交通運輸技術開発推進制度

令和７年度業務実績説明書

放射性物質の陸上・海上・航空輸送の安全確保のための統一的・合理的な遮蔽・線量評価手法の開発

令和８年３月

国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所

Ⅰ. 研究開発成果の要約

作成年月	令和８年１０月
研究課題名	放射性物質の陸上・海上・航空輸送の安全確保のための統一的・合理的な遮蔽・線量評価手法の開発
研究代表者名	鎌田創
研究期間	令和７年９月 26 日～令和８年３月 31 日
研究の目的	本研究は、放射性物質の陸上・海上・航空輸送における安全確保を目的として、遮蔽設計に用いる統一的かつ合理的な線量評価手法の確立を図るものである。本事業では、輸送容器設計に頻用される遮蔽材および代表的な線源条件に対する透過線量データの体系化を最終目標とし、その基盤となる多群断面積ライブラリの整備および評価手法の構築を段階的に進める。本年度は、当該評価基盤の中核となる多群断面積ライブラリの作成と、その妥当性の検証を実施することを目的とする。
研究成果の要旨	本研究では、放射性物質輸送容器の遮蔽・線量評価手法の合理化に向け、代表的遮蔽材のベンチマーク実験と、JENDL-5 に基づく多群断面積ライブラリの整備を実施した。中性子透過実験と MCNP6.3 による解析結果を比較し、材料、遮蔽厚さおよび検出器に応じた差異を整理した。また、作成したライブラリを用いた ANISN と MCNP6.3 の計算結果を比較し、対象としたキャスク模擬計算体系における中性子および二次ガンマ線の実効線量率の整合性を確認した。さらに、既存の輸送計算コードで利用するためのデータ構造・入出力仕様を整理し、遮蔽設計における評価手法の選択を支援する簡易遮蔽評価ガイドライン案を作成した。これらにより、輸送容器の遮蔽設計および安全評価の合理化に資する基礎的な評価基盤を整備した。
知的財産権 取得状況	プログラム著作物登録：1 件
研究成果発表実績	論文発表：国内　0 件、海外　0 件 口頭発表：国内　1 件、海外　0 件 その他　：国際会議 ICRS15–RPSD2026 における口頭発表 3 件が採択済み（2026 年 10 月発表予定）。

II. 研究開発の目的と実施体制

（1） 研究開発の目的

放射性物質輸送容器の遮蔽設計においては、評価に利用可能な実測データや計算手法の検証結果が限られる場合があり、安全裕度の設定が保守的となることで、容器の大型化や輸送効率の低下、コストの増加につながる可能性がある。このため、実験データに基づく遮蔽評価手法の精度検証と、合理的な遮蔽設計を支援する評価基盤の整備が求められている。

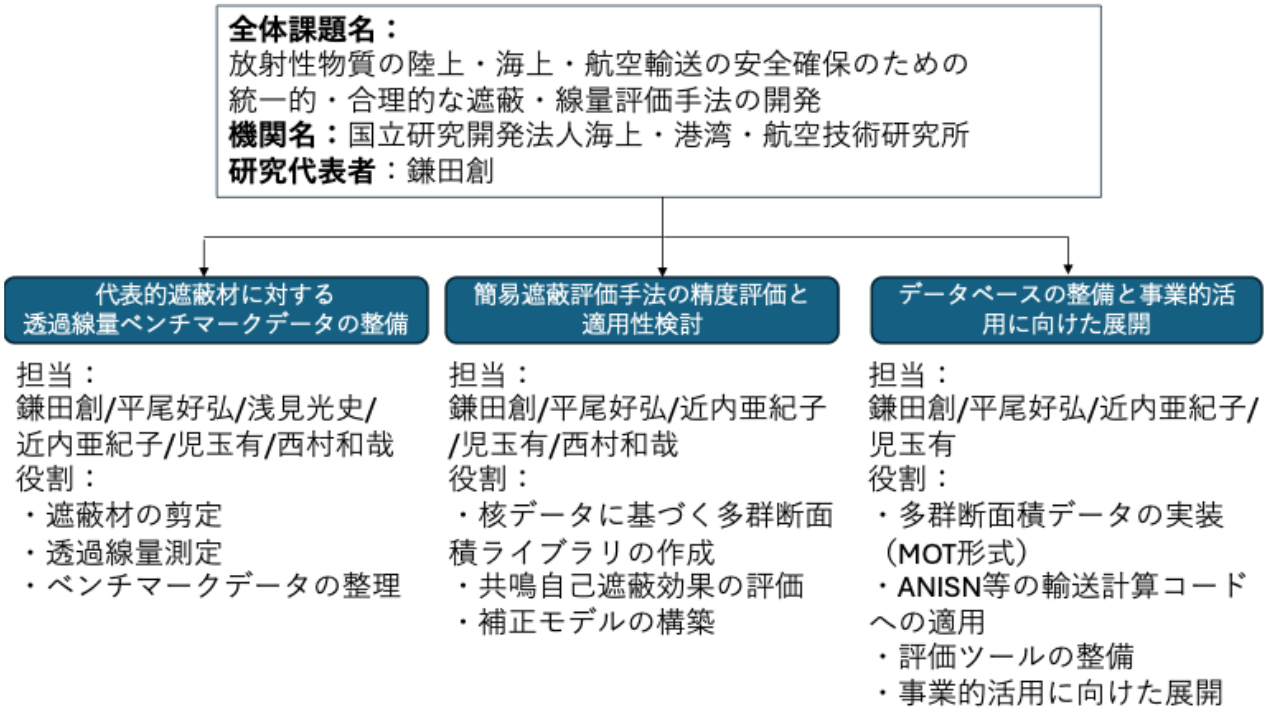
本研究では、輸送容器設計に頻用される代表的な遮蔽材を対象として、中性子およびガンマ線の透過特性に関するベンチマークデータを取得・整理するとともに、遮蔽計算の精度および適用性を検証することを目的とする。また、最新の評価済み核データに基づく多群断面積ライブラリを整備し、既存の放射線輸送計算コードおよび簡易遮蔽評価手法への適用を検討する。

