

2021年9月8日(水)

## A会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

## [1A\_PL] 地層処分に関する安全コミュニケーション

座長：朽山 修 (原安協)

13:00 ~ 14:30 A会場

## [1A\_PL01] なぜ、地層処分なのか？

\*草野 由貴子<sup>1</sup> (1. NUMO)

## [1A\_PL02] セーフティケースへの情報統合

\*藤山 哲雄<sup>1</sup> (1. NUMO)

## [1A\_PL03] 安全コミュニケーションに関するパネル討論

\*朽山 修<sup>1</sup>、飯塚 敦<sup>2</sup>、下茂 道人<sup>3</sup>、半井 健一郎<sup>4</sup>、廣野 哲朗<sup>5</sup>、若杉 圭一郎<sup>6</sup> (1. 原安協、2. 神戸大、3. 深田地質研、4. 広島大、5. 阪大、6. 東海大)

## D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

## [1D\_PL] 核燃料の今後の展望

座長：黒崎 健 (京大)

13:00 ~ 14:30 D会場

## [1D\_PL01] 多様な燃料形態と研究開発の展望

\*黒崎 健<sup>1</sup> (1. 京大)

## [1D\_PL02] 軽水炉燃料

\*宇埜 正美<sup>1</sup> (1. 福井大)

## [1D\_PL03] MOX燃料

\*前田 誠一郎<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [1D\_PL04] 金属燃料

\*尾形 孝成<sup>1</sup> (1. 電中研)

## [1D\_PL05] 窒化物燃料

\*高野 公秀<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [1D\_PL06] 高温ガス炉燃料

\*植田 祥平<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [1D\_PL07] 熔融塩燃料

\*有田 裕二<sup>1</sup> (1. 福井大)

## [1D\_PL08] 総合討論

## E会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

## [1E\_PL] 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント

座長：山本 章夫 (名大)

13:00 ~ 14:30 E会場

## [1E\_PL01] 原子力安全部会 WGでとりまとめた外的事象に関する今後の課題

\*糸井 達哉<sup>1</sup>、宮田 浩一<sup>2</sup> (1. 東大、2. ATENA)

## [1E\_PL02] 事業者における取り組み

\*国政 武史<sup>1</sup> (1. 関西電力)

## [1E\_PL03] 規制における取り組み

\*谷川 泰淳<sup>1</sup> (1. 規制庁)

## [1E\_PL04] 総合討論

## G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

## [1G\_PL] 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

座長：増田 開 (QST)

13:00 ~ 14:30 G会場

## [1G\_PL01] 北大病院における陽子線治療の現状と治療の高精度化を目指した研究開発について

\*松浦 妙子<sup>1</sup> (1. 北大)

## [1G\_PL02] 北大電子線形加速器の更新とパルス中性子源

「HUNS-2」の現状

\*加美山 隆<sup>1</sup> (1. 北大)

## [1G\_PL03] 北大電子線形加速器駆動パルス中性子源

「HUNS」の最近の利用研究

\*佐藤 博隆<sup>1</sup> (1. 北大)

## I会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

## [1I\_PL] 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来

座長：郡司 智 (JAEA)

13:00 ~ 14:30 I会場

## [1I\_PL01] 試験研究炉検討会による試験研究炉を対象とした炉物理研究推進のための要望の報告

\*北田 孝典<sup>1</sup> (1. 阪大)

## [1I\_PL02] 将来の炉物理研究炉に対する若手の意見

\*遠藤 知弘<sup>1</sup> (1. 名大)

## [1I\_PL03] 実験炉・研究炉を活用した炉物理研究の将来に対する問題提起

\*Willem F. G. Van Rooijen<sup>1</sup> (1. 福井大)

## J会場

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

## [1J\_PL] よりよい組織文化を目指して

座長：伊藤 公雄 (JAEA)

13:00 ~ 14:30 J会場

## [1J\_PL01] 倫理規程改定の概要

\*神谷 昌伸<sup>1</sup> (1. 原電)

[1J\_PL02] 倫理委員会での議論

\*大場 恭子<sup>1</sup> (1. JAEA)

[1J\_PL03] 安全と核セキュリティと組織文化

\*稲村 智昌<sup>1</sup> (1. 電中研)

## K会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[1K\_PL] 2020年度社会・環境部会賞受賞記念講演

座長：土田 昭司 (関西大)

13:00 ~ 14:30 K会場

[1K\_PL01] 放射性廃棄物処分における核種移行評価パラ

メータの定量化手法

\*中林 亮<sup>1</sup>、杉山 大輔<sup>1</sup> (1. 電中研)

[1K\_PL02] 1F事故後の復興へ向けて

\*越智 小枝<sup>1</sup> (1. 慈恵医大)

[1K\_PL03] 社会調査で明らかになること／ならないこと

\*齋藤 圭介<sup>1</sup> (1. 岡山大)

[1K\_PL04] 意思決定、組織行動、原子力政策などの研究を

通じた原子力業界への示唆

\*松井 亮太<sup>1</sup> (1. 山梨県立大)

## M会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 保健物理・環境科学部会

[1M\_PL] 大気拡散モデルの原発事故環境データによる

評価とその緊急時応用

座長：山澤 弘実 (名大)

13:00 ~ 14:30 M会場

[1M\_PL01] 先端大気拡散モデルの現状と性能評価

\*佐藤 陽祐<sup>1</sup> (1. 北大)

[1M\_PL02] 大気拡散モデルの応用

\*寺田 宏明<sup>1</sup> (1. JAEA)

[1M\_PL03] 大気拡散モデルの緊急時利用法の検討

\*山澤 弘実<sup>1</sup> (1. 名大)

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

## [1A\_PL] 地層処分に関する安全コミュニケーション

座長：朽山 修 (原安協)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場

---

### [1A\_PL01] なぜ、地層処分なのか？

\*草野 由貴子<sup>1</sup> (1. NUMO)

### [1A\_PL02] セーフティケースへの情報統合

\*藤山 哲雄<sup>1</sup> (1. NUMO)

### [1A\_PL03] 安全コミュニケーションに関するパネル討論

\*朽山 修<sup>1</sup>、飯塚 敦<sup>2</sup>、下茂 道人<sup>3</sup>、半井 健一郎<sup>4</sup>、廣野 哲朗<sup>5</sup>、若杉 圭一郎<sup>6</sup> (1. 原安協、2. 神戸大、3. 深田地質研、4. 広島大、5. 阪大、6. 東海大)

## バックエンド部会セッション

## 地層処分に関する安全コミュニケーション

## Safety communication on geological disposal

## (1) なぜ、地層処分なのか？—セーフティケースの役割

## (1) Why geological disposal? - the role of a safety case

\*草野 由貴子<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力発電環境整備機構

## 1. はじめに

高レベル放射性廃棄物は、人間の生活環境に影響を与えないように、安全を確保したうえで適切に処分する必要があり、その処分方法として国際的に最も有望とされているのが地層処分である。地層処分を実現するためには、科学技術的な根拠を伴って安全が確保されることはもちろんのこと、社会に地層処分事業が受け入れられることが必要となる。以下では、そもそもなぜ地層処分が選ばれているのかについて、安全確保の考え方や、それが国際的に確立されてきた経緯、さらには事業者が地層処分の安全性を社会に説明する際の拠り所の一つとなるセーフティケースの役割について説明する。

## 2. 放射性廃棄物の発生とその特徴

エネルギー資源の乏しい日本では、原子力発電所で使用した使用済燃料を再処理して、再利用する方針としている。この再処理の過程で、使用済燃料からウランとプルトニウムを取り出した後には非常に高い放射能を持った廃液が残る。この廃液は、安定した固体の状態とするために、ガラス原料と溶かし合わせて、それをステンレス製容器（キャニスタ）に流しこんで冷やし固め、「ガラス固化体」とする。日本では、このガラス固化体を高レベル放射性廃棄物と呼んでいる。なお、原子力発電を行っている諸外国の中では、使用済燃料を再処理しない政策をとっている国もあり、その場合は使用済燃料がそのまま高レベル放射性廃棄物となる。

ガラス固化体と使用済燃料とを比較すると、ウランやプルトニウムが取り除かれているガラス固化体のほうが放射能はやや低くなるが、いずれも廃棄物として発生した直後の放射能レベルは人間が近づくことが出来ないほど非常に高い<sup>1)</sup>。その後、放射性崩壊によって放射能レベルは低減していくが、数万年程度が経過しても、何の対策もなく人間の生活環境に放置しておいてよい程度にまでは低下しない。

このような、非常に長期間にわたって放射能が残存するという特徴を考慮して、その放射能が長期間にわたって人間の生活環境に影響を及ぼさないように、高レベル放射性廃棄物を取り扱う必要がある。なお、廃棄物からの放射線を人工的に遮蔽し、人間が近づかないよう安全に管理することは可能だが、これを将来数万年以上という長期間にわたって管理し続けるためには、そうした期間にわたって人間社会が存続することが必要となる。しかし、それを保証する科学的根拠はないため、不確実性を伴う将来の人間社会の仕組みに変わる何らかの方法での処分が必要になる。

## 3. 高レベル放射性廃棄物処分の考え方と地層処分の基本概念

高レベル放射性廃棄物の処分方法として、国際的に最も有望とされる方法が地層処分である。なぜ地層処分がそのように判断されているのか、その理由を以下に説明する。

地層処分が検討され始めたきっかけとなったのは、米国における第2次世界大戦以降の核兵器開発に伴い発生した高レベル放射性廃液の漏洩事故である。1950年代、このような事故が頻発し、人間による長期的な放射性廃棄物の管理への信頼性に疑問が投げかけられた<sup>2)</sup>。この問題に対し、高レベル放射性廃棄物の実現可能な処分方法について検討がなされた結果、長期間にわたって高レベル放射性廃棄物を人間の生活環境から隔離して閉じ込めておくためには、岩塩層への処分が有望であることが提案された<sup>2)</sup>。これは、

岩塩層が物理化学的に安定であり、地下水の流れもほとんどなく、放射性物質を長期間にわたって閉じ込めておくのに好ましい特徴を有していると考えられたためである。

これを発端に、人間の管理に依存せずに、地下深部の岩盤が持つ、長期的な隔離・閉じ込めの機能による処分方法の実現に関する具体的な検討が開始され、1970年代には、原子力発電により発生した高レベル放射性廃棄物の処分方法に見通しをつけることが不可欠という国際的な世論の高まりに伴い、各国で地層処分の研究が本格化した。

こうした動向を受け、OECD/NEAは1977年に報告書<sup>3)</sup>を取りまとめている。その中では、岩塩層に限定しなくとも、地下深部の岩盤が本来有しているイオン交換やろ過、表面吸着などの性能により、地下水による放射性物質の移動が抑制されるというような、放射性物質の閉じ込め機能に重要な物理化学的特性を地下深部の地質環境が有していることや、放射性物質をガラスなどで固化し、金属製の容器に封入することで地質環境中への放射性物質の放出を遅延させ、放射能を減衰させることができるという人工的なバリア機能（以下、人工バリア）の有効性について指摘されている。日本においても1976年に原子力委員会により、地層処分に関する研究開発を開始することが決定されている。

その後、1980年代から1990年代にかけて、各国において、地層処分に適した地質環境かどうかを調査・評価する技術、長期間にわたって放射性物質を安全に隔離し、閉じ込めることが可能な多重バリア（人工バリア+天然バリア）からなる地層処分システムの設計、設計した地層処分システムが将来にわたって人間の生活環境に影響を与えないか否かを確認するための安全評価技術など、安全な地層処分の実現に向けた技術開発が進められ、こうした技術を適用することにより、地層処分システムの長期的な安全性を判断するための科学技術的基盤が整えられた<sup>4)</sup>。こうした科学技術的基盤は国際的に合意され、IAEAやOECD/NEAといった国際機関により、指針や勧告として文書化されている。

#### 4. 地層処分以外の処分方法、長期的管理（保管）の検討

1977年のOECD/NEAの報告書<sup>3)</sup>では、地層処분을最も有望な高レベル放射性廃棄物の処分方法として取り上げる一方で、それ以外の方法として、海洋底処分・海洋底下処分、氷床処分、宇宙処分、核種分離変換などの可能性についても検討されている。しかし、海洋底処分・海洋底下処分、氷床処分は、いずれも国際条約（それぞれ、廃棄物その他の投棄に係る海洋汚染防止に関する条約、南極条約）によって禁止されている。宇宙処分はロケット発射技術の信頼性への疑問や経済性の面で課題があるが検討を継続すべきとされたものの、現在までその処分方法の利用に至る動きはない。核種分離変換技術は現在でも研究が継続されているが、実用化の目途が立っておらず、また長半減期の放射性核種を全て変換することは不可能であると考えられているため、いずれにせよ地層処分が必要な廃棄物が残ることとなる。そのため、地層処分の代替手段とは位置付けられていない。結論として、地下の安定した岩盤中に放射性廃棄物を隔離し、閉じ込めるという地層処分が最も優れた処分方法であるとされた。その後も、上記以外の様々な処分方法も含め、それらとの比較・検討がなされたが、科学技術的な面での実現可能性、および国際ルールに即した自国での責任ある処分が可能といった倫理的な観点からも、地層処分が最も有望と判断された結論は現在でも変わっていない。

上述したように、放射性廃棄物の放射能は、時間の経過に伴って減衰しつつも数万年以上という長期間にわたってその放射能が残存するため、それを人間の手で管理し続けることを保証することはできず、地上保管は放射性廃棄物問題の最終的な解決策とはならない。一方で、地層処分やほかの処分方法の実現可能性について科学技術的な確信が得られ、社会に受け入れられるまでは、放射性廃棄物を地上管理し続けるべきとの考え方もある。実際に、これまでも各国において固化された廃棄物や使用済燃料は数十年間にわたって安全に地上施設で管理されてきた実績があり、今後さらに数十年程度の一定期間については定期的な施設改修などにより地上管理を実施することが可能とされている<sup>5)</sup>。

地上施設での管理について、地層処分に関する合意形成までの一定期間における対処方法として期待している例もある。例えば原子力発電の利用規模が小さいオランダでは、少量の廃棄物のために地層処分の研究から処分場の建設・操業までを行うことは経済的に合理的でないとの考えから、他国との共同処分も

視野に入れつつ、少なくとも 100 年間は地上施設での廃棄物の管理を行う方針としている<sup>5)</sup>。また、日本においても、地層処分の安全性を確認するための研究開発や国民の理解と合意形成を図るための期間の確保として、原則 50 年間の地上施設での廃棄物の暫定保管が日本学術会議において提言されている<sup>6)</sup>。このように、地上施設での管理は放射性廃棄物対策の全体としてみれば、一定の役割を果たすことが期待されているものの、最終的な解決策にはならず、実現可能性の高いと考えられる地層処分計画を進めるための努力を停止させる理由にはならない。地上施設での管理は、地下に処分した場合と比較して、地上は自然災害や人的事象などの影響を受ける可能性が相対的に高いことに留意する必要がある。また、原子力発電によって恩恵を受けた世代の責任として将来世代への負担をできるだけ小さくするという倫理的観点からも、放射性廃棄物の問題を先送りにせず最終的な処分に向けた道筋をつけるため、地層処分を前提に最大限の取り組みを進めるべきというのが国際的な共通認識となっている。

## 5. 社会的な観点での配慮

地層処分は、放射性廃棄物を地下深部の岩盤中に隔離し、数万年以上の長期間にわたって人間の生活環境に影響を与えないように処分するという人類初のプロジェクトである。そのため OECD/NEA などの国際機関では、実現可能性の科学技術的な裏付けは当然のことながら、現世代や将来世代にわたってもこのプロジェクトが社会から受け入れ可能であることが必要であるとしており<sup>4)</sup>、そのような観点での取り組みも進められている。

地層処分は、事前の調査、処分場の建設・操業、閉鎖までの事業期間が 100 年程度にも及ぶ事業であるため、今後の科学技術の進歩や社会の考え方が変化する可能性なども考慮し、将来世代の選択と意思決定の自由を残しておくために、「可逆性と回収可能性」<sup>7)</sup>、「段階的アプローチ」<sup>8)</sup>という考え方が提唱されている。

「可逆性」とは一度決定したことを元に戻す能力であり、「回収可能性」とは一度埋設した廃棄物を回収する能力のことである。何らかの理由により、将来世代が地層処分以外の意思決定をする可能性も考慮し、事業期間中の可逆性や回収可能性を担保しておくことの必要性が国際的にも認識されている。「段階的アプローチ」とは、事業を期間やステージで区切って、その時点での最新の科学的知見を踏まえて地層処分の安全性を確認し、次の段階に進めてよいか、進め方に修正の必要がないかを判断しながら、段階的に事業を進めていく考え方である。これは、安全確保の観点から、計画を柔軟に見直す余地を残しておくために必要と考えられている。このように将来世代の選択肢を確保したうえで事業を進めていくという考え方・方法は、社会において地層処分に関する合意を得るためのプロセスとして有効と考えられている。

また、科学技術的な実現可能性の観点からのみで事業を進めるのではなく、地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じてコミュニケーションを図り、地層処分への不安や疑問を解消し、安全性への信頼を得たうえで、事業の進展について合意形成を図っていくプロセスが国際的にも重視されている。

地層処分の研究開発が進められた当初は、専門家が地層処分の科学技術的な実現可能性を検討し、それを国民や地域住民に宣言して、あとはひたすら理解を求める、というアプローチが中心となっていた。しかし、地域住民やステークホルダーにとっては、自分たちの意思決定への関与がないまま地層処分を進められることは受け入れがたく、また地域住民の合意なくして事業を進めることが困難であることは、各国が経験してきている。

こうした経験を経て、地域住民や様々なステークホルダーとの対話を通じて、地層処分への信頼を得ながら、地層処分の事業を進めていく過程で意思決定へのステークホルダーの関与を図ることで、社会的・倫理的観点にも配慮して地層処分が進められている。

## 6. 地層処分の安全性を説明するためのセーフティケース

地層処分は事業期間が 100 年程度にわたり、さらにその後の数万年以上という長期間の安全性の確保が必要とされることから、将来の科学技術の進歩や様々な不確実性を考慮に入れ、事業を進めていくなかでその安全性を繰り返し確認していく必要がある。「段階的アプローチ」という考え方のもとで、事業のステ

ージを区切り、その時点の最新の知見等を踏まえて、どのように処分場の安全性を確保するのか、なぜそれが信頼に足るといえるのかを論拠を持って繰り返しステークホルダーに提示し、合意を得て行くことが重要である。事業者は、このような処分場の安全性を示す論拠を説明する責任を有し、これを「セーフティケース (Safety case)」として文書にまとめることが求められる。

セーフティケースには、安全な処分場と判断するために、調査に基づいてどのように適切なサイトを選定し、その場所に対してどのように処分場の設計や安全評価を行い、その結果として人間が受ける放射線影響が安全基準を満たしていること（許容できること）を、総合的に説明したものとなっており、その説明・判断の根拠となる情報やデータにまで追跡可能なように情報が集約されている。さらには、数万年以上という長期間に起こる事象の不確実性をより低減するために、事業者は「ここまで検討を行えば十分」というような考え方を持たず、どのような不確実性が残っているのかを把握し、その不確実性を低減するためには次の段階で何を行うべきかについてもセーフティケースのなかで明確にしたうえで、その後の調査研究や技術開発を行っていく。セーフティケース作成の目的やその構成については、国際的な議論を経て一般的に受け入れられている考え方や指針が示されている<sup>9)</sup>。

地層処分の安全性に関する情報が集約されているセーフティケースは、事業者が地層処分事業を次の段階に進めようとするときに、ステークホルダーがその是非を判断する際の重要な拠り所の一つとなるものである。事業者は、セーフティケースをステークホルダーに提示し、ステークホルダーがそれを確認して、信頼に足るものと判断されて初めて事業を次の段階に進めることができる。このようにセーフティケースを拠り所として、事業の各ステップで地層処分の安全性を確認し、段階的に事業を進めるという考え方が国際的にも採用されている。セーフティケースは事業者が地層処分の安全性を社会に対して事業の各段階で繰り返し説明するための手段であり、その時点で地層処分の安全性について最善を尽くして作成されていることが理解されるようなものとなっていることが重要である。

## 7. まとめ

高レベル放射性廃棄物の処分方法として地層処分が国際的にも選択されている理由としては、その実現可能性について科学技術的な裏付けに基づいた説明が可能であるということ、自国での処分が可能であることに加え、何らかの理由で地層処分を中断する場合にも廃棄体の回収が可能であり、将来世代に選択肢を残すという倫理面にも配慮した事業の進め方を取り入れることが可能である、といったことが挙げられる。

地層処分事業を進めるためには、それがステークホルダーに受け入れられることが必要である。このため、事業者はステークホルダーに対して事業の段階ごとに繰り返し安全性を説明し、それをステークホルダーが確認して事業の進展についての意思決定をするというプロセスをとることが不可欠である。セーフティケースはその意思決定の判断材料となる重要な役割を担っているため、将来に想定される様々な不確実性をどのように取り扱っているか、また、今後不確実性を低減するためには何が必要かといったことも含め、事業者が安全性について論を尽くした説明となるよう、その時点で利用可能な信頼性のある科学的知識や情報・データが包括的に取りまとめられたものとなっていることが必要である。

## 参考文献

- 1) OECD/NEA (2009) : Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste.
- 2) National Academy of Sciences (1957) : The Disposal of Radioactive Waste on Land, Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences.
- 3) OECD/NEA (1977) : Objectives, Concepts and Strategies for the Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes.
- 4) OECD/NEA (2020) : Management and Disposal of High Level Radioactive Waste: Global Progress and Solutions, NEA No.7532.

- 5) OECD/NEA (2006) : The Roles of Storage in the Management of Long-lived Radioactive Waste.
- 6) 日本学術会議 (2015) : 提言 高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策提言－国民的合意形成に向けた暫定保管.
- 7) OECD/NEA (2001) : Reversibility and Retrievability in Geologic Disposal of Radioactive Waste, Reflections at the International Level.
- 8) OECD/NEA (2004) Stepwise Approach to Decision Making for Long-term Radioactive Waste Management, Experience, Issues and Guiding Principles, NEA No.4429.
- 9) OECD/NEA (2013) : The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories.

---

\*Yukiko Kusano<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Nuclear Waste Management Organization of Japan

## バックエンド部会セッション

地層処分に関する安全コミュニケーション  
Safety communication on geological disposal

## (2) セーフティケースへの情報統合—NUMO 包括的技術報告書を例として

## (2) Integration of safety arguments and evidences into a safety case carried out at NUMO

\*藤山 哲雄<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力発電環境整備機構

## 1. はじめに

前報(1)で述べられた通り、セーフティケースは、処分場の安全性の裏付けとなる可能な限りの技術的な証拠、論拠や論述などを体系化し、様々な側面から安全性にかかわる議論を積み上げた総合的な文書である。事業者が処分場の安全性に関してステークホルダーとコミュニケーションを行っていくうえで、セーフティケースに統合される情報がその技術的な土台となる。

数万年以上にわたる長期の安全性をどのように確保するのかについては、地層処分に関する安全コミュニケーションにおける重要な論点の一つである。NUMOは、特定のサイトを対象としないセーフティケースとして、わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現する方法を説明した包括的技術報告書<sup>1)</sup>を2021年2月に公表している。以下では、セーフティケースへの情報統合の例として、包括的技術報告書に示した論拠のうち、特に長期の安全確保にかかわる論拠の要点を紹介するとともに、安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点について考察する。

## 2. 地層処分の長期の安全確保に関わる論拠

## 2-1 地下深部の一般的な特徴と地層処分の基本概念

地下深部の地質環境が一般的に有する以下の性質は地層処分の長期の安全性を支える論拠の一つである。

- ・ 地下深部の地下水は、酸素がほとんど存在しない還元状態にあることから、地下水との接触による物質の腐食や溶解などが起こりにくい。このため、放射性廃棄物に含まれる放射性物質は地下水に溶けにくく、多くが廃棄物の周りに沈殿物として残存する。
- ・ 地下深部では地下水の流れが地形の影響を受けにくいいため動水勾配が小さいことや、岩盤が緻密で水を通しにくいことにより、地下水の流れが極めて緩慢である。このため、地下水に放射性物質が溶解しても、周囲の岩盤に移動しにくい。
- ・ 岩盤に含まれる鉱物は、地下水に溶解している多くの種類の物質を吸着する性質を有する。このため、地下水の動きに応じて放射性物質が移動しようとしても、その動きが抑制される。
- ・ 化石燃料が数億年といった長い時間をかけて形成されて地下に保存されている例などからもわかる通り、地下深部の環境は長期にわたって変化が小さく安定的である。このため、上記の放射性物質を閉じ込める性質は長期にわたって維持される。

地層処分は、このような地下深部の地質環境が本来的に有する放射性物質の隔離・閉じ込め機能（天然バリア機能）に工学的な対策による閉じ込め機能（人工バリア機能）を組み合わせることで、放射性廃棄物を長期にわたって人間の生活環境から隔離し、地下深部に閉じ込める多重バリアシステムを構築する。これにより、放射性物質が地下水に溶解してもその量は微量であり、人間の生活環境に到達するまでには非常に長い時間がかかる。その間に放射能は減衰し、結果として将来の人間に対する放射線の影響を受け入れ可能な低いレベルに抑えることができる。これは国際的に合意されている地層処分の基本概念である。

## 2-2 変動帯に位置するわが国における地層処分に適した地質環境の存在

火山・火成活動、地震・断層活動、隆起・侵食などの自然現象が活発なわが国において、数万年以上に

わたる長期の安全確保に適した地質環境が存在するののかについては、しばしばステークホルダーから懸念が示される。例えば、処分場近傍で火山活動が生じれば、処分場の隔離機能を損なう恐れがあると同時に、火山近傍は熱水や低 pH の地下水が存在するため人工バリアの性能を低下させる可能性がある。また、処分場内で規模の大きな断層が活動するとその活動範囲にある人工バリアの閉じ込め機能が損傷するとともに、破碎された岩盤の範囲（破碎帯）の透水性が上昇し、放射性物質の主要な移行経路となり得る。したがって、処分場の設置場所は、このような自然現象の著しい影響範囲を避けて選定する必要がある。

わが国の火山活動は、第四紀（約 260 万年前～現在）の間、位置がほとんど変化していないことや、大規模なカルデラを有する火山を除くと多くの火山で過去のマグマの活動は概ね半径 15km の範囲に収まっていることが既存データにより明らかとなっている<sup>2)</sup>。また、日本列島はプレートの運動により大局的には地殻が圧縮された状態にあり、地殻にひずみが徐々に蓄積されて岩盤の強度が耐えきれなくなったときに断層が活動することから、プレートの運動傾向が大きく変わらなければ、基本的に地殻の中の同じ弱面（断層）が繰り返し活動すると考えられている。断層活動によって影響を受けた破碎帯の幅は、断層の長さの 1/150～1/350 程度との知見がある<sup>2)</sup>。このように、処分場に著しい影響をもたらす自然現象の影響範囲は限定的であり、これらの自然現象を支配するプレート運動が現在まで数百万年以上にわたり大きく変化していないことや、地域差はあるものの現在のテクトニクスが数十万年オーダーで継続していることなどの科学的知見を拠り所として、サイトの選定時に著しい影響範囲を回避すれば、将来 10 万年程度であればこれを回避することができると考えられる。また、著しい自然現象の影響が及ぶ範囲を避けた場所では、地下深部の岩盤が本来的に有する地層処分にとって好ましい熱環境（地温が低いなど）、水理場（地下水流動が緩慢など）、力学場（岩盤の変形が小さいなど）、化学場（高 pH あるいは低 pH の地下水でないなど）を有する場所が、わが国でも広く存在すると見込まれている<sup>2)</sup>。

以上が変動帯に位置するわが国でも地層処分に適した地質環境を選定できるとする基本的な論拠であり、第 2 次取りまとめ<sup>3)</sup>で示された後、東北地方太平洋沖地震後に集積された最新の知見も踏まえて、地層処分技術 WG（2014）<sup>2)</sup>によって再確認されている。

