

5.3.1.1 線量率測定法

輸送容器の専用運搬船、日の浦丸に積載した HZ-75T 型容器 2 体と NH-25 型容器 1 体の周りのガンマ線線量率の空間分布が、主として電離箱型サーベイメータを用いて、また一部分は熱蛍光線量計を用いて測定されている。

先ず Fig.5-5 に示すように、③印で示す NH-25 型容器 1 体が船倉に積載された状態に於いて — 印で示す領域と容器表面で線量率が測定された。

次いで Fig.5-6 に示すように、①および ②印で示す HZ-75T 型容器が隣接する船倉に積載された状態で、— 印で示す領域および、容器①と②との間の領域、容器表面上に対して線量率が測定された。

5.3.1.2 Monte Carlo 計算法と解析的手法との比較

Fig.5-6 で — として示す領域は他の容器からの影響が①印で示す容器により遮蔽されていて単一輸送容器に対する線量率分布の判定と言う意味では理想的である。ただ、この領域は狭く、すぐに船尾側にある遮蔽壁につかえてしまう欠点がある。そこで、この領域に於いて(5-18)式が与える線量率分布を測定結果と比較するためには、この遮蔽壁が仮に存在しないと考へ、遮蔽壁以遠の線量率分布は Monte Carlo 法により推定し、測定値に於ける欠落部分を補うこととした。

Monte Carlo 法による計算では MORSE-CG コード を使用した。計算は以下の計算モデルに基づいている。

(1)内筒部は、容器壁部に接する幅 0.01 mm の空隙部と、ほとんど無限に近い強さで放射線を吸収する仮想物質で満たされた部分との、2 領域に分けられるものとする。

(2)空隙部は、HZ-75T の内筒部幾何形状を反映し、高さ 3.8 m 、内径、外径がそれぞれ 47.63 cm および 47.64 cm の円柱殻状の等方線源膜を含んでいるものとする。

(3)容器は Table 4-1 中の HZ-75T 型容器に対する壁構造を持ち、壁の全体の高さは 4.4 m であるものとする。

(4)線源強度は全体で 1 の値に規格化し、容器長軸方向に関する線源分布は一様であるものとする。

(5)容器の外部には、容器表面から 2 m ないし 6 m の範囲にわたって数箇所、基準平面を挟んで対称的な帯状検出体を同軸円筒状に配列した。その帯状検出体の幅には $0.25 r_d$ (m) のかたちの r_d 依存性を持たせた。

計算効率を向上させるために、通常の Source Biasing Technique の技法⁽⁷⁾と Next Event Surface Crossing の技巧⁽⁷⁾とを採用した。

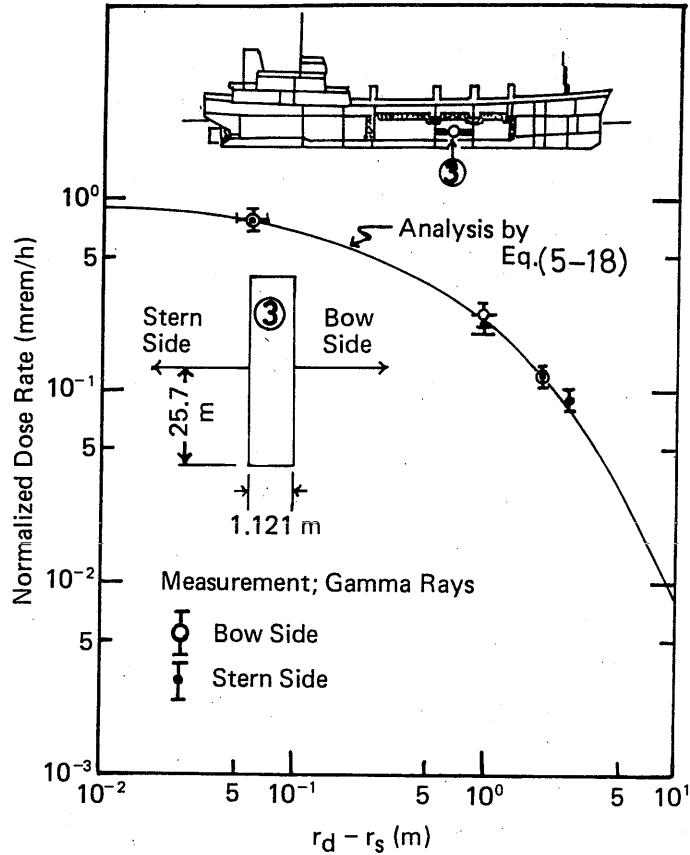


Fig.5-5 Relative Comparison of Radial Dose Rate Distributions between Measurement and Analysis with Eq. (5-18). The radius r_d is 0.5605 m. The measured distribution is normalized to the analytical distribution at 6 cm from the cask surface.

(H. Yamakoshi⁽¹⁾)

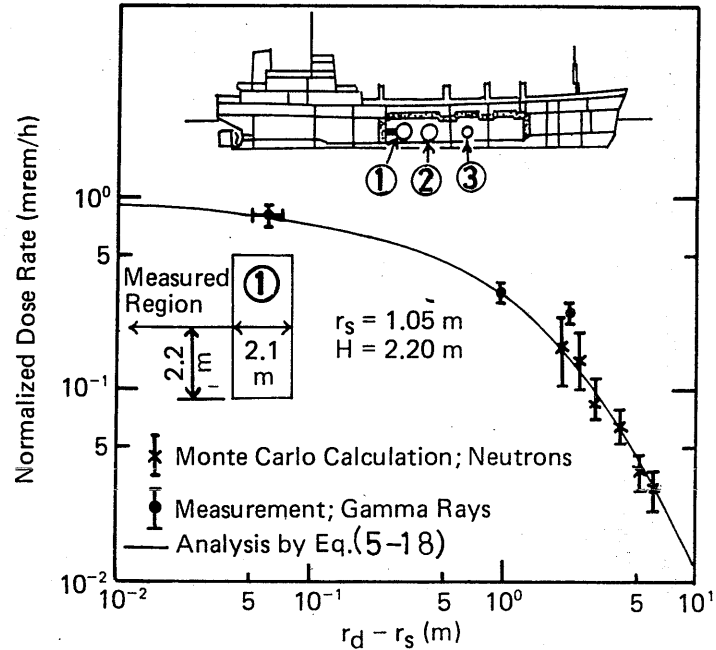


Fig.5-6 Relative Comparison of Radial Dose Rate Distributions among Measurement, Monte Carlo Calculation and Analysis with Eq. (5-18). The radius is 1.05 m. The measured distribution is normalized to the analytical distribution at 6 cm from the cask surface. The distribution by the Monte Carlo method is normalized to the analytical distribution at 6 m from the cask surface.

(H. Yamakoshi⁽¹⁾)

Monte Carlo 計算を行なう際の線源放射線の粒子数は、中性子に対しては 40,000 個とした。

ただし、ガンマ線の場合は、容器壁中で吸収され易く検出体に至る確率が比較的に低いので、計算精度を高めるためには線源粒子数を大幅に増加させなければならないが、計算時間の制約から 90,000 個とした。

中性子の計算では熱中性子に体する Sussian Roulette の引き金を支配するパラメタの値を調整し、計算時間の短縮化をはかった。

5.3.1.3 相互比較

(5-18)式に於いて $D_0 = 1$ と置いた場合に対する線量率分布の r_d 依存性を、測定および Monte Carlo 法で求めた線量率の r_d 依存性と比較した。結果を Fig.5-5 と5-6 に示す。

測定ガンマ線線量率分布は容器表面から 6 cm 離れた位置で (5-18) 式の理論値に規格化した。

この 6 cm という位置は輸送容器表面に接触させた NaIシンチレーションサーベイメータの実効体積中心の、輸送容器表面からの距離に相当する。

興味の内容は理論値の r_d 依存性が妥当なものであるか否かを実測結果から確かめることにあり、絶対値の異なる測定線量率分布が示す r_d 依存性を同一図面上で理論値の r_d 依存性と比較検討することを容易ならしめるために実測値の方を理論値に規格化する方針としたのであるが、その際、散乱ガンマ線の寄与が最も少ない状態、すなわちサーベイメータを容器表面に接触させた状態の測定値を理論値に規格化した。

船内で測定されるガンマ線線量率には成分として一般に、ガンマ線散乱体である天井、床、部屋や廊下の壁からの散乱ガンマ線の寄与が含まれる。ただしその値を線源からの直接線の寄与と比較して見た場合、その相対的な大きさは、測定器と線源との間の距離のほかに、測定器をとりまくガンマ線散乱体の位置、大きさにも依存する。

Fig.5-7a から 5-7c に於いて、点状ガンマ線線源による船内線量率分布を測定した結果⁽⁸⁾とその Monte Carlo 法による解析の結果の一例⁽⁸⁾を示したが、line Segment A に沿った測定では Fig.5-7b に示すように測定器は狭い廊下の中にあるため壁からの反射線の寄与が大きく、この結果として Fig.5-7c に示すように線源から 3 m 程度離れた位置から早くも、測定値は直接線に対する空間依存性から目立ったずれをしめしている。いっぽう、Line Segment B は船の甲板に垂直な方向に採られており、測定値に寄与する散乱ガンマ線のうちで壁からの反射線は、測定器が広い部屋の中ほどにあったため、極めて少なくなき、測定値は直接線に対する空間依存性に極めて近い分布となっている。

ひるがえって日の浦丸の場合をみると⁽⁶⁾、船内に積載された使用済核燃料輸送容器は、Fig.5-8a に示すように船倉内でかなり大きく広がった表面線源を形成しており、線源と船倉壁とが近い場

