

Wed. Sep 16, 2020

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[1B_PL] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuyuki Kato (1. NDF)

[1B_PL02] R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masaaki Matsumoto (1. MRI)

[1B_PL03] Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*Hideki Yoshikawa (1. IRID)

[1B_PL04] Panel Discussion

*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵, *Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1D_PL] Necessary of Risk

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System

*Naoto Sekimura¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1D_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*Takashi Takata¹ (1. JAEA)

[1D_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[1E_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chairman of FPC)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Where is going Nuclear Power in Japan

*Shunichi Tanaka¹ (1. Former NRA)

Room F

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1F_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Chair:Takashi Matsuda(JNFL)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[1F_PL01] Introduction of Research Committee

*Tatsuya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1F_PL02] Innovative technologies Available for Reprocessing

*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)

[1F_PL03] Requirement for New Reprocessing

*Takashi Shimada¹ (1. MHI)

[1F_PL04] Panel Discussion

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[1J_PL] Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[1J_PL01] Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

[1J_PL02] Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[1K_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water

Reactors"

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Discussion Points of Technical Requirements
for the Next Light Water Reactors

*Taku Sato¹ (1. KEPCO)

[1K_PL02] Design Concept of the Next Light Water
Reactor for Extracted Discussion Points

*Seiji Arita¹ (1. MHI)

[1K_PL03] Implementation of Defense in Depth and
Technical Requirements for the Next Light
Water Reactors

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1K_PL04] Panel Discussion

Room N

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Sigma
Research Advisory Committee

[1N_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear
Data Subcommittee

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyusyu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[1N_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee
Inauguration

*Tadashi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02] For the 20th Anniversary of Nuclear Data
Subcommittee

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[1N_PL03] My vision for nuclear data research, what
we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

[1N_PL04] Towards the future: Explore science from
nuclear data

*Futoshi Minato¹ (1. JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation
Engineering Division

[1M_PL] Current status and prospect of neutron
measurement technology

Chair: Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[1M_PL01] Development and application of the neutron
standards

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[1M_PL02] Development of light-weight neutron survey
meter

*Tomoya Nunomiya¹ (1. Fuji Electric)

[1M_PL03] Development of diamond neutron detector

*Junichi Kaneko¹ (1. Hokkaido Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[1B_PL] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Future-oriented approach and exploration of challenges

Chair: Daisuke Sugiyama (CRIEPI)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuyuki Kato (1. NDF)

[1B_PL02] R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masaaki Matsumoto (1. MRI)

[1B_PL03] Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*Hideki Yoshikawa (1. IRID)

[1B_PL04] Panel Discussion

*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵,

*Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

バックエンド部会セッション

**福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—**

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³

¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介し、将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供する。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

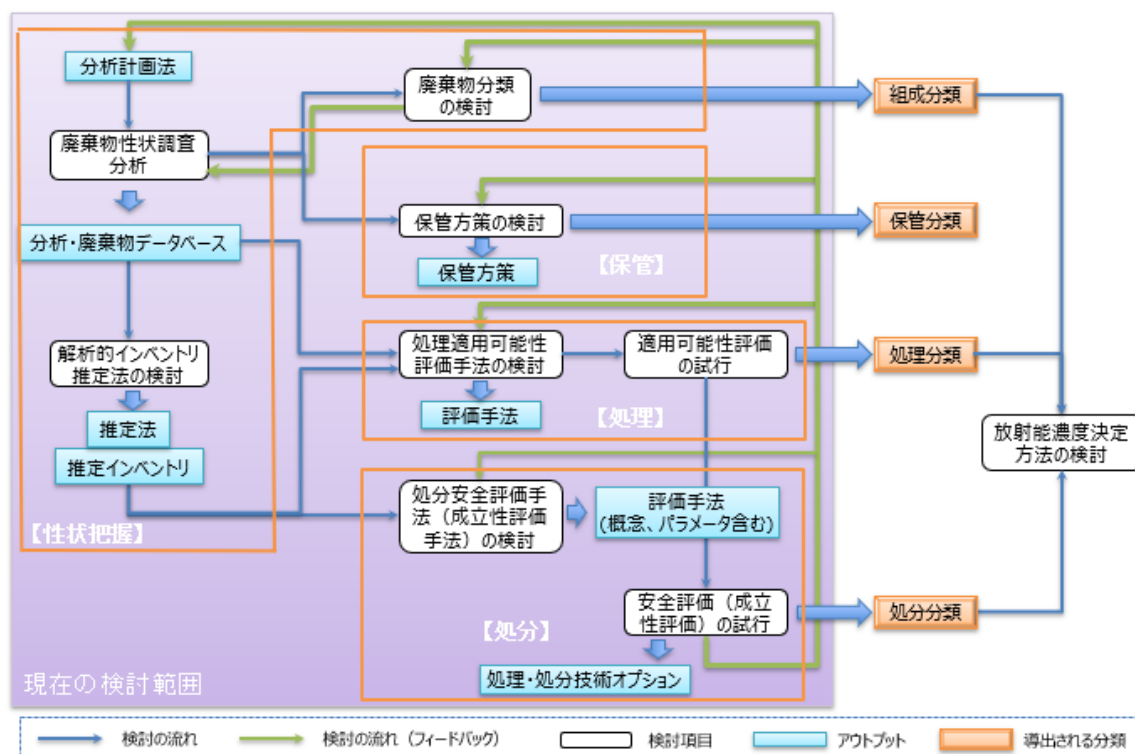


図1 IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射エネルギー）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射エネルギーの不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

バックエンド部会セッション

**福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—**

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³

¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介します。将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供します。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分の方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

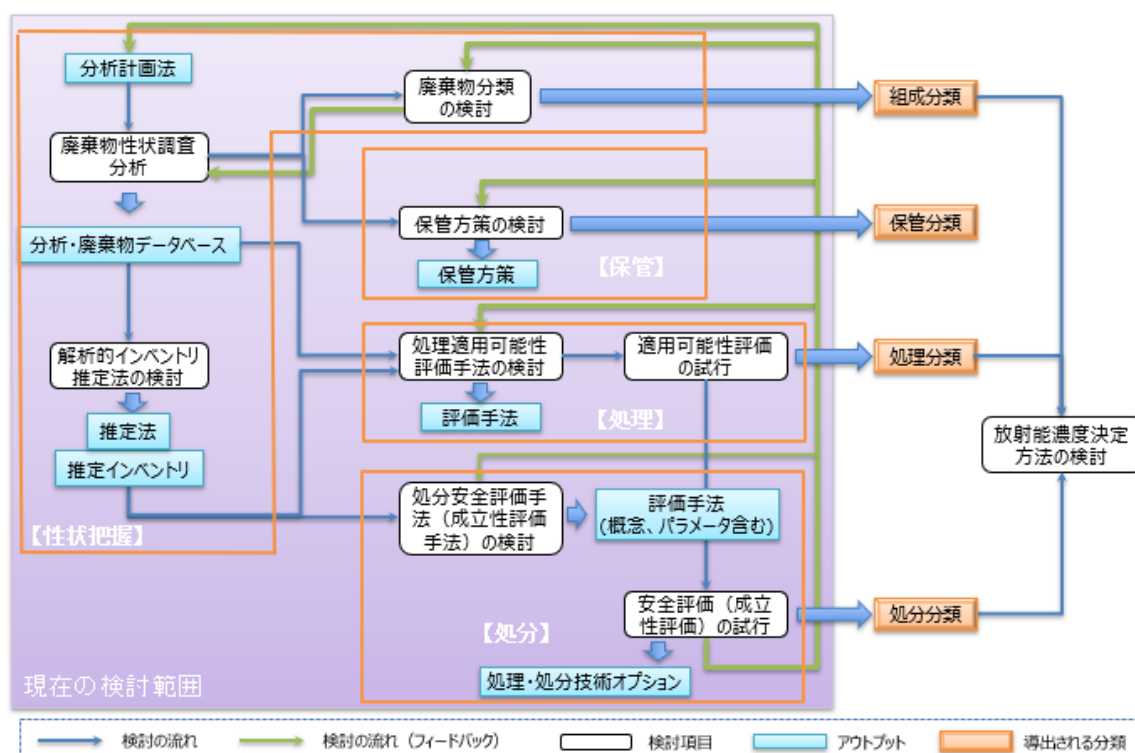


図1 IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射能量）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射能量の不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

バックエンド部会セッション

**福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—**

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³

¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介します。将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供します。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分の方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

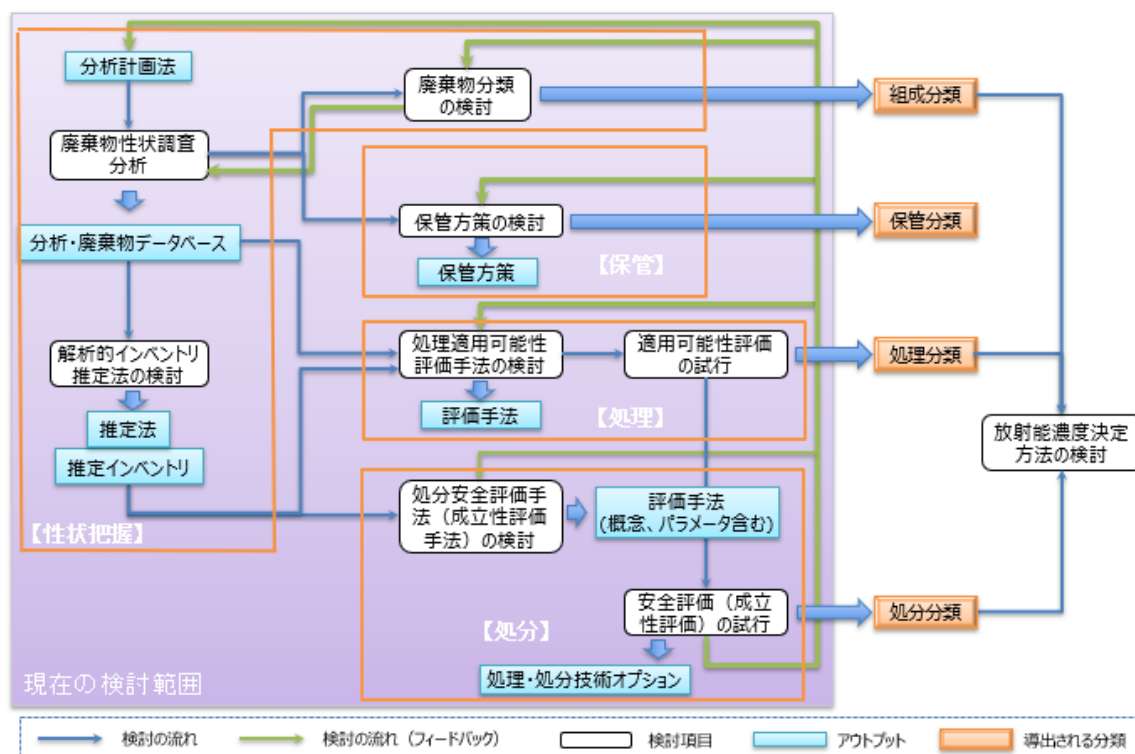


図1 IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射能量）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射能量の不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL04] Panel Discussion

Challenges for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Overall Process and Solid Radioactive Waste Management -

*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵, *Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

In the decommissioning work of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F), the storage, treatment, and disposal for the radioactive waste become more important with the progress of decommissioning. In this session, it introduces that the current status and future of radioactive waste on 1F decommissioning and R&D activities on 1F decommissioning in the project of decommissioning and contaminated water management, which has been carried out by support of the Ministry of Economy, Trade and Industry. In order to understand the issues related to radioactive waste management and to consider the approaches from the back-end of nuclear fuel cycle to promote the 1F decommissioning, this panel session discusses issues that should be addressed and studied in advance with focus on the completion of the decommissioning.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1D_PL] Necessary of Risk

Informed Applications in Standards for New Inspection System

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System

*Naoto Sekimura¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1D_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*Takashi Takata¹ (1. JAEA)

[1D_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

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 of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

(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

新検査制度については、規制機関、事業者が真摯な検討を続けてきており、2020年4月から本格運用がなされている。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といった上位概念を示したもの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み、活用されている。本稿では、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、深層防護をより確固たるものとし、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。決定論的に保守的な条件設定などによる対処だけでなく、不確かさを定量化して把握し、プラントシステムとしての安全という視点から適切な対処を行うことが求められている。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。リスク情報を用いた意思決定で行う確率論的解析について、Meserve 氏が挙げている利点[1]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、原子炉施設のような複雑なシステム系の挙動を不確かさとともに定量化できることから、継続的な安全性向上のためにも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、効果的な安全性向上につながることは難しい。そこで確定論的解析との補完的活用により、有効な意思決定ができる。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。

標準委員会ではこれらの意義を踏まえて 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複雑な原子力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。

