

2020年3月17日(火)**B会場**

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会[環境放射能除染学会共催]

[2B_PL] 除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

座長:遠藤 和人(国環研)

13:00 ~ 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[2B_PL01] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

*金子 悟¹ (1. 環境省)

[2B_PL02] 除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討

*山田 一夫¹ (1. 国環研)

[2B_PL03] 最終処分シナリオの多面的評価

*保高 徹生¹ (1. 産総研)

[2B_PL04] パネルディスカッション**C会場**

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[2C_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

座長:関村 直人(東大)

13:00 ~ 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[2C_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用

*関村 直人¹ (1. 東大)

[2C_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現

*高田 孝¹ (1. JAEA)

[2C_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

*村上 健太¹ (1. 長岡技科大)

[2C_PL04] 総合討論

*関村 直人¹、*高田 孝¹、*村上 健太¹ (1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大)

D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2D_PL] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

座長:阿部 弘亨(東大)

13:00 ~ 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[2D_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

*倉田 正輝¹ (1. JAEA)

F会場

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[2F_PL] 原子力政策とコミュニケーション

座長:岡嶋 成晃(会長, JAEA)

13:00 ~ 14:00 F会場 (共通講義棟 M棟1F M-2)

[2F_PL01] 原子力政策とコミュニケーション

*岡 芳明¹ (1. 原子力委員会)

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)

13:00 ~ 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[2G_PL01] 熱水カロードマップの改定の概要

*中村 秀夫¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

*西 義久¹、*大貫 晃²、*上遠野 健一³、*岩城 智香子⁴
(1. 電中研、2. MHI、3. 日立、4. 東芝)

[2G_PL03] 熱水カロードマップローリングの在り方 (パネルディスカッション)

*講演者全員¹、*曾根田 秀夫² (2. 日立GE)

H会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2H_PL] 福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

座長:茶木 雅夫(エネ総研)

13:00 ~ 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[2H_PL01] 核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

*逢坂 正彦¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] 計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

*板倉 充洋¹ (1. JAEA)

[2H_PL03] 「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

*奥田 洋司¹ (1. 東大)

J会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[2J_PL] 「次期軽水炉の技術要件検討」WG報告

座長:山口 彰(東大)

13:00 ～ 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[2J_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

*佐藤 拓¹ (1. 関西電力)

[2J_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

*有田 誠二¹ (1. MHI)

[2J_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

*山本 章夫¹ (1. 名大)

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[2K_PL] 学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動

座長:中野 智仁(東芝ESS)

13:00 ～ 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[2K_PL01] 本企画セッションの意義

*大場 恭子¹ (1. JAEA)

[2K_PL02] 社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第2条）とは

*大橋 智樹¹ (1. 宮城学院女子大)

L会場

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2L_PL] 第12回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー小委)

13:00 ～ 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[2L_PL01] 日本の原発はどこへ行く？

*田中 俊一¹ (1. 元規制委)

M会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2M_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

座長:若井 栄一(JAEA)

13:00 ～ 14:30 M会場 (共通講義棟 S棟3F S-31)

[2M_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴¹ (1. JAEA)

[2M_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹¹ (1. 北大)

[2M_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

*熊野 秀樹¹ (1. 中部電力)

[2M_PL04] 総合討論（パネルディスカッション）

*長谷川 晃¹、*藤井 克彦²、*埴 悟史³、*石橋 良⁴ (1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立)

N会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学会

[2N_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計

座長:平山 英夫(KEK)

13:00 ～ 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[2N_PL01] 遮蔽設計の手順

*上養 義朋¹ (1. 清水建設)

[2N_PL02] 核データライブラリと断面積ライブラリ

*今野 力¹ (1. JAEA)

[2N_PL03] モンテカルロコード PHITS

*岩元 洋介¹ (1. JAEA)

[2N_PL04] ストリーミングとスカイシャイン計算

*平尾 好弘¹ (1. 海技研)

O会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（核データ部会、シグマ調査専門委員会）

[2O_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年

座長:渡辺 幸信(九大)

13:00 ～ 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[2O_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

*吉田 正¹ (1. 東工大)

[2O_PL02] 核データ部会20年に寄せて

*深堀 智生¹ (1. JAEA)

[2O_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究

*木村 敦¹ (1. JAEA)

[2O_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

*湊 太志¹ (1. JAEA)

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会[環境放射能除染学会共催]

[2B_PL] 除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

座長:遠藤 和人(国環研)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 B会場 (共通講義棟 L棟1F L-3)

[2B_PL01] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

*金子 悟¹ (1. 環境省)

[2B_PL02] 除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討

*山田 一夫¹ (1. 国環研)

[2B_PL03] 最終処分シナリオの多面的評価

*保高 徹生¹ (1. 産総研)

[2B_PL04] パネルディスカッション

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

(1) 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

(1) Volume Reduction & Recycling of the Removed Soil etc. in the Interim Storage Facility

*金子 悟¹

¹環境省

1. はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌等は約 1,330 万 m³（ただし、帰還困難区域の除染等で発生した（発生することが見込まれる）除去土壌等は含まれていない）と推定されている。この除去土壌等については、「中間貯蔵・環境安全事業株式会社法」（平成 15 年法律第 44 号）において、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として明記されている。

環境省は、福島県内の除染等で発生した除去土壌等の県外最終処分に向けた取組として、①減容・再生利用技術の開発、②再生利用の推進、③最終処分の方向性の検討、④全国民的な理解の醸成等の 4 本柱を 2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」と「工程表」にまとめ公表し、2019 年 3 月に見直しを行った。

本稿は、福島県内の除染等で発生した除去土壌の県外最終処分に向けた取組方針を解説する。

2. 減容・再生利用技術の開発

除去土壌等の減容・再生利用に必要な技術の開発については、その目標や優先順位を明確化し、処理を実施するための基盤技術の開発を平成 28 年度（2016 年度）から 10 年以内で一通り完了する。

3. 再生利用の推進

再生利用は、管理主体や責任体制が明確となっている一定の公共事業等における盛土材等の構造基盤の部材に限定し、追加被ばく線量評価に基づき、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度の設定や覆土等の遮へい措置を講じた上で、適切な管理の下で使用する。

これを実現するために、実証事業、モデル事業等を通じて、地域住民等のステークホルダーや幅広い国民の理解・信頼を得つつ、関係府省庁、自治体等と連携して再生利用先の具体化を図り、できるだけ早期に再生利用を本格化させる。

4. 最終処分の方向性の検討

最終処分場の選定のためのプロセスを開始する前提として、技術開発の進捗状況や再生利用の将来見込みを踏まえて、最終処分が必要な土壌等の放射能濃度や量を段階的に絞り込み、最終処分される土壌等や処理後の濃縮物の性状、最終処分場の構造や必要面積について一定の見通しを立てる。

最終処分場の構造等の検討に当たっては、最終処分の対象となる土壌等が、原子力発電事業等に伴い発生する複数の核種を含む放射性廃棄物とは異なり、核種が ¹³⁴Cs 及び ¹³⁷Cs に限定され、その濃度も放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的低い廃棄物の濃度（¹³⁷Cs で最大 1,000 億 Bq/kg）に比べて大幅に低いことが想定されること等を踏まえるものとする。

5. 全国民的な理解の醸成等

中間貯蔵開始後 30 年以内の福島県外での最終処分を実現するためには、再生利用や最終処分に対する全

国民的な理解が必要不可欠であることから、関係府省庁、自治体、関係団体、専門家、学術・教育機関、NPO 等と連携して情報共有や相互理解を進めつつ、国民に対する情報発信、普及啓発等の取組を地道に、かつ継続して進める。

*Satoru Kaneko¹

¹Ministry of the Environment

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

(2) 除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討

(2) Investigation of options of treatment & disposal technologies for removed soil etc.

*山田 一夫¹

¹国環研

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故による環境汚染後、環境省の主導で中間貯蔵施設の整備・運営が進められ、除去土壌が多くの仮置き場から中間貯蔵施設に搬入され濃度ごとに分類・貯蔵され、また貯蔵能力に限界がある焼却灰の熱的減容化施設が整備されるなどの進展がある。事故後、放射性廃棄物処分が困難に直面している状況の中、事故後の仮置き場、中間貯蔵施設の設置、多量の除染土壌の搬入、焼却灰等の特定廃棄物の処分施設の整備、規定濃度未満の廃棄物の通常の廃棄物処分施設での処分の実現、など、着実な成果を上げていることは適正に評価すべきである。一方で、今後の県外最終処分を考えると、量が多い除去土壌の有効利用や熱的減容化後の飛灰の取り扱いについては困難な面も想定され、処分シナリオを考慮したうえで適切な技術開発や、処分のための合意形成を進めていく必要がある。

特に熱的減容化により生じる副生成物（濃縮物）等については、さらなる減容化や最終処分のための廃棄体化、濃度が低いものの有効利用が必要になると考えられ、中長期的にどのような技術課題があるのかを整理し、具体的な技術開発戦略として設定していくことが重要と考えられる。

上記は、処理から最終処分の各段階で、時々必要性に応じ、適宜対応していく道筋である。逆に具体的に何らかの県外最終処分を想定し、そのためには技術的・社会的課題が何であり、将来に向けて何を開発・検討すべきかというバックキャストの道筋もある。

そこで、専門性を有しかつ中立的立場にある環境放射能除染学会において、環境省の事業とは独立して、独自の学術的な立場から上記の問題意識に沿った検討を行い、県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方を取りまとめるための研究会「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会」（2018年10月～）を設置した。本稿ではその活動概要を紹介するとともに、県外最終処分シナリオを多面的に評価する手法を紹介する。

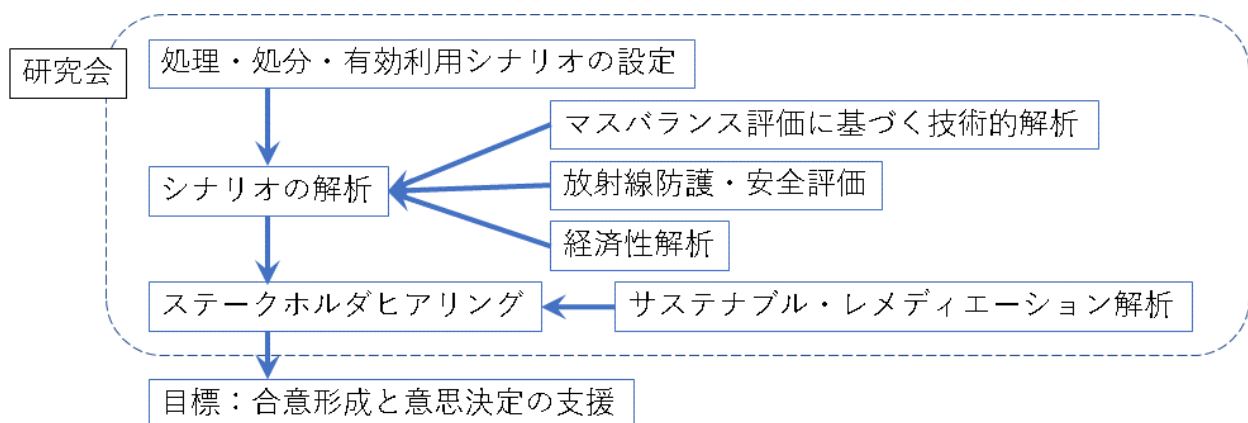


図1 環境放射能除染学会「県外最終処分技術戦略研究会」の概要

2. 研究会の構成と活動内容

研究会での検討内容を図1に示す。研究会は、廃棄物処分、放射性廃棄物処分、放射線影響、安全評価、産業技術、材料科学、プラントエンジニアリング、多面的評価の多様な分野の有識者からなる。現行の技術の調査に基づき、処理・処分・有効利用の種々の方策を取りまとめ、それらを再構築して特徴的な複数のシナリオを設定する。シナリオを解析するには、各過程でのマスマバランスの把握が必要であるので、その調査を行うとともに、パラメータスタディにより、開発目標に対し、何を技術開発すべきかを示す。マスマバランス計算ができると付随してその経済性評価も実施できるようになる。また、これらの処理・処分プロセスを放射線影響の観点からも考える。これらのシナリオを踏まえて、ステークホルダに県外最終処分についてヒアリングを行い、合意形成に向けた活動において重要な事項をまとめる。この活動を通して、本研究会は県外最終処分事業の推進に資することを目的とする。

3. シナリオ設定

除染および廃棄物処分から発生する放射性セシウムに汚染した処理対象物から、処理・処分を経て、中間貯蔵後の最終的な将来像を考え、特徴的なシナリオを考えた。その例を図2に示す。「標準シナリオ」は、現在環境省が進めている事業をもとに推定できるものである。本研究会では、この標準シナリオをベースに、実現には制度的・社会的に様々な制約があることを承知の上で、まずは技術的な議論を活性化する観点から、複数のシナリオを例示することを試みた。「再利用困難シナリオ」は、低濃度物の有効利用が困難な場合を想定したものである。この場合、低汚染度の除去土壌を含め全量が県外最終処分となる。処分施設としては、廃棄物の放射能濃度により、管理型処分場、遮断型処分場、あるいは長期貯蔵などが考えられる。また、放射性セシウムを技術的に可能な最高濃度に濃縮し廃棄物容積を最小化する、「超高濃縮シナリオ」も考えられる。この場合、除染された低濃度物は有効利用し、高濃縮物は遮断型処分場（福島県外の指定廃棄物処分場で検討済み）で処分、あるいはオンサイトの技術の活用、通常の低レベル放射性廃棄物処分のプロセスなどを考慮した連携が模索できる可能性はある。例えば、NHKによるアンケートにおいては、中間貯蔵後、汚染土壌などを外部に持ち出すのは非現実的という意見も得られたことから、事業開始30年後に中間貯蔵の場所をそのまま別用途に活用するという「未来志向型シナリオ」も考えてみることにした。

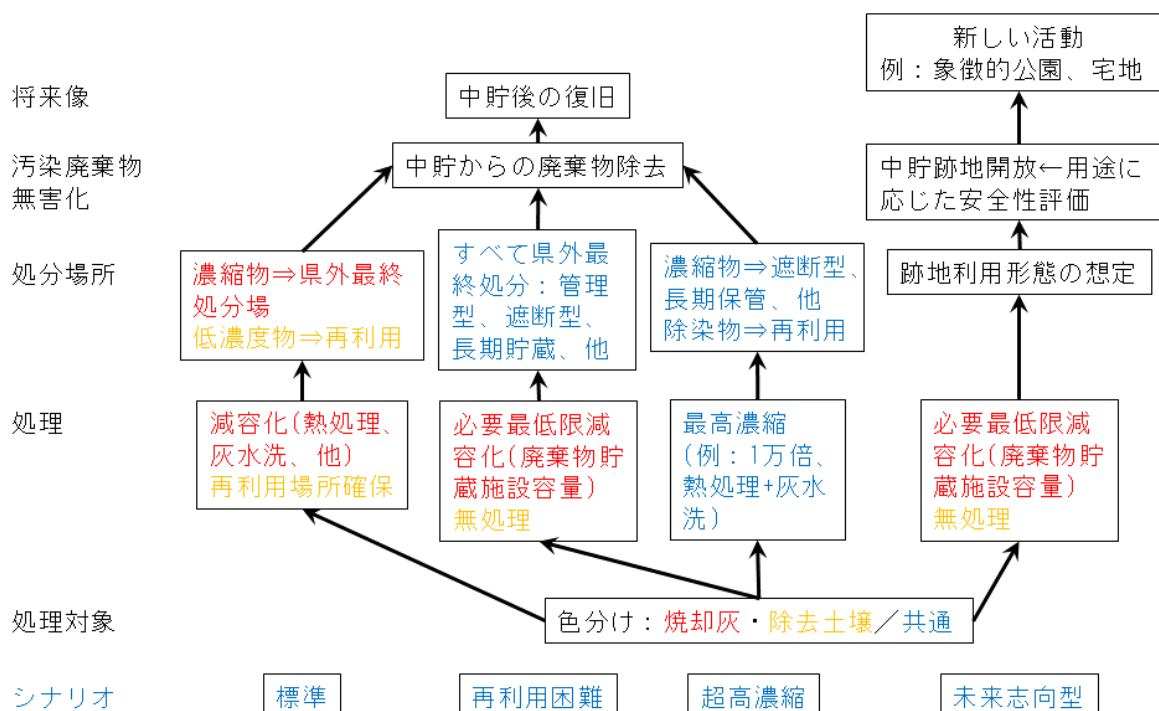


図2 処理・処分・有効利用の複数シナリオ

4. マスバランス計算¹⁾

先に示したシナリオのうち、より詳細を設定した標準シナリオについてマスバランス計算を実施した。焼却残渣を検討対象とし、熱処理により減容化し、濃縮した飛灰を灰洗浄・吸着処理によりさらに高濃縮し、固化して廃棄体とする過程を考える。概要を図3に示す。各処理に使用する材料と排出される材料が時系列に沿って示されている。

各処理に必要な材料について、各処理の能力に関する文献情報から、量的把握を行った。その結果をまとめて、典型的な量をもとにマスバランス計算を行った結果を図4に示す。46万トン、3.3万Bq/kgの焼却残渣が、各処理を経て、最終的に、920t、1500万Bq/kgの廃棄体、および、56万t、1400Bq/kgのスラグ、2万t、3.6万Bq/kgの洗浄残渣（これは熱処理に戻す方法もある）、58万t、240Bq/kgの洗浄廃液、が生じる。

この計算から様々な定量的な情報を得ることができる。例えば、廃棄体は、25m プールに換算すると2～3個である。文献にあるより高性能な吸着剤を用いると、120t、1.2億Bq/kgとなり、容積に換算すると高さ2.5m 面積44m²（27畳）の部屋に相当する。再利用すべきスラグは56万tになり、かさ密度を考慮すると、例えば1km²を覆うと33cmの厚さになるので、この程度の使用場所を確保しなければならない。灰洗浄による排水は排水基準を超過しており、より高性能な吸着剤を用いるなど工程の見直しをするか、蒸発乾固させ固体として廃棄するなどの対策が必要である。

現在、このマスバランス計算に基づき、経済的評価を進めている。

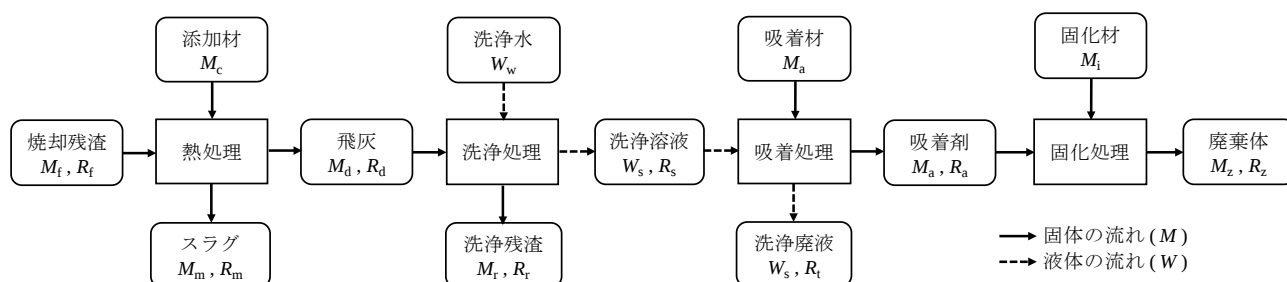


図3 マスバランス計算の対象処理フロー

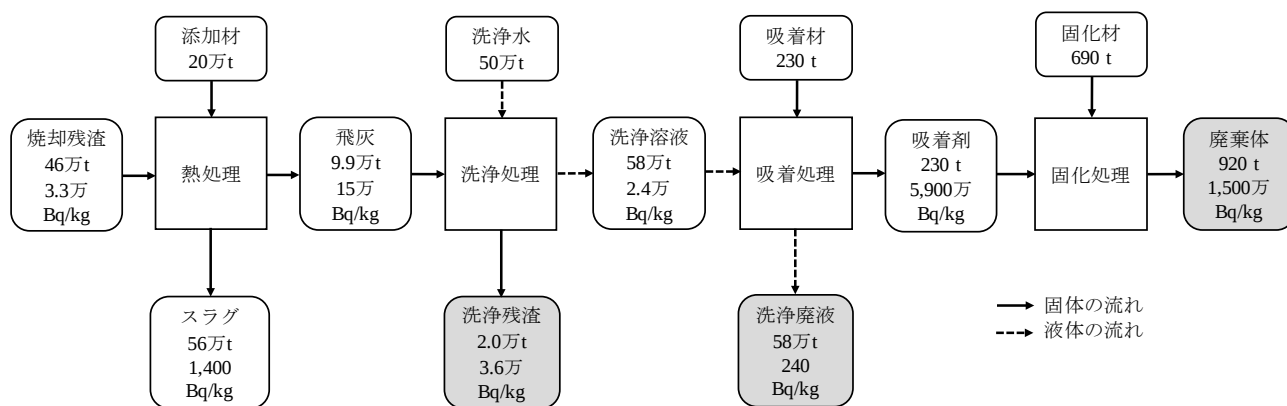


図4 マスバランス計算の結果

5. まとめ

研究会では、技術的な内容を取りまとめ、種々のシナリオについて検討を重ね、それぞれ課題となる点を議論し、具体的な例示を試みている。マスバランス計算により、さらに具体的な量感を持って処理処分の現実性を把握でき、かつ、工程改善の指標を理解できる状況となるであろう。

また、最終処分の実現に向け、ステークホルダの意見をヒアリングし、技術だけではなく、環境影響、経済性を含めた多面的評価についても検討を実施している。ステークホルダヒアリングのコンセプトと状

況については別報にて説明される。

謝辞：本稿は、本研究会委員、NIES 大迫政浩（委員長）、東大飯本武志、アイソトープ協会大越実、電中研杉山大輔、JAEA 宮本泰明、産総研保高徹生、農研機構万福裕造、NIES 山田正人、NIES 遠藤和人、NIES 有馬謙一の各位との活動を筆者がまとめたものである。

参考文献

1. 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第 1 報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019

*Kazuo Yamada¹

¹National Institute for Environmental Studies

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

(3) 最終処分シナリオの多面的評価

(3) Multi-aspect assessment of scenarios for final disposal of removed soil etc.

*保高 徹生¹、大迫 政浩²¹産業技術総合研究所、²国立環境研究所

1. はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌量は約 1,300 万 m³と推定されており¹⁾、膨大な量に上る。環境省は、これらの除去土壌について中間貯蔵開始後 30 年以内、すなわち 2045 年までに福島県外での最終処分を完了させる計画である。環境省「福島県外での最終処分までの主な流れ²⁾」では、県外最終処分に向け 8 つのステップを明記している（表 1）。現状はステップ 3～4 に位置しており、今後、県外最終処分に向けた本格的な検討が始まる。特に、県外最終処分地の選定に関しては、困難が伴うことが想定されるため、国民的な議論が必要である（前述した「福島県外での最終処分までの主な流れ」には県外最終処分地の選定は明記されていないが、ステップ 5 での検討事項となろう）。特に、県外最終処分の立地選定プロセスはきわめて重要であり、過去の環境分野での知見から、幅広いステークホルダーの参画、複数のオプション（代替案）の準備、ステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法の適用、柔軟な計画変更、公正性が担保された計画手続き等の必要性が指摘されている。

表 1 福島県外での最終処分までの主な流れ（環境省資料¹⁾より整理）

ステップ	内容（技術的）	内容（理解醸成）
ステップ 1	国内外の研究・技術開発の動向把握	福島県外最終処分に係る全国民的な理解の醸成を図る
ステップ 2	今後の研究・技術開発の方向性検討等	
ステップ 3	研究・技術開発の推進等	
ステップ 4	減容化、再生資源化等の可能性の検討等を踏まえた最終処分の方 向性検討	
減容化・再生利用による施設外への搬出		
ステップ 5	最終処分地に関わる調査検討	
ステップ 6	最終処分地の整備	
ステップ 7	最終処分地への搬入	
ステップ 8	最終処分完了	

一方、除去土壌や焼却灰については、最終処分量を減らすための減容化や再生利用が検討されており、最終処分される除去土壌・廃棄物の性状は未だ決まっていない。例えば、1300 万 m³の除去土壌の約 80% が 8000 Bq/kg 未満と推定されており¹⁾、半減期を考慮するとその多くは 300 年を経過することでクリアランスレベル（100 Bq/kg）以下となる。一方、除去土壌の減容化（土壌分級や加熱処理）を実施した場合、除去土壌の放射性セシウム濃度は低減するが課題もある。例えば、高濃度の濃縮物が発生するため除去土壌と比較して長期の管理期間が必要なこと、発生した浄化物自体の有効利用先の確保が必要になること（有効利用先が見つからなければ浄化物自体も最終処分の対象になる可能性がある）、減容化には当然コストが必要になることから費用対効果分析が必要、などである。また、焼却灰については土壌と比較して高濃度

であること、土壌と比較してさらに高レベルの減容化（熱処理や飛灰洗浄および吸着材による回収等）が可能である。例えば、「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会（以下、本研究会）」のマスバランスによる試算では、46 万 t、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣を減容化することにより 920 t まで減容化可能であるが、その濃度は 1,500 万 Bq/kg になることが報告されている³⁾。当然であるが、減容化の実施により、最終的に得られる濃縮物、すなわち最終処分される廃棄物（以下、廃棄体という）の濃度や性状が大きく変化することとなる。県外最終処分される廃棄体の濃度や性状は、県外最終処分の社会受容性に大きく関係してくると思われることから、環境安全性や技術的側面の観点のみならず、社会受容性や経済的な観点からも、検討を進めることが必要である。

本稿では、環境影響評価や修復における多面的な評価の概要を紹介するとともに、本研究会で実施しているステークホルダーヒアリングの概要およびヒアリング調査の予備的な結果を示す。

2. 多面的評価

これらの社会受容性を評価・実装する方法として、近年、複数のオプションに対するステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法として、多面的な評価の概念が注目されつつある。英国で環境影響がある事業において実施されることがある「最善な実用的選択肢(best practical environmental option : BPEO)」では、事業による影響を可能な限り低減するため、技術的観点に社会・経済的視点を加え、選択肢の立案・評価の段階でも広範なステークホルダーの参画の必要性を記載している⁴⁾。また、最近、土壌汚染分野で実装が進んでいる Sustainable Remediation⁵⁾ も同様の概念であり、複数の措置オプションに対して環境、社会、経済の各視点から、ステークホルダーの価値観を反映した合意形成のプロセスを提案している。Sustainable Remediation では、ステークホルダーの価値観を取り入れるために、ステークホルダーが重要視する要素を図 1 に示す「環境」、「社会」、「経済」のカテゴリーに分類し、ステークホルダー会議で具体的な指標の検討、および各指標の重み付けをし、指標に基づく各措置オプションの点数による比較をし、半定量評価に基づく意思決定をする手法である。それぞれの手法に一長一短はあるが、ステークホルダーの参画と意見の反映プロセスを明示し、公正な計画手続きをすることが重要であろう。また、県外最終処分は 26 年後であり、その時点では現在の 30 歳代以下の世代を中心とした社会になっていることから、次世代育成、さらに次世代の意見を現世代の政策にどのように取り込むのか、ということも重要な視点であろう。