さらに、実験結果と数値解析結果の比較を通じて、遮蔽材の種類や厚さ、線源条件等に応じた評価手法の特徴および適用上の課題を整理する。これらの成果を基に、設計段階に応じた評価手法の選択を支援するガイドライン案を作成し、輸送容器の遮蔽設計および安全審査に資する統一的かつ合理的な評価基盤の構築を目指す。

将来的には、ベンチマークデータの拡充および評価手法の高度化を進め、設計支援ツールへの展開や外部機関との連携による実務利用の促進を図る。

（2） 研究実施体制

本研究は、海上・港湾・航空技術研究所を総括研究機関として実施した。研究実施体制は以下の通りである。



III. 研究開発の成果

１．序論

放射性物質の陸上・海上・航空輸送においては、輸送容器の遮蔽機能により、作業者および公衆の被ばくを適切に管理する必要がある。このため、輸送容器の設計段階における遮蔽・線量評価は、輸送の安全確保において重要な役割を担っている。

遮蔽評価には、簡易計算手法、離散座標法（Sn 法）およびモンテカルロ法などが用いられる。これらの解析手法は、計算精度や適用範囲、計算負荷にそれぞれ特徴があり、評価結果は解析条件や使用する核データにも依存する。特に、輸送容器の設計および安全審査においては、評価結果の信頼性に加え、再現性および説明性を確保することが重要である。

近年、評価済み核データライブラリ JENDL-5 [1]が公開され、核反応断面積や二次ガンマ線生成データの改良が進められている。一方、輸送容器の遮蔽評価に適した多群断面積ライブラリの整備と、その精度・適用性の検証が求められている。

本研究では、JENDL-5 を基盤として、放射性物質輸送における遮蔽評価に適した多群断面積ライブラリを整備するとともに、代表的な遮蔽材を対象としたベンチマーク実験および数値解析を実施した。さらに、実験結果とモンテカルロ計算結果の比較、および多群 Sn 法と連続エネルギーモンテカルロ法の比較を通じて、遮蔽評価手法の精度と適用性を検討した。

これらの成果を基に、輸送容器の遮蔽設計および安全審査に資する、統一的かつ合理的な遮蔽・線量評価基盤の構築を目指した。

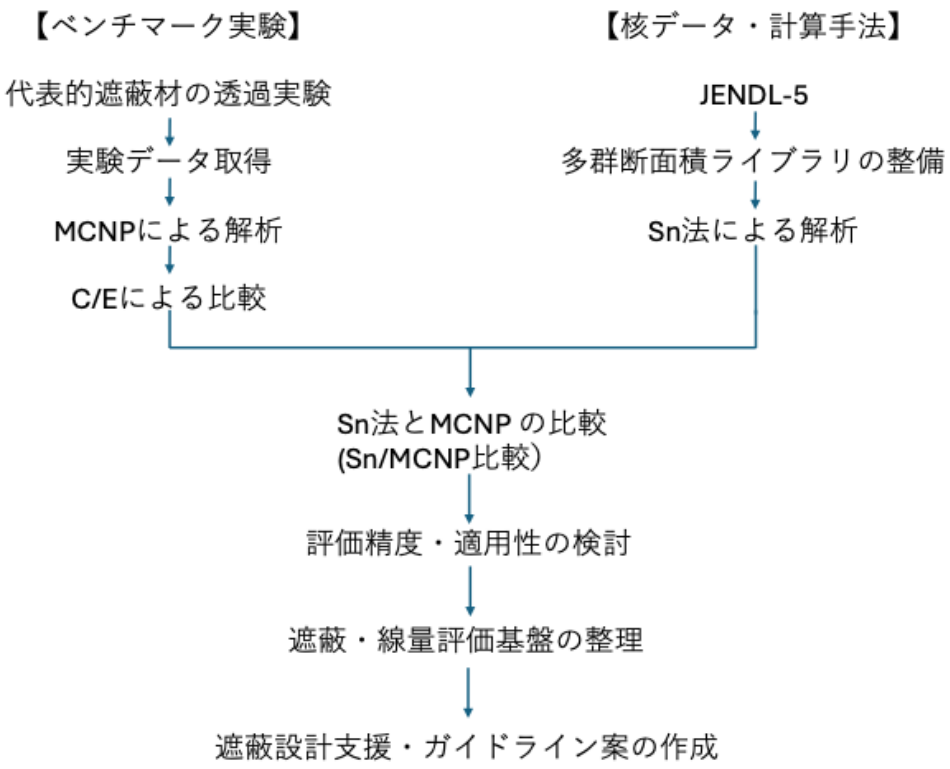


図１　研究開発の全体構成

２．代表的遮蔽材に対する透過線量ベンチマークデータの整理

2.1　中性子透過特性ベンチマーク実験

輸送容器に使用される代表的な遮蔽材および複合遮蔽体系の中性子透過特性を把握し、遮蔽計算の精度検証に用いるベンチマークデータを取得するため、安藤ハザマ技術研究所の放射線実験室において中性子透過実験を実施した。

中性子源には Am-Be 線源（185 GBq）を使用した。実験室内の散乱中性子の寄与を低減するため、線源周囲に鉄およびポリエチレンからなるコリメータを配置し、20 cm×20 cm の開口部を通じて供試体に中性子を照射した。また、線源と供試体の間に厚さ 15 cm の鉛を設置した。この鉛は、線源から放出されるガンマ線を遮蔽するとともに、Am-Be 線源の高エネルギー中性子成分を低減し、核分裂中性子に近いエネルギースペクトルに調整する役割を持つ。

供試体には、炭素鋼およびステンレス鋼の単一材料体系と、使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスクの径方向遮蔽構造を模擬した複合遮蔽体系を用いた。炭素鋼の単一材料体系では、供試体の面積を 60 cm×60 cm とし、遮蔽厚さを 4.8～48　cm の範囲で変化させた。ステンレス鋼の単一材料体系では、80　cm×80 cm、厚さ 5　cm の供試体を積み重ね、遮蔽厚さを 5～25　cm の範囲で変化させた。

キャスク模擬体系は、本体胴を模擬する炭素鋼、中性子遮蔽材であるレジン（NS-4-FR）、および外板を模擬する炭素鋼から構成した。外板厚さを 2.4　cm に固定し、レジン厚さを 15　cm とした条件で、本体胴の炭素鋼厚さを 4.8、14.4、24　cm に変化させた。また、本体胴の炭素鋼厚さを 24　cm に固定した条件で、レジン厚さを 5、10、15 cm に変化させた。これにより、キャスク模擬体系における各遮蔽層の厚さが中性子透過特性に及ぼす影響を評価した。