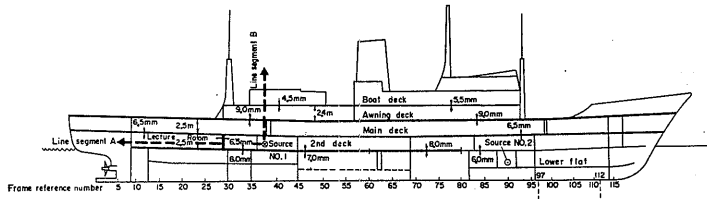


Fig.5-7a Two Line Segments A and B Chosen in Shintokumaru for the Purpose of Measuring Gamma-Ray Dose Rate Distributions in the Ship. (H. Yamakoshi (8))

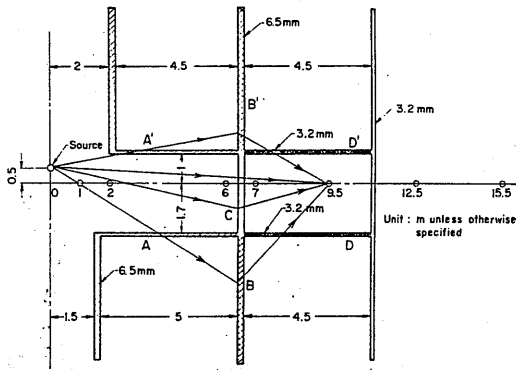
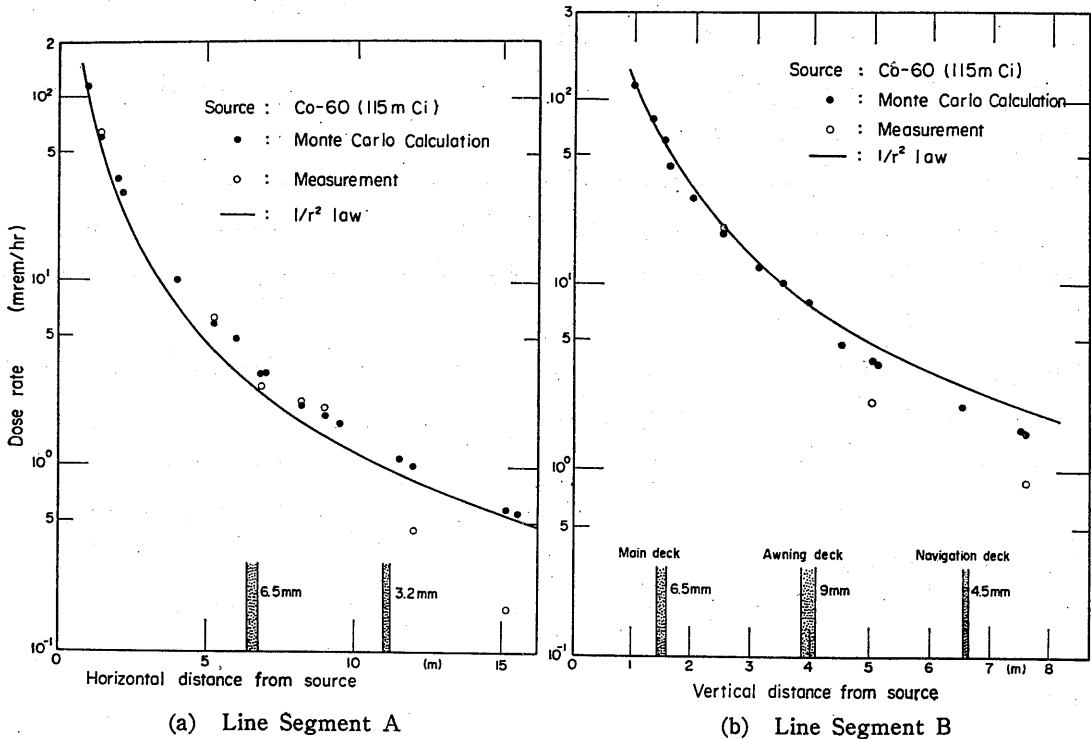


Fig.5-7b Schematic Illustration of Source and Detector Positions along the Line Segment A. Dose rate distribution is measured in a fairly narrow collidor. Consequently, gamma rays scattered from walls, ceiling and floor contribute to the measured dose rate distribution. (H. Yamakoshi (8))



(a) Line Segment A

(b) Line Segment B

Fig.5-7c Detailed Comparison of Dose Rates between Calculations along Line Segments A and B. (H. Yamakoshi (8))

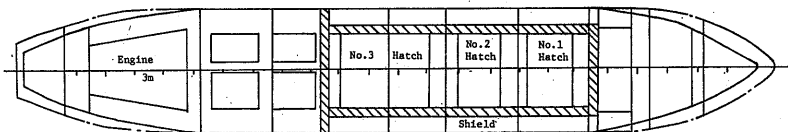


Fig. 5-8a Configuration of Casks and Shieldings in Hinouramaru. (A. Yamaji (6))

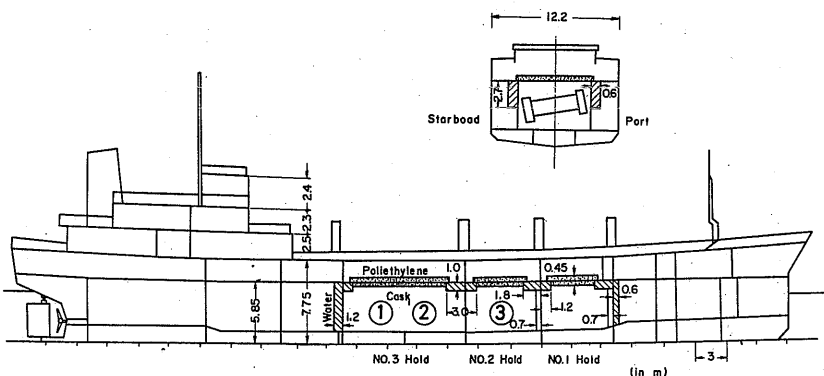


Fig. 5-8b Size of Holds in Horizontal Section of Hinouramaru. (A. Yamaji (6))

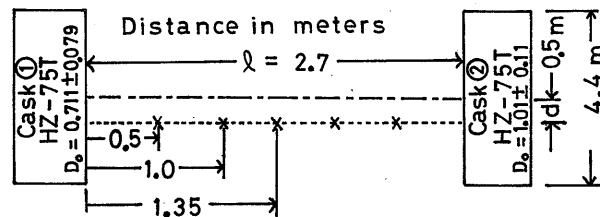


Fig. 5-9a Comparison of Dose Rate Distributions between Analysis and Measurement for the Case of $d = 0.5$ m. Configuration of the measurement system is also illustrated. (H. Yamakoshi (5))

合がある。特に Fig.5-6 の容器 ①とそれに対立する船尾側の壁 (Fig.5-8a では 1.2 m の厚さの遮蔽壁としてしめしてある) との間は 2.7 m 程度と比較的短い。

容器 ①とこの船尾側船倉壁との間の空間は、既に述べたように他の空間部分よりも素性の良い線量率分布の測定が期待されているわけであるが、Fig.5-6 で認められるように、船尾側壁部の位置の近傍に相当する箇所で測定線量率が理論値よりもかなり高い値となっている。これは上記の壁部からの散乱線の影響であると思われる。

以上のことから輸送容器表面にサーベイメータを接触させた状態は散乱線の寄与に相対的な直接線の寄与をできるだけ大きくする目的に適った状態であると言える。

上記の船倉壁から遠方に於ける理論値の r_d 依存性の妥当性を確かめるために、Fig.5-6 では Monte Carlo 法で求めた線量率分布の r_d 依存性と理論値の r_d 依存性とを比較して示した。

容器表面から 6 m 離れた位置に於ける Monte Carlo 計算結果が他の位置に於ける計算結果よりも計算誤差がより小さい値であったので、Monte Carlo 計算による線量率分布は容器表面から 6 m 離れた位置で理論値に規格化した。

Fig.5-6 では理論値の r_d 依存性は測定値および Monte Carlo 計算値の r_d 依存性を良く説明している。

Fig.5-5 では、Fig.5-6 の場合の輸送容器よりもより細長い形状をした NH-25型容器を対象として、その船首側および船尾側の測定線量率分布の r_d 依存性を同時に一枚の図の中で理論値の r_d 依存性と比較したものである。

この図から、理論値は異なる形状をした輸送容器に対しても測定線量率分布の r_d 依存性をやはり良く説明していることが分かる。

すでに述べたように、NH-25 型容器は他の容器が積載される前に積載され、その積載直後に線量率分布測定が行なわれているので、Fig.5-5 に示す測定値の r_d 依存性には他の容器からの放射線の寄与は全く含まれてはいない。

Fig.5-8a および Fig.5-8b から判断して、NH-25 型容器の周りの線量率測定は容器の大きさに対して相対的にかなり広い部屋の中で行なわれたと考えられる。したがって、Fig.5-5 に示した測定線量率には、船倉壁からの反射線の寄与は僅かしか含まれてはいないと思われる。

