令和８年度安全研究計画

Ｒ８ 番号	プロジェクト名	実施期間	頁 下線リンク
１	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究	Ｒ６－Ｒ１０	２
２	断層の活動性評価手法に関する研究	Ｒ６－Ｒ１１	１０
３	地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	２３
４	火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究	Ｒ７－Ｒ１１	３２
５	地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	４３
６	地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	５２
７	原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	６０
８	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究	Ｒ４－Ｒ８	７０
９	重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究	Ｒ５－Ｒ８	７８
１０	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究	Ｒ７－Ｒ１０	８７
１１	次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	９４
１２	事故耐性燃料等の事故時挙動研究	Ｒ６－Ｒ１０	１０８
１３	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ２）	Ｒ７－Ｒ１１	１１３
１４	デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究	Ｒ８－Ｒ１１	１２０
１５	東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究	Ｒ７－Ｒ１１	１２５
１６	再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究	Ｒ８－Ｒ１２	１３０
１７	第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究	Ｒ７－Ｒ１１	１３９
１８	放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究	Ｒ７－Ｒ１０	１４９
１９	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究	Ｒ４－Ｒ８	１５９

研究計画

プロジェクト名称	1. 地震動評価手法の信頼性向上に関する研究		
実施期間	令和 6 年度　～　令和 10 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	呉　長江　　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 A) 外部事象（地震、津波、火山等）	主担当者	呉　長江　　上席技術研究調査官 儘田　豊　　主任技術研究調査官 田島　礼子　主任技術研究調査官 藤田　雅俊　副主任技術研究調査官

1．背景

「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の解釈」（以下「規則解釈」という。）では、基準地震動として「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を策定し、それぞれの地震動がどの程度の超過確率に相当するかを把握することを求めており、最新の研究動向等を踏まえて地震動評価手法の信頼性向上を図り、規則解釈等の改正に資する知見を蓄積することが重要である。また、原子力規制検査においてはリスク情報の活用が進みつつあるため、確率論的リスク評価の構成要素の 1 つである確率論的地震ハザード評価（以下「PSHA」という。）手法の信頼性向上が重要となる。上記の「震源を特定せず策定する地震動」、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び PSHA の 3 項目について、以下のとおり原子力規制に係る背景及び研究課題を述べる。

（1）震源を特定せず策定する地震動の評価

規則解釈では、「震源を特定せず策定する地震動」について、「震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定し策定すること」とし、その中で「全国共通に考慮すべき地震動」（モーメントマグニチュード（Mw）6.5 程度未満）及び「地域性を考慮する地震動」（Mw6.5 程度以上）の 2 種類を検討対象とすることを求めている。

前者の「全国共通に考慮すべき地震動」については、原子力規制委員会が設置した「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」（以下「検討チーム」という。）において、震源近傍の内陸地殻内地震の観測記録に基づき標準応答スペクトルが策定され[(1)、(2)]、令和 3 年に規制に取り入れられた。一方、検討チームでは、標準応答スペクトルに係る中長期課題として、新たな観測記録の蓄積並びに解放基盤面上の地震動算出（以下「はぎとり解析」という。）の手法及び補正処理等に用いる距離減衰式（「地震動予測式」又は「地震動モデル」とも呼ばれる。）の最新知見を考慮した精度向上について、技術基盤グループの安全研究として取り組むべきとの整理がなされた[(1)]。安全研究プロジェクト「震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）では、新たに起きた地震の観測記録（5 年間分）の収集・追加解析を行い標準応答スペクトルへの影響を確認するとともに、はぎとり解析手法及び距離減衰式に係る調査、試解析等を実施し、それらの結果と残された課題を整理した。今後、これらの検討を踏まえて継続的に最新知見の蓄積・反映を行うことが重要である。

後者の「地域性を考慮する地震動」については、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」で、平成 12 年鳥取県西部地震及び平成 20 年岩手・宮城内陸地震を検討対象地震として例示している。ただし、これら 2 つの地震の一部の観測点において、特に地表の観測記録に地形、地盤の非線形等による影響が含まれているため、原子力施設の立地サイトのような硬質地盤の解放面における地震動の算定が困難である等の課題があり、事業者は課題の解決に時間を要している。

（2）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価に関して、断層モデルを用いた手法（以下「断層モデル法」という。）及び応答スペクトルに基づく手法の 2 つの手法がある。断層モデル法は、強震動を再現するために必要な震源の特性を主要なパラメータで表した震源モデルを「特性化震源モデル」として設定することにより、震源を特定して策定する地震動を詳細に評価できる手法である。規則解釈では、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として策定する基準地震動に対し、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震を検討用地震とした地震動評価について、「敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて考慮すること」とされている。一方で、断層モデル法の方法論である地震調査研究推進本部の「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」[(3)]は、最新の知見に基づき最もあり得る地震と地震動を評価するためのものであり、上記のパラメータの不確かさの分析や組み合わせの考慮については定めていないため、技術基盤グループの安全研究として取り組むことが重要である。

安全研究プロジェクト「震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）では、近年、国内で起きた内陸地殻内地震並びに海外で起きたプレート間地震及び海洋プレート内地震に係る地震動解析[(4)、(5)]を行い、震源断層パラメータの不確かさや震源断層パラメータの既往の経験式との整合性等に関する知見を蓄積してきた[(6)、(7)]。ただし、震源モデルの不確かさの取扱いについては、主要パラメータの不確かさを考慮したモデルを構築して地震動解析を行い現行手法の保守性を検証する決定論的な解析に留まっており、全体を俯瞰したモデル設定の合理的な説明が不足しているとの課題がある。そのため、確率論的な視点から、国内外の研究動向を踏まえつつ、パラメータ間の相関性等を合理的に考慮することにより、観測地震動のばらつきと調和させた地震動評価を行うことが重要である[(8)、(9)、(10)、(11)]。また、断層極近傍

の地震動評価において、地震調査研究推進本部で公表した 2016 年熊本地震の観測記録に基づく断層モデル法の検証の中間報告[12]では、浅部断層破壊のモデル化を含めて断層極近傍へ適用可能な地震動評価手法の検討が課題として挙げられており、関連の研究動向を反映した評価手法を適時に検討することが重要である。

（3）確率論的地震ハザード評価

原子力規制庁が策定した「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」（以下「確認ガイド」という。）では、原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」のために作成した確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデルの適切性を確認することとしている。PRA から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象（地震を含む）におけるリスクを考慮すべきであるものの、これら事象の PRA 手法については、今後も継続的に信頼性向上を図ることが重要と考えられることから、確認ガイドでは、これら事象を確認項目にせず、今後これら実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に確認範囲を拡張していくこととしている。地震に対する PRA 実施手法の構成要素である PSHA 手法について、特に他機関や事業者が検討していないような原子力規制に係る観点に着目し、地震発生モデル、地震動特性等における不確かさを適切に評価して同手法の信頼性向上を図り、将来的に原子力規制検査の確認ガイドの改正、「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」に係る事業者届出書の確認方法の向上等に資する知見を蓄積することが重要である。

安全研究プロジェクト「震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）では、活断層による地震を対象に、従来の同じ規模の地震が繰り返し発生する固有地震モデルではなく、固有規模に不確かさを考慮した地震発生モデルについて調査・解析を実施した。その中で、活断層における固有の地震規模よりも一回り小さい地震や令和 6 年能登半島地震のような複数セグメントの連動による大規模地震等の発生モデルの取扱い、震源を予め特定しにくい地震等のような領域震源として扱う地震のモデル化方法等についても課題があることが分かった[13]。

また、PSHA に影響を及ぼす各種不確かさの中では、地震動を推定する距離減衰式のばらつきの寄与が最も顕著であることが知られている[14]。特に現行の距離減衰式は広域かつ複数観測点のデータから回帰しており、単一サイトの地震動のばらつきが評価されていないため、原子力施設のような特定地点の PSHA への適用性について課題がある。この課題は国際的に注目され、IAEA の個別安全指針「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」（SSG-9）[15]においても取り上げられている。令和 5 年度までは、既存の距離減衰式を対象に単一サイトのばらつき評価について調査、比較検討等を実施した。今後、原子力施設の立地サイトに適用する距離減衰式の信頼性確認の一環として、上記「震源を特定せず策定する地震動」で検討したはぎとり解析結果等の活用を含めて単一サイトのばらつき評価を実施することが重要である。

２．目的

本プロジェクトでは、「震源を特定せず策定する地震動」及び「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価手法の調査を行って技術的知見を蓄積するとともに、確率論的地震ハザード評価手法の改善を行い、地震動評価手法の信頼性を向上することを目的とする。

（1）震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上

震源を特定せず策定する地震動のうち、全国共通に考慮すべき地震動（Mw6.5 程度未満）の標準応答スペクトルに関する新たな観測記録の追加解析、最新知見を反映した手法に係る分析等を行うとともに、地域性を考慮する地震動（Mw6.5 程度以上）の評価手法を調査・整備し、地震動評価手法の信頼性向上を図る。

（2）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価手法の信頼性向上

確率論的手法を用いた断層モデル法を調査し、震源パラメータの設定における不確かさの取扱いに係る知見を蓄積するとともに、地表に地震断層が現れた内陸地殻内地震の地震動検証解析等を実施することにより、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価手法の信頼性向上を図る。

（3）確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上

活断層で発生する地震及び領域震源として扱うような地震の規模・発生頻度等のモデルの設定手法、及び地震動におけるサイト特性等の不確かさの適切な評価方法を調査・分析し、確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上を図る。

３．知見の活用先

本プロジェクトの項目（1）、（2）及び（3）で得られた成果を NRA 技術ノート、論文等としてとりまとめ、「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の解釈」別記 2 第 4 条第 5 項、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」及び「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」への反映について検討するとともに、「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 29）に対応した事業者届出書の確認に活用する。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) 震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上【分類①】

「震源を特定せず策定する地震動」のうち「全国共通に考慮すべき地震動」(Mw6.5 程度未満）については、令和元年に検討チームにおいて、震源近傍の多数の記録の統計処理結果に基づいて地震基盤相当面における標準応答スペクトルを策定したが（図 1)、新たな観測記録の蓄積及びはぎとり解析・距離減衰式を用いた補正処理手法の最新知見を考慮した精度向上については中長期課題として整理された。令和 5 年度までに、規制庁実施研究により、新たな記録の収集・追加解析（5 年間分)、最新知見等を考慮したはぎとり解析手法及び距離減衰式に係る調査・試解析等を実施し、更なる観測記録の蓄積及び検討手法に係る残された課題の解決が重要であることが分かった。

そこで、本研究では、規制庁実施研究により、これまでに対象とした平成 12 年から令和 4 年までの期間よりも後に起きた内陸地殻内地震の観測記録の収集・追加解析を継続的に実施して定期的に標準応答スペクトルへの影響確認を行うとともに、はぎとり解析手法及び距離減衰式（補正処理等に使用）に対して最新知見等を反映するための調査、分析、適用解析等を実施し、標準応答スペクトル評価の精度向上を図る（図 2)。また、「地域性を考慮する地震動」(Mw6.5 程度以上）については、委託研究により、対象地震の地震動観測記録を精査・解析するとともに、適切な観測記録のない地域にも適用可能な確率論的手法等に基づいた地震動評価結果と比較検討を行うことにより、地域性を考慮する地震動の評価手法の適用性を確認する。以上により、震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上を図る。

(2) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価手法の信頼性向上【分類①】

断層モデル法は、「特性化震源モデル」を用いて観測地震動を詳細に再現できる手法であり、各サイトの基準地震動を策定する際、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価に採用されている。令和 5 年度までは、委託研究により、近年国内外で起きた地震の地震動解析を行い、震源断層パラメータの不確かさや既往の経験式との整合性等に関する知見を蓄積してきた。ただし、震源モデルの不確かさの取扱いについて、主要パラメータの不確かさを考慮したモデルを構築して地震動解析を行うことにより現行手法の保守性を検証する決定論的な解析に留まっている。

そこで、本研究では、委託研究により、震源断層パラメータの設定における不確かさの取扱い等において、断層モデル法の PSHA への適用手法を整備し、全体を俯瞰した上でモデル設定の合理的な方法の提示を図る（図 3)。また、委託研究により、断層極近傍の地震動評価手法の信頼性向上のため、特に浅部断層破壊のモデル化について、地震調査研究推進本部の動向等を踏まえつつ、地表に震源断層が現れた内陸地殻内地震の地震動の検証解析等を実施する（図 4)。

