

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における 最新解析手法に係る評価手法の研究

Research on Evaluation Methods Related to the Latest Analysis Techniques in
the Fields of Transportation and Storage of Spent Fuels

後神 進史 森 憲治 菱田 政清

GOKO Shinji, MORI Kenji, and HISHIDA Masakiyo

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和6年6月

June 2024

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における
最新解析手法に係る評価手法の研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門
後神 進史 森 憲治 菱田 政清

要 旨

本研究は、使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野の許認可等の申請にモンテカルロ粒子輸送計算コード（以下「モンテカルロコード」という。）による遮蔽評価結果が使用された場合、適切に審査を実施できるよう、必要な知見を得ることを目的として、令和2年度から令和5年度まで原子力規制庁が実施したものである。

許認可等の申請で使用実績の無い、あるいは実績が乏しい解析コードが使用される場合、規制側は適用妥当性を確認する必要がある。その方法論の一つが解析コードの検証と妥当性確認（Verification and Validation）（以下「V&V」という。）であり、近年ではその技術に対する研究が進展し、日本原子力学会においても学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」（以下「学会標準」という。）としてまとめられた。本研究では、前述学会標準を基礎として外部有識者の意見を取り入れながら、モンテカルロコードによって遮蔽解析を実施する場合の具体的な V&V 手順について検討を行った。検討の過程では妥当性確認実験の実施を含め、検討中の V&V 手順に沿った試行作業を国産のモンテカルロコードである Particle and Heavy Ion Transport code System ; PHITS 等を用いて行い、得られた知見を反映することで V&V 手順の高度化を図った。それらの成果は「使用済燃料等の輸送・貯蔵におけるモンテカルロ法放射線遮蔽解析の検証と妥当性確認の手順書」（以下「V&V 手順書」という。）として取りまとめた。

許認可等の審査の際に規制側は評価結果の信頼性を確認する必要があるため、上記のモンテカルロコードによる遮蔽評価結果に対する信頼性確認手法について、本研究では日本原子力学会の特別専門委員会の成果報告書である「モンテカルロ法による放射性物質輸送容器の遮蔽安全評価手法の高度化」を参照し外部有識者の意見を取り入れながら検討を行った。検討の過程では、モンテカルロコードを用いた検証解析により検討内容の定量的な確認を行い、得られた知見を反映することでモンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の高度化を図った。それらの成果は「使用済燃料等の輸送・貯蔵におけるモンテカルロ法放射線遮蔽解析の評価結果の信頼性確認手法」（以下「信頼性確認に係る

技術文書」という。)として取りまとめた。

以上の研究過程で得られた知見は、研究期間中においても輸送・貯蔵分野の許認可等の審査で活用した。本研究で作成した技術文書は今後の許認可等の審査における技術的な妥当性確認の判断材料となる。

なお、PHITS コードを用いた V&V 手順の試行作業等は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）及び一般財団法人高度情報科学技術研究機構（以下「RIST」という。）への委託により実施した。

Research on Evaluation Methods Related to the Latest Analysis Techniques
in the Fields of Transportation and Storage of Spent Fuels

GOKO Shinji, MORI Kenji, and HISHIDA Masakiyo
Division of Research for Reactor System Safety,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The purpose of this research project is to obtain knowledge to appropriately review the results of shielding evaluations using Monte Carlo particle transport calculation code used for license applications in the fields of transportation and storage of spent fuel, etc. The project was conducted by S/NRA/R from FY2020 to FY2023.

When an analysis code with no or poor usage achievements in license process is used, regulators have to confirm the appropriateness of the application. One of the methods is technique of Verification and Validation, V&V, for analysis codes, which have been studied in recent years. Related a standard “Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations: 2015”, has been compiled by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ). In this study, we developed specific V&V procedures for shielding analysis using Monte Carlo codes, based on the above standard and incorporating the opinions of outside experts. As part of this study, we conducted validation experiments and some trials of proposed V&V procedures using a domestic Monte Carlo code, Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS). We have improved the proposed V&V procedures by incorporating the knowledge gained from those efforts. Finally, the results were summarized as a “V&V procedure manual of shielding analysis using Monte Carlo code in the fields of transportation and storage of spent fuels”.

During reviewing an application by licensees, regulators also have to confirm the reliability of evaluation results. In this study, we considered the reliability confirmation method for the shielding evaluation results using the Monte Carlo code, referring to a results report of the research expert committee in AESJ “Development of shielding safety assessment method for radiation shielding evaluation of transport casks by Monte Carlo calculation” and incorporating the opinions of outside experts. As part of this study, we quantitatively confirmed of the reliability confirmation method considered in our study by verification analysis using Monte Carlo code. We have improved the proposed reliability confirmation method by incorporating

the knowledge gained from those efforts, and finally the results were summarized as a technical document “Reliability confirmation method for shielding analysis results using Monte Carlo code in the fields of transportation and storage of spent fuels”.

The knowledge obtained through the above research process was utilized during the research period as well in permit reviews in the fields of transportation and storage. The technical documents created in this research will be used as materials for confirming technical validity in future licensing examinations.

The trial works on the proposed V&V procedures using the PHITS were commissioned to the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) and Research Organization for Information Science and Technology (RIST).

目次

1. 序論	1
1.1 背景	1
1.2 目的	2
1.3 全体工程	2
2. 本論	4
2.1 モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充	4
2.1.1 V&V 手順の検討	7
2.1.2 Verification の実施	12
2.1.3 Validation の実施	12
2.2 モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充	19
2.2.1 遮蔽評価結果の信頼性確認項目の検討	20
2.2.2 検証解析の実施	21
3. 結論	29
3.1 成果の要点	29
3.1.1 モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充	29
3.1.2 モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充	29
3.2 目的（目標）の達成状況	29
3.3 成果の公表等	29
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	29
3.3.2 委託先による公表	31
3.4 成果の活用等	31
3.5 今後の課題等	31
参考文献一覧	33
執筆者一覧	36

表 目 次

表 1.3.1	委託による研究内容	3
表 2.1.1.1	V&V の適用範囲における素過程の整理表の例	10
表 2.1.1.2	V&V の適用範囲における輸送現象の整理表の例 (使用済燃料乾式貯蔵施設)	10
表 2.1.1.3	実験の不確かさ因子の整理表の例	11
表 2.2.2.1	金属キャスク体系の感度解析条件	23
表 2.2.2.2	使用済燃料乾式貯蔵施設体系の感度解析条件	23

目 次

図 1.3.1	全体工程	3
図 2.1.1	原子力学会標準におけるモデル V&V のフロー	5
図 2.1.2	本研究事業で取りまとめた V&V 手順のフロー	6
図 2.1.1.1	V&V 手順における不確かさ評価	9
図 2.1.3.1	球形状供試体を用いた実験装置の配置	16
図 2.1.3.2	球形状供試体の内部構造	16
図 2.1.3.3	平板供試体を用いた実験装置の配置	17
図 2.1.3.4	平板供試体を用いた実験配置の断面図	17
図 2.1.3.5	トラニオン部モックアップを用いた実験装置の配置	18
図 2.1.3.6	トラニオン部モックアップを用いた実験配置の断面図	18
図 2.2.1	解析体系モデル（形状・寸法）に対する確認フロー図	20
図 2.2.2.1	金属キャスク体系の基本解析モデル	24
図 2.2.2.2	金属キャスク体系の感度解析モデルの例	25
図 2.2.2.3	金属キャスク体系の感度解析結果の例	26
図 2.2.2.4	使用済燃料乾式貯蔵施設体系の基本解析モデル（貯蔵建屋）	27
図 2.2.2.5	使用済燃料乾式貯蔵施設体系の感度解析結果の例	28
図 2.2.2.6	統計誤差の計算の進展に伴う変化の例	28

略 語 表

FOM	Figure of Merit (モンテカルロコードにおける計算効率に係る統計指標)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (日本原子力研究開発機構)
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library (日本製の評価済み核データライブラリ)
MCNP	Monte Carlo N-Particle (米国製のモンテカルロ粒子輸送計算コードの名称)
PDF	Probability Density Function (モンテカルロコードにおける確率密度関数に係る統計指標)
PHITS	Particle and Heavy Ion Transport code System (粒子・重イオン輸送統合コードシステム)
PWR	Pressured Water Reactor (加圧水型原子炉)
RI	Radio Isotope (放射性同位元素)
RIST	Research Organization for Information Science and Technology (高度情報科学技術研究機構)
VOV	Variance of the Variance (モンテカルロコードにおける分散の分散を示す統計指標)
V&V	Verification and Validation (検証と妥当性確認)

用語の定義

アクチノイド核種	原子番号 89 のアクチニウムから原子番号 103 のローレンシウムまでの元素であり、すべて放射性核種。
核燃料輸送物	輸送容器に輸送対象物であり放射線源となる核燃料等を装荷し輸送荷姿の状態にしたもの。
核分裂生成物	ウラン等のアクチノイド核種が核分裂反応を起こした後に残る分裂片の原子核。
乾式貯蔵キャスク	使用済燃料を数十年間にわたり中間貯蔵する際に用いられる金属キャスクである。使用済燃料の腐食等を防ぐために内部の水分は除去され、ヘリウムガスが充填される。
キャスク	新燃料、使用済燃料、放射性廃棄物等の輸送及び使用済燃料の貯蔵のために構造強度、除熱機能、閉じ込め機能、遮蔽機能及び臨界防止機能を持つ堅牢な容器。金属製及びコンクリート製があるが、本文書では金属製のキャスクのみを扱う。
検証と妥当性確認 (V&V)	解析コードの数値解法精度を検証し、測定値との比較によって解析結果の妥当性を確認することにより、解析コードの予測性能を定量評価する技術。英表記の Verification and Validation より一般的に V&V と呼ばれる。
光電効果	物質が光を吸収して電子が放出される、あるいは電流を引き起こす現象。本文書では、高エネルギーの光子 (X 線又はガンマ線) が物質中の電子に大部分のエネルギーを与えて消滅することで、エネルギーを受け取った電子が外部に飛び出す現象を扱う。
コリメータ	飛行方向に広がりを持った放射線に対して、穴の空いた遮蔽体等を使用して指向性を持たせる機器、あるいは機構。
コンプトン散乱 (コンプトン効果)	高エネルギーの光子 (X 線又はガンマ線) が物質中の電子と衝突し、一部のエネルギーを電子に与えて、光子及び電子がともに散乱する現象。
湿式輸送キャスク	比較的発熱量の大きい使用済燃料を収納することを想定し、収納部に気体よりも熱伝導率の高い水を入れる設計となっている輸送用の金属キャスク。
遮蔽群定数ライブラリ	離散座標 Sn コードで使用するために、エネルギーを離散化した状態でデータが収録されている断面積ライブラリ。
信頼区間	母集団の統計量 (真の値) がある確率で収まる値の範囲であり

	標準偏差の何倍の幅を取るかによって表現される。
ストリーミング	放射線が遮蔽体間の空隙や遮蔽材欠損部を通過することで、周囲より透過率が高くなる現象。
タリー	モンテカルロ粒子輸送計算コードにおいて、指定領域を通過する粒子数やエネルギー等を集計して計算終了後に出力する機能。
断面積ライブラリ	放射線と物質の相互作用の確率を示す反応断面積をデータベース化した評価済み核データに基づき、解析コードの計算に活用するためにコンピュータライブラリ化したもの。
中性子線源 (Am-Be)	アルファ線を放出するアメリカシウム 241 をベリリウムと混合しアルファ線を吸収したベリリウムが中性子を放出する(α,n)反応による中性子を利用する放射線源。
中性子レムカウンタ	ポリエチレン等の減速材の内部に挿入された ^3He 比例計数管等で中性子計数率を測定し、機器に内蔵された線量換算係数を用いて線量値を算出して表示する中性子線量の測定器。
統計指標確認機能	モンテカルロ粒子輸送計算コードの解析結果の信頼性を確認するために、統計誤差等の統計指標に係る情報を出力する機能。
トラニオン	金属キャスクをクレーンで吊り上げる、又は架台に固定する際に使用される突出部。
二次ガンマ線	物質を構成する原子核に中性子が吸収されて核変換が起こる中性子捕獲反応の後に、生成された娘核種の脱励起により放出されるガンマ線。
燃焼計算	原子炉内の環境において起こる各種の核反応のネットワークを計算し、生成核種や放射能強度、発熱量を評価するもの。
バックグラウンド	自然放射線、周辺構造体により散乱された放射線、周辺構造体との相互作用により放出された二次放射線等、測定対象以外の放射線。
ヒストリー数	モンテカルロ粒子輸送計算コードにおいて、放射線源から放射線粒子を発生させた試行回数。
分散低減機能	モンテカルロ粒子輸送計算コードで遮蔽解析を行う際に、輸送粒子に weight (重み) パラメータを設定し操作することで、計算効率を向上させる機能。
放射化生成物	原子炉内等の大量の中性子照射を受ける環境に長時間曝され、中性子捕獲反応により放射能を持つに至った物質。
放射線輸送	想定する体系内において放射線粒子が起こす運動として、他の粒子との衝突による散乱や吸収、体系外への漏出等の全て。
(中性子) 捕獲反応	放射線としての中性子が物質原子核に捕獲 (吸収) された結果

	原子核の質量数が1つ増加する核反応。核反応により生成された原子核（娘核）は余剰エネルギーを二次ガンマ線として放出する。
ボナーボール検出器	中性子減速材である球状のポリエチレンの中心部に球状の ^3He 比例計数管を挿入し、中性子計数率を測定する検出器。外層のポリエチレン球の径を変更して得た複数の測定データより入射中性子のエネルギースペクトルの評価が可能。
モックアップ	測定したい対象を模擬して作成した実験供試体。
モンテカルロ粒子輸送計算コード	コンピュータで発生させた疑似乱数を用いて統計的現象の数値シミュレーションを行うモンテカルロ法により、放射線粒子の物質中の輸送現象を確率論的に解く詳細計算コード。本文書では、広い適用範囲を持つ汎用コードを対象としている。
離散座標 Sn コード	解析体系の空間、角度及びエネルギーを離散化して位相空間を作成し、その相互関係をボルツマン輸送方程式に基づいて放射線粒子の物質中の輸送現象を決定論的に解く詳細計算コード。主に遮蔽解析及び臨界解析に使用される。
連続エネルギー断面積ライブラリ	モンテカルロ輸送計算コードで使用するために、エネルギーを連続的に取り扱えるようにデータが収録されている断面積ライブラリ。
DLC-23/CASK ライブラリ	主に PWR 使用済燃料を収納する湿式輸送容器の遮蔽解析に使用することを想定して 1973 年に開発された遮蔽群定数ライブラリの一つ。
G 関数	NaI(Tl)シンチレータ等で出力された波高分布（検出器が吸収した放射線エネルギーに対応する分布であり、検出器に入射した放射線エネルギーの分布とは異なる。）を基に放射線量を算出するためのスペクトル線量演算子。
MCNP コード	米国のロス・アラモス国立研究所で開発され、世界で最も利用者の多いモンテカルロ粒子輸送計算コード。
NaI(Tl)シンチレータ	ヨウ化ナトリウム結晶と放射線の相互作用による発光現象を利用し、ガンマ線の強度、エネルギーの測定ができる検出器。
PHITS コード	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が中心となって開発した国産のモンテカルロ粒子輸送計算コード。
RI 標準線源	研究や産業で利用する目的で、原子炉施設や放射線照射施設等で生成された放射線源。
Validation	V&V の内の Validation（妥当性確認）であり、不確かさが評価された実験データと解析結果との比較により、解析結果の妥当

