## <sup>252</sup>Cf 核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び 二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用 断面積セット SFCX-J33 の適用性に関する研究

大西 世紀\*、中田 幹裕<sup>\*\*</sup>、小田野直光\*、森島 誠<sup>\*\*</sup>、 大村 昌輝<sup>\*\*</sup>、澤田 健一\*、近内 亜紀子\*、浅見 光史\*

Accuracy verification study of the new cross section library set, "SFCX-J33", by comparison of calculation using two-dimensional discrete ordinate code and experiment using <sup>252</sup>Cf fission source

By

## Seiki OHNISHI<sup>\*</sup>, Mikihiro Nakata<sup>\*\*</sup>, Naoteru ODANO<sup>\*</sup>, Makoto MORISHIMA<sup>\*\*</sup>, Masaki OMURA<sup>\*\*</sup>, Ken-ichi SAWADA<sup>\*</sup>, Akiko KONNAI<sup>\*</sup>, Mitsuhumi ASAMI<sup>\*</sup>

## Abstract

Discrete ordinate calculation codes and multi-group cross section library sets are mostly used for shielding analysis of transport casks. The DLC-23/CASK cross section library set which is developed at ORNL in 1973 is widely used. But this library set includes old data. Therefore, the accuracy of calculation deteriorates in some specific cases, for example, when neutrons penetrate into iron plates. To solve these problems, SFCX-J33, a new cross section library set for spent fuel transport cask, is developed based on JENDL3.3 which is the newest nuclear cross section data set in Japan.

In this research, at first, neutron and photon ambient dose equivalents and neutron spectra were measured in the slab geometry composed of <sup>252</sup>Cf neutron source pit and plates of stainless-steel, lead, resin and polyethylene. Secondly ambient dose equivalents were measured in the cask geometry composed of carbon-steel cylindrical vessel surrounded by a resin neutron shield encasing <sup>252</sup>Cf neutron source. To compare with the measured data, the ambient dose equivalents and neutron spectra were calculated by a two-dimensional discrete ordinate code, DOT with the new cross section library set, SFCX-J33 under the slab and cask geometries

The ambient dose equivalents and neutron spectra calculated by DOT with SFCX-J33 were compared with those measured in the experiments using <sup>252</sup>Cf spontaneous fission source and both results agreed well. It is shown that SFCX-J33 and DOT code are applicable to shielding analysis of transport cask.

 <sup>\*</sup> 運航・システム研究部門
 \*\*三菱重工業株式会社 原稿受付
 平成19年7月17日
 審査済
 平成19年12月5日

## 目次

1. まえがき ······ 2
2. 中性子及びガンマ線遮へい透過実験 ・・・・・ 2
2.1 平板体系での遮へい透過実験 ・・・・・・ 2
2.2 輸送容器体系での遮へい透過実験 ・・・ 10
3. 実験データを用いた
輸送容器用新断面積セットの検証 ・・・・・・ 11
3.1 輸送容器用新断面積セット SFCX-J33・11
3.2 輸送容器用新断面積セットの検証 ・・・ 12
4.まとめ ・・・・・ 20

#### 1.まえがき

日本国内における使用済燃料輸送容器の遮へい 評価は、角度中性子束を有限の分点で近似する Sn 法を用いた輸送計算コード(1次元用:ANISN<sup>1)</sup>、2 次元用:DOT<sup>2)</sup>)が主に用いられている。これらの Sn 輸送計算コードには中性子・ガンマ線断面積セ ットが必要となるが、従来の遮へい評価には、米 国の評価済核データライブラリ ENDF/B-II に基づ く断面積セット DLC-23/CASK<sup>3)</sup>が広く利用されて きた。この断面積セットは使用済燃料輸送に関連 する遮へい解析で広く使用されて実績が多い反面、 作成時期が 1973 年と古く、特定の条件(鉄の単層 透過など)では評価精度が悪くなることが知られ ている。このため最新の評価済核データである JENDL3.3<sup>4)</sup>を用いて輸送容器遮へい評価用断面積 セット SFCX-J33<sup>5)</sup>が作成された。

本研究では、SFCX-J33の検証用として、使用済 燃料輸送容器を構成するステンレス鋼、鉛、レジ ン、ポリエチレン等を単層あるいは複層で組み合 わせた平板体系と、円筒状の炭素鋼及びレジンで 構成された輸送容器体系について遮へい透過実験 を行った。実験は、カリフォルニウム 252(以後 <sup>252</sup>Cfと略)中性子源を用いて海技研の遮へい実験 設備にて実施し、ガンマ線・中性子の1cm線量当 量率をサーベイメータおよびレムカウンタで、中 性子スペクトルをボナーボール検出器で測定した。

これらの実験データを取得した後に、Sn 輸送計 算コードと SFCX-J33 の組み合わせによるベンチ マーク計算を行い、両者を比較して SFCX-J33 の 検証を行った。

以下 2 章では<sup>252</sup>Cf を用いた遮へい透過実験に ついて述べ、3 章では DOT 及び SFCX-J33 を用い た遮へい計算結果と実験結果との比較を行ってい る。4 章は以上のまとめである。

#### 2. 中性子及びガンマ線遮へい透過実験

新断面積セット SFCX-J33 の検証を行うため、 自発核分裂中性子源を用いて遮へい透過実験を行った。<sup>252</sup>Cf 線 源 の 中 性 子 強 度 は 1.77×10<sup>7</sup> (neutrons/s)である。まず、基礎的な体系として平 板体系を設定して中性子・ガンマ線の線量当量率 及び中性子スペクトルを取得した。次に、実際の 輸送容器を模擬した輸送容器体系で同様に実験を 行い、中性子・ガンマ線の線量当量率を取得した。

#### 2.1 平板体系での遮へい透過実験

平板体系は線源ピットと複数の平板遮へい材と から構成される。線源ピットは一辺 50cm の立方 体パラフィンブロックに円錐状の開口部(開口径 25cm)が設けられ、ブロック中心に設置された <sup>252</sup>Cf中性子源から、中性子が遮へい体へ照射され るようになっている。このパラフィンブロックに より、高速中性子が線源ピットから漏れ、散乱線 となって遮へい体を回り込んで線量当量へ寄与す ることを防いでいる。今回用いた遮へい材は、縦 80cm×横 80cm×厚さ 5cm の大きさのステンレス (SUS304、以後 SUS と略)、レジン(NS4-FR)、ポリ エチレン、及び同 50cm×50cm×5cm 鉛であり、遮 へい体の中心が検出器と線源を結ぶ線上に来るよ うに設置した。平板体系の概略を図-2-1 に示す。