(3) 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上【分類①及び分類④】

PSHA は基準地震動策定において超過確率を参照するために実施され、対象サイトで生じる地震・地震動の不確かさが適切に考慮されていることが重要となる。従来は、活断層帯で発生する地震に対しては、想定される固有規模を主な対象としてその規模と発生確率がモデル化されてきたが、固有規模よりも一回り小さい地震から令和 6 年能登半島地震のような複数セグメントの連動による大規模地震までを含む断層帯全体の地震活動をモデル化する方法には課題がある。また、震源を予め特定しにくい地震等の領域震源のモデル化方法についても対象地震や規模の設定等について課題がある。一方、地震動を推定する距離減衰式については、令和 5 年度までに、規制庁実施研究により、KiK-net 観測点を対象に国内での適用例がある手法[16]を参考に、既往の距離減衰式をある特定の単一地点に補正することを試みたところ、解析条件等の違いが結果に影響することが分かったため、更なる調査・分析を行い、原子力サイトに適用する際の留意点を把握することが重要である。

以上を踏まえ、本研究では、規制庁実施研究により、活断層帯で発生する地震及び領域震源として扱うような地震を対象に地震発生モデルや震源モデルの設定手法を整備するとともに、国内外の研究動向を踏まえつつ[17,18]、距離減衰式を特定の原子力サイトに適用可能なものに補正（最適化）する際に解析条件等の不確かさが結果に与える影響について調査・分析を行う。また、本研究での分析結果を反映した PSHA を行い、その影響度合いを分析する（図 5)。

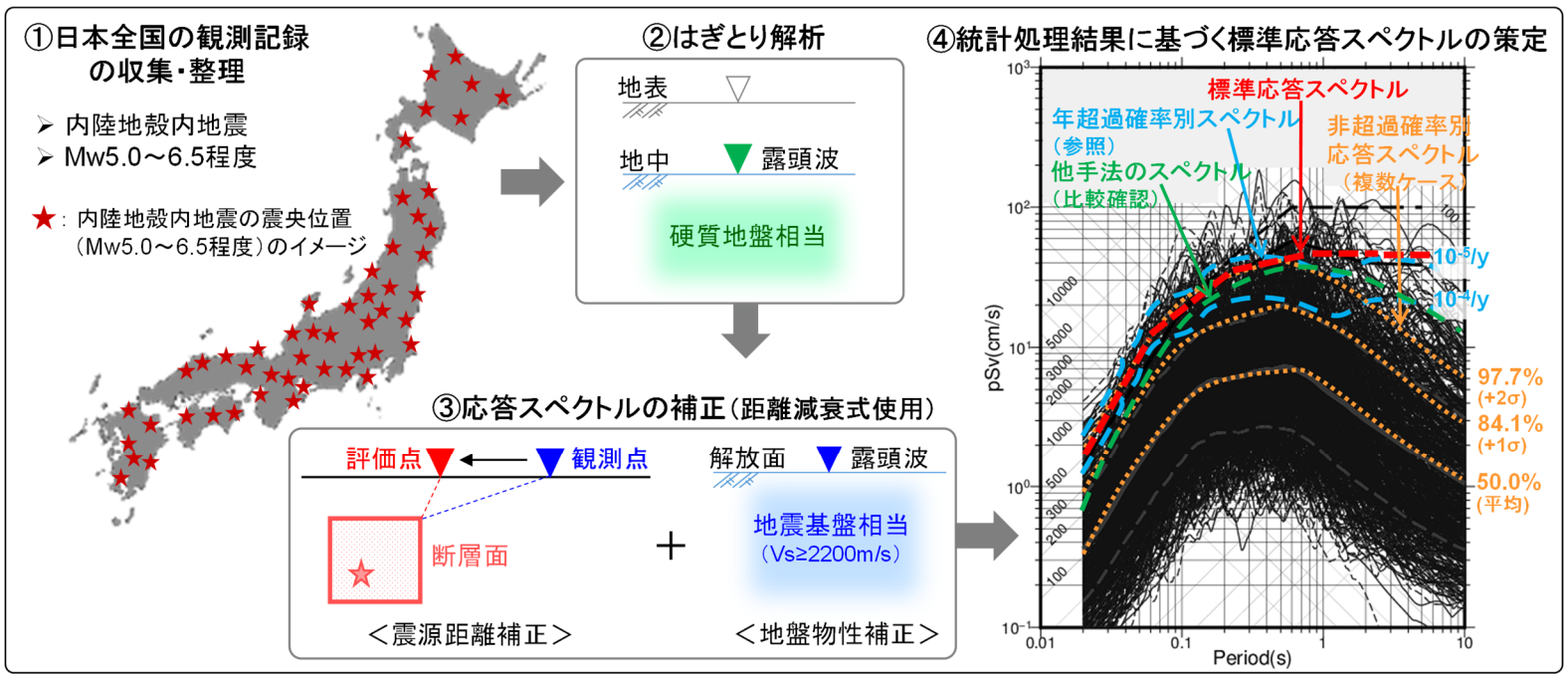


図 1　震源を特定せず策定する地震動の標準応答スペクトルの策定手順（従来研究）

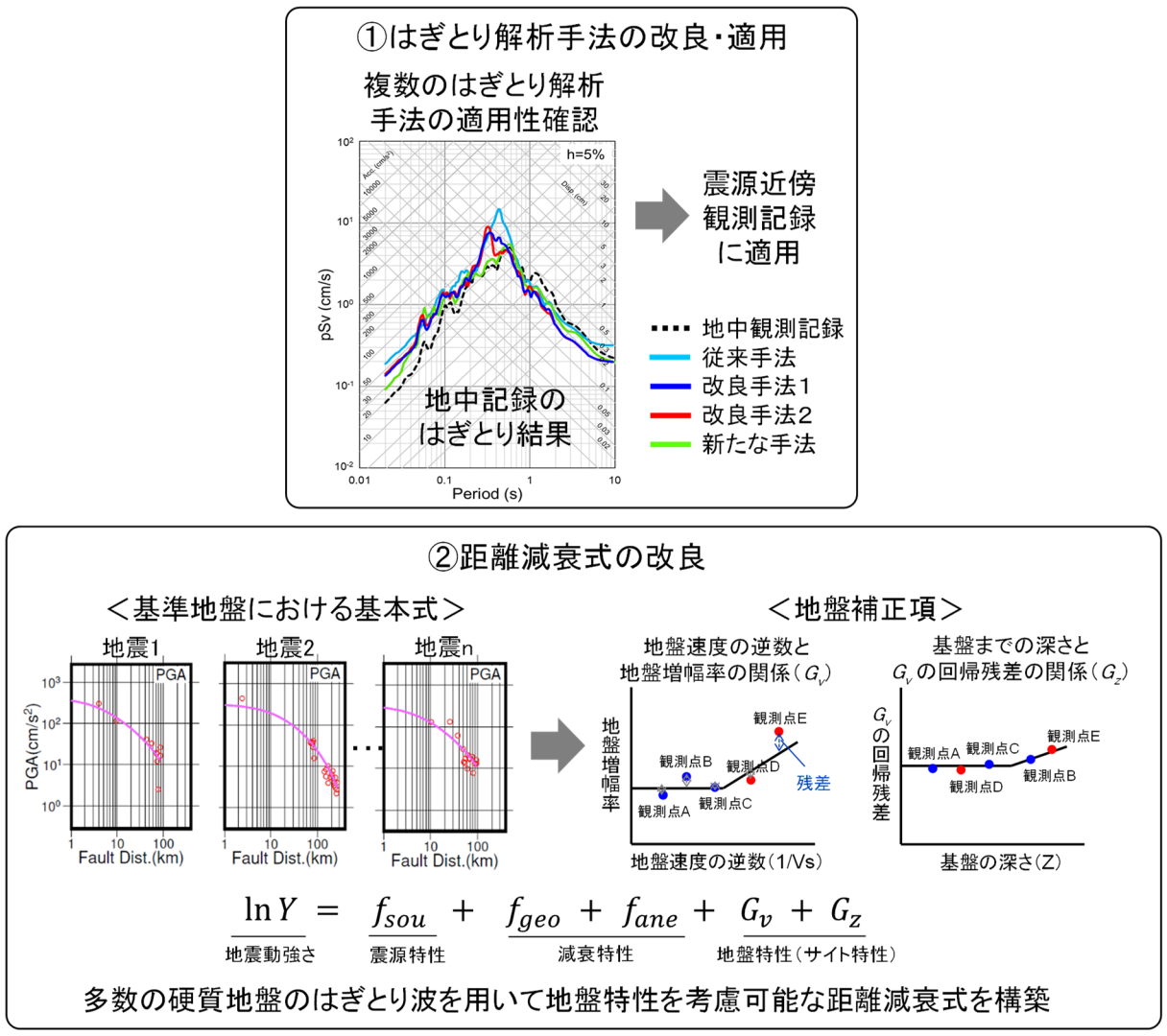
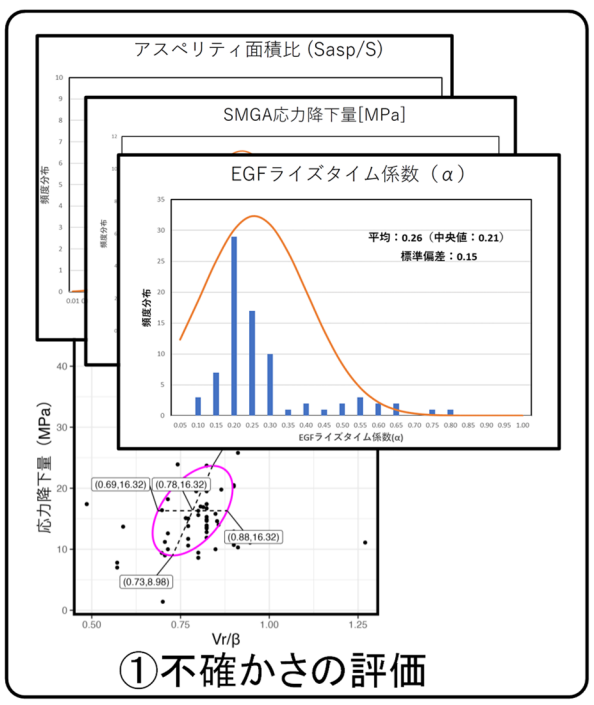
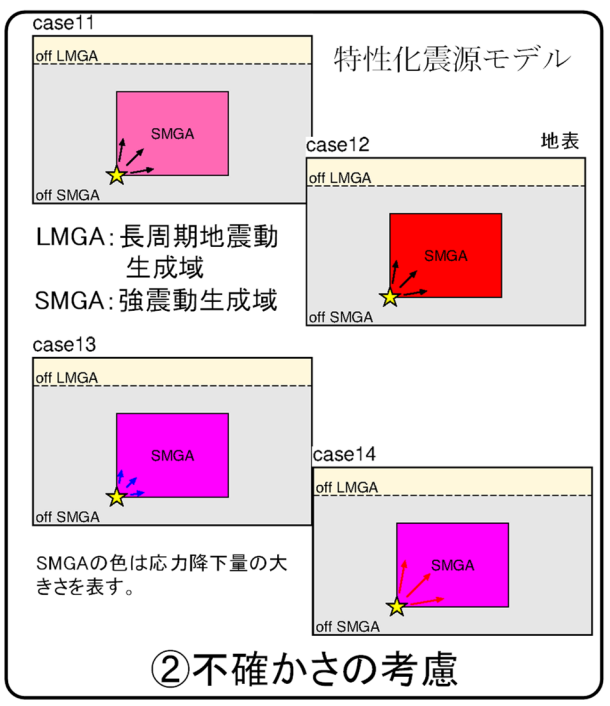
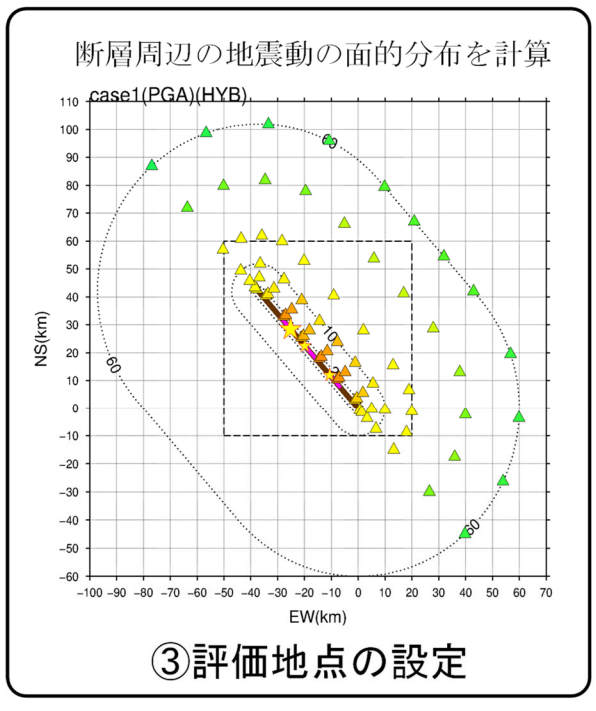