新検査制度の実効性確保のために「統合的なリスク情報を活用した意思決定」の考え方を具現化していくことが重要である。ここでリスク情報は、PRA より得られる計算結果や知見だけでなく、決定論的考慮事項、深層防護、安全余裕、そして定性的なリスク評価も含んだ「統合方法」が確立されることが必要である。この考え方と方法については、2020 年 6 月に原子力学会標準委員会より IRIDM 標準[3]が発行されていて、新検査制度の本格運用に照らして時宜に適ったものと考えている。IRIDM 標準については 3 稿で詳述される。新検査制度では原子力施設と事業者のパフォーマンス監視に重点が置かれるが、IRIDM 標準においても、設備の状態だけでなく活動の状況も含めモニタリングを行い、問題点を抽出し解決につなげていくことを提示しており、原子力施設の継続的な安全性向上に効果のある方法である。

意思決定においては不確実さをどのステップで扱うかが重要である。不確実さを設計の余裕でみることも有効であるが、その後の対策実行・モニタリングも含めたトータルでみることで、不確実さに対する備えがより効果的となる。加えて、IRIDM に必要な基礎的なデータの蓄積や世界に視野を広げた知見の収集分析は、不確実さをより正確に認識することに有効であると同時に、継続のドライブフォースとして重要な役割を果たす。

新検査制度に関係する規格や文書等の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要であろう。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの体系を整備[4]しており、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。それらの整合性が確保されることが望ましく、学協会規格の高度化における課題である。

3-2. 取り組むべき点

新検査制度の運用に関しては、リスクインフォームドの取り組み、グレーデッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者を含む関係組織がそれぞれの役割を果たし、実効的な運用を進めるとともに将来にわたる人材を育成していくことが課題であると考ええる。

リスクインフォームドについては、上述のように PRA 結果だけでなく多くの要素を統合的に分析して、意思決定し実行するに留まらず、モニタリングによる問題抽出を新知見に照らして続けていくことの根幹をなしている。グレーデッドアプローチについては、意思決定においてベースになる考え方であり、その依拠する情報を明確にする客観的で理に適ったものであるべきである。新検査制度における SDP（重要度決定プロセス）や事業者の CAP（改善措置プログラム）につながるものである。

新検査制度には関係組織の役割と組織間のコミュニケーションが重要である。規制、事業者の双方の努力により安全性向上を達成することを理念にして、それぞれの役割に従い取り組むことになる。学協会の役割とコミュニケーションについては次項で述べる。

新検査制度は原子炉施設だけでなく、核燃料サイクル施設などについても対象としており、施設間の特性の違いと共通する安全性向上への考え方とを比較して取り組むべきである。たとえば「閉じ込め機能」でも施設の特性により深層防護を確保するための対応が異なるので、施設共通の一律の評価基準は適切ではない。原子力学会における核燃施設などにかかる取り組みについても、次項に述べる。

関係する各組織が今回の制度改革を契機に、将来にわたり継続的に必要な能力を有した人材が確保・供給できるように、組織内の教育プログラム構築、知識の拡充、深くかつ広く考察できる人材の育成に努める必要がある。

4. 日本原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会は、学术界、事業者や産業界、そして規制機関、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場を提供する。また原子力学会の他、電気協会と機械学会などが参画する「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年に発足した組織であり、相互理解と意見交換を通じたコミュニケーションの基盤を形成している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方に代表される上位の概念から、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きており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通的課題や協働を促す役割も果たしていく。検査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」、IRIDIM (Integrated Risk Informed Decision Making) が実現されることが重要である。

標準委員会では、表1に示すようにリスク情報活用の推進のために IRIDIM 標準や PSR⁺指針[5]を発行しており、PRA 標準の整備なども進めている。標準を実際の業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定めておくことも重要であり、今後とも産業界や電中研 NRRC における取り組みに期待したい。また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、議論を重ねて策定・改定を進めていく。さらに原子力学会内での協働も活発に行っていく必要があり、原子力安全部会、リスク部会、発電炉部会を始めとする部会活動との協働を図っている。たとえば原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施と中長期的課題について WG を設置して検討を行っている。リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設けて、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、これらの成果は標準委員会の標準へ反映されている。

また標準委員会では核燃料サイクル施設、研究炉等に関して標準の整備を行っており、再処理施設、燃料加工施設、廃棄物処理処分施設などの施設設備の設計、運用などの標準化に取り組んでいる。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーデッドアプローチ

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」ことが基本となる。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、その運用のポイントとなる。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し多様な保安活動を行う。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、などを組合せて高いパフォーマンスを達成していく。それらを事業者検査などを通じて改善していく。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い、気づき事項がある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対応措置の必要性を検討する。

この一連の流れが進められる過程で、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評価制度との関係を考察しておく必要がある。事業者の観点からみた新検査制度として CAP 活動を例にとれば、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と考えられる。さらに、事業者は保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。これらに加えて安全性向上評価制度の枠組みを活用して、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そして PRA 評価などを行い、総合評価を経て改善措置を決定していく。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評価されるとの好ましい循環が生まれていくこととなる。

図1と図2は、これらの多様な活動に適用されうる原子力学会標準を示したものである[6]。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価を行うステップを示しており、PSR⁺指針を活用することができる。またその具体的な評価方法については、IRIDIM 標準に示す多基準分析などの方法を適用することができる。

5. おわりに

2020年4月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。東京電力福島第一原子力発電所事故以降の規制基準適合性審査に加えて、我が国の原子力安

全の確保活動を大きく変革させようとしている。

本稿は、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を示した。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、事例を分析して、適用経験を標準に対してもフィードバックすることで、よりリスクを低減させていく活動を可能としていかなければならない。原子力学会標準委員会は、規制機関、事業者へ適切な考え方や標準を提供するとともに、原子力施設の継続的な安全性向上のための中核として機能するように、様々なステークホルダとの議論を一層、密にしながらその役割に取り組んでいく。

本予稿は、2020 年春の年会の内容に、新検査制度の実施状況を追加したものである。

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] 日本原子力学会, “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 : 2019, AESJ-SC-S012 : 2019,” (2020)
- [4] 原子力規制委員会, “原子力規制検査等実施要領,” (2019)
- [5] 日本原子力学会, “原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針 : 2015, AESJ-SC-S006 : 2015,” (2015)
- [6] 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 University of Tokyo, ²Japan Nuclear Safety Institute

表 1 標準委員会の PRA 及びリスク情報活用にかかる標準

分類	標準名
PRA	レベル1PRA標準:2013
	レベル2PRA標準:2016
	レベル3PRA標準:2018
	停止時PRA標準:2019
	PRA用パラメータ推定標準:2015
	地震PRA標準:2015
	津波PRA標準:2016
	内部溢水PRA標準:2012 内部火災PRA標準:2014
	PRA共通用語定義標準:2018
	PRA品質確保標準:2013
	外部ハザード評価方法選定標準:2014
	核燃施設リスク評価標準:2018
リスク情報活用	IRIDM標準:2019
	PSR ⁺ 指針:2015

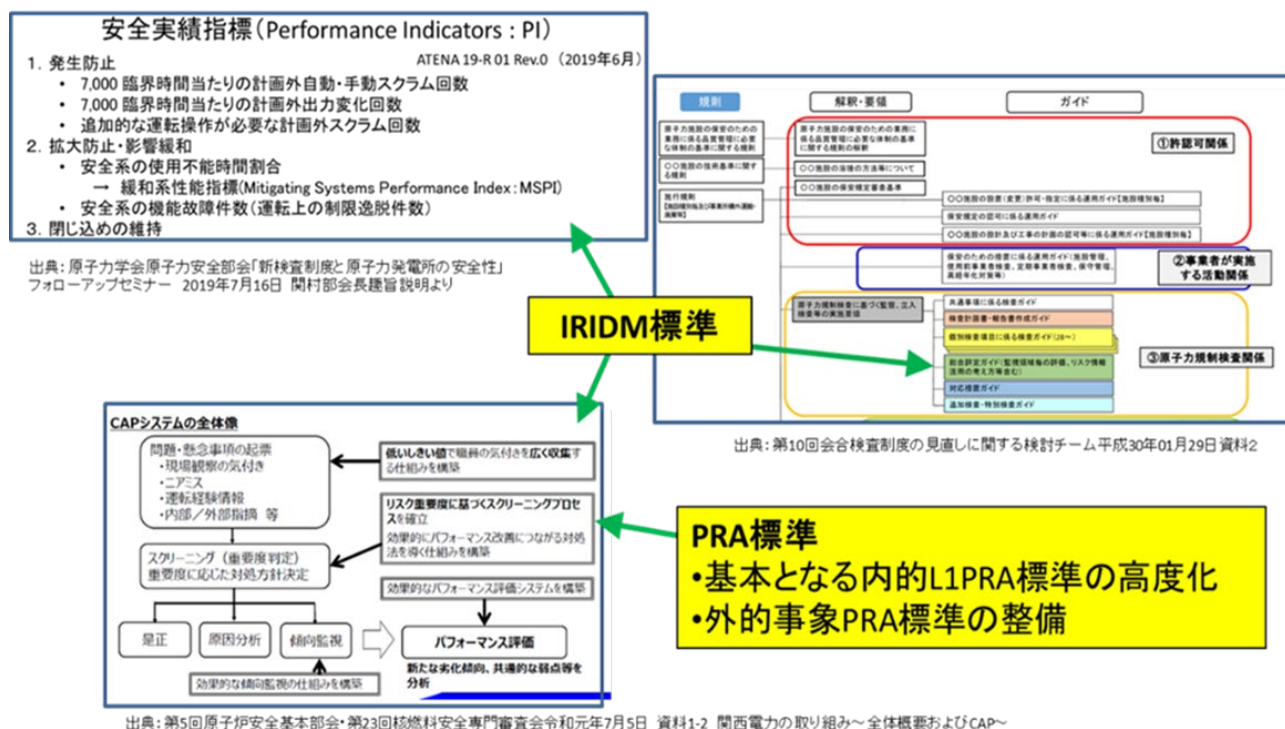


図1 新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

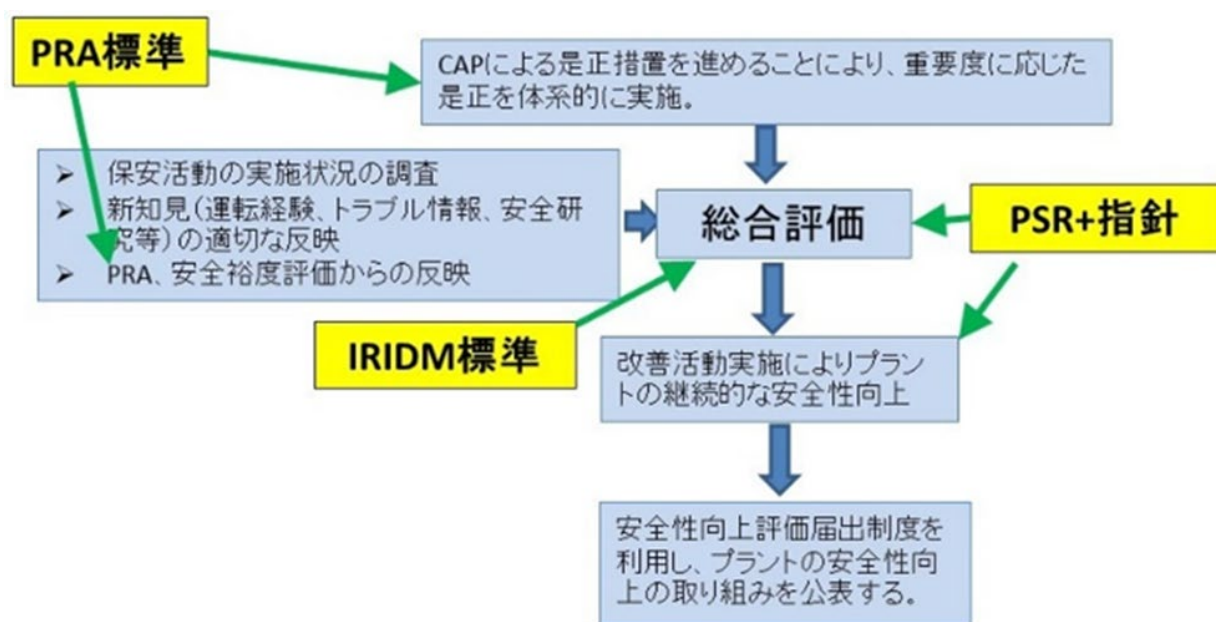


図2 新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

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 of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

(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、性能の規定（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

品質とは、JIS Q9001:2015（品質マネジメントシステム）[4]の定義では、「対象に本来備わっている特性の集まりが、要求事項を満たす程度」であり、脚注の中で要求事項は異なる利害関係者又は組織自身から出されることがあるとされている。品質におけるポイントは、要求事項は単に与えられるものではなく、実施者自ら考える必要があり、そのための基本的な考え方を各ステークホルダーで共有することが重要となる。

