

m 離れていたものとする。

### 4.3.2 測定体系のモデル化

#### 4.3.2.1 50 トン容器の体系

容器壁の特性関数の値を算出する際のモデル化についてはすでに前章で述べてある。したがって以下では、内筒部に対するモデル化を述べる。

(3-18)式中の  $\vec{j}_0^+$  を求める際は、実際の  $^{252}\text{Cf}$  は小球に封入されて一定の間隔を保ちつつ線源籠の表面に一様分布させてあるが、線源強度  $S$  として  $S = 2.4 \times 10^9$  n/sec の値を用いた場合の平均線源密度  $s = S/2\pi r'H$  で線源籠の表面上に表面線源が一様分布しているものと仮定する。ただし  $r'$  は線源籠の半径であり 50 cm の値とし、 $H$  は籠の高さであり 50 cm の値とする。

$\vec{j}_0^+$  および(3-19)式中の  $\vec{R}_b$  の計算の際は、水を満たした内筒部は、第三章で述べたように、真空中に孤立しており、内筒部から中性子が真空中に流出しているものとする。

#### 4.3.2.2 TN-12A型容器の体系 <sup>(3)</sup>

容器壁の特性関数の値を計算する際のモデル化については既に前章で述べてある。したがってここでは内筒部の線源領域に対するモデル化をのべる。

内筒部は燃料集合体収納孔に外接する円筒で混合領域とバスケット領域とに分割することにする。

理解を容易にするため、実形状と計算モデルとの対応を Fig. 4-9 に示した。同図では、容器長軸方向の長さの半分の位置で長軸を垂直に切断する面を考え、この面上での対応関係を示してある。混合領域では平均燃焼度が 29,8871 MWd/t の燃料が他の構造材料と一様均質に混合しているものと仮定し、またバスケット領域には、容器壁内側表面とバスケットとの間に存在する幅 1 mm の空隙を取り込み、原子数密度がやや薄まったかたちとしてある。

Table 4-8 に混合領域、バスケット領域の原子数密度を atoms/barn cm の単位で示してある。中性子源は超ウラン元素の自発性核分裂および  $(\alpha, n)$  反応とした。中性子、ガンマ線の線源強度は線源データファイル ORIGEN-2/82 <sup>(5)</sup> の値を燃焼度、燃料冷却時間の関数として内挿から求めるのであるが、Fig. 4-10 および Fig. 4-11 に示すように、両対数尺上の直線として内挿が

---

注) 電離箱サーベイメータの実効中心は前面から 6 cm + 1.5 cm だけ奥にあり、NP-2 レムカウンターでは 7.5 cm + 1.5 cm だけ離れた奥にある。

---

Actual Structure

Calculation Model

● : Detector Position

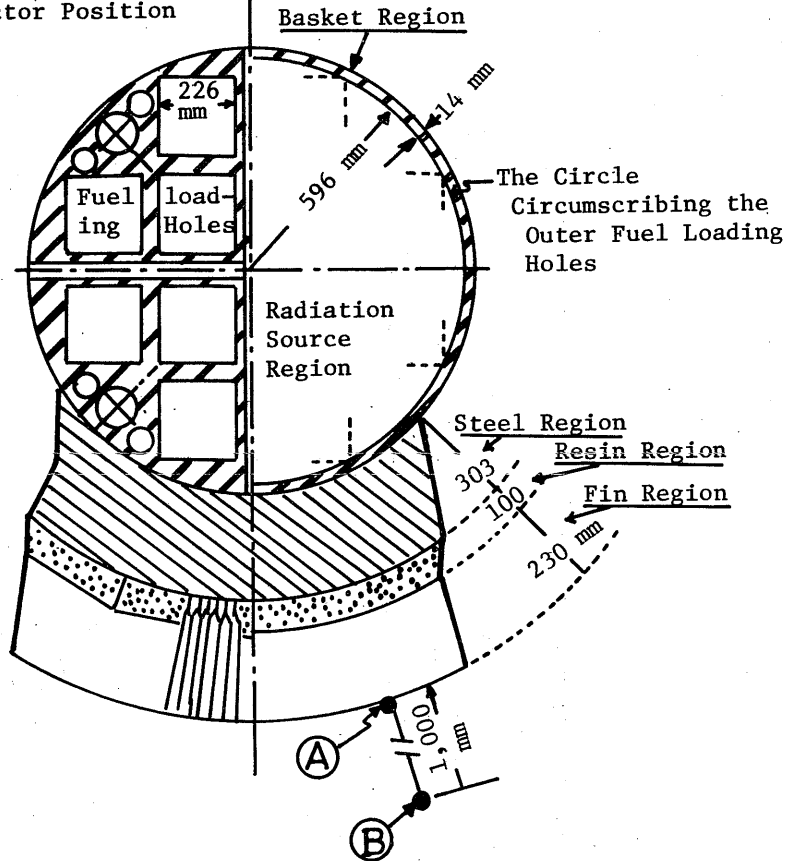


Table 4 - 8 Atomic Densities of Materials in the Radiation Source Region and the Basket Region Adopted in the Calculation Model

(atoms/barn·cm)

	Radiation Source Region	Basket Region
B(10)	2.72 -4	3.70 -3
C	3.43 -4	4.67 -3
O	6.81 -3	
Al	1.09 -2	7.02 -2
Si	1.42 -3	9.19 -3
Cr	1.96 -4	2.09 -3
Fe	7.29 -4	7.78 -3
Ni	9.63 -5	1.03 -3
Cu	5.47 -3	7.44 -3
Zr	2.02 -3	
U(235)	1.21 -4	
U(238)	2.38 -3	

(H. Yamakoshi (3), (10)).

Fig.4-9 Modelling of Actual System of TN-12A Cask for the Calculation of Radiation Dose Rate at the Point A on the Cask Surface. (H. Yamakoshi (3))

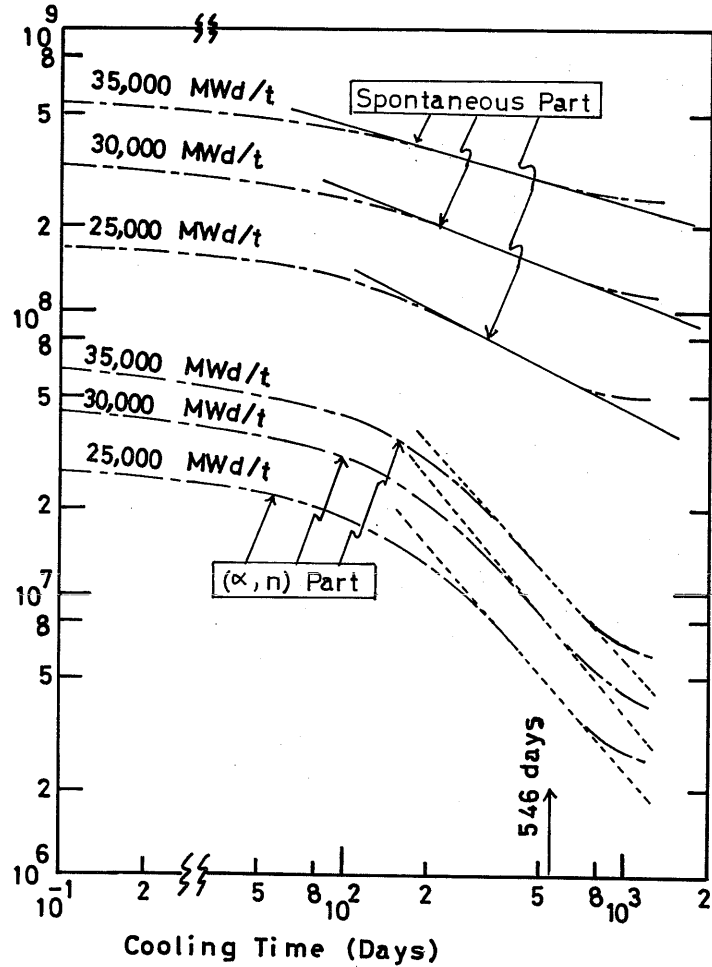


Fig. 4-10 Schematic Illustration for Validity of Linear Interpolation of Source Strength Concerning the Cooling Time on the Log-Log Plane. (H. Yamakoshi<sup>(3)</sup>) (Data are based on the data library ORIGEN/2/82)

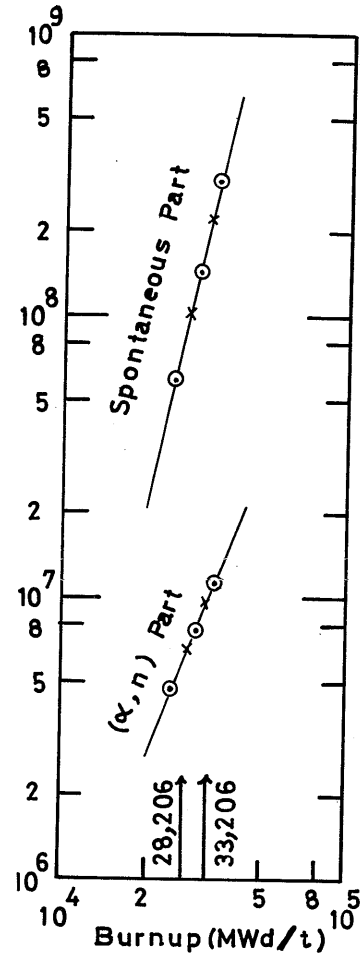


Fig. 4-11 Schematic Illustration for Validity of Linear Interpolation of Source Strength Concerning the Fuel Burnup on the Log-Log Plane. (H. Yamakoshi<sup>(3)</sup>) (Data are based on the data library ORIGEN/2/82)