遮へい体(平板)は最大 4 枚まで同時に使用し、 使用枚数が 4 枚未満の場合は図-2-1 に示す設置位 置のうち、線源ピットに近い側から設置していっ た。以後遮へい体設置状況を表す場合、線源に近 い側から記述し、「SUS 5cm + SUS 5cm + レジン 5cm」は図-2-1に示す位置1にSUS、位置2にSUS、 位置3にレジンを設置した状態を意味する。今回 の実験では検出器として NaI シンチレーションサ ーベイメータ、レムカウンタ、ボナーボール検出 器を用い、検出効率等を考慮して線源ー検出器間 距離はそれぞれ 133.7cm、133.7cm、101.4cm とし た。遮へい体の配置状態は、各材料単体、SUS を 主体とした複層体系、あるいは鉛製及び鋼製輸送 容器を想定し、合計 10 ケースを選定した。これら 10 通りの遮へい体配置状態を表-2-1 に示す。

he a		ガンマ	中性子	中埋子			
クース名	位置1	位置 2	位置 3	位置 4	線量当量率	線量当量率	スペクトル
1-1	SUS				0	0	0
1-2	SUS	SUS			0	0	0
2	RE				0	0	0
3-1	SUS	RE			0	0	0
3-2	SUS	SUS	RE		0	0	0
4	SUS	鉛	SUS	RE	0	0	
5-1	PE				$\bigcirc$	$\bigcirc$	$\bigcirc$
5-2	PE	PE			$\bigcirc$	0	
6-1	SUS	PE			$\bigcirc$	0	0
6-2	SUS	PE	PE		0	0	

表-2-1 遮へい体設置パターン及び測定量 SUS:SUS304、RE:レジン、PE:ポリエチレン

#### 2.1.1 平板体系でのガンマ線量当量率測定

図-2-1 の平板体系においてガンマ線量当量率測 定を行った。検出器を線源から 133.7cm の位置に 設置し、検出器にはエネルギー補償型 Nal シンチ レーションサーベイメータ(アロカ社 TCS-161)を 用いた。当実験の検出器・測定方法では<sup>252</sup>Cf 線 源からの即発ガンマ線と二次ガンマ線を分離する ことはできないので、それら合計のガンマ線量値

表-2-2 平板体系でのガンマ線 1cm線量当量率測定結果 単位(μSv/h)

ケー						
ス 名	1	2	3	4	5	平均值
1-1	2.46	2.40	2.55	2.48	2.54	2.49
1-2	0.89	0.96	0.97	0.99	0.93	0.95
2	6.15	6.07	6.27	6.19	6.33	6.20
3-1	2.05	1.81	1.90	1.99	2.01	1.95
3-2	0.79	0.85	0.82	0.76	0.90	0.82
4	0.40	0.42	0.45	0.48	0.43	0.44
5-1	7.40	7.30	7.46	7.46	7.60	7.44
5 - 2	5.97	5.78	5.97	5.83	5.81	5.87
6-1	2.33	2.37	2.40	2.38	2.40	2.38
6-2	2.00	2.11	2.13	2.00	2.10	2.07

を計測していることに留意する必要がある。時定 数は3秒に設定し、時定数の3倍以上の間隔で5 回読み取った。測定結果を表2-2に示す。

サーベイメータのような線量率計の統計誤差は 時定数に依存し、時定数をτ、線量率をrとする と線量当量率の統計誤差は

統計誤差 = 
$$\frac{r}{\sqrt{2\tau r}}$$
, 相対統計誤差 =  $\frac{1}{\sqrt{2\tau r}}$  (1)

で表される。誤差伝播を考慮するため平均値の誤 差として、各計測時に付随する統計誤差の二乗和 平方根平均を取る。よって相対誤差の最も大きい ケース4の場合、平均値の統計誤差は

 $\frac{\sqrt{(0.40+0.42+0.45+0.48+0.43)}}{5\sqrt{2\tau}} = 0.12 \quad (\mu Sv/h)$ 

と計算され、最大でも27%程度である。

# 2.1.2 平板体系における 中性子線量当量率測定

中性子に関してもガンマ線同様に図-2-1の平板 体系で1cm線量当量率の測定を行った。検出器に は<sup>3</sup>He比例計数管とポリエチレン減速材を用いた 中性子レムカウンタ(アロカ社、TPS-451BS)を用い た。検出器は中心が線源から146cmの位置に来る ように設置した。レムカウンタ自身にも線量当量 率を表示する機能があるが、計数が確実に十分得 られていることを確認するため、レムカウンタの パルス出力をパルスカウンタ(アロカ社、 TDC-105)に接続し、検出器の推奨値1.4 (μSv/h) per cps、の換算係数を用いて1cm線量当量率に換 算した。15分間の測定時間を5分間測定×3回に 分割し、異常な変動が無いことを確認しながら計 測を行った。測定結果を表2-3に示す。

表-2-3 平板体系での中性子 1cm線量当量率測定結果

ケーフ	測定回数 (c	牧(各回 t ounts/5 彡	5 分間) 分)	計数率	1cm 線量 当量率
へ名	1	2	3	(cps)	( $\mu$ Sv/h)
1-1	31595	31258	31190	104.49	74.6
1-2	18543	18517	18648	61.897	44.2
2	22391	22215	22380	74.429	53.2
3-1	11003	10815	11181	36.666	26.2
3-2	6198	5886	6228	20.347	14.5
4	4382	4425	4521	14.809	10.6
5-1	21168	21194	20971	70.370	50.3
5-2	7400	7359	7336	24.550	17.5
6-1	9945	10056	9886	33.208	23.7
6-2	3467	3495	3565	11.697	8.36

レムカウンタとパルスカウンタを組み合わせて計 測する場合、パルスカウンタでの計数の統計誤差 は、全計数を N とすると

統計誤差 = 
$$\sqrt{N}$$
, 相対統計誤差 =  $\frac{\sqrt{N}}{N}$  (2)

となる。従って相対統計誤差が最も大きいケース 6-2の場合でも

$$\frac{\sqrt{3467 + 3495 + 3565}}{3467 + 3495 + 3565} = 9.746 \times 10^{-3}$$

であり十分小さいと言える。

# 2.1.3 平板体系での中性子スペクトル測定(1)減速材厚さ別データの取得

中性子エネルギースペクトルの測定には 10気圧のヘリウム3(以後<sup>3</sup>Heと略)比例計数管 (LND社、LND2705)及び4種類の球形ポリエチレ ン減速材(厚さ1.5cm, 3cm, 5cm, 9cm)を組み合わ せたボナーボール検出器を用いた。同検出器では 減速材の厚みを変えることにより検出器の中性子 に対する応答関数を変化させ、この変化させた(既 知の)応答関数とそれに対応した計数率から中性 子エネルギースペクトルを推定することができる。 この計測値からの中性子スペクトル推定は次項 2.1.4 で詳しく説明する。検出器の設置位置は図 -2-1 中の検出器位置であり、線源からの距離は 101.4cm である。用いた計測器及び接続図、機器 設定を表-2-4、図-2-2にまとめる。