図 2　震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上







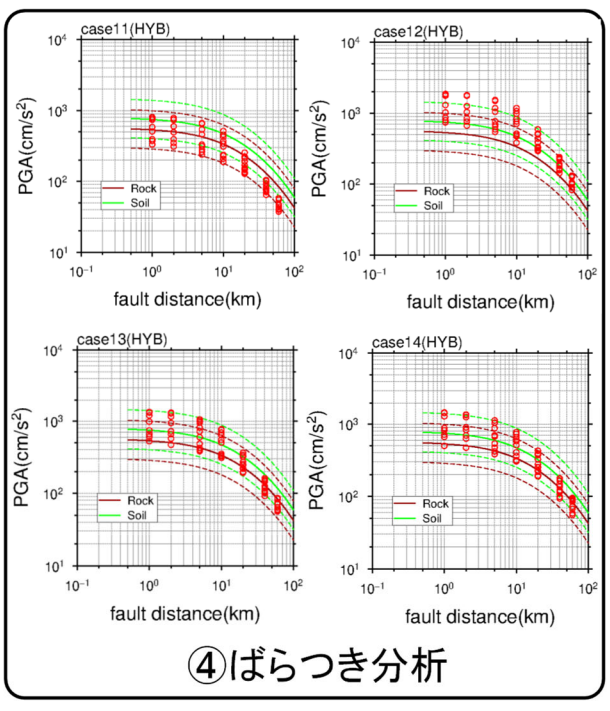


図 3　震源パラメータの不確かさの取扱いに係る調査の流れ

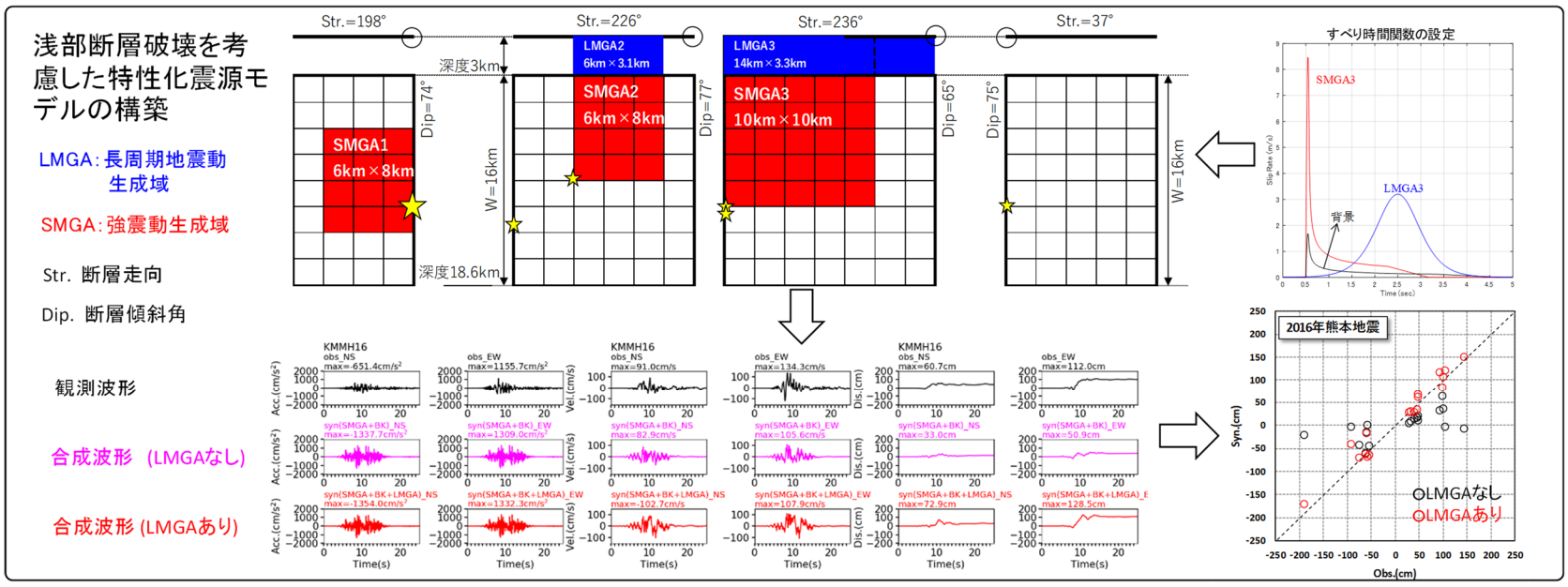


図 4　震源極近傍の地震動評価のスキーム

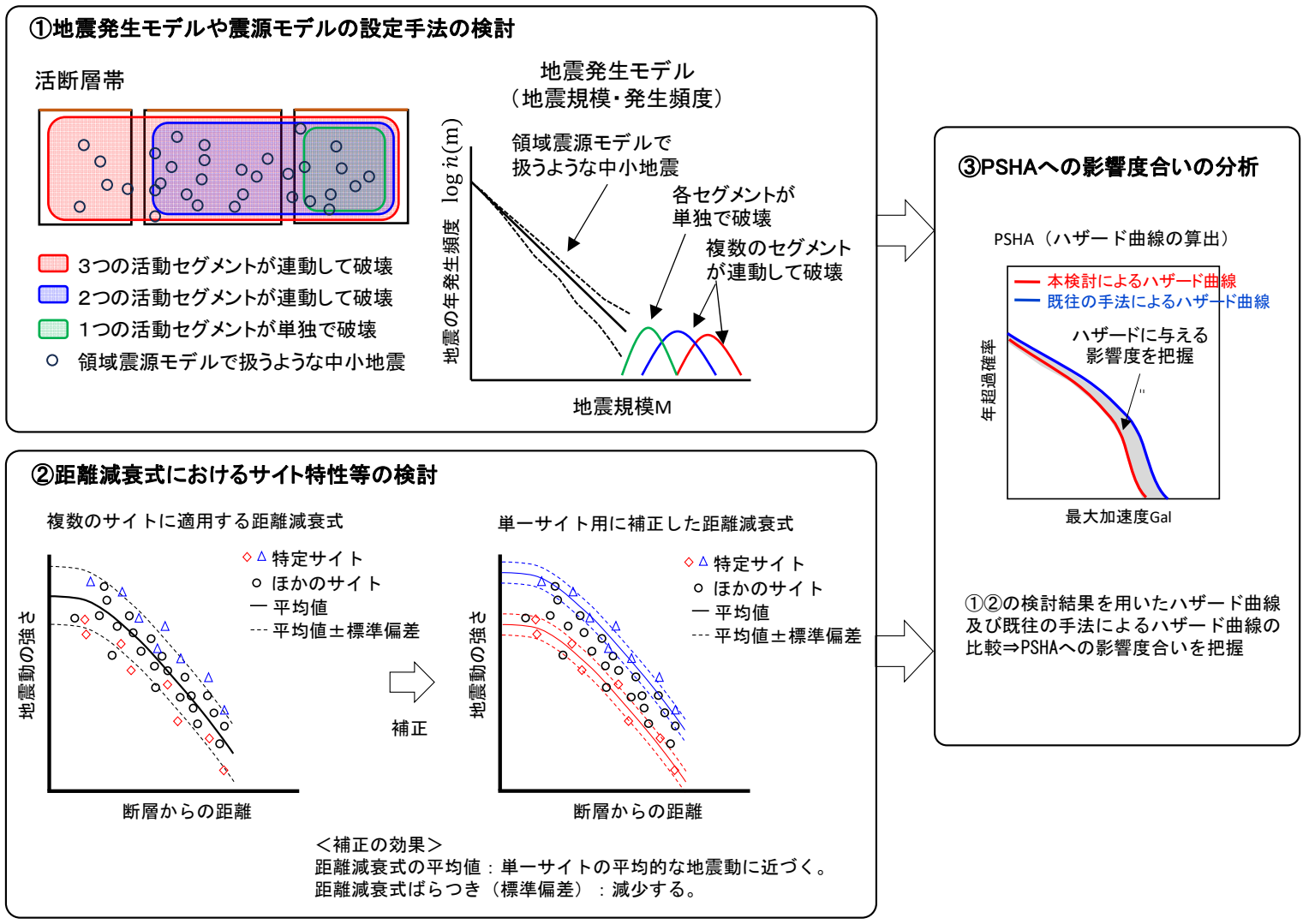


図 5　確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上

５．成果目標と実施計画

(1) 震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上

成果目標：「震源を特定せず策定する地震動」のうち「全国共通に考慮すべき地震動」について、標準応答スペクトルに関する新たな観測記録の追加解析、最新知見を反映した手法等に係る知見を蓄積し、従来の評価結果への影響を確認するとともに評価手法の信頼性向上を図る。また、「地域性を考慮する地震動」の解析データ及び評価手法に係る知見を蓄積し、地震動評価手法の信頼性向上に資する。

実施計画：「全国共通に考慮すべき地震動」については、震源近傍の多数の記録の統計処理結果に基づいて策定した標準応答スペクトルについて、原則令和 5 年以降に起きた内陸地殻内地震の震源近傍の観測記録を収集して追加解析を毎年度実施し、従来結果と比較して新たな観測記録の影響を定期的に確認する。さらに、最新知見を反映したはぎとり解析手法を適用するための調査・分析等を令和 6 年度までに実施した上で、当該手法を令和 9 年度までに標準応答スペクトル策定に用いた観測記録に適用するとともに、令和 5 年度までに試作した地盤増幅特性を考慮可能な応答スペクトルの距離減衰式を高精度化するためのデータ追加・分析等を令和 9 年度までに実施し、令和 10 年度までに結果・課題を整理する。また、「地域性を考慮する地震動」については、委託研究により、対象地震の地震動観測記録を令和 8 年度までに精査・解析し、確率論的手法等に基づいた地震動評価結果との比較検討を令和 10 年度までに行うことにより、地域性を考慮する地震動の評価手法を整備し、課題を整理する。

(2) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価手法の信頼性向上

成果目標：震源パラメータの設定における不確かさの取扱い、浅部断層破壊のモデル化等に係る知見を蓄積し、全体を俯瞰した上で震源断層モデル設定の合理的な方法の提示を図る。

実施計画：断層モデルの震源パラメータの設定における不確かさの評価について、委託研究により、国内外の研究動向を踏まえつつ、解析手法による影響の調査を含めて震源モデル等を調査・分析し、相関性を考慮した複数パラメータの不確かさの確率分布に基づき、不確かさを考慮した断層モデル法による地震動評価を行い、その結果を観測地震動のばらつきと比較・分析することにより、認識論的不確かさの取り扱いを含めて震源パラメータの確率分布モデルを検証し､断層モデル法の確率論的地震動ハザード評価への適用手法を令和10年度までに整備する｡また、委託研究により、断層極近傍の地震動評価について、特に浅部断層破壊のモデル化に関し、地震調査研究推進本部の動向等を踏まえつつ､地表に地震断層が現れた内陸地殻内地震の地震動検証解析等を令和 10 年度までに実施する。

(3) 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上

成果目標：活断層帯で発生する地震及び領域震源として扱うような地震に関する地震発生モデル・震源モデルの設定手法、並びに距離減衰式におけるサイト特性等の不確かさに係る知見を蓄積し、それぞれの不確かさが確率論的地震ハザードの評価精度に与える影響度合いを把握することにより確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上に資する。