Fig.5-5 から、理論式はより細長い容器に対しても良好な r_d 依存性を与えていることが結論できよう。

以上、幾何形状の異なる二種類の輸送容器に対して理論値の r_d 依存性が妥当なものであることを示すことができた。

5.3.2 一般位置に対する式の場合

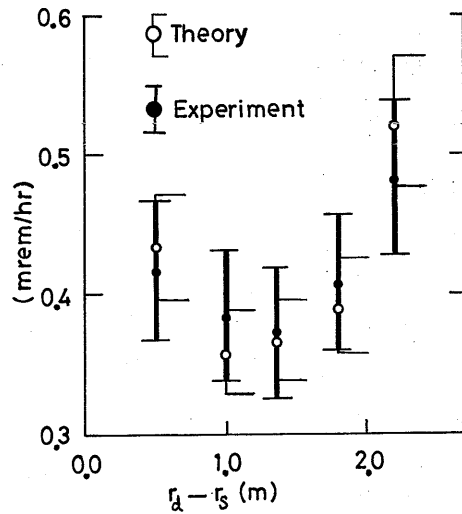
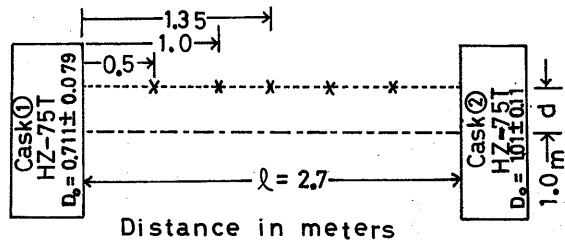


Fig.5-9b Comparison of Dose Rate Distributions between Analysis and Measurement for the Case of $d = 1.0$ m. Configuration of the measurement system is also illustrated. (H. Yamakoshi⁽⁵⁾)

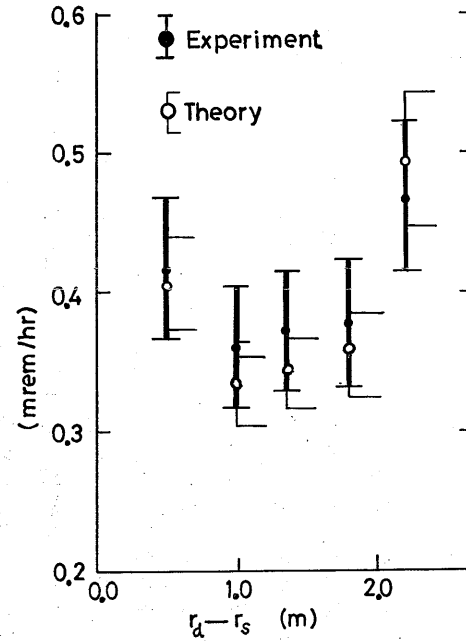
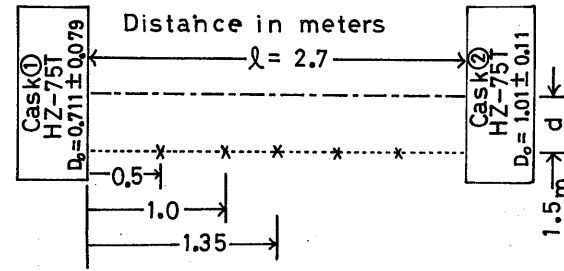


Fig.5-9c Comparison of Dose Rate Distributions between Analysis and Measurement for the Case of $d = 1.5$ m. Configuration of the measurement system is also illustrated. (H. Yamakoshi⁽⁵⁾)

2個の HZ-75T 型容器に挟まれた領域に於けるガンマ線線量率の測定では、Fig.5-9a から Fig.5-9c までの図に示すように、容器長軸中心からそれぞれ、0.5 m、1.0 m、1.5 m づつ水平にずれた線分上で線量率分布の測定が行なわれた。

この測定結果と計算結果との比較に於いては、(5-32)式を用いた理論値と測定値とを絶対値で比較した。

5.3.2.1 線量率分布計算法⁽⁵⁾

たがいの容器の裏側に於ける表面線量率の測定値の分布から (5-32) 式の D_0 値を決定し、各容器の周りの線量率空間分布を計算し、重ね合わせの原理から 2 個の HZ-75 型容器の間の空間の線量率分布を合成する方法を採った。

容器 ①と ②の D_0 の値はそれぞれ、 $0.711 + 0.079$ mrem/hr と $1.01 + 0.11$ mrem/hr としたがこれらの値を決定する際は、隣接する船倉に存在する NH-25型容器の影響は途中の隔壁の遮蔽効果ならびに距離による減衰効果により無視できる程に小さくなっていると仮定した。

Table 5-7 に、この 2 容器間の線量率合成計算法に於ける手順の概略をまとめて表とした。この表には、計算との比較のため測定結果もあわせて示した。

5.3.2.2 相互比較

Fig.5-9a から Fig.5-9c に於いて、Table 5-7 に示した計算結果と測定結果の r_d 依存性を、絶対値で比較して示した。

測定値、計算値は相互に、誤差の範囲内で一致している。このことは、(5-32)式が多数の容器に囲まれた領域の線量率空間分布の計算に有効に適用できることを意味するとともに、基礎となった (5-18) 式の妥当性をも裏付けていると思われる。

以上の事柄から、(5-34)式も輸送容器の周囲の線量率空間分布を記述する式として妥当なものであると考えられる。

5.4 考 察

(5-18)式および (5-32) 式が測定線量率分布の r_d 依存性を良く説明できることや、(5-18)式の間数形は物理的な意味合いに於いて妥当と考えられることが明らかとなったが、このことは以下の仮定がほぼ満足されていることを意味している。

(1) 容器表面上の面積素片から放射される放射線の線源強度は容器表面上ではどこでも一定である。

(2) 容器表面上の面積素片に対する外向き法線ベクトルと面積素片から放射される放射線との間

Table 5 - 7 Illustration of the Procedure for Synthesizing Dose Rate Distributions.
(Final dose rates D by calculation are compared with measured results)

$d=0.5$ (m) $r_s=1.05$ (m), $H=2.2$ (m), $H+d=2.7$ (m), $H-d=1.7$ (m), $\xi=0.398$, $\xi'=0.618$, $l=2.7$ (m)										
r_a-r_s	η	$G(\xi, \eta)$	η'	$G(\xi', \eta')$	D_*		D_1	D_2	D	Exp.
0.5	0.5741	0.9582	0.9118	0.9101	0.443	D (Lower)	(0.280)	(0.122)	(0.413)	(0.409)
						(Middle)	0.315	0.136	0.451	0.463
						(Upper)	(0.350)	(0.149)	(0.489)	(0.517)
1.0	0.7593	0.9080	1.206	0.8013	0.291	D (Lower)	(0.184)	(0.153)	(0.348)	(0.371)
						(Middle)	0.207	0.170	0.377	0.421
						(Upper)	(0.230)	(0.187)	(0.406)	(0.471)
1.35	0.8889	0.8522	1.412	0.7189	0.226	D (Lower)	(0.143)	(0.204)	(0.359)	(0.350)
						(Middle)	0.161	0.227	0.388	0.397
						(Upper)	(0.179)	(0.249)	(0.417)	(0.444)
1.7	1.055	0.7885	1.676	0.6285	0.172	D (Lower)	(0.108)	(0.262)	(0.380)	(0.415)
						(Middle)	0.121	0.291	0.412	0.469
						(Upper)	(0.134)	(0.320)	(0.443)	(0.523)
2.2	1.204	0.7269	1.912	0.5626	0.135	D (Lower)	(0.085)	(0.398)	(0.494)	(0.536)
						(Middle)	0.096	0.442	0.539	0.604
						(Upper)	(0.107)	(0.487)	(0.584)	(0.672)

$d=1.0$ (m) $r_s=1.05$ (m), $H=2.2$ (m), $H+d=3.2$ (m), $H-d=1.2$ (m), $\xi=0.328$, $\xi'=0.875$, $l=2.7$ (m)										
r_a-r_s	η	$G(\xi, \eta)$	η'	$G(\xi', \eta')$	D_*		D_1	D_2	D	Exp.
0.5	0.4844	0.9664	1.292	0.8451	0.429	D (Lower)	(0.272)	(0.115)	(0.398)	(0.367)
						(Middle)	0.306	0.129	0.435	0.417
						(Upper)	(0.339)	(0.140)	(0.471)	(0.467)
1.0	0.6406	0.9250	1.708	0.6846	0.276	D (Lower)	(0.174)	(0.144)	(0.330)	(0.338)
						(Middle)	0.197	0.162	0.359	0.384
						(Upper)	(0.218)	(0.176)	(0.388)	(0.430)
1.35	0.7500	0.8885	2.003	0.5190	0.213	D (Lower)	(0.135)	(0.192)	(0.339)	(0.329)
						(Middle)	0.152	0.216	0.368	0.374
						(Upper)	(0.169)	(0.235)	(0.397)	(0.419)
1.7	0.8906	0.8343	2.375	0.4970	0.160	D (Lower)	(0.101)	(0.248)	(0.359)	(0.360)
						(Middle)	0.114	0.278	0.392	0.408
						(Upper)	(0.126)	(0.303)	(0.425)	(0.456)
2.2	1.016	0.7848	2.708	0.4333	0.128	D (Lower)	(0.081)	(0.386)	(0.476)	(0.427)
						(Middle)	0.091	0.433	0.524	0.483
						(Upper)	(0.101)	(0.472)	(0.572)	(0.539)

$d=1.5$ (m) $r_s=1.05$ (m), $H=2.2$ (m), $H+d=3.7$ (m), $H-d=0.7$ (m), $\xi=0.284$, $\xi'=1.50$, $l=2.7$ (m)										
r_a-r_s	η	$G(\xi, \eta)$	η'	$G(\xi', \eta')$	D_*		D_1	D_2	D	Exp.
0.5	0.4111	0.9737	2.214	0.7699	0.413	D (Lower)	(0.262)	(0.099)	(0.371)	(0.367)
						(Middle)	0.295	0.111	0.406	0.417
						(Upper)	(0.326)	(0.121)	(0.441)	(0.467)
1.0	0.5438	0.9439	2.929	0.5711	0.259	D (Lower)	(0.164)	(0.129)	(0.304)	(0.317)
						(Middle)	0.185	0.145	0.330	0.361
						(Upper)	(0.205)	(0.158)	(0.356)	(0.405)
1.35	0.6366	0.9140	3.429	0.4621	0.198	D (Lower)	(0.126)	(0.179)	(0.315)	(0.329)
						(Middle)	0.141	0.200	0.341	0.375
						(Upper)	(0.157)	(0.218)	(0.367)	(0.421)
1.7	0.7560	0.8731	4.071	0.3199	0.143	D (Lower)	(0.091)	(0.233)	(0.323)	(0.332)
						(Middle)	0.102	0.262	0.354	0.378
						(Upper)	(0.113)	(0.285)	(0.385)	(0.424)
2.2	0.8621	0.8318	4.643	0.2202	0.110	D (Lower)	(0.070)	(0.372)	(0.449)	(0.414)
						(Middle)	0.078	0.417	0.495	0.468
						(Upper)	(0.087)	(0.454)	(0.541)	(0.522)

$D_* \equiv [G(\xi, \eta) + G(\xi', \eta')] (1/\pi) \sin^{-1}(r_s/r_a)$: Dose rate distribution around the cask HZ-75T

for a fictitious case where the dose rate on the cask is unity.