計測器	型番	図 2-2 中 記号凡例	設定
<sup>3</sup> He 比例計数 管	LND2705	<sup>3</sup> HePC	
前置増幅器	ORTEC 142PC	PA	出力倍率 1X
高圧電源兼主 増幅器	Aptec FP6300B	HV MA	1580V positive
多チャンネル 波高分析器	Aptec S4008	MCA	LLD ch 14 ch

表−2−4	中性子ス	ペクトル	計測に	用いた	機器
-------	------	------	-----	-----	----



<sup>3</sup>He 比例計数管はガンマ線に対しても感度を有 し、このためガンマ線による影響を排除する必要 がある。<sup>3</sup>He の熱中性子捕獲反応は Q 値が 765keV の発熱反応であり、陽子(記号 p)と三重水素(同 T) を発生させる。これは以下のように表される。

## $^{3}$ He(n,p)T + 765 keV

このため発生した二つの荷電粒子(p,T)両者が 比例計数管内で全運動エネルギーを失って停止し た場合 765keV に対応する波高のパルス信号が出 力される。しかしながら生成される二つの荷電粒 子は運動量を保存するために、重心系で互いに正 反対の方向へ射出される。このため p,T どちらか の荷電粒子がエネルギーの一部を計数管外へ持ち 出す場合があり、そのため<sup>3</sup>He(n,p)T 反応が起こ った場合の出力パルスは191 keV に対応する波高 まで下がり得る %。一方ガンマ線は間接電離放射 線なので、それ自体によって比例計数管から信号 パルスが出力されるわけではなく、管壁内で光電 効果やコンプトン散乱を起こして電子線を発生さ せ、電子が計数管内で失ったエネルギーに応じた パルス信号が出力される。しかしながらヘリウム の電子阻止能は小さく、このため電子が計数管内 で失うエネルギーは小さい。従ってガンマ線に由 来する出力信号の波高は 191keV に対して比較的 小さく、一定の波高(カットオフレベル)以下の信 号を切り捨てるようにすればガンマ線の影響を排 除し、中性子による反応のみを計数することが出 来る<sup>7)</sup>。波高分布と、このカットオフの例を図-2-3 に示す。なお図-2-3 では波高分析器の A/D コンバ ータで LLD(Lower Level Discrimination)を 14 チャ ンネルに設定し、14 チャンネル以下の計数を無視 している。



図-2-3 ケース 1-1 での減速材無し、 10 分間計測時の波高分布とカットオフ

ボナーボール検出器を用いて計測を行ったのは 表-2-2の、1-1, 1-2, 2, 3-1, 3-2, 5-1, 6-1の7ケース である。各ケースで、4 種類の減速材を装着した 場合と減速材を装着しない場合の合計5通りの状 態で、それぞれ10分間計測を行った。計測結果を 表-2-5に、計数率に直したものを表-2-6にまとめ る。

ケー			減速材厚さ		
- ス 名	0cm (無)	1.5cm	3cm	5cm	9cm
1-1	148599	255180	539760	784896	642365
1-2	520832	333398	485436	552011	431441
2	140445	223039	398585	523230	432257
3-1	71127	168724	383088	565821	412437
3-2	369554	257916	325640	341400	240747
5-1	107171	172054	284063	338026	239967
6-1	88655	142020	220334	246133	149695

表-2-5 ボナーボール検出器計測結果 単位(counts/15分)

表-2-6 ボナーボール検出器計測結果 単位(cps)

ケー	減速材厚さ							
- ス 名	0cm (無)	1.5cm	3cm	5cm	9cm			
1-1	247.665	425.300	899.600	1308.16	1070.61			
1-2	868.053	555.663	809.060	920.018	719.068			
2	234.075	371.732	664.308	872.050	720.428			
3-1	118.55	281.207	638.480	943.035	687.395			
3-2	615.923	429.860	542.733	569.000	401.245			
5-1	178.918	286.757	473.438	563.377	399.945			
6-1	147.76	236.700	367.223	410.222	249.492			

ここでも統計誤差は式(2)で得られ、最も計数の 少ない、表-2-5 中のケース 3-1 の減速材無しの場 合でも相対統計誤差は 0.0037 であり十分な精度 のデータを得ていることが分かる。

## 2.1.4 平板体系での中性子スペクトル測定 (2)アンフォールディング処理による 中性子スペクトルの推定

ー般に、放射線検出器の出力は入射放射線スペクトルに検出器の応答関数を掛けて足し合わせたものになる。中性子フラックスをø、ボナーボール検出器の応答関数行列をR、計数をCとするとこれらの量の関係は以下のように表される。

$$C_i = \sum_j R_{ij} \phi_j \qquad (3)$$

ここで添字 *i* は検出器の減速材装着状態(*i*=0:減速 材無し、*i*=1:1.5cm 厚減速材装着状態..., *i*=4:同 9cm)を、*j* はエネルギー群番号を表している。即 ち *R<sub>ij</sub>* は減速材装着状態 *i* のエネルギー*j* 群中性子 に対する応答量を示している。この既知の R と C から未知の々を計算する過程をアンフォールディ ングと呼ぶ。今回の実験では1つの平板体系ケー スに対して検出器の減速材を換装し、5 通りの状 態で計測を行った。この状態それぞれが独立な応 答関数を持つため、5つの応答関数(R<sub>0i</sub>, R<sub>1i</sub>, R<sub>2i</sub>, R<sub>3i</sub>, R4i,)に対応した5つの計数値(C0, C1, C2, C3, C4)を 得たことになる。これらを式(3)に代入すると中性 子スペクトルを未知数とした5つの独立な連立方 程式が得られる。従ってこの実験結果から数学的 に一意に求まる中性子スペクトルの群数は5群ま でである。しかしそれでは実用のための中性子ス ペクトルとして群数が不十分である。そのためボ ナーボール検出器による計測の場合、ある初期ス ペクトル φ °を与え、そこから残差を小さくする ようにスペクトルを変化させ、応答関数及び計数 値と矛盾しないスペクトルを求める手続きを行う。 φ<sup>0</sup>に対する残差は以下のように定義される。