### 2-3 長期の安全性を確保するための基本的な考え方

2-1 および 2-2 を踏まえて、わが国における処分場の長期の安全性は、候補地となるサイトに対して次のような作業を行って確認する。

- ・ 段階的な調査（文献調査、概要調査、精密調査）により、処分場に重大な影響を与える可能性のある自然現象（活断層や火山活動など）が及ぶ範囲が将来 10 万年程度にわたって避けられることを確認する。また、熱環境、水理場、力学場、化学場に関する地質環境特性を定量的に把握し、将来にわたって処分場の安全機能に影響を与えない範囲で維持される見込みがあるかを評価する。将来の地質環境の変化は、過去数百万年前から現在に至るまでにその場所の地質環境が形成されてきた地質学的な変遷を把握し、その傾向を将来にも当てはめることによって評価する。
- ・ 地質環境や人工バリアの安全機能などにかかわる様々な不確実性を考慮して、所要の安全性に対して十分な余裕を持たせた処分場（人工バリア、地下施設、地上施設など）を設計する。
- ・ 設計した処分場の安全性に将来影響を及ぼす可能性のある事象を網羅的に抽出し、安全評価上考慮すべき「シナリオ」を設定する。このシナリオを表現する数学的なモデルを用いて、処分場の将来の状態変遷や、処分場から人間の生活圏まで放射性物質が移行する現象、および将来の人間が放射性物質を摂取し被ばくした場合の影響などを解析的に評価する。この際、現象理解や解析モデルの概念化などにかかわる不確実性を考慮して、科学的な合理性を有する範囲で保守性を失わないようにシナリオ、モデル、パラメータの設定を行う。これによって算出される放射線学的影響が許容できる範囲であるか（規制機関が提示した安全基準を下回るか）を確認し、安全性が満たされないと判断される場合には、地質環境の調査・評価の拡充や処分場設計の見直しなどを行い、安全性を確保できるようにする。
- ・ 以上の一連の技術的な検討に関する知見・データや評価結果など、あらゆる論拠をセーフティケースとして取りまとめ、規制機関を始めとしたステークホルダーの確認を受ける。

## 2-4 包括的技術報告書に統合された長期の安全確保に関する論拠

サイトを特定しない段階において長期の安全確保の見通しを示すために、包括的技術報告書では、第2次取りまとめ以降の最新知見を反映して、以下のような主張を支える論拠を取りまとめている<sup>1)</sup>。

### (1) 所要の安全機能を有する処分場を構築するための技術基盤

#### ① 処分場の設置に適した地質環境を選定する技術

サイトの適格性を判断するための要件や基準、これらに照らして安定な地質環境を選定するための方法論や、わが国の多様な地質環境に対してその特性を調査・評価する技術、取得した地質環境情報を処分場の設計および安全評価の対象となる地質環境モデルとして解釈・統合するための技術を整備してきている。こうした処分場の設置に適した地質環境を選定する技術の適用性については、深地層の研究施設計画などにおける実証試験や、わが国の地下深部に広く分布する岩種の特徴を反映した地質環境モデルを具体的に提示することなどによって確認している。これらのことから、文献調査の段階以降、処分場の設置に適した地質環境を選定していくうえで、準備しておくべき技術基盤は適切に整えられてきている。

#### ② 所要の安全機能を有する処分場を設計する技術およびこれを実現するための工学技術

サイト環境条件を考慮して所要の安全機能を有する処分場を設計するため、処分場の各構成要素に期待する安全機能が発揮されるための設計要件を明らかにし、これを満足するように処分場の基本的な仕様を設計する方法を提示している。また、多様なサイト条件などに柔軟に対応するため、処分概念の多様化や設計オプションの技術開発を進めている。処分場を建設し、操業・閉鎖するために必要な関連技術についても、他の土木施設における十分な実績の蓄積とともに地層処分への適用に向けた技術開発が着実に進められており、十分な信頼性をもって実用化できる見通しを得ている。これらによって、サイトの地質環境条件に対して所要の安全機能を有する処分場を設計し、これを工学的に実現することに関して、文献調査以降の段階を進めていくうえで必要となる技術基盤を整えている。

#### ③ 設計した処分場の安全性を評価する技術

国際的な議論の進展や、地層処分システムのふるまいおよび放射線学的影響評価に関する解析技術の進歩などを踏まえ、地質環境モデルと設計した処分場に対応して、閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオの構築、評価モデルおよびパラメータの設定、線量評価という一連の方法と解析技術の基盤を整備している。これを技術的な基盤として、文献調査以降の事業段階を進めていくうえで、処分場の安全性を評価するための準備を整えている。

### (2) わが国の一般的な地質環境を想定した処分場に対する安全評価による安全性の見通し

全国規模で取得されている既存データをもとに、わが国の地下深部に広く分布する深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類という異なる特徴を有する三種類の岩種を検討対象母岩として選定し、各岩種の特徴を反映した地質環境モデルの構築を行い、これを想定されるサイトの地質環境条件として、処分場の仕様例を具体的に示した。また、設計した処分場に対する安全評価を行った結果、閉鎖後の長期において処分場によってもたらされると考えられる線量は、国内外の動向を参考として仮設定した安全性を検討するための「めやす」線量を下回ることを示された。

また、不確実性が大きい将来の人間の生活様式や地表環境の設定を必要としない補完的指標として、処分場の放射能に関する長期の閉じ込め性能や、処分場に残存する放射性物質による潜在的放射性毒性と天然ウランのそれとの比較などを示した。さらに、地質環境の長期安定性や人工バリアの長期挙動に関する安全評価上の設定の合理性を傍証するナチュラルアナログの事例を示した。これらにより閉鎖後長期に人間の生活環境に有意な放射線影響を与えないことを示唆する根拠を補強した。

### (3) セーフティケースとしての信頼性の提示

セーフティケースとしての信頼性を論じるためには、一連の技術検討に対する品質が確保されていること、不確実性を特定しこれに対処していること、技術的な検討を支えるマネジメントが的確に行われてい

ることなどが必要であり、包括的技術報告書では以下のように対応している。

#### ① 技術的品質の確保

包括的技術報告書における一連の技術検討においては、例えば、地質環境モデルの構築に当たっては品質に留意して取得された地下深部のデータを活用すること、解析手法や計算コードについては十分な実績があり品質が保証されているものを適用すること、モデルやデータ設定の技術的な妥当性などについて外部の専門家に確認を行いながら検討を実施することなど、技術的品質の確保に関する論拠を示している。

#### ② 不確実性への対処

人工バリアの設計では、地質環境特性の評価やバリア材の長期的な変質評価などの不確実性に対応するため、所要の設計要件に対して十分な余裕を持たせた仕様例を示した。また、基本シナリオの安全評価では諸外国の安全規制で示されている最も厳しい線量基準（ $10\mu\text{Sv/y}$ ）を事業者の目標として設定して検討を行うことや、十分な保守性を確保したモデル化やパラメータ設定により安全評価解析を実施している。

#### ③ マネジメントシステムの開発

安全な処分場を実現するためには、NUMO と関係機関が連携して技術開発を進めていくためのマネジメント、今後具体化されていく規制要件といった上位の要求事項に応じて処分場の設計要件などを階層的に管理する要件マネジメント、膨大な知識・情報・データを分野間・世代間で共有・継承していくための知識マネジメント、長期の事業展開を見据えた人的資源に関するマネジメントなどを体系的に実施していくマネジメントシステムの開発が必要であり、これらにかかわる事業者としての方針や考え方を示している。

#### （４）不確実性の低減に向けた技術課題の特定

地質環境の調査・評価、処分場の設計および建設・操業・閉鎖、安全評価にかかわる技術については、さらなる信頼性向上に向けた取り組みが必要であり、これに向けた技術課題を提示している。

包括的技術報告書は、特定のサイトを対象としないセーフティケースとして、地質環境モデルの構築においては、適切なサイト選定によって処分場を設置する母岩は隆起・侵食の影響が及ばない十分な深度にあり、好ましい地質環境特性が長期にわたって維持されるものとしたこと、また、地質環境特性の空間的な不均質性などに起因する調査データの不確実性などはサイトに依存するため、各検討対象母岩について代表的な特性値を設定したことなど、地質環境の時間的・空間的の評価にかかわる不確実性を直接的に取り扱うことは行っていない。地質環境の長期的な変遷を反映した地質環境モデルの構築と処分場設計や安全評価への反映は、サイト特定後の段階的な調査において具体的に実施していく。

包括的技術報告書は、以上の（１）～（４）に統合した多面的な論拠をもって、サイトを特定しない段階において、わが国の地質環境において長期の安全確保ができる見通しを示している。

### 3. 安全コミュニケーションにおいて留意すべき地層処分特有の論点

これまでNUMO が実施してきた包括的技術報告書に関する説明会<sup>4)</sup>や様々な対話活動の経験から、多様な科学技術分野における専門家との地層処分の安全コミュニケーションにおいて留意すべき点として、以下を挙げることができる。

#### ① 数万年以上といった長期における自然現象（特に断層活動）の影響

2-2 で述べた処分場に著しい影響をもたらす自然現象のうち、特に断層活動については、その活動の予測が困難あり、数万年以上にわたって安定な場所を選定することはできないとの懸念が示されることが多い。サイト近傍に存在する規模の大きな活断層については、入念な調査を行うことでその位置を把握し、影響を回避することは可能と考えられる。しかし、活断層の見落としが生じる可能性があること、またサイト選定時に活断層が存在しなくても、将来的に地下深部から断層が伸展してくる可能性を科学的に否定することはできない。

これに対して、包括的技術報告書の安全評価では、地下から伸展してきた断層が処分場を直撃する確率は $2.2 \times 10^{-7}$ （回/年）程度と100万年に1回も生じない極めて小さな確率であること、またこのような事象

が処分場閉鎖後 1000 年時点で起こることを仮定して地表への放射線影響を評価した結果は年間 14mSv であり、人間の健康にただちに影響を与えるものではないことを示している<sup>1)</sup>。こうした論拠には、なお研究開発を行って信頼性を高めていく必要があるが、将来にわたって断層活動を確実に回避できることを保証できなければ処分場は成立しないというわけではなく、事象の発生確率の低さとこれが生じた場合の影響の大きさから、将来の断層活動によりもたらされるリスクに基づく検討を様々な専門家の見解を取り入れながら進めていくことが重要と考えられる。

## ② 解析による長期的な評価に対する信頼性

数万年以上の長期を対象とした処分場の状態変遷や核種移行挙動など、安全評価で行う解析の結果が信頼できるのかという懸念がしばしば示される。数万年以上の長期に対する解析的な評価結果に不確実性は避けられない。ここで重要なことは、こうした現象自体を科学的な厳密性をもって取り扱い、どれだけ真の値に近い結果を出すかということではなく、地層処分の安全性を判断するという意味で十分な解析を行っているかどうかである。解析モデルやデータの整備に当たっては、保守性を確保したモデル化やパラメータ設定、解析コード・モデル・パラメータの妥当性に関する専門家の確認、複数のコードを用いた解析による最も保守的な結果の採用など、数値解析の信頼性確保に必要なあらゆる手立てを講じる。また、解析モデルや計算コードについては、理論解や室内実験との比較、ベンチマークとなる解析コードとの比較といった検証 (Verification)、および現場実験や地下研究所などで取得した様々な挙動の実測データに対する再現性の確認といった妥当性確認 (Validation) をできる限り行う。さらに、セーフティケースでは、安全評価による解析に加え、ナチュラルアナログを活用して長期予測に対する信頼性の傍証などを行う。安全性のコミュニケーションでは、このような考え方とそれに基づく論拠を共有することで、信頼性を議論することが重要と考えられる。

## 4. おわりに

長期における地層処分の安全性については、将来の人間が有意な放射線影響を受けるリスクは受け入れ可能な十分低いレベルであるとする論拠が、十分に信頼に足るものとしてステークホルダーに受け入れられることが必要である。セーフティケースは、統合された多面的な論拠によってこの判断の材料を提供する。前報(1)で述べられた通り、セーフティケースは事業の進展に応じて段階的に詳細化し、処分場を閉鎖するまで信頼性の向上を図るものであり、最新知見を踏まえた安全性の見通しとともに、その段階における不確実性を明らかにし、次段階においてそれにどのように対処するかを示すことが重要である。専門家を含めた多様なステークホルダーに地層処分の安全確保に関して相互理解を得ていくためには、個別の技術分野にかかわる論拠のみならず、セーフティケースに基づく安全性の説明の全体像を示し、コミュニケーションを進めていくことが重要である。

## 参考文献

- 1) 原子力発電環境整備機構 (2021) : 包括的技術報告 : わが国における安全な地層処分の実現—適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築—, NUMO-TR-21-03.
- 2) 総合資源エネルギー調査会 (2014) : 最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価—地質環境特性および地質環境の長期安定性について—, 総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会 地層処分技術 WG.
- 3) 核燃料サイクル開発機構 (1999) : わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—総論レポート, JNC TN1400 99-020.
- 4) NUMO ホームページ : 地層処分技術オンライン説明会 (改訂した包括的技術報告書), <https://www.numo.or.jp/technology/techpublicity/lecture/210513.html>.

---

\*Tetsuo Fujiyama<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Waste Management Organization of Japan

(2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場)

## [1A\_PL03] 安全コミュニケーションに関するパネル討論

\*朽山 修<sup>1</sup>、飯塚 敦<sup>2</sup>、下茂 道人<sup>3</sup>、半井 健一郎<sup>4</sup>、廣野 哲朗<sup>5</sup>、若杉 圭一郎<sup>6</sup> (1. 原安協、2. 神戸大、3. 深田地質研、4. 広島大、5. 阪大、6. 東海大)

地層処分事業では、事業者が事業の段階ごとに最新知見を反映して処分場の安全性を説明するための文書として「セーフティケース (Safety case)」を取りまとめ、それを拠り所として社会に対して繰り返し説明していくことが求められる。セーフティケースの内容は広範な科学技術分野にわたり、地層処分の安全確保の考え方に特有な論証構造を有しているため、各関連学術分野の専門家にとっても難解であり、安全コミュニケーションを進めるうえでの課題となっている。本企画セッションでは、地層処分の安全コミュニケーションの現状と課題を共有し、特に各関連学術分野の専門家間のコミュニケーションに焦点を当て、今後の取り組みなどについて議論する。

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

## [1D\_PL] 核燃料の今後の展望

討論バージョン

座長：黒崎 健 (京大)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場

---

### [1D\_PL01] 多様な燃料形態と研究開発の展望

\*黒崎 健<sup>1</sup> (1. 京大)

### [1D\_PL02] 軽水炉燃料

\*宇埜 正美<sup>1</sup> (1. 福井大)

### [1D\_PL03] MOX燃料

\*前田 誠一郎<sup>1</sup> (1. JAEA)

### [1D\_PL04] 金属燃料

\*尾形 孝成<sup>1</sup> (1. 電中研)

### [1D\_PL05] 窒化物燃料

\*高野 公秀<sup>1</sup> (1. JAEA)

### [1D\_PL06] 高温ガス炉燃料

\*植田 祥平<sup>1</sup> (1. JAEA)

### [1D\_PL07] 熔融塩燃料

\*有田 裕二<sup>1</sup> (1. 福井大)

### [1D\_PL08] 総合討論

## 核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —

## Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —

## (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

## (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

## (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのみナーアクチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

#### (4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

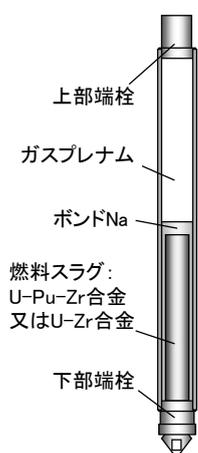


図2 金属燃料ピン

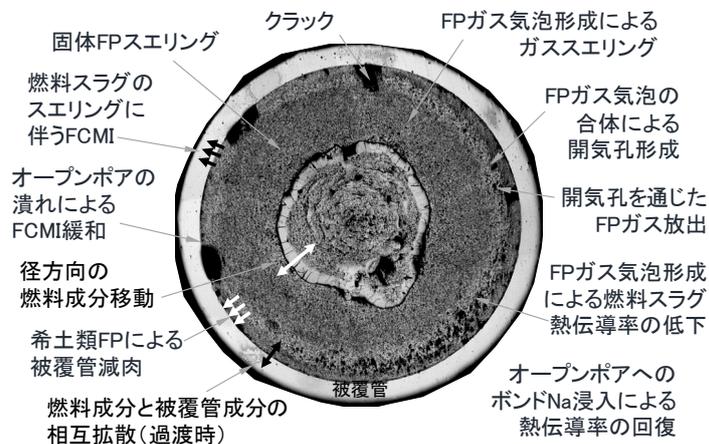


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同でU-Pu-Zr金属燃料ピン6本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）によるMA核変換のため、JAEA原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MAとPu）窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物球状粒子をTiN母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行いPIEデータのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所のNUCEFで燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIEも視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本でHTTR用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970年代から90年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）におけるOGL-1インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $\text{UO}_2$ 燃料核移動やSiC層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界とFP放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTRの出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証したJMTR・94F-9Aキャプセル照射試験では、照射温度約1300°C、照射量約 $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約364日で設計燃焼度33GWd/tの約2倍の60GWd/tまで実証された。

現在は $\text{UO}_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5MW/m<sup>3</sup>）を目指した設計研究がJAEAにおいて進められている。そのための照射試験・PIEは2010年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもとWWR-K照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は100GWd/t（照射最高温度1150°C）まで健全性が実証されたが、最高160GWd/tを目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードのCode B-2、FIGHTを高精度化するため、高速中性子照射量 $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$ 付近までのTRISO被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

## 核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —

## Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —

## (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

## (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

## (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

#### (4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

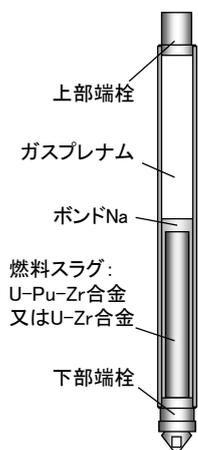


図2 金属燃料ピン

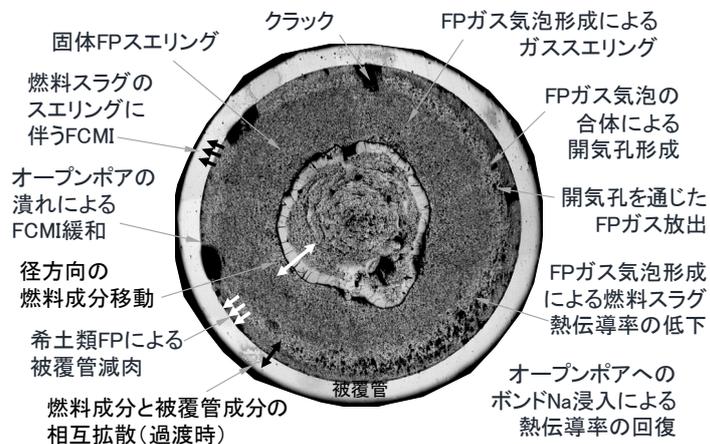


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所（INL）他において、MA含有金属燃料の照射後試験（METAPHIX他）、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同でU-Pu-Zr金属燃料ピン6本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム（ADS）によるMA核変換のため、JAEA原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU（MAとPu）窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物球状粒子をTiN母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験（PIE）データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行いPIEデータのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所のNUCEFで燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIEも視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

日本でHTTR用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970年代から90年代にかけて主に材料試験炉（JMTR）におけるOGL-1インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における $\text{UO}_2$ 燃料核移動やSiC層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界とFP放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTRの出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証したJMTR・94F-9Aキャプセル照射試験では、照射温度約1300°C、照射量約 $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約364日で設計燃焼度33GWd/tの約2倍の60GWd/tまで実証された。

現在は $\text{UO}_2$ 燃料の実用化に向け、高燃焼度化（33→160GWd/t）や高出力密度化（2.5→5.5MW/m<sup>3</sup>）を目指した設計研究がJAEAにおいて進められている。そのための照射試験・PIEは2010年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもとWWR-K照射炉施設にて進められてきた。小型炉（HTR50S）用燃料は100GWd/t（照射最高温度1150°C）まで健全性が実証されたが、最高160GWd/tを目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードのCode B-2、FIGHTを高精度化するため、高速中性子照射量 $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$ 付近までのTRISO被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料（福井大学・有田 裕二）

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

**核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —****Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-**\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所**1. はじめに**

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

**2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —****(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

**(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）**

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

**(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）**

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウム、マイナーアクチノイド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10 wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

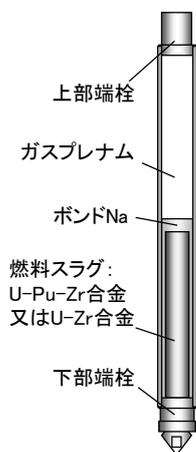


図2 金属燃料ピン

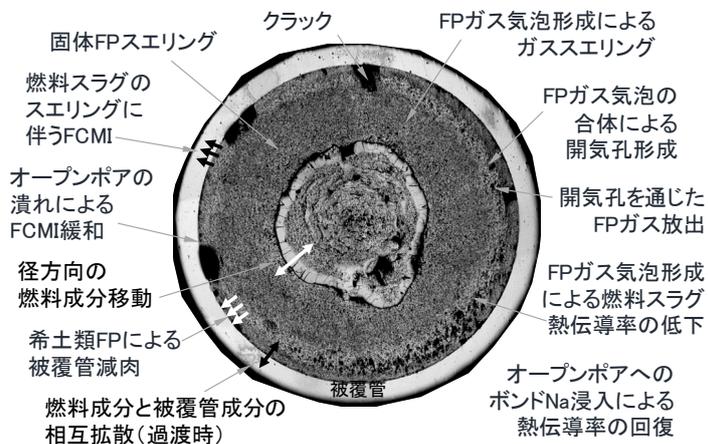


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における  $\text{UO}_2$  燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約  $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は  $\text{UO}_2$  燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 (2.5→5.5 MW/m<sup>3</sup>) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量  $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$  付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

## 核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —

## Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —

## (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

## (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

## (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルサーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウム、マイナーアクチノイド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

**(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)**

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10 wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19 at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

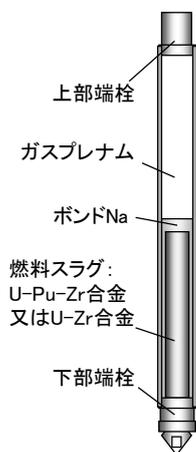


図2 金属燃料ピン

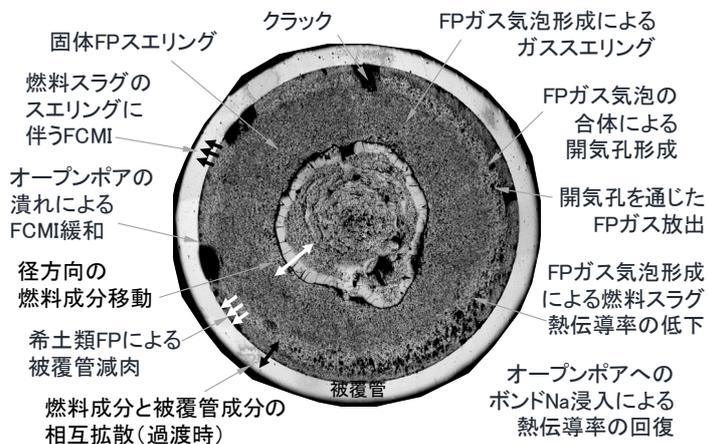


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における  $\text{UO}_2$  燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約  $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は  $\text{UO}_2$  燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 ( $2.5 \rightarrow 5.5 \text{ MW/m}^3$ ) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量  $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$  付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見をとりまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

**核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —****Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-**\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup> 京都大学, <sup>2</sup> 福井大学, <sup>3</sup> 日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup> 電力中央研究所**1. はじめに**

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

**2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —****(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

**(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）**

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

**(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）**

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

#### (4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

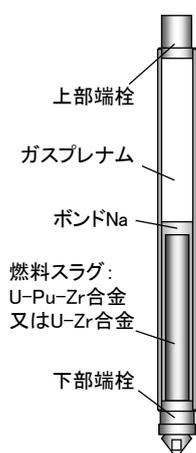


図2 金属燃料ピン

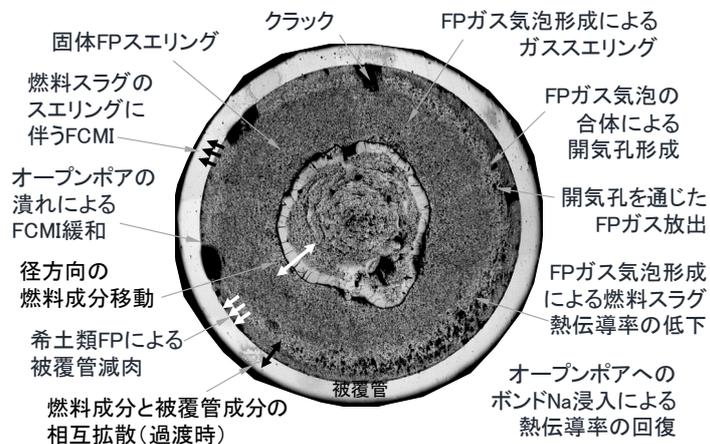


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における  $\text{UO}_2$  燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約  $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は  $\text{UO}_2$  燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 (2.5→5.5 MW/m<sup>3</sup>) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量  $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$  付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

**核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —****Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-**\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所**1. はじめに**

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

**2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —****(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

**(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）**

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

**(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）**

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのみナーアクチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

#### (4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

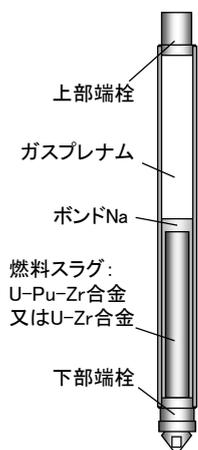


図2 金属燃料ピン

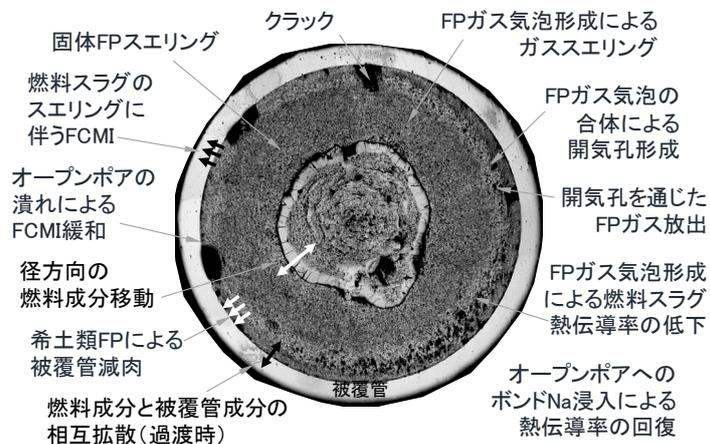


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における  $\text{UO}_2$  燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約  $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は  $\text{UO}_2$  燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 ( $2.5 \rightarrow 5.5 \text{ MW/m}^3$ ) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量  $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$  付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

## 核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —

## Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

\*黒崎 健<sup>1</sup>, \*宇埜 正美<sup>2</sup>, \*前田 誠一郎<sup>3</sup>, \*尾形 孝成<sup>4</sup>\*高野 公秀<sup>3</sup>, \*植田 祥平<sup>3</sup>, \*有田 裕二<sup>2</sup><sup>1</sup>京都大学, <sup>2</sup>福井大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構, <sup>4</sup>電力中央研究所

## 1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

## 2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —

## (1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

## (2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

## (3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスールとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWD/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