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。

2020年4月から正式に運用が始まった新検査制度では、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド[2]において、「詳細なリスク評価」として PRA を用いた Δ CDF や格納容器機能喪失頻度の変化（Change in Containment Failure Frequency, Δ CFF）の評価結果がリスク情報として活用されている（図2参考）。また、その際利用される「詳細なリスク評価」としての、PRA モデルの品質の適切性についてもガイドが示されている[3]。新検査制度では、「詳細」としてフルスコープの PRA を対象とし、その品質について学会標準や米国 PRA 標準を参考にガイドを設定している。原子力安全に係る重要度を評価する観点で、「詳細」がフルスコープを対象とすることは判断基準として妥当であると思われる。その一方で、本来「詳細」は、目的とする結果の詳細度に対して十分な品質を確保していることを意味することに留意する必要がある。新検査制度は全ての原子力施設に適用されるものであり、施設の特性を考慮した品質の確保が重要となる。

この品質確保の考え方は IRIDM 標準[5]における選択肢の総合的な優先付け（7.4.4 節）が参考となる。IRIDM 標準では定量的リスク評価はキーエレメントの一つであり、附属書 O および P に PRA に関する規定や参考も記載されており、これらも参照となる。総合的な優先付けでは、NUREG-1855 Rev.1[6]を附属書 R として補足している。

NUREG-1855 では、Stage B として、リスク評価に利用する PRA の範囲や詳細度（PRA scope and level of detail）を評価する（図3参考）。ここで重要となるのは、実際に必要とされる範囲や詳細度を特定すること（Identify）であり（Step B-2）、目的によっては必ずしもフルスコープの PRA は要求されない（以下、原文。*Not all portions of a full-scope PRA will always be required to evaluate an application. Furthermore, some portions of the required PRA scope may not be important to the decision process.*）。新検査制度において、効果的に PRA 評価を活用するためには、目的に応じた「詳細」度としての品質の基準を明確にすることが重要となると考えられる。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「完全性の不確かさ（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り、「詳細なリスク評価」として妥当であるといえる。

一方で品質には、不確かさの程度に代表されるように、明確な閾値での基準化が難しいものも含まれている。PRA の実施においては、評価結果に含まれる不確かさとしての適用限界を認識し、その適用限界を PRA が持つ品質の一つとして共通的に理解し、評価から得られるリスク情報を有効に活用することも重要となる。

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、**事業側および規制側を含めた**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を**ステークホルダーとの議論を踏まえ**提示し、共通認識を醸成することが重要と考えられる。また共通化された考え方をもとに、品質確保を要求・実施する側でその実践例を積み上げていくことが必要となる。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。また一方で、PRA を含めた定量的リスク評価手法の適用事象の拡張（**新検査制度において適用可能となるリスク評価の対象や範囲の拡張**）や、評価手法としての先進的な考え方や方法論についても、学協会の一員としてその進展に貢献することが重要となる。

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。

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。

本予稿は、2020 年春の年会予稿からの転載に、2020 年 4 月から本格運用が開始された新検査制度に関する考察を追加したものである。

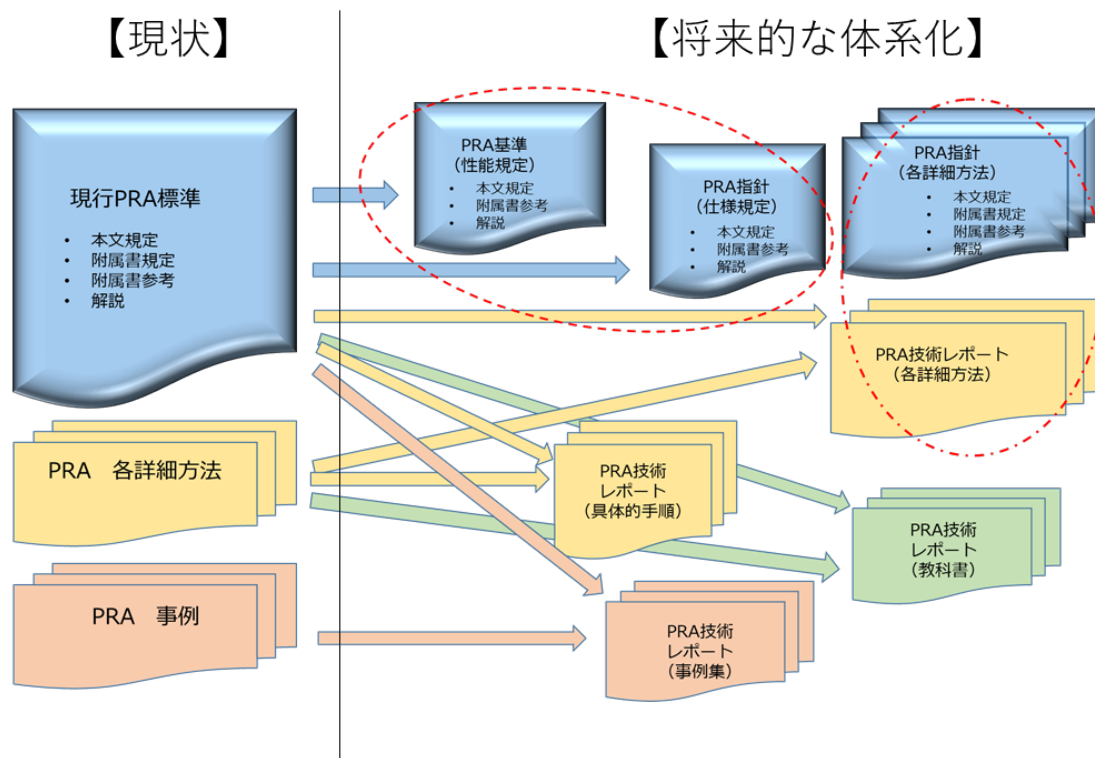


図1 PRA 標準の体系化イメージ

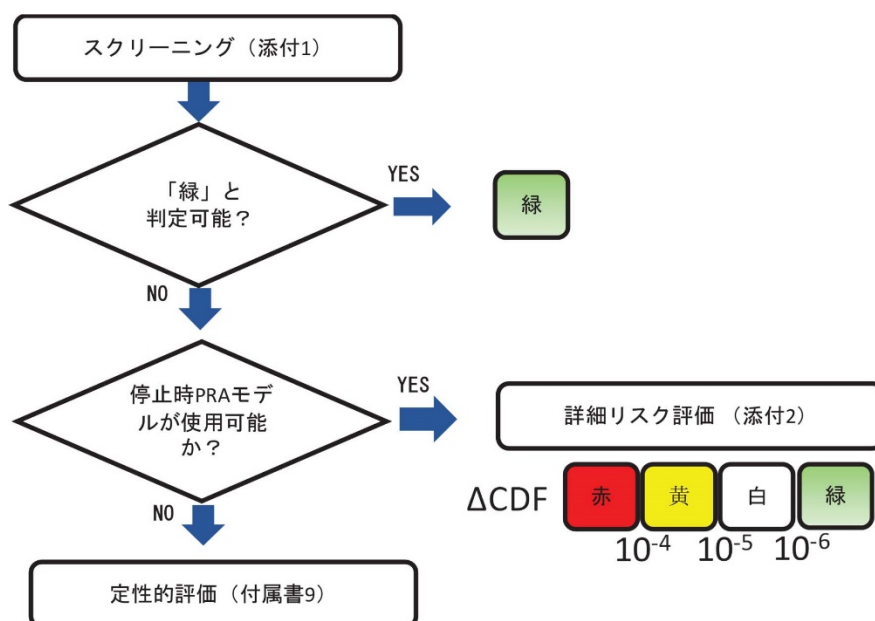


図2 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー（停止時）[2]

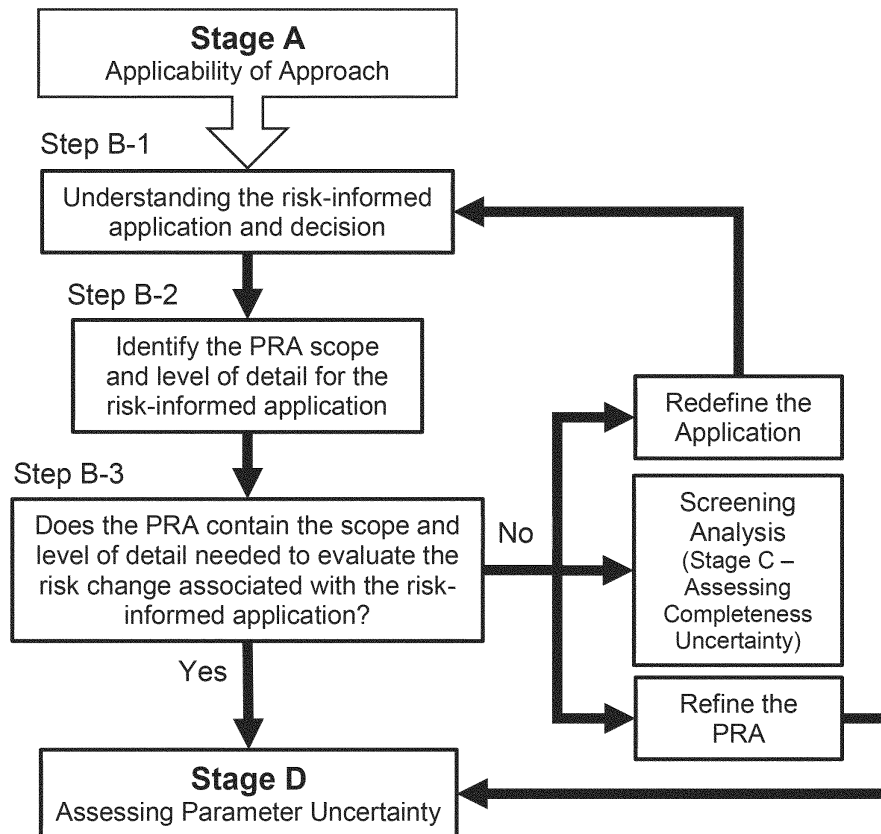


図3 NUREG-1855 における Stage B（Assessing PRA scope and level of detail）概要[6]

参考文献

- [1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.
- [2] 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド, GI0007_r0, 原子力規制委員会, 2020.
- [3] 原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性ガイド, GI0010_r0, 原子力規制委員会, 2020.
- [4] JISQ9001:2015 (ISO9001) 品質マネジメントシステム, 2015.
- [5] 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：2019”, AESJ-SC-S012: 2019, 2020.
- [6] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

*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¹¹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關するタスクの成果[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」（以後 IRIDM 標準と呼称）として 2020 年 6 月に発刊された [3]。

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

検査制度の見直しによって、プラントを規制基準へ適合した状態に維持すること、及びそれを確認することに関する一義的な責任が原子力事業者にあることがより明確になり、使用前業者検査と定期事業者検査の実施義務が規定された。また、事業者は設置許可段階から運転段階までを包含した品質保証体制を整備することが求められた。一方、規制機関は事業者の保安活動全般を包括的に検査し、その検査結果に基づいて総合的な評価を行って、次の検査に反映していくことになった[4]。

設計レベルで安全性を確認した段階から更なる安全性向上を目指すためには、安全上の重要度に応じて効果的にリソースを配分する工夫が必要である。現実的に、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し、運転期間中にプラントの状態の変化に気付くこともあるだろう。しかし、良くない事象に関する指摘の数と、プラントの安全確保水準データの間に、必ずしも正の相関がある訳ではない。このことを被規制者である NEI が定量的に示し[5]、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、日本の新検査制度が手本とした米国の ROP (reactor oversight process) である。安全上の重要度に応じた効果的な活動を実現するためには、客観的な指標であるリスク情報の活用が求められる。

新しい原子力規制検査のポイントは、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。

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機器等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。

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。関係者の多くは「白を取られないこと」ばかりを気にしてしまうかもしれない。現実問題として SDP へと進む事象はごく少数だろう。とはいえ事業者は、旧来の正処置プログラム (CAP) を拡張することで、リスク情報に基づいた指摘への対応に備えている。発電所では、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告をすべての階層の職員から報告される仕組みが構築され、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が整備されている [6]。安全上重要な課題に集中することで、有限のリソースを効率的に利用して安全性を高めることが期待されている。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準については、標準制定の取り組み自体が国際会議等で高く評価されている一方で、リスク情報の活用が期待されている現場からは「難しい」「具体的にどのように使うか分かりにくい」といった声もあるようである。この図書は、リスク情報抜きでは考察できない難しい問題を解決する方法を包括的に取りまとめた標準であるから、個別の問題に適用するには工夫が必要である。

では、検査の枠組みにおいて、IRIDM プロセスはどのように実施されるのだろうか。検査は、設計レベルで安全性が確認されているプラントにおいて、不測の変化に対応すると共に、安全性を更に向上させるための行為である。検査では、プラントが設計通りに作られていることを確認するだけでなく、設計の意図を運転や保全活動に携わる要員が理解し、設計思想に沿ったプラントの運用が担保されることを見ていく必要がある。残っている課題の多くは、プラントの設計思想に基づく判断と、その他の重要な要素とが上手に調和しないことの結果である。例えば、原子力安全の観点からは好ましくない作業手順が、労働安全（又は作業効率、被ばく低減、核物質防護）を重視してきた結果として残っているかもしれないが、この問題を解くためには設計要件や PRA の数値に着目するだけでは不十分である。現場の作業員の教育や力量評価、作業要領書等の改訂、作業毎のリスクアセスメント、工事日程や作業リソースの管理ツールなどの中に、設計や PRA モデルからの洞察を織り込む必要があるし、原子力安全と他の要素をどのように調和させるかを具体的に検討することも大切である。机上の空論を避けて具体的かつ実効的な提案を出すため、可能な限り現場に近いレベルで検討することが望ましい。要素毎の評価精度の確認（例えば、工程あたりの ΔCDF の推定値と従業員被ばく量の推定値は相互に比較して良い精度になっているか）も必要だろう。判断の根拠を検証可能にし

