遮蔽解析の V&V
ガイドライン策定に向けて

2023 年 3 月

「遮蔽計算手法の V&V 検討」研究専門委員会
一般社団法人 日本原子力学会

Research Committee on V&V for shielding calculation method
Atomic Energy Society of Japan

目 次

1. 概説

1.1 「遮蔽解析の V&V 検討」研究専門委員会設立の経緯

1964 年に本学会に「遮蔽」研究専門委員会が設置されて以来、放射線遮蔽関係の研究専門委員会は、原子炉、燃料サイクル施設、輸送容器、RI 取扱施設、加速器施設、核融合実験施設等の遮蔽研究の進展に重要な役割を果たしてきた。

近年では、2008 年からの 4 年間において、「放射線遮蔽」研究専門委員会（主査：平山英夫氏）が発足し、今後の研究展開を見据えた放射線遮蔽分野に係る技術ロードマップ [1.1-1]を作成し、

①許認可を見据えた遮蔽計算手法（含む計算コード、核データライブラリ）の標準化

②国産遮蔽計算コード開発を含む遮蔽計算手法の高精度化

③人材育成を含む技術伝承

等の重要課題を抽出した。

これらを踏まえ、「③人材育成を含む技術伝承」について、2012 年からの 8 年間で、約 30 年前に放射線遮蔽関係の研究専門委員会が作成したガンマ線遮蔽ハンドブック（主査：竹内清氏） [1.1-2]及び中性子遮蔽ハンドブック（主査：中村尚司氏） [1.1-3]を、最新の知見をもとに大幅改定した遮蔽ハンドブック-基礎編- [1.1-4]及び遮蔽ハンドブック-応用編- [1.1-5]をとりまとめ（主査：上蓑義朋氏）、放射線遮蔽分野でこれまでに培われてきた技術知見を「見える化」し、加えて作成活動を通じた若手委員を含めた放射線遮蔽分野の人材育成に貢献できた。

また、「②国産遮蔽計算コード開発を含む遮蔽計算手法の高精度化」については、放射線工学部会の「簡易遮蔽計算コードレビューワーキンググループ」（主査：平尾好弘氏） [1.1-6]で検討が行われており、最新のデータや知見を反映して開発を進めている。しかしながら、開発したコードが許認可等で活用されるためには、その信頼性を十分に示す必要がある。

そこで、本委員会では、「①許認可を見据えた遮蔽計算手法（含む計算コード、核データライブラリ）の標準化」を目指し、国内で開発された遮蔽解析コードの V&V（Verification & Validation）に貢献することを目的として「遮蔽解析手法の V&V 検討」研究専門委員会を設立することになった。

参考文献

[1.1-1] 「放射線遮蔽」研究専門委員会, 放射線遮蔽分野の技術ロードマップの検討, 日本原子力学会 (2012). http://www.aesj.or.jp/special/report/2011/r_hoshasenshahei20120614.pdf

[1.1-2] 「放射線施設遮蔽」研究専門委員会 「ガンマ線遮蔽設計法」ワーキンググループ, ガンマ線遮蔽設計ハンドブック, 日本原子力学会 (1988).

[1.1-3] 「放射線挙動工学」研究専門委員会 「中性子遮蔽設計法」ワーキンググループ, 中性子遮蔽設計ハンドブック, 日本原子力学会 (1993).

[1.1-4] 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会, 遮蔽ハンドブック-基礎編-, 日本原子力学会 (2015).

[1.1-5] 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会, 遮蔽ハンドブック-応用編-, 日本原子力学会 (2020).

[1.1-6] 放射線工学部会, 令和 3 年度簡易遮蔽計算コードレビューワーキンググループ活動報告書, 日本原子力学会 (令和 5 年 3 月). http://www.aesj.or.jp/~rst/R3_WG_report.pdf

1.2 委員名簿および執筆協力者

本書は、主として「遮蔽解析の V&V 検討」研究専門委員会によって作成された。表 1.2-1 に委員会に所属した委員の名簿を、表 1.2-2 に執筆担当一覧を示す。また、本書の執筆および編集に協力して頂いた方々を、その分担内容とともに表 1.2-3 に紹介する。快く執筆をご承諾下さり、原稿をお寄せ頂いたことに深く感謝したい。

表 1.2-1 委員名簿

区分	氏名	所属	年度
主査	鎌田 創	海上・港湾・航空技術研究所海上技術安全研究所	2020-22
幹事	浅見 光史	海上・港湾・航空技術研究所海上技術安全研究所	2020-22
幹事	尾方 智洋	三菱重工業㈱	2020-22
幹事	糸賀 俊朗	高輝度光科学研究センター	2020-22
幹事	奥村 啓介	日本原子力研究開発機構	2020-22
幹事	中野 秀生	日立ＧＥニュークリア・エナジー㈱	2020-22
委員	岩下 充成	㈱IHI	2020-21
委員	上蓑 義朋	日本アイソトープ協会	2020-22
委員	大石 晃嗣	㈱日本環境調査研究所	2020-22
委員	大西世紀	海上・港湾・航空技術研究所海上技術安全研究所	2020-22
委員	奥野 功一	㈱安藤・間 技術研究所	2020-22
委員	金丸 太郎	東芝エネルギーシステムズ㈱	2020-22
委員	河野 秀紀	㈱アトックス	2020-22
委員	黒澤 亮平	㈱ｳﾞｨｼﾞﾌﾞﾙｲﾝﾌｫﾒｰｼｮﾝｾﾝﾀｰ	2020-22
委員	坂本 幸夫	㈱アトックス	2020-22
委員	佐藤 聡	量子科学技術研究開発機構	2020-22
委員	杉田 武志	(有)科学システム研究所	2020-22
委員	助川 篤彦	量子科学技術研究開発機構	2020-22
委員	田中 健一	(一財)エネルギー総合工学研究所	2020-22
委員	谷内 廣明	トランスニュークリア㈱	2020-22
委員	谷口 雅弘	大成建設㈱ 原子力本部 原子力環境技術部	2020-22
委員	坪井 孝文	伊藤忠テクノソリューションズ㈱	2020-22
委員	中田 幹裕	ＭＨＩ原子力研究開発㈱	2020-22
委員	中根 佳弘	日本原子力研究開発機構	2020-22
委員	中村 尚司	東北大学名誉教授	2020-22
委員	波戸 芳仁	高エネルギー加速器研究機構	2020-22
委員	仁井田 浩二	高度情報科学技術研究機構	2020-22
委員	根本 誠	㈱ｳﾞｨｼﾞﾌﾞﾙｲﾝﾌｫﾒｰｼｮﾝｾﾝﾀｰ	2020-22
委員	延原 文祥	東京ニュークリア・サービス㈱	2020-22
委員	萩原 雅之	高エネルギー加速器研究機構/量子科学技術研究開発機構	2020-22
委員	伴 秀一	高エネルギー加速器研究機構	2020-22
委員	平尾 好弘	海上・港湾・航空技術研究所海上技術安全研究所	2020-22
委員	平山 英夫	高エネルギー加速器研究機構	2020-22
委員	山口 勝義	伊藤忠テクノソリューションズ㈱	2020-22
委員	山野 直樹	特定非営利活動法人放射線線量解析ネットワーク	2020-22
委員	吉岡 健太郎	東芝エネルギーシステムズ㈱	2020-22

表 1.2-2 執筆担当一覧

章節	内容	分担者※
1.	概要	鎌田、浅見
2.	遮蔽解析 V&V の進め方についての提言	取りまとめ：奥村
2.1	背景と目的	奥村
2.2	保守的評価手法への対応方針	奥村
2.3	特定業務 V&V とデータ・コード V&V	奥村
2.4	データ・コード開発者の留意点	奥村
2.5	データ・コード使用者の留意点	坂本、月山
3.	遮蔽解析に使用されるデータ・コードの概要	取りまとめ：奥村
3.1	評価済核データライブラリ JENDL-5	岩本
3.2	核データ処理コード FRENDY	多田
3.3	点減衰核法データ・コード	坂本、平尾、河野、延原
3.4	DOORS3.2	田中
3.5	EGS5	平山
3.6	PHITS	仁井田
4.	遮蔽解析の概要（原子力施設）	取りまとめ：尾方
4.1	軽水炉	中田、尾方
4.2	放射性物質輸送貯蔵容器	浅見、鎌田、平尾、大西、仁井田、坂本、尾方、中田、谷内
4.3	使用済燃料中間貯蔵施設	坪井、山口
4.4	廃炉及び廃棄物	中田、杉田、尾方
5.	遮蔽解析の概要（RI 施設、加速器施設）	取りまとめ：糸賀
5.1	^{60}Co ガンマ滅菌施設	大石
5.2	ガンマナイフ施設	大石
5.3	医療用電子リニアック	上蓑、延原
5.4	PET 薬剤製造施設	奥野
5.5	陽子線治療施設・重粒子線治療施設	奥野、谷口、延原
5.6	ホウ素中性子捕捉療法施設	上蓑
5.7	陽子・重イオン加速器施設	上蓑
5.8	電子加速器施設	萩原、糸賀

※下線は執筆責任者。

表 1.2-3 協力者名簿

氏名	所属	分担
月山 俊尚	㈱アトックス	2.5
岩本 修	日本原子力研究開発機構	3.1
多田 健一	日本原子力研究開発機構	3.2

2.　遮蔽解析 V&V の進め方についての提言

2.1 背景と目的

「遮蔽解析手法の V&V 検討」研究専門委員会は、この分野のロードマップの１つである「許認可を見据えた遮蔽計算手法（計算コード、核データライブラリを含む）の標準化」を目指し、国内で開発された遮蔽解析コードの V&V（Verification＆Validation）に貢献することを目的として 2020 年４月に設立された。

関連事項として、2015 年 12 月に、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」が刊行された[2-1]。このガイドラインの適用範囲として、「外部環境に関する所定の条件下で, 原子力関連施設の設計, 建設及び運転に適用される核, 放射線, 熱流動, 化学反応及び構造分野, 並びにこれらの複合分野におけるモデルリング&シミュレーションを実施するときのシミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものである。」[2-1]とある。よって、遮蔽解析の V&V においても、このガイドラインに沿って進めていくのが妥当であると言える。ただし、このガイドラインは、広範囲な分野に共通する考え方が示されている反面、内容が抽象的であり個々の遮蔽問題への具体的な適用方法は、V&V を実施する当事者が考える必要があり、現状ではこの作業イメージがほとんどできていない。

遮蔽解析 V&V ガイドラインでは、個々の遮蔽問題での解析結果に対する信頼性評価の方法を具体的に示すことが望ましいと考えられるが、専門委員会での議論を進めていく中で、以下の課題が明らかとなった。

① 一言に遮蔽解析といっても、解析目的、解析対象、扱う放射線、物理現象、使用するデータ・コードはさまざまであり、それらを網羅的かつ具体的に示す V&V の方法を作成するには多大な時間と人員を要する。

② 特定の業務に関する遮蔽解析に対する V&V を実施して、具体例として示すことが提案されたが、これ自体も１つの大きな事業に匹敵する作業であり、時間と人員の観点から容易ではない。また、選定した特定分野の専門委員に大きな負荷がかかる一方で、該当しない専門委員は傍観者となり、原子炉や加速器等を含め多種多様な施設の放射線遮蔽の専門家が集まる委員会としてのメリットが活かせない。

そこで、１つの特定の施設や業務に関して V&V 手法を深掘りするよりは、学会標準に沿った V&V を進めるうえで初期の作業ステップとなる「概念モデルの開発」や「数学的モデル化（コード検証、計算検証）」[2 -1]に必要な基本情報を解析対象（または業務対象）ごとに整理することを本書の主な目的にすることとした。なお、上記の②については、モンテカルロコードを用いた使用済燃料等の輸送・貯蔵の許認可申請を想定し、学会標準の考え方を基本とした遮蔽解析 V&V の検討が進められており[2-2]、将来的には１つの具体的な事例を与えてくれるものと期待される。

事業者が行う解析業務では、従来使用されてきたデータ及び解析コード、並びに説明方法が踏襲されることが多い。一方、今後 V&V が期待されるデータ・コードは、むしろ最新知見を反映して新たに開発・改良されるものである。

このような観点から第 3 章では、従来使用されてきたデータ・コードに限定せず、むしろ今後の利用が期待される新しいデータ・コードや、研究開発の分野には広く利用されながらも許認可申請等の業務では限定的にしか利用されてこなかったモンテカルロ法等のコードも採りあげ、その概要を示すこととした。

第 4 章及び第 5 章では、現在行われている主な遮蔽解析の実務において、どのようなデー

タ・コードを用いて、どのような解析が行われているかを例示としてまとめた。解析対象は、「放射線遮蔽ハンドブック - 応用編 -」[2-3]を基に選定している。これは、第 3 章で挙げたような新知見を導入したデータ・コードを、今後の遮蔽解析 V&V に具体的に適用する方法を検討するための材料となるものである。また、成果の普及を期待するデータ・コードの開発者に対し、どのような解析が実務として行われているかを示すものでもある。データ・コードの開発者は、第 4 章及び第 5 章で示された解析業務に対し、有用なベンチマーク解析を行って、開発したデータ・コードの信頼性を示すことができれば、ユーザー（事業者）は新しいデータ・コードを業務に導入しやすくなり、開発者とユーザーの双方にとって大きなメリットがもたらされるものと期待される。

2.2 保守的評価手法への対応方針

原子力学会標準の V&V プロセスは、モンテカルロシミュレーションのようなベストエスティメーション手法による解析結果に対し、不確かさを定量化することを主な目的としている。しかし、これまで遮蔽解析の分野で広く利用されてきた点減衰核法のような保守的評価手法の信頼性評価は今後も必須と言える。

原子力学会標準の V&V では、「数学的モデル化」の段階で、支配方程式が実現象を再現するには不十分であることを理由に、近似を導入した保守的評価手法は最初から排除されてしまう可能性がある。支配方程式やデータがベストエスティメーション手法とは言えない近似手法に基づいていても、原子力学会標準の V&V と同様な信頼性評価のプロセスの中で、バイアス誤差が業務で解析対象とする適用範囲において常時保守的であることが示されるのであれば、原子力学会標準の V&V の考え方は、保守的評価手法による解析結果の信頼性評価にも拡張して適用できるものと考えられる。例えば、既に V&V が完了しているベストエスティメーション手法や「物理的モデル化」プロセスで得られる実験データとの比較により、保守的評価手法の信頼性を評価することが考えられる。その具体的な方法論については、原子力学会標準の V&V の拡張として検討を進めていく必要があるように思われる。

2.3 特定業務 V&V とデータ・コード V&V

V (Verification) & V (Validation)の日本語訳は、原子力学会標準において、「検証（Verification）」と「妥当性確認（Validation）」とされている。原子力学会標準が定めるこれらの用語の正確な定義や V&V プロセスは、文献 2.1-1 に記載されているが、データ・コードの開発者がその信頼性を示すために行っている V&V とは、微妙に意味や作業プロセスが異なっているように思われる。これは、原子力学会標準の V&V は、原子力関連施設の許認可申請のように、目的や対象を特定して実施した解析結果の信頼性評価を目的としているのに対し、データ・コードの V&V は、多くの場合、それらの開発者または管理者が、比較的広範囲な目的や対象に利用される汎用性が高いデータやコードの信頼性を示す目的で行っているためである。そこで、以下では、主にデータ・コードの開発者が行っている「データ・コード V&V」と原子力学会標準 V&V と同義である「特定業務 V&V」との違いについて述べる。

「データ・コード V&V」でのデータとは、例えば、JENDL-5（3.1 節参照）のような評価済み核データライブラリやこれを FRENDY のような核データ処理コード（3.2 節参照）で加工して解析コードに提供されるデータライブラリ（以下、炉定数・遮蔽定数ライブラリという）などを示す。データは、定められたルール（フォーマット）に従って作成されるが、何らかのミスや処理コードの不具合等により、ルールから逸脱したデータが部分的にでも含まれていると、開発者やユーザーが意図する解析結果は得られなくなる。このため、データのプ

ロットによる目視やフォーマットチェックプログラムなどを駆使して、意図したデータが正しく格納されていることを確認している。

解析コードの開発では、少なくとも初期の段階では、上記のようなデータとは独立して開発されていることが多い。解析コードには、支配方程式（例えば輸送方程式）をできるだけ厳密に解くことを目指したもの（例：連続エネルギーモンテカルロ法コード）もあれば、適用範囲を想定した近似手法（例えば、空間の離散化、エネルギーの多群化、拡散近似などの支配方程式の簡素化）を導入したコードもある。例えば、炉定数・遮蔽定数ライブラリやビルドアップ係数などが解析コードとは別に提供される場合、拡散近似法コードや点減衰核法コードに求められることは、コードに導入している支配方程式を数値解法により正しく解くことだけであり、必ずしも実際の物理現象を再現することではない。このことから、「データ・コード V&V」における Verification は、不具合がないことの検証であり品質保証に近いものと言える。

「データ・コード V&V」における Validation では、開発者は、公開されている実験データのベンチマーク解析を行ってその再現性を示すことで、データと解析コードのセットとしての信頼性を示そうとしている。このプロセスは、不確かさの定量化を目指す原子力学会標準 V&V のプロセスほど厳密なものではないが、ほぼ同様なものと言える。

解析対象を必ずしも特定しない解析コードの V&V における Verification は、開発者による不具合がないことの検証（コード検証）を意味しているのに対し、解析対象が確定していることを想定している原子力学会標準 V&V での Verification は、対象のモデル化に伴う検証（幾何学形状近似やメッシュ分割効果などの計算検証）を含めていることに留意しておく必要がある。また、解析結果は、必ず核データや炉定数・遮蔽定数ライブラリに依存するものであることから、解析コード単体の Validation というものは存在しない。例えば、「連続エネルギーモンテカルロ法コード PHITS の Validation」といった表現は、データライブラリが特定されたデータ・コードシステム以外に対しては不適切な表現であり、複数の核データライブラリをユーザーが選択できるような場合には、例えば「JENDL-5 と PHITS による解析の Validation」として信頼性評価の結果が示されるべきものである。

2.4 データ・コード開発者の留意点

データ・コードの開発者は、ユーザーによる特定業務の解析に協力をすることはあっても、その実務に主体的に参加することは現状多くない。近年の新知見や V&V 導入の流れは、新しいデータ・コードの開発者にとって、成果を普及させるチャンスとも言える。これを活かすためには、データ・コードの開発者は、特定業務 V&V を実施するユーザー満足に向けて、以下の点に留意することが望まれる。