透過中性子の測定には、^{3}He 比例計数管と直径 3 インチ、5 インチおよび 9.5 インチのポリエチレン減速材を組み合わせたボナー球、ならびに中性子サーベイメータ NSN2 を使用した。実験体系の断面図を図 2 に示す。

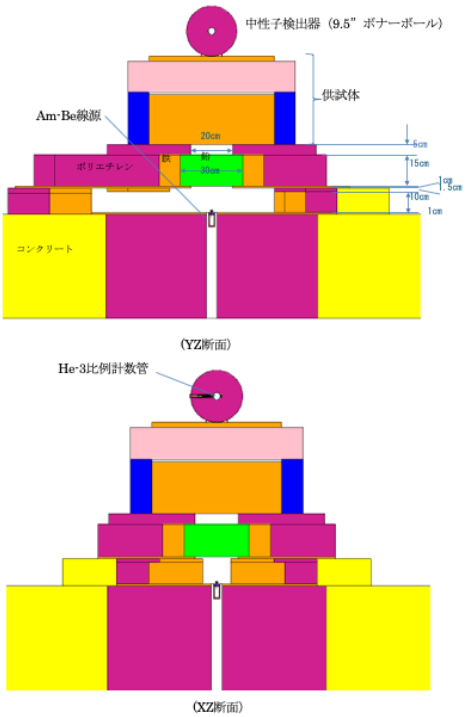


図 2　中性子透過ベンチマーク実験体系の断面図

2.2　中性子透過実験の解析方法と結果

中性子透過実験により得られた測定結果に対し、モンテカルロ放射線輸送計算コード MCNP6.3 [2]と、JENDL-5 に基づく ACE-J50 断面積ライブラリ [3]を用いた解析を実施した。計算では、線源、コリメータ、鉛および供試体に加え、実験室の床、壁および天井をモデル化し、室内散乱の影響を考慮した。ボナー球については、ポリエチレン減速材と ^{3}He 比例計数管をモデル化し、^{3}He(n,p)反応率から計数率を評価した。NSN2 については、中性子フルエンスに検出器応答関数 [4]を適用して計数率を評価した。

実験結果と計算結果の一致度は、計算値 (Calculation) と実験値 (Experiment) の比である C/E を用いて評価した。

(1) 炭素鋼およびステンレス鋼の単一材料体系

炭素鋼およびステンレス鋼の単一材料体系では、遮蔽厚さの増加に伴う中性子計数率の減少が確認された。各体系の計数率および C/E を表１および表２に、遮蔽厚さに対する C/E の変化を図３および図４に示す。

炭素鋼では、遮蔽厚さの増加に伴って計算値が実験値を下回る傾向が認められた。約 20 cm 以上では、3 インチ、5 インチおよび 9.5 インチのボナー球に対する C/E は、それぞれ約 0.90、0.85 および 0.87 でほぼ一定となった。ステンレス鋼では炭素鋼よりも実験値との一致が良好であり、10 cm 以上における C/E は、3 インチ球で約 0.95、5 インチ球および 9.5 インチ球で約 0.90 であった。

核データの変更による比較および感度解析から、検出器応答には供試体の断面積に加え、スペクトル調整材として配置した鉛の断面積も影響することが示された。計算値と実験値の差異の解明には、供試体および鉛の核データに加え、線源エネルギースペクトル等の入力条件についても検討を進める必要がある。

(2) キャスク模擬体系

キャスク模擬体系では、炭素鋼、レジンおよび炭素鋼外板からなる複合遮蔽体系について、中性子計数率の実験値と計算値を比較した。各実験ケースの遮蔽層構成、計数率および C/E を表３に示す。

レジン厚さを 15 cm、外板厚さを 2.4 cm に固定した条件では、本体胴の炭素鋼厚さの増加に伴って中性子計数率が減少した。また、本体胴の炭素鋼厚さを 24 cm、外板厚さを 2.4 cm に固定した条件では、レジン厚さの増加に伴って中性子計数率が減少した。本体胴の炭素鋼厚さおよび外板厚さを固定した条件における、レジン厚さに対する C/E の変化を図５に示す。

キャスク模擬体系の全５ケースにおける C/E は、ボナー球および NSN2 を合わせて概ね 0.88～1.09 の範囲にあった。計算結果は、遮蔽層の厚さの変化に伴う計数率の減衰傾向を概ね再現した。一方、本体胴の炭素鋼厚さ 24 cm、レジン厚さ 5 cm、外板厚さ 2.4 cm の条件では、すべての検出器で計算値が実験値を下回り、C/E は概ね 0.88～0.92 となった。

以上より、単一材料体系およびキャスク模擬体系の中性子透過特性に関するベンチマークデータを取得し、MCNP6.3 による解析結果との比較を通じて、遮蔽構成および検出器に応じた計算値と実験値の差異を整理した。

表１　炭素鋼の厚さに対するボナー球、サーベイメータの計数率の実験値と計算値の比較

case	Thickness of Carbon steel (cm)	Bonner Ball						Neutron survey meter NSN2	
		3"		5"		9.5"			
		cps	C/E	cps	C/E	cps	C/E	cps	C/E
0	0.0	1,193	1.32 ±0.3%	2,332	0.981 ±0.3%	1,000	0.949 ±0.3%	1,632	0.932 ±0.1%
F- 1	4.8	648	1.01 ±0.5%	1,429	0.892 ±0.2%	584	0.926 ±0.3%	1,001	0.887 ±0.2%
F- 2	9.6	387	0.943 ±0.4%	882	0.877 ±0.3%	346	0.912 ±0.2%	617	0.868 ±0.3%
F- 3	14.4	248	0.928 ±0.4%	576	0.869 ±0.2%	214	0.909 ±0.1%	390	0.872 ±0.2%
F- 4	19.2	167	0.910 ±0.3%	389	0.866 ±0.3%	139	0.896 ±0.2%	257	0.872 ±0.3%
F- 5	24.0	116	0.908 ±0.4%	272	0.857 ±0.3%	94.1	0.881 ±0.4%	177	0.858 ±0.3%
F- 6	30.0	77.7	0.899 ±0.3%	178	0.853 ±0.3%	58.3	0.882 ±0.3%	113	0.854 ±0.3%
F- 7	36.0	53.8	0.895 ±0.4%	120	0.849 ±0.3%	37.4	0.877 ±0.3%	73.5	0.847 ±0.4%
F- 8	42.0	37.8	0.904 ±0.4%	82.2	0.849 ±0.4%	24.8	0.873 ±0.5%	48.7	0.849 ±0.5%
F- 9	48.0	27.6	0.902 ±0.4%	57.6	0.844 ±0.4%	16.7	0.865 ±0.3%	32.0	0.876 ±0.6%