このような推定法を行うコードとして SANDII<sup>8)</sup> を用いた。SANDII はスペクトルが負にならない ように対数を取りながら推定を行うという特徴を 持つ。

10気圧<sup>3</sup>He比例計数管とポリエチレン減速材を 用いたボナーボール検出器の応答関数としては、 上蓑<sup>9)</sup>らが ANISN<sup>1)</sup>コードを用いて求めたものが ある。上蓑らの計算では 5cm 厚減速材のみ密度 0.95 g/cm<sup>3</sup>、その他の減速材密度は 0.92 g/cm<sup>3</sup>が用 いられており、5cm 厚 0.92 g/cm<sup>3</sup>減速材装着時の 応答関数としては石川<sup>10)</sup>が計算したものがある。 中尾<sup>7)</sup>がこれら応答関数のうち、減速材密度 0.92 g/cm<sup>3</sup>のものを選択し、34 群に縮約したものを当 実験の解析では用いた。



図-2-4 ボナーボール検出器の応答関数

このようなアンフォールディングにより得られ る結果は与えられた初期スペクトルに依存する。 これは今回用いる応答関数は 34 群であるのに対 し計測回数(=応答関数の数)は 5 回であり、中性子 スペクトルの自由度は 29 残るため、無数の解が存 在し得るためである。従って、物理的に正しい中 性子スペクトルに到達するためには、初期スペク トルにできるだけ「確からしい」ものを用いる必 要がある。このため MCNP5<sup>11)</sup>及び JENDL3.3 ベー スの連続エネルギー断面積ライブラリを用いて、 図-2-1 の線源ピットと遮へい体平板からなる体系 でモンテカルロ計算を行い、初期スペクトルを得 た。この計算時の線源データには MCNP5 マニュ アル記載の <sup>252</sup>Cf Watt 型核分裂中性子スペクトル

## $f(E) \propto \exp\{-E/1.025\}\sinh(\sqrt{2.926E})$

を用いた。ここで E はエネルギー(MeV)である。 また比較のため、<sup>252</sup>Cf の Watt 型核分裂中性子ス ペクトルをそのまま初期スペクトルとして適用し た場合のアンフォールディングも行った。これら のアンフォールディング結果を図-2-5~図-2-11 に示す。入力した初期スペクトルを比較するため ケース 1-1 における両方の初期スペクトルを図 -2-12 に示す。Watt 型初期スペクトルと MCNP で 計算した初期スペクトルを比較すると、MCNP で 計算したスペクトルは遮へい材によって高速中性 子がある程度減少し、また線源ピットでの後方散 乱及び遮へい材内での減速により熱~熱外中性子 が増大していることがわかる。

アンフォールディング後もこの特徴がある程度 反映され、Watt 型を初期スペクトルとした場合、 アンフォールディング後も低エネルギー中性子が MCNP 計算を初期スペクトルに用いた場合よりも 小さくなっている。また同時にこの熱中性子の過 小評価を補うためアンフォールディングの過程で 1 eV 近傍のスペクトルが不自然に増大している。 これらを考慮すると MCNP 計算を初期スペクト ルとしてアンフォールディングを行った場合の方 が信頼性は高いと言える。この MCNP 計算初期ス ペクトルを用いた場合の SANDII アンフォールデ ィング後のスペクトルを表-2-6、図-2-13 に示す。

図-2-5 から図-2-11 まで、いずれも MCNP によ る初期推定スペクトルとアンフォールディング後 のスペクトルは概ね一致しているが keV 領域では ボナーボール検出器による測定結果の方が上回っ ている。これは壁面や床面、側壁等からの散乱線 によるものと考えられる。



図-2-5 ケース 1-1 アンフォールディング結果

図-2-6 ケース 1-2 アンフォールディング結果



図-2-9 ケース 3-2 アンフォールディング結果

図-2-10 ケース 5-1 アンフォールディング結果

8



図-2-11 ケース6-1アンフォールディング結果

図-2-12 Watt 型及び MCNP 計算スペクトル(ケース 1-1)

表-2-6 アンフォールディング結界	(27.5MeV 以上は全てのケースで 0 となったので省略している)
--------------------	-------------------------------------

ケース名	1-1	1-2	2	3-1	3-2	5-1	6-1
	Flux						
群上限	/lethargy						
(MeV)	1/(s cm2)						
2.75E+01	8.67E-05	2.52E-05	9.03E-05	3.41E-05	1.28E-05	9.49E-05	3.94E-05
2.25E+01	4.00E-03	1.32E-03	4.15E-03	1.82E-03	7.21E-04	3.83E-03	2.20E-03
1.75E+01	7.26E-02	3.28E-02	7.54E-02	3.62E-02	1.96E-02	7.39E-02	4.00E-02
1.35E+01	7.81E-01	3.51E-01	8.33E-01	4.05E-01	1.93E-01	8.13E-01	4.31E-01
1.00E+01	5.37E+00	2.37E+00	5.83E+00	2.73E+00	1.25E+00	5.50E+00	2.77E+00
6.70E+00	1.84E+01	7.73E+00	2.00E+01	8.83E+00	3.82E+00	1.85E+01	8.66E+00
4.49E+00	3.57E+01	1.53E+01	3.24E+01	1.40E+01	6.05E+00	3.12E+01	1.39E+01
3.01E+00	4.97E+01	2.37E+01	4.30E+01	1.98E+01	9.49E+00	3.87E+01	1.79E+01
2.02E+00	5.77E+01	3.23E+01	3.78E+01	1.97E+01	1.10E+01	3.67E+01	1.88E+01
1.35E+00	5.74E+01	3.73E+01	2.63E+01	1.56E+01	1.02E+01	2.86E+01	1.63E+01
9.07E-01	4.56E+01	3.42E+01	1.86E+01	1.28E+01	9.73E+00	1.89E+01	1.19E+01
4.98E-01	2.58E+01	2.15E+01	9.23E+00	7.08E+00	5.90E+00	1.05E+01	7.25E+00
2.24E-01	1.26E+01	9.47E+00	5.53E+00	4.41E+00	3.77E+00	6.14E+00	4.35E+00
8.65E-02	5.50E+00	3.63E+00	3.52E+00	2.85E+00	2.42E+00	3.92E+00	2.80E+00
1.50E-02	2.41E+00	7.79E-01	2.78E+00	2.26E+00	1.94E+00	3.10E+00	2.26E+00
3.35E-03	1.86E+00	1.53E+00	2.59E+00	2.12E+00	1.83E+00	2.99E+00	2.19E+00
4.54E-04	1.42E+00	1.35E+00	2.51E+00	2.06E+00	1.78E+00	2.68E+00	2.22E+00
2.26E-05	1.25E+00	1.48E+00	2.40E+00	1.99E+00	1.67E+00	2.51E+00	2.18E+00
5.04E-06	1.07E+00	1.46E+00	2.46E+00	1.97E+00	1.64E+00	2.31E+00	2.14E+00
1.12E-06	9.02E-01	1.02E+00	2.35E+00	1.82E+00	1.51E+00	2.12E+00	2.01E+00
4.14E-07	1.27E+00	3.70E-01	7.84E-01	5.76E-01	4.75E-01	4.95E+00	3.42E+00
1.00E-10							