#### (4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

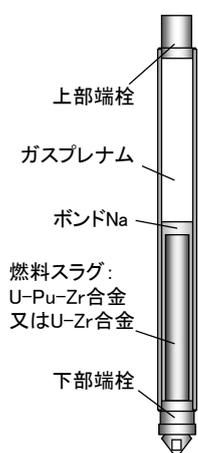


図2 金属燃料ピン

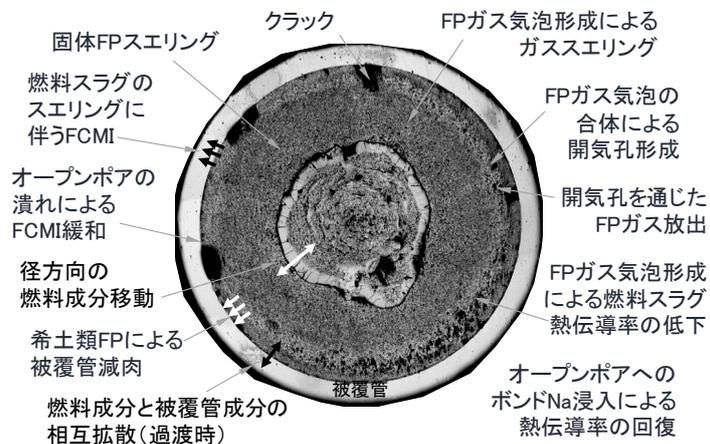


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

#### (5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

#### (6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における  $\text{UO}_2$  燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約  $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は  $\text{UO}_2$  燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 ( $2.5 \rightarrow 5.5 \text{ MW/m}^3$ ) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量  $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$  付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

#### (7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

### 3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

---

\*Ken Kurosaki<sup>1</sup>, \*Masayoshi Uno<sup>2</sup>, \*Seiichiro Maeda<sup>3</sup>, \*Takanari Ogata<sup>4</sup>, \*Masahide Takano<sup>3</sup>, \*Shohei Ueta<sup>3</sup> and \*Yuji Arita<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Kyoto Univ., <sup>2</sup>Univ. of Fukui, <sup>3</sup>JAEA, <sup>4</sup>CRIEPI

(2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場)

## [1D\_PL08] 総合討論

「核燃料の今後の展望 - 討論バージョン-」では、2021年春の年会から継続して、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料を議題として取り上げる。それぞれの燃料形態について「照射試験」に的を絞った研究開発の現状と課題を概説した後、それを基に総合討論を行う。本企画セッションは講演よりも討論に主眼を置いており、今後の核燃料開発に向けて、発表者と会場出席者による活発な議論が期待される。

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

## [1E\_PL] 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント

座長：山本 章夫 (名大)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 E会場

---

### [1E\_PL01] 原子力安全部会 WGでとりまとめた外的事象に関する今後の課題

\*糸井 達哉<sup>1</sup>、宮田 浩一<sup>2</sup> (1. 東大、2. ATENA)

### [1E\_PL02] 事業者における取り組み

\*国政 武史<sup>1</sup> (1. 関西電力)

### [1E\_PL03] 規制における取り組み

\*谷川 泰淳<sup>1</sup> (1. 規制庁)

### [1E\_PL04] 総合討論

## 原子力安全部会セッション

外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント  
Safety Measures and Risk Management of Nuclear Power Plants against  
External Events

## (1) 原子力安全部会 WG でとりまとめた外的事象に関する今後の課題

(1) Challenges Concerning External Events Identified  
by the Working Group of AESJ Nuclear Safety Division\*糸井 達哉<sup>1</sup>, 宮田 浩一<sup>2</sup><sup>1</sup> 東京大学, <sup>2</sup> 原子力エネルギー協議会 (ATENA)

## 1. はじめに

2011年3月の福島第一原子力発電所事故の直接的な教訓を踏まえて策定された原子力安全規制により、発電所施設では、重大事故等対処施設 (SA 設備) や特定重大事故等対処施設 (特重施設) などの追加設備も含め、従来と比較して高い堅牢性を要求されている。また、安全規制以外にも、事業者、産業界、学協会、推進行政 (資源エネルギー庁)、地方公共団体などで外的事象に対する重要性の認識や取り組みが広がっている。このような取り組みを継続することで、原子力施設の安全性に関連する外的事象の研究や安全対策の見直しなどを、今後行うことが必要である。

外的事象、特に規模が大きく発生頻度が稀な自然事象には、発生時の規模、性状、発生頻度の予測に大きな不確かさがある。このため、許認可時に想定した範囲を超えた事象が発生する可能性をゼロにすることはできず、設備設計の想定を超えた事象が起これば重篤な事態を招く可能性があるとも考えられる。したがって、現在の想定を超えた外的事象が発生した場合の備えとして、特に、災害発生下での運用性の高い緊急時対応 (アクシデントマネジメント) も含めた形で、リスクへの備えを高度化することが重要である。

一方、自然事象に関わる様々な研究から、どのように新たな知見を認識し、安全上重要な新知見が見出された場合に、拙速ではなく迅速かつ適切な対策を講じるかも重要な課題である。このような福島第一原子力発電所事故の教訓として提起された背後要因に関わる課題については、今日においても同様に重要な課題であり、長期的な視点で安全性を高めることにもつながる。

日本原子力学会原子力安全部会外的事象に対する安全確保の高度化 WG (2019年7月に設置) では、以上の認識のもとに、自然事象を中心に、諸外国における対応などの調査を踏まえて、我が国の規制の対応、国及び事業者の安全推進体制や対応を再検討することで、経過報告として課題の指摘と改善の提言を11の課題としてとりまとめた (<http://www.aesj.or.jp/~safety/>)。本稿では、それらの課題のうち、外的事象 (自然事象、人為事象など) に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方に係る5つの課題を中心に紹介する。

## 2. 外的事象 (自然事象, 人為事象) に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方

## 2-1. ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入 ~設備などのグレーディング~

SA 設備等が導入されたが、事故時の対応を見据えた体系的な整理がなされておらず、また、グレード分けされていないため、日常の性能維持活動に多くのリソースが必要となっている。一方で、特重施設が独立に要求され、効果的に活用する戦略的マネジメントが課題となる。

福島第一、第二原子力発電所の事故の経験や、米国での対策等を踏まえると、自然現象等の不確かさ・複雑さを考慮し、設計で対処する領域を超えた領域ではマネジメント主体で対処することが適切である。また、設備グレーディングに関しては、事故事象が複雑化しない段階での対処を優先 (prevention 重視) し、安全対策活用の容易さを考慮することで、設計基準対象施設 (DB 設備) のグレードを高く、次いで常設 SA 設備、特重施設、可搬 SA 設備とグレーディングすることが適切と考える。

## 2-2. 外的事象毎の特性の考慮と評価法

福島第一原子力発電所事故では、地震による影響は限定的であったが、設計基準を大幅に超える津波による被害で大量の放射性物質の放出に至った。このように、外的事象の特性は大きく異なることを踏まえた対応をとっていくことが課題である。

規制基準上は SA 設備に対して外的事象への耐力が一律で要求されているが、発電所内に自然現象の特性に応じた対応が可能な設備等があれば良く、柔軟なマネジメントを促進できる。また、自然現象の前兆を捉えた対応手順を準備することや自然現象毎に脆弱個所をあらかじめ同定し、復旧手順やツールを準備、想定される事故シーケンスに応じた体制、手順を整備することが求められる。

## 2-3. 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み

現行規制基準では設計基準を超える自然現象に対しては、おおまかなプラント状態を想定した上で、使用可能な SA 設備等で対応できることを確認している（大規模損壊対応）。一方で、自然現象の大きな不確かさが故に、設計基準ハザードは過度に保守的に設定されがちであり、マネジメントを阻害する要因となり得る。

設計基準を超える自然現象に対する取組を強化する方法として、想定される事故シーケンスに対応する最小の組合せ（ワンパス）を確保することが考えられる。また、当該自然現象に対する脆弱個所の同定と対応方法を明確にすることで、大規模損壊への対応力も向上できる。加えて、設計基準を超えた場合のプラントの挙動や設計基準への取組がマネジメントに与える影響を考慮して設計基準ハザードを設定することが適切である。

## 2-4. 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能

福島第一原子力発電所事故で、設計基準対応の設計が、SA 対応で阻害要因となり、DB と SA の相反性が課題となっている。具体的には、耐圧強化ベントライン上の空気作動弁（隔離弁）がフェールクローズ設計であり事故対応を困難にしたこと、IC の破断検出インターロックにより機能喪失した可能性などが挙げられる。

自然現象等による極端な外力を考慮すると、これまで想定してなかった事象が発生し得ることから、DB と SA の相反性が存在する事象を安全問題としてとらえ、事象を分析し、リスク評価していく仕組みを導入することが適切である。

## 2-5. 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備

福島第一原子力発電所事故後、発電所内の SA 設備等を活用して事故収束を図るよう手順等が定められ、頻繁に訓練が実施されているが、外部とのコミュニケーションや外部からの資機材の調達などに課題がみられる。

国情や制度を勘案したうえで、発電所外からの支援体制と国、自治体が適切に関与する体制を構築することが必要である。また、統合本部では、国と事業者、学協会の権限と役割を明確にし、福島第一原子力発電所の事故時に見られた不要な干渉や外乱を排除していく必要がある。

## 3. まとめと今後の課題

以上のような議論を今後も継続する必要がある、それ自体が本 WG で認識された課題の一つである。本報告書で取り扱っていない自然災害と原子力災害の同時発生時の対処などのテーマの議論も行う必要がある。これらの活動と並行して、改善提案の実施に向けた活動を各ステークホルダーの理解と協力を得ながら行う必要がある。具体例としては、以下が挙げられる。

- (1) 関係者間での提言の共有
- (2) 事業者の自主的安全性向上活動への反映
- (3) 規制制度への反映
- (4) 検査制度における外的事象の取り扱いの議論
- (5) 安全目標の議論と併せた検討

参考文献

1) 一般社団法人 日本原子力学会 原子力安全部会 外的事象に対する安全確保の高度化WG：外的事象に対する原子力発電所の安全対策に関する経過報告，2021年4月20日  
([http://www.aesj.or.jp/~safety/GaitekiJisho\\_Keika\\_2021.pdf](http://www.aesj.or.jp/~safety/GaitekiJisho_Keika_2021.pdf))

---

\*Tatsuya Itoi<sup>1</sup> and Koichi Miyata<sup>2</sup>

<sup>1</sup>The Univ. of Tokyo, <sup>2</sup>Atomic Energy Association (ATENA)

原子力安全部会セッション

外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント

Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

(2) 事業者における取り組み

(2) Activities in Nuclear Utilities

\*国政 武史, 鈴江 和昌, 西川 武史

関西電力株式会社

1. 外的事象を踏まえた原子力発電所の設計について

2011年の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規規制基準の規定に基づき、外的事象（地震、津波、外的火災、竜巻等）に対しても、様々な対策を行ってきた。

地震の対策としては、発電所周辺の断層の運動性等の評価条件を保守的に考慮したことにより、基準地震動  $S_s$  を引き上げたことから、必要箇所に耐震補強工事を実施した。津波の対策としては、想定される最大規模の津波に対し、防潮ゲート、防潮堤等を設置した。他ハザードについても、ハザードの性質からプラントへ与える影響を確認し、例えば竜巻については飛来物に対し、防護ネットを設置する等、各種対策を鋭意、進めてきた。

**外的事象から発電所を守る備え(事故発生防止)**

**地震**

○発電所周辺の断層の運動性等について、詳細な調査を実施。



保守的に運動性等を評価し、地震想定を引上げ。  
(基準地震動  $S_s$ : 700ガル)  
必要箇所には耐震補強等実施。

**津波**

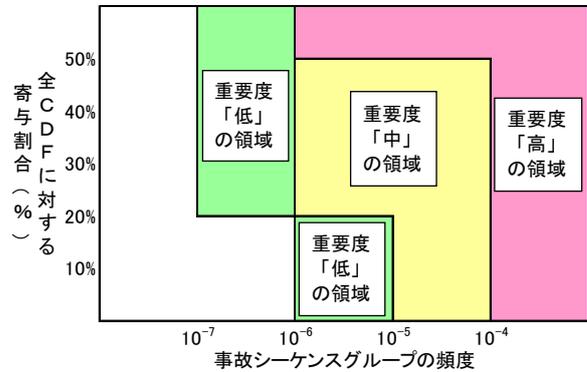
○最大規模の津波を想定し、取水路防潮ゲート(T.P.+6.5m)、放水口側防潮堤(T.P.+8.0m)を設置。



<水位上昇側>(入力津波高さ)  
・取水路閉塞部前面: T.P.+6.2m  
・3、4号機海水ポンプ室前面: T.P.+2.8m  
・放水路(奥): T.P.+6.7m  
<水位下降側>(入力津波高さ)  
・3、4号機海水ポンプ室前面: T.P.-2.5m

2. 外的事象に対する運用上の管理状況

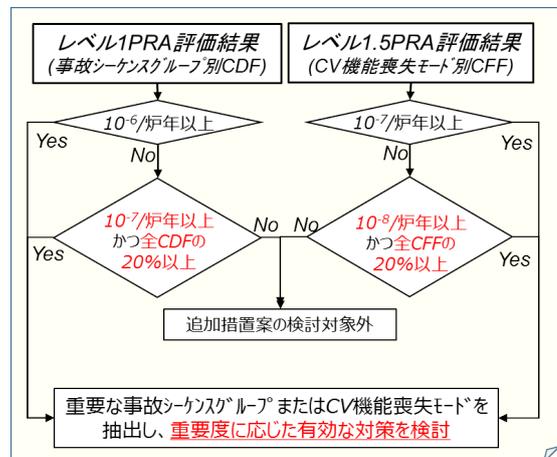
1. にて実施した各対策が有事の際、問題なく機能するよう、設備自体の確実な保守管理、策定した手順の実効性を確認すること等を目的とした訓練、各種評価の前提条件に変更がないことの確認について保安規定に定め、定期的な確認や操作員の習熟度向上を継続して行っている。



3. 安全性向上評価での外的事象の評価状況

1. 2. に記載のとおり、新規規制基準に対応するべく、設備改造等を進めてきたところであるが、更に安全性を向上するための効果的な対策の検討を目的として、これらの設備・対策等を盛り込んだ、外的事象に対する確率論的リスク評価（地震 PRA、津波 PRA）を行った。

これらの結果を、事故シーケンスグループ、CV機能喪失モードを分析することで、全体リスクへの寄与が大きいものに着目することで、優先的に追加措置の検討を行っている。また、今後、これらの追加措置が完成した後、リスク評価を行うことで、これらの追加措置により、どの程度、リスク軽減するか等の分析を行っていく。



\*Takeshi Kunimasa, Kazumasa Suzue, Takeshi Nishikawa

## 原子力安全部会セッション

## 外的事象に対する原子力発電所の安全対策とリスクマネジメント

## Safety measures and risk management of nuclear power plants against external events

## (3) 規制における取り組み

## (3) Activities in Regulatory Body

\*谷川 泰淳<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力規制庁

## 1. はじめに

本発表では、原子力規制委員会が発足以来進めてきた安全性向上への取組について、特に外的事象に焦点を当ててご紹介する。また、関連して、原子力規制委員会は令和2年7月に「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、約1年間にわたって継続的な安全性向上の在り方について議論を行い、検討チームにおいて「議論の振り返り」を取りまとめたので、この点についてもご紹介する。

なお、本稿・本発表は筆者個人の意見を述べるものであり、所属する組織の見解を示すものではないことを予めお断りする。

## 2. 規制機関におけるこれまでの取組

平成24年9月に発足して以来、原子力規制委員会は様々な安全性向上の取組を重ねてきた。最も大きなものが新規規制基準の策定（平成25年7月）であることは論を俟たないであろうが、それ以外にも、平成25年12月に施行された安全性向上評価届出制度、その後の10件を超える基準の見直し（いわゆるバックフィット）、平成29年の法改正により導入された米国ROP制度を参考とした新検査制度など、常に現状を省みる姿勢をもって継続的な安全性向上の取組を続けているところである。

外的事象という側面からいえば、基準の見直し案件は外的事象に関するものも多い。原子力規制委員会が実施する安全研究が基準の見直しにつながったもののほか、海外で発生した外的事象（自然災害）を踏まえて迅速に再評価を行った事例や、パブリックコメントにおける意見をもとに基準見直しの議論が進んだ事例などもあり、可能な限り多様な情報を取り入れることによって外的事象の持つ不確実性に立ち向かうよう務めている。また、外的事象は現象によって施設に及ぼす影響やその態様が千差万別であり、個別の事案の性質に応じて、基準の改正方法や経過措置の設定、改正後の手続等について工夫を重ねているところである。

## 3. 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」について

「継続的な安全性向上に関する検討チーム」では、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年という一つの契機に、これまで実践してきた「継続的な安全性向上」を規制機関に制度として根付かせ Sustainableなものとするには何が必要か、といったこと等について極めて幅広く議論を行った。検討チームのメンバーは、原子力規制委員会委員長・委員のほか、公共政策や行政法に識見を有する外部専門家、規制政策や規制実務に識見を有する外部専門家と原子力規制庁職員で構成し、原子力業界において従来から議論されていた論点も別の視点で議論し直してみるなど、多角的に幅広い議論を行うことができたものと思われる。

検討チームの議論は、全13回にわたる会合での議論を記録する「議論の振り返り」という形で残すこととした (<https://www.nsr.go.jp/data/000361353.pdf>)。詳しくはこちらをご覧ください。幸甚であるが、議論の全体を通じて、我が国においては外的事象に対する継続的な安全性向上が相当のウェイトを占めることや、外的事象などの不確実性の高い知見への対処の在り方などについて議論を深めることができた。

---

\*Tajun Tanikawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Regulation Authority

(2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 E会場)

## [1E\_PL04] 総合討論

原子力安全部会は、2019年7月に「外的事象に対する安全確保の高度化WG」を設置し、自然事象を中心とした外的事象特有の課題の抽出と、海外における対応などの調査を踏まえ、日本の国・電力事業者・規制の対応を再検討した。その結果は、3分類・11項目の提言に纏められ、公開されている。企画セッションでは、WGの活動内容や提言を説明すると共に、事業者と規制の立場から外的事象に対する取り組みをご紹介頂く。総合討論では、幅広い関係者からのフィードバックを得ながら、今後深掘りして議論する点を抽出する。

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

## [1G\_PL] 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

座長：増田 開 (QST)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場

---

[1G\_PL01] 北大病院における陽子線治療の現状と治療の高精度化を目指した研究開発について

\*松浦 妙子<sup>1</sup> (1. 北大)

[1G\_PL02] 北大電子線形加速器の更新とパルス中性子源「HUNS-2」の現況

\*加美山 隆<sup>1</sup> (1. 北大)

[1G\_PL03] 北大電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」の最近の利用研究

\*佐藤 博隆<sup>1</sup> (1. 北大)

## 加速器・ビーム科学部会セッション

## 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

## Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

## 北大病院における陽子線治療の現状と治療の高精度化を目指した研究開発について

## Status of Hokkaido University Proton Beam Therapy Center and Research Activities on High-Precision Proton Therapy

\*松浦 妙子<sup>1,2</sup>, 高尾 聖心<sup>1,2</sup>, 宮崎 康一<sup>1,2</sup>, 宮本 直樹<sup>1,2</sup>, 梅垣 菊男<sup>1</sup>

<sup>1</sup>北海道大学大学院工学研究院

<sup>2</sup>北海道大学病院医学物理部

北海道大学病院陽子線治療センターは2014年の開設以来、最先端技術を徐々に取り入れながら、治療人数を順調に増加させてきた。陽子線照射には、腫瘍周辺の正常臓器障害を抑えることが可能なスポットスキヤニング方式を採用し、これによって装置の小型化が実現した。また、体内臓器の動きを考慮して腫瘍に正確な線量を投与するために、動体追跡スポットスキヤニング陽子線照射技術を用いた治療を開始させた。これは腫瘍近傍に金マーカを埋め込み、2方向からのX線透視を行ってマーカの3次元位置をモニタリングしながら、マーカが所定の領域を通過する時だけ陽子線照射を行う技術である。さらに2015年から強度変調陽子線治療(IMPT)を開始し、従来のX線治療の最先端である強度変調放射線治療(IMRT)よりも正常臓器障害を抑える治療を実現した。また同年に、浅部腫瘍を短時間で照射するためのミニリッジフィルターを開発し治療に適用した。2020年にはガントリー搭載型のコーンビームCT(CBCT)に2軸CBCT機能及び2軸四次元CBCT機能を追加することにより、撮影時間を大幅に削減し、さらに腫瘍部位の視認が困難である患者の正確な位置決めを可能にした。

一方で、北大工学研究院では、北大病院、北大医学研究院、および(株)日立製作所、筑波大学、京都大学と共同で、治療の更なる高精度化や患者および医療従事者の負担軽減を目指した研究開発を進めている。日本医療研究開発機構(AMED)に支援を受けた「超低侵襲リアルタイムアダプティブ(RA)放射線治療の実現」においては、治療日毎に変化する患者体形や腫瘍形状に適応した治療を迅速に行うためのシステム開発、陽子線特有の飛程を考慮した位置決めや照射制御技術開発、がん細胞の陽子線照射中の回復効果などの生物学的側面も考慮した治療評価技術などの開発を進めている。また、JSTに支援を受けた「超小型音響センサを用いた生物学的適応型陽子線治療」においては、陽子線照射中に飛程を患者体内でモニタリングするためのイオン音響技術の開発を進めている。

本講演では、本学の陽子線治療に用いられている最先端技術の紹介と更なる高精度化を目指した研究開発について、今後の展望も含めて述べる予定である。

---

\*Taeko Matsuura<sup>1,2</sup>, Seishin Takao<sup>1,2</sup>, Koichi Miyazaki<sup>1,2</sup>, Naoki Miyamoto<sup>1,2</sup>, Kikuo Umegaki<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Faculty of Engineering, Hokkaido University, <sup>2</sup>Division of Medical Physics, Hokkaido University Hospital

## 加速器・ビーム科学部会セッション

## 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

## 北大電子線形加速器の更新とパルス中性子源「HUNS-2」の現況

Renewal of Hokkaido University electron linac and status of pulse neutron source facility, HUNS-2

\*加美山 隆

北海道大学

北海道大学の瞬間強力パルス状放射線発生装置研究室では、最大加速エネルギー45 MeV のパルス状電子ビームを発生させる線型電子線加速器を、強力かつ多量の電子線・X線・中性子線の発生を目的とし、1973年の完成以来45年の長きに渡り運用してきた。この加速器は2017年10月末日の停止まで非常に安定に運転され続けており、年平均200日の使用日数、各年2000~2500時間の運転実績を保ってきた。運転中、中性子科学分野では、世界初の加速器冷中性子源開発や様々な中性子実験手法・分光器・デバイスの開発に利用され、その成果は世界中の中性子源施設に取り入れられている。しかし運転期間の長期化に伴い、加速器の老朽化、保守部品不足等、運用面での課題が生じてきたため、2017年度から加速器を更新することとなった。

この加速器更新にあたっては、加速粒子の選択といった原点の検討に立ち戻って関係者の間で数年前から議論された。その中で、大学の研究利用上の汎用性や2次粒子生成時のパルス幅、安定性、運用コストといった多面的な視点から、旧加速器と同じ電子線の加速器が選択された。旧加速器は5 MWのクライストロン3台により、運転終了時期で1.1 kWの出力(加速電圧31 MeV/パルス幅3  $\mu$ s/50 pps 運転)があったが、新加速器では7.5 MWのクライストロン2台により、加速電圧32 MeV/パルス幅4  $\mu$ s/100 pps 運転として3.2 kWの出力と、旧加速器の約3倍の出力を計画した。これについて、加速管は2 m長×3本の古い構成から、3 m長×2本の構成へとレイアウトが変更されている。

旧加速器は2017年度10月末日の運用停止ぎりぎりまで運転が続けられ、最後まで安定したビームを供給し続けた。停止の翌日から旧加速器と付属装置の撤去作業が開始され、ひと月ほど撤去と新加速器の設置準備作業を実施、12月には新加速器の設置作業が始められた。大型部材は翌2018年1月中旬にほぼ設置を終え、5月までに機器間接続と配線作業、5月30日に新加速器を利用した中性子発生が確認された。以降、加速器の調整とエージング、施設内の出力増強対応作業等を実施、同年9月の北海道胆振東部地震でこの更新作業外であった電子ビーム誘導部で真空保持に問題が生じたものの、10月中旬に施設の変更申請が通って正式運用が承認されるといったスピードで加速器の更新を行うことができた。なお地震被害については2020年9月までに復旧工事を終え、現在は加速器本体から電子ビーム出口まで安定した状態にある。2019年10月以降は機器のエージングを繰り返しながらも、同年12月19日には3.0 kW (32 MeV×94  $\mu$ A、100 pps) のほぼフルパワーでの安定利用運転に成功し、現在は初期トラブルを克服しつつ実験に供している。

現在、北大電子線加速器の主な利用法は光核反応を利用した中性子の生成となっており、加速器更新後、中性子施設としてHUNS-2 (Hokkaido University Neutron Sources -2)と呼称されている。HUNS-2では、冷中性子源(15 Kメタン減速材)、熱中性子源(室温ポリエチレン減速材)、高速中性子源(減速材無し)と構成の異なる3種類の中性子源を用意しており、幅広いエネルギー領域の中性子を実験の要請に合わせて利用することが可能である。これら線源体系は、加速器更新の出力増強に合わせて、中性子線源周りの遮蔽の増強やターゲット冷却性能の向上、ターゲット配置の改良といった機能強化を行った。中性子ビームライン上には固定された実験装置は無く、実験者の必要に応じて測定体系の設置が可能という高い自由度を持つことも特長で、中性子小角散乱、中性子分光イメージング、中性子ソフトエラー試験といった応用研究が進められている。

\* Takashi Kamiyama

Hokkaido Univ.

## 加速器・ビーム科学部会セッション

## 北海道における加速器開発とビーム利用に関する最近の話題

## Recent Topics on Particle Accelerator Development and Beam Applications in Hokkaido

## 北大電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」の最近の利用研究

Recent Application Activities of Electron LINAC-driven Pulsed Neutron Sources at Hokkaido University,  
HUNS

\*佐藤 博隆

北海道大学

北海道大学大学院工学研究院の電子線形加速器（北大 LINAC）[1]は、初代の加速器が 1973 年に完成し、その後約 45 年間に渡り様々な電子線・X 線・中性子線利用研究が行われてきた。電子線形加速器は 2018 年に 2 代目に更新され、加速エネルギー 32 MeV・平均電流 100  $\mu\text{A}$ （最大）・パルス幅 4  $\mu\text{s}$ ・繰り返し周期 100 pps（最大）・出力 3.2 kW（最大）の性能を持ち、順調に利用運転に供されている。現在の主な利用目的は中性子ビーム利用で、meV 冷中性子源・数十 meV 熱中性子源・MeV 高速中性子源の 3 種類の特徴的な中性子源が利用できる小規模中性子実験施設 HUNS（Hokkaido University Neutron Sources）[1,2]として利用されている。中性子源から 6 m の位置で  $10^4$  n/cm<sup>2</sup>/s のオーダーの中性子が照射できることや、パルス中性子の飛行時間（TOF）法を利用したエネルギー分析型中性子実験が可能などなどが特徴である。

HUNS の歴史は長く（第 50 回日本原子力学会賞「歴史構築賞」受賞）、初代加速器時代は、世界中の加速器駆動中性子源施設に採用された様々な加速器駆動パルス冷中性子源の開発研究（世界初の加速器駆動冷中性子源の構築も含む）や、多層膜ミラーや磁気レンズといった中性子輸送光学素子の開発研究、TOF 分析型中性子イメージング検出器の開発研究、LAM（Large Analyzer Mirror）型逆転配置型中性子準弾性散乱分光器や回転楕円体スーパーミラーを利用した小型集束型中性子小角散乱装置「mfSANS」の開発研究といった、様々な中性子工学研究が数多く展開されてきた。このような中性子工学研究は近年も継続しているが、最近ではさらに中性子応用研究の実施数が増えてきていることが特徴である。

例えばパルス冷中性子源ビームラインでは、HUNS で開発された小型中性子小中角散乱装置「iANS（intermediate-Angle Neutron Scattering）」[3]を利用した物質のナノ構造解析が行われ、鉄鋼・軽金属・磁性材料・建築材料・食品のナノマテリアルサイエンス・産学連携・農工連携研究が大沼正人教授グループにより推進されている。パルス熱中性子源ビームラインでは、結合型ブロードパルス源と非結合型ショートパルス源を使い分け、パルス中性子 TOF 法を利用したエネルギー分析型中性子イメージング実験を行っている[4,5]。この技術は HUNS で生まれたもので、今は J-PARC でも利用されているが、HUNS での利用実験も活発である。産学連携で鉄鋼材料やリチウムイオンバッテリー、国際連携・文理融合でダマスカス鋼ナイフなどの研究を行っている。高速中性子源ビームラインでは直径 30 cm ほどの 3 本のマルチビームラインを構築し、大型の情報通信ネットワーク装置に関して、宇宙線中性子起因ソフトウェアの対策研究を産学連携で行っている[6]。当日はこれら最近の HUNS の中性子利用研究について紹介する。

[1] <https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/LINAC/>

[2] M. Furusaka, H. Sato, T. Kamiyama, M. Ohnuma and Y. Kiyonagi, Phys. Procedia **60** (2014) 167.

