

2017年9月13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] 地層処分セーフティケース

座長：稲垣 八穂広 (九大)

13:00 ～ 14:30 A会場 (B1棟 B11講義室)

[1A_PL01] セーフティケース構築の考え方とアプローチ

*出口 朗¹ (1. NUMO)

[1A_PL02] 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化

*三枝 博光¹ (1. NUMO)

[1A_PL03] 処分場の設計と工学技術

*鈴木 寛¹ (1. NUMO)

[1A_PL04] 閉鎖前の安全性の評価

*鈴木 寛¹ (1. NUMO)

[1A_PL05] 閉鎖後長期の安全性の評価

*藤崎 淳¹ (1. NUMO)

[1A_PL06] ディスカッション

B会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会1 (リスク専門部会 核燃料施設リスク評価分科会)

[1B_PL] 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

座長：村松 健 (東京都市大)

13:00 ～ 14:30 B会場 (B1棟 B12講義室)

[1B_PL01] リスクの特徴とリスク評価の課題

*吉田 一雄¹ (1. JAEA)

[1B_PL02] これまでのリスク評価の実績

*武部 和巳¹ (1. 日本原燃)

[1B_PL03] 実施基準の概要と特徴

*眞部 文聡¹ (1. MHI)

[1B_PL04] 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

*高橋 容之¹ (1. 鹿島建設)

[1B_PL05] 総合討論

*司会：村松 健¹ (1. 東京都市大)

C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

[1C_PL] この5年間の原子力規制を踏まえて

座長：阿部 清治 (東北大)

13:00 ～ 14:30 C会場 (B1棟 オープンホール)

[1C_PL01] 規制全般に対する課題と今後の展望

*関村 直人¹ (1. 東大)

[1C_PL02] 規制基準策定時の議論と現状

*山本 章夫¹ (1. 名大)

[1C_PL03] 実効的・効率的な規制となっているか

*守屋 公三明¹ (1. 日立GE)

E会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会

[1E_PL] 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

座長：岡本 孝司 (東大)、神谷 昌伸 (原電)

13:00 ～ 14:30 E会場 (B3棟 B32講義室)

[1E_PL01] 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

*奈良林 直¹ (1. 北大)

[1E_PL02] アクシデントマネジメント等による断層変位に対するリスク低減効果

*黒岩 克也¹、四十田 俊裕² (1. MHI NSエンジ、2. 北陸電力)

[1E_PL03] 電力中央研究所原子力リスク研究センターの断層変位に係る取組み

*酒井 俊朗¹ (1. 電中研)

[1E_PL04] 今後の課題等について

*神谷 昌伸¹ (1. 原電)

F会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 水化学部会

[1F_PL] 福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

座長：高木 純一 (東芝)

13:00 ～ 14:30 F会場 (C棟 C214講義室)

[1F_PL01] 燃料デブリ取り出しに向けての取組み

*中野 純一¹ (1. NDF)

[1F_PL02] PCV内部調査の進捗状況

*久米田 正邦¹ (1. 東電HD)

[1F_PL03] デブリ取り出し工法の検討状況

*高守 謙郎¹ (1. IRID)

[1F_PL04] デブリ性状把握と放射線分解挙動評価

*永石 隆二¹ (1. JAEA)

[1F_PL05] ディスカッション「水化学管理面からの研究課題 ―各部会トピックス―」

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1G_PL] 粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？

座長：巽 雅洋 (原子力エンジン)

13:00 ~ 14:30 G会場 (C棟 C213講義室)

[1G_PL01] 粒子法による複雑現象シミュレーション

*酒井 幹夫¹ (1. 東大)

[1G_PL02] 粒子法による大規模津波解析と鉄道を対象とした解析への取り組み

*室谷 浩平¹ (1. 鉄道総研)

[1G_PL03] 第一原理原子・分子シミュレーションの現状と原子力分野での研究進展

*町田 昌彦¹ (1. JAEA)

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会2 (基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会)

[1K_PL] 日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成(コンクリート編)」の策定について

座長：坂本 幸夫 (ATOX)

13:00 ~ 14:30 K会場 (N棟 N301講義室)

[1K_PL01] 遮蔽材料に係る学会標準の策定について

*木村 健一¹ (1. フジタ)

[1K_PL02] 遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて

*前中 敏伸¹ (1. 竹中工務店)

[1K_PL03] コンクリート材料変動に対する線量率影響検討

*中田 幹裕¹ (1. MHI NSエンジ)

O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

[1O_PL] 平成28年度社会・環境部会賞受賞記念講演

座長：高木 利恵子 (エネルギー広報企画舎)

13:00 ~ 14:30 O会場 (フロンティア応用科学研究棟 セミナー室1)

[1O_PL01] 学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性和現状

*諸葛 宗男¹ (1. PONPO)

[1O_PL02] 市民との対話

*山野 直樹¹ (1. RADONet)

[1O_PL03] ステークホルダーとの対話

*村上 朋子¹ (1. エネ経研)

P会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | ヒューマン・マシン・システム研究部会

[1P_PL] プラントへのIoT活用と安全・セキュリティ対策

座長：五福 明夫 (岡山大)

13:00 ~ 14:30 P会場 (フロンティア応用科学研究棟 セミナー室2)

[1P_PL01] プラントへのIoT活用について

*仲矢 実¹ (1. 横河電機)

[1P_PL02] IoTを支えるセキュリティ・安全技術

*福澤 寧子¹ (1. 大阪工大)

[1P_PL03] IoTにおけるセキュリティ管理/セキュリティ心理学

*内田 勝也¹ (1. 情セ大)

Q会場

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1Q_PL02] 原子力利用に関する基本的考え方

座長：上坂 充 (会長)

12:05 ~ 12:55 Q会場 (フロンティア応用科学研究棟 レクチャーホール)

[1Q_PL0201] 原子力利用に関する基本的考え方

*岡 芳明¹ (1. 原子力委員会委員長)

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[1Q_PL03] 原子力研究に関わる法規制(核燃およびRI)の動向

座長：佐藤 修彰 (東北大)

13:00 ~ 14:30 Q会場 (フロンティア応用科学研究棟 レクチャーホール)

[1Q_PL0301] 開会挨拶

*上坂 充¹ (1. 東大)

[1Q_PL0302] 核燃に関わる法規制の動向

*沖田 真一¹ (1. 規制庁)

[1Q_PL0303] RIに関わる法規制の動向

*吉岡 正勝¹ (1. 規制庁)

[1Q_PL0304] パネルディスカッション

*司会：上坂 充¹、沖田 真一²、吉岡 正勝²、中島 健³、佐藤 修彰⁴ (1. 東大、2. 規制庁、3. 京大、4. 東北大)

[1Q_PL0305] 閉会挨拶

*岡嶋 成晃¹ (1. JAEA)

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[1A_PL] 地層処分セーフティケース

進捗状況

座長：稲垣 八穂広 (九大)

2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 A会場 (B1棟 B11講義室)

[1A_PL01] セーフティケース構築の考え方とアプローチ

*出口 朗¹ (1. NUMO)

[1A_PL02] 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化

*三枝 博光¹ (1. NUMO)

[1A_PL03] 処分場の設計と工学技術

*鈴木 寛¹ (1. NUMO)

[1A_PL04] 閉鎖前の安全性の評価

*鈴木 寛¹ (1. NUMO)

[1A_PL05] 閉鎖後長期の安全性の評価

*藤崎 淳¹ (1. NUMO)

[1A_PL06] ディスカッション

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(1) セーフティケース構築の考え方とアプローチ

(1) Concept and approach for safety case development

藤山哲雄, *出口 朗, 梅木博之

原子力発電環境整備機構 (NUMO)

1. はじめに

NUMO では、最新の科学的知見や技術開発成果に基づき、わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的とした包括的技術報告書の取りまとめをセーフティケースの考え方に基づいて進めている。原子力学会 2016 年秋の大会において開催された企画セッションでは、セーフティケースの取りまとめの途中結果を概括的に報告した。本セッションでは、昨年以降の検討内容に基づく現状の進捗状況について、セーフティケースを特徴づける点を中心に 5 件の発表(1)~(5)を通じて報告し、わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに、その信頼性や妥当性について議論する。

2. セーフティケース作成の背景と目的

「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—」^[1]（以下、第 2 次取りまとめという）や「TRU 廃棄物処分技術検討書 —第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ—」^[2]（以下、第 2 次 TRU レポートという）によって論ぜられた、わが国における高レベル放射性廃棄物および半減期の長い核種を一定量以上含む低レベル放射性廃棄物の一部（以下、TRU 廃棄物という）に対する地層処分の技術的信頼性について、最新の科学的・技術的知見を踏まえて総合的に再評価することは、わが国における安全な地層処分の技術的实现性を恒常的に確認するうえで重要である。一方、地層処分に関係する地域の科学的特性を既存の全国データに基づき一定の要件・基準^[3]に従って整理した「科学的特性マップ」^[4]が国から提示されたことで、処分地選定が新たな局面を迎えつつあることから、今後の対話活動などに向けてサイト選定の進展に対応した技術の整備状況を示すことは、以前にも増して重要となっている。

このため NUMO は、以下を目的として包括的な技術報告書（以下、包括的技術報告書という）の取りまとめを進めてきている。

- ① 最新の科学的・技術的知見を踏まえて、わが国において安全な地層処分が実現可能であることをあらためて提示すること
- ② 最新の技術開発成果を反映し、文献調査以降に対応する技術的な準備状況を提示すること

「第 2 次取りまとめ」では、わが国の地層処分概念を一般的に検討し、その成立性が概括的に論じられた。包括的技術報告書は、上記の目的に向けて、「第 2 次取りまとめ」以降に進められてきた深地層の研究施設などにおける研究成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき、文献調査段階へと地層処分事業を進めていくための技術的な方法論が整っていること、および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示す。併せて、地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにする。

地層処分の長期的な安全性に対する信頼を恒常的に高め、確かなものとしていくために、事業期間中の

各節目においてその時点の最新の科学的知見を取り込んだ「セーフティケース」を繰り返し取りまとめるという考え方が国際的に共有されている^[5]。セーフティケースは、地層処分技術を構成する三つの主要な技術分野である「地質環境の調査・評価」、「処分場の設計」、「安全評価」を統合し、処分場の安全性に関してさまざまな側面から議論を積み上げて総合的な情報として提供することで、処分場の安全性が確かなものであることをステークホルダー（国、規制機関、地域住民、一般国民など）と共有するためのプラットフォームを構築するという概念である。セーフティケースの概念は、わが国における安全な地層処分の実現性を検討し、さまざまなステークホルダーとの対話に向けた最新の技術的な基盤を構築することで、事業をサイト調査の段階に進めることの信任を社会から得ようとする包括的技術報告書の目的と整合している。また NUMO は、文献調査の段階以降、事業の進展に応じてセーフティケースを作成・更新していくこととしていることから^[6]、包括的技術報告書をセーフティケースの考え方に沿って作成しておくことで、文献調査段階においてサイト固有の特性を踏まえて作成するセーフティケースの「ひな形」として活用することができると考えられる。

以上のことから、包括的技術報告書は、国際的に受け入れられているセーフティケースの構造^[5]を参考にしつつ、サイトが特定された後に作成するセーフティケースの枠組みと情報の基盤を与えることを意図して作成を進めている。これを、以下では NUMO セーフティケースという。

3. 現段階のセーフティケースとして考慮すべき要件・前提条件

地層処分は、事業の進展に応じてサイトの地質環境条件などがより詳細に把握されていくとともに、安全規制要件や処分場周辺の環境への適合要件といった処分場に求められる要件が具体化されていく。このように、処分場の安全性を検討するための前提条件や考慮すべき要件は事業の段階によって変化する。したがって、セーフティケースによって「安全な地層処分が実現可能であること」を説明する際には、その時点で考慮すべき要件や検討の前提条件を明確に示し、これらに対して最善の技術的検討を行っているか、また残された技術的な課題が明らかとなっており、それは解決できる見通しがあるかという観点での議論が重要となる。

現段階で NUMO が整備するセーフティケースについては、考慮すべき要件や検討の前提条件を次のように整理した。

○ 考慮すべき主な要件

- ・ 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下、最終処分法という）に示されている段階的な調査の進め方（文献調査、概要調査、精密調査）と概要調査地区等の選定要件
- ・ 最終処分基本方針^[7]に示された可逆性・回収可能性の担保。国により示された地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果^[3]。
- ・ 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」^[8]（以下、最終処分計画という）に示されている特定放射性廃棄物の種類、量、処分能力（ガラス固化体 4 万本、TRU 廃棄物 19,000m³）。
- ・ 最終処分計画に示されている多重バリアシステムによる安全確保（IAEA 等の安全要件^[9]に示される地層処分の基本的な安全機能（隔離・閉じ込め）の確保）。

○ 主な検討の前提条件

- ・ 候補となる母岩やサイトが特定されておらず、地質環境に関するデータ・情報は既存の公開文献情報を参照して幅広い地質環境を検討しておくこと。
- ・ 安全規制要件はこれから整備されること。
- ・ 深地層の研究施設における地下深部の地質環境特性に対する理解の進展を含め、国内外における科

学的知見や技術開発成果の蓄積を反映すること。

- ・ 研究開発段階から事業化段階へ移行するための技術的な拠り所となることが求められた「第2次取りまとめ」や「第2次 TRU レポート」に対して、NUMO セーフティケースでは、適切なサイト選定に向けた技術的基盤が着実に整備されていることを示すことに主眼があること。
- ・ フィンランドやスウェーデンが事業の許認可段階に進んでいることなどを背景として、近年の諸外国のセーフティケースはより詳細化・精緻化する傾向にあることから、セーフティケースに示す技術的根拠の説明性や信頼性に求められるレベルが国際的な水準にあること。この観点では近年、処分場閉鎖前の安全性が明確に考慮されるようになってきていることに留意する。

4. セーフティケース構築のアプローチ

以上を踏まえると、現段階で整備するセーフティケースは、わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から、サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指す、サイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。そこでセーフティケースを作成するうえでは、幅広い地質環境条件に対応するための網羅性に留意しつつ、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を提示することに留意した。

具体的には、上述した考慮すべき要件や検討の前提条件を考慮し、次のような目標を設定して技術的な検討を実施した。

① 文献調査地域が明らかになった際に、その地域の特徴に対応できるような柔軟な地質環境モデルの構築技術を提示すること

文献調査の段階への準備として、全国規模で収集した最新の地質環境情報などをもとに、サイト選定においてわが国の多様な地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し、検討対象とする母岩を設定する。検討対象母岩の選定においては、わが国の地下深部に広く分布し、特徴が異なる岩種を設定することで、サイト選定で想定されるわが国の代表的な岩種について網羅的に対応するための技術基盤を整備する。具体的には、深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類という3つの岩種を選定した。

これらの岩種を対象として、深地層の研究施設で得られた地下深部の情報を含むわが国の最新の地質環境特性の知見やデータに基づき、地質環境モデルを構築する。この際、断層・割れ目の存在や地下水水質といった核種の移行特性に重要な地質環境の特徴をなるべく現実的に反映することに留意する。

② 各岩種の地質環境モデルの特徴に対応できる処分場の設計技術を提示すること

断層の存在など、サイト調査において現実的に遭遇する地質環境への設計上の対応や処分概念の違いによる得失などを考慮できる実用性のある設計手法を構築する。この設計手法を適用し、これまで多くの技術開発成果が蓄積されてきている「第2次取りまとめ」や「第2次 TRU レポート」で提示された処分概念を出発点として、異なる検討対象母岩の地質環境モデルを対象に処分場の設計事例を提示することで、設計手法の適用性を示す。

また、最新の知見に基づいて、安全性のさらなる向上を志向した設計オプションや、サイト条件に応じた人工バリア仕様の合理化・最適化に向けた可能性などをあわせて提示する。さらに、廃棄体の回収技術に関する検討や、処分場閉鎖前の安全性に関する検討を拡充する。

③ 構築された処分場（地質環境モデルと処分施設）の特徴を反映した安全評価技術を提示すること

さまざまな不確実性を適切に取り扱うためリスク論的な考え方を導入し、地層処分システムで生起する

事象の発生可能性を考慮した安全評価シナリオの作成技術を構築する。

安全評価技術については、母岩の地質環境モデルの特徴や、岩種に応じた処分場の設計（地下施設レイアウトや人工バリア仕様）の違いをできるだけ現実的に反映し、異なる処分場の性能を合理的に比較・評価できる性能評価解析の手法を整備する。これらに基づき検討対象母岩の地質環境モデル、および処分場の設計結果を対象として閉鎖後長期の安全評価を行い、国際機関による勧告等を参照して安全性を判断するめやすを設定したうえで、わが国の多様な地質環境に対する長期安全性の確保について見通しを示す。

現在、NUMO セーフティケースについては、機構内で組織している技術アドバイザリー委員会や、ワークショップの開催等を通じて国内外の専門家に示して意見聴取を行いながら、「上記の目標に照らして、現時点で利用可能な情報・データに基づき最善の技術的検討を行っているか」という観点で、検討内容の綿密な検証を進めている。

参考文献

- [1] 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―，JNC TN1400 99-020～99-023.
- [2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書―第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ―，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.
- [3] 総合資源エネルギー調査会（2017）：地層処分に關する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術 WG とりまとめ），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，平成 29 年 3 月.
- [4] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト，
http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017 年 7 月 28 日閲覧）
- [5] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency.
- [6] 原子力発電環境整備機構（2011）：地層処分事業の安全確保（2010 年度版）―確かな技術による安全な地層処分の実現のために―，NUMO-TR-11-01.
- [7] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に關する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）
- [8] 経済産業省（2008）：特定放射性廃棄物の最終処分に關する計画（平成 20 年 3 月 14 日閣議決定）.
- [9] IAEA（2011）：Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.

Tetsuo Fujiyama, *Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化

(2) Site characterisation and synthesis into site descriptive models

*三枝博光，太田久仁雄，近藤浩文，後藤淳一，國丸貴紀，山田彩織

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分においては、地質環境が好ましい特性を有し、それが長期にわたり安定であることを技術的な信頼性をもって提示することが不可欠である。NUMO は、文献調査、概要調査、精密調査の三段階において、その時点で利用可能な最適かつ最も信頼性の高い技術を適用して地質環境調査・評価を実施し、対象サイトの法定要件¹などに対する適格性を確認するとともに、さまざまな地質環境情報を整合的な解釈を通じて地質環境モデルとして統合する。この結果に基づき処分場の設計から安全評価にいたる検討を繰り返して行うことにより、地層処分の観点から好ましい地質環境特性が長期にわたり維持されるサイトを選定する。現段階では処分場の候補地や母岩が特定されていないものの、国により「科学的特性マップ」^[1]が提示され、今後のサイト選定の進展に的確に対応するための技術基盤を整備することが重要である。

2. 地層処分に適した地質環境の選定

サイト選定においては、空間スケールや対象とする地質事象を絞り込みながら調査の詳細度を段階的に高めつつ、法定要件とそれに基づき整備する考慮事項^[2]、「科学的特性マップ」の要件・基準^[1]などに照らして地質環境の安全機能を損なう可能性のある自然現象による著しい影響を回避する。さらにその影響を回避したサイトにおいても緩慢かつ累積的な自然現象（例えば、隆起・侵食）の影響を考慮する必要があるため、地質構造や地質環境特性の過去から現在までの時間的・空間的変遷を把握し、その変化の幅を考慮に入れても長期にわたり地質環境が有する安全機能の低下が生じる可能性が小さい「地層処分に適した地質環境」であることを確認する。

これまでに蓄積されたわが国の地質環境に係る最新の科学的知見^[3]に基づくと、わが国の地下深部には地層処分の観点から好ましい熱環境、水理場、力学場、化学環境（THMC 条件）を有する地質環境が長期にわたり維持されている地域が存在し、そのような地域が広く分布すると考えられる。したがって、自然現象の著しい影響を適切に回避したうえで、対象サイトの地質環境特性の時間的・空間的な安定性を把握することにより、変動帯に位置しさまざまな自然現象が繰り返しあるいは継続的に発生しているわが国においても地層処分に適した地質環境を選定することが可能である。

NUMO セーフティケースでは、国の基盤研究開発機関などにより進められている総合的な研究開発などを通じて創出された成果に基づき、わが国の多様な地質環境に適用可能な、三段階の調査によって地質環境を適切に選定するための基本的な考え方（表 1）や実践的な方法論を提示した。段階的なサイト調査においては、法定要件や処分場の設計および安全評価における要求事項に対して、取得すべき地質環境情報とその詳細度などを明確にしたうえで地質環境調査・評価を実施し、地質環境情報の統合化を通じた処分場の設計および安全評価との連携を実践することにより繰り返し不確実性の低減を図ることが基幹の方法論となる。また、この一連の過程において一貫性のある品質マネジメントが必須となる。

¹ 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」および同施行規則に定められた処分地選定にかかわる要件

一方、わが国の多様な地質環境に適用可能な調査・評価技術については、これまでに開発され高度化が図られた個別の調査・評価技術の適用方法や事例、有効性、現状の技術的課題などを包括的に取りまとめ知識基盤の強化を図った。

表 1 地層処分に適した地質環境の選定において考慮する影響要因への対応の基本的な考え方

影響要因	対応の基本的な考え方	文献調査	概要調査	精密調査
		■ 広域スケール*	■ 処分場スケール**	■ パネルスケール***
深度 300 m 以上の深さにおける第四紀の未固結堆積物の分布	・ 深度 300 m 以深まで第四紀の未固結堆積物が分布する地域を除外	■	■	
安全性や施工性に影響を及ぼす事象の発生：高い地温・温泉、膨張性地山、山はね、泥火山、大量出水、有害ガス突出、軟弱な地盤の分布、地震、津波、地すべり、土石流、洪水など	・ 影響の程度や範囲などを把握 ・ 影響を低減するための適切な工学的対策を実施	■	■	■
安全性を損なう火山事象の発生：火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれなど	・ 影響の範囲などを把握 ・ 操業期間中の影響を回避し地上施設を設置	■	■	
自然現象の隔離機能への著しい影響：マグマの貫入および地表への噴出、岩盤の厚さの著しい減少 自然現象の閉じ込め機能への著しい影響：非火山性を含む地熱活動、火山性熱水・深部流体の流入、大規模な断層変位、断層とその周辺岩盤の透水性の増加	・ 著しい影響が生じる範囲を除外	■	■	■
自然現象の緩慢かつ累積的な影響：非火山性を含む地熱活動、火山性熱水・深部流体の流入、大きな断層変位、断層とその周辺岩盤の透水性の増加、地形や海陸分布の継続的な変化	・ 自然現象の影響に伴う地質環境特性の長期変遷を把握 ・ 適切な工学的対策を検討 ・ 安全評価により閉じ込め機能の長期的な維持を確認 ・ 閉じ込め機能が期待できない場合は、当該サイトを選定候補から除外	■	■	■
地下深部に経済的に価値のある鉱物資源の賦存	・ 地下に経済的に価値が高い鉱物資源が分布する地域を除外	■	■	

*広域スケール：処分場スケールの領域の THMC 条件に影響を与える要因となる自然現象を考慮する範囲

**処分場スケール：地下深部における地層処分の観点から好ましい THMC 条件やその長期安定性を確認する範囲

***パネルスケール：処分場スケールの領域において実際に処分パネルを設置する範囲

3. 検討対象母岩の地質環境モデルの構築

わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき、サイト選定において現実的に対象となる可能性がある地質環境（日本地質学会が区分した 7 岩種^[4]のうち第四紀堆積岩類および第四紀火山岩類を除く 5 岩種）を対象に、処分場の設計（建設可能性や容易性）および安全評価（地下水流動や物質移動）の観点から重要となる特徴に着目した類型化を行い、深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類を検討対象母岩として取り上げた。なお、5 岩種のうちの残りの 2 岩種（新第三紀・先新第三紀火山岩類および変成岩類）については、前述の特徴の類似性から深成岩類と一括して取り扱うことができると判断している。したがって、前述の 3 岩種を対象とした処分場の設計および安全評価の考え方や手法を整備することにより、わが国の代表的な全ての岩種に対応することができると考えられる。

それぞれの検討対象母岩について、全国規模で収集した地質環境情報および幌延・瑞浪における深地層の研究施設で取得された地質環境データ^{[5][6]}などを用いてさまざまな地質環境特性に係る整合的な解釈・統合を行うことにより、処分場の設計および安全評価に係る検討の基盤となる地質環境モデルを構築した。具体的には、岩体や地層の規模、地下深部において実際に認められる断層・割れ目の長さ、密度、方向性に加え、岩盤中の基質および断層・割れ目の透水係数などをパラメータとして、調査段階ごとに地質環境情

報の質・量が異なることを考慮に入れながら、広域（数十 km）スケール，処分場（数 km）スケール，パネル（数百 m）スケールの詳細度に対応する地質構造および水理地質構造の現実的なモデルを提示した（図 1）。さらに，それぞれの検討対象母岩における地質環境調査や原位置試験の結果に基づき，放射性核種の移行・遅延を支配する微細透水構造を表現した数 cm～数十 cm スケールの現実的な概念モデルも構築した。

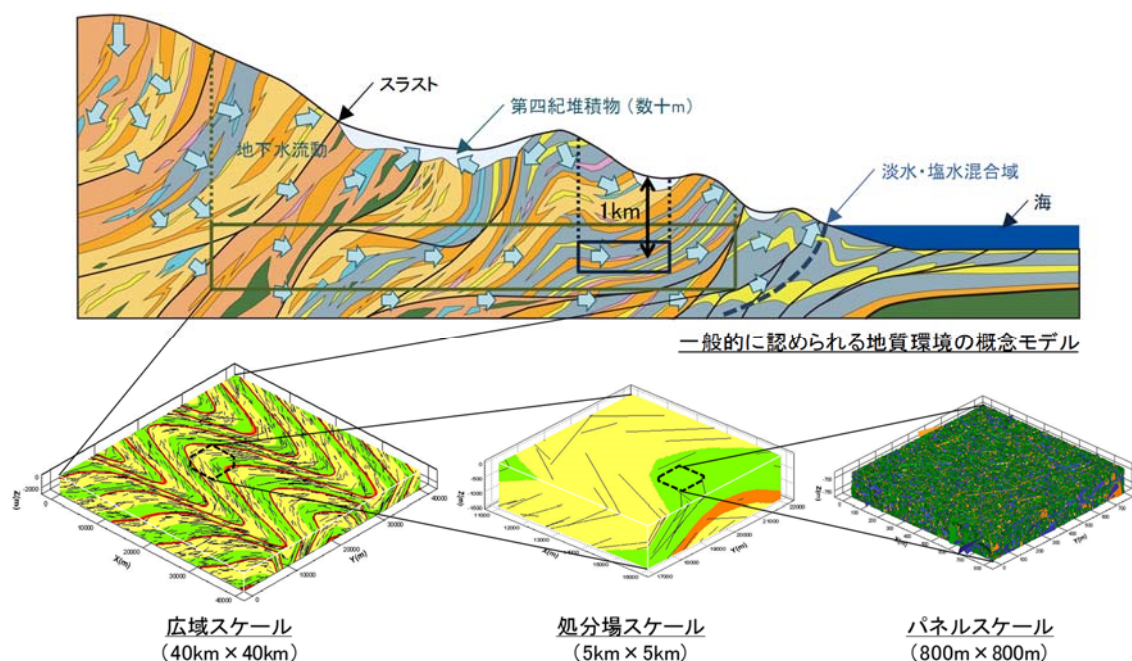


図 1 検討対象母岩の地質環境モデル（先新第三紀堆積岩類・整然相の地質構造モデルの例）

また，処分場の設計および安全評価に係る検討に必要なとなる岩盤の熱・力学特性および地下水水質について，全国規模で収集した地質環境情報に基づき，それぞれの検討対象母岩を対象に熱・力学特性データセットおよびモデル水質を設定した。このうちモデル水質は，わが国で認められる地下水の水質データひとつひとつを対象に地下水採水の対象岩種や深度，掘削水や地表水の混合の程度，電荷収支などの観点からスクリーニングを行い，品質が確認できた深度 300 m 以深の水質データについて，水みちに一般的に認められる鉱物との化学平衡を考慮した熱力学計算を行うことにより現実的に設定した。いずれの検討対象母岩においても，設定した低溶存成分濃度および高溶存成分濃度のそれぞれのモデル水質は，わが国の地下深部で認められる地下水の水質データをほぼ網羅するものである。

4. 将来における自然現象の発生可能性

検討対象母岩における地層処分システムの安全性に及ぼす自然現象の影響については，リスク論的な手法を導入しその発生可能性を考慮したシナリオを作成したうえで安全評価を行う。前述のように，自然現象の著しい影響は段階的なサイト調査を経て適切に回避するものの，安全評価においては，地質環境の長期的な安定性を論ずるうえで，将来 10 万年を超えるような長期にわたる発生の可能性が極めて小さい地質事象であっても，著しい影響が想定される場合はその要因となる自然現象の発生可能性を考慮する。このため，NUMO セーフティケースでは，安全評価における検討の基盤情報となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響に係る科学的知見を網羅的に取りまとめた。

5. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発への取り組み

NUMO セーフティケースでは，わが国の多様な地質環境を対象に「地層処分に適した地質環境」を選定

するための基本的な考え方や調査・評価技術の体系的な整備について、「第2次取りまとめ」以降の着実な進展を示した。また、わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき、サイト選定において現実的に母岩となる可能性がある地質環境を地層処分の観点から類型化し、検討対象母岩として設定した深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類のそれぞれについて地質構造、水理地質構造、地下水水質の観点から現実的な地質環境モデルを構築した。これにより、わが国の地質環境に係る最新の科学的知見を統合する技術が整備されていることを実証するとともに、文献調査以降における対象サイトの地質環境モデルのひな形を提示することができた。以上の結果から、NUMOは、今後の三段階のサイト選定において地質環境調査・評価を的確に実施し、段階的に取得する地質環境情報を地質環境モデルとして解釈・統合することができ、この結果に基づく処分場の設計および安全評価における検討を繰り返し行うことにより、「地層処分に適した地質環境」を選定することを可能とする技術基盤を整えていると考えている。

包括的技術報告書公表後の技術開発に係る取り組みについては、NUMO セーフティケースの構築を通じて特定された技術的課題および国の審議会など^{[3][7]}で提示された技術的課題を網羅的に整理した。わが国の多様な地質環境を対象に適切にサイト選定を進めるためには、広域かつできるだけ長期間を対象とした自然現象の発生とその影響に係る理解を深めるとともに調査・評価事例などの蓄積を通じて知識基盤を拡充し、それに基づき調査・評価技術の高度化を継続的に図ることが不可欠である。また、閉鎖後長期の安全性評価における地下水を介した核種移行（地下水移行シナリオ）の評価の信頼性向上に向けては、地下水流動および核種移行・遅延が生じる水理場および化学環境の長期的な安定性を的確に調査・評価するための技術の高度化を図る。

NUMOは、引き続きわが国の地質環境に係る最新の科学的知見や技術開発の成果を取り込みながら、概要調査および精密調査の段階の開始までに必要となる調査・評価技術を体系的に整備するとともに、サイト調査を効率的・効果的に進めるための知識基盤や実践的な経験の蓄積を図る方針である。

参考文献

- [1] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト、
http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017年7月28日閲覧）。
- [2] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項。放射性廃棄物の地層処分事業について、分冊－2。
- [3] 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－。地層処分技術 WG，平成 26 月 5 月。
- [4] 日本地質学会（編）（2011）：日本列島と地質環境の長期安定性，地質リーフレット 4。地質環境の長期安定性研究委員会。
- [5] 太田久仁雄ほか（2007）：幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階（第1段階）研究成果報告書，分冊「深地層の科学的研究」。JAEA-Research 2007-044。
- [6] 三枝博光ほか（2007）：超深地層研究所における地表からの調査予測研究段階（第1段階）研究成果報告書。JAEA-Research 2007-043。
- [7] 沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会（2016）：沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会 とりまとめ。平成 28 年 8 月。

*Hiromitsu Saegusa, Kunio Ota, Hirofumi Kondo, Junichi Goto, Takanori Kunimaru and Saori Yamada

Nuclear Waste Management Organization of Japan

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(3) 処分場の設計と工学技術

(3) Repository design and engineering technology

*鈴木寛，山本陽一，野尻慶介，山品和久，後藤考裕，小川祐輔，勝又尚貴，窪田茂
原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分事業においては，事業に求められる要件や前提が変化する可能性がある。また，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの設計において考慮すべき視点から具体的な設計要件を設定し，これを基軸として，人工バリア，地下施設および地上施設を一貫して取り扱う体系的な設計の方法論を構築してきた。NUMO セーフティケースでは，「第2次取りまとめ」^[1]，「第2次 TRU レポート」^[2]で提示された処分概念を出発点として，検討対象母岩として設定した三つの岩種の地質環境モデルを対象に整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要な工学技術の開発状況について取りまとめている。

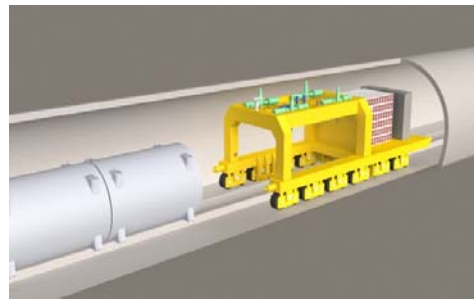
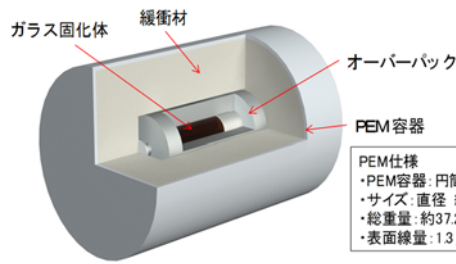
2. 人工バリアの設計

(1) 高レベル放射性廃棄物処分に対する人工バリア

高レベル放射性廃棄物処分の人工バリアの設計では，炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，「第2次取りまとめ」で提示された人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。このことから，サイト条件によって安全性を最優先としつつ，経済合理性を備えた人工バリアの最適設計の可能性を示した。

設計の柔軟性向上の観点から，特に横置き of 処分概念については，PEM 方式について設計を行うとともに操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため（図1），縦置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。PEM の質量は約 37,200 kg と重量物であるが，PEM の製作および搬送定置技術の開発が実規模スケールで実施されており，工学的に実現可能であるとの見通しを得ている。

また，縦置き・ブロック方式および横置き・PEM 方式に関する施工技術を対象として廃棄体の回収方法を示し，その技術開発状況についても合わせて示した。



(a) PEM の構成と概略仕様

(b) PEM の搬送・定置装置のイメージ

図 1 横置き・PEM 方式の技術開発

(2) TRU 廃棄物処分に対する人工バリア

TRU 廃棄物処分については、安全性や操作性をより高めた廃棄体パッケージの新たなオプションを示し、検討を実施した。TRU 廃棄体パッケージは、廃棄体の地下施設への搬送および定置作業を安全かつ効率的に実施するために、複数の廃棄体を容器内に一体化したものであり、鋼製容器と廃棄体、廃棄体間を充填するモルタルから構成される。「第2次 TRU レポート」の検討では、厚さ 5 mm の鋼製容器にモルタルを充填し、蓋をつけない構造としていたが、作業中の閉じ込め性をさらに確実なものとするため、厚さ 50 mm の鋼製容器にモルタルを充填し、鋼製の蓋により密閉性を確保した設計オプションを新たに提示した(図 2)。放射線による充填したモルタルからの水素発生に関する新たな知見に基づけば、この厚さで内圧上昇に耐えることが可能である。

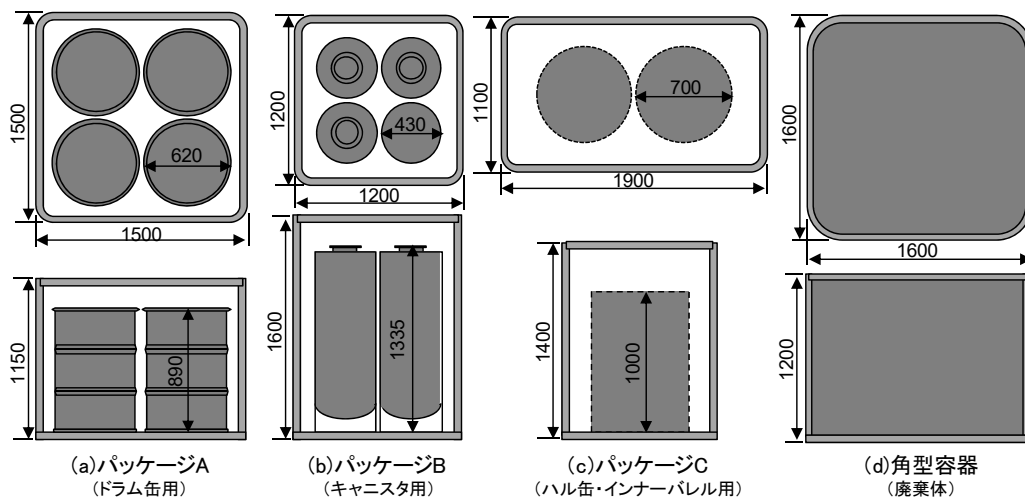


図 2 TRU 廃棄物の廃棄体パッケージ

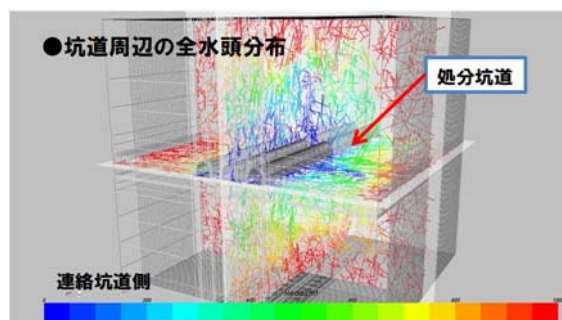
この鋼製容器を対象に、作業期間中のみならず、容器の密閉性が閉鎖後も一定期間期待できるかどうかについて検討した。廃棄体パッケージ間の隙間はモルタルにより充填されることから鋼製容器の表面が不動態化することを想定して、平均腐食速度と孔食係数の関係に基づいて最大腐食深さを評価した。また、地下水圧に対する構造健全性については、蓋部に変形が認められるものの貫通亀裂は生じないことを解析に基づいて示した。以上の検討に基づく、処分場閉鎖後 500 年程度の期間であれば、鋼製容器により放射性物質の地下水への溶出が生じないようにすることができると考えられる。ただし、応力腐食割れなどの可能性については、溶接部の残留応力を低減するなどの対策などの検討が今後必要と考えられる。また、長期の閉じ込めが容易となるように、応力集中が発生しにくい円筒型容器を検討するなどの対応も必

要となると考えられる。

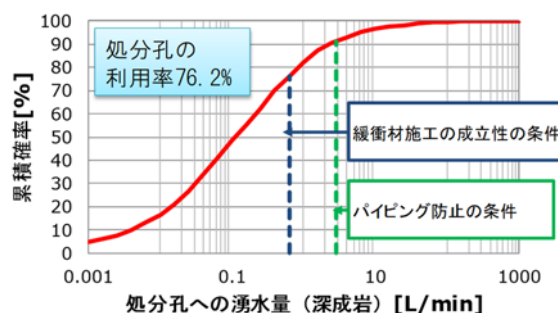
3. 地下施設の設計

地下施設の設計に関しては、地質環境モデルで記載される断層や割れ目に対処して処分区画（廃棄体を埋設する処分坑道群からなる一つの区画）のレイアウトを決定する際に考慮する事項を取りまとめた。活断層が分布する場所とその影響範囲は、サイト調査の初期段階において処分場を設置する領域から除外する。活動性は不明であっても、全長が長く破碎帯が発達しているような規模の大きな断層（目安として長さが10 km以上）は、水理学的に大きな水みちとなる可能性があるので、活断層と同様に処分場の設置を検討する領域に含まれないようにする。比較的長さが短い断層（目安として長さが1 km~10 km）の断層は、地下施設の設置を検討する領域に存在する。これらの断層から湧水がある場合には、グラウチングにより湧水量を低減させるなどの対策を講じて坑道を掘削することは可能と考えられる。しかし、処分区画には平行する処分坑道を数多く掘削するため、湧水対策等のコストを抑制する観点から、事前の調査により上述の規模の断層の存在が把握されている領域には処分区画を設置しないこととして、処分区画を配置するという考え方を基本としている。これらの検討に加え、建設・操業を同時並行で進めることを想定して、一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できるかという観点からも、処分区画および連絡坑道、アクセス坑道の配置について設計した。

上述の断層よりも長さが短い断層や岩盤中の割れ目（目安として長さが1 km未満）は、処分区画を設置する領域にも分布する可能性がある。これらの断層や割れ目に対しては、必要に応じて湧水対策を講じた上で処分坑道を掘削するが、緩衝材の長期性能を確保可能かという観点から対処方法を判断する。例えば、緩衝材は地下水と接触すると直ちに膨潤が始まるため、遮水対策を合理的な範囲で実施することで緩衝材の品質を損なわずに定置可能であるか、また、湧水により緩衝材が流出しその性能を低下させないか、という観点から評価して判断する必要がある。そこで、岩盤中に存在する多数の割れ目を地質環境情報をもとに確率論的に発生させ、解析により湧水量を算定し、許容湧水量と比較することで処分孔の利用可否を判断する方法を開発した。例えば、堅置き・ブロック方式であれば、処分孔毎に割れ目からの湧水量を算定し、緩衝材の施工の合理的な対策の適用範囲やパイピング・エロージョンによる緩衝材流出量から設定した許容湧水量と比較することで、処分孔の利用率を評価した（図3）。



(a) 処分坑道周辺の割れ目の分布と全水頭



(b) 処分孔内湧水量に基づいた利用可否の判定例

図1 多数の割れ目を有する岩盤中における坑道内湧水量の解析結果の例

以上、現時点における体系的設計手法の基本的考え方について述べたが、設計の検討に必要となる断層や割れ目の分布の情報を集約した地質環境モデルは、サイトにおける地質環境の調査・評価の進展によって段階的に情報が詳細化されることにもともない更新される。したがって処分場の設計も、地質環境モデルの更新に柔軟に対応して段階的に更新する。同時に、処分場の敷地面積（フットプリント）やパネル配置、

人工バリア施工などに関する制約をできるだけ緩和するような技術的対策の検討を進めるため、湧水量や緩衝材のエロージョンに関する科学的知見をさらに充実させるとともに、さまざまな制約条件を満たすように人工バリアと地下施設を一体的に最適化するための技術の開発を図る。

4. 地上施設の設計

地上施設の設計では、放射線安全上、最も重要な施設である廃棄体受入・検査・封入施設の設計を実施した。この施設は、処分場に輸送されてきた廃棄物を受け入れ、検査し、オーバーパックあるいは廃棄体パッケージに封入する施設である。放射線遮蔽の機能に関しては、作業内容に応じて同施設内の区域ごとに作業従事者が立ち入る頻度などに基づいて目標となる空間線量を設定し、壁厚さを決定した。設計において考慮した周辺公衆の放射線影響については、「(4)閉鎖前の安全性の評価」において示す。

また、放射性物質の閉じ込め機能については、廃棄体が固化あるいは封入されていることが原則ではあるが、廃棄体の受入時に表面汚染がある場合なども考慮して、負圧管理とした。なお、設計においては、「(4)閉鎖前の安全性の評価」に示す作業期間中のさまざまな異常状態を想定して、それらが発生しても閉じ込め機能が損なわれないように、防火対策や落下防止対策などの必要な安全対策を検討している。このような検討は地下施設の設計においても実施している。

この他、オーバーパックの搬出に関する従来の検討³⁾では、同施設の地上から搬出し、別に設けたアクセス斜坑の坑口から地下施設に搬入することを想定していたが、本検討では、安全性や効率性を勘案し、同施設の地下より直接アクセス斜坑に入る方法を示した（図4）。これにより、封入後の廃棄体を搬送する車両が地上を走行する場合に比べて作業動線を単純化することができた。なお、TRU 廃棄物の場合についても上記と同様の検討を実施して、地上施設の区域ごとに設計を行った。

サイトの特定後は、サイトの地震動の設定などに応じて、耐震性の観点からも設計を実施する。また、沿岸部に地上施設が設置される場合には、津波対策についても原子力発電所の対策例を参考に検討する。

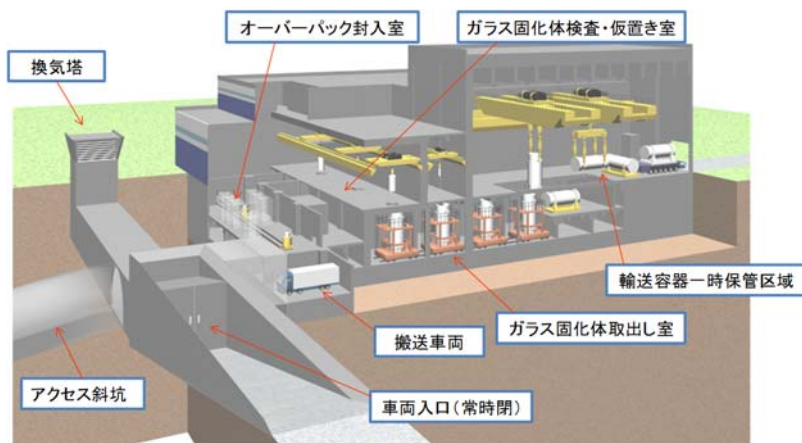


図2 ガラス固化体受入・検査・封入施設およびアクセス斜坑との接続部の鳥瞰図

5. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発に関する取り組み

以上の検討を通じて、地質環境モデルに応じて所要の安全機能を確保した処分場を構築するための実用的な設計技術、およびこれを実現するための工学的な技術が準備されていることを示した。NUMO セーフティケースでは、さらなる技術開発が必要と判断した項目について、人工バリア、地上施設・地下施設、建設・操業・閉鎖の工学技術、回収技術に分類して取りまとめている。特に処分事業に対する要件、サイトの地質環境特性や社会的条件（敷地面積など）に柔軟に対応して処分場の最適化を可能とするため、安

全性の確保を最優先として現在の設計要件に対する基準を緩和できるような設計オプションと関連技術の充実を図る。具体的には、高レベル放射性廃棄物の処分場に関しては、オーバーパックスの金属材料や緩衝材のベントナイトの代替材料の検討、横置き・PEM方式の高度化、および地下施設の換気・湧水対策の技術開発などに取り組む。また、TRU 廃棄物の処分場に関しては、廃棄体パッケージの改良や回収技術の開発などに取り組む。

参考文献

- [1] 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―，第2分冊，JNC TN1400 99-022.
- [2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書 ―第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ―，JNC TY1400 2005-013.
- [3] 原子力発電環境整備機構（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，―「処分場の概要」の説明資料―，NUMO-TR-04-01.