表２　ステンレス鋼の厚さに対するボナー球、サーベイメータの計数率の実験値と計算値の比較

Config.	厚さ (cm)	C/E			
		Bonner Ball			NSN2
	SUS304	3"	5"	9.5"	
S- 0	0	1.32 ±0.28%	0.981 ±0.25%	0.949 ±0.25%	0.932 ±0.14%
S- 1	5	1.04 ±0.33%	0.915 ±0.24%	0.944 ±0.27%	0.899 ±0.26%
S- 2	10	0.980 ±0.32%	0.907 ±0.26%	0.931 ±0.28%	0.898 ±0.27%
S- 3	15	0.967 ±0.52%	0.898 ±0.62%	0.899 ±0.59%	0.889 ±0.51%
S- 4	20	0.956 ±0.78%	0.904 ±0.65%	0.912 ±0.29%	0.882 ±0.63%
S- 5	25	0.954 ±0.99%	0.888 ±0.49%	0.901 ±0.95%	0.868 ±0.77%

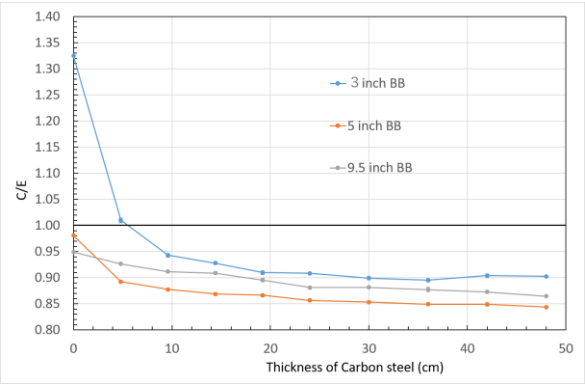


図３　炭素鋼の遮蔽厚さに対する中性子計数率の C/E

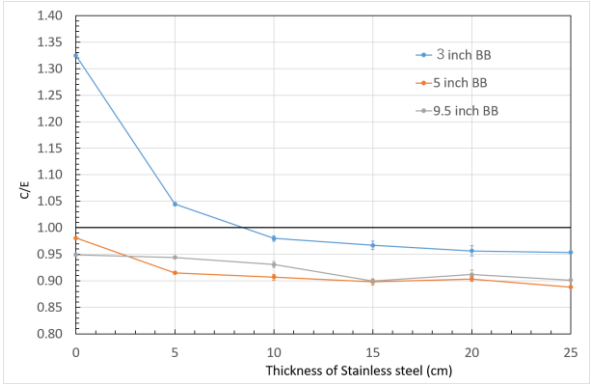


図４　ステンレス鋼の遮蔽厚さに対する中性子計数率の C/E

表３　キャスク模擬体の遮蔽厚さに対するボナー球、サーベイメータの計数率の実験値と計算値の比較

Case	Thickness (cm)			C/E			
				Bonner Ball			Neutron survey meter NSN2
	Carbon Steel	NS-4-FR	Carbon Steel	3"	5"	9.5"	
C- 1	4.8	15	2.4	1.06 ±1.0%	1.07 ±0.9%	1.11 ±0.9%	1.05 ±0.7%
C- 2	14.4	15	2.4	1.04 ±1.1%	1.02 ±0.9%	1.09 ±0.9%	1.02 ±1.0%
C- 3	24	15	2.4	1.00 ±0.7%	1.00 ±1.1%	1.05 ±0.7%	0.984 ±0.5%
C- 4	24	10	2.4	0.993 ±1.0%	0.949 ±0.9%	1.03 ±1.0%	0.951 ±0.9%
C- 5	24	5	2.4	0.919 ±0.8%	0.910 ±0.8%	0.948 ±1.1%	0.901 ±0.6%

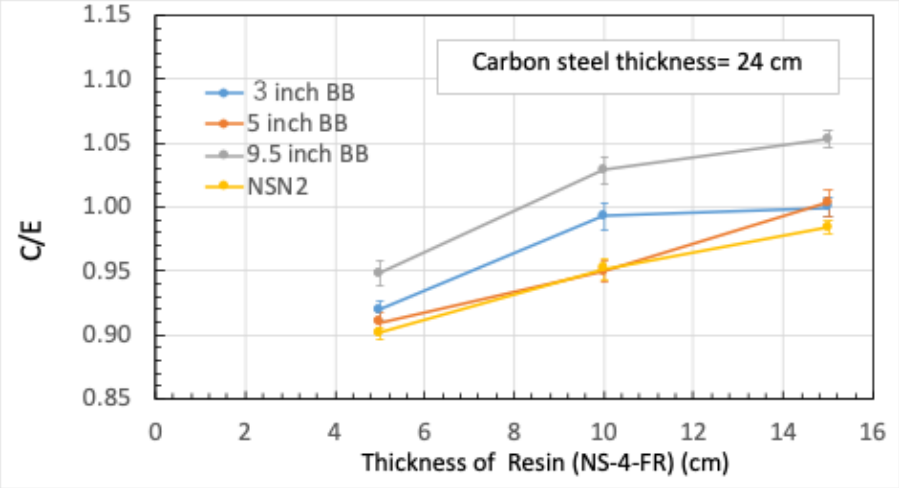


図５　キャスク模擬体におけるレジン厚さに対する中性子計数率の C/E

2.3　中性子照射による二次ガンマ線の測定・解析結果

中性子照射によって遮蔽材で生成される二次ガンマ線を評価するため、Am-Be 線源を用いた中性子透過実験において、3 インチ NaI シンチレータによる波高分布の測定を実施した。測定対象は、キャスク模擬体系の C-3 および C-4、ステンレス鋼 25 cm の単一材料体系 S-5、ならびに炭素鋼 24 cm の単一材料体系 F-5 とした。