できるものと仮定した。

線源域は中性子増倍系であると考え、容器の臨界安全解析の結果を参考として、実効増倍率  $K_{eff}$  を 0.3 と仮定した。

### 4.3.3 計算結果および実測値との比較

#### 4.3.3.1 50トン容器の場合

Table 4-6a に示した容器壁反射線流特性関数の値および Table 4-6b に示した内筒部反射線流特性関数の値を用いて (3-19) 式および (3-17) 式から中性子の実効入射線流  $\vec{J}_n^+$  を求め、さらに、Table 4-5 の容器壁遮蔽性能特性関数の値と  $\vec{J}_n^+$  とを用いて、(3-13') 式から容器表面上の中性子線量率  $D_C^n$  および二次ガンマ線線量率  $D_C^{sg}$  を算出した。Table 4-9 に計算結果を示す。

Table 4-9 には  $D_C$  と  $D_C$  以外に、裸の内筒部から流出する中性子の流れ  $\vec{J}_{on}^+$ 、(3-18) 式の第 2 項に相当する補正項  $\vec{J}_n^+$ 、実効的な中性子入射流  $\vec{J}_n^+$ 、カップリング効果を見捨てた場合の中性子線量率  $D_N^n$  および二次ガンマ線線量率  $D_N^{sg}$  等も合わせて示してある。これらの量は各エネルギー群当たりの値として示してあるので、エネルギー群について加算した結果がそのままこの表の下方に示してある。

計算と比較すべき測定値は修正が必要であった。その主な理由は、(a) 線源籠が容器底部から 75 cm 上方にある場合は測定線量率が、Fig. 4-5 に示すように異常に大きく、その原因が容器底部を支えているコンクリート台からの散乱中性子の寄与によるものと考えられ、補正が必要なこと、(b) 線源籠の停止位置が Fig. 4-5 に示すように不規則であり、したがって収納体の全長に相当する長さ 4 m の円柱状表面線源に対する測定線量率を推定する必要があること、(c) 測定は容器表面から 15 cm 離れた位置で行なわれており、測定値に対する補正を行なって容器表面線量率を求める必要があること、の 3 点である。

上記理由 (a) に対しては、測定体系は本来、直立した容器の高さ中心に関して対称であることを考慮し、容器底部から 75 cm 上方に線源籠がある場合の測定線量率は 375 cm 上方に線源籠がある場合の測定値と等しい値であると仮定した。

上記理由 (b) に対しては、線源籠が容器底部から上方の 50 cm から 400 cm の区間を 6 回の停止によって連続的に覆い、その結果として理想的な円柱状表面線源が実現できたと仮定し、その場合の線量率を測定結果から内挿法で推定することとした。

上に述べたふたつの補正を施した結果が Fig. 4-6 では、X 印として示してある。また、その数値が Table 4-10 に示してある。

Table 4 - 9 Coupling Effect on Neutron Currents and Doses in the Case of 50-Ton Cask

Coupling Effect on Currents and Doses								
Energy Group, N	Upper Limit of Energy Group, E <sub>N</sub> (eV)	J <sub>0N</sub> <sup>+</sup> * (n/S · CG)	J <sub>1</sub> <sup>+</sup> (n/S · CG)	J <sup>+</sup> (n/S · CG)	D <sub>N</sub> <sup>n</sup> ** (mrem/h · G)	D <sub>C</sub> <sup>n</sup> (mrem/h · G)	D <sub>N</sub> <sup>sg</sup> (mrem/h · G)	D <sub>C</sub> <sup>sg</sup> (mrem/h · G)
Energy Distributions								
1	1.4918+7 <sup>A</sup>	2.822+1	3.810-2	2.828+1	4.386-2	4.392-2	9.151-3	9.164-3
2	1.2214+7	1.098+2	2.062-1	1.100+2	1.358-1	1.360-1	3.078-2	3.083-2
3	1.0000+7	3.064+2	7.762-1	3.072+2	2.885-1	2.892-1	7.122-2	7.140-2
4	8.1273+6	6.581+2	2.189+0	6.603+2	5.459-1	5.477-1	1.299-1	1.304-1
5	6.7032+6	2.691+3	1.782+1	2.709+3	1.703+0	1.714+0	4.922-1	4.955-1
6	4.4933+6	1.683+3	1.994+1	1.704+3	8.200-1	8.297-1	2.962-1	2.997-1
7	3.6788+6	1.858+3	3.891+1	1.897+3	8.642-1	8.823-1	3.215-1	3.282-1
8	3.0199+6	2.334+3	6.771+1	2.402+3	1.141+0	1.174+0	3.996-1	4.112-1
9	2.4660+6	2.289+3	7.097+1	2.360+3	1.108+0	1.142+0	4.034-1	4.159-1
10	2.0190+6	1.801+3	9.891+1	1.901+3	7.269-1	7.669-1	3.156-1	3.330-1
11	1.6530+6	1.591+3	1.485+2	1.740+3	5.666-1	6.194-1	2.875-1	3.045-1
12	1.3534+6	1.345+3	2.107+2	1.557+3	3.867-1	4.472-1	2.260-1	2.613-1
13	1.1080+6	9.533+2	2.469+2	1.200+3	2.350-1	2.959-1	1.572-1	1.979-1
14	9.0718+5	1.084+3	4.803+2	1.564+3	2.108-1	3.042-1	1.701-1	2.455-1
15	7.4274+5	9.758+2	3.890+2	1.365+3	1.366-1	1.911-1	1.522-1	2.129-1
16	6.0810+5	8.419+2	3.911+2	1.233+3	8.823-2	1.292-1	1.295-1	1.896-1
17	4.9787+5	5.573+2	4.003+2	9.577+2	4.649-2	7.987-2	8.171-2	1.404-1
18	4.0762+5	1.097+3	1.130+3	2.227+3	6.179-2	1.255-1	1.280-1	2.599-1
19	2.7324+5	8.803+2	9.855+2	1.866+3	3.382-2	7.168-2	8.063-2	1.709-1
20	1.8316+5	7.085+2	9.002+2	1.609+3	1.871-2	4.247-2	4.941-2	1.122-1
21	1.2277+5	5.199+2	7.547+2	1.275+3	8.647-3	2.120-2	2.689-2	6.592-2
22	8.6517+4	6.240+2	1.022+3	1.646+3	5.777-3	1.524-2	2.009-2	5.301-2
23	5.2475+4	5.362+2	1.005+3	1.541+3	3.010-3	8.648-3	1.228-2	3.527-2
24	3.1828+4	6.979+2	1.489+3	2.187+3	1.051-3	3.293-3	5.980-3	1.874-2
25	1.5034+4	6.341+2	1.512+3	2.146+3	4.447-4	1.505-3	3.370-3	1.140-2
26	7.1017+3	7.877+2	1.997+3	2.785+3	1.182-3	4.177-3	9.602-3	3.349-2
27	2.6126+3	7.594+2	2.065+3	2.825+3	1.188-3	4.421-3	9.060-3	3.370-2
28	9.6112+2	1.126+3	3.035+3	4.161+3	1.700-3	6.279-3	9.764-3	3.606-2
29	2.1445+2	1.117+3	3.194+3	4.311+3	1.500-2	5.789-2	6.915-2	2.668-1
30	4.7851+1	1.704+3	5.349+3	7.053+3	1.131-2	4.681-2	6.775-2	2.804-1
31	5.0435+0	1.920+3	6.344+3	8.264+3	2.170-3	9.338-3	2.523-2	1.086-1
32	4.1400-1	4.045+4	7.381+4	1.143+5	5.025-5	1.419-4	3.041-2	8.590-2
Summation					9.213+0	10.01+0	4.212+0	5.650+0

<sup>A</sup>Read as 1.4918 × 10<sup>7</sup>.

(H. Yamakoshi (1))

\* GC stands for abbreviation of cm<sup>2</sup>/energy group

\* hG stands for hr/energy group

Table 4 - 10 Interpolated Neutron Dose Rates

Source Position	Center of Source <sup>a</sup> (cm)	Dose Rate (mrem/h)
1	75	0.3
2	125	0.65
3	175	1.5
4	225	.5
5	275	1.5
6	325	0.65
7	375	0.3
Summation		10.4

<sup>a</sup>Measured from the bottom of the cask.