*Satoru Suzuki, Yoichi Yamamoto, Keisuke Nojiri, Kazuhisa Yamashina, Takahiro Goto, Yusuke Ogawa, Naoki Katsumata and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(4) 閉鎖前の安全性の評価

(4) Pre-closure safety of geological disposal system

*鈴木覚，山品和久，窪田茂

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖前の安全性の評価はセーフティケースの内容として近年特に重要視されているものである。現段階では地層処分施設に対する基準は策定されていないことから、NUMO セーフティケースでは、既存の原子力関連施設の安全規制などを参考に、輸送・操業工程における周辺公衆および作業従事者に対する放射線安全について安全性を評価する考え方と方法を準備するとともに、現段階で設計される処分場の仕様に対して閉鎖前の安全性を評価し、その見通しを確認しておく。なお、「(3) 処分場の設計と工学技術」で示す処分場の設計は、本報告で述べる閉鎖前の安全性に対する評価の結果を踏まえて、十分な安全対策を考慮して処分場の仕様と施工・操業方法を準備するものである。ここでは、処分場の設計で想定した計画された運転状態（以下、平常状態という）、およびそのような運転状態から逸脱した状態（以下、異常状態という）について、特に公衆および作業従事者に対する放射線の影響について評価結果を示すことで、上述の処分場の設計の安全性について論じる。

2. 平常状態の評価

「(3) 処分場の設計と工学技術」において、操業時における作業従事者等が受ける実効線量が法令により定められた線量限度を超えないよう、廃棄体受入・検査・封入施設の遮蔽壁をコンクリート厚 1,000~1,200 mm として設計している。処分場周辺の公衆に対しては、遮蔽壁に加え、施設からの離隔距離を十分に確保することによって放射線影響を可能な限り低減する。平常状態の評価では、施設からの距離を変えて放射線影響を評価することで、必要な離隔距離が確保できるかについて検討した結果、施設から 200m 程度の離隔で公衆の放射線被ばくの線量目標である $50\mu\text{Sv/y}$ を下回ることを確認した。このような結果を考慮して、実際にサイトが特定されれば十分な離隔距離が確保できるように施設の配置を検討することや、遮蔽壁の厚さをより適した厚さに設定することで、周辺公衆の放射線防護が可能との見通しを得た。

3. 異常状態の評価

処分場の操業における異常状態は、自然事象や人為事象などの外的な要因を起点として発生すると考えられるが、大きく分類すると火災、爆発、浸水・水没、電源喪失、設備・機械の故障・破損・人為的過失、建屋・坑道の損傷にまとめられる。これらが処分場の安全機能である閉じ込めの機能にどのような影響を与えるかについて評価するため、施設の操業手順と設計に基づいて、イベントツリー分析を実施し（図 1 に一例を示す）、それぞれのイベントの変遷を一つの評価シナリオとして特定した。その結果、放射線安全に関する評価シナリオとして 54 種類を特定することができた。これらのシナリオを詳細にみると、放射性物質の閉じ込めの機能に影響する最終的な廃棄体の異常状態としては、地上施設においてオーバーパックを取り扱い中に落下するケースに代表される廃棄体に衝撃力が作用するシナリオ、あるいは搬送車両からの火災に代表される廃棄体に熱影響を与えるシナリオのいずれかに集約された。

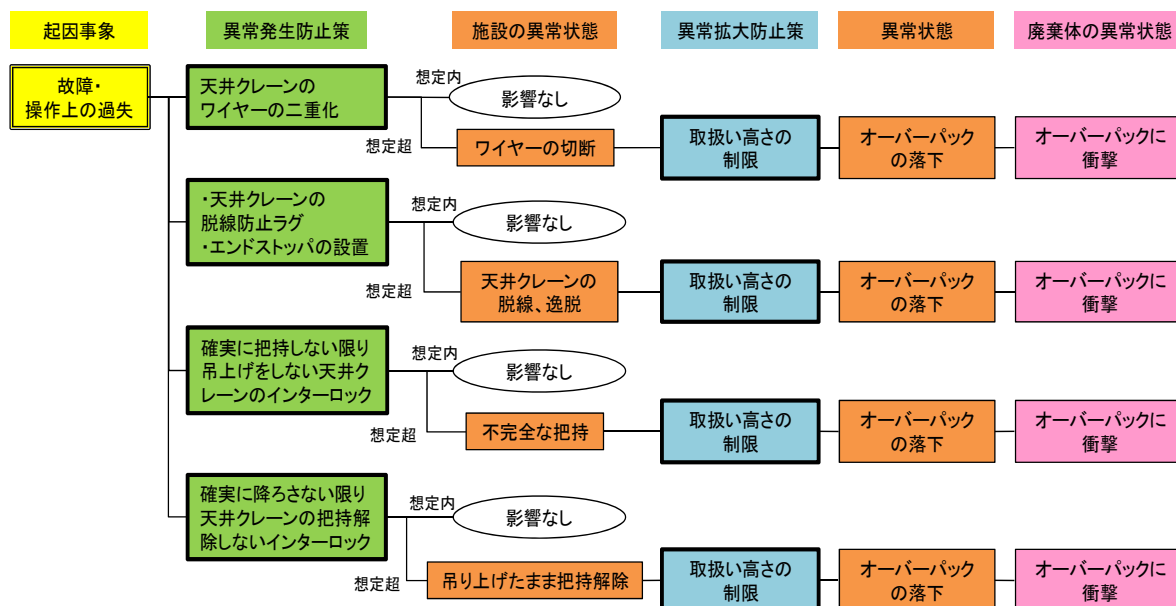


図 1 処分場の操業における異常状態のイベントツリー分析例

特定した評価シナリオのうち、落下高さが最大になるケースなど、廃棄体への影響が最も大きくなると想定されるシナリオを抽出し、落下時の変形解析や火災時の熱伝導解析を行うことで、廃棄体の閉じ込め機能に対する影響評価を実施した。「(3) 処分場の設計と工学技術」に示した地上施設の設計においては、ワイヤーの二重化、エンドストッパーの設置、クレーンのインターロック機能といった廃棄体の落下防止対策を施しているとともに、既存の廃棄物管理施設を参考に廃棄体が落下した際の衝撃力が過大とならないように、オーバーバックの吊り上げ高さを最大 9m に制限している。そこで、異常状態として、最大高さである 9 m の高さからコンクリート製の床にオーバーバックが落下したことを想定して発生する応力とひずみを評価した結果、オーバーバックが破損し、ガラス固化体が飛散するような事態には至らないことが確認でき、先の吊り上げ高さを制限することが安全確保上有効であることを示した(図 2 (a))。また、TRU 廃棄体パッケージについても、同様に落下高さを制限することにより内容物が飛散するような事態には至らないと評価された。

一方、火災については、車両からの軽油の漏えいに伴うプール火災について評価し(図 2 (b))、ガラス固化体、TRU 廃棄物ともに廃棄体に対する熱影響は小さいという結果になった。ただし、軽油以外の燃焼物も考えられることから、今後、より現実的な火災継続時間の見積もり方法などの検討を実施する必要がある。

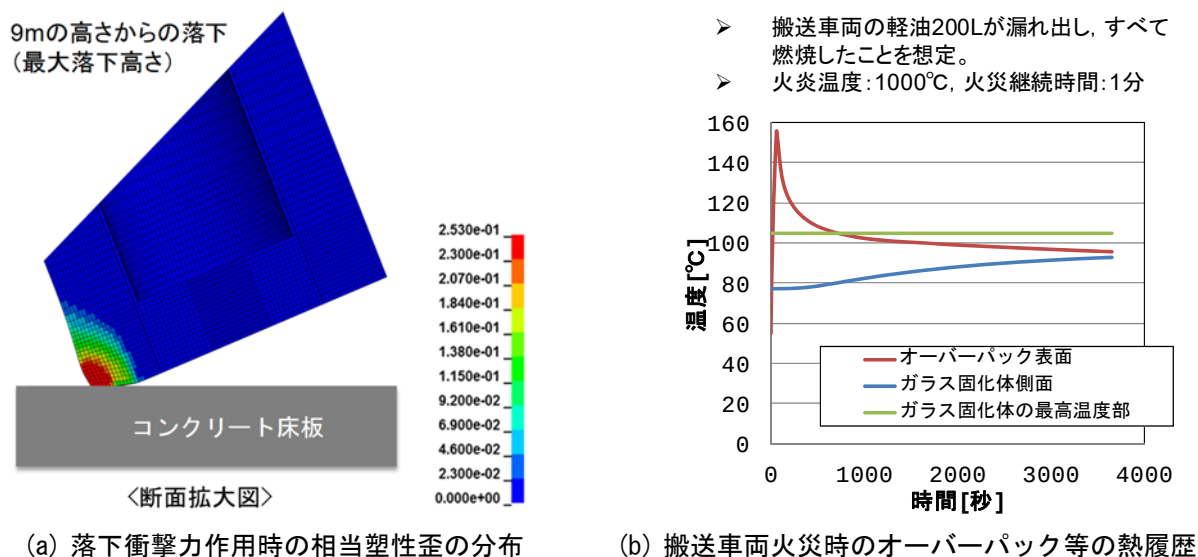


図 2 異常状態におけるオーバーパックに対する影響の解析例

4. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

検討の結果、異常発生防止策や異常拡大防止策などの基本的な安全対策を処分場の設計に考慮し、かつ吊り上げ高さ制限などの影響緩和策を考慮するといった多重の安全対策を施していることにより、何らかの要因により廃棄体の落下や火災などの異常状態が発生しても放射性物質の漏えいが生じる結果にはならないと考えられ、処分場の閉鎖前の安全性を確保できる見通しがあると言える。今後の技術開発の取り組みとしては、より詳細な設計や作業手順の検討に基づいた異常状態の評価シナリオの拡充と発生可能性の定量化、および火災継続時間の評価方法の開発が必要と考えられる。これらの評価結果を処分場の設計にもフィードバックして、さらなる処分場の安全性の向上を図る。

*Satoru Suzuki, Kazuhisa Yamashina, and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(5)閉鎖後長期の安全性の評価

(5)Post-closure long-term safety of geological disposal system

*藤崎淳，黒澤進，澁谷早苗，石田圭輔，浜本貴史，稲垣学，石黒勝彦，梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖後長期の安全性の評価では，検討対象母岩に対する地質環境モデル，ならびにこれに対応して設計した処分場に対して，最新の科学技術的知見に基づいて安全評価を実施し，処分場閉鎖後の長期安全性について論ずる。これによって，わが国においてもこれまでに蓄積された科学技術的知識に基づいて，地層処分を安全に実施できるとともに，今後，サイトが特定された場合に，その地域の地質環境を対象とした地層処分システムに対する安全評価を実施するための科学技術的基盤が整っていることを示す。

2. 安全評価の枠組み

わが国の地層処分に関しては，安全評価の基準や時間スケールといった基本的枠組みを与える安全規制は今後検討されることになっている。そこで NUMO セーフティケースでは，国際機関で示されている考え方や諸外国の安全規制などを参考に，安全評価の枠組みを次のように設定した。

- ・ 安全評価で考慮すべきシナリオにおける放射線学的影響を，その発生可能性を考慮したうえで議論するリスク論的な考え方を適用して評価する。具体的には，考慮すべきシナリオをその発生可能性に応じて基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオ，および人間侵入シナリオに区分するとともに，各区分に対して放射線学的な影響を論ずるための「めやす」となる基準を仮に設定し，算出した線量やリスクをこれと比較することで，設計した処分場に対する安全性の見通しについて考察する。
- ・ 基本シナリオと変動シナリオは，比較的発生可能性が高い自然現象を想定したシナリオとして，次のように定義する。
 - 基本シナリオ:適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した処分場の設計がなされ，期待する安全機能を発揮できるように地層処分システムが構築されていれば，そこで生ずる可能性が最も高いと考えられるシナリオ
 - 変動シナリオ：基本シナリオに対して科学的に合理的と考えられる不確実性を考慮したシナリオ
- ・ これらの比較的発生可能性が高いシナリオに対しては，ICRP^[1] が勧告している一般公衆に対する線量拘束値 $300 \mu\text{Sv/y}$ をめやすとして設定する。ただし，基本シナリオについては，可能な限り被ばく線量を抑えるように事業者として最大限の努力を行っていることを示すため，諸外国の安全規制に適用されている基準において最も厳しい $10 \mu\text{Sv/y}$ を目標値として設定する。
- ・ 稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオは，想定が必要がないほど発生の可能性が極めて小さいと考えられる事象を考慮したとしても，著しい放射線学的影響がないことを念のために確認するためのシナリオとして定義する。これらと比較するめやすは，ICRP が「破壊的自然現象」に対して設定した考え方や，「人間侵入」に対する設定の考え方を参考に線量を設定する。
- ・ 安全評価の対象とする期間については，「第2次取りまとめ」^[2] における考え方を踏襲するとともに，国際機関^{[3][4]}や諸外国の安全規制などで定量的な評価を行う期間として考慮されている将来百万年程度を念頭に置いて考える。

3. シナリオ構築と解析ケースの設定

シナリオの構築手法としては、地層処分システムの構成要素に期待される安全機能に影響があると考えられる事象をトップダウン的に検討する視点と、網羅的に整備した FEP に基づき地層処分システムにおいて想定される事象をボトムアップ的に検討する視点を組み合わせ、システムの安全機能と FEP を関連付けることで、網羅性を確保しながら安全機能に直結する重要なシナリオを効率的に構築する方法を開発した。個々の FEP がシステムの安全機能に与える影響とその発生可能性について分析し、基本シナリオ、変動シナリオ、稀頻度事象シナリオの分類とシナリオの記述を行う。このうち稀頻度事象シナリオについては、適切なサイト選定を行うことにより発生の可能性は極めて小さいものの、発生した場合に処分システムに重大な影響を与える可能性がある自然事象を取り扱うこととし、新規に発生した火山が偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオ、および処分場より深い地震核発生層（一般には地下深部 6～20 km 程度）に存在する断層が進展し将来のある時期に偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオを設定した。人間侵入シナリオについては、システムの頑健性を評価することを主たる目的として、国際的な考え方¹⁾などを参考に、想定し得る人間侵入の行為としてボーリング掘削を選定し評価を行うこととした。

記述したシナリオに対して、核種の移行モデルやパラメータなど、線量の評価解析を行うための条件を設定したものを NUMO セーフティケースでは解析ケースと称している。シナリオの記述や解析ケースの設定にあたっては、例えばセメントや鉄との相互作用に伴う緩衝材の変質解析など、最新の知見に基づくニアフィールドの状態変化に関する現象解析の結果を利用した。

4. 解析モデル

基本シナリオおよび変動シナリオの解析ケースに対する線量評価では、人工バリアを含むニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度）、地下施設を包含する処分場スケール（5 km×5 km×深度方向 1-1.5 km 程度）、その外側の広域スケール（30-50 km×30-50 km×深度方向 2-3 km 程度）の 3 つの空間スケールで階層的に作成した地質環境モデルのうち、サイトが特定されていないことを考慮して処分場が設置される地下深部の安定な母岩領域に注目し、処分場スケールの領域内に対して核種移行解析を行うこととした。

具体的には、地下施設の各処分区画から避けた断層（NUMO セーフティケースではトレース長 1 km 以上の断層）は規模が大きく、地表まで到達している可能性が高いとみなし、地下施設の各処分区画からそれぞれ最も近傍のトレース長 1 km 以上の断層まで、もしくは地下水流動の下流側における解析領域境界までの核種移行率を核種移行解析によって算出し、これに生活圏評価により取得した線量への換算係数を乗じて、地表での線量を算出する。これによって、地下深部の処分場スケールから生活圏までのあいだに存在する地質媒体の移行・遅延機能を保守的に無視する評価とした。

一方、核種移行解析を行う処分場スケール範囲内の解析モデルの設定にあたっては、検討対象母岩の地質環境やそれに応じて設計された処分場の特徴（人工バリアの形状や材料特性、地下施設レイアウトなど）を可能な限り忠実に反映し、これらが核種移行挙動に与える影響をできる限り現実的に評価できるように配慮した。具体的には、次のような検討を行っている。

- ・ ニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度）の領域について、処分場の構成要素と母岩中の割れ目ネットワークを三次元のモデルを用いて詳細に表現し、より現実的な地下水流動と核種移行挙動を解析できるコードを適用した（図 1 上段参照）。この際、各母岩中の割れ目ネットワークは、地質環境モデルで設定した割れ目の長さ、分布密度、方向性、透水量係数などの統計量に基づき、100 通りのパターンを確率論的に発生させて、それぞれで地下水流動解析を行った。
- ・ 地下水流動解析結果から解析領域全体を対象として算出した平均透水係数を指標として、層別サン

プリングにより 10 個の割れ目ネットワークを抽出し、それぞれについて三次元の物質移行解析を実施した。

- そのうえで、10 ケースの三次元の物質移行解析により得られるモデル下流端における破過曲線の平均値を図 1 下段に示すような一次元のマルチチャンネルモデルで近似して、三次元の物質移行特性を表現可能な一次元の核種移行解析モデルを開発した。これにより、安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を、設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となっている。

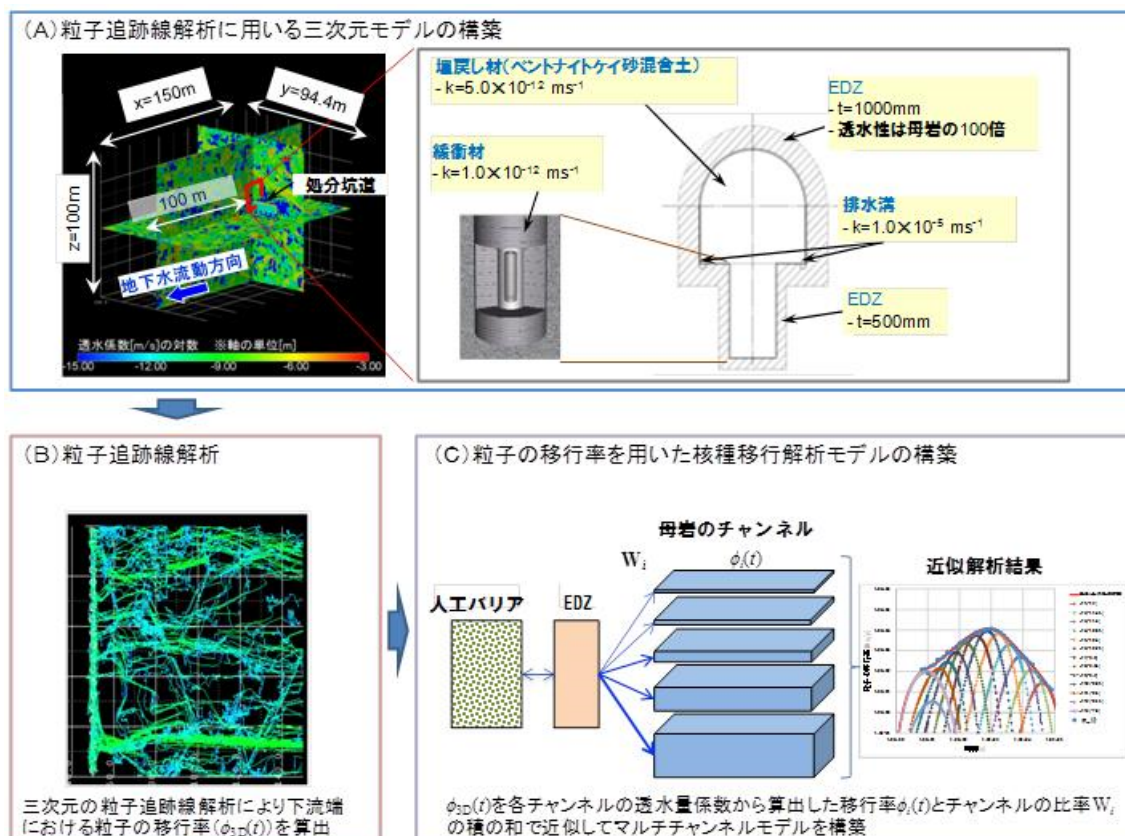


図1 処分場の施設設計を反映した三次元モデルを用いた粒子追跡線解析に基づく核種移行解析モデルの構築

5. データセット

核種移行解析に必要な主要なパラメータは、人工バリア各要素および母岩のそれぞれにおける透水性、間隙率、核種の溶解度、拡散係数、収着分配係数などである。また、これらを設定するためには、地下水水質や、緩衝材や母岩の長期的な変質を考慮した人工バリア各要素および母岩の「場の状態」を明らかにする必要がある。このような場の状態や核種移行解析などの安全評価解析に必要な一連のパラメータの設定値を総称して、ここではデータセットと呼ぶ。データセットの設定値によって、核種移行解析から求まる線量計算結果は大きく影響されるため、セーフティケースの技術的信頼性を確保するためには、どのような科学的知見や情報に基づいて数値を決定したかについて妥当性のある説明が極めて重要となる。サイトが特定された以降は、当該サイトで採取する岩石や地下水を用いた試験等によってデータを取得することも可能であるが、サイトが特定されていない現段階では、公開されている既存のデータベースや文献情報をもとに、今回の検討対象母岩の地質環境特性に対応すると考えられるデータを設定しつつ、地質環境条件に合致した情報・データがない場合は、設定条件を明確にしたうえで推定等により設定した。

基本シナリオおよび変動シナリオのデータセットの設定に関しては、人工バリア内の間隙水組成や元素の溶解度の計算、変質解析などに用いる熱力学データや、元素の収着分配係数や拡散係数の設定に関するデータについて、最新のデータベースや文献情報を用いて設定した。

このうち地下水水質のデータセットは、溶解度、拡散係数、収着分配係数の設定に大きく影響する。わが国の地下水は、天水起源の地下水から沿岸部の地下水または化石海水まで、塩分濃度が低～高まで幅広く存在することから、検討対象とした3つの岩種に対して、それぞれ低塩分濃度と高塩分濃度の2種類の地下水組成を設定し、各岩種の核種移行パラメータを設定することとした。ここで、地下水のモデル水質の設定に用いた地下水データは、JAEAが整備した温泉地化学データベースや深地層の研究施設などで実施された採水調査などのデータから、深度300 m以深において掘削水の影響や地下水中に溶存しているCO₂の脱ガスに配慮して慎重に採水された品質の高いデータを抽出している（「(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化」参照）。

線量への換算係数を評価する生活圏モデルについては、特定のサイトが明らかになっていないことから、「第2次取りまとめ」^[2]や「第2次 TRU レポート」^[5]で用いられた特定のサイトに依存しない生活圏モデルを用いた。ただし、核種の移行係数や、地表環境にかかわる地下水流量や灌漑水量などの統計データについては、ICRPの勧告やわが国で公表されている最新の統計情報に基づき更新を行っている。

6. 線量評価解析

各シナリオ区分に属するシナリオに対して、3種類の検討対象母岩と対応する処分場の設計仕様毎に核種移行解析を実施し、生活圏の評価を実施して被ばく線量を計算した結果、いずれもめやすを下回ることを確認した。このことから、サイト選定で想定される母岩に対して構築された地層処分システムにより安全性を確保できる見通しを示すことができたと考えられる。なお、高レベル放射性廃棄物処分の堅置き・ブロック方式と横置き・PEM方式では、線量の評価結果にほとんど差がなく、放射性核種の閉じ込め性能という観点では定置方式による違いはほとんどないことがわかった。

7. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオ構築、モデルおよびデータの設定、線量評価解析にいたる一連の手法を整備しており、これらを適用して安全評価を行った結果、深成岩類、新第三紀堆積岩類、および先新第三紀堆積岩類を対象として設計した処分場は、閉鎖後長期にわたって安全性を確保できる見通しがあることを確認した。また、整備した安全評価のモデルやデータセットは、特に文献調査の段階ではサイトスペシフィックな文献情報を加味しつつ直接的に適用できるものであるということが出来る。

包括的技術報告書公表後は、シナリオ構築に必要な知識基盤や現象解析モデルについて、原位置や室内試験、ナチュラルアナログ等により拡充・高度化するとともに、シナリオの発生可能性をより定量的に取扱うことが可能な方法へ高度化を図る。核種移行モデルに関しては、原位置または室内試験等により母岩中における核種の移行に係る諸現象の知見を拡充することによってその妥当性を確認して信頼性の向上を図るとともに、その現象間の相互作用を直接反映することや適用可能な空間スケールの拡張などによって高度化を図る。データセットに関しては、核種移行解析に用いるデータの拡充およびその設定手法について、原位置や室内試験やナチュラルアナログ等により拡充する。特に、沿岸域や高炭酸環境などの多様な地質環境を想定した安全評価解析の信頼性向上を図るため、これらを対象とした核種移行パラメータ設定に要するデータの拡充を図る。

8. NUMO セーフティケースの総括

NUMO セーフティケースでは、地層処分にとって適切な地質環境が長期間安定に継続するサイトを特定するための技術を整備し、その場所の地質環境情報を地質環境モデルとして統合することができること、サイト選定において検討対象になると考えられる母岩を3つの類型として示したこと、これら3つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できる技術が存在していること、これらの地質環境モデルや処分場の仕様の特徴を反映して、処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり、その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより、「第2次取りまとめ」や「第2次 TRU レポート」に比して、現時点における最新の科学技術的知見を反映し、より現実的な技術として、わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたといえる。

また、セーフティケースの構築を通じて技術課題を抽出したことにより、これを中期的な技術開発計画に反映し、地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて、関連機関と連携しながら技術開発を進めていくための基礎が作られた。

参考文献

- [1] ICRP (1999) : Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, Publication 81.
- [2] 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 ー地層処分研究開発第2次取りまとめー, JNC TN1400 99-020～99-023.
- [3] IAEA (2012) : The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No.SSG-23.
- [4] OECD/NEA (2009) : Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste, NEA No.6424.
- [5] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構 (2005) : TRU 廃棄物処分技術検討書ー第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめー, JNC TY1400-2005-013, FEPC TRU-TRU2-2005-02.

*Kiyoshi Fujisaki, Susumu Kurosawa, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Takahumi Hamamoto, Manabu Inagaki, Katsuhiko Ishiguro and Hiroyuki Umeki
Nuclear Waste Management Organization of Japan

(2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 A会場)

[1A_PL06] ディスカッション

NUMOでは、わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的としたセーフティケースの構築を進めている。現段階で整備するセーフティケースは、わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から、サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指すサイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。本セッションでは、昨年秋の企画セッション以降の検討内容に基づく進捗状況について報告し、わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに、その信頼性や妥当性について議論する。

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会1 (リスク専門部会 核燃料施設リスク評価分科会)

[1B_PL] 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

座長：村松 健 (東京都市大)

2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場 (B1棟 B12講義室)

[1B_PL01] リスクの特徴とリスク評価の課題

*吉田 一雄¹ (1. JAEA)

[1B_PL02] これまでのリスク評価の実績

*武部 和巳¹ (1. 日本原燃)

[1B_PL03] 実施基準の概要と特徴

*眞部 文聡¹ (1. MHI)

[1B_PL04] 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

*高橋 容之¹ (1. 鹿島建設)

[1B_PL05] 総合討論

*司会：村松 健¹ (1. 東京都市大)

標準委員会 リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて
A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel
Facilities

(1) リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

(2) これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

(3) 実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

(4) 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

(5) 総合討論

(5) Open Discussion

吉田 一雄¹, 武部 和巳², 眞部 文聡³, 高橋 容之⁴, 村松 健⁵¹原子力機構, ²日本原燃, ³三菱重工業, ⁴鹿島建設, ⁵東京都市大**1. はじめに**

我が国では、リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に、確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし、発電用原子炉施設と異なり、施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため、施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また、施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は、検査を重点的に実施する設備の同定、施設の脆弱性の把握、安全性向上のための対策の策定、実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで、リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し、核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として、a) 施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液、粉末、ペレット、燃料棒など）で存在、b) 多様な事故の形態（火災、爆発、臨界、沸騰など）、c) 事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類、化学形態により被ばく線量が変化、d) 施設の種類と規模、同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ、リスク評価での重要事項として、a) 事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida¹, Kazumi Takebe², Fumitoshi Manabe³, Yoshiyuki Takahashi⁴, Ken Muramatsu⁵¹JAEA, ²JNFL, ³MHI, ⁴Kajima Corp., ⁵Tokyo City Univ.

落ちのない同定, b) 発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分, c) 事故を途中で区切って評価ができない, d) リスク上重要な事故事象の効率的選別, e) リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択, などに留意する必要がある。

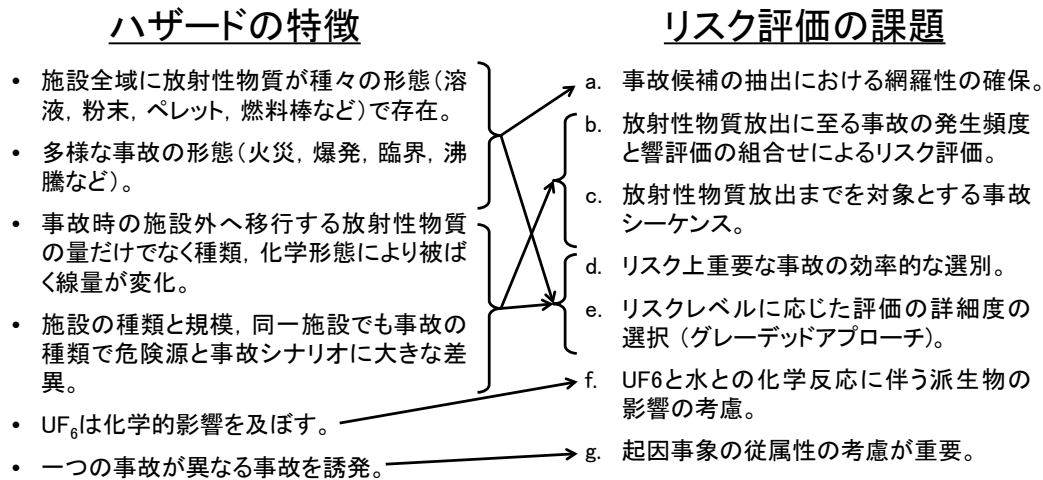


図1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については、海外ではその評価手法の整備、米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも、旧原子力安全基盤機構、日本原子力研究開発機構、日本原燃などを中心に、リスク情報の活用に向けて、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に、リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに、これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め、ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある）、MOX燃料加工施設及び再処理施設があり、次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が、核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱するISA（総合安全解析, Integrated Safety Analysis）を参考に、ウラン燃料加工施設のISA実施手順書を整備し、これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成16年～23年）。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において、リスク評価手法を整備し、モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では、基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため、代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から、六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも、各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年）。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は、核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし、施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では、それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は、これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ、基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが、グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし、施設のリスクレベル、同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して、概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを図2に示す。○で示す項目は、概ね各箇条に対応しており、それらの間には、次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では、評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析、抽出し、以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では、ハザード分析で同定した事故シナリオを基に、おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し、これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに、個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては、発電用原子炉施設のPRAと同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに、重要度解析、不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については、本実施基準を策定するに当たり、関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

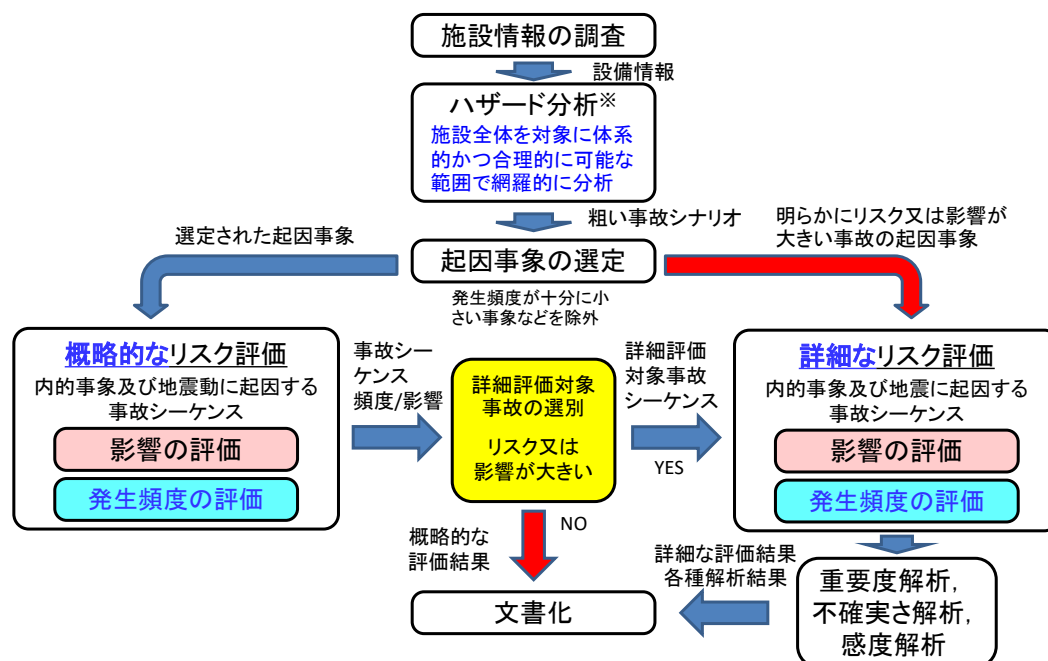


図2 実施基準を構成する主要な実施項目

※ リスク評価の分野での地震ハザード評価、津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては、合理的にリスク評価の手法も対応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には、米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法⁽¹⁾ (Simplified Hybrid Method: リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法) を基礎とし、我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では、評価の各ステップで表 1 に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では、発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが、認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。②建屋・機器 fragility 評価では、fragility 評価に替えて、設計耐力、設計応答、地震動強さなどに基づいて HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度) 耐力を算定する。③事故シーケンス解析は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。④事故シーケンスの fragility 評価では、事故シーケンス解析結果を基に、Max/Min 法 (Min/Max 法) を用いて、個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\bar{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り、論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って、発生頻度を評価する。

- (1) 事故シーケンスの fragility が対数正規分布であると仮定し、対数標準偏差 β を設定して、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \bar{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。
- (2) 地震動ハザード曲線から、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。
- (3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より、発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価 (地震 PRA)		概略的なリスク評価 (簡易ハイブリッド法)
評価 手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器 fragility	②	<u>建屋・機器の HCLPF 耐力</u>
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスの fragility	④	<u>事故シーケンスの HCLPF 耐力</u>
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 (ハザード× fragility の積分)	⑤	<u>事故シーケンスの発生頻度</u> <u>(左欄の積分の近似式を使用)</u>

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され、かつ、外的事象については評価実績のある地震を優先して、今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は、実施基準の必要性、発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また、リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については、発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ、それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

- (1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

標準委員会 リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて
A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel
Facilities

(1) リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

(2) これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

(3) 実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

(4) 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

(5) 総合討論

(5) Open Discussion

吉田 一雄¹, 武部 和巳², 眞部 文聡³, 高橋 容之⁴, 村松 健⁵¹原子力機構, ²日本原燃, ³三菱重工業, ⁴鹿島建設, ⁵東京都市大**1. はじめに**

我が国では、リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に、確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし、発電用原子炉施設と異なり、施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため、施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また、施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は、検査を重点的に実施する設備の同定、施設の脆弱性の把握、安全性向上のための対策の策定、実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで、リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し、核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として、a) 施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液、粉末、ペレット、燃料棒など）で存在、b) 多様な事故の形態（火災、爆発、臨界、沸騰など）、c) 事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類、化学形態により被ばく線量が変化、d) 施設の種類と規模、同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ、リスク評価での重要事項として、a) 事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida¹, Kazumi Takebe², Fumitoshi Manabe³, Yoshiyuki Takahashi⁴, Ken Muramatsu⁵¹JAEA, ²JNFL, ³MHI, ⁴Kajima Corp., ⁵Tokyo City Univ.

落ちのない同定, b) 発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分, c) 事故を途中で区切って評価ができない, d) リスク上重要な事故事象の効率的選別, e) リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択, などに留意する必要がある。

ハザードの特徴

- 施設全域に放射性物質が種々の形態(溶液, 粉末, ペレット, 燃料棒など)で存在。
- 多様な事故の形態(火災, 爆発, 臨界, 沸騰など)。
- 事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類, 化学形態により被ばく線量に変化。
- 施設の種類と規模, 同一施設でも事故の種類で危険源と事故シナリオに大きな差異。
- UF₆は化学的影響を及ぼす。
- 一つの事故が異なる事故を誘発。

リスク評価の課題

- a. 事故候補の抽出における網羅性の確保。
- b. 放射性物質放出に至る事故の発生頻度と響評価の組合せによるリスク評価。
- c. 放射性物質放出までを対象とする事故シーケンス。
- d. リスク上重要な事故の効率的な選別。
- e. リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択(グレーデッドアプローチ)。
- f. UF₆と水との化学反応に伴う派生物の影響の考慮。
- g. 起因事象の従属性の考慮が重要。

図1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については、海外ではその評価手法の整備、米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも、旧原子力安全基盤機構、日本原子力研究開発機構、日本原燃などを中心に、リスク情報の活用に向けて、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に、リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに、これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め、ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある）、MOX燃料加工施設及び再処理施設があり、次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が、核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱するISA（総合安全解析, Integrated Safety Analysis）を参考に、ウラン燃料加工施設のISA実施手順書を整備し、これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成16年～23年）。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において、リスク評価手法を整備し、モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では、基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため、代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から、六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも、各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年）。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は、核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし、施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では、それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は、これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ、基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが、グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし、施設のリスクレベル、同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して、概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを図2に示す。○で示す項目は、概ね各箇条に対応しており、それらの間には、次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では、評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析、抽出し、以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では、ハザード分析で同定した事故シナリオを基に、おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し、これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに、個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては、発電用原子炉施設のPRAと同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに、重要度解析、不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については、本実施基準を策定するに当たり、関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

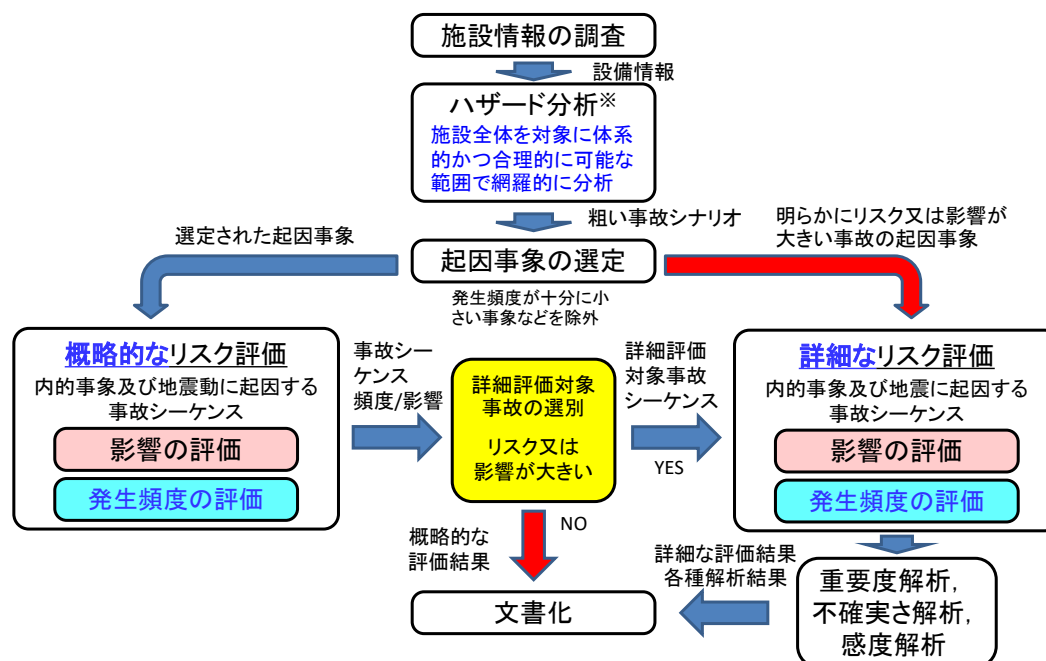


図2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価、津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては、合理的にリスク評価の手法も対応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には、米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法⁽¹⁾ (Simplified Hybrid Method: リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法) を基礎とし、我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では、評価の各ステップで表 1 に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では、発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが、認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。②建屋・機器 fragility 評価では、fragility 評価に替えて、設計耐力、設計応答、地震動強さなどに基づいて HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度) 耐力を算定する。③事故シーケンス解析は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。④事故シーケンスの fragility 評価では、事故シーケンス解析結果を基に、Max/Min 法 (Min/Max 法) を用いて、個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\bar{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り、論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って、発生頻度を評価する。

- (1) 事故シーケンスの fragility が対数正規分布であると仮定し、対数標準偏差 β を設定して、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \bar{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。
- (2) 地震動ハザード曲線から、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。
- (3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より、発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価 (地震 PRA)		概略的なリスク評価 (簡易ハイブリッド法)
評価 手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器 fragility	②	<u>建屋・機器の HCLPF 耐力</u>
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスの fragility	④	<u>事故シーケンスの HCLPF 耐力</u>
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 (ハザード× fragility の積分)	⑤	<u>事故シーケンスの発生頻度 (左欄の積分の近似式を使用)</u>

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され、かつ、外的事象については評価実績のある地震を優先して、今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は、実施基準の必要性、発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また、リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については、発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ、それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

- (1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

標準委員会 リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて
A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel
Facilities

(1) リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

(2) これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

(3) 実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

(4) 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

(5) 総合討論

(5) Open Discussion

吉田 一雄¹, 武部 和巳², 眞部 文聡³, 高橋 容之⁴, 村松 健⁵¹原子力機構, ²日本原燃, ³三菱重工業, ⁴鹿島建設, ⁵東京都市大**1. はじめに**

我が国では、リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に、確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし、発電用原子炉施設と異なり、施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため、施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また、施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は、検査を重点的に実施する設備の同定、施設の脆弱性の把握、安全性向上のための対策の策定、実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで、リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し、核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として、a) 施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液、粉末、ペレット、燃料棒など）で存在、b) 多様な事故の形態（火災、爆発、臨界、沸騰など）、c) 事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類、化学形態により被ばく線量に変化、d) 施設の種類と規模、同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ、リスク評価での重要事項として、a) 事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida¹, Kazumi Takebe², Fumitoshi Manabe³, Yoshiyuki Takahashi⁴, Ken Muramatsu⁵¹JAEA, ²JNFL, ³MHI, ⁴Kajima Corp., ⁵Tokyo City Univ.