図-2-13 アンフォールディング結果一覧(上:遮へい体1枚、下:遮へい体2枚以上)

## 2.2 輸送容器体系での遮へい透過実験

実際の輸送容器により近い体系として、容器を 模擬した輸送容器体系を設定し、<sup>252</sup>Cf線源による ガンマ線及び中性子透過実験を行った。輸送容器 体系は主としてレジン及び炭素鋼の円筒形遮へい 体から構成される。体系の概要を図-2-12に示す。

### 2.2.1 輸送容器体系での

## <sup>252</sup>Cf ガンマ線量当量率測定

模擬輸送容器内部に<sup>252</sup>Cf線源を設置し、 2.1.1 で用いたものと同じ NaI シンチレーションサーベイメータでガンマ線量当量率を 測定した。測定方法も同様に時定数3秒で5 回測定を行った。測定結果を表-2-7にまとめ

#### 表-2-7 輸送容器体系ガンマ線 1cm 線量当量率

単位:μSv/h

	亚均值				
1	2	3	4	5	干均胆
2.50	2.60	2.53	2.59	2.39	2.52

る。式(2)に基づいて誤差を計算すると統計誤 差は 0.29 μSv/h となりおおよそ 11%程度であ る。

## 2.2.2 輸送容器体系での

## <sup>252</sup>Cf 中性子線量当量率測定

輸送容器体系に  $^{252}Cf$ 線源を設置し、2.1.2 と同一の中性子レムカウンタで計測を行っ た。計測方法も同様に、レムカウンタをパル スカウンタに接続し 15 分を 3 回に分割して 行った。1cm 線量当量率への換算係数は 1.4 ( $\mu$ Sv/h) per cps、を用いた。計測結果を表-2-8 にまとめる。式(1)より相対誤差は 0.0053 と 求まり、十分小さいといえる。

## 表-2-8 輸送容器系での中性子 1cm 線量当量率測定結果

測定回数	改(各回 5	<b>5</b> 分間)	計数率	1cm 線量 当量率
1	2	3	(cps)	$(\mu \text{ Sv/h})$
11865	11839	11868	39.524	28.2



図-2-12 輸送容器体系概要図(上:立面図、下:平面図)

## 実験データを用いた 輸送容器用新断面積セットの検証

#### 3.1 輸送容器用断面積セット SFCX-J33

SFCX-J33(Spent Fuel Cask cross section 及び JENDL3.3 をベースとしていることから SFCX-J33 と命名)は、原燃輸送㈱と三菱重工業 ㈱及び三菱総合研究所㈱で開発された輸送容器 遮へい評価用断面積セットである。開発におい ては、既存の遮へい計算で用いられている DLC-23 断面積セットの問題点を考慮して、評価 精度の向上と利便性の観点から表-3-1 の開発目 標を設定し、これを反映した仕様とした。

断面積処理はNJOY コード<sup>12)</sup>及びTRANSX コ ード<sup>13)</sup>を用いて、表-3-2 に示す条件で作成した。 輸送容器の遮へい評価では炭素鋼やステンレス 鋼などの鉄材が中性子遮へい評価精度に大きく 影響する。このため、共鳴吸収の影響が大きい Fe, Cr, Ni 等の元素については、ステンレス鋼 (SUS304)、炭素鋼など部材ごとに自己遮へい因 子を考慮して断面積の処理を行った。断面積の 処理フローを図-3-1 に示す。

表-3-1 SFCX-J33の開発目標と仕様			
開発目標	SFCX-J33 の仕様		
最新核データの	中性子輸送及び2次ガンマ 線生成に対して JENDL3.3		
	カンマ線輸送に対して ENDF/B-VI (EPDL-97)		
鉄材の中性子遮 へい精度の向上	中性子群構造を鉄の共鳴領域 で微細となるように設定 (中性子 50 群、ガンマ線 18 群)		
全般的な 精度向上	<ul><li>PL 次数は 5 次まで</li><li>熱中性子領域での上方散乱</li><li>を考慮</li></ul>		
	DOT(ANISN)形式の微視的断面 積(MOTデータ)		
利便性の維持 (DLC-23 からの 移行しやすさ)	ガンマ線の群構造は既存の DLC-23/CASK と同じ。		
	元素ごとのデータセット (JENDL3.3 は核種ごとのデー タだが、天然の存在比をあらか じめ考慮し元素ごとのデータ とした)		

表-3-1 SFCX-J33の開発目標と仕様

表-3-2 SFCX-J33 作成条件

項目	設定
作成コード	NJ0Y99. 112
核データ	JENDL-3.3
Pointwise data の精度	0.1 %
処理温度	300K
縮約スペクトル	中性子分布: Fission+1/E+Maxwell ガンマ線分布: flat
多群ライブラリ 処理コード	TRANSX-2.15
自己遮蔽因子考慮 元素・同位体	Cr, Fe, Ni, Cu, Zr, Pb, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U, <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu
熱散乱データ	free gas model 水素は ENDF/B-VI Thermal Scattering Data
断面積出力形式	ANISN Binary 形式
縮約群数	中性子 50 群、ガンマ線 18 群

中性子断面積/



図-3-1 断面積作成フロー

#### 3.2 輸送容器用新断面積セットの検証

実験結果に対して、新断面積セット SFCX-J33 と輸送容器の許認可遮へい解析に使用されている 2次元輸送計算コード DOT3.5 を組み合わせて検 証解析を行った。

### 3.2.1 平板体系線量当量率の検証解析

平板体系の検証解析条件を表-3-3 に示す。本実 験体系は線源と遮へい体の間に空隙領域(空気層) を含む体系である。実験解析で使用する DOT コ ードは、空隙領域の計算においてレイエフェクト とよばれる計算精度が悪くなる現象が生じる。検 証解析では空隙での計算精度の低下を抑えるため、 DOT の First Collision Source オプション(以下 FCS オプションと呼ぶ)を用いて評価した。平板体系の 実験値(E)と計算値(C)の比較結果のまとめを 表-3-9に示す。