ておくことは、意思決定結果をモニタリングする観点からも重要である。

IRIDM 標準は新検査制度と直接対応している訳ではないが、このような問題を扱うための手順を具体的に定めている。附属書（参考）において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える図書となっているが、本文規定は 36 ページであり、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、意志決定者、及び分析者を主語とした実施基準である。意志決定者とは、解決すべき問題に対する権限を有する者であり、経営者だけでなく、部門や現場の長が該当することもある。効果的な問題解決には、なるべく低いレベルで意志決定が行われることが重要になる。「意思決定者」という用語には、これらの長が「関係者とコミュニケーションを取りながら形成した知識を利用して、個人の効用関数を最大化するために決定を下す」という含みがある。個人の効用関数と安全性向上に正の相関をもたせることが、安全のための組織文化を醸成する目的である。

意志決定は個人の知識と選好に依存するから、意志決定者が関係者とのコミュニケーションを行って判断に必要な材料を収集することや、意志決定の反響を確認することが重要である。そこで、IRIDM 標準では、IRIDM プロセスに求められるコミュニケーションの特徴をまず記載した(7.1 節)。その上で、IRIDM プロセスに乗せるべき問題を特定するための情報収集(7.2 節)、情報を分析して「何が問題か」を決めるプロセス(7.2 節)、特定された問題を解するための具体的な選択肢を提案するプロセス(7.3 節)を定めた。組織内で情報や問題意識を共有する方法は、前提とする組織構造や構成員の雇用形態に強く依存する。海外の事例を参考にしながら一般的な IRIDM に関する図書を実施基準の形に書き下ろすにあたり、日本の組織において合理的な方法を定義するために、かなりの議論が交わされた。

選択肢はキーエレメントと呼ばれる 7 つの観点に基づいて分析し(7.4 節)、意志決定者が最良と考える選択肢を決定する(7.5 節)。個々の観点について、どのように情報を収集して評価するか、情報の不確かさをどのように扱うか等を附属書で可能な限り具体的に示した。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、規定に織り込むと共に、意志決定を実施する段階でのリスクマネジメントの方法(7.6 節)や、結果のモニタリング(7.7 節)についてもプロセスとして明示した。

4. 今後に向けて

IRIDM 標準は、リスク情報を用いた分析が必要で、かつ設計要求とリスク情報だけにに基づいて解決することはできない問題を扱うための標準的なプロセスを定めた実施基準である。今後は、IRIDM 標準を参考書として、個別の具体的課題への対応が検討されていくことだろう。例えば、原子炉運転中にオンラインメンテナンスを行うには、 ΔCDF 等の数値に基づいて実施可否を判断するだけでは不十分であり、オンラインメンテナンスに関する意志決定基準をプラントの保安活動の全体方針と調和させるための丁寧な作業が求められるだろう。IRIDM 標準は、そのためのプロセスを丁寧に規定したものであり、PRA の数値目標を提供しているだけではない。分科会としても、本文規定全体の流れを理解して頂けるよう、啓蒙活動を行ってきたい。

検査の過程で見出された問題を分析した結果、特定の機器等において、設計要件と他の要素（例えば、PRA や訓練のパフォーマンス）とのバランスが悪いことに気付くことがあるかもしれない。据わりの悪い設計要件が規制基準に紐づくこともあり得るだろう。IRIDM 標準は、設計要件と他の要素とが相反する状況にも適用することが可能であるし、原子力事業者以外の実施主体が IRIDM プロセスを実行できるように記載さ

れている。新検査制度の中で、事業者の取り組みから得られた知見を規制活動の継続的向上のためのインプットとして活用し、規制機関が自らの検査や審査の指針を改善していくことに期待したい。

さまざまな判断材料を集めて意志決定する IRIDM プロセスと、さまざまな研究開発や運転経験から得られた情報に基づいて知識を標準化するプロセスには類似点が多い。IRIDM 標準は「最新の科学的知見を含める情報収集」の方法を規定しているが、われわれは研究開発と標準策定の現場間で効果的なコミュニケーションをはかれているだろうか。意志決定の在り方を改善することで、標準策定活動のパフォーマンスを向上させることはできないだろうか。IRIDM 標準の策定に合わせ、IRIDM プロセスを踏まえた標準制定プロセスの改善にも期待したい。

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] 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 : 2019」 AESJ-SC-S012: 2019 (2020)
- [4] 原子力規制庁長官官房制度改正審議室 「検査制度の見直しについての説明」 検査制度見直しに関する事業者説明会 資料 (2017 年 5 月 10~31 日) <https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/201706/RRO/index.html>
- [5] Towers Perrin “Nuclear Regulatory Review Study” (1994)
- [6] 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)

*Kenta Murakami¹

¹Nagaoka University of Technology

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

2020年4月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。

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り、本セッションでは、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を論じる。

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、参加者と意見交換を行う。

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[1E_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chairman of FPC)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Where is going Nuclear Power in Japan

*Shunichi Tanaka¹ (1. Former NRA)

フェロー企画運営小委委員会セッション

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、「ダーウィンの海」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うい状況にある。

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. 原子力利用の現状

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れば、

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針である。

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効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。其のうえで、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。

（注）本稿は 2020 春予稿からの転載である。

*Shunichi Tanaka¹

¹Former NRA

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation,
The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1F_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Chair: Takashi Matsuda (JNFL)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[1F_PL01] Introduction of Research Committee

*Tatsuya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1F_PL02] Innovative technologies Available for Reprocessing

*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)

[1F_PL03] Requirement for New Reprocessing

*Takashi Shimada¹ (1. MHI)

[1F_PL04] Panel Discussion

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利
電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagao Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利
電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也

長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利

電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆

三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagao Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[1F_PL04] Panel Discussion

Future nuclear systems are expected to be only extension of existing technology, e.g., energy use, but also expand into various fields. In the future nuclear system, nuclear fuel reprocessing process must play a role as a key platform of the nuclear fuel cycle. In this session, we would like to discuss the future ideal nuclear system, nuclear fuel reprocessing system, and nuclear fuel cycles.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network

[1J_PL] Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[1J_PL01] Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

[1J_PL02] Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(1) 福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*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）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3 号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021 年見込み）』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討には、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29 年度）」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWR プラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等）、ミュオン観測や様々な SA 解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV 内部観察の結果、1F で取得されたサンプルの分析、従来実施された SA 模擬試験、TMI-2 事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している 1～3 号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPV および PCV 内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。表 1 は堆積物の種類や破損状態を示す凡例である。まず、RPV 内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（ UO_2 燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には熔融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

表 1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ(多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ(金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD(内部にデブリ)
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物(材質不明)

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持した、あるいは破損・崩落した制御棒案内管 (CRGT: Control Rod Guide Tube) の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構 (CRD: Control Rod Drive) 内への侵入、金属系デブリ (合金あるいは化合物) の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペDESTAL (RPV 直下の円筒形の領域) とドライウェル (ペDESTAL の外側の領域) については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3. 1 号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器 (IC: Isolation Condenser) による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペDESTAL に移行したと推定されている。ペDESTAL 移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペDESTAL 内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

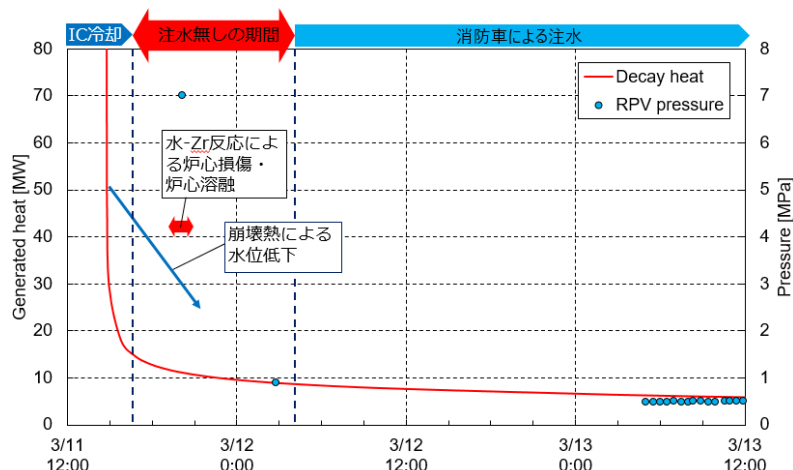


図 1 1 号機の事故シーケンスの概要

2-4. 2 号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System) により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業 (SRV 手動開) を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部 (BAF: Bottom of Activated Fuel) 以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件 (水蒸気枯渇条件) で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模な炉心物質の崩落や、冷却水と炉心物質との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が高い [3]。

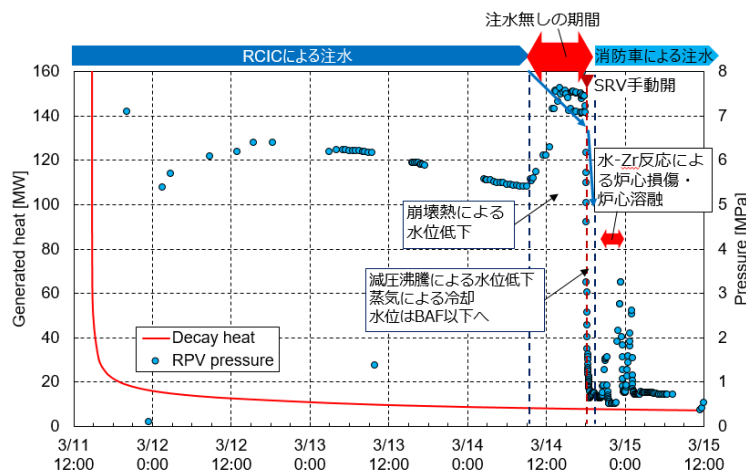


図 2 2 号機の事故シーケンスの概要

2-5. 3号機の事故進展の概要

図3に3号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3号機では、RCICと高圧炉心注水系（HPCI：High Pressure Coolant Injection）が3月13日の2時ごろまで稼働した後、消防車による注水が始まるまでの約8～10時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融開始したと評価されている。このため、燃料崩落前にZryの酸化がかなり進行した可能性がある。このことから、2号機と3号機では、燃料物質が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性が唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペデスタル移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

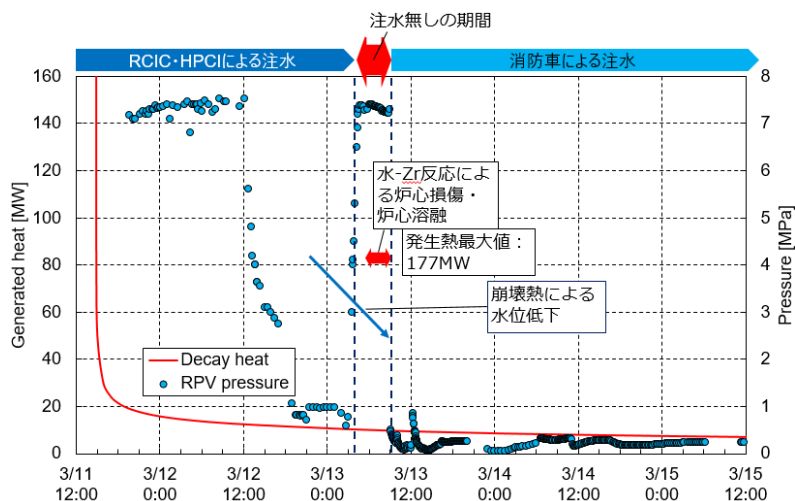


図3 3号機の事故シークエンスの概要

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとでの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1号機の炉内状況推定図

図4に1号機の炉内状況推定図を示す[3]。1号機では、RPV内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRDには燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV内では、ペデスタルからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPVから崩落してきた炉心物質とペデスタル内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI：Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペデスタル底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCIが大規模に発生しなかったシナリオ（後の3号機に類似）では、コンクリート面上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

また1号機のドライウェルには、最大1m以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズのU含有粒子として少量検出されている。