落ちのない同定, b) 発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分, c) 事故を途中で区切って評価ができない, d) リスク上重要な事故事象の効率的選別, e) リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択, などに留意する必要がある。

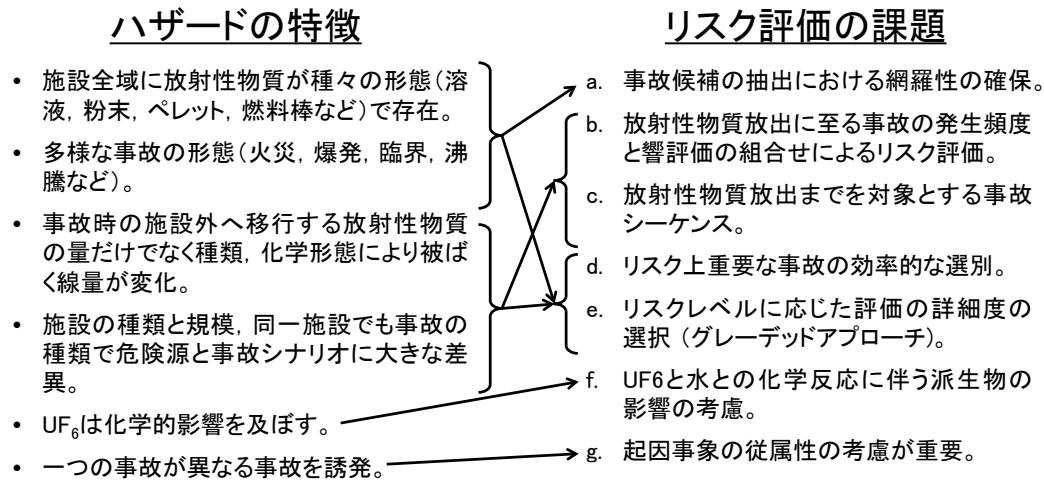


図1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については、海外ではその評価手法の整備、米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも、旧原子力安全基盤機構、日本原子力研究開発機構、日本原燃などを中心に、リスク情報の活用に向けて、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に、リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに、これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め、ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある）、MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり、次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が、核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析, Integrated Safety Analysis）を参考に、ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し、これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成16年～23年）。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において、リスク評価手法を整備し、モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では、基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため、代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から、六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも、各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年）。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は、核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし、施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では、それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は、これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ、基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが、グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし、施設のリスクレベル、同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して、概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを図2に示す。○で示す項目は、概ね各箇条に対応しており、それらの間には、次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では、評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析、抽出し、以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では、ハザード分析で同定した事故シナリオを基に、おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し、これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに、個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては、発電用原子炉施設のPRAと同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに、重要度解析、不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については、本実施基準を策定するに当たり、関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

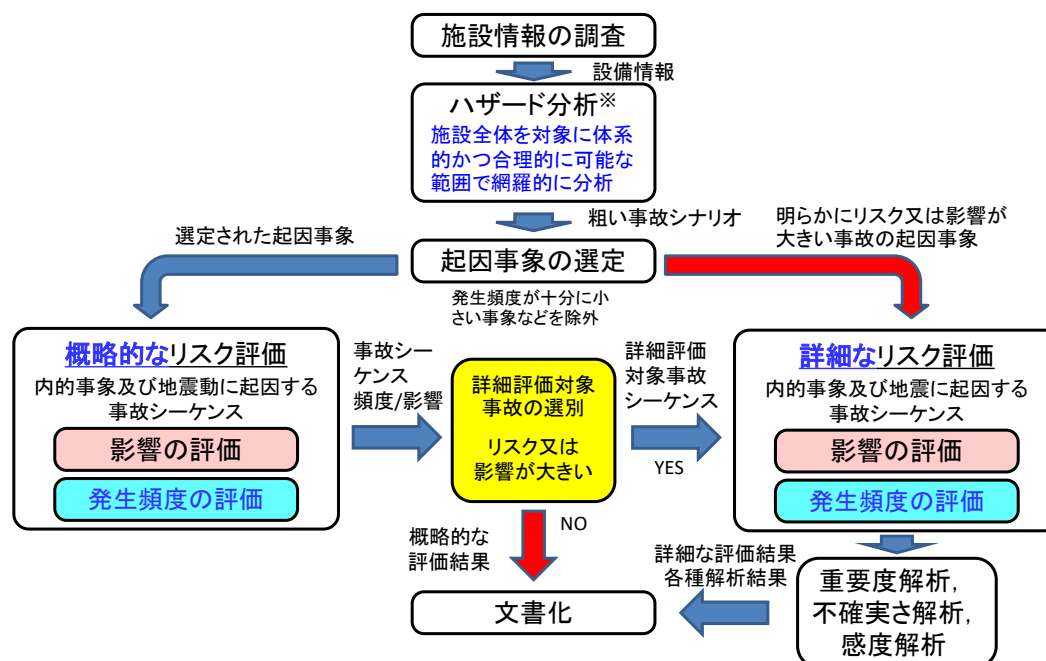


図2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価、津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては、合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には、米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法⁽¹⁾ (Simplified Hybrid Method: リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法) を基礎とし、我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では、評価の各ステップで表 1 に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では、発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが、認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。②建屋・機器 fragility 評価では、fragility 評価に替えて、設計耐力、設計応答、地震動強さなどに基づいて HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度) 耐力を算定する。③事故シーケンス解析は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。④事故シーケンスの fragility 評価では、事故シーケンス解析結果を基に、Max/Min 法 (Min/Max 法) を用いて、個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\bar{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り、論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って、発生頻度を評価する。

- (1) 事故シーケンスの fragility が対数正規分布であると仮定し、対数標準偏差 β を設定して、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \bar{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。
- (2) 地震動ハザード曲線から、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。
- (3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より、発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価 (地震 PRA)		概略的なリスク評価 (簡易ハイブリッド法)
評価 手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器 fragility	②	<u>建屋・機器の HCLPF 耐力</u>
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスの fragility	④	<u>事故シーケンスの HCLPF 耐力</u>
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 (ハザード× fragility の積分)	⑤	<u>事故シーケンスの発生頻度</u> <u>(左欄の積分の近似式を使用)</u>

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され、かつ、外的事象については評価実績のある地震を優先して、今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は、実施基準の必要性、発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また、リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については、発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ、それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

- (1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

標準委員会 リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて
A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel
Facilities

(1) リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

(2) これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

(3) 実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

(4) 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

(5) 総合討論

(5) Open Discussion

吉田 一雄¹, 武部 和巳², 眞部 文聡³, 高橋 容之⁴, 村松 健⁵¹原子力機構, ²日本原燃, ³三菱重工業, ⁴鹿島建設, ⁵東京都市大**1. はじめに**

我が国では、リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に、確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし、発電用原子炉施設と異なり、施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため、施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また、施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は、検査を重点的に実施する設備の同定、施設の脆弱性の把握、安全性向上のための対策の策定、実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで、リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し、核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として、a) 施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液、粉末、ペレット、燃料棒など）で存在、b) 多様な事故の形態（火災、爆発、臨界、沸騰など）、c) 事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類、化学形態により被ばく線量に変化、d) 施設の種類と規模、同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ、リスク評価での重要事項として、a) 事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida¹, Kazumi Takebe², Fumitoshi Manabe³, Yoshiyuki Takahashi⁴, Ken Muramatsu⁵¹JAEA, ²JNFL, ³MHI, ⁴Kajima Corp., ⁵Tokyo City Univ.

落ちのない同定, b) 発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分, c) 事故を途中で区切って評価ができない, d) リスク上重要な事故事象の効率的選別, e) リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択, などに留意する必要がある。

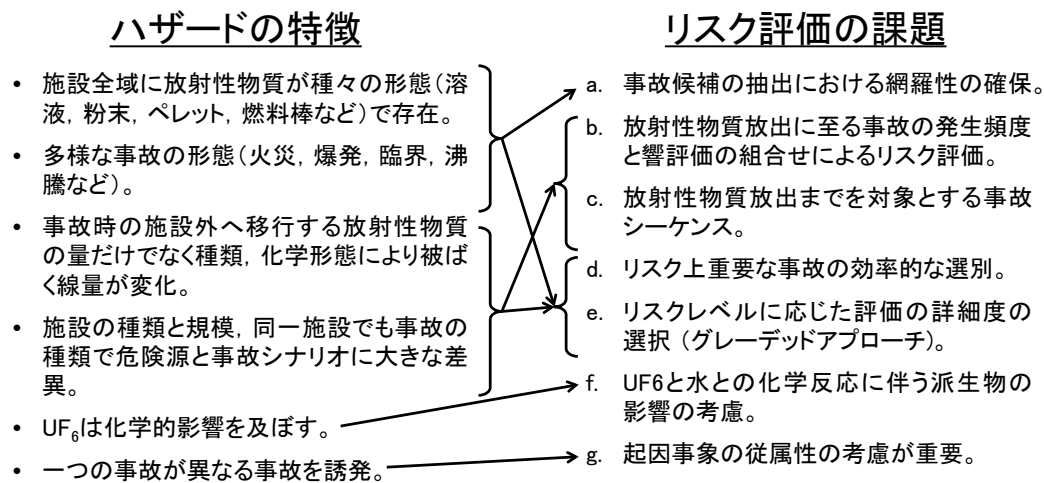


図1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については、海外ではその評価手法の整備、米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも、旧原子力安全基盤機構、日本原子力研究開発機構、日本原燃などを中心に、リスク情報の活用に向けて、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に、リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに、これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め、ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある）、MOX燃料加工施設及び再処理施設があり、次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設、ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が、核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱するISA（総合安全解析, Integrated Safety Analysis）を参考に、ウラン燃料加工施設のISA実施手順書を整備し、これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成16年～23年）。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において、リスク評価手法を整備し、モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では、基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため、代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から、六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも、各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年）。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は、核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし、施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では、それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は、これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ、基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが、グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし、施設のリスクレベル、同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して、概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを図2に示す。○で示す項目は、概ね各箇条に対応しており、それらの間には、次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では、評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析、抽出し、以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では、ハザード分析で同定した事故シナリオを基に、おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し、これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに、個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては、発電用原子炉施設のPRAと同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに、重要度解析、不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については、本実施基準を策定するに当たり、関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

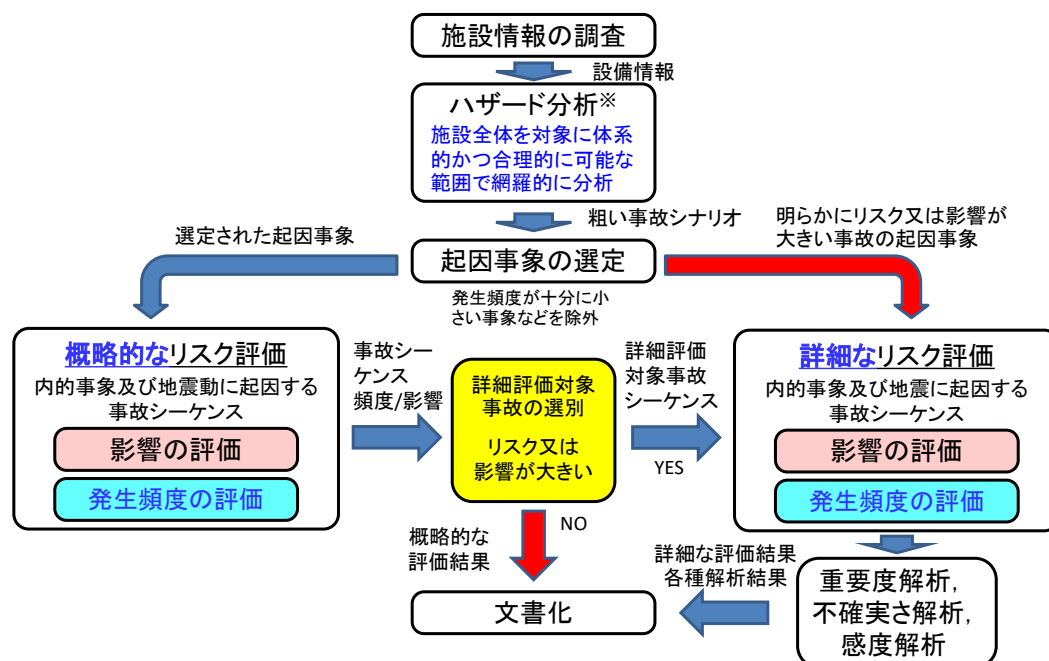


図2 実施基準を構成する主要な実施項目

※ リスク評価の分野での地震ハザード評価、津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては、合理的にリスク評価の手法も対応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には、米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法⁽¹⁾ (Simplified Hybrid Method: リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法) を基礎とし、我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では、評価の各ステップで表 1 に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では、発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが、認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。②建屋・機器 fragility 評価では、fragility 評価に替えて、設計耐力、設計応答、地震動強さなどに基づいて HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度) 耐力を算定する。③事故シーケンス解析は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。④事故シーケンスの fragility 評価では、事故シーケンス解析結果を基に、Max/Min 法 (Min/Max 法) を用いて、個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\bar{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り、論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って、発生頻度を評価する。

- (1) 事故シーケンスの fragility が対数正規分布であると仮定し、対数標準偏差 β を設定して、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \bar{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。
- (2) 地震動ハザード曲線から、損傷確率 10% に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。
- (3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より、発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価 (地震 PRA)		概略的なリスク評価 (簡易ハイブリッド法)
評価 手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器 fragility	②	<u>建屋・機器の HCLPF 耐力</u>
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスの fragility	④	<u>事故シーケンスの HCLPF 耐力</u>
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 (ハザード× fragility の積分)	⑤	<u>事故シーケンスの発生頻度</u> <u>(左欄の積分の近似式を使用)</u>

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され、かつ、外的事象については評価実績のある地震を優先して、今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は、実施基準の必要性、発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また、リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については、発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ、それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

- (1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

(2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 B会場)

[1B_PL05] 総合討論

*司会：村松 健¹ (1. 東京都市大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[1C_PL] この5年間の原子力規制を踏まえて

原子力安全部会の認識

座長：阿部 清治 (東北大)

2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 C会場 (B1棟 オープンホール)

[1C_PL01] 規制全般に対する課題と今後の展望

*関村 直人¹ (1. 東大)

[1C_PL02] 規制基準策定時の議論と現状

*山本 章夫¹ (1. 名大)

[1C_PL03] 実効的・効率的な規制となっているか

*守屋 公三明¹ (1. 日立GE)

原子力安全部会セッション

この5年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(1) 規制全般に対する課題と今後の展望

(1) Review of the current regulation system and perspectives for the future

*関村 直人¹¹ 東京大学

1. はじめに

2012年9月19日に原子力規制委員会（以下、規制委員会）は独立性を有する、いわゆる3条委員会として発足し、2013年7月8日には現行の規制基準が施行されている。実用発電用原子炉に対する規制基準とこれに基づいた審査の課題については、他の講演者によって議論される予定であり、ここでは直接はふれない。規制基準は原子力規制の一部ではあるが、その適合性審査は原子力安全規制のすべてではなく、検査に加え事故対策や原子力防災に渡る領域についても俯瞰的に議論する必要がある。また発電炉に関する規制のみならず、研究炉やサイクル施設、放射性廃棄物の処理・処分、放射線源規制と放射線防護についても、検討を加えていく必要がある。しかしながらここでは、原子炉規制委員会が進めてきた発電炉の安全に係る規制を中心に、その課題をいくつかの例を通じて検討して、今後の展望についても議論したい。

2014年3月には原子力規制委員会設置法等の改正により、原子力安全基盤機構（JNES）が規制委員会に統合されている。また同年5月に原子力規制委員会設置法13条に基づいた原子炉安全審査会と核燃料安全審査会が設置、委員任命が行われ、審議が開始されるに至っている。さらに同年10月には規制委員会・規制庁の組織見直しが行われ、防災体制の強化のために内閣府に原子力防災担当の政策統括官が置かれることとなっている。

規制委員会は、2016年1月にIAEAによる総合規制評価サービス（IRRS）のミッションを受入れた。IRRS報告書では、規制委員会が福島第一原子力発電所事故の教訓を比較的短い期間に新しい規制の枠組みに取り込んだことを良好事例であると認めており、既存施設へのバックフィットについても前向きな変化の例であると指摘している。一方、13件の勧告及び13件の提言がなされ、これらの指摘事項に対する規制委員会と規制庁における取組状況について、規制委員会は、原子炉安全審査会と核燃料安全審査会に対して評価・助言を行うこととの指示をしている。

2. IRRSによる指摘事項への対応

2007年に当時の原子力安全・保安院がIAEAによるIRRSを受けたが、適切なフォローアップができなかった。福島第一原子力発電所事故に至る背景要因の多くが2007年のIRRSにおいて指摘されていたにもかかわらず、規制機関の側から事故を防ぐための積極的な改善や改革等がフォローアップを通じて進められなかったとの反省がある。今回のIRRSミッションに先立ち規制委員会・規制庁は自己評価書をしたためて、自ら改善を進める立場でIRRSに臨んでいる。IRRSでの指摘を踏まえ前進するベースとして、この自己評価報告書は規制の改善点を自ら提示している。

IRRSでの勧告と提言が併せて26項目あったものを、規制庁では自己評価書を踏まえて31項目にブレークダウンをしている。これらは、後述する検査制度の見直しを含み原子炉等規制法の改正につながる内容を整理するなど、適切にとりまとめが行われてはいるが、個別の項目に対する対策をそれぞれ進めれば全体でよしとするべきものではない。その多くは横断的な要素を持つ課題であり、総合的な議論が必要になっている。原子炉安全専門審査会と核燃料安全専門審査会では、31項目以外にもIRRS報告書から汲み取るべき事項があるとして、以下の観点から整理して、規制委員会・規制庁へ対応を促している。

(1) 我が国における原子力の安全文化の醸成

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に学び、事業者、規制組織双方において安全文化を醸成すべく、個人、経営層、管理体制の各レベルでの取り組みを深めることが必要である。

- 事業者の安全文化醸成に繋がる規制
- 規制組織における安全文化醸成活動の強化

(2) 規制組織におけるマネジメントとリーダーシップ

IAEAの安全基準等の国際的な動向を踏まえつつ、多様な業務を管理するとともに、業務形態や内容の変化への対応など、リーダーシップを発揮することが必要である。

- 検査・審査等が別々の課で行われていることの効率性評価、横断的プロセスの確立
- 文書管理等の統合マネジメントシステムへの位置づけ
- マネジメントシステムによる業務効率化
- 業務量把握・管理
- 原子力規制庁内の異なった意見を解決するプロセス
- 職員提案の促進
- マネジメントシステムの改善へ委員を含めた幹部の関与

(3) 規制組織における人材発掘・育成等の統合的マネジメント

人材発掘、教育・訓練、知識管理、知識ネットワーク構築を体系的・統合的にマネジメントすることが必要である。

- 勤務条件の改善
- 上級職員に至るキャリアパスの提示
- 必要なスキルとスキル獲得方法の明確化
- 審査官として任用されうる者の能力の文書化
- ヒューマンファクタの専門家の確保
- 技術者・研究者の活用を含めた総合的な人材育成

IRRSにおいて指摘された勧告や提言は、IAEAの基準に基づいている。さらに原子力安全の国際的な水準とは、その背景には基準には明示されていないエクセレンスがある。このエクセレンスと現在の規制のギャップを勧告と提言として具体的に示したのが、IRRSの報告書であると考えられる。

IAEAにおいては、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込んだ形で従前のGS-R-3 (2006年) が改訂され、2016年6月に安全のためのリーダーシップとマネジメントに関する安全要件であるGSR Partが刊行されている。GSR Part 2の特徴である、1) 安全のための組織の文化、2) 技術・人・組織の相互作用を含むシステムミックアプローチ、さらに3) 強いリーダーシップ等の考え方は、ガイドラインの策定のみならずIRRSを踏まえた規制委員会・規制庁の取り組み改善の基盤として広く具体化されるべきである。

IRRSのフォローアップミッションは2019年夏以降の適切な時期に実施できるように、IAEAとの調整等が進められることとなっており、対応計画を今後ともの確にすすめることが期待される。

3. 検査制度の見直しによる安全水準向上

IRRS報告を受けて、2016年5月に検査制度の見直しに関する検討チームが規制委員会において組織され、11月には「検査制度の見直しに関する中間とりまとめ」が出されている。この検討チームの下では規制側と事業者の間での公開WGでも活発な議論が行われ、制度の枠組みに加え制度運用の詳細な検討が進められてきた。本年4月7日に成立した原子炉等規制法の改正を受け、米国でのROP (Reactor Oversight Process) を基盤としつつも、我が国に適した運用がなされるように、3年後の本格運用に向けて、規則案等に基づいて試運用を行って丁寧な規則・ガイドライン案の修正を進める必要がある。

原子力事業者が安全確保の最も重要な責務を負っていることは、IAEAの基本安全原則の第一番目に第一義的な責任を負っているとあるように、国際的な常識であり、規制機関によるチェックや規制の仕組みは、事業者がこの責務を果たすことを促すものとならなければならない。このための事業者のあらゆる保安活

動に対する監視と評価の仕組みを検査制度として確立することが要請される。検査制度の中の一つのポイントは、事業者の保安活動の実績（パフォーマンス）に応じた監視、安全上の重要度に応じた評価、行政上の措置を実施するため、客観的な指標としてリスク情報、安全確保水準データを活用することにある。安全規制は事業者のパフォーマンスを評価するという考え方は、規制側と事業者の双方に考え方の変革を促すものであり、IRRSにおける横断的な課題を踏まえながらより良い制度設計に向けた努力を積み重ねていかなければならない。

米国のROPにおいても、検査官の技量、検査・監査プログラム用のリスク情報活用、さらに7つのコーナーストーンに加えた横断領域における評価と安全文化（劣化）評価は課題となってきた。これらを含む規制判断の基準やプロセスなどの対応方針を明確にしたガイドライン等を作成公開し、規制側による対応の透明性・予見性を確保し、事業者の主体的取組みを促すことが重要であって、積極的な情報公開、コミュニケーションにより、規制活動内容に対する信頼性を高めることも必須である。

規制委員会・規制庁と事業者の双方の努力のスパイラルアップにより、より高い安全水準が実現されるよう、新たな検査制度の実効性に期待をしている。

4. 安全目標と現行の規制基準の関係、安全性向上評価制度の運用

現行の規制基準に適合した発電用原子炉施設と安全目標との関係について、規制委員会は一般国民に対してわかりやすく説明をしていくことが求められている。しかしながら安全目標は基準とは異なるものであり、規制基準は安全目標がクリアされたことの判断基準とはならない。規制委員会においては、安全目標に関する何回かの議論が行われ、旧原子力安全委員会の安全目標専門部会における検討の経緯や諸外国の状況に基づいた検討がなされてきた。2016年8月には規制基準の考え方を解説する資料を策定して、規制基準と安全目標の関係についても簡潔に説明を加えているが、十分な説明性を有するとは言えない状況である。

規制基準に適合していると評価された原子炉施設で達成される安全の水準は、安全目標とどのように比較されるべきであるかについても、説明性が求められる事項である。安全目標は規制を行う上で達成を目指す目標であるとしても、これが現行の規制基準の策定にあたって如何に考慮されてきたか否かは、規制基準の改訂や見直しを含む今後の規制活動改善の重要な視点となる。また、リスク評価のプロセスにおける様々な不確実性（偶然的な不確実性と認識論的な不完全性）に基因する限界を踏まなければならないことから、リスク評価結果を直接、安全目標と関連づけて提示することは適切性を欠くこととなる。

一方、確率論的なリスク評価の結果を活用することによって、上記で述べたように検査制度の効果的運用を行ったりすることに加え、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等の評価結果を踏まえて、安全目標を参考にして、規制基準の改定を進めなければならない。事業者による安全性向上評価制度における評価結果はこれらのリスク評価を含んでおり、届出に基づいた規制側での議論が極めて重要になっていると考えている。本年7月6日に九州電力川内原子力発電所1号機に関する安全性向上評価の結果が規制委員会に提出され、その議論が始められようとしているが、その成果を活かしていく枠組みはあらかじめ十分な検討ができているとは言い難い。

5. その他の課題

以上に示した課題や規制基準の改定や審査のあり方に加えて、1) 新たな知見を生み出し、原子力安全規制に取り込んで活用していくプロセスとしての安全研究の進め方とこのための国内外との情報共有、協力・協調や、2) 学協会規格基準や深層防護の実装・重要度分類等の原子力安全の基盤に関するオープンな議論の場としての学会の活用、3) 多様なステークホルダとのコミュニケーション等についても、原子力規制全般の課題として提示しておきたい。

*Naoto Sekimura¹

¹The University of Tokyo

原子力安全部会セッション

この5年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(2) 規制基準策定時の議論と現状

(2) Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

*山本 章夫¹¹名古屋大学

1. はじめに

平成25年7月8日に施行された現行規制基準は、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム(以下、検討チーム)により、平成24年10月25日から平成25年6月3日まで、合計23回の会合を通じて策定された。現行規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及び海外の規制基準などを入力情報として、設計基準を大幅に強化し、また、重大事故に対する規制基準を新たに設けたものである。法律により、現行規制基準の施行日が決められていたこともあり、短期間で集中的に策定が行われた。そのため、十分に議論を尽くせなかった点も残っていると考えられ、今後、規制基準をよりよいものにするため、基準策定時の議論を振り返り、また、現状の運用も含めて論点の検討を行うことは有意義であるものと考えられる。

現行の規制基準に関連しては、様々な論点があり得るが、ここでは現行規制基準の内容、運用などに関連する、代表的な論点を取り上げる。

2. 論点

2-1. 原子力安全の基本的なコンセプトとの関係

深層防護は、原子力安全の目的(人と環境を放射線リスクから防護する)を達成する上で重要な考え方であり、現行規制基準は、深層防護の考え方をベースとして構築されている。深層防護の考え方は、福島第一事故の後、安全部会や標準委員会において様々な議論がなされ、理解の深化が進んだ。一方で、過酷な外的事象に対する深層防護の考え方は、安全部会のセミナーなどでも議論されているものの、現時点ではまだ完全に整理できている状態とはいえないと考えられる。今後、特に外的事象に対する深層防護の考え方の深化を規制基準に反映していくことは有益であると考えられる。

2-2. 残存リスクと性能目標の比較

平成24年11月9日の第3回検討チーム会合において提示された資料「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性の評価の考え方について」では、炉心損傷防止及び格納容器損傷防止の有効性評価により得られた残存リスクを性能目標と比較し、残存リスクが性能目標よりかなり大きい場合(資料では“>>”で表示)には追加の対策を求めることとされていた。平成25年1月21日の第11回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、審査官のガイドとして残存リスクと性能目標の比較を行うことが示されていたが、平成25年1月31日の第13回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、この記載は見当たらない。この点についての明示的な議論は、検討チームでは行われていない。当時は、規制委員会において安全目標(性能目標)について議論をしているところであり、比較を行うと表記することは困難があったものと推定されるが、現時点で規制委員会は性能目標を示していると考えられることから、残存リスクと性能目標の比較は、原理的には可能となっている。しかし、リスク(確率)の絶対値を直接比較することは、解析手法の不確かさも含むPRAの不確かさのため、現時点では技術的な課題が大きいと考えられる。一方で、検討している安全対策による性能目標の変化(例: Δ CDF)を性能目標と比べ、その有意性を検討することは、よりハードルが低いと考えられる。なお、リスク情報の活用を進めていくとしているが、規制委員会において、リスク情

報に対するスタンスを議論・整理することが望まれる。例えば、PRA の結果については、その不確かさのため、確率の絶対値そのものを安全の目標(性能目標)と比較し判断を行うことは技術的に困難であるが、 Δ CDF などの相対値、あるいは絶対値を用いて、安全対策の有効性を議論することは推奨されるなど、現時点における規制委員会としてのポジションを明確にすることが望まれる。

2-3. 安全目標と規制基準の関係

規制委員会では、安全目標について議論を行い、平成 25 年 4 月 10 日に、それまでに規制委員会で議論された安全目標に関する主な事項を取りまとめている。また、平成 25 年 4 月 3 日に提示された「放射性物質放出量と発生頻度との関係」では、安全目標(性能目標相当)が議論されている。この性能目標では、炉心損傷確率(10^{-4} /年)、格納容器隔離機能喪失確率(10^{-5} /年)、格納容器放出機能喪失確率(100TBq , 10^{-6} /年)が概念図として提示されている。これらの安全の目標(性能目標)と規制基準の関係は、規制委員会においてこれまで明示的に議論されていないが、これらの関係を整理し、安全目標の活用について検討しておくことは、規制基準の位置づけを明確にするためにも重要である。今後、原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会にて本件に関する議論を実施する予定である。

2-4. 性能規定化

現行規制基準は、性能規定を基本的な考え方として策定されている。しかしながら、その書きぶりには濃淡があり、仕様規定に近い部分も混在しているものと考えられる。現行規制基準を統一的にレビューし、性能規定化を徹底することが望まれる。なお、仕様規定の方が安全審査に要する時間が短くなり、申請側からすると、審査会合で否定される可能性のある性能規定に基づく安全対策より仕様規定の方がより確実という面も存在する。この観点から、現在進行中である安全審査において、仕様規定のデファクトスタンダード化が進んでいる印象を受ける。これは、基準さえ満足すればよい、という福島第一の根本原因となったマインドにつながるものであり、望ましいものではない。この観点からも性能規定の考え方を徹底することは重要である。なお、性能規定化を実施するためには、審査の考え方やポイントを明確したガイドラインと審査側の力量が必要になり、なおかつ、規制側・申請側ともに審査の労力は仕様規定より増加するものと予想されるが、事業者の主体的な取り組みを推奨するためにも重要であると考えられる。

2-5. 重要度分類

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「原子力発電所において用いられる構造物、系統及び機器の重要度分類について、福島第一原子力発電所事故の教訓や国際原子力機関(IAEA)ガイドでの重要度分類指針の策定などを踏まえた見直しを行う。」とされている。設計基準事故に対処するための設備・施設に加え、恒設及び可搬の重大事故に対処するための設備・施設、特定重大事故等対処設備、(事業者が自主的に設置する)多様性拡張設備などに対して、一貫した重要度分類と AOT/LCO の考え方を整理する必要があると考えられる。耐震重要度分類についても、その位置づけを含め、安全重要度分類と一貫性がある形で整理することが望まれる。なお、非安全系(常用系)であっても、その破損や誤動作・不動作が安全系に影響を与えうる場合には、別途、重要度分類の考え方を検討する必要があるかもしれない。例えば、常用の高圧電源盤はその一例であり、HEAF により周囲に影響を及ぼしえることを考慮する必要がある。

2-6. 多様性と独立性の定義

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、『「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことを

いう。』とされている。この定義は、独立性の定義を含んでおり、必ずしも適切ではないと考えられる。なお、独立性は、『「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。』であり、例えば隔壁などがイメージしやすいが、想定外事象に対して特に重要となる位置的分散、配置の多様性も独立性の概念に含めうるものと考えられる。これらの考え方を整理し、詳細なガイドラインを作成することが望まれる。

2-7. 静的機器の多重性

規則の解釈において、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」とされているが、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」の判断基準が示されておらず、ガイドラインなどで明確化が必要であると考えられる。

2-8. フェイルセーフの考え方

現行規制基準では、格納容器について、隔離→(隔離が困難な場合はフィルタードベントによる)管理放出との考え方が取られている。隔離と放出は相矛盾する概念であり、格納容器を貫通する隔離弁、特にベント系統について、電源喪失時などにおけるフェイルセーフの考え方を整理する必要がある。

2-9. 原子炉水位計・逃し安全弁・計装系

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「今回の福島第一原子力発電所事故において問題となった原子炉水位計について、技術開発等の状況も踏まえ、規制要求の検討を行う。」「シビアアクシデント時における減圧機能の信頼性を向上させるため、技術開発等の状況も踏まえ、逃し安全弁に対する規制要求の検討を行う。」とされている。国プロとして実施されていた過酷事故対応の計装系の開発の成果を取り込む形で、規制基準やガイドラインの内容を継続的に改善することが望まれる。

2-10. グレーデッドアプローチ

原子力安全の基本原則においては、「施設と活動のリスク抑制のために投入する資源並びに規制の範囲、及び厳格さは、リスクの程度及びそれらの実用的な管理のしやすさに見合ったものでなければならない。」(日本原子力学会、原子力安全の基本原則)とされている。この基本原則は、特に小型の研究炉など、潜在的なリスクや考え得る最大ハザードが大型の動力炉に比べて有意に小さい施設に対して重要であると考えられる。臨界集合体や極低出力の研究炉に対しては、グレーデッドアプローチの考え方に基づき、動力炉によるものとは異なったアプローチの安全審査のあり方を検討すべきと考えられる。なお、最大ハザードは小さくないが、その発生確率が極小と考えられる事故シーケンス(いわゆる低頻度高影響事象)が存在する場合について、グレーデッドアプローチをどのように適用するかは、十分に検討する必要がある。

2-11. バックフィット制度

規制委員会は、平成 27 年 11 月 13 に行われた平成 27 年度第 40 回会合において「新たな規制基準のいわゆるバックフィットの運用に関する基本的考え方(案)」を議了した。この文書には、バックフィットの運用に関する規制委員会の基本的な考え方がまとめられているものの、バックフィットの猶予期間の考え方などについての詳細は示されていない。これらについて検討し、ガイドラインなどの形に取りまとめることが望まれる。

2-12. 原子炉主任技術者

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する。」とされている。原子炉主任技術者については、現行規制基準化における役割の再検討およびそれに応じた資格試験を検討することが必要であろう。なお、事業者の主体的な対応として、事故対応に専任できる指揮者を配置しているが、その資格に関する規制要求(あるいはガイドライン)については、検討が必要であると考えられる。

2-13. 人的・組織的要因の体系的考慮

現行規制基準は、旧原子力安全委員会の安全設計審査指針をベースとしている。これは、主として、IAEA の SSR-2/1 に相当するものであり、ハードウェアに対する要求であると見ることができる。福島第一事故の教訓でもあるが、原子力安全はハードウェアだけでは確保できず、SSR-2/2 に対応するソフトウェア(人・組織・運営)も非常に重要である。もちろん、その視点を加味して、組織や技術的対応能力が安全審査で確認されているが、IRRS でも人的・組織的要因を体系的に考慮すべきことが指摘されており、この面から規制基準を充実されることは重要であると考えられる。なお、サイバーセキュリティについては、現行規制基準で規定・言及されているものの、その重要性を鑑み、より詳細なガイドラインなどを整備することが望まれる。

2-14. 基準関連文書体系の見直し・体系化

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「旧原子力安全委員会の安全審査指針類のうち、基準に関連する文書の体系化を図るとともに、最新の知見を取り入れた見直しを行う。」「基準規則における要求事項については、規定の詳細さに粗密があるため、全体としてのバランスを整える。」とされている。指針類の見直しについては、IRRS でも国際的な基準と整合するガイド・指針の整備が求められており、使用されている用語の整理も含め、急務であると考えられる。また、先に述べたように、現行規制基準は、仕様規定と性能規定が項目によって混在しており、一貫した性能規定となるよう、見直しを行うとともに、内容によってはガイドへの移行など、整理を行うことが望まれる。なお、基準関連文書の体系化については、IRRS で指摘されているマネジメントシステムと関連するところでもあり、対応が必要である。現在、規制委員会・規制庁に課されている膨大な業務を考えると、関連文書の体系化の優先度が低くなることは十分理解できるものの、規制基準で十分カバーできていない部分を明らかにし、これを改善するためにも体系化の取り組みは重要である。例えば学協会と協力するなどして検討を進めることも考えられる。原子力学会においては、現行規制基準と IAEA 基準類の比較、体系化などの検討を実施しており、その成果は、技術レポートとして発刊されている。

2-15. ガイドライン類の充実

IRRS においても、指針類を国際標準に合わせてアップデートすること、また、審査に関わるガイドライン類を充実されることが指摘されている。IRRS においては、「原子力規制委員会の審査ガイドラインは・・・安全上重要な全ての項目が網羅されていることを保証する体系的な計画とは考えられていないだろう。」と指摘されている。ガイドライン類の充実は、時間を要する課題であり、体系化と合わせて中長期的な課題として継続した取り組みを進めていくべきと考えられる。また、必要に応じて学協会の規格基準類をエンドースし、ガイドラインとして用いることも効果的であり、検討を引き続き進めていくべきである。

なお、規制庁は、安全審査を実施したプラントについては、HP 上に「新規制基準適合性審査の視点及び確認事項」をアップロードしている。非常に大部の文章であり、過密な審査スケジュールの中、このような情報を整理・公開されていることに敬意を表したい。審査の効率化にも役立つものと考えられる。

一方で、先に述べたように、このようなある意味「模範解答」となるものは、事実上の仕様規定化を進めてしまう可能性があることにも留意が必要である。例えば、竜巻などの外的ハザードは、そのリスクがサイトごとに異なっており、そのリスクに見合った防護策が求められると考えられるものの、規制が性能

規定化されていないと、それまでの審査の「最大値」が事実上の仕様規定となる恐れがあり、留意が必要である。

2-16. 安全評価指針

現行規制基準では、設計基準事象に関する旧安全評価指針は、そのまま引き継がれている。旧安全評価指針は新しいとは言えず、現在の最新知見を取り入れる形で、事象及び解析手法について見直しをすることは有意義であると考えられる。また、想定起因事象の設定根拠を改めて見直し、明確化することは意義があろう。関連して、個別の機器・施設に対する規制基準(いわゆる設計基準に相当)と評価指針(基準)の関係を明確にしておくことも重要である。なお、解析コードの検証(V&V)の考え方は長足の進歩を遂げており、その内容の取り入れを検討することも望まれる。

2-17. トピカルレポート制度

安全解析、燃料の機械的健全性、炉心核特性評価などに用いられる解析コードに最新知見をタイミングよく取り入れることは、解析結果の信頼性向上、安全余裕の定量化などの観点から重要である。安全審査時に解析コードの妥当性が審査されるが、一般的に安全審査は頻繁に行われるものではなく、最新知見の取り込みの観点からは機会としては不十分である。そこで、トピカルレポート制度による解析コードの認証を活用することで、最新知見の取り込みを促進することが望まれる。

2-18. 規制基準の継続的改善

最新知見の取り込みなどにより、規制基準を継続的に改善していくことは、福島第一事故の教訓からも極めて重要であると考えられる。規制基準策定時には、継続的改善を含めた運用については、明示的に議論はなされなかったものの、現時点では、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会において国内・海外のトラブル情報などをレビューし、規制への反映事項を取り込む仕組みが作られている。一方、新知見はトラブル情報だけに限らないことから、学協会での規格基準類の策定や学会での学術的な発表を体系的に確認していくことも重要になると考える。なお、新知見は当初は確度の低いものとして現れてくると予想される。福島第一事故の大きな教訓の一つは、新知見の採り入れに時間を要したことであり、「打てる手を迅速に打っていく」考え方が重要になると思われるが、どのような考え方・手続きで事業者の自主的な対応を促すのか、あるいは規制基準として新知見を取り込むのか、を明確にしておく必要がある。また、海外の規制機関との情報交換も重要である。国際アドバイザー制度により、国際アドバイザーから助言を受ける形となっているが、海外の規制実務者との密な情報交換を実施することが望まれる。

3. まとめ

本稿では、現行規制基準に関して、今後議論や検討が望まれる事項を述べた。福島第一事故の背景要因の一つが、「変わらなかった安全設計審査指針・安全評価指針」であるとの反省のもと、規制基準をより良いものにしていくための努力を継続的に行う必要がある。これは、規制委員会及び規制庁のみが行うものではなく、学協会、学術界、産業界、さらに国民が広く関与して実施されるべき事項であろう。まずは、規制基準の継続的改善をどのように実施していくべきかの議論を手始めとして、検討を進めていくことが望まれる。

*Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ.

原子力安全部会セッション

この5年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(3) 実効的・効率的な規制となっているか

(3) Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*守屋公三明

日立GE

1. はじめに

新規制庁設立から5年余の再稼動審査を経て安全強化対策、重大事故対処設備の導入が行われてきた。新規制庁が、福島事故後の原子力規制の建て直しを背負って、透明性、独立性、中立性を確保しながら厳格な審査をしている点を高く評価する一方で、原子力規制の目的である「人と環境を守る」ことに対して実効的で効果的な規制となっているのかという視点で幾つかの問題点を指摘する。

2. 論点

2-1. 規制要求と自主的安全向上活動の住み分け

実効的な安全の確保は「厳しい審査」だけで確保できないことは明らかであり、事業者の不断のリスク管理と福島事故で明らかになった外的誘因事象に対する危機管理の強化が重要である。この5年の審査は厳しい半面で事業者の自主的な安全向上活動を阻害または萎縮させているのではないかと？

2-2. 新知見の取り込みに対する対応

不断の安全確保を行う中で、新知見に対して継続的に目を光らせ、迅速に対応をする必要があるが、現状は事業者が申請をしなければ具体化しない仕組みになっており、対応の遅れが懸念される。上記の自主的安全向上活動と連携させた迅速な対応の仕組みが必要ではないかと？

2-3. 規制における安全研究と学協会との連携

中立、独立の立場で規制が安全研究を続けることは、新知見を取り込む上でも重要な活動である。しかしながら、安全研究の成果は実際の現場に展開されてこそ意義があることを考えると、事業者あるいは原子力関連機関、企業との強い連携なくしては実効性に疑念がある。規制の判断は中立、独立であるべきだが、規制側も学協会での議論に積極的に参加することで、安全確保の深化、重層化を図るべきではないかと？

2-4. 審査の効率化、迅速化

新規制の再稼動審査は、初めてのこともあって5年近くを要したが、今後の審査で長期化が続くと、上記で指摘した新知見の迅速な取り込みや事業者の自主的な安全向上活動を萎縮させる恐れがある。審査内容を充実させながら審査期間を短縮させるために学協会基準のエンドースやトピカルレポート審査などを積極的に取り入れて、申請後の審査物量を軽減する必要があるのではないかと？

*Kumiaki Moriya¹Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会

[1E_PL] 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

座長：岡本 孝司 (東大)、神谷 昌伸 (原電)

2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 E会場 (B3棟 B32講義室)

[1E_PL01] 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

*奈良林 直¹ (1. 北大)

[1E_PL02] アクシデントマネジメント等による断層変位に対するリスク低減効果

*黒岩 克也¹、四十田 俊裕² (1. MHI NSエンジ、2. 北陸電力)

[1E_PL03] 電力中央研究所原子力リスク研究センターの断層変位に係る取組み

*酒井 俊朗¹ (1. 電中研)

[1E_PL04] 今後の課題等について

*神谷 昌伸¹ (1. 原電)

総合講演・報告 1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

(1) 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

(1) Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*奈良林 直¹¹北海道大学、調査専門委員会主査

1. 緒論

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（主査：奈良林直、設置期間：2014年10月～2017年3月）（以下「委員会」という）は、原子力安全の観点から横断的・多角的な検討を行うために図1に示す多分野の専門家の参画を得て、断層変位が原子力施設に与える影響の評価手法やリスク低減策に関して調査・検討を行い、その成果を報告書として発刊した^[1]。

なお、活動期間中に活断層に起因する2014年長野県北部地震（神城断層地震）や2016年熊本地震が発生したことから、これらの地震から得られる知見についても収集し、検討に活用した。

2017年春の年会において、委員会における検討の背景・問題認識、断層変位という自然現象の理解、断層変位に対する原子力安全の基本的考え方等について紹介し、原子力学会誌にでも報告しているが、今回は、報告書の発刊を踏まえ、各委員がこの報告書の全体評価手順やポイント、今後の取り組むべき課題について紹介する。

2. 地震随伴事象の津波と断層変位のリスクへの対応

我が国は地震国である。しかし、2011年3月11日に発生した東日本大震災において、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備え（過酷事故対策）が十分にできていなかったことなどが指摘されている^{[2][3]}。本報では、地震に随伴して断層が変位した場合、定格出力運転中のプラントへの影響とそのトランジェント解析から評価される対応策が開始されるまでのプラント挙動を評価した。

3. 断層変位と新規規制基準による対応策

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとするところである。例えば、福島第一原子力発電所、同第二発電所では、津波で沿岸の海水ポンプモータが被水することにより、冷却源の喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機が停止し、非常用炉心冷却系の共倒れを引き起こした（図2）。深層防護の第3層が全滅したのである。このとき、福島第一発電所5号機は6号機の空冷ディーゼル発電機からの給電を受けて冷却を回復し、同第二発電所では、1号機が同様に他号機から給電を受けると共に、海水ポンプのモータを空輸と陸送により確保して交換し、冷却源を回復することができ、最終的な冷温停止を達成している。このハードと人的アクションによって最終ヒートシンク（UHS）を回復する行為こそが、深層防護の第4層に相当するレジリエンス活動である。図3は、新規規制基準に基づく、可搬式熱交換ポンプ車によるUHSの回復アクションを示す。このような資機材の準備と訓練により、事故収束も迅速かつ確実になる。図4は、新規規制基準の導入により、対策後のリスクが相対的にどのくらい低下したかを示したものである。事故が発生する事象の繋がりで事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要となるが、このような簡易評価でも、リスクの低減効果を把握できる。原子力安全の考え方からは、リスクの定量化の努力を行い、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

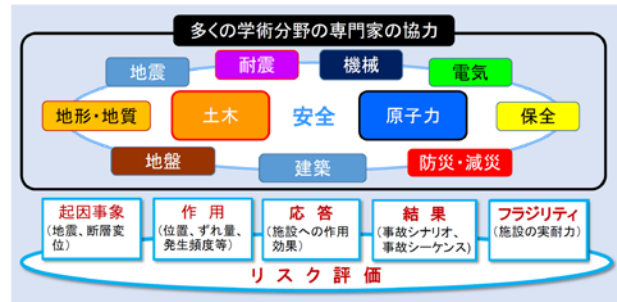


図1 本委員会の学術分野と横断的検討スキーム

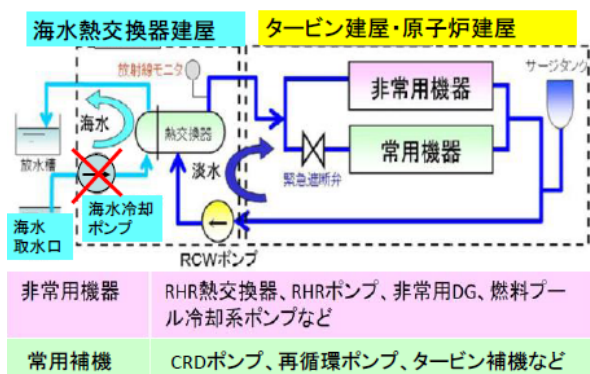


図2 補機冷却系機能喪失による ECCS 機能喪失

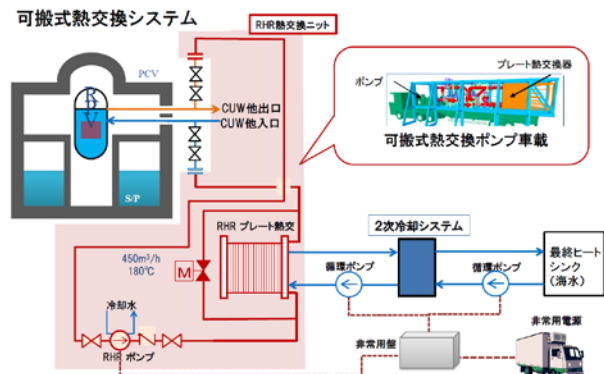


図3 移動冷却車によるヒートシンク回復

*Tadashi Narabayashi¹¹Hokkaido Univ., Chairman of the Committee

3. 断層変位に対する対策の考え方

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定を検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破碎帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置地の安定性評価等の検討は、これまでもなされている。