Verification

性を確認する作業工程。

V&V の内の Verification (検証) であり、解析コードが採用している数値解法に伴う不確かさを評価する作業工程。

1. 序論

1.1 背景

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和 32 年法律第 166 号) 第五十九条第三項に基づき放射性物質を収納した輸送容器(核燃料輸送物)について承認を受けようとする者は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」(昭和 53 年総理府令第 57 号)に規定する線量基準を同容器が満足することを遮蔽解析の結果等に基づき示す必要がある。また、発電用原子炉の設置許可を受けた者が同法律第四十三条の三の八に基づき、附属施設として使用済燃料乾式貯蔵施設を設置するために変更の許可を受けようとする場合は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に規定する線量基準に対して満足することを遮蔽解析の結果等に基づき示す必要がある。さらに、同法律第四十三条の四に基づき、使用済燃料の貯蔵の事業の許可を受けようとする者は、「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に規定する線量基準に対して満足することを遮蔽解析の結果等に基づき示す必要がある。

我が国においては、当該分野の許認可等の申請に係る遮蔽解析では、これまで主に離散座標 Sn コード及び専用の断面積ライブラリ(遮蔽群定数ライブラリ)が使用されてきたが、その一つである DLC-23/CASK ライブラリ¹を乾式貯蔵キャスク体系に適用した際に特定の条件において線量の過小評価が確認された^{2,3}。当該ライブラリは PWR 使用済燃料を装荷した湿式輸送キャスクの遮蔽解析に適用することを想定し、その適用範囲内で最も高精度な解析結果が得られるように最適化されているため、適用範囲外での使用により解析結果に影響が現れたものである。以上の状況に対し、近年に開発された別のライブラリや解析コードを用いた異なる解析手法による比較解析等によって DLC-23/CASK ライブラリを使用した解析結果の妥当性確認を行うことが通例となり、本研究の開始前の時点において、申請者による新規技術活用が徐々に進行している傾向にあった。

離散座標 Sn コードとは異なる解析手法による解析コードとして、最新知見に基づき開発されたモンテカルロコードがあり、上述のような申請内容の妥当性説明等のために補助的に使用されることで使用頻度が増加し、許認可等のコードとしてもモンテカルロコードの使用が増加傾向にある。また、米国を始めとする諸外国では許認可等のコードとして自国開発のモンテカルロコードが主体となっている国が多く、それらの解析コードに対する検証等も精力的に実施されていることも確認されている^{4,5,6}。許認可等の申請において新規、あるいは使用実績の少ない解析コードが許認可等のコードとして使用された際の審査では、解析コード固有の評価手法(解析手法)に係る知見が必要になるとともに、解析コードの数値解法の精度を確認するための V&V に係る知見が不可欠となる。

V&V 手法については、日本原子力学会において解析コードの一般的な V&V 手法に関連する学会標準⁷が策定されているが、遮蔽解析コードに対する V&V 手法について規制側が活用できる公表された研究成果は部分的なものにとどまっており、大きく知見が不足し

ている。また、モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法についても、日本原子力学会において輸送容器を対象とした検討結果が平成 24 年度にまとめられているが⁸、貯蔵分野への適用や、近年進展した計算機能の評価等については検討されていない。

1.2 目的

許認可等の審査の遮蔽分野において、モンテカルロコード及び専用の連続エネルギー断面ライブラリを用いた遮蔽評価結果に対する妥当性確認を適切に実施するために、当該コードの V&V 手法及び遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見を拡充する。成果物として、前者に対しては、モンテカルロコードを遮蔽解析に適用する場合の V&V 手順の具体的な要件をまとめた V&V 手順書を作成し、後者に対しては、解析条件の設定から解析結果の妥当性までの確認項目、判断指標等をまとめた信頼性確認に係る技術文書を作成する。

1.3 全体工程

本研究は令和 2 年度から令和 5 年度にかけて実施した。実施項目(1)モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充では、国内外の動向を参照しながら、前述の V&V 手法に係る学会標準⁷を基にモンテカルロコードを遮蔽解析に適用する場合についての具体的な V&V 手順の要件を整理していくことを基本方針とした。V&V 手順の検討に当たり、関連分野の専門的な知見を有する外部有識者による検討会を組織して議論を行った。また、V&V 手順の中で解析と比較するためのデータを取得する妥当性確認実験については中性子標準線源を用いた実験を実施して、必要なデータ及び知見を得た。さらに、PHITS コード⁹をモデルケースとして V&V 手順の要件に対する適用性検証を行い^(注)、これらの作業から得られた知見を要件の検討に反映させ、高度化を図った。

実施項目(2)モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充では、前述の先行研究⁸を参照しながら、遮蔽評価結果の信頼性を判断するうえで重要となる確認項目（以下「信頼性確認項目」という。）について、関連分野の専門的な知見を有する外部有識者による検討会を組織して議論を行い、また、現状で許認可申請に最も頻繁に使用されている米国製のモンテカルロコードである MCNP コード¹⁰を用いて、判断基準の検証を目的とした解析や、入力条件の差異が解析結果に与える影響を確認する感度解析を行った。

なお、PHITS コードをモデルケースとした V&V 手順の適用性検証等は JAEA 及び RIST に委託し、実施したものである¹¹⁻¹⁵。各委託による実施内容を表 1.3.1 に示す。また、全体工程を図 1.3.1 に示す。

^(注) PHITS コードはソースプログラムが公開されているため検証作業が行いやすく、国内機関が開発していることから開発者の協力が得られやすいことを理由にモデルケースとして採用した。一方で、許認可申請で活用例の多い米国製の MCNP コードは外国籍の者には原則としてソースプログラムの公開を行っておらず、本研究事業で V&V 手順の全作業を試行することが困難であったため、部分的に活用した。

表 1.3.1 委託による研究内容

Table 1.3.1 Research contents carried out under contracts

年度 (令和)	JAEA		RIST	
	Verification の試行	Validation の試行	Verification の試行	Validation の試行
3	V&V 手順における「解検証」作業 ¹¹	PHITS コードにおける統計指標確認機能の開発 ¹¹	V&V 手順における「数理モデルの検証」、「数値モデルの検証」及び「コード検証」作業 ¹⁴	PHITS コードにおける分散低減機能の高度化作業 ¹⁴
4	V&V 手順における「解検証」及び「不確かさの定量化」作業 ¹²	PHITS コードにおける統計指標確認機能の開発 ¹²	V&V 手順における「数理モデルの検証」、「数値モデルの検証」及び「コード検証」作業 ¹⁵	PHITS コードにおける分散低減機能の高度化作業 ¹⁵
5	V&V 手順における「解検証」作業 ¹³	PHITS コードにおける統計指標確認機能の開発及び V&V 手順における「実験データの取得」作業の一部であるベンチマーク解析作業 ¹³	—	—

注) V&V 手順における各作業項目は図 2.1.2 を参照。

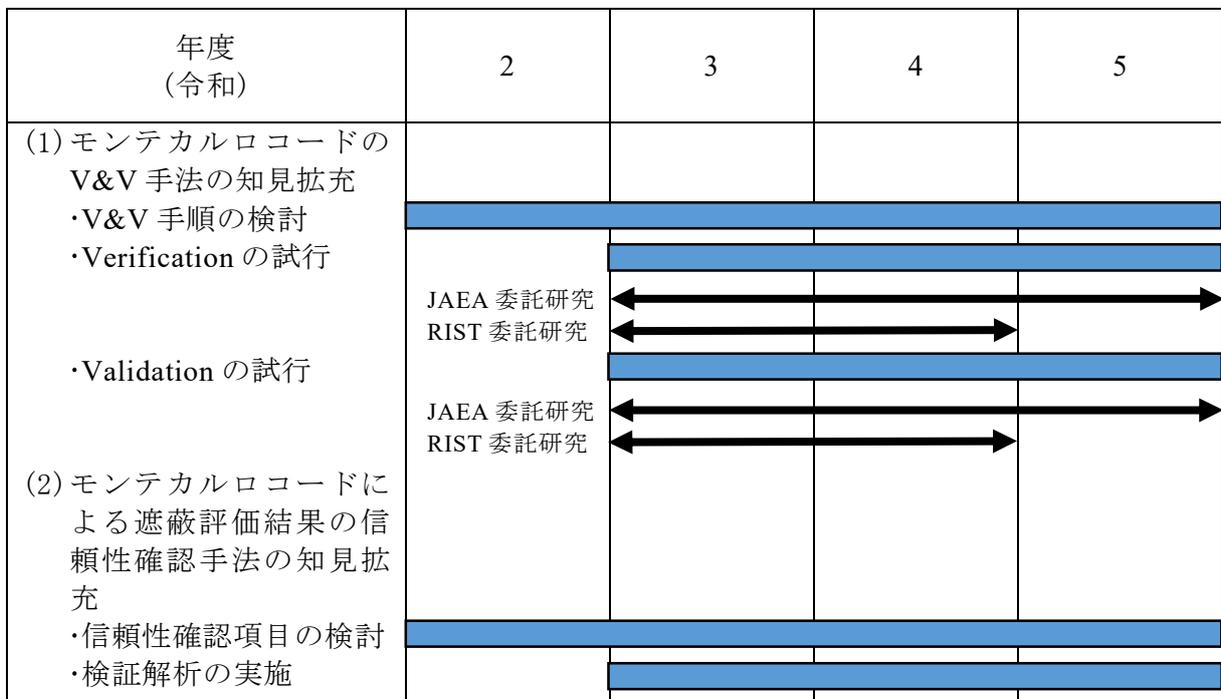


図 1.3.1 全体工程

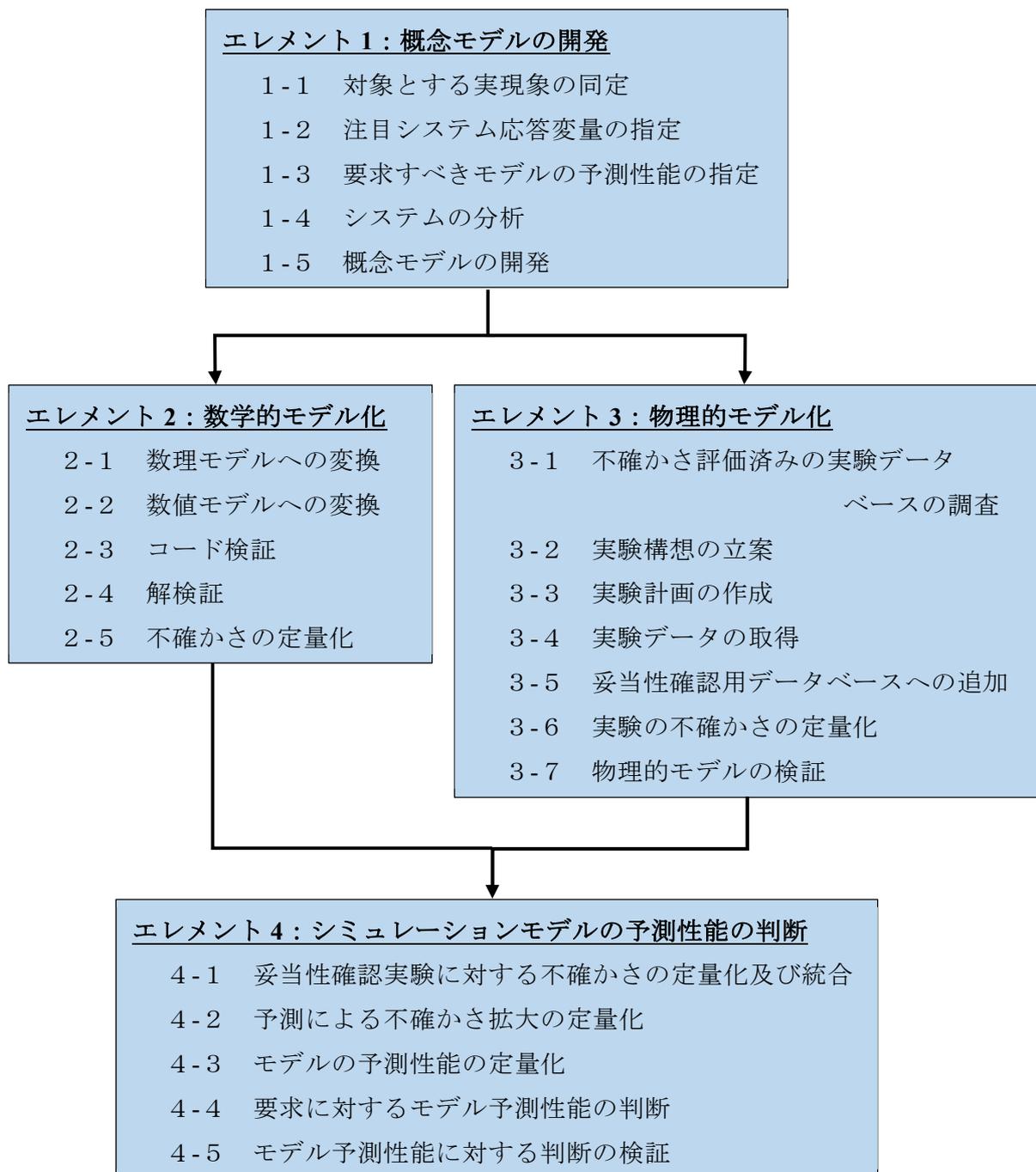
Fig. 1.3.1 Overall research process

2. 本論

2.1 モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充

許認可等の申請において、規則等が定める基準値を満足することを解析コードによる評価結果を用いて示す場合、申請者は使用した解析コードが当該評価に適用可能であると検証されていることを示し、規制側は解析コードの適用妥当性を確認する必要がある。解析コードの適用妥当性を確認するための方法論として、近年、数値解法による不確かさの検証（Verification）及び実験結果との比較による解析結果の妥当性確認（Validation）により解析コードの予測性能を示す V&V 手法の研究が進展し、日本原子力学会においても学会標準⁷がまとめられた。学会標準において示されている V&V 手順をフロー図として図 2.1.1 に示す。当該学会標準は、原子力分野で活用される解析コード全般を対象とした一般論として評価が必要な項目が整理されているため、本研究では学会標準の記載内容を基に、モンテカルロコードを遮蔽解析に適用する場合に必要な V&V 手順の要件を具体的に検討した。また、学会標準では解析コードの開発段階において解析コードが取り扱う素過程等を選定し、詳細な検証作業を実施した結果として、事前に設定した予測性能を満足するかを判定するという流れとなっているが、本研究では開発済みの既存解析コードに対する予測性能を評価するという作業を想定し、作業項目の取捨選択等も行った。