供試体に由来するガンマ線成分を評価するため、供試体と検出器の間に厚さ 15 cm の鉛遮蔽体を設置した場合と、設置しない場合の測定を行った。両者の差を取ることにより、供試体外の遮蔽体や壁等で発生するガンマ線、および検出器内での中性子反応に由来する成分の寄与を低減した。得られた波高分布に G 関数を適用し、二次ガンマ線の 1 cm 線量当量率を評価した。

（1）キャスク模擬体系の測定結果

本体胴の炭素鋼厚さ 24 cm、外板厚さ 2.4 cm の条件で、レジン厚さ 15 cm の C-3 と 10 cm の C-4 を比較した。鉛遮蔽体の有無による差から求めた二次ガンマ線の 1 cm 線量当量率は、C-3 で 1.02×10^{-2} μSv/h、C-4 で 2.14×10^{-2} μSv/h であり、レジン厚さの大きい条件で低い値となった。

また、C-3 体系を対象として、厚さ 2.4 cm の炭素鋼外板の有無による影響を調べた。波高分布および線量寄与の比較結果を図６に示す。外板を設置した条件では低エネルギー領域の寄与が減少しており、キャスクの二次ガンマ線評価において、炭素鋼外板の遮蔽効果を考慮する必要があることが示された。

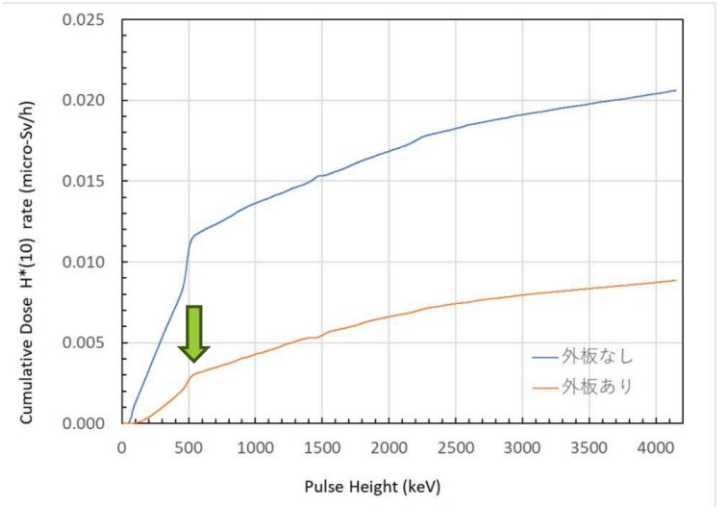


図６　キャスク模擬体系における炭素鋼外板の有無による累積１ cm 線量当量率の比較

(2) 単一材料体系の測定結果

ステンレス鋼 25 cm の S-5 および炭素鋼 24 cm の F-5 について、測定した波高分布を図 7 に示す。鉛遮蔽体の有無による差から求めた二次ガンマ線の 1 cm 線量当量率は、S-5 で 5.42×10^{-2} μSv/h、F-5 で 7.90×10^{-2} μSv/h であった。これらは、それぞれの供試体寸法、厚さおよび配置条件における測定結果として整理した。

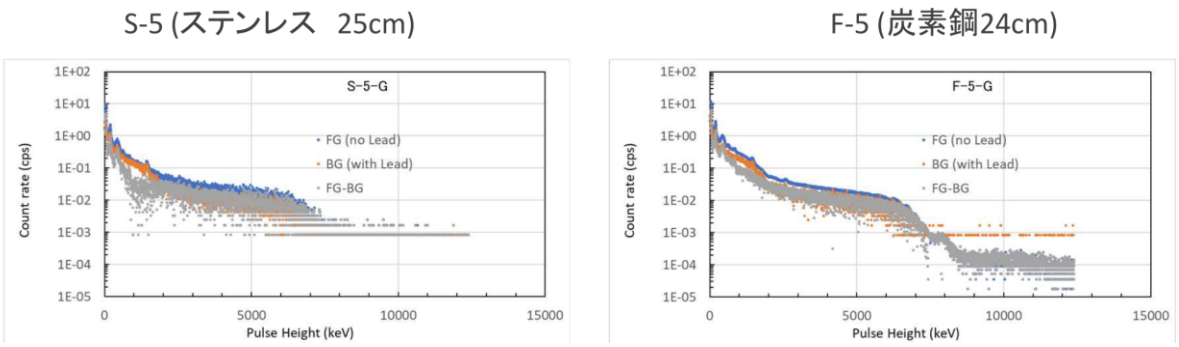


図７　ステンレス鋼 25 cm および炭素鋼 24 cm の体系における二次ガンマ線の波高分布

(3) 計算結果との比較

測定結果と MCNP6.3 による計算結果の比較を表４に示す。計算では、ICRP Publication 74 [5]の線量換算係数を用いて１ cm 線量当量率を評価し、測定と同様に、検出器前方の鉛遮蔽体の有無による差を比較した。

JENDL-5 を用いた計算の C/E は、キャスク模擬体系の C-3 で 1.25、C-4 で 1.10、ステンレス鋼体系の S-5 で 1.06、炭素鋼体系の F-5 で 0.746 となった。計算値は C-3、C-4 および S-5 では実験値を上回り、F-5 では下回った。

鉛遮蔽体の有無それぞれの条件における実験値と計算値の差については、キャスク模擬体系では実測したバックグラウンド線量率に近い値であった一方、単一材料体系ではそれより大きな差が残った。このため、二次ガンマ線の計算精度を評価する際には、供試体での生成・透過に加え、バックグラウンド成分の評価および実験体系のモデル化についても検討する必要がある。