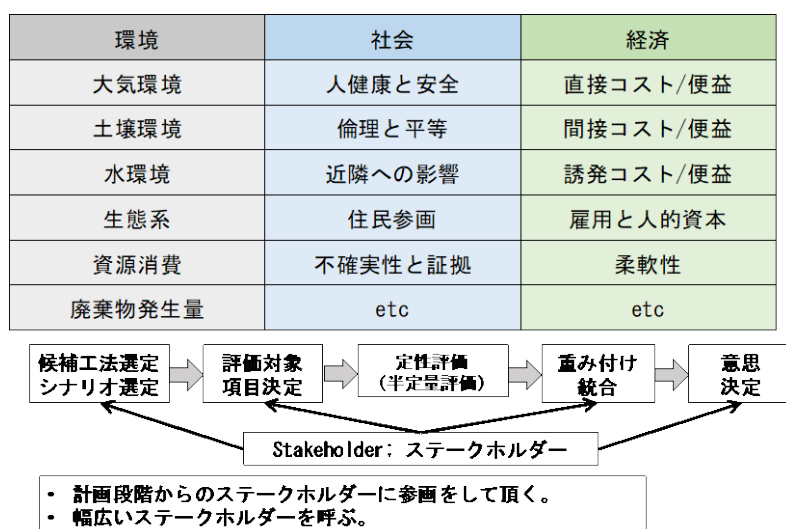


図 1 Sustainable Remediation の指標例

3. ステークホルダーヒアリングの方法

このような背景のもと、本研究会は、将来的に県外最終処分の想定される仮想的なステークホルダー（市

民・自治体・都道府県職員等）を対象として、実際の県外最終処分の実施にともなうであろう課題の整理を目的として、ヒアリング調査を行った。対象者は20代～70代までの10名を対象とし、以下の手順で調査を行った。

- ① 基本情報の提供：現時点での除去土壌等の中間貯蔵施設での保管状況や最終処分に関する決定事項の最新情報を対象者に提供した。
- ② ヒアリング形式：あらかじめ準備をしたインタビューガイドに基づいて、半構造化面接を実施（一部、グループインタビュー形式、アンケート形式を併用）。特に、「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」、「除去土壌の最終処分に関する4通りのシナリオのうち、最も望ましいものは、どれか」について重点的にヒアリングを実施した。
- ③ データ解析：定性的な分析として、ヒアリングによって、SCAT（Steps for Coding and Theorization）法によって回答に含まれる重要／必要なことの情報を概念化した。さらに Sustainable Remediation や BPEO の概念を参考にして、県外最終処分の立地選定や減容化オプションに関して重要と思われる事項について、環境・社会・経済の視点から整理を行った。
- ④ 倫理的配慮：ヒアリングの前に説明書を用いて調査の意義について説明し、本人より直接、文書による同意の得られた対象者に実施をした。調査実施中においても、調査からの離脱は常に保証し、その後の生活に不利益にならないことを保証した。また、調査結果の発表についても個人情報保護法の趣旨に鑑み、個人情報を匿名化することとした。

4. ステークホルダーヒアリングの結果概要

「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」について、環境・社会・経済のカテゴリーに分類をして整理を実施した結果、社会的な要素に関する意見が最も多く、法的視点、信頼（の欠如）、合意形成プロセス、情報共有などの指標として整理がなされた。詳細な結果については発表当日に報告する。

謝辞：まず、ご多忙の中、インタビューに協力を頂いた10名の方々に厚く御礼を申し上げる。また、本研究の推進においては、黒田佑次郎氏（福島県環境創造センター）、金井裕美子氏（産業技術総合研究所）に研究設計・解析にご協力を頂いた。さらに、山田一夫氏（国立環境研究所）、芳賀和子氏（太平洋コンサルタント）には研究推進のサポートを頂いた。また、本研究会委員・関係者の飯本武志氏（東京大学）、大越実氏（アイソトープ協会）、杉山大輔氏（電中研）、宮本泰明氏（日本原子力研究開発機構）、万福裕造（農研機構）、山田正人氏、遠藤和人氏、有馬謙一氏（国立環境研究所）から多くのコメントを頂いた。ここに記して感謝申しあげる。

引用文献：

- 1) 環境省(2018) 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第9回）
- 2) 環境省、県外最終処分に向けた取組、環境省 HP (<http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/>)、閲覧2020年2月3日
- 3) 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第1報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019
- 4) 菅原慎悦、稲村智昌、田口裕史、桑垣玲子、自由化後の原子力事業者と立地地域との新たな関係構築に向けた課題、電力中央研究所 研究資料 Y16504,2017
- 5) 保高徹生、古川靖英、張 銘、わが国と諸外国のサステナブル・レメディエーションへの取り組み、環境情報科学 46(2), 43-47, 2017

*Tetsuo Yasutaka¹, Masahiro Osako²

¹National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, ²National Institute for Environmental Studies

(2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 B会場)

[2B_PL04] パネルディスカッション

福島県内における除染等の措置に伴い生じた除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討の方向性を議論する。除去土壌等の減容・再生利用の状況を含めた県外最終処分に係る国の取組方針を理解した上で、最終処分に至る種々のシナリオを想定して学術的観点から検討した事例研究について紹介いただく。マスバランス計算に基づいた技術的検討、ステークホルダーのヒアリング調査等に基づく社会・経済面を含めた多面的な評価の必要性といった、チャレンジングかつ独自性の高い検討成果を共有することによって、県外最終処分に資するための中長期的な研究開発についての議論を深める場とする。

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[2C_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

新検査制度への適用

座長:関村 直人(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 C会場 (共通講義棟 L棟1F L-2)

[2C_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用

*関村 直人¹ (1. 東大)

[2C_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現

*高田 孝¹ (1. JAEA)

[2C_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

*村上 健太¹ (1. 長岡技科大)

[2C_PL04] 総合討論

*関村 直人¹、*高田 孝¹、*村上 健太¹ (1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大)

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

(1) 新検査制度におけるリスク情報活用

(1) Risk Informed Approach in New Inspection System

*関村 直人¹, 成宮 祥介²¹東京大学, ²原子力安全推進協会

1. はじめに

新検査制度の効果的効率的な実現に向けて規制機関、事業者が真摯な検討を続けている。原子力学会標準委員会は従来から原子力安全の基本的考え方のような上位概念から実施基準に至る種々の標準や技術レポートを整備してきた。特に、リスク情報活用については福島第一原子力発電所事故以前から PRA 標準やリスク情報活用の標準の制定に取り組んできた。本稿では、原子力学会標準委員会が取り組んでいるリスク情報活用の視点から、活用を踏まえた標準整備に加え、新検査制度を俯瞰した課題について述べる。

2. リスク情報活用の意義と標準整備

原子力安全を継続的に向上させていくためには、原子力の施設及びそれにかかる活動が有する不確かさに合理的に対処していくことが必要である。従前は、決定論的に保守的な条件設定などによる対処を行ってきた。しかし、原子力施設の長年の使用経験や他の分野での知見などから不確かさの大きい状態にも適切な対処を行って原子力施設を利用していくことが求められるようになった。そこで、リスク情報を得るリスク評価方法の開発、リスク情報を活用した安全性向上の取り組みが種々、行われてきた。リスク評価では確率論的解析を行うが、Meserve[1]氏が挙げている利点を要約すると次のようになり、原子力安全を遂行する様々な局面でリスク情報が有益であることが判る。

- ・現実的な事故シナリオの顕在化、それによる脆弱性の明示
- ・優先順位を付けるための定量的な結果の提示
- ・パフォーマンス、柔軟性、および費用対効果の更なる向上
- ・不必要な要求事項を判別と削減
- ・安全状態の監視

特に PRA（確率論的リスク評価）は、原子力施設のような複雑なシステム系の挙動を不確実さとともに定量化できることから多くの貴重な情報を提供できる。ただしリスク情報だけによる判断では、評価手法が確立されていないことやデータ・モデルの整備が間に合っていないなどの不確かさの点で、それだけの活用は難しい。そこで確定論との補完的活用により、有効な情報を得ることができる。しかし PRA とリスク情報活用の実施においては、課題もある。データ、モデル化、成功基準解析、人間信頼性解析、外部ハザード解析など、対象とするものの不確かさを定量化するアプローチのため取り組みを継続していく必要がある。

標準委員会ではこの意義を踏まえて PRA 標準をリスク情報活用の目的に合致した情報を提供できるように整備してきており、またリスク情報活用が合理的明確に行えるように意思決定プロセスを示した標準も整備してきた。本稿に続く 2 稿で詳説している。

3. 新検査制度の概観

3-1. 制度の特徴

新検査制度[2]の根幹は、規制機関と事業者との双方に考え方の改革が必要であること、また、事業者が規制要求を満たしているかをみる従来の「逐条型検査」から、事業者がリスクを考慮して施設を安全に運転しているかに重きを置く「パフォーマンスベースの検査」に変革することである。その意味で設備や管理活動

などが安全確保のための機能を発揮できているかを検査する「安全機能着眼型検査」と言える。その実効性確保のためには、リスクインフォームドの取り組みが円滑かつ合理的効果的に実施される必要がある。PRAだけでなく広く多面的に分析し意思決定を行う「統合的なリスク情報を活用した意思決定」、IRDIM (Integrated Risk Informed Decision Making) が実現されることが重要である。このため標準委員会では、IRIDM 標準の整備、PRA 標準の整備などを進めてきている。標準を実務に適用するために、PRA モデルの整備、基礎的なデータ・知見の収集、さらに PRA が示す不確かさの扱いを決めておくことも重要であり産業界、電中研 NRRC における取り組みにも大きく期待したい。

また新検査制度に関係する規格や文書の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要である。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの明確な体系を整備されていて、一方、学協会では安全性向上に資する規格を中心に整備をしてきている。それらは整合されたものであることが望ましく、学協会規格の高度化として検討するものである。

3-2. 取り組むべき点

4 月からの本格運用に備え、規制庁と事業者は試行を漸次進めてきているが、未だ具体化できていない点、できていても今後の運用で見直す点、など進めながらの改善を重ねてより良い検査制度を目指すことを期待したい。その観点から、制度の運用に係る課題としては、リスクインフォームドの取り組み、グレーディッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者それぞれにおける人材育成に取り組まれていくこと、そして関係組織間の役割と実効的な運用が課題であると考ええる。

4. 原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会の場合は、規制機関、事業者や産業界、そして学術界、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場になる。中でも、学協会、事業者、規制機関などが参画する「原子力関連学協会規格類協議会」は、原子力事業の遂行のための規格・標準等の学協会規格類の作成・維持・運用を効率的、かつ、合理的に進める事を目的として、2003 年に発足した機関で、継続的なコミュニケーションの基盤となるような、相互理解と意見交換をまさに実施している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る、階層的な体系構造を有した「標準」、さらには技術レポートを策定しており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通課題や協働を促す役割を果たす形での貢献も進めたい。たとえばリスク情報活用のように学協会間の協働が必要な規格・標準は、コミュニケーションを重ねて策定・改定していく。さらに、原子力学会内での協働も活発に行っている。原子力安全部会、リスク部会等の様々な技術部会の活動との協働を図っている。例えば、原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施に関する中長期的課題も含め、WG を設置して検討を行っており、リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設け、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、それらの成果は標準委員会の標準へ反映される。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーディッドアプローチ

新検査制度では「事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られる」ことを基本理念に、リスク情報活用などによる安全上の重要度に応じた効果的な活動の実現や民間規格活用などによる保安活動の透明性が運用のポイントとされている。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し様々な保安活動を行う。リスク情報を活用し設備や管理などの脆弱点を見出し、対策を施すこと、将来のリスク低減のために予見性をもって対策を検討し実施すること、新知見の適切な反映を続け合理的な安全性向上活動にすること、リスク情報を活用し多面的な要素を統合して意思決定すること、などを組合せ高いパフォーマンスを達成する。それを自らの事業者検査などにより改善に取り組む。規制機関の検査官は、事業者が達成しているパフォーマンスを事実による観察から規制検査を行う。そこで気づき事項が出た場合にその安全上の重要度を評価し分類し、規制機関による対応措置を検討する必要があるとした場合には PRA 手法などを活用し対応措置の必要性を検討する。

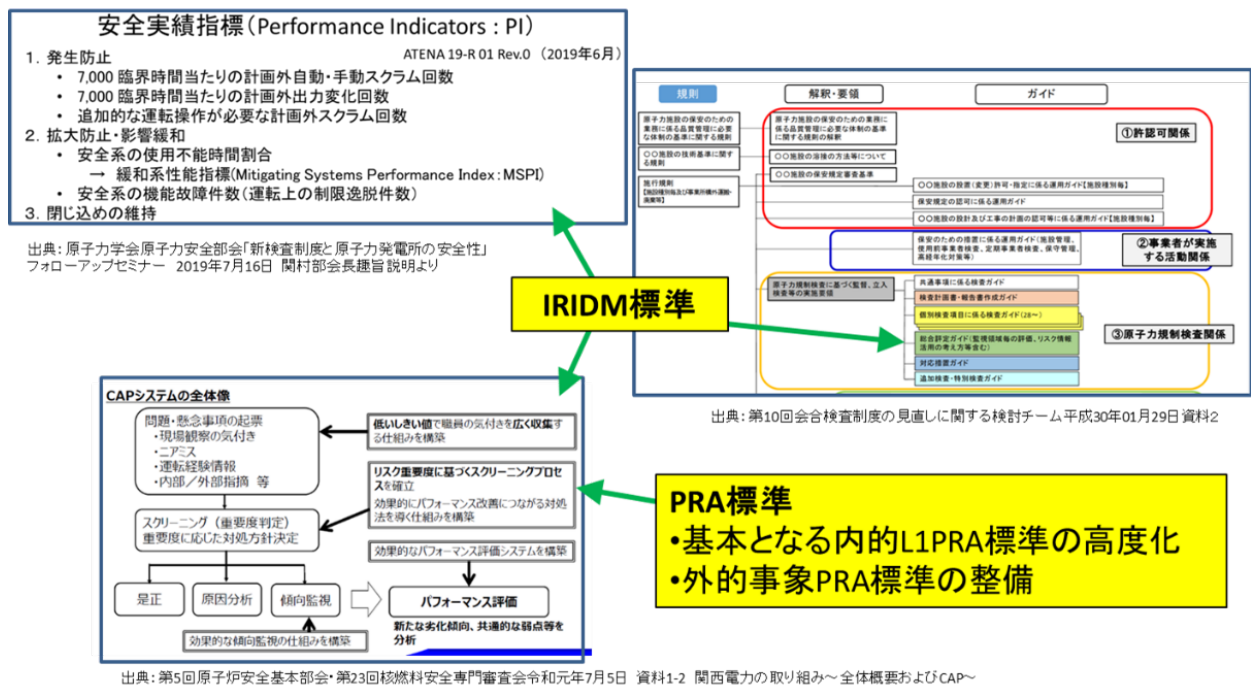


図1 新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

この一連の流れにおいて、たとえば新検査制度の成果としての安全性向上が実現していくことと安全性向上制度との関係を考えてみる。事業者の観点からみた新検査制度としてCAP活動を例にとった。事業者のCAPにおいて重要度に応じた是正措置が進められることで安全性は向上する。一方、事業者では保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。そして安全性向上評価制度で

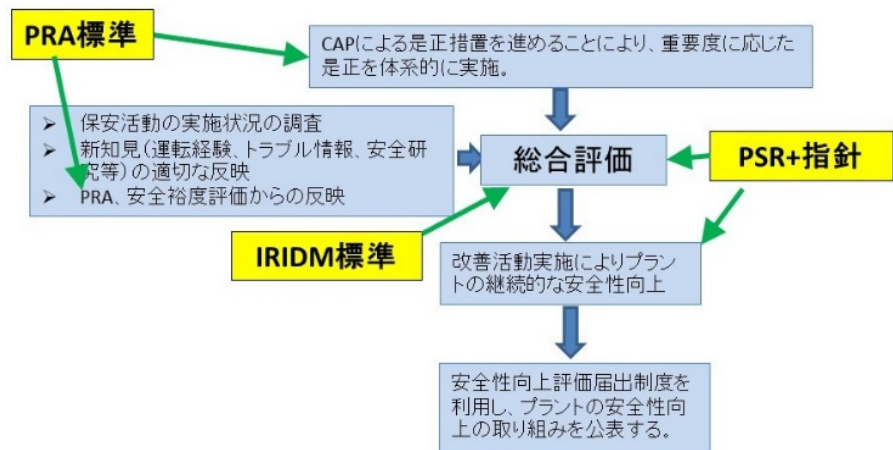


図2 新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

は、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そしてPRAなどの評価を行い、総合評価を経て改善措置を決める。新検査制度ではこれらの活動の結果としてのパフォーマンスが検査される。

図1と図2[3]で、含まれる活動にどの原子力学会標準が適用可能性を示す。ここで総合評価とは安全性向上評価制度における総合的な評定を行うステップを示しPSR+指針が適用活用可能である。ただその具体的な評価方法はIRIDM標準に示す多基準分析などの方法が用いられる。

5. まとめ

2020年4月から新検査制度が本格運用に入る。我が国の原子力安全の確保活動を規制・被規制の関係性も含め大きく変革する動きである。この実効が上がることに原子力学会標準委員会の標準が貢献できるところがあることを示した。PRA標準、リスク情報活用の標準(IRIDM標準、PSR+指針)は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものである。今後、実例を積み、適用経験を標準にフィードバックすることでよりリスクに踏み込んだ活動が可能となる。

参考文献

- [1] 電中研 NRRC, シンポジウム 2018, Richard A. Meserve, “リスク情報を活用した意思決定の考え方” (2018)
- [2] 原子力規制庁, “我が国の検査制度の見直しの基本的考え方と具体的な仕組み,” 2017 年 3 月 3 日原子力規制庁金子修一,(2017)
- [3] 原子力規制庁, 検査制度の見直しに関する検討チーム第 16 回会合, 資料 5-1, 令和元年 7 月 29 日(2019)

*Naoto Sekimura¹ and Yoshiyuki Narumiya²

¹The Univ. of Tokyo, ²Japan Nuclear Safety Institute

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～
Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety
Improvement

(2) 新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とその実現

(2) Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*高田 孝¹¹原子力機構**1. はじめに**

標準委員会では、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る階層的体系構造を有した標準の策定を行っている。新検査制度の確実で効果的な実行は、我が国の原子力安全向上に重要であり、この中でリスク情報の果たす役割は大きい。確率論的リスク評価（PRA）標準の整備では、リスク情報活用に必要な種類と品質のものを標準委員会で整備を行ってきた。本報では、今後必要となる PRA 標準の体系的な構造や品質ならびその実現について考察する。

2. 活用のためのリスク指標

リスク情報を活用するためには、PRA 標準も含めリスク評価の過程で得られるリスク指標とリスク情報活用の対象を明確化することが重要となる。リスク指標はプラントライフの様々な場面で活用されるものであり、プラントの設計、安全評価やプラント運用、運用中の変更、監視活動（モニタリング）に加え新検査制度にも関係する安全上の問題の評価が含まれる[1]。

リスク指標の一例として、プラント状態の監視では、状態監視活動をリスク上重要な領域に向けることで、リスク寄与度を確実に低下させることを目的とし、Fussell-Vesely（FV）重要度、リスク増加価値（Risk Achievement Worth, RAW）、炉心損傷頻度の変化（Change in Core Damage Frequency, Δ CDF）、早期対規模放出頻度の変化（Change in Large Early Release Frequency, Δ LERF）等が挙げられる[1]。またオンラインメンテナンスでは、計画上又は実際のプラント構成時のリスクを計算することで、補償措置、スケジュールの変更、注目度の高い重要な保全活動を含む推定リスクが高い構成に対するリスクマネジメント措置を目的とし、CDF、 Δ CDF、LERF、 Δ LERF 等が挙げられる[1]。

特に検査制度におけるリスク指標の観点としては、日常的な利用を考慮し、あまり複雑な評価方法とならないことも重要であり、必要とされる「品質」とも繋がるものと考えられる。

3. PRA 標準の体系化

リスク評価で用いられる PRA は唯一無二の手法で実施されるものではなく、リスク評価の目的に応じて用いられる手法も変化する。現在標準委員会で取り組まれている PRA 標準の体系化（階層化）では、新技術や新手法が迅速に導入されるよう、国際的な PRA 標準の構成も踏まえ、性能的規定（What to do）と仕様の規定（How to do）、さらに詳細な方法や事例で構成される階層化をレベル 1PRA および地震 PRA において検討している（図 1）。

4. 必要な品質とその実現

PRA 標準に求められる「品質」は、モデルやパラメータの精緻性といった高い品質（high level of quality）を意味するものではなく、リスク評価の目的に応じた精度（不確実さを含む）となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。また新検査制度での PRA 標準の「品質」は、その範囲もパラメータ、PRA モデル、成功基準解析、専門家判断やピアレビュー等多岐にわたることに留意する必要がある。この品質確保の考え方は NUREG-1855 Rev.1[2]における意思決定における不確実さの取り扱いの考え方が参考となり、IRIDM 標準においても附属書で取りまとめられている[3]。

例えば、着目した事象については PRA モデルで詳細化し、影響のない部分を簡素化したモデルを用いた評

価の場合、簡素化した部分は「完全性の不確実さ（completeness uncertainty）」に分類される。この時、PRA の結果に対し簡素化した影響が十分に小さいことが明確になっているのであれば、そのモデルは「品質」を満たすことになる。

このような「品質」の考え方を実現するために重要となるのは、判断基準（上記「影響が十分に小さい」）について各ステークホルダー（規制、事業者等）間で共通のものが構築されることである。ステークホルダー間でリスクを議論するときにリスク指標が共通的な「言語」となることは認識されているものの、その判断基準（価値基準）の共通化がなされない限り「言語」とはなり得ない。標準の体系化（3.）において、指標の判断基準は仕様の規定あるいは詳細な方法や事例に該当し、将来的な体系化において迅速に最新知見の反映が可能になると考えられる。

今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、判断基準の土台としての考え方や実践例の提示を行っていくことが、必要な品質を実現することになると考えられる。また、このような考え方や実践例の提示がリスク評価としての PRA の成熟の一助であり、新検査制度は PRA の実践的活用の非常に良い機会となる。

なお、新検査制度においてリスク評価は効果的な安全性向上を実践するための一つの手段であり、リスク評価を行うこと自体が目的とならないよう、確実に意思決定に活用されなければならない。

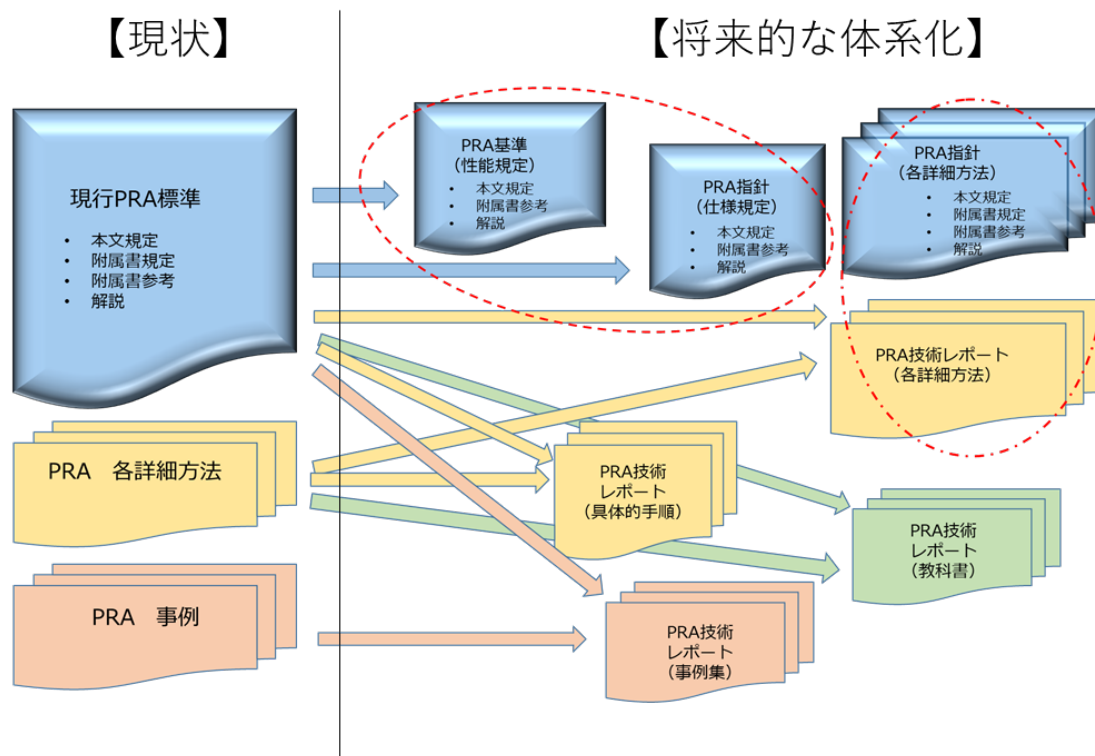


図1 PRA 標準の体系化イメージ

5. おわりに

新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の「品質」とは、PRA が目的に応じた精度となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、その基本的な考え方や実践を、各ステークホルダーと協働で提示するが重要となる。また、新検査制度の確実で効果的な実行には、PRA から得られたリスク情報を確実に活用する枠組みの構築が必須となる。

PRA の成熟（性能や品質の改善）には、実践結果のフィードバックが極めて重要となる。今後、事業者・規制側ともに新検査制度で実施した PRA の評価過程を明らかにし、これを検証可能とするとともに、学会標準に継続的にフィードバックしていく活動が望まれる。

参考文献

[1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.