D_1 represents the dose rate distribution around the cask ①, for which $D(r_a-r_s, d) = (0.711 \pm 0.079) D_*$

D_2 represents the dose rate distribution around the cask ②, for which $D(r_a-r_s, d) = (1.01 \pm 0.11) D_*$.

(H. Yamakoshi (5))

の角度を θ と表わした場合、放射線の方向分布は $\cos \theta$ 則により近似できる。上記仮定の (1) が成り立つことは、内筒部の水中に於けるガンマ線が、壁部からの反射や内筒部内部での散乱で乱反射を受けることと、水中でのガンマ線の平均自由行程が長いことから、容器長軸方向に一様な空間分布状態が成立しているものと解釈される。上に述べた仮定 (1) が満足されている場合は加法則⁽⁴⁾が成立する。

上記仮定 (2) が成り立つことは、放射線が遮蔽体表面付近の比較的薄い層状部分から放射され、観測点から見た立体角素片に一定量の放射線が送り出されていることを意味する。⁽⁹⁾ HZ-75T 型容器を例に ANISNコード⁽¹⁰⁾を用いて容器表面から放射するガンマ線束方向分布を計算すると、Fig.5-10 に示すように X 印で示した計算値はほぼ \cos 分布となっており、上記 (2) の仮定が良い近似であることが伺える。

放射方向分布が等方的であると仮定した式が既に発表されているが、⁽³⁾その場合は Fig.5-1 に於ける基準平面上の点 P で放射線束 $\Phi_*(r_d)$ は

$$\Phi_*(r_d) = \frac{S_A}{4\pi} \int_{\Omega} \frac{d\tau}{r_s^2 + r_d^2 - 2r_s r_d \cos \theta}, \quad (5-36)$$

で与えられる。⁽³⁾

容器表面上で Φ_* の値が 1 となるように規格化し、その放射線束を Φ_*^{norm} と表わすことにする。さらに (5-18) 式で与えられる線量率を \dot{D}^{norm} と表わすことにする。

両者の r_d 依存性は Fig.5-11 に示すように容器表面から観測点までの距離が増加するとともに、相違が大きくなって行く。比 $\Phi_*^{\text{norm}} / \dot{D}^{\text{norm}}$ の値も ----- 印で示すように、なだらかではあるが、距離 $r_d - r_s$ の増加とともに単調に減少して行く。

以上のことから、放射角度に無関係な放射方向分布は輸送容器の場合、成立していないと判断される。⁽⁵⁾

5.5 結 論

被積分関数の一部分を他の関数で置き換えることは一般的には積分結果に誤りを導くこととなり、はなはだ危険なことである。しかしながら、今回、基準平面上の線量率に対する積分表示に於いて採られた置き換えは、幸いにも対象とする積分区間に於いて被積分関数の一因子がおとなしかったため、積分結果にめだつた誤差を導くことには至らなかった。

このことは、この置き換えの根拠となった物理的背景、すなわち (5-6) 式の被積分関数中の第 2 因子が変数 の積分領域内に於ける値の変化には鈍感であるとする近似が、妥当なものであ

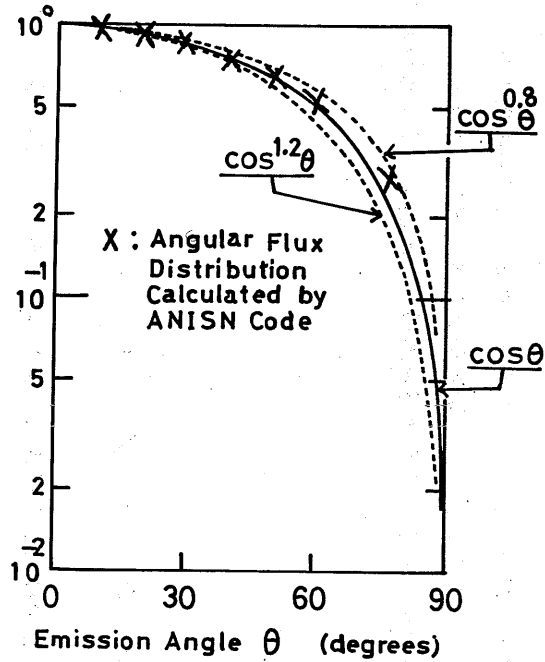


Fig.5-10 Angular Distribution of Angular Flux Calculated by ANISN Code. Calculated angular distribution denoted by the mark x can be approximated by the function: $\cos\theta$. (H. Yamakoshi⁽⁵⁾)

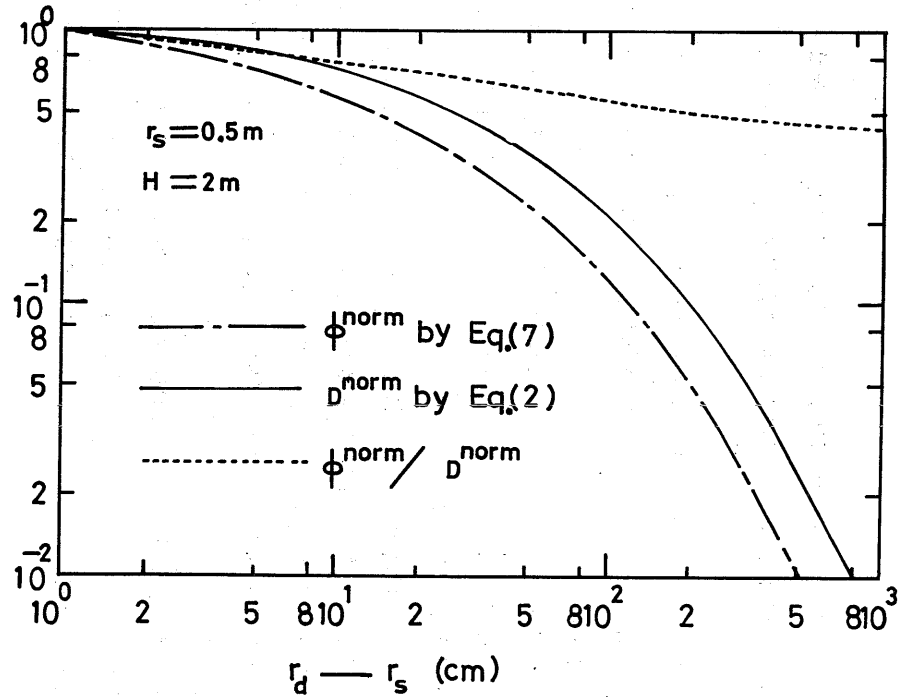


Fig.5-11 Comparison of Radial Dose Rate Distributions between D^{norm} Given by Eq.(5-18) and ϕ^{norm} Given by Eq.(5-36) with Normalization of the Value at the Cask Surface to be Unity. (H. Yamakoshi⁽⁵⁾)

た証拠である。

この近似を用いることにより、従来、数値積分でしか実行できなかった線量率分布の積分表現に対する計算が解析的に実行可能となり、容器外部の線量率空間分布を比較的簡単な解析関数で表現する式を導いた。

解析的表示式では容器表面中央部の線量率が関数全体に掛かる係数となっているので、容器周辺線量率分布のうちで、容器の幾何形状に依存する部分は、容器に収納する核燃料の線源状態とは係わりなく常に一定である。

容器表面から放射される放射線の角度分布は、面積素片の外向き法線方向と放射線の放射方向との間の角度を θ で表わした場合は、 $\cos\theta$ 則に従うことが ANISNコードを用いた容器表面上の線束角度分布の計算から明らかとなった。

上記分布則を仮定し、かつ、容器表面上の面積素片を通して放射される放射線束は容器長軸方向に関して一定であると仮定して得た今回の線量率分布の解析的表示式は、容器表面から放射された放射線線量率の空間分布を良く説明することができる。なおかつ、この解析的表示式も単に近似式であるということだけではなく、十分に物理的内容を内包しており、線量率分布の経験則に対し理論的根拠を与えている。

放射線の放射角度分布が角度 θ に依存せず一定値であるとする仮定に基づいた線束分布の式が既に他の著者により発表されているが、この仮定に基づく線量率分布の r_d 依存性は実際の線量率分布の r_d 依存性をあまり良く説明できない。特に容器から遠ざかるにつれて、実際の分布との相違が増大する。

今回得られた容器周辺線量率分布の解析的表示式は式も比較的簡単であり、簡易計算に適している。表示式中の楕円積分に関しては、独立変数と関数値との関係を数表で与えてマイクロコンピュータに組み込ませたり、あるいは、この関数関係を等高線として表わすことで電卓により、任意に与えられた独立変数の値に対応する関数値を内挿から算出することも可能である。