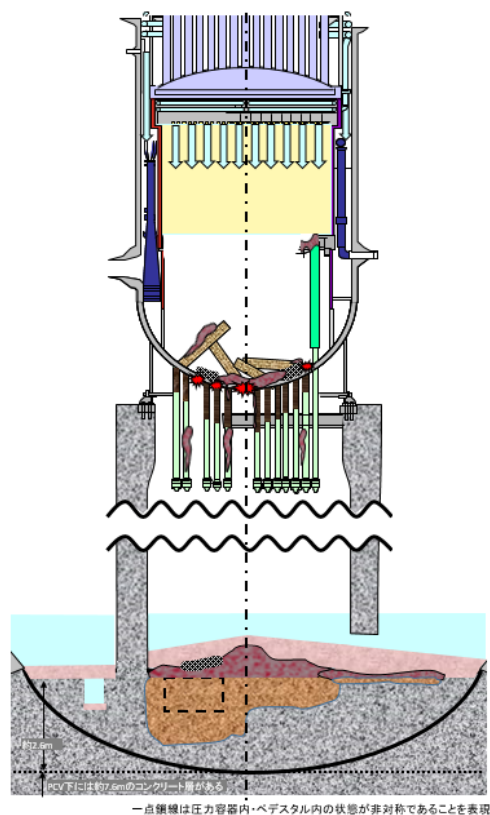


図4 1号機の炉内状況推定図

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、熔融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その特性が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt% であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん熔融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、熔融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん熔融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要がある。いったん熔融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。 $\text{UO}_2:\text{ZrO}_2$ のモル比として 1:3 (TMI-2 事故) から 2:3 程度 (VULCANO 試験) が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破碎したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリの可能性がある。その一部がペデスタルに崩落した可能性がある。

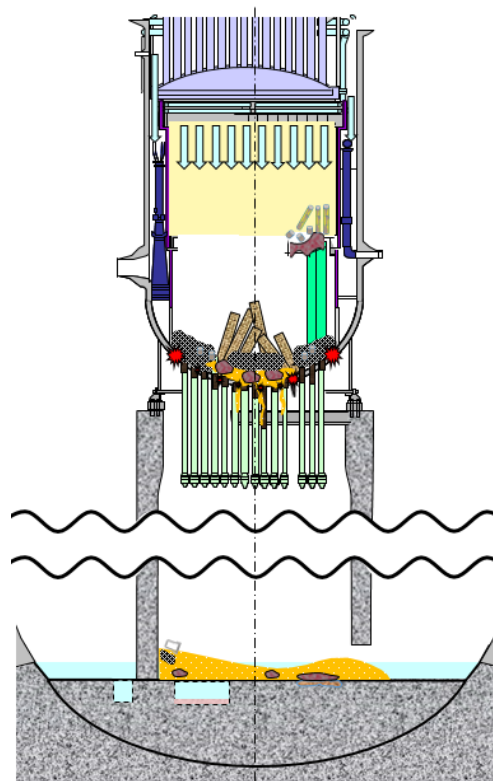


図 5 2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペデスタルには、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量(最大で 1mol%程度)含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペデスタルに少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペデスタル移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペデスタルには、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペデスタルコンクリート面の上に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した金属系の構造物が完全に熔融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に熔融した状態ではなく、固体と液体の混合状態

であった可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペDESTAL堆積物質はその2～3倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要がある。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

4. まとめ

現時点で、原子力機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿ではPuの分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロにはUに同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、PuとUでやや挙動が異なるため、Puを含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

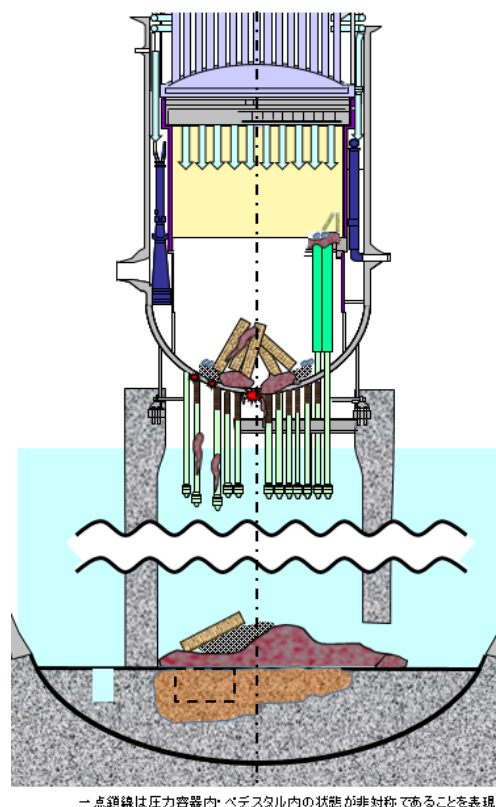


図6 3号機の炉内状況推定図

参考文献

- [1] 国際廃炉研究開発機構, “廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
- [2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
- [3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581. (in press)
- [4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles,” International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, <https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf>

*Masaki Kurata¹

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

※2020 春予稿からの転載

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(2) 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力 HD 福島第一原子力発電所 (1F) からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器 (PCV) 内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F 燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F 各号機の PCV 内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力 HD と国際廃炉研究開発機構 (IRID) を中心に進められており [1]、1F の事故進展解析、TMI-2 燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の 1F 燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV 内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている [2]。図 1 は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV 内の主なガンマ線源は、1) 溶融燃料から放出された ^{137}Cs 、2) 事故前に燃料集合体または炉内構造物中の微量不純物の放射化により生成された ^{60}Co 、および 3) 原子炉圧力容器 (RPV) 底部及びペデスタル内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計 (付与エネルギー領域全体で積分された電気信号) によるガンマ線測定だけでは、汚染 Cs と燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV 内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しきであろうという点である。

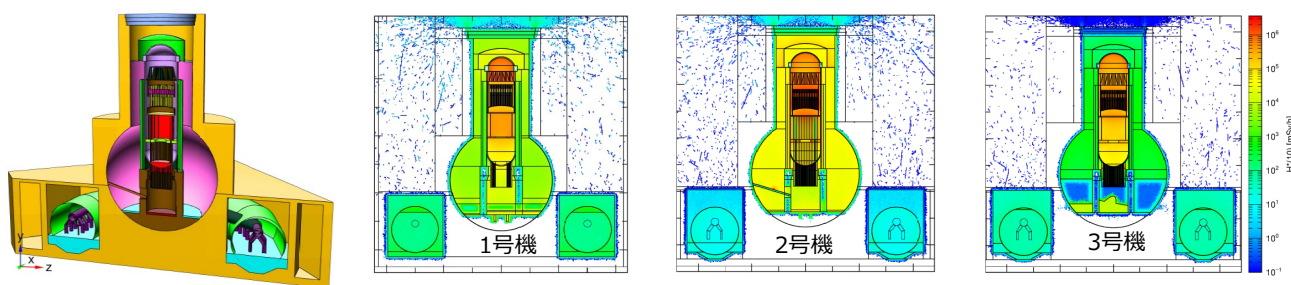


図 1 PCV 内線量率計算モデルと 2021 年 3 月時点の線量率分布予測結果の例

PCV 内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染 Cs と区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる [3]。

*Keisuke Okumura¹¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

- ^{134}Cs や ^{137}Cs ($^{137\text{m}}\text{Ba}$) による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチノイド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、 ^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce (^{144}Pr) の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、 ^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、 ^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図 1 に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、 ^{60}Co の 2 本のガンマ線 (1.17 MeV, 1.33 MeV) と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチノイド核種の α 崩壊による (α, n) 反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、 $10^5/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で $10^2/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n, γ) 反応や (n, f) 反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、 $\text{H}(n, \gamma)$ 反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. 1F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるのは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を 1F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、1F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

- 1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
- 2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
- 3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
- 4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
- 5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
- 6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
- 7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
- 8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある (例えば未燃焼燃料)。

【測定量から核燃料物質質量評価に係る課題】

- 9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
- 10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
- 11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
- 12) 初装荷炉心で約 3 ヶ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が熔融混合しており、燃焼度範囲が広い (0~50 GWd/t) ため、燃焼計算による組成把握が困難。
- 13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
- 14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
- 15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

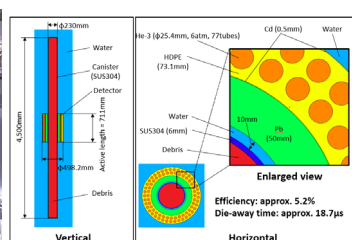
4. 燃料デブリの核燃料物質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法(LIBS) [6]や、可搬型高エネルギーX線源を用いた2色X線CTスキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図2に示す4つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミュレーションベースで行ってきた[8~10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

パッシブ中性子法 (パッシブ中性子同時計数法)

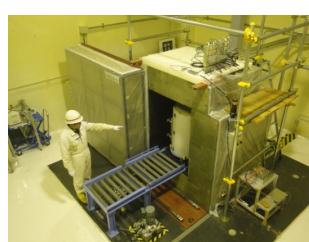


MOX燃料用非破壊測定装置
(JAEA/プルトニウム燃料技術開発センター)

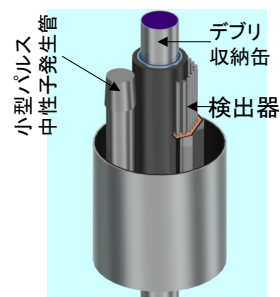


デブリ収納缶非破壊測定
シミュレーションモデル

アクティブ中性子法 (高速中性子直接問いかけ法)

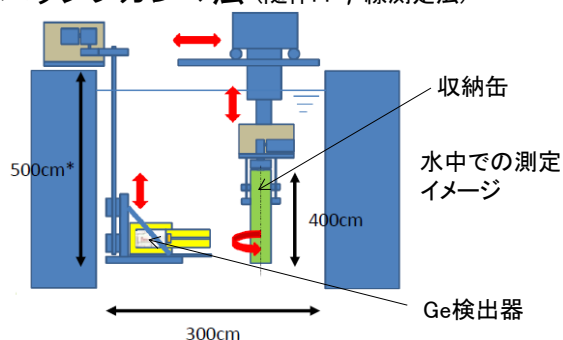


ウラン廃棄物用(JAEA人形峠)
の非破壊測定装置

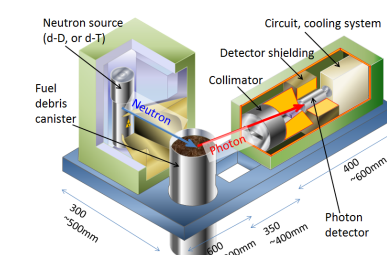


高速中性子直接問いかけ法による
デブリ収納缶非破壊測定装置

パッシブガンマ法 (随伴FPγ線測定法)



アクティブガンマ法 (NIGS法) 電力中央研究所



NIGS (Neutron Induced Gamma Spectrometry)
法によるデブリ収納缶NDA測定体系イメージ

図2 燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の4手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、 ^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は2次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴FPγ線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法(ファイマン α 法など)を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、 α 汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位(主に燃料デブリ)については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

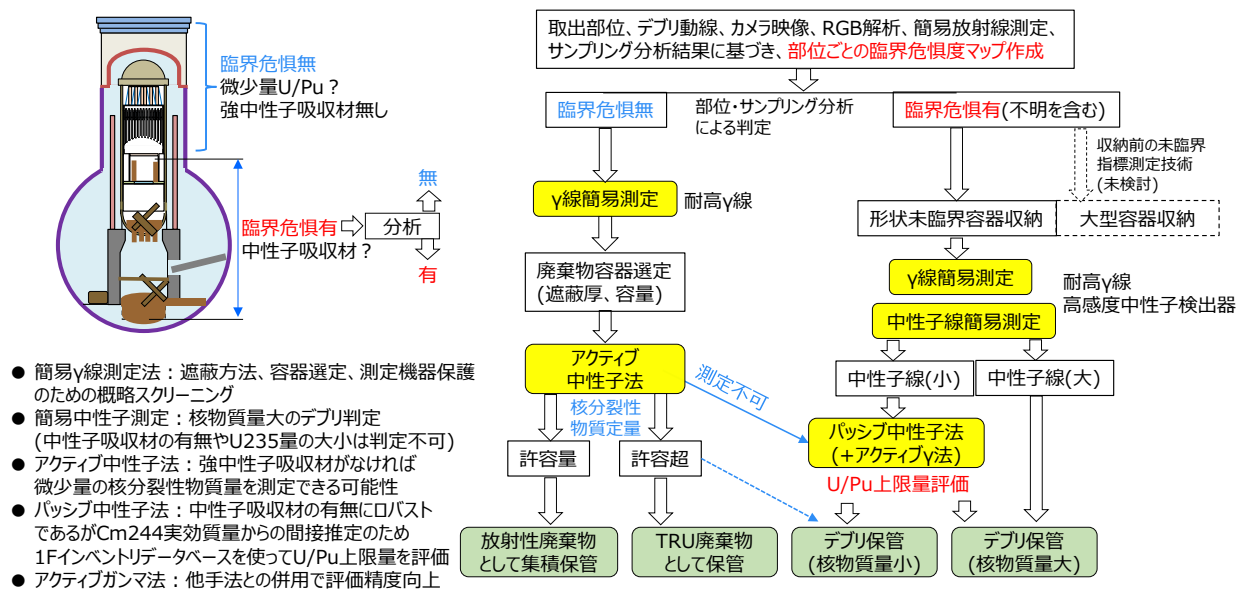


図 3 燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質質量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、 ^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

- [1] IRID, 研究開発公開資料, <http://irid.or.jp/research/>
- [2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Progress in Nucl. Sci. and Technol.* 6, pp.108-112, (2019).
- [3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 922 (2019).
- [4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」
<https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/>
- [5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].
- [6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文, 他, “レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) -,” *JAEA-Research 2016-005* (2016).
- [7] 小沢壱生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].
- [8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介, 他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18~2D23]、2017 年秋の大会[3L14~3L17].
- [9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Energy Procedia*, 131, 258 (2017).
- [10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 617 (2019).