[3] T. Ishida, M. Ohnuma, B. S. Seong and M. Furusaka, ISIJ Int. **57** (2017) 1831.

[4] <https://www.eng.hokudai.ac.jp/labo/QBMA/Bragg-edge/>

[5] T. Kamiyama, N. Miyamoto, S. Tomioka and T. Kozaki, Nucl. Instrum. Methods A **605** (2009) 91.

[6] H. Iwashita, H. Sato, K. Arai, T. Kotanigawa, K. Kino, T. Kamiyama, F. Hiraga, K. Koda, M. Furusaka and Y. Kiyonagi, IEEE Trans. Nucl. Sci. **64** (2017) 689.

\*Hirota Sato

Hokkaido Univ.

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

## [1I\_PL] 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来

座長：郡司 智 (JAEA)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 |会場

---

### [1I\_PL01] 試験研究炉検討会による試験研究炉を対象とした炉物理研究推進のための要望の報告

\*北田 孝典<sup>1</sup> (1. 阪大)

### [1I\_PL02] 将来の炉物理研究炉に対する若手の意見

\*遠藤 知弘<sup>1</sup> (1. 名大)

### [1I\_PL03] 実験炉・研究炉を活用した炉物理研究の将来に対する問題提起

\*Willem F. G. Van Rooijen<sup>1</sup> (1. 福井大)

## 炉物理部会セッション

## 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来

Future of reactor physics study on experimental and research reactor

## (1) 試験研究炉検討会による試験研究炉を対象とした

## 炉物理研究推進のための要望の報告

(1) Report of requests for promotion of reactor physics study on research and test reactor

\*北田 孝典<sup>1</sup><sup>1</sup>大阪大学

## 1. 背景および概要

平成 29 年度より「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査・検討<sup>1)</sup>が文部科学省にて進められ、臨界実験装置やパルス炉など様々な炉型の比較検討の結果、中性子ビーム利用を主目的とした熱出力 10MW 未満の中出力炉が最も適切であるとの方向性が示された。さらに当該試験研究炉の概念設計及び運営の在り方について、令和 2 年度からは令和 4 年度までの期間で、原子力機構・京都大学・福井大学を中核的機関として検討が進められており、当該試験研究炉の利用ニーズを有する学术界、産業界、地元関係機関等からなるコンソーシアムからの幅広い意見を反映することとなっている<sup>2)</sup>。

一方、令和 3 年 3 月の日本原子力学会春の年会での炉物理部会全体会議において、部会長より「もんじゅ跡地試験炉計画への部会としてのコミット」について提起があり、炉物理部会として「もんじゅ」跡地に建設が計画されている試験研究炉の具体的な概念検討に反映すべき要望を取りまとめる試験研究炉検討会を設置し、炉物理部会人材育成 WG 研究炉 SWG からの提案「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」<sup>3)</sup>を踏まえながら検討を進め、令和 3 年 9 月を目途に取りまとめ案を報告することが決定された。また検討は主として年代で区分した 2 グループ（シニアと若手で自薦と他薦でメンバー募集）で行い、各グループの意見をまとめたものを炉物理部会としての考えとして示すことが想定されている。

本報告では、シニアグループで行われた検討内容および挙げられた要望について述べる。

## 参考文献

- 1) 「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉の調査・検討  
[https://www.mext.go.jp/a\\_menu/kaihatu/gensi/000005399\\_00001.htm](https://www.mext.go.jp/a_menu/kaihatu/gensi/000005399_00001.htm)
- 2) 「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況、第 13 回原子力委員会資料第 1 号  
[http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo13/1\\_haifu.pdf](http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo13/1_haifu.pdf)
- 3) 「次世代炉物理実験施設検討に関する提案」、令和 2 年 9 月 18 日、炉物理部会 人材育成 WG 研究炉 SWG  
[https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/proposal/documents/proposal\\_exp\\_reactor.pdf](https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/proposal/documents/proposal_exp_reactor.pdf)

---

\*Takanori Kitada<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Osaka Univ.

## 炉物理部会セッション

## 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来

## Future of reactor physics study on experimental and research reactor

## (2) 将来の炉物理研究炉に対する若手の意見

## (1) Younger researchers' opinions on research reactor for future reactor physics

\*遠藤 知弘<sup>1</sup><sup>1</sup>名古屋大学**1. 序論**

2021年3月に開催された原子力学会炉物理部会総会において、「もんじゅ」跡地に新たに建設が計画されている試験研究炉(以降、「試験研究炉」と略記)に対して、炉物理研究など推進の観点から必要な装置・設備等に対する要望等を取りまとめるための検討会(以降、「試験研究炉検討WG」と略記)設置が提案され、その検討会活動が承認された。この検討会活動の一環として、本発表者(遠藤)取りまとめのもと、試験研究炉に対して、次世代の炉物理研究を担う若手からの意見・要望を集約するための活動を実施することとなった。本発表では、試験研究炉に対する若手からの意見・要望集約のために実施した活動の概要および、炉物理部会員を対象として実施したアンケート結果の報告を行う予定である。

**2. 事前準備**

本検討作業における「若手」の定義として、「40歳未満の学生、技術者、研究者、教育者」とした。本検討の事前準備として、本発表者がコンタクトとれる範囲に限った若手(産学関係者の12名)に声をかけて、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に対する事前の意見収集を行った。ブレインストーミングを主目的とするため、(a) positiveな期待・意見・要望だけでなく、(b) negativeな意見・不安な点についても、併せて意見集約することとした。以上の事前意見を集約しつつ、zoomによる遠隔ミーティング機能を活用することで、2021年3月末に若手有志9名で議論する場を設けた。議論を通じて、前向きな要望を抽出する為には、「試験研究炉の仕様ありきで議論するのではなく、まずはあるべき姿、すなわち『そもそも炉物理部会の若手研究者が将来望む実験炉・研究炉は何か?』について、若手の間で意見を聴取し直すべき」との意見が出た。

**3. 試験研究炉検討WG若手検討会**

2.で述べた前準備結果も踏まえ、若手委員6名を選出し、2021年4月以降に毎月1回の頻度で、zoomを用いた遠隔ミーティング形式により検討会を実施した。まず、日本の原子炉物理の将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として広く意見を収集することができるよう、アンケートの設問項目について議論した。アンケート設問項目の一部は以下のとおり(①試験研究炉の新設が必要か否か、②今後の炉物理研究で解決すべき課題、③今後の炉物理研究/自身の研究にとって必要な「理想的な研究炉/実験施設」、④試験研究炉が新設された場合に実施したい研究開発・必要な設備、など)。また、本若手検討会での議論を通じて、本活動を通じて収集した炉物理分野若手の意見を項目分けし、若手要望を取りまとめる作業を実施した。現時点では「[1] 世界の炉物理実験をリードできるような研究拠点構築」を大きな骨子として、若手要望を取り纏めることを予定している。また、上記以外にも重要と思われた項目として、[2] 規制対応、[3] 情報公開、[4] 技術伝承・人材育成、の観点からも、本活動を通じて収集した若手要望を纏めることとした。

**4. Google フォームを利用したアンケート**

炉物理部会メーリングリストを通じて、将来を担う若い学生・研究者・技術者を主対象として、Google フォームを利用したアンケートを実施した。2021年6月末まで募集し、若手からの意見として学部生7名、大学院生17名、エンジニア5名、研究者14名、教職員3名の方々から回答を頂いた。当日の発表では集約したアンケート結果の一部について報告する予定である。

\*Tomohiro Endo<sup>1</sup><sup>1</sup>Nagoya Univ.

## 炉物理部会セッション

## 実験炉・研究炉による炉物理研究の将来

## Future of reactor physics study on experimental and research reactor

## (3) 実験炉・研究炉を活用した炉物理研究の将来に対する問題提起

## (3) Raising of issues on future of reactor physics study utilizing experimental and research reactor

\*Van Rooijen, Willem F.G.<sup>1</sup><sup>1</sup> 福井大学附属国際原子力工学研究所

**1. 背景** この論文では提案されている「福井炉」について議論する。「福井炉」というのは新しい試験研究炉の建設を目的とする事業である。しかしながら、この事業は多くの側面、特に研究目的と運営組織についてまだ不透明な状態である。既に決まっている点は原子炉の場所（敦賀半島の「もんじゅサイト」）と原子炉の出力（1万kW～2万kW）である。原子力安全研究協会の報告書 [1] では「福井炉」として伝統的な高中性子束炉が提案されている。原子炉物理学の観点から見て、高中性子束炉は伝統的な技術であるので、本稿では技術（炉心設計等）について議論しない。この論文では、原子炉物理学と関係のない、「福井炉事業」の成功に大きな影響があると思われる下記の4つの課題について述べる：

- 日本における原子力発電事業の将来
- 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任
- 政治的とその他の境界条件による企業のリスク
- 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク

**2. 議論**

**2-1. 日本における原子力発電事業の将来** 日本政府の現在のの方針で、2030年に電力の約20%を原子力発電で賄おうとしている。しかし、その目標は達成できないだろう。2019年時点で、原子力の発電量は63,779GWhで、国内の発電量に対して数パーセント程度しかなかった（図1）。この状態は2030年までに大きく変わる見込みがないと推測される。

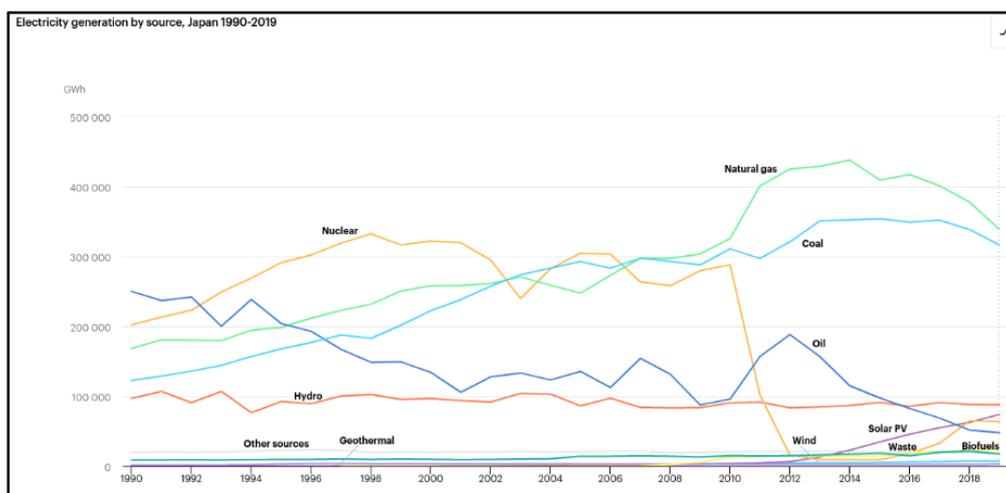


図1：日本における発電のエネルギー資源割合。2019年の原子力発電を歴史的な原子力発電と比べると：2010年に288,230 GWh、1996年に332,343 GWh。2019年の原子力による発電量は太陽光発電量より少なかった。（source: International Energy Agency）

\*Van Rooijen, Willem F.G. (ファン ローイエン ウィレム)

<sup>1</sup>Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, Tsuruga.

福島第一原子力発電所の事故以来、原子力に対して「新規制基準」が発令された。原子力発電所、原子力関連施設を有する企業・機関は多額の投資により施設の工事等を行い、新規性基準への適合を目指している。新規性基準適合のための総投資額は不明であるが、現在の概算量として10兆円は必要であると言われている[2]。日本国の人口で計算すると、1人当たり8万円になる。日本の国民と企業は、その金額を電気代で払う。既存の原子力発電所改善のために莫大な金額を使うので、経済的な実態として、既存の原子炉をできるだけ長く運転することを余儀なくされている。政府は原子炉が40年間の運転を終了した後で、できるだけ早く施設を建て替えるという計画を打ち出しているが、経済的にそのシナリオは不可能である。JAIFはすでに「既存システム利用の最適化」を推進しており[3]、80年間までの運転延長について現在も検討が始まっている[4]。

原子力の経費について国際市場でも検討する必要がある。産業における工業生産法の「学習効果」によると、生産量が大きくなるほど経費は減少する。図2に米国とフランスの原子力発電所の「overnight construction cost」を示す。通常の工業生産法を異なり、国における原子力発電の量が大きくなるほど、原子力の経費が拡大する。図3には、原子力とその他の発電技術の経費を示す。原子力の経費は国における原子力発電量が大きくなるほど拡大するが、その他の発電技術は通常通り、発電量が大きくなるほど経費が減少する。日本の将来の原子力発電所の建設経費は、図3で示すデータと大きく乖離しておらず、将来の原子力発電所の建設経費は法外な価格になる見込みである。

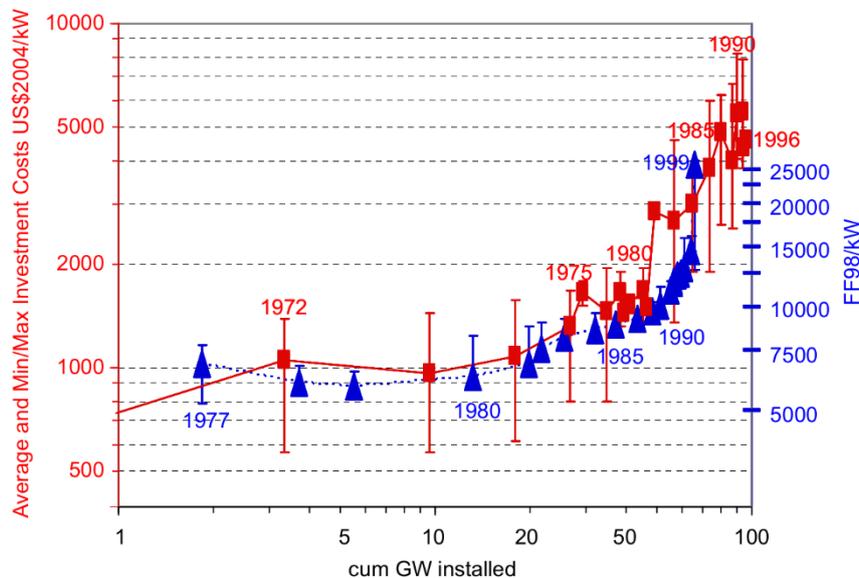


図2：米国とフランスにおける原子力発電所建設経費の歴史的な発展。国における原子力発電機能が大きくなるほど、建設経費が高くなっている。[5]から

上記に議論に基づき、日本における原子力発電事業の2040年までの発展について、下記のとおりになると思われる：既存の原子力発電所は少なくとも60年間運転され、電力会社は原子力発電所の新設の予算を確保できないという推測の下、2040年～2060年間に原子力は減少する見込みである。「福井炉」は2035年以前の運転開始は行われないため、「福井炉」の運転開始時は日本における“原子力の下り坂”の時代になる可能性が高い。

**2-2. 原子力の推進とその研究開発における国の政府の責任** 2019年12月に大阪で開催された国際会議「RPHA19」では、日本、韓国と中国における臨界集合体と研究炉について、近畿大学・教授 橋本憲吾先生の発表があった。橋本先生の発表では、日本における臨界集合体施設14基と研究炉16基（計30基）が紹介されている。橋本先生のデータを表Iに示す[7]。

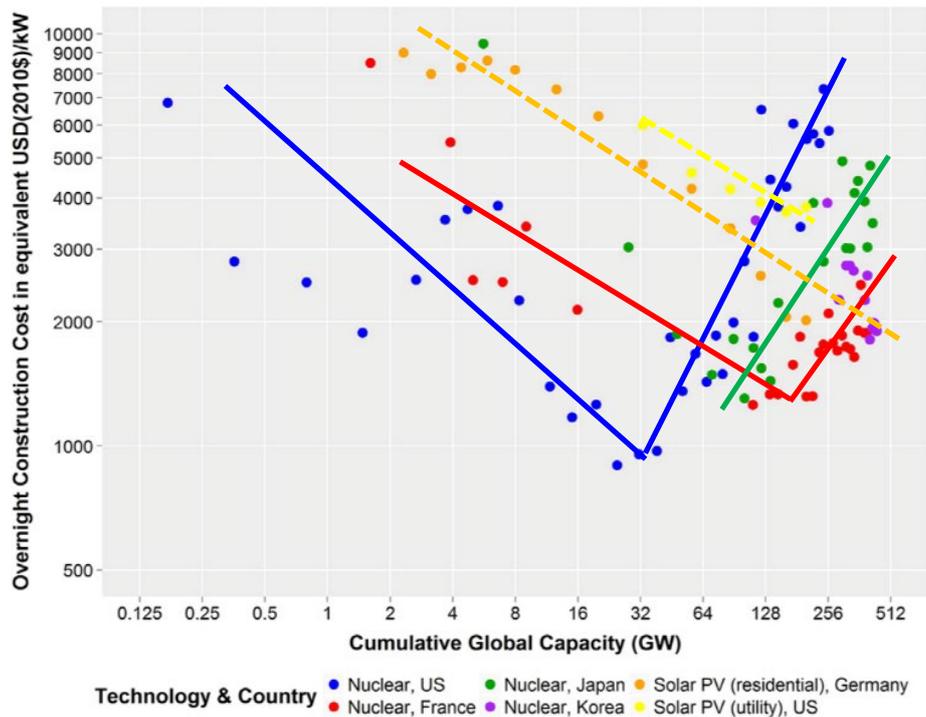


図3：原子力発電所建設経費の進展。米国、フランス、日本とともに、国における原子力発電機能が大きくなるほど建設経費は高くなる。現在、米国で建設中の APR-1000 「Plant Vogtle 3・4号機」とフランスで建設中の EPR 「Flamanville-3」のデータが含まない。[6]から。

橋本先生のデータを解析すると、いくらか面白い特徴がある。1つ目は30施設の中の21基がわずか14年の間(1957年～1971年)に運転が開始されたということである。このような早い成長は既存企業と規制の少ない新しい市場の特徴である。原子力の導入の先端国(米国、フランス、ドイツ、英国)に同様な成長があった。2つ目は、複数の施設が民間企業(東芝、日立製作所、三菱重工、住友)に運営されたということである。この特徴も自由市場の概念に基づいて説明できる：民間企業として潜在的な市場を発見し、研究開発の施設への投資を決定した。

2021年には、日本の研究炉の豊かな歴史はほぼ消えた状態になった。臨界集合体の14基の中、1基しか残っていない(KUCA)。研究炉に対して、16基のなか、2021年に4基は運転可能な状態であり(UTR-KINKI, KUR, NSRR, JRR-3M)、後2基の再稼働に可能性がある(JOYO, HTTR)。橋本先生は発表において、日本に残っている研究炉、特に大学が運営している施設は経費の上昇により運転中止になる可能性があると説明した。

そこで、原子力研究開発のための施設の確保の責任者について議論するべきである。現時点で、民間企業において原子力の研究施設の分担は研究開発と教育・人材育成の潜在能力より大きくなっているため、臨界集合体・研究炉を有する民間企業は存在しない。大学においても負担が大きく、2ヶ所以外の教育炉はすべて廃止された。普通の教育市場であるなら、UTR-KINKI の様な施設は20～30年前に建て替えられているはずである。教育用原子炉の収益は少なく、古い施設を継続的に運転する必要がある。つまり、教育のための原子炉・照射実験の原子炉は大学として経営できない施設になっている。

上記の状態であるので、「福井炉」は「国内戦略的な研究施設」の拠点、フランスの「Institut Laue Langevin」[8]と同様な基礎研究の施設として経営できる可能性がある。その場合、「福井炉」は基礎研究のための高強度中性子源としての役割を持つ。他の可能な運営方法として、民間企業の寄付金を経費に充て、教育・人材育成の施設として運営する。橋本先生の発表によると、60年前の日本では同様な例があった。

## 2021年秋の大会

表 I：日本における臨界集合体と研究炉の状態。「青いハッチング」：1957年～1971年の間に運転開始のあった施設。「赤い」：運転停止、廃炉。「緑」：運転中、運転可能。「黄」：再稼働の期待あり。[]から。

臨界集合体			研究炉・教育炉・照射炉		
Facility	Owner	Operation start	Facility	Owner	Operation start
AHCF	JAERI	1961.Jan.1	JRR-1	JAERI	1957.Aug.27
SHE	JAERI	1961.Jan.25	JRR-2	JAERI	1960.Oct.1
TCA	JAERI	1962.Aug.23	UTR-KINKI	Kindai Univ.	1961.Nov.11
OCF	Hitachi	1962.Oct.11	TRIGA-II	Rikkyo Univ.	1961.Dec.8
NCA	Toshiba	1963.Dec.11	HTR	Hitachi	1961.Dec.25
JMTRC	JAERI	1965.Oct.1	JRR-3	JAERI	1962.Jan.1
SCA	Sumitomo	1966.Aug.1	TTR	Toshiba	1962.Mar.13
FCA	JAERI	1967.Apr.29	Musashi	Tokyo C. Univ.	1963.Jan.30
MCF	Mitsubishi	1969.Aug.1	KUR	Kyoto Univ.	1964.Jun.25
DCA	JAERI	1969.Dec.28	JRR-4	JAERI	1965.Jan.28
KUCA	Kyoto Univ.	1974.Aug.6	JMTR	JAERI	1968.Mar.30
VHTRC	JAERI	1985.May.13	YAYOI	Tokyo Univ.	1971.Apr.10
STACY	JAEA	1995.Feb.23	NSRR	JAERI	1975.Jun.30
TRACY	JAEA	1995.Dec.20	JOYO	JAERI	1977.Apr.24
			JRR-3M	JAEA	1990.Mar.22
			HTTR	JAEA	1998.Oct.11

「福井炉」の目的が教育・人材育成であるとすれば、福井炉の経営費用は教育の結果を利用する者の責任となる（民間企業、規制庁、原子力機構）。「福井炉」の役割が「国内戦略研究施設」であるならば、国の交付金による経営は妥当と言える。

**2-3. 政治的とその他の境界条件によるリスク** 世界の初の第4世代液体金属高速炉の設計と建設を目的としたフランスの原子力庁CEAが運営した「ASTRID計画」は2019年に中止になった。ASTRID計画は、予算は850億円であり、600人と企業11社、複数の国際協力協定により10年間で実施されたが、失敗に終わった。2021年に「ASTRID計画」の崩壊を解析する論文が出版された[9]。解析の結果として、「ASTRID計画」の崩壊には複数の原因があった。大きな影響があった原因は、政治的な支援と財務的な境界条件であった（[]から）：

”[...] in 2009, it was the CEA that fought for reviving SFRs through the funding of ASTRID in the framework of the national loan program. [...] The CEA understood that a window of opportunity was opening that was unexpected after two decades of waiting and uncertainty, and it was able to take advantage of it. [...] the decision to launch ASTRID itself was largely contingent on a political situation and the result of the successful strategy of a particular actor, namely, the CEA [...] The ASTRID project can be interpreted as having suffered from too much instability: instability of the project’s identity, of its deployment scale and dimension, of the objectives assigned to it, and finally, of the network of actors involved. [...] ASTRID was therefore, in a way, a revelation of the paradoxes of the so-called nuclear renaissance: [...] an industry that was expected to conform to the highest standards of quality, reliability and economic competitiveness, with organizations whose skills had been particularly eroded by long decades of activity at half-mast.”