(H. Yamakoshi (1))

理由(c)に於ける補正には、植木等が Monte Carlo 計算法を用いて得た 50 トン容器測定値の解析結果<sup>(6)</sup> を利用する。

Table 4-10 に示すように、線源籠が第4番目の位置、すなわち、理想線源柱の中央部に対応した位置では測定線量率は 5.5 mrem/hr である。この同一状態に対して Monte Carlo 法から求めた線量率はやはり 5.5 mrem/hr を中心とし 5.0 mrem/hr から 6.0 mrem/hr の範囲にある。一方、Monte Carlo 法で求めた容器表面上の値は 7 mrem/hr である。

Monte Carlo 法による線量率の計算値では、容器表面上の値は容器表面から 15 cm 離れた位置の値の 27 % 増しとなっている。この対応関係を実測値に適用することとし、線源籠が他の位置にある場合も容器表面上の線量率は 27 % 増大するものと仮定する。したがって、この仮定を用い、Table 4-10 で示した加算値 10.4 mrem/hr から推定する容器表面上の線量率は 13.2 mrem/hr となる。

Table 4-9 に於ける中性子線量率  $D_c^n$  の計算値 10.01 mrem/hr と比較すべき実験値は、以上の結果から、13.2 mrem/hr である。

使用したレムカウンターの換算率には約 10 % の誤差が含まれており、<sup>(4)</sup> 補正理由(b)に対する補正には、内挿近似方式の相違により 15 % 程度の誤差が含まれる。また補正理由(c)に対する補正として利用した Monte Carlo 計算の結果には約 10 % 程度の誤差が含まれている。したがって推定値 13.2 mrem/hr には総合的に 35 % 程度の誤差が見込まれる。

他方、Table 4-9 に於ける中性子線量率  $D_c^n$  の計算値 10.01 mrem/hr にも、空間メッシュの採り方に伴う誤差の他に、計算に用いた断面積の誤差に基づく誤差が含まれる。このうちで空間メッシュの採り方に起因する計算誤差は 1 % 以下に抑えてあるが、断面積誤差に基づく計算誤差は下記のごとき見積りからおおよそ 90 % 程度が見込まれる。

50 トン容器の壁部のうちで主要物質層は鉄層、鉛層、レジン層である。これらの層による中性子束の減衰を粗く以下のかたちで近似することとする。

$$\phi \approx \phi_0 e^{-(\Sigma_{Fe} X_{Fe} + \Sigma_{Pb} X_{Pb} + \Sigma_{Re} X_{Re})}$$

断面積誤差に起因する中性子束の相対誤差は

$$\left| \frac{d\phi}{\phi} \right| = X_{Fe} d\Sigma_{Fe} + X_{Pb} d\Sigma_{Pb} + X_{Re} d\Sigma_{Re}$$

である。

いま、中性子エネルギースペクトルが容器表面線量率に及ぼす影響を考慮して、 $\Sigma_{Fe}$ 、 $\Sigma_{Pb}$ 、 $\Sigma_{Re}$  の値を決めるべき中性子エネルギー領域を選ぶことにする。Fig. 4-12b に示すように 50 トン容器の壁部に入射する中性子の実効入射中性子流(=  $\vec{j}_{on} + \vec{j}'_n$ ) は第 5 群(7 MeV 付近)と第 8 群(3 MeV 付近)にスペクトルの山があるものの、1 MeV 付近で一度、谷を形成し、エネルギーが低下するにつれてふたたび大きな値となる。一方、Fig. 4-2 に示す 50 トン容器の中性子に対する容器壁遮蔽性能特性関数は約  $10^4$  eV 付近から  $10^7$  eV にかけて中性子エネルギーの増加とともに 3 桁も値が増加する。以上の理由から 7 MeV 付近の中性子が容器表面線量率に大きく寄与するものと考え、 $\Sigma_{Fe}$ 、 $\Sigma_{Pb}$ 、 $\Sigma_{Re}$  の値を第 5 群に適用する。

第二章でも示したごとく、このエネルギー領域の全反応断面積に対する評価誤差は最大で 5 % である。しかし、Fig. 2-1 で示すように、鉄、水素の断面積がエネルギーに関して強い依存性を持つ領域でもあるから、群定数化の手続きで 10 % 程度の、やや大きな群定数誤差が入る可能性がある。

第 5 群の中性子に対しては、 $\Sigma_{Fe} \approx 0.322$  cm、 $\Sigma_{Pb} \approx 0.232$  cm、 $\Sigma_{Re} \approx 0.149$  cm であるので、 $\delta\Sigma_{Fe} = 0.0322$  cm、 $\delta\Sigma_{Pb} = 0.0232$  cm、 $\delta\Sigma_{Re} = 0.0149$  cm とし Table 4-4 で示すとうりに  $X_{Fe} = 11.7$  cm、 $X_{Pb} = 14.6$  cm、 $X_{Re} = 10$  cm と置けば、 $|d\Phi/\Phi| \approx 0.865$  となる。

第 5 群から第 8 群にかけての  $|d\Phi/\Phi|$  の値は、例えば第 8 群において 0.886 という値であり、大略、第 5 群の場合の値と同程度である。したがって、線量率の計算値 10.01 mrem/hr にはおよそ 90 % 弱の計算誤差が含まれ得る。

以上のごとく計算値 10.01 mrem/hr には大きな計算誤差が含まれ得るが、測定値から得た推定値に含まれる誤差を考慮すれば推定値 13.2 mrem/hr と良く一致している。このことから、群定数も含めて計算法の妥当性が証明されたとと言える。

#### 4.3.3.2 TN-12A 型容器の場合

Table 4-3d の内筒部反射線流特性関数および Table 4-3a の容器壁反射線流特性関数から実効入射線流  $\vec{j}^+$  を計算し、Table 4-2 中の TN-12A 型容器に対する容器壁遮蔽性能特性関数を用いて容器表面上の中性子と二次ガンマ線に対する線量率  $D_c^n$ 、 $D_c^{sg}$  および一次ガンマ線の線量率  $D_c^g$  を算出した。結果を Table 4-11 に示す。

Table 4-11 の値の算出に於いては、Table 4-12 中の燃焼度 29,871 MWD/T の値に対する中性子、ガンマ線の線源強度を用い、また後にも述べるように、中性子の内筒部に於ける増倍効果の補正も考慮してある。

Table 4-11 には、(3-17)式の第 1 項に対応する中性子、一次ガンマ線の線流  $\vec{j}_{on}^+$ 、 $\vec{j}_{og}^+$  とともに、第 2 項に対応した中性子、一次ガンマ線の線流に対する補正量  $\vec{j}'_n$ 、 $\vec{j}'_g$  が示してある。

Table 4 - 11 Coupling Effect on Neutron and Gamma-Ray Currents, and on Dose Rates in the Case of TN-12A Cask

Coupling Effect on Currents and Doses								
Energy Group, N	Upper Limit of Energy Group, $E_N$ (eV)	$J_{On}^+$ (n/s·GC)	$J_n^{+1}$ (n/s·GC)	$J_n^+$ (n/s·GC)	$D_c^n$ (mrem/hG)	$D_N^n$ (mrem/hG)	$D_c^{sg}$ (mrem/hG)	$D_N^{sg}$ (mrem/hG)
Energy Distributions								
1	1.4918+7	1.436+0	2.561-3	1.438+0	6.563-4	6.551-4	2.010-4	2.006-4
2	1.2214+7	8.365+0	1.863-2	8.383+0	2.753-3	2.744-3	9.347-4	9.334-4
3	1.0000+7	3.374+1	1.063-1	3.384+1	8.637-3	8.610-3	3.582-3	3.570-3
4	8.1273+6	9.693+1	4.610-1	9.739+1	2.119-2	2.109-2	1.003-1	9.984-3
5	6.7032+6	6.405+2	7.577+0	6.479+2	1.049-1	1.037-1	6.254-2	6.180-2
6	4.4933+6	6.197+2	1.285+1	6.326+2	8.494-2	8.321-2	5.906-2	5.809-2
7	3.6788+6	8.944+2	2.922+1	9.235+2	1.170-1	1.133-1	8.642-2	8.370-2
8	3.0199+6	1.257+3	7.045+1	1.328+3	1.647-1	1.559-1	1.228-1	1.163-1
9	2.4660+6	1.648+3	1.472+2	1.795+3	2.287-1	2.099-1	1.751-1	1.607-1
10	2.0190+6	1.804+3	2.605+2	2.064+3	2.040-1	1.782-1	1.885-1	1.647-1
11	1.6530+6	2.010+3	4.425+2	2.453+3	2.149-1	1.761-1	2.097-1	1.718-1
12	1.3534+6	2.033+3	7.656+2	2.798+3	2.251-1	1.635-1	2.273-1	1.651-1
13	1.1080+6	1.925+3	1.242+3	3.167+3	2.395-1	1.456-1	2.638-1	1.603-1
14	9.0718+5	2.238+3	2.227+3	4.464+3	2.677-1	1.342-1	3.703-1	1.856-1
15	7.4274+5	2.801+3	3.683+3	6.484+3	2.798-1	1.208-1	5.139-1	2.219-1
16	6.0810+5	2.563+3	5.008+3	7.571+3	2.235-1	7.567-2	5.152-1	1.744-1
17	4.9787+5	1.608+3	5.564+3	7.171+3	1.569-1	3.518-2	4.121-1	9.238-2
18	4.0762+5	4.131+3	1.962+4	2.375+4	3.572-1	6.212-2	1.045+0	1.818-1
19	2.7324+5	2.681+3	2.643+4	3.011+4	2.160-1	2.642-2	7.606-1	9.305-2
20	1.8316+5	3.560+3	4.499+4	5.855+4	1.642-1	1.204-2	6.608-1	4.845-2
21	1.2277+5	8.494+2	1.416+4	1.501+4	2.015-2	1.140-3	9.450-2	5.347-3
22	8.6518+4	3.614+3	6.662+4	7.025+4	2.717-2	1.398-3	1.550-1	7.972-3
23	5.2475+4	6.477+2	2.482+4	2.546+4	3.500-3	8.899-5	2.566-2	6.524-4
24	3.1828+4	2.887+3	8.017+4	8.306+4	6.482-4	2.253-5	1.276-2	4.435-4
25	1.5034+4	1.563+3	6.328+4	6.484+4	3.740-4	9.015-6	7.315-3	1.763-4
26	7.1017+3	6.511+2	2.383+4	2.447+4	9.020-4	2.400-5	1.136-2	3.023-4
27	2.6126+3	1.989+2	1.319+4	1.339+4	5.856-4	8.701-6	6.650-3	9.881-5
28	9.6112+2	3.382+1	2.403+3	2.437+4	2.643-4	3.666-6	2.286-3	3.172-5
29	2.1445+2	1.280+0	1.902+2	1.915+2	3.053-3	2.040-5	2.210-3	1.477-5
30	4.7851+1	1.693-2	1.730+1	1.732+1	7.505-6	7.334-9	7.048-5	6.889-11
31	5.0436+0	6.452-5	7.919-1	7.191-1	5.574-9	5.000-13	3.139-7	2.813-11
32	4.1400-1	3.065-7	8.816-3	9.814-3	1.369-17	4.267-22	1.742-9	5.429-14
Summation					3.339	1.832	6.007	2.170