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[1K_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"

Toward Safer and Better Optimized Design

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Taku Sato¹ (1. KEPCO)

[1K_PL02] Design Concept of the Next Light Water Reactor for Extracted Discussion Points

*Seiji Arita¹ (1. MHI)

[1K_PL03] Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1K_PL04] Panel Discussion

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"
- Toward Safer and Better 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(1F 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(特重施設)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。

なお、本企画セッションでは WG 成果の概要報告にとどめるが、技術検討の詳細については、日本原子力学会原子力発電部会の HP(<http://www.aesj.or.jp/~hatsuden/>)で公開している WG 報告書をご覧頂きたい。

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、現在の社会状況を踏まえると次期軽水炉の設置には計画から運開まで 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、現時点で設置許可に向けた準備に取り組む必要があると考えられる。

一方、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、事業者は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をとることが可能となる。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 月に原子力学会の場に広い見地から議論する 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検討を実施した。議論に当たっては、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 の活動期間は 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)

次期軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を考慮できるため、1F 事故の経験を踏まえてより安全かつ合理的な安全対策を講じることが可能であると考えられる。従って、本 WG では、まず既設炉の安全対策の経験も踏まえ、安全対策の最適化の余地の観点などから議論の対象となる項目を整理した上で、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。

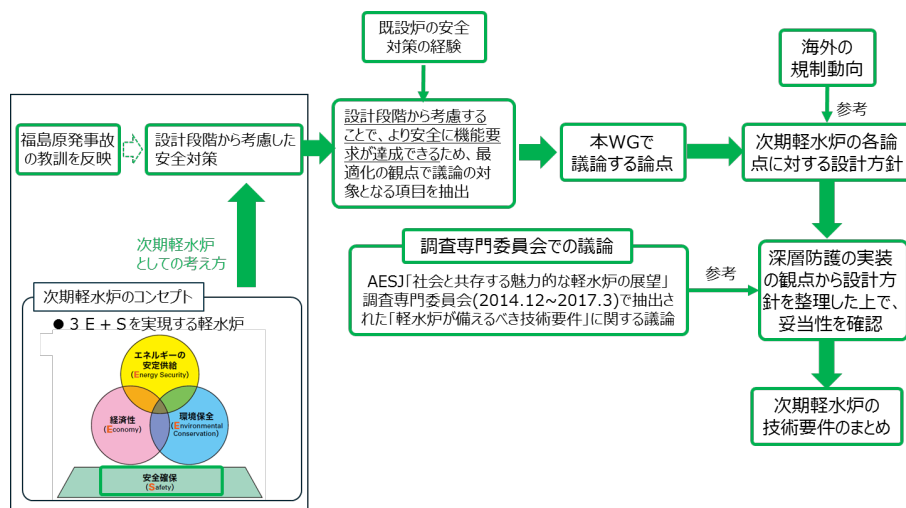


図 1 本 WG の検討プロセス

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 1F 事故の教訓及び新規規制基準で強化／新設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、安全確保の実装の考え方として、既設炉と同じものと既設炉から変更し得るものに分類できる。ここで言う「安全確保の実装の考え方」は、安全確保のための根本的思想や概念、原則を基礎として、その実装方法を選択する上での考え方をいう。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓ 既設炉と同じ安全確保の実装の考え方については、実機設計で具体化する。
- ✓ 既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し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

1F 事故の教訓及び新規規制基準で強化／新設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、安全確保の実装の考え方を変更し安全対策の最適化を図ることができるという観点で以下の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確保の実装の考え方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、恒設設備(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、設計基準事故対処設備(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
- 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、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、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規制基準について(概要)、2016年2月

注：本予稿は、2020年春予稿から少し表現を見直したもの

表 1 安全確保の実装の考え方の観点からの論点抽出

	新規規制基準で強化／新設された規制要求	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、裕度の更なる向上や頑健化として建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化等に対応でき、安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、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)	◆ 外部電源ラインの多重性確保という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、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実装の考え方を変更し得るため、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、裕度の更なる向上としてトレン間の区画分離を徹底した配置計画等に対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、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、裕度の更なる向上や頑健化として、堅牢な建屋、防火帯等に対応でき、外部ハザードの影響を建屋内に持ち込まないという安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、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、裕度の更なる向上として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等に対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、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実装の考え方で対応するため、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実装の考え方を変更し得るため、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	◆ 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(安全確保の実装の考え方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実装の考え方で対応するため、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	◆ 本項目は既設炉と同様の安全確保の実装の考え方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した特重設備を、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実装の考え方を変更し得るため、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"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

(2) 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

(2) Design Concept of the Next Light Water Reactor 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 熔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いる。その中で、既設炉では可搬型設備が①～③の特性で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、かつ想定を超える事象に対しても柔軟に対応が可能な可搬型設備等を適切に組合せることとする。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設備の防護性能と信頼性を向上させ、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する。これにより同一機能を持つ 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。以上より、プラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。

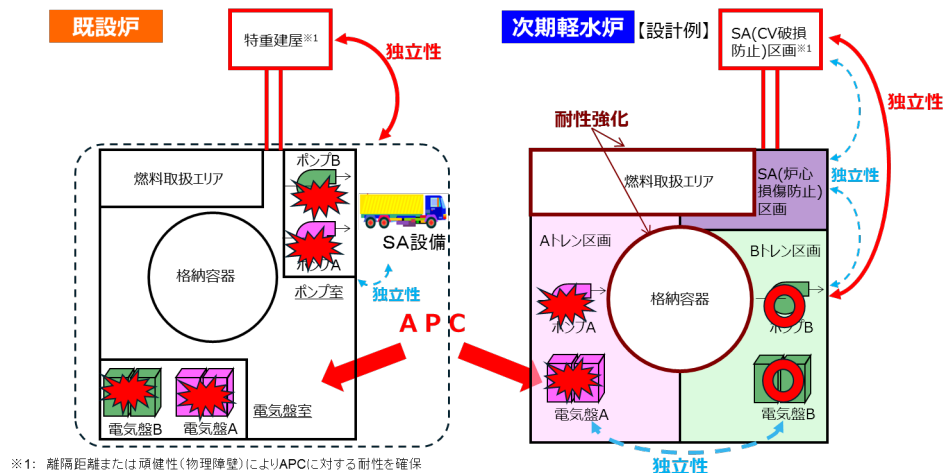


図 1 既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

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 及び水蒸気爆発による CV 破損に至る確率は極めて低いと認識されているが、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。

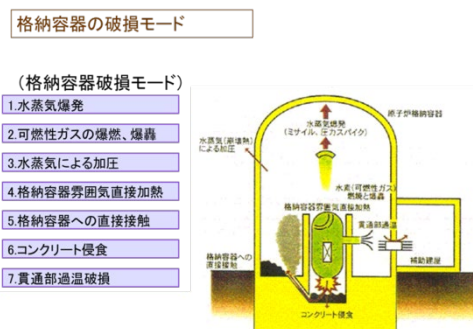


図 2 炉心溶融後の CV 破損モード

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。この観点で、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は、いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えとして有効であると考えられる。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

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

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"
- Toward Safer and Better 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。

また、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]。

なお、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)」「防護レベル間の独立性」「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
防護レベル間の独立性	✓ 広義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を向上 ・ 設計基準事故対処設備(DBA)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防護レベル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		・ 独立性(区画分離)の確保	・ 恒設設備による管理・運用性の向上 ・ 独立性(区画分離)の確保	・ 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	・ 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	格納容器破損を防止	放射性物質の放出を抑制					
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を防止	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。

既設炉（新規規制基準制定後）の防護性能のイメージ

イメージ図

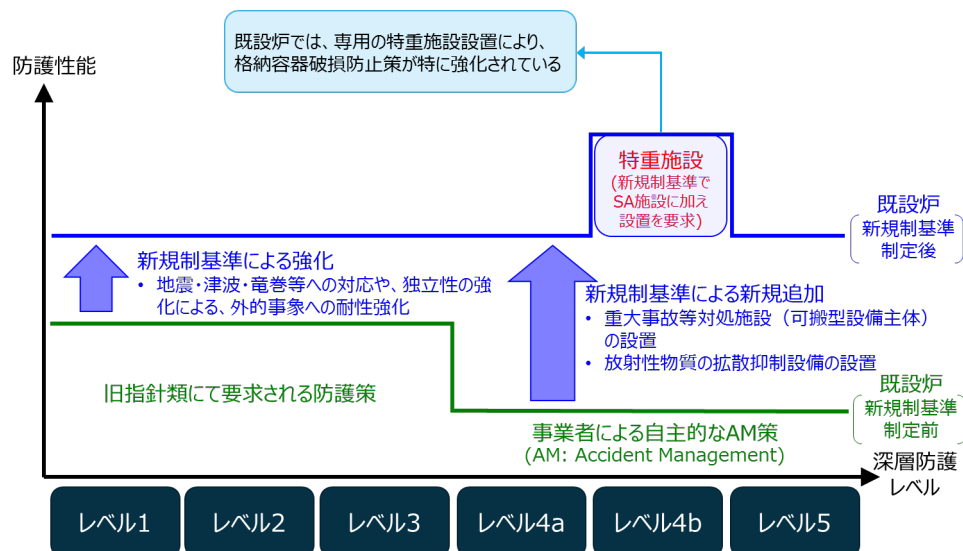


図1 既設炉(新規規制基準制定後)の防護性能のイメージ

次期軽水炉の防護性能のイメージ

イメージ図

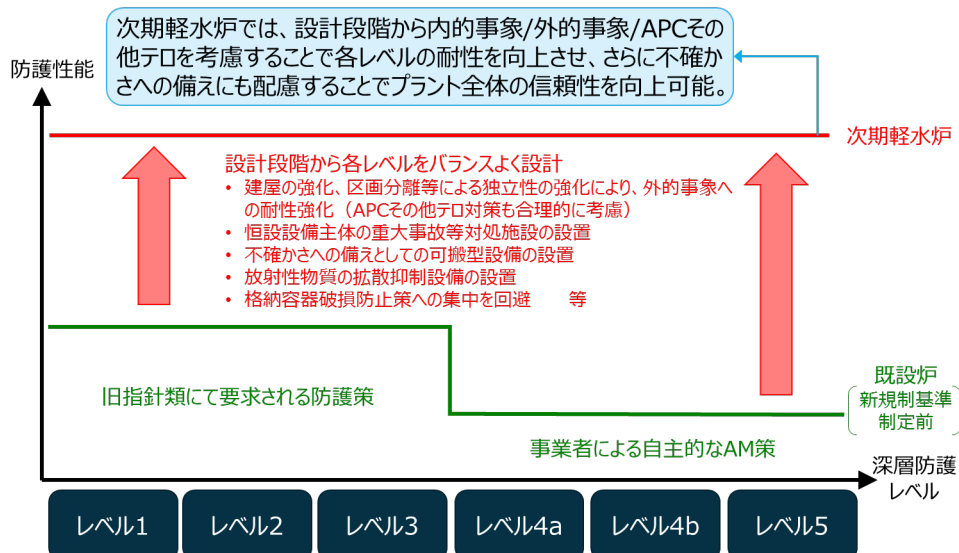


図2 次期軽水炉の防護性能のイメージ

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)できるように設計することとし、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

- ✓ 設計段階から内的/外的事象及び APC その他テロを考慮することで、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 DBA 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

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

	新規制基準で強化／ 新設された規制要求	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、区画分離の徹底など）
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、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から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（配管等の耐震性強化、区画分離の徹底、溢水源の配置など）
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、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から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、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から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、発生頻度は低い但不確かさが大きい現象に対しても、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した。
 - ✓ 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整備
 - ✓ 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した。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下の検討が望まれる。
 - ✓ 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

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[1K_PL04] Panel Discussion

新しい軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を講じることができるため、福島第一原発事故の教訓や既設炉の経験を踏まえ、より安全でより合理的な設計対応が可能である。そこで、2030年代運開を想定した至近の次期軽水炉を対象として安全かつ合理的な設計方針を検討した。さらに、設計段階から適切な安全対策を講じること
で、バランス良い深層防護に基づき、プラント全体の防護性能を合理的に向上させることができることを示した。最後に次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件について整理した。本企画セッションではWGの成果を概要報告する。なお、詳細については原子力発電部会HPで公開しているWG報告書をご覧頂きたい。

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Sigma Research Advisory Committee

[1N_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyusyu Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[1N_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*Tadashi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02] For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[1N_PL03] My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

[1N_PL04] Towards the future: Explore science from nuclear data

*Futoshi Minato¹ (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 群核定数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核定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定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定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 群核定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 型定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た。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いただき、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り、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。匂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ところである。

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。なおこの予稿は 2020 春の年会予稿からの転載しました。

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 ^{239}Pu : Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

*Tadashi Yoshida¹

¹Tokyo Tech.