[2] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

[3] 原子力学会標準、”原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2020”，制定済（発行準備中），2020

*Takashi Takata¹

¹Japan Atomic Energy Agency

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～
Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety
Improvement

(3) 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

(3) Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

村上 健太

長岡技術科学大学

1. IRIDM 標準の策定経緯

統合的安全性向上分科会は、「リスク活用の実務への適用が具体化」していくことを期待し、「安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための具体的な基準及び実施方法を規定する標準」を作成するために標準委員会システム安全専門部会の下に設置された[1]。同分科会は、安全性向上対策採用の考え方に関するタスクの成果[2]をベースとしつつ、標準委員会リスク専門部会 PRA 品質確保分科会と協働しながら標準の策定を進めた。分科会では、検査制度の改革においてリスク情報が重要な役割を果たすようになることを踏まえ、事業者のみならず原子力安全に関するステークホルダ全てにとって有用な標準となることを目指し、リスク情報を活用した統合的意思決定（IRIDM: integrated risk-informed decision making）のあるべき姿に関する議論が重ねられた。その成果は、「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」に纏められ、この実施基準（以後 IRIDM 標準と呼称）は 2019 年 12 月に標準委員会で制定された。

何とか新検査制度の本格運用に間に合った形となったが、制定プロセスで沢山の意見や質問が寄せられ、IRIDM 標準の完成には多くの時間と労力がかけられた。そもそも IRIDM に関連した用語の使い方には、人によって大きなバラツキがあった。特に対応に苦慮したのは「IRIDM を織り込むことが業務の不必要な非効率化を招いてはいけない」という点である。「用いるべきリスク指標」や「日本社会に IRIDM を根付かせるために必要な事項」という議論も重ねられた。当然ながら、IRIDM 標準策定プロセスで指摘された事項は、新検査制度において解決すべき課題と共通点が多い。

そこで本稿は、まず新検査制度におけるリスク情報活用の状況について概観し、IRIDM 標準が規定するプロセスが検査にどのように役立つかを示す。また、新検査制度をテコにして継続的に安全性を向上させるために各ステークホルダが果たすべき役割を考察する。

2. 新検査制度におけるリスク情報活用

検査とは、施設および活動の状態が設計時に安全性を確認された状態（規制検査においては許認可を受けた状態）に維持されていることを確認するための行為である。機器のランダム故障や人のミスを完全に防ぐことはできないので、安全設計の妥当性が確認された施設であってもリスクをゼロにすることは不可能であるし、運転中にリスクを増加させる事象も発生する。検査の広義の目的は、これらの事象を発見して是正すること、及び事象の発生頻度を十分小さくすることである。

ここで、軽微な事象ほど発生頻度が高いことは想像に難くない。一方、マネジメントシステムに則って事象の再発防止を行うために割かれるリソースは、あるレベル以下の軽微な事象であればリスクの大小には殆ど依存しない。つまり、軽微な事象を検査で指摘して再発防止をやればやるほど（組織が割けるリソースは有限なので）組織全体としての安全性が低下することになる。つまり、リスク増加の大きな事象には再発防止を求め、リスク増加が十分小さい事象は簡潔に指摘するに止めることが大切である。

このコンセプトを被規制者である NEI がまず定量的に証明し、それに応える形で規制機関である NRC が規制制度を改革して誕生したのが、米国の ROP (reactor oversight process) である。日本の原子力規制委員会は、米国流の ROP に学びながら検査制度全体を見直して、2020 年 4 月から新検査制度を本格運用することになった。

新しい規制検査制度のポイントは、規制の目的と直結する 7 つのコーナーストーンを定め、これと直接関係する指摘事項 のみ を階層的に分類して、規制行為のトリガーに定めたことである。安全文化のような組織的要因はリスクと間接的ながら重要な関係を有するものの、安全文化の劣化を直接指摘することはせず、コーナーストーンのいずれかに該当する相応な問題が発見された時に背後要因として分析する。原子炉安全に関係するコーナーストーンでは、炉心損傷確率の変化 (ΔCDF) が主たる指標とされる。

主たる検査行為は、事業者検査への立ち会いと、規制検査官がフリーアクセスの元で実施する規制検査となる。検査要領はコーナーストーン毎に検査の領域と視点を階層的に分類して整備されている。基本検査のガイドラインは、リスク重要度に基づいて SSC の検査頻度を設定することを求めている。検査制度の試行の中では、検査官が事業者と適切なコミュニケーションを行なって、リスク増加に直接的に関係する気付きを得ることが重視されているようである。事業者の視点に立てば、各構成員が自分の仕事と ΔCDF の関係を強く意識すれば、検査官の疑問をその場で解消し、追加的な対応業務を回避できるようになる。

検査の気付き事項のうち安全に影響を与えるパフォーマンス欠陥が、指摘事項に挙げられる。重要度決定プロセス(SDP)では、パフォーマンス欠陥の結果として安全性にどんな影響があったかを ΔCDF 等の指標で評価する。 ΔCDF が 10^{-4} /年を超える事象は「赤」と判定され、「重大な安全上の結果になり得たであろう」深刻な違反と見なされて強制措置が取られる。 ΔCDF が 10^{-6} /年以下の事象は「緑」と判定され、一定の要件を満たす場合、再発防止は原則事業者任せられる。これらの中には「黄色」「白」の領域があり、安全上の重要度に応じて個別の指摘事項に対する規制行為の大きさを変える仕組みになっている。これらに加えて、規制機関は、色別に分類された事象がどのくらい発生しているかと、コーナーストーン毎に設定された運転実績に基づくパフォーマンス指標を確認し、これらを「アクションマトリックス」によって総合的に評価して、定期的に施設の安全確保水準を公表する。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準は、リスク情報活用に必要な事項を包括的に取りまとめたものだから、新検査制度と直接対応している訳ではない。また附属書(参考)において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える長大な図書となっており、使いにくく感じる方もいるかもしれない。とはいえ本文規定は 40 ページ弱であり、マネジメントの各プロセスに対応する箇所は更に短い。やや設備改造等に寄った書きぶりになっている部分もあるが、業務プロセスの改善等にも適用できるように工夫している。これらの業務に関係する方には、ぜひ一度手に取って、自分の仕事と IRIDM 標準の本文規定の対応関係を比較して頂きたい。仕事にリスク的な考え方を取り入れるためのヒントを容易に見つけることができるだろう。それから、関係する附属書を参照することで、自分の業務に直接使える評価手法を見つけることもできるかもしれない。

IRIDM 標準は、有意な不確かさを有するリスク情報を、業務や経営の判断材料へと整理する方法を示している。元々の IRIDM プロセスは「組織の経営判断は適切な入力情報が与えられれば合理的に導ける」と仮定する情報処理モデルに基づいていた。一方、組織経営では「構成員の相互作用によって創発された知識」を重視する傾向がある。IRIDM 標準は両方のタイプの組織に使ってもらえるように工夫を凝らした。使いたいリスク評価手法が未成熟である場合も考慮し、さまざまな使い方を附属書(参考)に記載した。

IRIDM 標準は、組織と個人がリスク情報活用に伴うアカウンタビリティをきちんと果たすよう規定されている。意思決定者と分析者とを分けた概念を使うことで、組織内のさまざまな構成員の役割と責任を定義した。不確かさを有する新知見の処理や、意思決定において何をどのくらい重視したかのエビデンスを残す方法を規定して、物事がどのように決められたかを外部から検証することも可能にした。また IRIDM プロセスによって対象とする問題のリスクプロファイルが変化していくので、どのタイミングで関係者との意思疎通を積極的に図るべきかを検討し、規定に織り込んだ。

4. リスク情報活用のあるべき姿

新検査制度の中でも SDP は分かり易いリスク情報活用例であるが、現実問題としてこのステップへ進む事象はごく少数だろう。とはいえ、リスク情報活用は気付き事項を見つける前から始まっていることを強調したい。カギとなるのは事業者の活動である。事業者は、旧来の是正処置プログラム（CAP）を拡張し、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告を発電所のすべての階層の職員から報告される仕組みを構築し、情報のリスク上の重要度を考慮して、改善ための意思決定につなげるプロセスを構築している[3]。CAP を含む改善活動の中では、規制要件がリスク低下の邪魔をする状況が顕在化することも予期される。例えば、保安規定の記載事項の中に人的過誤を高めるような要件が見つかるだろうか。又は、相反性を有する二つの設計要件のバランスが悪いことが訓練やリスク評価から明らかになるだろうか。規制検査では、安全性向上のための事業者のマネジメントも監視されることになる。特定された問題の解決に現行の規制要件が関係していることが示されるなら、検査官は「規制活動の継続的向上」のためのインプットとして、事業者の取り組みから得られた知見を活用する必要がある。

最後に、リスク情報活用のためには、規制と事業者の対立構造だけを考えるべきではないことを強調したい。IRIDM 標準策定でも参考にした国際原子力安全諮問グループの報告書は、原子力安全のために「多層構造による頑健な制度」が必要であり、事業者と規制機関が各々自分のステークホルダに対してアカウンタビリティを示すことの重要性を示している[4]。アカウンタビリティには「安全に直結する事項を重視する」という姿勢を維持し、発信し続けることが含まれる。例えば、新検査制度試行期間中の 2019 年 6 月、新潟・山形地震への対応の中で、原子力事業者の FAX 通報のミスを地元自治体から指摘されるという事案があった。自治体や報道機関からの反発が予期されるにもかかわらず、規制事務所がこの事象を「重要視していない」という姿勢を示したことを積極的に評価したい。新検査制度の中でも要求されているステークホルダとのコミュニケーションを通じて、安全性に直結する事象を重視する態度が地域社会へ浸透していくことを強く期待している。

参考文献

- [1] システム安全専門部会「安全性向上分科会の設立趣意書」STC37-6 (2016)
- [2] 標準委員会 技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」AESJ-SC-TR012:2015, (2018)
- [3] 電気事業連合会 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」(2018)
- [4] International Nuclear Safety Group, International Atomic Energy Agency, “Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems – Institutional Strength in Depth”, INSAG Series No. 27 (2017)

Kenta Murakami

Nagaoka University of Technology

(2020年3月17日(火) 13:00 ～ 14:30 C会場)

[2C_PL04] 総合討論

*関村 直人¹、*高田 孝¹、*村上 健太¹ (1. 東大、2. JAEA、3. 長岡技科大)

原子力学会標準委員会では、新検査制度においてリスク情報活用に係る標準として、PRA標準、IRIDM標準などの整備に取り組んできた。

本セッションでは、7月29日の原子力規制委員会の検査制度見直し会合にて標準委員会から発表した「新検査制度に向けた取り組み」の説明、PRA標準の現状と今後の活用に向けた品質確保の課題も含めた構想の説明、安全管理や検査においてIRIDM（リスク情報を活用した統合的意思決定）標準を活用いただくための提案を中心に説明する。

総合討論では、本テーマに関する標準委員会活動の実績と今後の課題と解決策について、会場の参加者と意見交換を行う。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2D_PL] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

座長:阿部 弘亨(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 D会場 (共通講義棟 L棟1F L-1)

[2D_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際共同プロジェクトの現状

*倉田 正輝¹ (1. JAEA)

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA での研究協力体制

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。OECD/NEA はいくつかの委員会で構成され、その下に様々な研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が構成され、情報交換が行われている。重要な個別課題については専門家会合（EG: Expert Group）が構成される。また、参加機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。

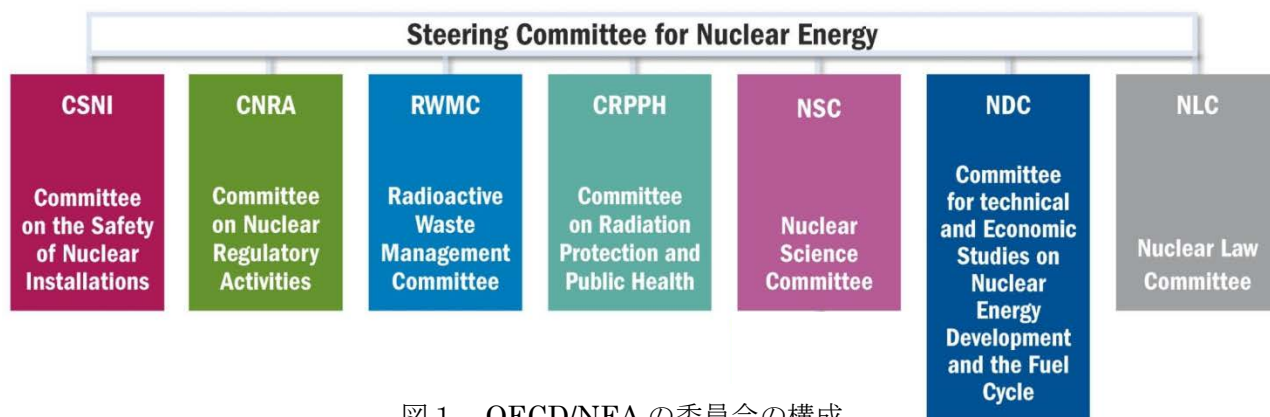


図 1 OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、実際の燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目

途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営担当している。

この提言に基づいて、2017 年 1 月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二つの研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012 年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015 年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019 年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

SAREF の提言を受けて、現在、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（プロジェクト期間 2017.7～2020.7）。表 1 に PreADES のタスクの構成を示す。

表 1 PreADES プロジェクトのタスク構成

Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。	Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization
	1-1: Estimated properties of fuel debris 1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics
	Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses
	2-1: Needs for fuel debris analysis 2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis, transport, treatment, storage and disposal 2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities
	Task-3: Planning of a future international R&D framework
	3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F）

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）は、SAREF の提言を受けて、2019 年 1 月から 2021 年 12 月までの 3 か年の予定で進められているジョイントプロジェクトである。ARC-F は、事故進展解明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含む BSAF/BSAF2 のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-F は以下の 3 個の Task で構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1 では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2 では、FP 移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。前述の PreADES、後述の TCOFF と、この ARC-F プロジェクトの間では綿密な情報交換が行われている。ARC-F の Task-3 は、他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後進められる予定である。ARC-F の運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト (ROSAU)

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応 (MCCI: Molten Core Concrete Interaction) への影響、RPV 内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト (ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties) が米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) の運営により 2019 年 6 月より進められている。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他が ANL を技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF)

文科省が提唱した東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成 26 年）に基づき、1F 廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省から OECD/NEA に研究資金が提供され、1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station) が立ち上がった（プロジェクト期間：2017.6～2019.12、半年間延長見込み）。TCOFF では、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に直接携わっていない基礎科学の専門家も交えたシナジーにより、燃料デブリや FP に係る研究課題について材料科学的な検討を進め、得られた知見を PreADES や ARC-F 等の国際プロジェクトや国内の 1F 廃炉関連研究に提供している。TCOFF は 2 個の Task Force（デブリと溶融燃料、FP）で構成され、各国で開発されている熱力学データベースのベンチマーク解析に基づくデータベース高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、1F の原子炉格納容器内部から採集されたサンプル分析データの検討、Cs,Sr,Ba 等の蒸発性 FP の熱力学データの拡充、燃料デブリからの FP 浸出、等の要素課題に関する研究が進んでいる。燃料溶融現象の適切な理解と簡素化モデルへの組み込み、溶融燃料と下部プレナム構造材との反応等について、非常に有意義な議論が進んでおり、報告書及び論文として公開される予定である。TCOFF で得られた燃料デブリの材料科学的な特性に関する知見は、上述の PreADES で進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性 FP に関する新たなデータは ARC-F プロジェクトで活用される予定である。TCOFF の運営は NEA 自身が担当し、原子力機構の CLADS がテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、原子力安全研究以外の専門家の英知を結集する観点で、TCOFF 研究基金を創設し、2018-2019 の 2 年間、基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダのデルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが提供された。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合 (EGATFL)

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究は進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃

料（ATF: Accident Tolerant Fuel）への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された（2012,2013 年、CSNI と NSC 共催でワークショップ開催）、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors）が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース（TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料）で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。表 2 に、EGATFL で評価した主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度（TRL: Technology Readiness Level）」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、ATF 要素技術の現状の技術成熟度の評価を行った。これらの成果は、OECD/NEA の報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクトの予備検討が行われている。

表 2 EGATFL で検討した ATF 要素技術

ATF要素技術

被覆管、その他燃料集合体部材

- コーティングZry、改良Zry
- SiC系材料
- 先進鋼材
- 高融点金属(Mo等)
- 先進制御棒、事故耐性制御棒

新たな燃料概念

- 高度化二酸化ウラン燃料
- 高熱伝導度燃料
- 高密度燃料
- TRISO型燃料

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト（TAF-ID）

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる様々な熱力学データベースに関連する知見を統合・汎用化し、汎用的に使える国際データベースとして整備しようという検討が進んでおり、原子力機構と電中研はその主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、そこで整備された TAF-ID データベース[5]は基礎科学の様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2 燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースを、それぞれ提供する等で、国際汎用データベース開発に大きく貢献した。

2018 年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ 2 が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述の TCOFF に対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFF は得られた基礎データを TAF-ID に提供する等で、密接に連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F 事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNI と NSC の 2 つの委員会での活動について概説した。1F 廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。また、若手・中堅の研究者には、国際会議での論文発表だけでなく、このような国際協力の場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただきたい。

参考文献

- [1] OECD/NEA, <https://www.oecd-nea.org/>

- [2] SAREF report, <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf>
- [3] BSAF report, <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf>
- [4] EGATFL report, <http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm>
- [5] TAF-ID database public version, <https://www.oecd-nea.org/science/taf-id/taf-id-public/>

*Masaki Kurata¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[2F_PL] 原子力政策とコミュニケーション

座長: 岡嶋 成晃(会長, JAEA)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:00 F会場 (共通講義棟 M棟1F M-2)

[2F_PL01] 原子力政策とコミュニケーション

*岡 芳明¹ (1. 原子力委員会)

招待講演

原子力利用とコミュニケーション
グランドチャレンジ;日本の原子力の大挑戦Nuclear Utilization and Communication:
Grand Challenge of Nuclear Community in Japan*岡 芳明¹¹内閣府原子力委員会

1. グランドチャレンジ：日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカ/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力：成果と停滞、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は？ 日本の原子力の1990年代からの停滞の原因と対策：まず課題の認識を

2. 原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方：各ステークホルダーの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、米国の核不拡散に協力を、高速炉開発について（見解）、核燃料サイクルと高速炉：中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。人材育成（見解）、人材育成関係の活動、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について（見解）、TMI事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

3. コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備（見解）コミュニケーションのインフラ作り、根拠情報作成提供と進捗状況、今後の課題、日本のコミュニケーションの課題例、SNS対応も課題、原子力は極めて危険？自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション？・容易でない

4. 研究開発機関の役割と知識基盤

JAEAの中期目標の変更について（答申）、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力利用の知識基盤、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、連携の進捗状況

5. 地球温暖化問題と原子力

パリ協定の概要及び主要国の温室効果ガス削減目標、国連気候変動交渉における交渉グループ、世界全体での二酸化炭素排出量、米国（トランプ大統領）はなぜ？・根拠情報を確認する習慣を、パリ協定を踏まえた我が国の地球温暖化対策の取組、我が国の二酸化炭素排出量の推移、二酸化炭素限界削減費用の国際比較、日本の課題の例、脱炭素化のコスト、再生可能エネルギーの特徴、原子力発電の特徴、我が国の電気料金及び燃料費の推移、電気料金の諸外国との比較、エネルギー自給率の各国比較、原子力発電は日本にとって重要なエネルギー、原子力は発展性のある分野

*Yoshiaki Oka¹¹Japan Atomic Energy Commission

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 G会場 (共通講義棟 M棟2F M-21)

[2G_PL01] 熱水力ロードマップの改定の概要

*中村 秀夫¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

*西 義久¹、*大貫 晃²、*上遠野 健一³、*岩城 智香子⁴ (1. 電中研、2. MHI、3. 日立、4. 東芝)

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方 (パネルディスカッション)

*講演者全員¹、*曾根田 秀夫² (2. 日立GE)

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水力ロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫 (JAEA)

1. 熱水力ロードマップ (RM) とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水力ロードマップ 2009)」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力ロードマップ 2017)」¹⁾へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説²⁾に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の 5 点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた 3 種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を 1 つに纏めているものが有ったが各項目と 1 対 1 に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、このような技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実・改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施・検討することとなった。2020 年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

- 1) 熱流動部会 HP : http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
- 2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

熱流動部会セッション

熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西 義久¹, *大貫 晃², *上遠野 健一³, *岩城 智香子⁴¹電中研, ²三菱重工, ³日立, ⁴東芝エネルギーシステムズ

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター (NRRC) では、過酷事故解析コードの1つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施 (発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究 (フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備)) し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス (含蒸気) 流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル 1 PRA、レベル 2 PRA、レベル 3 PRA (炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価) 技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の2件を取り上げる。

「水素燃焼対策」：水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」：各種機器の性能評価や設計に活用できる3次元2流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の2次側でのボイド率や流速の予測によるU字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立GEニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFDによる熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X線CTやワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野 健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型PCCSの開発においては、単一U字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果をTRAC、MAAPによって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらのAM策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR向けの過酸化金属による水素処理など新たなAM策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル2PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西 義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野 健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

*Yoshihisa Nishi¹, Akira Oonuki², Kenichi Katono³ and Chikako Iwaki⁴

¹CRIEPI, ²MHI, ³Hitachi, ⁴Toshiba Energy Systems & Solutions

(2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 G会場)

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員¹、*曾根田 秀夫²（2. 日立GE）

熱流動部会では、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ（熱水力RM）」を作成し、そのローリングを継続的に実施している。当該マップでは、熱水力の面から原子炉の安全性の向上、高度化のための研究開発課題が整理されている。

本企画セッションでは、当該戦略マップの最新版として公開を予定している熱水力RM 2020）について、改定に際する議論の経緯を含めて紹介するとともに、産業界での最新の研究開発への取り組みを紹介し、熱水力RMのあり方、ローリングの方向性などについて議論を深める。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2H_PL] 福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

座長: 茶木 雅夫(エネ総研)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 H会場 (共通講義棟 M棟2F M-22)

[2H_PL01] 核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

*逢坂 正彦¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] 計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

*板倉 充洋¹ (1. JAEA)

[2H_PL03] 「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

*奥田 洋司¹ (1. 東大)

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

(1) 核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

(1) Computational Approach to Fission Product Behavior

*逢坂 正彦¹, 三輪 周平¹, 中島 邦久¹, 鈴木 知史¹, 唐澤 英年¹¹ 日本原子力研究開発機構

軽水炉等シビアアクシデント (SA) 時のソースターム評価の高度化は、軽水炉の安全性向上や福島第一原発 (1F) 廃炉に向けた重要課題であり、セシウム等核分裂生成物 (FP) の挙動を解明しモデルを高度化していく必要がある。SA 時に炉内は温度 (燃料が熔融する 2,000 °C 以上から格納容器の数百度程度まで)、雰囲気 (水蒸気、水素等)、元素 (燃料、FP、構造物元素等) 等が多様かつ幅広い値をとり、熱流動や化学が重畳した複雑な条件となる。これらの条件を評価しつつ FP 挙動を解明していくためには、熱流動、化学、熱力学等マルチフィジックスを扱える計算科学技術が不可欠となる。本発表では、JAEA が進めている FP 化学挙動を評価するための研究 [1] の内容を紹介し、FP 挙動評価における計算科学技術への適用例や期待等を述べる。

JAEA が進める FP 化学挙動研究は、(1) SA 時の FP 挙動再現実験による現象・挙動把握、(2) 分離効果実験と結果の解析等による現象・挙動のモデル化/データベース化とその検証、及び(3) 解析コードによる実機等での FP 挙動予測、からなる。(1)では、CFD に FP 化学モデルを組み込んだ解析ツールを用いて、FP 挙動再現実験の現象・挙動の解析を行っている (図 1)。このツールには、FP 放出、エアロゾル生成・成長、FP 蒸気種の化学反応、壁面 (構造物) への沈着等、SA 時に生じる主な FP 挙動のモデルが組み込まれている。(2)においては、第一原理計算により、Cs-I-B-Mo-O-H 系化学反応の速度定数、Cs が鋼材と化学反応を生じて吸着する現象のモデル化に必要な各種 Cs-Fe-Si-O 系化合物の熱力学データ等の計算を行っており、得られた各種定数・データはデータベースとして整備されている。(3)では、SA 解析コードに(1)(2)で構築したモデルやデータベースを組み込み、FP 挙動再現実験や実機の解析を行っている。また、CFD をベースとした手法により、事故時 FP エアロゾルの原子炉建屋での除去による環境放出量抑制効果を評価している。

SA 時に、広大かつ複雑な構造である原子炉格納容器内の空間で、かつ熱流動・化学・物理の様々な条件が重畳する中での FP 挙動を評価するためには、実験や事故炉の調査等によりその一部を把握し、さらには計算科学技術を用いて用途・目的に応じた精度・性能で FP 挙動をシミュレーションにより予測していくことが重要である。このため、本 FP 化学挙動研究のみならず、今後本格化するであろう 1F 廃炉のためのデブリ分析及び評価において限られた分析結果から炉内の状況に係る情報を最大限に引き出すためにも、計算科学技術の重要性は高いと考える。

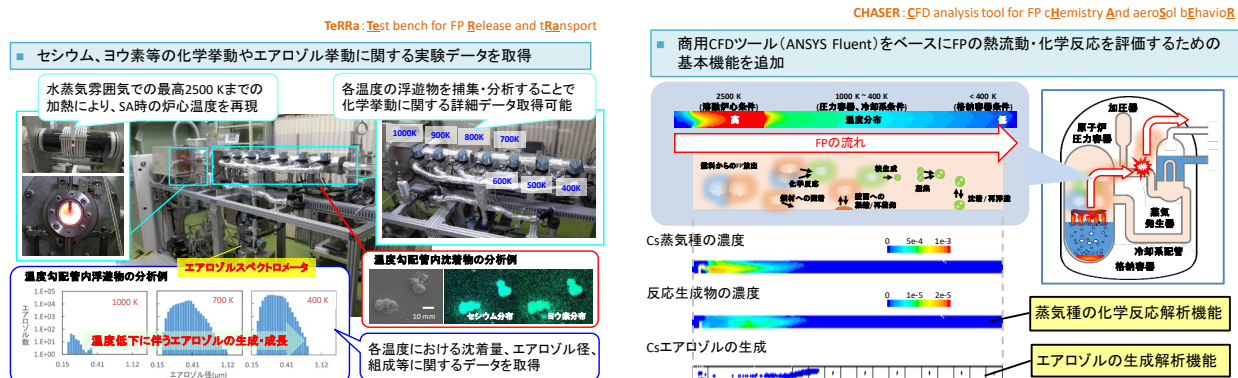


図 1 SA 時の FP 挙動再現実験とその解析による現象・挙動把握 (左: 再現実験、右: 解析ツール)

[1] S. Miwa et al., Mechanical Engineering Journal, <https://doi.org/10.1299/mej.19-00537> (Advanced Publication by J-STAGE).*Masahiko Osaka¹, Shuhei Miwa¹, Kuniyisa Nakajima¹, Chikashi Suzuki¹, Hidetoshi Karasawa¹¹Japan Atomic Energy Agency

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

(2) 計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

(2) Computational Material Science Studies for Environmental Recovery and Decommission

*板倉 充洋¹, 数納 広哉¹, 小林 恵太², 奥村 雅彦¹, 中村 博樹¹, 町田 昌彦¹¹JAEA システム計算科学センター, ²高度情報科学技術研究機構

1. 緒言

福島第一原発の事故では、高温環境下の原子炉内において、様々な物質が熔融・反応しデブリが生成された。現在、廃炉に際し生成した様々な成分のデブリの性状を予測することが求められている。また、環境中に放出された放射性セシウムは、地表で主に粘土鉱物に吸着される一方、森林環境では一部のキノコに濃縮されることが知られており、今後の除染土壌の減容化や放射性セシウムの移行予測に向け、それらの機構解明が強く求められている。これらの課題に対し、対象となる現象を原子レベルで計算により明らかにすることができれば、次にどのような実験を実施すべきかが明確化する等、研究の効率化が図れるとして計算科学に対する期待は大きい。本講演では日本原子力研究開発機構・システム計算科学センターで行っている原子レベルの計算科学研究の内容と成果を発表する。

2. 計算科学的材料研究

2-1. 粘土鉱物へのセシウム吸着

これまでの研究で放射性セシウムは地表で主に粒径の小さい粘土鉱物に吸着されていることが判明し、特に Si、Al、O、H からなる層の間にある正イオンがセシウムに置換され安定に存在することで吸着されることが示唆されていたが、その吸着機構は明らかになっていなかった。この吸着機構を具体的に明らかにするため、典型的な粘土鉱物に対して特殊な境界条件を用いて層を引き離し、各種の水和金属イオンが吸着する場合の自由エネルギー変化を第一原理計算で評価したところ、実際の粘土鉱物でみられる「ほつれたエッジ」と呼ばれる端の部分にセシウムイオンが強く吸着されることが分かった。本研究では「ほつれたエッジ」という状態を原子レベルで初めてモデル化に成功したことが、定量評価に繋がる鍵となった[1]。

2-2. キノコへのセシウム吸着

森林環境では、放射性セシウムの一部は菌類、地衣類、樹木等に保持され、特に一部のキノコの傘部分への濃縮が観察されている。この観察結果から放射性セシウムの濃縮には、傘が有する色素分子とセシウムイオンとの錯体形成という過程が重要な役割を果たしていると考えられてきた。例えば、キノコに含まれる色素分子の代表例がノルバジオン A (Norbadione A; C₃₅H₁₈O₁₅) であるが、これはニセイログワリやコツブタケ等に多く含まれることが知られている。本研究では、高精度な量子化学計算手法を用いて、ノルバジオン A とセシウムイオンとの錯体構造やその錯形成エネルギーを計算し、セシウム選択性の定量的評価を行った。その結果、水中においては、生体内に多く含まれるカリウムイオンよりもセシウムイオンと選択的にノルバジオン A と錯形成し、そ