① 利用マニュアルには、特定業務 V&V を実施するユーザーを意識して、基礎理論やモデルの説明を十分に記載する。
② 解析コードの利用マニュアルにはデータ・コードの適用範囲（または不適用範囲）を明記する。
③ 第 4 章及び第 5 章の特定業務への利用を想定したサンプル入出力を整備する。
④ 開発者が独自に行っている「データ・コード V&V」としての Verification の結果を品質保証の一環として示す。
⑤ バージョン管理を明確に実施し、変更点と影響の範囲を情報発信する。
⑥ 不具合情報は、影響の範囲を示して、迅速かつ正確に発信する。
⑦ 多様なデータの選択肢をユーザーに与えるよりは、開発者が最も推奨するデータとコー

ドを１セットとして提供する。

⑧ 機能性向上や精度向上のためのデータ・コードの更新は最小限にとどめる。

⑨ 第 4 章及び第 5 章の特定業務を対象として、不確かさ評価を容易にする仕組みを導入する（例：必要な共分散核データの整備や感度解析機能）

⑩ 第 4 章及び第 5 章で示す実務に近いベンチマーク実験解析を行って、信頼性評価の結果をユーザーが参照可能なエビデンスとして公開する。

⑪ データ・コードのどちらかを更新した場合には、⑩を再度実施してユーザーに示す。可能であれば、過去の解析結果との違いと差異要因を示す。

また、実際の許認可申請等に係る解析業務において、どのような品質向上が求められているか[2-4]を、データ・コード開発者も理解しておく必要があると思われる。

2.5 データ・コード使用者の留意点

遮蔽計算コード及びデータは、各種の遮蔽及び放射線挙動の実験解析並びに予測計算等に使われるとともに、施設等の遮蔽設計及び放射線被ばく線量評価等にも使われる。本節では、前者の実験解析等に使われる場合と、後者の遮蔽設計・安全評価の申請に使われる場合に分けて留意点を記す。

(1) 実験解析及び予測計算に使われる場合

実験解析及び予測計算に遮蔽計算コードを用いる場合には、線源条件、実験体系（遮蔽材の配置・寸法等）、遮蔽材等の元素組成・密度、検出器の応答関数を出来るだけ明確にする必要がある。予測計算の段階でこれらの情報が詳細に得られない場合には、類似の実験に関する情報または文献データに基づくものでもよい。ただし、実験を行った後の比較計算に際しては出来るだけこれらの情報を明確にすることが望ましい。解析結果と実験結果に差異がみられる場合、これらの条件設定によることが多いためである。また、場合によっては、測定体系だけでなく周囲の体系を含めた実験解析も行い、実験室の壁面・床面・天井面からの散乱放射線による寄与も評価することも必要である。

(2) 遮蔽設計及び放射線被ばく線量評価等に使われる場合

施設等の設計段階での計算結果は予測値にすぎない。これを用いて設計及び工事計画の認可申請「設工認」を行う場合には、以下の点を考慮する必要がある。

① 使用するデータ・コードの妥当性確認

一般的には、データ・コードの開発者による解法等の説明資料及びベンチマーク実験解析による精度評価の結果を確認して引用すれば良い。ただし、実績や経験がない問題や従来と適用範囲が大きく変わる場合には、適切な実験データを用いてベンチマーク実験解析をする必要がある。

② 申請事項に関する入出力データの妥当性確認

上記で妥当性確認を行ったデータ・コードで遮蔽設計計算を行い、線量率等を評価する際は、安全側の設定（最大の線源条件、最小の遮蔽条件等）値が正しく入力されていることを確認する。

従前の申請に用いていたデータ・コードの使用に関しては、その信頼性評価は不問にされていたが、新しく評価されたデータは積極的に使用すべきとの潮流とともに、S_N 計算コードなどに比べて断面積データ、３次元体系の取り扱い、放射線挙動の取り扱いの厳密さの観点から、今後はモンテカルロ計算コードの使用の機会が増えるものと思われる。一方で、モンテカルト計算コードは使用者のスキルに依存して計算結果が左右されるリスクがあり、事前に別法等で計算結果の妥当性を確認することが重要である。

参考文献

[2-1] 一般財団法人 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,” 日本原子力学会, AESJ-SC-A008:2015, (2015).

[2-2] 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 (1D02), (2021).

[2-3] 「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, “遮蔽ハンドブック-応用編-,” 一般財団法人 日本原子力学会 (2020).

[2-4] 一般財団法人 原子力安全推進協会, “原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン,” JANSI-GQA-01-第 3 版 (2021).

3.　遮蔽解析に使用されるデータ・コードの概要

3.1　評価済核データライブラリ JENDL-5

3.1.1 収録データの概要

原子炉や加速器における放射線のシミュレーション計算などで必要となる中性子や荷電粒子、光子と原子核との反応や原子核の崩壊に関する評価値を収録したデータベースである。JENDL は Japanese Evaluated Nuclear Data Library の略で、第 1 版である JENDL-1 が 1977 年に公開され、第 5 版である JENDL-5 が 2021 年に公開された[3.1-1]。JENDL-5 は(1)中性子反応、(2)熱中性子散乱則、(3)核分裂収率、(4)崩壊データ、(5)陽子反応、(6)重陽子反応、(7)アルファ粒子反応、(8)光核反応、(9)光子-原子、(10)電子-原子、(11)原子緩和の 11 のサブライブラリで構成されている。データは ENDF-6 形式[3.1-2]で収録されており、日本原子力研究開発機構のウェブサイト(https://wwwndc.jaea.go.jp/)よりダウンロードして利用可能である。

3.1.2 サブライブラリの粒子、エネルギー、核種等

サブライブラリ名	内容	収録核種（物質、元素）数
中性子反応	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの中性子入射反応データ	795 核種
熱中性子散乱則	物質に対する熱中性子散乱則データ	37 物質
核分裂収率	中性子入射および自発核分裂による核分裂収率データ	36 核種
崩壊データ	中性子および H (Z=1) から Og (Z=118) までの崩壊データ	4,071 核種
陽子反応	200 MeV までの陽子入射反応データ	239 核種
重陽子反応	200 MeV までの重陽子入射反応データ	9 核種
アルファ粒子反応	15 MeV までのアルファ粒子入射反応データ	18 核種
光核反応	140 または 200MeV までの光子入射反応データ	2,684 核種
光子-原子	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの 光子-原子反応データ	100 元素
電子-原子	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの 電子-原子反応データ	100 元素
原子緩和	H (Z=1) から Fm (Z=100) までの 原子緩和データ	100 元素

3.1.3 主な利用目的、具体例など

原子核の反応断面積や崩壊などの参照データであり、物質中の放射線の輸送計算、様々な様式の原子炉の核計算に利用可能である。通常、FRENDY や NJOY などの処理コードを利用することで、様々な放射線の輸送計算や原子炉の核計算コードの入力となるデータの作成が可能である。また、処理済みのデータも日本原子力研究開発機構のウェブサイト(https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program/)で公開されている。

3.1.4 収録データの評価方法

中性子などの原子核反応データは断面積や放出に関する微分実験をもとに評価を行うと共

に、原子炉の核計算や中性子の遮蔽に関わる積分実験に対するベンチマークテストを実施して妥当性を確認してある。原子核の共鳴領域については、主に測定データの共鳴解析により得られた共鳴パラメータが収録されている。また、共鳴領域以上では主として核反応理論モデル計算コードを用いて、実験データと整合するように断面積や放出粒子の角度・エネルギー分布が評価されている。詳しくは参考文献[3.1-1]を参照のこと。

3.1.5 引用すべき文献

O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023).
DOI: 10.1080/00223131.2022.2141903

3.1.6 ベンチマーク計算例

日本原子力研究開発機構 FNS や大阪大学 OKTAVIAN を用いて黒鉛や鉄などに中性子を照射して測定された反応率や中性子フラックスの測定結果と比較を行い中性子遮蔽計算における核データの妥当性が確認されている。詳しくは参考文献[3.1-3]を参照のこと。

様々な様式の原子炉に対して ICSBEP を用いた臨界性や、高速炉に対する臨界性、反応率比、ボイド反応度などのベンチマーク計算を実施し妥当性が確認されている。詳しくは参考文献[3.1-4]を参照のこと。

参考文献

[3.1-1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023). DOI: 10.1080/00223131.2022.2141903 (Open Access).

[3.1-2] A. Trkov, M. Herman and D. A. Brown (ed.), "ENDF-6 Formats Manual", CSEWG Document ENDF-102, BNL-203218-2018-INRE, Brookhaven National Laboratory (2018).

[3.1-3] C. Konno, M. Ohta, S. Kwon, S. Ohnishi, N. Yamano, S. Sato, “JENDL-5 benchmark test for shielding applications”, J. Nucl. Sci. Technol., (2023). DOI:10.1080/00223131.2022.2164372

[3.1-4] K. Tada, Y. Nagaya, H. Taninaka, K. Yokoyama, S. Okita, A. Oizumi, M. Fukushima, S. Nakayama, “JENDL-5 Benchmarking for Fission Reactor Applications”, J. Nucl. Sci. Technol. (accepted)

3.2　核データ処理コード FRENDY

3.2.1 解析コードの機能概要

核データ処理コード FRENDY(From Evaluated Nuclear Data library to any application)[3.2-1]は JENDL[3.2-2]、ENDF/B[3.2-3]、JEFF[3.2-4]、TENDL[3.2-5]などの評価済み核データファイルから PHITS[3.2-6]や MCNP[3.2-7]などの放射線輸送計算コードで用いる断面積ファイルを生成するコードである。核データ処理コードは単なるデータ変換ではなく、内部で様々な処理を行っている。図 3.2-1 に FRENDY で実施している核データ処理の主な項目を挙げた。このように、核データ処理コードは様々な計算が必要となっている。

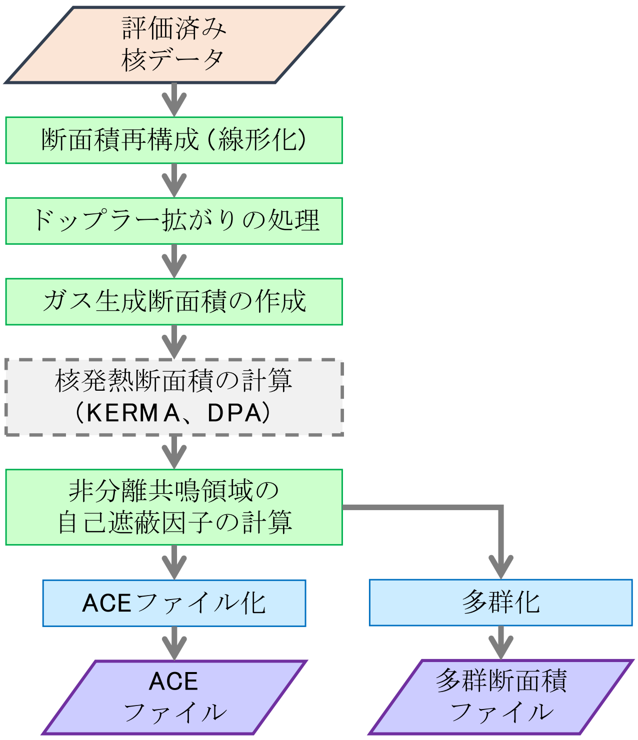

図 3.2-1 FRENDY での核データ処理の流れ

FRENDY は二条項 BSD ライセンス準拠のオープンソースソフトウェアである。FRENDY を利用する際の制約は特になく、またユーザーは自由に FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]から最新版をダウンロードすることができる。なお、FRENDY の利用条件の詳細については、FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]をご参照いただきたい。

FRENDY では、主に PHITS や MCNP のような連続エネルギーモンテカルロ計算コードで用いる、ACE ファイル[3.2-9]と、Sn 計算コードなどの多群決定論コードで用いる多群断面積ファイル(GENDF[3.2-10]及び MATXS[3.2-10])の二種類の断面積ライブラリーを生成することが可能である。ただし、図 3.2-1 中に点線で記載している通り、現行の FRENDY 第 2 版では、KERMA 係数や DPA 断面積の計算に必要な核発熱断面積を計算することができない。そのため、KERMA 係数や DPA 断面積を利用するためには、NJOY の HEATR モジュール[3.2-10]などを用いる必要がある。また、γ 線入射の多群断面積ライブラリーも生成できない。γ 線入射の多群断面積ライブラリーを生成する場合には、NJOY の GAMINR モジュール[3.2-10]などを用いる必要がある。

FRENDY では核データ処理以外に、評価済み核データファイルや ACE ファイル中のデー

タを読み取って断面積データを描画する機能、ACE ファイルの断面積データを摂動する機能など、核データ処理に関連する様々な機能が用意されている。核データ処理以外の FRENDY の機能の詳細については参考文献[3.2-11]に記載した。

核データ処理コードでは、ユーザーが指定した任意の温度、処理条件で断面積ライブラリーを生成する。NJOY[3.2-10]や PREPRO[3.2-12]などの従来の核データ処理コードでは、図 3.2-1 に示す個々の処理に対し、個別に入力を用意し、処理条件を設定する必要があった。そのため、核データ処理に詳しくないユーザーにとっては、適切な入力を生成することが困難であり、核データ処理のハードルを高くする要因の一つとなっていた。そこで FRENDY では、入力の簡易化に努めており、以下の二つの入力項目だけで処理を実行することが可能である。

(1) ACE ファイルを生成するといった処理の内容(何を生成するのか)
(2) 処理を行う評価済み核データファイルのファイル名

もちろん、これは極端な例であるが、ほとんどのユーザーにとっては、上記の二つの入力項目に加えて、温度と生成する断面積ファイル名があれば十分である。なお、入力の説明については FRENDY のマニュアル[3.2-1]や FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]にある講義資料[3.2-13]に詳しく記載した。

3.2.2 扱う粒子（または現象）およびエネルギー範囲

FRENDY で処理することができる入射粒子は中性子のみである。なお、放射化断面積ファイル(Dosimetry)と熱中性子散乱則データも処理することが可能である。また、エネルギー範囲については制約がない。FRENDY では、評価済み核データファイルで記載されている全エネルギー範囲のデータを処理することができるため、ユーザーがエネルギー範囲を設定する必要はない。

3.2.3 主な利用目的、具体例など

FRENDY の主な利用目的は、PHITS や MCNP などの放射線輸送計算コードで用いる断面積ファイルの生成である。FRENDY を用いることで JENDL、ENDF/B、JEFF、TENDL などの評価済み核データファイルから、任意の温度の断面積ファイルを生成することができる。

FRENDY の入力例は FRENDY のマニュアル[3.2-1]に詳しく記載しているが、U-235 及び H in H_2O の 300 K の ACE ファイルおよび多群断面積ファイル(GENDF 及び MATXS)を生成する際の入力例を以下に示す。なお、各行の「//」以降はコメントとなっている。

(1) ACE ファイルの生成方法 (ファイル名：U235.dat、温度：300K)

```
ace_file_generation_fast_mode                          // Processing mode name
        nucl_file_name      U235.dat                   // Nuclear data file name
        temp                300.0                      // Temperature [K]
        suffix_id           .50                        // Suffix ID for ACE file
        ace_file_name       U235.fast.ace              // ACE file name
        ace_dir_file_name   U235.fast.ace.dir          // MCNP directory information
```

(2) ACE ファイルの生成方法 (ファイル名：H001.dat、HinH2O.dat、温度：300 K)

```
ace_file_generation_thermal_scatter_mode               // Processing mode name
```

```
nucl_file_name          H001.dat             // Nuclear data file name
nucl_file_name_tsl      HinH2O.dat           // TSL data name
temp                    300.0                // Temperature [K]
suffix_id               .50                  // Suffix ID for ACE file
ace_file_name           HinH2O.tsl.ace       // ACE file name
ace_dir_file_name       HinH2O.tsl.ace.dir   // MCNP directory information
```

(3) 多群断面積ファイルの生成方法 (ファイル名：U235.dat、温度：300 K)

```
mg_neutron_mode                                     //Process mode
    mg_edit_option     ( MATXS   GENDF )            //Output format
    nucl_file_name     U235.dat                     // Nuclear data file name
    mg_file_name       U235                         //Multigroup XS file name
    temperature        300.0                        // Temperature [K]

    mg_structure               ( xmas_nea-lanl_172 ) // Multigroup energy group structure
    mg_weighting_spectrum ( 1/e )                   // Weighting spectrum
```

(4) 多群断面積ファイルの生成方法 (ファイル名：H001.dat、HinH2O.txt、温度：300 K)

```
mg_neutron_mode                                     //Process mode
    mg_edit_option     ( MATXS   GENDF )            //Output format
    nucl_file_name     H001.dat                     // Nuclear data file name
    nucl_file_name_tsl   HinH2O.dat                 // TSL data name
    mg_file_name       H_in_H2O                     //Multigroup XS file name
    temperature        300.0                        // Temperature [K]

    mg_structure               ( xmas_nea-lanl_172 ) // Multigroup energy group structure
    mg_weighting_spectrum ( 1/e )                   // Weighting spectrum
```

3.2.4 コードで扱う基礎方提式、モデル

核データ処理の計算式は図 3.2-1 に示す各項目で異なっていること、また多岐にわたることから、ここでは詳細の説明は省略する。核データ処理で用いている計算式は FRENDY のマニュアル[3.2-1]や ENDF-6 フォーマットマニュアル[3.2-14]に詳細な説明があるので、詳細はそちらをご参照いただきたい。また、FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]にある講義資料[3.2-13]にも各項目の概要についての記載がある。本節での説明で分からないことがあった場合には、FRENDY のマニュアル[3.2-1]や、講義資料[3.2-13]をご参照頂きたい。

3.2.5 推奨するデータライブラリ

特に推奨するデータライブラリは無い。なお、FRENDY では、JENDL-4.0[3.2-15]、JENDL-5[3.2-16]、ENDF/B-VII.1[3.2-17]、ENDF/B-VIII.0[3.2-18]、JEFF-3.3[3.2-19]、TENDL-2019[3.2-20]、TENDL-2021[3.2-20] に収録されている全ての中性子入射の断面積ファイルについて、適切に処理できることを確認している。その他の評価済み核データファイルについても問題はない

と考えているが、もし何か問題が見つかった場合には開発者(tada.kenichi@jaea.go.jp)までご連絡いただきたい。

3.2.6 導入している主な近似法

FRENDY では近似やデータの削減は用いていない。評価済み核データに記載されている処理方法に準拠した処理を行っている。

3.2.7 引用すべき文献

FRENDY の参考文献は以下の通りである。

・FRENDY

K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp.806-817 (2017).
https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.1080/00223131.2017.1309306

・FRENDY の多群処理機能

A. Yamamoto, K. Tada, G. Chiba, T. Endo, "Multi-group neutron cross section generation capability for FRENDY nuclear data processing code," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**, pp.1165-1183 (2021).
https://www.tandfonline.com/doi/full/10.1080/00223131.2021.1921631

3.2.8 ベンチマーク計算例

FRENDY の処理の検証に関する論文は以下の通りである。なお、本文献は FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]にも記載している。今後も追加していく予定であるので、最新版の文献リストについては FRENDY のダウンロードサイト[3.2-8]をご確認いただきたい。

・FRENDY による ACE ファイル生成機能

K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp.806-817 (2017).
https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.1080/00223131.2017.1309306

N. Fujimoto, K. Tada. H. Q. Ho, S. Hamamoto, S. Nagasumi, E. Ishitsuka, "Nuclear data processing code FRENDY: A verification with HTTR criticality benchmark experiments," *Ann. of Nucl. Energy*, **158**, 108270 (2021).
https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108270

・FRENDY の多群処理機能

A. Yamamoto, K. Tada, G. Chiba, T. Endo, "Multi-group neutron cross section generation capability for FRENDY nuclear data processing code," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**, pp.1165-1183 (2021).
https://www.tandfonline.com/doi/full/10.1080/00223131.2021.1921631

G. Chiba, A. Yamamoto, K. Tada, "ACE-FRENDY-CBZ; A New neutronics analysis sequence using multi-group neutron transport calculations," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **60**, pp.132-139 (2022).
https://www.tandfonline.com/doi/full/10.1080/00223131.2022.2087783

M. Ono, M. Tojo, K. Tada, A. Yamamoto, "Investigation of the impact of different between FRENDY and NJOY2016 on neutronics calculations," *Proc. Physor2022*, (2022).

