	0.58	1.6	2.8
6	1,061	0.14	0.46	3.3
7	1,093	0.11	0.48	4.4
8	1,203	0.04	0.32	8.0
9	1,231	0.03	0.27	9.0
10	1,310	0.07	0.28	4.0
11	1,671	0.04	0.13	3.3
12	1,807	0.03	0.10	3.3

値もしくは真に近い値を示すと評価し、QAD 計算値をそのまま設計計算値に用いた。

遮蔽改修設計は、このように実験解析に基づいて補正または評価した船内各区域の設計計算値が、設計基準放射線量率の最大値の1/10となることを目標として行われ、その結果、合理的な遮蔽構造が定められた。

V. 結 論

遮蔽計算値の精度は、使用した計算コード、計算モデル、断面積、エネルギー群構造等に依存するため、遮蔽設計を行う際には、使用条件下における計算コードの精度を把握しておく必要がある。

「むつ」遮蔽改修設計は2次元 S_n コード等を用いて行われ、その計算精度は、「むつ」遮蔽構造を考慮して系統的に選んだ実験を解析することにより求めた。実験解析に使用した計算コードの使用条件は、「むつ」遮蔽計算に用いた条件と同じである。遮蔽設計計算値はこの計算精度に基づいて求められた。

ここで選んだ実験は、原子力船「オットハーン号」における遮蔽実験、JRR-4での実規模大の遮蔽実験、船体構造の遮蔽効果に関する「進徳丸」での実船実験等であり、実験解析の結果から、実プラント等に対する S_n コード等の計算精度が明らかにされた。実験解析の結果は、他の船用炉および陸上炉等の原子力施設の遮蔽設計および設計研究にこれらの計算コードを用いる際の計算精度評価に利用できる。

本報は、著者らが日本原子力船研究開発事業団在職中に行われたものである。

— 参考文献 —

- (1) SCHULTZ, H., SASSE, S.: *Nucl. Eng. Design*, 6, 447 (1967).
- (2) FUSE, T., YAMAJI, A., MIURA, T.: *ibid.*, 13, 390 (1970).
- (3) SASSE, S.: *Nucl. Struct. Eng.*, 2, 327 (1965).
- (4) KANAL, Y., YAMAJI, A., TAKEUCHI, K.: *4th Int. Conf. Reactor Shielding, Paris*, B2-5, (1972).
- (5) JAEGER, R.G., et al. (ed.): *"Engineering Compendium on Reactor Shielding"*, Vol. III, (1970), Springer-Verlag.
- (6) SMITH, W.R., TURNER, M.A.: *BAW-1144-1*, (1959).
- (7) ENGLE, W.W. Jr., et al.: *5th Int. Conf. Reactor Shielding, Knoxville*, 44 (1977).
- (8) BARBUCCI, P., Di PASQUANTONIO, F.: *ibid.*, 205.
- (9) LAHTI, G.P., LEE, R.R., COURTNEY, J.C. (ed.): *ORNL/RSIC-43*, (1979).
- (10) 安藤良夫, 宮坂駿一, 竹内 清: 原子力誌, 17[2], 9 (1975).
- (11) TAKEUCHI, K., YAMAJI, A.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, 11[3], 81 (1974).
- (12) 原研炉物理研究委員会・遮蔽専門部会: *JAERI-M 7799*, (1978).
- (13) 日本原子力船開発事業団: *JNS-14*, (1976).
- (14) ENGLE, W.W. Jr.: *K-1693*, (1967).
- (15) LATHROP, K.D., BRINKLEY, F.W.: *LA-4848-MS*, (1973).
- (16) SOLOMITO, E., STOCKTON, J.: *ORNL-4181*, (1968).
- (17) EMMETT, M.B.: *ORNL-4972*, (1975).
- (18) INGOLD, W.C., HUDDLESTON, C.M.: *NCEL-TR-349*, (1964).
- (19) BAGGE, E., et al.: *EUR 2960. d*, (1966).
- (20) MAERKER, R.E., MUCKENTHALER, F.J.: *ORNL-TM-1557*, (1966).
- (21) GARBER, D. (ed.): *BNL-NCS-17541 (ENDF-201)*, (2nd Ed.), (1975).
- (22) FORD, W.E. II, WALLACE, D.H.: *CTC-12*, (1969).
- (23) MIYASAKA, S., MINAMI, K.: *JAERI-M 6936*, (1977).
- (24) KATSURAGI, S., TONE, T., HASEGAWA, A.: *JAERI 1195*, (1970); KATSURAGI, S., et al.: *JAERI 1199*, (1970).
- (25) KOYAMA, K., et al.: *JAERI-M 7155*, (1977).
- (26) 小山謹二, 他: *JAERI-M 6928*, (1977).
- (27) GRODSTEIN, G.W.: *NBS-C-583*, (1957).
- (28) MCGINNIES, R.T.: *Suppl. NBS-C-583*, (1959).
- (29) CAPO, M.A.: *APEX-510*, (1958).
- (30) RHOADES, W.A., MYNATT, F.R.: *ORNL-TM-4280*, (1973).
- (31) FIEBIG, R., et al.: *Atomkernenergie*, 18[1], 71 (1971).
- (32) SIMONS, R.L., McELROY, W.N.: *BNWL-1312*, (1970).
- (33) 日本原子力船開発事業団: *JNS-4-1~6*, (1967).
- (34) BISHOP, G.B., SMITTON, C., PACKWOOD, A.: *Ann. Nucl. Energy*, 3, 65 (1976).
- (35) SMITTON, C., BISHOP, G.B.: *J. Br. Nucl. Energy Soc.*, 14[1], 89 (1975).
- (36) 山越寿夫, 他: 第18回船舶研究発表会講演概要, 215, (1971).