\* GC stands for abbreviation of  $cm^2$ /energy group (H. Yamakoshi<sup>(10)</sup>)

\*\* hG stands for hr/energy group



Table 4 - 11 Coupling Effect on Neutron and Gamma-Ray Currents, and on Dose Rates in the Case of TN-12A Cask

Coupling Effect on Currents and Doses

Energy Group, N	Upper Limit of Energy Group (eV)	$J_{0g}^+$ * (p/s·GC)	$J_g^{+1}$ (p/s·GC)	$J_g^+$ (p/s·GC)	$D_c^g$ ** (mrem/hG)	$D_N^g$ (mrem/hG)
Energy Distributions						
1	1.0 +7					
2	8.0 +6					
3	6.5 +6					
4	5.0 +6					
5	4.0 +6	4.293+5	1.565+2	4.295+5	6.769-2	6.769-2
6	3.0 +6	3.154+6	1.577+3	3.156+6	2.088-1	2.088-1
7	2.5 +6	1.925+8	4.793+4	1.926+8	5.204+0	5.204+0
8	2.0 +6	8.863+7	4.743+5	8.914+7	7.484-1	7.484-1
9	1.66 +6	5.569+8	8.914+5	5.579+8	1.304+0	1.304+0
10	1.33 +6	9.779+8	6.977+6	9.846+8	3.984-1	3.984-1
11	1.0 +6	2.471+9	1.688+7	2.488+9	9.634-2	9.634-2
12	8.0 +5	4.853+9	6.628+7	4.919+9	2.162-2	2.162-2
13	6.0 +5	5.677+9	2.771+8	5.955+9	1.310-3	1.310-3
14	4.0 +5	2.271+9	3.576+8	2.629+9	1.126-6	1.126-6
15	3.0 +5	1.946+9	6.663+8	2.612+9	2.644-9	2.644-9
16	2.0 +5	1.128+9	3.334+8	1.516+9	1.947-10	1.947-10
17	1.0 +5	2.566+7	1.139+7	3.705+7	2.223-27	2.223-27
18	5.0 +4	3.184+4	7.273+4	1.046+5	1.046-30	1.046-30
Summation					8.05	8.05

\* GC stands for abbreviation of  $cm^2$ /energy group (H. Yamakoshi (10))

\*\* hG stands for he/energy group

Table 4 - 12 Burnup Dependence of Neutron and Gamma-Ray Source Strength  
in the Case of Cooling time of 546 Days.

(Data are based on the data library ORIGEN/2/82)

Fuel Burnup	28,206 Mwd/t	29,871 Mwd/t	33,206 Mwd/t
Neutrons	1.1370 +8	1.4702 +8	2.3597 +8
Gamma Rays	4.5126 +16	4.7389 +16	5.2197 +16

(H. Yamakoshi (3), (10))

Table 4 - 13 Comparison of Calculated Dose Rates with Measured Values  
and with Other Results of Calculation at Points A and A'  
on the Cask Surface Shown in Fig.4-9

	Present Calculation				
	on the Cask Surface		6 cm Apart from the Cask Surface		1 m Apart from the Cask Surface
	D(0 cm) av.	D(0 cm) hetero	D(6 cm) av.	D(6 cm) hetero	D(1 m) hetero
Neutrons	3.34 (1.81)	2.93	2.91 (1.58)	2.55	1.11
Secondary Gamma Rays	6.01 (2.17)	5.27	5.23 (1.88)	4.59	1.90
Primary Gamma Rays	8.05 (8.05)	7.73	7.00 (7.00)	6.73	2.94

	Measurement		Other Calculation	
	on the Cask Surface*	1 m Apart from the Cask Surface	on the Cask Surface	1 m Apart from the Cask Surface
	D(6 cm) *	D(1 m)	D(0 cm)	D(1 m)
Neutrons	2.2	1.1	2.79	1.20
Secondary Gamma Rays	-	-	-	-
Primary Gamma Rays	6.7	3.3	6.96	3.72

\* Effective monitoring center is 6 cm apart from the cask surface. (H. Yamakoshi (3), (10))  
The bracket ( ) stands for dose rate without taking account of radiation coupling effect between the cask wall and the bottle region.

Table 4-13には、従来の平均燃焼度近似に基づく輸送容器表面線量率の計算値を<sup>注)</sup>  $D_{av}(0\text{cm})$ として表わし、実測体系のモニタ中心位置(表面から6 cm離れた位置)に対応した位置の計算値を $D_{av}(6\text{cm})$ としてあらわし、測定値<sup>(3)</sup>  $D_{measured}$ <sup>(8)</sup> および他の著者の計算値<sup>(3)</sup>  $D_{other cal}$ <sup>(8)</sup>とともに示してある。表中には容器壁と内筒部との間の反射線流カップリング効果を無視した場合、すなわち、容器壁遮蔽性能特性関数のみを考えた場合の計算値を( )内に示した。

燃焼度が低く、ガンマ線の場合、容器表面線量率はガンマ線の容器壁遮蔽性能特性関数のみで評価することができることをTable 4-13は示唆している。

$D_{av}(6\text{cm})$ の計算値に含まれる誤差の要因として、中性子に関するものは、群定数誤差に基づくもの、実効増倍率の評価誤差に基づくもの、中性子線源密度評価誤差に基づくものが挙げられる。

群定数に基づく誤差は約100%が見込まれる。この誤差の見積り法は既に述べた通りであるが、 $\Sigma_{Fe}$ 、 $\Sigma_{Re}$ の値の見積りをする際の中性子エネルギー領域が、Fig.4-12aから判断される実効入射線流の中性子エネルギー依存性とFig.4-2中のTN-12A型容器に対する中性子の容器壁遮蔽性能特性関数のエネルギー依存性とに基づき、およそ2 MeVと、やや50トン容器の場合よりも低くなっている。したがって、Fig.2-1から明らかのように、鉄の断面積の値がやや小さくまたレジン中の水素の断面積は値がやや大きくなる。

$\Sigma_{Fe} = 0.257 \text{ cm}$ 、 $\Sigma_{Re} = 0.262 \text{ cm}$ であるので、群定数誤差として10%を見込めば、Table 4-1中のTN-12A型容器の鉄層、レジン層の厚さを考慮して、 $|d\phi/\phi| = 1.02$ すなわち、Table 4-13中の値2.91 mrem/hrには群定数誤差に基づく誤差が約100%有り得るのである。

線源密度を求める際は燃料部有効長が用いられるが、有効長の定義とその値に於いて誤差の余地がある。しかしこの定義誤差は現在は未知であるので不問にする。

内筒部に於ける中性子実効増倍率としては本来、収納した使用済燃料の体系に対する値を用いるべきであるが、本研究ではそのような値は使用済核燃料データ供給側からは与えられてはおらず、使用済核燃料の代わりに新燃料の体系に対する値 $K_{eff} = 0.33$ が提供されている<sup>(8)</sup>のみである。乾式容器に於いては経験上、新燃料体系に対する値から10%を差し引いた値を使用済核燃料体系の値としているので、この近似を用いて $K_{eff}$ の値とした。

中性子の容器上面線量率を求める場合、計算に用いる群定数の誤差に起因する線量率計算誤差のほかに、上記のごとく、内筒部中の中性子実効増倍率の値の不確かさに起因する計算誤差が無視し得ない。この後者の誤差がガンマ線線量率計算の場合と異なる点である。