既設の原子力施設において、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、ずれ量、方向、頻度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが、基本的な評価手順となる。図5は中越沖地震の際の柏崎刈羽原子力発電所の損傷事例である。活断層は沖合の海底下にあり、原子力発電所の敷地内には無かったが、図5に示すように強い加速度によって敷地地盤の液状化と沈降が生じて、堅牢な原子炉建屋との相対変位が生じた。このため、屋外の消火用の埋設配管の損傷が多数発生した。液状化は東日本大震災や熊本地震でも見られた。これらは断層変位そのものではないが、その後、埋設配管や不等沈下を想定して対策が講じられてきている。これらの知見や対策も含めて断層変位に対する評価を行っている。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合がある。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行った。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行った。例えば図6に示すように、敷地外の活断層につられて原子炉建屋の下部にある破碎帯が万一動いた場合の、プラントのトランジェントと過酷事故を回避する各種対応策について検討を行った。断層変位対策も他の自然現象に対する対応策と同様に過酷事故緩和対策の準備をして、事故を回避または緩和するべきである。

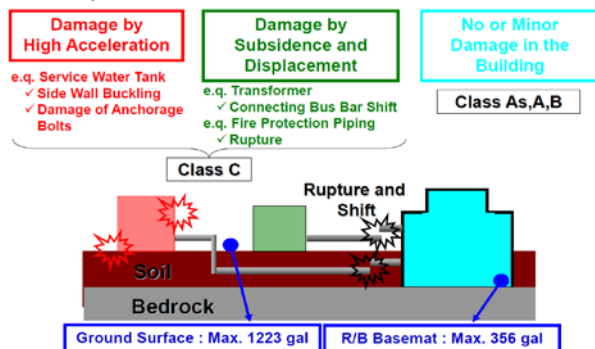


図5 中越沖地震時の地震動と地盤の相対変位による損傷液状化に伴う地盤沈下の差により生じた段差

4. BWRの過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の1つで、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が高くなり、主蒸気逃がし安全弁が作動する代表的な過渡事象である。この範ちゅうに属する事象として、発電機負荷遮断及びタービントリップが考えられる。両者はほとんど同一の事象であるので、ここでは若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。

この事象は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇するものである。タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し、原子炉をスクラム（タービン蒸気加減弁急速閉スクラム）し、10台のインターナルポンプ(RIP)のうち4台をトリップさせる。定格出力の約102%から全負荷遮断し、タービンバイパス弁が作動しない場合の解析結果を図7に示す。タービンバイパス弁作動の場合に比べ、過渡変化は厳しくなるが、中性子束は定格値の約129%に抑えられ、表面熱流束は初期値を超えることはない。MCPRは1.10以上を維持する。原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが、逃がし安全弁の作動により、約8.29MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行する。

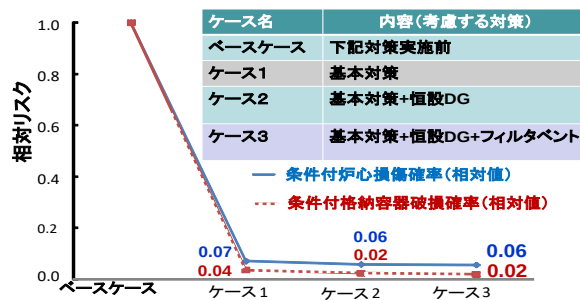


図4 新規基準による対策後のリスクの相対的低下



図6 新規基準による断層調査と各種重大事故対策



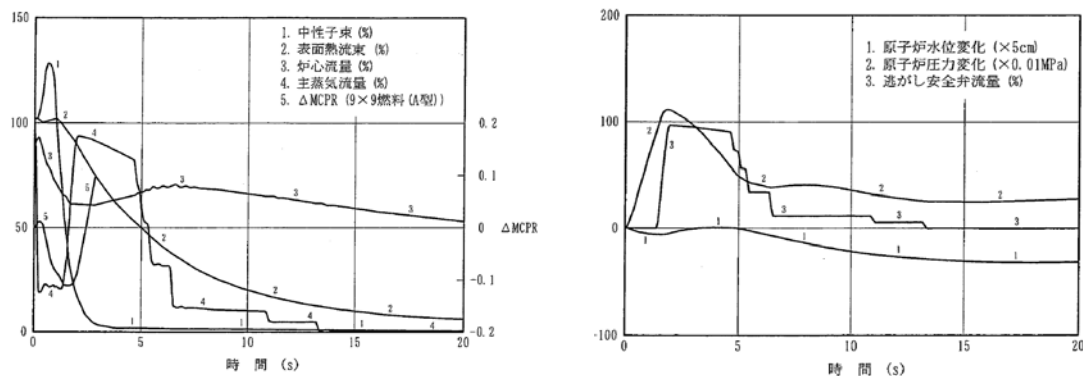


図7 負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不動作）の解析例

(2) 高圧・低圧注水機能喪失時の対応策

図8に示すように、非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、工学系安全施設の要である非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合を想定する。なお、非常用海水取水路が断層変位により、一部損傷したとしても、海水取水がただちに不能になるわけではなく、ポンプにストレーナなどを設置すれば、ロバストになると考えられるが、本報告においては、厳しめにこれらの対策がなく、海水取水不能となったと仮定し、そのあとに起こり得る過渡事象の評価を行うこととした。

類似の事象をまとめると、以下のものがある。

(a-1) 高圧・低圧注水機能喪失

過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(a-2) 高圧注水・減圧機能喪失

過渡事象発生時に高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する事故

(a-3) 全交流動力電源喪失

①外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失する事故、②外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故、③外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故、④外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故

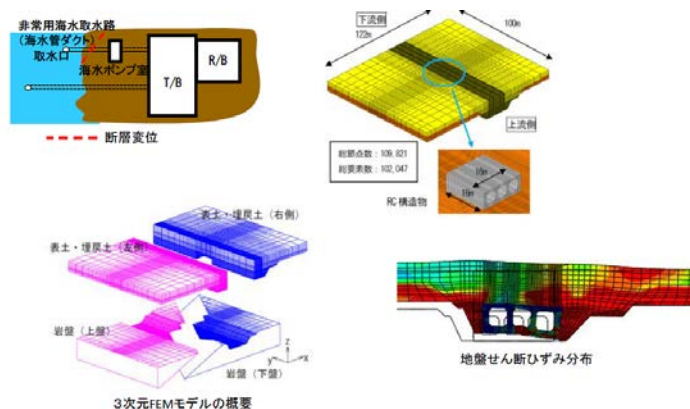
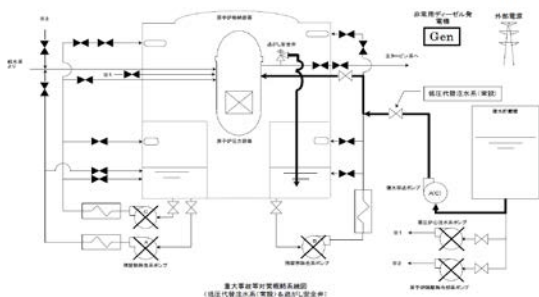
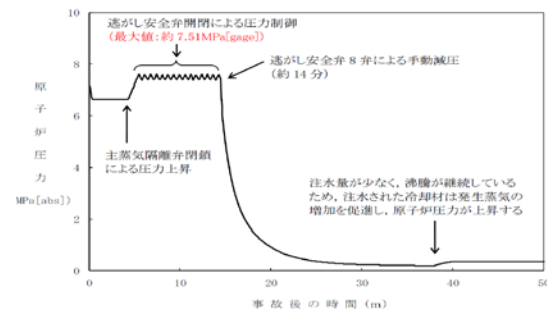


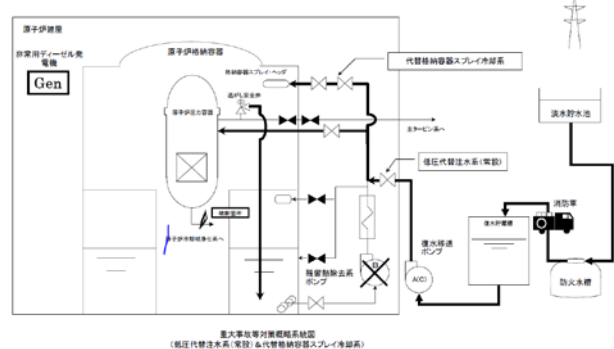
図8 非常用海水取水路直下の断層変位による LUHS



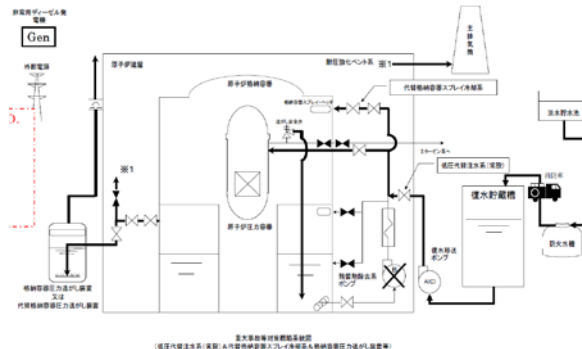
(a) 低圧代替注水系による炉心注水



(b) 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御と減圧



(c) 復水貯蔵タンクへの淡水貯水池からの補給水

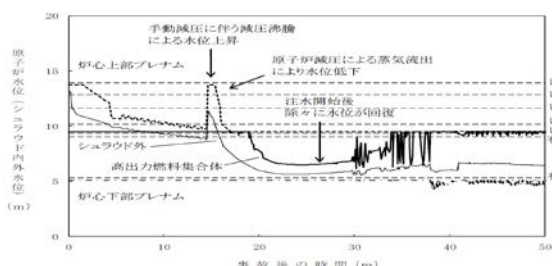


(d) フィルターベントによる Feed & Bleed 冷却

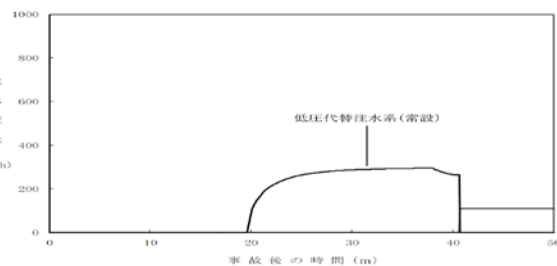
図9 高圧・低圧注水機能喪失時の代替炉心注水冷却

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

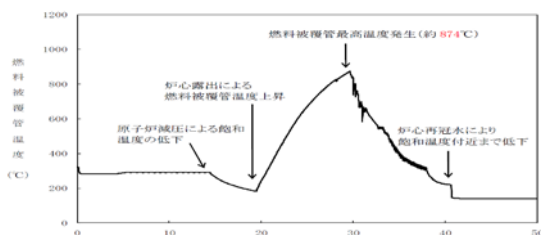
過渡事象発生時に取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失。非常用海水取水水路直下の断層変位により、冷却源喪失 (LUHS) が発生し、非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合、図9に示すように、(a)主蒸気逃がし安全弁による手動減圧後、復水移送ポンプを用いた代替炉心注水、(c)復水貯蔵タンクへの消防車を用いた淡水貯水槽からの補給水、(d)フィルターベントを用いた格納容器の減圧と大気への熱放散 (Feed & Bleed) による LUHS の回復を行う。



(a) シュラウド内外水位



(b) 低圧代替炉心注水流量



(c) 燃料棒被覆管温度 (PCT)

図10 高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果

図10に高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果を示す。SR弁の手動減圧後に、復水移送ポンプで炉心に注水することで、被覆管最高温度は、880°C以下となり、燃料は損傷しないことが分かる。このためには、常設のディーゼル発電機が必要で、復水移送ポンプも、断層変位後約15分以内に起動できるように、常にAM対策に使えるように訓練しておくことが効果的である。更なる安全性向上のために、HPCIやRCICによる高圧炉心注水が不能の場合に備えて蒸気タービン駆動・水潤滑軸受け (TWL) ポンプを用いたHPAC (代替高圧炉心注水システム) を設置したり、図11のように大型の常設ガスタービン電源または電源車を用意して、海水冷却ポンプを作動させ、強力な冷却系であるECCSポンプの復旧を可能にした発電所もある。崩壊熱除去機能喪失の場合は、EWS注水設備と大型免振建屋に収納した非常用電源で対応する。

5. PWRの過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

BWRと同様に、東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象 (DBA) の1つであり、非常用ディーゼル発電機や開閉器室などが系統区分されており、単一故障を考慮しても生き残る系統を断層との位置関係から確認できると考えられる。図12のように、非常用ディーゼル発電機と安全補機開閉器室の系統区分の例を示す。系統は、

各々が隔壁によって区画化されており、仮に施設建物の地下に断層があっても、断層変位による影響が限定されるため、個々の発電所で検討すれば、一系統が生き残るといったことは、十分に考えられる。断層変位に対する評価・検討においては、以上のように、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置 (弱面の位置) に設定することができる。これにより、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定される場合もあり、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。PWRにおいても負荷遮断は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の観点で、代表的な過渡事象である。

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定するが、実際には、以下に示す防止対策により、原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に収束できる。タービントリップを生じると、低出力時 (パーミッシブ信号の設定値以下) を除き、直ちに原子炉も自動停止する。タービンバイパス



図11 電源機能と除熱機能・注水強化策

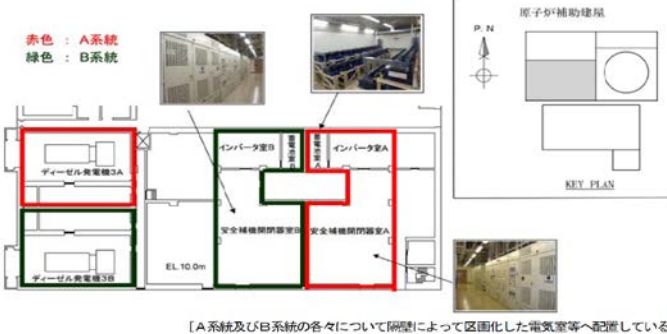


図12 非常用電源と安全補機開閉器室の系統区分例

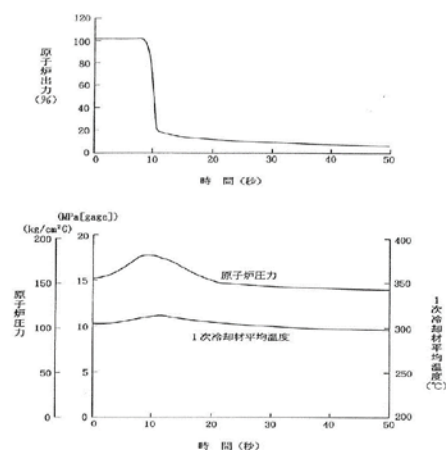


図13 負荷喪失

系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。図13に解析結果の例を示す。原子炉は、過渡現象発生時の約6秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下して自動停止。この間の原子炉炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gag]にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gag]にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は融点より十分低い。原子炉停止後は、高温停止状態に移行、2次側冷却操作で冷態停止状態に移行する。

(2) 炉心損傷防止対応時の減圧・低圧注水効果

PWRにおいても、断層変位に伴い、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機不動作が発生した場合でも、図14に示すように、海水冷却系を動かし、蒸気発生器代替注水ポンプで、蒸気発生器の2次側に注水し、Feed & Bleedにより、1次系を冷却し、減圧する。これらのポンプを動かすために、図15に示す様々な電源確保対策が実施されている。

図16(a)に全交流電源喪失時の重大事故防止対策を示す。①SG 2次側への給水と逃し弁からの蒸気放出による冷却・減圧、②原子炉1次系への代替注水、③格納容器再循環冷却への冷却水供給がある。

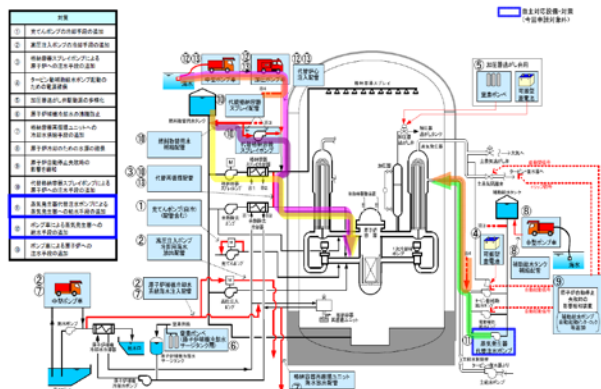
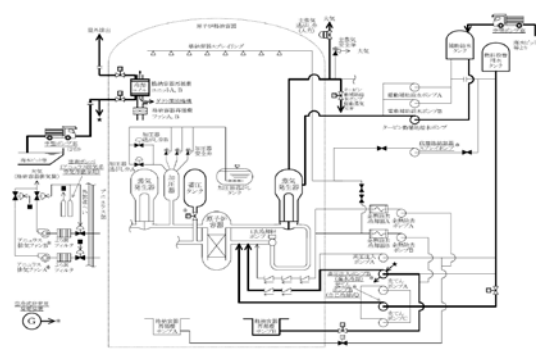


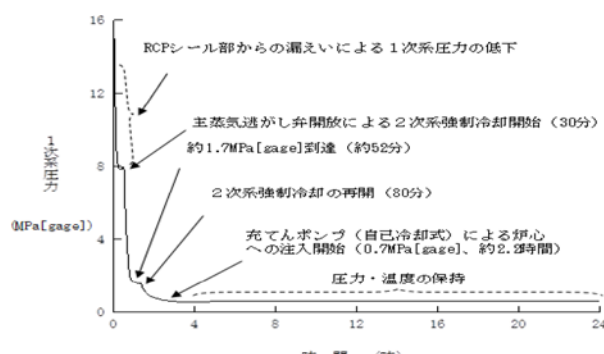
図14 PWRの過酷事故回避対応



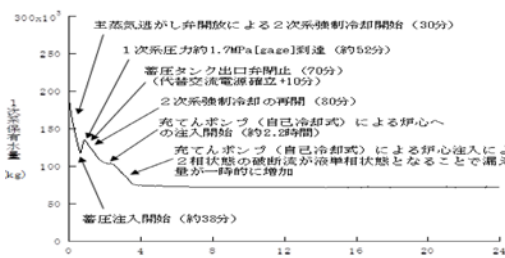
図15 電源の確保対策



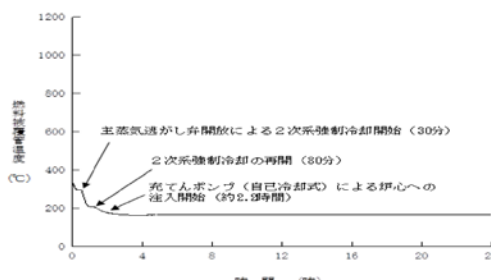
(a)全交流電源喪失時の重大事故防止対策



(b) 原子炉圧力・温度の推移



(c)一次系の保有水量の推移



(d)燃料被覆管最高温度 (PCT)

図16 全交流電源喪失時の過酷事故対応による原子炉および格納容器冷却

6. 結言

断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。BWR および PWR の断層変位後に、全交流電源喪失が発生した場合でも、過酷事故対策用の機材を適切に準備することにより、炉心注水や格納容器冷却が可能で、炉心損傷などの重大事故を回避して事象を収束させることが可能である。

参考文献

- [1]原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書 (2017.3)
- [2]東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、中間報告 (本文編) (2011)
- [3]原子力学会、福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言～学会事故調 最終報告書～(2014.3)、丸善

総合講演・報告 1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

(2) アクシデントマネジメント等による断層変位に対するリスク低減効果

(2) Measures for risk reduction by accident management

*黒岩 克也¹、*四十田 俊裕²¹MHI NS エンジ、調査専門委員会委員、²北陸電力、調査専門委員会委員

1. はじめに

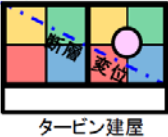
本稿では、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会における検討成果^[1]のうち、断層変位が起因となって原子力発電所の安全性を損なう可能性のある事故シナリオに対するアクシデントマネジメント等の対処方策によるリスクの低減効果を定量的に評価するための、裕度評価手法を用いたリスク評価の適用例とその拡張イメージについて示す。

2. 断層変位に対する裕度評価手法の適用性

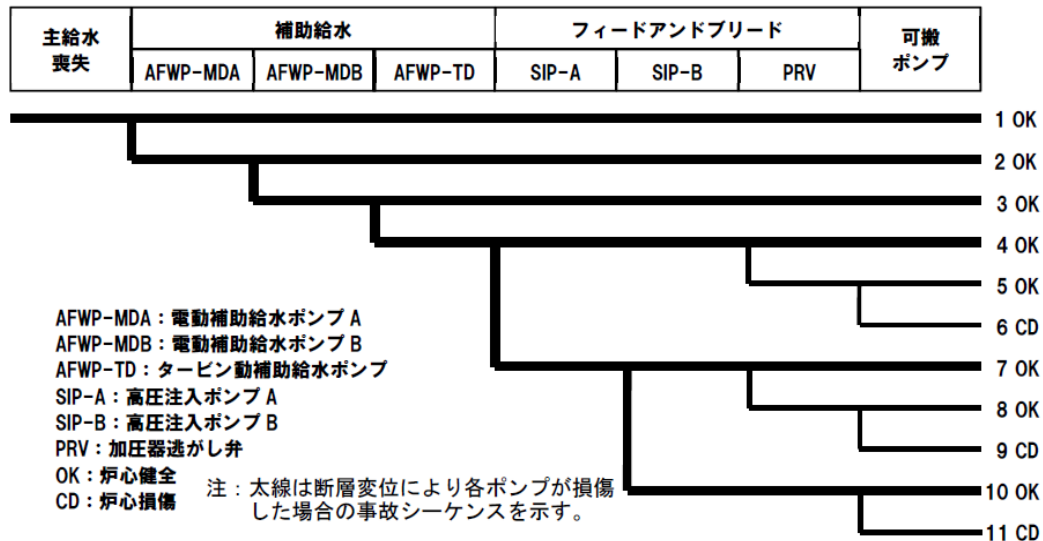
断層変位の施設に対する影響評価手法として、裕度評価手法を適用することにより、評価に用いる断層変位量が増大した場合においても、断層変位による影響が局所的なことを適切に評価して得られたリスク情報に基づき、恒久設備の設置やアクシデントマネジメントを講じることにより、例えば炉心損傷に至るパスを回避できることを示した。

裕度評価のフローを表1、イベントツリーを図1、評価結果を表2に示す。ここでは、加圧水型軽水炉(PWR)の原子炉建屋と補助建屋に影響するような断層変位(縦ずれ)を想定したケース、及び沸騰水型軽水炉(BWR)の海水取水路に影響するような断層変位を想定したケースに基づき検討している。

表1 断層変位に対する裕度評価のフロー^[1]

断層変位の位置	建物・構築物の損傷状態	機器・配管系で考慮する変位影響	機器・配管系で防止する損傷形態	リスク評価
建屋直下の場合 補助建屋 原子炉建屋  タービン建屋	有意な損傷無し (○) 基礎・壁・床の 局所損傷 (△, ×)	床の傾斜 建屋間の相対変位 支持機能の低下 床の傾斜 床の変形 建屋間の相対変位	機器の機能損傷 渡り配管等の構造損傷 機器定着部の構造損傷 機器の機能損傷 機器の構造損傷 渡り配管等の構造損傷	プラントシステム 全体としての 裕度に基づく リスク評価

*Katsuya Kuroiwa¹ and *Toshihiro Aida²¹MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, Member of the Committee²Hokuriku Electric Power, Member of the Committee

図1 原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したイベントツリーの例^[1]表2 原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定した裕度評価結果例^[1]

	断層変位量（縦ずれ）※1							
	10cm		20cm		30cm		50cm	
代替手段なし	躯体 損傷有	炉心 損傷無	躯体 損傷有	炉心 損傷無	躯体 損傷有	炉心 損傷の 可能性有	躯体 損傷有	炉心 損傷の 可能性有
	機器 損傷無		機器 損傷無		機器 損傷有		機器 損傷有	
代替手段あり※2	同上		同上		同上	炉心損傷 無	同上	同上
追加の対応策 （可搬型設備の 更なる多様化等）	同上		同上		同上		同上	炉心損傷 無

※1：断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。

※2：代替の注水ポンプや、可搬ポンプ等のアクシデントマネジメント

（注）上表は整理のイメージを示すものである。

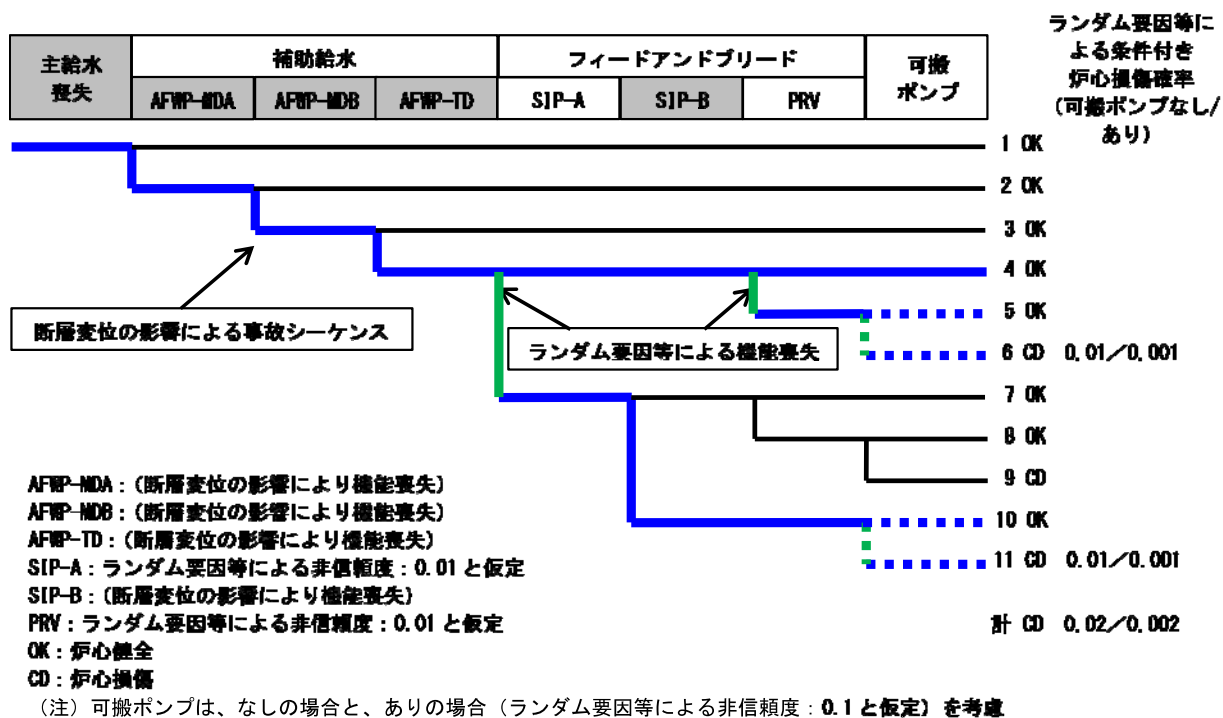
3. 断層変位のリスク評価によるリスク低減効果の推定の考え方

3-1. 原子炉建屋直下の断層変位への適用例

上述の裕度評価手法の拡張の例として、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例及び確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率について、定量的なリスクの低減効果を検討した PWR の評価例を示す。

(1) ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例

断層変位の影響だけでは炉心損傷に至らない場合に対して、断層変位の影響に対して機能を維持できている機器、配管等が、内的事象によるランダムな要因等によって機能喪失して炉心損傷に至る条件付き確率を評価することが有効と考えられる。ランダム要因等による非信頼度は内的事象 PRA の結果が利用可能である。

図2 原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(1)^[1]

例えば、断層変位が 50cm の場合に、機能喪失するとしている機器 (AFWP-MDA/B、AFWP-TD、SIP-B: 図2の網掛けの機器)、機能を維持できる機器 (SIP-A、PRV) をイベントツリーに反映すると、図2のように表される。

ここで、機能を維持できている機器に対して、ランダム要因等による非信頼度を図中に示すように想定すると、50cm の断層変位が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、可搬ポンプがない場合でも 0.02 と評価でき、更に可搬ポンプがあれば、条件付き炉心損傷確率は 0.002 となる、といった評価が可能である。

(2) 確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率の評価例

ここで適用した裕度評価の方法は、確率論的なフラジリティ曲線を用いた評価に拡張することもできる。

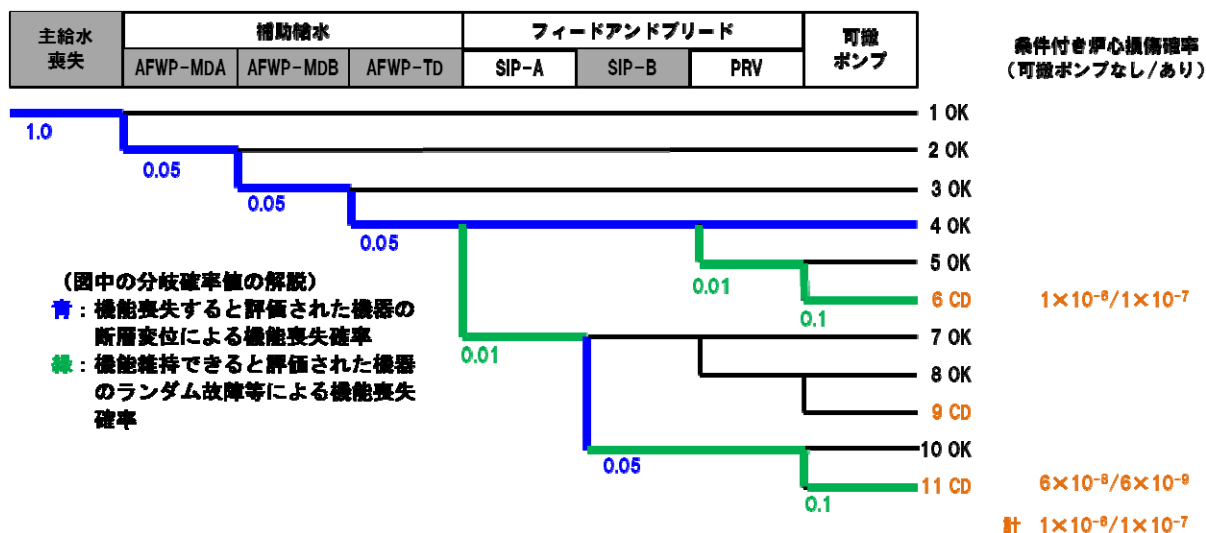
例えば、フラジリティ評価結果に基づき、起因事象である主給水喪失を除き、図2において損傷を想定した機器の損傷確率の平均値 (平均フラジリティ曲線上の断層変位量 50cm における損傷確率として求める) を 0.05 と仮定し^[注]、損傷に対する機器間の相関性は考慮しないものとする、図2のシーケンス6、シーケンス11の断層変位量 50cm の発生を想定した条件付き炉心損傷確率は、図3のように評価される。

例えば、可搬ポンプありの場合のシーケンス6の条件付き炉心損傷確率 (可搬ポンプありの場合) は以下のように概略評価される。

$$1.0 \times 0.05 \times 0.05 \times 0.05 \times 0.01 \times 0.1 = \text{約 } 1 \times 10^{-7}$$

また、これらの確率値は、確率分布の代表値 (一般的には平均値) を用いた評価であるが、確率分布を直接用いて評価することにより、不確かさの影響をより直接的に取り扱う定量評価も可能となる。

注) ここでの「0.05」の仮定に絶対値としての物理的な意味はないが、フラジリティ評価結果を裕度評価に適用する場合には、例えば 0.01 以上は機能喪失と評価するといった適用が考えられる。

図3 原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(2)^[1]

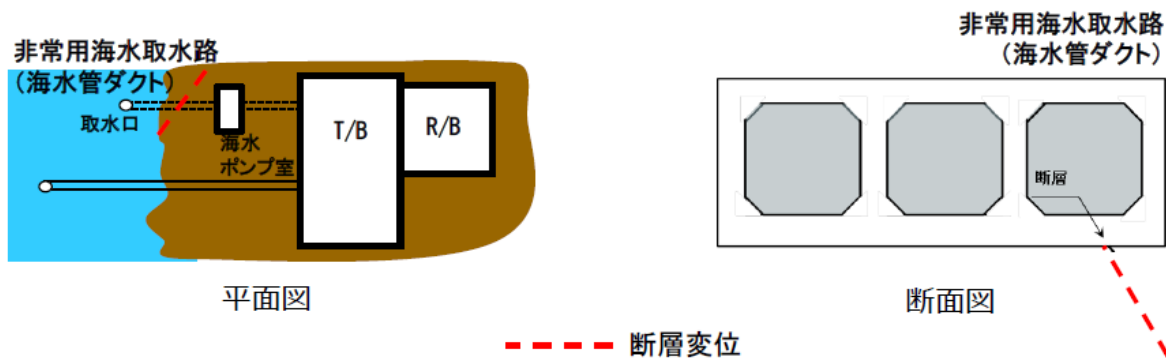
3-2. 非常用海水取水路直下の断層変位への適用例

図4に示すように、非常用の海水取水路の直下に断層変位を仮定し、海水ポンプによる取水機能や取水路の通水断面が確保できないような場合は、既に用意されている可搬型のポンプ、ヒートシンク車等のアクシデントマネジメントの有効性を確認することにより、建屋直下の場合と同様に、断層変位に対する施設影響を評価することができる。

海水取水路（海水ダクト）に対する断層変位の影響は、土木構造物に対する影響として評価する。土木構造物への影響評価は3次元FEM解析の結果を許容限界と比較することにより行い、その結果から、局所的な損傷状態、全体系の崩壊の有無、変位・変形・傾斜などを評価して、機器・配管系への影響評価への情報とする。

この結果、断層変位量が50cmになると、底版、壁、頂版が損傷する可能性があり、取水機能の維持に影響を及ぼすと評価される。これにより、原子炉建屋内の非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、燃料プール冷却浄化系及び熱交換器建屋内の原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系の機器・配管系自体が損傷することはないものの、これらの設備への冷却水供給機能が低下し、機能喪失する可能性がある。

さらに、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率を評価することにより、これらのアクシデントマネジメントによる定量的なリスク低減効果を検討することもできる。BWRに対するリスク評価の拡張例を図5に示す。

図4 非常用海水取水系の直下に断層変位を仮定した例^[1]

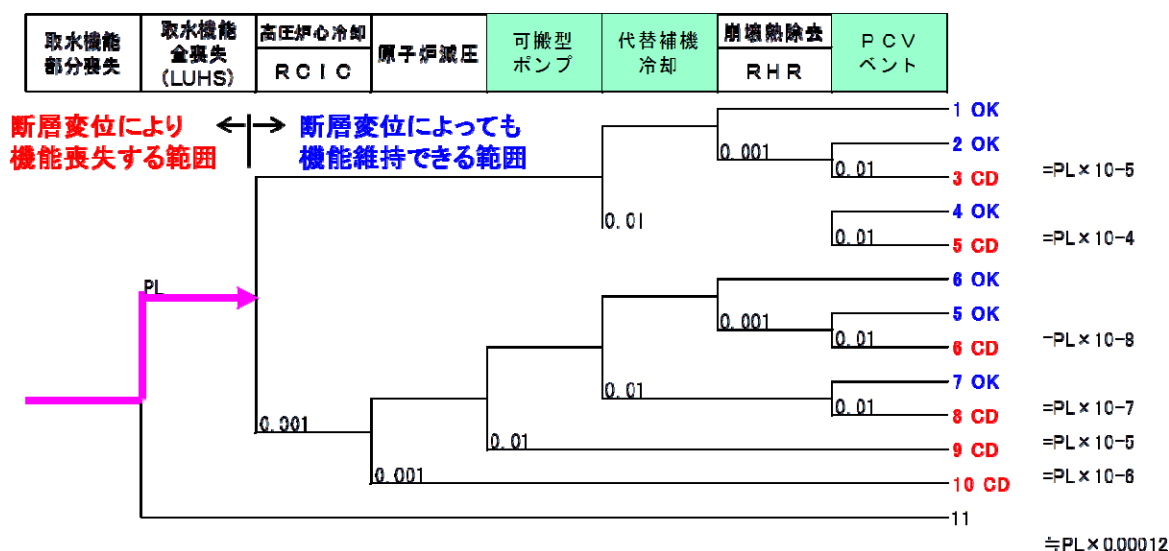


図5 非常用の海水取水系の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例^[1]

ここでは、ランダム要因による非信頼度をそれぞれ図5の分岐上に示すように工学的に概略推定している。この結果、人的過誤等の従属的影響が有意とならないよう適切に対応することにより、断層変位の影響によって発生した最終ヒートシンク喪失による炉心損傷頻度は、断層変位の直接的な影響が考え難いこれらの対策によって、約4桁の低減に期待できると概略評価される。

このように、広範な影響が想定される最終ヒートシンク喪失のような事象に対しても、影響が局所的な断層変位の特徴を踏まえた事故シナリオを基に、工学的なリスク評価を行うことにより、アクシデントマネジメント等の代替手段の検討・評価に有益なリスク情報を提供することができる。

4. まとめ

本稿においては、断層変位を起因とする事故シナリオを対象として、アクシデントマネジメント等の対処方策の効果を考慮できるリスク評価の方法として、裕度評価手法の適用例と、定量的なリスク低減効果を把握するための拡張例について示した。

このようなリスク評価の方法が、断層変位の影響範囲が限定的なことを考慮したアクシデントマネジメント等の対処方策のリスク低減効果を定量的に評価するツールとしても有効なことを確認した。

なお、本手法を実機の評価に適用する際には、対象とするプラントの設計・運転条件、想定する断層変位の特性、対象とする事故シーケンス等によって結果が異なることに留意する必要がある。

参考文献

- [1] 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 調査専門委員会報告書：2017年3月
(http://www.aesj.net/sp_committee/com_danso)

総合講演・報告 1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacement by engineering approach

(3) 電力中央研究所原子力リスク研究センターの断層変位に係る取組み

(3) R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*酒井俊朗¹¹電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会では、原子力施設に影響を及ぼす可能性のある断層変位に対する工学的対処について精力的な活動を通じて報告書を取りまとめ成果を得た。一方、合理的な対応策を構成する各々の方法論には、自然外部事象特有の不確かさの存在を含め実務適用に際しては解決すべき課題も残されている。

本報告では、電力中央研究所原子力リスク研究センター（以下、NRRC と記載）が実施する断層変位評価に関する取組みについて記述するものである。

2. NRRC について

NRRC は 2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて電力事業者等の原子力産業界で、①自然外部事象の発生メカニズムに関する研究を体系的に実施すること、②確率論的リスク評価（PRA）の手法開発を担うこと、を目的に 2014 年 10 月、電力中央研究所内の組織として設立した。

NRRC では、その設立趣旨に基づき、電力事業者、メーカー、ゼネコン等との議論に基づき、各々の得意分野等に基づき戦略的、効率的に必要な研究開発を進めることとしている。したがって、本報告で記述する断層変位評価についても、従来から電力中央研究所が得意としていた分野、特にハザード評価に関する研究を積極的に遂行するとともに、メーカー、ゼネコンとの協働で断層変位に対する PRA 手法開発に繋がる、事故シナリオ、フラジリティ評価等に関する検討を進めている。以下では、全体の研究 RM を示し、その後、各々の現状及び課題について記述する。

3. 断層変位評価に関する NRRC 及び電力事業者の研究 RM の概要

NRRC 及び電力事業者の断層変位研究の取り組みに関する研究 RM を図 1 に示す。

研究は大きく、断層の活動性認定に関する研究と断層変位評価に関する研究に分類され、断層変位評価に関する研究は、さらに、断層変位の発生規模、頻度に関するハザード評価の観点での研究と、断層変位が発生した場合における設備の耐力/フラジリティ評価及び PRA 手法構築に関する研究に分類される。

断層変位ハザード評価に関する研究は地質学的な観点からの研究と予測問題としての数値解析評価に関する研究に区分される。

以下ではこれらの現在までの成果の概要や今後の課題について記載する。

3-1. 断層変位評価に関する地質学的な研究の概要

断層変位に関しては、地震動と異なり既往のデータが限られていることが課題として挙げられる。そのため、NRRC では近年発生した地震を対象に差分干渉 SAR（DIn SAR）解析を実施することによって、量的なデータの拡充をはかるとともに、断層変位の発生様式などのメカニズム解明の観点での研究を継続実施してきている。

ここでは、一例として、2011 年福島県浜通りの地震（Mj7.0）を対象とした DIn SAR 解析結果を示す。

*Toshiaki Sakai¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry



図1 断層変位研究 RM

2011年福島県浜通り地震では、井戸沢断層沿いの14km区間と湯ノ岳断層沿いの16km区間に明瞭な地表地震断層が出現した(Mizoguchi et al.(2012))。解析に用いたデータセットは、ALOS PALSARの2011/3/3-4/18のペアである。まず、これらの差分干渉画像の位相不連続をもとに50トレース余りの地表地震断層を抽出した。次に、各断層沿いに200m間隔で計測点を設け、断層に直交する150m区間で断層を挟む相対変位を計測し、同一断層内で最大となる変位量を各断層について求めた。同変位量を主断層からの距離に応じて示したのが図2である。図2から副断層の変位量は主断層からの距離に応じて明瞭な減衰傾向を示し、この検討例に基づく副断層の出現範囲は主断層から最大7km程度であり、概ね80%程度の出現は主断層から2km以内の範囲であることが判明した(青柳・大沼, 2017)。

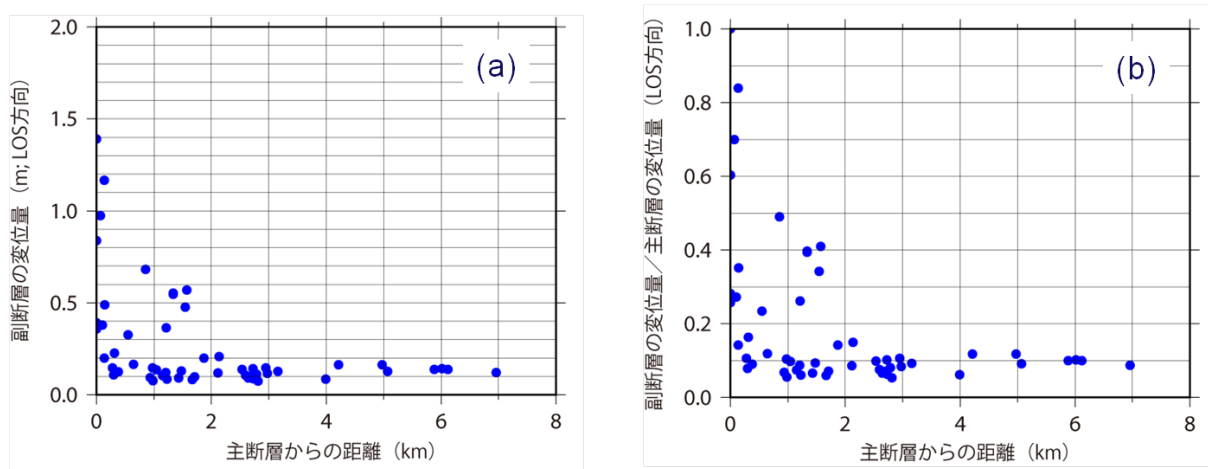


図2 主断層からの距離に応じた副断層の変位量

3-2. 断層変位評価に関する数値解析手法構築の概要

3-1.で記載したとおり、地震に伴う主断層や副断層の変位発生状況については、地質調査のみならず衛星画像解析データを用いた解析によってデータの量的向上を図ってきているが、各々地震の固有の特性に基づく不確かさや根本的なデータの少なさから、これら現実データだけでの取扱いには一定の不確かさが存在する。NRRC では、地質的な取組と並行して数値解析による断層変位量把握のための研究を実施してきている。

ここでは、数値解析の適用例の一例として、3-1.で示した 2011 年福島県浜通り地震の際の地表変位に着目した検討例を示す（澤田・芝（2017））。解析は 3 次元ブロック体個別要素法を用いて実施し、震源モデルとしては、芝・野口による特性化震源パラメータを用いた（芝・野口（2012））。