文 献

(1) H. Yamakoshi, Nucl. Sci. Eng., 88, 110 (1984)

(2) 山越寿夫、他、船舶技術研究所報告 第20巻 第6号 431 頁 (1983)

- (3) E. E. Kovalev and A. Foderaro, Engineering Compendium of Radiation Shielding, Vol-1, P 396, Springer-Verlag, New York (1968)
- (4) E. E. Kovalev and A. Foderaro, Engineering Compendium of Radiation Shielding, Vol-1, P 369, Springer-Verlag, New York (1968)
- (5) H. Yamakoshi, J. Nucl. Sci. Tech., 22, 697 (1985)
- (6) 山路昭雄、植木紘太郎、船舶技術研究所報告 第19巻 第5号 309 頁 (1982)
- (7) M. B. Emmett, ORNL-4972 (1975)
- (8) H. Yamakoshi, J. Nucl. Sci. Tech., 20, 2 (1983)
- (9) N. M. Schaeffer, Reactor Shielding for Nuclear Engineers, TID-25951 (1973)
- (10) W. W. Engle, Jr., K-1693 (1967)

第六章 燃料配置法への応用

6.1 はしがき

容器表面線量率の計算法のひとつの応用例として、従来未着手のままとされてきた、燃焼度が相違する使用済核燃料を内筒部に配列、収納する場合の配置法を定量的かつ、容易に評価する⁽¹⁾方法を⁽²⁾以下に示すこととする。

この定量的評価法では摂動計算法的一种である感度解析法を用いた、燃料配置と容器表面中央部の線量率との関係の解析^(註)が行なわれるが、そのために感度係数と呼ばれる概念を導入する⁽¹⁾、⁽²⁾。

燃料配置と容器表面線量率との対応関係がこの感度係数を用いて単純、明白に把握できるが、この感度係数自身の数学的表現も極めて単純である。

感度係数の値の算出に於いては、多種の燃料配置に対する容器表面線量率の計算が必要であるが、この計算は既に第三章、第四章で述べた方法を用いて極めて短時間に行なえると言う利点が遺憾なく発揮される。

具体的応用例として、第四章で示した乾式容器 TN-12A の体系を対象とする、燃料配置効果を考慮した場合の容器表面ならびに容器周辺の線量率を計算から求め、実測値と計算値との比較を行なうこととする。

比較の結果から、燃焼度の違う核燃料を内筒部に収納する際に燃焼度に関して不均質、多領域的に配置した場合は、その効果を考慮することにより、第三章、第五章の方法に基づく計算値からより一層、実測値に近い値が得られることをしめすこととする。

この具体例から、燃焼度の違う核燃料の配置法の定量的評価にも、第三章から第五章までに示した方法が有効に応用できることが明らかとなろう。

6.2 線量率の感度係数⁽¹⁾、⁽²⁾、⁽³⁾

線源強度が相違する使用済核燃料を内筒部に収納する場合、燃焼度が高く線源強度の大きい燃料を内筒部中央部へ、比較的低い燃焼度の燃料をその周りに配置することが普通行なわれている。

このような、いわば線源強度に関する不均質、多領域的配置が容器表面線量率にどのような効果をもたらすか、その様子は、各領域の線源強度の値、領域の位置と大きさに依存する。

この燃焼度に関する多領域配置が容器表面線量率に及ぼす影響を定量的かつ簡便に評価する方

注) この方法と等価な方法として Ajoint 法があるが、第三章および第四章の手法の応用としての観点から本章では感度係数法を選んだ。

法として、線量率感度解析法を提案する。

便宜上、第三章、第四章で述べた容器内筒部の混合領域は線源強度に関して、内部線源領域と外部線源領域との2領域に分けられるものとする。前者は中央部を占める領域であり、同程度に高い線源強度を持つ幾体かの燃料集合体から成るものと考え、その平均線源強度は $s(\text{inner})$ (Particles/sec/cm³) で表わされるものとする。後者は周辺のより低い線源強度を持つ燃料集合体から成り、その平均線源強度は $s(\text{outer})$ (Particles/sec/cm³) で表わされるものとする。

(3-13') 式に示すように、容器表面中央部に於ける線量率 D_0 は \vec{J}^+ に依存する。ただし、 \vec{J}^+ と D_0 とを結び付ける容器壁遮蔽性能特性関数の線源状態依存性は無視できると考える。

\vec{J}^+ は $s(\text{inner})$ と $s(\text{outer})$ とに依存するので、 \vec{J}^+ を仲介として D_0 は $s(\text{inner})$ と $s(\text{outer})$ ならびにそれぞれの線源領域の大きさに依存する。

ここでさらに便宜上、各線源領域に於ける線源強度 $s(\text{inner})$ 、 $s(\text{outer})$ の放射線を第 l エネルギー群に配分する関数として (inner) および (outer) を導入する。ただしこれらの関数は以下の規格化条件を満たすものとする。

$$\left. \begin{aligned} \sum_l \rho_l (\text{inner}) &= 1 \\ \sum_l \rho_l (\text{outer}) &= 1 \end{aligned} \right\} , \quad (6-1)$$

内部線源領域および外部線源領域に於ける第 l エネルギー群の放射線線源強度をそれぞれ $s(\text{inner})$ 、 $s(\text{outer})$ と表わすことにすれば、これらは $s(\text{inner})$ 、 $s(\text{outer})$ とは以下の関係で結ばれる。

$$s_l(\text{inner}) = \rho_l(\text{inner}) s(\text{inner}) , \quad (6-2a)$$

$$s_l(\text{outer}) = \rho_l(\text{outer}) s(\text{outer}) , \quad (6-2b)$$

いま、 \vec{J}^+ の第 m エネルギー群の成分を J_m と表わし、さらに第 l エネルギー群に属す inner 領域からの線源放射線が第 m エネルギー群の容器壁実効入射線流 \vec{J}_m^+ にきよする成分を $\vec{J}_{l,m}^+$ (inner) と表わすことにする。同様にして、 $\vec{J}_{l,m}^+$ (outer) も定義することができる。

この結果として、 \vec{J}_m^+ は $\vec{J}_{\ell,m}^+$ (inner) と $\vec{J}_{\ell,m}^+$ (outer) とを用いて以下のように記述することができる。

$$\begin{aligned} \vec{J}_m^+ &= \sum_{\ell} s_{\ell}(\text{inner}) \vec{J}_{\ell,m}^+(\text{inner}) \\ &+ \sum_{\ell} s_{\ell}(\text{outer}) \vec{J}_{\ell,m}^+(\text{outer}) \quad , \quad (6-3) \end{aligned}$$

したがって、(3-13') 式と(6-3) 式とを用いて線量率 D_0 の相対変化率が以下のように導かれる。

$$\begin{aligned} \frac{dD_0}{D_0} &= \frac{1}{D_0} \left[ds(\text{inner}) \left(\sum_{\ell} \rho_{\ell}(\text{inner}) \vec{J}_{\ell,m}^+(\text{inner}) B_m \right. \right. \\ &+ s(\text{inner}) \sum_{\ell,m} \frac{d\rho_{\ell}(\text{inner})}{ds(\text{inner})} \frac{d\vec{J}_{\ell,m}^+(\text{inner})}{d\rho_{\ell}(\text{inner})} B_m \left. \right. \\ &+ ds(\text{outer}) \left(\sum_{\ell} \rho_{\ell}(\text{outer}) \vec{J}_{\ell,m}^+(\text{outer}) B_m \right. \\ &+ s(\text{outer}) \sum_{\ell,m} \frac{d\rho_{\ell}(\text{outer})}{ds(\text{outer})} \frac{d\vec{J}_{\ell,m}^+(\text{outer})}{d\rho_{\ell}(\text{outer})} B_m \left. \right) \left. \right] \quad , \quad (6-4) \end{aligned}$$

いま特に、使用済核燃料の線源強度に相違があっても $\rho_{\ell}(\text{inner})$ と $\rho_{\ell}(\text{outer})$ との間には

何らエネルギースペクトルの形の上では相違はないものと仮定する。この仮定は実際の使用済核燃料に対してはよい近似で成り立っている。このような仮定のもとでは、(6-4)式の中の第2項および第4項は消滅する。

さらに仮に、内部線源領域の線源強度の値はそのまま固定しており、外部線源領域の線源強度の値のみが変化したと考えれば、容器表面線量率 D_0 の相対変化率は以下のように表わせる。

$$\begin{aligned} \frac{dD_0}{D_0} &= \frac{ds(\text{outer})}{D_0} \sum_{\ell, m} \rho_{\ell}(\text{outer}) J_{\ell, m}^+(\text{outer}) B_m \\ &= \frac{ds(\text{outer})}{D_0 \cdot s(\text{outer})} \sum_{\ell, m} s_{\ell}(\text{outer}) J_{\ell, m}^+(\text{outer}) B_m, \quad (6-5) \end{aligned}$$

(6-5) 式の右辺の和は (6-1) 式からも明らかのように、内部線源領域に於ける線源強度の値を零と置いた場合の容器表面線量率に相当する量となる。そこでこの量を $D_0(\text{outer})$ と書き表すことにすれば、(6-5) 式はさらに、

$$\frac{dD_0}{D_0} = \frac{ds(\text{outer})}{D_0(\text{outer})} D_0(\text{outer}), \quad (6-6)$$

と表わせる。

(1), (2), (3)

ここで、外部線源領域に対する線量率感度係数 $s_c(\text{outer})$ を以下のように定義する。

$$s_c(\text{outer}) \equiv \left(\frac{dD_0}{D_0} \right) / \left(\frac{ds(\text{outer})}{s(\text{outer})} \right), \quad (6-7)$$