参考文献

[3.2-1] K. Tada, A. Yamamoto, S. Kunieda, Y. Nagaya, "Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2," JAEA-Data/Code 2022-009 (2023).

[3.2-2] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023).

[3.2-3] D. A. Brown, M. B. Chadwick, R. Capote, A. C. Kahler, A. Trkov, et al., “ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data,” Nucl. Data Sheets, 148, pp.1-142 (2018).

[3.2-4] A. J. M. Plompen, O. Cabellos, C. D. S. Jean, M. Freming, et al., “The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3,” European Physical Journal A, 56 pp.181_1-181_108 (2020).

[3.2-5] A.J. Koning, D. Rochman, J. Sublet, N. Dzysiuk, M. Fleming and S. van der Marck, "TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology", Nucl. Data Sheets 155 (2019).

[3.2-6] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS Version 3.02,” J. Nucl. Sci. Technol. 55, pp.684-690 (2018).

[3.2-7] Jr., S. Swaminarayan, J. E. Sweezy, S. C. Wilson, A. J. Zukaitis, “MCNP Code Version 6.3.0 Release Notes,” LA-UR-22-33103, Rev. 1. (2023).

[3.2-8] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/

[3.2-9] J. L. Conlin, “A Compact ENDF (ACE) Format Specification,” LA-UR-19-29016 (2019).

[3.2-10] A. C. Kahler, “The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016,” LA-UR-17-20093 (2017).

[3.2-11] 多田健一、FRENDY で出来ること ※ただし核データ処理を除く、炉物理の研究 第 75 号 (2023).

[3.2-12] D. E. Cullen, “PREPRO 2021,” IAEA-NDS-0238 (2021).

[3.2-13] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/#id6

[3.2-14] A. Trkov, M. Herman, D. Brown, “ENDF-6 Formats Manual,” BNL-203218-2018-INRE (2018).

[3.2-15] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48, pp.1-30 (2011).

[3.2-16] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60, pp.1-60 (2023).

[3.2-17] M.B. Chadwick, M. Herman, P. Obložinský, M.E. Dunn, et al., "ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data", Nucl. Data Sheets 112 pp.2887-2996 (2011).

[3.2-18] D.A.Brown, M.B.Chadwick, R.Capote, A.C.Kahler, et al., "ENDF/B-VIII.0: The 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards

and thermal scattering data", Nucl. Data Sheets 148 pp.1-142, (2018).
[3.2-19] A.J.M. Plompen, O. Cabellos, C. De Saint Jean, M. Fleming, et al., "The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3", Eur. Phys. J. A56 p.181 (2020).
[3.2-20] A.J. Koning, D. Rochman, J.-Ch. Sublet, N. Dzysiuk, et al., "TENDL: Complete nuclear data library for innovative nuclear science and technology", Nucl. Data Sheets 155 pp.1-55 (2019).

3.3　点減衰核法データ・コード

3.3.1 γ線ビルドアップ係数[3.3-1]

γ線ビルドアップ係数は、γ線の点減衰核法で使われる計算定数で、線源から評価点まで一度も衝突せずに到達するγ線による線量に対して、散乱線による線量の増倍の効果を表すもので、前述の線量に乗じて全体の線量を評価するものである。

(1) ANSI/ANS-6.4.3(1991) [3.3-2]

γ線ビルドアップ係数は 1950 年代から評価されているデータである。1979 年に発生した米国スリーマイル島 TMI の原発事故時に、排気筒の減衰タンクに残った Xe-133 等の放射能量をタンク外側の線量率から評価しようとしたところ、低エネルギーγ線に対する遮蔽材の質量減衰係数及びγ線ビルドアップ係数がないことから、その後の事故の後処理で支障があった。そこで米国原子力学会の標準委員会では ORNL の Trubey 氏を主査にこれらのデータの整備を行った。γ線に対する各種物質の質量減弱係数には NBS（後の NIST）の Hubbell 氏のデータが採用され、γ線ビルドアップ係数には NBS のモーメント法の計算コードにより整備がすすめられた。このデータには高原子番号の物質での二次光子（制動Ｘ線及び消滅γ線）の影響が考慮されていないため、高原子番号の物質にはこれらの線量寄与を考慮できる日本（当時の船舶技術研究所及び日本原子力研究所）で開発された直接積分法の計算コード PALLAS[3.3-3]によるデータが提供された。また二次光子の寄与、コヒーレント散乱の影響は当時の高エネルギー研究所で開発整備が進められていた電磁カスケードモンテカルロ計算コード EGS4[3.3-4]で検証された。さらに、γ線ビルドアップ係数の遮蔽厚さに対する近似式には、従来の Taylor の式に加えて、元東京工業大学の播磨氏が提案された等比級数の和で表される GP 近似式[3.3-5]が採用された。

ANSI/ANS-6.4.3(1991)でのビルドアップ係数は、照射線量と吸収線量に対する 2 種類だけであり、ICRP1977 年勧告に沿った 1cm 線量当量の算出は困難であった。そこで実効換算係数の概念が導入された。ICRP のレポートでは、自由空気中における空気吸収線量に対する 1cm 線量当量の比が示されているが、遮蔽計算では遮蔽体後方での散乱線を含むγ線に対する線量を評価する必要があり、遮蔽体後方での空気吸収線量と 1cm 線量当量の比が整備された。（この数値は、日本国内において重宝がられた。）

(2) 日本原子力学会のγ線ビルドアップ係数標準[3.3-6]

1991 年に公刊された ANS のγ線ビルドアップ係数は、その後数年間隔で見直しの機運があり日本での研究者への協力要請があったが、実際の改訂作業には至らなかった。一方、日本国内では ICRP の 1990 年勧告に沿って遮蔽計算での評価線量が実効線量になり、その対処が必要になった。前述(1)の実効換算係数の導入も考えられたが、断面積データ及びγ線ビルドアップ係数算出コードの一貫性を図る観点から、日本原子力学会標準委員会の場でγ線ビルドアップ係数を整備することになった。γ線ビルドアップ係数算出コードとしては、元東京工業大学・若狭湾エネルギー研究センターの清水氏が開発・整備した IE コードで、100mfp までのデータ整備を進めた。制動Ｘ線の二次放射線の生成には、事前に EGS4 コードで生成マトリックスを生成し、一次光子のスペクトルにこのマトリックスを乗じて遮蔽体内での二次光子の輸送計算を行っている。γ線ビルドアップ係数の種類は、従来の照射線量及び吸収線量以外に、AP 照射条件及び ISO 照射条件での実効線量、並びに 1cm 線量当量を評価している。

EGS4 コードに関しても従来の 10mfp 深さまでの評価から、スプリッティング法の導入により 40mfp までの評価が可能となった。また、GP 近似式も深層透過に対する適用性が増した。

これらの計算コード等によるγ線ビルドアップ係数標準は2013年に公刊された。また、英語標準も2023年に公刊される予定である。

(3) γ線ビルドアップ係数の整備に関する最新動向

ICRP2007 年勧告に取入れにより実効線量への換算係数が数年後には改訂される予定であるので、点減衰核法で使用するγ線ビルドアップ係数も更新する必要がある。(2)で述べたγ線ビルドアップ係数学会標準を算出時に評価された遮蔽体内のγ線スペクトルを利用すれば、乗ずる線量換算係数を変更すれば新しい実効線量のγ線ビルドアップ係数を算出することができる。しかし、従来のデータベースにない遮蔽体に関しては、γ線のスペクトルデータがないのでこの方法は適用できない。IE 法の計算コードについては開発者が亡くなられているが、計算コード自体は NPO 法人 RADONET が著作権を保持し、同法人内でツールとデータが引き継がれ、計算手法の整備と検証作業などを行っている。

一方、原子力規制庁の安全研究グループでは、放射線施設（RI 取扱施設又は医療用電子リニアック設置施設）を対象とした活動において、ICRP Pub.116 の線量換算係数[3.3-7]に基づく光子ビルドアップ係数の作成を行っている[3.3-8]。同作業では、MCNP コード[3.3-9]及び PHITS コード[3.3-10]を用いて線量計算を行い、6 種類の照射条件に対する実効線量、1cm 線量当量、空気カーマ等のビルドアップ係数を整備している。この成果は、原子力学会の放射線工学部会の簡易遮蔽計算コードレビューワーキンググループの活動報告書[3.3-11]にまとめられている。また、データ作成法と計算手法に関する論文等は今後執筆・刊行される予定である(成果の一部は米国原子力学会 ANS の論文誌 NSE に投稿中である)。これら新しいデータは新しい積分核コード POKER が読み込むことができるようになっている。

3.3.2 点減衰核法コード

散乱線による線量増大の効果をγ線ビルドアップ係数で考慮する点減衰核コードとして、バルク遮蔽に対する線量評価コードとして QAD、γ線スカイシャイン線量を評価する一回散乱コードとして G33 がある。また、近年では、最新知見を反映した国産の点減衰核法コード POKER が開発されている。

(1) QAD-CGGP[3.3-12]及び G33-GP

前述の ANSI/ANS-6.4.3(1991)の質量減弱係数とγ線ビルドアップ係数を導入したバージョンである。従来の QAD コードでのγ線ビルドアップ係数は、水、鉄、鉛及びコンクリートに対するものだけだったが、遮蔽物質数、γ線のエネルギー範囲、適用できる遮蔽厚さが拡張されている。

(2) QAD-CGGP2 及び G33-GP2[3.3-13]

1cm 線量当量が評価できるように 1cm 線量当量への実効換算係数が組み込まれたバージョンである。

(3) QAD-CGGP2R 及び G33-GP2R

AP 照射条件での実効線量を評価できるように AP 実効線量への実効換算係数が組み込まれたバージョンである。（2000 年代当初は JAEA から公開されていたがその後直接的には公開されていない。但し、QAD-CGGP2 と QAD-CGGP-A を同時に入手すると良いと聞いている。）

日本原子力学会のγ線ビルドアップ係数標準の GP パラメータを使う場合は、実効換算係数の値を 1.0 にすると AP 照射若しくは ISO 照射の実効線量、1cm 線量当量を評価できる（この方法だと一度の計算で 1 種類の線量しか評価できないが。）

(4) POKER

POKER は、放射線施設で取り扱う 30 MeV までの光子のバルク遮蔽計算を行うための点減

衰核法コードである[3.3-14]。原子力規制庁「放射線安全規制研究戦略的推進事業費（ICRP 2007年勧告等を踏まえた遮蔽安全評価法の適切な見直しに関する研究）（令和 2〜3 年度）」事業において、将来の ICRP 2007 勧告の国内法令取り入れを見越して、放射線規制の効率的な運用に資する遮蔽計算ガイドラインを作成する過程で新たに開発されたものである[3.3-15]。

POKER は、外部被ばくに係る ICRP レポートに基づく最新の線量換算係数や核壊変データを使用しており、また光子の物質に対する相互作用として干渉性散乱及び光核反応を考慮した簡易線量計算が可能である。併せて、遮蔽計算の実行をパソコンでグラフィカルにサポートするツールを備えており、計算コードの使用に不慣れな放射線施設の届出又は許可申請者に対して特別に配慮している。

なお POKER は、上記の QAD が使用されていた原子力施設のバルク遮蔽計算にも適用できるため、日本原子力学会で以前から唱道されてきた原子力安全解析コードの国産化[3.3-16]の一例としても位置づけられる。現在、POKER の開発と評価は、放射線工学部会の簡易遮蔽計算コードレビューワーキンググループに引き継がれおり、2023 年度より計算コードと関連文書の公開を開始するとともに講習会の開催を計画している。

3.2.3 ベンチマーク計算例

QAD コードを用いた計算と実験の比較ベンチマーク例は多々あるが、JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験と計算の比較[3.3-17]はその一例である。

また、代表的な計算ベンチマーク例としては、米国原子力学会標準委員会で放射性廃棄物施設を模擬したγ線のベンチマーク問題として提案されたものを[3.3-18]、日本原子力学会「速中性子遮蔽」研究専門委員会で 1 回散乱法、アルベド法による計算コード、1 次元あるいは 2 次元のディスクリート・オーディネート計算コード、モンテカルロ計算コードとともに、各種の点減衰核積分コードで計算した結果を比較したもの[3.3-19]がある。

参考文献

[3.3-1] 「放射線施設遮蔽」研究専門委員会 「ガンマ線遮蔽設計法」ワーキンググループ, ガンマ線遮蔽設計ハンドブック, 日本原子力学会 (1988).

[3.3-2] RSICC DATA LIBRARY COLLECTION、ANS-6.4.3 Geometric Progression Gamma-Ray Buildup Factor Coefficients、DLC-129/ANS643(1993).

[3.3-3] K. Takeuchi, S. Tanaka, PALLAS-PL，SP-Br : A Code for Direct Integration of Transport Equation in One Dimensional Plane and Spherical GEometries, JAERI-M 9695(1981).

[3.3-4] H. Hirayama, Y. Namito, A.F. Bielajew, S.J. Wilderman and W.R. Nelson, "The EGS5 Code System", SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

[3.3-5] Y. Harima, An Historical Review and Current Status of Buildup Factors Calculations and Applications, Radiation Physics and Chemistry. Vol.41,631(1993).

[3.3-6] γ線ビルドアップ係数：2013(AESJ-SC-A005：2013).

[3.3-7] ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2-5).

[3.3-8] 平尾好弘, 延原文祥, 大西世紀、田村智志, 簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装, 2022 年春の年会 放射線工学部会セッション

[3.3-9] MCNP USER'S MANUAL Code Version 6.2 , Los Alamos National Laboratory report LA-UR-17-29981.

[3.3-10] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, P.E. Tsai, N. Matsuda,

H. Iwase, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita,”Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).
[3.3-11] 日本原子力学会放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューワーキンググループ,令和 3 年度活動報告書 http://www.aesj.or.jp/~rst/R3_WG_report.pdf
[3.3-12] ORNL RSIC CCC-493, QAD-CGGP, A Combinatorial Geometry Version of QAD-P5A, A Point Kernel Code System for Neutron and Gamma-ray Shielding Calculations Using the GP Buildup Factor(1986).
[3.3-13] Y. Sakamoto and S. Tanaka, QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP Codes with Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents, JAERI-M 90-110(1990).
[3.3-14] 宮脇豊, パソコンで利用が可能な簡易遮蔽計算コード（POKER）について、Isotope News, 787, 日本アイソトープ協会 (2023 年 6 月).
[3.3-15] 原子力規制庁, 放射線安全規制研究戦略的推進事業費（令和 2 年度採択課題）成果報告書, https://www.nra.go.jp/activity/houshasenbougo/kenseika_houkokusyo.html#section7
[3.3-16] 「放射線遮蔽」研究専門委員会, 放射線遮蔽分野の技術ロードマップの検討, 日本原子力学会 (2012). http://www.aesj.or.jp/special/report/2011/r_hoshasenshahei20120614.pdf
[3.3-17] 山路昭雄他, 放射線輸送計算コードを用いた「むつ」船舶用遮蔽解析法と実験解析に基づく評価, 日本原子力学会誌 Vo. 26,No.2 p139,(1984)
[3.3-18] J. Celnik, “Specification for Gamma Ray Shielding Benchmark Applicable to Nuclear Radwaste Facility, ESIS Newsletter N.37 (1981)
[3.3-19] 金井康二, 植木紘太朗, 放射性廃棄物施設を模擬したガンマ線問題に対する遮蔽設計手法の評価, 船舶技術研究所報告、20(6)、(1983)

3.4 DOORS3.2

3.4.1 解析コードシステムの機能概要

DOORS3.2[3.4-1]コードシステムは、米国 ORNL において開発が継続されてきた Discreate Ordinate 法（離散座標系法，Sn 法[3.4-2]）による中性子、γ線及び中性子・γ線結合系を対象とする汎用の輸送計算コードシステムである。

Sn 法とは、１次元、２次元及び３次元多群ボルツマン輸送方程式の数値解法の一つであり、方程式に含まれる、粒子の位置、エネルギー、運動の方向を表す変数を離散化、即ち、位置の変数はメッシュ分割で、エネルギーの変数は群分割で、方向は有限個の代表的な方向で分割し、近似する手法である。

歴史的には、２次元輸送計算コードである DOT3.5[3.4-3]から DOT4.3（後に DORT に改称）に改良され、DORT を３次元体系が扱えるものへと拡張したコードとして TORT が 1982 年に公開された。これらの輸送計算コードはそれ以降も改良が続けられ、1990 年に TORT-DORT コードシステムとして統合されて、現在の DOORS コードシステムに至っている。また、DOORS コードシステムは、Sn 法コードである１次元輸送計算コード ANISN[3.4-4]、２次元輸送計算コード DOT の開発作業の最終版的な位置付けとされている。