表４　二次ガンマ線の１ cm 線量当量率の実験値と計算値の比較

表中の鉛の有無は、供試体と検出器の間に設置した鉛遮蔽体の有無を示す。

Configuration		H*(10) rate（μSv/h） Calcurated JENDL-5	H*(10) rate（μSv/h） Exp. measured	net 2nd. γ C/E	H*(10) rate Calcurated ENDF/B-VIII.0	net 2nd. γ C/E	Background (E-C)（μSv/h）
C-3 Iron 24cm Resin 15cm	without Lead	1.51E-02 ±0.8%	3.16E-02 ±0.03%	1.25	1.55E-02 ±1.2%	1.30	0.0165
	with Lead	2.28E-03 ±2.4%	2.04E-02 ±0.12%		2.26E-03 ±1.9%		0.0181
	net 2nd. γ	1.28E-02 ±1.0%	1.02E-02 ±0.40%		1.33E-02 ±1.4%		Av. 0.0173
C-4 Iron 24cm Resin 10cm	without Lead	2.95E-02 ±0.6%	4.50E-02 ±0.15%	1.10	3.10E-02 ±0.7%	1.17	0.0155
	with Lead	6.00E-03 ±4.3%	2.36E-02 ±0.17%		5.91E-03 ±1.3%		0.0176
	net 2nd. γ	2.35E-02 ±1.3%	2.14E-02 ±0.37%		2.51E-02 ±0.9%		Av. 0.0165
S-5 SUS 25cm	without Lead	1.04E-01 ±2.2%	1.38E-01 ±0.12%	1.06	1.09E-01 ±1.0%	1.09	0.0337
	with Lead	4.71E-02 ±1.3%	8.38E-02 ±0.15%		5.03E-02 ±0.9%		0.0367
	net 2nd. γ	5.73E-02 ±4.1%	5.42E-02 ±0.39%		5.92E-02 ±2.0%		Av. 0.0352
F-5 Iron 24cm	without Lead	1.11E-01 ±0.8%	1.83E-01 ±0.01%	0.746	1.18E-01 ±0.7%	0.812	0.0727
	with Lead	5.17E-02 ±1.5%	1.04E-01 ±0.12%		5.43E-02 ±0.9%		0.0527
	net 2nd. γ	5.89E-02 ±2.0%	7.90E-02 ±0.17%		6.41E-02 ±1.5%		Av. 0.0627
Background (measured)							0.0197 ±0.15%

なお、Co-60 線源によるガンマ線透過試験の結果ならびに各実験の詳細条件および補足的な検討については、詳細版報告書に記載した。

３．多群断面積ライブラリの作成と検証

3.1　多群断面積ライブラリの整備

放射性物質輸送容器の遮蔽評価における計算精度と計算効率の両立を目的として、評価済み核データライブラリ JENDL-5 に基づく多群断面積ライブラリの整備を実施した。

本研究では、JENDL-5 に基づく MATXS-J50 ライブラリ [6]を基に、離散座標法（Sn 法）による遮蔽解析に適した微視的実効断面積ライブラリを作成した。エネルギー群構造には、中性子 175 群、ガンマ線 42 群を採用し、共鳴自己遮蔽効果および熱中性子領域における群縮約条件について検討した。

多群断面積ライブラリの作成フローを図８に示す。ライブラリ作成にあたっては、TRANSX2.15 コード[7]を用いて、中性子 200 群、ガンマ線 42 群の微視的実効断面積を生成した。その後、AMPX-77 [8]システムの COMAND コードを用いて、中性子断面積を 200 群から 175 群へ縮約した。熱中性子領域では Maxwell 分布、熱外領域の一部では 1/E スペクトルを重み関数として使用した。

作成したライブラリは、ANISN 形式で出力し、ANISN、DORT、TORT 等の Sn 法輸送計算コード [9]で利用可能とした。これにより、輸送容器の遮蔽設計における多群輸送計算に適用可能な断面積データを整備した。