$s_c(\text{outer})$ は (6-6) 式を考慮すれば、

$$s_c(\text{outer}) = \frac{D_0(\text{outer})}{D_0}, \quad (6-8)$$

で与えられる。

式(6-7)を導いたのと同様な論法で、内部線源領域に対する線量率感度係数 $S_c(\text{inner})$ を定義することもでき、(6-8)式に対応した式も導くことができる。

$$s_c(\text{inner}) \equiv \left(\frac{dD_0}{D_0}\right) / \left(\frac{ds(\text{inner})}{s(\text{inner})}\right) , \quad (6-9)$$

$$s_c(\text{inner}) = \frac{D_0(\text{inner})}{D_0} , \quad (6-10)$$

(6-8)式と(6-10)式とから以下の関係が存在することがわかる。

$$S_c(\text{inner}) + s_c(\text{outer}) = 1 , \quad (6-11)$$

上記の(6-11)式の関係が存在するので、内部線源領域か外部線源領域かのどちらかの感度係数を算出すれば、残りの感度係数は補数として決定される。

感度係数の計算に於ける $D_0(\text{inner})$ あるいは $D_0(\text{outer})$ の計算には、第三章、第四章で示した容器表面中央部の線量率計算法がそのまま適用できる。

6.3 計算値と実測値との比較⁽⁴⁾

第四章で取り扱った乾式容器 TN-12A の体系をふたたびここで採り上げることにする。

6.3.1 対象とする体系の概略

Fig.4-6でも示したように、この体系では12体の収納燃料のうちで中央の4体が比較的に高い燃焼度の状態にあり、その平均燃焼度は約 33,200 MWd/t である。他方、周りの8体は比較的に燃焼度が低く、平均燃焼度は約 28,200 MWd/t である。

中央部4体の燃料集合体についての燃料収納孔の総面積は、 $(22.6) \times 4 (\text{cm}^2) = 2043 (\text{cm}^2)$ であり、燃料領域の面積に対して約 18.3% を占めている。

線量率の測定は、第四章に於いて採り上げた容器表面線量率のみではなく、容器表面から 1 m 離れた位置に於いても行なわれている。本節では、そのうちで特に、Fig.4-7 に示す測定位置、すなわち容器表面中央部および容器表面から 1 m 離れた位置を対象として採り上げることにする。対象とする測定位置に対する測定結果は Table 4-7 に示したとおりである。

6.3.2 感度係数と感度解析

(6-10)式を用い、高燃焼度燃料から成る内部線源領域が燃料領域全体に占める割合を変数として、上記体系に対する感度係数 $Sc(\text{inner})$ を中性子、一次ガンマ線、二次ガンマ線のそれぞれにつき計算すると Fig.6-1 に示すような結果がえられる。数値の詳細は Table 6-1 に示した。

中性子は、乾式容器の内筒部ならびに壁部を構成する物質中を、一次ガンマ線よりもよく透過するので、Fig. 6-1 に於いて中性子に対する $Sc(\text{inner})$ の値がガンマ線に対する $Sc(\text{inner})$ よりも大きくなっている。また二次ガンマ線はその発生が容器壁を透過中の中性子に由来するので、感度係数 $Sc(\text{inner})$ の値が中性子の値に近くなっている。

一次ガンマ線は内筒部の物質に対しても平均自由行程が短く、したがってその線源領域が容器壁に接近するにつれて急速に感度が高まることとなる。

4体の高燃焼度燃料から成る内部線源領域が全線源領域、すなわち混合領域に占める割合は 18.3% であったが、この場合を case 1 と呼ぶことにする。燃料配置の変化による容器表面線量率への影響を数値的に検討するため、内部線源領域が仮にやや大きな体積を占め混合領域に占める体積率が 30% である場合を case 2 と呼ぶことにする。

Fig.6-1 に示したような感度係数を用いることにより、収納燃料全体についての平均燃焼度を用いて計算した容器表面線量率に対して燃料配置効果の補正を施すことができる。補正されるべき計算値は既に Table 4-13 に於いて $Dav(0\text{ cm})$ として掲げてある。

Table 6-2 では上記の case 1、case 2 につき、中性子、一次ガンマ線、二次ガンマ線に対する補正量の計算法のアルゴリズムを示した。この表からも明らかのように、補正量の計算手続きは極めて簡単である。

表中の $S = S_{\text{lower}}$ は低燃焼度燃料の線源強度を対象とした場合を意味し、今回の例では外部線源領域の線源強度を対象としたことに対応する。また、 S/S_{av} の値の算出の際は、Table 4-12 に示した燃焼度に依存する線源強度を用いる。

Table 6-2 に示すように、高燃焼度燃料を中央部に集中させた場合の容器表面線量率の計算値は全収納燃料についての平均燃焼度に基づいて算出した値よりも小さいが、その小さくなり方の程度は各線源領域中の線源強度の大きさに依存するが同様に、各線源領域の位置、大きさに依存する。

中性子の場合、燃焼度に関する不均質配置の効果として容器表面線量率の値は、case 1 では 16.6% 低下し、case 2 では 7.4% 低下する。

他方、一次ガンマ線の場合は、case 1 と case 2 とではそれぞれ、4.7% と 4.3% 程度の低下となり、補正量としての値は両者とも大差がない。

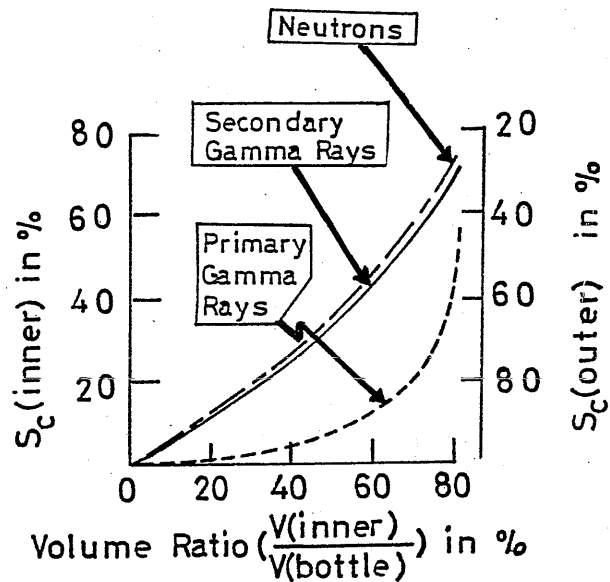


Fig.6-1 Sensitivity Coefficients S_c (inner) and S_c (outer) for Neutrons, Primary Gamma Rays and Secondary Gamma Rays.
(H. Yamakoshi⁽¹⁾, (2), (3))

Table 6 - 1 Sensitivity Coefficient S_c (inner) in % Representation
(In the case of full loading of PWR fuels to the TN-12A cask)

$V(\text{inner})/V^*$ (%)	Neutrons	Secondary Gamma Rays	Primary Gamma Rays
5	2.51	2.45	0.01
10	5.48	4.89	0.25
15	8.50	7.52	0.50
20	12.3	10.6	0.75
25	14.9	13.5	1.01
30	18.4	16.8	1.98
35	22.3	20.0	2.53
40	26.7	24.3	3.81
45	31.4	28.2	5.32
50	36.1	33.6	6.98
55	41.3	38.8	9.55
60	46.7	43.7	13.0
65	52.3	50.2	16.8
70	59.0	56.3	22.7
75	66.8	64.4	35.2
80	74.5	72.5	58.1

* V stands for volume of the source region, i.e., $V = V(\text{inner}) + V(\text{outer})$.

(H. Yamakoshi⁽³⁾)

Table 6 - 2 Algorithm for Determination of Correction Factors to the Dose Rates on the Surface of TN-12A Cask by Using the Proposed Sensitivity Analysis Method

For Neutrons

Region	s	Source Ratio $s/s_{av.}$	Deviation $1 - s/s_{av.}$	Sensi. Coef.: s_c		$s_c(1 - s/s_{av.})$	
				Case 1	Case 2	Case 1	Case 2
Outer	$s=s_{lower}$	0.773	-0.227	0.927	0.817	-0.210	-0.185
Inner	$s=s_{higher}$	1.605	+0.605	0.073	0.183	+0.044	+0.111
Summation						-0.166	-0.074

For Secondary Gamma Rays

Region	s	$s/s_{av.}$	$1 - s/s_{av.}$	s_c		$s_c(1 - s/s_{av.})$	
				Case 1	Case 2	Case 1	Case 2
Outer	s_{lower}	0.773	-0.227	0.897	0.788	-0.204	-0.179
Inner	s_{higher}	1.605	+0.605	0.103	0.212	+0.062	+0.128
Summation						-0.142	-0.358

For Primary Gamma Rays

Region	s	$s/s_{av.}$	$1 - s/s_{av.}$	s_c		$s_c(1 - s/s_{av.})$	
				Case 1	Case 2	Case 1	Case 2
Outer	s_{lower}	0.952	-0.048	0.996	0.979	-0.0478	-0.047
Inner	s_{higher}	1.171	+0.171	0.004	0.021	$+6.84 \times 10^{-4}$	$+3.59 \times 10^{-4}$
Summation						-0.0471	-0.0434

(H. Yamakoshi (1), (2), (3))

以上に示した中性子と一次ガンマ線に対する補正量の値に見られる相違は、感度係数のところで既に述べたとうり、内筒部物質に対する透過性が中性子と一次ガンマ線とで大きく相違することに基づいている。

6.3.3 線量率分布の計算値と測定値との比較

Table 4-13の $D_{av}(0cm)$ に Table 6-2 で示した補正を施し、第五章の (5-18) 式に於ける係数 D_0 に代入すれば、Table 4-7 と比較すべき容器外部線量率分布を計算することができる。