中性子線量当量率の C/E は 0.98~1.19 であり、 計算値は実験値と良く一致している。ガンマ線量 当量率についてはケース 4 (SUS+鉛+SUS+レジ ン)を除き、C/E が 0.86~1.14 と良く一致してい る。ケース 4 のガンマ線量当量率が C/E=0.4 と過 少評価傾向となっている理由は、遮へい体に鉛を 含むためガンマ線に対する遮へい能力が極めて高 く、遮へい体を透過して検出器に至るガンマ線が 少ないためと考えられる。このため、計算では考 慮していないコンクリート床等から散乱し検出器 に至るガンマ線が実測値には含まれているので、 過少評価になったと推定される。

#### 3.2.2 平板体系のスペクトル検証解析

3.2.1 節と同様の手法でボナーボール検出器位 置の中性子スペクトルを求め、実験値に基づく中 性子スペクトルとの比較を行った。比較結果を 図-3-3に示す。傾向は以下の通りとなった。

- 実験値(E)と計算値(C)の中性子スペクトルの 形状はよく一致している。
- 詳細に見ると 1MeV 以下の中性子スペクトルでは測定値が高くなる傾向となっている。
- 線量当量率の比較ではケース4(鉛を含む体系)のガンマ線の結果以外では、顕著な差が見られなかったが、中性子スペクトルでは比較的低いエネルギー領域で差が生じている。これは床等の散乱で生じたと思われる、低エネルギー中性子を計算では考慮できていないためと推定される。

各エネルギー群を詳細に見た場合、2次元計算 コードの制約で差が生じているエネルギー帯もあ るが、新断面積セット SFCX-J33 により得られた スペクトルと測定結果はよく一致することから、 新断面積セットを用いた計算結果は妥当であると 言える。

## 3.2.3 輸送容器体系線量当量率 測定結果の検証解析

輸送容器体系の検証解析条件を表-3-10 に示す。 本実験体系も線源と遮へい体の間に空隙を含む体 系であり、平板体系と同様にDOT3.5 コードのFCS オプションを用いて評価した。また、模擬輸送容 器は鉄とポリエチレンで構成される使用済燃料輸 送船模擬船倉内に設置されているため、壁面から の散乱線の影響が予想される。このため、輸送容 器周囲に壁面を模擬した遮へい体を配置した。

ガンマ線及び中性子の線量当量率解析結果を図 -3-5 に示す。C/E を求めた測定位置は側部中央で あり、図-3-5 から FCS 適用により胴部中央のレイ エフェクトが抑えられていることがわかる。

実験値(E)と計算値(C)の比較結果まとめを 表-3-12に示す。中性子線量当量率のC/Eは1.01、 ガンマ線量当量率のC/Eは1.06であり、計算値は 実験値と良く一致している。

項目	計算条件		
使用 コード	DOT3.5(FCS オプション適用 <b>*</b> 1 )		
断面積 セット	SFCX-J33(中性子 50 群、ガンマ 線 18 群)		
Sn-PL 次数	S210-P5(非等方分点セット*2)		
線源強度	<sup>252</sup> Cf:1.77E+7[n/s] (実験実施時点の線源強度)		
スペクトル	中性子: <sup>252</sup> Cfの自発核分裂 スペクトル(表-3-4) ガンマ線: <sup>252</sup> Cfのガンマ線 スペクトル(表-3-5)		
線量 換算係数	ICRP Pub74ベースの1cm線量当量 率への換算係数(表-3-6、表-3-7)		
計算モデル	図-3-2		
遮へい体 組み合わせ	ケース 1-1 SUS5cm ケース 1-2 SUS10cm ケース 2 レジン5cm ケース 3-1 SUS5cm+レジン5cm ケース 3-2 SUS10cm+レジン5cm ケース 4 SUS5cm+レジン5cm +鉛 5cm+SUS5cm ケース 5-1 ポリエチレン5cm ケース 5-2 ポリエチレン10cm ケース 6-1 SUS5cm+ポリエチレン5cm ケース 6-2 SUS5cm+ポリエチレン10cm		
構成材質 と密度	表-3-8		

表-3-3 平板体系の計算条件

- \*1:First Collision Source オプションは、 遮へい体内での空隙あるいは遮へい体外側 空間でのレイエフェクトを緩和するため用 意されたオプションである。簡易計算モデ ルで体系内での初回衝突線を計算した後、 詳細な Sn 法輸送計算に接続する方法であ り、扱える線源が点線源又はリング線源に 限られるが、遮へい実験解析では特に有効 とされている。
- \*2:平板体系の計算では、空間中のレイエ フェクトを緩和するため、検出器方向に細 かく角度分点が設定された非等方分点セッ トを用いた。

表-3-4	4 <sup>252</sup> Cf 自発核分裂	中性子スペクトル
1124 117. 日	上限エネルギー	中性子スペクトル
杆奋亏	(MeV)	(無次元:確率分布)
1	1.964E+01	6.157E-04
2	1.162E+01	3.699E-03
3	9.512E+00	1.047E-02
4	7.788E+00	1.795E-02
5	6.592E+00	2.261E-02
6	5.770E+00	2.246E-02
7	5.221E+00	2.737E-02
8	4.724E+00	8.905E-02
9	3.679E+00	8.730E-02
10	3.012E+00	2.314E-02
11	2.865E+00	2.352E-02
12	2.725E+00	2.375E-02
13	2.592E+00	3.986E-02
14	2.385E+00	4.010E-03
15	2.365E+00	3.981E-03
16	2.346E+00	7.976E-03
17	2.307E+00	1.590E-02
18	2.231E+00	4.726E-02
19	2.019E+00	4.606E-02
20	1.827E+00	2.237E-02
21	1.738E+00	4.322E-02
22	1.572E+00	6.044E-02
23	1.353E+00	5.449E-02
24	1.165E+00	9.043E-02
25	8.629E-01	5.732E-02
26	6.721E-01	4.339E-02
27	5.234E-01	6.089E-02
28	2.945E-01	5.116E-03
29	2.732E-01	0.003E-03
30	2.472E 01	1.190E 02 1.037E-03
32	1.920E 01	1.957E 03
33	1.032E 01 1.742E-01	1.603E-03
34	1.657E-01	1.003E 03
35	1.576E-01	1.071E 03
36	9 804F-02	2 341F-03
37	8 250F-02	4 318F-04
38	7 950E-02	5 723E-03
39	2.850E-02	1. 300E-04
40	2.700E-02	2.350E-04
41	2.418E-02	1.028E-03
42	3.035E-03	4.667E-05
43	4.540E-04	2.724E-06
44	7.889E-05	1.931E-07
45	2.260E-05	2.793E-08
46	8.315E-06	6.609E-09
47	2.382E-06	9.558E-10
48	8.764E-07	1.895E-10
49	4.140E-07	7.478E-11
50	1.000E-07	1.669E-12
50 群下限	1.000E-10	