その結果として本研究事業で取りまとめた V&V 手順をフロー図として図 2.1.2 に示す。



出典) 日本原子力学会標準 シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：
2015⁷

図 2.1.1 日本原子力学会標準におけるモデル V&V のフロー
Fig. 2.1.1. Flow chart of Model V&V in the AESJ standard

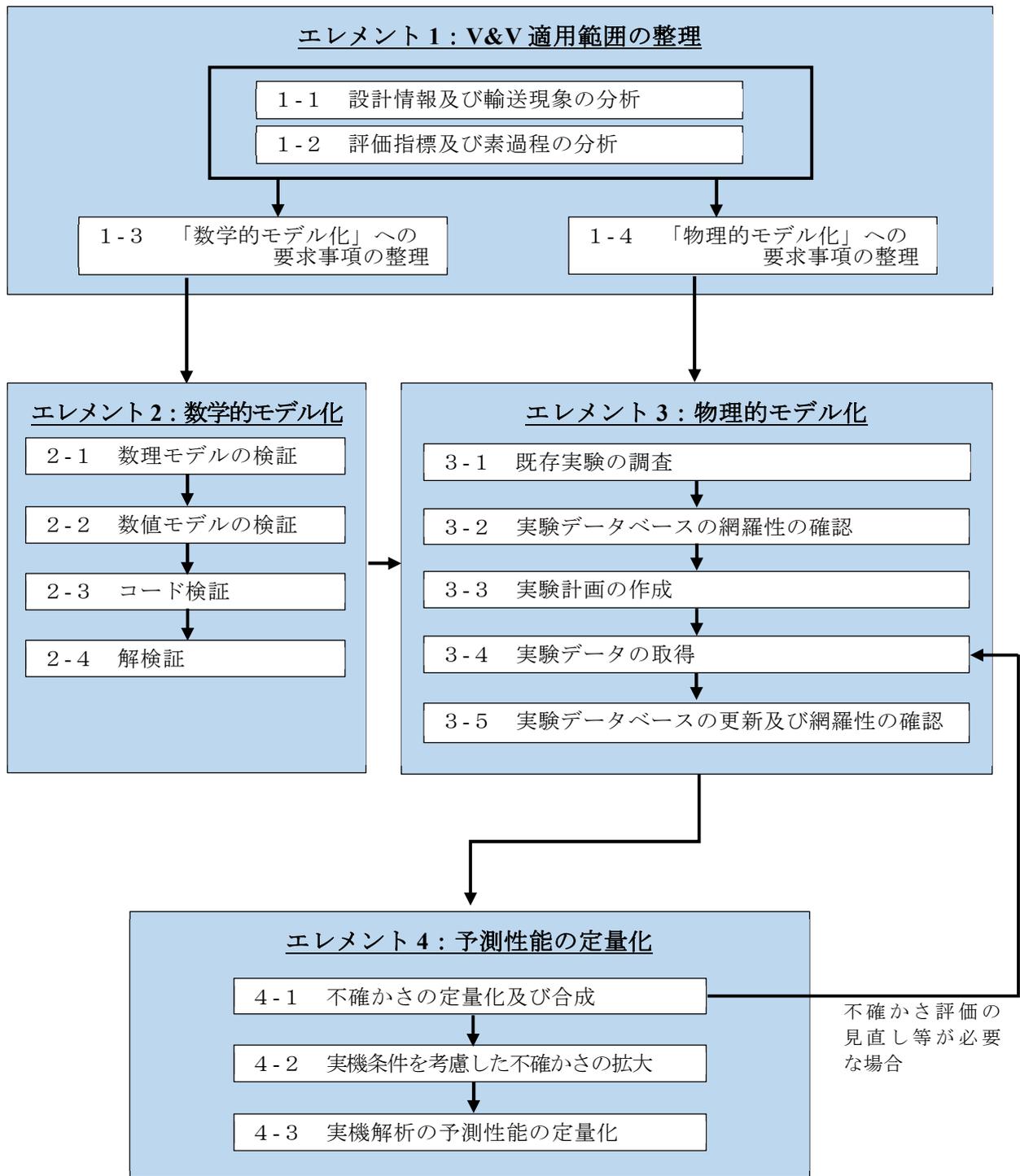


図 2.1.2 本研究事業で取りまとめた V&V 手順のフロー

Fig. 2.1.2 Flow chart of V&V procedures compiled in this research project

2.1.1 V&V 手順の検討

V&V 手順の検討過程では下記に示す関連分野の外部有識者を招集して、請負事業¹⁶⁻¹⁹による事務局の主催で検討委員会を開催し、専門知識に基づく意見や指摘を取り入れながら進めるとともに、策定過程の V&V 手順に沿って実際に解析コードに対して 2.1.2 項及び 2.1.3 項で後述する作業を試行し、要求事項の過不足を確認しながら高度化を図った。

- ・ 解析コードの V&V 手法に係る有識者
- ・ モンテカルロコードの開発者
- ・ 原子力分野の遮蔽解析技術に係る研究の経験者
- ・ 中性子、ガンマ線の測定実験に係る経験者

従前の許認可等のプロセスでは、申請者が解析コードの適用妥当性を示す方法として、保守的な解析条件による解析結果が実測値を上回ることを確認することで、当該解析コードを使って保守的な解析が可能であることを示す例が多く見られたが、本研究では各種の不確かさを網羅的に詳細評価することにより、解析コードの予測性能を定量的に求める方針で V&V 手順を検討し、最終成果として許認可等の審査の際に判断の技術的根拠として参照が可能な V&V 手順書として取りまとめた。

次項より、V&V 手順の 4 基本要素であるエレメント 1 からエレメント 4 の各検討内容について記載する。

(1) エレメント 1 : V&V 適用範囲の整理

学会標準でのエレメント 1 は「概念モデルの開発」と題されているが、本研究では開発済みの既存コードを評価対象とすること及び「概念モデル」の語句が一般的ではなく分かりづらいことからタイトルの変更を検討した。ここで、本研究で評価対象としているモンテカルロコードは遮蔽解析だけを目的として開発された解析コードではなく、放射線輸送現象全般をシミュレーションするための広範な適用範囲を持つ汎用解析コードである。そのためエレメント 1 では、モンテカルロコードで原子力分野の遮蔽解析を行う上で取扱いが必要となる物理現象、解析対象の機器や施設等の構成物質及び使用する解析機能を特定することが重要であるため、タイトルを「V&V 適用範囲の整理」に変更した。

また、エレメント 1 では次段以降の検証作業の範囲や方向性を示す必要があることを考慮し、放射線粒子と物質原子又は原子核との相互作用について順次シミュレーションを行うミクروسケールでの素過程（物理現象）と、それらが積み重なった結果として表現される透過やストリーミング等のマクروسケールでの輸送現象（工学現象）に分割して対応関係を網羅的に整理することを要件とした。輸送・貯蔵の分野を解析対象とした場合に、V&V の適用範囲として評価が必要となる素過程及び輸送現象について整理した例を表 2.1.1.1 及び表 2.1.1.2 にそれぞれ示す。本整理表を基に、検証作業の要否や重要度の判定等を行い、必要項目が満たされることで検証作業の網羅性の確認が可能である。

(2) エレメント 2 : 数学的モデル化

本項では、解析コードの数値解法が持つ不確かさを定量的に評価する必要がある。本研究では、前項で整理した素過程を主な対象とした検証作業が該当し、解析アルゴリズムに内在する不確かさの評価や、解析解との比較による計算精度の検証等を要件としている。モンテカルロコードの場合は、ミクروسケールでの素過程である放射線と物質との相互作用を一つ一つシミュレーションしていくため、ガンマ線であれば光電効果やコンプトン散乱等、中性子であれば各種散乱現象や捕獲反応等について総合的に検証する必要がある。本項の検討内容に対しては、PHITSコードをモデルケースとして要件に対する適用性検証をJAEA及びRISTへの委託にて行い¹¹⁻¹⁵、これらの作業から得られた知見によりV&V手順要件の高度化を図った。詳細は2.1.2項で後述する。

(3) エレメント3：物理的モデル化

本項では、不確かさの詳細評価が可能な妥当性確認実験（ベンチマーク実験）のデータを揃え、解析結果と比較し、不確かさを詳細に評価することを要件としている。上記(1)エレメント1で整理した輸送現象を対象とした既存の実験データとしては、田中らが実施した遮蔽ベンチマーク実験²⁰等^{8,21-26}があるが、V&V手順で要求する不確かさの詳細評価が可能な既存実験データや、二次ガンマ線の透過率を測定した既存実験データは非常に少ない。

V&Vを目的とした妥当性確認実験では、測定値を得ることとともに測定に付随する不確かさを網羅的に評価できるように実験計画を立案することが重要である。従って放射線源、測定の供試体、放射線検出器、データ収集機器、測定環境等に由来する不確かさを評価するための情報を収集して分析し、不確かさ評価のために必要となる情報を事前に整理した上で、実験の実施時に記録すること等を要件とした。特に本研究の対象分野である使用済燃料の輸送や貯蔵に対する遮蔽解析では使用済燃料を放射線源として設定することになるが、使用済燃料の線源強度は基本的に燃焼計算による評価結果を用いることとなるため、遮蔽解析コードの解析結果と比較する際に燃焼計算の不確かさを考慮する必要があり、その詳細評価は容易ではない。

本研究では上記の状況を回避するための方法の一つとして、線源強度及び不確かさが既知であるRI標準線源を用いて、各輸送現象に焦点を当てた比較的単純な体系における妥当性確認実験を実施し、次のエレメント4で解析コードの予測性能を定量化するための要件の検討に必要な実験データを取得した。具体的には2.1.3項で後述する3種類の放射線遮蔽実験をとおして実験に付随する不確かさの評価方法についての知見を拡充した。これらに基づくとともに、国際臨界安全データベースICSBEPに示される不確かさ評価方法²⁷及び国際標準化機構による不確かさ見積りのガイドライン（ISO-GUM²⁸）を参考にして、実験の不確かさ因子を整理した。それらの例を表2.1.1.3に示す。

一方で、上記のような比較的単純な体系における妥当性確認実験に基づく評価結果が、金属キャスク等の実機規模、あるいは実施規模の遮蔽解析に対する予測性能を示すこと

ができていようかどうかは確認する必要がある。本来は実機等を対象とした妥当性確認実験を実施することが望ましいが、実施に向けた難易度が非常に高く、測定精度や不確かさ評価に対する技術的な課題も非常に多いため、本研究では、次のエレメント 4 にて実機等を対象とした予測性能を評価する際の不確かさ拡大に係る評価等について検討を行った。

(4) エレメント 4：予測性能の定量化

本項では、エレメント 3 で実施した実験データとベンチマーク解析の比較及び不確かさ評価の結果に基づいて解析コードの予測性能を定量化することを要件としている。一般的に両値の比較では解析値 C と測定値 E の比率 C/E を示し、1.0 からのずれによって解析精度が説明されることが多いが、本研究では、統計学に基づく不確かさ評価の有識者を議論に加えて検討会を開催し、各項目で評価した不確かさの合成方法、予測性能を定量化する考え方及び図示の方法等について検討を行った。最終的には、図 2.1.1.1(a) に示すように C/E の値に付随する不確かさが 1.0 を内包することを示す（本議論での不確かさには、解析及び測定の統計誤差を含む。）こと等により、一連の V&V 手順が適切に実施されたと判断し、その際の不確かさ幅を予測性能であるとした。一方で、図 2.2.1.1(b) 又は(c) に示すように不確かさの範囲内に C/E=1.0 が存在しない場合は実験条件や不確かさ等の再評価が必要となる。また、不確かさに対する信頼区間を 1.0（68.3%）とするか、2.0（95.4%）とするか、又はそれ以上の区間を考慮するかは、解析の目的や状況に合わせて適切に判断する必要がある。

本項の検討内容に対しては、PHITS コードをモデルケースとしてベンチマーク解析を実施し、要件に対する適用性検証を行い、これらの作業から得られた知見を V&V 手順要件の検討に反映させることで高度化を図った。

なお、本項における PHITS コードによるベンチマーク解析は令和 5 年度に実施した JAEA への委託¹³により実施したものである。

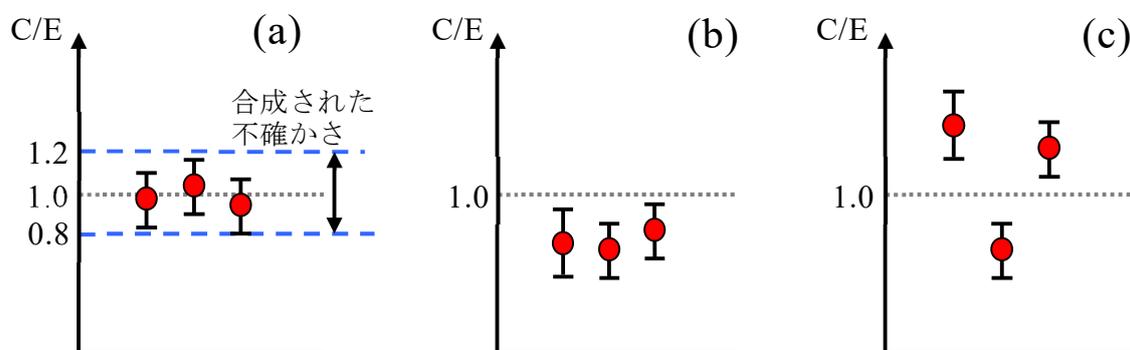


図 2.1.1.1 V&V 手順における不確かさ評価

Fig. 2.1.1.1 Uncertainty evaluations in the V&V procedure

表 2.1.1.1 V&V の適用範囲における素過程の整理表の例

Table 2.1.1.1 Example of a classified table of elementary processes for V&V scope