実施計画：活断層帯における連動による大規模地震、固有規模及びそれより一回り小さい地震、領域震源として扱うような地震等を対象に、発生頻度等の地震発生モデルの設定方法並びに震源モデルを特定震源及び領域震源としてモデル化する際の設定方法について令和 7 年度までに調査等を行い、令和 9 年度までにモデルの設定方法の改善、試解析等を実施する。また、距離減衰式を特定の原子力サイトに適用可能なものに補正（最適化）する際の留意点について把握するために、令和 7 年度までに最新知見を調査するとともに、令和 9 年度までに（１）におけるはぎとり解析結果等を活用して、データ・補正手順等の解析条件の違いが単一サイト評価を考慮した距離減衰式による推定結果に与える影響を分析する。その上で、令和 10 年度までに本研究での分析結果を反映した地震発生モデル・震源モデルの設定手法及び距離減衰式におけるサイト特性等の不確かさを考慮して PSHA を行い、その影響度合いを分析し、結果・課題を整理する。

行程表

	R6 年度	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度
(1) 震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上	＜全国共通に考慮すべき地震動（Mw6.5 程度未満）＞ 新記録追加解析、適用性調査・分析、データ追加整理	新記録追加解析、一部適用解析、データ解析	新記録追加解析、適用解析・整理、データ整備・分析	新記録追加解析、影響確認・整理、式の高精度化検討	新記録追加解析、まとめ、課題整理 ▽NRA 技術ノート等の作成
	＜地域性を考慮する地震動（Mw6.5 程度以上）＞ 記録精査・手法調査	手法比較・適用解析	地震動評価・整理	比較分析・整理	手法まとめ、課題整理 ▽論文作成
(2) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価手法の信頼性向上	＜震源パラメータの不確かさ＞ 不確かさの分析	相関性の分析・整理	地震動解析・整理	ばらつき分析・整理	手法まとめ、課題整理 ▽論文等作成
	＜断層極近傍の地震動評価＞ 再現解析	再現解析・整理	再現又は検証解析	検証解析・整理	
(3) 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上		＜地震発生モデル等の設定手法の検討＞ モデル化等に係る既往知見の調査	モデル設定の改善、試解析	PSHA の解析・整理	影響度合い分析、まとめ、課題整理 ▽論文作成
		＜距離減衰式のサイト特性等の不確かさ検討＞ 最新知見の調査	影響確認の解析	影響の分析・整理	

６．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者】

〇田島礼子　　主任技術研究調査官（実施項目（1）Mw6.5 未満地震関係）
　儘田　豊　　主任技術研究調査官

〇呉　長江　　上席技術研究調査官（実施項目（1）Mw6.5 以上地震関係）
　田島礼子　　主任技術研究調査官
　森木ひかる　技術研究調査官

〇呉　長江　　上席技術研究調査官（実施項目（2）関係）
　森木ひかる　技術研究調査官

〇藤田雅俊　　副主任技術研究調査官（実施項目（3）地震発生モデル関係）
　森木ひかる　技術研究調査官
　儘田　豊　　主任技術研究調査官
　田島礼子　　主任技術研究調査官

〇儘田　豊　　主任技術研究調査官（実施項目（3）サイト特性の不確かさ関係）
　田島礼子　　主任技術研究調査官

【委託研究先】

実施項目（1）「Mw6.5 以上地震関係」　応用地質株式会社（R6～R8 年度）、R9 年度以降未定
実施項目（2）一般財団法人 GRI 財団（R6 年度）、株式会社大崎総合研究所（R7 年度）、R8 年度以降未定

【共同研究先】

なし

参考文献

(1)　震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム、「全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書」、令和元年

(2)　Tajima, R., Tanaka, H., Wu, C., “An Empirical Method for Estimating Source Vicinity Ground-Motion Levels on Hard Bedrock and Annual Exceedance Probabilities for Inland Crustal Earthquakes with Sources Difficult to Identify in Advance”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 111, No. 5, pp.2408-2425, 2021.

(3)　地震調査研究推進本部地震調査委員会、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」、令和 2 年

(4)　一般財団法人地域地盤環境研究所、「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（内陸型地震の特性化震源モデルに係る検討）事業成果報告書」、令和 5 年

(5)　株式会社大崎総合研究所、「令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（海溝型地震の特性化震源モデルに係る検討）事業成果報告書」、令和 5 年

(6)　Galvez, P., Petukhin, A., Somerville, P., Ampuero J. P., Miyakoshi, K., Peter, D., Irikura, K., “Multicycle Simulation of Strike - Slip Earthquake Rupture for Use in Near - Source Ground - Motion Simulations”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 111, No. 5, pp.2463-2485, 2021.

(7)　入江紀嘉、宮腰研、ドルジャパラム・サロル、岡田康男、鳥田晴彦、佐藤俊明、田島礼子、「マルチスケール・アスペリティを考慮した M9 クラスのプレート間地震の特性化震源モデル －2011 年東北地方太平洋沖地震の既往震源モデルに基づいた検討－」、第 16 回日本地震工学シンポジウム論文集、10 p.、令和 5 年

(8)　Graves, R., Jordan, T.H., Callaghan, S. et al. CyberShake, “A Physics-Based Seismic Hazard Model for Southern California,” Pure Appl. Geophys, 168, 367-381, 2011.

(9)　Callaghan, S., Maechling, P. J., Silva, F., Goulet, C. A., Milner, K. R., Shaw, B. E., Olsen, K. B., Yeh, T., Graves, R. W., Vahi, K., Deelman, E., Kottke, A. R., Jordan, T. H., & Ben-Zion, Y., “Updates to the CyberShake PSHA Platform,” Poster Presentation at 2022 SCEC Annual Meeting, 2022.

(10)　Cotton, F., Archuleta, R., Causse, M., “What is Sigma of the Stress Drop?”, Seismological Research Letters, Vol. 84, No. 1, pp.42-48, 2013.

(11)　引田智樹、纐纈一起、三宅弘恵、「震源特性の偶然的不確かさに起因する地震動シミュレーションのばらつきに関する検討」、日本地震工学会論文集、20 巻、3 号、pp.21-34、令和 2 年

(12)　地震調査研究推進本部地震調査委員会強震動評価部会、「2016 年熊本地震（Mj7.3）の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について（中間報告）」、令和 4 年

(13)　隈元崇、奥村晃史、佃栄吉、堤英明、堤浩之、遠田晋次、徳山英一、大西耕造、西坂直樹、大野裕記、酒井俊朗、亀田

弘行、「SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築」、日本地震工学会論文集、22 巻、2 号、pp.37-60、令和 4 年
(14) Atkinson, G. M., “Single-station sigma”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 96, No. 2, pp.446-455, 2006.
(15) International Atomic Energy Agency, “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 (Rev. 1), 2022.
(16) Morikawa, N., Kanno, T., Narita, A. Fujiwara, H., Okumura, T., Fukushima, Y., and Guerpinar, A., “Strong motion uncertainty determined from observed records by dense network in Japan”, Journal of Seismology, Vol. 12, pp.529-546, 2008.
(17) Rodriguez-Marek, A., Montalva, G., Cotton, F., and Bonilla, F., “Analysis of single-station standard deviation using the KiK-net data”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 101, No. 3, pp.1242-1258, 2011.
(18) Landwehr, N., Kuehn N., Scheffer, T., and Abrahamson, N., “A nonergodic ground-motion model for California with spatially varying coefficients”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 106, No. 6, pp.2574-2583, 2016.

研究計画

プロジェクト名称	2. 断層の活動性評価手法に関する研究		
実施期間	令和 6 年度　～　令和 11 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	内田　淳一　統括技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】　A）外部事象（地震、津波、火山等）	主担当者	松浦　旅人　主任技術研究調査官 宮脇　昌弘　副主任技術研究調査官 林　　宏樹　副主任技術研究調査官 佐藤　勇輝　技術研究調査官 佐津川貴子　技術研究調査官

1．背景

「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の解釈」（以下「規則の解釈」という。）別記 1 第 3 条第 3 項では、「将来活動する可能性のある断層等」が定義されている。また、「その認定に当たって、後期更新世（約 12～13 万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」とされている。

断層の活動年代は通常、断層の上位に堆積した地層の年代に基づき特定又は推定する（以下「上載地層法」という。）（図 1 の①）。例えば「活断層の長期評価手法　報告書（暫定版）」（地震調査研究推進本部、平成 22 年）では、上載地層法に基づいた年代測定を基本としており、主として上載地層に含まれる有機物の放射性炭素同位体年代に基づいた数十年～数百年オーダーの測定精度と結果に対するばらつきの考え方が示されている。しかし、放射性炭素同位体年代の適用限界は約 5 万年程度であり、規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項で示されている「将来活動する可能性のある断層等」の定義に照らして十分な年代幅をカバーできないこと、地域によっては、そのような地層が欠如している等の理由により、上載地層法の適用が難しい場合があることから（図 1 の②）、断層本体の性状や断層破砕物質から活動性を判断するケースが多くなる。

平成 26 年に制定された「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」（以下「地質審査ガイド」という。）では、断層破砕物質を用いた活動性評価の具体例として、「断層の活動性評価に対し、断層活動に関連した微細なずれの方向（正断層、逆断層、右横ずれ断層、左横ずれ断層等）や鉱物脈又は貫入岩等との接触関係を解析することが有効な場合がある。」とされ、さらに「断層破砕物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破砕物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある。」との留意点が示されている。この留意点を課題として捉え、検討対象である断層と鉱物脈との接触関係を解析して断層の活動性を評価する手法（以下「鉱物脈法」という。）[(1)]について安全研究プロジェクト「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」（平成 25 年度～令和元年度）の一環として限定的ではあるが知見を蓄積した（図 2 の①）。一方、基準適合性審査においては既に鉱物脈法が利用されており、審査での実績が増えつつある。ただし、その原理は断層の変位とそれを横切る鉱物脈の形成時期との前後関係に則った単純なものであるが、適用対象とするサイトごとに地質環境が異なるために事業者による試行錯誤が繰り返されること、学協会における適用事例が少ないこと、評価手法が一定の手順として示されていないこと等の課題が残されている。そのため、鉱物脈法の適用事例を追加し、鉱物脈を用いた断層活動性評価手法を体系的に研究することに加え、他の手法を含めた総合的な評価手法を構築するために、鉱物脈の年代評価手法に関する知見、古応力場を利用する方法等に関する知見を蓄積することが重要である。

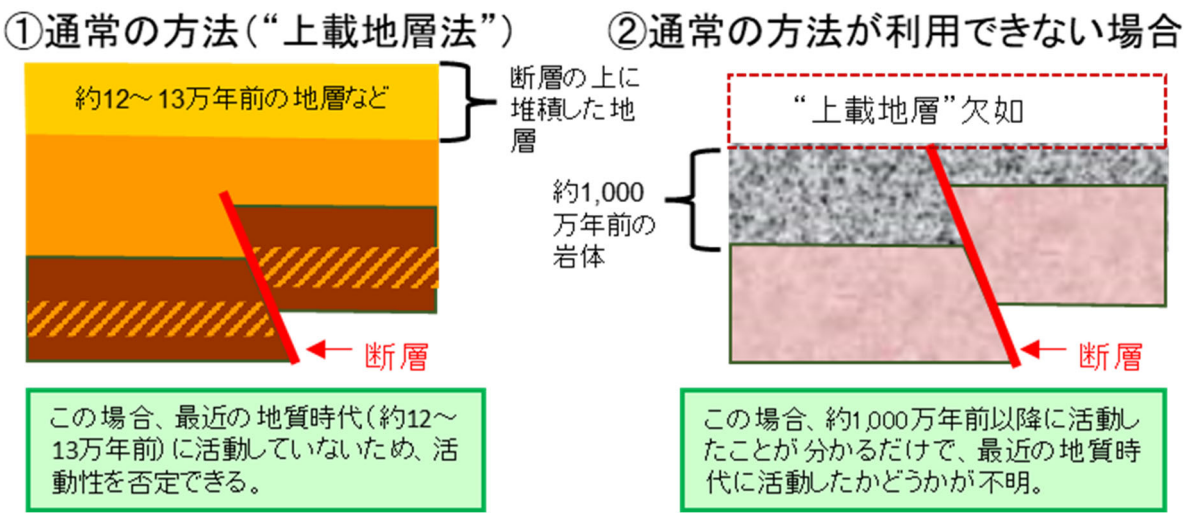
断層破砕物質を用いたより確度の高い断層活動性評価を行うためには、鉱物脈法を含め、複数の手法による総合的な評価を行うことが有効な場合がある。近年、全岩化学組成等を用いた断層の活動性評価に関する研究（図 2 の②）も行われつつあるが[(2、3)]、入力データである断層破砕物質の化学組成データが乏しく、十分な信頼性が確保されていないほか、それらの化学的差異を生じさせるメカニズム、判別手法の適用性等に関する知見もほとんど得られていない。このような手法が審査に適用されることを予見し、データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点を整理しておくことが重要である。