「福井炉計画」は「ASTRID 計画」と比べたら十分小さいと言えるが、この計画の境界条件はとてよく似た状態であるので、「ASTRID 計画」の崩壊の原因について、参考するべきである。福島第1原子力発電所の事故ともんじゅの廃炉の引き続きで、「福井炉」を成功しなければ原子力業界の危機になると考えられる。

**2-4. 「コンソーシアム式」の研究開発と長期化のリスク** 現在「福井炉計画実施コンソーシアム」が提案されている。現在のメンバーは福井大学、京都大学と原子力機構であり、将来にその他の機関が参加する可能性がある。この「コンソーシアム式」の研究開発はヨーロッパの「EU Framework Program」と同様である：あらかじめ決められた研究計画に対し予算が発表され、予算を受け取る資格を持つ「パートナー」を「コンソーシアム」として招待する。個人的な経験によると、原子力施設の建設を目的とする「コンソーシアム」はほとんど実現しない。2000年から複数の「EU Framework Program」があった：ETDRとALLEGRO（ヘリウム冷却高速炉原型炉の開発）；ESLY, ALFREDとEFIT（鉛冷却核変換専用炉の開発）；GFR600とGFR2400（第4世代高温ガス高速炉の開発）；PDS-XADS（加速器機動システムの開発）。上記の研究開発の唯一の共通点は、原子炉として実現していないことである。「福井炉計画」はコンソーシアム式で実施すると、上記研究開発と同様に失敗する可能性がある。

もう1つの問題点は「期間」である。「ASTRID 計画」の失敗の原因の1点として、「期間のずれ」が指摘される。政治的な支援を得るために、短期間（可能であれば、4年間以内）で結果を出さなければいけないが、「原子炉」は、長期間の計画である（原子力発電所なら、100年間程度）。2000年には「世界の次世代炉の研究開発の推進」を目的とする「Generation-IV International Forum」（GIF）が発足した。GIFの目的は「2050年以降の原子力の研究開発」である。2020年にGIFは20周年を迎えた。20年間の研究開発として、莫大な数値解析が行われたが、第4世代の原子炉の道は20年前より不明になっている。長期間の研究開発はほぼ成功できないと考えられる。

**3. 「福井炉計画」の成功のために** 研究用原子炉について、橋本先生の発表 [7] では次のように述べられている。：「The basic reactor theories, experimental and calculational methodologies have been developed in nuclear reactor laboratories such as CP-1, LA and others. Critical assemblies and research reactors such as CP-1, LOPO and Lady Godiva were the mother of “Reactor Physics”」。福井炉の研究目的はまだはっきり決まっていない状態であり、原子炉物理学分野として期待できるかどうかまだ不透明な状態である。上記の議論に基づいて、「福井炉」を成功する境界条件がはっきり理解できる：研究の目的を決定するべきであり、コンソーシアム式ではなく、しっかりした専門組織で計画を実施するべきである。また、長期間のスケジュールを避ける必要がある。さらに、政治的な問題を良い方向にマネジメントする必要がある。そして、原子炉物理学の専門家として対等なパートナーとして事業に参加するべきである。

## 参考文献

- [1] 原子力安全研究協会、「もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査」（令和2年3月）
- [2] The World Nuclear Industry Status Report 2020, p. 160 sqq. (2020)
- [3] 電気新聞、「2030年既存原子力を最大活用」（2021年4月15日）
- [4] Kyodo News, “Japan mulls extending maximum nuclear reactor lifespan beyond 60 years” (2021年7月16日)
- [5] Arnulf Grubler, “The cost of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing”, *Energy Policy* **38**, pp. 5174–5188 (2010)
- [6] Jessica R. Lovering, Arthur Yip, Ted Nordhaus, “Historical construction costs of global nuclear power reactors”, *Energy Policy* **91**, pp. 371-382 (2016)
- [7] Kengo Hashimoto, “A prospective miserable destination of ‘Reactor Physics’ in a certain country with no critical assembly and no research reactor”, RPHA19 Closing Session (2019)
- [8] Institut Laue Langevin, “Neutrons for Society”, <https://www.ill.eu/>
- [9] Stéphanie Tillement and Frédéric Garcias, “ASTRID, Back to the Future: Bridging Scales in the Development of Nuclear Infrastructures”, *Nuclear Technology*, pp. 1-21 (2021) <https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1868892>

---

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

## [1J\_PL] よりよい組織文化を目指して

倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える

座長：伊藤 公雄 (JAEA)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 J会場

---

### [1J\_PL01] 倫理規程改定の概要

\*神谷 昌伸<sup>1</sup> (1. 原電)

### [1J\_PL02] 倫理委員会での議論

\*大場 恭子<sup>1</sup> (1. JAEA)

### [1J\_PL03] 安全と核セキュリティと組織文化

\*稲村 智昌<sup>1</sup> (1. 電中研)

## 倫理委員会セッション

## よりよい組織文化を目指して

## ～倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える～

## Aiming for Good Organizational Culture

- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## (1) 倫理規程改定の概要

## (1) Outline of the revision of the "Code of Ethics"

\*神谷 昌伸<sup>1</sup>

<sup>1</sup>日本原電

## 1. はじめに

一般社団法人日本原子力学会（以下「本会」）は、2021年5月27日の理事会において、倫理規程の改定を承認した。改定案は本会倫理委員会が検討し、意見募集の手続きを経て作成したものである。

本稿では、2.で倫理規程の意義、3.で今回の倫理規定改定（以下「2021年改定」）の概要<sup>[1]</sup>をとりまとめた。加えて、4.で過去の改定の変遷を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

なお、著者は倫理委員会の幹事を務めているが、4.については著者個人の責任で考察した内容が含まれている。

## 2. 倫理規程の意義

2001年の倫理規程制定前の意見募集でのご意見に対する倫理規定策定委員会からの回答の中で、本会として倫理規程を制定する意義が表明されており、以下に引用する<sup>[2]</sup>（註）。この意義は現在でも色褪せるものではなく、倫理規程制定の基本精神として、今後も引き継いでいくべきものと考えている。

- ・専門職倫理については、原子力学会員は個人会員、賛助会員を問わず、常日頃から考えているべきことであり、その道しるべを与えるものとして学会の倫理規程を制定することは有用だと認識にもとづくものです。
- ・我々は、倫理規程の制定だけで倫理が絡む原子力分野の事故・トラブルが防止できるなどとは考えていません。しかし倫理問題について議論することは会員の倫理観の向上に役立つと思います。これを出発点として会員の間で議論が進むことを切望しております。
- ・倫理規程は道しるべにすぎず、具体的な行動はどうあるべきかまでは倫理規程に書くことはできません。その状況に応じて会員自身で考え、判断し、行動することになります。倫理規程はそのときの道しるべで、可能な解を探すのは会員個々の責任です。
- ・会員が専門家としての倫理的行動とはどういうものかを考える機会を提供します。あらかじめ考えておくことは、自らが倫理的な問題について判断を下す必要に迫られたとき、適切な解を見つけることに寄与します。
- ・倫理規程は会員の心構えと言言の規範であり、会員が自らの意思で外部に対し宣言するものです。専門家は公衆に対し、自ら生じさせたものでない問題についてもそれを解決する努力を払う倫理的義務があります。

（注：倫理規程制定前は「倫理規定」、「倫理規定制定委員会」という使い方であった。上記引用では、原文の「倫理規定」を制定後の使い方である「倫理規程」に置き換えている。）

---

\* Masanobu Kamiya<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The Japan Atomic Power Company

表1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	倫理規程の制定・改定，倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力関係の事故等
1995		旧動燃：もんじゅ2次系Na漏洩事故・ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999	倫理規定制定委員会第1回会合	BNFL：MOX燃料製造データ改ざん JCO臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	倫理規程改定	東電：自主点検記録改ざん等
2004	2003年（1回目） 2005年（2回目）	関電：美浜発電所3号機2次系配管破断事故
2007	2007年（3回目） 2009年（4回目）	北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚 東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009	事案に応じて，適宜，倫理委員会もしくは委員長による意見表明	
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5回目）	
2018	倫理規程改定（6回目）	
2019		関電：金品授受問題発覚
2020	倫理委員会による見解表明（金品授受問題）	
2021	倫理規程改定（7回目）	東電：IDカード不正使用問題および核物質防護機能の一部喪失事案の発覚

### 3. 倫理規程改定の概要

#### 3-1. 改定の経緯

2021年改定は、倫理規程制定後で7回目、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「東電1F事故」）後では3回目の改定となる。倫理規程の制定・改定の経緯等を表1に示す。

倫理規程の改定案を作成する倫理委員会は、前回の改定（2018年1月）以降の原子力を取り巻く状況を踏まえ、主に以下の論点に対して検討を進めた。

- ・東電1F事故（2011年3月発生）
- ・関西電力金品授受問題（2019年9月に発覚）
- ・品質不正問題（2017年秋以降に数多く発覚した素材メーカーの製品品質、自動車メーカーの完成検査等の不正問題）
- ・上記の背景要因として共通している組織文化
- ・表現の適正化、記載の充実

倫理委員会としての改定案がまとまったことから、2021年1月20日～3月31日の期間で公開の意見募集を行った。意見募集において7名の方から寄せられた計43件のご意見を倫理委員会で検討し、ご意見に基づいた反映など更なる検討を重ね、改定案を2021年5月27日の本会理事会に諮り、一部軽微な修正の上、承認された。

今回の改定でも、前文、憲章、行動の手引という倫理規程の構成に変更はなく、7つの憲章とそれに関連した計41の行動の手引からなっている。

#### 3-2. 改定の概要

2021年改定の主な改定箇所を以下に掲げる。

具体的な改定箇所は倫理委員会ホームページを参照されたい（[http://www.aesj.or.jp/ethics/02\\_/02\\_241\\_21/](http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_241_21/)）。

##### (1) 東電1F事故

東電1F事故から10年が経ち、事故を決して過去のものとしないうこと、事故が社会に与えた様々な影響は

継続したままで、また、原子力に関わる未解決の問題は山積していることに向き合って、考えて、よりよい行動に繋げるため、事故の固有名詞を明記することも含めて、前文の見直しを行った。

#### (2) 金品授受問題

倫理規程は、従来から社会との関係を重視した行動を促す内容を含めている。

金品授受問題を踏まえ、憲章 4.誠実性・正直性原則をより強い自覚を促す訴求とし、関連する行動の手引を改定した（行動の手引 1-4 技術者の行動による信頼、4-1 誠実な行動、4-2 契約に関する注意）。

#### (3) 品質不正問題

多数発覚した品質不正問題の背後要因に、閉鎖的な組織、部門間コミュニケーションの欠如、要員不足、品質に対する意識の希薄化、経営・管理側と現場の乖離、納期優先などの共通点があげられた<sup>[3]</sup>。

これらに関連した事項はすでに倫理規程に盛り込まれていると考えているが、更に記載を充実させた（行動の手引 3-3 自らの判断に基づく行動、4-8 隠蔽・改ざんの戒めと非公開情報の取り扱い、4-9 説明責任）。

#### (4) 組織文化

よりよい組織文化の醸成は、上記(1)～(3)とも共通する極めて重要な点であり、更に記載を充実させた（行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則、7-3 環境整備の重要性と継続的改善）。

#### (5) その他

憲章 5 について、あらためて専門職原則としての重要性を再確認し、あわせて、専門職の社会に対する役割について記載を充実させた（行動の手引 5-6 社会への情報発信と対話の実践）。また、相互協力による地位向上を目指す行動の手引を新たに設けた（行動の手引 5-8 会員間の協力による困難の克服）。

今回の改定の意見募集期間中に発覚した東京電力柏崎刈羽原子力発電所における ID カード不正使用問題および核物質防護機能の一部喪失事案に関連する核セキュリティの確保については、4-3.に記す。

### 4. 倫理規程の変遷に基づく考察

著者は 2017 年から倫理委員会委員の任にあり、それ以前の倫理委員会での検討・議論を詳細には把握していない。その前提で、倫理規程制定・改定の変遷や倫理委員会ホームページで公表されている内容等を分析し、本会倫理規程の主な特徴を考察した。

#### 4-1. 積極的な倫理

一般的な倫理規程、倫理綱領の特徴として、「やってはならないこと」を訴求する文言を活用する場合があります、これを予防倫理、消極的倫理と称し、一方、「やってよいこと」を訴求する倫理は志向倫理、積極的倫理と称される<sup>[4]</sup>。

本会倫理規程は、ポジティブな倫理（積極的倫理）を志向している特徴があり、「やってはならない」に類する文言は、2001 年制定時で 3 箇所、2021 年改定でも 3 箇所と非常に少ない。本会倫理規程と同程度の文字数の倫理規程を公表している他の学会では、「やってはならない」に類する文言が 17 箇所という例があった。

また、ポジティブな倫理に関連して、「チャレンジ」「チャレンジ精神」という文言が 2003 年改定から使用されている（2021 年改定では前文と行動の手引 1-2 不断の努力と可能性へのチャレンジ）。

ポジティブな倫理という観点は、東電 1F 事故後の 2014 年改定の検討の際に議論がなされ、原子力の負の側面にもしっかりと向き合うことと同時に、本会の活動の目的である「公衆の安全をすべてに優先させて、原子力および放射線の平和利用に関する学術および技術の進歩をはかり、その成果の活用と普及を進め、もって環境の保全と社会の発展に寄与すること」に立ち返って考えるならば、原子力学会の会員の倫理観は、「〇〇してはならない」にとどまらず、「〇〇をしよう」といった前向きな、積極的なものを含めることが必要と考えるべきであることが確認されている（[http://www.aesj.or.jp/ethics/02\\_/02\\_05\\_/](http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_05_/)）。

#### 4-2. よりよい安全、よりよい倫理的行動のための組織文化

本会倫理規程では、2001 年制定時から、安全のための組織のあり方や体制整備の重要性について訴求している。2005 年改定で「組織の文化」という用語を初めて使用し、改定理由として「倫理に関わる問題を自由に話し合えるかどうかは、「風土」とか「雰囲気」といった「組織の文化」の醸成がまず必要で、次に「体制」作りであるとの立場に立ち、修正した」とされている。現在は、「組織文化」という用語で統一されている。

2005年改定の検討以降、より広い視野で考え、行動できるようにとの観点から、「安全文化」という用語では意味合いが狭まってしまふ可能性があると考え、また、協力会社まで含めた幅広い関係者を念頭においた場合により分かりやすい言葉とすることがよいと考えたことから、「組織文化」という用語を使っている。IAEAでも、近年、「安全に寄与する組織文化」(Organizational Culture for Safety)という使い方をしている。

東電1F事故後の2014年改定では、憲章7として「組織文化の醸成」を独立して掲げ、その重要性を強く訴求し、関連する行動の手引を整理している(2021年改定では、行動の手引7-1組織の中の個人が取るべき行動の基本原則、7-2課題解決のための行動、7-3環境整備の重要性と継続的改善、7-4組織内における申し出に対する適切な運用、7-5労働環境等の確保)。また、併せて、2014年改定では、憲章7にぶら下がる行動の手引の半数に「組織の運営に責任を有する会員」との主語が盛り込まれており、東電1F事故を踏まえた当時の検討の思いが伝わってくる。

さらに、2018年改定では行動の手引1-3で「リーダーシップの発揮」が謳われ、「組織文化の醸成」と表裏の関係での訴求が整えられている。

以上のような「組織文化の醸成」「リーダーシップの発揮」の訴求は、本会倫理規程の大きな特徴といえる。

#### 4-3. 核セキュリティの確保

核物質防護は非公開情報の取扱いの関連で2003年改定から盛り込まれ、核セキュリティの確保については2009年改定から盛り込まれた(表2)。2009年改定の際の改定理由は「安全や核拡散への配慮とともに核セキュリティへの配慮も大切なことを記載した」となっている。

2021年改定に係る意見募集期間中に、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護区域へのIDカード不正使用問題と核物質防護機能の一部喪失事案(以下「今回の核セキュリティ事案」)が公になった。倫理規程改定案において核セキュリティに関わる記載の充実を提案していたが、意見募集において2名の方から核セキュリティの重要性をより訴求する必要性についてご意見をいただいた。今回の核セキュリティ事案を受けてのご意見と受け止めている。ご意見の一部を倫理規程改定案に反映した(表3)。

ご意見の中には、「安全(性)」と「核セキュリティ」を並列して扱うことを求めるものがあつた。安全性と核セキュリティに係る課題の間にはインターフェースがあり、核セキュリティ対策は、ある場合には安全性向上に寄与することができるが、他の場合には安全に好ましくない影響を及ぼすこともあり得<sup>※1</sup>、ご意見の趣旨には理解できるものがある。一方で、核セキュリティに関わる業務に携わる際の姿勢や具体的な行動において考慮しないといけない観点には、安全のための業務と共有する部分も多い<sup>※1</sup>。また、社会の側からの視点では、幅広い安全問題の一つとして核セキュリティの問題も捉えている可能性があると考えられる。このような観点での検討をした上で、「安全(性)」と「核セキュリティ」を並列して扱う改定は行わず、しかし、本件について倫理委員会としても継続して議論していくこととした。

※1：脅威を現実のものとして認識して行動する。それぞれの立場で自ら学習し、自ら責任をもって主体的に取り組む。体制、設備、教育・訓練など備えを最良の状態に維持する。疑問のある場合は速やかに報告する。活動の有効性を継続的かつ的確に評価し、改善活動を行う。など

表2 核セキュリティの確保に関わる行動の手引の変遷

2009年改定～2018年改定	2021年改定	
	意見募集段階	最終版
行動の手引1-4 <sup>※2</sup> 核セキュリティ確保への注意	行動の手引2-3 同左	行動の手引2-3 核セキュリティの確保
会員は、核物質や放射性物質がテロリズムに用いられる恐れがあることを認識し、核セキュリティの確保に十分な注意を払う。	会員は、核物質、放射性物質、原子力施設等が、テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し、核セキュリティの確保に十分な注意を払う。	会員は、核物質、放射性物質、原子力施設等が、テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し、核セキュリティの確保に努める。

※2：2014年改定では行動の手引2-4、2018年改定では行動の手引2-3

表3 2021年改定の意見募集での核セキュリティ関連のご意見と倫理委員会の対応（要旨）

意見募集でいただいた核セキュリティ関連のご意見	ご意見に対する倫理委員会の対応
<p>「行動の手引 2-3 核セキュリティ確保への注意」にテロリストなどから情報漏洩等の働き掛けを受ける可能性があることを考慮して行動等に注意する必要があることを記載しては如何か。近年、核セキュリティの内部脅威への対応の一環として「個人信頼性確認制度」が導入された。これには、テロリスト自体の侵入を防止するとともにテロリストからの働き掛け（金銭供与等を含む）によって内部情報の漏えいや手引きする可能性のある従事者を排除する目的もある。このような働き掛けに対する行動が必要であることを注意喚起することは有用ではないか。</p>	<p>ご意見に対する倫理委員会の対応 倫理規程の性格上、核セキュリティの確保のために必要な具体的な注意点までは謳うことはしていません。各事業者における教育や核セキュリティ文化の醸成活動において確実な取組みがなされるべきものと考えています。以上のことから、原案のままとします。</p>
<p>我が国では、IAEA の核セキュリティ勧告 改定第 5 版 (INFCIRC/225/Rev.5) の内容を国内法令等に取り入れ、想定される脅威に基づく防護措置が取られており、安全文化と同様にトップマネジメントによる核セキュリティ確保が重要と認識されている。東電の事案が明らかになるなど、核セキュリティ確保の根幹を揺るがす事案が発生しているが、これは、未だに、我が国において核セキュリティ文化の醸成が図られていないことを明確に示すものとする。原子力学会員においても、核セキュリティの重要性を認識し、核セキュリティの確保に努める姿勢が不可欠であるとする。</p>	<p>ご意見の趣旨にある核セキュリティの確保の重要性に関しては、そのとおりと考えます。 修正案 1 について：具体的な修正案は、「注意」という文言が入っていることにより重要性に対する認識が弱くなっているのではないかとのご指摘と受け止め、改定案に反映いたします。</p>
<p>修正案 1：行動の手引 2-3 核セキュリティの確保への注意 会員は、核物質、放射性物質、原子力施設等が、テロリズムに用いられる恐れや妨害破壊行為の標的となる恐れがあることを認識し、核セキュリティの確保に十分な注意を払う努める。</p>	<p>修正案 2,3 について：ご意見の趣旨は理解いたしますが、核セキュリティの確保については行動の手引 2-3 において特出しして謳っていることから、原案のままとします。なお、最近の事案やいただいたご意見も踏まえて、継続的に議論を進めてまいります。</p>
<p>修正案 2：行動の手引 7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則 会員は、所属する組織において、倫理、安全、核セキュリティ等に関わる問題を…自由に話し合い…</p>	
<p>修正案 3：行動の手引 7-2 課題解決のための行動 会員は、それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し、安全性及び核セキュリティ向上に最大限の努力を払う。安全性及び核セキュリティの損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合…</p>	

## 5. まとめ

倫理規程の会員への浸透は継続的に取り組むべき課題であり、今回の改定における意見募集でも、その取組みの重要性についてご意見<sup>※4</sup>をいただいた。

※4：今回の改定についてコメントはありません。…こういう立派な理念を会員が現場で本当に活かしているのだろうか。その現状把握は倫理委員会として適切に行っているのだろうか。活かされていないから依然として不祥事が後を絶たないのではないか、という問題意識から、今後は是非、倫理規定の遵守状況の調査、それを踏まえた改善活動を具体化して欲しいと思います。きれいごとを唱えているだけでは実態は改善されないと思います。

倫理研究会の開催など、「倫理的な行動は何か」を各人が考える機会を提供し、ポジティブによりよい行動に繋がるようにしたい。

2021 年は、本会倫理規程制定と倫理委員会設置から 20 年に当たる。倫理に関わる活動を拓げていくための取組みを進めていく。

## 参考文献

- [1] 倫理委員会，日本原子力学会倫理規程の改定 2021 年改定の概要，日本原子力学会誌，Vol.63，No.9，2021.
- [2] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，日本原子力学会倫理規定案について，日本原子力学会誌，Vol.43，No.4，2001.
- [3] 神谷昌伸：最近の品質不正問題に関わる考察と倫理，日本原子力学会 2019 年春の年会，3MPL01，2019
- [4] 札野順，新しい時代の技術者倫理，放送大学教育振興会，2015.
- [5] 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 附属書 A（参考），2020.

## 倫理委員会セッション

## よりよい組織文化を目指して

## —倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

## Aiming for Good Organizational Culture

- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## (2) 倫理委員会での議論

## (2) Discussion in the Ethics Committee

\*大場 恭子<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構

## 1. はじめに

倫理委員会では、東京電力ホールディングス株式会社の柏崎刈羽原子力発電所における ID 不正使用問題、工事未完了問題、核物質防護機能喪失問題を受け、web 会議システムを活用した自由に議論できる場を設け、委員会内での議論を重ねている。

## 2. web 会議システムを利用した自由な議論の場

**2-1. 自由な議論の場の意義** 倫理委員会の会議は、以前より規程の改定や企画するセッションや研究会等の議論等、期日などが決められている議題に関する議論が優先されやすく、委員会の体制や活動意義について、あるいは倫理的時事問題について議論する重要性は委員内で共有されているが、その議論時間を十分に確保することが難しい状態であった。こうしたなか、新型コロナウイルス感染症拡大以前は、委員会後に自由参加の会食をすることが多く、そのような場で自由な議論がなされ、委員会活動にいい影響を与えていた。他方、感染症拡大後は、web 会議システムを利用し、委員会活動を継続しているものの、会食はない。このような状況を改めて振り返り、倫理委員会の活動においては自由に意見交換できる場が重要であるとの認識から、web 会議システムを利用した「自由な議論の場」を設定した。

**2-2. 場の概要** web 会議システムを利用した自由な議論の場は、委員会開催日に限らず、委員あるいは委員会の都合を調整しながら、平日の夜と週末の夜の 2 パターン設定した。また参加は途中の出入りを含め自由とし、時にゲストをお招きした。議論において、特定の委員が負荷を負うような資料の用意などは行わない。しかしながら、3 回目以降はテーマを事前に決め、周知すると同時に、どのような議論があったのかを簡単に次回委員会で報告することとし、自由な議論の場を単なる放談の場ではなく、その議論等を委員会活動に活用できるようにした。なお、自由な議論の場の意義は委員会内で共有されているものの、委員によって場への参加のしやすさが異なり、結果、参加者には偏りが存在している。

**2-3. 議論内容** 倫理委員会規程（任務）第 2 条(5)において、倫理問題に関する意見表明があり、今回の一連の事象は、倫理委員会として意見表明すべきかを議論すべき対象と考えている。しかしながら、委員会に調査権はなく、また事象が核物質防護に関するものについては公になる情報が限られている。さらに、委員個人が持っている知識に差のある分野であり、安全文化と核セキュリティ文化の違いや、それらの相互性等に関する考えも委員によって異なっていた。このことから、事象の事実関係を整理し共有することから始めた。

## 3. まとめ

現在、一連の問題に関する倫理委員会の議論は、自由な議論の場を活用しながら論点整理を行っており、自由な議論の場の意義は高い。今後、本企画セッションでの議論や東京電力ホールディングス株式会社あるいは独立検証委員会等から提出される報告書等を参考に、より健全な組織文化を学会員が実現するために、倫理委員会として行うべき貢献について検討し、よりよい活動を目指したい。

---

\*Kyoko Oba

<sup>1</sup>JAEA

## 倫理委員会セッション

## よりよい組織文化を目指して

## —倫理規程改定と東京電力の核物質防護設備の不備等の一連の問題から考える—

## Aiming for Good Organizational Culture

- considering from the revision of the "Code of Ethics" and problems of PP equipment in TEPCO -

## (3) 安全と核セキュリティと組織文化

## (3) Safety, Nuclear Security and Organizational Culture

\*稲村 智昌<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 電中研

## 1. はじめに

核物質防護設備の不備等に関する根本原因分析と対策をまとめた報告[1]から、あらためて重要と考えられるのが、核セキュリティ文化の醸成という観点である。既刊報告書[2]において、主に IAEA の核セキュリティシリーズ (Nuclear Security Series : NSS) の 7 番目の文書「Nuclear Security Culture」[3] (以下、「NSS-7」と呼ぶ) 及び関連文献を参照して、核セキュリティ文化の醸成に関連する論点整理等を行った。本報では、既刊報告書に基づいて、核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方について述べる。本報における核セキュリティ文化の定義は、NSS-7に基づいて、「核セキュリティを支援し強化する手段としての役割を果たす個人、組織及び機関の特徴、態度並びに行動の集合体」とする。

## 2. 効果的な核セキュリティ文化のための考え方

## 2-1. 核セキュリティ文化の醸成とは何か

NSS-7 では、核セキュリティの責任を有する人々が「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念 (beliefs) を持っていることが、効果的な核セキュリティ文化の土台であるとされている。以下では、「信憑性のある脅威が存在する」及び「核セキュリティは重要である」という信念を「2つの基本信念」と呼ぶ。核セキュリティ文化の醸成とは、「2つの基本信念」を核セキュリティの責任を有する全ての人々に根付かせるための諸活動を指すと言える。ここでの「核セキュリティの責任」とは、核セキュリティの最終的な責任ではなく、核セキュリティに関連する全ての人々がそれぞれの立場で担う責任のことを意味する。

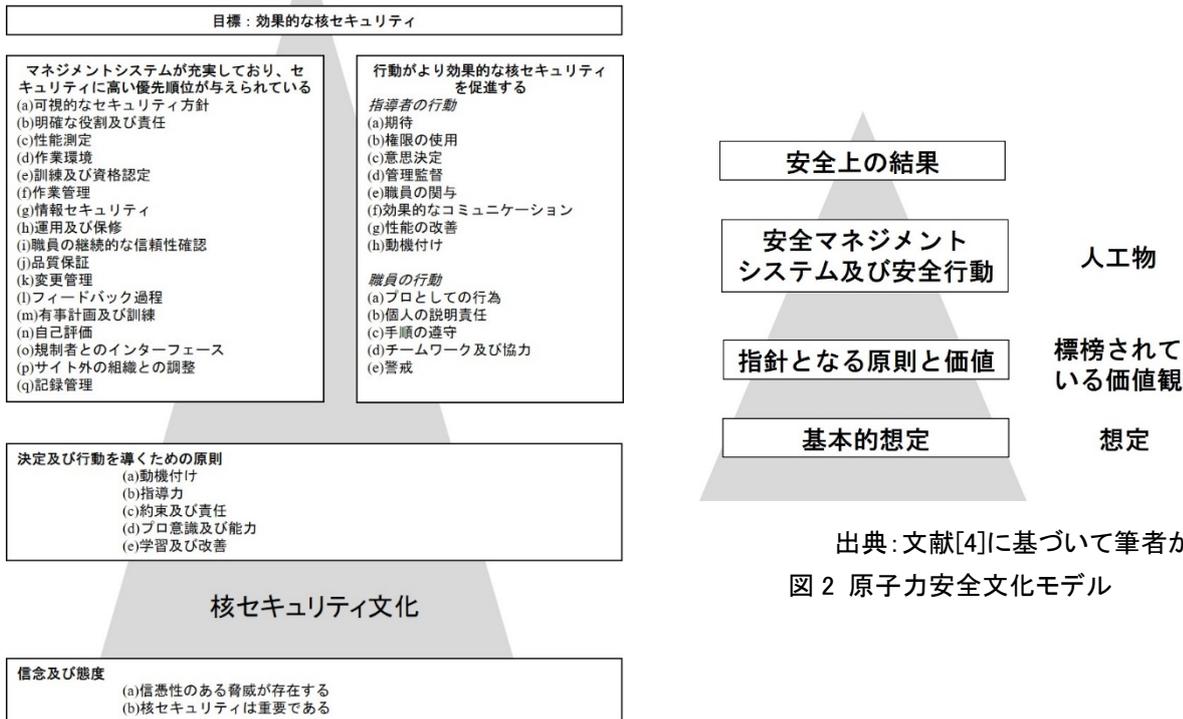
## 2-2. 「2つの基本信念」を根付かせるための組織文化モデル

一般的に、各個人がどのような信念を持っているかについては、人間の無意識の部分に関わる問題であることから、外部から直接的に観測することはできない。例えば、「2つの基本信念」の有無を問う質問に対して、仮に肯定的な回答をしたとしても、回答者本人が本当にそのような信念を持っているとは断定できない。

したがって、NSS-7 では、組織として「2つの基本信念」を根付かせるために何をすべきかを考える上で、核セキュリティに関連する組織及び個人がどのような観測可能な特徴を有しているべきかという観点からの整理がなされている。図 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化の特徴として整理されたものである。図 1 のような層構造の文化モデルについては、図 2 に示すように、原子力安全文化においてもほぼ同様のものが議論されている[4]。2つの文化モデルが似ている理由は明確であり、いずれもが、組織文化に関する E.H.Schein の研究[5]を基にして導出されたものだからである。