項目		内容	
線種／ 素過程	中性子	エネルギー範囲： 10^{-5} eV～15 MeV	
		散乱	弾性散乱
			非弾性散乱 ((n,2n)等を含む)
		吸収	放射捕獲 ((n, γ))
			核分裂
			二次粒子生成 ((n,p)等の二次中性子を発生しない反応)
	光子	エネルギー範囲：1 keV～10 MeV	
		コンプトン散乱	
		トムソン、レイリー散乱	
		光電効果	
		電子対生成	
		光核反応	

表 2.1.1.2 V&V の適用範囲における輸送現象の整理表の例 (使用済燃料乾式貯蔵施設)

Table 2.1.1.2 Example of a classified table of transportation phenomena for V&V scope
(Spent fuel dry storage facility)

構成		材質	厚さ	輸送現象
建屋	壁	コンクリート	● cm～● m	透過
	天井	コンクリート	● cm～● m	透過
	給排気口	コンクリート、空気	● cm～● m	透過、ストリーミング
周辺	大気	空気	● cm～● m	スカイシャイン
	大地	土壌	● cm～● m	グラウンドシャイン
		コンクリート	● cm～● m	グラウンドシャイン
		水	● cm～● m	グラウンドシャイン

表 2.1.1.3 実験の不確かさ因子の整理表の例

Table 2.1.1.3 Example of a classified table for experimental uncertainty factors

種別	不確かさ因子	評価方法	確率分布	標準不確かさ(%)	感度係数	測定値に対する標準不確かさ(%)
検出器	検出器感度の絶対値	標準線源との比較による校正 複数の標準線源を使用して評価	正規分布	●	■	●×■
	検出器の材質、寸法、工作精度、経年変化等	シミュレーション計算により評価 使用経験から定性的に評価	一様分布	●	■	●×■
	データ処理、データ範囲の設定	ゼロ点、データ範囲を変えて評価	一様分布	●	■	●×■
線源	線源強度		一様分布	●	■	●×■
供試体	組成	密度分析結果のばらつきより評価	一様分布	●	■	●×■
	密度	ミルシートより評価	一様分布	●	■	●×■
幾何配置	供試体の設置精度、線源－検出器間距離	シミュレーション計算により評価 実験施設での経験から定性的に評価	一様分布	●	■	●×■
室内散乱	実験室構造及び室内構造物に起因する室内散乱	実験データの傾向から評価 シミュレーション計算により評価	一様分布	●	■	●×■
統計	計数	ポアソン分布の標準偏差	正規分布	●	■	●×■
測定値に対する合成不確かさ						$\sqrt{\sum (\bullet \times \blacksquare)^2}$
測定値に対する拡張不確かさ ※包含係数=▲を考慮						$\sqrt{\sum (\bullet \times \blacksquare)^2} \times \blacktriangle$

2.1.2 Verification の試行

V&V 手法における Verification (検証) は、本研究における V&V 手順のエレメント 2 : 数学的モデル化に対応する。ここでは、上記 2.1.1 の(2)に記載した要件検討に資するために、PHITS コードをモデルケースとした V&V 手順の試行作業を実施した。作業では、エレメント 1 で整理した素過程に対応する PHITS コードのソースプログラムを確認し、計算精度や不確かさの検証を行った。放射線粒子と物質原子 (又は原子核) との相互作用を現実 に即して忠実に模擬しながら放射線輸送計算を行うモンテカルロコードでは、本研究での検証を要する範囲では経験式や近似式が介在しないため、数値解法に係る不確かさは十分に小さいことが分かった。したがって、計算精度は解析に伴う統計誤差及び使用する断面積ライブラリの基となる核データの不確かさによる影響が大きいことが示された。これらの作業から得られた知見をエレメント 2 の作業手順や作業項目の重要度判定等の検討に役立てた。

なお、本項における PHITS コードに対する Verification の試行作業は、令和 3 年度から令和 5 年度に JAEA への委託¹¹⁻¹³により実施したもの及び令和 3 年度から令和 4 年度に RIST への委託^{14, 15}により実施したものである。

2.1.3 Validation の試行

V&V 手法における Validation (妥当性確認) は、本研究における V&V 手順のエレメント 3 : 物理的モデル化に対応する。本項の作業では、金属キャスク体系の遮蔽解析に対する Validation を想定した下記 3 種類の妥当性確認実験を実施した。これらの実験により高精度の実験データを得るとともに、PHITS コード及び MCNP コードによるベンチマーク解析の実施を通して、実験に付随する不確かさの評価方法についての知見を拡充した。

- ・ 球形状供試体を用いた高精度中性子透過実験
- ・ 平板供試体を用いた中性子及び二次ガンマ線透過実験
- ・ 金属キャスクのトラニオン部モックアップを用いた中性子透過実験

なお、本項における PHITS コードによるベンチマーク解析作業を実施するに当たり、PHITS コードにおける統計指標確認機能及び分散低減機能を高度化するためのコード改良を行い、それらの機能も活用した上でベンチマーク解析作業を実施した。前者の機能については、モンテカルロコードの評価結果に対する統計的信頼性を確認する指標として、統計誤差の時間変化に対する異常を高感度で検知する VOV (Variance of the Variance)、統計誤差と計算時間の関係より計算効率を評価する FOM (Figure of Merit) 及び評価値の確率密度関数の形状から信頼性を評価する PDF (Probability Density Function) の出力機能を PHITS コードに搭載した¹¹⁻¹³。また、後者の機能については、既に PHITS コードに搭載されている分散低減機能に対し、輸送粒子の異常分割を抑制することにより計算効率を更に向上させる方法について検討し、PHITS コードに搭載した^{14, 15}。これらの作業のうち統計指標確認機能に係る作業は、令和 3 年度から令和 5 年度に JAEA への委託により実施した

ものであり、分散低減機能に係る作業は令和3年度及び令和4年度に RIST への委託により実施したものである。これらの機能を使って実施したベンチマーク解析の結果は各委託先より公表予定である。

(1) 球形状供試体を用いた高精度中性子透過実験

実験の誤差や不確かさの要因を極力減らした高精度の中性子測定を行うために、球形状の供試体の中心に中性子線源 (^{252}Cf) を設置することで、供試体の透過距離が全方向で均一となるような配置で実験を行った。なお、中性子の測定実験では室内散乱によるバックグラウンドの影響が大きいため、測定室が広く、二階の床部が中性子散乱を抑制するアルミニウムグレーチング構造となっている国立研究開発法人産業技術総合研究所の中性子照射室²⁹にて実験を行った。二階部における実験装置の配置を図 2.1.3.1 に示す。

実験に用いる供試体は、金属キャスクのガンマ線遮蔽体として使用される炭素鋼及び中性子遮蔽体として使用されるレジンの単層球、並びに両素材による二重層球を製作した。二重層の球形状供試体の構造を図 2.1.3.2 に示す。中性子検出器は高密度ポリエチレン球 (3 inch、5 inch、9.5 inch の3種類) の中心部に球形 ^3He 比例計数管を挿入したボナーボール検出器³⁰を使用した。測定量としては、データ処理の際に不確かさが伴う中性子スペクトルや線量当量率等を評価するのではなく、 ^3He 比例計数管での中性子計数率を測定データとして不確かさの抑制を図った。また、測定における統計誤差は1%未満とした。

上記の実験結果を基に解析コードによるベンチマーク解析を実施して両値を比較したところ、比較的高エネルギーの中性子に感度が良好な 9.5 inch 球を用いたボナーボール検出器による結果では、遮蔽実験としては非常に高精度であるほぼ3%以内の精度で一致した。

(2) 平板供試体を用いた中性子及び二次ガンマ線透過実験

金属キャスクの遮蔽構造を模擬した体系として、平板状の炭素鋼及びレジンの供試体に対して、中性子線源 (Am-Be) からの透過中性子及び二次ガンマ線の測定実験を行った。本実験体系では、供試体及びバックグラウンド低減用の遮蔽材重量が大きくなるため、コンクリートの床上に重量物を多数設置可能な安藤ハザマ技術研究所の放射線実験室³¹にて実験を行った。

上記実験室は、床に垂直に開けられた穴の底に保管されている中性子線源を遠隔操作で引き上げて使用する構造となっており、実験体系は中性子線源の上方にバックグラウンド遮蔽のため及び中性子に対するコリメータの役割を果たすように遮蔽材のブロックを積み上げ、その更に上方に平板状の供試体を積層する構成とした。平板状の供試体は、厚さ3cm程度の物を複数枚用意し、透過厚さを変更しながら複数のケースについて測定を行った。実験の配置を図 2.1.3.3 に、配置の断面図を図 2.1.3.4 にそれぞれ示す。中性子の測定にはボナーボール検出器及び中性子レムカウンタ (NSN2³²) を、二次ガンマ線の測定には NaI(Tl)シンチレータ (2 inch 及び 5 inch) をそれぞれ使用した。測定量としては、中性

子については上記(1)と同じく中性子計数率を測定し、二次ガンマ線については波高分布を測定した上で G 関数³³を用いて 1cm 線量当量率に換算した。また、測定における統計誤差は 1%未満とした。

上記の実験結果を基に解析コードによるベンチマーク解析を実施して両値を比較したところ、中性子についてはほぼ全てのケースで 10%未満の精度で一致し、多くのケースでは 5%未満の精度であった。一方、二次ガンマ線については解析に使用する断面積ライブラリに JENDL-5³⁴を用いた場合にほぼ 20%未満の精度で一致する結果が得られたが、断面積ライブラリに JENDL-4.0³⁵を用いた場合には解析値が 50%以上の過小評価を示す結果も少なくなかった。原因は、解析インプットで物質定義を行った一部の核種に対する二次ガンマ線データが JENDL-4.0 に収録されていなかったためであり、二次ガンマ線の評価には注意が必要である。

(3) 金属キャスクのトラニオン部モックアップを用いた中性子透過実験

金属キャスクのトラニオン部は 100 t 級の重量を支持する構造強度が必要となるため、強度が弱い中性子遮蔽材を金属材料に一部置き換える対策を取った設計が多く、中性子遮蔽材の欠損部で中性子のストリーミングが発生しやすい。許認可等の審査では重要な確認項目となるため、解析コードの予測性能の観点からもストリーミング体系の解析が必要である場合はその評価精度を確認する必要がある。

本研究では金属キャスクのトラニオン部及び周辺を模したモックアップを製作し、中性子の測定実験を行った。製作したモックアップはかなりの重量物となるため、上記(2)と同じく安藤ハザマ技術研究所の放射線実験室にて実験を行った。実験体系も(2)と同様に中性子線源上方にバックグラウンド遮蔽体及びコリメータ用の遮蔽材ブロックを積み上げ、その更に上方にトラニオン部モックアップを設置する構成とした。実験の配置を図 2.1.3.5 に、配置の断面図を図 2.1.3.6 にそれぞれ示す。

中性子の測定には中性子レムカウンタ (NSN2) を用いて、金属キャスク表面に相当するモックアップ上面及び上面から 1 m 離れた点について中性子計数率を測定した。また、測定における統計誤差は 1%未満とした。

上記の実験結果を基に解析コードによるベンチマーク解析を実施して両値を比較したところ、概ね 15%未満の精度で一致する結果が得られたが、モックアップ端部近くでは周辺構造体による散乱の影響で差異が大きくなる傾向にあった。このように、ストリーミング体系等の複雑体系では単純体系と比べて評価精度が低下する可能性が高いため、金属キャスクの遮蔽解析を行う際には評価位置 (内部の遮蔽構造) によって解析コードの予測性能に影響を及ぼすことに留意すべきである。