Fig. 6-2 に、中性子、一次ガンマ線に対する線量率分布の計算値を測定値と比較して示した。中性子に対する計算値は実線で、一次ガンマ線に対する計算値は点線で示してある。X印は他の著者が ANISNコードを用いて内筒部から始まる一貫計算を行なった結果である。⁽³⁾

今回の解析で得た線量率分布 D_{hetero} のうちで中性子に対する分布は、平均燃焼度の仮定のもとに求めた線量率分布 D_{av} に比較して、より一層、実測値に近づいている。特に容器表面から 1 m 離れた位置に於ける計算値はゆるやかな距離依存性を持ちながら測定値とは良い一致を示しており、計算値の妥当性を検討するうえで注目に値する結果を示している。

6.4 考察

第四章でも述べたとうり、測定体系は燃焼度の違う燃料を多領域的配列により不均質に配置した体系であるが、本章で示したようにこの不均質配置の効果は中性子に対して顕著に現われる。

したがって、収納燃料に対し平均燃焼度の仮定を適用して求めた中性子の容器周辺線量率分布を測定値と比較する場合は、不均質効果の分だけ過大評価となることに注意する必要がある。

Fig.6-1 および Table 6-1 に示した感度係数の利用法として、燃料域が2領域よりも多くの領域数から成る場合にも Table 6-2 に示す手法がそのまま拡張できるので、与えられた燃焼度の上、下限の範囲内に於ける最適燃料配置法が検討可能である。

本章で示した燃料不均質配置効果の計算法に於いては、燃焼度の相違は燃料中の線源強度の相違を意味し、燃料中の物質組成が燃焼度に依存して異なる効果は無視できるものと暗黙に仮定していた。

Fig.6-2 で示すとうり、本章で導いた方法による中性子の容器周辺線量率分布の計算結果は測定値を良く説明でき、少なくとも上記の仮定の破棄を迫るような矛盾は計算値と測定値との間には認められない。このことは、上記の仮定が良い近似であることを物語っており、感度係数に対する以下の解釈を導くことになる。

Fig.6-1 と Table 6-1 で示した感度係数は、各種の放射線源が内筒部の各位置に置かれた場合の容器表面線量率に対する importance function であると解釈できる。したがって、この

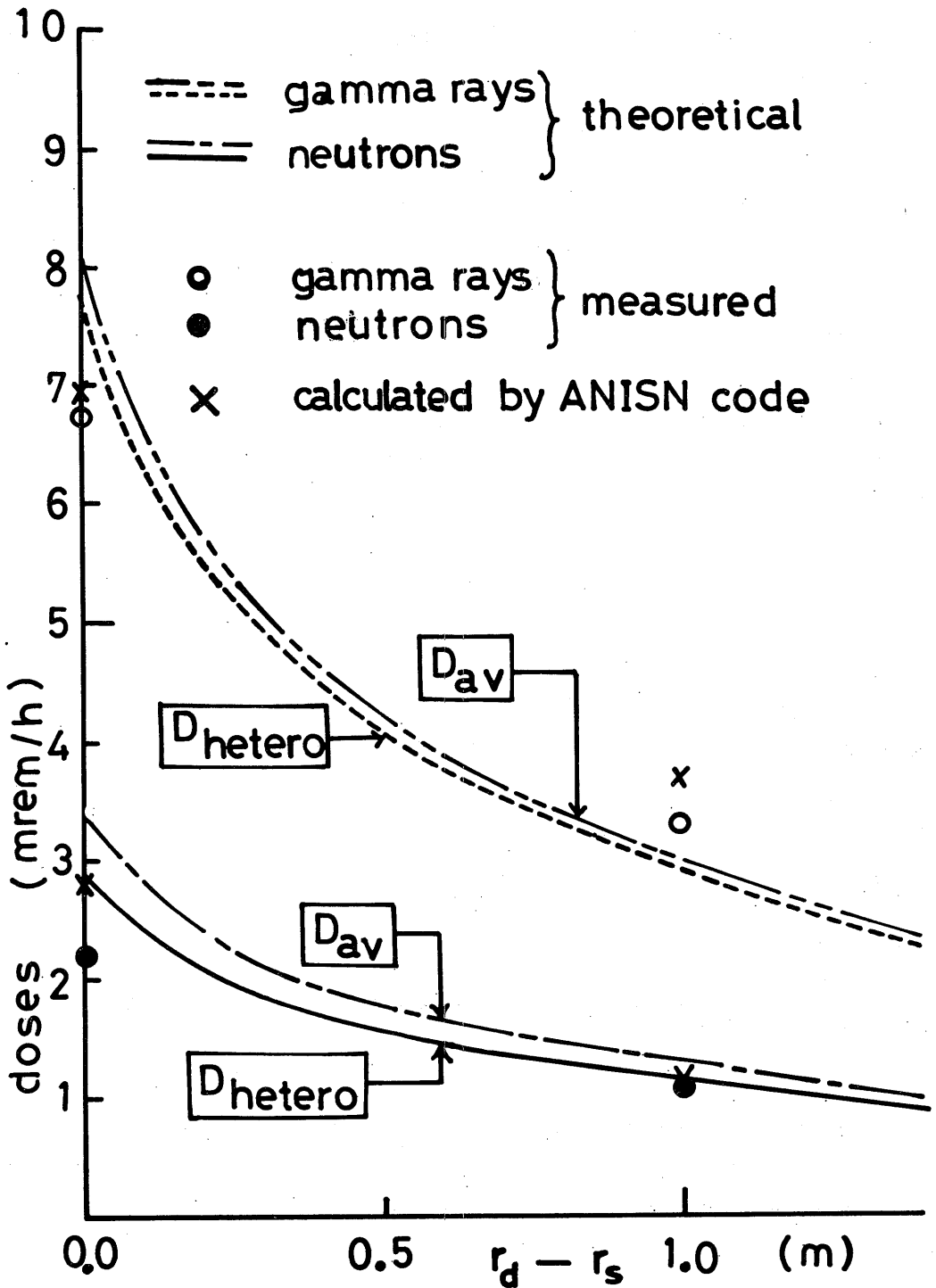


Fig.6-2 Comparison of Radiation Dose Rates between Present Analysis and Measurement around TN-12A Cask. (H. Yamakoshi^{(1),(2),(3)})

例で求めた $Sc(\text{inner})$ の値は、燃料要素が12体収納される限りに於いては、燃料燃焼度には依存しない不変な値であるとみなすことができる。

6.5 結 論

使用済核燃料を燃焼度の相違に応じ多領域的に不均質配置した場合、その不均質効果が容器外部線量率分布へ与える影響は中性子の場合に顕著である。

その効果を定量的に計算するために容器表面線量率に対する感度係数の概念を導入した。実測体系にこの概念に基づく計算法を適用し、計算値と実測値とを比較することにより、この概念を用いた計算法が不均質配置効果を定量的に評価するのに有効であることを示した。特に、第三章で示した計算手法に基づく第四章の計算例は、不均質配置効果を考慮した補正を施すことにより計算値と測定値との一致が一層改善されることが明らかとなった。この結果として、従来経験的に処理されてきた燃料配置法に対し、定量的燃料配置評価が可能となった。

それぞれの型の輸送容器に於いては設計限度いっぱいの収納本数のPWR燃料あるいはBWR燃料で満たした内筒部を対象とする限り、一度求めた感度係数の値は、収納燃料の本数が設計限度いっぱいである限り、燃料燃焼度に係わりなく一定値であると近似できる。

上に述べた近似が成り立つことと、感度係数を計算する際は第三章で示した容器表面線量率計算法がそのまま応用できること等の理由から、燃料不均質配置効果の計算は信頼性の高い結果が短時間で得られることとなり、計算手法の特徴が遺憾なく発揮される。

文 献

- (1) 山越寿夫、日本造船研究協会 RR-28 基準部会 研究資料 No.148R、192 頁 (1985)
- (2) 山越寿夫、日本原子力学会 昭和 60 年年会 C20 (1985)
- (3) 山越寿夫、日本原子力学会会誌 28 巻 9 号 (1986) 掲載予定
- (4) 小鍛治市造、私信

第七章 結 論

本研究は使用済核燃料輸送容器周辺線量率評価法の簡易化を目的としたものであり、従来の経験的評価法が適用できなくなる、線源条件の厳しい状況に於いても比較的簡単な数学的操作により、汎用精密遮蔽計算コードを用いて得られる結果と精度、信頼性の点で遜色のない線量率評価が行なえることを示した。

本研究は理論的内容として下記の3研究から成る。

- (1) 容器表面中央部の線量率評価法の研究
- (2) 容器周辺線量率分布評価法の研究
- (3) 高、低燃焼度燃料不均質配置効果評価法の研究

上記研究(1)ならびに(2)を総合することにより、以下の結論が得られる。

二次元、三次元の遮蔽体系を扱う汎用精密遮蔽計算コード DOT、MORSE を輸送容器周辺線量率評価に適用した場合は、容器内筒部の線源領域から出発し、容器壁部を経て、容器外部の線量率計算点に至るまでを一貫して遮蔽計算する方法が採られており、膨大な計算時間が費やされるが、この一貫した計算を行なう代わりに容器表面中央部の線量率計算と容器外部の線量率分布計算とに全体の計算手順を分割すれば、それぞれの部分計算は簡易化することができ、計算精度を損なわずに全体の計算時間が大幅に短縮できる。すなわちこの計算時間の短縮の程度として、DOTコードを用いた容器周辺線量率分布計算の場合と比較すると、その約千分の一である。