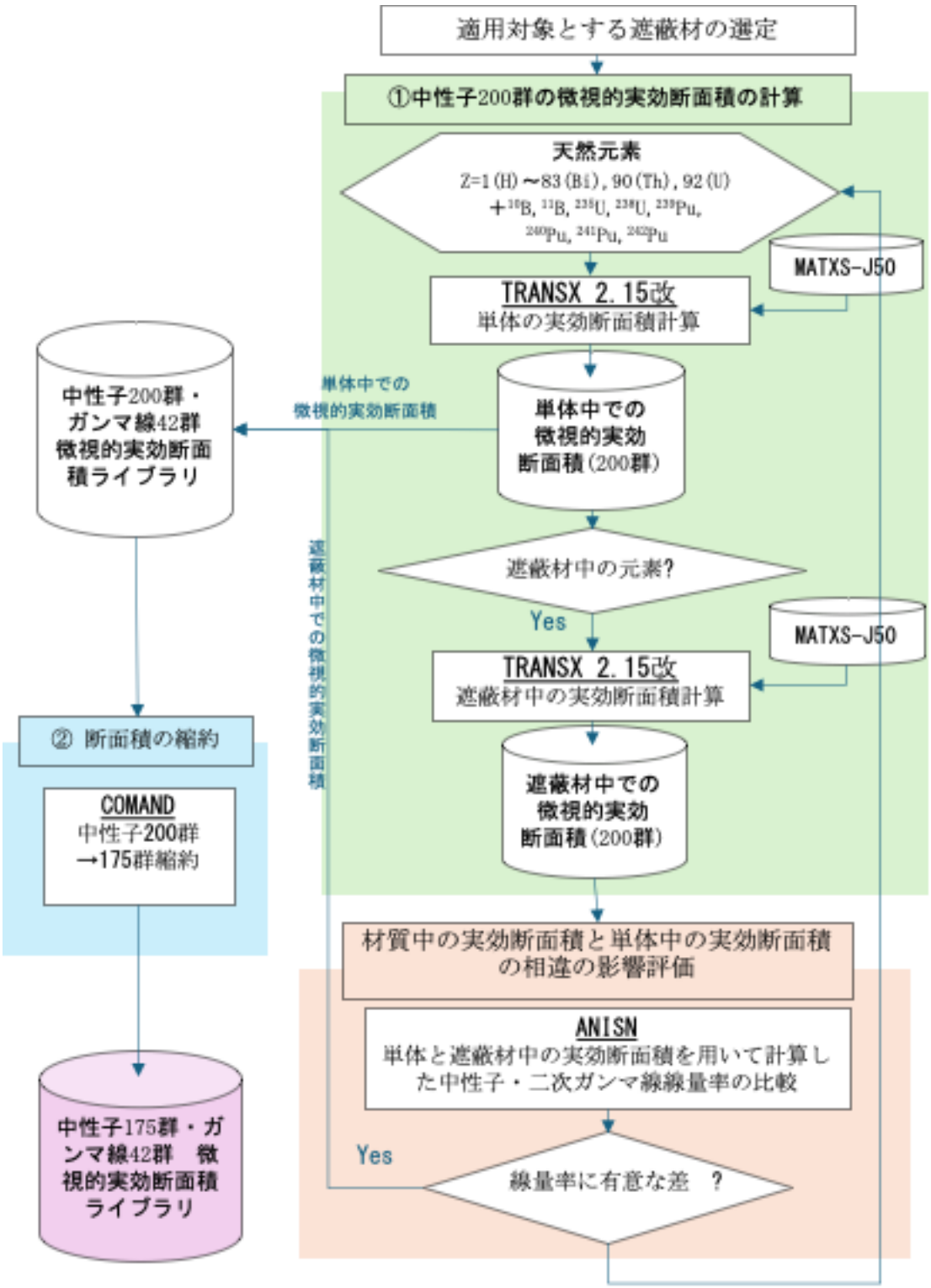


図８　JENDL-5 に基づく多群断面積ライブラリの作成フロー

3.2　多群断面積ライブラリの精度検証

本研究で作成した多群断面積ライブラリの動作および遮蔽計算への適用性を確認し、その妥当性を検証するため、1 次元 Sn 法輸送計算コード ANISN [10]による計算結果と、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.3 による計算結果を、同一の計算体系および線源条件の下で比較した。

検証には、使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスクの径方向遮蔽構造を模擬した 1 次元球体系を用いた。計算モデルを図 9 に示す。遮蔽体は、内側から炭素鋼 24 cm、中性子遮蔽材 NS-4-FR 15 cm および炭素鋼外板 2.4 cm から構成した。中性子源は、内側の真空領域に一様に分布する体積線源とし、Pu-239 の熱中性子核分裂スペクトルを用いた。

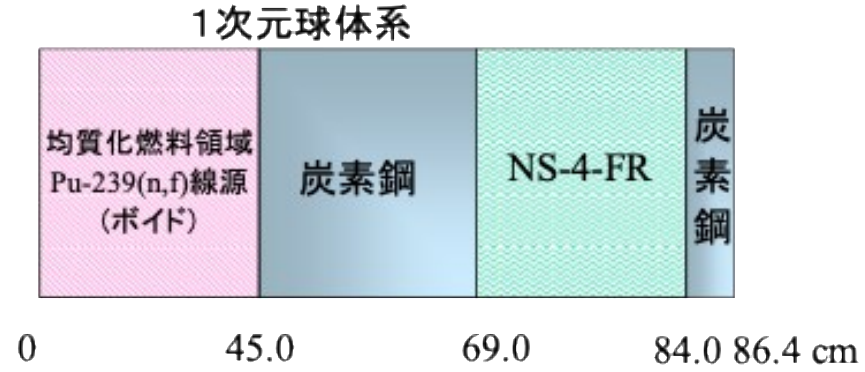


図９　多群断面積ライブラリの精度検証に用いたキャスク模擬体系

作成したライブラリを用いる ANISN 計算では、中性子 175 群、ガンマ線 42 群の群構造を採用し、角度分点数を S128、散乱角のルジャンドル展開次数を P5 とした。比較対象として、オリジナルの MATXS-J50 ライブラリを用いた ANISN 計算、および ACE-J50 ライブラリを用いた MCNP6.3 計算を実施した。各遮蔽領域の境界等における中性子および二次ガンマ線の実効線量率の比較結果を表５に示す。

表５　キャスク模擬体系における Sn 法とモンテカルロ法による実効線量率の比較

位置	中性子実効線量率　(μSv/h)/(n/s)				①/MCNP	①/②
	ANISN		MCNP			
	①	②				
線源外面	2.10E-04	2.11E-04	2.26E-04	±0.03%	0.927	0.995
炭素鋼（内側）外面	1.86E-05	1.86E-05	1.83E-05	±0.04%	1.02	1.00
NS-4-FR外面	6.89E-08	6.79E-08	7.33E-08	±0.10%	0.940	1.01
炭素鋼（外側）外面	3.87E-08	3.78E-08	3.79E-08	±0.07%	1.02	1.02
位置	二次ガンマ線実効線量率　(μSv/h)/(n/s)				①/MCNP	①/②
	ANISN		MCNP			
	①	②				
線源外面	5.12E-07	5.14E-07	5.04E-07	±0.31%	1.02	1.00
炭素鋼（内側）外面	1.68E-07	1.68E-07	1.69E-07	±0.19%	0.992	1.00
NS-4-FR外面	3.67E-08	3.68E-08	3.67E-08	±0.15%	1.00	1.00
炭素鋼（外側）外面	1.05E-08	1.06E-08	1.09E-08	±0.12%	0.957	0.985

ANISN①　　本研究で作成した多群断面積ライブラリによる 1 次元 Sn 法計算値

ANISN②　　オリジナルの MATXS-J50 ライブラリによる 1 次元 Sn 法計算値

MCNP　　MCNP6.3 および ACE-J50 ライブラリによるモンテカルロ法計算値

中性子実効線量率については、作成したライブラリを用いたANISNとMCNP6.3の計算値の比が0.927～1.02となり、評価した各位置で概ね一致した。炭素鋼本体胴の外面および炭素鋼外板の外面では比が1.02となり、NS-4-FR外面では0.940となった。また、オリジナルのMATXS-J50を用いたANISN計算との比は0.995～1.02であった。

二次ガンマ線実効線量率についても、作成したライブラリを用いたANISNとMCNP6.3の計算値の比は0.957～1.02となり、概ね一致した。炭素鋼外板の外面では比が0.957となった。また、オリジナルのMATXS-J50を用いたANISN計算との比は0.985～1.00であった。

以上より、対象としたキャスク模擬計算体系において、作成した多群断面積ライブラリを用いた計算の動作を確認するとともに、中性子および二次ガンマ線の実効線量率について、連続エネルギーモンテカルロ計算との整合性を確認した。