DOORS3.2 コードシステムは、4 種類のボルツマン輸送計算コードと 15 種類の付属計算コード及び実行管理ドライバ(サンプル計算用ドライバーも含む）から構成されている。 以下にコードシステムの構成を示す。

① TORT : 3次元Sn法輸送計算コード
② DORT : 2次元Sn法輸送計算コード
③ ANISN : 1次元Sn法輸送計算コード
④ GBANISN : ANISNに“Group Band”オプションを付加
⑤ JDOS : 計算実行用ドライバー
⑥ DRV : JDOSで使用するドライバー
⑦ ALC : 断面積の更新・編集コード
⑧ GIP : 断面積処理コード
⑨ TORSED : DORTのフラックスファイルからTORT用境界線源を作成するコード (DORT-TORT接続計算を行うためのコード)
⑩ TORSET : TORTのフラックスファイルからTORT用境界線源を作成するコード (DORT-TORT接続計算を行うためのコード)
⑪ VISA : DORTの計算結果からTORSEDの入力フラックスファイルを作成するコード (DORT-TORT接続計算を行うためのコード)
⑫ GRTUNCL : R-Z体系の点線源に対する初期衝突線源の作成コード
⑬ FALSTF : DORTの体系外評価点での線束・線量当量率計算コード
⑭ BNDRYS : 内部境界線源として使用するための境界線束の選択
⑮ RTFLUM : フラックスファイルのエディット及び異なるフラックスファイルフォーマットの変換
⑯ ISOPLOT : フラックス等の２次元分布図作成コード
⑰ XTORID : TORTのフラックスファイルからISOPLOT用のフラックスファイルを作成するコード
⑱ CMP : コードシステムの更新とアップデート作業コード
⑲ RSCORS : グラフィックライブラリ

3.4.2 扱う粒子（または現象）およびエネルギー範囲

(1) 扱う粒子：中性子、γ 粒子

(2) エネルギー範囲：使用する中性子、γ 線断面積ライブラリーのエネルギー範囲による。

DOORS3.2 コードシステムは、主として原子炉廻りの中性子束分布及び/又は γ 線分布の計算で用いられていることから、多くの場合中性子は 1.0×10^{-6}eV から 20MeV 程度の範囲、また γ 線は 1.0×10^{3}eV から 30MeV 程度の範囲を取り扱っている。

3.4.3 主な利用目的、具体例など

DOORS3.2 コードシステムは、主として原子炉廻りの中性子束分布及び/又は γ 線分布の計算に用いられる。計算された中性子束及び γ 線分布は原子炉廻りの遮蔽性能評価又は被ばく線量評価で用いられる。また、原子炉廻りの中性子束分布は、廃止措置対象施設の放射能インベントリ評価（構造材料の放射化計算）の照射線量として用いられる他、原子炉圧力容器の健全性評価における構造材料の照射脆化の照射線量として用いられる。

3.4.4 コードで扱う基礎方提式、モデル

(1) コードで扱う基礎方程式：ボルツマン輸送方程式（微積分型）[3.4-5]

$$\vec{\Omega}\,\nabla\varphi(\vec{r},E,\vec{\Omega}) + \Sigma t(E)\varphi(\vec{r},E,\vec{\Omega})$$
$$= \int_{4\pi} d\,\vec{\Omega}\,' \int_0^{\infty} dE'\Sigma s'(E,\vec{\Omega} \leftarrow E',\vec{\Omega'})\varphi(\vec{r},E',\vec{\Omega'}) + \frac{\chi(E)}{4\pi}\int_{4\pi} d\,\vec{\Omega}\,' \int_0^{\infty} dE'\nu\Sigma_f\,\varphi(\vec{r},E',\vec{\Omega'}) + s(\vec{r},E,\vec{\Omega})$$

$\varphi(\vec{r},E,\vec{\Omega})$：中性子束

$\vec{r}$：位置

E：エネルギー

$\vec{\Omega}$：角度

$\Sigma_t(E)$：全断面積

$\Sigma_s(E,\vec{\Omega} \leftarrow E',\vec{\Omega'})$：散乱断面積

$\nu\Sigma_f$(E')：核分裂断面積

$\chi(E)$：核分裂スペクトル

$s(\vec{r},E,\vec{\Omega})$：線源

(2) 計算モデル

DOORS3.2 コードシステム（ANISN,DORT 及び/又は TORT）を用いて輸送計算を実施するためには、計算対象について次のモデル化を行う。

① 計算対象の幾何形状

＊ 実際の形状をコードに用意された座標系（直交座標系、円筒座標系、球座標系）でモデル化を行う。

＊ TORT コード（３次元）では直交座標系のみ実測されている。

② 幾何形状の空間分割（メッシュ分割）情報

③　散乱角度分割（分点数）と分点の重み
④　線源分布、線源強度及び線源のエネルギースペクトル

3.4.5 推奨するデータライブラリ

Sn 法輸送計算コードでは、中性子及び γ 線が計算対象を構成する構造材料を構成する核種との反応率を表す反応断面積が必須である。反応断面積は ANISN フォーマット[3.4-4]と呼ばれるデータ形式でコードに入力する必要がある。

Ｓn 法輸送計算で汎用的に用いられる断面積ライブラリーとしては次などがある。

(1) BUGLE-96: A revised multigroup cross section library for LWR applications based on ENDF/B-VI Release 3 [3.4-6]
(2) DLC23/CASK 40-Group Neutron and Gamma Coupled Cross-Section for PWR Shipping Casks [3.4-7]
(3) MATXSLIB－J40：JENDL－4.0 に基づく中性子・光子輸送計算用の MATXS 形式断面積ライブラリー [3.4-8]

3.4.6 導入している主な近似法

微積分型ボルツマン輸送方程式は“離散座標系方法（Discrete Ordinate Method : Sn 法）[3.4-2]”を用いて解く。

＊1 次元直交座標系輸送方程式の離散化方程式

$$w_m\mu_m(A_{i+1}N_{g,i+1,m} - A_iN_{g,i,m}) + w_m\sum\nolimits_{g,i+1/2} V_iN_{g,i+1/2,m} =$$

$$\sum_{l=0}^{ISCT}(2l+1)P_l(\mu_m)\sum_{h=1}^{IGM}\sum\nolimits_{sl}^{g\leftarrow h}\sum_{m'=1}^{MM} w_{m'}P_l(\mu_{m'})N_{h,i+1/2,m'} + \chi_g\sum_{h=1}^{IGM}\nu\sum\nolimits_{sl}^{h}\sum_{m=1}^{MM} w_mN_{h,i+1,m}$$

$$+ w_mV_{i+1/2}S_{g,i+1/2,m}$$

・ Sn 法では、輸送方程式を空間、エネルギー、角度について離散化した差分方程式で置き換え、これを解く。

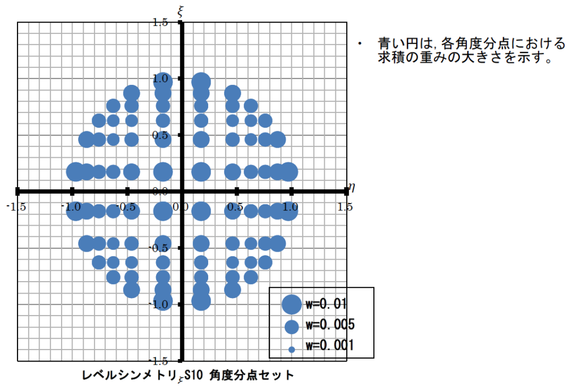

図 3.4-1 角度分点の離散方向（μ_m,ζ_m）と重み（w_m）の例

・ Sn 法における解の精度は空間、エネルギー及び角度の離散化程度に依存する。それぞれを微細な間隔で近似すれば解の精度は高くなるが、コンピュータ資源（計算時間、記憶容量

等）の制約から限界がある。すなわち、解の精度とコンピュータ資源の最適化が必要)。

3.4.7 参照すべき引用文献

・ DOORS3.2 コードシステムマニュアル[3.4-1]

Oak Ridge National Laboratory, DOORS3.2: One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, CCC-639, (1998)

3.4.8 ベンチマーク計算例

(1) 小型 BWR の原子炉廻りの中性子束分布計算のベンチマーク計算例

K Tanaka et al, "Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants", Progress in Nuclear Energy 85 (2015) pp254-270

(2) 小型BWRのBSWを貫通する主蒸気管及び給水管による中性子ストリーミング計算（DORT-TORTの接続計算）のベンチマーク計算例

K Tanaka et al," Estimation of a boundary to distinguish between radioactive materials and non-radioactive materials around a Main Steam line and a Feed Water line in a Biological Shielding Wall of a BWR for decommissioning", Progress in Nuclear Energy 93 (2016) pp371-385

3.4.9 その他留意事項等

(1) DORT 及び TORT コード用の入力データ作成及び計算結果図化を行うプリ-ポスト処理コードシステム

BOT3.2 コード[3.4-9]は仏国 RAPPORTOTECNICO で開発され、NEA データバンクに登録された DORT 及び TORT コード用の入力データ作成及び計算結果図化を行うプリ-ポスト処理コードである。BOT コードシステムは次の 6 つのモジュールから構成されている。

① GGDM：DORT コードの幾何形状データの作成支援モジュール
② DDM:DORT コードの幾何形状及び計算結果作図モジュール
③ GGTM：TORT コードの幾何形状データの作成支援モジュール
④ DTM2：TORT コード幾何形状及び計算結果の 2 次元作図モジュール
⑤ DTM3：TORT コード幾何形状及び計算結果の 3 次元作図モジュール
⑥ RVARSCL：反応率計算モジュール

(2) Sn 法計算コードが使用する角度分点の方位角（方向余弦）と求積の重みを計算するコード

DOQDP コード[3.4-10]は Sn 法計算コードが使用する角度分点の方位角（方向余弦）と求積の重みを計算するコードである。現行のコードでは 1 次元と 2 次元の角度分点を計算可能である。

角度分点としては次の 3 種類を出力可能である。

① 完全対称系：散乱の等方性を仮定する場合
② 半完全対称系：任意の方向に対称な散乱を仮定する場合
③ 非対称系：散乱が非等方な場合

参考文献

[3.4-1] Oak Ridge National Laboratory, DOORS3.2: One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, CCC-639, (1998)

[3.4-2] E.E.Lewis et.al., Computational Methods of Neutron Transport,ISBN:0-8948-452-4,(1984)
[3.4-3] W. A.Rhodes, DOT3. 5-Two-dimensional discrete ordinates radiation transport code, RSIC-CCC-276 (1975).
[3.4-4] W.W.Engle, A Users Manual for ANISN: One Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering,K-1693,(1967)
[3.4-5] G.I.Bell et.al, Nuclear Reactor Theory, ISBN o-88275-790-3,(1979)
[3.4-6] J.E.White et.al, BUGLE-96: A revised multigroup cross section library for LWR applications based on ENDF/B-VI Release 3, CONF-960415—37,(1996)
[3.4-7] Oak Ridge National Laboratory, DLC23/CASK 40-Group Neutron and Gamma Coupled Cross-Section for PWR Shipping Casks,DLC-0023/3,(1981)
[3.4-8] K. Okumura, "Nuclear Data for Prediction of Isotope Generation and Depletion," Proceedings of the 2011 Symposium on Nuclear Data, Nov. 16-17, 2011, Ricotti, Tokai, Japan, JAEA-Conf 2012-001, pp.39-44 (2012).
[3.4-9] Roberto O, BOT3P Version 2: The ENEA Nuclear Data Centre Pre/Post-Processors of the DORT, TORT, TWODANT and THREEDANT Deterministic Transport Codes. FIS-P127-001, c/o ENEA-Bologna Nuclear Data Centre, (2002).
[3.4-10] J.P.Jenal et.al, Generation of a computer library for discrete ordinates quadrature sets. [DOQDP], ORNL/TM-6023, (1977)

3.5 EGS5

EGS5 は、電磁カスケードモンテカルロ計算コード EGS の最新のバージョンで、高エネルギー加速器研究機構 (KEK)、ミシガン大学及びスタンフォード線型加速器研究施設 (SLAC) の共同で開発されたものである。EGS の開発の経緯、EGS5 で使用されているデータについては、EGS5 のマニュアルである”THE EGS5 CODE SYSTEM” [3.5-1]に記載されている。

EGS5 は、数 keV から数百 GeV の電子（陽電子を含む）と光子の輸送を扱っている。

3.5.1 EGS5 で使用されている物理データ

電子・光子反応に関連した以下の現象の扱いを簡単に紹介する。

(1) 電子・陽電子による制動放射

Koch と Motz のレビューの理論式を使用（陽電子も電子と同じ扱い）

(2) 電子と電子の散乱（モラー散乱）

Møller の理論式を使用

(3) 陽電子と電子の散乱 (バーバー散乱)

Bhabha の理論式を使用

(4) 陽電子消滅（飛行中及び停止時）

Heitler の理論式を使用

(5) 電子・陽電子の多重散乱

電子・陽電子と原子核との個々の弾性散乱を扱うことは現実的でないことから、電子・陽電子の飛跡を多数回の弾性散乱を含む「ステップ」に分割し、ステップ移動に伴う位置と角度の変化は多重散乱モデルを適用している。多重散乱のモデルとしては、Molièle の理論又は Goundsmit と Saunderson の理論を使用

(6) 電子・陽電子のエネルギー損失

カットオフエネルギー以下の光子を生成する制動輻射、カットオフエネルギー以下電子を生成するモラー散乱（電子の場合）又はバーバー散乱（陽電子の場合）による阻止能をそれぞれの理論式から算出し、移動距離との積をエネルギー損失とする扱いをしている。

(7) 光電効果

光電効果の断面積は PHOTX linrary のデータを使用

(8) コンプトン散乱

自由電子とのコンプトン散乱については、Klein・Nshina の式を使用

オプションとして、Ribberfors の導いた束縛効果を含むコンプトン散乱式に使用及びドップラー広がりを扱うことができる。[3.5-2] 同じく、オプションとして直線偏光した光子によるコンプトン散乱も扱うことができる。[3.5-3]

(9) 電子対生成

Motz, Olsen と Koch の理論式を使用している。

(10) レイリー散乱（オプション）

エネルギーが変化しないレイリー散乱は、通常の遮へい計算では扱う必要性は少ないが、低エネルギー光子によるスリット計算等では必要な場合がある。レイリー散乱の全断面積は Strom と Israel のデータを用いている。

(11) 電離した原子の緩和（蛍光 X 線、オージェ電子の発生、オプション）

光電効果及びオプションとして使用可能な電子衝突電離後の蛍光 X 線又はオージュエ電子の発生に必要なデータは表 3.5-1 に示す様々なデータベースを使用している。

表 3.5-1　EGS5 での電離した原子の緩和に関連したデータ

Data	Source
K-edge energy	Table 2 of Table of Isotopes, Eighth Edition
Probabilities of x-ray emission at K- and L0shell absorption	Table 3 of Table of Isotopes, Eighth Edition
K x-ray energies	Table 7 of Table of Isotopes, Eighth Edition
K x-ray emission probabilies	Table 7 of Table of Isotopes, Eighth Edition. Adjusted to experimental data by Salen et al.
L1, L2, and L-3 edge energies	Table 2 of Table of Isotopes, Eighth Edition
L x-ray energies	Table 7b of Table of Isotopes, Eighth Edition (Storn and Israel is used if data is not available)
Probability of Coster-Kronifh L1- 1 and L2-shell absorption	Table 3 of Table of Isotopes, Eighth Edition
L x-ray emission probabilities	Theoretical data by Scofoeld, adjusted to experimental data by Salem et al.
Average N edge energies	Calculated from sub-shell binding energy in Table 2 of Table of Isotopes, Eighth Edition
Auger electron energies	Calculated neglecting correction term by using atomic electron binding energy in Table 2 of Table of Isotopes, Eighth Edition
K-auger intensities	Z=12-17, Table 1 of Asad Z>17 Table 8 of Table of Isotopes, Eighth Edition
L-Auger intensities	Table 2 from McGuine
Sub-shell level photoelectric effect	PHOTOX

3.5.2 EGS5 での物理データの扱い

EGS5 では、必要な使用する物質毎の 3.5.1 の電子・光子の輸送計算に必要な情報を「サンプリング時に必要なパラメータ」として計算に先立ち EGS5 の一部である PEGS5 で計算している。データは、使用する物質の構成元素（単体の元素、化合物、混合物）、扱うエネルギー範囲、適用するオプションにより異なることから、これらの情報を PEGS5 の入力データで指定する仕組みになっている。

サンプリング時には、電子・光子のエネルギーに対応した必要なパラメータをできるだけ高速に求めることが可能な様に、PEGS5 では適用エネルギー範囲を対数で等間隔に区分し、区分間では線形式で計算可能になる「piece-wise linear fitting」のパラメータとして保存するようにしている。フィッティングによる誤差が 1％ 以内に収まることをチェックする仕組みになっている。

3.5.3 EGS5 でのカスケードの追跡法

電子・光子の反応では、基本的に反応毎に粒子の数が倍になる。EGS5 では、NP というパラメータを使い、反応後のエネルギーが低い粒子の NP を 1 増やし、NP の大きい粒子を先に追跡する方法を採用している。NP=1 の粒子が体系外にでるか、カットオフエネルギー以下になった場合にヒストリーが終了したと判断している。

3.5.4 EGS5 での形状の扱い

EGS5 では、CG 形状を扱うことが可能であり、飛跡表示の機能をもつ CGview [3.5-4] を用いることにより、形状を記述するデータの作成、作成したデータに矛盾がないか（重複したり、定義されていない領域が含まれていないかのチェック）を確認することができる。形状が複雑になると形状データの誤りが発生しやすいこと、形状データの矛盾に起因するエラーは、実行時にその原因を見つけることが容易ではないことから事前にチェック可能なこの機能は有益である。

3.5.5 EGS5 を使用するには

高エネルギー加速器研究機構では、毎年 8 月に EGS 講習会を開催している。EGS5 システムを含め EGS5 にインストール及び使用に必要な講習会で使用する資料研究会ホームページ（https://rcwww.kek.jp/egsconf/）に掲載されており、ダウンロード可能である。

参考文献

[3.5-1] H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

[3.5-2] Y. Namito, S. Ban and H. Hiaryama, “Implementation of Doppler broadening of Compton Scattered photon into the EGS4 code”, Nucl. Instr. and Method, A349, 489-494 (1994).

[3.5-3] Y. Namito, S. Ban and H. Hiaryama, “Implementation of Linearly-polarized photon scattering into the EGS4 code”, Nucl. Instr. and Method, A322, 277-283 (1994).