後期更新世以降の活動性が明確に判断できない断層の活動性評価又は活動性の低い断層活動の評価を行うための手段として、規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項に記載されている約 40 万年前まで遡って上載地層法を適用すること、断層活動によって変位・変形を受けている段丘堆積物の年代を決定すること等が挙げられる。このような堆積物の年代を決定するには、通常、地質学的に“一瞬”で広域に降り積もったと考えられる、噴出年代が既知の火山灰が利用されるが、火山灰を同定するに足る鉱物の化学組成及び噴出年代に関するデータが乏しいとの課題がある（図 3）。安全研究プロジェクト「地震の活動履歴評価手法に関する研究」（平成 29 年度～令和元年度）及び「断層の活動性評価に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）ではそれぞれ東北日本及び西南日本を主に対象とし、約 40 万年前まで遡って火山灰層序を明らかにするとともに、コア中の火山灰の深度と年代の関係を明示する「年代モデル」の信頼性を向上させるための手順を整備してきた。このようなデータを西南日本～中部日本及び周辺海域にも拡充し、火山灰層序学的な年代決定手法・手順を整備することが重要である。

一方で近年、火山灰等の年代指標がない場合でも、宇宙線生成核種を用いた表面照射年代測定法及びルミネッセンス年代測定法を用いて断層の活動年代を推定する試みが行われつつある[(4、5)]。しかし、これらの手法を用いた断層の活動年代の分析について、詳細な分析過程、適用限界等を説明した研究事例が乏しく、データの客観性及び評価の妥当性を判断することが困難である（図 3）。そのため、表面照射年代測定法及びルミネッセンス年代を用いた断層の活動年代の分析結果は、審査において参考として扱われているのが現状である。今後、これらの手法が審査で用いられることを予見し、これらの手法を

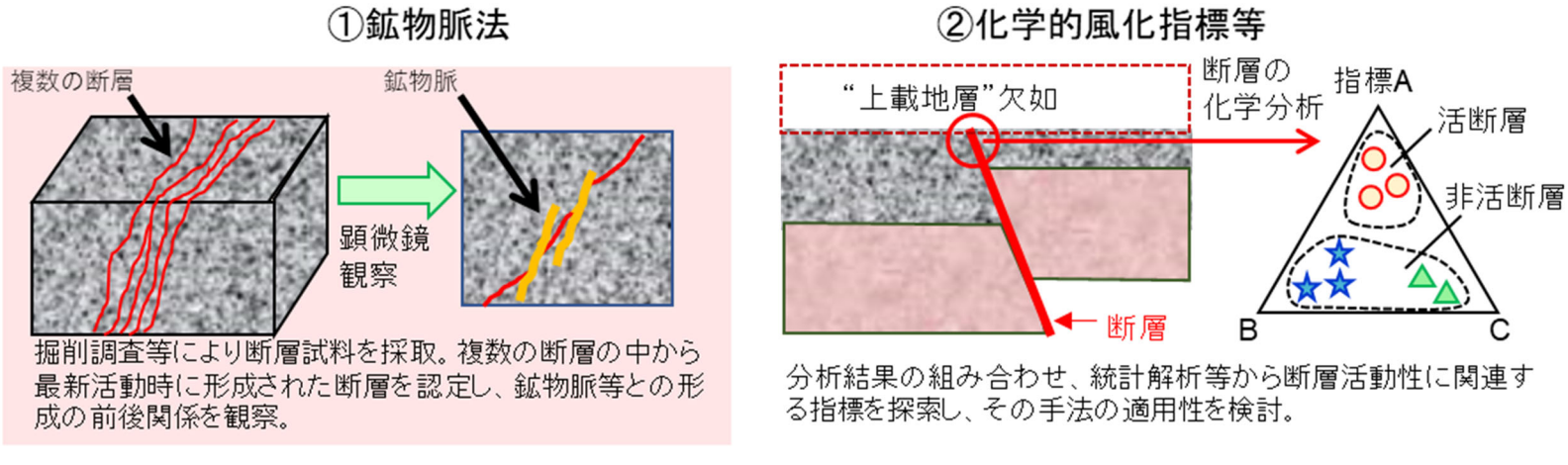
適用する際の留意点を整理しておくことが重要である。

また、令和 6 年能登半島地震をはじめとする近年の地殻内地震では、地殻変動の観測技術の発展と相まって、断層活動に伴う広域的な地殻変動に加え、断層から離れた地点での局所的な地盤変動、複数断層の連動及び断層間の隆起・沈降が確認されている[6、7]。これらの現象は、断層のすべり量分布の空間的な不均質性、断層の幾何学的配置、断層間相互作用等に起因する可能性があり、単一断層の活動のみでは十分に説明できない場合がある。このような地殻変動を地質学的に整理・理解することは、傾動評価、局所的な隆起・沈降の評価方法の妥当性確認に資するのみならず、将来的な確率論的断層変位ハザード評価に用いられる基礎データの信頼性を検討する上でも重要である。さらに、令和 6 年能登半島地震では、海域の活断層による地殻内地震によって津波が発生し、広域的な地殻変動及び一部地域における顕著な隆起が観測されている。これらは震源断層のすべり分布等の不均質性に起因すると考えられるが、このような不均質性が生じる条件、分布パターンと不均質性の度合い、津波に与える影響とそのメカニズム等については十分に解明されていない。地殻内地震を対象として、広域的な隆起・沈降、局所的な地盤変動及び断層連動の特徴を体系的に整理し、地殻変動データに由来する不確実性や既存評価手法の適用性を検証することは、地質分野における評価の信頼性向上に加え、津波分野の「地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究（令和 7 年度～令和 10 年度）」における特性化波源断層モデル設定の基礎的知見を提供する上でも重要である（図 4）。



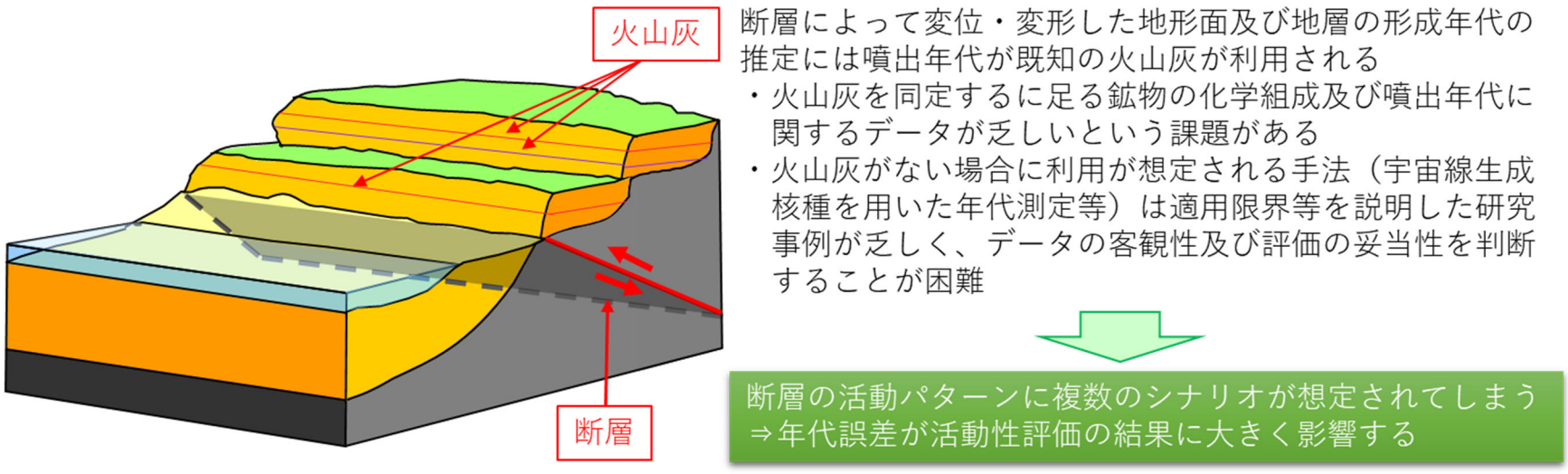
（図はオリジナル）

図 1　「将来活動する可能性のある断層等」の識別に当たり適用される上載地層法とその課題



（図はオリジナル）

図 2　本研究で扱う断層破砕物質等を用いた断層活動性評価



（図はオリジナル）

図 3　断層活動時期を示す地形・地層の年代評価における火山灰の位置づけと主要課題

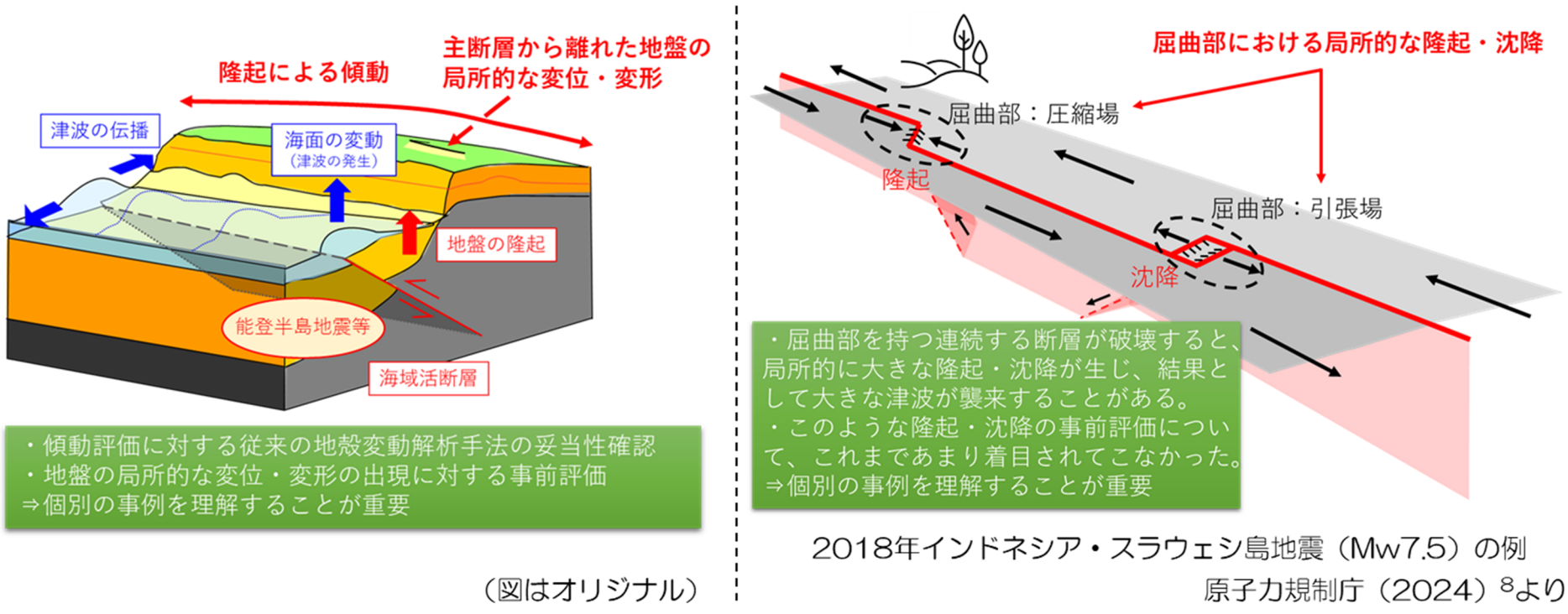


図４　地震に伴う地殻変動評価、局所的な変位・変形に関する主要課題（左）及び断層の連動に関わる課題の例（右）

２．目的

本プロジェクトでは、「断層破砕物質等を用いた断層活動性評価」及び「断層活動時期を示す地形・地層の年代評価」について、その技術的根拠となる分析データを取得し、断層の活動性評価及び活動年代評価を行う過程で得られた具体的な留意点及び知見を蓄積することを目的とする。