(4) 不確かさの評価

上記(1)~(3)の実験により、影響の大きい不確かさ要因として以下が確認された。

- ・ 検出器の検出効率や校正精度
- ・ 中性子線源の線源強度や非等方性
- ・ 供試体の製作精度（接合部、線源挿入口等）
- ・ 周辺構造物による散乱の影響

これらの不確かさに対する定量評価の方法について知見を整理し、V&V 手順における要件の過不足や作業内容の検討に活用した。

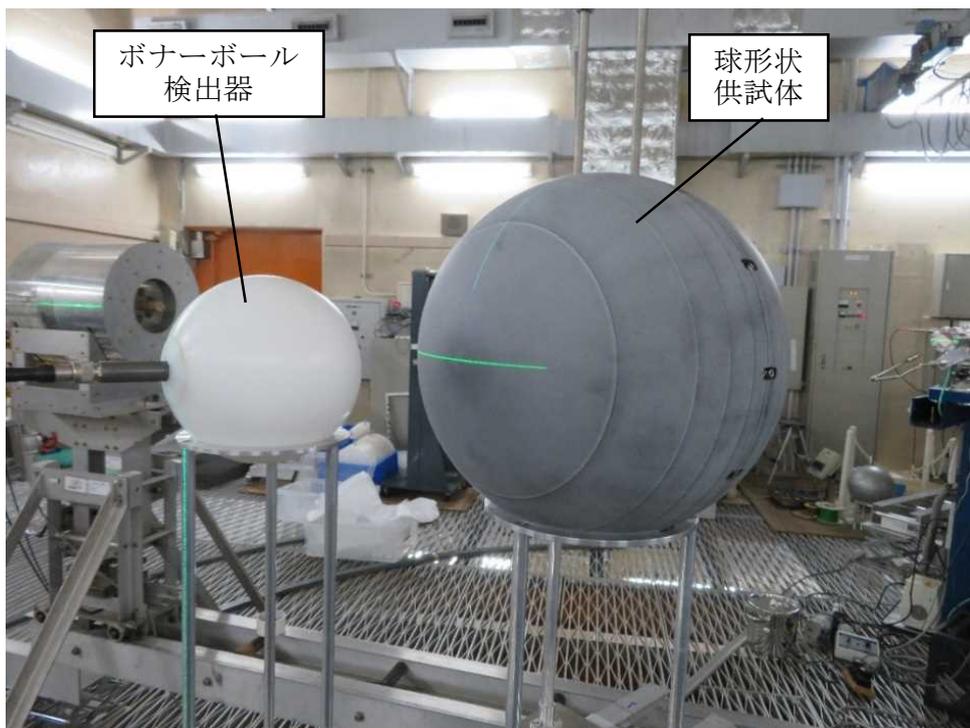


図 2.1.3.1 球形状供試体を用いた実験装置の配置

Fig. 2.1.3.1 Set-up of experimental equipment with sphere samples

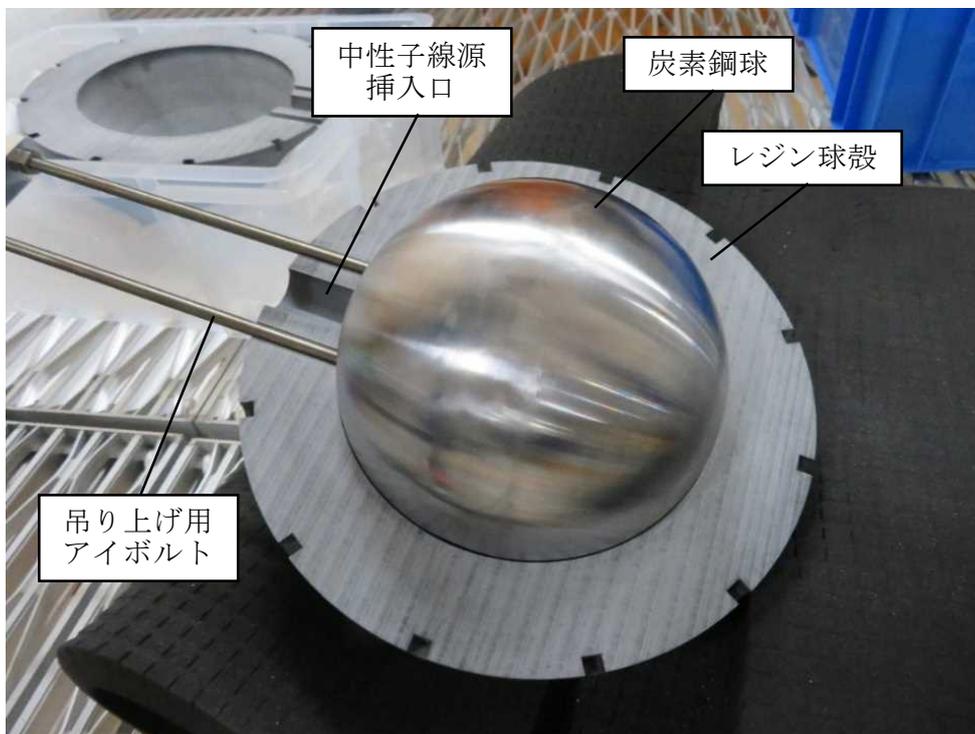


図 2.1.3.2 球形状供試体の内部構造

Fig. 2.1.3.2 Inner structure of sphere samples

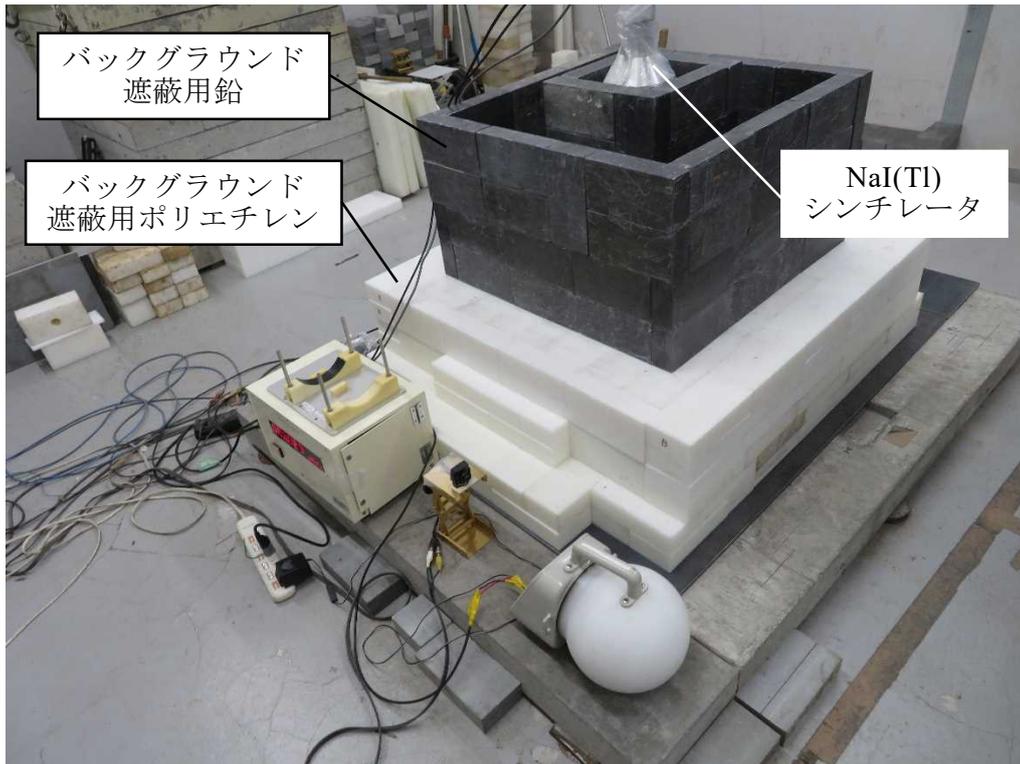


図 2.1.3.3 平板供試体を用いた実験装置の配置

Fig. 2.1.3.3 Set-up of experimental equipment with plate samples

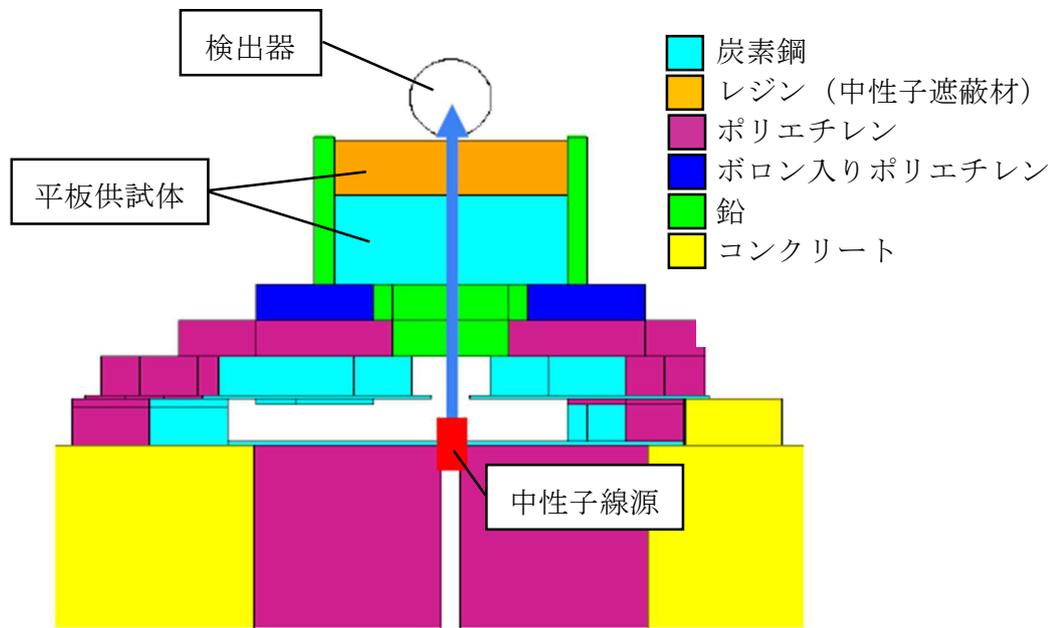


図 2.1.3.4 平板供試体を用いた実験配置の断面図

Fig. 2.1.3.4 Cross sectional view of experimental set-up with plate samples



図 2.1.3.5 トランニオン部モックアップを用いた実験装置の配置

Fig. 2.1.3.5 Set-up of experimental equipment with a mock-up of trunnion

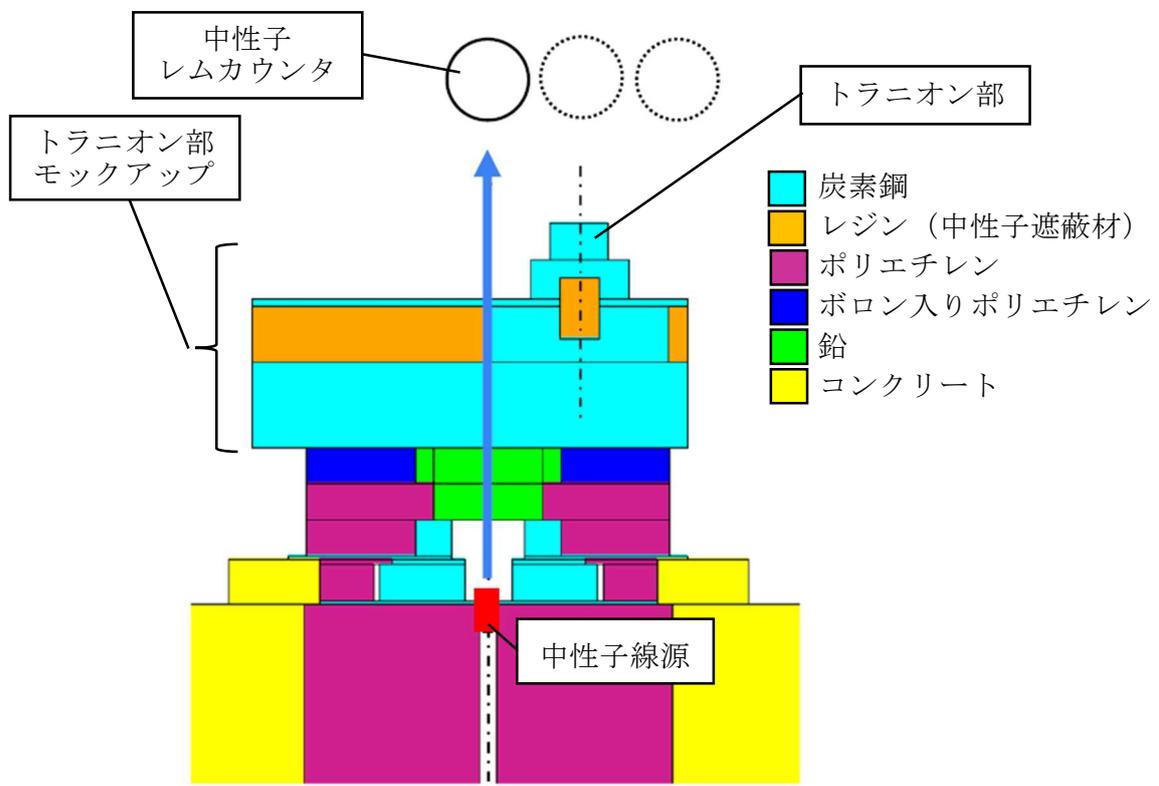


図 2.1.3.6 トランニオン部モックアップを用いた実験配置の断面図

Fig. 2.1.3.6 Cross sectional view of experimental set-up with a mock-up of trunnion

2.2 モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充

許認可等の審査において規制側は、解析コードによる評価結果が規則等で定める基準値を満足することを確認する中で、評価結果の信頼性を確認する必要がある。これまでの許認可等の審査においても、解析の入力条件に対する保守性、低次元体系モデルに対するモデル化の妥当性等が確認されてきたが、それらに加えて本研究では、上記 2.1 の V&V 手法と同様にモンテカルロコードを遮蔽解析に適用する場合を想定し、モンテカルロコード特有の機能等も考慮した確認手法についても検討した。検討に当たっては、日本原子力学会が平成 24 年度にまとめた放射性物質輸送容器を対象とした先行研究⁸を参照し、解析作業の流れに沿って確認すべき項目を網羅できるように、解析条件及び解析結果について下記内容の確認フロー図としてそれぞれ整理した。

解析条件の妥当性確認

- ・ 線源の確認
- ・ 解析モデルの確認
- ・ 解析コードの確認
- ・ 解析に用いたデータ・係数の確認

解析結果の信頼性確認

- ・ エネルギー範囲の確認
- ・ 分散低減法の設定内容の確認
- ・ 解析結果の収束性の確認
- ・ 解析結果の空間連続性等の確認
- ・ 基準に対する評価結果の確認

金属キャスクを対象とした解析体系モデル（形状・寸法）に対する確認フロー図を図 2.2.1 に示す。このようなフロー図を基に、信頼性確認項目の各内容について検討し、信頼性確認に係る技術文書としてまとめた。

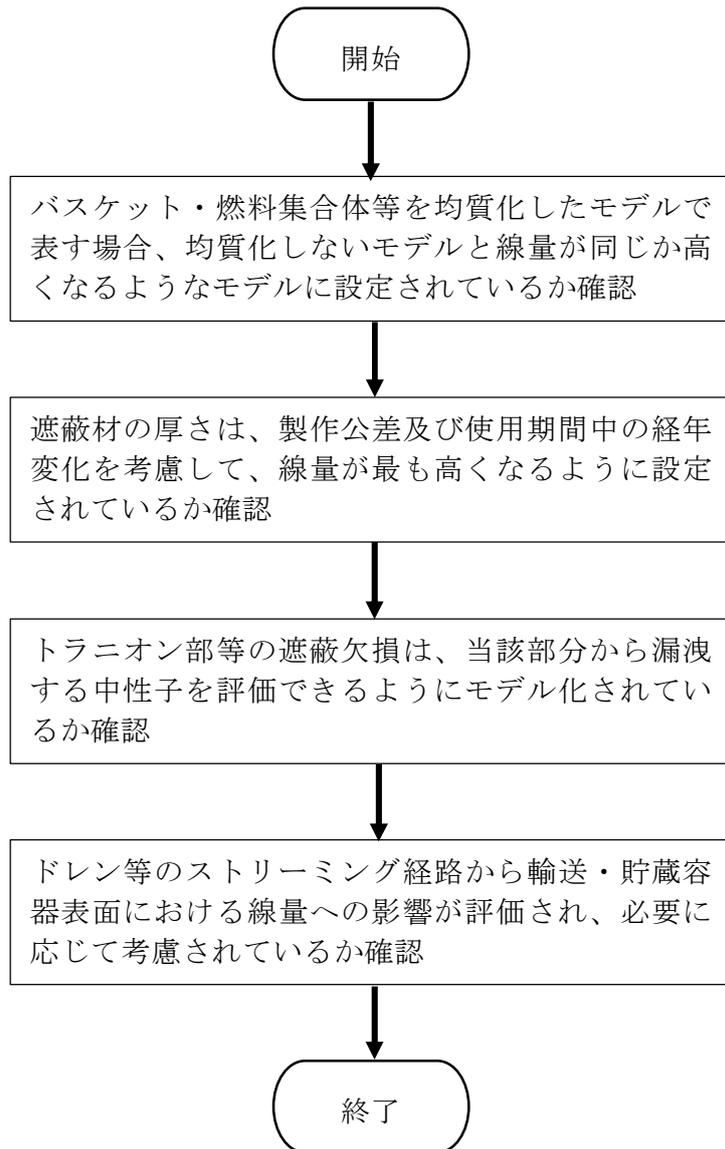


図 2.2.1 解析体系モデル（形状・寸法）に対する確認フロー図

Fig. 2.2.1 Check flow diagram for geometry model (shape, size)