[3.5-4] 桐原 陽一、波戸 芳仁、平山 英夫、杉田 武志、“CGVIEW　軌跡とジオメトリー表示プログラム　アミュアル Ver3.0”、https://rcwww.kek.jp/research/egs/kek/cgview/cgview-3.0.4/manualJ.pdf

3.6　PHITS コード

3.6.1 PHTS コードの概要

PHITS コードは、任意の体系中における様々な放射線挙動を核反応モデルや核データなどを用いて模擬するモンテカルロ計算コードである。原子力分野で培った数多くの基盤技術を集結し、その技術を原子力のみならず放射線に関連する多様な研究分野に応用することを目的に、原子力機構が中心となって開発を進めている。

3.6.2 扱う粒子、エネルギー範囲、および物理モデル

PHITS で取り扱う物理過程は大きく分けて二つあり、外場のもとでの運動や荷電粒子の電離過程の輸送過程と、物質を構成する原子核との衝突過程、粒子の崩壊過程である。取り扱う粒子は、中性子、陽子・π粒子、重イオン、μ粒子、電子・陽電子、光子、ほぼ全ての粒子で、扱うエネルギー範囲と物理モデルもしくは核データの種類を図 3.6-1 にまとめる。

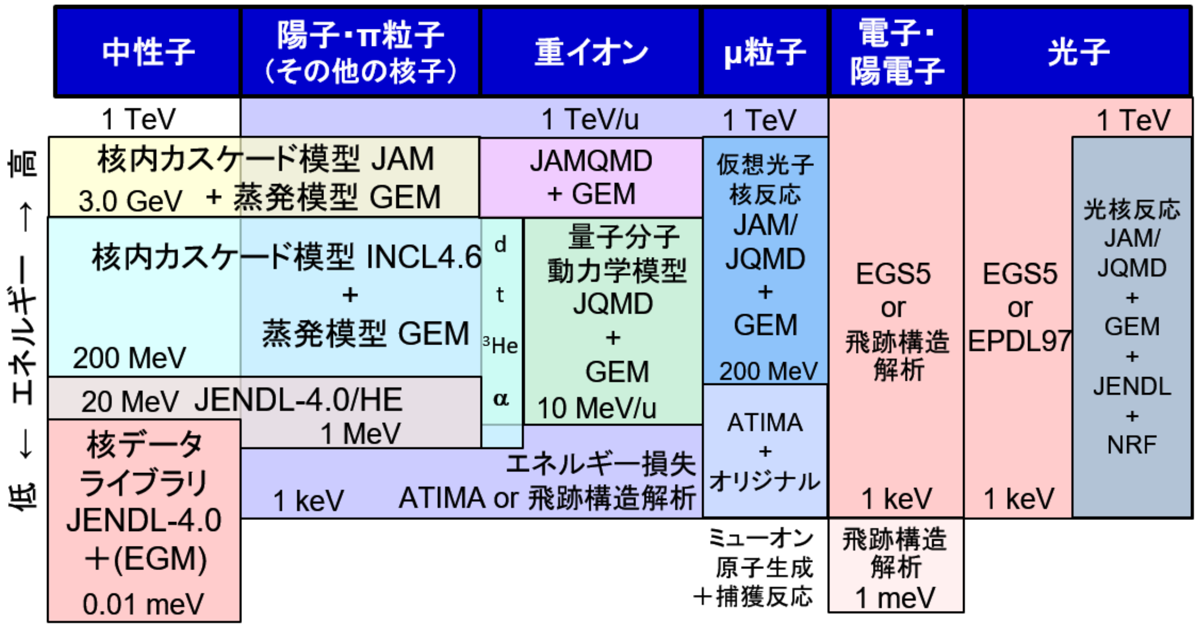

図 3.6-1　PHITS で扱う粒子別の奨励物理モデルとその適用エネルギー範囲

3.6.3 主な利用目的

PHITS コードは、扱える粒子とそのエネルギー範囲が広いことから、放射線施設の設計、医学物理計算、放射線防護研究、宇宙線・地球惑星科学など、工学、医学、理学の様々な分野で利用されている。

3.6.4 コードで扱う基礎方程式

PHITS コードは放射線の物質中の輸送現象を取扱う計算コードであり、その数学的基本方程式は、物質中の輸送過程、衝突過程、及び粒子の崩壊過程を記述する 1 体の位相空間での分布関数に関する 6 次元の時間発展に関するボルツマン方程式である。この方程式を、テスト粒子を用いた数値解法で解を求める。即ち、一体の位相空間の分布関数を N 個のテスト粒子の存在確率の平均として表し、衝突過程と崩壊過程はモンテカルロ法により確率論的に扱う。

3.6.5 推奨する推奨するデータライブラリ

PHITS コードに必要な推奨データライブラリは、図 3.6-1 に示されるように必要な物理モデルと共に、PHITS コードの配布パッケージに付随されており、中性子・光子ライブラリーは基本的に JENDL-4.0 である。

3.6.6 導入している主な近似法

荷電粒子の物資中の電離過程の取扱いは、微視的な飛程構造解析モード以外は、連続エネルギー損失近似（CSDA）を用いている。

6 次元のボルツマン方程式を数値的に解くテスト粒子法は、位相空間を粗視化するひとつの近似であるが、テスト粒子数（モンテカルロ計算のヒストリー数）を大きくすることによって、正解に近づく性質を持つため、離散要素法のように粗視化の精度を良くするためにモデル自体を作り直す問題がない。ただし、ヒストリー数をどこまで増やせば、誤差が十分小さい解が得られるかの指標が重要となる。また一般的に、導入した核反応モデルは、その精度を入射粒子、入射エネルギー、標的核毎に、ベンチマーク計算により検証されている誤差を基に、マクロな実問題での誤差を評価する必要がある。

実問題でのモンテカルロ計算において統計誤差を縮小する分散低減法は重要な働きをするが、その運用と検証については、実問題ごとに個別に評価する必要がある。

3.6.7 引用すべき文献

PHITS 全般に関した論文：[3.6-1]
PHITS コードに含まれる物理モデルのベンチマーク論文：[3.6-2]

参考文献

[3.6-1] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, P.E. Tsai, N. Matsuda, H. Iwase, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita,"Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

[3.6-2] Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Sato, N. Matsuda, S. Kunieda, Y. Çelik, N. Furutachi and K. Niita, "Benchmark study of particle and heavy-ion transport code system using shielding integral benchmark archive and database for accelerator-shielding experiments", J. Nucl. Sci. Technol. 59, 665-675 (2022).

4. 遮蔽解析の概要（原子力施設）

4.1 軽水炉(PWR)の放射線遮蔽解析

本稿は公開情報に基づいて記載している[4.1-1]。

4.1.1 目的・評価量

原子力発電所では、通常運転時は、管理区域境界及び周辺監視区域境界の線量が、法令に定める線量限度以下となり、また管理区域内で作業する放射線業務従事者の放射線被ばく管理を考慮して、各区画の作業時間を想定し法令に定める放射線業務従事者の線量限度以下となるよう、遮蔽設計を行う。また、事故時に対しては、周辺監視区域境界の全ての被ばく経路からの線量が旧指針の目安線量以下となり、原子力規制員会の規則や審査ガイド等に従い緊急対策に従事する放射線業務従事者の想定される作業時間での線量が法令の線量限度を超えないように遮蔽設計を行う。

4.1.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

通常運転時は、炉心での核分裂により発生する中性子及びガンマ線、系統機器中の液体及び気体に含まれる放射性物質及び放射化物、使用済燃料、放射性廃棄物を線源として考慮する。事故時は、炉心から格納容器内外へ放出された放射性物質を考慮する。

(2) 中性子輸送計算

中性子輸送計算は、輸送方程式について S_N 法を用いて計算する方法を基本とする。詳細な設計では、モンテカルロ法を使用する場合もある。ここでは、冷却材や構造材による中性子の散乱や吸収を扱う。

(3) γ線計算

基本的には、点減衰核積分法を用いるが、対象線源や遮蔽構造によっては、S_N 法やモンテカルロ法を使用する。また、事故時の中央制御室等での線量計算では、プルーム線源に対しては相対線量(D/Q)と点減衰核積分法で別途評価した遮蔽の減衰効果を使用し、室内に侵入した線源からの線量はサブマージョンモデルを用いる。

(4) スカイシャイン線計算

通常運転時及び事故時共にγ線のみを考慮するので、基本的には 1 回散乱近似法を用いるが、対象線源や遮蔽構造によっては Sn 法やモンテカルロ法を使用する場合もある。

4.1.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 炉心周辺

炉心、原子炉容器及びこれを取り囲む 1 次遮蔽は、円筒形状にモデル化する。計算で使用する材質は、水、鉄、コンクリートである。空気は保守的に真空とする。

(2) 原子炉補機

系統機器は、円筒形にモデル化する。計算で使用する材質は、水、鉄、コンクリートである。

(3) 使用済燃料

使用済燃料及びこれを収納する使用済燃料ピットは、燃料集合体とピットを直方体でモデル化する。計算で使用する材質は、水、鉄、コンクリートである。

(4) 放射性廃棄物

放射性廃棄物は、ドラム缶、コンテナ、大型取替機器が該当し、対象物形状に応じて、円筒、直方体、球でモデル化する。計算で使用する材質は、水、鉄、コンクリートである。

(5) スカイシャイン線計算でのモデル化

スカイシャインの線源は評価点への線量寄与が大きくなる位置に線源を設定するため、線源位置の設定計算では、円筒や直方体のモデルを用いる。スカイシャイン線量計算では、線源や建屋を、円筒や直方体でモデル化する。計算で使用する材質は、水、鉄、コンクリート、空気である。

4.1.4 線源

(1) 炉心及び 1 次冷却系統

通常運転中の炉心内核分裂線源は、出力密度に比例した核分裂数に基づき求める。ここで、発生中性子スペクトルは、Watt 型の核分裂スペクトルを Cranberg が修正した[4.1-2]、(4.1-1)式に示す Cranberg の式を用いて求め、発生ガンマ線スペクトルは(4.1-2)式を用いて求める[4.1-3]。

$$\chi_n(E) = 0.4527 \cdot \exp\left(-E/0.965\right) \cdot \sinh\left(2.29 \cdot E\right)^{1/2} \qquad (4.1\text{-}1)$$

$$\chi_\gamma(E) = 14 \cdot \exp\left(-1.10 \cdot E\right) \qquad (4.1\text{-}2)$$

2 次ガンマ線は、中性子の輸送計算の際に、中性子の捕獲または非弾性散乱から、S_N 計算時に中性子と同時に計算する。

1 次冷却系統中の ^{16}N、^{17}N は 1 次冷却材中の ^{16}O (n, p) ^{16}N 及び ^{17}O(n, p) ^{17}N 反応で生成され、β 崩壊に引き続き 6.2MeV の γ 線及び 0.9MeV の中性子を放出する。炉心内で放射化され炉心から出て行く ^{16}N、^{17}N 濃度は、^{16}N、^{17}N の半減期が、それぞれ 7.35 秒(4.1-4)及び 4.14 秒[4.1-4]であり、運転後短時間で平衡に達するため、次式で計算する。

$$A_c = \left(K \cdot N_O \int \sigma(E) \cdot \varphi(E) \cdot dE\right) / \left(1 - \exp\{(-\lambda \cdot t)\}\right) \cdot T_c \qquad (4.1\text{-}3)$$

ここで、

Ac　: 1 次冷却材中の ^{16}N、^{17}N の濃度 (atoms/g)
K　: 1 次冷却材比容積 (cm^3/g)
No　: 1 次冷却材中の ^{16}O 及び ^{17}O の原子数密度 (1/b/cm)
σ(E)　: 反応断面積 (barns)
φ(E)　: 炉心内の中性子スペクトル
λ　: ^{16}N、^{17}N の崩壊定数
Tc　: 1 次冷却材の炉心内通過時間
t　: 1 次冷却材の循環時間
E　: エネルギー (MeV)

1 次冷却系統設備の各位置での濃度は、(3) 式で得られた炉心出口の ^{16}N、^{17}N 濃度からその点まで達する時間での放射性崩壊による減衰を考慮して計算する。

(2) 原子炉補機

原子炉補機の γ 線源強度は、まず炉心を冷却する 1 次冷却水の放射能濃度を評価し、これに接続する各設備の流量、圧力、浄化性能、分離性能、気液分配係数などをパラメータに、流路に沿って、線源強度が保守的となる運転モードを想定して計算する。

1 次冷却材の放射能濃度は、燃料のピンホール型の破損を想定して、燃料からの核分裂生成物(以下、「FP」という。)の放出を仮定する。さらに、放射化した腐食生成物（以下、「CP」と

いう。）の発生を、同種プラントの実績値に基づいて付加する。燃料から 1 次冷却材への FP 放出は、時間依存で計算した FP 炉心蓄積量に基づき、燃料破損率を仮定(プラントによって 1%または 0.1%と仮定)して、実験や実績に基づき設定したピンホールからの元素の逃散率に従い計算する。さらに、1 次冷却系統からの冷却材の抽出・供給、化学体積制御系統での固形分の浄化や揮発性核種の除去などを考慮して、時間依存で 1 次冷却材中放射能濃度を計算し、その計算結果を基に、各系統の放射能濃度を計算する。

(3) 使用済燃料

使用済燃料は、燃料取り出し時の最短冷却時間として、100 時間で取り出すとし、線源強度の計算は、ORIGEN2 などにより計算するか、文献値に基づき設定している。

(4) 放射性廃棄物

線源強度の設定は、基本的に放射性廃棄物の輸送基準に従い、1cm 線量当量率で、表面 2mSv/h、廃棄物収納容器表面から 1m で 0.1mSv/h となるように、線源強度を計算する。線源核種は、線源の発生過程や性状などに基づき、^{60}Co または ^{137}Cs とする。

(5)事故時線源

福島第一原子力発電所の事故以前については、格納容器及び格納容器に隣接するアニュラス区画の線源強度は、炉心から放出された FP のうち、希ガス 100%、ハロゲン 50%、固形分 1%と仮定している。福島第一原子力発電所の事故以降の緊急時対策所と新規に設置する特定重大事故等対処施設の遮蔽設計に対する格納容器及びアニュラスの線源強度は、ORIGEN2 などによる計算値や文献値から適切に設定している。

4.1.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線源計算：自社計算コード、文献値、ORIGEN2

(2) 線量計算：(コード)SPAN、QAD、G33、SCATTERING[4.1-5]、ANISN、DORT、MCNP

(ライブラリ)JSD-100、MATXSLIB-J33、MATXSLIB-J40 等、計算目的に応じ選択

参考文献

[4.1-1] 放射線遮蔽ハンドブックー応用編ー, 「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 日本原子力学会 (2020).

[4.1-2] L. Cranberg, et.al., Fission Neutron Spectrum of U^{235}, Phys. Rev., 103, 662 (1956).

[4.1-3] REACTOR HANDBOOK 2nd ed. Vol. III Part B, “Shielding” (1962).

[4.1-4] C. M. Lederer, et al., Table of Isotopes 6th ed. (1968).

[4.1-5] 三菱重工業株式会社, SCATTERING コードの概要, MAPI-1021 改 7 (2002)

4.2 放射性物質輸送貯蔵容器の放射線遮蔽評価

本稿は公開情報に基づいて記載している。

4.2.1 目的・評価量

放射性物質の安全確保の基本概念は、一般の公衆、従事者および財産を、収納物の直接および間接の影響から防護することにある。このため、容器の設計に対応して収納できる放射性物質の性質及び量が制限され、容器の型式に応じて設計基準が定められ、さらに取扱い及び積付のような運用に関しても簡明な規則が定められている。平常時及び事故時に対する安全を確保するための基本概念は以下のとおりである：

1) 収納物を収納した容器(以下輸送物)からの放射性物質の漏洩・拡散による周辺住民および従事者への被ばくを防止できること。
2) 輸送物からの放射線による周辺住民及び従事者への被ばくを防止できること。
3) 収納物が核分裂の場合には、核分裂連鎖反応の発生を回避できること。

これらのうち、放射線遮蔽に関連する項目は主に 2)であり、中性子源強度の算出において 3)が一部加わる。

2)を満足させるための技術基準の考え方として、「輸送物の外部における放射線レベルを適切に制御すること、収納物を収納した容器表面の最大放射線レベル、収納物に関する標識や表示、輸送中における積付からなる要件を全て考慮したうえで収納物の内容を明示することで適切な警告を与えること。」とされる。

こうした安全性を保証するためには、輸送物の取扱いを規制するよりも、容器の適切な設計あるいは輸送物に自ら組込まれた安全性によることに主眼がおかれる。輸送規則では、設計仕様で細かく規定せずに性能基準として表現される。

輸送物の性能基準は、輸送物の種類により規定される。放射線遮蔽評価に関連する性能基準は、IAEA の規則に定められる一般の試験条件および特別の試験条件において、表 4.2-1 に示す輸送物の表面及び表面から 1 m における線量当量率の規定を満たすことである。

表 4.2-1 輸送物の線量当量率の基準

基準 ＼ 輸送物種類		L 型	IP 型			A 型	B 型	
			IP-1	IP-2	IP-3		B(M)	B(U)
線量当量率 (mSv/h)	輸送物表面	0.005	2	2	2	2	2	2
	輸送物表面から 1 m	-	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1

4.2.2 扱う物理現象

放射性物質輸送貯蔵容器の場合、扱う物理現象は以下のとおりとなる。

(1) 線源評価
(2) 中性子輸送計算
(3) ガンマ線輸送計算

4.2.3 幾何学的形状、物質、モデル化方法

(1) 幾何学的形状

放射性物質を収納する容器の遮蔽計算においては、従来 Discrete Ordinate 法が使用されてきた。計算負荷の問題と考えられるが、この計算法に基づく 3 次元解析コードは用いられてお

らず、一次元解析コードのANISN、および2次元解析コードのDOTが用いられている。2022年度に、モンテカルロ法に基づく3次元解析コードMCNPを用いた安全解析による申請が初めて行われた。Discrete Ordinate法の場合、輸送容器内部および非対称領域は、空間次元に応じて均質化される。図4.2-1は、2次元円筒座標系に応じたモデルである。一方、モンテカルロ法の場合、均質化する必要がなく詳細に形状を再現できるため、均質化は主に入力の簡略化を主眼として行われる。図3.1-2のように、燃料領域を、pin-wiseではなくassembly-wiseにモデル化するのはその一例である。