(1) 断層破砕物質等を用いた断層活動性評価

a. 鉱物脈法等を用いた断層活動性評価に関する研究

年代評価手法に関する知見と併せて、鉱物脈法の適用事例を拡充し、鉱物脈を用いた断層活動性評価手法を体系的に整備する。

b. 断層破砕物質の物質科学（地球化学）的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究

断層破砕物質の化学組成を用いた断層の活動性評価について、評価に有用と考えられる指標の適用性を評価するために、分析データを蓄積するとともに、解析手法等の違いによる評価結果への影響を整理する。

(2) 断層活動時期を示す地形・地層の年代評価

a. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法に関する研究

「将来活動する可能性のある断層等」の活動時期（中期更新世以降（約 40 万年前以降））に対応した断層の活動性評価ができるよう、特に西南日本～中部日本を中心とした火山灰の鉱物化学組成、噴出年代に関するデータ等を蓄積する。

b. 宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価手法に関する研究

宇宙線生成核種及び光ルミネッセンスを用いたそれぞれの年代測定及びそれらの組み合わせによる手法の適用性を調査・分析し、上載地層の年代特定に関する知見を蓄積する。

(3) 地殻変動及び断層の連動性評価

a. 地殻内地震に伴う隆起・沈降及び断層の連動性に関する研究

地殻内地震を対象に、隆起・沈降や誘発変位、断層連動の事例を文献及び観測データに基づき整理し、断層配置や屈曲部における局所的変動の特徴を踏まえて既存の評価手法の適用性を検証する。

３．知見の活用先

（1）で得られた知見は、地質・地質構造に関する審査において、「将来活動する可能性のある断層等」の評価（規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項)、断層の活動性評価（地質審査ガイドⅠ4.1.2.3）に係る技術基盤として活用される。

（2）で得られた知見は、地質・地質構造に関する審査において、「将来活動する可能性のある断層等」の評価（規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項)「活断層の位置・形状・活動性等」の把握及び評価（規則の解釈別記 2　第四条の 5　二)、「中期更新世以降の断層等の評価指標である段丘面や地層の形成年代推定に利用する火山灰」の対比及び年代決定（地質審査ガイドⅠ 2.2［解説](2)）に係る技術基盤として活用される。

（3）で得られた知見は、地質・地質構造に関する審査において、「将来活動する可能性のある断層等」の評価（規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項)、断層の連動性評価（地質審査ガイドⅠ4.4.2（1）(2)）及び地震力に対する基礎地盤の安定性評価（「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」4.1-3）係る技術基盤として、また、「地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究（令和 7 年度～令和 10 年度)」の基礎データとして活用される。

さらに、本プロジェクトの実施項目で得られた成果等を NRA 技術報告等として取りまとめ、「将来活動する可能性のある断層等」の活動性評価に関する知見として、審査ガイドへの反映を検討する。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

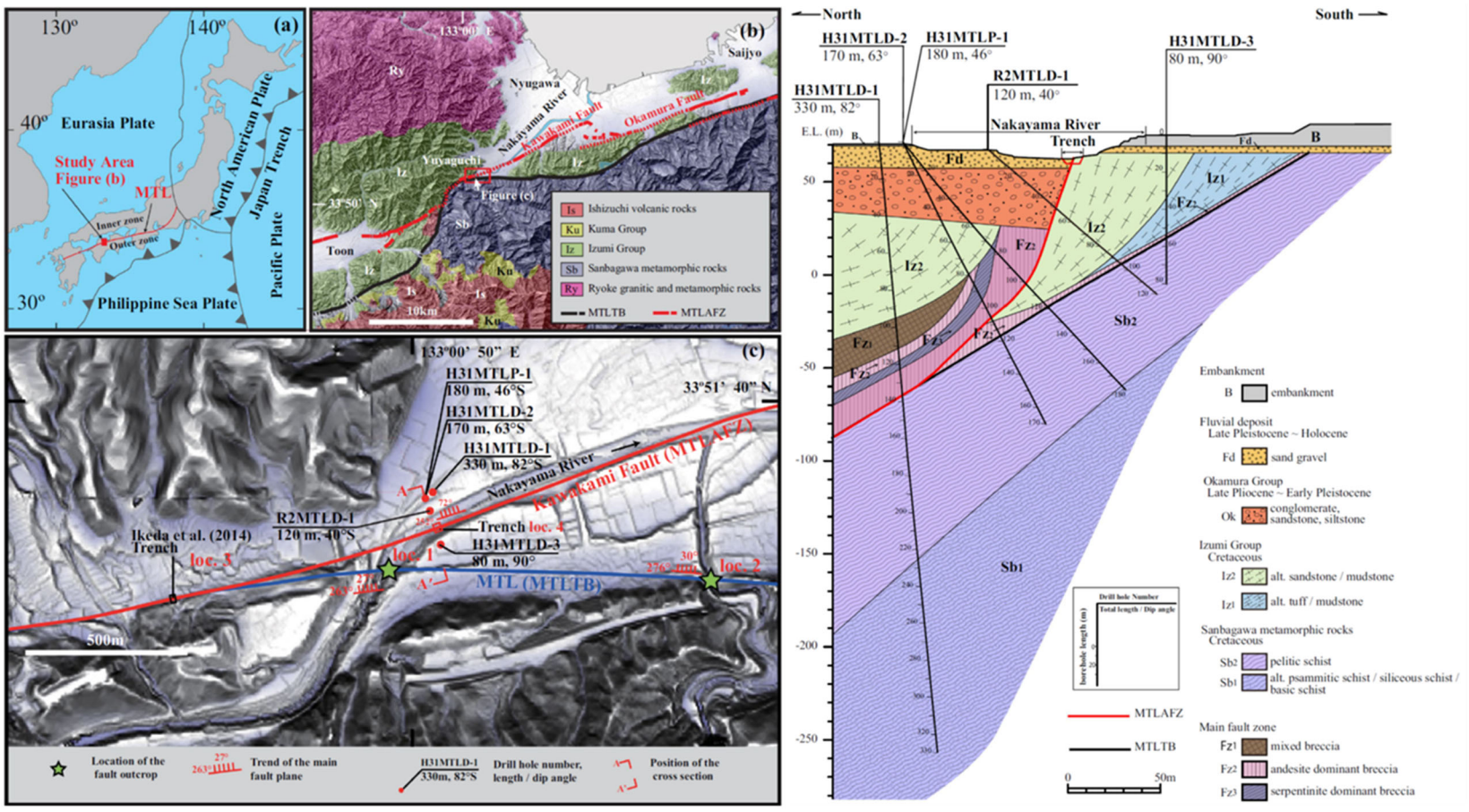
①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

（1）断層破砕物質等を用いた断層活動性評価

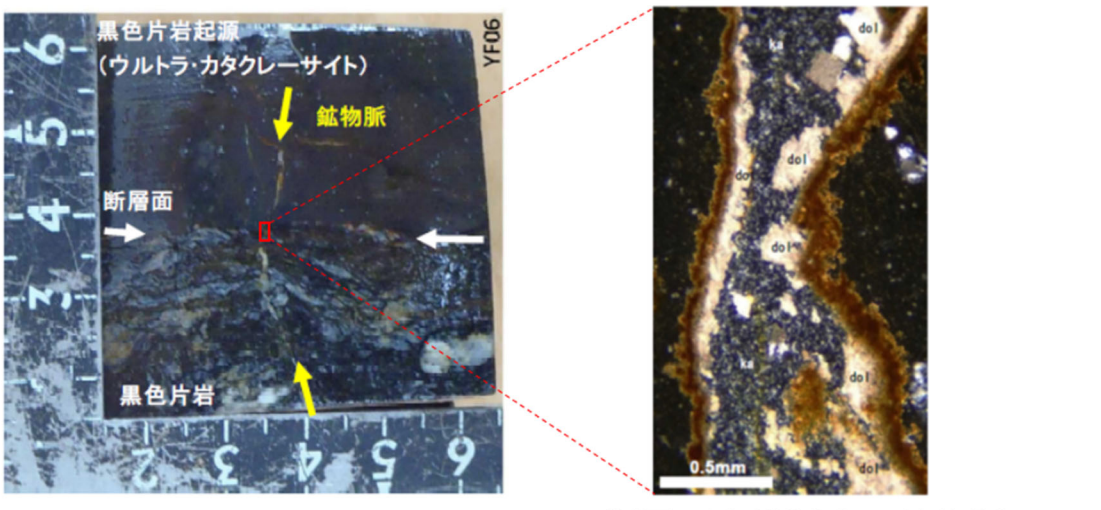
a. 鉱物脈法等を用いた断層活動性評価に関する研究【分類①及び分類②】

上載地層法の適用が難しい場合、断層本体の性状や断層破砕物質から断層の活動性を判断することが重要である。安全研究プロジェクト「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」（平成 25 年度～令和元年度）においては、審査に適用されつつあることを踏まえ、鉱物脈法の適用事例の蓄積を開始した。その一環として中央構造線を例にして実施した研究[(9)]では、地質構造の把握（図 5）とともに、活断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層によって切断されていること、最近活動していない断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層を横断していることが確認され、本手法の一つの適用事例を示した[(10)]（図 6）。安全研究プロジェクト「断層の活動性評価に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）においては、断層破砕物質等を用いた断層活動性を総合的に評価するための手法として、中央構造線及び根尾谷断層等において古応力解析を用いた断層活動性評価手法の事例も蓄積している。令和 6 年度以降は、断層破砕物質の性状に基づいて断層の活動性評価を行うことを目的として、地質の異なる複数の断層を対象としてトレンチ調査、露頭調査等を行い、鉱物脈法を適用する（図 7）。具体的には、断層の最新活動面の認定、鉱物脈（岩脈も含む）の同定及びその生成環境との比較を行うことで、断層活動と鉱物脈等との新旧関係を評価する。また、断層活動に伴って断層面上に生じた傷（条線）から断層活動時の古応力を復元し、その結果と現在の応力場とを比較することで間接的に断層活動の時期を推定し、鉱物脈法による断層活動性評価の補強データとするほか、鉱物脈法に用いた鉱物脈又は岩脈の年代測定、化学分析等を実施し、断層活動性評価に対して年代的根拠を示す。これらの成果をもとに各種の評価手法の適切な組み合わせ及び留意点をまとめ、鉱物脈を用いた断層活動性評価手法を体系的に整備する。