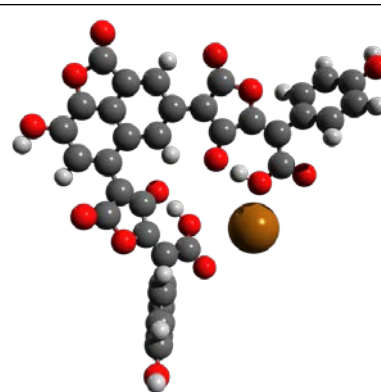


図1: ノルバジオン A-セシウム錯体。大きい球がセシウムイオン、黒、赤、白の球がそれぞれ炭素、酸素、水素原子を表す。

の選択的錯形成の機構としては、ノルバジオン A がハサミ型の分子であることに起因することが分かった(図1)。キノコの色素にはノルバジオン A のようなハサミ型分子が幾つか見られ、その特徴的な形状を持つ色素分子の存在がキノコにおける放射性セシウム濃縮の一つの原因と考えられる[2]。

2-2. デブリの性状

デブリの取り出しに向け、実験で模擬デブリを作成し硬さなどを測定する研究が行われている。デブリの主な成分は燃料の二酸化ウランおよび酸化した被覆管の二酸化ジルコニウムの混合物であり、その混合割合や冷却速度によって硬さなどが大きく変化し、北垣らによる実験[3]では、模擬デブリの破壊靱性がジルコニウム濃度の変化に対し不連続に変化することが観察された。この原因を探るため、第一原理計算を用いて模擬デブリが単一の蛍石型結晶である場合について破壊靱性を計算したところ、不連続な変化は見られなかった。一方で実験においては破壊靱性が上昇したサンプルにおいて微量の異なる結晶構造の X 線スペクトルが観測されており、この微量の結晶が破壊靱性の上昇の原因であることが示唆された[4]。

3. 結言

今後の廃炉に向かい、炉内で発生した制御棒、構造材、被覆管、燃料等様々な材料の酸化、共晶熔融、化学反応などを推定し、廃炉計画策定に資することが求められる。それには実験と計算の連携による研究推進が必須である。特に共晶熔融や流動デブリの表面凝固などの現象は、これまで固体物理の第一原理計算では計算があまり行われてこなかった固液界面、気液界面に関する知見の取得およびその知見に基づいたマルチスケールモデルによる計算が必要となる。また環境中でのセシウム移行に関する計算化学的研究においては、多くの水分子を適切に取り扱う必要がある。システム計算科学センターでは、そうした計算を高速に行うため、機械学習分子動力学手法を原子力材料に応用し廃炉および福島環境回復に資する研究を推進している。その一例として、図2に機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態の原子配置を示す。一般に二酸化アクチノイドは融点が高く液体状態の実験が困難であるが、この例では数万通りの固体および液体の第一原理計算の結果を学習し、さらに大規模化することで固液界面の特性を評価することができる。

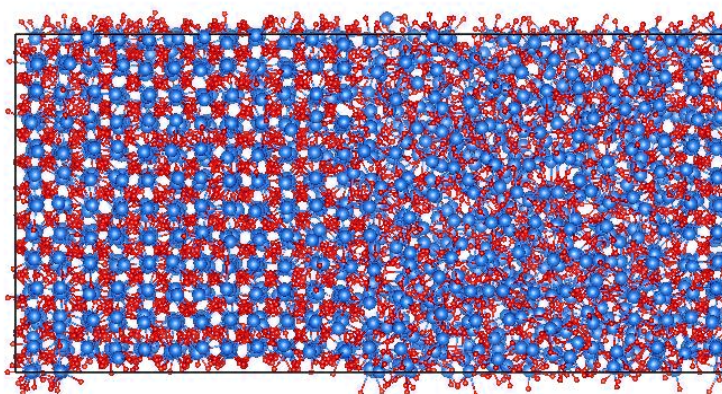


図2：機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態。

参考文献

- [1] Okumura, M., Nakamura, H., & Machida, M., Journal of the Physical Society of Japan, 82(3), 033802. (2013).
- [2] Suno, H., & Machida, M., Chemical Physics Letters, 730, 26-31 (2019).
- [3] Kitagaki, T., Hoshino, T., Yano, K., Okamura, N., Ohara, H., Fukasawa, T., & Koizumi, K., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 4 (2018).
- [4] Itakura, M., Nakamura, H., Kitagaki, T., Hoshino, T., & Machida, M., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 915-921 (2019).

* Mitsuhiro Itakura¹, Hiroya Suno¹, Keita Kobayashi², Masahiko Okumura¹, Hiroki Nakamura¹ and Masahiko Machida¹

¹JAEA CCSE, ²Research Organization for Information Science and Technology

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

(3) 「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

(3) What did "K" enable us? What does "Fugaku" enable us?

* 奥田 洋司

¹ 東京大学

1. はじめに

近年のノイマン型計算機ハードウェアの高性能化は、並列化、クラウド化、あわせて、メモリ構造の階層化により実現されている。これらハードウェアが有するピーク性能をどの程度実効的に発揮できるかは、プログラムの要求する B/F 値（プログラムやデータ構造で決まる、1 フロップあたりに必要なデータ量）に大きく依存する。CAE (Computer Aided Engineering) の分野、とくに、非構造格子 (unstructured grid) に立脚した離散化解法、例えば、差分法や有限要素法は、一般的に B/F 値が大きく、メモリ律速となることに注意しなければならない。

2. 詳細化と高速化による CAE の高度化

2-1. ノード間並列

ネットワーク結合された多数ノードを同時に使うことにより大規模な詳細解析が可能となる。計算機の有効利用を図るという意味では、ノードに負担させるタスク量が通信量に対して相対的に大きくかつ負荷バランスのとれた分割を行えば、Weak Scale という意味で加速率を上げることが比較的容易に行える。この場合のプログラミングモデルは領域分割に基づく SPMD タイプとなるのが一般的である。しかしながら、空間解像度が詳細化されると、あわせて非線形や時間進行のための増分も細かくする必要がある。計算機が N 倍になっても解ける問題の詳細化を通じて享受できるメリットが N 倍には届かない、と言われるゆえんである。

2-2. ノード内並列

ノード内 (CPU 内) の複数コア同時利用による演算加速は、OpenMP などの並列指示文の挿入によるループ分割で実装されることが多い。コア数にも依るが、こちらも負荷バランスやブロッキングなどに注意を払えば、加速は比較的容易である。注意しなければならないのは、1 ノードのピーク性能にどれだけ近い実行性能 (対ピーク性能) を発揮できているかであり、多くの CAE アプリケーションではこの値に課題が残されている。具体的には、対ピーク性能で数%程度のものが多い。CAE の多くの局面において、解析モデルの詳細度を上げる必要性と、モデル規模は一定のまま並列計算により高速化を図る必要性の、両面があり、後者はノード内並列性能 (Strong Scale) に加えて対ピーク性能について向上させることが重要となる。

3. CAE 高度化における課題

3-2. 詳細化から不確実性へ

造信頼性評価の分野に限って言えば、今後さらに CAE に要求されるものは単に計算モデルの詳細化に留まらず、ジョイント部などを含むアセンブリ構造としての構造物評価、物性値や形状の不確実性の考慮、が挙げられる。後者に必要な計算基盤としては、Embarrassingly Parallel を戦略としたモンテカルロ法の並列実施などがある。

3-2. オープンソース化による検証精度の向上

アプリケーションの V&V を実施するうえで、オープンソース化は自然な流れであり、オープンソース化に勝る計算の透明度はない。各企業や大学が所有するデータにこそコアコンピタンスが見いだされるべきである。

4. おわりに

講演では、著者がその開発の携わってきた並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR (FrontISTR) での経験を通じて、CAE の現状と課題についてディスカッションする。

*Hiroshi Okuda

¹The Univ. of Tokyo

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[2J_PL]「次期軽水炉の技術要件検討」WG報告

より安全・合理的な設計を目指して

座長:山口 彰(東大)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 J会場 (共通講義棟 M棟2F M-24)

[2J_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

*佐藤 拓¹ (1. 関西電力)

[2J_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

*有田 誠二¹ (1. MHI)

[2J_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

*山本 章夫¹ (1. 名大)

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

(1) 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

(1) Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*佐藤 拓¹, 山口 彰², 山本 章夫³, 大神 隆裕¹, 有田 誠二⁴¹関西電力, ²東京大学, ³名古屋大学, ⁴三菱重工

1. はじめに

原子力発電部会に次期軽水炉の技術要件を広い見地から議論する WG を設立し、福島第一原子力発電所事故の教訓や既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設審査も含む)の経験を踏まえ、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件を検討してきた。本講演では、本 WG の概要及び議論の対象となる論点について紹介する。

2. 「次期軽水炉の技術要件検討」WG の概要

2-1. 本 WG 設立趣旨

2018 年 7 月に策定された第 5 次エネルギー基本計画において、2030 年に向けては、2014 年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は 20~22%)は見直さず、原子力はエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源としての役割を堅持し、また、2050 年に向けては、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030 年以降の原子力の電源構成 20~22%を維持するのであれば、高速炉の実用化の目処が 2050 年代以降であることから、2030 年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、次期軽水炉の設置には現在の社会状況を踏まえると計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030 年代の運開を想定すると、設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の教訓として強化された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、改造工事や可搬型設備の配備等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策が取れる。そのため、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全でより合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018 年 6 月に原子力学会原子力発電部会の傘下に WG を設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について、広い見地から議論してきている。議論に当たっては、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験を活かすことができることから、まずは再稼働している国内 PWR を対象とした。

2-2. WG メンバー

以下の通り、本 WG は、大学、研究機関、電気事業者、メーカーの技術者・研究者で構成している。

- WG 主査： 山口 彰(東大)
- WG 幹事： 山本 章夫(名大)、大神 隆裕(関西電力)、有田 誠二(三菱重工)
- WG 委員： 大学関係(7 名)、研究機関(3 名)、電力会社(4 名)、メーカー(5 名)

* Taku Sato¹, Akira Yamaguchi², Akio Yamamoto³, Takahiro Oogami¹, Seiji Arita⁴,¹KEPCO, ²Univ. of Tokyo, ³Nagoya Univ., ⁴MHI

2-3. WG の全体工程及び議論する項目(本 WG の開催実績)

本 WG の設置期間は 2018 年 6 月～2020 年 5 月であり、WG 開催実績を以下に示す(合計 7 回開催)。

	2018 年度上期		2018 年度下期		2019 年度上期		2019 年度下期	
WG の全体工程		第 1 回 (7/23)	第 2 回 (10/31)	第 3 回 (1/28)	第 4 回 (4/24)	第 5 回 (8/1)	第 6 回 (11/8)	第 7 回 (2/19)
議題		議論する項目の抽出	恒設/可搬型 SA 設備	APC その他テロ対策	深層防護の実装	溶融炉心冷却対策	議論の総括	WG のまとめ(報告書等)

2-4. WG の検討プロセス (図 1 参照)

本 WG では、まずは、1F 事故の経験を踏まえ、次期軽水炉は設計段階から柔軟により安全でより合理的な安全対策を講じることが可能であることから、既設炉の安全対策の経験を踏まえ、最適化の余地の観点から議論の対象となる項目を整理し、論点を抽出した。次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきなのか、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討した。更に、検討した次期軽水炉の設計方針に対して、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会[1]でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を示すと共に、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

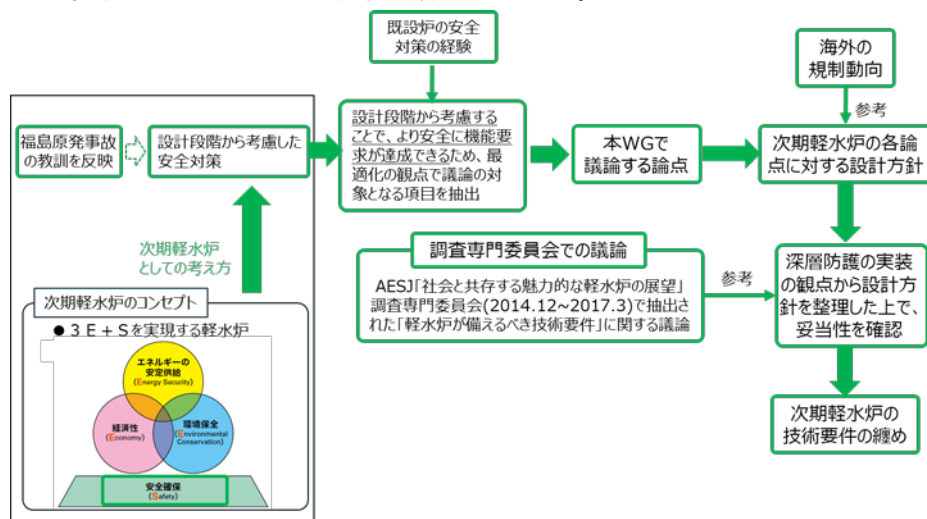


図 1 本 WG の検討プロセス

3. 議論の対象となる論点の抽出

3-1. 論点抽出の考え方

次期軽水炉では、設計段階から福島第一発電所事故の教訓及び新規規制基準で新設／強化された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の思想として、既設炉と同じものと既設炉から変え得るものに分類できる。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓ 既設炉と同じものについては、実機設計で具体化する。
- ✓ 既設炉から変え得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3-2. 最適化の観点で議論の対象となる論点の抽出

福島第一発電所事故の教訓及び新規規制基準で新設／強化された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(シビアアクシデント(SA)対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図り、最適化の観点で以下の 3 つの論点を抽出した。(詳細は表 1 参照)

(論点 1)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある “SA 対策の機能要求”

(論点 2)

APC(AirPlane Crash)及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある “特重施設の機能要求”

(論点 3)

国内既設炉とは安全思想が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる “国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性”

4. 抽出された論点と議論内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された 3 つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとした。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)

- 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本
- 次期軽水炉では、SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論

(2) 特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)

- 既設炉では、特重事象 (APC、テロ等) 時に格納容器を防護するための施設として専用の特重施設を設置
- 次期軽水炉では、DBA/SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論

(3) 国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性(熔融炉心冷却対策の取扱い)

- 既設炉では、ウェットキャビティ方式により熔融炉心を冷却
- 欧米の新設炉で採用実績のある熔融炉心冷却方式を含め、水蒸気爆発等の熔融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、次期軽水炉における熔融炉心冷却対策の取扱いを議論

5. まとめ

本講演では、本 WG で議論の対象として抽出した 3 つの論点と議論の内容について報告した。次の講演では、抽出した論点に対する次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について報告する。

参考文献

- [1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月
- [2] 原子力規制委員会 HP 掲載情報、「実用発電用原子炉に係る新規制基準について(概要)、2016 年 2 月

表1 安全思想の観点からの論点抽出

	新規制基準で新設／強化された規制要求	既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開（論点抽出）	議論の対象
①	耐震・耐津波性能	◆ 発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施	◆ 設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化(建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化)で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
②	電源の信頼性	◆ 外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号機の例) ◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)	◆ 外部電源ラインは既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする ◆ SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点 1
③	火災に対する考慮	◆ 火災影響軽減対策設備（耐火シート、火災検知器／自動消火設備）の追加	◆ 内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
④	自然現象に対する考慮	◆ 発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施 ◆ 火山対策:外気取込口へのフィルタ設置 ◆ 竜巻対策:防護ネットや鋼板で防護 ◆ 森林火災対策:施設周辺に防火帯を確保	◆ 設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化(堅牢な建屋、防火帯等)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑤	内部溢水に対する考慮	◆ 溢水源からの溢水による影響(没水、被水、蒸気)を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施	◆ 内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑥	その他の設備の性能	◆ アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備 ◆ 緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上	◆ アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑦	炉心損傷防止対策(使用済燃料プール内燃料損傷防止対策)	◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、SFP内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化	◆ SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点 1
⑧	格納容器破損防止対策	◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、格納容器冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化 ◆ 溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備(ポンプ車、ホース等)の配備 ◆ 水素爆発防止対策設備の配備	◆ SA 対応の内、恒設/可搬型の取扱いについては同上 ◆ 溶融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性排除を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の溶融炉心対策設備(安全思想が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出 ◆ 水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	論点 1 論点 3
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	◆ 可搬型設備での対応を基本として以下を配備 ・放水砲 ・放水砲用大容量ポンプ ・シルトフェンス	◆ 本項目は裕度の更なる向上で対応できるものであり、単独では本 WG の議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出	論点 1
⑩	意図的な航空機衝突への対応	◆ 設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置	◆ 設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地(頑健な建屋への収容、分散配置)があり、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点 2

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

(2) 抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

(2) Examples of the Next Light Water Reactor Design for Extracted Discussion Points

*有田 誠二¹, 山口 彰², 山本 章夫³, 大神 隆裕⁴,

¹三菱重工, ²東京大学, ³名古屋大学, ⁴関西電力⁴

1. はじめに

講演(1)で抽出した以下の3つの論点に対して、次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について検討した。

- ① 恒設/可搬型シビアアクシデント(SA)設備の取扱い
- ② APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
- ③ 溶融炉心冷却対策の取扱い

2. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて

2-1. 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る論点を議論するに当たり、前提となる恒設設備及び可搬型設備のそれぞれの特性については原子力学会標準委員会の技術レポート[1]により既設炉をベースとして表1のとおり整理されており、①～③の特性では可搬型設備が有利であるとしている。

表1 恒設/可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境（放射線、気温等）が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性はあるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

(凡例： 可搬型が有利、 恒設が有利)

2-2. 次期軽水炉における SA 対策の最適化

2-1 節では既設炉をベースとした恒設/可搬型の特性を示したが、次期軽水炉では設計段階から SA を考慮することが可能となるため、SA 設備に対する設計の観点で恒設/可搬型設備の優位性について、改めて表2に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認した。

* Seiji Arita¹, Akira Yamaguchi², Akio Yamamoto³, Takahiro Oogami⁴,

¹ MHI, ² Univ. of Tokyo, ³ Nagoya Univ., ⁴ KEPCO

表 2 次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型設備の比較

特性	次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型の比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例： ■ 可搬型が有利、 ■ 同等、 ■ 恒設が有利)

2-3. 恒設／可搬型 SA 設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組合せる。具体的には以下の通り。

- 設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することが有効
 - ✓ 設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保
 - ✓ 現場作業を不要とすることで、作業員負担の削減
 - ✓ 現場作業量及び作業員負担を低減することで、人的過誤のリスクを低減
 - ✓ 準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保
- 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備が有効
 - ✓ 可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保
 - ◇ 設計上の想定を超える事象に対し柔軟な対応を図ることで、事象進展の緩和や時間的な裕度を確保

3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

3-1. 新規規制基準における特定重大事故等対処施設の考え方

規制要求において、APC その他テロに対して対処できる施設として恒設の特定重大事故等対処施設(特重施設)を設置することが要求されており、可能な限り設計基準事故対処設備(DBA)/SA 設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることが要求されている[2]。さらに、規制要求において特重施設は格納容器(CV)破損防止機能を有することを要求されており、想定事象の違いはあるが SA 設備(CV 破損防止機能)と機能が重複している。

3-2. 次期軽水炉における APC その他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から建屋頑健化や設備間の独立性等を考慮した APC その他テロ対策を織り込むことで、より安全でより合理的な対応を図ることが可能であることを確認した。次期軽水炉において、DBA/SA 設備についても APC その他テロ対策を考慮した設計とすることで、機能が重複している SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合してプラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。

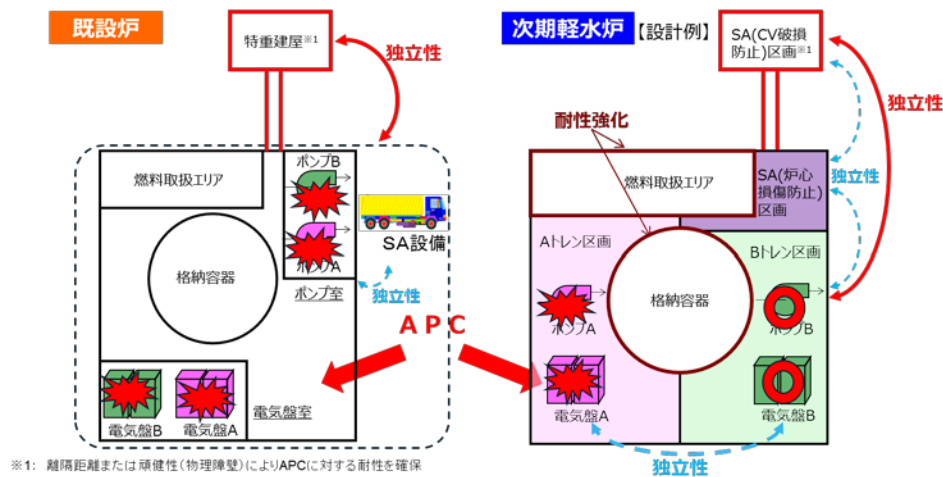


図1 既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

3-3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における APC その他テロ対策の設備構成のあり方について整理した。

次期軽水炉の APC その他テロ対策は、同一の機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とすることで全体最適化が実現可能となる。

- 建屋頑健化、または区画分離の徹底による防護性能と信頼性の向上が可能であり、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保可能
- DBA 設備のトレン間、DBA 設備と SA 設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性あり

4. 溶融炉心冷却対策の取扱いについて

4-1. 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

炉心溶融後の CV 破損防止対策として考慮する必要がある破損モードは図 2 の通りであるが、原子力安全研究協会発行の SA 時の CV ガイドライン[3]によると、物理現象の不確かさが大きい破損モードは、コンクリート浸食(MCCI)と水蒸気爆発である。

そこで、MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさを論点とし、海外で採用実績のある方式も選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心対策の取扱いについて議論した。

格納容器の破損モード

- (格納容器破損モード)
1. 水蒸気爆発
 2. 可燃性ガスの燃焼、爆轟
 3. 水蒸気による加圧
 4. 格納容器雰囲気直接加熱
 5. 格納容器への直接接触
 6. コンクリート侵食
 7. 貫通部過温破損

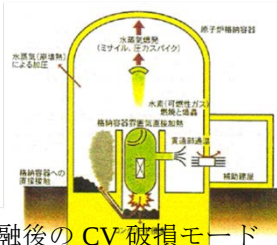


図2 炉心溶融後の CV 破損モード

4-2. 溶融炉心冷却対策の取扱いに係るまとめ

MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさ及びリスクの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策に係る議論を表 3 の通り整理した。

表3 溶融炉心の各冷却方式における物理現象の不確かさ及びリスク

	炉内冷却(IVR)	炉外冷却（ウェットキャビティ方式）	炉外冷却（ドライキャビティ方式）
物理現象の不確かさへの対応	MCCI ：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、 炉外での水蒸気爆発は原理的に回避	MCCI ：溶融炉心をウェットキャビティに水没させることで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ：実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、 水蒸気爆発を確率的に回避	MCCI ：溶融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ：炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避
リスク	IVR 成立性（炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある）	水蒸気爆発の影響（水蒸気爆発の発生の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある）	溶融炉心の冷却性能（溶融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある）

1F 事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要であるが、IVR(In-Vessel Retention)方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えの観点では有効であると考え。但し、各方式にはそれぞれ固有の不確かさや特徴があり、リスクが存在する。

そのため、次期軽水炉においては、プラント特性・構造に応じて個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮して溶融炉心冷却方式を選択し、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすることが重要である。その際、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計することも重要である。

5. まとめ

本講演では、抽出した各論点に対して、既設炉の SA 対応の考え方及び課題を踏まえ、設計段階から柔軟に対応可能な次期軽水炉において、より安全でより合理的な対応例を検討した。各論点に対して、取り得る対応例を踏まえて導き出された設計方針は以下の通り。

- 恒設/可搬型 SA 設備の取扱い
 - ✓シビアアクシデント対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる
- APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
 - ✓建屋頑健化、または区画分離の徹底により、同一の機能を持つ、SA 設備（CV 破損防止機能）と特重施設を統合した設備構成とする
- 溶融炉心冷却対策の取扱い
 - ✓発生頻度は低い但不確かさが大きい現象（MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損）に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とする

参考文献

- [1] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第1編 別冊2 深層防護の実装の考え方』
- [2] 原子力規制委員会、「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」42 条
- [3] 原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999 年 7 月

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

(3) 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

(3) Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*山本 章夫¹, 山口 彰², 大神 隆裕³, 有田 誠二⁴¹名古屋大学, ²東京大学, ³関西電力, ⁴三菱重工

1. はじめに

講演(1)、(2)で報告された次期軽水炉の設計方針が適正化されていることを深層防護の実装の観点から評価・検討した。また、それらの設計方針を実現するための技術要件を取りまとめた。

2. 深層防護を議論するための前提条件

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させるものであり、実装にあたっては、以下の方針[1][2]を用いることとする。

- ① 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的（防護レベル、護るべきもの）を設定する。
- ② 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
- ③ 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く 講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている[2]。

また、新設炉に対する深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、本 WG においては、表 1 の通り、一例として IAEA が提唱する深層防護(アプローチ 2)[3]に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

表 1 IAEA の提唱する深層防護（アプローチ 2）

深層防護レベル	深層防護の目的
レベル 1	異常運転および故障発生防止
レベル 2	異常状態の制御、故障の検知
レベル 3	DBA の制御
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC (Design Extension Condition)の制御
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和

*Akio Yamamoto¹, Akira Yamaguchi², Takahiro Oogami³, Seiji Arita⁴,¹Nagoya Univ., ²Univ. of Tokyo, ³KEPCO, ⁴MHI

3. 深層防護の実装における留意事項

2章で述べた深層防護の実装の考え方を基に、具体的に次期軽水炉の設計へ展開する上で考慮すべき留意事項を「冗長性(多重性、多様性、独立性)」「層間の独立性」「外部ハザードへの耐性」「不確かさへの備え」の技術要件の観点で表2にまとめた。

表2 次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性	✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする
層間の独立性	✓ 有効な層間の独立性を各深層防護レベル間に確保 ✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、各レベルの防護策をバランス良く講じる
外部ハザードへの耐性	✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保（津波に対し、敷地嵩上げによるドライサイト化など） ✓ 外部ハザードの想定に対する不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性の向上が可能 • 設計基準事故対処設備を含めて多様性を確保 • 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)
不確かさへの備え	✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用 ✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る ✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する

4. 深層防護の適切な実装

2章で述べたIAEAの深層防護レベルを基に、3章で示した深層防護の実装における留意事項を考慮した次期軽水炉の設計方針を表3に整理する。これは次期軽水炉では設計段階から内的事象/外的事象/APC その他テロへの対応を各層に対し全て強化する方針であり、さらには設計上考慮するシナリオの不確かさへの備えも強化することにより、プラント全体としての信頼性を向上させることが可能となる。

表3 次期軽水炉の設計方針(既設炉から強化方針)

深層防護レベル	深層防護の目的	防止策(例)	緩和策(例)	既設炉の論点整理を踏まえた次期軽水炉の強化方針				
				想定事象への対応(次頁を参照)				不確かさへの備え(PE [※] への配慮)
				内的事象	外的事象		APCその他テロ	
					内部ハザード	外部ハザード		
レベル1	異常・故障発生防止	外部ハザード [*] 由来のリスクの低い立地の選定	安全余裕を含む適切な設計	• 多重性の強化 • 恒設設備による管理・運用性の向上	• 独立性(区画分離)の強化	• 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離)の強化	• 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離や、分散配置)の強化による耐性向上	—
レベル2	異常状態の制御故障の検知	異常発生防止	異常の段階で検知・収束					
レベル3	DBAの制御	DBA基準逸脱防止	工学的安全施設による事故の収束					
レベル4a	炉心溶融を回避するためのDECの制御	重大事故の防止	格納容器内において事故を収束					
レベル4b	SAの影響を緩和するためのDECの制御	格納容器破損防止	放射性物質の放出を抑制	—	—	—	—	• 不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上 • 可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上
レベル5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和	放射性物質の大規模放出防止	敷地外緊急対応					