	上限エネルギ	ガンマ始マペクレル
群番号	<u> </u>	$D \to \nabla \nabla \otimes \nabla \nabla$
	(MeV)	(Pnotons/s)/(n/s)
1	10	4.314E-04
2	8	2.813E-03
3	6.5	1.722E-02
4	5	1.629E-02
5	4	7.588E-02
6	3	8.446E-02
7	2.5	1.455E-01
8	2	1.708E-01
9	1.66	2.550E-01
10	1.33	3.390E-01
11	1	7.334E-01
12	0.8	3.667E-01
13	0.6	0.000E+00
14	0.4	0.000E+00
15	0.3	1.143E+00
16	0.2	5.725E-01
17	0.1	0.000E+00
18	0.045	9.457E-01
18 群下限	0.01	

表-3-5<sup>252</sup>Cf ガンマ線スペクトル\*

\*: ORIGEN2 コード内蔵の <sup>252</sup>Cf のガンマ線発 生数から求めた。

#### 上限エネルギー 線量当量率換算係数 群番号 (MeV) $(\mu \text{Sv/h/flux})$ 1.964E+01 1.948E+00 1 2 1.162E+01 1.620E+00 3 9.512E+00 1.490E+00 4 7.788E+00 1.459E+00 5 6.592E+00 1.444E+00 6 5.770E+00 1.444E+00 7 5.221E+00 1.461E+00 8 4.724E+00 1.469E+00 9 3.679E+00 1.477E+00 10 3.012E+00 1.481E+00 11 2.865E+00 1.484E+00 12 2.725E+00 1.487E+00 13 2.592E+00 1.492E+00 14 2.385E+00 1.495E+00 15 2.365E+00 1.496E+00 16 2.346E+00 1.497E+00 172.307E+00 1.499E+00 18 2.231E+00 1.504E+0019 2.019E+00 1.512E+00 20 1.827E+00 1.516E+00 211.738E+00 1.520E+0022 1.572E+00 1.525E+00 231.353E+00 1.529E+00 241.165E+00 1.501E+0025 8.629E-01 1.372E+00 26 6.721E-01 1.265E+00 27 5.234E-01 1.009E+00 28 2.945E-01 8.057E-01 29 2.732E-01 7.548E-01 2.472E-01 30 6.577E-01 1.926E-01 31 5.802E-01 32 1.832E-01 5.557E-01 33 1.742E-01 5.318E-01 5.085E-01 34 1.657E-01 35 1.576E-01 3.966E-01 36 2.836E-01 9.804E-02 37 8.250E-02 2.535E-01 38 7.950E-02 1.402E-01 39 2.850E-02 7.919E-02 40 2.700E-02 7.346E-02 41 2.418E-02 3.500E-02 42 3.035E-03 2.812E-02 4.540E-04 3.214E-02 4344 7.889E-05 3.606E-02 45 2.260E-05 3.950E-02 46 8.315E-06 4.361E-02 2.382E-06 4.721E-02 47488.764E-07 4.875E-02 494.140E-07 4.863E-02 501.000E-07 2.380E-02 50 群下限 1.000E-10

表-3-6 中性子線量当量率への換算係数

<ul> <li>上限エネルギ</li> <li>群番号</li> <li>(MeV)</li> </ul>		線量当量率換算係数 (µSv/h/flux)	
1	1.000E+01	8.480E-02	
2	8.000E+00	7.240E-02	
3	6.500E+00	6.120E-02	
4	5.000E+00	5.190E-02	
5	4.000E+00	4.430E-02	
6	3.000E+00	3.800E-02	
7	2.500E+00	3.330E-02	
8	2.000E+00	2.900E-02	
9	1.660E+00	2.520E-02	
10	1.330E+00	2.100E-02	
11	1.000E+00	1.740E-02	
12	8.000E-01	1.410E-02	
13	6.000E-01	1.050E-02	
14	4.000E-01	7.560E-03	
15	3.000E-01	5.410E-03	
16	2.000E-01	3.230E-03	
17	1.000E-01	1.920E-03	
18	4.500E-02	2.630E-03	
18 群下限	0.01		

## 表−3−7 ガンマ線線量当量率への換算係数

## 表-3-9 平板体系のベンチマーク計算結果まとめ SUS:ステンレス鋼(SUS304) RE:レジン(NS4-FR)

PE:ポリエチレン

遮へい体	項目		ガンマ線		
注)		中性子	2 次 ガンマ	<sup>252</sup> Cf ガンマ	合計
ケース	計算(C)	79.4	1.37	1.32	2.69
1-1	測定(E)	74.6		2.49	
SUS5cm	C/E	1.06		1.08	
ケース	計算(C)	47.1	0.51	0.32	0.83
1-2 SUS5cm	測定(E)	44.2	0.95		
+SUS5cm	C/E	1.06		0.87	
	計算(C)	53.6	2.20	4.61	6.81
ケース 2 RE5cm	測定(E)	53.2		6.20	
	C/E	1.01		1.10	
ケース	計算(C)	28.0	1.19	0.97	2.15
3-1 SUS5cm	測定(E)	26.2		1.95	
+RE5cm	C/E	1.07		1.10	
ケース 3-2	計算(C)	15.4	0.47	0.24	0.71
SUS5cm	測定(E)	14.5		0.82	
+SUS5cm +RE5cm	C/E	1.06		0.86	
ケース 4 SUS5cm	計算(C)	10.4	0.15	0.02	0.17
+鉛 5cm	測定(E)	10.6		0.44	
+SUS5cm +RE5cm	C/E	0.98		0.40	
ケース	計算(C)	52.5	2.49	5.38	7.87
5-1	測定(E)	50.3		7.44	
PE5cm	C/E	1.04		1.06	
ケース	計算(C)	20.9	2.34	4.36	6.70
5-2 PE5cm	測定(E)	17.5		5.87	
+PE5cm	C/E	1.19		1.14	
ケース 6-1 SUS5cm +PE5cm	計算(C)	27.0	1.47	1.10	2.57
	測定(E)	23.7		2.38	
	C/E	1.13		1.08	
ケース 6-2	計算(C)	9.9	1.44	0.92	2.35
SUS5cm	測定(E)	8.36		2.07	
+PE5cm +PE5cm	C/E	1.18		1.14	