注) 第五章で述べる解析的表現による容器周辺線量率の空間依存性の効果をここでは考慮し、 $D_{av}(6 \text{ cm}) = D_{av}(0 \text{ cm})/1.15$  の関係を適用した。

今回の TN-12A 型容器の周りを対象とした計算値と測定値との一致の様子から逆に、乾式容器に対する  $K_{eff}$  の経験値、 $K_{eff} = 0.3$  がほぼ妥当であったと言える。

一次ガンマ線の計算では増倍効果の影響が無いことと、第二章で述べたごとくガンマ線に対する断面積が 2% 程度の誤差しか含まぬことから、線量率に含まれる計算誤差は 25% 程度と見積られる。

TN-12A 型容器では、ガンマ線減衰の主役は厚さ 30.3 cm の鉄層である。鉄は約 2 MeV で吸収係数の谷がある。このエネルギーに於いて  $\Sigma_{Fe} = 0.39$  cm、 $\Sigma_{Re} = 0.063$  cm である。群定数誤差として 2% を見込み、中性子と同様な議論から  $\left| \frac{d\phi}{\phi} \right| = 0.237$  となる。

以上の誤差の考察から、Table 4-13 に示すガンマ線の  $D_{av}(6\text{cm})$  の値 7.00 mrem/hr は、計算誤差の範囲内で測定値 6.7 mrem/hr および他の著者の計算値 6.96 mrem/hr とかなり良く一致していると言える。

いっぽう、実測体系と今回の平均燃焼度を仮定した体系とでは直接の比較が無理であり、後に第六章で扱う燃焼度不均質配列効果の補正をしてから比較をすべきであると思われる。

すなわち、燃焼度の違う燃料を Fig. 4-7 のように不均質に配置した場合は、内筒部中央付近にある高燃焼度燃料からの放射線は周囲を取り巻く低燃焼度燃料によりある程度遮蔽される。

ガンマ線の場合は中性子の場合に比較してこの遮蔽効果は大きいので、主として低燃焼度燃料からのガンマ線が大きく容器表面線量率に寄与することになる。実測では、このような体系に対する表面線量率が測定されているのである。

Table 4-13には参考までに燃焼度不均質配置の効果を第六章で述べる方法で補正した結果を  $D_{hetero}(0\text{ cm})$  と  $D_{hetero}(6\text{ cm})$  として示してある。(注)

$D_{other\ cal}$  の値は、同一体系に対して他の著者が ANISNコードを用いて、内筒部から始まって容器表面から 1 m の位置に至るまでの一貫した遮蔽計算を行なって得た結果である。計算に用いた仮定、体系のモデル化の詳細は不明であるが、線源データは ORIGIN コードを用いて求めており、 $D_{av}(0\text{ cm})$  の計算に於ける線源データが ORIGIN-2/82 を用いて求められた点とは異なっている。

一次ガンマ線の線量率の場合、燃焼度不均質配置効果を考慮した補正は Table 6-1に示すように 5% 程度と小さく、また  $D_{av}(0\text{ cm})$  に含まれる計算誤差も中性子の場合に比較して小さな値である。

---

注) Table 4-13 中の、容器表面から 1 m 離れた位置に於ける線量率計算値  $D_{hetero}(1\text{ m})$  は、 $D_{hetero}(0\text{ cm})$  を用い、第五章で述べる線量率空間分布計算式を適用して求めたものである。

---

測定値と比較する計算値として Dhetero(6 cm) を採り上げた場合、中性子線量率に対する値 2.55 mrem/hr は測定値  $D_0 = 2.55$  mrem/hr にかかなり近い値であり、またガンマ線線量率に対する値 6.73 mrem/hr は測定値  $D_0 = 6.7$  mrem/hr に近い値である。以上のように、一次ガンマ線、中性子ともに、計算値 Dhetero(6 cm) が測定値に非常に近い値を与えることが明らかとなった。このことは、間接的に計算群定数の妥当性をも証明していることになるが、既に 50 トン容器の場合に中性子群定数の妥当性が証明されているので、中性子に対する第三章の計算法の妥当性がここに於いて確認できたと言える。

さらにガンマ線の場合には群定数の妥当性と第三章の計算法の妥当性が合わせて証明できたことを意味する。

#### 4.4 考察

(3-17)式に於ける第2項  $\vec{j}'^+$  が第1項  $\vec{j}_0^+$  に対してどの程度の大きさとなるか、すなわち内筒部、容器壁間に於ける反射線流のカップリング効果の寄与がどの程度となるかと言う点については、中性子とガンマ線とではエネルギーによって異なるが、中性子の場合であっても容器が乾式容器であるか湿式容器であるかに従って、やや異なる面がある。

Fig.4-12a と Fig.4-12b に乾式容器である TN-12A 型容器と湿式容器である電力中央研修書の 50 トン容器とに対する  $\vec{j}_0^n$  と  $\vec{j}'^n$  との間の大小関係のエネルギー依存性が示してあるが、ともに数百 keV を境として大小関係に逆転が生じている。いっぽう、TN-12A型容器に対するガンマ線の  $\vec{j}'^g$  と  $\vec{j}_0^g$  との間の大小関係について、そのエネルギー依存性が Fig.4-13 に示してあるが、TN-12A 型容器はどのエネルギー領域でも  $\vec{j}'^g$  は  $\vec{j}_0^g$  よりも小さな値となっている。

ガンマ線の場合は中性子に比較して、TN-12A 型容器の壁部、内筒部を構成する物質に対する平均自由行程が小さく、かつ、Fig.2-9 に示すように低エネルギーでも前方散乱が強いことから常に  $\vec{j}'^g$  は  $\vec{j}_0^g$  よりも小さい。

Fig.4-12a と Fig.4-12b とを比較した場合、Fig.4-12a の低エネルギー領域に於ける  $\vec{j}_0^n$  と  $\vec{j}'^n$  との間のひらき具合は Fig.4-12b に於いて認められる、同様なひらき具合よりも大きくなっている。

さらに Fig.4-12b では、中性子エネルギーの減少とともに  $\vec{j}_0^n$  は増加しているのに対し、Fig.4-12a では逆に低下する傾向が認められる。

Fig.4-12a と Fig.4-12b との間のこれらの相違は内筒部の物質の相違に基づくものである。湿式容器の場合、内筒部に存在する水の分子中の水素が大幅な中性子減速を惹き起こすので幅広い範囲の高エネルギー中性子が小数回の散乱で大量に低エネルギー領域に減速し、その効果が重

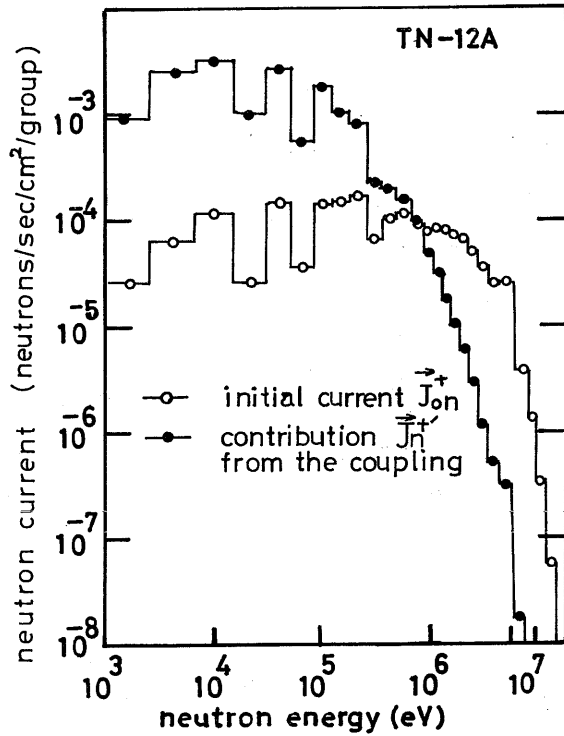


Fig. 4-12a Relative Comparison of the Initial Incident Current  $J_{0n}^+$  and the Contribution  $J_n^{+\prime}$  from the Coupling of Neutrons between Cask Wall of TN-12A Cask and Its Bottle Region. (H. Yamakoshi<sup>(3)</sup>)