## 2-3. 核セキュリティ文化と原子力安全文化の共通点及び相違を踏まえたマネジメントシステムの必要性

職員の行動はマネジメントシステムの質に依存することから、効果的な核セキュリティ文化のためには、充実したマネジメントシステムが不可欠である。職員の行動及びマネジメントシステムは、図 1 の第 1 層に該当し、これらは深層心理のような無意識の部分とは異なり、外部からの観測が可能である。表 1 は、NSS-7 において、効果的な核セキュリティ文化におけるマネジメントシステムの特徴として挙げられている項目をまとめたものである。表 1 の項目の多くは、原子力安全文化とも共通している。



出典：文献[4]に基づいて筆者が作成  
図2 原子力安全文化モデル

出典：文献[3]に基づいて筆者が作成

図1 効果的な核セキュリティ文化の特徴

核セキュリティ文化と原子力安全文化の最も大きな違いは、核セキュリティ文化は、施設に危害を加えようとする敵対者の悪意を考慮しなければならないという点である。例えば、信頼性確認は、内部脅威を想定しなければならない核セキュリティに特有の項目であり、原子力安全では一般的には考慮されない。

NSS-7によれば、図1の主要な目的は、従うべき規範を示すことではなく、組織及び個人による自己評価を奨励し、示された特徴を踏まえてどのように一歩先に考えを進めるかという刺激を与えることであるとされている。したがって、NSS-7に示されている種々の取組を何の検討もなくそのまま導入することは、IAEAの考え方とは根本的に異なるものであると言える。すなわち、現時点において我が国で実施されている原子力安全文化の取組や諸外国の核セキュリティ対策（例えば訓練等）を模倣して核セキュリティ文化のための取組を整備するだけでは十分ではないということを意味している。我が国の実情を踏まえた核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムが求められる。

### 3. 核セキュリティ文化の醸成のためのマネジメントシステムのあり方

#### 3-1. 脅威情報の共有

施設外からの敵対者の攻撃に対して、主として対抗措置を講じるのは施設の核セキュリティ要員（本報では、核セキュリティ関連業務を自身の主な業務としている者を指す）や治安当局であり、敵対者への直接的な対応が一般職員に求められるわけではない。一方で、仮に攻撃が発生した場合には、一般職員は、自身の安全と施設の安全を確保しつつ、核セキュリティ要員や治安当局が講じる対抗措置の阻害要因とならないように適切に行動しなければならない。こうした適切な行動を促す土台となるのが核セキュリティに対する当事者意識であると言える。

加えて、本人の思想信条や勤務態度に何の問題もなく、家族を人質に取られる等の手段によって、本人の意に沿わずに不正行為に加担する危険性は全ての職員に存在する。そのような観点からは、施設で働く全ての職員は潜在的な内部脅威者と見なすことができることから、内部脅威対策は全ての職員の問題である。施設で日常の業務に携わる各職員が、アクセス管理や機微情報管理のような種々の核セキュリティ措置の必要性を認識し、適切な手順を遵守しなければ、核セキュリティの実効性は大きく損なわれる結果につながる。したがって、核セキュリティ文化の醸成を考える上では、核セキュリティ要員以外の職員の当事者意識の涵

表1 効果的な核セキュリティ文化のために事業者が整備すべきマネジメントシステム

項目	概要
可視的なセキュリティ方針	組織の中で、組織が核セキュリティに対してどのように取り組むかを明示した方針文書が必要。
明確な役割及び責任	核セキュリティに関連して求められる結果を得るためには、誰が何に対して責任を負っているのかについて、全ての組織の職員が明確に理解することが必要。
性能測定	上層部が職員にどのような期待をしているかを確立する際に、及び求められる結果を職員が達成する際に、定量的目標及び核セキュリティ性能の定量的測定が必要。
作業環境	物理的及び心理的な作業環境により、職員が業務をどのように実施するか及び核セキュリティ要件をどのように遵守するかは影響大。
訓練及び資格認定	職員が自身の役割を果たすために必要な知識及び技能を習得できるような訓練及び資格認定のための系統的方法が必要。
作業マネジメント	全ての作業は、核セキュリティが損なわれないことを保証するために適切な計画が必要。
情報セキュリティ	組織は、機微情報を防護するために、機密指定及び管理の措置の実施が必要。
運用及び保守	核セキュリティシステムの設備は、継続的な運用、定期的な保守、及び不定期の改良並びに交換が必要。
職員の信頼性確認	内部脅威対策のために、職員の信頼性確認及び内部脅威の緩和のための効果的な過程の整備が必要。
品質保証	セキュリティに対する標準的な品質マネジメントの適用が必要。
変更マネジメント	不適切な変更マネジメントが生じないようにするために、組織は、セキュリティ機能に変更を適用する際に、変更を理解、計画、実施及び強化するための効果的な過程の保有が必要。
フィードバック過程	核セキュリティの継続的改善が可能な組織は、自身及び他者の経験からの学習能力が必要。
有事計画及び訓練	有事計画を整備するとともに、適切かつ現実的な訓練並びに演習の定期的な実施が必要。
自己評価	核セキュリティに適用可能な広範な評価プログラム、根本原因分析等を含む自己評価システムが必要。
規制者（及び法執行当局）とのインターフェース	重要な核セキュリティ問題に関する情報交換のために、規制当局又は法執行当局との建設的な関係が重要。
サイト外の組織との調整	核セキュリティには多様なサイト外の組織が関連することから、当該組織との調整が重要。

(出典：文献[3]を編集して筆者が作成)

養が特に重要な課題となる。

適切な脅威認識は、職員一人一人の当事者意識の涵養に資するものであり、セキュリティに関連する積極的な行動を促す源泉となるものである。したがって、セキュリティ要員のみで全ての情報を囲い込むのではなく、セキュリティ要員以外の職員との間でいかに情報共有ができるかという観点から、脅威情報を分類することが求められる。

### 3-2. 機微情報管理及び信頼性確認

核セキュリティに関連する情報は、セキュリティ上のリスクに応じた情報の秘密指定と、機微情報には職務上の知る必要性がある場合のみアクセスできるという「need to know」の原則の徹底が求められる。信頼性確認については、どのような項目で何を確認すれば当該人物の信頼性を確認したことになるのかに関する議論をより深めるべきである。

一方で、内部脅威対策として、信頼性確認等のある特定の措置に過度に依存するのは、逆にリスクを高め

る要因となりうる。後述する職員相互による積極的な働きかけや、ホットラインのような補完的措置を用いることによって、兆候の段階で確実に捕捉していく体制を整備・運用していくことが必要である。

### 3-3. 職員の積極的な行動を促す措置の導入

核セキュリティは、施設内で共に働く仲間の中に敵対者が潜んでいる可能性があり、そうした内部脅威への対応が求められる点において、原子力安全とは大きく異なる。内部脅威に対しては、職員同士の積極的な行動によって、兆候の段階で適切に対処し、未然防止につなげることが重要である。内部脅威対策は人間を相手にしたものであることから、職員同士での積極的な声かけ、ライン管理者と職員の間で適切な報告が可能な信頼関係の構築、補完的な報告手段としてのホットラインの構築が重要である。

ホットラインは、セキュリティ上の懸念に対する職員の積極的な行動を促すとともに、職員の支援プログラムとしても利用可能である。組織内部で解決可能な措置が適切に整備されていれば、敵対者の勧誘に屈しそうな経済的な困難等の事情を抱えてしまった場合に、内部脅威への発展を防ぐことができる可能性がある。こうした措置は、核セキュリティ上の懸念への適切な対処に資するだけでなく、当該措置を利用したことによって不正行為に手を染めずに済んだ当該人物にとっても重要な支援を与えたことを意味している。

### 3-4. 核セキュリティ対策の継続的改善サイクルの構築

核セキュリティにおいて継続的改善のサイクルを構築することが必要である最も大きな理由は、セキュリティのリスクが日々変わる可能性があるからである。テロ組織がどの施設を標的とするかが変わった、あるいは、これまで突破が困難であったセキュリティ障壁を容易に突破できるような技術的進歩が成し遂げられた等の要因によって、セキュリティのリスクは変動する可能性がある。したがって、関連する情報を適時に収集し、常に現状に満足することなく継続的に改善をしていく姿勢が不可欠である。

## 4. おわりに

核セキュリティ文化の醸成とは、「備えなければならないような脅威は本当にあるのか?」、「施設内で実施が求められている種々の核セキュリティ措置は、実際にどれくらいの有効性があるのか?」という疑問に丁寧に答えていくことによって図られていくとも言える。職員一人一人に核セキュリティに関する当事者意識が芽生え、種々の措置の有効性が認識されるように、職員間のコミュニケーションが重要となる。加えて、核セキュリティに関する規制や種々の措置が守るに値するものであることを示していけるように、国家的な継続的改善のサイクルの構築も重要である。そのためには、規制者と被規制者が上意下達的な関係になるのではなく、核セキュリティという同じ目的を達成するための対等な立場であるという認識を共有し、各自の取組に関する積極的なコミュニケーションを図り、見直しを進めていくことが必要である。

### 参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス, 柏崎刈羽原子力発電所社員による ID カード不正使用についての根本原因分析及び改善措置(概要), 2021.
- [2] 稲村智昌, 我が国の核セキュリティ文化醸成に関する考察 -IAEA 実施指針や国内外の脅威事案の分析を通じて-, 電力中央研究所報告 Y13002, 2013.
- [3] International Atomic Energy Agency, Nuclear Security Culture, Nuclear Security Series, No.7, 2008.
- [4] Special Expert Group on Human and Organisational Factors, State-of-the-Art Report on Systematic Approaches to Safety Management, 2006.
- [5] Schein, E.H., Organizational Culture and Leadership, 3rd edition, Jossey-Bass, San Francisco, 1997.

---

\*Tomoaki Inamura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>CRIEPI

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

## [1K\_PL] 2020年度社会・環境部会賞受賞記念講演

座長：土田 昭司 (関西大)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 K会場

---

[1K\_PL01] 放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法

\*中林 亮<sup>1</sup>、杉山 大輔<sup>1</sup> (1. 電中研)

[1K\_PL02] 1F事故後の復興へ向けて

\*越智 小枝<sup>1</sup> (1. 慈恵医大)

[1K\_PL03] 社会調査で明らかになること／ならないこと

\*齋藤 圭介<sup>1</sup> (1. 岡山大)

[1K\_PL04] 意思決定、組織行動、原子力政策などの研究を通じた原子力業界への示唆

\*松井 亮太<sup>1</sup> (1. 山梨県立大)

**(1) 放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：****専門家意見聴取の活用事例調査****(1) Quantification of Radionuclide Migration Parameters in Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal: Review on the Use of Expert Elicitation**\*中林 亮<sup>1</sup>, 杉山 大輔<sup>1</sup><sup>1</sup>電力中央研究所**1. はじめに**

原子力規制委員会は中深度処分に適用する規制基準の改訂に向けた検討を進めている。新規制基準では、将来の公衆全体の被ばくの可能性および線量を合理的な範囲でできる限り低減するための最新の知見・技術による措置の検討等とともに施設設計に関する詳細な説明が埋設事業者に求められ、その設計プロセスの妥当性の確認に重点が置かれる見込みである。設計プロセスの妥当性を高めるためには、安全評価に用いる核種移行評価パラメータの不確実性を定量化するだけでなく、十分に管理されたものであることを示す必要がある。パラメータの長期の不確実性の定量化には専門家の判断が不可欠と考えられる。このとき、不確実性を含むパラメータが十分に管理されたものであることを示すためには、専門家判断を得るためのプロセスを透明性と追跡性をもって示すことが重要である。しかし、我が国の放射性廃棄物処分の分野での適用事例はほとんどない。そこで、専門家意見聴取の一般的な手法を調査し、その特徴を整理したうえで、諸外国（米国と英国、スウェーデン）における放射性廃棄物処分の分野での活用事例を調査し、我が国の放射性廃棄物処分の分野への専門家意見聴取の適用に向けた考察を行った。本稿の詳細は文末の参考文献を参照されたい。

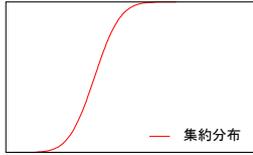
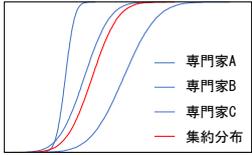
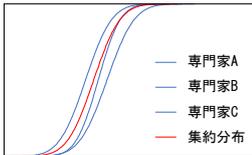
**2. 専門家意見聴取の手法に関する整理****2.1 専門家意見聴取の種類**

専門家判断とは、専門家の論理的思考に基づき設定される定性的、もしくは定量的なデータを意味し、この専門家判断を取得するためのプロセスが専門家意見聴取と呼ばれる。専門家意見聴取には「正式な専門家意見聴取」と「略式な専門家意見聴取」に大別することができる。「正式な専門家意見聴取」とは、目標の定義・専門家の選定・事前トレーニング・専門家判断の聴取・聴取結果のフィードバック・専門家判断の集約等の複数の構成要素から成り立つ体系化された専門家意見聴取で、各構成要素の内容が詳細に文書化され、透明性と追跡性が高いプロセスを意味する。「略式な専門家意見聴取」は「正式な専門家意見聴取」の構成要素のうち、いくつかを簡略化されたプロセスを意味し、その簡略化の程度には幅がある。

**2.2 集約アプローチの種類**

専門家判断の集約アプローチについて、各専門家の判断の確信度の向上と複数の専門家判断の集約方法の観点から特徴を整理した(表1)。専門家判断の集約方法として、行動集約アプローチ、数学集約アプローチ、これら二つを組み合わせた混合集約アプローチの3つが提案されている。いずれも最終的には一つの確率分布(表1の出力例の赤線)を得ることを目的としているが、数学集約と混合集約アプローチは集約分布以外に専門家個人の確率分布が得られるのが特徴的である。また、混合集約アプローチは専門家の意見交換を実施することで専門家の熟考が進み、数学集約アプローチで得られる専門家個人の意見よりも質の高い意見の取得が期待できる。ただし、各アプローチで特徴が異なるとともに、長所や短所は互いにトレードオフの関係にあることから、現状では絶対的に正しいアプローチは存在しないと考えられる。

表 1 集約アプローチの特徴

種類	行動集約アプローチ	数学集約アプローチ	混合集約アプローチ
出力例			
集約プロセス	複数の専門家が意見交換を通じて一つの確率分布に合意を形成する。	意見交換をしないで個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。	意見交換をした後に個別に提出された専門家判断を数学的手法で一つの分布に集約する。
長所	意見交換により、新しい情報や知識を蓄積でき、質の高い専門家判断を取得できる。	意見交換を禁止することで、同調圧力等のバイアスが掛からない専門家判断を取得できる。	意見交換で質の高い専門家判断を取得でき、一つの分布を話し合いで導くことを目的としないためバイアスが低減した専門家判断を取得できる。
短所	話し合いで一つの分布を導こうとするが故に、同調圧力等のバイアスにより個人の意見が十分に反映されない可能性がある。	意見交換を禁止していることで質の高い専門家判断を取得できない可能性がある。	行動集約アプローチと数学集約アプローチの組み合わせのため手順が複雑で時間がかかる。

### 3. 諸外国の専門家意見聴取の事例

米国、英国、スウェーデンにおける専門家意見聴取の活用事例を調査したところ、各国ともに1990年代頃より専門家意見聴取の必要性を認め、手法の調査、開発が進められてきた。各国の事業者と規制側はいずれも放射性廃棄物処分におけるパラメータの不確実性を定量化するうえで、専門家意見聴取は重要な手段と認識している。米国と英国は「正式な専門家意見聴取」を採用し、スウェーデンは「略式な専門家意見聴取」を採用していた。いずれの国もすべての不確実性を定量化するために、「正式な専門家意見聴取」を活用することは、多大な時間や労力が必要となるため合理的ではないと考えており、重要度に応じて「略式な専門家意見聴取」と使い分けることが共通認識され、透明性と追跡性をもって十分に文書化することが重要とされている。集約アプローチとしては、米国は混合集約アプローチを、英国は行動集約アプローチを採用しており、米国では専門家意見聴取の能力や実務経験を有する個人と放射性廃棄物分野に関する知識を有する個人が協力してファシリテーターとしての役割を担い、英国ではその両方を有する個人がファシリテーターを務める形式で採用していた。

### 4. 我が国に適した専門家意見聴取のあり方

調査結果を踏まえて、我が国の放射性廃棄物処分への適用に向けたパラメータの設定方法を先行的に提案した。まず、対象とするパラメータを安全評価感度解析等で重要なものに限定した上で専門家の判断結果を聴取する。ここで、各専門家の熟考を促すため、専門家間の意見交換プロセスを組み込む。意見交換において、専門家意見聴取の実施経験に乏しく、経験豊富なファシリテーターが存在しない我が国の状況を踏まえると、意見聴取技術を有する人と評価パラメータに係る知見を有する人で構成されるチームがファシリテーターを担当することが望ましい。意見交換後に専門家から個別に聴取した判断結果の分布を記録した上で、数学的手法で集約してパラメータを定量化する。以上の方法によって、質を高めた専門家判断に基づく核種移行パラメータを、審査に対応可能な追跡性を確保した上で設定できるものと考えられる。

### 参考文献

中林亮, 杉山大輔, “放射性廃棄物処分における核種移行評価パラメータの定量化手法：専門家意見聴取の活用事例調査”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No. 2, pp. 47–64 (2020).

\*Ryo Nakabayashi<sup>1</sup> and Daisuke Sugiyama<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry.

2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演  
2020 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div;

(1) 福島第一原子力発電所事故の復興

(1) Reconstruction after the Fukushima nuclear accident

\*越智 小枝

東京慈恵会医科大学

1. はじめに

福島の原子力発電所（原発）事故から 10 年。コロナ禍の影響も相まって、福島の話は風化した、と言う人も少なくない。ではその風化の後には、何が残るのだろうか。

この 10 年来考え続けてきたことは、東日本大震災と福島の原子力災害が将来どのような歴史として語り継がれるのか、ということだ。歴史は事件の直後ではなく、その後を生き、学ぶ人々によって作られる。不幸な人々や過激な出来事だけを記した歴史は未来の災害の役には立たないだろう。むしろ地道に、かつ強かに復興を続けてきた方々の本当の知恵を残したい。それは今も変わらない私自身の行動原理だ。

原発事故という事件にはある程度の区切りがつけられつつあるが、災後の歴史は今なお完成したとは言えない。この 10 年の事象を普遍的な知恵へと翻訳し、原発事故を単なる不幸な出来事ではなく復興という正の遺産として後世に残して初めて原発事故は歴史になるのではないだろうか。そしてその歴史の主演は、何をにおいても地域の住民の方々である。

2. 復興を支える住民の力

福島の「人」から学ぶ知恵とは何か。一つは、先の見えないリスクの中で日常を暮らすことだ。

災害後に安全の指標としての数値や理論は必要だ。しかし安全設計のために必要な情報と、実際のリスク選択が行われる暮らしの中で必要な情報は時に大きく異なる。放射線量が基準値以上・以下という議論は「結局この山菜は食べていいのか」という疑問に答えられないからだ。地域の文化を知らない限り答えることのできないこれらの疑問に対し、人々は自身の中に刻まれた歴史や文化を発露する形で回答を模索してきたように見える。それこそが復興を支える災害へのレジリエンスであり、人の歴史ではないだろうか。

これは今般のコロナ禍にも共通する問題だ。今、人々が求めているものは新型コロナウイルスが空気感染するか否かの議論ではなく「結局私は外出していいのか」「結局あの人に会っていいのか」という暮らしへの回答であり、その答えは、実は自分の中にしかない。リスクの中で自分なりの暮らしを形作る方法を、我々は改めて浜通りから学ぶ必要がある。

もう一つの力は、風評被害や差別に抵抗する力だ。

専門家たちの策定する基準値という線引きは、必ず「基準値超え」という差別を生み得る。つまり数値を用いて安全性を証明しようという活動が却って差別を引き起こし得るということだ。専門性が生み出したこの差別に対し、福島は今なお世界を相手に戦っている。今ようやく東京の市場でも福島の桃や胡瓜を普通に見かけるようになった。それまでの紆余曲折もまた、後世に残すべき復興の歴史の一部ではないだろうか。

同様の差別は新型コロナウイルスに対する「全例 PCR 検査」「飲食店の自粛要請」でも起きている。科学技術が生み出した検査差別、ワクチン差別、職業差別にどのように向き合うのか。そのヒントを得るためにも、この 10 年の福島の人々の歴史を紐解いていく必要がある。

3. おわりに

震災から 10 年たった今なお、福島原発事故は「これから作られる新しい歴史」だ。10 年来の人の歴史を再発見し、「いま・ここ」に活かすことこそが、この災害を正の遺産とするための最後の試金石だと考えている。

---

\*Sae Ochi

The Jikei University School of Medicine

## 社会・環境部会セッション

## 2020 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

2020 Award Commemorative lecture of Social &amp; Env.Div

**(1) 社会調査で明らかになること／ならないこと**

(1) What will be revealed /not to be revealed by social research

\*齋藤 圭介

岡山大学

**1. 社会学者は社会調査で何を明らかにしようとしているのか**

社会という曖昧模糊とした研究対象を扱うために、社会学者は社会を捉える方法を試行錯誤してきた。現在、社会学者が用いる方法については、質的研究、量的研究、その他の3つに大別して説明することが一般的になりつつある。

分析の具体的な手続きについては各方法で大きくことなるが、いずれの方法においても私たち社会学者が明らかにしようとしているのは人々の「主観的な意味世界」である。大胆に換言すれば、客観的な事実を暴くというスタイルの調査をジャーナリズム的な調査とかりに呼べるとすれば、社会学者が実施する調査は(客観性については判断を保留して)あくまで対象の人々が何を考えているのかを明らかにする調査といえる。

**2. 社会調査で明らかになること／ならないこと****2.1. 質的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

質的な社会調査とは、代表的にはインタビュー調査や現地のフィールドワークなどが有名である。調査対象者からお話を伺い、対象者の視線をとおして当該社会を記述しようとするアプローチである。対象者一人ひとりの個別性が高い生々しい語りをとおして、社会を垣間見ることになる。対象者から理路整然とした体系的な語りをきけることはまれであり、喜怒哀楽はもとより多くは葛藤や困惑、非常に個人的なエピソードなどの人間的な感情が吐露される。複雑な感情を抱え、一人ひとり異なる顔をもった生身の人間の語りをとおして、そうした人々が生活をしている社会の記述を目指すアプローチといえる。

**2.2. 量的調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

量的アプローチとは、代表的には大規模な質問紙調査などが有名である。大量の質問紙(アンケート)を配布して、個人の情報をデータのかたちに変換することで、一人ひとりの感情やエピソードではなく、社会全体としての傾向を把握していこうとするアプローチである。分析のさいには、高度な統計学の知識を用いることもたびたびある。たとえば現在のコロナ禍において、私たちは感染者の数に注目し、その影響の大小を判断しがちである。ここでは感染者一人ひとりの顔はみえてこないが、量的アプローチは社会全体の動向を知るにはもっとも適した社会調査といえるのは間違いないし、感染症対策などの医療体制・社会政策を考えるさいには判断の根拠という意味できわめて重要な役割を担う。

**2.3. その他の調査法による社会調査で社会学者は何を明らかにしているのか**

主なものとして、文字(質的)データを量的な手法で扱うテキストマイニング、質的手法と量的手法の架橋を目指すQCA(質的比較分析)、質的手法と量的手法を1つの研究プロジェクト内で使い分ける混合研究方法などがある。これらの手法は総じて比較的新しい調査手法といえるため、こうした第3の調査方法の評価(社会調査としての有効性や限界などの評価)にはもうしばらく時間が必要といえるかもしれない。

**3. 共同研究の必要性**

社会にアプローチするためには、多様な方法を適切に組み合わせることが望ましいといえるが、現在の社会学では各調査法が細分化・先鋭化しており、すべてに目配りをして調査を実施することが難しくなっている。ましてや一人で複数の調査手法を実施することは現実的ではない。そのため、現在、社会

学者が中心となって実施している社会調査では、社会学者同士あるいは別分野の研究者も積極的に巻き込んで、大規模なチームを組んでそれぞれの得意な手法を持ち寄って社会調査を実施することが増えてきた。

今後も調査手法の細分化と先鋭化がこれまで以上に進むことが予想されるので、大規模なチームでの社会調査の実施は増えてくることが予想される。社会という対象は曖昧であるからこそ、複数の手法で社会を描き出すことで、調査結果の社会像はよりリアルな社会に近づくことができるからである。

#### 4. 社会調査はどこまで社会を調査できているのか

社会調査の魅力や面白さと同時に、受賞対象の連載記事では社会調査における理論的・実践的な困難についてもたびたび言及してきた。前者は、他者の合理性への理解や調査者の社会観の問い直しなどがキーワードとなるであろう。後者は、調査結果とリアルな社会の時間的ズレや、社会ですでに生活をしている調査者が有する認識的限界などがキーワードとなるであろう。

連載記事でも繰り返し主張したことだが、いかなる社会調査を実施しても〈完璧に〉社会を正しく描くことはできない。社会学者にかぎらず社会調査を行ういかなる主体も、社会調査をとおしてリアルな社会を寸分の狂いもなく精確に捉え記述することは難しく、かならず誤差を含んでしまう——少なくとも社会調査の結果を解釈するさいには、そのように考えたほうがよいであろう。

しかしながら、だから社会調査は信頼できないのだ、ということにはならない。むしろ、不完全にせよ、社会に迫る方法が社会調査しかない以上、そうした調査結果の誤差を含み込んだうえで、社会調査の知見を適切に解釈することが求められているといえるのではないだろうか。調査結果の妥当性を高めるために、個々の研究者には、調査プロセスを詳らかにし、相互批判に開くことが求められている。

社会調査は、調査を終えて分析・解釈をし、知見をまとめあげて社会のなにがしかを掴んだと思った瞬間には、もうすでに調査時の社会は姿を消して別の社会が現前していることがよくある。社会調査で得られる社会像は、つねにリアルな社会よりも半歩（以上）遅れてしまうことが運命づけられており、永遠に追いつけない競争を強いられているようなものだが、だからこそ社会調査を専門とする社会学者として、試行錯誤をしながら社会調査を実施することのやりがいもあるのだろうなと感じている。

---

\*Saito Keisuke

Okayama University

**(4) 意思決定、組織行動、原子力政策などの研究を通じた原子力業界への示唆**  
**— 原子力をナッジする —**

(4) Implications for the nuclear industry through research on decision-making, organizational behavior,  
nuclear policy: Nudge nuclear energy

\*松井 亮太<sup>1</sup>

<sup>1</sup>山梨県立大学

**1. はじめに**

今回の講演では、受賞の際に評価された日本原子力学会和文論文誌の論文 1 本と日本原子力学会学会誌 ATOMOΣ の記事 2 本について概説した上で、原子力をナッジ (Nudge) するという切り口から新たな提案を述べる。

**1-1. 「集団思考(groupthink)とは何か：複合集団における集団思考の可能性」(日本原子力学会誌 ATOMOΣ 第 62 巻 5 号 2020 年 5 月)**

集団思考 (groupthink) とは、優秀なメンバーで構成されるエリート集団が意思決定を失敗するメカニズムを説明するモデルであり、米国の社会心理学者アーヴィング・ジャニス (Irving Janis) が 1970 年代に提唱した。本稿では、集団思考とはどのような現象であり、どうすれば防げると考えられているのかを解説した。さらに筆者のこれまでの研究を踏まえて、大集団や複合集団が集団思考に陥る「複合的集団思考」という新たなモデルを提示した。

**1-2. 「失敗を許す社会へ」(日本原子力学会誌 ATOMOΣ 第 62 巻 9 号 2020 年 9 月)**

原子力業界に限らず、深刻な失敗 (事故や不祥事など) が起きると、社会はその失敗を犯した個人や組織を強く批判する傾向がある (スケープゴート現象)。しかし、これまでの研究によって批判には逆機能があることも知られている。失敗した個人を批判しない免責の仕組みは、既に航空業界や原子力業界などで取り入れられているものの、事故原因の複雑化に伴い、個人の免責だけでは不十分となる可能性がある。そこで本稿では、組織的要因に着目する従来型のアプローチを「狭義のシステムアプローチ」、システムの対象を社会にまで広げるアプローチを「広義のシステムアプローチ」と称して、社会が組織を批判しない社会的免責の必要性を論じた。

**1-3. 「原子力政策の意思決定と討議デモクラシー：日韓の討論型世論調査の比較分析」(日本原子力学会和文論文誌第 19 巻 3 号 2020 年 9 月)**

討議デモクラシー (ミニ・パブリックス型) とは、特定のテーマについて無作為抽出で選ばれた一般市民が集まり、専門家の意見も聞きながら討議する形態のデモクラシー (民主主義) のことである。本稿では、日本 (2012 年) と韓国 (2017 年) で大規模に実施された原子力政策の「討論型世論調査」(DP: Deliberative Poll) に着目し、両者の比較を通じて原子力政策の意思決定における討議デモクラシーの意義や可能性、留意事項などについて考察した。本稿をさらに発展させた研究として、「Wisdom of Crowds 論から考える討議デモクラシーの可能性」(日本原子力学会誌 ATOMOΣ 第 63 巻 8 号 2021 年 8 月) がある。Wisdom of Crowds (群衆の英知) とは、一般市民などから構成される群衆の知恵は専門家の知恵にも勝ることが多いという現象のことであり、Wisdom of Crowds 論とリスク認知バイアスの観点から討議デモクラシーの可能性を議論した。

---

\* Ryota Matsui<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Yamanashi Pref. Univ.