※ PE(Practically Eliminate)については、IAEAの原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスをPEとすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる”と定義されている[4][5]。本WGでのPEはこれに従った解釈とする。

また、2章で示した通り、防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。この観点で既設炉（新規規制基準制定後）と次期軽水炉の防護性能のイメージを図1、2に示す。既設炉ではCV破損防止策を特に強化されているが、次期軽水炉では各深層防護レベルをバランスよく設計しており、プラント全体の信頼性が向上している。

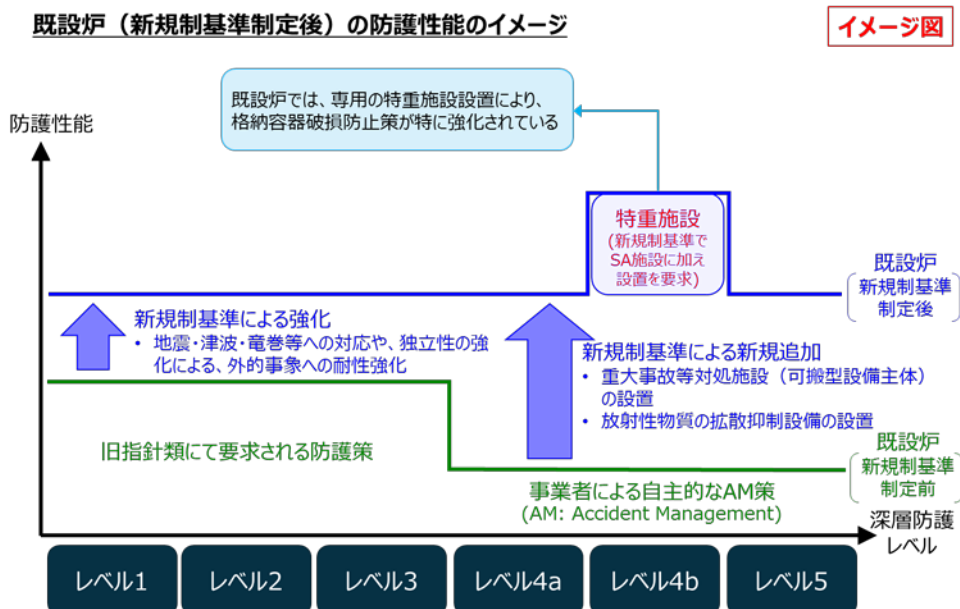


図1 既設炉(新規規制基準制定後)の防護性能のイメージ

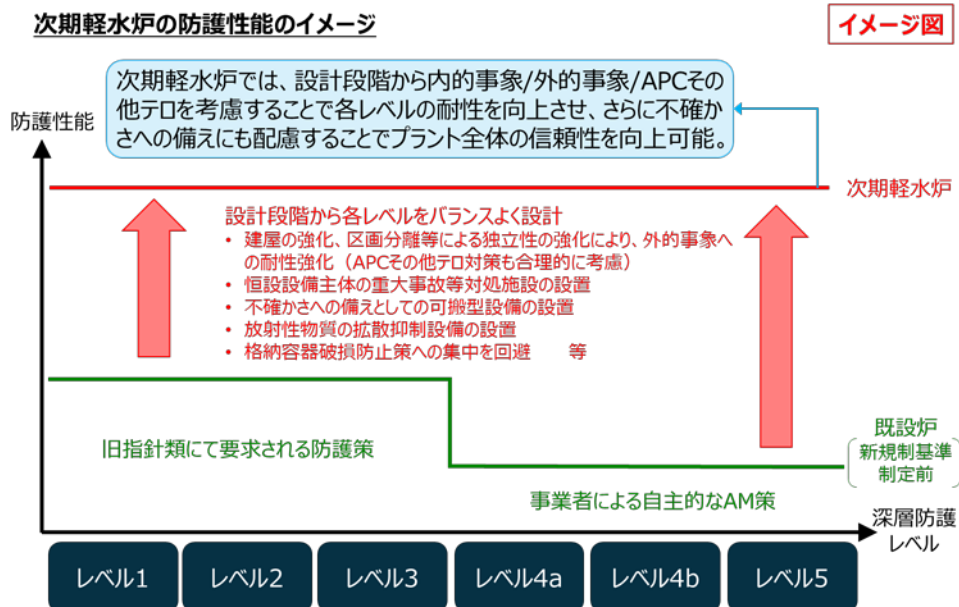


図2 次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、次期軽水炉では設計段階から適切な安全対策を講じることで深層防護全体としての実効性を合理的に向上させることができる。より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針は以下の通りとなる。

- 早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計
PEとなる事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずる

- ✓ 設計段階から外部ハザードを考慮することで、各レベルの耐性を向上
- ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底を図ることで、トレン間及び設計基準対象設備と SA 設備間の独立性を強化
- ✓ 恒設設備を主体とすることで、管理運用性を向上
- ✓ 物理現象の不確かさ等にも配慮した熔融炉心冷却対策
- ✓ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保
- バランス良い防護策
 - ✓ CV 破損防止機能に集中していた防護策の最適化
 - ✓ SA 設備の恒設／可搬型の組合せを最適化することで、作業員負担を軽減し、人的過誤のリスク等を低減

5. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

4 章で述べたより安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件を表 4 の通り整理した。

表 4 次期軽水炉の安全確保のための技術要件

	新規制基準で新設／強化された規制要求	安全確保のための技術要件
①	耐震・耐津波性能	設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと（建屋壁の増厚や敷地ドライサイト化など）
②	電源の信頼性	設計段階から位置的分散配置等の系統構成・配置の工夫などを取込むことで 恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
③	火災に対する考慮	内部火災対策を設計段階から織り込むこと（区画分離の徹底など）
④	自然現象に対する考慮	設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むこと（堅牢な建屋構造、防火帯の確保など）
⑤	内部溢水に対する考慮	内部溢水対策を設計段階から織り込むこと（高エネルギー配管のルーティングエリア限定、配管等の耐震性強化、区画分離など）
⑥	その他の設備の性能	想定される対策を設計段階から織り込むこと（瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信／計測系の信頼性・耐久性の向上 等）
⑦	炉心損傷防止対策（使用済燃料プール内燃料損傷防止対策）	設計段階から位置的分散配置等の系統構成・配置の工夫などを取込むことで 恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
⑧	格納容器破損防止対策	設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで 恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること また、熔融炉心冷却対策としては、極めて低い確率の現象に対しても、影響の大きな現象の発生防止と発生した場合の影響低減の観点から 炉心熔融時の CV 破損を防止 できる設計とすること
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	放射性物質の拡散抑制対策については、想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備（放水砲、シルトフェンス等）での対応を基本とすること。また、 可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上を図ること
⑩	意図的な航空機衝突への対応	故意による大型航空機衝突を想定し、 建屋頑健化または区画分離の徹底により、燃料損傷あるいは CV 破損を防止すること

6. おわりに

本 WG では、次期軽水炉の設計方針を実現させるための技術要件をまとめた。

- 福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として3つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論。
 - ✓ 恒設/可搬型 SA 設備 : 恒設が主体、不確かさ・柔軟性の観点から可搬型設備等を装備
 - ✓ APC その他テロ対策(特重施設) : SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合
 - ✓ 熔融炉心冷却対策 : 不確かさが大きい事象に対しても対応
- 上記の論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下のような検討が望まれる。
 - ✓ 次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求
 - ✓ 防護レベルの性能目標に係る検討

参考文献

- [1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月
- [2] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第1編 別冊2 深層防護の実装の考え方』
- [3] IAEA-TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plant”, 2016
- [4] IAEA NS-G-1.10, “Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants”, 2004
- [5] IAEA SSR-2/1 (Rev.1), “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, 2016

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[2K_PL] 学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動

1F事故後に改定した倫理規程からの検討

座長:中野 智仁(東芝ESS)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 K会場 (共通講義棟 S棟2F S-21)

[2K_PL01] 本企画セッションの意義

*大場 恭子¹ (1. JAEA)

[2K_PL02] 社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第2条）とは

*大橋 智樹¹ (1. 宮城学院女子大)

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 —1F 事故後に改定した倫理規程からの検討—
Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the
Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

本企画セッションの意義 ～1F 事故と倫理規程，倫理委員会の活動について～

Significance in this Session: 1F accident and Code of Ethics; and activities performed
by the Ethics Committee

*大場 恭子¹

¹JAEA

1. 企画セッションの趣旨

日本原子力学会は，学会としての基本的な理念を示した「行動指針」と，学会員の心構えと言行の規範とである「倫理規程」を定めている。そして，これらはいずれも東京電力福島第一原発事故（以下，1F 事故）を踏まえ，2014 年に改定を行った。

本企画セッションでは，1F 事故後のこれらの改定の背景に再度注目するとともに，現在の学会あるいは学会員の活動を現在の「行動指針」および「倫理規程」に照らし合わせ，実践できているのか，いないのか。今後どのような活動が求められるかに，率直な議論をしたい。

2. 行動指針と倫理規程

2-1. 行動指針

原子力学会の行動指針は，学会設立 50 周年を迎えるにあたって 2007 年 12 月に制定された。日本原子力学会の理念、ビジョン，日本原子力学会の社会に対するつとめ，原子力学会による会員活動への支援の 3 つのカテゴリーによる計 15 条から成っている。

その後，1F 事故および学会の定款の改定を受け，行動指針も改定され，現在に至っている。現在の行動指針は，学会としての基本的な理念を示すことを目的にしつつ，コンパクトにすると同時に，定款と重複する具体的な事業内容は省いたものとなった。

1. 信頼醸成への貢献

- 1.1 弛まず安全性の向上を追求する。
- 1.2 より高い倫理観を醸成する。
- 1.3 公平公正を旨とし、透明性を維持する。
- 1.4 国民・地域社会から信頼される技術情報源となるよう努める。

2. 社会に役立つ原子力技術の追求

- 2.1 広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。
- 2.2 研究開発成果の活用と普及を進め、地球環境の保全、人類社会の持続的 発展に寄与する。
- 2.3 次世代の研究者・技術者を育成・支援し、技術の継承を図る。

3. 国際的な活動

- 3.1 原子力平和利用の豊富な実績と、原子力事故の当事国となった経験に基づき、世界の原子力技術とその安全性の向上に貢献する。
- 3.2 我が国の原子力平和利用と核セキュリティに対する国際的信頼の向上 に努める。

2-2. 倫理規程

1998 年の使用済み燃料輸送容器データ改ざん等の問題を受け，学会員の心構えと言行の規範として 2001 年に制定された。「前文」「憲章」「行動の手引」の 3 部構成は，6 回の改定を経た現在も変わっていない。

1F 事故後は，事故そのものを受けての改定（たとえば，「規制適合が目的化することへの戒め（2-8）」、「技術成熟の過信への戒め（2-9）」）だけでなく，組織文化を重視し，組織の責任を明確にした。

以下に、憲章のみ掲載する。

1. (行動原理)

会員は、人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し、行動する。

2. (公衆優先原則・持続性原則)

会員は、公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。

3. (真実性原則)

会員は、最新の知見を積極的に追究するとともに、常に事実を尊重し、自らの意思をもって判断し行動する。

4. (誠実性原則・正直性原則)

会員は、法令や社会の規範を遵守し、自らの業務を誠実に遂行するとともに、社会に対する説明責任を果たし、社会の信頼を得るように努める。

5. (専門性原則)

会員は、原子力の専門家として誇りを持ち、携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また、その成果を積極的に社会に発信し、かつ交流して技術の発展に努めるとともに、人材の育成と活性化に取り組む。

6. (有能性原則)

会員は、原子力が総合的な技術を要することを常に意識し、自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに、自らの専門分野以外の分野についても理解を深め、常に協調の精神で臨む。

7. (組織文化の醸成)

会員は、所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。

2-3. 倫理委員会における 1F 事故以降の倫理規程改定以外の活動

倫理委員会の任務は、倫理委員会規程第 2 条により、定められているが、1F 事故以降の主な活動としては、東日本大震災良好事例集の発行、年会・大会における企画セッションの実施、倫理研究会の実施が挙げられる。また、2019 年の学会誌（6 月号、7 月号）では、委員会活動の報告を掲載した。

3. 企画セッションに向けて

本セッションでは、1F 事故前から原子力産業にかかわられていらっしゃる産業心理学、安全人間工学（ヒューマンエラー予防、安全と安心）の専門家である大橋先生にご講演いただき、率直なご意見を伺うと同時に、そのご講演も踏まえながら、今後の原子力学会あるいは原子力学会のあるべき姿について、率直なディスカッションを展開したい。

*OBA Kyoko

¹ Japan Atomic Energy Agency

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 —1F 事故後に改定した倫理規程からの検討—
Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the
Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

"社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第2条）"とは**～1F 事故を踏まえて～**

Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society

: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2 -lessons learned from the 1F accident-

*大橋 智樹¹¹宮城学院女子大学

それは緊急地震速報から始まった。2 日前にも聞いた同じ音が、社会を大きく変える何かの始まりだとはまったく考えなかったし、それどころか 2 日前と同じく何も起こらないだろうと思っていた。とはいえ、幼少期に叩き込まれたことには自然に体が動くもの。閉じていたドアを開け、避難路を確保した。それもあくまで単なる“ポーズ”だった。カタカタカタカタという小刻みな振動は、突然、異次元のシェイクに変わった。地震だとわかる範囲で、しかし、経験したことの無い揺さぶられ方に、恐怖よりも驚愕が勝っていたように思う。先ほどポーズで開けたドアからホールへ移動し、太い柱に抱きついたが、シェイクはまったく収まる気配をみせなかった。次第に揺れに飽きていった私は、ポケットからケータイを取り出してムービーを撮った。

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分。そのシェイクに遭遇した時、私は福島県富岡町にいた。町役場に隣接する「学びの森」で 14 時 50 分から講演をする予定で、その 4 分前のことだった。

あれから 9 年。日本のほぼすべての発電所を回り、原子力発電所を有するほぼすべての電力会社と対話をする中で、いま私は強い危機感をおぼえている。福島第一発電所は事故を起こし、福島第二発電所、東海第二発電所、女川発電所は辛くも大事故は免れた。原子力に関わる人たちは、あの日のそれらから何かを学び、自分たちの日々の業務に、なんとか活かしていこうとしている、と思う。しかし、そこには温度差を感じる。

あの日の出来事から学ぶべきことはただ一つだと私は思う。すなわち、「人知を超えることは起こり得る」、当たり前のことだがこれに尽きる。しかし、想定外の想定内化は“人知を拡張すること”に寄与し、その結果として新たな、そして“あの時より想定外な”想定外を生んでいる。技術にとって想定が必要であることは誰もが知っているが、想定をする以上、常に同時に想定外も存在し続けることから目を背ける。人間は不安定を嫌う生き物である。未知は不安定の代表だから、未知から目を背けたがるのはある意味自然である。

本学会の倫理規程行動憲章には次の記述がある。「広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。」

「広く学び」、「向上を主導する」ためには、まずは自らの中の未知の存在を認め、それを維持しなければならない。すなわち、自らを不安定な状態に保つことが必須なのだ。不安定を嫌う人間としての性に抗うことは容易ではない。しかし、原子力災害を二度と起こさないと誓うならば、その難しさを乗り越えねばならない。

本シンポジウムでは、いまどこにどんな課題があり、それらがなぜ危ないのか。福島事故以降も原子力に関わり続ける人々の課題について議論したい。

*OHASHI Tomoki¹ Miyagi Gakuin Women's University

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2L_PL] 第12回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー小委)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 L会場 (共通講義棟 S棟2F S-22)

[2L_PL01] 日本の原発はどこへ行く？

*田中 俊一¹ (1. 元規制委)

フェロー企画運営小委員会セッション

第 12 回 フェローの集い

12th Fellows Gathering

日本の原発はどこへ行く

Where is going Nuclear Power in Japan

*田中 俊一¹¹前原子力規制委員長

1. パラダイムの崩壊

我が国の原子力政策は、1960年代から軽水炉の使用済燃料は六ヶ所工場で再処理し、再処理に伴う高レベル廃棄物は最終処分場で処理する、さらに再処理によって得られるプルトニウムは、当面はプルサーマルで利用し、その後は高速増殖炉サイクルに移るというシナリオを基本としてきた。これは、エネルギーの安定確保は、エネルギー資源のない日本にとっては悲願であり、それを実現するのが、プルトニウムを増殖し、利用できる高速炉サイクルであるとの考えに基づいている。

このシナリオは、MOX 燃料用再処理工場（技術）、高速増殖炉、MOX 燃料加工、高レベル廃棄物の最終処分等、つまり、燃料サイクル体系を構成するフロントからバックエンドまでの個々の技術が、実用レベルで利用できる場合にのみ成り立つものである。しかし、半世紀もの間、莫大な予算を費やしても、いずれの技術も実用に達成していない。つまり、高速増殖炉サイクルは、「ダーウインの海」どころか「死の谷」も越えられないままである。

高速増殖炉サイクルこそが、原子力利用であるという頑なさを抛り所に、進めてきた燃料サイクル政策は、2011年3月に発生した東京電力福島第一原発事故（1F事故）によって夢のパラダイムが崩れただけでなく、プルサーマルを基本とする軽水炉サイクルを担う原発の存続すら危い状況にある。

2. 原子力利用の現状

2-1. 新規制基準と原発の再稼働

1F事故は、原発事業者を中心に繰り返されてきた「安全神話」の虚構を白日に晒し、原子力の安全規制についての国民・社会の信頼を完膚なきまでに失墜させた。そうした状況の下で、2012年9月に原子力規制委員会が発足し、翌年7月にいわゆる新規制基準が施行された。新規制基準では、様々な自然の脅威やテロや人的ミスなど想定しうる全ての要因に起因する重大事故を防止することと同時に、事故の拡大を防止するための対策を事業者に求めている。さらに、1F事故では、原発サイトの内外を含めて放射線被ばくによる確定的な健康影響は認められていないものの、無計画な避難指示が多数の犠牲者を出したこと、さらに大量の半減期の長い放射性物質が環境に放出されたことで、大規模な除染を余儀なくし、かつ避難の長期化をもたらしたことを踏まえて、事故によって住民の避難に至らないような事故緩和策も要求している。

新規制基準の施行とともに、約1年の間に20基の変更申請がなされ、審査を経て2019年12月時点で9基のPWRが再稼働し、3基の設置変更が許可されている。一方、BWRについては、柏崎・刈羽6、7号機、東海第2号機が設置変更の許可を得ているが、今のところ再稼働できる具体的な見通しはない。

新規制基準ではバックフィット制度が導入され、新規制基準に適合することが、原発を再稼働させるための必要条件として求められることから、一部の原子力関係者の中には原発の再稼働が原子力規制委員会の判断に依存するかのように考える向きもあるが、規制基準を満足することは、原発の安全を確保し、稼働させるための最低条件である。原子力規制委員会の審査をクリアしても、1F事故後に格段に厳しくなった立地自治体をはじめとした住民の合意がなければ稼働できない現実があることを認識すべきである。

そうした中で、2015年9月に九州電力川内1号機を皮切りに、2018年6月の関西電力大飯3号機までの9基の原発が再稼働できたことは、新規制基準に対する一定の信頼が得られたことを裏付けるものとして、事

故後に早期に再稼働したと合わせて国際的には画期的なことで高く評価されている。加えて、立地住民の信頼を取り戻すという点では、再稼働した原発が、司法による理不尽な停止命令を除くと、今日まで計画外停止をすることもなく安定した運転を達成している事実は、原発事業者に対する信頼を取り戻す上で重要な実績として特筆されてよく、引き続き緊張感をもって稼働に取り組むことを望みたい。

2-2. 原発の現状の意味すること

1F事故は、我が国の原発利用の環境を大きく変化させ、既存の原発の再稼働も容易でなく、軽水炉サイクルの実現性は、先行きが見通せない現実と直面している。そもそも、軽水炉サイクルは、六ヶ所再処理工場の稼働によって抽出される5～6トンのプルトニウムを消費するための策で、16～18基のプルサーマル炉とフルMOXの大間原発で再処理によって分離されるプルトニウムを利用することによって、余剰のプルトニウムを蓄積しないためのバランスをとるための苦肉の策である。MOX燃料を利用できる既設の原発は10基程度であり、16～18基は、相当数のプルサーマル炉を新設することを前提としたものであった。現在、MOX燃料を利用できる原発で設置変更の許可を得ている原発は6基だけであり、今後、許可を得られる原発を加えても、六ヶ所再処理工場で回収されるプルトニウムとのバランスはとれないことは明らかである。

我が国は、再処理を行う前提として「使う予定のない余剰のプルトニウムはもたない」ことを国際的に約束しているので、プルトニウムがどんどん蓄積されることになる状況では、六ヶ所再処理工場の稼働させることはできないことになる。つまり、六ヶ所再処理工場の稼働を止めるか、プルトニウムの消費ができる範囲で部分稼働するかを選択を間もなく余儀なくされることになるが、部分稼働だけで再処理工場を維持することは電力事業の深刻な負担になることも考えなければならない。

もともと、プルサーマルを行ってもウラン燃料の節約効果は僅か10数%程度と推定されており、かつMOX燃料がウラン燃料と比べて非常に高価であること、さらにMOXの使用済燃料を再処理することができないことを考慮すれば、プルサーマルを行う必然性はなく、軽水炉でMOX燃料を利用するために再処理工場を稼働させなければ積極的な理由はない。

にもかかわらず、軽水炉燃料の再処理に拘泥する理由は、燃料サイクルという言葉で問題解決を先延ばししてきた原子力政策にある。再処理を止めた時に問題となるのは、使用済燃料の扱いと高レベル廃棄物の処分である。使用済燃料は、既に2万トン程度蓄積されており、この処理・処分は、今後の原発の稼働に拘わらず解決しなければならない課題である。我が国は、使用済燃料は六ヶ所再処理工場で再処理し、高レベル廃棄物はガラス固化体に加工して、500m以深の地層に処分するとしてきたので、再処理の中止は、即、使用済燃料の処分、高レベル廃棄物の処理・処分政策の見なおしになる。しかし、いかなる困難があっても、燃料サイクル政策の見直しは避けられない現実にある。

3. 何をなすべきか

3-1. 燃料サイクル政策の見直し

2018年、資源エネルギー庁から「エネルギー基本計画」が出されたが、そこでは「我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルを推進する」という従来の基本方針が維持されている。既存の原発の維持さえも難しくなっている現実を深刻に捉えた上で、原子力利用を如何に継続的に利用するかといった観点は全くない。

高速増殖炉の実用化は、米国、フランス、英国などの原子力先進国で放棄されているという現実を踏まえ、科学的にも見通しがないことが明白になっているにも拘わらず、高速増殖炉サイクルに執着し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減を掲げる政策からは、1F事故後の危機感の片鱗も感じられない。「もんじゅ」の廃炉が3年前に決められた時点で、燃料サイクルの幻想を払拭する契機にすべきものであったはずである。

2018年には、「長期エネルギー需給見通し」も発表され、原子力は、2030年に全電力の20～22%を担うとされている。しかし、政府が原発への依存度を徐々に削減し、いずれ原発への依存をゼロにするとすると方針を繰り返し、原発の新設の可能性は議論すらできず、既存の原発の再稼働もままならない現状を踏まえ

ば、この目標は全く空虚である。今日求められていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、20～22%の目標を如何に達成するかの方策である。

3-2. 1F の廃炉と福島

1F 事故がもたらした最も深刻な問題は、放射能による環境の汚染と放射線被ばくに対する住民の不安である。放射線・放射能に係る防護基準は、安全性の判断をするための指針であるべきものが、政治的判断によって非科学的で合理性に欠ける規制や基準が施行されているため、放射線被ばくに係る住民の誤解と不安が助長され、結果的に復興の大きな障害となっている。

事故後の原子力災害対策、放射線対策、放射線防護にかかる行政判断に関して、原子力関係者の存在が無力であったことも指摘しておきたい。結果的に、時には住民の安全や復興に関して有害な存在となり、放射線被ばくに対する住民の不安を煽り、復興のための取り組みを難しくし、福島の復興を遅らせていることも指摘しておきたい。原子力の安全の究極は、周辺住民に迷惑をかけないことであるが、現実には、深刻な犠牲を強いたことと合わせて、もっとも必要とされる時に適切な発信ができなかったことを厳しく反省しなければならない。

住民が安心して復興に取り組めるように 1F の廃止措置を住民の信頼の下に着実に進めることも極めて重要で、事故を起こした事業者の最低の責任である。しかし、トリチウム汚染水の処理に係る混乱に見られるように、国や東電に対する住民の不信感は払拭されていない。廃止措置はデブリの取り出しだけでない。様々な放射性廃棄物の処理も含めて、極めて難しい課題が山積しており、住民の信頼と理解を得ながら一つ一つ着実に進めることが必要である。しかし、現実には 40 年後にはサイトが更地にできるかのような現実味のない社会的パフォーマンスが先行し、科学的に合理的に進められていない現実をみると 1F の廃止は前途多難と言わざるを得ない。

1F の廃止措置を着実に進めることが原発の再稼働・再利用のための最低条件であることを改めて認識すべきである。

3-3. 人材と技術基盤

原子力利用を支えるための基盤は、優れた人材を確保することと、確かな技術基盤である。しかし、誤った原子力政策によって、人材と技術を支える基盤への国の投資は決定的に疲弊してきており、現状は、原子力利用を継続することが難しい状況にある。

大学の原子力専攻の学科が廃止され、原子力の総合的研究開発機関として優れた人材を輩出し、原子力の基盤となる科学技術を支えてきた日本原子力研究所が消滅してからすでに 10 年以上経過し、我が国の原子力利用の足元は極めて危うい状況にあったが、そうした中で発生したのが 1F 事故である。現在の苦境を凌ぎ、将来への展望を拓く可能性を求めらるのであれば、軽水炉は実証済みの技術であり、事故は起こらないという国と事業者の誤った認識の下で、人材育成や基礎・基盤の研究開発が軽視されてきたことを深刻に反省し、原子力利用を支える基盤を再構築する以外にない。

優れた人材や技術は、掛け声だけでは育たない。研究炉等のインフラが必要であるが既存の研究炉は非常に老朽化しており、我が国の研究炉はまもなく消滅する運命にある。研究炉の消滅は、原発の消滅と同じである。今、急がなければならないことは、将来の原子力利用を支える人材と技術基盤への投資である。

4. おわりに

40 年規制と相俟って事業者が既存の原発を稼働させるためにどの程度の投資ができるかという問題もあり、相当数の原発は廃炉の判断がされているのが実態である。さらに、2030 年時点でも、20～22%のレベルを維持するとされているが、このためには、原発の新増設が必須である。しかし、原発の新増設の難しさは想像を絶する。それは、社会的に受容されるかの問題に加え、国の脱原発の方針と電力自由化の中で事業者が新規原発建設の莫大な投資ができるかどうかという課題もある。

今、必要とされていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、これまでの原子力政策を反省し、改めて原子力発電の位置づけを冷静に議論することである。原発の安全を担保することの重要性はいうまでもないが、現実と乖離したまま、諸々の課題の解決への道筋を放置してきた原子力政策を、原子力