ORIGENコードによる線源計算、二次元拡散コード CITATION による K_{eff} の計算と比較して、DOT による容器周辺の二次元的線量率分布計算は、普通、約百倍程度も計算時間がかかる。したがって、上記の計算時間の短縮は、本研究で得た手法を用いれば容器周辺の二次元的線量率分布計算が線源計算や K_{eff} の計算よりも更に十分の一程度に短い計算時間で行なえることを意味し、計算時間に於ける経済性の利得は非常に大きいと言える。

以下に於いて、それぞれの研究の成果を述べる。

<A> 研究(1)の成果として以下の点が明らかとなった。

- i) 輸送容器の遮蔽体系は容器壁部と内筒部の2領域から成るものとみなせば、容器壁部に対しては容器壁遮蔽性能特性関数と容器壁反射線流特性関数を定義することができ、内筒部に対しては内筒部反射線流特性関数を定義することができる。

容器壁遮蔽性能特性関数は容器内側壁に入射する中性子流、ガンマ線流に対する容器外側表面中央部の中性子線量率およびガンマ線線量率の応答関数であり、入射線のエネルギー群に関する列ベクトルで表わせる。この列ベクトルは中性子の列ベクトルとガンマ線の列ベクトルを部分要素としている。

容器壁反射線流特性関数は内筒部から入射する中性子および一次ガンマ線の線流に対する容器壁からの反射線流の応答関数であり、入射線エネルギー群と反射線エネルギー群に関する2階の行列で表わせる。中性子に対する容器壁反射線流特性関数および一次ガンマ線に対する容器壁反射線流特性関数はそれぞれ容器壁反射線流特性関数全体の部分行列となっているが、容器壁中の中性子吸収に起因する二次ガンマ線に対する部分行列もまた容器壁反射線流特性関数には含まれている。

容器壁部から内筒部に入射する中性子流、ガンマ線流 に対しても上記の容器壁反射線流特性関数と同一の型式の行列表現で内筒部反射線流特性関数が記述できる。

ii) 容器壁遮蔽性能特性関数は容器外側表面上の線量率に対して定義されているため、そのベクトル要素の値の計算は一次元の遮蔽計算体系で扱うことができる。

容器壁反射線流特性関数と容器壁遮蔽性能特性関数の値は、容器壁部の構造を詳細に考慮した一次元遮蔽計算から互いに同時に算出される。この計算には一次元遮蔽計算コード ANISN を適用し比較的短時間で結果を得ることができる。

他方、内筒部反射線流特性関数は、内筒部を2領域体系すなわち、湿式容器の場合は燃料と水との混合領域およびそれを取り巻く水領域、乾式容器の場合はバスケットの主要構成材であるアルミと燃料との混合領域およびそれを取り巻くアルミ領域から成る体系とみなし、ANISNコードを用いてその値が算出される。

iii) 内筒部から容器壁へ入射する中性子流ならびにガンマ線流の実効エネルギースペクトルを計算する場合は、内筒部と容器壁との間に生ずる反射中性子流や反射ガンマ線流の交換過程の効果を考慮することが不可欠である。このいわゆる反射線流カップリング効果の記述には容器壁反射線流特性関数と内筒部反射線流特性関数が不可欠な量である。

iv) 容器表面線量率の計算は、容器壁遮蔽性能特性関数、容器壁反射線流特性関数、内筒部反射線流特性関数を用いた、通常の簡単な行列演算に帰着する。

v) 本研究で導入、定義された諸特性関数の値は、輸送容器に収納された燃料の変化に対して殆ど依存しないと近似できる。したがって、上記の簡単な行列演算による容器表面線量率の計算法は収納燃料の燃焼度が変わっても常に適用可能であり、この計算法を用いることにより、容器表面線量率の定量的評価法を大幅に簡略化することができる。

vi) 本研究の容器表面線量率の計算手法は遮蔽計算に於ける応答関数法に属すが、(a) 体系の

応答関数として一次元円柱遮蔽体系に対する応答行列で十分に目的が達せられることを示した点、(b) 中性子、一次ガンマ線、二次ガンマ線を対等かつ同時に扱った行列表現を導いた点、(c) 反射線流のカップリング効果を高次の反射回数まで考慮した表示式を導き、高次反射からの寄与の収れん性を容器の型式ごとに詳細に吟味した点、等において今までのこの方面の理論を発展させ、手法の実用性を高めたものである。

vii) 本研究で求めた容器表面中央部線量率計算法は、計算値と測定値との比較検討から妥当な手法であることが明らかとなった。

なお、応用上の便宜をはかるべく、典型的な現用輸送容器に対して、容器壁遮蔽性能特性関数、容器壁反射線流特性関数、内筒部反射線流特性関数に於ける行列要素の値を表にまとめて示した。

 研究(2)の成果として以下の点が明らかとなった。

i) 容器外部線量率分布を、容器の幾何形状を記述するパラメタ、容器に相対的な観測点の位置座標、容器表面中央部の線量率を用いた、簡単な解析関数として記述できる。この解析関数表示式を用いた容器周辺線量率分布の計算値は測定値と良く一致する。

ii) 容器の近傍および容器から十分遠方に於ける上記解析関数の漸近的性質から、従来経験的に知られていた容器周辺線量率空間分布則がよく説明できる。したがって、上記解析関数の関数形が妥当なものであると思われる。

iii) 従来は数値積分でしか容器周辺線量率分布の評価ができなかったのに対し、積分を解析的に実行したかたちのこの解析関数表示は計算時間の大幅な短縮化を可能とした。また、線量率の空間依存性が解析関数として表わされるので、その関数としての性質を検討することにより線量率空間分布が見通し良く評価できる。

なお、解析関数表示式は簡単であり、マイクロコンピュータによるこの式の計算が可能であるので、計算の応用上の便宜のため、表示式を構成する一部分の関数に対して数値化を行ない、その値を表としてまとめて示した。

<C> 研究(3)の成果として以下の点が明らかとなった。

i) 内筒部の線源強度が空間依存性を持つ場合、その効果が容器表面中央部の線量率に及ぼす影響を記述するために感度係数の概念を導入したが、実はこの感度係数は、内筒部中の各位置が容器表面線量率に対して持つ、線源強度に関する importance function ある。

ii) 感度係数の計算には、前記の研究(1)の成果が応用できる。

iii) この感度係数は、収納燃料の燃焼度変化に伴う物質の原子数密度変化には殆ど影響を受けないとみなせる。したがって、設計収納数いっぱいの燃料集合体を収納した状態に対して感度係数の値を一度求めておけば、燃焼度が非常に相違した燃料を燃焼度に関して不均質多領域的配置して収納した場合にも、その不均質配置効果が容器表面線量率に及ぼす影響を評価する際には

そのままこの感度係数の値が使用できる。

iv) 燃焼度が互いに相違する燃料を輸送容器内筒部に多領域的に不均質配置した場合は、研究(1)、(2)で示した手法から先ず容器周辺線量率分布を算出し、その後本研究で示した不均質配置効果補正計算法を用いることにより、不均質配置効果の補正の入った容器周辺線量率空間分布を求めることができる。この補正の求め方は極めて簡単である。また補正結果は測定値に十分に近い計算値をもたらす。

以上に述べたごとく、研究(1)、研究(2)、研究(3)で得た計算手法は、従来の汎用精密遮蔽計算コードを用いた容器周辺線量率分布評価法に比較して、極めて簡単な計算手続きと少ない計算時間とで同程度の信頼性のある値を与える特徴を持ち、容器周辺線量率分布の簡易計算法として十分に有効な手法である。

上記3種の内容の研究から導かれた計算手法は次のような問題に応用することができる。

- (a) 輸送容器を複数個積載した船内および容器相互のあいだの空間に於ける線量率空間分布の評価に研究(2)の成果が適用できる。
- (b) 従来経験したことのない高燃焼度を達成した使用済核燃料を輸送する場合、研究(1)、(2)、(3)の成果を総合的に適用することにより、輸送容器周辺線量率分布を定量的かつ、容易に評価することができる。
- (c) 新しく設計する輸送容器の壁構造の当否を遮蔽性能の観点から判定する場合、研究(1)で示した手法に基づき求めた容器壁遮蔽性能特性関数はその判定基準として用いることができる。すなわち、設計容器の容器壁遮蔽性能特性関数を従来の容器に対する容器壁遮蔽性能特性関数と比較することにより、容易に設計壁の遮蔽性能の特徴が把握できる。

以上のように、本研究で開発した計算手法ならびにデータはさまざまな形態で輸送容器放射線安全性評価の各方面で応用することができるので、積極的な活用を期待できる。なお、活用を容易にするため、研究(1)で示した行列演算による容器表面線量率計算法はコード化して SMART コードとし、研究(2)で示した任意の位置に対する線量率分布計算式は多数の容器から成る体系に対してコード化して MANYCASK コードとした。

謝 辞

本研究の実施にあたっては船舶技術研究所原子力船部前部長中田正也博士に有益な御指導と励ましをいただいた。また、Monte Carloコード MORSE-CG の使用法と入力データについては同部の植木紘太郎氏に負うところが大きい。さらに、一次元遮蔽計算コード ANISN の使用法については同部の金井康二氏に負うところが多い。本論文をマイクロコンピュータを用いて編修する際に同部の稲坂富士夫氏から編修操作法上の助言を種々いただいた。現原子力船部部長布施卓嘉氏には種々、御厄介いただいた。

TN-12A型容器に対して得られた容器周辺線量率の測定値ならびに測定に先立ち行なわれた解析値は関西電力の小鍛治市造氏の御厚意により入手することができた。

本論文をまとめるにあたり、東京大学関口晃教授の終始懇切な御指導、御鞭達を賜わった。東京大学長谷川賢一助教授および中沢正治助教授には懇切な御助言をいただいた。

これらの諸氏の御厚意に対し慎んで感謝の意を表わします。