2.2.1 評価結果の信頼性確認項目の検討

信頼性確認項目の検討過程では下記に示す関連分野の外部有識者を招集して、請負事業¹⁶⁻¹⁹による事務局の主催で検討委員会を開催し、専門知識に基づく意見や指摘を取り入れながら進めるとともに、近年の許認可等の申請で最も使用頻度の高いモンテカルロコードである MCNP コードを用いて入力条件が解析結果に与える影響を評価する検証解析（感度解析）により具体的、定量的な確認を行いながら、近年の許認可等の申請内容及び解析技術に適合するように高度化を図った。

- ・ モンテカルロコードの開発者
- ・ 原子力分野の遮蔽解析技術に係る研究の経験者

- ・ モンテカルロコードによる遮蔽解析作業の熟練者

これまでの許認可等の申請で主体であった離散座標 Sn コードは決定論的詳細計算コードに分類される。本研究で対象としているモンテカルロコードは確率論的詳細計算コードであり、その大きな特徴の一つとして解析結果に統計誤差が伴う。そのため、モンテカルロコードでは解析途中も含めて統計指標を参照することにより、統計的（確率論的）な信頼性を確認する必要がある。MCNP コードでは 10 statistical check と呼ばれる前述の統計誤差を含めて 4 種類の統計指標の解析過程での変化や最終値を自動確認する機能が搭載されており、それらに対する知見の拡充や、上記の検証解析の一環として統計指標に対する分析を行った。また、PHITS コードは従来から統計誤差の出力機能は有していたが、それ以外の 10 statistical check に相当する統計指標機能は有していなかったため、前述 2.1.3 の妥当性確認実験に対するベンチマーク解析を高精度で行うことを目的として統計指標確認機能の開発及び分散低減機能の高度化を行った。その過程では、各統計指標の基本的な性質や特徴が明らかとなり、それらの知見も信頼性確認項目の検討に活用した。

なお、本項における PHITS コードに対する統計指標確認機能の搭載作業は、令和 3 年度から令和 5 年度に JAEA への委託¹¹⁻¹³により実施したものと及び分散低減機能の高度化作業は令和 3 年度及び令和 4 年度に RIST への委託^{14, 15}により実施したものである。

2.2.2 検証解析の実施

信頼性確認項目の検討に資するために、MCNP6.2 コードを用いた検証解析作業を実施した。本検証解析は近年主流となっている設計を参照して構築した架空のモデルや、バルク遮蔽等の簡易なモデルを用いて入力条件の変化に対する解析結果への影響を相対的に比較すること、また、解析結果の統計的な信頼性を検証することを目的とした。そのため、検証結果が信頼性確認項目に広く適用できるように解析条件等を十分に検討した。検証解析では基本的な解析モデルに対して標準的な解析（基本解析）を行い、その際の解析条件及び解析結果を基準として、各解析パラメータを変化させた際の解析結果への影響を確認する感度解析を実施した。

(1) 金属キャスク体系の検証解析

近年設計された乾式の金属キャスク（多くは輸送貯蔵兼用キャスク）の公開情報³⁶を基に、類似した設計の架空の金属キャスク体系による基本解析モデルを作成した。モデル図を図 2.2.2.1 に示す。基本解析では中性子（二次ガンマ線を含む）及びガンマ線の各透過方向に対するキャスク表面及び表面から 1 m での線量当量率を評価した。感度解析では表 2.2.2.1 に示す各解析条件に従って入力パラメータを変更した解析を行い、基本解析結果との比較や、入力パラメータの変化による解析結果への影響の傾向等を確認した。図 2.2.2.2 に感度解析モデルの一例を示す。この解析では燃料収納部の形状モデルとして、燃料集合体及びバスケットを均質化した基本解析のモデル（均質化モデル）、直方体形状に

均質化した燃料集合体をバスケット格子内に挿入したモデル（集合体モデル）及び燃料集合体の上下部構造体を直方体で均質化し、燃料棒を一本ずつ再現した燃料集合体をバスケット格子内に挿入したモデル（燃料棒モデル）の3種類を作成し、キャスク表面線量率を比較したものである。図 2.2.2.3 に示す比較結果より、単純な面積等価による均質化モデルはより詳細なモデルと比べて過小評価となる傾向が分かり、均質化モデルを採用する際には非保守的な解析とならないように解析条件を検討する必要があることが明らかとなった。

(2) 使用済燃料乾式貯蔵施設体系の検証解析

近年設計された使用済燃料乾式貯蔵施設建屋の公開情報³⁷を基に、それらに類似した設計の架空の貯蔵建屋による基本解析モデルを作成した。モデル図を図 2.2.2.4 に示す。基本解析では円筒形で簡易にモデル化した金属キャスクの表面に放射線源を設定し、中性子（二次ガンマ線を含む）及びガンマ線に対して、貯蔵建屋の中心から 500 m と想定した敷地境界における実効線量率を評価した。感度解析では表 2.2.2.2 に示す各解析条件に従って入力パラメータを変更した解析を行い、基本解析結果との比較や、入力パラメータの変化による解析結果への影響の傾向等を確認した。図 2.2.2.5 に感度解析結果の一例を示す。この解析では放射線源となる金属キャスクの形状モデルとして、円筒形状の簡易モデル（基本解析）及び金属キャスク体系の基本解析で使用した詳細キャスクモデルをそれぞれ設定し、垂直方向の透過を実効線量率で比較したものである。比較結果より、両モデル間に有意な差は無く、円筒形状の簡易モデルを採用しても評価結果への影響は無視できることが分かった。

(3) 統計指標確認機能に対する検証解析

上記(1)及び(2)並びに単純体系の解析モデルを用いて、計算の進展に伴う各統計指標の推移や、遮蔽解析結果の信頼性との関連等に対する知見を拡充することを目的として、統計指標確認機能に対する検証解析を行った。統計指標の一つである統計誤差を例に挙げると、計算が理想的に行われた場合、統計誤差は計算の進展に伴いヒストリー数の平方根に反比例して単調減少する。一方、信頼性が低いと判断される場合には図 2.2.2.6 のように計算過程で統計誤差が急激に変動するなどの傾向を示す場合がある。これは統計的な信頼性が低下した状態が可視化されたものであり、評価結果の信頼性を確認する上で有効な項目である。このような検証解析を基に、どのような解析条件を設定した際に単調減少が崩れるかといった問題について分析した。これらの結果に基づいて、各統計指標を確認する際の留意点等について信頼性確認項目に整理し、モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法としてまとめた。

表 2.2.2.1 金属キャスク体系の感度解析条件

Table 2.2.2.1 Sensitivity analysis conditions for metal cask model

感度解析条件	パラメータ
燃料有効部からの中性子エネルギースペクトル	自発核分裂中性子と(α, n)中性子の割合
	中性子実効増倍率の扱い
燃料有効部からのガンマ線エネルギースペクトル	使用済燃料の平均燃焼度
	使用済燃料の冷却期間
線源形状	燃料収納部内の燃料集合体及びバスケット等構造材のモデル化
線源の燃焼度分布 (軸方向、水平方向)	燃焼度の水平方向分布 (燃料集合体ごと)
	燃焼度の軸方向分布 (燃料集合体ごと)
燃料集合体の配置	燃料集合体の水平方向配置
	燃料集合体の垂直方向配置
ドレンバルブなどの微細構造のモデル化	貫通孔の考慮の有無
キャスク構造材の密度 (核データを含む)	各構造部材の密度
	炭素鋼の組成
	中性子遮蔽材の経年劣化による水素密度減少
	中性子遮蔽材のホウ素含有量
	核データの影響 (熱中性子散乱則データを含む)
寸法公差	キャスク各部の制作精度における公差

表 2.2.2.2 使用済燃料乾式貯蔵施設体系の感度解析条件

Table 2.2.2.2 Sensitivity analysis conditions for spent fuel dry storage facility model

感度解析条件	パラメータ
線源条件の設定	キャスク→貯蔵建屋接続計算方法
貯蔵建屋構造材の組成及び密度	コンクリートの組成及び密度
	コンクリート中の自由水の割合
貯蔵建屋内器具のモデル化	貯蔵建屋内のキャスクのモデル化
	キャスクの台座・固定具などの考慮
大気の組成及び密度	空気の組成、密度
土壌の組成及び密度	土壌の組成、密度
貯蔵建屋外部の遮蔽物の影響	他の施設建屋のモデル化の有無
敷地境界の評価点高度	敷地境界評価位置の地面の高さ
寸法公差	貯蔵建屋各部の建設精度における公差

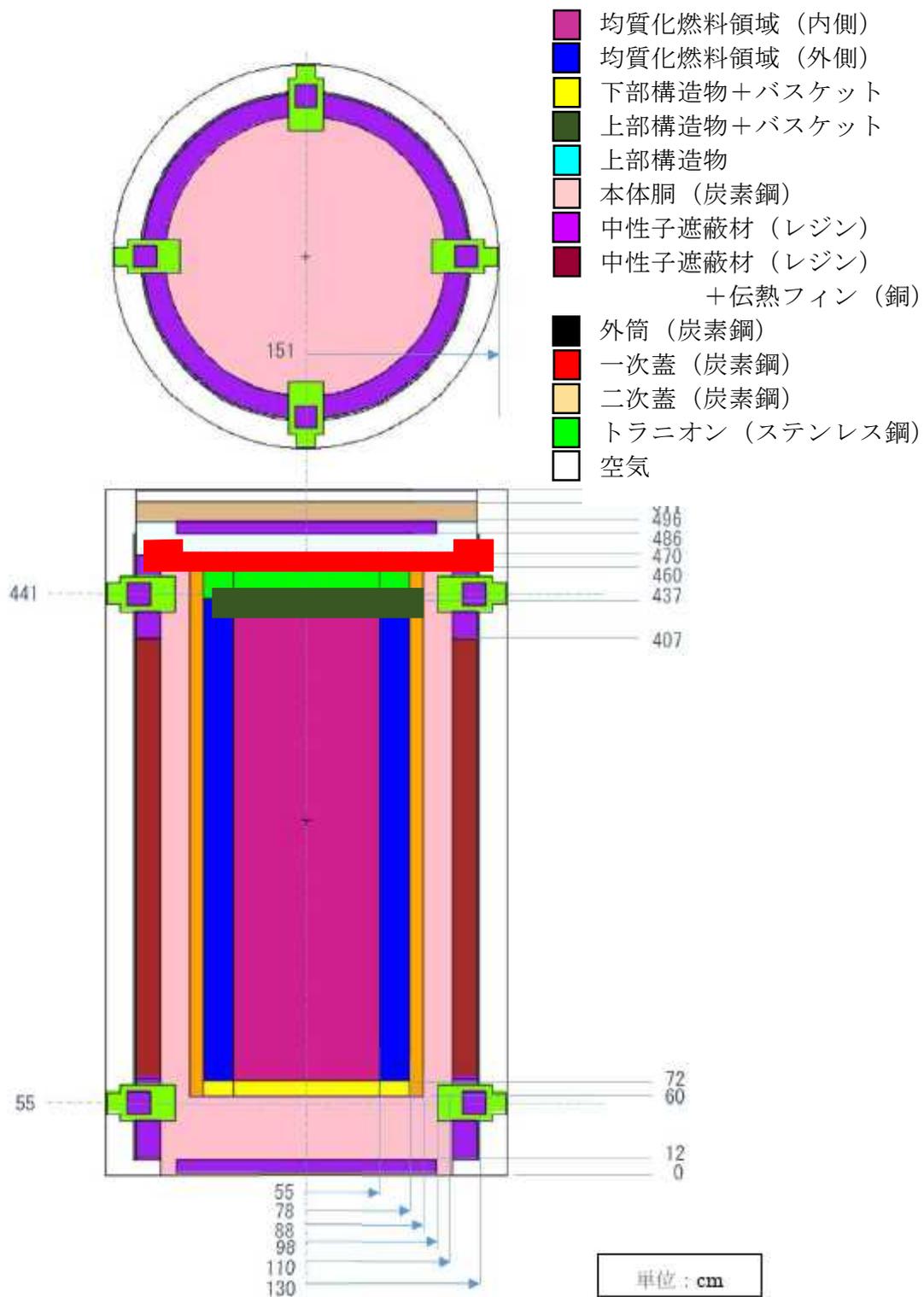
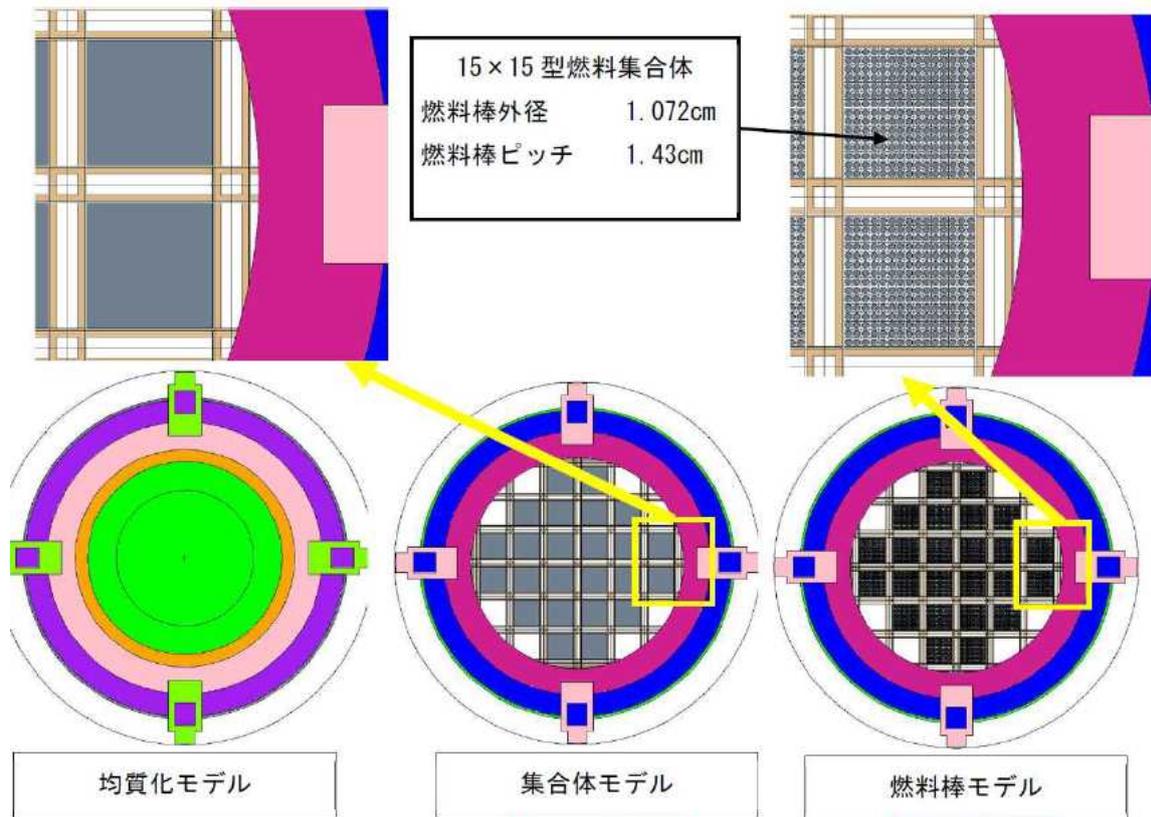