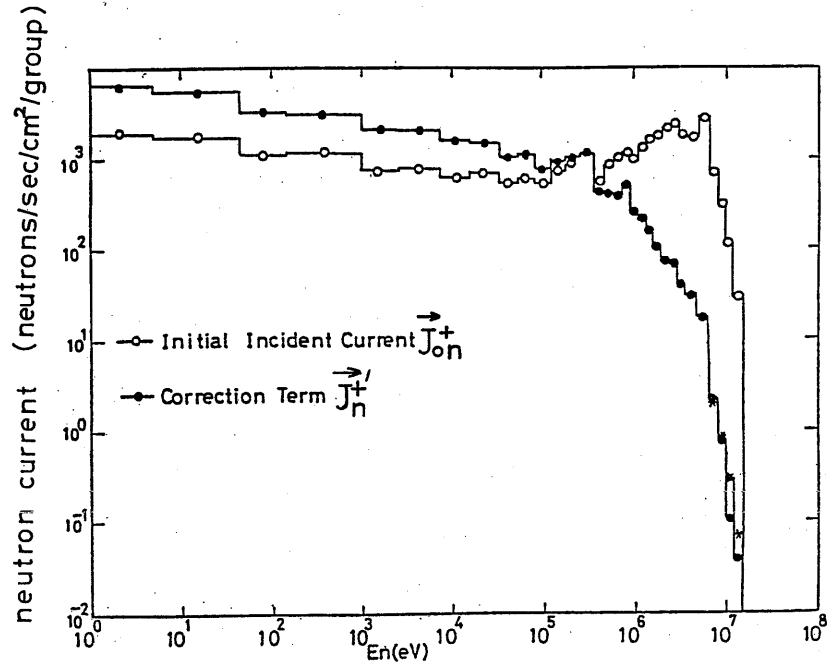


Fig. 4-12b Relative Comparison of the Initial Incident Current  $J_{0n}^+$  and the Contribution  $J_n^{+\prime}$  from the Coupling of Neutrons between Cask Wall of 50-Ton Cask and Its Bottle Region. (H. Yamakoshi<sup>(3)</sup>)

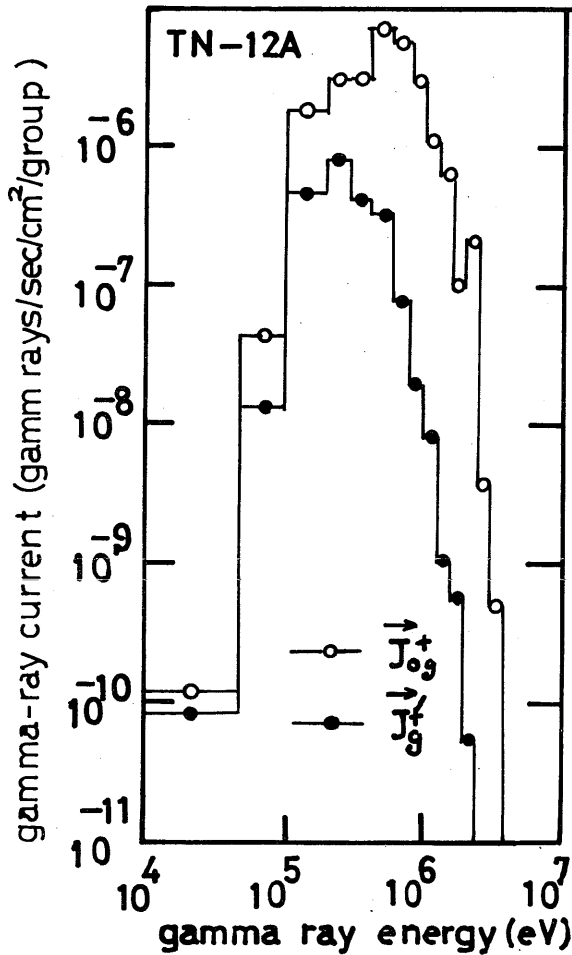


Fig. 4-13 Relative Comparison of the Initial Incident Current  $J_{0g}^+$  and the Contribution  $J_{g'}^+$ . (H. Yamakoshi (3))

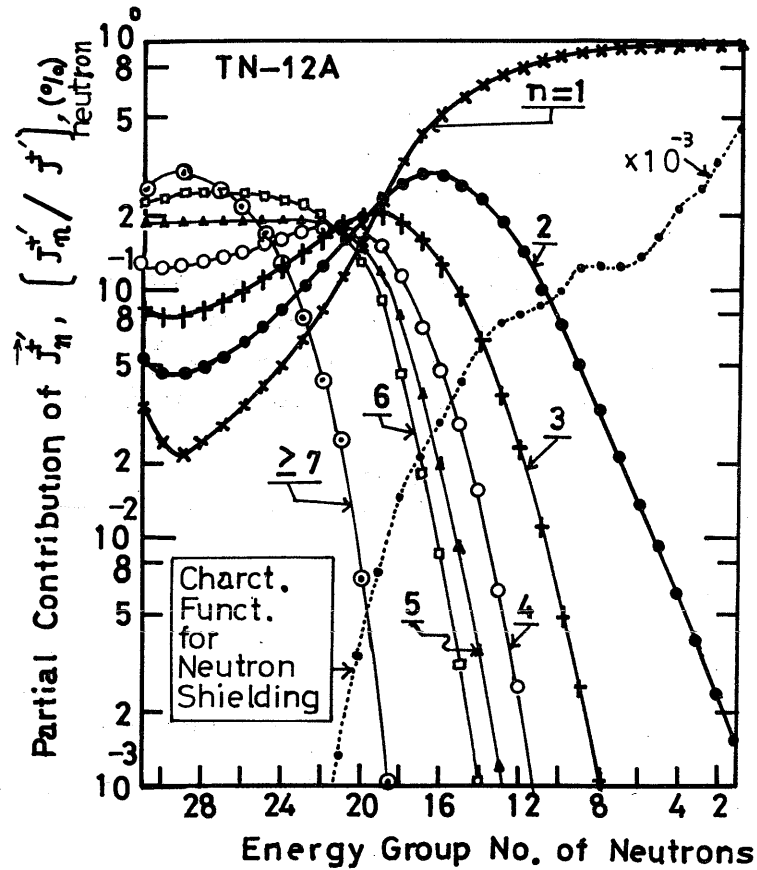


Fig. 4-14a Percentage Representation of Contribution from Each Step of Neutron Coupling to the Quantity  $J_n^{+1}$  for the Case of TN-12A Cask.

Characteristic Function for Neutron Shielding (CFSN) for the TN-12A Cask is also shown to explain importance of each contribution to the dose rate on the cask surface. The quantity  $n$  in the expression " $n=1$ " corresponds to the power  $n$  in the expression " $(R_b R_c)^n$ " in Eq. (3-19). (H. Yamakoshi (3), (10))

ね合わされている。乾式容器の場合は内筒部に水素は存在せず、小幅な中性子エネルギー減速による多数回散乱が中性子の減速機構となっている。以上に述べた湿式容器、乾式容器間の中性子減速幅の大きさの相違の効果は、(3-19)式中の無限和に対する打ちきり項数にも反映する。

同様にガンマ線に対する打ち切り項数には、ガンマ線平均自由行程の小さいことと前方散乱性の強いことが反映している。

ここで(3-19)式の無限和に対する打ち切りを第何項までで行なえば良いか、以下に考察する。

まず、(3-19)式の右辺に於ける第  $n$  番目の項  $(\tilde{R}c \tilde{R}c)^n$  を用いて計算した(3-17)式右辺の第2項を  $\vec{J}'_n$  と表わし、(3-19)式の右辺の和で第10項目まで採って求めた  $\tilde{R}couple$  を用いた場合の(3-17)式右辺第2項を  $\vec{J}'^+$  で表わすこととする。

両者の比  $\vec{J}'_n/\vec{J}'^+$  は、(3-19)式に於ける展開の第  $n$  項が(3-19)式で第10項までを採った場合の総和値にもたらす寄与の大きさを与え、 $n$  の値を変えた場合は展開の収れん性の情報を与えるが、この比の値の  $n$  依存性は容器の型、入射する放射線の種類に依存している。

Fig.4-14a と Fig.4-14b には、それぞれ TN-12A 型容器と 50 トン容器に対する中性子入射の場合の  $\vec{J}'_n/\vec{J}'^+$  の値が示してある。また Fig.4-15 には TN-12A 型容器にガンマ線が入射した場合の  $\vec{J}'_n/\vec{J}'^+$  の値が示してある。これらの図では、横軸にエネルギー群構造に於ける群番号が目盛ってある。さらに、参考のため、中性子あるいはガンマ線に対する各容器の容器壁遮蔽性能特性関数の値も同時に示してある。

Fig.4-14a と Fig.4-14b との比較から分かるように、湿式容器では反射中性子流のカップリングの効果は、 $n = 5$  の項に於いても十分に小さくなっており、第5項までの和で打ち切っても(3-17)式の右辺第2項  $\vec{J}'^+$  はかなり良い近似で求められる。

これに対し、乾式容器では中性子エネルギー群の24群から第29群にかけての様子で示してあるように  $n > 7$  の項からの総和がまだ低エネルギー領域に於いても 30% 以上もの寄与を  $\vec{J}'^+$  にもたらしている。

いっぽう、Fig.4-15 で示すように、ガンマ線の場合は  $N = 3$  までで(3-19)式の右辺に対する和を打ち切っても、(3-17)式の右辺第2項  $\vec{J}'^+$  は十分に良い近似で求めることができる。

このことは、片岡の主張<sup>(9)</sup>と一致している。

乾式容器の場合、(3-17)式の右辺第2項  $\vec{J}'^+$  の計算では、Fig.4-14a でも示したとうり低エネルギー中性子に対して収れんが悪いので、(3-19)式の右辺の和を第6項までで打ち切った場合の低エネルギー領域に於ける近似はあまり良好ではない。しかしながら、Fig.4-14a の中に示してある TN-12A 型容器の中性子に対する容器壁遮蔽性能特性関数が第20群よりも低エネルギー側にある中性子に対して極めて小さな値であることから、第7項以上の高次項からの容器表面中性子線量率への寄与は無視できる。したがって、線量率計算のためには、(3-19)式の和