Miyawaki & Sakaguchi (2021)[(9)]より

図 5　中央構造線において実施した物理探査、掘削調査から作成した地質断面図

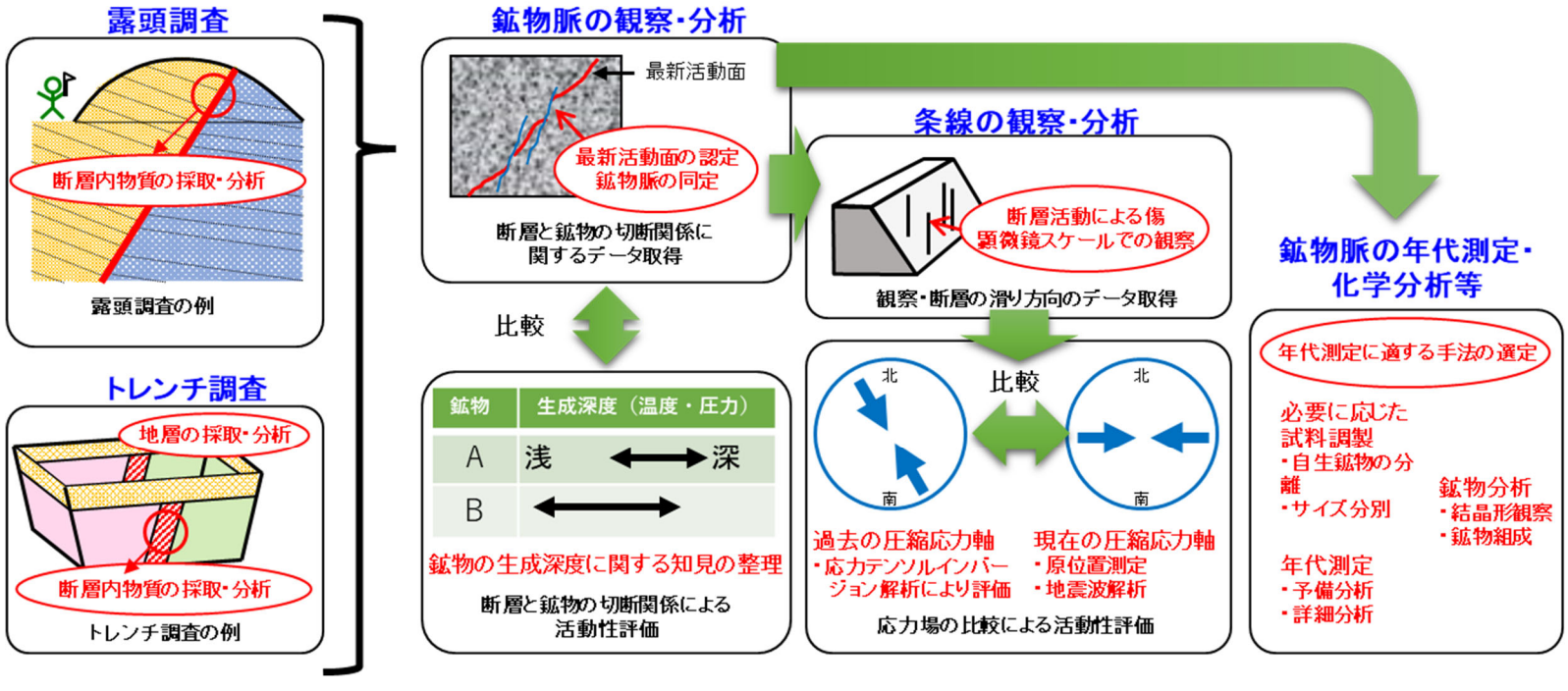


断層面を横断する鉱物脈の岩石研摩片の写真

断層面を横断する鉱物脈の岩石薄片の写真（左図赤枠の範囲）

宮脇ほか（2020）[10]より

図 6　中央構造線において実施した鉱物脈法の結果の例

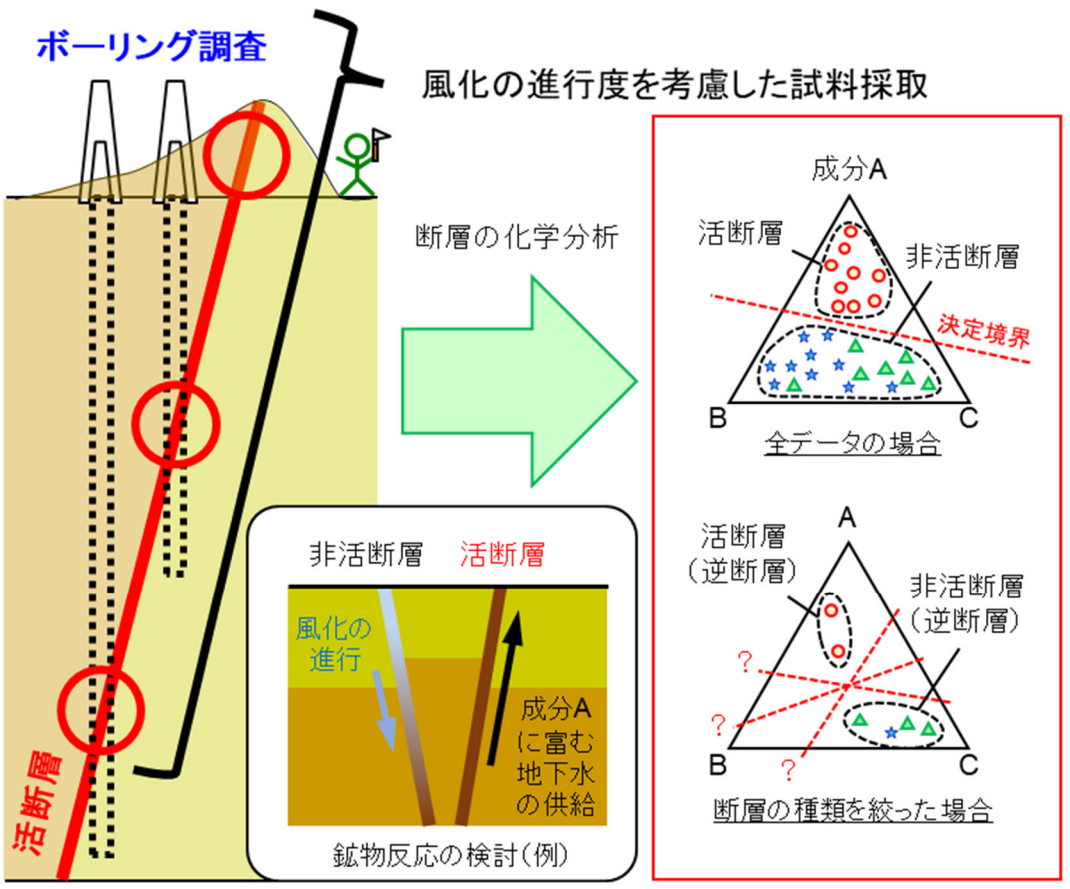


（図はオリジナル）

図 7　鉱物脈法等を用いた断層活動性評価に関する研究の概要

b.　断層破砕物質の物質科学（地球化学）的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究【分類②】

断層破砕物質の化学組成を用いた断層の活動性評価手法について、現在利用可能な化学組成データは敦賀半島江若花崗岩体（敦賀岩体）を中心とした少数の調査・分析例に留まる[2、3]。したがって、十分な量の化学組成データに基づく評価手法の妥当性検討を行うため、原岩の化学組成及び断層の発達史の観点から既往研究と比較可能と考えられる江若花崗岩体（江若岩体）を対象に、野外調査、試料採取及び断層破砕物質等の化学組成分析を行う。得られた化学組成データは敦賀岩体の値と比較した上で、既往の評価手法等を用いて活断層と非活断層の判別を目的とした試解析に用いる。また、断層破砕物質等の化学組成データ（文献値及び本研究の分析値）を用いて複数種の統計解析（線形判別分析等）を行い、入力データ、解析手法等の違いによる評価結果への影響を把握する。これに加え、断層破砕物質の化学組成に差異が生じるメカニズム（風化変質、熱水変質等）についても考察し、それらの差異を体系的に説明することができる地球化学的モデルを検討する（図 8）。以上の検討結果は適切な手法の組み合わせ、活断層と非活断層の判別手法としての有効性、適用範囲及びその統計解析上の留意点として取りまとめる。



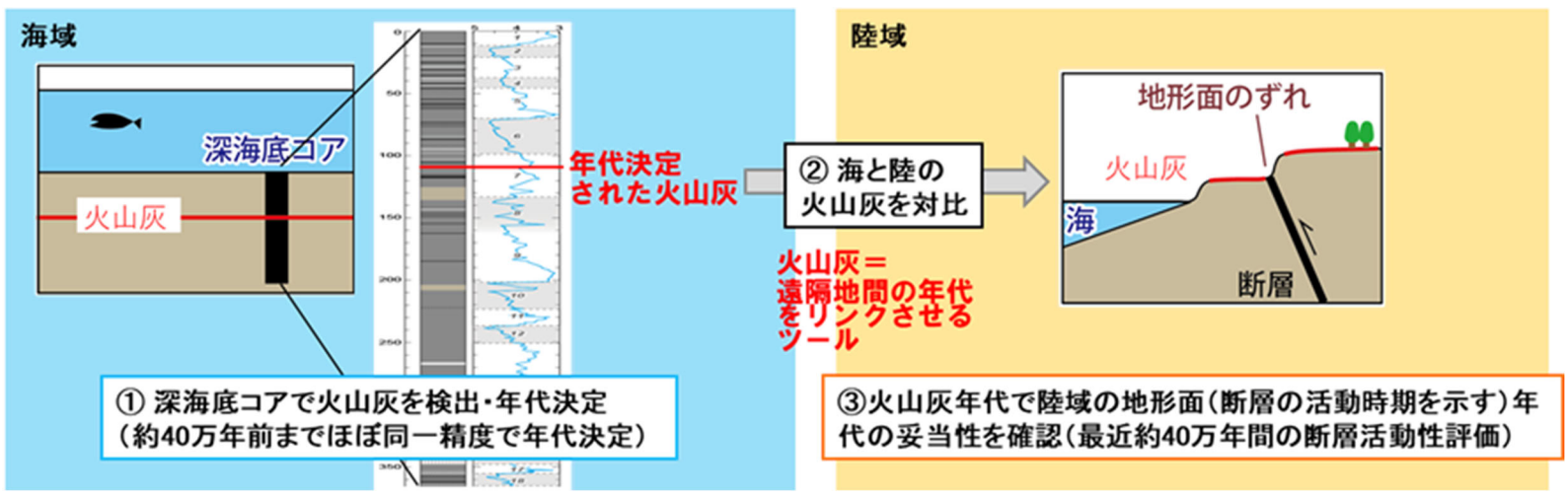
（図はオリジナル）

図 8　断層破砕物質の物質科学（地球化学）的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究の概要

(2) 断層活動時期を示す地形・地層の年代評価

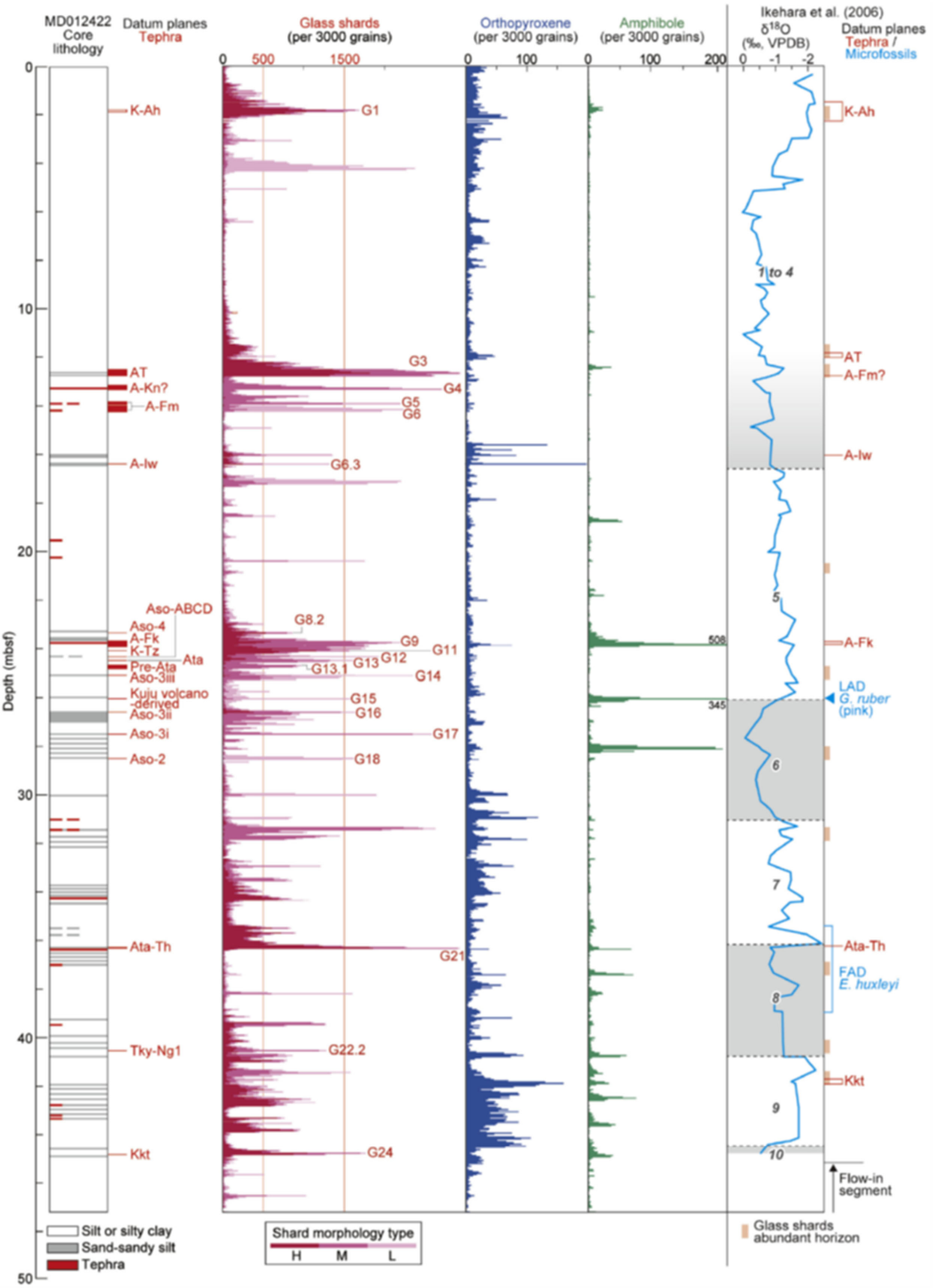
a. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法に関する研究【分類②】