図 2.2.2.1 金属キャスク体系の基本解析モデル

Fig. 2.2.2.1 Basic analysis model for metal cask



均質化モデル

- 均質化燃料領域 (内側)
- 均質化燃料領域 (外側)
- 本体胴 (炭素鋼)
- 中性子遮蔽材 (レジン)
- 外筒 (炭素鋼)
- トラニオン (ステンレス鋼)
- 空気

集合体モデル

- 燃料集合体
- バスケット
- 本体胴 (炭素鋼)
- 中性子遮蔽材 (レジン)
- 外筒 (炭素鋼)
- トラニオン (ステンレス鋼)
- 空気

燃料棒モデル

- 燃料棒
- バスケット
- 本体胴 (炭素鋼)
- 中性子遮蔽材 (レジン)
- 外筒 (炭素鋼)
- トラニオン (ステンレス鋼)
- 空気

図 2.2.2.2 金属キャスク体系の感度解析モデルの例

Fig. 2.2.2.2 Example of sensitivity analysis model for metal cask

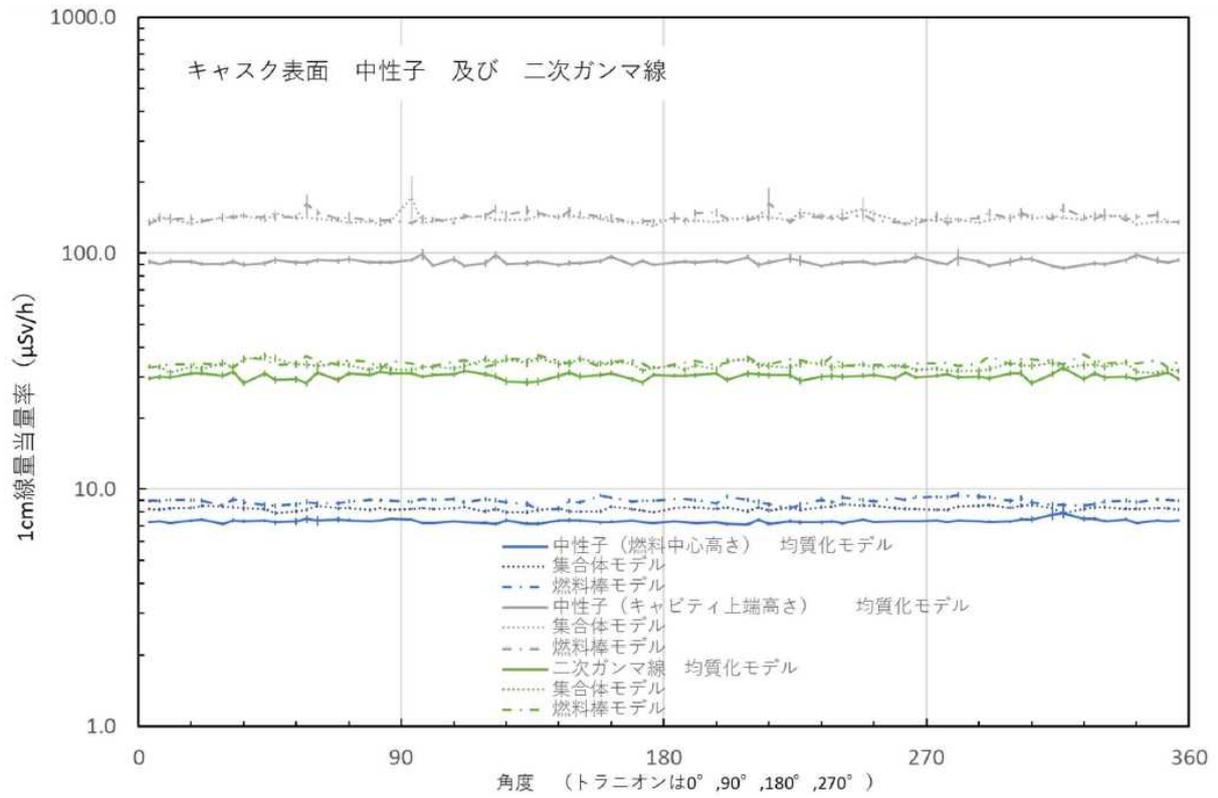


図 2.2.2.3 金属キャスク体系の感度解析結果の例

Fig. 2.2.2.3 Example of sensitivity analysis result for metal cask model

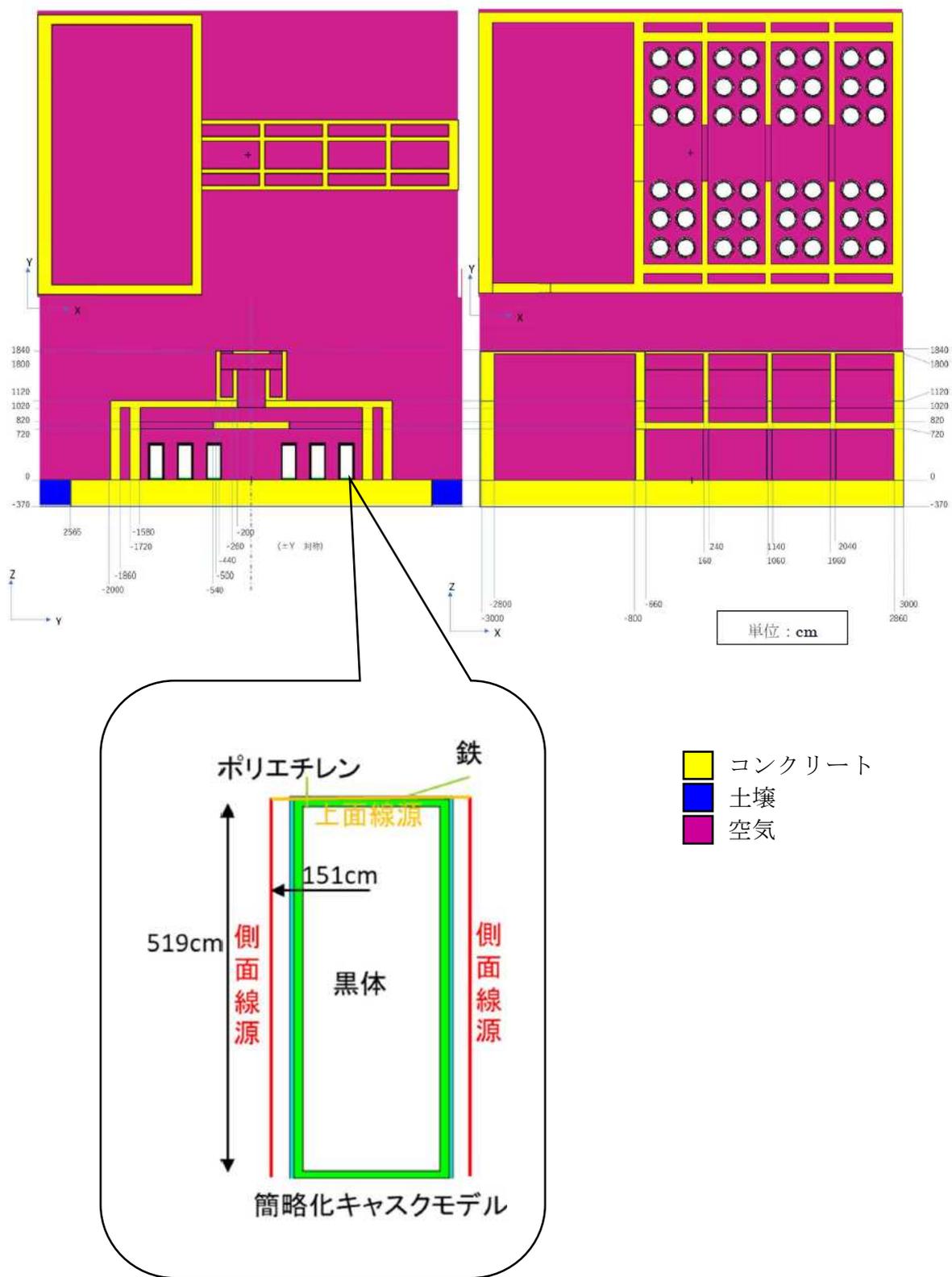


図 2.2.2.4 使用済燃料乾式貯蔵施設体系の基本解析モデル（貯蔵建屋）

Fig. 2.2.2.4 Basic analysis model for spent fuel dry storage facility (storage building)

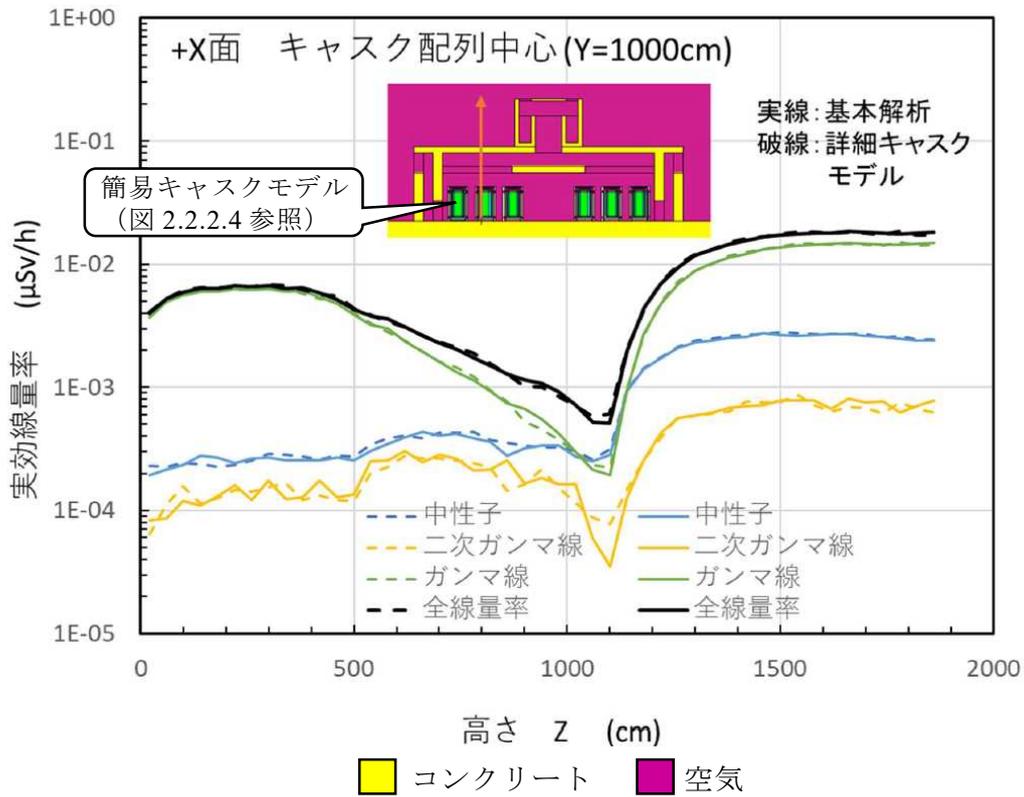


図 2.2.2.5 使用済燃料乾式貯蔵施設体系の感度解析結果の例

Fig. 2.2.2.5 Example of sensitivity analysis result for spent fuel dry storage facility model

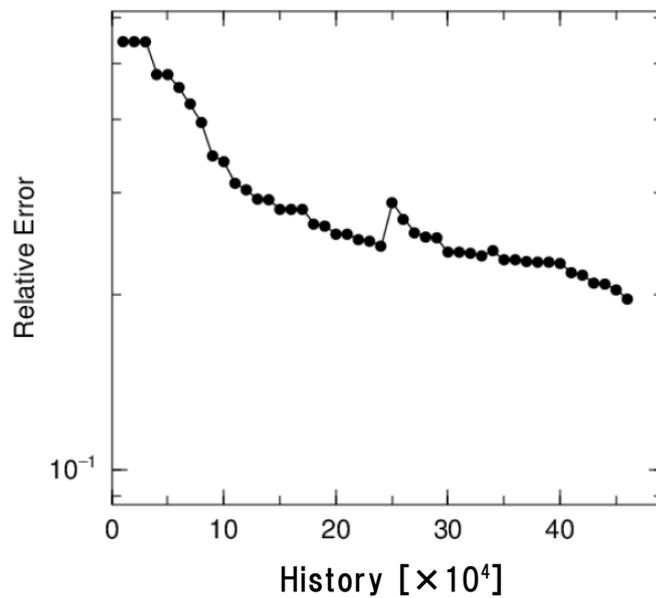


図 2.2.2.6 統計誤差の計算の進展に伴う変化の例

Fig. 2.2.2.6 Example of variation of statistical error as calculation progress

3. 結論

3.1 成果の要点

3.1.1 モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充

許認可等の申請においてモンテカルロコードが遮蔽解析に使用された場合に適切な審査を実施するために、当該コードに対する V&V 手法について学会標準を基礎として、外部有識者の意見を取り入れながら検討した。検討の過程では、PHITS コードをモデルケースとした V&V 手順の試行作業をとおして不確かさが大きくなる、あるいは小さくなる項目の傾向が判明し、それらの知見は V&V 手法の検討に反映した。また、3 種類の妥当性確認実験を実施し、V&V 手順の中で利用可能な高精度の測定データ及び不確かさの情報を取得し、作業により得られた知見は V&V 手法の検討に反映した。最終成果として許認可等の審査の際に判断の技術的根拠として参照が可能な V&V 手順書として取りまとめた。

3.1.2 モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充

許認可等の申請においてモンテカルロコードが遮蔽解析に使用された場合に適切な審査を実施するために、当該コードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法について外部有識者の意見を取り入れながら検討した。検討の過程では、先行研究の成果を参照し、現状で許認可等の申請に最も頻繁に使用されている米国製のモンテカルロコードである MCNP コードを用いた検証解析を実施し、得られた結果や知見を反映した。最終成果として許認可等の審査の際に判断の技術的根拠として参照が可能な信頼性確認に係る技術文書として取りまとめた。