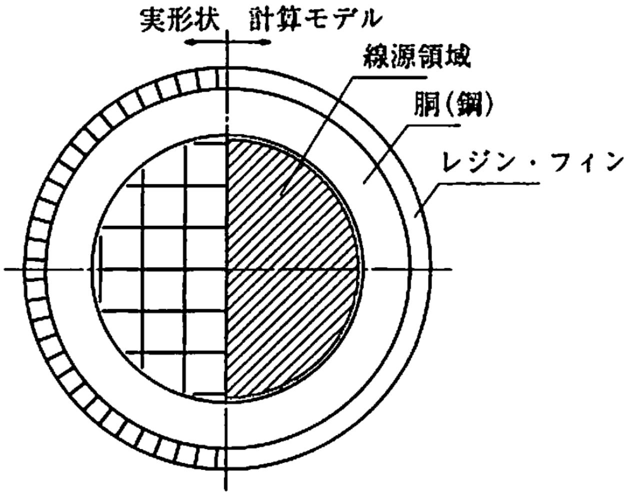

図4.2-1 2次元Discrete Ordinate法による遮蔽解析モデル例 [4.2-1]

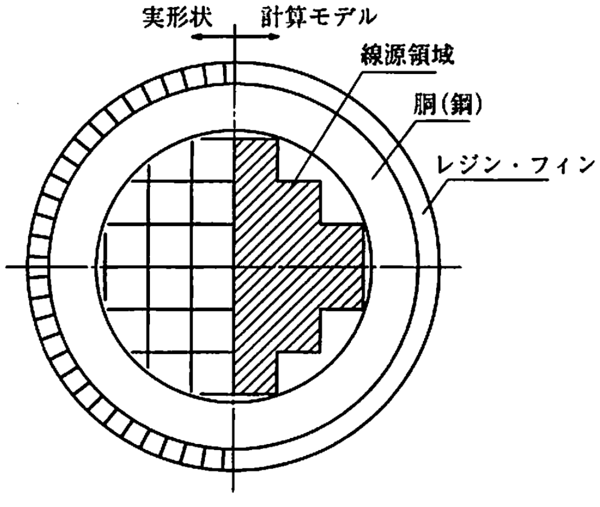

図4.2-2 3次元Monte Carlo法による遮蔽解析モデル例 [4.2-1]

(2) 遮蔽材

燃料集合体は発熱するため、また試験条件において入熱がある場合にも表4.2-1に示される基準を満たす必要があるため、熱による遮蔽材の減損が考慮される。貯蔵容器の場合は、長期貯蔵による遮蔽材の経年劣化が考慮される。

4.2.4 線源

線源核種は、放射性物質輸送貯蔵兼用容器に収納する放射性物質によって異なる。RIを収納する場合には、収納するRIを線源として考慮すればよい。新燃料の場合も収納物の含有する核種は明確である。線源核種の確定が問題となるのは、使用済燃料、高レベル放射性廃棄

物のアクチノイドや、核分裂生成物核種を多量に含有する場合である。

(1) ガンマ線源核種

使用済燃料は、原子炉内で照射された後に取り出され、発電所内の使用済燃料プールで貯蔵冷却後、輸送容器で輸送される。そのため、ガンマ線源として考慮すべき核種は、親核種の半減期が長い場合も含め、半減期が比較的長く、且つ容器のガンマ線遮蔽材を透過して容器外へ放出する能力を持つ比較的高エネルギーのガンマ線を発生させる核種である。このような核種として、燃料有効部においては、^{50}Y、^{106}Rh、^{110m}Ag、^{125}Sb、^{134}Cs、^{137m}Ba、^{144}Pr、^{154}Euが典型として挙げられる。これらの核種のうち、使用済燃料プールにおける冷却期間が 1-2 年と短期である場合には、^{144}Pr、^{106}Rh が主要となる。ステンレス鋼、インコネル及びジルカロイのような、燃料集合体の端部構造材放射化による核種としては、^{60}Co が主要となる。これら核種の主要なガンマ線スペクトルを表 4.2-2 に示す。

表 4.2-2 主要なガンマ線スペクトル [4.2-1]

核種	γ線エネルギー (MeV)	生成割合 (photons/decay)
^{90}Y	1.761	1.20×10^{-4}
^{106}Rh	0.512	1.90×10^{-1}
	0.616	8.20×10^{-3}
	0.622	9.79×10^{-2}
	0.874	4.50×10^{-3}
	1.051	1.46×10^{-2}
	1.128	4.20×10^{-3}
	1.562	1.46×10^{-3}
^{110m}Ag	0.658	9.44×10^{-1}
	0.885	7.27×10^{-1}
	0.937	3.43×10^{-1}
	1.384	2.43×10^{-1}
	1.476	3.99×10^{-2}
	1.505	1.30×10^{-1}
^{125}Sb	0.428	2.97×10^{-1}
	0.464	1.05×10^{-1}
	0.601	1.77×10^{-1}
	0.606	5.00×10^{-2}
	0.636	1.12×10^{-1}
	0.671	1.80×10^{-2}
^{134}Cs	0.569	1.54×10^{-1}
	0.605	9.76×10^{-1}
	0.796	8.54×10^{-1}
	0.802	8.69×10^{-2}
	1.039	9.90×10^{-3}
	1.168	1.79×10^{-2}
	1.365	3.02×10^{-2}
^{137m}Ba	0.662	8.99×10^{-1}
^{144}Pr	0.696	1.34×10^{-2}
	1.489	2.70×10^{-3}
	2.186	7.00×10^{-3}
^{154}Eu	0.123	4.12×10^{-1}
	0.723	2.02×10^{-1}
	0.873	1.22×10^{-1}
	0.996	1.05×10^{-1}
	1.005	1.82×10^{-1}
	1.274	3.50×10^{-1}
^{60}Co	1.173	1.0
	1.332	1.0

(2) 中性子源核種

使用済燃料の場合、中性子源は燃料有効部のみに存在し、2 種類に分類される。まず、^{238}Uが中性子吸収、β崩壊を経て生成されるアクチノイドの自発核分裂がある。主要な核種は、

^{238}Pu、^{239}Pu、^{240}Pu、^{242}Pu、^{241}Am、^{242}Cm、^{244}Cm、^{246}Cm であり、これらの中でも ^{242}Cm、^{244}Cm が大半である。

もう一つの中性子源は、これらアクチノイドのα崩壊により生じるα線が軽核種と(α, n)反応することにより生じる中性子である。使用済燃料の場合、主に二酸化ウラン中の酸素の同位体である ^{18}O の存在による効果によるものである。通常、(α, n)反応による中性子源は、自発核分裂による中性子源と比較して 10%程度であるが、平均エネルギーが自発核分裂と比較して高い。

高レベルガラス固化体のような廃棄物の場合、固化するために軽核種が添加されるため、(α, n)反応による中性子源が自発核分裂を上回ることがある。主要な核種の自発核分裂及び(α, n)反応による中性子スペクトルを図 4.2-3 に示す。

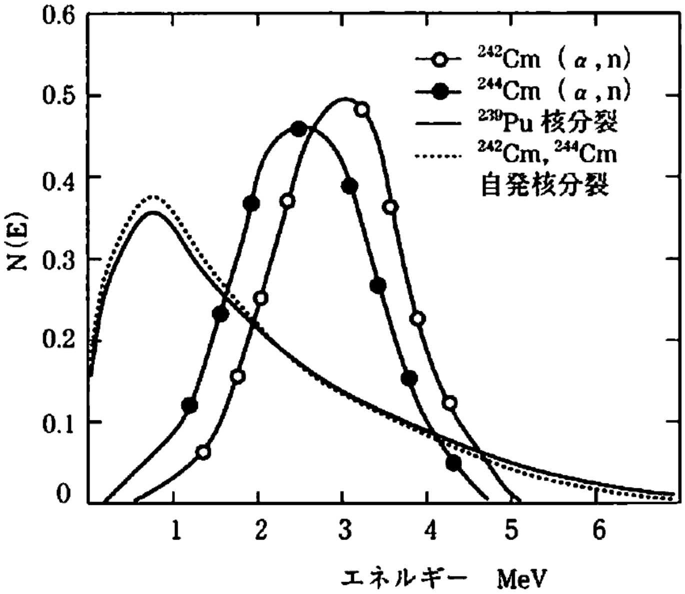

図 4.2-3 主要核種における自発核分裂および((α, n))反応による中性子スペクトル [4.2-1]

容器内は未臨界増倍系であり、中性子源強度として自発核分裂および(α, n)反応で発生した中性子が、使用済燃料中の U 及び Pu に吸収されて核分裂を生じることによる中性子の増倍効果を考慮する必要がある。輸送容器の実効増倍率k_{eff}とすると、この増倍効果は無限等比級数和の極限として$1/(1-k_{\mathrm{eff}})$と表現できる。k_{eff}は別途臨界解析により求める必要があり、容器内に水を含有させた状態で使用する湿式タイプの場合は 0.7、水を含有させない状態で使用する乾式タイプの場合、0.3 程度となる。

4.2.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線源計算 : 燃料有効部; ORIGEN2、燃料集合体端部構造材放射化; 中性子束-^{59}Co 反応 ^{60}Co 生成式
(2) 粒子輸送計算 : DOT、MCNP
(3) 断面積ライブラリ : DOT; DLC-23E, MATXSLIB-J33, MATXSLIB-J40, MCNP; FSXLIB-J33, FSXLIB-J40, MCPLIB02, MCPLIB84

4.2.6 その他留意事項等

(1) OECD/NEA での放射性物質輸送貯蔵容器に関するベンチマーク解析[4.2-2]

本ベンチマーク解析は、1985 年から実施された、Nuclear Energy Agency(NEA)炉物理委

員会が準備した使用済み燃料輸送のための遮蔽計算の情報と経験を相互に交換するプロジェクトにおいて採択されたものである。

本ベンチマーク解析に先立ち、異なる計算コードを所有するグループ間での計算コードによる差異を検討するため、理論的ベンチマーク問題が採択された。理論的ベンチマーク問題は大きく二つのグループに分けられ、線源強度とスペクトルが定義された状態でキャスク周囲の線量を計算するもの[4.2-3]および燃料集合体仕様とその照射履歴データから線源強度を計算するもの[4.2-4]である。

容器の幾何形状モデルは単純化されており、鋳鉄製の容器胴体部におけるポリエチレン製中性子遮蔽材のあり/なし、使用済燃料から放熱される冷却フィンのあり/なしからなる体系である。線源条件は、燃料有効部に対して中性子放出強度および数群のγ線スペクトルの数値データが与えられる。NEA 加盟各国の遮蔽関係者が、点減衰核コード、1 次元及び 2 次元の Discrete Ordinate 計算コード、並びにモンテカルロ計算コードにより指定の評価点における線量率(最大線量当量率 MADE)を提出して、各計算コードに対する平均と各国の計算値の平均値との差異が示されている。日本からは、点減衰核積分コードと 1 次元 Discrete Ordinate 計算コードについては旧原研担当者が、モンテカルロ計算コードについては旧船研担当者が提出している。我が国の計算では、各国の計算結果の平均値に近い結果が得られた。このベンチマーク問題は実測モデルではないが、遮蔽体系及び線源条件が明確であることから、解析担当者の力量評価あるいは複数の計算コード・断面積データの影響評価に関して現在でも有意と考えられる。計算コード間でいくらかの差異が見られたが、チェックができる実測値がないため、次段階では予測精度を判断できる実測値が含まれた。

実測値との比較のため、フランスの原子力・代替エネルギー庁(CEA)およびトランスニュークリア社(TN)から、本ベンチマーク解析のための TN12 乾式キャスクの燃料仕様、照射履歴から線量測定データが提供されている。

文献[4.2-2]は各グループで実施された解析結果と測定値の比較結果が記載されたもので、1992 年に発行されている。

(2) 旧原研での 25 トン使用済燃料輸送容器の遮蔽実験[4.2-5 - 4.2-8]

旧原研では、使用済燃料集合体を輸送する 25 トン使用済燃料輸送容器に実際の使用済燃料を収納して、キャスク内外の放射線強度、線量率、スペクトルを測定している。同容器は、PWR 燃料集合体を 1 体、BWR 燃料集合体を 2 体収納できる。キャスク胴体部については、1 次元 Discrete Ordinate 計算コード ANISN である程度再現できることが評価されている。この容器は、燃料集合体を収納するバスケット内に水を保持したまま輸送する湿式であるが、燃料バスケット-容器内筒間の水の有無によって、容器外側での中性子の線量率に違いがある。この実験では、燃料ペレットからの中性子放出強度測定、燃料プールにおけるγ線線量率および中性子反応率を測定している。

(3) モンテカルロ計算コードの V&V に関する動向

従来のキャスクの安全審査では Discrete Ordinate 計算コードが広く使われており、モンテカル計算コードの結果はそれの補足に利用されていた。最近では、モンテカルロ計算コードも安全審査に積極的に使用され、それに伴いモンテカルロ計算コードの信頼性検証が進められている。

参考文献

[4.2-1] 電中研バックエンド研究会編, 核燃料輸送工学, 日刊工業新聞社 (1998).

[4.2-2] H. F. Locke, Summary of the Results of the Comparison of Calculations and Measurements for the TN12 Flask Carried Out under the NEACRP Intercomparison of Shielding Codes, NEACRP-L-339 (1992)

[4.2-3] H.F. Locke, NEACRP Comparison of Codes for the Radiation Protection Assessment of Transportation Packages. Solutions to Problems 1 – 4, NEA CRP-L-331 (1992)

[4.2-4] A. F. Avery and H. F. Locke, NEACRP Comparison of Codes for the Radiation Protection Assessment of Transportation Packages. Solutions to Problems 5 – 6, NEA CRP-L-338 (1992)

[4.2-5] 田中俊一, 他, 使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全実験(1) －PWR 使用済燃料による「キャスクの形状評価のための実験」－, JAERI-M 82-201 (1982).

[4.2-6] 田中俊一, 他, 使用済燃料輸送キャスクの遮蔽実験(3) －BWR 使用済燃料による「キャスク形状評価のための実験」－, JAERI-M 84-019 (1984).

[4.2-7] 田中俊一, 他, 使用済燃料輸送キャスクの遮蔽実験(5) －PWR 使用済燃料からの中性子発生量の測定－, JAERI-M 84-227 (1984).

[4.2-8] 田中俊一, 他, SHIELDING EXPERIMAENTS FOR A SHIELDING SAFETY EVALUATION CODE SYSTEM OF SPENT FUEL TRANSPORT CASK” PROCEEDINGS OF THE SIXTH INTERNATIONAL CONFERENCE ON RADIATION SHIELDING, 1983.

4.3 使用済燃料の中間貯蔵施設の放射線遮蔽解析

使用済燃料中間貯蔵施設（以下、「中間貯蔵施設」という。）の放射線解析の概要である[4.3-1]。

4.3.1 目的・評価量

中間貯蔵施設では、中間貯蔵施設からの直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の線量が、「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下、線量限度等を定める告示という。）に定められた線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り放射線被ばくを低減する設計とする。放射線業務従事者の受ける線量についても、線量限度等を定める告示に定められた線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り放射線被ばくを低減する設計とする。

4.3.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

中間貯蔵施設では、複数の原子力発電所の使用済燃料を貯蔵し、かつ燃料仕様が異なる複数種類の金属キャスクが、施設に貯蔵されることが想定される。金属キャスクから放出される中性子、γ線を対象とする。

(2) 中性子計算

直接線とスカイシャイン線の計算コードとして、1 次元輸送計算コード、2 次元輸送計算コード及び 3 次元連続エネルギーモンテカルロ法計算コードがある。

(3) γ線計算

直接線とスカイシャイン線の計算コードとして、1 次元輸送計算コード、2 次元輸送計算コード及び 3 次元連続エネルギーモンテカルロ法計算コードがある。直接線計算は、点減衰核積分法計算コード、スカイシャイン線計算は、1 回散乱近似法計算コードがある。

4.3.3 扱う体系、物質、モデル化方法

計算モデル化については、表4.3-1の中間貯蔵施設における遮蔽計算コードの適用（例）に示す。

(1) 貯蔵建屋

貯蔵建屋は、コンクリート等により構成され、放射線の遮蔽体として機能する。給排気口部のストリーミングについては、ルーバ、迷路構造（ラビリンス）等の対策により低減する。貯蔵施設から放出される放射線（直接線・スカイシャイン線）は、建屋の側壁及び天井のコンクリートを透過する放射線、給排気口部からのストリーミングによる放射線がある。また、空気冷却用の給排気口を設置しているため、給排気口部のストリーミングによる線量の寄与を無視できないことが、貯蔵施設の特徴として挙げられる。貯蔵建屋には、キャスクをモデル化する。中間貯蔵施設における放射線経路を図 4.3-1 [4.3-2]に示す。

4.3.4 線源

(1) 対象となる線源及び線質

金属キャスクから放出される放射線は中性子とγ線であり、その比率は、各金属キャスクの遮蔽設計の違いにより異なっている。そこで、複数種類の金属キャスクを貯蔵する場合、金属キャスクから出る放射線の線質を中性子100%（すべて中性子とする）及びγ線100%（す

べてγ線とする）とし、それぞれの線質において線量評価を実施する。そして、それらの評価結果から、保守側な線質の評価結果を採用する方法がある。

(2) 線源強度

各線質（中性子100%またはγ線100%）において、金属キャスク表面から1mの位置における線量当量率が、100μSv/hとなるように規格化した線源強度を設定する。また、建屋内に貯蔵する金属キャスクの基数を考慮する。

(3) 金属キャスク表面線源スペクトル

金属キャスク表面における中性子及びγ線の線源（エネルギー）スペクトルは、線量評価において保守的となるものを使用する。

4.3.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線量計算コード：ANISN、DOT、DORT、MCNP、QAD、SPAN、G33、SCATTERING

(2) ライブラリ：線量計算コード及び目的に応じてライブラリ選択する(例：MCNP の場合 MCPLIB, FSXLIB)

参考文献

[4.3-1] 放射線遮蔽ハンドブック－応用編－,「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 日本原子力学会 (2020).

[4.3-2] 小佐古敏荘，飯本武志，石川智之，他，“MCNP コードの金属キャスク貯蔵方式中間貯蔵施設線量評価への適用”， 日本原子力学会和文論文誌，Vol.6, No.2, p.225-238(2007).