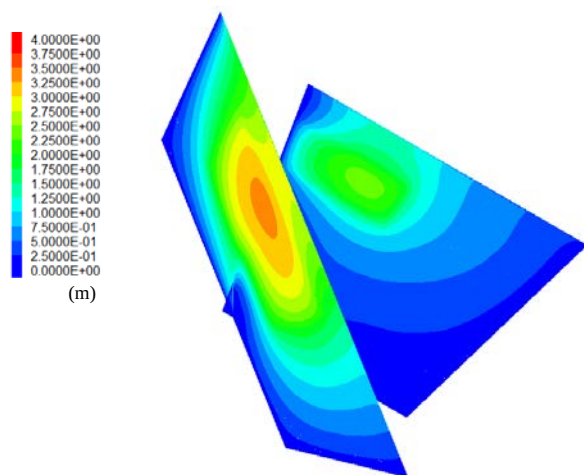


図3 断層面上のすべり分布

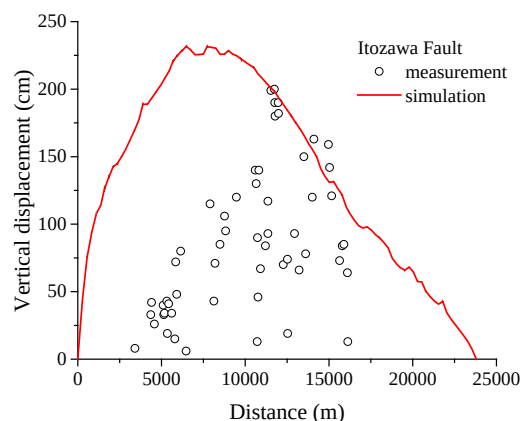


図4 地表での鉛直変位（井戸沢断層）

図3は解析によって得られた井戸沢断層（左側）と湯ノ岳断層（右側）の断層面上のすべり分布を示している。また、図4は井戸沢断層の地表での鉛直すべり変位の分布（計測データ（Mizoguchi et al. (2012)）および解析結果）を示す。横軸は、解析モデルで設定した断層の北端からの距離を表している。解析による鉛直すべり変位分布は計測結果を概ね包含しており、また、大きな変位が発生した位置も概ね一致している。

NRRCでは、数値解析による断層変位予測手法に関する研究として、上記の検討とは異なるアプローチとして、HPC(High Performance Computing)を用いて、地下深部から地表（構造物）までの断層のずれの伝播を解析する手法についても検討を進めている（例えば、澤田他（2016）等）。

3-3. 断層変位評価に関する PRA 手法構築に関する研究

断層変位評価に関する PRA 手法構築に関して、確率論的断層変位ハザード評価（PFDHA）に関しては国内外で検討がなされているが（例えば、国内の例では高尾他（2013）、高尾他(2014)等）、設備側の現実的耐力、フラジリティの検討事例は必ずしも多くはない。

NRRC では、断層変位に関する PRA 手法構築のために、建屋・構造物や機器・配管系の断層変位に対するフラジリティ評価手法構築に取り組んでいる。

以下では、その一例として原子炉建屋に鉛直成分を持つ断層変位が作用した場合の建屋の挙動に関する検討成果を紹介する（堤他(2015)）。解析モデルは、図5に示す地盤—建屋—機器連成の3次元有限要素モデルであり、検討では原子炉建屋直下で逆断層の変位が作用すると仮定し、地盤変位を強制的に与えることによって原子炉建屋の変位挙動と損傷の状況を把握した。同検討では、強制変位は最大 60cm とされてい

る。結果の一例として、基礎スラブのせん断応力と断層変位の関係を図 6 に示す。地盤変形に伴い、面外せん断応力が大きくなり、RC 規準式の短期許容せん断応力 (f_s) を比較の 1 つの目安と仮定した場合、同目安値を 60cm 変位程度で超える。これらの結果から容易に推測されるように PRA 手法構築に際しては、現実的耐力評価（不確かさ含む）が特に重要であり、不確かさを考慮した fragility 曲線の評価に現在取り組んでいる。

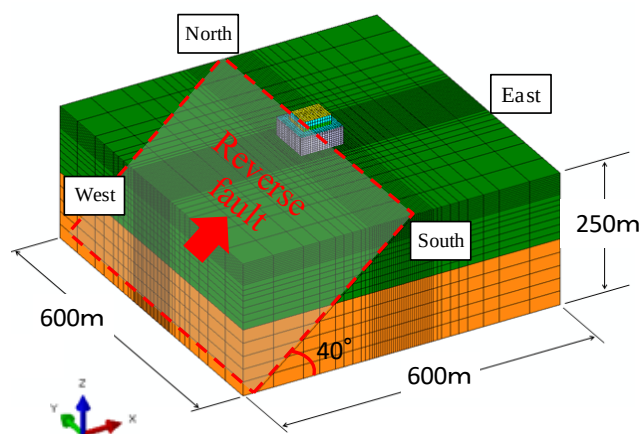


図 5 解析モデル

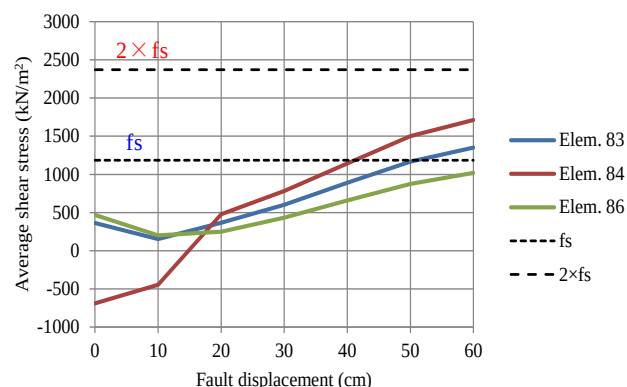


図 6 解析結果の例

4. まとめ

ここでは NRRC が断層変位に関する評価手法構築のために取り組んでいる一連の検討結果の一例を紹介した。特に、断層変位に関する評価手法構築に関しては、データや知識が十分ではないことから、V&V（不確かさ評価を含む）による手法の検証が非常に重要な位置づけとなり、現在、これらの検証作業にも取り組んでいるところである。

参考文献

- Mizoguchi, K., Uehara, S. and Ueta, K. (2012): Surface fault ruptures and slip distributions of the Mw 6.6 11 April 2011 Hamadoori, Fukushima Prefecture, Northeast Japan, Earthquake, *Bull. Seismol. Soc. Am.*, Vol.102, No.5, pp.1949-1956.
- 青柳恭平, 大沼巧 (2017): DInSAR と DEM 差分解析による地表地震断層の変位量評価, 京都大学防災研究所平成 29 年度一般研究集会「リモートセンシング技術の進展と活断層・内陸地震研究」
- 澤田昌孝, 芝良昭 (2017): 特性化震源モデルに基づく地表地震断層変位のシミュレーション, 第 14 回岩の力学国内シンポジウム
- 芝良昭, 野口科子(2012): 広帯域地震動を規定する震源パラメータの統計的特性—震源インバージョン解析に基づく検討—, 電力中央研究所 研究報告: N11054.
- 澤田昌孝, 羽場一基, 堀宗朗 (2016): 断層変位評価のための数値解析手法の提案と計算力学的検討, 土木学会論文集 A2(応用力学), Vol. 72, No. 2 (応用力学論文集 Vol. 19), I_675-I_685.
- 高尾誠, 土山滋郎, 安中正, 栗田哲史 (2013): 確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用, 日本地震工学会論文集, 第13巻1号, pp.17-36.
- 高尾誠, 上田圭一, 安中正, 栗田哲史, 中瀬仁, 京谷孝史, 加藤準治 (2014): 確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上, 日本地震工学会論文集, 第14巻, 第2号, pp.16-36.
- 堤英明, 美原義徳, 高橋容之, 蛭沢勝三 (2015): 断層変位の構造物 fragility への影響の検討, JCOSSAR 2015 論文集

総合講演・報告 1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

(4) 今後の課題等について

(4) Contents of further advance

*神谷 昌伸¹¹ 日本原電、調査専門委員会委員

1. はじめに

断層変位の影響評価に関しては、断層変位が発生する可能性の有無のみの判断にとどまることなく、断層変位が生じた場合の施設に対する影響を評価していくことが原子力安全の立場からとるべきアプローチであり、そのことによって、想定を超えた領域も含めてリスクを評価していくことができる。

関連学協会等による検討（土木学会原子力土木委員会断層変位評価小委員会、原子力安全推進協会等）の成果も踏まえた上で、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（以下「調査専門委員会」という）は、2017年3月、「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」と題する報告書を取りまとめ、公表した（http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou）。この報告書により、断層変位に対するリスク評価、工学的対処の基本方針や考え方等が明確となり、これまでに得られている知見により、断層変位に対するリスクを評価していくことが可能であることが体系的な技術レポートとして示された。

本稿では、調査専門委員会において策定された断層変位に対するリスク評価の全体像の概要と、評価をより一層高度化していくための課題等について報告する。

2. 断層変位に対するリスク評価の全体像

調査専門委員会が策定した、原子力安全のための断層変位に対する全体評価手順を図1に示す。これが、断層変位に対する「リスク評価」の全体像を示すものである。

本手順は、既設の原子力施設への適用を念頭においているが、新設の原子力施設の場合でも適用できる。

全体評価手順においては、決定論的な評価と確率論的な評価の両者を並列する形で示している。この二つの評価は対立する概念ではなく、多面的なリスク評価のために相互補完の関係になっているということを理解する必要がある^{[1][2]}。いずれの評価によってもリスク情報を得ていくことができるが、対象としている施設の状況や、全体評価手順の各評価プロセスの技術情報の蓄積状況等に応じて、適切な評価を実施することが必要である。全体評価手順中の各評価プロセスの概要を以下に記す。

2-1. 断層変位のハザード評価

(1) 断層の活動性評価

詳細な地形・地質調査結果に基づき、施設直下での断層変位の考慮の必要性を検討する。上載地層法、鉱物脈法等の手法を用いて施設直下の断層や破碎部（それらの延長部を含む）に後期更新世以降に変位を生じたことを示す根拠、あるいは示唆する情報がある場合は、決定論的な評価に用いる施設直下での「検討用の断層変位」の設定を行う。

なお、原子力施設の設置位置では、施設の設置に先立って詳細な地形・地質・地盤調査を実施するので、変動地形が認められる典型的な活断層のように、1回当たり1m前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。

*Masanobu Kamiya¹¹The Japan Atomic Power Company, Member of the Committee

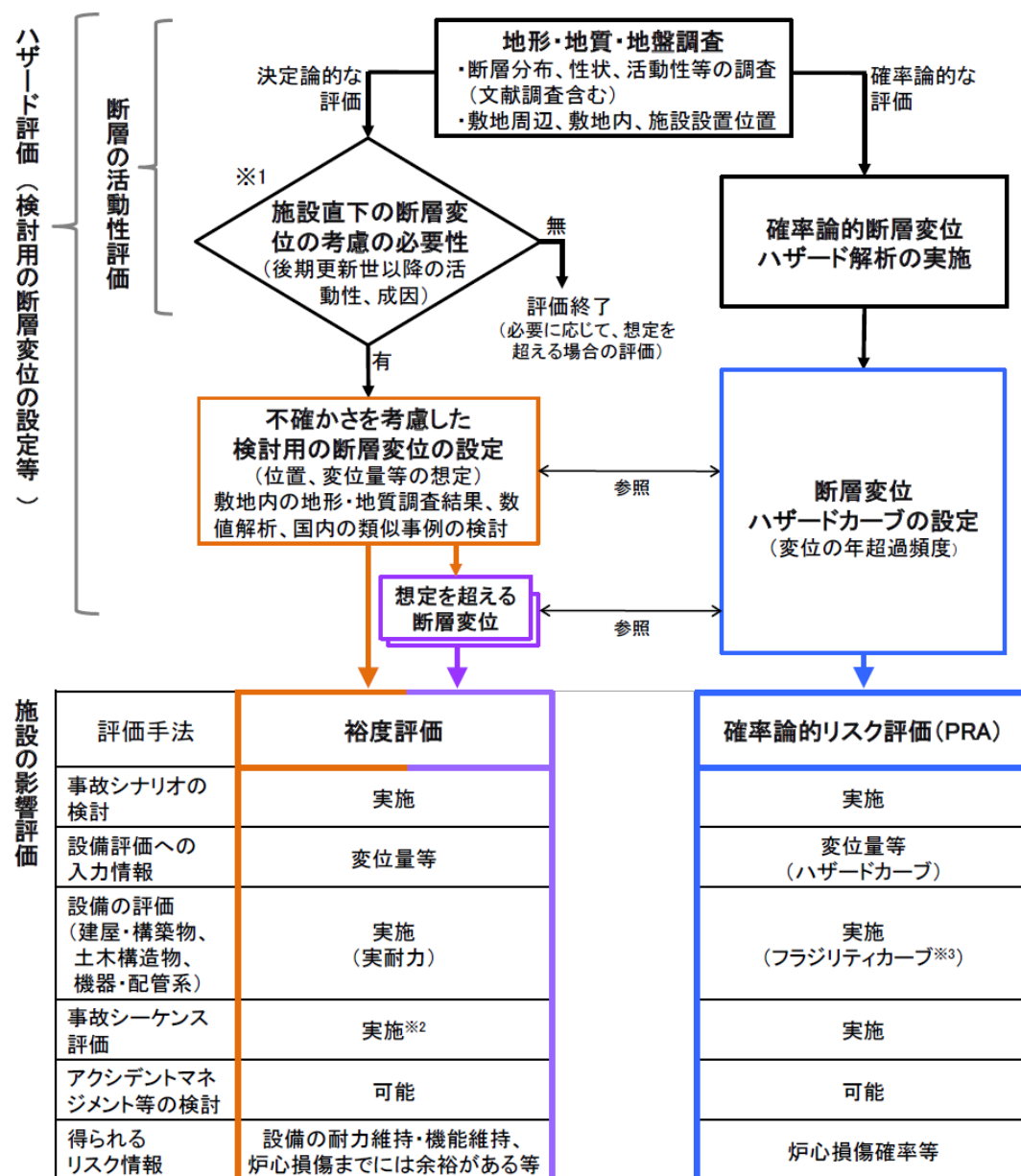
(2) 検討用の断層変位の設定

決定論的な評価に用いる検討用の断層変位は、詳細な地形・地質調査から得られる変位量等の情報を活用して、成因の推定に基づく数値解析による再現性の検討結果や、当該サイトと類似する他の国内地点で生じた断層変位の出現事例も参考に、不確実さを考慮して設定する。また、検討用の断層変位の設定に当たっては、後述する確率論的断層変位ハザード解析から得られた断層変位ハザードカーブを参照して、使用している情報の信頼度等を踏まえて、設定の妥当性について検討する。

(3) 確率論的な手法に基づく断層変位ハザードカーブの設定

確率論的な評価に用いるために、確率論的断層変位ハザード解析 (PFDHA) の手法を用いて、断層変位ハザードカーブの設定を行う。この際、得られている地形・地質調査の結果を最大限活用することになる。

確率論的な評価は、決定論的な評価において施設直下の断層変位の考慮をする必要がないと判断される場合においても、変位が生じる年超過頻度の情報を得ていくものである。



※1:施設の設置に先立つ詳細な地形・地質・地盤調査により、1回当りに1m前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。

※2: 事故シーケンスを活用した評価をしないで、設備の評価だけでリスク情報を得ていく場合もある【影響度分析】

※3: フラジリティカーブを基に、適切な条件を付した設備の状態を事故シーケンス評価に反映し、簡易な評価としてリスク情報を得ていく方法もある【簡易なPRA】。

図1 断層変位に対する全体評価手順

(4) 想定を超える断層変位

後段の施設の影響評価の決定論的な評価において、想定を超える断層変位に対してリスク情報を得ていくために、想定を超える断層変位を設定することができる。

想定を超えるものを決定論的に決めることは本来できないが、想定を超える領域に対してリスク評価を行うためのものとして、例えば、検討用の断層変位量を係数倍して設定する方法や、検討用の断層変位を設定する際に参照した年超過頻度を更に 1 桁下回るレベルで設定する方法等が挙げられる。想定を超える断層変位は、必要に応じて複数設定して、リスク情報を得ていくことができる。

2-2. 施設の影響評価

2-2-1. 影響評価手法の選定・位置づけ

日本原子力学会標準委員会「リスク評価の理解のために」^[3]によれば、「リスク分析には、発生確率や影響の大きさを数値で評価する定量的評価手法の他にも、半定量的評価手法や定性的評価手法がある。定性的手法で分析を行っても、そのシナリオ構造等から事故進展の重要な分岐点を把握する等の有意な結果を得ることができる」とされている。

また、同標準委員会「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」^[4]（以下「外部ハザード選定標準」という）によれば、全ての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、簡易な PRA 等、様々な方法が考えられるとし、具体的な定量的リスク評価方法として、ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断、裕度評価、簡易な PRA 及び PRA の四つの方法を挙げている。

調査専門委員会として、これらの実施基準等にある考え方等を参考に、断層変位に対する施設影響評価手法として、裕度評価と PRA を全体評価手順の中に位置づけることとした。

2-2-2. 評価手法の適用性

断層変位に対する施設影響評価手法を適用する際には、それぞれの手法の特徴、適用限界等を踏まえることが必要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、条件を適切に付して評価結果（リスク分析結果）を得ていくことになる。なお、建物・構築物、土木構造物、機器・配管系、事故シナリオの選定等、それぞれの評価の詳細は報告書の各論を参照されたい。

(1) 裕度評価

- ・裕度評価は、一部の施設が機能を維持できていない状態も含めて評価することができ、安全上重要な施設（SSCs）の分散配置の効果を把握することもできる。
- ・評価のための技術情報が不足する場合は、条件を適切に付し、プラントシステムのトータルの状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕等のリスク情報を得ることができる。
- ・事故シーケンスとして評価できるので、必要に応じて事故に備えて用意している可搬型設備等の活用によるアクシデントマネジメントの有効性も含めて評価することができる。
- ・評価に用いる変位量を漸増させることによりプラントの弱点を把握することができ、したがって、想定を超える断層変位に対する評価にも適している。
- ・図 1 の注釈※2 で示すように、ここでは裕度評価の中に外部ハザード選定標準における「影響度分析」も含めて整理している。「影響度分析」は、断層変位の変位量が小さい場合において、確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における設計情報の範囲内でも評価ができる。この場合は、事故シナリオ・事故シーケンス評価を活用するまでもなく、設備の評価までで安全機能が維持できること等のリスク情報を得ていくことになる。

(2) 確率論的リスク評価（PRA）

- ・PRA は、確率論的なハザード評価を入力情報として炉心損傷頻度（CDF）等のリスク情報を評価できる手法である。
- ・断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、簡易な PRA として、条件を適切に付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としての

リスク情報を得ていくこともできる（図1の注釈※3）。これにより、例えば他の内部事象や外部事象によるCDFと比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

- ・断層変位に関するPRAの適用の考え方と課題については、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」^[5]にとりまとめられている。

3. 今後の課題

断層変位に対する評価をより一層高度化し、技術情報を充実していくために、調査専門委員会では、表1に示すような今後の主な課題を整理した。

表1 今後の主な課題

	課 題
ハザード評価	・断層の活動性の評価に当たり、上載地層法が採用できない場合の断層内物質を用いる方法等、その他の手法の適用性拡大及び精度の向上 ・実際の地表地震断層変位の再現解析や断層模型実験の再現解析による数値解析手法の高度化 ・PFDHAの更なる高度化に関して、今後とも新たに得られた情報を断層変位量の評価式へ反映等
施設に対する影響評価	・断層変位による施設被害事例に基づく解析コードの更なる高度化 ・施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積（解析評価、実験検証、必要な基準類の整備）【補足1参照】 ・施設のフラジリティ評価に関連して、断層変位が作用した場合の現実的応答及び現実的耐力を合理的に精度よく評価するための手法の構築、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さに係る標準データの整理・定量化等 ・フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立【補足2参照】 ・リスク情報の利用可能性の拡張に向けて、定量評価の対象とする事故シナリオ、事故シーケンスの範囲の拡大に係る検討 ・評価対象となる断層変位が副断層の場合、副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目した施設フラジリティ評価まで含めたリスク評価手法の検討【補足3参照】 ・確率論的なハザード評価、フラジリティ評価を反映した、本格的なPRAへの拡張 ・断層変位と地震動の重量を合理的に精度よく評価するための手法の構築 ・既往の対応策（アクシデントマネジメント等）に加えて、断層変位に対するより効果的な対応策に係る検討・技術開発

【補足1】施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積

断層変位のハザード評価において考慮が必要となる変位量を決め難い状況であっても、施設側の耐力（フラジリティ評価）と事故シーケンス評価により、プラントシステムのトータルなリスク情報を得ていくことが技術的には可能であり、そのための施設側の技術情報の蓄積は、後述する断層変位設計・評価の枠組みの確立やフラジリティ評価の充実のためにも重要である。

【補足2】フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立

決定論的な設計や評価に用いる応答値や許容値は、確率論的な評価の際に用いるフラジリティ評価とシームレスに理解すべきものである。設備のフラジリティは、設備の現実的応答が現実的耐力を上回ったときの条件付き確率として評価される。図2に示すように、現実的応答・現実的耐力は共に対数正規分布に従うものとする。一方、決定論的な設計・評価では、応答値と許容値との離隔を余裕とし、

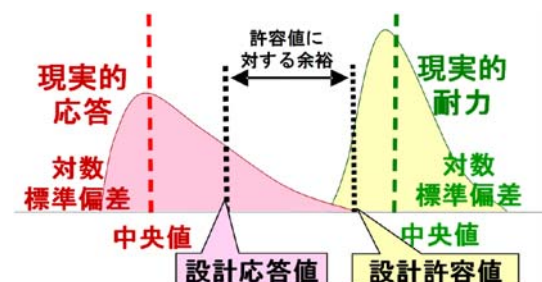


図2 フラジリティ評価手法の決定論的評価への活用概念^[2]

前者は実応答値より大きめに、後者は実許容値より小さめに設定され、全体として保守的な取扱いとなっている。

今後の規格化・標準化に際しては、断層変位に対する実応答値・実許容値を合理的に設定することで、設計・評価の枠組みを確立し得る。合理的な設定手法として、フラジリティ評価での現実的応答・現実的耐力の中央値を活用し、設計応答値・設計許容値を設定することが挙げられる。このように、フラジリティ評価手法を活用した設計・評価の枠組みの確立が重要となる。

【補足 3】副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目したリスク評価手法の検討

図 3 は、当該副断層の起因となる主断層からの距離をパラメータとする、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性について定性的に検討するための概念図である。図中には、重要施設の設置範囲を主断層からの距離に応じて 3 段階（範囲 A～範囲 C）で大別して示している。個々の重要施設の設置位置はこの範囲内で、地震 PRA 等の評価結果を活用することにより、重要な事故シナリオに関連する重要施設を特定しておくこともできる。なお、重要施設を主断層直上には設置していないと考えられることから、範囲 A より主断層側は範囲に含まれていない。

それぞれの範囲と、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性との関係について、定性的には、範囲 A：重要施設が機能喪失する可能性がある、範囲 B：重要施設が機能喪失する可能性は小さい、範囲 C：重要施設が機能喪失する可能性は極めて小さい、となる。

この定性的な考え方を定量的な評価に拡張させるためには、重要施設を対象とした断層変位に対するフラジリティ評価に係る技術情報を蓄積し、条件付き機能喪失確率に基づく基準類の整備が重要となる。特に、機能喪失の可能性が極めて小さくなる距離がどの程度かを定量的に把握できれば、副断層の変位と重要施設の機能喪失に係る判断のために大いに寄与すると考えられる。

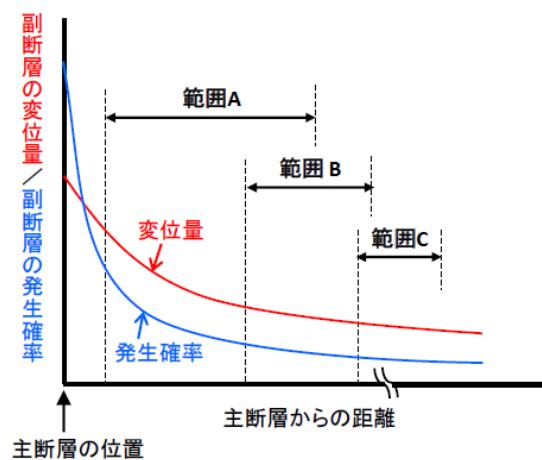


図 3 主断層からの距離をパラメータとした副断層の変位と発生確率の傾向

4. まとめ

本稿で論じた課題については、原子力安全の向上に向けた弛まぬ活動として、国（政府、研究機関等）、学協会、大学、産業界（事業者、メーカー、ゼネコン、研究機関等）等のそれぞれの役割に応じて、引き続き取り組んでいくことが期待される。

学協会レベルの次フェーズの取組みとしては、調査専門委員会の報告書にある体系的な技術情報を基にして、技術規程・標準（実施基準）として策定していく活動の準備が進められている。

参考文献

- [1] 亀田弘行, 高田毅士, 蛭沢勝三, 中村晋: 原子力災害の再発を防ぐ (その 3) 地震工学分野から原子力安全への提言, 日本原子力学会誌, Vol.54, No.9, pp.593-601, 2012 年.
- [2] 蛭沢勝三, 堤英明, 美原義徳: 断層変位フラジリティ評価手法の活用 (1)概念, 日本原子力学会 2017 年春の年会, 講演番号 3M04, 2017 年 3 月.
- [3] 日本原子力学会: リスク評価の理解のために 標準委員会 技術レポート, 2016 年 4 月.
- [4] 日本原子力学会: 日本原子力学会標準 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準: 2014, 2014 年 12 月.
- [5] 日本原子力学会: 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2015, 2015 年 12 月.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 水化学部会

[1F_PL] 福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

座長：高木 純一（東芝）

2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 F会場 (C棟 C214講義室)

[1F_PL01] 燃料デブリ取り出しに向けての取組み

*中野 純一¹（1. NDF）

[1F_PL02] PCV内部調査の進捗状況

*久米田 正邦¹（1. 東電HD）

[1F_PL03] デブリ取り出し工法の検討状況

*高守 謙郎¹（1. IRID）

[1F_PL04] デブリ性状把握と放射線分解挙動評価

*永石 隆二¹（1. JAEA）

[1F_PL05] ディスカッション「水化学管理面からの研究課題 ー各部会トピックスー」

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)燃料デブリ取り出しに向けての取組み

(1) Approaches for the Fuel Debris Retrieval

*中野 純一、福田 俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)

1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)では、福島第一原子力発電所の廃炉について技術戦略プラン(以下、戦略プラン)の策定と技術的支援を行っている。戦略プランの基本方針は、「事故により発生した放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げること。」であり、基本方針に基づいて燃料デブリ取り出し方針の検討を実施している。また、技術的支援の一つとして、廃炉研究開発連携会議の開催、研究連携タスクフォースの設置を行っている。本発表では、戦略プラン 2017 の中で行った燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言および研究連携タスクフォースにおいて抽出した「重要研究開発課題」について紹介する。

2. 燃料デブリ取り出しに向けた取組み

2-1. 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言

各号機のデブリ分布状況の推定を行うとともに、デブリ取り出し工法として、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法および気中-横アクセス工法を単独適用する場合と 2 つの工法を組み合わせる場合があることも想定して検討を行い、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言を行った。戦略的提言の主なものとして、徐々に得られる情報に基づいて柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること、気中工法に軸足を置いて予備エンジニアリング等を進めること、燃料デブリへのアクセスルートとしては原子炉格納容器の横方向からのアクセスから検討を進めていくこと等である。

2-2. 重要研究開発課題

事象の解明等を含む目的達成のためのニーズ志向に基づく基礎研究は重要であり、今後 30～40 年程度の長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉事業を安全着実かつ効率的に推進するに当たっては、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討を含め、中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが必要である。このため、NDF では研究連携タスクフォースを設置し、戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズとして、燃料デブリの経年変化プロセス等の解明、特殊環境下の腐食現象の解明、画期的なアプローチによる放射線計測技術等の 6 つの「重要研究開発課題」を抽出した。これを受けて廃炉基盤研究プラットフォームに 6 つの課題別分科会が設置され、研究開発戦略の策定作業が進められている。国・関連研究機関の役割としては、中長期にわたる廃炉の着実な実施をバックアップするべく、こうした重要研究開発課題の実施等を通じた基礎研究拠点・研究基盤の構築が更に期待される。

*Junichi Nakano, Toshihiko Fukuda

Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理
Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) PCV 内部調査の進捗状況

(2) Progress in the investigation of the inside of the PCV

*久米田 正邦¹, 飯塚 直人¹¹東京電力ホールディングス (株)

1. PCV 内部調査の状況

福島第一原子力発電所 1～3 号機の燃料デブリの取り出しに向けた検討のため、原子炉格納容器(以下、「PCV」という)内部の状況把握を目的とした PCV 内部調査を進めている。PCV 内部調査にあたっては、調査対象範囲や作業エリアの線量、PCV 水位等の各号機の状況に応じて選定した PCV 貫通部(ペネトレーション)から調査装置を PCV 内にアクセスさせて調査を行い、調査によって得られた情報や調査技術を次の調査計画立案にフィードバックしながら調査を進めている。2017 年 7 月末時点までに実施した PCV 内部調査の概要は表 1 の通り。

表 1 福島第一原子力発電 PCV 内部調査における主な情報取得状況 (2017 年 7 月末現在)

号機	実施時期	PCV 貫通部	主な調査箇所	主な取得情報
1 号機	2012 年度	X-100B	X100B ペネトレーション近傍	画像, 線量, 温度, 滞留水
	2015 年度	X-100B	ペDESTAL外側のグレーチング上部(ほぼ全周)	画像, 線量, 温度
	2016 年度	X-100B	ペDESTAL外側のグレーチング下部(部分的)	画像, 線量
2 号機	2011 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像, 線量, 温度, 滞留水
	2013 年度	X-53	CRD 交換レール上	画像, 線量, 温度
	2016 年度	X-6	CRD 交換レール上, ペDESTAL内上部	画像, 線量
3 号機	2015 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像, 線量, 温度, 滞留水
	2017 年度	X-53	ペDESTAL内部	画像

2. 各号機の至近の調査状況

各号機の至近の調査状況は以下の通り。

- ① 1 号機: 2017 年 3 月, X-100B ペネより自走式調査装置を投入し, PCV 内 1 階グレーチング上からカメラ・線量計を吊り下ろし, ペDESTAL外側 PCV 底部の映像・線量を取得した。PCV 外側ドレンサンプ周辺の視認される構造物に大きな損傷や倒壊がないことを確認した。調査地点において PCV 底部に確認された堆積物表面の主線源は Cs-137 であると推定し, 堆積物厚さが薄い地点では燃料デブリが存在していないか, 又は存在しても少量であると推定, ペDESTAL開口部近傍では堆積物表面高さが高く, 堆積物中に燃料デブリが存在するかどうかは推定できなかった。
- ② 2 号機: 2017 年 1 月～2 月, X-6 ペネより各種調査装置(ガイドパイプ先端カメラ・自走式調査装置等)を投入し, ペDESTAL開口部からペDESTAL内部の映像等を取得した。一連の調査で, ペDESTAL内グレーチングの脱落や変形等を確認した。
- ③ 3 号機: 2017 年 7 月, X-53 ペネより水中 ROV を投入し, ペDESTAL内部の映像を取得した。CRDハウジング支持金具の複数箇所では損傷が確認され, CRDハウジング支持金具に溶融物が固化したと思われるものが付着していることを確認した。また, ペDESTAL下部においても溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の複数の落下物, 堆積物を確認した。

*Masakuni Kumeda¹ and Naoto Iizuka¹¹Tokyo Electric Power Company Holdings

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) デブリ取出し工法の検討状況

(3) Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*高守 謙郎

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

溶融固化したと推定されている燃料の取出しに関する工法の技術開発について概況を報告するとともに、燃料の取出しにおける水化学について議論する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ、水化学

1. 緒言

国際廃炉研究開発機構 (IRID) は福島第一原子力発電所の廃炉に必要な研究開発に中心にかかわる 18 法人が集まった組織体である。IRID が進める主な研究開発には「燃料デブリ取出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取出しに係る研究開発」の 3 つがある。燃料デブリの取出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。安全システムを構成する設備やその運用において、水化学にいくつかの役割が求められるであろう。検討中の設備構成について水化学との関連を検討する。

2. 設備構成と水化学管理

燃料デブリは原子炉圧力容器内のみならず、格納容器内部（とりわけ底部）に分布している可能性が事故解析から評価されてきた。いくつかの格納容器内部調査により、格納容器内ベダスタル部の機器の破損や溶融凝固物状の堆積物の存在が示されてきており、燃料デブリ取出し作業は格納容器内底部に広範に展開される可能性がある。

原子炉格納容器 (PCV) :

PCV 底部まわりの圧力抑制室又はベント管を止水し、冷却水の循環系等を構築の上、PCV 及び新たに設置する作業セル等を一次バウンダリとした設備構成が検討されている。内部は気相またはある程度の水位に維持されるとともに、冷却水は継続的に供給・循環される。気相は負圧勾配による動的バウンダリを形成する。

循環冷却システム :

冷却は循環系統で維持され、また、水質は浄化系により維持される。浄化系は主にデブリ切削作業に伴い発生する固体粒子の除去と溶解性核種の除去を主な機能とするが、防錆剤添加等の腐食抑制機能の展開も検討されている。一方、循環冷却水は軽水を使用するため中性子の減速能がある。燃料デブリの扱いにおいて、形状管理や質量管理のみで未臨界維持の検証が担保できない場合に限っては 5 ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えられ、ホウ素濃度調整システムの検討も進められている。

負圧管理システム :

燃料デブリをとりわけ気中で切削する場合は、ダストの発生があると考えられるため、バウンダリ外への放出を防止するために負圧の維持及び排気の浄化が行われる。気相は現状は窒素置換を行っているものの、デブリ取出し／搬出やバウンダリの負圧維持のため大気環境となることもあり、湿潤大気環境となる。給気の制御による湿度管理や海塩粒子混入の防止の必要性等が今後検討される。

水素発生対策 :

高放射線環境下での水の放射線分解により水素が発生することが知られている。現状は格納容器内の窒素置換と排気によりリスクは低減されている。負圧勾配によるバウンダリ形成時には掃気によって対処される。一方、取出された燃料デブリは収納管等の容器に一旦格納されて一時保管設備へ移送されるが、移送プロセスや保管設備での水素発生については移送時間や保管設備でのベント等による対策が検討されている。

Kenro TAKAMORI

International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

3. 今後の検討の方向性

設備の経年化によりトラブルリスクが上昇しないよう、水質管理／環境管理による腐食抑制が望まれる。作業線量低減の観点からは、メンテナンス作業の低減が望まれ、同様に適切な材料選定と水質／環境管理が望まれる。配管や機器へのビルドアップ抑制もこれに含まれる。さらに、ラジオリシスによる水素発生の抑制又は適正な管理方策の検討の他、必要な場合、中性子の減速能（未臨界維持）の管理としてホウ素濃度の管理方策も検討してゆく。

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4) デブリ性状把握と放射線分解挙動評価

(4) Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*永石 隆二¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第1原発(1F)では事故後、炉心への海水の投入に端を発して、放射性汚染水の処理によって水から放射性物質や塩分の除去が進められ、原子炉建屋～処理装置間に循環冷却システムが構築された。この中において水化学の分野¹⁾では、比較的「キレイ」な水を扱ってきた事故以前とは異なって、海水塩分が溶存したり、破碎した不溶な構造物等が混入した、複雑かつ複合的な条件(図1)下における炉心等の構造物の腐食挙動や汚染水処理等での水素発生²⁾に関する研究開発が事故以降、廃止措置に向けた中長期ロードマップに従って進められてきた。現在では、数年後に迫った取り出しやその後の保管を想定して、上記システムの冷却水の汚染源にもなっている(燃料)デブリに注目が集まっている。

デブリに関しては、これまで現状把握としての炉心の高温熔融からの事故進展(インベントリ・被爆計算)³⁾、並びに燃料と構造物の混合物としての性状把握(固体論)の観点から研究が盛んに進められてきたが、現在では、長期的には形状・組成変化、溶出等が起こる可能性があるとして、その経年変化に関する研究も進められつつある。

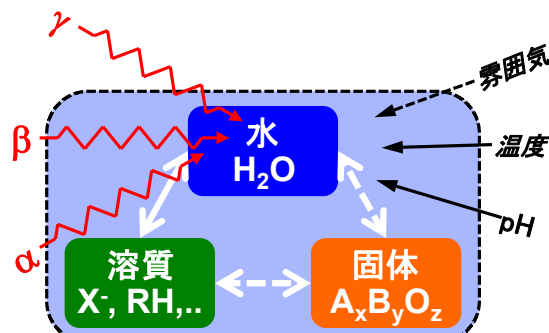
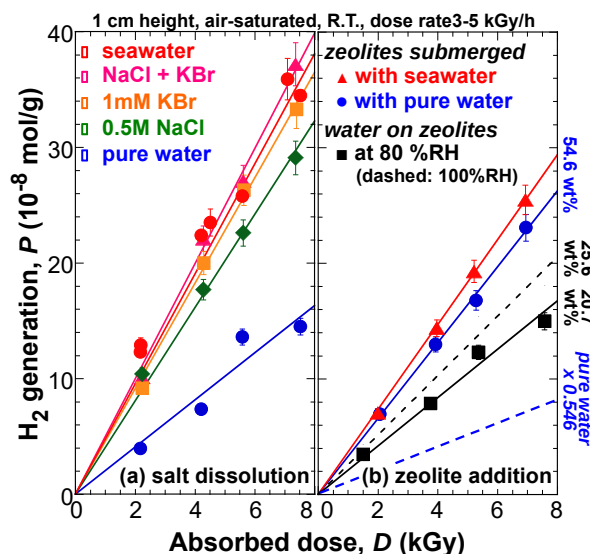
本講演では、水素発生やメカニズムの詳細も含めて、海水塩分の溶解、並びにゼオライト等固体材料の共存した条件下での水の放射線分解挙動に関するこれまでの研究成果(進展)を紹介するとともに、放射線源であるデブリ存在下での水の分解やそれに伴い起こるデブリの溶出等、デブリを取り巻く放射線効果について考察する。

2. 放射線効果に関する考察

2-1. 水の放射線分解について

これまでの汚染水処理に関する研究²⁾として、核分裂生成物(FP)のCs-137やSr-90から放出される飛程の長い低LET(線エネルギー付与)⁴⁾のβ線やγ線に限って、研究の対象(廃吸着塔、廃棄物等)に特徴的な核種からの放射線による水の分解について論じてきた。ここで、廃棄物等の長期保管方策(水素安全高度化)の観点から、水の分解生成物である水素分子(H_2)の発生に注目して、水に溶存する海水塩分の影響、及び吸着処理で水と共存するゼオライト等の固体吸着材の影響等についてそれぞれ研究を進めて、それらの影響の詳細を明らかにしてきた。典型的な結果として、図2に水の分解による H_2 発生への海水塩分の溶存(a)とゼオライトの共存(b)の影響を示す。

海水には濃度の異なる2種類のハロゲン化物イオン(X^- : 0.5 mol/L Cl^- , 1 mmol/L Br^-)が溶存しており、これらが異なる時間領域(ステージ)において同じ分解生成物の水酸化ラジカル($\cdot OH$)を段階的に捕捉することで、 H_2 が水溶液中の酸化($\cdot OH + H_2 \rightarrow H_2O + \cdot H$)を逃れるため、結果として X^- を溶存しない純水に比べて発生量(収量(G値))は図中の直線の傾きが大きくなる(間接作用)。また、この捕捉に伴って、 $\cdot OH$ 同士が対で生成する過酸化水素(H_2O_2)は減少する。従って、 H_2 発生(a)の傾きが(純水) < (NaCl) < (KBr) < (NaCl+KBr) ~ (海水)の順に増加するのに対して、 H_2O_2 生成^{2b)}はその順(NaClとKBrは逆)で減少している(空気飽和系)。

図1 研究対象となる反応系(複雑系放射線分解)²⁾図2 水素発生への海水塩分(a)と固体共存(b)の影響²⁾* Ryuji Nagaishi¹¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

ここで、Brと違って、Clの $\cdot\text{OH}$ 捕捉が進行するにはプロトン (H^+) が必要 ($\text{H}^+ + \text{XOH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \cdot\text{X}$) であるため、中性の海水中では反応は進行しないと考えられるが、照射後 100 ns 未満の時間領域 (スパー (不均一) 反応) に限って進行すること (図3) は、水化学の分野において特筆すべき点である。

一方、水中へのゼオライトの共存 (b)によっても、水分由来の放射線分解に比べて H_2 発生量が大きくなる。ここで、ゼオライト等の吸着材は多孔性粒子であり、吸着材に水を浸すと、細孔内①と粒子間②に水は浸入 (存在) する。図(b)によると、

吸着材が浸水した状態 (①と②の両方に水が侵入) での H_2 発生 (図中の赤青線) は、その混合物中の水分が吸収した線量 (放射線エネルギー) から内挿した水の分解による成分 (青点線) だけでは説明できないことがわかる。これは吸着材への水の吸着挙動が外表面 (物理的な付着) と細孔内表面 (化学的な結合) で異なることに起因して、吸着材の固体表面と水の分解生成物との相互作用 (結合, 反応等) が H_2 発生に影響していることを示している²⁾。このような固体共存 (添加) による H_2 発生の促進は他の酸化物等においても同様に確認されている⁹⁾が、固体の表面は形成過程や製造法でも異なるため、対象または用いる固体で促進の程度が異なることには注意が必要である。

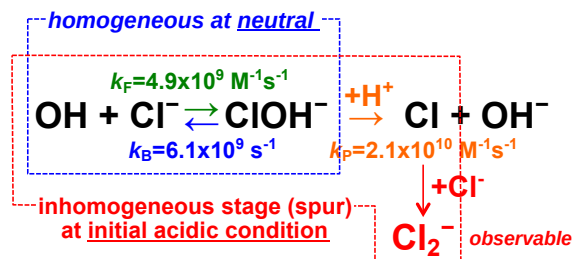


図3 塩化物イオンのスパー反応への関与 (反応パス)⁵⁾

2-2. デブリを取り巻く照射環境について

冷却水喪失後、燃料は高温溶融により被覆管、集合体 (チャンネルボックス, 水ロッド, 上下ノズル等), 炉心 (シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板等) 等の構造材の溶融物と混合して、その一部または全部がデブリとなり付着あるいは堆積しているものと考えられる。ここで、汚染水の係わる上記研究等とは異なり、デブリは飛程の長い β 線や γ 線を放出する FP だけでなく飛程の短い α 線を放出するアクチノイドも含むため、デブリを取り巻く環境を、主にこれら放射線の種類 (線種) に依存した範囲及び効率で影響を与える、複合的な照射場として捉える必要がある。

1F 事故時の 1 号機を例に、集合体の分割なし (炉心平均), 集合体みの構造材混合, 揮発性 FP (希ガス, 高揮発性元素, 中揮発性元素) 放出なしの基本的条件の燃焼計算で取得したインベントリデータから求めた崩壊熱の結果を図4に示す⁷⁾。

ここで、図(a)によると、事故後 10 年間 (デブリ取り出し前) は上記研究と同様に、低 LET の β 線や γ 線によってデブリの周囲に存在する水の分解が支配的であり、10 年以降 (デブリ取り出し後) は高 LET の α 線の影響を無視できなくなって、デブリ表面の付着・吸着物 (水分等) の分解及びデブリ内部の照射損傷が顕著になることがわかる。また、図(b)の各線種の平均エネルギーの結果によると、 α 線はアクチノイドから一般的に放出されるもの (4-6 MeV) に比べて、飛程が 1/3 ~ 1/2 と短くなると見積もられ、 γ 線は水中では主に Compton 散乱 (散乱電子がエネルギー付与) を起こすことがわかる。

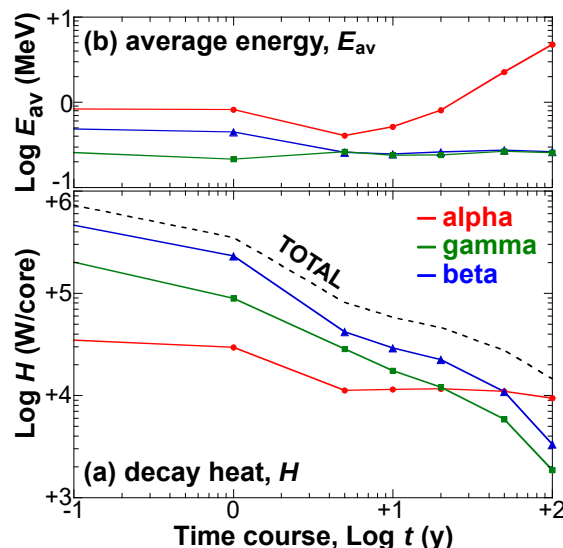


図4 1F1 事故後の複合放射線 ($\alpha\beta\gamma$) の崩壊熱⁷⁾
(炉心平均・集合体構造物混合・FP 放出なし)

参考文献

- [1] 永石隆二, VII. 原子力と放射化学「120 水化学 (Water chemistry)」, 放射化学の事典, 朝倉書店 (2015).
- [2] 永石隆二, 技術トピックス「水の放射線分解による水素発生」, 2012 年度夏期セミナー, 原子力学会 核燃料・材料・水化学部会 (2012); 「(6) 放射線分解による使用済燃料からの水素発生について」, 破損燃料輸送に係る技術検討会 (第 4 回), 原子力安全基盤機構 (JNES) (2013); 特集「最新放射線化学」応用編「シビアアクシデント後対策のための水の放射線分解研究の展開」, RADIOISOTOPE, 日本アイソトープ協会 (2017). [to be published] 他.
- [3] K. Nishihara, H. Iwamoto, K. Suyama, "Estimation of fuel compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant", JAEA-Data/Code 2012-018 (2012) [in Japanese]; K. Okumura, K. Kojima, T. Okamoto, H. Hagura, K. Suyama, "Nuclear data for severe accident analysis and decommissioning of nuclear power plant", Proc. of SND 2012 (2012) 他.
- [4] 永石隆二, 「4-2 Ca_{aq}^2+ , $\cdot\text{OH}$, H の収量の各種依存性」, 放射線化学のすすめ, 日本放射線化学会, 学会出版センター, 59-60 (2006).
- [5] R. Nagaishi et al., "Consideration of radiolytic behavior in diluted and concentrated systems of seawater for computational simulation of hydrogen generation", NPC 2014, Sapporo, 29 October 2014; 永石隆二, 近藤孝文ら, 「海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価」, 2016 年秋の大会, 3C04 (2016); 2017 年春の年会, 2I07 (2017).
- [6] R. Yamada et al., "Hydrogen production in the γ -radiolysis of aqueous sulfuric acid solutions containing Al_2O_3 , SiO_2 , TiO_2 or ZrO_2 fine particles", Int. J. Hydrogen Ener., 33, 929-936 (2008); Y. Matsumoto et al., "Hydrogen generation by water radiolysis with immersion of oxidation products of zircaloy-4", J. Nucl. Sci. Technol., 52, 1303-1307 (2015).
- [7] 永石隆二, 松村太伊知ら, 「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」, 2017 年秋の大会 (本会), 1F07-08 (2017).