3.2 目的（目標）の達成状況

モンテカルロコードの V&V 手法の知見拡充については、1.3 全体工程に示した計画どおりに各項目の作業を完了し、得られた知見を V&V 手順書の形で取りまとめた。モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法の知見拡充についても計画どおりに各項目の作業を完了し、信頼性確認に係る技術文書として取りまとめた。本研究で作成した技術文書及び研究過程で得られた知見は許認可等の審査を実施する上で有効なものであり、本安全研究プロジェクトの目的を達成した。

なお、V&V 手順書及び信頼性確認に係る技術文書は参考文献 19 の添付資料であるが、両文書を基に、本研究で実施した妥当性確認実験や信頼性確認のための検証解析結果の具体例を挙げながら、規制の視点等を加えて NRA 技術報告として別途取りまとめる予定である。

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) NRA 技術報告

- ① モンテカルロコードの V&V 手法について執筆予定
- ② モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法について執筆予定

(2) 論文 (査読付)

- ① 妥当性確認実験結果について査読付論文に投稿し、掲載されれば国際ベンチマーク問題集への登録を申請予定

(3) その他

- ① 後神進史、「使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可におけるモンテカルロ遮蔽解析の評価に係る研究」、日本原子力学会 2021 年春の年会予稿集、令和 3 年
<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2021s/1D02/public/pdf?type=in> (2024 年 5 月 7 日確認)
- ② 後神進史、松本哲郎、増田明彦、真鍋征也、原野英樹、佐藤理、奥野功一、佐波俊哉、「遮蔽解析コード V&V における妥当性確認実験の計画及び予備実験」、日本原子力学会 2022 年春の年会要旨集、令和 4 年
<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2022s/1B14/public/pdf?type=in> (2024 年 5 月 7 日確認)
- ③ 後神進史、川口真穂、松本哲郎、増田明彦、真鍋征也、原野英樹、佐藤理、奥野功一、佐波俊哉、「遮蔽解析コード V&V における妥当性確認実験」、日本原子力学会 2023 年春の年会要旨集、令和 5 年
https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2023s/aesj2023s_all_20230313/proceedings
(2024 年 5 月 7 日確認)
- ④ 後神進史、「使用済燃料等の輸送・貯蔵のための遮蔽解析コード V&V」、一般社団法人日本原子力産業協会 輸送・貯蔵専門調査会 第 108 回定例会合、令和 3 年
- ⑤ 後神進史、「使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における遮蔽解析コード V&V 手法の研究」、放射線遮蔽設計法に係るワークショップ第 8 回、令和 4 年
- ⑥ 後神進史、「遮蔽解析コード V&V に係る安全研究の進捗報告」、令和 5 年度第 1 回ラドネット研究会、令和 5 年
- ⑦ 後神進史、「金属キャスク及び使用済燃料乾式貯蔵施設の放射線遮蔽解析のためのモンテカルロ法計算コードの V&V に関して」、放射線計測研究会 第 85 回研究会、令和 5 年

3.3.2 委託先による公表

(1) 論文 (査読付)

- ① 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構より PHITS verification report を公表予定
- ② 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構より妥当性確認実験に対する PHITS ベンチ

マーク解析結果を公表予定

3.4 成果の活用等

本研究の実施中に、初めての MCNP5 コードによる遮蔽解析結果を用いた特定兼用キャスクの設計の型式証明及び型式指定に係る審査が行われ、MCNP5 コードの適用妥当性の確認及び遮蔽評価結果の信頼性確認を実施するに当たり、本研究により得られた知見を多数活用した^(注1)。それ以降も複数の型式に対する審査において本研究により得られた知見を多数活用している^(注2)。

また、発電用原子炉設置変更許可申請（使用済燃料乾式貯蔵施設の設置）では、旧来の解析コードを用いた評価結果に対して、一部の解析結果の妥当性を申請者が説明するために MCNP5 コードが活用され、遮蔽評価結果の信頼性確認を実施するために本研究により得られた知見を活用した^(注3)。

本研究終了以降においてもモンテカルロコードを用いた許認可等の申請は提出されることが予想され、輸送・貯蔵の分野以外への応用も含め、本研究成果の活用は今後も見込まれる。

3.5 今後の課題等

本研究では、V&V 手順の一つである妥当性確認実験において、比較的単純な体系で複数の実験を実施することで測定精度の向上及び不確かさの抑制を図り、それらの結果を合成することで解析コードの予測性能を評価する手法を検討したが、金属キャスク等の実機や実施設を対象としたフルスケールでの高精度な妥当性確認実験を実施した結果と本研究での評価結果とを比較し、本手法の妥当性をしっかり検証することは推奨される課題の一つである。

次に、本研究で取りまとめた V&V 手順書は、輸送や貯蔵に供する金属キャスク及び使用済燃料乾式貯蔵施設を適用範囲としたが、原子炉施設や埋設施設等の原子力関連の他の事業については定量的な V&V 手法に係る検討は遅れている。それらの事業においてもモンテカルロコードの活用頻度は増加傾向にあり、今後モンテカルロコードの許認可等のコードとしての活用が想定されるため、V&V 手順書の適用範囲拡大も検討課題の一つである。そのためには、V&V 手順のエレメント 1：V&V の適用範囲の整理において他事業で考慮すべき素過程及び輸送現象を検討することとなるが、原子力分野で取り扱う放射線源はウラン燃料の核反応が起源となり生成された核分裂生成物、高次のアクチノイド核種及び放射化生成物であり、そこから放出される放射線の種類及びエネルギー範囲には他事業においても基本的な違いはない。従ってエレメント 2：数学的モデル化で実施する素過程

(注1) 第 21 回特定兼用キャスク設計の型式証明等に係る審査会合（令和 4 年 12 月 5 日）

(注2) 第 22 回特定兼用キャスク設計の型式証明等に係る審査会合（令和 5 年 2 月 7 日）

(注3) 新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（玄海 3、4 号機）（令和 2 年）

を対象とした検証においては、再考や追加検討の必要性は低い。また、遮蔽材や構造材に用いられる素材についても、産業利用のための経済性や加工性の観点から特殊な素材が多用されることは想定しづらい。以上より他事業への適用を考えた際にも、V&V 手順の考え方や作業の流れは同じであり、他事業の施設等の特徴に合わせた妥当性確認実験のデータをエレメント 3：物理的モデル化の作業で準備し、解析結果と比較することで適用範囲の拡大は可能であると考えられる。ただし、加速器施設等のように発生する放射線の種類やエネルギー範囲が大きく異なる事業や分野への応用については、根本的な再検討が必要である。

モンテカルロコードによる遮蔽評価結果の信頼性確認手法では、統計指標の確認方法について本研究で様々な分析や検証解析等を実施し確認項目として整理したが、信頼性の合否判断基準を明確にすることは困難であり、様々な角度からの確認結果に基づいて総合的に信頼性を高めることとなる。この点は、今後の審査や安全研究での経験の蓄積や、外部研究成果の進展により改善を重ねることが課題である。

参考文献一覧

- 1 Oak Ridge National Laboratory, “RSIC Data Library Collection CASK (40 group coupled neutron and gamma-ray cross-section data)”, 1975.
- 2 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門、「断面積ライブラリによる遮蔽評価結果への影響比較」、原子力規制委員会 第29回技術情報検討会、資料29-3③、平成29年
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/12348280/www.nra.go.jp/data/000213538.pdf>
(2024年3月21日確認)
- 3 株式会社ナイス、「平成 28 年度原子力規制庁請負成果報告書 断面積ライブラリによる遮蔽評価結果への影響比較」、平成29年
- 4 トランスニュークリア株式会社、「平成 29 年度原子力規制庁請負成果報告書 遮蔽解析コードに係る動向調査」、平成30年
- 5 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵に係る最新安全解析手法の動向調査（遮蔽解析）」、令和元年
- 6 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「令和元年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵に係る最新解析手法の動向調査（遮蔽解析）」、令和2年
- 7 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」、平成27年
- 8 日本原子力学会、「日本原子力学会特別専門委員会成果報告書 モンテカルロ法による放射性物質輸送容器の遮蔽安全評価手法の高度化」、平成25年
- 9 Sato, T., Iwamoto, Y., Hashimoto, S., Ogawa, T., Furuta, T., Abe, S., Kai, T., Matsuya, Y., Matsuda, N., Hirata, Y., Sekikawa, T., Yao, L., Tsai, P. E., Hunter, H. N., Iwase, H., Sakaki, Y., Sugihara, K., Shigyo, N., Sihver, L., Niita, K., “Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 61, Issue 1, pp.127-135, 2024.
- 10 Werner, C. J. ed., “MCNP User’s Manual Code Version 6.2”, Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-29981, 2017.
- 11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力発電施設等安全技術対策委託事業報告書 PHITSコードに係る解検証及び統計指標確認機能の開発」、令和4年
- 12 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和4年度原子力発電施設等安全技術対策委託事業報告書 PHITSコードに係る解検証及び統計指標確認機能の開発」、令和5年
- 13 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和5年度原子力発電施設等安全技

- 術対策委託事業報告書 PHITSコードに係る検証作業及び統計指標確認機能の開発」、令和6年
- 14 一般社団法人高度情報科学技術研究機構、「令和3年度原子力発電施設等安全技術対策委託事業報告書 PHITSコードに係るコード検証及び分散低減機能の高度化）」、令和4年
- 15 一般社団法人高度情報科学技術研究機構、「令和4年度原子力発電施設等安全技術対策委託事業報告書（PHITSコードに係るコード検証及び分散低減機能の高度化）」、令和5年
- 16 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「令和2年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法案の策定」、令和3年
- 17 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「令和3年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法案の高度化」、令和4年
- 18 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「令和4年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法案の高度化」、令和5年
- 19 エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ株式会社、「令和5年度原子力規制庁請負成果報告書 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法案の高度化」、令和6年
- 20 田中俊一、笹本宣雄、岡芳明、川合将義、中沢正治、中村尚司、播磨良子、平山英夫、古田悠、三浦俊正、山路昭雄、山野直樹、横堀仁、兵藤知典、「遮蔽ベンチマーク問題」、JAERI-M 7843、昭和53年
- 21 日本原子力学会、「モンテカルロ法のためのベンチマーク問題集」、平成15年
- 22 Kodeli, I. A., Sartori, E., “SINBAD - Radiation shielding benchmark experiments”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.159, p. 108254, 2021.
- 23 Ueki, K., Ohashi, A., Nariyama, N., Nagayama, S., Fujita, T., Hattori, K., Anayama, Y., “Systematic Evaluation of Neutron Shielding Effects for Materials”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 24, Issue 3, pp. 455-464, 1996.
- 24 Kosako, T., Iimoto, T., Ishikawa, S., Tsuboi, T., Teramura, M., Okamura, T., Narumiya, Y., “Application of Dose Evaluation of the MCNP Code for Interim Spent Fuel Cask Storage Facility”, *Transactions of the Atomic Energy Society of Japan*, Vol. 6, Issue 2, pp. 225-238, 2007.
- 25 Broadhead, B. L., Tang, J. S., Childs, R. L., Parks, C. V., Taniuchi, H., “Evaluation of Shielding Analysis Methods in Spent-Fuel Cask Environments”, *Nuclear Technology*, Vol. 117, Issue 2, pp. 206-222, 1997.

- 26 Asami, M., Sawada, K., Konnai, A., Odano, N., “Application of Dose Evaluation of the MCNP Code for the Spent Fuel Transport Cask”, Progress in Nucl. Sci. and Technol., Vol. 2, pp. 855-859, 2011.
- 27 Dean, V. F. ed., “ICSBEP Guide to the Expression of Uncertainties”, International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) in NEA, 2008.
- 28 ISO/IEC, “Guid to the expression of uncertainty in measurement (GUM)”, ISO/IEC Guide 98-3, 2008.
- 29 Harano, H., Matsumoto, T., Nishiyama, J., Uritani, A., Kudo, K., “Accelerator-based Neutron Fluence Standard of the National Metrology Institute of Japan”, AIP Conf. Proc., Vol. 1099, pp. 915-918, 2009.
- 30 Matsuda, A., Matsumoto, T., Iwamoto, Y., Hagiwara, M., Satoh, D., Sato, T., Iwase, H., Yashima, H., Nakane, Y., Nishiyama, J., Shima, T., Tamii, A., Hatanaka, K., Harano, H., Nakamura, T., “Applicability of the two-angle differential method to response measurement of neutron-sensitive devices at the RCNP high-energy neutron facility”, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, Vol. 849, pp. 94-101, 2017.
- 31 Ohnishi, S., Okuno, K., Konnai, A., Sawada, K., “Experiments and analysis of neutron streaming in iron-polyethylene multi-layer shielding assembly”, Progress in Nucl. And Technol., Vol.6, pp. 139-143, 2019.
- 32 富士電機株式会社、中性子レムカウンタ 型式 : NSN2
<https://www.fujielectric.co.jp/products/radiation/servy/doc/NSN2.pdf> (2024年3月21日確認)
- 33 堤正博、斎藤公明、森内茂、「実効線量当量単位に対応したNaI(Tl)シンチレーション検出器のG(E)関数 (スペクトル-線量演算子) の決定」、JAERI-M 91-204、平成3年
- 34 Iwamoto, O., Iwamoto, N., Kunieda, S., Minato, F., Nakayama, S., Abe, Y., Tsubakihara, K., Okumura, S., Ishizuka, C., Yoshida, T., Chiba, S., Otuka, N., Sublet, J-C., Yamamoto, K., Nagaya, Y., Tada, K., Konno, C., Matsuda, N., Yokoyama, K., Taninaka, H., Oizumi, A., Fukushima, M., Okita, S., Chiba, G., Sato, S., Ohta, M., Kwon, S., “Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 60, Issue 1, pp. 1-60, 2023.
- 35 Shibata, K., Iwamoto, O., Nakagawa, T., Iwamoto, N., Ichihara, A., Kunieda, S., Chiba, S., Furutaka, K., Otuka, N., Ohsawa, T., Murata, T., Matsunobu, H., Zukeran, A., Kamada, S., Katakura, J., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, Issue 1, pp. 1-30, 2011.
- 36 四国電力株式会社、核燃料輸送物設計承認申請書 (MSF-24P)、原燃発第18-78号、平成30年

- 37 四国電力株式会社、「伊方発電所3号炉 設置許可基準規則等への適合性について（使用済燃料乾式貯蔵施設）」第785回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、資料1-2、令和元年

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
後神 進史 主任技術研究調査官
森 憲治 上席技術研究調査官
菱田 政清 技術研究調査官