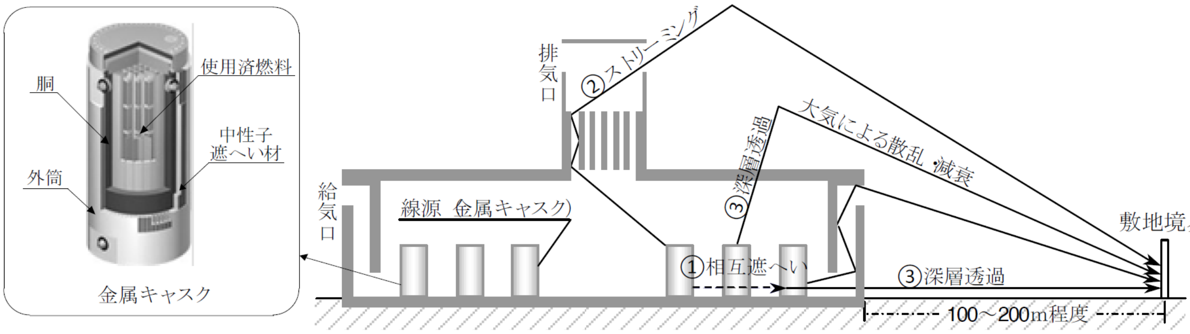

図 4.3-1　中間貯蔵施設における放射線経路 [4.3-2]

表 4.3-1　中間貯蔵施設における遮蔽計算コードの適用（例）[4.3-1]

計算コード	計算モデル体系	線質	放射線経路	建屋近傍	敷地境界付近	
				直接線	直接線	スカイシャイン線
ANISN	1 次元	中性子 γ 線	バルク (深層透過)	○ (近似モデル)	○ (近似モデル)	
			相互遮蔽 (金属キャスク)	—	—	
			ストリーミング (給排気口)	—	—	
DOT DORT	2 次元	中性子 γ 線	バルク (深層透過)	○ (近似モデル)	○ (近似モデル)	
			相互遮蔽 (金属キャスク)	○ (近似モデル)	○ (近似モデル)	
			ストリーミング (給排気口)	○ (近似モデル)	○ (近似モデル)	
MCNP	3 次元	中性子 γ 線	バルク (深層透過)	○	○	
			相互遮蔽 (金属キャスク)	○	○	
			ストリーミング (給排気口)	○	○	
QAD SPAN	3 次元	γ 線	バルク (深層透過)	○	○	—
			相互遮蔽 (金属キャスク)	○	○	—
			ストリーミング (給排気口)	—	—	—
G33 SCATTERING	3 次元	γ 線	バルク (深層透過)	—	—	○
			相互遮蔽 (金属キャスク)	—	—	—
			ストリーミング (給排気口)	—	—	—

4.4 廃炉及び廃棄物の放射線遮蔽解析

本稿は公開情報に基づいて記載している[4.4-1]。

4.4.1 目的・評価量

廃炉工事では、原子炉施設の運転中と同様に、原子炉施設周辺の一般公衆と放射線作業従事者の放射線防護を考慮して外部放射線の線量率低減と放射性物質の飛散抑制を図る必要がある。外部放射線の防護については、原子炉施設の遮蔽設計と同様の手法で実施可能であるが、作業員の被ばく低減の観点では、通常の遮蔽設計とは異なる手法が有効となる場合がある。また、上記評価の線源強度条件として、放射化計算による放射能量評価が必要となる。

4.4.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

対象施設内の残存放射能の評価が必要である。放射化については、原子炉施設では炉心など中性子線源から、放射線発生装置では粒子線の線源から発生する粒子線束を計算し、対象範囲の材質情報に基づき、線源周辺の構造材について、放射化反応による放射能濃度分布を計算する。ここで、線源と評価対象物との間に開口部があれば、開口部による散乱線を考慮する必要がある。必要に応じ、放射化箔や減速材付き中性子検出器、線量計などによる測定の併用を考慮する。

汚染については、サンプル分析や線量率測定によって、汚染核種、表面密度、分布を評価する。水化学技術による計算が可能な範囲は、設備区画ごとの計算評価を併用することができる。

(2) 線量計算

廃炉では、対象とする放射線は、γ線及びβ線である。β線は、設備表面の近接する際の被ばくに重要であり、基本的には事前調査に実施する測定で情報収集し、被ばく低減計画へ反映する。γ線は、放射化及び汚染線源から線量率を、対象線源や対象範囲の特徴に応じて、点減衰核積分法、S_N法、モンテカルロ法を用いて計算する。

4.4.3 線源・線量計算の条件、モデル化方法

(1) 放射化評価

基本的には、施設設計時の計算と同様の、粒子線束計算のモデル及び条件と同一となる。計算した粒子線束分布に応じて、適切な手法で放射化計算を実施する。

(2) 線量率評価

計算した線源分布に基づき、対象線源や対象範囲の特徴に応じて、点減衰核積分法、S_N法、モンテカルロ法を用いて計算する。

4.4.4 使用する計算コード・ライブラリ

(1) 線源評価

粒子輸送計算：(コード) ANISN, DOT, DORT, MCNP, PHITS
(ライブラリ) MATXSLIB-J33, MATXSLIB-J40, FSXLIB-J33, FSXLIB-J40

放射化計算：(コード) ORIGEN2, ORIGEN-S (ライブラリ) JENDL-3.3, JENDL-4.0

(2) 線量計算：(コード) MCNP, EGS5, QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R, SCATTERING
(ライブラリ) FSXLIB-J33, FSXLIB-J40, MATXSLIB-J33, MATXSLIB-J40, PHOTX

参考文献

[4.4-1] 放射線遮蔽ハンドブックー応用編ー,「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 日本原子力学会 (2020).

5. 遮蔽解析の概要（RI 施設、加速器施設）

5.1 ^{60}Co ガンマ滅菌施設

5.1.1 目的・評価量

ガンマ滅菌施設の特徴は、建屋内建屋でその処理方法が連続的であるため、出入口に遮蔽扉を設けないことにある。バルク遮蔽の外壁は一般の RI 施設の遮蔽壁と同様に扱えるが、解放されている出入口の線量を十分低減させせる方法しては、高線量の線源を多重散乱により減衰させる複雑な迷路構造で設計する必要がある[5.1-1]。

一般的に管理区域境界は、^{60}Co 照射装置の外壁及び照射対象の入出口に設定している。したがって、評価量は法令通り 1.3 mSv/3 月（2.6 μ Sv/h）以下になるよう遮蔽設計を実施している。

5.1.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

^{60}Co 線源は平板上のものである。線源は金属性の枠に収容されており、その枠内の 42 本の鞘に収まっている。一つの鞘の ^{60}Co の放射能は 185 TBq（5000 Ci）で、一つの枠内に 42 本の鞘が収納されている。その枠が横 4、縦 6 の合計 24 個あり合計の鞘の数は、1008 本になる。したがって、総放射能量 は、約 187 PBq（5.04 MCi）となる。

(2) 光子輸送

5.1.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

大強度の ^{60}Co 線源を連続照射が必要な遮蔽扉のない搬入出入口で管理区域境界の線量限度以下にする必要があるため、γ線の多重散乱の必要がある。そのため、非常に複雑な迷路構造を取らざるを得ない。

(2) 線源と周辺の物質

^{60}Co 線源と、Al のケース及びステンレスの枠

(3) 遮蔽材料

建物の遮蔽材はコンクリート

5.1.4 線源

線源は一般に ^{60}Co のガンマ線源が用いられてい る。線源強度は、100 PBq 以上と大強度の RI 施設であるが、非照射時は遮蔽のため線源は深さ 7 m 程度の深さのプール内に格納されているのでプール水により遮蔽され、プール表面の 線量は十分立ち入り可能な線量に保たれている。

5.1.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 通常は点減衰核法などの簡易計算

(2) 詳細な評価が必要な場合は MCNP[5.1-2]、PHITS[5.1-3]などの粒子輸送計算

(3) 核データライブラリ[5.1-4]

(4) Flux-to-Dose 変換係数[5.1-5]

5.1.6 その他留意事項等

^{60}Co のエネルギースペクトルは、多重散乱後大きく低エネルギー側にシフトしている。簡易計算を検討する場合は、エネルギースペクトル の変化も考慮しないと、評価点の線量が大きく過大評価されるので注意が必要である。

参考文献

[5.1-1] http://www.medtecjapan.com/ja/news/2017/07/31/1962

[5.1-2] MCNP5: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).

[5.1-3] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[5.1-4] MCPLIB04:RSICC. Data Libraries for MCNP5. USA: CCC-710/MCNP, Oak Ridge National Laboratory (2003).

[5.1-5] "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation," ICRP Publication 74, Annals of the ICRP 26(3/4): Pergamon Press, Oxford (1995).

5.2　ガンマナイフ施設 [5.2-1]

5.2.1 目的・評価量

ここでは、エレクタ社のレクセルガンマ ナイフ“PERFEXTION”を対象とした遮蔽について概観する。 PERFEXTION は、照射位置の分解能が 0.1 mm (100μm) と優れており、そのため病変に合わせて種々の形状の治療が可能な装置である。

一般的に管理区域境界は、^{60}Co 照射装置の外壁及び照射対象のコンクリート遮蔽扉の外に設定している。したがって、評価量は線量限度で法令通り 1.3 mSv/3 月（2.6μSv/h）以下になるよう遮蔽設計を実施している。

5.2.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

ガンマナイフの装置の中には、192 個のコバルト(^{60}Co) が同心円状かつ半円球状に敷き詰められており、それぞれからガンマ線が常時放出されている。192 本のガンマ線は一箇所に集中するよう設計されており、標的病変に高線量一括照射が可能となっている。さらに、病変の大きさと形に合わせて、4、8、16 mm の 4 種類のコリメータを使い、正常な脳組織への照射を少なくし、確実に病変部位に放射線を集中することで、安全な治療 を行うことが可能となる。

(2) 光子輸送

5.2.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

・人が常時立入る場所： ガンマユニット室内で作業を行なう場合で、照射中は室内に立ち入らないため、線源貯蔵時に週 40 時間室内にいるとして評価する。

・管理区域境界

照射時の方が線源貯蔵時の時より管理区域における実効線量は高くなるため、3 月間 500 時間を照射時として評価する。

・ 病室及び事業所境界 ：

週 50 時間照射として、照射時 650 時間/3 月 （50 時間/週×13 週/3 月）、

貯蔵時 1534 時間/3 月 （(168 時間/週-50 時間/週）×13 週/3 月）

(2) 線源と周辺の物質

^{60}Co 線源と、コリメータ及び金属の遮蔽体

(3) 遮蔽材料

・遮蔽体は、

タングステン（18.0 g/cm^3 ）鉛（11.3 g/cm^3 ）、鋳鉄（Cast iron; 7.2 g/cm^3 ）、

鉄鋼 （steel; 7.86 g/cm^3 ）、アルミニウム（2.6989 g/cm^3 ）

・治療施設の遮蔽材はコンクリート

Type-3 組成コンクリート（2.1 g/cm^3 ）

5.2.4 線源

個々の ^{60}Co（1.1TBq=30Ci）は 3 層のステンレス円筒容器に格納され、最終的にアルミニウムのケースに収められている。^{60}Co の放射能量は、213.1TBq (5,760 Ci)である。また、治療にとって重要なフォーカスポイントの線量は、3Gy/分以上である。

5.2.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 通常は点減衰核法などの簡易計算

(2) 詳細な評価が必要な場合は MCNP[5.2-2]、PHITS[5.2-3]などの粒子輸送計算

ガンマナイフは、192 個の ^{60}Co 線源が 3 種のコリメータを通してフォーカスポイントを形成する複雑な構造を持つ医療照射装置である。またコリメータからのビームは構造体との相互作用で複雑なふるまいをするため、単純にフォーカスポイントを点線源に模擬するような線源条件での簡易計算による評価は非常に難しい。そこで、より実際のガンマ線の挙動をシミュレートするために 3 次元モンテカルロ計算コード MCNP5 により、遮蔽計算を行うことが勧められる。

(3) 核データライブラリ[5.2-4]

(4) Flux-to-Dose 変換係数[5.2-5]

5.2.6 その他留意事項等

ガンマナイフ装置の開口部の方向では ^{60}Co のピークは線源からの距離が増加しても大きな変化はないが、開口部以外の位置では ^{60}Co スペクトルは低エネルギー側にシフトするため、線量率としては大きな低減が期待される。この点を考慮した遮蔽設計の最適化がガンマナイフ治療施設では期待される。

参考文献

[5.2-1] K.Oishi, K.Kosako, Y.Kobayashi and I.Sonoki, “Benchmark Experiment of Dose Rate Distributions Around the Gamma Knife Medical Apparatus,” Nuclear Data Sheet, 120 (2014) 242-245

[5.2-2] MCNP5: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).

[5.2-3] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[5.2-4] MCPLIB04:RSICC. Data Libraries for MCNP5. USA: CCC-710/MCNP, Oak Ridge National Laboratory (2003).

[5.2-5] “Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation,” ICRP Publication 74, Annals of the ICRP 26(3/4): Pergamon Press, Oxford (1995).

5.3 医療用電子リニアック

5.3.1 目的・評価量

RI 等規制法に従い、インタロックが設置された照射室の境界 (壁や扉の外表面)、管理区域境界、事業所境界における 1 週間、3 月間の実効線量の積算値を評価する[5.3-1]。

5.3.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

加速された電子 (6、10、15、18、20 MeV) によってターゲットで生成する制動放射線が線源となる。患者に直接電子線 (6、9、12、15、16、18、20、22 MeV)を照射するときはターゲットはなく、薄い散乱体で電子線を広げるか、磁場で掃引する。制動放射線が患者に照射された後の散乱線を評価する場合もある。

(2) 光子輸送

(3) 光中性子の生成 (加速電子のエネルギーが 10 MeV を超える場合に、ターゲットとその近傍、あるいは遮蔽壁) と輸送

(4) 電子線照射の場合は電子輸送と付随する制動放射線および光中性子の輸送

(5) 迷路ストリーミング

医療用電子リニアック室への入退は一般に迷路構造となっていることがほとんどで、迷路ストリーミングの評価が必要である。迷路出口付近にダクトや貫通孔がある場合は、ストリーミング評価が必要である。迷路出入口の扉に遮蔽性能が必要な場合もある。

5.3.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

リニアックヘッドおよび建物の遮蔽構造は 3 次元であるが、通常壁や扉の線量透過率計算は簡易計算式(1 次元)で評価する。迷路ストリーミング、ダクトストリーミング、建物床下における散乱 (免震構造の場合) などは別途評価を行う。

(2) ターゲットと周辺の物質

ターゲットはタングステンなど。リニアックヘッドの遮蔽体は鉛 (アンチモン含有の場合あり)、タングステンなど。

(3) 遮蔽材料

建物の遮蔽材はコンクリート、鉄など。扉では鉄、ポリエチレンなど。

(4)ストリーミング

迷路や貫通孔等についてストリーミング評価を行う。

5.3.4 線源

5.3.2 (1)のように発生した制動 X 線からの評価を行う。線源評価上は、透過率が異なるため、①利用線錐と②リニアックヘッドから漏洩した漏洩線に分けて評価することが一般的である。

5.3.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 遮蔽計算実務マニュアル[5.3-2, -3]

遮蔽体中の線量透過率計算は、通常、電子加速エネルギーが 4-25MeV の場合は、マニュアル表 1.5.1 の F0、TVL を使用して計算する。

迷路ストリーミングは、アルベドデータを用いたストリーミング評価式[5.3-2]で算出する。

(2) 粒子輸送計算

詳細な評価が必要な場合は MCNP[5.3-4]，PHITS[5.3-5] ，EGS[5.3-6]などのモンテカルロ計算コードを用いる場合もある。

5.3.6 手法とデータに関する記述

日本国内の医療用電子リニアックの遮蔽計算に関しては、放射線規制室(現 : 規制庁)が原子力安全技術センターに委託して作成した、遮蔽計算実務マニュアルを基に作成することが求められる。本マニュアルは、放射線規制室を含む関係者が過去知見を調査・レビューして発行されたものであり、十分な信頼性を持つとされている。上に記載されていない手法やデータを用いる場合は、信頼できるエビデンスに拠ることが要求される。

海外では、米国放射線防護審議会(National Council on Radiation Protection and Measurements: NCRP）が医療用光子発生装置施設の遮蔽設計のため NCRP Report 151[5.3-7]を発行しており、参考にできる。

参考文献

[5.3-1] 「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会，放射線遮蔽ハンドブック ―応用編―，日本原子力学会 (2020) p.246-250.

[5.3-2] 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015，原子力安全技術センター (2015).

[5.3-3] 放射線施設の遮蔽計算実務 (放射線) データ集，原子力安全技術センター (2015).

[5.3-4] J. A. Kulesza et al., MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA, Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, (Sep. 2022), DOI: 10.2172/1889957

[5.3-5] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[5.3-6] H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

[5.3-7] NCRP, NCRP Report No. 151, Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities(2005).

5.4 PET 薬剤製造施設

本稿は基本的に公開情報に基づいて記載する。

5.4.1 目的・評価量

PET 薬剤製造施設では、サイクロトロンを利用して PET 薬剤を合成している。PET 用サイクロトロンは大きく自己遮蔽体型と非自己遮蔽体型（オープンタイプ）の２種類に分けられる。また、PET 薬剤が投与された患者から陽電子と電子との反応による 0.511MeV の消滅ガンマ線が生じる。評価量は PET 薬剤のターゲットボックスで生成される中性子・光子スペクトルと遮蔽体透過後の線量、および 0.511MeV のガンマ線に対する線量となる。

5.4.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

PET 用サイクロトロンの加速エネルギーは 8～25MeV の範囲である。取り出されたビームはターゲットボックスに導かれ、表 1 に示す核反応で薬剤を生成する。

表 5.4-1　PET 薬剤に利用される主な核種と生成反応

製造核種	半減期	生成反応
^{18}F	109.8 分	$^{18}O(p,n)^{18}F$ または $^{20}Ne(d,\alpha)^{18}F$（両方の場合もあり）
^{11}C	20.39 分	$^{14}N(p,\alpha)^{11}C$
^{15}O	2.04 分	$^{14}N(d,n)^{15}O$ または $^{15}N(p,n)^{15}O$
^{13}N	9.97 分	$^{16}O(p,\alpha)^{13}N$

また、第 2 に、PET 薬剤の ^{18}F や ^{11}C などのポジトロン核種から出る 0.511 MeV の γ 線が線源になる。これは製造時、薬剤調製時、患者に投与された時、排尿時、廃棄時などの各ステージで検討する必要がある。

(2) 陽子の核反応、中性子、ガンマ線輸送計算

PET 薬剤製造施設で対象とする放射線は、陽子、中性子、ガンマ線である。陽子の計算は主にターゲットの核反応の結果生じる中性子、ガンマ線のスペクトルを求める時に必要となる。遮蔽計算に必要となるのは中性子、ガンマ線であり、これらは Sn 法、モンテカルロ法どちらでも計算可能である。

5.4.3 扱う体系、物質

Sn 計算の場合 1 次元球体系で行う事が多い。モンテカルロ法の場合、PET 薬剤製造施設が比較的単純な部屋構成であるため、部屋全体をモデル化することも可能である。ターゲットボックスは鉛とポリエチレンである程度局所遮蔽されているため、これも考慮する。

0.511 MeV の γ 線に対する計算は、放射線施設の遮蔽計算実務マニュアルの計算式が利用可能である。

自己遮蔽型サイクロトロンの場合、自己遮蔽体も考慮する。自己遮蔽体の構造はメーカーにより異なるので確認が必要であるが、主にポリエチレン、鉄、コンクリート等が積層されているものと、ホウ素入りポリエチレンを混合したコンクリートで固めて一体化したものがある

5.4.4 線源

5.4.2 参照

5.4.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線源計算：PHITS、MCNP
(2) 粒子輸送計算：ANISN、MCNP、PHITS
(3) 核データ：JENDL、ENDF、TENDL

参考文献

[5.4-1] 放射線遮蔽ハンドブックー応用編ー、「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 日本原子力学会 (2020).