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。

なお、本稿は 2020 年春の年会の企画セッション用に準備したものであり、一部改訂しているが、殆どは転載していることをお断りしておく。ちなみに、発表者の知る限り、前回の春の年会のように学会会合がキャンセルされたのは、2011 年の東日本大震災の折以来のことである。2011 年の春の年会でも核データ部会の企画セッションが予定されていた。タイトルが「核データ分野の将来展望：大規模計算による核データ生産と普及活動」であり、中務孝先生（理研）の「時間依存密度汎関数理論による E1 強度分布の大規模並列計算」、大塚孝治先生（東大）の「先端大型殻模型計算による Se-79 の β 崩壊半減期」および発表者の「JENDL-4 の普及活動および今後の核データニーズ」であった。このセッションは秋の大会にシフトすることなく、幻の企画セッションとなった。

また、奇しくも発表者は昨年原子力機構において、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故の対応である廃炉と環境回復に携わるようになっている。こちらがほぼ 10 年を迎えるのを考えると、時間の流れを感じさせられる。

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 の作成を司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る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。

余談ではあるが、原子力システムを設計する上で、精度の良い核データは必ずしも必要ではない。十分に予算をかけて、余裕を持たせられる設計ができるのであれば、その方が楽だからである。したがって、あまり「精度」、「精度向上」と述べるのは得策ではないと考える。これだけをお題目のように唱えていると、下手をすれば自分の首を絞める。それよりも、「安全かつ効率的な設計やシステム運用のためには、『不確かさ』

を予測できる核データを使って、尤度をできるだけ定量的に推定すべきである」というような論理展開が必要であると思う。発表者はこのスタンスで、活動してきた。

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）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。上記で述べたように、「安全で効率的な」原子力システムを具体的に検討できるのは民間の力が不可欠であるからである。

以下、核データ部会の今日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発表者からお願いした。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）、福井国際原子力工学研究所（2013 年）、北大（2014 年）、高エネルギー加速器研究機構（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。ちなみに、今年度は KEK が候補となっている。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、日韓交互に韓国原子力研究所（KAERI、2006 年）、九大伊都キャンパス（2008 年）、成均館大学水原キャンパス（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）、阪大核物理研究センター（RCNP、2019 年）と続いている。

発表者の個人的な見解で恐縮であるが、当初、中国、韓国等の東アジア、ベトナム、インドネシア、マレーシア、タイ、バングラディシュ等の東南アジアに対し、原子力研究者交流制度で支援していたが、この中で韓国とベトナムは伸び代の大きい国だと感じていた。ベトナムは、勉強した研究者が偉くなってしまうので、核データ分野にとどまらないという恨みがあつたが、韓国の現状はご存じの通りである。これに、日韓サマースクールは一定の貢献をできたと考える。

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。

発表者の個人的見解であるが、あまり拘子定規に運用するというよりも、本来の趣旨である「部会員のモチベーション向上」を基本に運営していただければよいように考える。あまり曖昧にすると「行き当たりばったり」になってしまうが、「臨機応変」に対応いただければよいと思う。

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、部会の総力をあげて執筆した。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、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？」との問いに対する発表者なりの回答は、「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の維持・強化である」と申し上げたい。さらに申し上げれば、民間の力を何とか活用できれば猶更よい。その一翼である核データ部会のますますの発展を祈念する。

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えます。

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。

(本稿は中止となった「2020 年春の年会」の予稿と同一の内容です。)

*Atsushi Kimura

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あり続け、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も求められている。なお、本予稿は、中止となった原子力学会 2020 年春の年会の核データ部会企画セッションの予稿を元に、一部改訂されたものである。

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、 (n, α) 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応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。しかし、原子核は数個から数百個の核子で構成される有限多体系であるため、解析的にも数値的にも解くことが難しく、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、現在の核データ評価の方法として、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、反応を記述する方法がとられている。よって、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研究者は、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こなすためには、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の裾野も充実しようとしている。

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いう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うというのは、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機能を持った日本製よりも、安くて使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。同じように、核データも十分な品質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效果などである。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、必ずしもできているとは言えない。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。さらに核データ研究に加速度をつけるのであれば、これまで視野に入ってこ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さらに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る。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

この章では原子力分野への応用から離れた観点から議論してきた。しかし、他分野との協同研究で引き出された核データのポテンシャルは、もちろんのことながら、原子力分野へ応用することもできるはずである。核データの原子力分野への応用において、これまでの常識に捕らわれない、品質以上の価値を、幅広い分野との協同研究の結果として発掘することを、私は期待している。それが将来も核データが原子力応用の基盤データとしてあり続けるための必要な活動の一部だと思っている。

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、核データ無しには応用や開発ができないほどそ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

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Engineering Division

[1M_PL] Current status and prospect of neutron measurement technology

Chair: Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[1M_PL01] Development and application of the neutron standards

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[1M_PL02] Development of light-weight neutron survey meter

*Tomoya Nunomiya¹ (1. Fuji Electric)

[1M_PL03] Development of diamond neutron detector

*Junichi Kaneko¹ (1. Hokkaido Univ.)

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(1) 中性子標準の開発と応用

(1) Development and application of the neutron standards

*松本 哲郎¹, 原野 英樹¹, 増田 明彦¹¹産業技術総合研究所

1. はじめに

産業技術総合研究所（以下、産総研）では、中性子線量計の基準となる日本の中性子国家標準を開発している。これまでの中性子標準では、原子力施設、核燃料施設を主に考え、熱中性子～14.8 MeV までのエネルギー範囲で、不確かさを持った中性子フルエンスを評価できるようにしてきた（例えば[1][2]）。また、中性子フルエンスが正しい値であるということを示すために、海外の標準研究所との国際比較を定期的の実施し、国際整合性を実証してきた（例えば[3]）。一方、近年、J-PARC や陽子線治療など医療用の大型加速器施設の使用や、加速器中性子源を使用したホウ素中性子捕捉療法（以下、BNCT）施設の建設が続いている。大型加速器周辺の放射線防護や施設内の2次粒子評価では、20 MeV 以上の高エネルギー中性子による線量評価が必要になる。そのため、産総研では、第1歩として、量子科学研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA のサイクロトロン施設において、45 MeV 準単色中性子を用いた校正を可能にした。また、BNCT については、大強度中性子測定技術開発の行っており、今後 BNCT 運用にあたり、どのようなトレーサビリティが必要かについて検証を開始している。

2. 中性子標準

産総研では、11.5 m × 11.5 m × 11.5 m の低散乱中性子実験室があり（図 1）、その部屋の中央に線源を設置することができる。また、4 MV ペレトロン加速器と 300 kV コッククロフト加速器を所有しており、単色中性子発生のため実験室まで専用ビームラインがある。大きな照射室を使用することによって、測定対象の検出器へバックグラウンドとなる散乱中性子は入射する割合が小さくなるため、不確かさの小さな測定が可能になる。バックグラウンドとなる散乱中性子成分を引き去るために、通常はシャドーコーンと呼ばれる遮蔽体を中性子源との間に置いた測定を行っている。

2-1. 線源中性子による中性子フルエンス

²⁴¹Am-Be 線源及び ²⁵²Cf 線源の中性子スペクトルに対する中性子フルエンス、中性子周辺線量当量、中性子個人線量当量が与えられる。中性子線源の中性子放出率（単位時間当たり放出される中性子数）と線源構造に依存する非等方性分布から中性子フルエンスが決定される。減速体と合わせたものとして、熱中性子場と重水減速 ²⁵²Cf 中性子場がある。熱中性子場は、地階に設置された 1.9 m × 1.9 m × 2.3 m の黒鉛パイルの中心に 148 GBq の ²⁴¹Am-Be 線源を装荷することによって構成されている。熱中性子フルエンスは、金(¹⁹⁷Au)放射化法によって決定されている。重水減速 ²⁵²Cf 中性子場は、直径 30 cm の重水タンクの中心に ²⁵²Cf 線源をセットすることによって構成されている。中性子フルエンスは、計算及びボナー球スペクトロメータによる測定から決定されている。

2-2. 単色中性子フルエンス

2 台の加速器を使用して、24 keV～14.8 MeV の中性子に対して標準場を設定してる（表 1）。これらは、8.0 MeV を除いて、ISO8529 において推奨されているエネルギーであり、

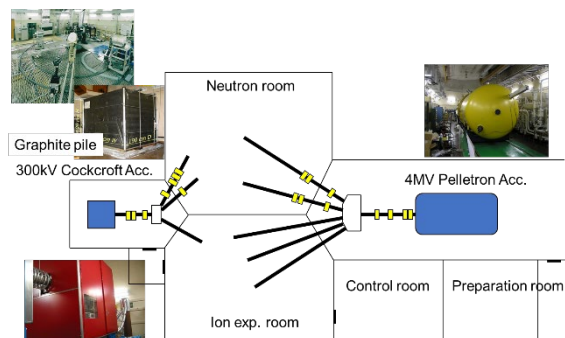


図 1.産総研中性子標準の施設

海外と同様なラインナップである。単色中性子に対しては、24 keV と 14.8 MeV を除いて、水素と中性子の弾性散乱による反跳陽子測定によってフルエンスを決定している。keV 領域では、水素ガスとメタンガスを使用した反跳陽子比例計数管を、MeV 領域では 1 mm 厚ポリエチレンと Si 検出器で構成される Thick radiator 検出器を使用する。24 keV は ^3He 比例計数管、14.8 MeV は随伴粒子測定法によって中性子フルエンスが決定されている。

Energy	Neutron Production	Accelerator	Measurand Range @1m (cm^2s^{-1})	Unc. ($k=2$)
24 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ with Fe Filter	Pelletron	$4.0 \times 10^0 \sim 2.0 \times 10^2$	8.7%
144 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Pelletron	$9.0 \times 10^0 \sim 9.0 \times 10^2$	4.4%
565 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Pelletron	$2.5 \times 10^1 \sim 2.5 \times 10^3$	4.4%
1.2 MeV	$\text{T}(p,n)^3\text{He}$	Pelletron	$1.6 \times 10^0 \sim 1.4 \times 10^3$	7.0 %
2.5 MeV	$\text{D}(d,n)^3\text{He}$	Cockcroft	$1.3 \times 10^0 \sim 2.6 \times 10^2$	6.4%
5.0 MeV	$\text{D}(d,n)^3\text{He}$	Pelletron	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^3$	6.2%
8.0 MeV	$^9\text{Be}(\alpha,n)^{12}\text{C}$	Pelletron	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^3$	5.5%
14.8 MeV	$\text{T}(d,n)^4\text{He}$	Cockcroft	$1.5 \times 10^1 \sim 3.0 \times 10^3$	3.2%
45 MeV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Cycrotron (QST-TIARA)	$5.0 \times 10^0 \sim 2.1 \times 10^4$	13%

表 1. 単色中性子フルエンス標準のリスト

2-3. 中性子放出率

線源中性子による中性子フルエンスを導出するために必要不可欠な中性子放出率標準もある。中性子放出率は、黒鉛パイルを用いて、 $^{241}\text{Am-Be}$ 標準中性子源との相対校正によって決定されている。中性子放出率は、放射線管理における品質保証の役割もある。

3. 高エネルギー中性子

3-1. TIARA における 45MeV 中性子フルエンス率

TIARA において、サイクロトロンからの陽子ビームと $^7\text{Li}(p,n)$ 反応によって生成される 45 MeV 準単色中性子に対する校正を可能にしている[4]。TIARA においてサイクロトロンのビームパルスの間引き能力が向上したこと[5]によって、中性子源からの全エネルギー範囲の中性子スペクトルを中性子飛行時間(TOF)法で実験的に測定することが可能になった。TOF 測定では、液体シンチレータと ^6Li ガラスシンチレータを利用された。照射室内では、さらに室内構造体による散乱によって熱・熱外領域の中性子も生じる。そこで、校正を実施する場所において、ボナー球スペクトロメータ(BSS)を用いた測定も行い、スペクトルを評価した。中性子フルエンス測定では、表面障壁型 Si(Li)検出器 (ΔE) と液体シンチレータ (E) によって構成されるカウンタテレスコープを用いた。TOF 測定と BSS による測定から得られたスペクトル情報を用いて、MCNPX コードでカウンタテレスコープの検出効率を決定し、最終的な中性子フルエンスが評価された。

3-2. BNCT における大強度中性子測定

BNCT では、熱・熱外領域で、 $10^9 \text{cm}^2\text{s}^{-1}$ 以上のフラックスが使用される。大強度用の中性子検出器は、様々な研究者によって開発されているが、産総研でも試みをスタートさせている。 ^6Li ガラスシンチレータと ^7Li ガラスシンチレータを組み合わせた検出器で、光電子増倍管からの電流出力を直接読み取る電流モードとして使用する方法である。電流モードでは、波高による中性子と γ の弁別ができないが、 ^6Li と ^7Li ガラスシンチレータから出力される電流の内訳として、暗電流、中性子入射で $^6\text{Li}(n,\alpha)$ 反応、 $^6\text{Li}(n,\gamma)$ 反応に起因するに起因する電流、 γ 線入射に起因する電流などを考慮することによって、中性子測定に適用できる試験を行ってきた[6]。今後、ボナー球スペクトロメータのセンサーとして使用し、複数の BNCT 施設でデータを蓄積するとともに、必要なトレーサビリティについて検討していく予定である。

4. 結論

既存の中性子標準、及び新しいニーズに対応した高エネルギー中性子計測と大強度中性子計測の取り組みについて紹介する。

参考文献

- [1] H. Harano et al., AIP Conf. Proc. 1099 915 (2009).
- [2] T. Matsumoto et al., AIP Conf. Proc. 1099 924 (2009).
- [3] V Gressier et al., Metrologia 51, 06009 (2014).
- [4] T. Matsumoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54(5), 529-538 (2017).
- [5] S. Kurashima et al., Rev. Sci. Instr. 86, 073311 (2015).
- [6] T. Matsumoto et al., Radiat. Prot. Dosim., 188 (1) (2020).