利用の歴史的役割を振り返り、温暖化問題という全世界的な新たな喫緊の課題を踏まえて徹底的に見直すことが必要である。その上で、原子力エネルギー利用について原点に立ち返って、広く国民全体で議論する以外に現状を打開できる可能性はないことを自覚すべきである。

燃料サイクルの実現を信じることは、原子力利用の再興の芽を摘むことになる。多額の予算と長い年月を費やしても実現できないことを謙虚に評価するべきで、科学技術は信じても達成できるものではない。

*Shun-ichi Tanaka ¹

¹Former Chairman of the NRA of Japan

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2M_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

座長:若井 栄一(JAEA)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 M会場 (共通講義棟 S棟3F S-31)

[2M_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴¹ (1. JAEA)

[2M_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹¹ (1. 北大)

[2M_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究 (シャルピー衝撃試験)

*熊野 秀樹¹ (1. 中部電力)

[2M_PL04] 総合討論 (パネルディスカッション)

*長谷川 晃¹、*藤井 克彦²、*塙 悟史³、*石橋 良⁴ (1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立)

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

(1) 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田 茂貴¹

¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用する原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図 1）。

「常陽」は、1977 年に増殖炉心（MK-I 炉心）の運転を開始し、1983 年から MK-II 炉心の本格的な照射試験が始まり、2004 年から 2007 年までは高性能化した MK-III 炉心で運転した。この間、試験用燃料で 144GWd/t の燃焼度を達成した他、燃料熔融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として 1984 年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに 40,000 試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績¹⁾も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 $2.9 \times 10^{15} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ の MK-IV 炉心 (100MW) での運転再開を目指している。



図 1 「常陽」及び照射後試験施設

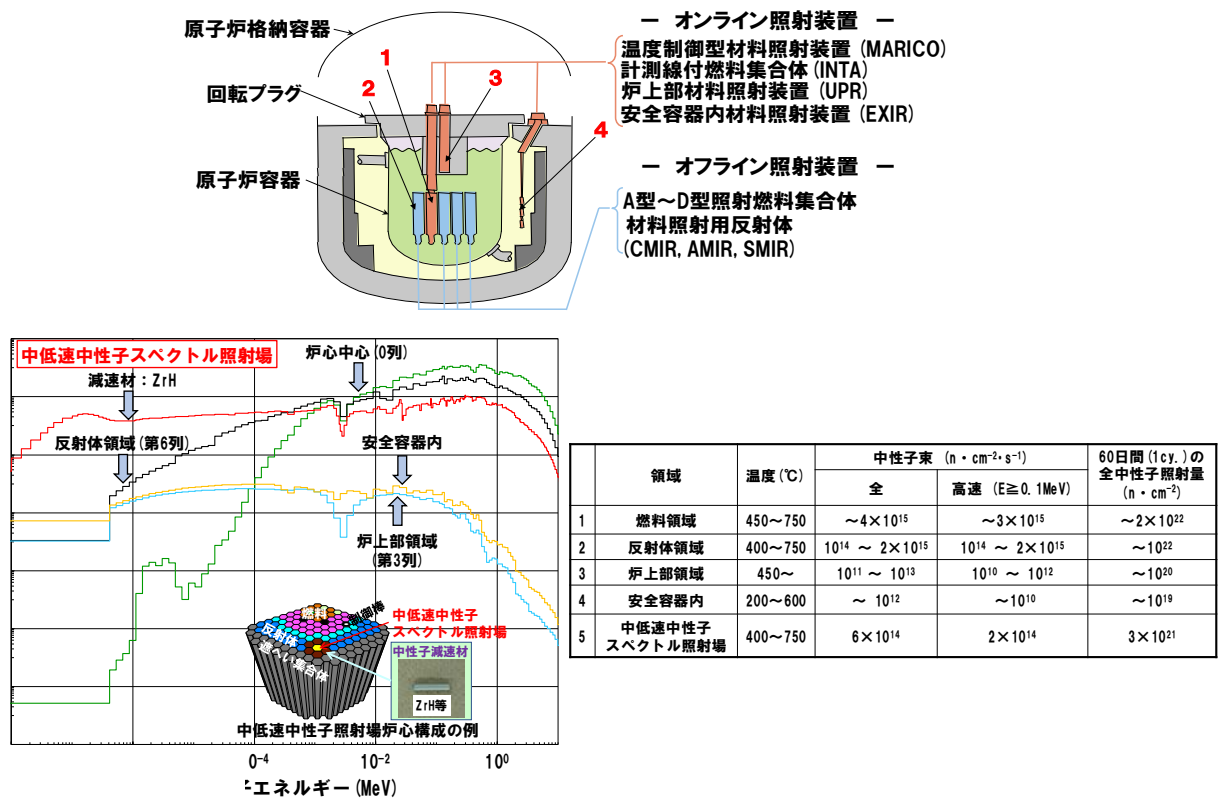


図2 「常陽」照射場の特徴

3. パラエティーに富む照射場

図2に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約 300°C)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した 1000°C 以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求(図3)に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している(図4)。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している(図5)。

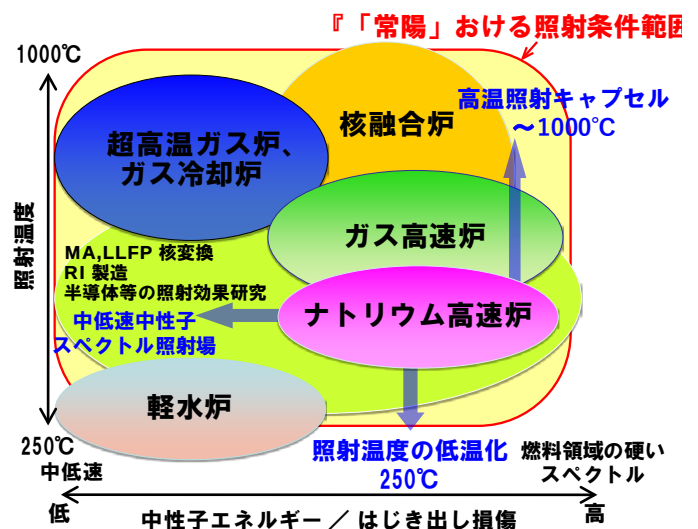


図3 「常陽」における照射条件範囲

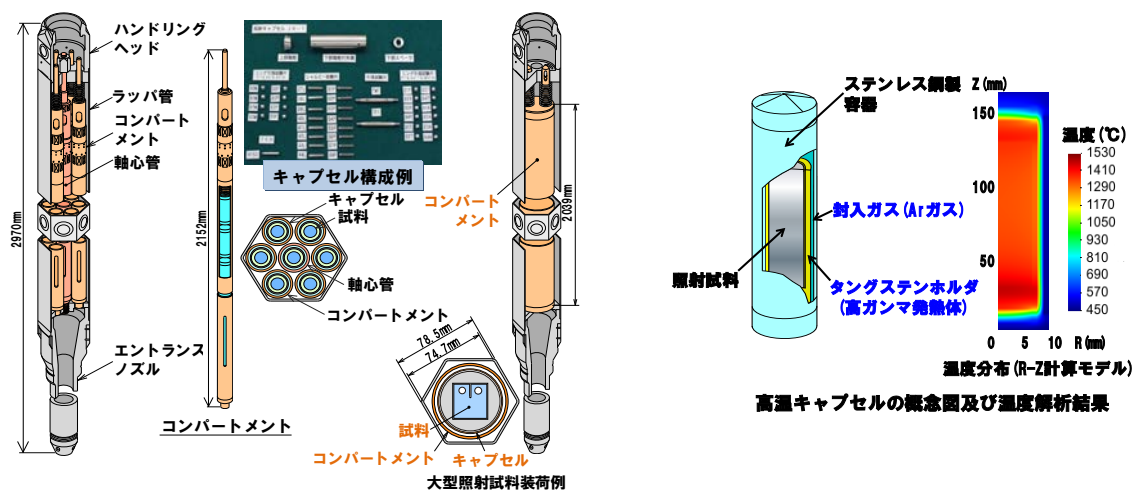


図4 照射装置

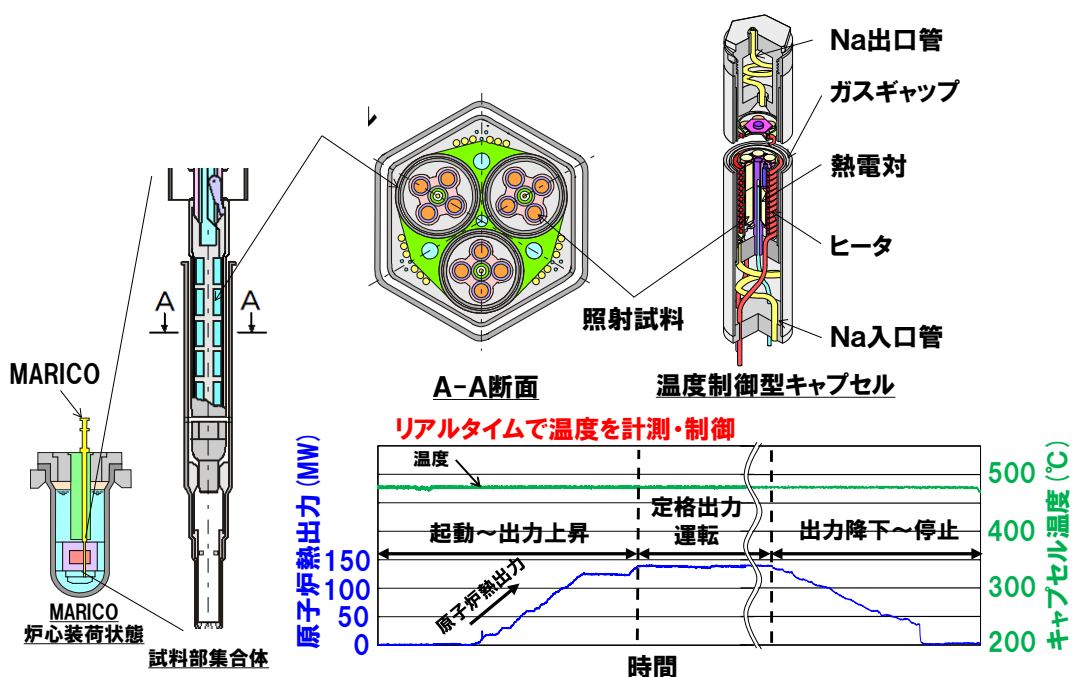


図5 オンライン照射装置による温度制御の例

4.2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図1に示したPIE施設が隣接しており、利用者にPIEとセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE施設では、図6に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

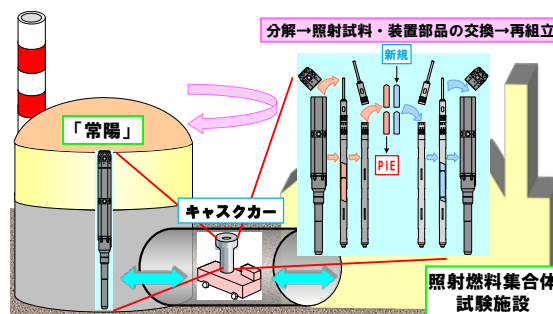


図6 照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5.1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化(図7)し、照射試料周辺の中性子束や γ 線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ (HAFM) の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5~10%、線出力密度は 3~5% の精度で評価できることを実証している。

5.2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している(図8)。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器(直径 4.4 mm、長さ 30 mm)にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ

(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃~750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性(中性子スペクトル、温度)を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素 (^{10}B) 添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上^[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

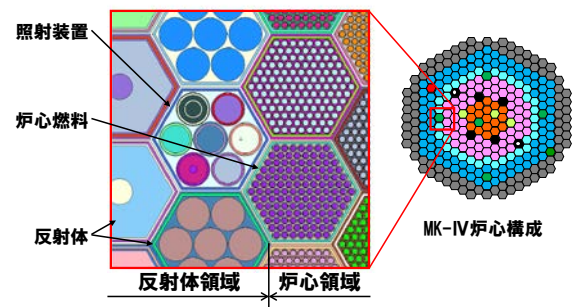


図7 照射装置周辺の計算モデル

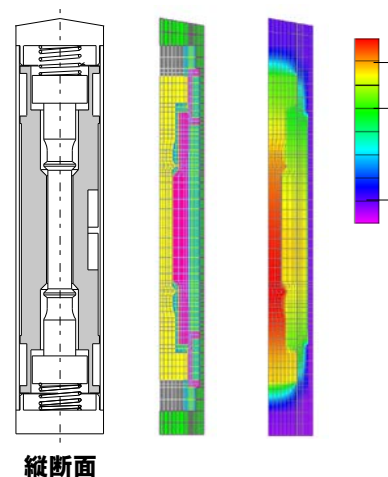


図8 照射キャプセル温度評価結果の例

参考文献

- [1] 松井他, “実験炉組合せ照射 (JRR-3⇔「常陽」) 及びホット施設 (WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF) の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072
- [2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

*Shigetaka Maeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と
開発方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(2) 国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

* 柴山環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた、日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となり、大学では京大炉（KUR）のみとなることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、高照射量の材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された¹⁾。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター²⁾と高速中性子実験室³⁾、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)⁴⁾が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、量子科学技術研究開発機構のTIARA(Takasaki Ion Accelerators for Advanced Research Application, TIARA)⁵⁾は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET)⁶⁾、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器⁷⁾で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V. (HV) 社製である。金研の装置を除き、現在も利用可能である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確立した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な

工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデントを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている^{8,9)}。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である¹⁰⁾。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離れたガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

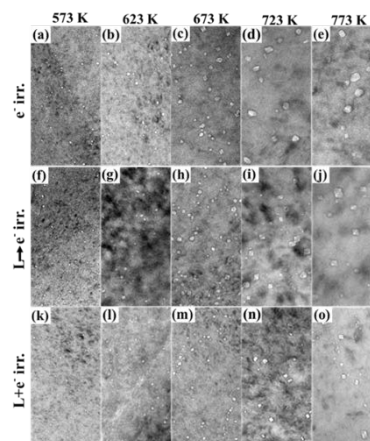


図 1. 複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部 図 2. SUS316L の(a)電子照射、(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射¹¹⁾

図 1 に、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部の俯瞰写真を示す。手前から、コックロフトの昇圧装置の高圧タンク、その奥が加速管の高圧タンクで、昇圧時のリップルノイズが影響しない 2 タンク方式で SF₆ ガスが充填されている。イオン加速器のビームラインに挟まれた中央部の黒い箱は、前述した 3 種類のレーザー照射装置が設置されており、3 つの内いずれかのレーザーと電子、あるいはイオンと電子を同時に照射することが可能である。紫外線レーザーでは、励起、ナノ秒レーザーでは、局所加熱や過飽和空孔の導入、フェムト秒レーザーは、高速現象の研究に取り組みつつある。図 2 は、SUS316L の(a)電子照射、

(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射におけるボイド形成・成長のその場観察結果である。電子照射のみの場合と比較して、ナノ秒パルスレーザーを予照射し過飽和空孔を凍結した状態で電子線を同量照射するとボイドの数密度とサイズは大きい傾向になることが明らかになった。また、レーザー/電子同時照射の場合、電子照射によって形成した格子間原子とナノ秒パルスレーザーで形成した空孔と再結合する確率が上昇し、その結果ボイドのサイズは低く抑制され、スエリングは照射温度を上昇させても抑制される傾向にあることが明らかになった。空孔を主体とした振る舞いについては長い間研究手法が無く課題であったが、この装置の開発により初めて可能となり、今後の展開が期待される。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高压電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。それぞれの装置の性能や利用方法などについては、別の機会にまとめて報告する予定である。30年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTAで実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置MARICOを利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高压電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

- 1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
- 2) https://www.cyclic.tohoku.ac.jp/index_j.html
- 3) <http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html>
- 4) <http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/hit/>
- 5) <https://www.qst.go.jp/site/taka-riyoukanri/2163.html>
- 6) <https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html>
- 7) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
- 8) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
- 9) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
- 10) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.
- 11) Subing Yang, et al., Journal of Nuclear Materials, 488 (2017) pp. 215-221.

*Tamaki Shibayama¹

¹Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と
開発方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究(シャルピー衝撃試験)

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹¹, 西田憲二², 木村晃彦³¹中部電力株式会社, ²電力中央研究所, ³京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉压力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の压力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉压力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉压力容器の照射影響としては、クラディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉压力容器のクラディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ポートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉压力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機压力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等はない。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靱性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉圧力容器（高速中性子照射量：約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

*Hideki Yuya¹, Kenji Nishida² and Akihiko Kimura³

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Kyoto University

(2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 M会場)

[2M_PL04] 総合討論（パネルディスカッション）

*長谷川 晃¹、*藤井 克彦²、*塙 悟史³、*石橋 良⁴（1. 東北大、2. INSS、3. JAEA、4. 日立）

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、現在再稼働手続き中で今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受け、専門家を交えたパネル形式での総合討論を行い、原子力材料分野の現状と今後に向け、照射施設、ユーザーそれぞれの立場から、照射施設、廃炉材などの研究の重要性やその意義等を含め、原子力材料や機器の健全性や高経年化の評価に関する高度化研究及び、材料照射科学を発展させていくための議論を行う。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2N_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計

座長: 平山 英夫(KEK)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 N会場 (共通講義棟 S棟3F S-32)

[2N_PL01] 遮蔽設計の手順

*上 蓑 義朋¹ (1. 清水建設)

[2N_PL02] 核データライブラリと断面積ライブラリ

*今野 力¹ (1. JAEA)

[2N_PL03] モンテカルロコード PHITS

*岩元 洋介¹ (1. JAEA)

[2N_PL04] ストリーミングとスカイシャイン計算

*平尾 好弘¹ (1. 海技研)

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計 Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

(1) 遮蔽設計の手順

(1) Procedure of shielding design

* 上養義朋^{1,2}¹清水建設(株)技術研究所, ²理研仁科センター

1. はじめに

「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会と「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、2015年に「放射線遮蔽ハンドブック ー基礎編ー」を、2020年に「同 ー応用編ー」を刊行した。これらは初心者から専門家まで幅広い層に役立つが、ここでは初心者を対象に、両書に基づいて遮蔽設計の手順などを解説する。

2. 遮蔽設計の手順

設計では、まず施設の目的を明確にし、必要とする基本性能を定める。そのうえで、必要な部屋、機能、設備を考慮して基本配置を決定し、使い勝手や荷重、遮蔽などを考慮して建物の構造計画、設備・機器計画が決められる。関係する法令や自主基準などをもとに設計線量目標値を定めるとともに、放射線機器や使用する RI から発生する放射線(線源)を求める。その上でバルク遮蔽、ストリーミングやスカイシャインを主に簡易計算法によって評価し、壁や天井の厚さ、迷路構造などを決定する。必要があればモンテカルロ法などの詳細計算法を用いて線量評価の精度を高め、線量目標値を満たしながら可能な限り合理的な遮蔽になるよう設計を修正する。結果をもとに許認可を受け、建設に移る。完成後は漏洩線量を詳細に測定し、万一線量基準を満たさない箇所がある場合はさまざまな方法で対策を立て、再度許認可を経たうえで修正工事を行う。

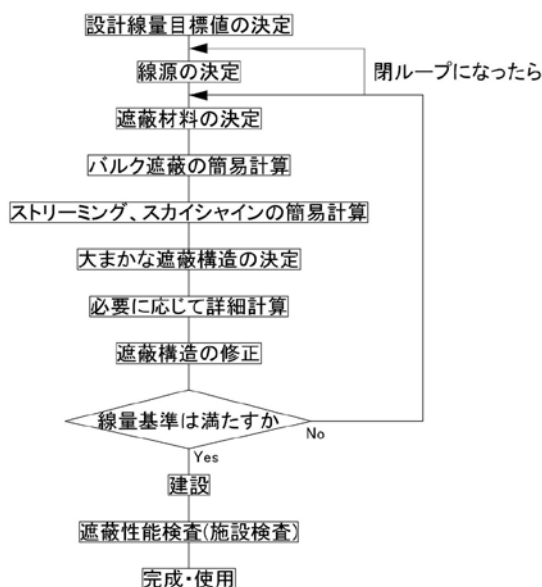


図 遮蔽計算の手順の概略

3. 遮蔽計算に関する注意点

遮蔽計算で求めるのは AP 照射条件での実効線量である。計算コードに組み込まれた線量換算係数を用いる場合は、それが適切であるかを確認する必要がある。もし異なる場合は、換算係数を比較し、実効線量を過小に評価しないように係数を乗ずるなどの対策が必要である。

完成後の測定では $H^*(10)$ が表示されるサーベイメータが用いられる。 $H^*(10)$ は実効線量を安全側に評価するため、測定値は真の実効線量よりも 1.2 ないし 1.4 倍程度高い値を示すことが多い。また計算手法には必ず誤差を伴う。簡易計算法は安全側の値が得られるように考慮されていることが多いが、詳細計算法はできるだけ真の値が得られるように作られているため、安全側とは限らない。これらの点を考慮し、設計線量目標値は法などで定める線量限度の 1/2 倍を超えない程度の裕度を持たせることが多い。

長年使われてきた計算手法やコードは、その適用範囲内の使い方をすると十分な精度の結果が得られる。しかし放射線のエネルギーなど適用範囲を超えると精度は保証されない。コードの導入時にインストールの検証を行うのはもちろん、コードをブラックボックスとして使うのではなく、扱う物理現象と適用範囲を理解し、結果の妥当性をチェックする態度が求められる。

*Yoshitomo Uwamino¹¹Institute of Technology/Shimizu Corporation, ²RIKEN Nishina Center

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

(2) 核データライブラリと断面積ライブラリ

(2) Nuclear data library and cross section library

*今野 力¹¹原子力機構

1. はじめに

放射線遮蔽設計では、Sn コード（ANISN、DORT、TORT、等）やモンテカルロコード（MCNP、PHITS、等）を用いた放射線輸送計算が行われる。放射線輸送計算では核反応の断面積、核反応で発生する粒子の角度エネルギー分布、等のデータベースである核データライブラリが必要になる。ここでは、放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、核データライブラリから作られた放射線輸送計算コードで使う断面積ライブラリを概説し、及びそれらを使う上での注意点について紹介する。

2. 核データライブラリ

核データライブラリは、主に 10^{-5} eV から 20MeV までの中性子による核反応に関するデータ（核反応断面積、放出粒子（2 次粒子）の角度分布・エネルギー分布、等）をまとめたデータベースで、ENDF-6 フォーマットで記述されている。 γ 線と元素との反応断面積、核構造、崩壊データのデータベースや、最近では、20MeV 以上のデータや荷電粒子入射、光核反応のデータベースもある。ここでは、放射線遮蔽設計で最もよく使われる中性子の核データライブラリについて述べる。

核データライブラリは日本、米国、ヨーロッパ等で独自に作成され、それぞれ、JENDL、ENDF/B、JEFF 等と呼ばれている。核データライブラリは原子核反応理論計算および核反応測定データをもとに編纂されるが、それぞれの編者が最も良いと「評価」した核データを格納するため、JENDL、ENDF/B、JEFF は必ずしも同じデータが格納されているとは限らない。そのため、使う核データライブラリによって放射線輸送計算結果が変わりうる。また、ENDF-6 フォーマットの核データライブラリをそのまま放射線輸送計算コードで使うことはできないため、ユーザーは放射線輸送計算コードで使うことができる断面積ライブラリを核データ処理コードで作って使うか、公開されている断面積ライブラリを使う必要がある。

3. 断面積ライブラリ

断面積ライブラリは使う放射線輸送計算コードにより大きく分けて 2 つの形式がある。一つはモンテカルロコードで使う連続エネルギーライブラリで、もう一つは Sn コードで使う多群ライブラリである。連続エネルギーライブラリの形式は米国 LANL の ACE ファイル（例えば、FSXLIB-J33、PHITS 付属 JENDL-4.0 ACE ファイル、等）がよく使われている。多群ライブラリの主な形式には、米国 LANL の MATXS ファイル（MATXSLIB-J33、MATXSLIB-J40、等）と米国 ORNL の AMPX ファイル（VITAMIN-B6、VITAMIN-B7、等）の 2 つがある。これらの断面積ライブラリは公開されているので、ユーザーはそれらを入手して使うことになる。なお、ACE ファイルはそのままモンテカルロコードで使うことができるが、MATXS、AMPX ファイルはそのままでは Sn コードで使えないため、Sn コードで使える多群ライブラリにするコード（MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コード）も使う必要がある。

4. 放射線輸送計算での注意点

核データライブラリのデータ自体に問題があつて放射線輸送計算に問題が生じる場合もあるが、それは極めて少ない。放射線輸送計算で生じる問題の多くは断面積ライブラリに起因する。特に、自己遮蔽補正が不

可欠である多群ライブラリには注意が必要である。以下、多群ライブラリで注意すべき点を述べる（詳細は参考文献参照）。

4.1 多群ライブラリの問題

多群ライブラリ MATXS、AMPX ファイルに入っている多群断面積は、以下の PN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1次元平板の場合を記述）の PN 断面積である。

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \psi_g(\mu, x) + \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sigma_{\ell t g}^{PN}(x) \psi_{\ell g} = \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sum_{g'} \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{PN}(x) \psi_{\ell g'} + S_g(\mu, x),$$

$$\sigma_{\ell t g}^{PN} = \frac{\int_g \sigma_t(E) W_\ell(E) dE}{\int_g W_\ell(E) dE}, \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{PN} = \frac{\int_g dE \int_{g'} \sigma_\ell(E' \rightarrow E) W_\ell(E') dE'}{\int_{g'} W_\ell(E') dE'}, W_\ell(E) = \frac{C(E)}{[\sigma_0 + \sigma_t(E)]^{\ell+1}},$$

ここで、 μ は散乱角の余弦、 $\psi_{\ell g}$ は g 群の ℓ 次のルジャンドル中性子束、 $P_\ell(\mu)$ は ℓ 次のルジャンドル多項式、 $S_g(\mu, x)$ は g 群の外部中性子源、 σ_t は全断面積、 σ_ℓ は散乱断面積、 $C(E)$ は滑らかな関数、 σ_0 はバックグランド断面積、 $W_\ell(E)$ は断面積を群平均する時の ℓ 次の荷重関数。あまり知られていないが、荷重関数の分母に $\ell+1$ 乗がついているため、後述する問題が生じる。また、適切に自己遮蔽補正を行うためには対象としている物質のバックグランド断面積より小さいバックグランド断面積が必要で、その断面積が多群ライブラリにないと自己遮蔽補正が適切に行われないので使うべきではない。例えば、天然組成の鉄では ^{56}Fe のバックグランド断面積として0.1 barn程度が必要であるが、VITAMIN-B6、VITAMIN-B7では一番小さいバックグランド断面積が1 barnであるため適切な自己遮蔽補正はできない。また、MATXS ファイルでも一番小さいバックグランド断面積が1 barnのものがあ、そのようなMATXS ファイルでも適切な自己遮蔽補正はできない。

これもあまり知られていないが、Sn コードで使う多群断面積はPN 断面積ではなく、以下のSN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1次元平板の場合を記述）のSN 断面積である。

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \phi_g(\mu, x) + \sigma_g^{SN}(x) \phi_g(\mu, x) = \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sum_{g'} \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{SN}(x) \phi_{\ell g'} + S_g(\mu, x).$$

説明は省略するが、SN 断面積はPN 断面積から以下の式で作ることができる。

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{SN} = \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{PN} \text{ for } g' \neq g, \\ \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{SN} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{PN} - \sigma_{\ell t g}^{PN} + \sigma_g^{SN}.$$