3.3　簡易遮蔽評価手法の適用性

輸送容器の遮蔽設計においては、設計段階や評価対象に応じて、計算精度と計算負荷のバランスを考慮した評価手法を選択することが重要である。

本研究では、詳細な放射線輸送計算を行うモンテカルロ法（MCNP6.3）に加え、多群断面積ライブラリを用いた離散座標法（ANISN）および点減衰核法に基づく簡易遮蔽計算コード（POKER）の適用性を検討した。

ANISNによるSn法計算は、多群断面積を用いて中性子およびガンマ線の輸送を評価する手法であり、一次元体系に近似できる遮蔽問題への適用が想定される。一方、POKERは、放射線の減衰を指数関数的に近似し、ビルドアップ係数によって散乱線の寄与を補正する手法であり、設計初期段階における概略評価への利用が期待される。

POKERについては、主としてCo-60線源を用いたガンマ線透過実験条件を対象に試算を実施し、遮蔽厚さに対する透過線量の変化傾向を確認した。

これらの検討により、遮蔽評価手法ごとの特徴を整理するとともに、設計段階に応じた評価手法の選択に向けた基礎的な知見を得た。

４．データベースの整備と事業的活用に向けた展開

4.1　多群断面積データベースの整備

本研究で作成した多群断面積ライブラリを既存の放射線輸送計算コードで利用できるようにするため、データ構造および入出力仕様を整理した。

多群断面積ライブラリの形式には、ANISN、DORT、TORT 等の Sn 法輸送計算コードで利用されている Material Organized Tape（MOT）形式を採用した。本形式では、材料ごとに中性子およびガンマ線の各エネルギー群に対応する断面積データが整理されており、計算コードから必要なデータを読み出して利用できる。

また、入出力仕様には32ビットのバイナリ形式を採用し、IEEE little endian形式に基づくデータの取り扱いを整理した。これにより、既存の計算環境との互換性やデータの再利用性に配慮した構成とした。

以上により、新たな専用計算コードを開発することなく、既存の輸送計算コードと組み合わせて遮蔽評価に利用できる多群断面積データベースを整備した。

4.2　遮蔽設計への適用と今後の展開

本研究で得られたベンチマークデータおよび遮蔽計算手法の検証結果を踏まえ、「輸送容器遮蔽設計に向けた簡易遮蔽評価ガイドライン（案）」を作成した。

本ガイドライン案では、輸送容器の設計段階に応じた評価手法の選択を基本方針とし、設計初期段階では点減衰近似等による概略評価を、詳細設計段階では多群断面積ライブラリを用いた数値解析等による詳細評価を行う考え方を整理した。

また、評価に用いる遮蔽材の組成、線源条件および幾何形状の設定が計算結果に及ぼす影響について留意事項をまとめた。特に、簡易的な評価が困難な複雑形状や特殊な遮蔽条件については、詳細な放射線輸送計算による評価が必要となる。

今後は、ベンチマークデータの蓄積および多群断面積データベースの拡充を進めるとともに、評価手法の精度検証を継続し、輸送容器の遮蔽設計および安全評価への適用を図る。

５．結論

本研究では、放射性物質の陸上・海上・航空輸送における遮蔽・線量評価手法の合理化を目的として、代表的遮蔽材のベンチマーク実験、多群断面積ライブラリの整備、および遮蔽評価手法の精度・適用性に関する検討を実施した。

まず、炭素鋼およびステンレス鋼の単一材料体系と、炭素鋼・レジン・炭素鋼外板からなるキャスク模擬体系を対象として、中性子透過実験を実施した。MCNP6.3 による解析結果との比較を通じて、遮蔽構成および検出器に応じた計算値と実験値の差異を整理した。また、中性子照射による二次ガンマ線の測定・解析により、キャスク模擬体系の外板による遮蔽効果と、各体系における線量当量率の評価上の課題を整理した。Co-60 線源によるガンマ線透過試験については、詳細版報告書に結果を記載した。

次に、JENDL-5 に基づく MATXS-J50 ライブラリを利用し、中性子 175 群、ガンマ線 42 群の多群断面積ライブラリを作成した。対象としたキャスク模擬計算体系において、作成したライブラリを用いた ANISN の計算結果を MCNP6.3 と比較し、中性子および二次ガンマ線の実効線量率が概ね一致することを確認した。

さらに、多群断面積ライブラリを既存の輸送計算コードで利用するためのデータ構造および入出力仕様を整備し、遮蔽設計における評価手法の選択を支援するガイドライン案を作成した。

以上により、放射性物質輸送容器の遮蔽設計および安全評価の合理化に資する基礎的な評価基盤を整備した。今後は、ベンチマークデータの拡充と評価手法のさらなる検証を進め、実務的な遮蔽設計への適用および国際標準化に向けた展開を図る。

６．知的財産権取得状況

特許出願：0 件

プログラム著作権登録：1 件

７．研究成果発表実績

(1) 口頭発表（実施済み）

国内　1 件

第 10 回交通運輸技術フォーラム

(2)国際会議発表予定

海外：3 件（発表採択済み）

ICRS15-RPSD2026（2026 年 10 月 25～29 日、韓国・済州島）において、研究成果に関する 3 件の口頭発表を予定している。

８．参考文献

[1] O. Iwamoto et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 5: JENDL-5,” J. Nucl. Sci. Technol., 60, 1-60 (2023).

[2] J. A. Kulesza et al., “MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual,” LA-UR-22-30006 Rev.1, Los Alamos National Laboratory (2022).

[3] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/ACE-J50

[4] J. Saegusa et al., Nucl. Instrm. Meth. Res., A516, 193-202 (2004).

[5] ICRP, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP Publication 74, Ann. ICRP 26(3-4) (1996).

[6] 今野 力, “JENDL-5 の MATXS ライブラリ作成,” JAEA-Data/Code 2025-016 (2026).

[7] R. E. MacFarlane, “TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries,” LA-12312-MS (1992).

[8] N. M. Greene et al., “AMPX-77: A Modular Code System,” ORNL/CSD/TM-283 (1992).

[9] Oak Ridge National Laboratory, “DOORS3.2 Transport Code System,” CCC-639 (1998).

[10] W. W. Engle, “A User’s Manual for ANISN,” K-1693 (1967).