## 表-3-8 平板体系計算に用いた材料と密度

Г

材料		密度(g/cm <sup>3</sup> )	
線源 構成材	パラフィン	0.90	
遮へい材	 ステンレス鋼 (SUS-304)	7.9	
	鉛	11.34	
	レジン	1.68	
	ポリエチレン	0.92	
空気		0.0012	









図-3-3(1/7) ケース 1-1(SUS5cm)の中性子スペクトル (ボナ-ボール測定値とSFCX-J33 断面積による計算値)



図-3-3(1/7) ケース 2(レジン 5cm)の中性子スペクトル (ホナーホール測定値と SFCX-J33 断面積による計算値)



図-3-3(4/7) ケース 3-1(SUS5+レジン 5cm)の中性子スペクトル (ボナーボール検出器測定値と SFCX-J33 断面積による計算値)



図-3-3(6/7) ケース 5-1(ポリエチレン 5cm)の中性子スペクトル (ポナ-ポール検出器測定値と SFCX-J33 断面積による計算値)



項目	計算条件
使用コード	DOT3.5(FCS オプション適用)
断面積	SFCX-J33(中性子 50 群、ガンマ線 18 群)
Sn-PL 次数	S160-P5(等方分点セット)
線源強度	<sup>252</sup> Cf:1.77E+7[n/s] (実験実施時点の線源強度)
スペクトル	中性子: <sup>252</sup> Cf の自発核分裂 スペクトル (表-3-4) ガンマ線: <sup>252</sup> Cf のガンマ線 スペクトル (表-3-5)
線量換算 係数	ICRP Pub74 ベースの 1cm 線量当量 率への換算係数(表-3-6 及び表 -3-7)
計算モデル	⊠-3-4
構成材質 と密度	表-3-11

表-3-10 輸送容器体系の計算条件

表-3-11 輸送容器体系計算に用いた材料と密度

材料	密度(g/cm <sup>3</sup> )
炭素鋼	7.85
レジン	1.68
ポリエチレン	0.92
空気	0.0012

表-3-12	輸送容器体系ベンチマーク計算結果まとめ

	線量当量率 [μSv/h]、□部			形は C/E
項日		ガンマ線		
	中性子	2次 ガンマ	<sup>252</sup> Cf ガンマ	合計
計算値 (C)	28.8	2.49	0.19	2.68
測定値 (E)	28.4	2. 52		
C/E	1.01	1.06		



図-3-4 輸送容器体系の計算モデル



### 4. まとめ

<sup>252</sup>Cf 中性子源を用いた中性子及び即発・二次ガ ンマ線遮へい透過実験を平板体系及び輸送容器を 模擬した輸送容器体系で行った。平板体系では中 性子、ガンマ線の1cm線量当量率及び中性子スペ クトルを計測し、輸送容器体系では中性子及びガ ンマ線の1cm線量当量率を計測した。中性子スペ クトルの測定では測定結果に SANDII を適用し、物 理的に確度の高いスペクトルを得ることができた。

この遮へい透過試験に基づき、新断面積セット (SFCX-J33)を用いて実験ベンチマーク計算を実施 した。線量当量率の検証計算結果は、散乱線が有 意に影響する一部のケースを除き、実験値と新断 面積セットによる計算値は中性子、ガンマ線共に よく一致している。中性子スペクトルについても 新断面積セットを用いた計算値のスペクトル形状 と、実験値をアンフォールディング処理して得ら れたスペクトル形状はよく一致している。

線量当量率の比較、スペクトルの比較から実験 データを用いて新断面積(SFCX-J33)の検証を行っ た。検証では新断面積は妥当な結果が得られおり、 輸送容器体系での線量当量率評価に適合している ことを確認した。

### 謝辞

本研究は三菱重工業株式会社との共同研究によ り実施した。また本研究の実施にあたり、断面積セ ットの特徴や利用法等についての情報を頂いた原 燃輸送株式会社の方々、ボナーボール検出器の使用 法や参考とすべき文献について助言頂いた日本原 子力研究開発機構の中島宏氏並びに富士電機シス テムズ株式会社の布宮智也氏に感謝いたします。

#### 参考文献

- W.W. Engle Jr.: "A user's manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering", K-1693, Union Carbide Corporation (1967)
- W.A. Rhoades and F.R. Mynatt : "The DOT 3.5 Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code", CCC-276, ORNL (1975)
- "CASK 40 Group Coupled Neutrons and Gamma-Ray Cross-section Data", DLC-023, RSIC Data Library Collection (1973)

- K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, O. Iwamoto, J. Katakura, T. Fukahori, S. Chiba, A. Hasegawa, T. Murata,H. Matsunobu, T. Ohsawa, Y. Nakajima, T. Yoshida, A. Zukeran, M. Kawai, M. Baba, M. Ishikawa, T. Asami, T. Watanabe, Y. Watanabe, M. Igashira, N. Yamamuro, H. Kitazawa, N. Yamano and H. Takano: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).
- 5) 森島誠、大村昌輝、田中豊、八幡直樹、長谷 川正、夏目智弘、坂下毅一郎、佐藤理、西村 和哉:「輸送容器遮へい設計用断面積の開発 (その 2)」、日本原子力学会 2001 年春の年 会予稿集第二分冊、pp.19 (2001)
- 6) G.F. Knoll 著、木村逸郎、阪井英次訳:「放射線計測ハンドブック」、日刊工業新聞社、 第3版 (2001)
- 7) 中尾徳晶:「数十 MeV 中性子による有機液体 シンチレータ応答特性及び物質透過に関す る研究」東北大学修士論文 (1991)
- 8) W.N. McElroy, S. Berg, T. Crockett and R.G. Hawkins: "A computer automated interactive method for neutron flux spectra determination by foil activation". AFWL-TR-67-41, Air Force Weapons Laboratory, Kirtland Air Force Base (1967)
- 9) Y. Uwamino, T. Nakamura and A. Hara: "TWO TYPES OF MULTI-MODERATOR NEUTRON SPECTROMETERS: GAMMA-RAY INSENSITIVE TYPE AND HIGH-EFFICIENCY TYPE", Nucl. Inst. and Meth. A239, pp.299-309 (1985)
- 10) 石川敏夫:「数 10MeV 陽子加速器施設に於 ける中性子遮蔽設計計算法の実験的評価に 関する研究」、フジタ技術研究所報増刊号 (1993)
- X-5 Monte Carlo Team: "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5", LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003)
- 12) R.E. MacFarlane and D.W. Muir: "The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91", LA-12740-M (1994) and R.E. MacFarlane, "README0" (1999)
- 13) R.E. MacFarlane: "TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes", LA-12312-MS, Los Alamos National Laboratory (1992)