(2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 F会場)

[1F_PL05] ディスカッション「水化学管理面からの研究課題 ―各部会トピックス―

福島第一原子力発電所のデブリ取り出しのためには、デブリ性状の把握、取り出し装置の開発、臨界管理などの様々な課題の検討に加え、デブリ取り出しに伴う水化学管理や水の放射線分解による水素発生評価など、水化学面からの幅広い検討も必要である。本セッションでは、水化学部会と核燃料部会、材料部会、バックエンド部会が共催で、各分野の有識者からデブリ取り出しの取り組みの概要、PCV内部調査、デブリ取り出し工法の検討、およびデブリによる水の放射線分解について講演いただく。また、今後の技術課題、研究課題について、各部会からトピックスを紹介し、デブリ取り出しの現状を共通認識として把握する。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1G_PL] 粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？

課題と展望

座長：巽 雅洋 (原子力エンジン)

2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場 (C棟 C213講義室)

[1G_PL01] 粒子法による複雑現象シミュレーション

*酒井 幹夫¹ (1. 東大)

[1G_PL02] 粒子法による大規模津波解析と鉄道を対象とした解析への取り組み

*室谷 浩平¹ (1. 鉄道総研)

[1G_PL03] 第一原理原子・分子シミュレーションの現状と原子力分野での研究進展

*町田 昌彦¹ (1. JAEA)

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

(1) 粒子法による複雑現象シミュレーション

(1) Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

酒井 幹夫¹¹ 東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

1. はじめに

著者らのグループでは、粉体・混相流の数値シミュレーションにおいて、ラグランジュ的手法の Discrete Element Method (以下、DEM と記す) を用いた物理モデル[1]を開発している。DEM は、最も応用されている分野の化学工学ばかりでなく、原子力工学にも幅広く応用することができる (例えば、原子燃料の製造、燃料デブリの取り出し検討など)。本報では、著者らが開発した物理モデルについて紹介する。

2. 物理モデル

2-1. Discrete Element Method

本報では、ラグランジュ的手法の DEM を用いて複雑現象を模擬した事例について示す。まず、DEM について簡単に述べる。DEM[2]は、弾性反発、粘性消散および摩擦を考慮し、ニュートンの第二法則に基づいて個々の固体粒子の挙動を模擬する。DEM では、固体粒子同士が相互作用する時にオーバーラップを許容する。接触力の法線方向成分を模擬するにあたり、オーバーラップにバネ定数を乗じることにより弾性力を得る。接触力の接線方向成分については、固体粒子が表面で滑る／滑らないの場合分けを行い、滑らない場合は法線方向成分と同様のやり方でモデル化し、滑る場合は固体粒子間の摩擦を考慮する。また、DEM では、回転運動も計算する。

2-2. 符号付距離関数を用いた壁面モデル

著者のグループでは、Signed Distance Function (以下、SDF と記す) [3]を使用して、DEM の任意形状壁面モデルを新たに開発した。SDF はもともと Level-Set 法で開発され、壁面からの距離と符号 (計算領域内が正となる) により構成される。DEM の計算領域全域に SDF を離散的に配置して、固体粒子の空間座標と SDF に基づいて DEM 粒子の変位を評価する。著者らの SDF では、非エネルギー消散体系においてエネルギーが保存されるように弾性力をモデル化した。いったん SDF のプログラムを作成してしまえば、実機形状の壁面境界を簡単に設定することができる。講演では、DEM/SDF の応用事例として、二軸混練機[4]、リボンミキサー[5]、粉末金型充填[6]の数値シミュレーションについて述べる。

2-3. 粉体シミュレーションのスケーリング則モデル

1 台の計算機を用いて DEM の実際の大規模シミュレーションを実行しようとする、計算粒子数が実質的に制限されることが問題となる。1 台の計算機で現実的な時間で計算を終了しようとする、たとえ並列計算していたとしても計算粒子数はせいぜい 50 万個程度である。著者らは実際よりも少ない計算粒子数で実際の大規模体系の数値シミュレーションを実行するために DEM のスケーリング則モデルである DEM 粗視化モデル[7]を開発した。DEM 粗視化モデルでは、オリジナル粒子群をひとつの大きなモデル粒子として模擬し、両者の全エネルギーが一致するようにモデル化される。DEM 粗視化モデルは数値シミュレーション

*Mikio Sakai¹¹UTokyo

ョン[8]および実験[9]による妥当性検証によりその信頼性が確認されている。講演では、DEM 粗視化モデルの妥当性検証について述べる。

2-4. 自由液面を伴う固液混相流モデル

自由液面を伴う固液混相流のモデリングは、原子力工学では、ガラス溶融炉の流下や燃料デブリの取り出しの検討において極めて重要である。著者らのグループでは、DEM と Moving Particle Semi-implicit 法を連成した固液混相流の解析手法（以下、DEM-MPS 法と記す）[10]および DEM と Volume-of-Fluid (VOF) 法を連成した固気液三相流の解析手法（以下、DEM-VOF 法と記す）[11]を開発した。これらの手法では、局所体積平均に基づく支配方程式を使用しているため大規模化が容易になる。また、SDF や埋込境界法[12]を併用することにより、任意壁面形状の固液二相流や固気液三相流の数値シミュレーションが容易に実行可能となる。講演では、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法の妥当性検証や応用事例について述べる。

3. おわりに

著者らのグループにおいて、粉体・混相流に係わる複雑現象を模擬するために開発した数値シミュレーション手法の DEM/SDF、DEM 粗視化モデル、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法について述べた。将来、これらの手法を原子力工学に積極的に活用していきたい。

参考文献

- [1] M. Sakai, "How should the discrete element method be applied in industrial systems?: A review," *KONA Powder and Particle Journal*, 33, 169-178 (2016)
 - [2] P. A. Cundall and O. D. L. Strack, "A discrete numerical model for granular assemblies," *Geotechnique*, 29, 47-65 (1979)
 - [3] Y. Shigeto and M. Sakai, "Arbitrary-shaped wall boundary modeling based on signed distance functions for granular flow simulations," *Chem. Eng. J.*, 231, 464-476, 2013.
 - [4] M. Sakai, Y. Shigeto, G. Basinskas, A. Hosokawa, M. Fuji, "Discrete element simulation for the evaluation of solid mixing in an industrial blender," *Chem. Eng. J.*, 279, 821-839 (2015)
 - [5] G. Basinskas, M. Sakai, "Numerical study of the mixing efficiency of a ribbon mixer using the discrete element method," *Powder Technol.*, 287, 380-394 (2016)
 - [6] Y. Tsunazawa, Y. Shigeto, C. Tokoro, M. Sakai, "Numerical simulation of industrial die filling using the discrete element method," *Chem. Eng. Sci.*, 138, 791-809 (2015)
 - [7] M. Sakai, S. Koshizuka, "Large-Scale Discrete Element Modeling in Pneumatic Conveying," *Chem. Eng. Sci.*, 64, 533-539 (2009)
 - [8] M. Sakai, Y. Yamada, Y. Shigeto, K. Shibata, V.M. Kawasaki, S. Koshizuka, "Large-scale Discrete Element Modeling in a Fluidized Bed," *Int. J. Numer. Meth. Fluids*, 64, 1319-1335 (2010)
 - [9] M. Sakai, M. Abe, Y. Shigeto, S. Mizutani, H. Takahashi, A. Vire, J.R. Percival, J. Xiang, C.C. Pain, "Verification and validation of a coarse grain model of the DEM in a bubbling fluidized bed," *Chem. Eng. J.*, 244, 33-43 (2014)
 - [10] X. Sun, M. Sakai, M-T. Sakai, Y. Yamada, "A Lagrangian-Lagrangian coupled method for three-dimensional solid-liquid flows involving free surfaces in a rotating cylindrical tank," *Chem. Eng. J.*, 246, 122-141 (2014)
 - [11] X. Sun, M. Sakai, "Three-dimensional simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM-VOF method," *Chem. Eng. Sci.*, 134, 531-548 (2015)
 - [12] X. Sun, M. Sakai, "Immersed boundary method with artificial density in pressure equation for modelling flows confined by wall boundaries," *J. Chem. Eng. Jpn.*, 50, 161-169 (2017)
-

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

(2) 粒子法による大規模津波解析と鉄道を対象とした解析への取り組み

(2) Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*室谷 浩平¹¹公益財団法人 鉄道総合技術研究所

1. はじめに

ラグランジュ記述に基づく空間微分の離散化を行う粒子法は、複雑な境界条件の変化に適した計算手法である。流体解析では、SPH (Smoothed Particle Hydrodynamics) 法や MPS (Moving Particle Simulation) 法が広く利用されており、本研究では主に MPS 法が用いられている。粒子法は、計算点である粒子が流れに沿って移動するため、移動境界問題に適しており、境界面が複雑に変形し合う解析に用いられる場合が多い。また、粒子法は計算アルゴリズム内で近傍の粒子間で接触判定を行うため、多数の物体同士の接触判定が必要となる解析を容易に行うことができる。本論文では、粒子法を用いて解くのに適した解析事例として、市街地津波解析 (図1～図7)、着雪解析 (図8)、車輪レール間の水膜の挙動解析 (図9) を紹介する。



図1 石巻の津波遡上解析



図2 石巻の市街地浸水解析



図3 福島第一の津波遡上解析

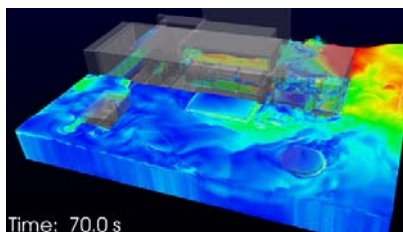


図4 タービン建屋浸水解析



図5 気仙沼の津波遡上解析



図6 気仙沼の市街地浸水解析

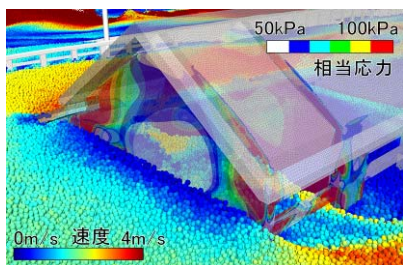


図7 水圧による駅舎の構造解

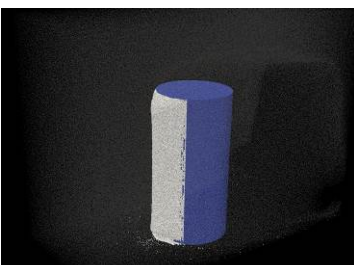


図8 着雪解析



図9 車輪レール間の水膜の挙動解析

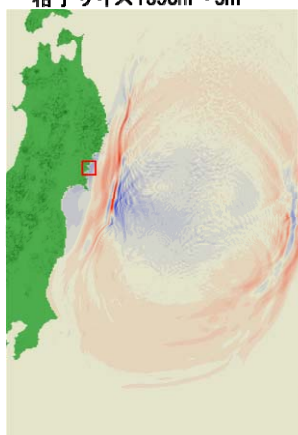
*Kohei Murotani¹¹Railway Technical Research Institute

2. 市街地津波解析

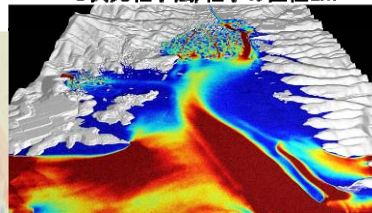
2-1. 3段階のズームアップ津波解析

本研究では、東日本大震災の際に発生した津波が都市部の地上構造物へ及ぼす影響を解析することを目的としている。都市部の地上構造物を対象とした3次元の津波解析を行う際に問題となるのは、津波の流入流出境界条件である。実際の津波では、数 km～数十 km の幅の波が数十分以上押し寄せてくる。そこで、本研究では、1000km 四方程度、数 km 四方程度、数百 m 四方程度の3つの解析領域を設定し、大きな解析領域から小さな解析領域に順次に境界条件を渡す3段階のズームアップ解析を実施する。第1の解析では、

第1の解析(1000km四方程度)
2次元差分法/
格子サイズ1350m～5m



第2の解析(4km x 2km)
3次元粒子法/粒子の直径1m



第3の解析(180m x 150m)
3次元粒子法/粒子の直径0.1m

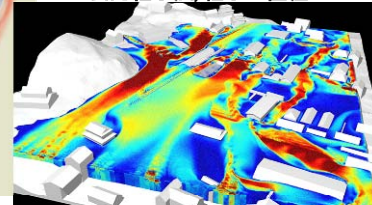


図10 3段階ズームアップ津波解析の概略

震源で発生する津波波源から沿岸部までの津波伝播解析を実施する。この解析は、1000km 四方程度の広範囲な解析が必要となるため、計算コストが低い2次元の浅水長波解析を用いる。第1の解析で得られた解析結果を用いて、第2の解析のための流入流出境界条件を生成する。第2の解析では、沿岸部に押し寄せた津波が地上へ遡上する解析を実施し、第3の解析のための流入流出境界条件を生成する。第3の解析では、解析対象である市街地に津波が侵入する市街地浸水解析を実施する。第2第3の解析では、遡上計算が容易な3次元 MPS 法を用いて計算を行う。MPS 法は、粒子法の一つであり、自由表面の流れや浮遊物の取り扱いが得意な手法である。本研究では、様々な MPS 法の中で、大地らが開発した MPS 陽解法に、粒子差分法の半離散化式を適用した改良型 MPS 陽解法を用いるが、ここでは単に MPS 法と記述する。MPS 法は、解析領域の大きさに比例する粒子数を必要とするため、第2の解析では、直径 1m か 2m の粒子を用いて解析を行い、第3の解析では、直径 10cm か 20cm の粒子を用いて解析を行う。第3の解析では、津波がどのように市街地に押し寄せるかを再現し、地上構造物の健全性を評価したり、浮遊物の挙動を観察したりする。本章では、図10の気仙沼を対象とした解析を例に説明を行う⁽¹⁾。

2-2. 第1の解析

本研究において、地震直後の初期水位を求めるために用いた断層モデルは、藤井佐竹の55小断層モデル Ver. 8.0 である。本研究では、浅水長波解析を行うために、構造計画研究所が開発した津波シミュレータ TSUNAMI-K を用いた。TSUNAMI-K は、東北大学の今村教授が開発した2次元差分法による浅水長波解析手法を用いた津波波高・遡上計算ソフトウェアである。図10の第1の解析の図は、TSUNAMI-K を用いた結果である。

2-3. 第2の解析

第2の解析では、海岸線を跨いだ沿海部分と市街地部分の両方を解析範囲に含める必要があるため、気仙沼湾の鹿折川河口を中心とした南北 4km、東西 2km を解析範囲とした。図10の第2の解析の図は、地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の津波遡上解析の結果である。気仙沼の津波遡上解析では、直径 1m の粒子を用い最大 1.3 億粒子の解析を行った。解析に用いた計算機は鉄道総研 XC30 であり、100 ノード (2,400 コア) を用いて、1800 秒間の解析に 88 時間相当かかった。気仙沼湾に侵入してきた津波が、鹿折川を真っ先に勢いよく遡上していき、それを追うように気仙沼市街地内の構造物の間を縫うようにして津波が遡上していく様子が見て取れる。

2-4. 第3の解析

第3の解析では、市街地浸水解析を行い、鹿折唐桑駅の駅舎の構造解析を実施した。図10の第3の解析の図は、地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の第3の鹿折唐桑駅付近の解析結果である。解析した範囲は、南北 180m、東西 150m である。直径 0.1m の粒子を用い最大 1.8 億粒子の解析となった。解析に用いた計算機は鉄道研 XC30 であり、50 ノード (1,200 コア) を用いて、400 秒間の解析に 2 週間かかった。本解析結果

から、駅舎の背後にある盛土は津波の侵入を遅らせることに貢献したが、最終的には、盛土の南側から津波が越流してきて駅周辺で最も高所にあるプラットフォームまで完全に浸水することが確認できた。

第3の解析では、駅舎の窓とドアが全て開いている「モデル Op」と、窓とドアが全て閉まっている「モデル Cl」を作成して、それぞれ津波波圧による駅舎の構造解析を実施した。図 11 (a)では、津波が押し寄せてくるに従い、ドアや窓などの開口部から駅舎内に津波が侵入し、海水に満たされていく様子が確認できる。図 11 (b)では、津波が押し寄せてきても、ドアや窓は閉じられているため、津波の侵入口がなく、駅舎内に海水は入ってこない様子が確認できる。図 12(a)と(b)は、駅舎にかかる水圧の分布である。図 12 (a)と(b)を比べたところ、水位に応じて駅舎外壁に作用する水圧が変化しているところは類似している。しかしながら、図 12 (a)では駅舎内面に水圧が作用しているのに対して、図 12 (b)では駅舎内面には水圧が作用していないことが見て取れる。図 13 は、構造解析の結果である相当応力分布である。構造解析には、「ADVENTURE_Solid 1.2」を用いた。メッシュサイズを 5cm とし、四面体 2 次要素を用いた。底部の節点を固定し、図 11 の水圧を節点荷重に変換した。駅舎の壁は厚さ 20cm とし、物性値にはコンクリートのヤング率とポアソン比を与えて静弾性解析を行った。図 12 (a)と(b)を比べると、駅舎内面に水圧が掛っているか否かにより、窓とドアが閉まっている「モデル Cl」では、窓とドアが開いている「モデル Op」に比べて大きな応力が生じていることが分かる。

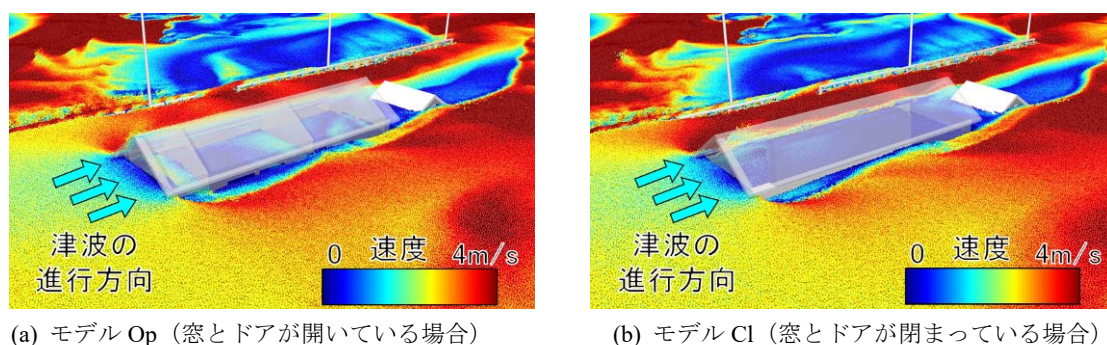


図 11 地震発生から 3,250 秒後の窓とドアが開いている場合と閉まっている場合の鹿折唐桑駅の津波解析の結果

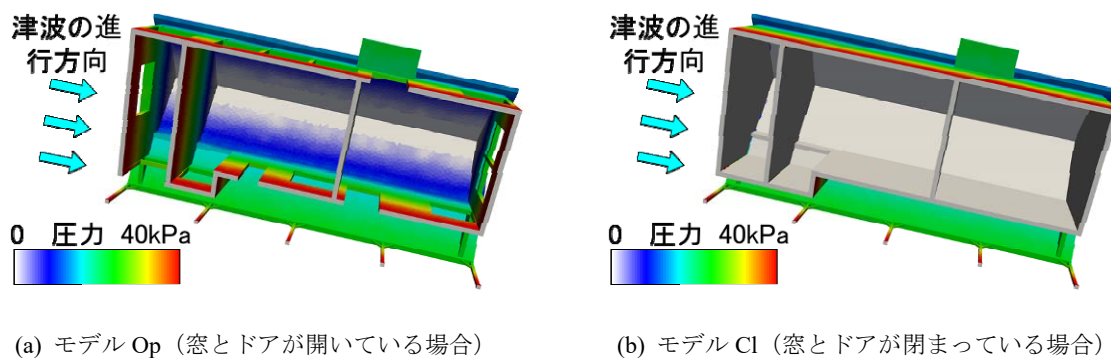


図 12 地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎にかかる水圧

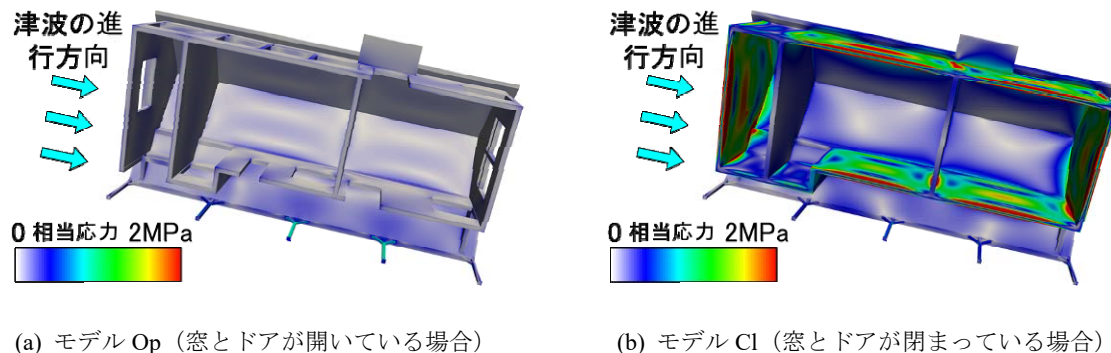


図 13 地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎の津波波圧による構造解析の結果 (相当応力分布)

3. 着雪解析

積雪した線路の上を鉄道車両が走行すると、線路上の雪が風により舞い上げられ、図 14 のように鉄道車両の床下部分や台車部分に雪が付着して成長する。このような現象は着雪と呼ばれている。着雪した雪の塊が、走行時の振動や分岐器を通過するときの衝撃で落下すると、軌道のバラストが飛散して、車体の損傷、沿線家屋や鉄道設備への被害が発生したり、分岐器のレールの隙間に挟まり進路の転換を行うことができなくなったりすることがある。このような問題を解決するために、着雪し難い車両形状に変更するなどの「着雪防止対策」や着雪除去のための人員配置予測などの「着雪発生時対策」の研究開発が行われてきている。これまで行われてきた着雪に関する研究は、観測や実験、簡易式を用いたアプローチが多く、着雪メカニズムを解明するに至っていなかった。そこで、本研究では、数値解析による着雪解析と、降雪風洞による着雪実験を連携することで、着雪プロセスの再現を図り、鉄道車両に対する着雪解析手法の開発に取り組んでいる。現在のところ、立方体形状の構造物への着雪解析が完了している。

本研究の着雪解析手法は、図 15 のような有限差分法による気流計算と粒子法による着雪計算を連成させた手法である。有限差分法により流れ場を計算し、飛散する雪の軌道計算を行う。次に、雪を球形状にモデル化し、気流場の速度分布から計算された軌道により雪を移動させて、構造物に接近した場合に、着雪計算を行う。構造物に着雪すれば、着雪箇所が成長し、構造物の形状が変化したとみなし、気流計算の境界条件が更新される。このようにして、本研究課題の着雪解析は、気流計算は雪の軌道により着雪計算に影響を与え、着雪計算は境界条件を変化させることにより気流計算に影響を与える双方向連成解析である。

気流計算では、基礎式は非圧縮性流体に対するナビエ・ストークス方程式とし、乱流解析は Large Eddy Simulation により実施し、有限差分法により離散化し、フラクショナル・ステップを用いた。計算領域を風洞実験に合わせるために $2.5\text{m} \times 1\text{m} \times 1\text{m}$ とし、1辺 15cm の立方体構造物の周りを格子間隔 1mm とし、1.4 億格子の解析を行った。着雪計算では、飛散している粒子の空間充填率が 0.65 以上であれば着雪するというアルゴリズムを用いた。雪を直径 1mm の粒子でモデル化し、計算領域を $1\text{m} \times 0.4\text{m} \times 0.4\text{m}$ とした。計算時間間隔は、気流計算と着雪計算で同じ値を用い、 10^{-4}s とした。気流計算と着雪計算は、1000 ステップ毎に交互に行い、この連成解析を 1,000 ステップ行った。京コンピュータの 1,200 ノード (9,600 コア) を用い、気流計算に 6,000s、着雪計算に 800s かかった。図 16 は気流計算の結果であり、図 17 は着雪計算と気流計算の結果である。図 17 から着雪による境界形状の変化が気流計算に反映されていることが確認できる。

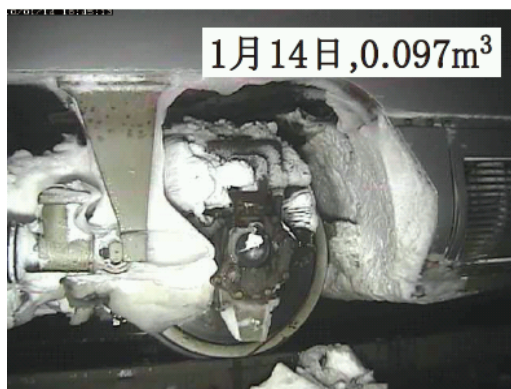


図 14 着雪した車両台車部⁽²⁾

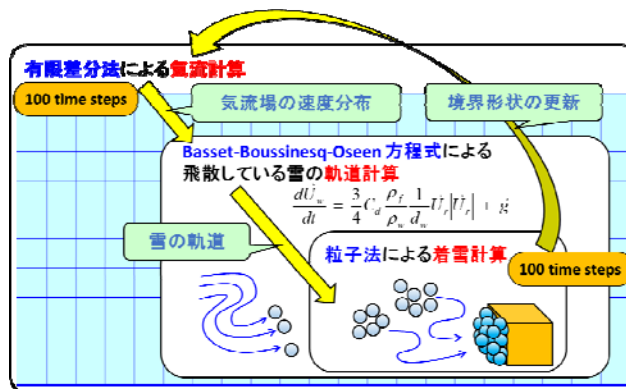


図 15 着雪解析の概略

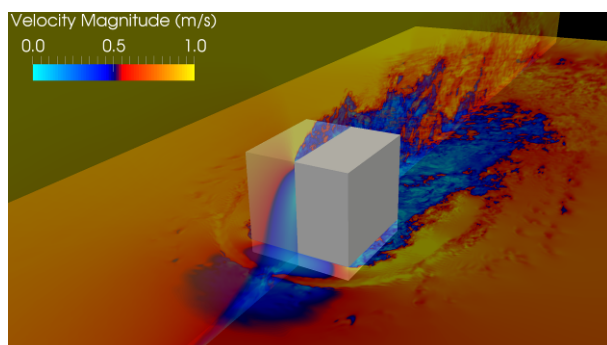


図 16 気流計算の結果

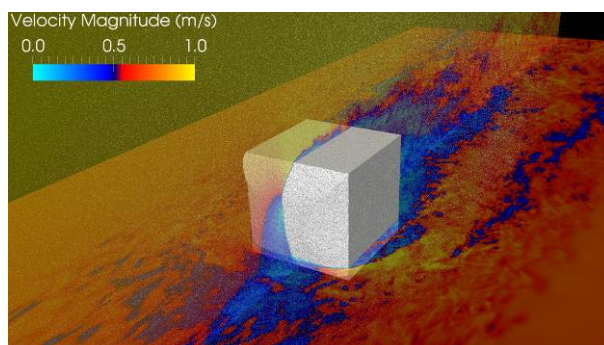


図 17 着雪計算と気流計算の結果

4. 車輪・レール間の水膜の挙動解析

本研究の最終目的は、水膜介在時の車輪・レール間の粘着力を求める新しい解析手法を構築することにある。本研究では、その第一報として、図 18 のような FEM による車輪・レールの動的接触解析と図 19 のような粒子法による水膜の流体解析の流体構造片方向連成解析による、車輪がレール上の水膜の上を通過する解析手法を報告する⁽³⁾。

粒子法による解析では、固体壁を粒子で表現して適切な境界条件を設定するのが一般的である。固体壁を粒子で表現すると、主導的な役割を果たさない固体壁に多くの粒子を配置することになり、計算リソースを多く割くことになる。特に、水膜介在時の車輪・レール解析では、解析に重要な水膜を表現するための粒子よりも、車輪・レールを表現するための粒子がはるかに多くなってしまうことが発生してしまう。このようなことを避けるために、固体壁をポリゴンで表現することで壁粒子を用いない「ポリゴン境界表現」と呼ばれる手法を用いる。

本研究の車輪・レール転がり接触解析では、大規模有限要素法構造解析ソフトウェア FrontISTR を鉄道総研が車輪・レール転がり接触解析用にカスタマイズした鉄道総研版 FrontISTR を用いる。車輪・レールモデルは、新幹線に準拠した 1 車輪モデルであり、レールの長手方向のメッシュサイズを 3.00mm、車輪の円周方向のメッシュサイズ 6.22mm となっている。直線区間を加速させ、輪軸中心が 25.030 m/s から 25.102m/s (約 90km/h) まで加速する物理時間 6.0ms の解析を行った。水膜の解析では、高さ 6mm、底部の直径 36mm の水膜モデルをレール上に配置し、直径 0.05mm の粒子で水膜モデルを作成した。本解析は XC30 の 50 ノード (1,200 コア) を用いて 16 時間かかった。直径 0.05mm の粒子で壁粒子を用いた解析を行うことができなかったため、直径 0.1mm の粒子を用いて計算時間の比較を行うと、ポリゴン境界表現を用いた解析の計算時間は、壁粒子を用いた解析の 1/18 に減少した。本研究では、車輪・レールの転がり接触解析で用いた FEM メッシュを、そのまま、水膜の挙動解析のための固体壁として用いることで、解析に用いる粒子数を大幅に減らし、解像度の向上と計算時間の短縮に成功した。

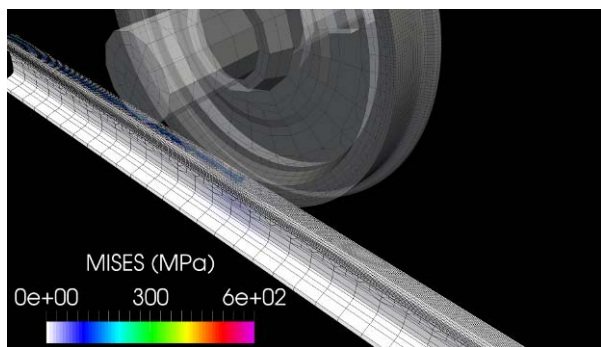


図 18 FEM による車輪・レール解析

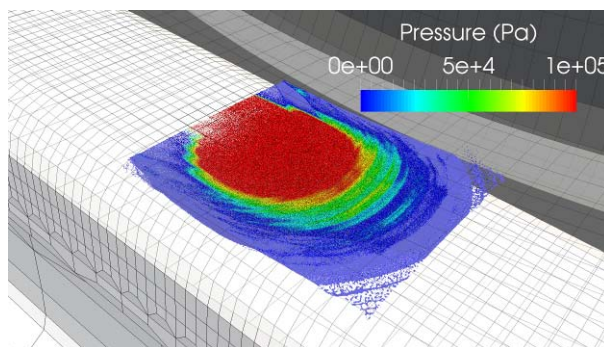


図 19 MPS 法による水膜の解析

まとめと今後の課題

単純な流体解析を解くために、粒子法を用いるは精度と計算コストの面で不向きである。しかしながら、境界面が複雑に変形し合うような解析や、多数の接触判定が必要となる解析では、粒子法は大きな力を発揮する。本論文で紹介した解析では、津波の遡上解析と車輪・レール間の水膜の挙動解析は前者の解析であり、浮遊物の挙動解析と着雪解析は後者の解析である。今後も、粒子法だけでなく、それぞれの解析手法の得意とする面を生かしながら、これまで困難とされてきた解析対象に適用していきたい。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 17K05152 の助成を受けたものです。本論文の結果の一部は、理化学研究所のスーパーコンピュータ「京」を利用して得られたものです (課題番号:hp170067)。

参考文献

- (1) 室谷浩平, 高垣昌和: MPS 法を用いた鉄道構造物に対する津波波圧による構造解析, 第 22 回計算工学講演会, 大宮, 2017.
- (2) 鎌田慈, 高橋大介, 栗原靖, 横倉晃, 飯倉茂弘: 軌道上の雪質を考慮した車両台車部の着雪量予測手法, 鉄道総研報告, Vol.29, No.1, pp.11-16, 2015.
- (3) 室谷浩平, 高垣昌和, 林雅江: 車輪・レール間の流体挙動解析のためのポリゴン境界表現を用いた有限要素法と粒子法の連成手法の開発, 日本機械学会 2017 年度年次大会, 2017.

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

(3) 第一原理原子・分子シミュレーションの現状と原子力分野での研究進展

(3) Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*町田昌彦, 奥村雅彦, 中村博樹, 山口正剛

日本原子力研究開発機構

1. はじめに：素朴な粒子法（実存する原子・分子を正確に模擬する）

粒子を用いたシミュレーション手法、即ち粒子法には様々な流儀があるが、その原点は、物質が原子・分子という基本粒子から構成され、その運動を可能な限り正確に模擬すれば、物質のあらゆる性質を原理的に理解できると考えたことにある。実際、計算機の出現と共にその精神を具体的に示そうと様々な試みが実行に移された。その一連の成果として、実存する原子・分子を可能な限り正確に模擬する現在の分子動力学そして第一原理計算がある。分子動力学とは、対象とする原子・分子を点粒子(分子の場合：剛体系)としてモデル化し、それに対し働く力を決め、多数の原子・分子を系内に配置し、その運動を長時間追跡することで、それらが示す統計熱力学的な性質（即ち物質の性質）を計算機上に再現することである。しかし、原子・分子に対して働く力、即ち相互作用を事前に決めるに当たっては、相互作用のモデルが必要となり、そこに研究者による考え方や個性が反映される余地が残る一方、実験を再現するため、モデルのフィッティングを行う等、モデルの作り方の流儀が議論されてきた。但し、一旦決めたモデルが、様々な条件に適用可能かという点で課題がある。例えば、室温及びバルクな条件下では、実験を凡そ再現できるが、高温や気液界面等の異なる条件下では、モデルの適用限界を超えてしまうことがある。このような課題を解決するため、そもそも原子・分子間の力が電子に起因することに立ち返り、電子状態を計算することで相互作用を求めるというアイデア、即ち、第一原理分子動力学法が提案されてきた。現在、計算機の発達により、この究極の計算手法（原理的にモデルを必要としない）は、様々な系に適用されているが、計算対象は数 10～数 100 程度の原子・分子、計算時間は数 100ps 程度に留まる。しかし、分子動力学では理解できない化学反応や界面での動力学等の課題解決に極めて重要な役割を果たしつつある。

ここまで、原子・分子の運動という側面から研究進展を簡単にレビューしてきたが、上記の電子状態を計算できるという手法の魅力は、寧ろ物質の静的性質の理解（但し、線形応答理論により、静的な状態からの線形応答という考え方により、動的性質も一部計算可能である）が第一原理的に得られることにある。つまり、物質が示す性質は、主に構成原子・分子の元素とその構造に起因するが、それを、ほぼモデルやパラメータなしに計算できるという魅力である。この魅力を具体的に言い換えると、優れた第一原理計算ソフトウェアがあれば、鉄等の元素に着目することで、鉄やその化合物から構成される構造材料の機械的性質を議論できる一方、アクチナイド元素に対象を移せば、核燃料の物性を調べることができるという物質毎にモデル構築を必要としない普遍性という魅力である。

本講演では、この第一原理計算の原子力分野への適用例を示し、原子力の研究開発において欠かすことのできない物質材料の研究に対して、極めて重要な役割を果たしていることを紹介する。2. では、発表者らの研究グループにて実際の適用例として実施してきた、核燃料の高温物性への適用例、構造材料の機械的特性の理解への適用例、そして、土壤粘土鉱物に吸着した放射性セシウムの化学形態等の環境問題への適用例を紹介する。

*Masahiko Machida, Masahiko Okumura, Hiroki Nakamura, and Masatake Yamaguchi

Japan Atomic Energy Agency

2. 第一原理計算と原子力分野への適用

2-1. 核燃料の高温物性

MOX 燃料を始めとする酸化核燃料は、取り扱いの制限や高温での実験等の困難さにより、測定により詳細な物性を得ることが簡単ではない。従って、計算科学を利用し、測定された数少ない物性値を補間できれば、燃料開発やシビアアクシデント（極限環境時）の解析において、重要な役割を担うことが期待できる。特に燃料開発において重要となる熱物性値を、任意の条件下で計算可能となれば、その役割は極めて大きい。実際、これまでに分子動力学計算を用いた熱物性の評価が多数報告されてきた。しかし、通常の分子動力学計算では、原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的評価に際しては、当然の如く、ポテンシャル依存性が強く現れる。そこで発表者らは、第一原理計算を用いて核燃料の主要成分である二酸化アクチニドの熱物性値を評価する方法の開発を実施してきた。本予稿では、その成果として、比熱と熱伝導率の評価結果について簡単に紹介する。

酸化核燃料、即ち二酸化アクチニドの場合、熱物性（熱容量或いは比熱）を担っているのは主に結晶中の原子の安定点付近での振動（格子振動）である。この格子振動を第一原理計算で評価することにより、比熱を評価した。しかし、実際には二酸化アクチニドでは、格子比熱だけでなく、電子の励起による比熱（ショットキー比熱）も無視できない程大きく、ショットキー比熱も評価することで実験値を再現することに成功している (Fig. 1) [1]。但し、ショットキー比熱は分子動力学では評価不可能である一方、第一原理計算を用いると、どちらの成分も評価可能であり、各々の比熱成分のため、異なるモデルを設定する必要がない。

次に更に重要な熱物性値である熱伝導率の計算について紹介する。熱伝導率も比熱と同様に格子振動が中心的な役割を果たしているが、比熱と大きく異なるのは、非調和振動が重要であるという点である。非調和振動を第一原理計算を用いて評価するのは、計算負荷が大きく困難とされてきたが、近年の計算機の性能向上や計算技術の発展によって、現実的な時間内での計算が可能となってきた。そこで、二酸化アクチニドに対して第一原理計算による非調和振動の評価を行い、熱伝導率を求めた。その結果、二酸化トリウムと二酸化プルトニウムに対しては、実験値をほぼ再現することに成功したが、二酸化ウランに対しては、室温付近で熱伝導率を過大評価する結果となった[2]。これは、主に磁気モーメントと格子振動の相互作用の影響だと考えられるが、未だ解決法は見つかっておらず、課題が残っている。

以上、核燃料物質の数値計算による熱物性評価についての概略を報告したが、第一原理計算を採用することにより、実験値を精度良く再現可能とするケースが増えてきている。しかしながら、現実の燃料物質は、数種類のアクチニドが混合された MOX 燃料であったり、照射による欠陥があったり、これまで計算対象としてきたピュアな結晶とは大きく異なっている。このような現実的な核燃料の熱物性評価も試みられているが、まだ、十分信頼できる手法が確立されているとは言えない。今後も第一原理計算を基にした熱物性評価手法の開発を続け、より現実的な核燃料物質に適用できるようにすることを目指している。

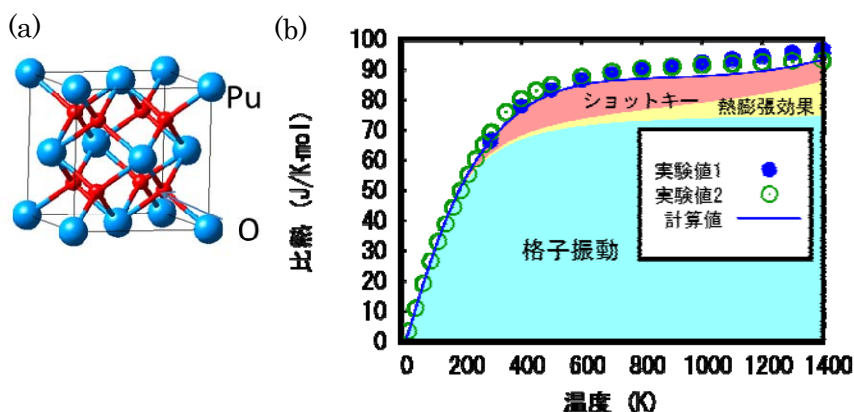


Fig. 1.(a) 二酸化プルトニウムの結晶構造と(b)比熱

参考文献

- [1] H. Nakamura, M. Machida, and M. Kato, J. Phys. Soc. Jpn. 84, 053602 (2015).
- [2] H. Nakamura and M. Machida (in Preparation).

2-2. 構造材料の機械的特性

原子炉圧力容器鋼には、不純物元素としてリン(P)などが含まれる。熱処理によりPが拡散し、結晶粒界に達すると、そこに留まり(トラップされ)、粒界偏析することが知られている。中性子照射下では生成した空孔や格子間原子などの格子欠陥を介したPの拡散によってもPは粒界に達し偏析する。Pの粒界偏析は粒界に沿った脆性的割れを促進し、延性脆性遷移温度(DBTT)の低下や破壊靱性値(K_{Ic})の低下をもたらす。この現象は粒界脆化と呼ばれ、オージェ電子分光による観察などから結晶粒界面の高々2~3原子層以内における不純物原子の偏析が巨視的な破壊を促進する現象であることが分かっている。しかし、その偏析元素がどのよう

に、またどれぐらい粒界の原子間結合力を低下させているのか、また、その低下が巨視的な破壊靱性値とどのように関連しているのかについては、よく分かっていない。しかし、最近の計算機能力の著しい向上や計算手法の進捗により、対称性の高い対応粒界に対しては、第一原理計算によって粒界の原子間結合力の強さすなわち凝集エネルギーを精度良く計算できるようになってきた。その計算結果から、粒界の凝集エネルギーの変化がマクロな破壊挙動(DBTTや K_{Ic})と非常によく相関していることが分かってきた。

Fig. 2にて示した粒界は、対称性が高いために比較的少ない原子数でモデリングできるが、エネルギーは高くランダム粒界に近いと考えられるbcc-Feの対称傾角粒界であり、破面は(111)面、 Σ 値は3である。この粒界の原子構造の中に、粒界を強化するとされるホウ素(B)、炭素(C)、また、粒界を脆化するとされるP、硫黄(S)原子を置換あるいは侵入させた状態を作り、粒界偏析状態を作成した。更に、その粒界が割れ、これらの原子が(111)破面に現れた状態を作り、両者のエネルギー差を計算した。このエネルギー差は、偏析元素が粒界の原子間凝集エネルギーをどのぐらい低下させるかの指標(脆化エネルギー $-\Delta 2\gamma_{int}$)となっている。そのエネルギーを、高純度鉄から得られた粒界破壊のDBTT変化と比較すると(Fig. 3)、両者には非常によく相関が得られた[3]。

更に、同様の計算をアンチモン(Sb)、スズ(Sn)に対しても行い、Ni-Cr鋼のSb、Sn、P偏析による K_{Ic} 低下のデータを解析した(Fig. 4)。その結果、 K_{Ic} の低下は、偏析被覆率から推定される粒界凝集エネルギー低下とよく相関していること、ある一定の粒界凝集エネルギーが巨視的に観察される粒界破壊の閾値となっており、それ以下に粒界凝集エネルギーが低下することで、Sb、Sn、Pの元素の違いにかかわらず、粒界破壊が始まること等が分かった[4]。

以上、第一原理計算によって精度良く計算可能な粒界凝集エネルギーが、構造材料の粒界破壊における支配要因の一つであることが明らかになってきた。破壊のもう一つの大きな支配要因である転位挙動に対する溶質原子の影響も、徐々に第一原理からの計算が可能になってきており、その進展が期待される。

参考文献

- [3] 山口正剛, ふえらむ 15(2010)755-761.
- [4] 山口正剛, まてりあ 54(2015)110-117.