## 2. 原子力をナッジする

### 2-1. ナッジ

ナッジ (Nudge : ひじで軽く突く) とは、行動科学の知見に基づく工夫や仕組みによって、人々がより望ましい行動を自発的に選択するよう誘導することをいう\*。有名な例として、Johnson & Goldstein (2003) によるヨーロッパ諸国の臓器移植同意率の研究が知られている。一般に同意の取り方は、同意する場合にフォームにチェックする「オプトイン方式 (opt-in)」と、同意しない場合にフォームにチェックする「オプトアウト方式 (opt-out)」に分けられる。同研究により、オプトイン方式を採用している4か国 (デンマークやドイツなど) ではほとんどの国民が臓器移植に同意していないのに対して、オプトアウト方式を採用している7か国 (フランスやオーストリアなど) ではほぼ全ての国民が臓器移植に同意していることが明らかとなった。

\* 原子力発電の増加は人々にとって望ましい状態とは限らないが、ここでは「原子力に対するバイアスの低減は、より良い政策意思決定に資する」という意味でナッジと呼ぶ。

### 2-2. 提案①：ゼロエミ電源をオプトアウト化

Johnson & Goldstein の臓器移植同意率の研究を応用して、電気料金プランで「ゼロエミッション (ゼロエミ) 電源をオプトアウト化する」という方策を提案したい。現状の電気料金プランでは、太陽光や風力などのゼロエミ電源はオプトイン方式となっており、ゼロエミ比率の高いゼロエミプランに加入するには何らかの申請が必要である。そのため、ゼロエミプランを申請して通常よりも高い電気料金を支払っている消費者は一部の層に限られており、ゼロエミ電源に対する需要がそれほど高まらないので、原子力発電所が稼働しなくても電力供給に大きな支障が生じない状態になっていると思われる。結果として、原子力発電の必要性が市民から十分に理解されないのではないかと推察する。

ここで、ゼロエミプランをオプトアウト化 (デフォルト化) すれば、ヨーロッパ諸国の臓器移植同意率のようにゼロエミプランの加入者が急激に増えると予想される。すると、太陽光や風力などの変動電源 (VRE) だけで安定供給することが困難となり、結果として、原子力発電のゼロエミ電源としての価値や必要性が認識されるようになる可能性が考えられる (図1)。

ただし、ゼロエミのオプトアウト化も後述する部分的絶対安全も実社会で導入するには、それに付随する問題点などを十分に検討した上で、社会に対する説明責任を果たすことが不可欠であろう。

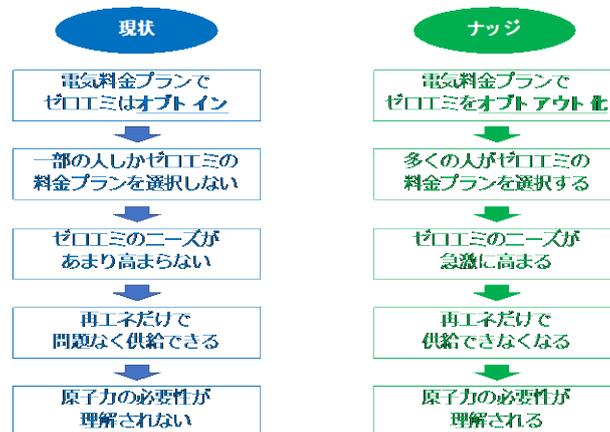


図1 ゼロエミ電源をオプトアウト化

### 2-3. 提案②：部分的絶対安全

福島第一原子力発電所事故 (以下、1F 事故) の後、日本の原子力発電所の安全性は大幅に向上したが、「それらの取り組みが市民からあまり評価されていない」という原子力関係者の声も少なくない。Kahneman & Tversky (1979) によれば、人間は高確率事象を過小評価し、確実事象を適切に評価する傾向があるとされている。これは「確実性効果」として知られる現象であり、一般に不確実な事象は人々から低く評価されがちである。従って、原子力発電所の安全強化対策によって事故の発生確率が下がったとしても、安全性には不確実性が伴う (事故が起きる可能性はゼロにはならない) ため、確実事象を求める人々から適切に評価してもらうことは難しいと考えられる。

確実性効果に関連して、Slovic et al. (1982) は以下の 2 種類の質問票を別々の被験者に読ませてワクチンを接種するか質問するという実験を行なった。

【質問票 A】

- ・ある疫病に 20%の住民が感染する。
- ・用意されたワクチンは、接種した人の半分に効果がある。

【質問票 B】

- ・2つの異なる疫病があり、それぞれ 10%ずつの住民が感染する。
- ・用意されたワクチンは、片方の疫病には確実に効果があるが、もう片方にはまったく効果がない。

2つの質問票はほとんど同じ状況であるにもかかわらず、実験の結果、質問票 Bの方がワクチン接種の比率が高まることが明らかになった。このように、人間は直面している不確実性の一部だけでも確実性が得られれば、その価値を高く感じるという現象は「擬似確実性効果」と呼ばれる。

この「擬似確実性効果」を応用して、筆者は「部分的絶対安全」という考え方を提案したい。例えば、安全強化対策の効果を炉心損傷確率などの「不確実事象」として説明するのではなく、「〇mの津波に対しては確実に安全になった」「〇ガルの地震には確実に安全になった」などと説明する方法である。それは、あくまで擬似的な確実性であるものの、Slovic et al.のワクチンの実験結果と同様に、不確実事象よりも価値が高いと評価される可能性が考えられる（図2）。

1F事故後、「絶対安全」が禁句になっていることは言うまでもないが、筆者の提案する「部分的絶対安全」は必ずしも安全神話への逆戻りではないと思われる。「部分的絶対安全」は工学的に可能であり、もちろん市民を騙すためのものでもない。これは原子力関係者の取り組みを市民に正確に伝えるためのアプローチである。1F事故前の問題として、実態は「部分的絶対安全」だったものを、いつの間にか「絶対安全」という神話が生まれ、原子力関係者自身も信じ込んでしまったことにあと筆者は考えている。1F事故の教訓をいかすためには、技術者側があくまで「部分的絶対安全」であることを十分に理解した上で、原子力関係者の取り組みを丁寧かつ明確に説明することが有効と思われる（例：〇〇の事象に対しては確実に安全になった）。当然ながら、「部分的絶対安全」は市民の理解を得るために完璧な方法ではないが、現状のリスクコミュニケーションでよく使われている「数万年に1回の話」よりは効果的な可能性があると考えられる。

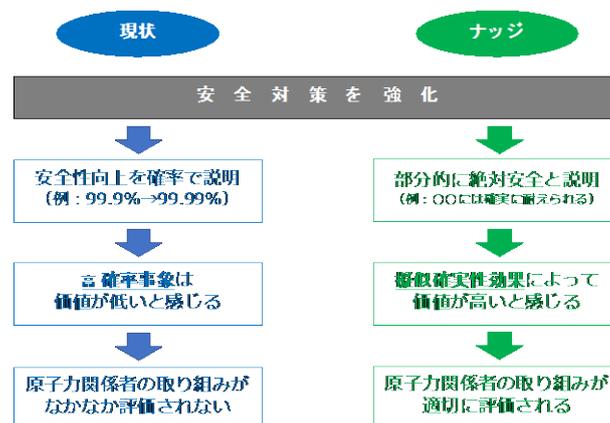


図2 部分的絶対安全

参考文献

- Johnson, E. J., & Goldstein, D. G. (2003). Do defaults save lives? *Science*, 302, 1338–1339.
- Kahneman, D., & Tversky, A. (1979). Prospect theory: An analysis of decision under risk. *Econometrica*, 47(2), 263–292.
- Slovic, P., Fischhoff, B., & Lichtenstein, S. (1982). Response mode, framing, and information-processing effects in risk assessment. In R. Hogarth (Eds.), *New directions for methodology of social and behavioral science: Question framing and response consistency* (pp. 21–36). San Francisco: Jossey-Bass.

本研究は JSPS 科研費 JP 21K14380 の助成を受けたものです。

---

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 保健物理・環境科学部会

## [1M\_PL] 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

座長：山澤 弘実 (名大)

2021年9月8日(水) 13:00 ~ 14:30 M会場

---

[1M\_PL01] 先端大気拡散モデルの現状と性能評価

\*佐藤 陽祐<sup>1</sup> (1. 北大)

[1M\_PL02] 大気拡散モデルの応用

\*寺田 宏明<sup>1</sup> (1. JAEA)

[1M\_PL03] 大気拡散モデルの緊急時利用法の検討

\*山澤 弘実<sup>1</sup> (1. 名大)

## 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

## Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## (1) 先端大気拡散モデルの現状と性能評価

## (1) Present State of Advanced Atmospheric Dispersion Models and their Performance Examination

\*佐藤 陽祐<sup>1</sup><sup>1</sup>北海道大学理学研究院

## 1. はじめに

2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故によって大気中に放出された放射性物質の動態を把握するために、地上の大気濃度の観測とともに、大気拡散モデルを用いた数値実験が用いられてきた。1F事故直後には、世界中の様々な機関によって大気拡散モデルによって数値実験が行われ、1Fより放出された放射性物質の大気中の動態を把握するために利用されてきた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。この大気拡散モデルは、計算領域全体を網羅した時空間的に密なデータを取得することが可能であるため、観測測器が設置されていない場所での放射性物質の動態を把握するのに役立つとともに、その計算結果は、内部被ばく評価に利用できる可能性がある。しかしながら、観測データに不確実性が伴うように、大気拡散モデルにも不確実性が存在する。この不確実性によって、事故直後に行われた複数の大気拡散モデルの計算結果は同じ1Fから放出された放射性物質を対象とした計算を行っているにもかかわらず、モデルごとに大きく異なっていた(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)。本発表ではこれらの不確実性を生み出す要因を紹介し、その不確実性の低減を目指して環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」(以下1-1802と表記)プロジェクトにて行った、1F起源の放射性セシウム(<sup>137</sup>Cs)を対象とした国際モデル比較プロジェクトの成果を紹介する(Sato et al. 2018, 2020)。同時に大気拡散モデルの計算について基礎的な部分から説明を行い、大気拡散モデルにおける現状やその問題点を共有し議論することを目的とする。

## 2. 大気拡散モデルによる計算

本発表で紹介する「モデル間比較」とは、複数のモデルで同一の事例を対象とした数値実験を行い、それぞれのモデルの結果を相互に比較するものである。この「モデル間比較」を通して、「モデル間比較」に参加した間のモデルの計算結果のばらつきの幅を明らかにするとともに、モデル間で結果がばらつく要因を明らかにすることを目的としている。モデルの計算結果のばらつきには様々な原因が考えられる。それを解説するためには大気拡散モデルとはどのような計算を行っているかを示す必要があるため、まずその説明を行う。なお、大気拡散モデルは、分野によっては化学輸送モデルなどの様々な呼称で呼ばれるが、本発表では、原子力学会でよく用いられている大気拡散モデルという文脈での説明となることを注意されたい。

大気拡散モデルによる計算は、対象とする領域の気象場(風向風速、気温、気圧、湿度)の情報をを用いて放射性物質の輸送と物理プロセスの計算を行う(図1)。対象とする領域全体を3次元的に網羅した気象場を観測から得ることは事実上不可能であるため、気象場もモデルによって計算することが一般的である。

この気象場を計算するモデルのことを力学コアや気象モデルと呼ぶ。大気拡散モデルの中には力学コアを持ち、独自に気象場を計算するモデル(models include their Own Dynamical core: OD)と、力学コアをもたず、別のモデルが計算した気象場をそのまま用いるモデル(models, which do Not have their own Dynamical core: ND)が存在する。ODモデルで気象場を計算する場合でも、その計算には対象とする領域全体の気象場のデータが初期値・境界値として必要である。一方、放射性物質の輸送や乱流拡散、放出や沈着による除去といった物理プロセスは、物理スキームによって計算され、物理スキームは、全ての大気拡散モデルに存在する。

物理スキームで計算された放射性物質の効果が気象場に与える影響(フィードバック)を考慮するモデルは online モデル、放射性物質の効果が気象場に与える影響を考慮せず、物理スキーム単体で動くモデルは offline モデルと呼ばれる。このように、大気拡散モデルには、気象モデル(力学コア)を持つのか否か、また offline か online かといった違いがモデル間に存在する。加えて、放射性物質の輸送と物理プロセスの計算一つとっても様々なスキーム(モデル化)が存在する。そのため、一言で大気拡散モデルといっても、それに含まれる(内在する)要素はモデルによってそれぞれ異なっている。さらに、大気拡散モデルに内在する様々な違いに加え、計算に用い

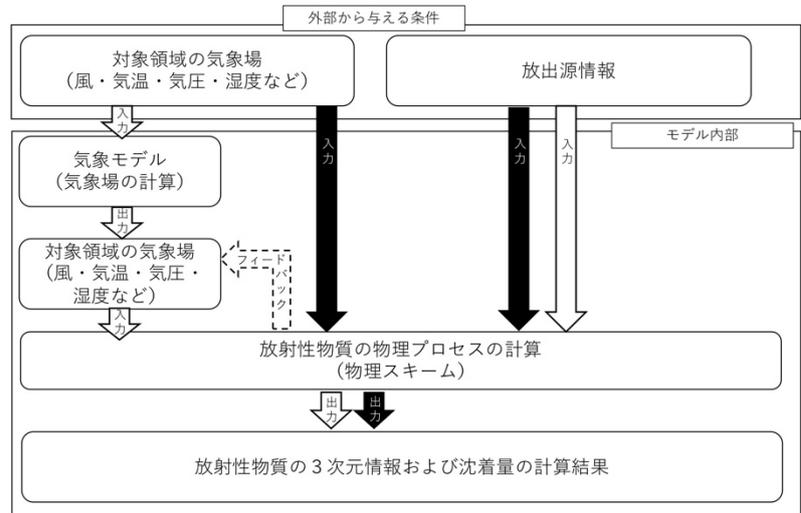


図1：大気拡散モデルの計算の流れを示した模式図。白抜き矢印は OD モデル、黒矢印は ND モデルの流れを示す。白抜きの点線で示した矢印は online モデルで考慮される、フィードバック機構である

る気象場や放出源情報といった外部からモデルに与える条件やモデルの水平・鉛直解像度にも自由度がある。そのため、1F 起源の放射性物質の大気中の輸送という現象という同じ現象を対象とした計算を行っているにも関わらず、モデルごとに計算結果が異なってしまうのが現状であり、大気拡散モデルの計算結果には不確実性を伴う。しかしながら、たとえ計算結果が異なっていたとしても、モデルの結果に違いをもたらす要因は数多くあり、何が原因で計算結果に違いをもたらさせるのかを突き止めるのは容易ではない。

### 3. 大気拡散モデルのモデル間比較 (Sato et al. 2018, 2020)

2 で示したように、大気拡散モデルには様々な不確実性を生み出す要素が内在しているため、仮に複数のモデルで計算を行って、計算結果が異なるとしてもどの要素が原因なのかを切り分けるのが難しい。そのため、1F 事故直後に行われた様々な大気拡散モデルの計算結果は大きくばらついているが(Kitayama et al. 2018; 日本学術会議 2014)、その原因を特定することは困難であった。

そこで、1-1802 では 1F 事故によって 1F から放出された  $^{137}\text{Cs}$  を対象とした 2 回のモデル間比較 (Sato et al. 2018, 2020) を行ったが、その際、各大気拡散モデルに内在する違いが計算結果にもたらす影響に焦点を当てるため、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたモデル間比較を行った。具体的には、モデルに与える気象場 (Sekiyama et al. 2015; Sekiyama and Kajino 2020) と放出源情報 (Katata et al. 2015)、および水平解像度を統一 (Sato et al. 2018 では 3 km、Sato et al. 2020 では 1 km) したモデル間比較を行った。計算期間は 2011 年 3 月 11 日 00 UTC から 2011 年 3 月 31 日 00UTC (Sato et al. 2020 では 3 月 24 日 00UTC まで) であり、その期間中に大気環境測定局 SPM 計る紙で観測されていた  $^{137}\text{Cs}$  の大気濃度の時系列 (Tsuruta et al. 2014, 2018) と航空機モニタリングによって観測された総沈着量 (文部科学省 2011) のデータをモデルの評価のために用いた。このモデル間比較には国内外から最先端の大気拡散モデルが 12 モデル (Sato et al. 2018) および 9 モデル (Sato et al. 2020) が参加した (評価に用いた手法などは Sato et al. 2018, 2020 を参照されたい)。

これらのモデル間比較を通して、外部からモデルに与える条件を可能な限り揃えたとしても、モデルごとに計算結果は大きくばらつくことが明らかになった。また、2011 年 3 月に大気環境測定局 SPM で観測されていた 9 つの高濃度イベント (ブルーム) ごとにモデルの評価を行い、各ブルームを大気拡散モデルが再現するために最も重要であった要素を、再現性の良いモデルと悪いモデルとの比較から明らかにした。個々のブルームの再現性を決める要素は発表で詳しく述べる予定であるが、このような結論はモデル間比較によってパフォーマンスが良いモデルと悪いモデルが複数あるために初めて得ることができたものである。

同時に、総沈着量や9 プルームの再現性評価から、「あるモデルが全てのプルームに対して良いパフォーマンスを示すわけではなく、あるプルームに対して再現性が高いモデルが別のプルームでは再現性が悪くなることもある」こと、また「3月の総沈着量や9 プルーム全体で見ると、個々のモデルの再現性よりも、参加モデルの計算結果の平均（マルチモデルアンサンブルという）をとった結果の方が、再現性が高いこと」が明らかになった。これらの結果の意味するところは、大気拡散モデルは不確実性を伴うものであるが、単一のモデルで仮にプルームや沈着を再現できない可能性はあるとしても、複数のモデルを組み合わせることで、モデルの再現性を向上できる可能性があることを示している。すなわち、非常時においても、単一のモデルが不確実性を持つことからその利用価値が低いと結論づけるのではなく、複数の大気拡散モデルの結果を組み合わせることで大気拡散モデルの利用価値を高めることができるということである。

#### 4. 参考文献

- Kitayama, K., and Coauthors, 2018: Atmospheric Modeling of 137 Cs Plumes From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant-Evaluation of the Model Intercomparison Data of the Science Council of Japan. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, <https://doi.org/10.1029/2017JD028230>.
- Ministry of Education, Culture, Sports, S. and T., 2011: *Results of the Fourth Airborne Monitoring Survey by MEXT*. [http://radioactivity.nsr.go.jp/en/contents/4000/3179/24/1270\\_1216.pdf](http://radioactivity.nsr.go.jp/en/contents/4000/3179/24/1270_1216.pdf).
- Sato, Y., and Coauthors, 2018: Model Intercomparison of Atmospheric 137 Cs From the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Simulations Based on Identical Input Data. *J. Geophys. Res. Atmos.*, **123**, 1–18, <https://doi.org/10.1029/2018JD029144>.
- Sato, Y., and Coauthors, 2020: A model intercomparison of atmospheric 137Cs concentrations from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, phase III: Simulation with an identical source term and meteorological field at 1-km resolution. *Atmos. Environ. X*, 100086, <https://doi.org/10.1016/j.aeoa.2020.100086>.
- Science Council of Japan, 2014: *A review of the model comparison of transportation and deposition of radioactive materials released to the environment as a result of the Tokyo Electric Power Company's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident*. 103 pp. <http://www.scj.go.jp/en/report/index.html>.
- Sekiyama, T. T., and M. Kajino, 2020: Reproducibility of Surface Wind and Tracer Transport Simulations over Complex Terrain Using 5-, 3-, and 1-km-Grid Models. *J. Appl. Meteorol. Climatol.*, **59**, 937–952, <https://doi.org/10.1175/JAMC-D-19-0241.1>.
- Sekiyama, T. T., M. Kunii, M. Kajino, and T. Shimbori, 2015: Horizontal Resolution Dependence of Atmospheric Simulations of the Fukushima Nuclear Accident Using 15-km, 3-km, and 500-m Grid Models. *J. Meteorol. Soc. Japan. Ser. II*, **93**, 49–64, <https://doi.org/10.2151/jmsj.2015-002>.
- Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, T. Ohara, and T. Nakajima, 2014: First retrieval of hourly atmospheric radionuclides just after the Fukushima accident by analyzing filter-tapes of operational air pollution monitoring stations. *Sci. Rep.*, **4**, 6717, <https://doi.org/10.1038/srep06717>.
- Tsuruta, H., Y. Oura, M. Ebihara, Y. Moriguchi, T. Ohara, and T. Nakajima, 2018: Time-series analysis of atmospheric radiocesium at two SPM monitoring sites near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant just after the Fukushima accident on March 11, 2011. *Geochem. J.*, **52**, 103–121, <https://doi.org/10.2343/geochemj.2.0520>.

---

\*Yousuke Sato<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Faculty of Science, Hokkaido University.

## 保健物理・環境科学部会セッション

## 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

## Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## (2) 大気拡散モデルの応用

## (2) Applications of an Atmospheric Dispersion Model

\*寺田 宏明<sup>1</sup>, 永井 晴康<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故では、放射性物質が長期間環境中に放出され、大気中を拡散して広範囲に地表汚染をもたらした。このような事態に対処するためには、放射性物質の拡散と汚染状況を正確に把握する必要があり、環境モニタリングによる実測と大気拡散モデルを用いた計算による予測を相補的に用いた放射性物質の時間空間分布の評価が有効である。この大気拡散予測の計算シミュレーションシステムとしては、緊急時環境線量情報予測システム（System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information: SPEEDI）が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、国内事故対応のための「緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム」として文部科学省により運用されていた。一方、原子力機構では、SPEEDI を世界版として発展させた予測システム Worldwide version of SPEEDI（WSPEEDI）を開発し、原子力事故及び非原子力分野への応用に取り組んできた。1F 事故においては、SPEEDI および WSPEEDI を活用し、大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの組み合わせによる放射性物質の放出量推定や大気拡散状況の解析を行い、被ばく評価や環境汚染への対策立案に貢献してきた。本発表では、SPEEDI および WSPEEDI について、システム開発の経緯と概要、及び 1F 事故等の放射性物質の放出事象への応用について解説する。

## 2. SPEEDI および WSPEEDI の開発

SPEEDI は、1979 年の米国スリーマイル島原子力発電所事故を契機として、日本国内で原子力事故が発生した際に、大気中に放出された放射性物質の濃度や被ばく線量を予測し防災対策に役立てるために、旧日本原子力研究所（現在の原子力機構）により研究開発が開始され、1984 年に基本システムが完成した（Imai et al., 1985）。その後 1986 年に原子力安全技術センターに移管され、ネットワークシステムとして整備されて運用が開始された。SPEEDI の計算プログラムは、開発元の旧日本原子力研究所で予測精度向上のための改良や機能拡張の研究開発が継続され、その成果を導入した高度化 SPEEDI（永井ほか, 1999）が 2005 年から 2016 年まで運用された。SPEEDI の計算プログラムの検証は、解析解との比較によるベンチマークテストおよび野外拡散実験や拡散風洞実験データの再現試験により行われた。高度化 SPEEDI においては、新たに導入された局地気象予測モデルにより計算される気象場の再現性確認が行われた。

WSPEEDI は、1986 年のチェルノブイリ原子力発電所事故を契機に、国外での原子力事故の日本への影響をリアルタイムで評価することを目的として、旧日本原子力研究所により開発された（Chino et al., 1995）。WSPEEDI は初版が 1997 年に完成したが、その後の使用経験に基づきさらに改良を重ね、2009 年に WSPEEDI 第 2 版が完成した（寺田ほか, 2008）。WSPEEDI 第 2 版では、世界の任意の地点からの放出を対象として、放出点周辺の数十 km から半地球規模までの拡散予測が可能となった。WSPEEDI は、国の防災体制に組み込まれて運用されているものではなく、原子力機構がシステムを保有し、精度向上を図るための研究開発を進めるとともに、様々な応用研究に利用してきた。その後、1F 事故などへの WSPEEDI-II の適用経験に基づき、原子力緊急時における多様な大気拡散予測のニーズに対応して様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を効率的に提供することを可能とするため、大気拡散データベースシステム WSPEEDI-DB が開発された（Terada et al., 2020a）。このシステムでは、設定した地点から放出された放射性物質の大気拡散計算結果のデ

ータベースを予め構築しておき、後から具体的な放出条件を適用することで、任意の条件の大気拡散計算結果を迅速に取得することを可能としている。WSPEEDI の検証は、大気中輸送モデル評価研究 (ATMES: Atmospheric Transport Model Evaluation Study) および欧州拡散実験 (ETEX: European Tracer Experiment) の 2 つの国際協力研究に参加することにより実施された。ATMES は、チェルノブイリ原発事故時のモニタリングデータを用いた長距離輸送・拡散モデルの性能評価を目的としたものであるが、放出源情報の不確かさによりモデル性能を定量的に評価できなかった。そこで、トレーサガスの放出がコントロールされた広域拡散実験によるモデルの性能評価を目的とした ETEX が 1992 年から実施された。WSPEEDI 第 2 版においては、ETEX およびチェルノブイリ原発事故データを再利用して第 1 版からの再現性の向上を確認するとともに、日本国内のデータを用いた中距離スケールの水平拡散係数に関して検証が行われた。

### 3. SPEEDI および WSPEEDI の応用

原子力機構では、SPEEDI および WSPEEDI を用いて、原子力施設の事故等による様々な放射性物質の放出事象への対応を行ってきた。1997 年に発生した動力炉・核燃料開発事業団東海再処理施設の火災爆発事故においては、放射性物質が環境中に放出され、茨城県内の数地点で放射性セシウムが検出された。これに対して、高度化 SPEEDI を活用してモニタリングデータからの逆解析により  $^{137}\text{Cs}$  の放出量を推定した (茅野・永井, 1997)。1999 年に発生した JCO ウラン加工工場での臨界事故においては、高度化 SPEEDI を用いて希ガスの放出量推定とその結果を用いた外部被ばく線量評価を行った (JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000)。1998 年にスペインの Algeciras の溶鉄炉で医療用  $^{137}\text{Cs}$  が誤焼却され  $^{137}\text{Cs}$  が大気放出される事故が発生し、欧州の広い範囲で  $^{137}\text{Cs}$  が検出された。これに対して WSPEEDI 初版を適用し、放出源情報の推定と影響評価を行った (山澤, 1998)。北朝鮮による地下核実験が実施された際には、国内のモニタリングが強化され、防衛省の航空自衛隊機による高空の大気浮遊じん等の試料採取が行われる。この試料採取を行う領域と高度の決定など計画策定のための参考情報として、放射性物質の大気拡散予測結果が活用されてきた。これまでに実施された計 6 回の北朝鮮による地下核実験では、2009 年の第 2 回実験以降、WSPEEDI 第 2 版による大気拡散予測 (石崎ほか, 2018) の結果が文部科学省または原子力規制庁のホームページで公開された。