5.5 陽子線治療施設・重粒子線治療施設

本稿は基本的に公開情報に基づいて記載する。

5.5.1 目的・評価量

陽子線治療施設/重粒子線治療施設は、加速器で加速された粒子ビーム(陽子ビーム又は重粒子ビーム)を患者に照射して癌治療する施設である。加速器はシンクロトロン型、サイクロトロン型、シンクロトロンーサイクロトロン型がある。最新施設において、患者にビームを照射する照射孔はガントリー内に設けられ、ガントリーは患者の周りを 360 度回転し、癌の状態に合わせて任意の方法から陽子ビームを照射できる。

評価量は下記である。

(1) 管理区域内で人が常時立ち入る場所の実効線量
(2) 管理区域境界の実効線量
(3) 事業所境界の実効線量
(4) 空気の放射化

5.5.2 扱う物理現象

陽子線治療装置は多くの場合、最大加速エネルギーは 230～250 MeV 前後である。よって、高エネルギー陽子と加速器のビームロス点材質や患者との核反応、およびそれにより発生した高エネルギー中性子・ガンマ線の輸送が計算対象となる。

一般の重粒子線治療装置では、炭素エネルギー400MeV/u 前後である。高エネルギー粒子による核内カスケート過程や動力学模型 JQMD モデルによる重粒子同士の相互作用などを考慮した中性子・ガンマ線の発生と輸送が計算対象となる。

5.5.3 扱う体系、物質

陽子や重粒子とビームロス点材質との反応では、ロス点材質はメーカーにより異なるので確認が必要であるが、鉄、銅、炭素などが主に対象となる事が多い。また、患者は水として考える。

体系は、Sn 計算の場合 1 次元球体系、モンテカルロ法の場合は建屋を単純化した体系やそのままの体系も用いられる。コンクリート壁中の給排気ダクトは遮蔽欠損になるため、計算体系で考慮することもある。

5.5.4 線源

線源は、高エネルギー陽子と加速器のビームロス点材質や患者との核反応、およびそれにより発生した中性子、ガンマ線の輸送が線源となる。

5.5.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線源計算：PHITS、MCNP
(2) 粒子輸送計算：ANISN、MCNP、PHITS
(3) 核データ：JENDL、ENDF

5.5.6 ベンチマーク実験解析

陽子線治療施設向けのベンチマーク解析としては、米国ロスアラモス国立研究所(LANL) Meier らの 256MeV 陽子線入射時の中性子発生実験[5.5-2,5.5-3]と比較し、妥当な結果を示す

として評価[5.5-4]されている。

参考文献

[5.5-1] 「放射線挙動工学」研究専門委員会 「中性子遮蔽設計法」ワーキンググループ，中性子遮蔽設計ハンドブック，日本原子力学会 (1993).

[5.5-2] M.M. Meier, C.A. Goulding, G.L. Morgan and J.L. Ullmann, Neutron Yields from Stopping- and Near-Stopping-Length Targets for 256-MeV Protons, Nucl. Sci. Eng., 104, pp.339-363 (1990).

[5.5-3] M.M. Meier, W.E. Amian, C.A. Goulding, G.L. Morgan and C.E. Moss, “Differential Neutron Production Cross Sections and Neutron Yields from Stopping-Length Targets for 113-MeV Protons, LA-11518-MS, Los Alamos National Laboratory (1989)

[5.5-4] N. Matsuda, Y. Iwamoto, M. Harada, M., Teshigawara, S. Meigo, F. Maekawa, T. Oguri, H. Nakano, N. Nakao, Y. Nakane and H. NakashimaA, “Analysis of Benchmark Problem for the Shielding Design of High Intensity Proton Accelerator Facilities”, JAEA-Technology 2008-030 (2008)

5.6 ホウ素中性子捕捉療法用加速器施設

5.6.1 目的・評価量

下記の項目が評価対象になる[5.6-1]。(1) は線源である。(2) は治療のために治療計画装置で評価する量であり、これを基に患部のホウ素濃度から治療による線量が得られる。(3) は患者が治療後に 2 次がんを生じるリスクを評価するための量である。(4) から(6) は放射線管理のために必要な量であり、(1) の他に加速器やビーム輸送系などにおけるビームロスも線源として考慮が必要である。

(1) 患者の患部に照射するコリメータから取り出される中性子の強度とスペクトル
(2) 患者の皮膚表面から患部とその周辺の中性子の強度とスペクトル
(3) 患者の患部以外の部位に照射される中性子とγ線の強度とスペクトル、または等価線量
(4) 放射線管理区域内の常時人の立ち入る場所の中性子とγ線による実効線量
(5) 管理区域境界の中性子とγ線による実効線量
(6) 事業所境界の中性子とγ線による実効線量

5.6.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

現在すでに保険適用の治療が実施されている施設、臨床試験中の施設、計画・開発中の施設があるが、加速粒子はすべて陽子であり、最大エネルギーは 30 MeV である。低エネルギーの陽子を使う場合は ^{7}Li(p, n)^{7}Be 反応を利用するが、数 MeV 以上では ^{9}Be(p, n)^{9}B 反応を利用する場合が多い。

(2) 中性子輸送計算

(3) γ線輸送計算

中性子の核反応によって生成される即発γ線が支配的であるが、標的などにおいて加速粒子によって生成する放射能、および中性子が生成する放射能からのγ線も対象になる。

5.6.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

基本的にすべて 3 次元形状でのモデル化が必要である。特に中性子生成ターゲットから照射コリメータは、患者に照射される中性子の詳細で精度の高い評価が求められることから、詳細なモデル化が必要である。

(2) ターゲットと周辺の物質

中性子生成ターゲットとして ^{9}Be または Li (^{7}Li 濃縮) が用いられる。照射コリメータまでのモデレータは、スペクトルの最適化のために F、Mg、Al、Ca、Fe、Cd、Pb、Bi、ポリエチレンなどが用いられる。

(3) 遮蔽材

建物構造材は基本的に普通コンクリートである。扉にはコンクリート、鉄、必要に応じてエポナイト、鉛なども用いられる。

5.6.4 線源

5.6.2 参照

5.6.5 使用するコード・ライブラリ

(1) 線源計算：荷電粒子による中性子生成は実験値が主として用いられる

(2) 粒子輸送計算： PHITS[5.6-2]、MCNP[5.6-3]など

参考文献

[5.6-1] 「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 放射線遮蔽ハンドブック —応用編—, 日本原子力学会 (2020) p.263-277.

[5.6-2] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[5.6-3] J. A. Kulesza et al., MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA, Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, (Sep. 2022), DOI: 10.2172/1889957

5.7 陽子・重イオン加速器施設

5.7.1 目的・評価量

ここでは J-PARC や RIBF のような大型の研究施設を想定する[5.7-1]。安全性評価のために必要な項目は以下のとおりである。なお(5)の項目は主に装置のメンテナンスのためである。

(1) 放射線管理区域内の常時人の立ち入る場所の実効線量 (滞在時間を考慮する場合あり)
(2) 管理区域境界の実効線量
(3) 事業所境界の実効線量
(4) 空気、冷却水の放射化
(5) 機器の放射化

5.7.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

J-PARC においては、加速粒子による 2 次放射線 (中性子、γ線の他にミュオンなども含む) の生成では 50 GeV までの陽子が対象になるため、物理現象は非常に多岐にわたる。一方 RIBF では核子あたり 400 MeV の U ビームまで加速するため、核破砕や核分裂などによって生じる 2 次荷電粒子によって生成される中性子、γ線の寄与が大きくなる。

(2) 中性子・γ線輸送計算
(3) ダクトストリーミング
(4) スカイシャイン

施設はほぼ地下にあるため、事業所境界への線量はスカイシャインの寄与が大きくなる。

5.7.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

バルク遮蔽はコンクリート数 m 以上で非常に厚いため、1 次元近似で評価する場合が多い。

(2) ターゲットと周辺の物質

加速粒子が衝突するのはビームダンプ等に用いられる Cu、ビームダクトに用いられるステンレス、Al などが主であるが、J-PARC では Hg、Au など特殊な物質も使われる。

(3) 遮蔽材

建物構造材、扉は基本的に普通コンクリートである。一部には重コンクリートなど特殊なものも使われる。

5.7.4 線源

5.7.2 参照

5.7.5 使用するコード・ライブラリ

簡易計算に用いられる手法は以下のとおりである。

(1) 線源評価：荷電粒子による中性子生成は主として実験値が用いられる
(2) 中性子・γ線のバルク輸送計算
・Tesch の式[5.7-2] (入射陽子エネルギー 1GeV まで)
・Moyer の式[5.7-3] (入射陽子エネルギー 1GeV 以上)
・Moyer 類似式 (RIBF のための 1 次元 S_N 輸送計算結果をパラメータフィットした近似式)
(3) ダクトストリーミングに係る線量評価
・DUCT-III[5.7-5]

(4) スカイシャイン放射線に係る線量評価

・Stapleton の式[5.7-6]

詳細計算用いられる手法は以下のとおりである。

・PHITS コード[5.7-7]

・MCNPX コード[5.7-8]

・MARS コード[5.7-9, -10]

5.7.6 ベンチマーク実験解析

J-PARC におけるベンチマーク実験解析は、文献[5.7-11]にまとめられている。

参考文献

[5.7-1] 「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会, 放射線遮蔽ハンドブック —応用編—, 日本原子力学会 (2020) p.286-305.

[5.7-2] K. Tesch, "A Simple Estimation of the Lateral Shielding for Proton Accelerators in the Energy Range 50 to 1000 MeV," Radiat. Prot. Dosim., 11(3), 165-172 (1985).

[5.7-3] B.J. Moyer, "Method of Calculation of the Shielding Enclosure for the Berkeley Bevatron," Proc. 1st Int. Conf. Shielding around High Energy Accelerators, Presses Universitaires de France, Paris, 65 (1962).

[5.7-4] R. Tayama, H. Nakano, H. Handa, K. Hayashi, H. Hirayama, K. Shin, F. Masukawa, H. Nakashima and N. Sasamoto, "DUCT-III : A Simple Design Code for Duct-Streaming Radiations," KEK Internal 2001-8, High Energy Accelerator Research Organization (2001).

[5.7-5] 増川史洋, 中野秀生, 中島宏, 笹本宣雄, 田山隆一, 半田博之, 林克己, 平山英夫, 秦和夫, 高エネルギー中性子ストリーミング計算コード DUCT-III の検証, JAERI-Tech 2003-018, 日本原子力研究所 (2003).

[5.7-6] G.B. Stapleton, "Accelerator Skyshine: Tyger, Tyger, Burning Bright", Particle Accelerators, 44(1), 1-15 (1994).

[5.7-7] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).

[5.7-8] J. A. Kulesza et al., MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA, Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, (Sep. 2022), DOI: 10.2172/1889957

[5.7-9] N.V. Mokhov, "The Mars Code System User's Guide", Fermilab-FN-628 (1995).

[5.7-10] http://www-ap.fnal.gov/MARS/

[5.7-11] N. Matsuda, Y. Iwamoto, M. Harada, M., Teshigawara, S. Meigo, F. Maekawa, T. Oguri, H. Nakano, N. Nakao, Y. Nakane and H. NakashimaA, "Analysis of Benchmark Problem for the Shielding Design of High Intensity Proton Accelerator Facilities", JAEA-Technology 2008-030 (2008)

5.8 電子加速器施設

5.8.1 目的・評価量

ここでは SuperKEKB や SPring-8, NanoTerasu のような大型の研究施設を想定する[5.8-1]。安全性評価のために必要な項目は以下のとおりである。なお(5)の項目は主に装置のメンテナンスのためである。

(1) 放射線管理区域内の常時人の立ち入る場所の実効線量 (滞在時間を考慮する場合あり)
(2) 管理区域境界の実効線量
(3) 事業所境界の実効線量
(4) 空気、冷却水の放射化
(5) 機器の放射化

5.8.2 扱う物理現象

(1) 線源評価

大型の電子加速器研究施設においては、高エネルギー電子ビームの損失による 2 次放射線 (中性子、γ線の他にミュオンなども含む)が主な線源対象になるため、物理現象は非常に多岐にわたる。SPring-8 や NanoTerasu の様な放射光施設では、入射器によって数 GeV まで加速した電子ビームをシンクロトロンリングに入射し蓄積する。蓄積された電子ビームは放射光源として利用されるが，電子寿命(ガス寿命，タウシェック寿命)により蓄積電子は徐々に損失していく。線源としては、前述した電子ビーム損失や放射光の他に蓄積した電子ビームが残留ガスなどと相互作用することよって生じるガス制動放射線やガス制動放射線の光核反応によって生成される中性子の寄与が大きくなる。

(2) 中性子・γ(X)線輸送計算
(3) ダクトストリーミング
(4) スカイシャイン

SuperKEKB は地下にあるため、事業所境界への線量はスカイシャインの寄与が大きくなるが、放射光施設は一般的に地上にあり、加速器トンネルは天井、壁ともに同じ厚さの遮蔽体で構成されることが多いため、直達線の寄与が大きくなる。

5.8.3 扱う体系、物質、モデル化方法

(1) 扱う体系

バルク遮蔽は、簡易計算式や 1 次元近似で評価する場合が多い。

(2) ターゲットと周辺の物質

加速電子が衝突するのはビームダンプ等に用いられる炭素、鉄、ビームダクトに用いられるステンレス、Al などが主である。一方、ガス制動放射線に曝される光学素子やシャッター等は C や Si､、Cu、Pb（W）が用いられる。

(3) 遮蔽材

建物構造材、扉は基本的に普通コンクリートである。一部には重コンクリートなど特殊なものも使われる。ガス制動放射線を遮へいするために Pb、W なども使われる。

5.8.4 線源

5.8.2 参照

5.8.5 使用するコード・ライブラリ

簡易計算に用いられる手法は以下のとおりである。

(1) 線源評価：電子ビーム損失による線源項はエネルギーと電流値の積で表される出力の関数として表される。ガス制動放射線による線源項は Rossi の理論式[5.8-2]から計算できる。放射光は SPECTRA[5.8-3]コードを用いて評価することが可能である。

(2) 中性子・γ線のバルク簡易計算

・Jenkins の式[5.8-4] (電子ビーム損失)

・Ban の式[5.8-5] (ガス制動放射線)

・Liu の式 [5.8-6] (ガス制動放射線による二次粒子生成：FLUKA による計算結果をパラメータフィットした近似式)

・質量減衰係数と線量換算係数

(3) ダクトストリーミングに係る線量評価

・Tesch の経験式[5.8-7]

(4) スカイシャイン放射線に係る線量評価

・Stevenson-Thomas の式[5.8-8]

(5) 放射化物に係る線量評価

・IAEA Technical Reports Series No. 188 の式[5.8-9]

詳細計算用いられる手法は以下のとおりである。

・PHITS コード[5.8-10]

・SPECTRA コード[5.8-3]

・FLUKA コード[5.8-11、12]

参考文献

[5.8-1] 萩原雅之, 松田洋樹, 竹内章博, 糸賀俊朗, 大岡康臣, 金沢修平, 小西啓之, QST-R-23「次世代放射光施設(NanoTerasu)における放射線安全対策」研究報告書, 量子科学技術研究開発機構 (2022).

[5.8-2] B. Rossi, “High Energy Particles,” Prentice-Hall, Englewoodcliffs, NJ, 1952.

[5.8-3] T. Tanaka and H. Kitamura, “SPECTRA: a synchrotron radiation calculation code,” J. Synchrotron Rad., 8, 1221, 2001.

[5.8-4] T. M. Jenkins, “Neutron and Photon Measurements through Concrete from a 15 GeV Electron Beam on a Target-Comparison with Models and Calculation”, Nucl. Instrum. Meth. 159, 265 (1969).

[5.8-5] S. Ban, H. Hirayama and S. Miura, “Estimation of Absorbed Dose due to Gas Bremsstrahlung from Electron Storage Rings”, Health Phys. 57 (3), 407 (1989).

[5.8-6] J. C. Liu, W. R. Nelson and K. R. Kase, “Gas Bremsstrahlung and Associated Photoneutron Shielding Calculations for Electron Storage Ring”, Health Phys. 68 (2), 205 ,1995.

[5.8-7] K. Tesch, “Attenuation of the Photon Dose in Labyrinths and Ducts at Accelerators”, Radiat. Prot. Dos. 20, 169 ,1987.

[5.8-8] G. R. Stevenson and R. H. Thomas, “A Simple Procedure for the Estimation of Neutron Skyshine from Proton Accelerators”, Health Phys. 46 (1), 115 ,1984.

[5.8-9] W. P. Swanson, “Radiological Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators”, Technical Report Series No.188, IAEA (1969).

[5.8-10] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, P. Tsai, N. Matsuda, H. Iwase, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita, "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

[5.8-11] "The FLUKA Code: Developments and Challenges for High Energy and Medical Applications" T.T. Böhlen, F. Cerutti, M.P.W. Chin, A. Fassò, A. Ferrari, P.G. Ortega, A. Mairani, P.R. Sala, G. Smirnov and V. Vlachoudis, Nuclear Data Sheets 120, 211-214 (2014)

[5.8-12] "FLUKA: a multi-particle transport code" A. Ferrari, P.R. Sala, A. Fasso`, and J. Ranft, CERN-2005-10 (2005), INFN/TC_05/11, SLAC-R-773