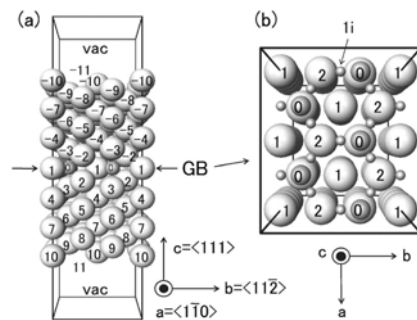


Fig. 2: bcc Fe $\Sigma 3(111)$ 対称傾角粒界の原子モデリング。

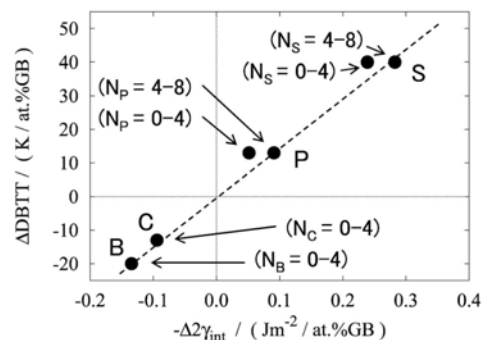


Fig. 3: 高純度鉄のDBTT変化とB, C, P, S偏析による粒界凝集エネルギー変化($\Delta 2\gamma_{int}$)。

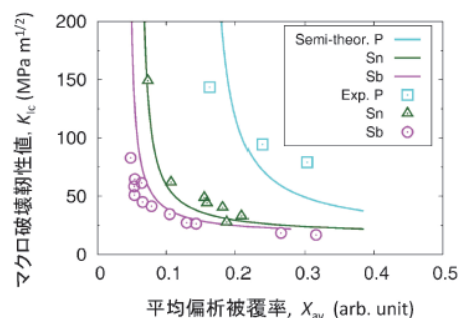


Fig. 4: Ni-Cr鋼の K_{Ic} 低下の実験データ(Exp.)と、粒界凝集エネルギー低下から推定される半理論曲線(Semi-theor.)

2-3. 放射性セシウム環境中での化学状態

2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震及び津波に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故により放射性元素が環境中に放出された。中でも、放射性セシウムは表層土壌に強く吸着し、長期間、地表に放射線源として留まるため、住民の長期に渡る被ばくや避難の原因となってきた。そこで、政府・自治体等は大規模な除染を行い、その結果、多くの地域で空間線量率は減少し、一部住民は帰還するに至った。しかし、この大規模除染によって大量の除染除去土壌が発生し、その保管が国民に大きな負担を与える問題となっている。この問題を解決するためには、除染除去土壌から放射性セシウムを取り除き、保管の必要がある汚染土壌の容積を減らすことが必要であるが、十分に効率的かつ経済的な方法は未だ開発されていないと判断されている。その理由は、放射性セシウムの土壌による吸着現象のメカニズムが分からず、科学的評価ができない上、科学的知見に基づく工学技術の最適化も不可能であり、凡そ手探りの状態での技術開発が先行しているためである。この事態の打開を図るため、発表者らは第一原理計算手法を用いて、その吸着メカニズム、即ち吸着した化学形態の謎を探ってきた。

これまでの研究により、土壌中の風化雲母粘土鉱物がセシウムを強く吸着していることが知られており、Fig.5のような風化雲母粘土鉱物のモデルを構築した[5]。このモデルに対し、第一原理計算手法にてセシウムの吸着エネルギーを評価した結果、雲母粘土鉱物が風化してできる楔状の構造(Fig.5:左上図)がセシウム吸着に本質的な役割を果たすことが分かった。また、そのメカニズムは次のように解釈できることが分かった(Fig.5:右図)。セシウムイオンは元々、雲母粘土鉱物に入っているカリウムイオンと交換し、雲母粘土鉱物に吸着されるが、セシウムはカリウムよりもイオン半径が大きいため、層間の狭い未風化の粘土鉱物に入ってもエネルギー的に不安定になってしまう。一方で、風化した粘土鉱物に存在する楔状の構造は、セシウムイオンの半径にちょうど良い層間距離の部分が存在するためセシウムを安定に吸着できる。これは、粘土鉱物におけるセシウム吸着様態を明らかにしたものであり、除染除去土壌の減容技術開発の基礎的知見として重要な結果であると考えられる。講演では、時間が許せば粘土鉱物によるセシウム吸着関連の他の研究結果についても報告する[6, 7]。

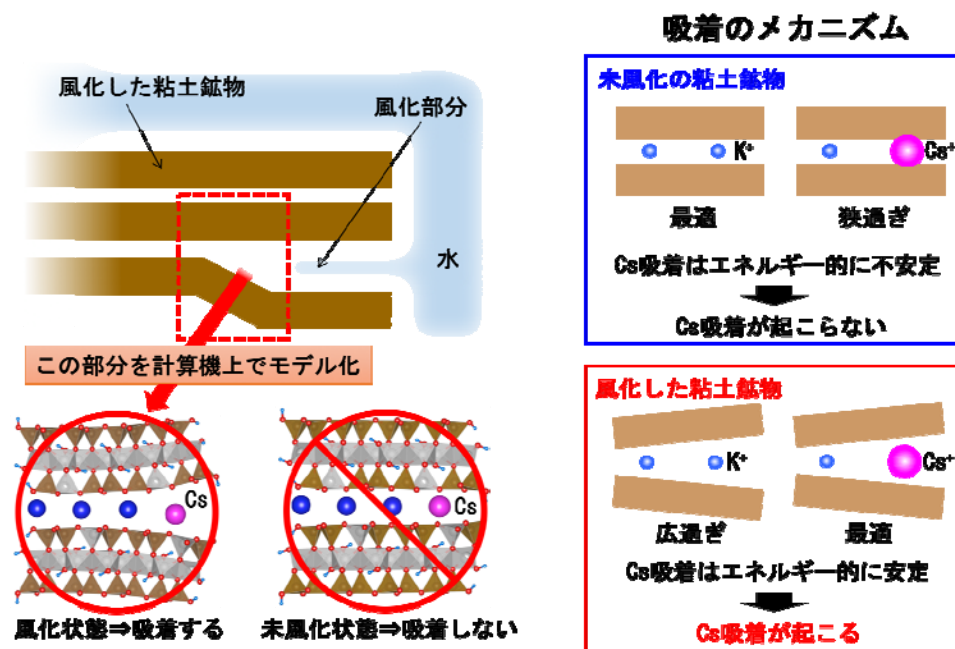


Fig.5. 風化した粘土鉱物によるセシウム吸着シミュレーション： 粘土鉱物の風化部分(左上図)に着目し、モデルを構築して第一原理計算法によって吸着エネルギーを評価した(左下図)。その結果、風化状態以外では、セシウムを吸着しないことが分かった(右図)。

参考文献

- [5] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, J. Phys. Soc. Jpn. **82**, 033802 (2013).
- [6] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, Clay Sci. **18**, 53 (2014).
- [7] M. Okumura *et al.*, AIP Adv. **7**, 055211 (2017).

3. まとめ

以上、第一原理計算手法を適用し得られた成果について手短に紹介したが、粒子法という観点から考えると、粒子を原子・分子という物質の最小構成単位（実際は更に最小単位の素粒子があるが、それらは核反応以外では殆ど物質の性質に寄与しない）とすると、その相互作用は、電子の状態、即ち、電子の波動関数を求めることで計算可能という概念の上に第一原理計算は成立していることが分かる。このような素朴だが直接的な科学の進展が、膨大な時間をかけ、多くの科学者により進展してきたことに思いを馳せつつ、原子力分野への適用例の成果と今後の進展を考えると、第一原理計算の長所と短所が浮かび上がる。長所は、上に記してきたように、その計算手法の普遍性であり、適用領域が極めて広いということである。しかし、第一原理計算といえども、近似計算手法を用いており、その近似による限界を理解し、その適用範囲を更に広げる努力が必要である。最近になり、認識されてきたことだが、従来の第一原理計算はそもそも、ファンデルワールス力の重要な一種である分散力を全く記述できないことが知られていたが、その事実を明確に認識していた利用者は多くない。その力による物性への寄与は、計算から完全に抜け落ちていたが、全く気にせず利用されてきたのである。しかし、今は、その補正手法が多数開発されているが、このような問題は、人々が精度を高める欲求を募らせれば、次々と今後も顕在化していくことが想定できる。正に技術や社会の成熟とも発生する課題と同じ構図である。その一方、扱える系の空間的大きさと時間的長さが特に限定的であることにも注意する必要がある。その限界を深く認識しつつ、適用範囲を更にメゾ、マクロの物性や物質特性の理解へと広げる可能性を追求すべきである。その方向性の最近の興味深い挑戦として、AIを用い、第一原理分子動力学を実施することで、原子・分子間に働く相互作用の特徴を記憶させ、大規模な分子動力学計算へと系の時空間スケールを拡大させるという方向性がある。これまでは、人間が相互作用を深い物理的洞察や豊かな知見によりモデルを構築してきたが、第一原理分子動力学を計算機上で実施することで、AIがその得られた膨大なデータを基に、その特徴量を自動的に把握し、相互作用モデルを作り、高次レベルの計算手法に渡すという考え方である。このような挑戦は、これまで問題となってきたシミュレーション手法のマルチスケール化・高次化という課題に一石を投じるかもしれないという期待を記し、本予稿を閉じることとする。

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会2 (基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会)

[1K_PL] 日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成(コンクリート編)」の策定について

座長：坂本 幸夫 (ATOX)

2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 K会場 (N棟 N301講義室)

[1K_PL01] 遮蔽材料に係る学会標準の策定について

*木村 健一¹ (1. フジタ)

[1K_PL02] 遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて

*前中 敏伸¹ (1. 竹中工務店)

[1K_PL03] コンクリート材料変動に対する線量率影響検討

*中田 幹裕¹ (1. MHI NSエンジ)

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について

Standardization of concrete composition for radiation shielding design

(1) 遮蔽材料に係る学会標準の策定について

(1) Discussion on the standardization of concrete composition for radiation shielding design

*木村 健一¹ 中田 幹裕², 奥野 功一³, 平尾 好弘⁴, 石川 智之⁵, 坂本 幸夫⁶¹(株)フジタ, ²MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング(株), ³安藤ハザマ, ⁴海上技術安全研究所,⁵伊藤忠テクノソリューション(株), ⁶アトックス

1. はじめに

本標準は、原子力発電所及び放射線利用施設の設計段階で必要となる遮蔽材料のうち、遮蔽コンクリートの組成に関して、施設別の状況調査や国内外の文献調査及び遮蔽材料組成の基本的な策定方法を示すとともに、遮蔽コンクリートの材料組成を規定するものである。なお、この標準は既知及び実測データがある場合にはその利用を妨げるものではない。

本セッションでは、これまでに検討してきた標準の素案についての紹介を行う。本報では全体概要と組成標準の策定方法及び組成標準、第2報（遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて）には遮蔽コンクリートの施工的観点（材料や品質管理）からの実情について、そして第3報（コンクリート材料変動に対する線量率影響検討）では材料変動に対する線量率影響の評価の概要を述べる。

2. 適用範囲

この標準は、原子力発電所、再処理施設及び放射線利用施設（γ線利用施設、放射線を用いた医療施設、研究用放射線施設などのうち、発生中性子及び光子のエネルギーが20MeV以下の施設）における遮蔽材料の基本的な策定方法をもとにした遮蔽材料組成（遮蔽コンクリート）を規定している。

3. 遮蔽材料の組成標準

本標準では遮蔽コンクリートの材料組成の標準を規定する。そのためまず、図1に示す遮蔽材料組成の基本的な策定手順を明示した上で、その手順に基づいて決定した組成を示す。

本項目は、標準値（組成）の決定方法、遮蔽材料の組成標準（具体的組成）、遮蔽コンクリート組成標準を使用する場合の考慮事項、そして遮蔽コンクリートによる線量率の減衰に関する解析、などにより構成される。

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者以外に加え、作業に参画いただいた、本作業会及びWGの下記諸氏に、深く感謝いたします。吉田昌弘氏（原安技センター）、河野秀紀氏（アトックス）、田中健一氏（エネ総研）、大石晃嗣氏（日環研）、月山俊尚氏、坂本浩紀氏（日立GE）、谷口雅弘氏（大成建設）、佐藤隆氏（大林組）、小迫和明氏（清水建設）、吉岡健太郎氏（東芝）、尾方智洋氏（三菱重工）、天野俊雄氏（伊藤忠TS）、和田浩之氏（中部電力）、紺谷修氏（鹿島建設）、前中敏伸氏（竹中工務店）、辻弘一氏（JANSI）、丸山一平氏（名古屋大学）。

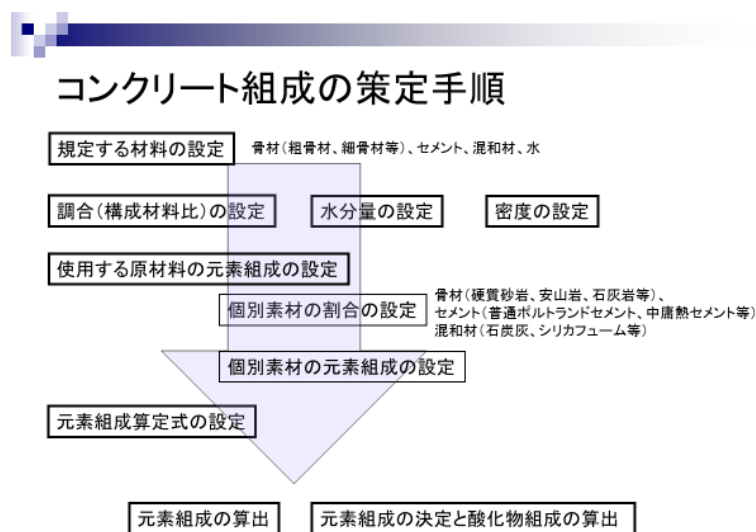


図1 コンクリート組成の策定のための手順

*Ken-ichi Kimura¹, Mikihiro Nakata², Koichi Okuno³, Yoshihiro Hirao⁴, Satoshi Ishikawa⁵ and Yukio Sakamoto⁶¹Fujita Corporation, ²MHI-NS, ³Hazama-Ando, ⁴National Marine Research Institute, ⁵ITOCHU Techno-Solutions and ⁶ATOX Corporation

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design

(2) 遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて

(2) The concrete used for radiation shield walls

*前中敏伸¹，丸山一平²，和田浩之³，紺谷修⁴，木村健一⁵¹竹中工務店，²名古屋大学，³中部電力，⁴鹿島建設，⁵フジタ

1. はじめに

コンクリートは、遮蔽設計の対象となるガンマ線や中性子線に対し、使用するコンクリート調合や構造物の形状により概ね期待する遮蔽性能を確保することができ、地産地消の材料を使用する安価な材料である。しかし、コンクリートは鉄や鉛のような単一材料ではないため、建設箇所、打設箇所、打設時期等の施工条件により、建物を構成する各部材の品質は変化する。本文では、遮蔽要求部位に使用するコンクリートの実情をまとめ、遮蔽材料標準を設定する場合の留意点をまとめる。

2. コンクリートの品質管理

遮蔽要求部位にコンクリートを施工する場合の標準的な仕様として、日本建築学会から発刊されているJASS5¹⁾とJASS5N²⁾がある。前者は、一般建築物に対する仕様をまとめたもので、主に病院内の特定設備を遮蔽する場合等に用いられる。後者は、建屋全体に遮蔽要求がある原子力発電所施設等に用いられている。各仕様書の項目は、遮蔽要求のない一般のコンクリート構造物に比べ、使用材料に対する差異は少ないが、部材厚が大きくなることや遮蔽設計におけるコンクリートの与条件（単位容積質量や部材厚さ）に起因する品質管理項目が付加されることが相違点である。

3. コンクリートに使用する材料

セメント：普通セメントを使用するが多いが、部材厚が厚くなる場合には、セメントの水和反応に伴う温度上昇を抑制することを目的に、中庸熱セメントやフライアッシュ等を使用する混合セメントを使用することが多い。骨材：骨材は粗骨材（砂利）と細骨材（砂）に分類でき、天然資源（河川砂利、山陸砂利、河川砂、山陸砂）が多用されていたが、近年は碎石や砕砂の利用が多くなっている。2016年の経産省の生コンクリートの統計³⁾を図1に、碎石と砕砂の原石分類⁴⁾を図2にまとめる。

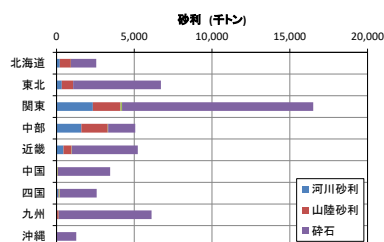


図1 生コンクリートにおける骨材分類(2016年)

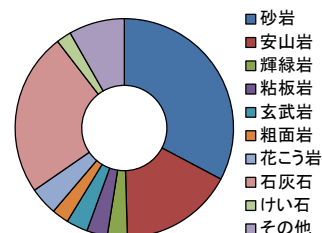
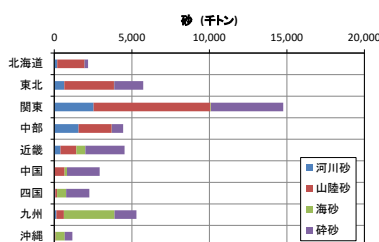


図2 碎石の原石分類(2016年)

4. 遮蔽標準設定に対する課題

遮蔽要求部位に使用するコンクリートは、品質管理項目が多くなるが、特別なコンクリートを打設するわけではない。しかし、遮蔽設計で必要になるコンクリートの特性（元素組成、単位容積質量およびコンクリート中の水分量等）は、使用材料の地域性、調合および形状の自由度から変化するため、各特性が遮蔽計算結果に及ぼす影響を把握し、説明性および代表性を確保できるよう慎重に策定する必要がある。

参考文献

- 1) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2015年
- 2) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2013年
- 3) 平成28年(2016) 生コンクリート統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課
- 4) 平成28年(2016) 碎石統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課

*Toshinobu Maenaka¹, Ippei Maruyama², Hiroyuki Wada³, Osamu Kontani⁴, Kenichi Kimura⁵¹Takenaka Corporation, ²Nagoya Univ., ³Chubu Electric Power Co., Inc., ⁴Kajima Corporation, ⁵Fujita Corporation

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design

(3) コンクリート材料変動に対する線量率影響検討

(3) Dose fluctuation by concrete compositions

*中田 幹裕¹, 月山 俊尚², 吉岡 健太郎³, 尾方 智洋⁴,
天野 俊雄⁵, 小迫 和明⁶, 河野秀紀⁷

¹MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング(株), ²日立 GE ニュークリア・エナジー(株), ³(株)東芝,
⁴三菱重工業(株), ⁵伊藤忠テクノソリューションズ(株), ⁶清水建設(株), ⁷(株)アトックス

1. 目的と概要

本標準では、遮蔽設計段階での標準遮蔽コンクリート組成の規定を目指している。遮蔽壁施工段階では、遮蔽設計条件としたコンクリート組成と同一組成のコンクリートを施工とすることは困難である。そこで、国内のコンクリートで想定される、製造時の配合変動、水分量変動、元素組成変動が、遮蔽透過時の線量率に与える潜在的影響を評価し、標準組成を遮蔽設計で使用する際の参照データとして整備することを目的とし、線量率影響検討を実施中である。本報告では、これまでに実施した評価の概要と、策定中の原子力学会標準に参考情報として掲載する内容を紹介する。

2. 線量率影響検討の進捗と概要

2-1. 実施事項

今回の標準での検討対象範囲は、現存及び今後設置される施設で主要となる原子炉施設と 20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備とした。

遮蔽透過後の線量率への影響因子として、コンクリート製造時の配合変動、コンクリート材料に起因する元素組成変動、及び水分量変動を考慮した。これらの因子に基づく、標準コンクリート組成に対する潜在的線量率変動について、対象施設別に中性子及びγ線源のケーススタディを実施した。この評価結果は、遮蔽コンクリート標準組成の適用に対する留意事項として、標準に掲載する予定である(図-1 参照)。

過去 2 年間の検討では、各因子の影響度合いを把握するため、国内でサンプルしたコンクリート材料の分析結果に基づき設定したコンクリート組成 (F02HT) を基準とし、分析結果のバラつきに基づく製造時成分変動、JASS5N などの既存データに基づいた水分変動、元素組成変動の初期評価として原子炉施設設計で参照してきたコンクリート元素組成事例である、ANL-5800 と 6443 の元素組成変動をパラメータとして計算を実施した。

想定する線源スペクトルとして、原子炉施設では中性子とγ線の線源を想定した。

具体的には、²³⁵U, ²³⁹Pu, ²⁵²Cf の自発核分裂中性子スペクトルと、BWR の生体遮蔽透過後の中性子スペクトル、⁶⁰Co, ¹³⁷Cs, ¹⁶N のγ線スペクトルと、²³⁵U 核分裂γ線スペクトルを対象とした。

20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備としては、18MeV の PET 照射医療用加速器を事例とした。

解析計算では、コンクリート材料変動の影響が、他の不確定因子の影響なく線量率計算結果に現われるように、幾何学形状は可能な限り単純化するとともに、計算手法も可能な限り簡素な手法を選択した。具体的には、原子炉施設の線源に対しては 1 次元球体系幾何学配列で、ANISN コードで計算を実施し、MCNP

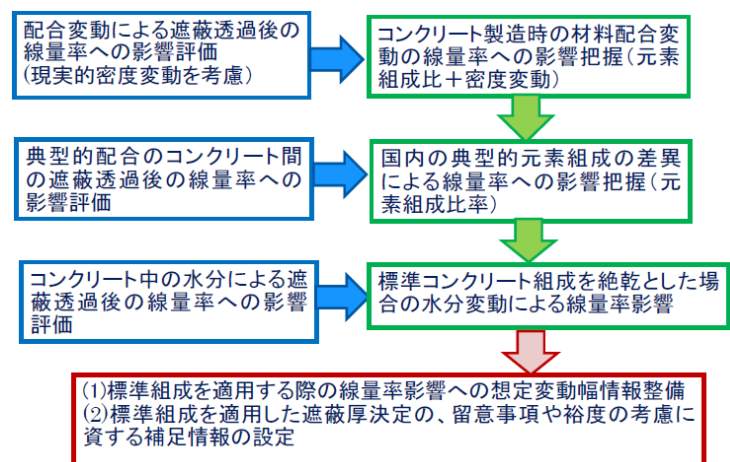


図-1 線量率影響検討流れ

コードで補足計算を行った。加速器施設に対しては加速した陽子による中性子発生を評価する必要性から、PHITS コードを用いた平板体系で計算を実施した。それぞれの幾何学形状を、図-2,3 に示す。

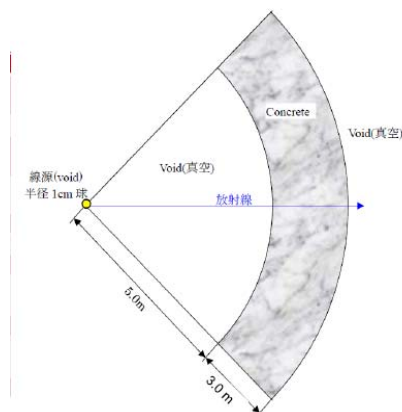


図-2 原子炉施設に対する計算幾何学形状

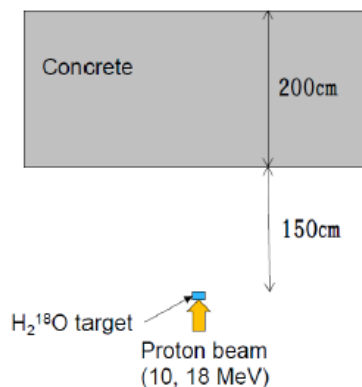


図-3 加速器施設に対する計算幾何学形状

2-2. 検討状況概要

ケーススタディの結果を、中性子線源については典型的な中性子源遮蔽厚さとして 2m、 γ 線源については原子炉施設の補機の遮蔽を想定し 50cm を例に、概要を示す。中性子線源に対する線量率変動は、原子炉施設の各線源スペクトル及び加速器施設ともに、配合変動（密度の $\pm 3\sigma$ ）で約 1.5 倍、水分変動（絶乾～自由水 0.1g/cm³）で 5～10 倍、元素組成変動（初期検討）で 2 倍程度となった（図-4 参照）。 γ 線源については、配合変動と水分変動共に約 1.5 倍で、エネルギーが高い ¹⁶N では変動が極めて小さかった。遮蔽厚に対しては、線量率で 2 倍に差が生ずる場合、コンクリート厚で高々 10cm 程度の影響である。

また、中性子束が一定の場合、水分が多いほど 2 次 γ 線発生量は増える傾向にあるが、コンクリート中の 2 次 γ 線発生量は水分増加による中性子の減衰に支配され、水分量が多いほど 2 次 γ 線の線量率が増える逆転現象は現れなかった。さらに、これまでの解析結果から、中性子の減衰に対しては水分と軽元素（Si, Ca）の影響が大きく、 γ 線の減衰に対しては密度依存で元素の差異は現れない傾向となった。

なお、熱中性子の上方散乱による線量率影響について、過大側の評価を実施したが、1%以下の影響であり、本検討では考慮する必要がないことを確認している。

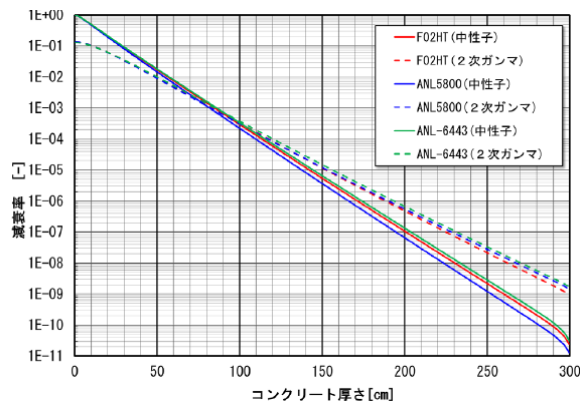


図-4 原子炉施設に対する組成変動解析事例

2-3. 今後の計画

現在、標準に規定する遮蔽コンクリート組成と、その設定データに基づく、配合変動、水分変動、元素組成変動に対する、最終的な線量率影響検討を実施中である。検討では、これまでのケーススタディ結果に基づいて、代表的な原子炉施設の中性子及び γ 線源と 18MeV 医療用加速器線源に対して計算を実施中である。ここで、元素組成変動については、ケーススタディで実施した ANL-5800, 6443 組成に加え、国内の典型的な元素組成を加えた、線量率影響検討を実施中である。また、加速器線源については、施設の遮蔽設計の観点で、医療用加速器を主な対象とするが、中性子エネルギースペクトルの特性として異なる 14MeV D-T 線源についても、線量率影響検討を実施中である。

3. 原子力学会標準への掲載計画

上記 2-3 節に示した線量率影響最終検討は、評価結果に基づく見解とともに、標準に規定する遮蔽コン

クリート組成を遮蔽設計に適用する場合の留意事項として、附属書（参考）に掲載する予定である。また、最終計算に至る前の、参照コンクリート組成 F02HT に対する種々の線源に対するケーススタディ、解析計算に使用した具体的条件とデータ、ケーススタディに基づく線量率への影響因子の考察、最終検討に用いる代表線源の選定過程及び上方散乱の評価内容詳細については、解説に参考情報として掲載予定である。

附属書（参考）の構成は下記を予定している。

- (1) 対象とする線源範囲
- (2) 遮蔽透過後の線量率影響で考慮する成分変動
- (3) 線量率影響検討
- (4) コンクリート組成変動に対する遮蔽性能留意事項

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者に加え、作業に参画いただいた、本作業会感度解析 WG の下記諸氏に、深く感謝いたします。

吉田昌弘氏（原安技センター）、坂本幸夫氏（アトックス）、田中健一氏（エネ総研）、大石晃嗣氏（日環研）、坂本浩紀氏（日立 GE）、谷口雅弘氏（大成建設）、木村健一氏（フジタ）、奥野功一氏（安藤ハザマ）

*Mikihiro Nakata¹, Toshihisa Tsukiyama², Kentaro Yoshioka³, Tomohiro Ogata⁴, Toshio Amano⁵, Kazuaki Kosako⁶, Hidenori Kawano⁷

¹ MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., ² Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ³ TOSHIBA Corp.,

⁴ Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ⁵ ITOCHU Techno-Solutions Corporation, ⁶ Shimizu Corporation, ⁷ ATOX Corp.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[1O_PL] 平成28年度社会・環境部会賞受賞記念講演

社会との対話と専門知

座長：高木 利恵子 (エネルギー広報企画舎)

2017年9月13日(水) 13:00 ～ 14:30 O会場 (フロンティア応用科学研究棟 セミナー室1)

[1O_PL01] 学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性和現状

*諸葛 宗男¹ (1. PONPO)

[1O_PL02] 市民との対話

*山野 直樹¹ (1. RADONet)

[1O_PL03] ステークホルダーとの対話

*村上 朋子¹ (1. エネ経研)

2017 年秋の大会
社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—

A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016
-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

(1) 学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性和現状

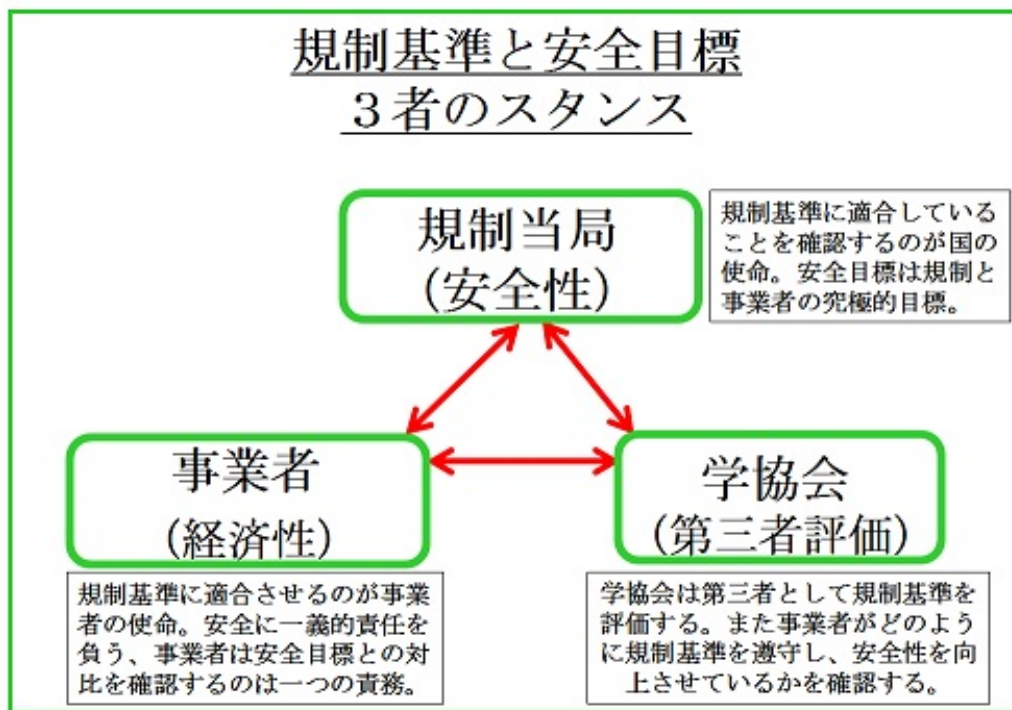
(1) The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*諸葛宗男¹

¹PONPO

1. はじめに

再稼働する原子力発電所は原子炉等規制法第 43 条第 3 項の 8 にしたがって設置変更許可（適合性審査）を得なければならない。そのために新規規制基準に適合する改造を行い、既に 12 基の原子力発電所が原子力規制委員会（規制委）の許可を得ている。しかし、国民は新規規制基準に適合した原子力発電所が安全目標をクリアしているのか否かはもちろん、福一事故前と比べてどれだけ安全になったのかを規制委から説明されていない。しかも、規制委員長はマスコミに対して「私は安全とは言わない」と明言している。本稿は適合性審査に合格した原子力発電所がどれだけ安全になったのか、また、新規規制基準とは何なのかを第三者の立場から検討する。



2. 講演でお話すること

規制委は法律に沿って審査することに専念している。日本原子力学会は専門家集団として、状況をできるだけ判り易く国民に説明する責任を有している。数が多く判り難い規制基準が何なのかや、どれだけ安全になったのかを説明する。本講演のタイトルに掲げた「学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性和現状」に近づけるよう試みるつもりである。

3. 新規規制基準とは何か

もちろん、主な目的は福島第一原子力発電所が陥ったような事態に陥ったとしても、事故にならない「再発防止策」である。規制委のホームページには新規規制基準として 10 項目が書かれているが、その中には、米国で起きた 911 同時テロ対策としての航空機衝突対策、或いは海外で起きたトラブルの水平展開として実施するものも含まれている。昨年春の大会の発表の中には各電力会社が実施している安全対策を具体的に 112 項目列挙したものもある。

4. 規制委はどんな安全目標を掲げているのか

新規規制基準は法律で電力会社に義務付けたものであり、決定論である。これによってどれだけ安全になったのかは様々な起因事象を仮定して確率論的リスク評価(PRA)で評価しなければならない。規制委員長は適

2017 年秋の大会

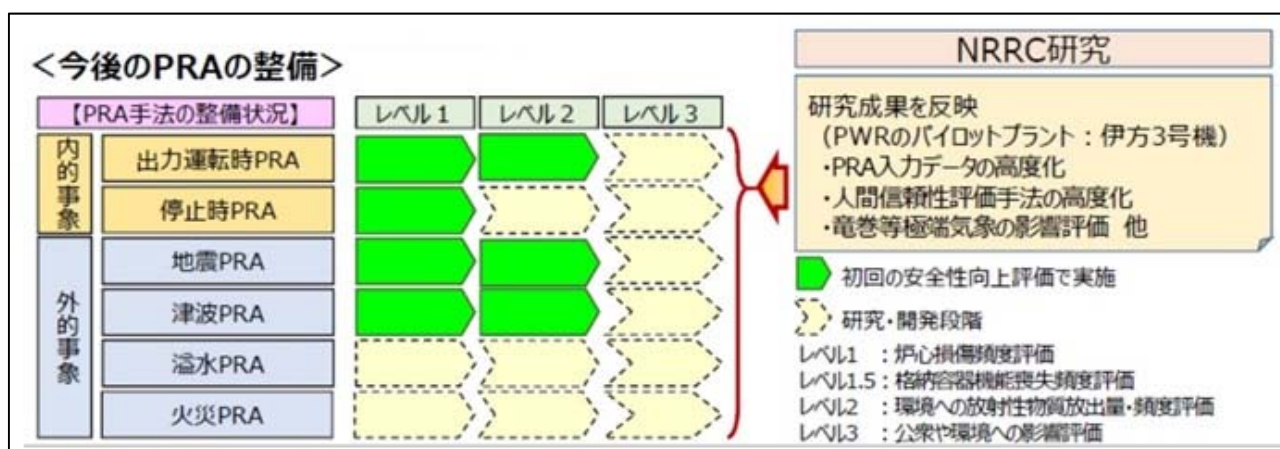
合性審査前の 2013 年に国会で安全の目標について語っている。100 万年に 1 回起きる事故での放射能放出量を福一事故の 100 分の 1 にすることを安全目標に加える、とした。すなわち、100 万年に 1 回の事故での放出放射能を 100 テラベクレル以下にすることを目標としている。

5. 新規制基準を満たした原子力発電所は安全になったのか

2015 年 5 月に資源エネルギー庁で開かれた発電コスト等の検証 WG の評価によれば、新規制基準に書かれた安全対策をすべて実行すれば、事故が起きるリスクは 56%減少するとのことである。

6. 規制委の見解

安全性の評価には世界のどの国でも確率論的リスク評価(PRA)が使われている。我が国も随分前から PRA 手法を開発してきたが、規制に採用されていなかったこともあり、開発が大幅に遅れている。現在、起因事象として内部事象を 2 通り（定常時と停止時）、外部事象を 4 通り（地震、津波、溢水、火災）の 6 通りの PRA を開発中で、既に実用に供されているのはレベル 1 で 4 通り、レベル 2 は 3 通り、レベル 3 はゼロである。規制委は日本の確率論的リスク評価(PRA)は 18 通りの PRA のうち、7 通りの PRA しか行っていない。全体のリスクの内の一部しか評価できていないため、どれだけ安全になったのかを論ずるのは時期尚早だとしている。



7. 新規制基準に適合させるためにかけている費用

前出のエネルギー発電コスト等の検証 WG の評価では安全対策に要する費用は原子力発電所 1 基で約 1000 億円だとしている。マスコミが報道している金額を単純集計すると 1 基平均 1270 億円である。今、審査中の 26 基の合計と日本原燃が公表した 7500 億円を合わせると、総計は約 4 兆円となる。

8. 黒ぬりが問題

適合性審査で確率論的リスク評価(PRA)の資料は提出されているが大幅に黒塗りされていて、原子力学会では十分な検討ができない。日本原子力学会は電力会社の PR 資料に記載された数値しか判らないのでは第 3 社としての検討を行ったと言えない点が問題である。

*Muneo Morokuzu¹

¹ Public Outreach NPO

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in
FY2016

-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

(2) 市民との対話 —我が国おける活動事例—

(2) Dialogue with the Public -Cases in Japan-

*山野 直樹¹¹RADONet

1. はじめに

現在、新規規制基準による適合性審査を通過した 7 基の原子力発電所のうち 5 基が稼働中であるが、6 年前の福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と記す）の社会的影響は、不安、嫌悪、忌避など、人々の意識下に沈着している。食品の放射線安全に関する消費者庁の意識調査結果¹（第 9 回：2017 年 3 月 8 日）を見ても、福島産の食品を避ける割合は低下傾向にあるが約 15%の人は購入をためらうと回答している。放射線の基礎知識の理解の減少が横ばいの傾向になっているとは言え、約 50%の人は確かな知識を持っていないことが分かる。

このような傾向が続くことは、原子力の受入れのみならず、医療を含む放射線利用や環境・エネルギー問題にも大きな影響を与える。ここでは、消費者庁などのリスクコミュニケーション（以下、リスコミと記す）や筆者の実践経験等を例示して、市民との対話はいかにあるべきかを考える。

2. 従来型のリスクコミュニケーション活動

福島事故後、多くの学協会が放射線に対するリスコミを実施した。消費者庁は食品安全の観点から早期にリスコミを開始し 5 年を超える活動を継続している。その活動実績は食品に関するリスコミ研究会報告書¹にまとめられているが、2011-2017 年度の間には 510 回を超える意見交換会（うち 3 回は 20 名程度の車座形式）、「食品と放射能 Q&A」の発行、地方公共団体や関連団体と協力した約 3,400 名のリスクコミュニケーション養成、風評被害に関する消費者意識の実態調査（2013 年 2 月から 2017 年 2 月まで延べ 9 回）などを実施している。消費者庁は、国が意見交換を実施する際には、多数の参加者に等しく情報提供し、多様な参加者の意見聴取が可能なことを理由に、大会場でのシンポジウム形式を中心に今後も実施するとしている。他方、多様な意見交換等については、その目的や参加者の属性に応じて、車座を含めた多様な形式を検討することが望ましいとしている。

学協会の活動事例の一つとして、日本放射線影響学会福島原発事故対応 Q&A グループが 2011 年 9 月より 2016 年 12 月までの間に 171 回実施した「放射線影響解説セミナー」²にも注目したい。このグループが実施した開催形式は、数百名の講演会から 30～40 名の小集団を対象とした膝詰め講演会まで多様である。活動記録では、「大規模な講演会では、限られた質問時間では、生じた疑問の多くを解消できず、かえって不安が増す傾向があり、効果が少ない」ことを示唆している。また、「インターネット時代を反映して放射線の健康影響に関する情報が氾濫したことによって、かえって情報の真偽が判断できず、人々の間に不安が根強く蔓延していることを感じる」と述べている。

3. 参加型リスクコミュニケーション

従来型のリスコミの問題点を解決する手法としては参加型リスコミ手法がある。その一つとして推進側と反対側の専門家によるディベート集会³が挙げられる。しかし、対立するエビデンスを整理する程度の成果しか得られない場合や二項対立を助長する傾向があるなどの理由で必ずしも効果的ではない。

少人数の参加型対話は前掲の「放射線影響解説セミナー」が採用しており、消費者庁も車座集会と称して数回採用している。この方法は、参加者が少人数であり、参加者の理解が深まる、質疑・意見交換の内容が個別かつ個人の身近な話題となりやすいといった特徴がある。しかし、その多くが 1 回限りの対話で

あり、1～2 回程度の参加では本音の意見が出ない、井戸端会議（後の記憶に残らない）になりやすい。さらに、意見交換をした結果がどのように反映されるか分からない、関心・興味のない人はそもそも参加しないという本質的な課題がある。

4. 地域参画型リスクコミュニケーション

筆者らは、上記の参加型リスクミの問題点や課題を解決する手法として、新たな「地域参画型リスクミ手法」⁴を構築した。この手法は地域コミュニティメンバーによる参画型の少人数のワークショップ（勉強会）形式を採用する。従来の参加型リスクミのように 1～2 回程度の勉強会では有効性に疑問があるため、5 回以上の繰り返しの勉強会を行う。そのためには繰り返し参加する参加者のモチベーションが必要であり、人々の「知る権利」だけでなく「自己決定権」、「自己効力感」に強く働きかけることで、モチベーションを維持できるように配慮するとともに、参加して議論した結果が具体的に反映される目標を設定し、ステークホルダー入力のプロセスを確実にすることが特徴である。

2013～2015 年度に敦賀市において、2 つの地域コミュニティメンバーの少人数グループ（各 12 名）を作り、低線量放射線の健康影響に対する勉強会を 2 年間で各グループ 10 回実施した。勉強会の中では、単に「知識」だけでなく「考え方」を伝える、「価値」への質問に答えるなどの工夫をすることによって、比較的早い時期にグループ内の信頼感を構築する配慮を行った。

勉強会開始時と 2 年後に、同一質問項目による意識調査を勉強会参加者に対して行い、勉強会前後での知識と意識の変化を測定した。また、2013 年 9 月には一般の敦賀市民を対象とした意識調査を行っており、同一の質問項目を多数採用しているため、勉強会参加者と敦賀市民との比較検討を行うことができた。

比較結果の一例として、福島産の食品を避けるかとの質問に対する回答を図 1 に示す。一般の敦賀市民は 17%が強い肯定、19%が弱い肯定を示したのに対して、勉強会参加者は勉強会開始時では 21%が弱い肯定で勉強会後ではそれが 10%に減少した。なお、勉強会参加者では強い肯定は 0%であった。

当日報告するが、知識および意識の両方で顕著な変化が見られ、一般の敦賀市民と比べて高い認知レベルを示していることが確認できた。

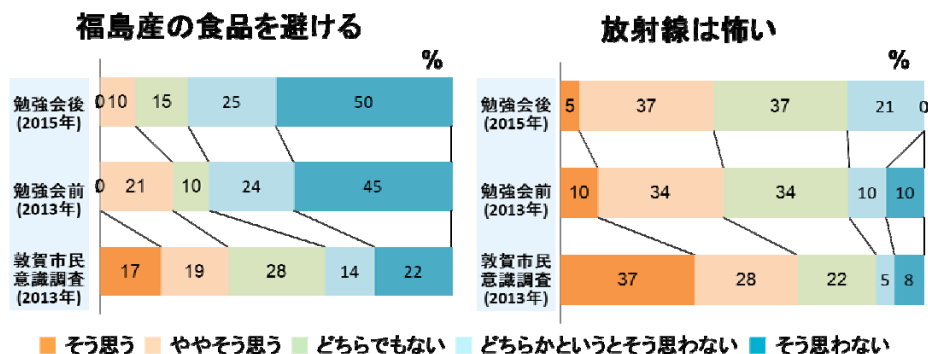


図 1 低線量放射線の健康影響に対する意識調査結果の比較

5. 市民との対話の重要性

市民との対話のためのリスクミ手法について国内の活動事例をいくつか述べたが、最近のインターネット経由の twitter による Fake News や個人攻撃の拡散など、何が信頼できる確かな情報か判断しにくい状況が続くと思われる。原子力や放射線に関する市民との対話は継続が肝要であり、今後の原子炉廃止措置や地層処分などの難問の解決に向けた更なる取組みが必要である。本報では「地域参画型リスクミ手法」の有効性を示したが、「対話の相手との信頼構築」、「エビデンスに基づく説明」、「問題点や課題について誠実に対話し、建設的な解決方策に対する意見を伺う」等のリスクミの基本的な定石を誤らない実装方法が必須である。

参考文献 1. 消費者庁, http://www.caa.go.jp/earthquake/understanding_food_and_radiation/, 2. 日本放射線影響学会, <https://www.jrrs.org/faqpage/seminar/>, 3. 八木絵香, 高橋信, 北村正晴, 日本原子力学会和文論文誌, 6[2], pp.126-140(2007), 4. 山野直樹, <https://www.cbriskcommunication.org/>

*Naoki Yamano¹

¹Registered Non-Profit Organization Radiation Dose Analysis and Evaluation Network (RADONet)

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in
FY2016

-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

(3) ステークホルダーとの対話 —海外の事例と日本への展開—

(3) Dialogue with Stakeholders -Cases in Overseas and Implications to Japan-

*村上朋子¹¹ 日本エネルギー経済研究所

1. ステークホルダーとの対話の目的と対象

ステークホルダー（Stakeholder、意識＝利害関係者）とは誰なのかというと、実は意識せずに漠然と「一般市民」「国民」と思う方が多いのではないかと。しかし、それは議論の混乱の元である。