自群散乱断面積がSN 断面積とPN 断面積が異なることがわかる。この第2式を変形すると、

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g}^{SN} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{PN} - (\sigma_{\ell t g}^{PN} - \sigma_{0 t g}^{PN}) - \Delta_g^N, \\ \sigma_g^{SN} = \sigma_{0 t g}^{PN} - \Delta_g^N,$$

と書ける。ここで、 σ_g^{SN} は任意に選ぶことができ（輸送近似と呼ぶ）、いくつかの選び方がある。一番簡単なのは $\Delta_g^N = 0$ つまり $\sigma_g^{SN} = \sigma_{0 t g}^{PN}$ とする Consistent-P 近似で、

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g}^{SN} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{PN} - (\sigma_{\ell t g}^{PN} - \sigma_{0 t g}^{PN}), \\ \sigma_g^{SN} = \sigma_{0 t g}^{PN},$$

となる。以下、この式で説明する。この第1式の右辺第2項 $(\sigma_{\ell t g}^{PN} - \sigma_{0 t g}^{PN})$ が0であれば、SN 断面積はPN 断面積と同じになるが、先に記述したように荷重関数の分母に $\ell+1$ 乗がついているため、右辺第2項 $(\sigma_{\ell t g}^{PN} - \sigma_{0 t g}^{PN})$ は $\ell \neq 0$ では0にならず、SN 断面積はPN 断面積とは異なる。

PN 断面積からSN 断面積を作るコードは、MATXS ファイルではTRANSX コード、AMPX ファイルではSCALE あるいはSCAMPI コードである。MATXS ファイルでは、分母に $\ell+1$ 乗がついている荷重関数（但し、 $\ell \geq 1$ で分母に2乗がついている荷重関数）を用いているため、TRANSX コードではPN 断面積と異なるSN 断面積が計算される。但し、自己遮蔽補正の影響が小さい場合は、荷重関数の分母の効果は小さくなるため、SN 断面積はほとんどPN 断面積と同じになる。一方、AMPX ファイルでは、分母に $\ell+1$ 乗がついていない荷重関数を用いているため、 $\sigma_{\ell t g}^{PN} = \sigma_{0 t g}^{PN}$ で第1式の右辺第2項 $(\sigma_{\ell t g}^{PN} - \sigma_{0 t g}^{PN})$ は0になり、SCALE あるいは

SCAMPI コードで PN 断面積をそのまま SN 断面積にしている。また、AMPX ファイルでは弾性散乱の自己遮蔽補正をそのまま散乱断面積にも適用しているという問題もある。

4.2 AMPX 多群ライブラリの問題の影響

上述した AMPX ファイルの種々の問題の影響を示すために、半径 1m の鉄球の中心に 20MeV の等方点中性子源がある簡単なモデルで一次元 Sn コード ANISN とモンテカルロコード MCNP で球内の中性子スペクトルを計算した。多群ライブラリは VITAMIN-B7 と比較のために MATXSLIB-J40 を、ACE ファイルは多群ライブラリに対応したものを使用した。結果を図 1、2 に示す。VITAMIN-B7 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算と 30% 程度異なった。一方、MATXSLIB-J40 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算とよく一致した。

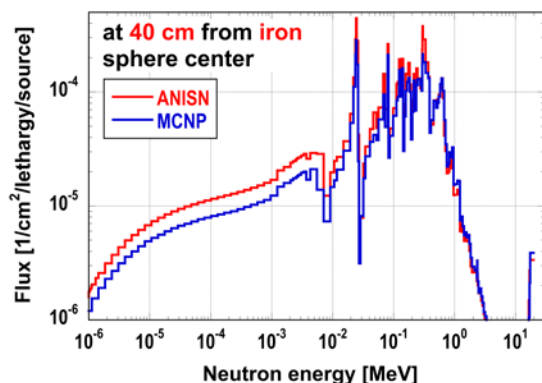


図 1 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (VITAMIN-B7)

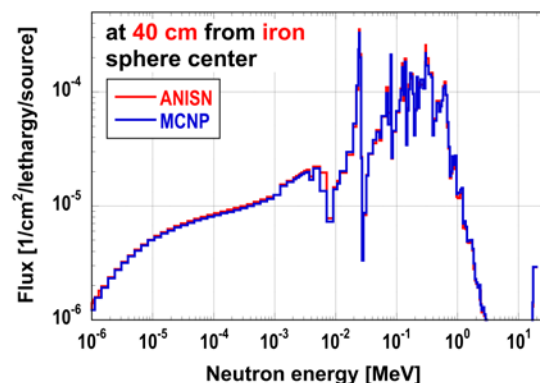


図 2 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (MATXSLIB-J40)

5. まとめ

放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、断面積ライブラリを概説した。断面積ライブラリのうち、特に、自己遮蔽補正が必須である多群ライブラリには以下の注意が必要である。

- 下限値の十分小さいバックグランド断面積
- ルジャンドルの次数を考慮した荷重関数
- 散乱断面積の自己遮蔽補正を適切に行う

AMPX ファイルは上記の点で問題があるので、Sn コードを用いた放射線遮蔽設計を行う際には、MATXS ファイルを使うことを推奨する（但し、バックグランド断面積が適切なものを使うこと）。

参考文献 C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 1 (2011) 32-35、C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 2 (2011) 341-346

MATXS ファイルに関する補足

MATXS ファイルはアスキーファイルで公開されているが、TRANSX コードはバイナリの MATXS ファイルしか読み込むことができない。そのため、入手した MATXS ファイルは TRANSX コード付属の BBC コードでバイナリの MATXS ファイルに変換する必要がある。また、TRANSX コードには致命的なバグがあるので、IAEA から公開されている (<https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm/>) 以下のパッチを当てた TRANSX コードを使うこと。このバグの影響については、C. Konno et al., Proc. RPSD2018, “EFFECT OF IAEA PATCH FOR TRANSX2.15”参照。

Patch 1. to increase the insufficient array size (2 lines)

```
*d up14.4
```

```
maxds=5+12*(n1+1)
```

*Chikara Konno¹

¹Japan Atomic Energy Agency

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

(3) モンテカルロコード PHITS

(3) Monte Carlo code PHITS

*岩元 洋介¹¹原子力機構

1. はじめに

原子力機構を中心として開発を進めるモンテカルロコード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)はきわめて広範囲に利用されており、放射線遮蔽設計においても小規模な RI 施設から大型の高エネルギー加速器施設まで幅広く適用できる。本発表では、最新の機能を含めた PHITS の特徴などを解説する。

2. PHITS の概要

PHITS[1]は、任意の 3 次元体系内における放射線挙動を解析できる汎用モンテカルロ計算コードである。その適応範囲は、原子力分野で重要な 20 MeV 以下の中性子や光子の他に、加速器工学や医療・宇宙分野で評価対象となる高エネルギー陽子や重イオンなど、現実的に挙動解析が必要なほぼ全ての放射線である。図 1 は PHITS に組み込まれた物理モデルとその適用エネルギー範囲を示している。核反応は、核子と核子が直接相互作用する動的過程と、その後に平衡状態に達した原子核が崩壊する静的過程に分けて模擬する。核反応の動的過程に核内カスケードモデルなどが用いられ、静的過程のシミュレーションには蒸発・核分裂モデルが使われる。20 MeV 以下の中性子による核反応は、核データライブラリ JENDL-4.0 で模擬する。その際、イベントジェネレータモードにより二次中性子のみならず二次陽子や反跳核などの情報も引き出せる。

解析を行う 3 次元幾何学形状は、General Geometry(面を組み合わせる 1 つの形状を定義する形式)等で記述する。ユーザーは、タリーと呼ばれる機能を活用することで、放射線挙動解析の結果から特定の領域や任意の 3 次元メッシュ空間内での粒子フラックス、発熱量、生成核種分布などを取得できる。さらに、ANGEL と呼ばれる独自の描画ツールを内蔵しており、図 2 に示すように、幾何学形状や計算結果を可視化できる。

PHITS パッケージは、Fortran で書かれたソースプログラムの他、実行ファイルや ACE 形式の核データライブラリ JENDL-4.0 など、PHITS を実行するために必要なファイルを全て含んでいる。また、ほぼ全てのパーソナルコンピュータやワークステーションで動作し、専用インストーラから簡単に動作環境を構築できる。他、並列計算に対応しており、スーパーコンピュータを活用した大規模計算にも適している。

近年は、陽子及び中性子入射に対するライブラリ JENDL-4.0/HE の読込機能、熱流体解析コード FLUENT との連成計算機能の開発等が進められている。放射線遮蔽計算に活用できる機能やデータとして、遮蔽体中の粒子輸送を効率的に行うために粒子の重みを操作する機能、RI 線源を入力して放出放射線特性を自動的に設定できる機能、線量換算係数等が組み込まれている。

中子	陽子・π粒子 (その他の核子)	重イオン	μ粒子	電子・陽電子	光子
1 TeV	核内カスケード模型 JAM 3.0 GeV + 蒸発模型 GEM	1 TeV/u JAMQMD + GEM	1 TeV 仮想光子核反応 JAM/JQMD + GEM	EGS5	1 TeV 光核反応 JAM/JQMD + GEM + JENDL + NRF
20 MeV	核内カスケード模型 INCL4.6 + 蒸発模型 GEM	量子分子動力学模型 JQMD + GEM 10 MeV/u	200 MeV ATIMA + オリジナル		
核データ ライブラリ JENDL-4.0	1 MeV 電離損失 ATIMA	1 keV 電離損失 ATIMA	ミューオン 原子生成+捕獲反応 1 MeV	1 keV	
0.01 MeV	→ イベントジェネレータモード: 核反応による2次粒子を特定可能				

図 1 PHITS に組み込まれた物理モデル

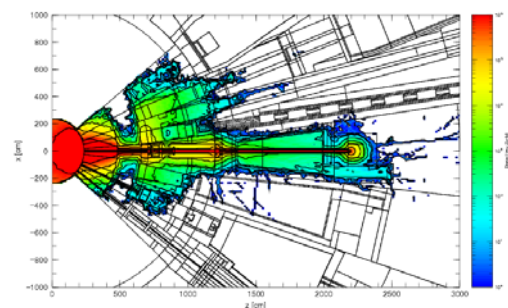


図 2 J-PARC 物質・生命科学実験施設の中性子ビームライン周辺の発熱量計算結果

参考文献 [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*Yosuke Iwamoto¹, ¹Japan Atomic Energy Agency.

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

(4) ストリーミングとスカイシャイン計算

(4) Radiation Streaming and Skyshine Calculation

*平尾 好弘¹¹国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所 海上技術安全研究所

1. はじめに

ストリーミングとスカイシャイン現象は、簡易計算手法に基づいて評価することが多い。さまざまな手法とそれを適用する際の注意点を紹介する。放射線の経路を個別に評価する方法をとる。

2. ストリーミング安全評価技術

ダクト（継ぎ目、貫通部、ボイド等を含む）のある遮蔽壁に対して、壁外線量率を保守的に評価する汎用的な考え方を示す（図 1）[1]。評価点の場所が特に指定されない場合、壁外で最大の線量率を示す位置を検討する。評価点が決定したら、線源位置から評価点まで遮蔽壁を透過する透過線とダクトを通ってくるストリーミング線に分けて線量寄与を評価する。ダクトストリーミング線を二種に分けて、ダクトの入口から出口までダクト内を通ってくる全ストリーミング線と、ダクトの途中から壁側に抜けたり入ってきたりする部分ストリーミング線を考慮する（図 2）。両者に対する線量評価の考え方、及び評価点がダクトの出口付近から離れている場合の評価の考え方を示す。最終的に全ての経路からの線量寄与を合算して評価点の線量率を求める。

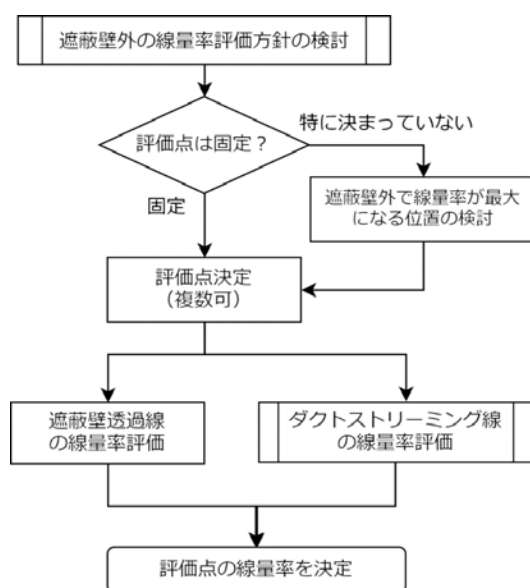


図 1. ダクト付き遮蔽壁の簡易線量評価手順例

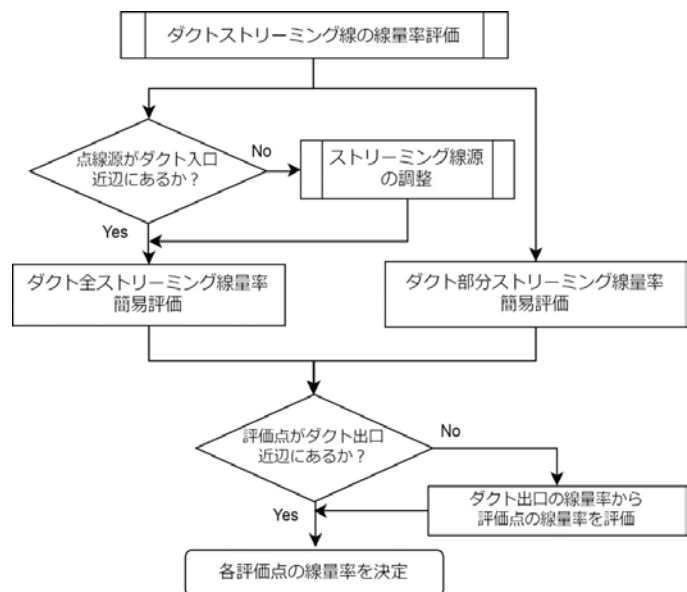


図 2. ダクトストリーミング線量率の簡易評価例

迷路構造はダクトの一種であり、照射室等の線源を扱う部屋の入出路を屈曲させることで、そこを通過して部屋の外に漏れる放射線を抑える体系を指す。迷路のストリーミングの特徴は、壁が厚く透過線を大抵無視できること、またダクト設計と比べて入出路の断面積が大きく全ストリーミング線の寄与が支配的なことである。これまでに提案されたアルベド法（Line of Sight 法含む）ベースの簡易線量評価の例を示し、適用性に関する注意を行う。

最後に、ストリーミング線量評価を行う上での実際的な注意を与える。放射線の漏洩経路をダクトまたは迷路とみなすモデリング、評価の確認の仕方、線源の保守的な調整、あるいは本来の設計で意図しな

った最近のケースについて考察する。

3. スカイシャイン安全評価技術

建屋内の線源から屋外の線量率を評価する汎用的な手順を示す（図3）。評価点は法規に従うこととし、大抵は最も近い敷地境界上におかれる。図4に建屋内の線源から屋外の評価点に達する放射線の経路タイプを示す。図中の番号で示すとおり、論理上の経路タイプは数多くあるため、よく体系を観察して、個別に線量に与える影響を検討する。実際の施設では、天井のないサイロ、土壌等の自然物で線源を囲ったものの、遮蔽の薄い窓やシャッターの存在、複雑な地形等、条件は様々である。

スカイシャイン線とは一般に図4の⑦及び⑧を指し、天井が十分厚くない建屋で注目されるが、他にも建屋で後方散乱したスカイシャイン線、あるいは地面によるグランドシャイン線の影響は見落とされやすいので注意する。主な経路タイプに対しては、図5に示すスカイシャイン線の評価手順のように、線量評価法が開発されており、一般に専用の計算コードを用いて、線源のエネルギーまたは放出される空間の範囲にわたる積分が行われる。そうして求めたスカイシャインを含む有意な経路からの線量率を、図4の①に示す側壁を透過する直接線の線量率に加算して、最終的な評価点の線量率を求める。スカイシャイン線が注目される理由は、線源から距離が離れると、線量率で直接線の寄与を上回る可能性があるからである。

最後に、スカイシャイン線量計算のポイントとして、よく知られた一回散乱法（G33 系列コード）、ラインビーム応答関数法（SHINE-III コード等）、及び S_N 離散座標法を含む詳細計算法の適用における注意点を与える。

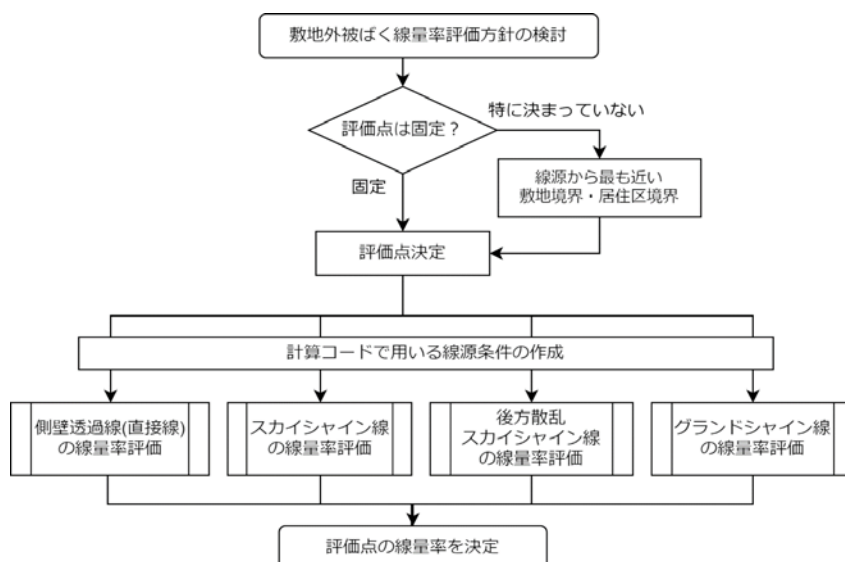


図3. スカイシャイン線を含む屋外線量率評価手順の例

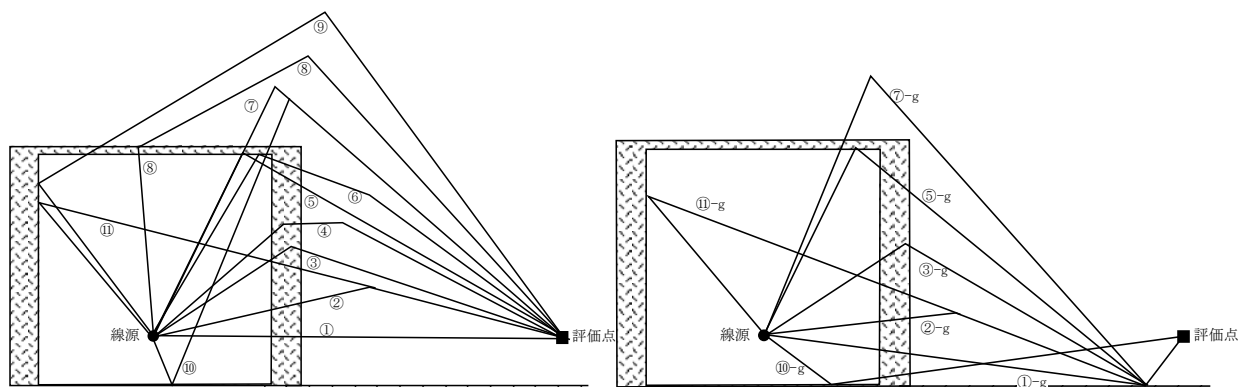


図4. 建屋の線源から2回まで散乱して屋外評価点に到達する放射線経路（右：グランドシャイン経路）

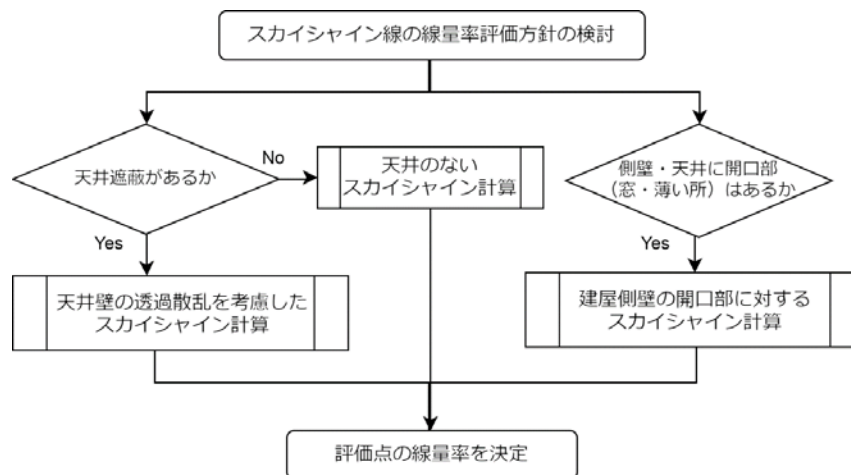


図 5. スカイシャイン線の簡易線量評価手順の例

4. まとめ

ダクトストリーミング及びスカイシャイン状況に対して、放射線の経路に拘って線量を安全評価する技法とポイントについて説明した。経路を明らかにして、それぞれの寄与が過小評価しないように積み上げて最終的な結果の保守性を示すことこそ、安全評価の基礎であり伝統である。放射線はいきなり評価点に線量として現れるわけではない。詳細計算法は強力であるが、計算の無謬性や出力の保守性を個別のケースで分かりやすく説明するのが容易でない。万一の評価ミスによって不利益を被るのも、また施設の規制や受け入れに係る担当者らも多くは非専門家である。当方は、経路を用いた透明性の高い直感的な説明こそが理解と安心を与えるものと信じており、また専門家であっても、詳細計算の結果を確認する代替手法としてそうした考え方を知っておくことが肝要と考える。

* Yoshihiro Hirao¹

¹National Maritime Research Institute, National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology.

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1 (核データ部会、シグマ調査専門委員会)

[2O_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年

座長: 渡辺 幸信(九大)

2020年3月17日(火) 13:00 ~ 14:30 O会場 (共通講義棟 S棟3F S-34)

[2O_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

*吉田 正¹ (1. 東工大)

[2O_PL02] 核データ部会20年に寄せて

*深堀 智生¹ (1. JAEA)

[2O_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究

*木村 敦¹ (1. JAEA)

[2O_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

*湊 太志¹ (1. JAEA)

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年

20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(1) 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

(1) From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*吉田 正¹¹東工大

1. はじめに

20 年前に核データ部会が設立されるまでのほぼ 35 年間、「シグマ特別専門委員会」と「シグマ研究委員会」の総称である「シグマ委員会」が核データ活動の揺るぎない中核であった。最大の特徴はこれが実際に作業する委員会であった点である。高速炉の開発に核データは不可欠であるとの認識に基づくメーカー各社と日本原子力研究所（当時；以下原研）の全面的な支援のもと、大学も含め各所に散在した専門家の横断的かつ献身的なヴォランティア活動という日本の技術開発史上他に類をみないユニークな活動であった。活動のピークにあった頃、当時原研物理部長だった原田吉之助氏が、シグマは「咲く花の匂うが如く今盛りなり、ですな」とふと漏らした一言が忘れられない。この一言に要約されるような時代だった。しかし、学会の「特別専門委員会」には決められた設置期間があり、核データという息の長い仕事のためには、やや異例ながら常に理事会の承認を得て延長に延長を繰り返して行かなければならない宿命にあった。一方、シグマ研究委員会の主体である原研も時代とともにその役割と体制を変えて行く。原子力学会に部会制が導入された始めたころ、時代は緩やかだが大きな曲がり角を迎えていた。核データ部会の設立によって核データ活動はこの曲がり角を適切に曲がり切ることができたと考えているが、ここでその経緯を振り返ってみたい。

2. 部会設立までの核データ小史

2-1. シグマ委員会の発足と活動

シグマ委員会の活動は、原子力の他分野に比べても類のないほど、その歴史を克明に辿ることができる。それは 1966 年に冊子体「JNDC ニュース」の名称で刊行が開始され、現在は改名のうえ電子媒体で年 3 回刊行されている「核データニュース」誌のおかげである（原子力機構・核データ研究グループの HP から全号にアクセスできる）。例えば同誌 44 号はシグマ委員会創立 30 周年記念号で、中嶋龍三、百田光雄から NEA Data Bank の Nigel Tubbs まで、10 人の懐かしいお名前が並び、これら先達の方々が委員会設立の経緯から将来展望までを語っておられる¹⁾。設立から 10 年ぐらいいしてひょっこり参加させていただいた本稿筆者は先達の方々にただただ敬意を表するしかない。特にこれら先達が JENDL 開発に舵を切ったその決断に。その後の 40 周年記念号（2003）、50 周年記念号（2013）と辿れば、シグマ委員会の歩みを容易に通観することができる。「シグマ委員会」は 2003 年一旦終了し、多少の曲折を経て現在の「シグマ調査専門委員」の母体となった。

2-2. 炉定数の時代

筆者が社会人として原子力に関わりを持った最初の仕事は、シグマ委員会ですでに大活躍をされていた飯島俊吾、川合将義のお二人の指導のもと、高速実験炉「常陽」マーク I 炉心の核設計を主として臨界実験の解析を通じてバックアップすることであり、「常陽」稼働後は、増殖比が 1.0 を超えていることを計算の助けもかりながら立証したりすることであった。その時代、原子炉メーカー三社は高速炉の核計算のために、それぞれ改良・作成した ABBN 型とよばれる多群核定数セットを使用していた。ABBN は Abagyan、Bondarenko、Bazayants、Nikolaev の頭文字に由来しており、そのレポートは 1964 年にソ連で出版される

と、時をおかず米国でも翻訳・出版された。その表紙には「I.I.Bondarenko 教授の思い出に捧げる」との献辞がある。それから 20 年ほどしてロシアの原子力研究都市 Obninsk を訪問する機会があったが、街の中心近くで「あそこは Bondarenko 広場と呼ばれています」と教えられた記憶がある。が、本稿執筆を機会に Google Map で探してみたものの、この広場、残念ながら見つけ出すことができなかった。

ABBN レポートには各核種ごとに、必要な諸断面積、エネルギー自己遮蔽因子、非弾性散乱マトリクスの表が与えられていて我々にとってのバイブルであった。ここから出発して各社各様に炉常数セットを当時最新の断面積測定値等を勘案して改良するなどして、高速臨界実験解析や核設計に使用していた訳である。その後は原研の開発した高速炉核計算のための 70 群核常数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核常数が異なるという問題は解消していったが、「もんじゅ」核設計のため英国の ZEBRA 臨界集合体で行われた「MOZART 実験」解析の頃まで各社各様の核常数が使われていたよう記憶する。が、今回この点は確認ができなかった。ことの核心は、現在 JENDL や ENDF/B、JEFF に代表されるような包括的な「評価済み核データライブラリー（以下ライブラリー）」から共鳴領域や非弾性散乱の複雑な処理を経て炉常数に至る一貫したコンピュータ処理によって自動的に作成されたものではない点である。共鳴が何千本もある ^{238}U も含めて、ライブラリーの数値をそのまま使った直接 Monte Carlo 計算すら可能な現在の読者は不思議に思われるかもしれない。これは何も日本だけの話ではなかった。筆者が 1977~78 年に滞在した西ドイツ（当時）でも事情は似たりよったりで、高速炉研究開発の中心地だったカールスルーエでも KFK-INR という ABBN 型 26 群核常数が標準解析手法の中核であった。世界的にみても核データライブラリー開発の大先達の一人である J.J.Schmidt の出身母体であり、中性子反応の実験および理論の先進グループを擁し、評価済み核データライブラリー KEDAK-3 を持っていたにも関わらず、KEDAK から ABBN 型常数を生成するコードシステム MIGROS はまだ開発・試用段階にあった。当時、臨界直前の状態にあった高速原型炉 SNR-300 の核計算が行われていたブリュッセルの Belgonucleaire でも KFK-INR が使われていた。