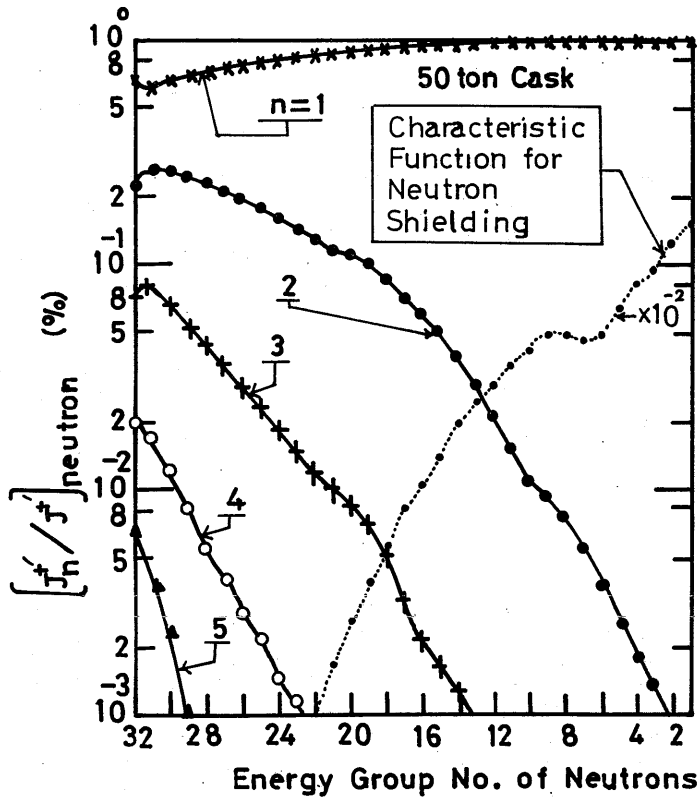


Fig. 4-14b Percentage Representation of Contribution from Each Step of Neutron Coupling to the Quantity  $J_n^+$  for the Case of 50-Ton Cask at CRIEPI. Characteristic Function for Neutron Shielding (CFSN) for the 50-ton cask is also shown to explain importance of each contribution to the dose rate on the cask surface. The quantity  $n$  in the expression " $n=1$ " corresponds to the power  $n$  in the expression " $(R_b R_c)^n$ " in Eq. (3-19). (H. Yamakoshi (3), (10))

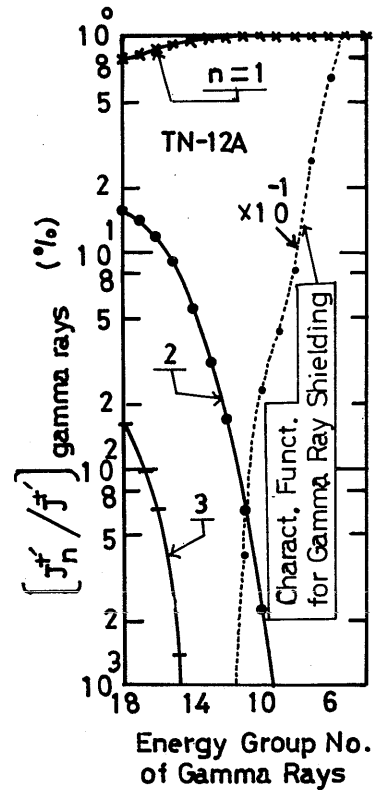


Fig. 4-15 Percentage Representation of Contribution from Each Step of Gamma-Ray Coupling to the Quantity  $J_g^+$  for the Case of TN-12A. Characteristic Function for Primary Gamma-Ray Shielding (CFSPG) for the TN-12A cask is also shown to explain importance of each contribution to the dose rate on the cask surface. The quantity  $n$  in the expression " $n=1$ " corresponds to the power  $n$  in the expression " $(R_b R_c)^n$ " in Eq. (3-19). (H. Yamakoshi (3), (10))

は第 6項までとする近似を採用してもさしつかえないと言えよう。

以上の結果から、容器表面線量率を求めると言う本研究の目的に対しては、(3-19)式に於ける和は  $n = 6$  までで打ち切っても十分に良好な近似であるとみなすことができる。この証拠として、乾式容器 TN-12A の場合の打ち切り項の数と容器表面線量率との関係を Fig.4-16 に示した。この図からも第 6項までを考慮した近似で十分であると判断できる。

乾式容器 TN-12A の内筒部には燃料集合体収納孔を取り囲んで多量のアルミが存在している。

アルミの中性子衝突断面積は、水の場合に比較して小さな値であり、内筒部に入射した中粒子は湿式容器の場合よりも収納燃料に到達する機会が多い。

Fig.4-4c中で、エネルギー群数が第 8群付近から第14群にかけて、燃料を収納した方が内筒部からの反射中粒子流のエネルギースペクトルが低下していることを示している。これは燃料中の軽い核、例えば酸素、による弾性散乱や燃料集合体を構成する鉄の非弾性散乱により中粒子減速がおこなわれており、上記エネルギー領域にある中粒子の反射線流が減少したものと解釈される。

第14群から第22群にかけては、収納燃料を含めた内筒部で減速されつつある中粒子が減速の途中で、このエネルギー領域に於ける反射線流のエネルギースペクトルの値を、燃料未収納の場合よりも多くさせていると解釈される。

第26群から低エネルギー中粒子群にわたっては、燃料中の中粒子吸収物質やボロン等による中粒子吸収効果が効いて、燃料を収納した場合の反射中粒子流のエネルギースペクトルを未収納の場合よりも著しく低下させていると解釈される。しかし、このエネルギー領域の反射中粒子流エネルギースペクトルの減少は、TN-12A 型容器の容器壁遮蔽性能特性関数の値の大きさがこのエネルギー領域では十分に低いことから判断して、容器表面線量率の値にはほとんど何の影響も及ぼさないと結論できる。

内筒部に対する反射線流特性関数の計算は、燃料域中の物質は均質であるとしているので壁部のような複雑構造を対象とした計算とはならないため、短時間でこなうことができる。

輸送容器表面線量率の計算を ANISN コードで内筒部から容器表面まで一貫して行なった場合に 20 分程度かかる電子計算機で内筒部反射線流特性関数および  $J_0^+$  の計算を行なった例では、それぞれ、4分と 3分程度であった。他方、ここで求めた  $J_0^+$  の値と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容器表面線量率計算は、反射線流のカップリング効果の計算も含めて、1秒程度であった。このことは、内筒部反射線流特性関数の値は一度求めておけば良いということを考慮すれば、容器表面線量率計算に費やす計算時間はほとんど  $J_0^+$  に対する計算時間であると言える。