1 月 17-19 日、パリで OECD 原子力機関（OECD/NEA）の主催する国際会議「原子力の意思決定に関するステークホルダーとの関わり（Stakeholder Involvement in Nuclear Decision Making）」が開催された。その会議では、有用な示唆が以下の通り示された。

- ステークホルダーが誰（何）かは場合により違うので、その定義から明確にせねばならない。
- ステークホルダーとの議論を何のためにするのか、その目的を明確に持つことが必須である。目的が明確であれば、おのずとステークホルダーの定義も明確になる。

一般市民への原子力の重要性の理解浸透を促し、原子力エネルギーが社会から支援されるエネルギーとなるための一助とすることが目的であれば、ステークホルダーは立地地域に限らない一般市民である。事業者が自らの活動を認めてもらい、事業を拡大発展していくためであれば、ステークホルダーは規制機関を含む電気事業管轄の官庁や取引先や顧客となるであろう。このように場合により様々な解釈はあるものの、OECD/NEA によれば、ステークホルダーの定義は「関心を有する組織関係者・団体や、社会的な意思決定プロセスにおいて役割を担うことに関心を持つ集団または個人」とされている。

そのようなステークホルダーとの関わりを考える上での定義から想起されるのは、一部の人々が好んで言及する「国民」の定義である。「国民」ひとりひとりの価値観や信条は様々であり、知識水準も社会的立場も千差万別であるから、「国民全体で議論」などということは実際にはあり得ない。ステークホルダーの定義及びステークホルダーとの関わりの目的を明確にしなければならない、というのは、このような暴論がまかり通らないようにするための重要な指摘である。

エネルギー政策や原子力の問題におけるステークホルダーとの対話において、完ぺきな成功事例というのは実は無い。最終決定に至ったという意味でスウェーデンやフィンランドにおける最終処分場決定プロセスは成功事例と言えるかもしれないが、それでも問題が無かったわけではない。次節では隣国の韓国における最近の事例を取り上げ、ステークホルダーとの対話が成り立つ要件について考察する。

2. 韓国での「公論委員会」「審査員」による事例

6 月 19 日の文在寅大統領の脱原子力宣言を受け、韓国の内閣は 6 月 27 日、建設中の新古里 5/6 号機の建

設工事を継続するか否かについて国民的な議論を行うことを閣議決定した。大統領指名により設置された公論委員会（Public Debate Committee）が決定した手法は以下のとおりである。まず、地域・性別・年齢等の属性を考慮した上で 20,000 人ほどを無作為抽出して固定電話または携帯電話によるアンケートを取る。その回答者の中から委員会が“アンケートに本気で参加したと考える” 350 人ほどを“Jurors”（審査員）として選抜する。その審査員たちが 3 カ月間、専門家にヒアリング等しながら、新古里 5/6 号機の建設継続可否について公開の議論を交わし、3 カ月後に結論を答申するというものである。

しかしながら、当初はこの委員会及び委員会の選抜した審査員たちの決定をそのまま政策決定事項としてしようとしていた政府の進め方に対し、「委員会及び審査員たちの位置づけを担保する法律が無いため、法的プロセスとして問題がある」「専門知識の無い審査員たちに 3 カ月で結論を出すことが可能か」等、有識者より様々な声が上がっている。韓国メディアの多くは既に社説でこの議論の進め方に関する意見を述べているが、例えば Yonhap News のように「政策が科学的分析によらず政治的に決まる場合、しばしばこのような喜劇が起きるものだ。」とまで痛烈に批判しているものもある。

3. 日本への示唆

前述の OECD/NEA のステークホルダーとの対話会議では、以下のような示唆も出されている。

- 参加者の属性が多岐にわたる方がより広く意見が集まり、結果として議論も深みが出ることが多いが、論点を絞り、何を得たかったのかを明確にするべきである。
- 人は聞きたいことを聞くものであり、関心も持っていないことについて理解を得ることは困難である。信頼構築には時間はかかるが、直接対話を粘り強く続けるのが最短。ステークホルダーとの対話はそれ自体が究極の目標であり、終わりは無い（Never ends）。

この示唆から日本におけるステークホルダーとの対話はどうあるべき、と言えるであろうか。まず、ステークホルダーの定義とコミュニケーションの目的を明確化することは必須である。事業者や政府は、「国民全体」を対象とした画一的なアプローチに偏っている我が国の広報のあり方を見直し、例えば類似傾向を持つステークホルダー毎の対話の機会を増やす等の改善に取り組むことが望まれる。

韓国の「国民的議論」はまだ緒に就いたばかりである。20,000 人の無作為抽出、及びそれから選抜された 350 人ほどの市民審査員による議論というアプローチは、これまでの説明を見る限りはステークホルダー対話における「対象と目的の明確化」条件を満たしているように思える。論点も明確に「新古里 5/6 号機の建設継続か否か」に絞っており、参加者の判断も得やすいであろう。しかしながらこの事例から我が国への示唆を得るには、なお議論の進展を注視する必要がある。

*Tomoko Murakami¹

¹The Institute of Energy Economics, Japan

企画セッション | 部会・連絡会セッション | ヒューマン・マシン・システム研究部会

[1P_PL] プラントへのIoT活用と安全・セキュリティ対策

座長：五福 明夫 (岡山大)

2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 P会場 (フロンティア応用科学研究棟 セミナー室2)

[1P_PL01] プラントへのIoT活用について

*仲矢 実¹ (1. 横河電機)

[1P_PL02] IoTを支えるセキュリティ・安全技術

*福澤 寧子¹ (1. 大阪工大)

[1P_PL03] IoTにおけるセキュリティ管理／セキュリティ心理学

*内田 勝也¹ (1. 情セ大)

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

(1) プラントへの IoT 活用について

(1) IoT Applications for the Plant

*仲矢 実¹¹ 横河電機(株)

1. 序論

ドイツ発祥の Industry4.0 は新たな産業革命を意味している。プラントで生み出される製品情報ばかりでなく、生産に関わるあらゆる産業機器や搬送機器などの情報もインターネットを介して統合化される。仮想と現実を融合した高度な生産を可能にする CPS(Cyber Physical System)時代に突入したのが現代であろう。IoT(Internet of Things)によりスマート化されたプラントでは、生産される製品の状況、稼働する設備情報、受注から製品出荷までの製品ライフサイクルが IT 技術を駆使してリアルタイムに可視化され情報提供される。工場稼働率、原単位情報などがリアルタイムに把握され生産プロセス上の改善点や問題点が浮き彫りにされる。その結果を活用して生産性向上や省エネが達成される。各地に分散する工場サイト間や協力企業を跨いでの全体最適な操業の現実も予期される。

本講演では、CPS の一例として実際のプラント挙動を忠実に模擬する仮想プラント“ミラープラント”を取り上げる。このミラープラントを具体的にどのようにプラントオペレーション場面で活用するかを紹介させて頂く。

2. 現実と仮想を融合したミラープラント(図1参照)

ミラープラントは、プラントの動的挙動を完全に模擬するダイナミックシミュレータである。プラントで収集された温度、流量、圧力データだけでなく制御情報をオンラインでシミュレータに毎秒周期で与える。そして、毎秒周期でシミュレータをチューニングし、現在のプラント状態を計算機上に再現する。特に化学プラントにおいては、反応器内の触媒劣化や付着物による伝熱状態の変化などプロセスは時々刻々と変化する。ミラープラントではプラントの状態変化に追従するのが大きな特徴である。

ミラープラントは CPS そのものであるが、データのみで CPS を構築するのではなく、シミュレーションモデルには物理・化学の理論に則った物理モデルが使われている。プラントのオペレーションは統計や確率で決まるものではなく、データ+ロジックで CPS を構築した。

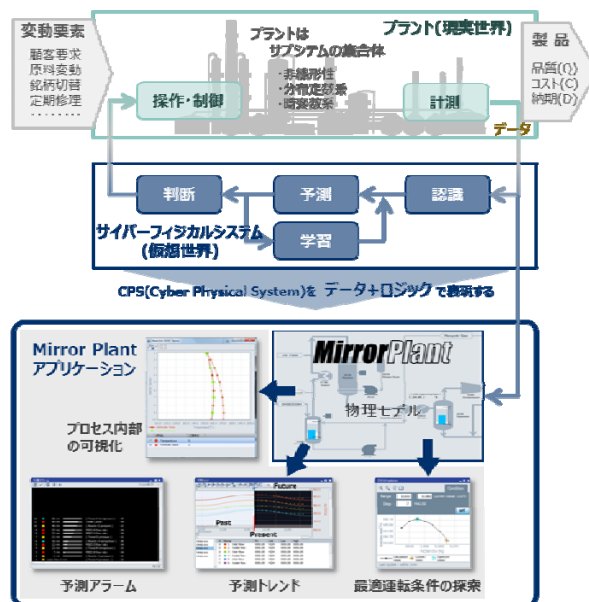


図 1. CPS としてのミラープラント

3. ミラープラントの活用紹介

3-1. プロアクティブオペレーション(図2参照)

コンピュータ上に現在のプラント状態を再現するシミュレーションモデルを構築することができれば、実時間より高速にシミュレーションすることで、近未来のプラント状態の変化を精度高く予想できる。ミ

ラープラントでは理論に基づいて構築されたモデルを採用しているため、操作を入れた場合でのプロセス変動予測情報をオペレータに提供できる。プラントにはむだ時間や遅れが存在するため、重要プロセス変数が、操作後定常状態に落ち着くまでのプロセスの振る舞いを予測することはオペレータに非常に有効である。未来に何か問題があれば、それを回避する操作を事前に施すことが可能になる。

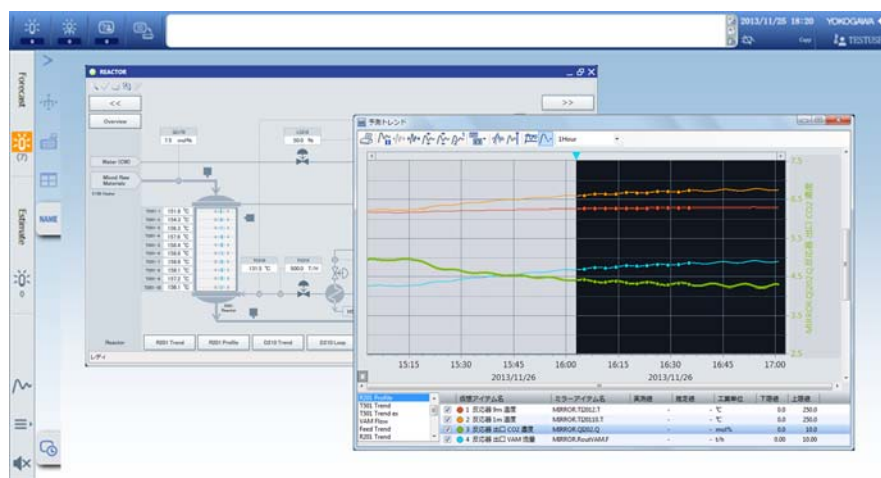


図 2. プロアクティブオペレーションを実現したミラープラントの操作画面

3-2. 最適オペレーション設計

プラントでの非計測点を可視化あるいは予測することにより、現在よりもよりよい運転条件を探索することが、ミラープラントを活用して実施できる。特に、化学プラントでは原燃料の多様化、プラントの増改築、設備の入替えなど生産する品目は変わらないが、現在のオペレーションを変更しなければならない時に現在のプラント状態を作り出すミラープラントにより事前検討が行える。

3-3. プロセス診断

ミラープラントでは物理・化学法則に従ったプラントモデルを採用している。シミュレータによる温度計算は熱収支によって求められる。一方、実際のプラントでの温度は、ゼーベック効果を利用した熱電対により計測される。全く異なった計測手法(計測の冗長化)により求めた温度データを比較することで、センサのドリフトなどを監視することができる。

4. 今後の展望

防爆型無線センサや光学を応用したリアルタイム組成分析計などの登場により、プラントの現在状況を知るための情報は今後各段に増加する。現在の Big DATA、IoT の活用はプラントの設備診断に主眼が置かれているようだが、本稿では IoT 活用が産み出す CPS を応用したオペレーション改革にスポットを当てた。仮想と現実を融合したミラープラントのアプリケーションを紹介した。ミラープラントは実際のプラントと同時並行で動作するオンラインダイナミックシミュレータであり、随時現在のプラント状態を表現するためモデルが更新される。即ち、ミラープラントは使えば使うほど、精緻化されたプラントモデルが構築される。この CPS で生成される精緻なプラントモデルを活用することが次のステップのキーとなるであろう。CPS で得たプラントの様々な知見を活用してプラントの運転自動化が加速することが予見される。ワイドダイナミックな制御を可能とする非線形モデル予測制御技術、オペレーション判断の人工知能技術など、車の運転自動化と同様、まだまだその道のりは長い。しかし、第 4 次産業革命と呼ばれる CPS により今までとは異なったアプローチでプラントを科学することが進むであろう。

*Makoto Nakaya¹

¹Yokogawa Electric Corp.

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策

IoT application in plants and its safety and security measures

(2) IoT を支えるセキュリティ・安全技術

(2) Security and safety technologies for IoT

*福澤 寧子

¹大阪工業大学

1. はじめに

重要インフラシステムを構成するあらゆるコンポーネントをネットワークに接続し、高度できめ細かなプロセス監視や制御、運転支援、保守支援などを実現する IoT(Internet of Things) 化が期待されているが、同時に十分なセキュリティ、安全対策が不可欠である。IoT 化がもたらすリスクと対策技術について、今後の動向を含めて紹介する。

2. IoT システムとリスク

様々な物がインターネットを通じて繋がることにより新たなサービスを生み出す IoT が進展しつつある。物理システムとサイバーシステムが緊密に連携する、いわゆる Cyber Physical Systems(CPS) は IoT の好例である。従来は、独自の通信プロトコルや OS を利用する物理システム（制御システム）と、物理システムとの相互作用を持たない業務システムなどのサイバーシステムは、区別して扱われてきた。しかしながら、2009 年にはイラクの核施設の装置がコンピュータウィルス Stuxnet によって破壊され、2014 年にはドイツの製鉄所がサイバー攻撃により操業停止を余儀なくされた。すなわち、今後ますます制御が高度化し、システム間連携が複雑化する CPS では、クリティカルデータの機密性、完全性、制御システムの可用性、あるいはシステムの機能安全（機能を組込むことでシステムの安全を担保すること）が失われることで、被害が大きくなることが想定される。従って、そのリスクを適切に抑えることが重要である。

3. IoT システムの特徴と対策技術

IoT システムの特性と、その特性に伴うリスクを軽減するための技術を紹介する。

3-1. 軽量暗号、秘匿情報処理

IoT システムに繋がるデバイス・装置では、送受信データの秘匿や改ざん検知などのセキュリティ機能が不可欠である。しかし、RFID(Radio Frequency Identifier)などのデバイスでは、十分なリソース（処理能力、メモリ）を備えているわけではなく、セキュリティ機能の搭載は負担となる。また、クラウドシステムは、オンデマンドで大規模リソースを確保できる利便性が高いが、クラウドのシステム管理者による不正アクセスやデータ漏えい、分析にともなうプライバシー情報の漏えいも懸念される。

リソースが限られたデバイス・装置では、消費電力量や実装に必要なメモリが小さい軽量暗号 ISO/IEC29192[1]の採用が必要である。一方、クラウドシステムに格納するデータの機密性を確保するためには、データの暗号化が望まれるが、分析などのデータ処理時には復号しなければならず、情報漏えいの懸念は払しょくされない。このリスクの低減策として、暗号化した状態のデータを復号することなく、所望の処理を実現する秘匿情報処理が有用である。共通鍵暗号や公開鍵暗号、準同型暗号技術を応用することで、例えば異なる暗号文間の比較や、複数の分析キーワードが暗号化データベース中に出現する頻度や、相関ルールを調べる事が可能である。もちろん、多数のデバイスでの軽量の暗号処理、クラウドシステムを介した秘匿情報処理を、安全かつ効果的に実現するためには鍵管理が重要である。

* Yasuko Fukuzawa¹ Osaka Institute of Technology

3-2. デバイス・装置の認証

システムやシステムを構成するコンポーネント・部品の調達では、オープン化やグローバル化、COTS (Commercial off-the-shelf) 化が進む中でサプライチェーンが構築されている。Windows や Linux などの OS、汎用のソフトウェアや通信プロトコルが採用されるシステムのオープン化は、技術や事業を加速させるが、攻撃や脆弱性などのリスクも共有されるという側面がある。その一方で、セキュリティに関わる開発や管理は国内外のサプライヤに委ねられている。すなわち、システムやコンポーネントをグローバル社会から調達しつつ、システム間接続、統合することが不可欠な IoT システムでは、サプライチェーン全体でいかにリスクを低減するかが課題である。

対策の一つは、IT 製品や情報システムに対し、セキュリティの要求仕様を示し、開発し、評価するというプロセスが正しく実施されたことを保証することであり、ISO15408[2]はそのためのセキュリティ評価基準である。ISO15408 は、セキュリティ要件リストを規定するものではなく、セキュリティ評価の枠組を提供するものである。すなわち、利用者はセキュリティ要件を示し、開発者はセキュリティ要件に対する製品のセキュリティ属性を示し、評価者はそのセキュリティ要件や属性を製品が満たしているか否かを検査する枠組みである。同様に、制御機器向けには、EDSA (Embedded Device Security Assurance) [3]認証がある。これらの認証製品を採用することで、システムとしての高い安全性を目指すことができる。

3-3. システム安全・セキュリティ分析手法 STAMP/STPA

多数のシステムが接続される IoT システムでは、構成要素の物理的な故障だけでなく、コンポーネント間の相互作用の異常など、システム特性に関する異常を特定できる手法が必要と考えられる。

FMEA/FTA 等の従来手法が、コンポーネントの故障事象の連鎖を表す事故モデルであるのに対し、STAMP (Systems-Theoretic Accident Model and Process) /STPA(STAMP based Process Analysis) は、システム理論を背景とする新しいシステム安全分析手法であり、運用系を含むシステムや人を含む連携システムの分析に適している[4][5]。STAMP/STPA では、事故はコンポーネントの故障のみを原因とせず、コンポーネントの振る舞いやコンポーネント間の相互作用が、システムの安全制約（物理的、人的、社会的制約）を違反した場合に起こると考える。まず、安全制約、コントロールストラクチャ、プロセスモデルの三つを基本要素とする事故モデルを作成する。そして、分析したいアクシデントやハザードに関する不適切なコントロールアクションをガイドワードに則って識別する。さらに、不適切なコントロールアクションを誘発する要因をガイドワードに則って特定する。最後に、特定した誘発要因を制御・除去するための安全制約を導出する。分析対象とするアクシデントやハザードとして、セキュリティ事件や脅威・脆弱性を設定することで、セキュリティ問題を分析することもできる。STAMP/STPA は、現在は多様な分野（航空宇宙、医療、鉄道、自動車、サイバーセキュリティ等）への適用によって、手法の特徴や有効性の明確化が進められている。

4. まとめ及び今後の課題

本稿では IoT システムの特性に着目して、注目すべきセキュリティ・安全技術を述べたが、もちろん、従来からのセキュリティ・安全技術が引き続き重要であることに変わりはない。今後、プラント設備の老朽化や現場作業員の高齢化などに対応するために、ビッグデータや AI などの先進技術を活用することも期待されている。その根幹の一翼は、セキュリティ・安全技術が担うことになるであろう。

参考資料

- [1] ISO/IEC 29192, Information technology - Security techniques -
- [2] 15408 ISO/IEC 15408-1, 2, 3 Common Criteria for Information Technology Security Evaluation (2009, 2008).
- [3] 米国国際計測制御学会セキュリティ適合性協会 <http://www.isasecure.org/>
- [4] Nancy Leveson, "Engineering a Safer World : Systems Thinking Applied to Safety" The MIT Press (2012).
- [5] 永井康彦, 福澤寧子:「新システムセキュリティ分析手法 STAMP/STPA の有効性に関する一考察」, 電子情報通信学会 SCIS2016, 2B3-1.

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策

IoT application in plants and its safety and security measures

(1) IoT におけるセキュリティ管理／セキュリティ心理学

(1) Security Management & Security Psychology in IoT

*内田 勝也

¹情報セキュリティ大学院大学

1. はじめに

1-1. 「情報 = 風」論

「誰か風をみたことがあるでしょうか？」から始まる「風」という童謡をご存じの方も多いと思いますが、英国のクリスティナ・ジョージナ・ロゼッティの詩に、大正 10 年、西条八十が訳詞し、草川信が作曲をしました。この詩では、風は感じるが見えないと詠っています。

では、「情報」はどうでしょうか？ここにありますか、あそこにありますと言えるでしょうか？コンピュータの中（メモリー）に保存されていますとか、ハードディスクに保存されています、ディスプレイに表示されていますと言うように、情報そのものでなく、情報が保存されている（と思われる）物理的なものを示しています。

我々は、「見えないもの」を保護・保全できません。そのため、それが保存されている物理的に見えるものを保護・保全することになります。

「情報」の場合では、①関連する人間、②テクノロジー、③電源や通信、空調と部屋（ビル）などと、④それらにある情報そのものを保護・保全することになります。これらを「情報資産」と定義しています。

勿論、電源や通信等は部屋から更に外部に広がっていますので、もっと広範囲で考える必要があるとの指摘もありますが、通常は、第三者の管理部分であり、上記①から④の棄損や窃盗等から保護・保全することが、「情報セキュリティ」と考えられます。

1-2. IoT とは？

「IoT」は、英語では、Internet of Things で、「モノのインターネット」と訳されますが、日本語では単数の複数の区別が曖昧ですが、「色々なモノのインターネット」です。勿論、単にインターネットに繋がっているだけでなく、繋がっているモノ同士の情報交換・共有があって始めて有効になります。

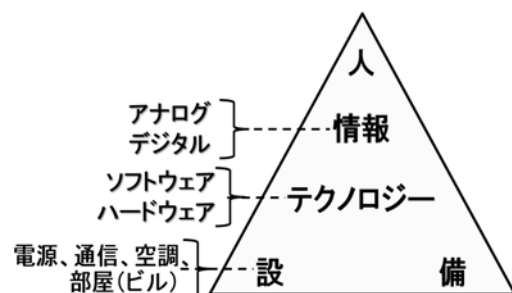
多くの色々なモノがインターネットと繋がれば、既存のソフトウェアの利用が増え、ソフトウェアの脆弱性が見つかれば、そこを攻撃される可能性も増えます。標準ソフトウェアでは脆弱性の数は少なくなるが、攻撃される可能性は高くなる。利便性を考えると、標準化の方向に進むものと考えています。

2. セキュリティにおける騙しの考察

2-1. 誰が騙すのか？

従来、「騙し」では、ギリシャ神話にある「トロイ戦争」のように、何らかの道具を利用するが、人間が人間を騙すことを考えてきました。

コンピュータ時代、特に、IoT や AI 技術（artificial intelligence：人工知能）の高度化を考えると、人間が人間を騙すだけでなく、①人間が機械を騙す、②機械が人間を騙すこともあります。



【人、情報、テクノロジー、設備】、ひとつ欠けてもセキュリティを確保できない可能性がある

図 1 情報資産の概念図

* Katsuya Uchida

¹ Institute of Information Security

図2は、「人間 (People)」、「機械 (Machines)」と人間と機械の統合化した騙し・騙されを考えたものです。

- ① 人間：人間が対面で行う場合や単純な機器（電話、FAX、郵便等）を利用して行う騙し（騙される側も同じ、以下同様）
- ② 機械：内蔵プログラム（Programmable/Programmed）を持つ機械／機器が行う騙しで、最近では単純なプログラムだけでなく、AI 技術を利用したものが増えている。
- ③ 人間・機械：上記①、②の両方の機能を持って騙し

2-2. 騙し・騙され事例

図2の1～9までの中で、特徴的なものについて説明します。

- 「1. 人間 ⇒ 人間」（標的型電話攻撃）で、2012年に首都圏近郊自治体での「ストーカー殺人事件」では、ストーカーは被害者の詳細な住所の取得を依頼し、依頼された経営者は、ソーシャルエンジニアリングの1つである「誘導質問術」を利用し、自治体職員から個人情報を盗取したと思われる^[1]。
- 「6. 人間・機械 ⇒ 人間・機械」（標的型メール攻撃）で、メールに興味のある内容やタイトルをつけ、添付ファイルをクリックさせるように仕向けています。
例えば、2016年6月に発生した旅行会社のグループ会社で発生した標的型メール攻撃は、送付元（From）のメールアドレス表示は正しかったが、添付ファイルの内容が旅行会社に関する情報でなかったため、返信をしたら、「当該メールアドレスに届かない（**Delivery has failed to these recipients or groups:**）」とのメッセージが返送された。標的型メール攻撃の教育・訓練で、クリック後の対応教育・訓練が考慮されておらず、未達メール対応が放置され、情報漏えいを許してしまった^{[2][3]}。
訓練は実施されていたが、「クリック率を下げる」ことが中心で、クリック後の対応が十分でなかったため、「未達メール」の対応が行われなかった。情報漏えいは未達メール受信後、4日程度後から始まっており、未達メール受信時に対応していたら、情報漏えいを防ぐことができた。
- 「7. 機械 ⇒ 人間」（人間になりすます）カナダの出会い系サイト事件では、男性利用者とチャットをしていた女性は、生身の女性でなく、音声ボット（AI）が女性になりすましていた。
- 「9. 機械 ⇒ 機械」（プログラムの脆弱性攻撃）インターネットでのTCP接続は、クライアントとサーバ間で、「Three-way handshake」（①SYN, ②SYN ACK, ③ACK）で通信が始まるが、クライアントが③ACKパケットを送らないと、Three-way handshakeが完成せず、サーバは最後の「③ACK」パケットを待ち続ける。大量の「①SYN」パケットを送付すれば、サーバは大量の「③ACK」を待つことになり、サーバの処理能力が大幅にダウンする

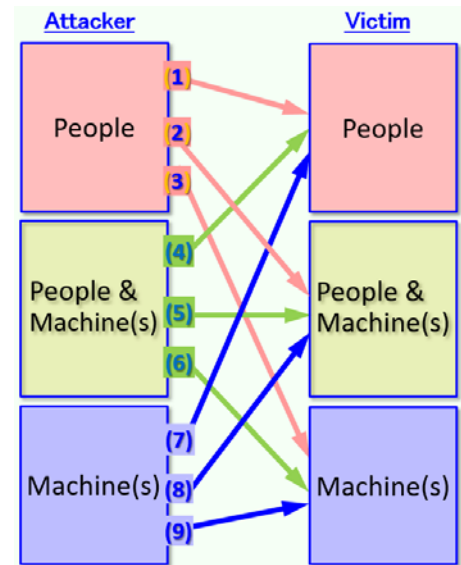


図2 攻撃者 vs 被害者

3. セキュリティマネジメント、セキュリティ心理学からの対応

3-1. 歴史に学ぶ

従来、人間の心理的な弱さを攻撃する「ソーシャルエンジニアリング」では、人間が人間を騙すと思われているが、実際には、「2.2 事例」をみても、人間だけを考える対応ではなくなっている。

ドイツの「鉄血宰相」と言われた、オットー・フォン・ビスマルクの言葉の通り、「賢者は歴史から学ぶ（a wise man learns from history）」は、セキュリティの世界でも同じであろう。

個人的にセキュリティインシデントの簡単な情報収集（データベース化）を行っているが、以下は、IoT関連の心理的なインシデントと考えることができる。

1994年01月 書籍「Secrets of a Super Hacker」の「Appendix B: Common Defaults」にUNIXで利用されている既知のユーザID、パスワード（以下、ID/PWと記す）は50余りの単語が利用されていると記述しています^[4]。

2004年10月 インターネット接続のDVDビデオレコーダーのLINUXオペレーティングシステムが既知のID/PWになっていたため、「踏み台」にされた^[5]。

2010 年 11 月 国内の官公庁，企業，大学等に導入されている「ネットワーク接続の複合機」に保存されているイメージファイル（コピーや FAX，プリンターとして利用したファイル）が，既知の ID/PW になっていたため，外部からのアクセスで盗取され，一部は公開されました。

2013 年 11 月 監視カメラの多くがインターネットに接続されるようになり，既知の ID/PW を利用しているケースでは，監視カメラの映像が丸見えになっていた^[6]。

2015 年 01 月 WiFi ルータの初期 ID/PW がメーカー／機種毎に一律で，ただ乗りや乗っ取りが発生した。

20yy 年 xx 月 （自社製品／自社利用製品【IoT 製品】の可能性は？）

同種のインシデントを時系列的にみると，全てインターネット接続の課題で，「Internet of Things」でのインシデントとも考えられます。次にくる IoT 機器のインシデントを自社開発／利用の IoT 機器と考え，それらのリスク評価が大切になります。

4. まとめ及び今後の課題

- ビスマルクの「賢者は歴史から学ぶ」は，従来の情報セキュリティや IoT のセキュリティに関係する過去の知見からだけでなく，他分野での知見も必要です。

航空業界の「CRM (Crew Resource Management)」や医療分野の「Team STEPPS(Team Strategies and Tools to Enhance Performance and Patient Safety)」は，チーム・組織対応で事故の未然防止やインシデント対応訓練で，事故の拡大を防ぐ役割を果たしており，IoT セキュリティでも有用と考えられます。

CRM では悪天候時に，格納庫 (Hangar) に関係者が集まり，過去のインシデントや回避方法等の情報交換を行い，「安全文化」の構築・共有を行っており，これを「**Hangar Flight**」と呼んでいます。

- 勿論，歴史から学ぶだけでなく，今後の IoT では人間が関与する割合が低下し，機器 (Smart Devices) や AI 技術などの関与が高まれば，図 2 に示した「**機械**」部分が大きな割合を占めると考えています。騙しやソーシャルエンジニアリングは飛躍的に広範囲なものになり，それらの調査・分析も必要です。
- IoT の開発・設計段階のセキュリティ対策は情報セキュリティより遙かに重要になり，機器認証だけでなく，心理学や認知科学の知見を考慮した利用者目線での設計も必要だと考えています^[7]。

参考資料

- [1] 内田勝也，誘導質問術からみた個人情報漏えいの考察，情報処理学会誌，Vol. 56 No. 12，pp. 2219-2229(Dec. 2015)
- [2] (株)ジェーティービー，個人情報流出の可能性のあるお客様へのご連絡について，2016 年 6 月 <http://www.jtbcorp.jp/jp/160616.htm> (既に削除されている)
- [3] 日経コンピュータ，[詳報] JTB を襲った標的型攻撃，2016.06.15，日経 BP <http://itpro.nikkeibp.co.jp/atcl/column/14/346926/061500549/>
- [4] Nightmare, Secrets of a Super Hacker, Loompanics Unlimited, 1994.01
- [5] Internet Watch, 東芝、HDD 搭載 DVD レコーダ「RD」シリーズが“踏み台”になる危険性，2004.10.06 <http://internet.watch.impress.co.jp/cda/news/2004/10/06/4882.html>
- [6] 読売新聞，監視カメラ覗き見？ パスワード未設定が原因か，2016.01.22 <http://www.yomiuri.co.jp/science/goshinjyutsu/20160122-OYT8T50085.html>
- [7] D. A. ノーマン，野島久雄訳，誰のためのデザイン？ 増補改訂版—認知科学者のデザイン原論，新曜社，2015.04

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1Q_PL02] 原子力利用に関する基本的考え方

座長：上坂 充 (会長)

2017年9月13日(水) 12:05 ～ 12:55 Q会場 (フロンティア応用科学研究棟 レクチャーホール)

[1Q_PL0201] 原子力利用に関する基本的考え方

*岡 芳明¹ (1. 原子力委員会委員長)

招待講演

原子力利用に関する基本的考え方

Basic Policy for Atomic Energy

*岡 芳明¹¹ 内閣府原子力委員会

「原子力利用に関する基本的考え方」（平成 29 年 7 月 21 日に閣議尊重決定）の概要を紹介する。

検討経緯

- 2014 年 12 月 16 日 原子力委員会設置法見直し後の原子力委員会発足、委員長談話で原子力利用の基本的考え方の作成を表明
- 2015 年 1 月 28 日 定例会で有識者意見聴取開始 合計 36 名
研究用原子炉の在り方や、理解の深化、軽水炉利用、高速炉開発について、原子力委員会としての「見解」を策定しつつ、重要テーマについて検討
- 2017 年 4 月 27 日～6 月 5 日 パブリックコメント募集 到達件数 728 件
- 2017 年 7 月 18 日 パブリックコメントの結果を踏まえた原子力委員会定例会での検討
- 2017 年 7 月 20 日 原子力委員会決定
- 2017 年 7 月 21 日 閣議決定：政府は、原子力の研究、開発及び利用に当たり、原子力委員会の「原子力利用に関する基本的考え方」を尊重する旨を決定

「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

1. 原子力を取り巻く環境の変化

東電福島原発事故による影響:

- 原子力利用を続けていく上では、国民の原子力への不信・不安に真摯に向き合い、その軽減に向けた取組を一層進めていくことにより、社会的信頼を回復していくことが必須

原子力利用を取り巻く環境:

- 電力小売全面自由化等による競争環境の下で原子力事業の予見可能性を低下しているとの指摘がある
- 工業・医療・農業等への放射線利用拡大の期待が高まっている

地球温暖化問題を取り巻く環境:

- 温室効果ガスの排出削減目標を2030年度に2013年度比26%減に設定
- 長期的に更に大幅削減するためには、現状の取組の延長線上では達成が困難であり、イノベーションによる解決を最大限に追求することが必要とされている

国民生活や産業に影響を及ぼすエネルギーをめぐる状況:

- 火力発電の焚き増しや再生可能エネルギー固定価格買取制度の導入等に伴って電気料金が上昇
- 電気料金の上昇は、すべての要因ではないにしても、国民生活及び経済活動に多大に影響



2. 原子力関連機関等に継続して内在している本質的な課題

従来の日本的組織や国民性の特徴が原子力利用にも影響:

- 我が国では、特有のマインドセットやグループシンク（集団浅慮）、多数意見に合わせるよう暗黙のうちに強制される同調圧力、現状維持志向が強いといったことが課題の一つとして考えられる
- 組織内で部分最適に陥り、組織内外を問わず、根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化の構築も必要

「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

3. 原子力利用の基本目標

責任ある体制のもと徹底したリスク管理を行った上での適切な原子力利用は必要である。その適切な利用に当たっては、**平和利用を旨とし、安全性の確保を大前提に国民からの信頼**を得ながら、原子力技術が**環境や国民生活及び経済にもたらす便益**とコストについて十分に意識して進めることが大切である。

- 東電福島原発事故の**反省と教訓を真摯に学ぶ**
- **地球温暖化問題や国民生活・経済**への影響を踏まえた原子力エネルギー利用を目指す
- **国際潮流を踏まえた**国内外での取組を進める
- **原子力の平和利用**の確保と国際協力を進める
- 原子力利用の大前提となる**国民からの信頼回復を目指す**
- **廃止措置及び放射性廃棄物**への対応を着実に進める
- 放射線・放射性同位元素の利用による**生活の質の一層の向上**
- 原子力利用のための**基盤強化を進める**

4. 重点的取組とその方向性

➢ **ゼロリスクはないとの認識の下での不断の安全性向上**

- 福島を着実な復興・再生の推進と東電福島原発事故の**反省と教訓を活用**
- 安全確保において**最重要な過酷事故の防止**とその**影響低減**を図るため、**原因・事象の究明と対応力の涵養**
- **日本的組織や国民性の弱点を克服した安全文化を確立**
- リスクマネジメントの推進による自主的安全性向上の改善や、安全における客観性向上等により、「取締り型」から「**予防型**」の**安全確保**へ移行

➢ **地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用の在り方**

- **競争環境の出現等**により、事業期間全体で見れば運転コストは低廉であるものの、事業の予見可能性が低いと判断される可能性もあるため、原子力発電の特性を活かせるよう、課題の解決に向けた措置の検討が必要
- 温室効果ガス削減のみならず国民生活や経済面、安定供給面でも原子力発電は必要である。国民負担等を考え、**長期的に果たし得る位置づけを明らかにし、必要な対策を検討**すべき
- 高速炉開発においては、**商業化ビジネスとしての成立条件や目標**を含めてその**在り方や方向性を検討**していくこと必要がある

「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

4. 重点的取組とその方向性

➢ **国際潮流を踏まえた国内外での取組**

- 国際的知見や経験を収集・共有し、国際感覚の向上に努め、**グローバル・スタンダード**である仕組みの導入
- グローバル化の中での**国内外の連携・協力**の推進

➢ **平和利用と核不拡散・核セキュリティの確保**

- **核不拡散・核セキュリティ分野**での貢献
- プルトニウム利用に関する**国際的な説明責任、プルトニウムの管理とバランス確保、プルサーマルでの対応**

➢ **原子力利用の前提となる国民からの信頼回復**

- 立地地域に限らず消費地の方々が**科学的知見や事実(根拠)に基づき理解を深め、それぞれの意見を形成していくことができる環境**が重要
- **科学の不確実性やリスクに十分留意**しながら、科学的知見や事実(根拠)に基づく情報体系を整備
- 科学的知見や事実(根拠)に基づいた**双方向の対話**を進める。その際、**国民と原子力関係者を橋渡し役割**が重要

➢ **廃止措置及び放射性廃棄物への対応**

- 廃止を決定した研究炉等について、**計画性をもって放射性廃棄物の処理・処分と一体的に廃止措置を進める**
- 現世代の責任による**放射性廃棄物処分の着実な実施**
- 放射性廃棄物に関する**保管・処理・処分状況を国が一元的に把握し総合的な対策を推進**するための仕組みの構築。高レベル放射性廃棄物に係る国が前面に立った取組等の継続

➢ **放射線・放射性同位元素の利用の展開**

- 量子ビームを含め放射線及びラジオアイソトープをさらに活用していくための基盤整備
- **新たな技術シーズの発掘や技術の高度化**とともに、放射線影響の研究にも注力

➢ **原子力利用の基盤強化**

- 原子力科学技術の探求と基礎研究・イノベーションの推進
- **知識基盤や技術基盤、人材といった基盤的な力**は原子力利用を支えるものであり、**その強化を図る**
- 研究開発機関と原子力事業者がそれぞれの役割の違いを認識及び尊重した上で**連携し、厚い知識基盤を構築**

➡ 今日も含め原子力を取り巻く環境は常に大きく変化していくこと等も踏まえ、5年を目途に適宜見直し、改定する

*Yoshiaki Oka¹

¹Japan Atomic Energy Commission

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[1Q_PL03] 原子力研究に関わる法規制(核燃および RI)の動向

座長：佐藤 修彰 (東北大)

2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 Q会場 (フロンティア応用科学研究棟 レクチャーホール)

[1Q_PL0301] 開会挨拶

*上坂 充¹ (1. 東大)

[1Q_PL0302] 核燃に関わる法規制の動向

*沖田 真一¹ (1. 規制庁)

[1Q_PL0303] RIに関わる法規制の動向

*吉岡 正勝¹ (1. 規制庁)

[1Q_PL0304] パネルディスカッション

*司会：上坂 充¹、沖田 真一²、吉岡 正勝²、中島 健³、佐藤 修彰⁴ (1. 東大、2. 規制庁、3. 京大、4. 東北大)

[1Q_PL0305] 閉会挨拶

*岡嶋 成晃¹ (1. JAEA)

(2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 Q会場)

[1Q_PL0301] 開会挨拶

*上坂 充¹ (1. 東大)

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向 Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

核燃に関わる法規制の動向 Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*沖田 真一¹

¹ 原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、原子炉等規制法に基づく核燃料物質の使用に関する規制内容、核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果、本年 4 月 14 日に公布された原子炉等規制法の改正内容等について紹介する。

また、本年 6 月に発生した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故からのこれまでに明らかとなった教訓等について紹介する。

①核燃料物質の使用に関する規制については、法令に基づく核燃料物質の定義及び規制値、核燃料物質の使用の許可を受けている施設の概要、核燃料物質の使用に係る規制の概要、平成 23 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、平成 25 年 12 月に施行された「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（新規制基準）の概要、核燃料物質使用者の法令に基づく手続きの不備事例等について紹介する。

②昨年度（平成 28 年度）から実施している核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果について、これまで判明した問題点を紹介する。

③核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成 29 年 4 月 14 日公布）の一部（第 1 条関係）が、平成 29 年 7 月 10 日に施行されるとともに、核燃料物質の使用等に関する規則の一部改正についても同日付けで施行されたので、その内容等について紹介する。

④国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故については、立入検査で確認した結果及び教訓についてこれまで明らかとなった内容を紹介する。

本日、紹介した内容をきっかけに、核燃料物質の使用者として、今後の使用施設等の保守管理について、やるべきこと、気をつけなければならないことは何かを考え、その維持向上を確実に行っていただきたい。

*Shinichi Okita¹

¹Nuclear Regulatory Agency

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向
Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)RI に関わる法規制の動向
Trends of Regulation on Radioisotopes* 吉岡 正勝¹¹ 原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、本年 4 月 14 日に公布された放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下「放射線障害防止法」という。）の改正内容、最近の事故・トラブル事例、及び放射線障害防止法に基づき実施した立入検査結果等について紹介する。

・ 放射性同位元素使用施設等の規制の充実強化：

平成 28 年 1 月、国際原子力規制委員会（IAEA）によるレビューを受け、放射線源による緊急事態への対応をはじめ、放射線源規制とセキュリティに関する取り組みを強化すべき等との指摘を受けた[1]。こうした状況を踏まえ、平成 28 年 5 月に「放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム（以下、「RI 検討チーム」という。）」を設置し、「危険時の措置の充実強化」、「特定放射性同位元素に対する防護（セキュリティ）措置の導入」、「業務の改善活動」、「定期講習、教育訓練等の見直し」等について外部有識者を交えて議論を行った[2]。これらのうち法改正が必要な事項については、放射線障害防止法の改正案を策定し第 193 回通常国会における審議を経て、改正案は平成 29 年 4 月に成立・公布された[3]。現在、上記の放射線障害防止法の改正及び RI 検討チームでの議論を踏まえた放射線障害防止法関係法令の整備に取り組んでおり、それらの内容等について紹介する。

・ 最近の事故・トラブル事例：

最近の主な事故・トラブル事例を紹介するとともに、こうした事例を踏まえた対策や緊急時の組織・体制の構築や情報開示のあり方など事例に対する考察を含めて紹介する。

・ 立入検査の実施状況：

昨年度（平成 28 年度）に実施した放射線障害防止法の許可届出使用者等に対して実施した立入検査結果において明らかになった管理不備の事例等を紹介する。

[1] 第 5 回原子力規制委員会（平成 28 年 4 月 25 日）：資料 1

[2] 原子力規制委員会および RI 検討チームの会議資料、映像等はすべて web で公開している (<http://www.nsr.go.jp/>)

[3] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1

[4] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1

*Masakatsu Yoshioka¹¹Nuclear Regulatory Agency

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向
Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)パネルディスカッション
Panel Discussions*沖田 真一¹, *吉岡 正勝¹, *中島 健², *佐藤 修彰³, *上坂 充⁴¹原子力規制庁, ²京都大学, ³東北大学, ⁴東京大学

1. 概要

大学等における核燃および RI 施設は、老朽化や経費不足、利用者減、担当者不足など慢性的な問題があり、核燃物質の事故増加や、RI 施設での火災など、使用者側での安全管理体制への課題を抱えている。また、福島第一原子力発電所事故以降の原子力規制庁による新規制への対応に苦慮している。一方で、原子力規制委員会は IAEA が実施した総合的規制評価サービス（IRRS, Integrated Regulatory Review Service）の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年 4 月 14 日に公布となった。現在、3 年以内の全面施行に向けて関連する規則類を順次策定中である。この改正において、RI 関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立を検討している。一方で、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。このような中で、大学等における研究炉の再稼働や核燃および RI 使用施設の安全管理においても課題が多くなり、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念されるとともに、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃および RI に関する法規制の現状および動向についての講演を受けて、今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。具体的には以下の講演がある。

- ① 核燃に関わる法規制の動向と題して、核燃料物質の使用に関する規制内容や核燃料物質使用者に実施した立入検査結果、新たに公布された原子炉等規制法の改正内容等についての紹介、
- ② 次に、RI に関わる法規制の動向と題して、規制の現状としての法令改正や大学における RI 施設の管理等の課題や法改正を踏まえた今後の対応についての紹介

これらの講演を受けて、原子力事業者として核燃および RI 施設を管理している京大及び東北大の関係者をパネリストに加え、講演者とともに、パネル討論を行う。司会は上坂会長が務め、まず、京大および東北大から、大学の現状について簡単な報告を行う。続いて、原子力研究における核燃や RI に対する法規制の現状や動向、大学等における新規制への対応などの課題を整理しながら、原子力分野における法規制への対応と展望について、意見交換を行う。

*Shinichi Okita¹, *Masakatsu Yoshioka¹, *Ken Nakajima², *Nobuaki Sato³, *Mitsuru Uesaka⁴¹Nuclear Regulatory Agency, ²Kyoto Univ., ³Tohoku Univ., ⁴Tokyo Univ.

(2017年9月13日(水) 13:00 ~ 14:30 Q会場)

[1Q_PL0305] 閉会挨拶

*岡嶋 成晃¹ (1. JAEA)

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。