2-3. JENDL の開発

上記のような当時の状況にも関わらずシグマ委員会は先を読んでいて、明確に年度を特定することはできないが、早いうちから国産の評価済み核データライブラリーの作成を意図していたと思われる（米国の ENDF/B-I は 1968 年に公開されている）、1971 年には JENDL 第 0 次版の作成案の検討を始めていた（これは筆者の社会人一年目に当たる）。第 0 次版は一種の「練習」であり、1974 年に完成した。JENDL 第 1 次版（JENDL-1）は 1977 年秋に公開されている。その後、JENDL は第 4 次版にまで発展し、General Purpose File と呼ばれる JENDL 本体と、使用目的に応じた多くの「特殊目的ファイル」が開発されて広い用途に用いられており、日本の原子力技術開発の骨格の役割を果たして来たのはご承知の通りである。

ここでやや本筋から逸れるが話題を一つ。JENDL、ENDF-B と並んで三大ファイル（その後ロシアの BROND、中国の CENDL が台頭）の一つとされた JEFF の E は Europe の E と思われている方がおられるかもしれない。実質 JEFF はヨーロッパのライブラリーであり、まわりもそう思っている。だがこれは Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library の E なのである。JEFF の前身 JEF（Joint Evaluated File）はヨーロッパ主導のプロジェクトであったが“collaborative project between the NEA Data Bank Member countries”と銘打たれている。その初版は 1985 年に公開されているからその前後のことと記憶するが、OECD/NEA(Nuclear Energy Agency) の会議で、原研の菊池康之氏は「JEF の coordinate やファイル化は日本も出資している NEA Data Bank がやっている。が、日本には既に JENDL があり、これは二重投資となり承服しがたい」と主張された。正論である。これがなければ E は Europe の E になっていたかもしれない。その後、菊池氏には OECD/NEA の重要な活動となる WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) に「日本（正確には JENDL）代表には崩壊熱／崩壊データをやっている人がいないから」と筆者もメンバーとして参加させてくださり、多くの会議にご一緒した。同氏の学識、語学力は圧巻で、座長であろうがなかろうが、全ての会議を結果的に主導しておられた。フランス語も堪能だったと記憶する。菊池氏を始めこれまで名前を挙げさせていただいた方々のほとんど（今もご活躍の川合氏を除く）は既に鬼籍に入ってしまった。句うが如く今盛りだったシグマ委員会の絶頂期も茫々たる過去の記憶となりつつあるが、その精神は現在にも脈々と受け継がれていることは常々実感されることである。

とはいえ、一生ベータ崩壊とその周辺をウロウロ生きてきた筆者には JEFF の存在は大変ありがたく貴重であった。それは JENDL では（正確には JNDC FP Decay Data Library の時代から）ベータ崩壊大局的理論の理論値を大幅に取り入れ、ENDF/B-VI もこれに倣ったため、実験データを一貫して採用し続けた JEFF は格好の対照相手であったからである。複数のライブラリーがあることは貴重であった。その後 TAGS 測定²⁾の進展により、現在は JENDL、ENDF-B、JEFF 間の差異も次第に収束しつつある。

3. 核データ部会の発足

日本原子力学会では 1993 年に「専門分野別研究部会（部会）規定」が制定され、翌年 3 月「炉物理部会」はじめ 6 部会が発足した。核データ分野はこの状況の中でどのような選択をなすべきなのか、決して簡単な決断ではなかった。この時、シグマ委員会の中で議論を先導されたのが井頭政之（東工大）と山野直樹（住原工）のお二人である。今でこそ部会員二百数十人を要する堂々たる部会であるが、発足当時、最低限必要な部会員数（100 人前後だったと記憶する）を集められるかどうかから始まって、解決すべき問題も多々あった。アメリカ原子力学会においてすら「核データ部会」はなく、炉物理部会がこの分野をカバーしている。今だったら、核データは炉心計算だけのものではなく分野横断的に広く使われており、部会設立の説明もし易いであろう。が、当時としては海外の先例もなく、設立趣意書（部会 HP からアクセス可能）の論理構築も簡単ではなかったと記憶する。だが舵はきられ、更田豊治郎氏を部会長に 2000 年の日本原子力学会「春の年会」三日目の 3 月 30 日の「設立総会」で正式に発足した。本来この講演をされておられた筈の更田初代部会長は惜しくも 2016 年に逝去され、筆者が代理を勤めることとなった次第である。

核データ部会の発足は時期にも恵まれ、または中長期的に見れば核データ分野のその後の発展の枠組みとしても好適なものであった。シグマ委員会活動は高速炉開発に的を絞ったプロジェクトとしてメーカー 3 社の要請に基づいて発足した経緯からも、分野横断的な展開や活動透明性の確保、外部への働きかけ等は苦手であった。2000 年代に入ると、核データと核物理、天体核物理、核医学といった他分野との接点（接面と言うべきか）は急速に広がり、一方、原子力分野に限っても中性子断面積のみならずさらに広範な原子核にかかわるデータが必要になってくる。このような状況には、誰でも出入りでき、他分野との協力もしやすい学会／部会の方がやりやすい。福島事故以来、残念ながら学会員数は漸減しているものの、すでに述べたように核データ部会員数が倍増している背景には上記のような状況があると考えられる。

4. おわりに

日本の科学の世界では研究者が最新のテーマに集中するあまり、その波頭が通り過ぎたあとには無人の荒野しか残らないと、昔どこかで聞いたことがある。筆者自身がこれを実感したのは 1980～1990 年代に T 社でレーザー応用の研究に特化した時代であった。この技術は原子物理学の応用であり、日本では原子物理学はすでに衰亡していた。日本発の論文は読むことなく、欧米それにイスラエル(!)の論文をたよりに研究をすすめた。いま、原子核物理学が衰退の道をたどりつつあるように思われるが、核データと核物理の連携が分野の荒野化を防いでくれるよう願ってやまないし、今後の日本原子力学会核データ部会の活動がひとつの鍵をにぎっていることを強調して稿を終えたい。

資料

- 1) 中嶋龍三、百田光雄、桂木學、岩城利夫、更田豊治郎、梶山一典、村田徹、中沢正治、瑞慶覧篤、Nigel Tubbs、核データニュース、No. 44 [通巻 80 号] (1993)
- 2) 例えば、A.Algora, D.Jordan, J.L.Tain, B.Rubio, J.Agramunt *et al.*, Reactor Decay Heat in ²³⁹Pu: Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(2) 核データ部会 20 年に寄せて

(2) For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

* 深堀 智生¹¹原子力機構

1. はじめに

核データ部会の創立 20 周年に当たり、今後の部会活動の参考になるように歴史を含めて、概要の報告を試みる。黎明期については、最初に講演される吉田正先生のご発表に譲り、本報告では、その後の歩みについて振り返ってみたい。

2. 部会 20 年の歩み

核データ部会の概要については、基本的に部会 HP (<http://www.aesj.or.jp/~ndd/>) を見てもらえば全部書いてある。「核データ部会設立趣意書」によると、「あらゆる原子力システムは原子核の反応にその技術の基礎を置いている。したがって、原子核の反応をはじめその構造や崩壊に関する深い知見と、それに基づく広範で精度の高い核データの集積が必須のものとなる。これにくわえて、放射線工学や加速器・ビーム工学などの原子力関連技術は、計測、材料などの工学分野から、物理学、生物学、医学、環境科学、天体核物理へとその応用の裾野を広げつつある。その結果、原子核物理をはじめとする基礎研究領域と、原子力関連技術とのボーダーレス化が進み、またそこで必要とされる核データも極めて多岐にわたるものとなる。」とある。このような必要性を満たすため、我が国では、「シグマ委員会」¹⁾を中心に活動を続けてきたが、工学的観点に立脚した原子核反応のより深い理解と核データの量的拡大をバランスよく達成するためには、学会における情報交換と適切な議論が必須であることから、2000 年に「核データ部会」を新たに設立した。これをもって、核データの工学的データベースとしての集大成である JENDL の作成をつかさどる原子力機構の核データ研究グループ及び JENDL 委員会とアカデミックな観点からのバランスの取れた活動を俯瞰的に行うことができるようになった。関連して、第 9 期の核データ部会長名で、シグマ委員会へ 2 件の諮問を行った。核データの今後を考え得上で指標となるロードマップの検討及び以下で述べる「核データ」連載講座の監修である。

個別の活動に先立って、運営小委員会のメンバーの変遷を上記の観点から振り返ってみたい。現在 10 期目の運営小委員会であるが、部会長は、第 1 期の更田豊治郎氏（日本海洋科学振興財団（当時））と報告者以外はすべて大学の先生である。それも小林（京大）、馬場（東北大）、吉田（武蔵工大（当時））、井頭（東工大）、石橋（九大）、千葉敏（東工大）のという、そうそうたる先生方である。初期は、大学、研究機関、民間企業出身の委員の数が拮抗していたが、徐々に民間の委員が減少し、第 9、10 期では民間の方はゼロである。この辺り、今後の展開を模索する必要があるかもしれない。

以下、核データ部会の今までの代表的活動について、概要を報告する。

2-1. 核データ研究会

2005 年までは、原研のシグマ委員会が核データセンターを事務局に開催していたが、原子力機構の発足に伴い、核データ部会主催で開催することを報告者からお願いした。2006 年度の核データ研究会は、作業の遅れから、2007 年 1 月に東海村で開催している。このため、2007 年には、2007 年度のもの合わせて 2 回核データ研究会が開催されたことになる。ここから、2009 年までは東海村で実施していたが、原子力機構が主催ではないので、各大学等で持ちまわってはどうかとの意見があり、2010 年の九大筑紫キャンパスを皮切りに、東海村（2011、2015、2017 年）、京大炉（2012 年）、福井大国際原子力工学研究所（2013 年）、北大（2014 年）、KEK（2016 年）、東工大（2018 年）と続き、2019 年には九大筑紫キャンパスに戻ってきた。各報文集は JAEA-Conf シリーズとして刊行している。このため、報文集は原子力機構の HP

(<https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/>) からダウンロードすることができる。

2-2. 日韓サマースクール

韓国との共同開催で夏期セミナーを開催している。核データ部会だけでなく、炉物理部会、放射線工学部会、加速器・ビーム科学部会の4部会合同で、日本と韓国で交互に開催している。4部会合同ということで、原子力学会に「日韓原子力学会学生・若手研究者交流事業運営連絡会」が設置され、資金援助が受けられるようになった。本4部会の日韓交流が起点であったが、2005年に日韓相互の人材育成について両学会間で学生・若手研究者間の交流に関する付属協定が締結され、日韓相互に日韓サマースクール/日韓学生セミナー等の開催を財政支援する事業が発足した。第1回は2005年に東海村で開催されたものと定義(上記連絡会の発足後)されているが、実は2004年に第0回と呼ぶべき日韓4部会合同サマースクールが韓国浦項加速器研究所で開催されている。この後、日韓交互にKAERI(2006年)、九大伊都キャンパス(2008年)、成均館大学校水原キャンパス(2010年)、京大炉(2012年)、いばらき量子ビーム研究センター(2015年)、KAIST(2017年)、阪大RCNP(2019年)と続いている。

2-3. 部会賞

部会賞は、その授与により原子力平和利用における核データ分野の発展や進歩をうながすことを目的として設置されている。部会賞には、学術賞と奨励賞があり、共通して核データ分野において学術または技術上の優れた業績を対象としている。奨励賞の違いは、当該年度末までに満40歳に達しない部会員を対象とし、将来性に富む成果であれば、未完成のものでも良いという点である。2019年度までにそれぞれ13件の表彰が実施されている。

2-4. 連載講座

2017-2018年の学会誌に8回シリーズで「核データ研究の最前線—たゆまざる真値の追及、そして新たなニーズへ応える為に—」の連載講座を、部会の総合力を以って執筆した。また、この監修をシグマ委員会にお願いして、素晴らしいものができたと思っている。部会が企画した連載講座は、核データを利用しているが、そこでどのような研究開発が行なわれているかといった話には縁の少ない原子力関係者に好評であった。

実は2001年(学会誌43巻5-8月号)に連載講座の第一弾があった。そこでは、核データとは何か?(第1回)、原子核物理入門(第2回)、核データの測定と応用(第3回)、核データの応用と今後の展望(第4回)と短期のものであったが、それまでに核データというものを知っていないか、知っていても本質的なことにまで考えが及ばなかった層にもある意味で「核データ」という言葉が浸透したと思える。さらに、これを見て核データに興味を覚えた学生がいたことを聞き及んでいる。

2-5. 核データ利用者支援小委員会(愛称: 核データなんでも相談室)

核データにはなお強い要求があり、信頼度の高いデータへの要請は留まることはないと思われることから、社会のニーズに応える核データとは何か、各実験者・研究者はどの部分について寄与できるか、をよく検討した上で、部会の編集・広報活動の一環としての情報交換の場を提供しようと設置した。この活動自体は、2015年3月終了した。その後、原子力機構の核データ研究グループに引き継がれた。

3. おわりに

核データ部会の活動は、上記以外にも年会や大会での企画セッションや核データニュースもあるが、予稿にすべて記載してしまうと、当日のお楽しみが半減してしまう恐れがあるため、本稿では概要の記載に留めることをご容赦願いたい。ただし、「今後のために言い残したいことは何?」との問いに対する答えは、核データに関する核データ部会、シグマ委員会及びJENDL委員会の三位一体の体制であると考え。

参考文献

- 1) 深堀智生、「「シグマ」特別専門委員会2017、2018年度活動報告:(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定」、核データニュース第125号(掲載予定)

*Tokio Fukahori¹

¹Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、シグマ調査専門委員会 合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(3) 私の夢見る 20 年後の核データ研究 ～測定研究を通して～

(3) My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*木村 敦¹¹原子力機構

1. 初めに

20 年というのは長いような短いような微妙な時間です。これが 100 年というのならば「核データの誤差は工作精度に比べて十分に小さく、工学的に無視できるようになっていることでしょう。」とか「実験ができないような短寿命核や測定が困難な反応でも原子核理論からの計算によって実用上は問題のない精度が達成できていることでしょう。」とか大風呂敷を拡げることができます。逆に 5 年といわれれば現在の実験装置や計算機的能力が制約となって実現可能な範囲は大きく制限されてしまいます。一方、20 年という時間は、計画を立て、お金が付き（これが最大の山であることは言うまでもありません）、それを実行できれば大きな進展がみられる長さであります。そこで、筆者が考える 20 年後の核データ測定を楽観的に予言してみます。

なお、自分のこれまで研究の経歴から、話の内容が中性子核データに関する夢に偏っていることは御容赦いただければと思います。

2. 20 年後の核データ研究に関する夢

- 「核データを利用する計算コード（モンテカルロ計算など）に核データの誤差が取り込まれ、核データに起因する誤差が広く認識されるようになるでしょう。」

原子力以外にも医療や加速器工学などの分野へ核データの利用が急激に広がりつつあります。原子力関係の研究者には核データには誤差がつきものであり、それが工学的に無視できない場合もあるのは当然のことと理解されていますが、原子力以外の多くの分野の研究者には「核データにも当然誤差はあるが真空透磁率の誤差 ($1.25663706212(19) \times 10^{-6}$) のように工学的には十分無視できるほど小さい」と誤解されているのが現状です。そのため、多くのユーザーが数値誤差しか認識せずに計算コードを利用し、核データに関する要望が我々にフィードバックされにくい状況になっています。

20 年後には計算結果に核データ起因の誤差が表記され、利用者がその大きさを認識し、我々にフィードバックが戻ってくるようになるでしょう。もちろんこうなるためには、計算コードの開発者の多大な協力が必要ですが、我々の方でも、

- ・ほとんどすべての核種（特に安定核）・反応に対する誤差の評価
- ・中性子だけでなく、陽子や重陽子に対するデータの整備
- ・誤差評価のため実験データの少ない核種・反応に対する測定

が必要になります。

- 「希少な放射性試料が国内で生産されるようになるでしょう。」

核データの測定実験では希少な放射性試料の入手が大きな課題となっております。現状では試料のほとんどを海外から購入しており、測定できる核種に大きな制限ができております。

20 年後には放射化学のグループとの協働が進み、日本国内で放射性核種を使用済み燃料から分取し、実験ができる体制が確立されていることでしょう。

- 「理論と実験の融合が進み、理論に制約を与える実験が多く実施されることでしょう。」

実験による直接測定が困難な核種・反応に対する核データの要求が年々強くなっています。そのような反応に対しては理論計算による導出が行われておりますが、より計算精度を向上させるためには、実験により計算に制約を与える事が不可欠です。

20年後にはこの傾向がさらに強まり、理論計算に制約を与えるための実験が多く行われるようになるでしょう。また理論計算による導出だけでなく、代理反応を利用した測定も今まで以上に活発に進められていく事でしょう。

- 「複数の試料を複数の施設で測定する体制が整備されることで、誤差の議論が可能となり、真値への収束が進むでしょう。」

測定データには各実験者が妥当と思う誤差を評価しております。つけられている誤差には測定試料に起因するものと実験施設や解析法などに起因するものが主にありますが、現状の値付けされた誤差の妥当性の検討が十分ではなく、その結果、真値への収束を妨げていると感じております。

20年後には国際的な試料データベースの構築と海外の実験施設との連携の強化が行われ、試料を交換して複数の施設で測定する体制が整うでしょう。同一の施設での異なる試料の測定結果、若しくは同一の試料の異なる施設での実験結果を比較することが可能になります。これにより、試料起因の誤差と測定手法に関する誤差の切り分けが可能となり、つけられた誤差の妥当性をより深く議論することが可能となります。その結果、より早く真値への収束が進む事でしょう。

- 「新しい核データ測定のための施設が建設され、測定が開始されているでしょう。」

筆者は現在、J-PARC センターに設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)で実験を行っております。ANNRI は 2009 年に完成した大強度のパルス中性子源を利用できる実験装置ですが、残念ながら非密封 RI や核燃料物質を使用することができません。そのため、核分裂断面積の測定、U や Pu の断面積測定ができない状況になっております。核燃料物質の利用が可能なパルス中性子源としては京都大学にある電子線加速器がありますが、1965 年に完成した加速器であります。

20 年後には、予算を獲得して核燃料物質が利用可能な新たなパルス中性子源を用いた実験装置の運用が開始され、日本国内で核分裂反応を用いた実験が盛んに行われている事でしょう。(切に希望します。)

3. 終わりに

核データ部会創立 20 周年にあたり、20 年後の夢を語らせていただく機会を頂きました。安易な気持ちで引き受けたのですが、20 年後という（リタイア間近ですが）現役で部会に在籍している可能性が高く、（当然開催される）創立 40 周年の記念セッションでこの文章の答え合わせをすることになるかもしれません。20 年後のその時に、この夢が現実になっているように精進していきたいと思います。

なお、本文章はあくまでも筆者個人の私見、夢であり、所属組織を代表するものではありません。

*Atsushi Kimura¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

核データ部会、シグマ調査専門委員会 合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(4) 20 年後の未来へ、核データから道を切り拓く

(4) Towards the future: Explore science from nuclear data

*湊 太志¹¹原子力機構

1. はじめに

複雑極まる原子核の性質を分析・理解し、理学的・工学的応用のために数値データ化して整理するのが核データ評価研究の仕事である。「核データ」の存在意義は疑う余地もないが、核データ評価研究が本当に必要な分野であるか疑われる空気も全くないわけではない。将来も核データが原子力応用の基盤データとして存在し、社会のさらなる発展に寄与するためには、核データ評価の研究者はどのような活動を今後していくべきだろう。現在のユーザーからのニーズに応えるだけでなく、自ら科学の最先端を切り拓く姿勢や社会へのアウトリーチ活動が求められている。

2. 核データ評価の仕事

核データ評価は、測定された実験データを基に、評価者が原子核の特性を考慮しながら尤もらしい数値データを与える仕事である。また、評価した数値データがある特定の形式（例えば ENDF フォーマットなど）に変換して保守・管理する事も仕事である。時には、評価済みデータをモンテカルロ粒子輸送計算コードなどに使用できるよう、評価データを処理することも核データ評価の仕事として含む。応用上重要な核データの中で、主役となるのは中性子核反応断面積である。そして、中性子核反応断面積の核データ評価作業の半分以上を占めるのが、理論モデルによる断面積評価である。実験データは、全ての反応チャンネル（非弾性散乱、 α 崩壊など）や全てのエネルギーで測定されているわけではないので、理論モデルを用いて内挿および外挿するのである。

中性子核反応の核データ評価は、上述のように、入射中性子エネルギーに準じて開くあらゆる反応チャンネルに対応していなくてはならない。原子核は有限多体系であるため、その反応を統一的に記述できる理論はいまだ存在しない。そのため、与えられた系のエネルギー領域に特化した複数の異なる理論モデルを重ね合わせて、反応を記述するしかない。結果として、核データ評価者に要求される理論モデルの知識の幅は多様に及び、R-Matrix 理論、光学模型、統計模型、励起子モデルなどを筆頭に、それらのモデル計算コードを作動させるためのインプットデータを求める理論モデルも理解していなくてはならない。また、核データ評価者は、実験で用いられた手法の理解も必要となる。

このように核データ評価者は、まさしく核物理学全般のスペシャリストといっても過言ではない。核物理学の知識を備え、原子力応用に対する視点も備えた研究人材はそうは居ないだろう。もちろん、必ずしもその分野の専門家と同じくらい情報に精通しているわけではない。しかし、核データ評価の仕事を行なうためには、核物理学のスペシャリストになろうという気概は重要である。また裏をかえせば、核データ評価に従事すれば原子核の持つ様々な特性を知ることができる、ということである。

3. 核データ評価のいま

多くの先駆者の努力により、複雑極まる原子核反応の核データ評価は、理論計算においては明確に体系化されている。核データ評価研究の創成期に比べると、理論計算においてははるかに簡便になったと思われる。若手の核データ研究者はその恩恵を大きく受けている。もちろん、実験データから如何に尤もらしい評価値を与えるかは、いまだに評価者によって考え方が異なり、統一した手法は存在しない。

現在、核データ研究グループでは、廃止措置やバックエンドを支える基盤となる評価済核データを整備し核データライブラリ JENDL-5 として取り纏める作業を行っている。JENDL-5 では、構造材となる核種の再評価やこれまでなかった安定核種の収録、核分裂収率や不安定核種の崩壊データと水の中性子散乱則データの改良などを予定している。最近では、新しい光核反応の評価済データが JENDL に加わり、今後はさらに、重陽子核反応の評価済データが追加される予定である。これらは加速器や医療など、原子炉以外への核データ利用の需要が高まってきているためである。このように、核データ研究グループでは、中性子核反応以外の核データ評価ファイルにも視野を広げようとしている。

一方で、エネルギー利用という点で、既存の核データの性能は十分なレベルに達しているのではないかとこの声が国内外からちらほら聞こえてくる。共分散データの拡充や数 MeV～数 10 MeV 以上の高エネルギー領域における断面積評価など、まだ多くの改善すべき点が残されているが、改善する余地がなくなった核データ領域はこれから少しずつ増えてくるだろう。ユーザーのリクエストに対する努力の成果と言えるが、あるレベルに達するとニーズが無くなってしまいうのは、どんな工学的製品についても共通して言えることである。高度成長期に個人消費を支え、急速に発展した白物家電は、付け加えるものがないくらい高い性能を持った日本製よりも、安く使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。核データも十分なレベルに達した後は、高度な物理的知識を追加していくよりも、利便性を高めることが主体になってしまうのだろうか。

3. 将来に向けて

もしこのまま核データが、主なユーザーである原子力分野から要求されることがないくらい、高い品質に達してしまったならば、核データ評価者はそれ以上にいったい何ができるだろうか。上述のように利便性を高め、品質保証とともに輸送計算に必要な処理済の数値データライブラリをパッケージ化して、製品として外部へ売り出す営業マンに転職するのだろうか。それも正解であると思う。しかし核データのニーズは、核データ研究者の努力次第で、これからの 20 年さらに加速することができると思う。

加速のキーとなるのが、社会や他分野との相互作用を増やすことである。特に、(1) 核データ研究の問題点を他分野と情報共有すること、(2) 核データ研究で培った知見を宣伝活動することである。まず、(1) について議論する。核データ評価者は、現在の核データ評価手法に使われている理論モデルの一部に、原子核の特性を記述するうえで十分でない部分があることを認識している。例えば、励起子モデルの一粒子準位密度や相対論的効果などである。こういった改善の余地のある部分は、最新の核物理研究を利用して、修正していくことが可能であろう。しかし、その問題点を核データ研究に隣接する研究分野やユーザーと情報共有することは、必ずしもできていないとは言えない。このため、いざ「〇〇が核データの高精度化に必要」と主張しても、その波及効果を核物理研究者やユーザー側が容易に想像できず、協力や同意を得ることが難しい状況にある。核データ評価に関わる専門的な問題点をリストアップして公開し、分かり易い形で核物理研究者やユーザーと情報共有すべきではないだろうか。これにより、これまで見えなかった問題点や過小評価していた問題点を表面化させ、将来の核データ研究の動機になっていくのではないだろうか。

しかし(1)だけでは、核データ研究に加速度をつけるための推進力として十分ではない。そこで重要となるのが(2)であると考え。核データそのもの、および核データ評価で培われた技術や知見を、核物理や原子力を越えた分野へ活かすことである。医療や宇宙分野がその一つであるだろう。特に宇宙分野における核データは、原子力利用ほどの精度は求められていないため、ある程度の高精度化を達成することで、ブレークスルーを与えることができるかもしれない。しかし、医療や宇宙分野は既に核データの利用が行われており、即座に新しい変化が起きる可能性は高くない。真に加速度をつけるためには、これまで視野に入っていなかった分野について自ら積極的に情報収集し、可能性があれば共同研究を提案することである。特に、当たり前のことであるが、誰もやっていないテーマにチャレンジすることである。最初は小さな前進でも、研究の進展とともに可能性を見つけられることもあるだろう。白物家電がインターネットとつながり（いわゆる IoT）、さらには人工知能ともつながるようになった現代は、人々はその日のおすすめの献立情報を冷蔵庫のディスプレイから得ることができ、エアコンは最適な空調環境を提供できるようになった。核データも

異なる研究とのオーバーラップによってそのポテンシャルを引き出していくことができるのではないだろうか。

また今後、研究者は、社会に対してアウトリーチできることも必須になっていくだろう。社会に対する各機関の科学研究のアピール合戦は年々熱くなっているように見える。幸いにも、核データは既に様々な分野に応用されている。おそらく、アウトリーチで強く宣伝できる内容はいくらかでもあるだろう。アウトリーチによって核データの知名度を上げることは、社会という強力なサポーターを得ることでもあり、他分野に依らない独立した存在意義を持つことにつながる。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

4. まとめ

これからの核データ評価の研究者に期待したいことは、これまでの縁の下での力持ち的存在ではなく、自らが新しい研究分野を切り拓き、核データ以外の分野でも専門家となることである。そして、原子力分野からの安定したユーザー数に満足することなく、核物理や原子力を超えた他分野と積極的に協同研究を行ってその数を増やし、核データの重要性を高めることである。今後の大きな課題は、核データを通じた成果を国民に伝え、核データという分野を社会に根付かせることができるかどうかである。20年後には、これまで予想もしなかった潜在的な核データの可能性が見つかり、その応用が社会を豊かにしていることを期待したい。

*Futoshi Minato¹

¹JAEA