複雑な壁構造をした部分の遮蔽計算では空間メッシュの採り方が微妙に計算結果に影響するの

cumulative contribution to the dose rates  
on the surface of TN-12A cask

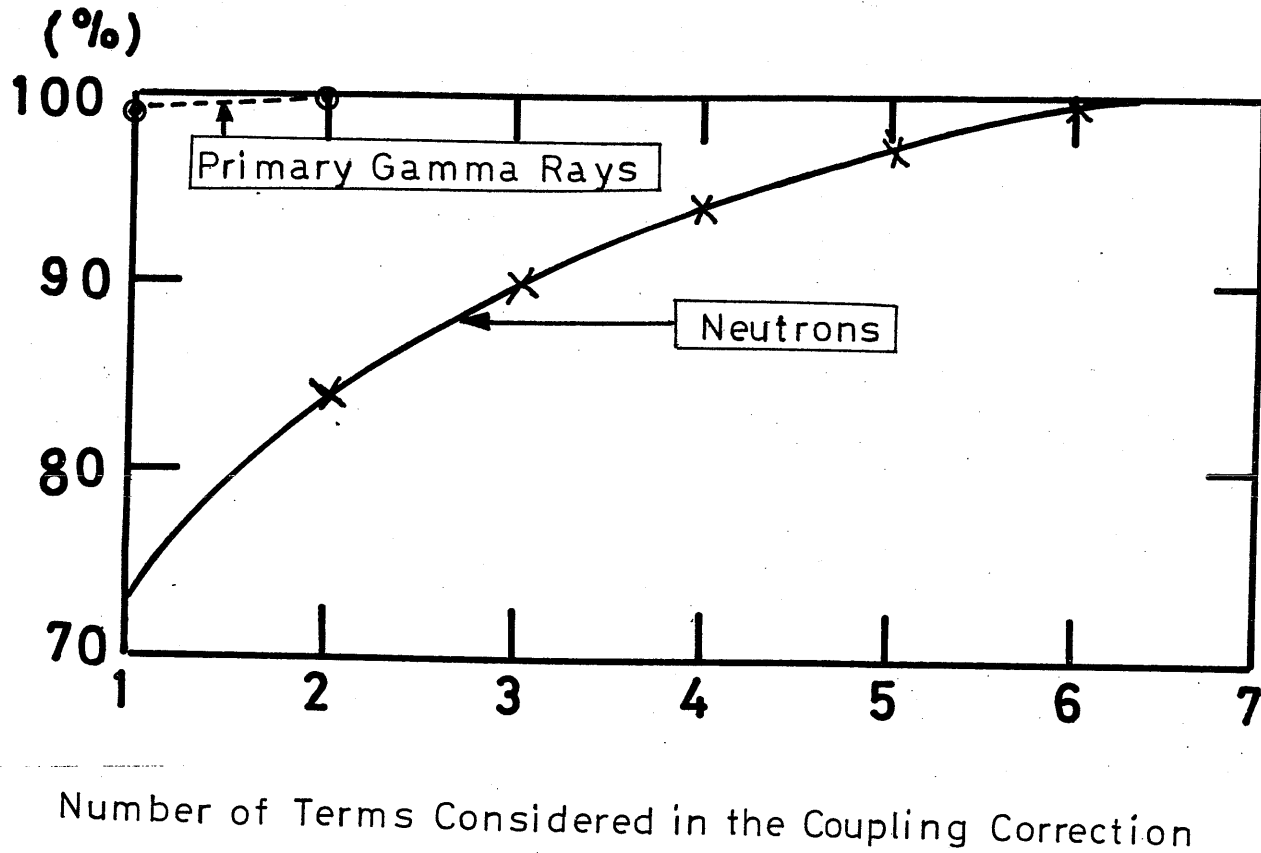


Fig.4-16 Percentage Representation of Cumulative Contribution from  
Each Summation of the Power Series Expansion in Eq.(3-19)  
to the Neutron Dose Rate on the Surface of the TN-12A Cask .  
(H. Yamakoshi (3),(10))

で、空間メッシュ数も多くなる傾向がある。このことが、従来の精密遮蔽計算法で行なわれている一貫した遮蔽計算の計算時間を大きくする原因となっている。予め壁部や内筒部だけの遮蔽計算を独立して行なって、内筒部反射線流特性関数、容器壁遮蔽性能特性関数、容器壁反射線流特性関数としてそれらの値を保存しておき、燃料変化、線源条件変化等、内筒部の状態が変化した場合にこれらの保存した結果を用いることは、計算時間の経済化と言う点から有効であると思われる。

今回の計算のために第三章に示した計算法をコード化し、計算コード SMARTとした。この計算コードは通常の行列計算を行なうものであり、プログラムステップ数はかなり短いものである。したがって、SMARTコードの内容は行列演算機能のあるマイクロコンピュータに組み込むこともできる。

#### 4.5 結 論

本章では第三章で示した容器表面線量率計算法の妥当性を測定値とこの計算法による計算結果との比較検討から証明した。

計算結果と測定値との比較をして計算法の妥当性を検討する場合に配慮しなければならないことは、線源条件の仮定あるいは線源条件に含まれる誤差が計算結果の値に影響を及ぼし、あたかも比較した結果の相違が計算法の妥当性そのものを否定するように見えることである。

電力中央研究所の 50 トン容器を対象とした測定では線源条件が非常に明確であり、計算法の妥当性を検討するためには線源条件からの計算誤差は入り込む余地が少ない例であった。この例の場合は計算値と測定値との直接的比較が可能であり、両者の一致の様子から、第三章で示した計算法の妥当性が証明できた。

いっぽう、TN-12A 型容器を対象とした測定値と計算値との比較では、内筒部における線源の空間分布の相違が測定体系と計算体系との間に存在し、そのために、より測定体系に近い線源条件に対する効果を補正した計算値を仲介として、第三章の計算法の妥当性を証明することができた。

以上、湿式容器と乾式容器とを対象とした測定値と計算値との比較から、第三章で示した計算法は計算手法として妥当であるとの結論が導かれた。

さらに、後に第六章でも述べるように、高燃焼度燃料を内筒部中央に集中して収納した体系に対し、すべての収納燃料がその平均燃焼度を持つものと仮定して線源条件を決める従来の計算法では表面線量率が過大評価となる傾向があること、特に中性子に対してこの傾向が強いことが明らかとなった。

湿式容器および乾式容器について、中性子が内筒部と容器壁部との間で行なう反射線流カップ

リング効果が容器表面線量率に及ぼす影響を検討した結果、どの型式の容器でも、(3-19)式の右辺の和を第6項まで採れば十分に良好な近似で容器表面線量率が計算できることが明らかとなった。

いっぽう、乾式容器のガンマ線に対する同様な検討から(3-19)式の右辺の和は第3項まで採れば十分に良い近似で容器表面線量率が計算できることが明らかとなった。この点に関しては、片岡がガンマ線の計算で用いた仮定を支持している。

以上の事柄から、第三章で示した計算法に於ける反射線流のカップリングの役割は、ガンマ線よりは中性子に於いて重要であるが、乾式容器の場合のその役割は特に重要であると言える。

第三章で示した計算法をコード化し、計算プログラム SMART を作成した。このプログラムはステップ数が少なく、かつ、このプログラムを用いた場合の計算時間も極めて短い点に特徴がある。

したがって、内筒部線源条件が変わるたびごとに容器遮蔽計算を繰り返さなければならない事態に対しては、このプログラムを活用することにより精度良く手軽に計算を済ますことができ、実用性の高い計算プログラムであると言える。

実用と応用の便宜のために、主要な型の現用輸送容器に対し容器壁遮蔽性能特性関数および容器壁反射線流特性関数を決定し表として掲げた。さらに、乾式容器として TN-12A 型容器を、湿式容器として EXCELLOX-3 型容器を採り上げ、収納能力いっぱいの使用済核燃料を収納した状態に於いて内筒部反射線流特性関数を決定し、表として示した。

湿式容器の場合、内筒部表面を厚さ 10 cm の水層が覆っていると近似したモデルを採用して内筒部反射線流特性関数を決定したが、この近似を用いて求めた内筒部からの中性子反射線流の値は収納燃料の存否には鈍感であること、したがって、一度、中性子に対する内筒部反射線流特性関数を求めておけば、以後新たに使用済核燃料を収納する際に、改めて内筒部反射線流特性関数を計算する必要はないことが明らかとなった。

湿式容器の場合のガンマ線についても、内筒部反射線流特性関数が大きな値をとる成分については使用済核燃料の存否の影響が最大で 5% であることから判断して、中性子の場合と同様に、一度求めた内筒部反射線流特性関数の値は新たな燃料装荷に対しても適用可能と考えられる。

乾式容器の場合、内筒部に入射した中性子はあまり減速されずに容器壁部へ反射され、もっぱら容器壁部に於いて大幅な減速をうける。この内筒部から反射される中性子線流に収納燃料が及ぼす影響は最大で 5% である。このことから判断して、中性子に対する内筒部反射線流特性関数の値もまた、一度求めれば以後の新たな燃料装荷の際にその値を適用することができると考えられる。

乾式容器の場合、内筒部に入射したガンマ線は内筒部の主要構成材料であるアルミによって強

く反射される。 収納燃料の存在が内筒部からの反射ガンマ線線流に及ぼす影響は殆ど完全にこの強いアルミによる反射で覆い隠されてしまうので、ガンマ線に対する内筒部反射線流特性関数も、一度その値を求めれば以後の新たな燃料装荷の際にその値を適用することができる。

なお、容器壁遮蔽性能特性関数の値は予想どおりに、容器壁構造の相異を反映して、容器の各型に応じた個性を表現しておることが確認された。

容器壁遮蔽性能特性関数は容器表面線量率の計算、すなわち、いわゆる容器遮蔽計算を短時間に済ませるために有効であるばかりではなく、その関数値の放射線エネルギー依存性が容器壁構造を反映しているのも、特に遮蔽性能上の観点から有利な壁構造とはいかなるものであるか究明したり、またどの容器がより有利な遮蔽性能を有するか判断をする際に、明確な判断基準を与える点に於いて、容器壁遮蔽性能特性関数の応用上の効用がある。

容器の運搬および取り扱いの容易さであるとか、使用済核燃料輸送に於ける輸送政策、輸送方式とそれに伴う経済性等、それぞれの容器には、遮蔽性能のみからその容器の優劣を判断することのできぬ要素が多くあるので、上記遮蔽性能上の有利さは、あくまでもひとつの目安に過ぎないことは言うまでもないことである。

## 文 献

- (1) H. Yamakoshi, Nucl. Sci. Eng., 87, 152 (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) 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)
- (4) 中沢正治、私信
- (5) A. G. Croff, "A User's Manual for ORIGEN-2 Computer Code", ORNL-TM-7175 (1980)
- (6) K. Ueki et al., Nucl. Sci. Eng., 84, 271 (1983)

- (7) 関口晃、他 日本原子力学会昭和57年秋の分科会予稿集、 C17, C18, C19  
(1981)
- (8) 小鍛治市造、 私信
- (9) 片岡巖、 船舶技術研究所 第3巻 第4号 161頁 (1966)
- (10) 山越寿夫、 日本原子力学会会誌 第28巻 第9号 (1986) 掲載予定