*Tetsuro Matsumoto¹, Hideki Harano¹, Akihiko Masuda¹

¹National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(2) 軽量可搬型中性子線量計の開発

(2) Development of light-weight neutron survey meter

*布宮 智也¹, 安部 繁¹, 中村 尚司^{1,2}¹富士電機株式会社, ²東北大学 CYRIC

1. 緒言

原子力発電所や加速器施設を中心として、中性子サーベイメータ（レムカウンタ）が広く使用されている。これらの中性子サーベイメータは³He や BF₃ 等のガス比例計数管の周囲を減速材で覆っているものであり、富士電機製の中性子サーベイメータ (NSN2) の重量は約 7kg である。これは、厚さ約 8cm のポリエチレンで直径 2 インチの³He 比例計数管の周囲を覆っているためであり、このポリエチレンだけで約 4kg の重さがある。このように、 γ 線サーベイメータや他のサーベイメータと比較して中性子サーベイメータが重いため、環境測定時や運搬時における作業員への負担が非常に大きく、改善が求められていた。

2. 内容

初めに、重量の原因となるポリエチレン減速材を使用しない軽量な中性子サーベイメータを開発した。軽量化のため、また、中性子計測時に測定値に影響を与える γ 線に対する感度をできるだけ低くするため、検出器はガス検出器とした。検出ガスとしては CH₄ ガスを主成分とし、数 100keV 以上のエネルギー中性子に対し水素の弾性散乱による反跳陽子を利用した。また、低エネルギー中性子に対しては、³He ガスの代わりに N₂ ガスを採用し、¹⁴N(n, p) 反応を利用した。それぞれのガスの封入圧力の比については、PHITS コードを用いた計算により、0.025eV~15MeV のエネルギー範囲で、ICRP pub 74 の H*(10) のレスポンスカーブに近くなるように決定した。検出器サイズも同様に PHITS コードによる計算から、サーベイメータとして手で持てる大きさ、且つ、できるだけ高い中性子感度になるように体積を決定した。実際のガス検出器は比例計数管として動作させ、中性子による信号と γ 線による信号を分離するため、 γ 線信号が十分にカットできるレベルに閾値を設け、閾値以上の大きさの信号を中性子による信号とした。

開発した中性子サーベイメータ (NSN31047-YYYYY-S) はポリエチレンを使用していないため、ポリエチレンを使用した従来のサーベイメータと比べ keV 領域の中性子線量を過小評価してしまう可能性があったため、我々は PHITS 計算で求めた G(E) 関数を利用して、波高に重み付けを行うことで線量を補正した。これは、単色中性子場のような特殊な環境を除き、環境中を含め中性子場は一般的に数 MeV の中性子成分を持っており、且つ熱中性子エネルギーに至るまで 1/E スペクトルを有していることを利用したもので、数 100keV 以下の中性子線量を数 MeV 以上の中性子の波高成分を利用して補正するものである。これにより、補正を行わない場合に比べ、より精度のよい中性子線量評価が可能になった。

ここまでで開発した中性子サーベイメータは、軽量化を重視していることから数 100keV 付近の中性子に対する感度はまだ十分とは言えない状態であるため、次に我々は少量のポリエチレンを使用することで感度の改善を試みた。本来の開発目的は軽量化であるため、使用するポリエチレンの量は 1kg 程度とし、様々なポリエチレンの形状について PHITS コードを使用した中性子感度計算を行い、配置方法を決定した。

3. 特性評価結果

中性子エネルギー特性試験は、日本原子力研究開発機構の熱中性子場(0.025eV)、速中性子場(^{252}Cf :2.13MeV, Am-Be:4.16MeV)、減速中性子場(黒鉛減速:0.84MeV, 重水減速:0.55MeV)、単色中性子校正場(8keV, 24keV, 144keV, 250keV, 565keV)、東北大学高速中性子実験室(5MeV)、産業技術総合研究所の単色中性子場(24keV, 1.1MeV, 14.8MeV)にて実施した。散乱線は、熱中性子場と黒鉛パイル減速場(減速中性子場)以外についてはシャドーコーン法により補正した。

図に開発した中性子サーベイメータ(NSN31047-YY1YY-S)の外観と中性子エネルギー特性を示す。青線がPHITSコードで計算したポリエチレンを使用しない場合(製品重量:約2.2kg)の中性子エネルギー特性を示し、赤線が同様にPHITSコードで計算した約1kgのポリエチレンを内蔵させた場合のもの(製品重量:約3.5kg)である。○と▲で示す点はそれぞれ中性子校正場による照射結果を示している。黒線はICRP pub. 74で示される周辺線量当量換算係数 $H^*(10)/\phi$ である。比較しやすいように2MeVにおける値が1になるようにスケールリングしている。

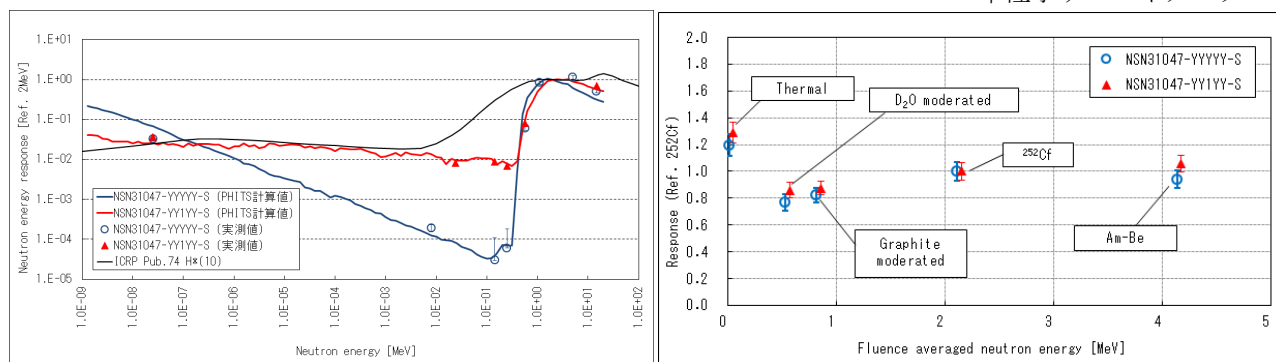
ポリエチレンを使用しない場合、10eV~数100keVにおいて線量を過小評価してしまっていることがわかる。しかし、減速中性子場(黒鉛減速及び重水減速)の試験結果が示すように、連続した中性子スペクトル場では約±25%以内の精度で測定できることがわかる。また、ポリエチレンを追加した場合、10eV~10keVのエネルギー特性は大幅に改善されており、数100keV付近の感度は約100倍になっているが、連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性は、ポリエチレンの追加による改善効果があり見られないことがわかる。このことから、ポリエチレンを使用しない軽量重視のタイプであっても、環境中を含めた一般的な中性子場における線量測定は十分に可能であることが分かる。

4. まとめ

軽量可搬型中性子サーベイメータを開発した。ガス比例計数管として検出ガスには CH_4 ガスと N_2 ガスを使用し、ポリエチレンを使用しない軽量重視タイプは重量が約2.2kg(従来品の約1/3)で、連続エネルギー中性子に対し約25%以内の精度で線量測定が可能であった。低エネルギー中性子の特性を改善したタイプは重量が約3.5kg(従来品の約1/2)となり、連続エネルギー中性子に対する特性を維持しながら、単色エネルギー中性子に対しても最大で約100倍の精度向上を実現した。



開発した軽量可搬型
中性子サーベイメータ



左図：単色中性子に対するエネルギー特性

右図：連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性

(青：ポリエチレンなし、赤：ポリエチレン内蔵)

*Tomoya Nunomiya¹, Shigeru Abe¹, Takashi Nakamura^{1,2}

¹Fuji Electric Co.,Ltd., ²Tohoku Univ. Cyclotron and Radioisotope Center

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(3) ダイヤモンド中性子検出器の開発

(3) Development of diamond neutron detector

*金子純一¹, 平野慎太郎¹, 田中真伸²¹北海道大学院・工, ²高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉事業においてデブリ取り出しに伴い臨界近接監視システムが必要とされている。IRIDにより各種中性子検出器の検討が行われており、最大 1kGy/h の高 γ 線線量場において微弱な中性子を計測するため、数 cps/nv の中性子検出効率が求められる。さらに初期段階では中性子検出器を狭隘なペネトレーションを通して原子炉格納容器内に導入する必要があり、改良アーム型アクセス装置のペイロードが 50kg に限られるため、十分な γ 線遮蔽の利用が難しい。核分裂電離箱は法規制、B-10 比例計数管・コロナ検出器も必要な遮蔽重量が 150kg 程度となり初期段階での使用に困難がある。IPL 社製 SiC 検出器は対応可能性の期待はあるものの、仕樣的に 1kGy/h の高 γ 線線量場での動作には不安がある。

2. ダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの概要

この問題を解決するため KEK、北大、産総研、名大、JAEA が協力して図 1 に示すダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの開発を開始した。1kGy/h の高 γ 線環境に対応するため、2mm×2mm 程度のダイヤモンド検出素子と耐放射線性 Si 集積回路を使用する。ダイヤモンド検出素子は北大においてマイクロ波プラズマ CVD 法により合成し、産総研で開発されたダイレクトウエハ法により自立膜化したものを主に使用する。この検出素子はすでに 5MGy 以上の耐放射線性を持つことが実証されており、500℃でも動作する完成度の高いダイヤモンド結晶からなる。電子回路は KEK B-factory/Super-KEK B-factory 及び CERN LHC で使用される測定装置の開発で培われた耐放射線性 Si 集積回路技術をベースとし、努力目標 4MGy の達成を目指す。ダイヤモンド検出素子は回路ノイズの低減の観点から 40 μ m 程度を予定している。要求される中性子感度を達成するために 5mm 角であれば 1000~2000 枚のダイヤモンド自立膜が必要となる。3 年以内に実機への発展性評価可能な程度の検出素子・回路・基板からなる計測要素に対して 1kGy/h の線量率環境における中性子計測実証を目指している。また深い未臨界度も評価可能な解析法の導入も行う。

3. γ 線影響の推定

本開発のカギは 1kGy/h の γ 線による影響の低減にある。2mm×2mm×40 μ m のダイヤモンド素子は γ 線との直接反応で 3×10^7 cps 程度のイベントが発生する。さらに基板や減速材からコンプトン電子が飛来するため周辺材料の質量低減、構造の工夫が必要となる。PHITS を使用した計算では構造、配置を一定程度工夫した場合 5×10^7 cps 程度、 2×10^{-14} C/ μ s の電荷量発生が予想される。この対策として検出素子に対する γ 線補償構造やスイッチング回路の導入等を予定している。

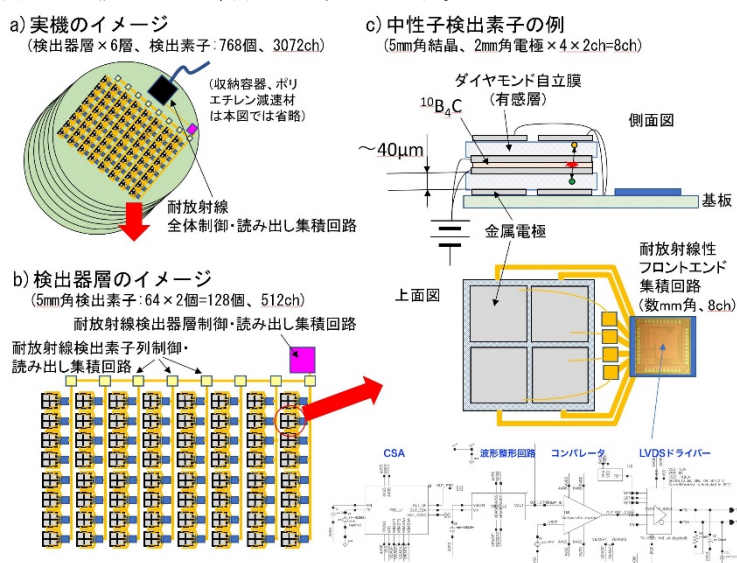


図 1 臨界近接監視システム実機の中性子検出器部のイメージ例

*Junichi H. Kaneko¹, Shintaro Hirano¹, Manobu Tanaka²¹Hokkaido Univ., ²KEK