2011 年に発生した 1F 事故においては、事故当初、電源喪失等により排気筒モニタは動作せず、旧原子力安全・保安院の緊急時対策支援システム ERSS もプラント情報が入手できず機能していなかったため、大気中への放射性物質の放出状況は全く不明であった。そこで、原子力機構は原子力安全委員会と協力し、事故後早期から高度化 SPEEDI および WSPEEDI 第 2 版を活用して放射性物質の大気中への放出量の推定に取り組んだ。その後、環境影響や公衆の被ばく線量の評価を目的として、放出量推定の精緻化とその結果を用いた大気拡散解析を今日まで実施してきた。以降では、一連の放出量推定研究の概要について述べる。

事故後早期から 2016 年までの放出量推定では、単位放出率 (1Bq/h) を仮定した大気拡散計算結果と環境モニタリングデータを比較して核種ごとの放出率の推移を逆推定する手法を用いた。放射性核種の大気中濃度の測定値が得られている場合は、濃度測定値を同じ地点の濃度計算値で除することで、その測定値に寄与した放出期間の放出率を求めることができる。濃度測定値が得られていない場合は、不確かさは増えるが核種構成比を仮定した空間線量率の比較によっても推定した。事故後早期に原子力安全委員会と協力して実施した放出量推定 (Chino et al., 2011) では、3 月 12 日から 4 月 5 日までの  $^{131}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放出率の推移を推定した。この解析による  $^{131}\text{I}$  および  $^{137}\text{Cs}$  の総放出量は、それぞれ 150 PBq ( $P=10^{15}$ ) および 12 PBq (最終的に 13 PBq に改訂) であった。その後、モニタリング値の増加や WSPEEDI の計算モデル改良に伴い、放出量推定値を改訂した (Terada et al., 2012)。この解析による  $^{131}\text{I}$  および  $^{137}\text{Cs}$  の総放出量は、それぞれ 124 PBq および 8.8 PBq であった。この推定値は、原子放射線の影響に関する国連科学委員会 (UNSCEAR) の 2013 年レポート (UNSCEAR, 2014) において事故影響評価に利用された。しかし、この推定値には不確かさがあり、改善が必要であることが指摘されていた。そこで、新たな環境モニタリングデータの利用と大気拡散計算の沈着過程の精緻化により、詳細な放出量推定を行った (Katata et al., 2015)。この解析による  $^{131}\text{I}$  および  $^{137}\text{Cs}$  の総放出量は、それぞれ 151 PBq および 14.5 PBq であった。この推定値を用いた大気拡散計算により、航空機サーベイによる  $^{131}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の沈着量分布が良好に再現された。また、環境データに基づく解析と炉内事故進展解析との融合解析として、環境モニタリングの沈着量測定と炉内インベントリの  $^{134}\text{Cs}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能比を比

較し、各放出期間の大気拡散シミュレーション結果との対応を解析することで、1号機から3号機の各原子炉における期間ごとの放出状況の推定を試みた (Chino, et al. 2016)。

これまでの研究では、観測値の不足から気象場の再現性が十分でなく、放射性プルームの時間空間分布の再現性に不確かさがあつた。このため、拡散計算結果と環境モニタリングデータの比較において、専門的知見と経験に基づく主観的評価により拡散計算の補正と比較に使用するデータを選定する必要があり客観性に課題があつた。そこで、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計手法を導入し、大気拡散計算結果と多種多数の環境モニタリングデータの比較から放出率を最適化するとともに比較結果をフィードバックすることで気象場の再現性を向上する新たな解析手法を開発した。この解析手法と、新たに公開された多数の大気汚染測定局で捕集された浮遊粒子状物質 (SPM) の分析による1時間間隔の $^{137}\text{Cs}$ 大気中濃度データを活用した放出量推定を行った (Terada et al. 2020b)。この解析により、 $^{131}\text{I}$  および  $^{137}\text{Cs}$  の2011年3月末までの放出総量は、120 PBq および 10 PBq と推定され、最適化した放出源情報を使用した大気拡散計算結果は、従来研究に比べ大気中濃度と地表沈着量の再現性が向上した。この推定値を用いた大気拡散計算により構築した主要放射性核種 ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{132}\text{Te}$ ) の環境中時間空間分布データベースは、環境省の平成30年度放射線の健康影響に係る研究調査事業および UNSCEAR2020年レポート (UNSCEAR, 2021) において、公衆の被ばく線量評価に活用された。さらに、このベイズ推計に基づく放出率最適化手法について、環境研究総合推進費 1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」において、局所域から半地球規模までのデータ利用に向けた機能拡張と緊急時応用の有効性評価を行った。

#### 4. 参考文献

- Chino, M., H. Ishikawa, H. Yamazawa, H. Nagai, and S. Moriuchi, 1995: WSPEEDI (Worldwide Version of SPEEDI): A computer Code System for the Prediction of Radiological Impacts on Japanese due to a Nuclear Accident in Foreign Countries. JAERI 1334, Japan Atomic Energy Research Institute, 54pp.
- Chino, M., H. Nakayama, H. Nagai, H. Terada, G. Katata, and H. Yamazawa, 2011: Preliminary Estimation of Release Amounts of  $^{131}\text{I}$  and  $^{137}\text{Cs}$  Accidentally Discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the Atmosphere. *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1129-1134.
- Chino, M., H. Terada, H. Nagai, G. Katata, S. Mikami, T. Torii, K. Saito, and Y. Nishizawa, 2016: Utilization of  $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$  in the environment to identify the reactor units that caused atmospheric releases during the Fukushima Daiichi accident. *Sci. Rep.*, **6**, 31376.
- Imai, K. et al., 1985: SPEEDI: A Computer Code System for the Real-Time Prediction of Radiation Dose to the Public due to an Accident Release. JAERI-1297, Japan Atomic Energy Research Institute, 89pp.
- JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, 2000: JCO 臨界事故における原研の活動. JAERI-Tech 2000-074, 日本原子力研究所, 216pp.
- Katata, G., M. Chino, T. Kobayashi, H. Terada, M. Ota, H. Nagai, M. Kajino, R. Draxler, M.C. Hort, A. Malo, T. Torii, and Y. Sanada, 2015: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. *Atmos. Chem. Phys.*, **15**, 1029-1070.
- Terada, H., G. Katata, M. Chino, and H. Nagai, 2012: Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion. *J. Environ. Radioact.*, **112**, 141-154.
- Terada, H., H. Nagai, A. Tanaka, K. Tsuduki, and M. Kadowaki, 2020a: Atmospheric-dispersion database system that can immediately provide calculation results for various source term and meteorological conditions. *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**, 745-754.
- Terada, H., H. Nagai, K. Tsuduki, A. Furuno, M. Kadowaki, and T. Kakefuda, 2020b: Refinement of source term and atmospheric dispersion simulations of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. *J. Environ. Radioact.*, **213**, 106104.

- UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2014: UNSCEAR 2013 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, vol I. United Nations, New York, 311pp.
- UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2021: UNSCEAR 2020 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, Scientific Annex B, United Nations, 248pp.
- 石崎修平, 早川剛, 都築克紀, 寺田宏明, 外川織彦, 2018: 北朝鮮による地下核実験に対する大気拡散予測の対応活動. JAEA-Technology 2018-007, 日本原子力研究開発機構, 43pp.
- 茅野政道, 永井晴康, 1997: 動燃アスファルト固化処理施設事故による  $^{137}\text{Cs}$  の環境放出量の推定. 日本原子力学会誌, **39**, 644-646.
- 寺田宏明, 永井晴康, 古野朗子, 掛札豊和, 原山卓也, 茅野政道, 2008: 緊急時環境線量情報予測システム (世界版) WSPEEDI 第2版の開発. 日本原子力学会誌和文誌, **7**, 257-267.
- 永井晴康, 茅野政道, 山澤弘実, 1999: 大気力学モデルを用いた緊急時の放射能大気拡散予測手法の開発. 日本原子力学会誌, **41**, 777-785.
- 山澤弘実, 1998: Algeciras での Cs-137 大気中放出事故の長距離拡散解析. 日本原子力学会誌, **41**, 114-116.

---

\*Hiroaki Terada<sup>1</sup> and Haruyasu Nagai<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## 保健物理・環境科学部会セッション

## 大気拡散モデルの原発事故環境データによる評価とその緊急時応用

## Evaluation of Atmospheric Dispersion Models Using the Environmental Data on the Nuclear Accident and their Application to Nuclear Emergency

## (3) 大気拡散モデルの緊急時利用法の検討

## (3) Usage of Atmospheric Dispersion Models in the Nuclear Emergency Scheme

\*山澤弘実<sup>1</sup>, 大浦泰嗣<sup>2</sup>, 森口祐一<sup>3</sup>, 寺田宏明<sup>4</sup>, 関山剛<sup>5</sup>, 五藤大輔<sup>3</sup>, 鶴田治雄<sup>6</sup>, 佐藤陽祐<sup>7</sup>

<sup>1</sup>名大, <sup>2</sup>都立大, <sup>3</sup>国環研, <sup>4</sup>原子力機構, <sup>5</sup>気象研, <sup>6</sup>RESTEC, <sup>7</sup>北大

## 1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故の内部被ばく線量の評価では、大気中濃度実測値に基づく評価が困難であり、その代替として大気拡散モデルを用いる手法が使われてきた。しかし、1)大気中濃度の分析が未了でブルーム動態が十分解明されていないこと、2)放出源情報及びその推定方法と事故当時の気象場にデータに不確かさが残されていること、3)先端的大気拡散モデルであっても不確かさが残されていることが課題であった。また、1F事故環境データは、点源放出物質の降水を伴う複雑地形上での約200km範囲の大気中動態を捉えた国内唯一のデータであり、事故影響解析に加えて、点源から放出された大気中有害物質の動態解明の基礎データとして大気拡散モデルの検証等に用いられることが期待される。

大規模自然災害に伴い発生することが危惧される原子力事故を含む有害物質大気中放出事故初期の緊急時においては、大気拡散モデル計算が唯一の迅速かつ合理的な影響評価方法となることが想定されることから、これらの1F事故内部被ばく評価等で残された課題の解決は、今後の原子力事故やその他の有害物質放出事故での影響及びリスクの評価の不確かさを低減する上で不可欠であることがUNSCEAR2017年報告書にも述べられている。しかし、大気拡散モデルとその入力データの不確かさが、緊急時でのモデル利用の大きな制約となっており、モデル予測結果の不確かさを低減と不確かさを踏まえた緊急時利用法の検討が必要である。

そこで、環境研究総合推進費1-1802「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」では、大気中濃度データ等からの放出源情報推定法の改良と、データ同化を用いた気象場再現方法及び沈着過程に着目した大気拡散モデルの検証・改良を目的とした。また、1F事故時の大気環境測定局SPM計る紙の分析及び放射線監視局データの解析による大気中濃度データ整備、複数の大気拡散モデルによる計算結果と測定値を総合化した情報提供法枠組みの提案を目的とした。本発表では、これらの研究成果全体を概観するとともに、主に大気拡散モデルの緊急時利用法についての検討結果を議論する。

## 2. 成果の全体概要

課題全体は、1)未分析試料の分析等により既取得データと合わせた1F事故大気中濃度データの整備とブルーム動態解析、及び線量率データによるモデル検証法の検討、2)狭域から北半球規模の実測データを総合的に用いる放出源情報推定法の改良と1F事故放出源情報の再推定、3)詳細な地形を計算に取り入れた気象場再現法の検討及び事故時気象場データの整備と、湿性沈着過程の詳細検討による大気拡散数値モデルの高度化、4)国際大気拡散モデル比較試験、及び5)予測の不確かさを考慮した大気拡散モデルを用いた緊急時利用法プロトタイプ構築から構成され、6)研究機関による共同研究として実施された。これらのうち2)及び4)の成果については、本企画セッションの講演1及び2で取り上げられている。

\*Hiromi Yamazawa<sup>1</sup>, Yasuji Oura<sup>2</sup>, Yuichi Moriguchi<sup>3</sup>, Akihiro Terada<sup>4</sup>, Tsuyoshi T. Sekiyama<sup>5</sup>, Daisuke Goto<sup>3</sup>, Haruo Tsuruta<sup>6</sup>, Yousuke Sato<sup>7</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>Tokyo Metropolitan Univ., <sup>3</sup>NIES, <sup>4</sup>JAEA, <sup>5</sup>MRI-JMA, <sup>6</sup>RESTEC, <sup>7</sup>Hokkaido Univ.

本研究は環境研究総合推進費JPMEERF20181002による。

大気中濃度データの整備では、SPM ろ紙の放射性セシウム分析により、既存結果と合わせて関東地方に到達した主なプルームの詳細な空間構造と輸送経路を明らかにし、2011年3月29-31日に福島県東部・関東地方にこれまで知られていなかったプルームが存在したこととその輸送過程を解明し、原発から約400kmまでの東北地方・中部地方を対象にプルームの長距離輸送過程を明らかにした。これにより、SPM ろ紙が保存されていなかった関東地方北部を除く我が国の陸地に2011年3月中に影響を与えた主要プルームの全てを把握できた。図1に示した例では、プルーム9が関東平野から東京湾に抜けていく様子が明瞭に捉えられている。1F事故による放射性物質放出開始の3月12日から31日までに全部で27個のプルームが東日本に運ばれたことがわかった。その中で、本課題によりこれまで分析されていなかった3月28日から31日に比較的高濃度の8つのプルームが存在したことが新たに発見された。また、SPM測定データが得られていない茨城県中央部について、放射線監視局の $\gamma$ 線スペクトルデータから希ガス、 $^{131}\text{I}$ を含む複数核種の10分毎の大気中濃度データを解析し、3月15日に南下したプルーム動態の詳細が明らかとなった。また、大気中濃度が得られない地点・時刻について線量率データを用いた大気拡散計算結果の検証法を検討し、線量率データによるモデル検証が可能であることを示した。

気象場の再現では、水平解像度1kmと0.25kmで地形・土地利用を再現し高解像度気象場解析値(2011年3月東日本域)を作成した。この計算では、アンサンブルカルマンフィルタを用いた最新のデータ同化システムと気象予報モデルの組み合わせによりAMeDAS地上気象観測データを同化し、モデル内で詳細に再現された地形を反映した気象場を得た。図2の例では、1km格子の気象場計算により、従来の3km格子では十分再現されなかった中通りでのプルーム南下が良好に再現されている。さらに、湿性沈着再現で必要となる山岳域での雲(霧)及び降水の発生の再現のためには、従来の3-5km程度の格子では不十分であること、原発が立地する海岸複雑地形での気流場再現では1km格子かさらに詳細な地形再現が必要であること等の重要な知見が得られた。また、これまで大気拡散モデルの最大の誤差要因とされてきた湿性沈着過程の解析により、沈着モデルのスキーム(形式)が最も重要であり、雲・降水再現のための雲微物理過程のモデル化の違いは結果にほとんど影響しないこと等のモデル改良のための指針が明確になった。

以上より、本研究により現在の先端的大気拡散数値モデルの性能が明らかとなり、改善が必要な部分についての改良指針が得られた。応用面では、大気拡散モデルを用いた放出源情報推定法が検討され、1F事故放出源情報の不確かさが検討された。また、大気拡散モデルの緊急時利用法が検討され(次節)、原子力に加え他の有害物質大気放出時を含めた緊急時の大気拡散利用の技術基盤が整備され、実用化研究の段階に至った。これらの一連の研究では、1F事故初期(2011年3月末まで)の大気環境データセットが整備された。この中には、中部、関東、東北地方SPM局での大気中濃度データ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ , 1時間値)、及び茨城県中央部放射線監視局での大気中濃度( $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{132}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{132}\text{Te}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{136}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , 10分値)の実測値に加え、東日本域をカバーする3, 1, 0.25km格子気象場(1時間毎)及び $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ 放出源情報(1時間毎)の解析値と、国内外の先端的大気拡散モデル計算値(1km格子9モデル、3km格子12モデル、1時間毎)が収録されている。これらのデータは、気象・大気環境・環境放射能分野の学術的資料としてのみならず、事故の影響検証のためのファクトデータとして事故後10年を経過した現時点において世界で最も完成度の高いものである。

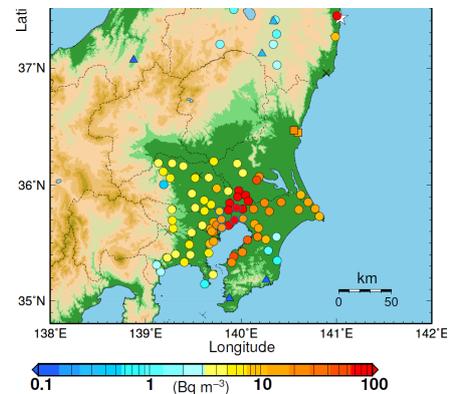


図1 SPM ろ紙分析で得られた2011年3月21日10時の $^{137}\text{Cs}$ 地上濃度分布。

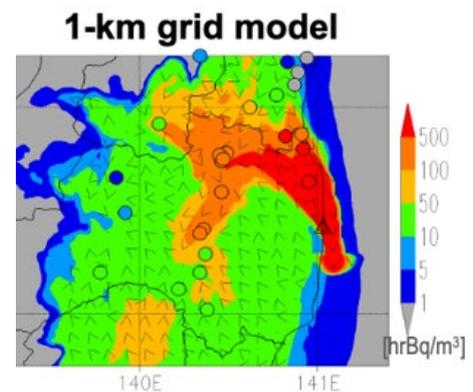


図2 2011年3月20日15時-21時の福島県におけるモデル計算による $^{137}\text{Cs}$ 地上濃度積算値。○印は測定値(SPMろ紙分析)。

### 3. 緊急時利用法の検討

#### 3-1. 全体概要

原子力規制委員会の原災指針の事態分類に従ったモデル利用法とした(図3)。警戒事態及び一部の施設敷地緊急事態においては、放出は起こっておらず炉内情報からの放出量等の放出源情報推定は不確かさが極めて大きく実質的に不可能である。従って、この段階では放出源情報がないものとして、最新の気象庁広域数値予報 GPV データ(1日2回更新、264時間先までの予報)を用いて、単位量放出が連続すると仮定した計算を72時間分の大気拡散予測計算を実施する。この段階の予測は単位放出仮定であるため、濃度・線量といった定量的予測ではなく、「もし放出された場合のプルーム飛来の有無及び時間帯の予測」とする。プルーム飛来の有無のみの予測であっても、図3の四角枠内に示すとおり、緊急時モニタリング計画立案や屋内退避等の防護対策に極めて有用な情報となる。

施設敷地緊急事態及び全面緊急事態では放出が始まっており、空間線量率あるいは大気中濃度等の実測データが入手されるため、放出源情報推定が可能である。但し、最も確実にかつ多数入手されると想定される空間線量率は大気中放射性核種の組成が分からない限り各核種の大気中濃度の把握はできない。第1段階として最も被ばく線量寄与が大きい<sup>131</sup>Iのみによって構成されるプルームを仮定して、保守的な(被ばく線量が大きくなる安全側の)放出率の簡易推定を行う。大気中放射性核種濃度を測定するための大気モニターデータが得られた場合は、講演2の放出源情報推定手法を利用した詳細推定が可能である。

1F事故の経験から、モデル出力として従来の地図上のコンター図表示のみでは、防護措置の意思決定者が使用する資料として十分でない。そこで、時間・空間的粗視化して提示する方法とする。空間的に粗視化の単位は防護措置発令単位として想定される区域単位と対応させ、学区単位、あるいは事故サイトからの距離に応じて、市町村等の行政区単位、県(支庁区)単位とする。また、時間に関する粗視化の単位は、モデル比較評価で示されたプルーム飛来時刻計算結果の不確かさ2, 3時間をふまえ、3時間を最小単位とする。

#### 3-2. プルーム飛来予測

プルーム飛来予測は、もし放出がある場合に対象地点へのプルーム飛来の有無を現時点から将来に予測するもので、濃度値は評価対象外である。プルーム飛来有りが予測された場合は、極力屋外活動を控え、逆に飛来なしが予測された時間帯に、必要に応じて屋外活動を行う時間を設定できる(図3枠内)。

前述のデータセットの1F事故対象の大気拡散計算結果(1km格子、9モデル)のアンサンブルを用いて、1Fから30km圏内のモニタリングポスト4地点でのプルーム飛来状況(モデル予測)を解析し、実測線量率から解析されたプルーム飛来状況(観測値)と比較した結果を表1に示す。この結果では、モデルでプルーム飛来が予測された時間帯の前後3時間にも飛来の可能性があるかと仮定して得たものである(安全裕度時間を設定)。実際にプルーム飛来があったのに来ないと予測した時間割合は0.5%(実際に飛来があった時間帯に対する見逃し率2.7%)と低い値であるが、見逃しを完全に回避できていない。空間的粗視化の考え方を導入することにより見逃し率の低減が図れるものと考え。一方、実際にプルーム来なかった時間帯については、半分以上を飛来有りと予測しているものの、正しく飛来なしと予測できている時間帯も十分確保でき

#### 大気拡散計算の原子力防災応用スキーム案

##### 警戒事態、(施設敷地緊急事態)

単位放出率、連続放出仮定の長時間計算(e.g.72h)

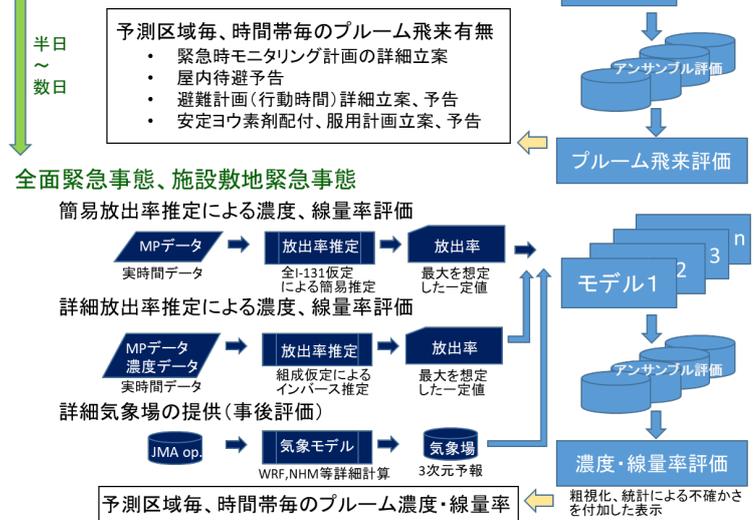


図3 大気拡散計算の原子力防災への応用スキーム。

ている。飛来なし予測により UPZ 内での屋内退避期間中の屋外活動(一時移転、安定ヨウ素剤配布、食料調達等のその他の生活活動)時間を設定することができるが、この予測では解析対象の 138 時間中約 50 時間の屋外活動時間を確保ことができ、現行防災スキームでの予測情報が全くない状態での屋内退避を継続しなければならぬ状況に比べれば、現実的な防護行動が可能となる。

### 3-3. アンサンブルメンバー数の検討

講演 1 のモデル評価結果では、複数の 1F プルームに対して大気中濃度再現性が常に高いモデルは存在しないことと、モデルアンサンブル(大気中濃度の複数モデルの単純平均)が各プルームに対して再現性の高いモデルと同等の性能を常に示すことが明らかとなった。そこで、一定程度の予測精度を確保するために必要なモデル数の検討を行った。12 モデルの結果が得られている 3 km 格子計算結果から、ランダムにモデルを選択して多数のアンサンブルを形成し、その予測結果を評価した結果(詳細省略)、8 個のモデルを用いることで 12 モデル全てを用いた場合と同等の予測結果が得られることが示された。また、12 モデルの中には全体的に予測精度の低いモデルが 2, 3 モデル含まれており、それを除いた場合は、5, 6 モデル程度でも良好な予測結果が得られるものと考えられる。

### 3-4. 粗視化による予測情報提供

時間的・空間的な粗視化は、モデル計算結果で不可避の不確かさの影響を緩和することに加え、緊急時防護策の意思決定者及び住民に不確かさを含んだ分かりやすい情報を提供することを目的とする。モデルアンサンブルの大気中濃度を用いる場合、行政区等の空間的粗視化単位内には、複数モデルの複数格子点の濃度計算値が存在し、その平均値はその粗視化単位の濃度の期待値と考えることができる。また、濃度計算値のばらつきの大きさは、その粗視化単位内の実際の濃度水平分布、モデルそれぞれの内部要因による不確かさ及び入力気象場の不確かさが反映されたものであり、濃度期待値の不確かさの大きさを表す指標と考えることができる。そこで、各粗視化単位毎に濃度期待値及びばらつきの大きさを提示することを本研究の提案とする。

この提示法の詳細は省略するが、首都圏に設定した 50 km 四方の 2 つの領域について、モデル予測と実測(SPM 地点の濃度)の比較検証結果を図 4 に示す。例えば、実測濃度が最も高かった領域 A1 の 2011 年 3 月 15 日 9-12 時については、モデル予測から「A1 地域では 9-12 時に平均濃度約 10 Bq/m<sup>3</sup>のプルーム飛来し、濃度が高い(上位 5%程度の)地点あるいは時刻では約 100 Bq/m<sup>3</sup>となると予想される」という予測情報を出すことになる。この予測情報は実測の状況を良好に再現している。他の地点・遅刻では実測と多少のずれがあるものの、概ね良好な予測結果となっている。

## 4. まとめ

本研究により、事故当事国の当該研究分野の責務として将来に残すべきデータとして、1F 事故初期の大気環境データセットが整備された。このデータを用いて、国内外の先端的な大気拡散数値モデルの性能評価が行われ、その過程でモデルの性能が向上し、現状のモデルの到達点及び不確かさが把握された(講演 1)。これらの大気拡散モデル群(アンサンブル)及び放出源情報推定法(講演 2)を用いた緊急時利用法のプロトタイプが構築され、今後、実用化のための研究が見込まれる。

表 1 1F 近傍 30km 圏内 MP での飛来予測性能の評価結果。表中の数値は解析対象時間に対する割合(安全裕度時間 3 時間)。

観測結果	モデル予測 (アンサンブル)	
	飛来あり	飛来なし
飛来あり	0.180	0.005
飛来なし	0.452	0.363

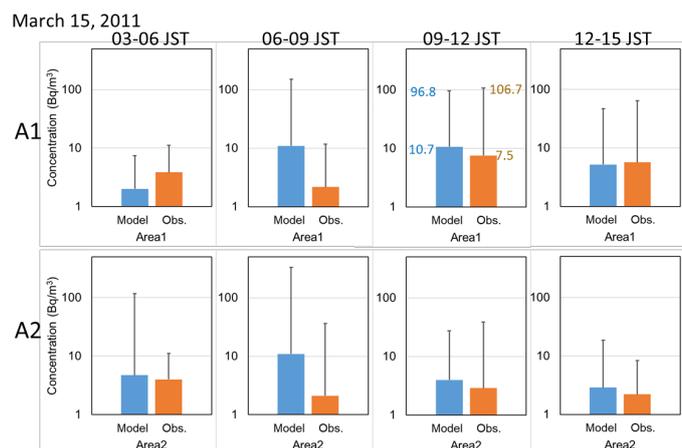


図 4 首都圏の大気中濃度を対象とした予測情報提示法による大気中濃度計算値との実測との比較。