中期更新世以降（約 40 万年前以降）における断層等の活動時期を推定するに当たり、上載地層又は地形面の年代を決定するために、噴出年代が既知の火山灰が利用される。そのため、火山灰の同定に必要な火山灰粒子の化学組成及び噴出年代に関するデータを蓄積することが重要である。これらのデータの蓄積には、深海底コアを媒介として海陸に分布する火山灰のデータを関連付けることが有効である（図 9）。火山灰の年代決定の精度は、断層の活動性評価の信頼性に直結するため、規則の解釈別記 1 第 3 条第 3 項に規定されている「将来活動する可能性のある断層等」の活動年代（中期更新世以降（約 40 万年前以降））に対応した年代決定の手順を整備することを目的として、これまで深海底コアを用いた研究に取り組んできた。安全研究プロジェクト「地震の活動履歴評価手法に関する研究」（平成 29 年度～令和元年度）では東北日本を、安全研究プロジェクト「断層の活動性評価に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）では西南日本を主に対象とし、深海底コアが帯同する酸素同位体層序や微化石層序を用いて、最近 40 万年間に対応した火山灰層序を明らかにするとともに（図 10）、コア中の火山灰の深度と年代の関係を明示する「年代モデル」の信頼性を向上させるための手順を整備した（図 11）。令和 6 年度以降は、同様の知見を、九州の火山から噴出した火山灰が広く分布すると予想される西南日本～中部日本及び周辺海域へ拡充し、精度良く年代決定された海域の火山灰を陸域の火山灰と対比して年代指標の整備を行い、断層の活動時期を示す地形・地層を年代評価するための手順に関する知見を蓄積する。



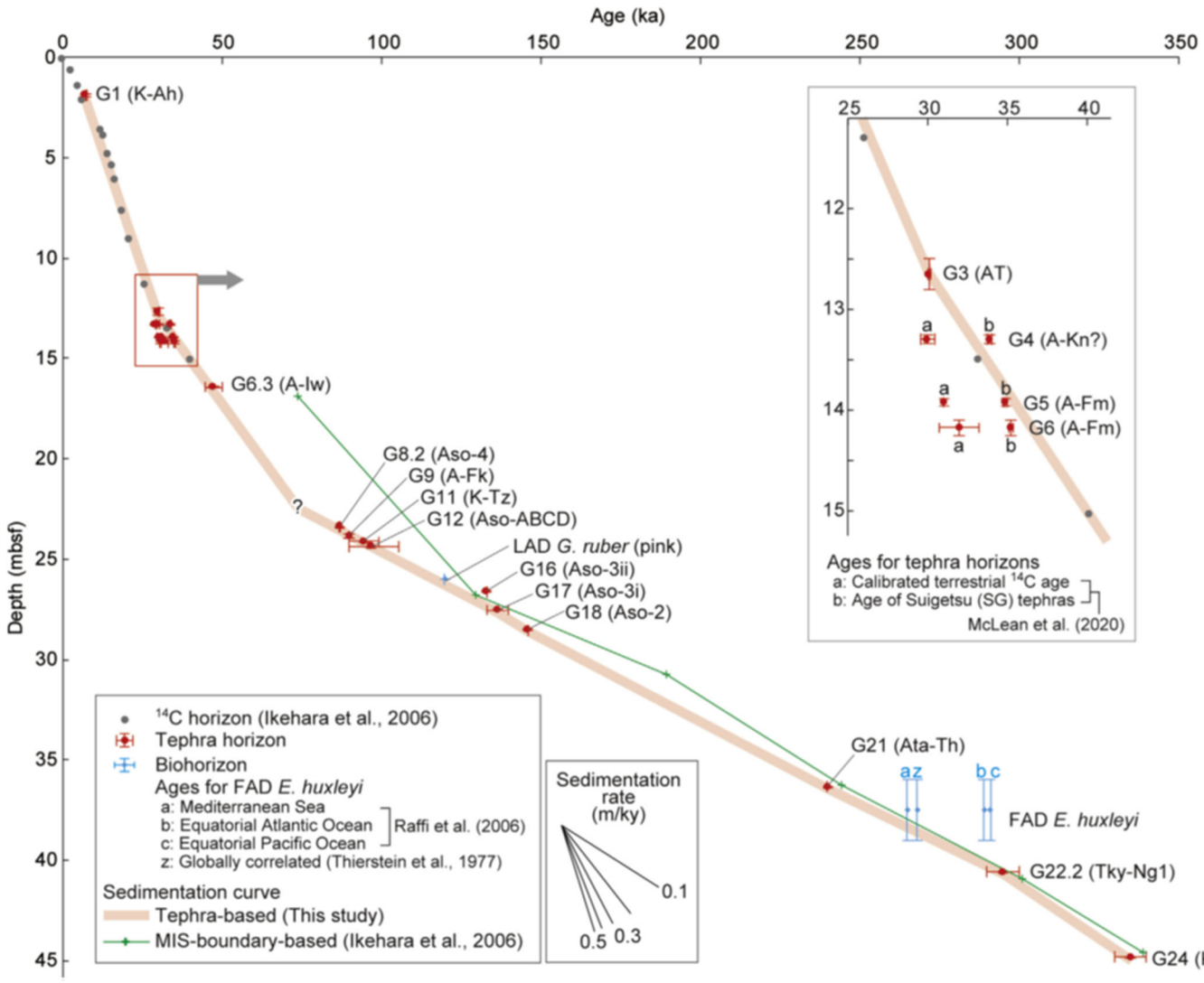
（図はオリジナル）

図 9　深海底コアを媒介とした海陸に分布する火山灰の関連付け



Matsu'ura et al. (2021)[11]より
図中の文献情報は末尾を参照[12]

図 10　四国沖深海底コアにおける火山灰の層位、粒子の量比と海洋酸素同位体比曲線



Matsu'ura et al. (2021)[11]より
図中の文献情報は末尾を参照[12、13、14、15]

図 11　四国沖深海底コアの火山灰、微化石及び酸素同位体層序から推定された年代モデル

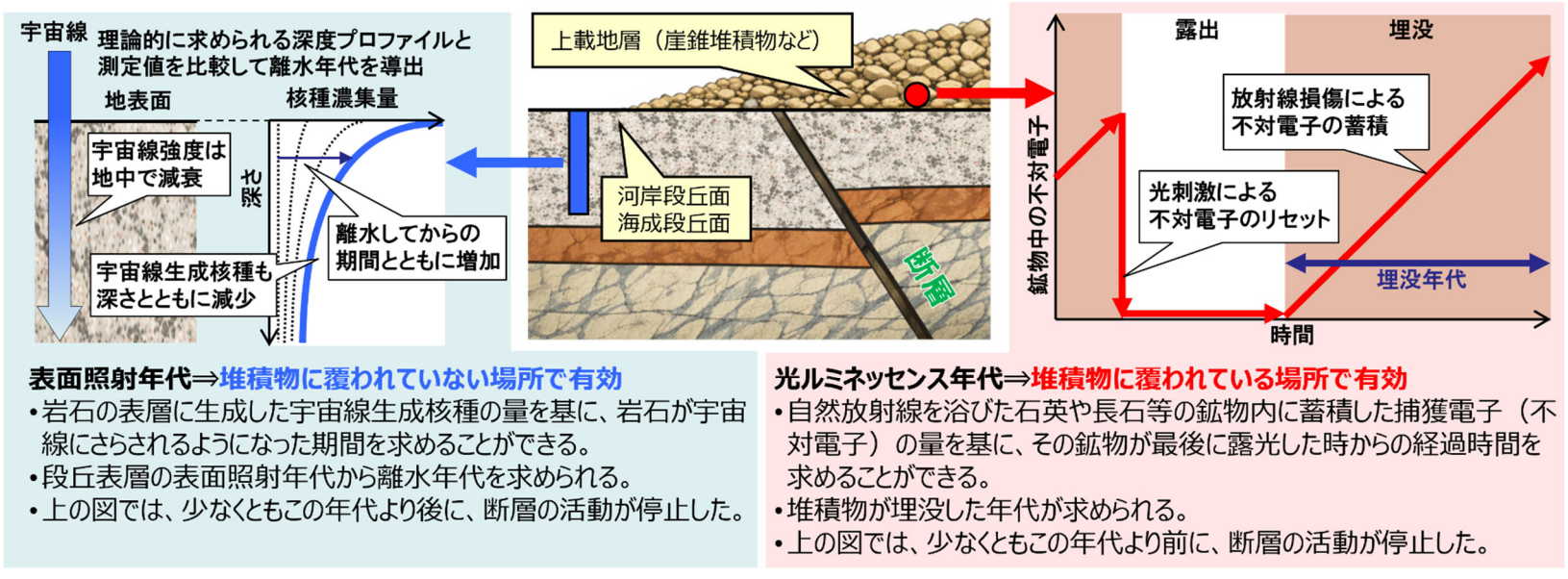
b. 宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価手法に関する研究【分類①】

地質審査ガイドでは「将来活動する可能性のある断層等」とは後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できないものとされており、多くの場合、断層の活動年代は上載地層に含まれる火山灰等の年代指標を利用して特定される。しかし実際には、上載地層があっても火山灰等の年代指標が含まれておらず、活動年代の評価が困難な場合も多い。一方で、火山灰等の年代指標に代わり、宇宙線生成核種やルミネッセンスを用いて断層活動性を評価する試みが行われつつある[4、5]。

^{10}Be や ^{26}Al 等の宇宙線生成核種は、宇宙線の照射を受けた岩石等の内部で生成し、蓄積する。地表面に到達した宇宙線は地下まで透過するが、地下深くなるに従って宇宙線の強度は指数関数的に減少する。したがって、宇宙線生成核種の濃度は地表面で最大となり、深さとともに減少する（図 12）。しかし、断層の活動によって上下変位が生じると、同じ深さにおける上盤と下盤の宇宙線生成核種の濃度に差が生じる。この現象を利用した、断層の上下変位の有無、変位速度の大小等の推定が期待されている[4]。

一方、自然放射線等を浴びた期間が長いほどルミネッセンス（微弱な自然放射線等を浴びて励起した不対電子が、光、熱等の刺激を浴びてリセットする際に発光する現象）の強度が高くなることを利用して年代測定が行われることがある。特に、埋没している間に不対電子が蓄積した鉱物に対して光刺激を与えることによって発生するルミネッセンスを用いる光ルミネッセンス年代測定法は、断層活動性評価において火山灰等の年代指標が含まれていない上載地層の堆積年代を求めることができる手法として研究が進められている[5]。

このような現状を踏まえ、本研究では上載地層に火山灰等の年代指標が含まれていない地質を想定し、宇宙線生成核種を用いた断層の上下変位量・変位速度の評価及び光ルミネッセンスを用いた上載地層の堆積年代の評価を実施し、適用限界、誤差、モデル依存性等を検証する（図 12）。その上で、宇宙線生成核種及び光ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価手法の課題を抽出し、データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点を取りまとめる。



（図はオリジナル）

図 12　宇宙線生成核種、光ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価に関する研究の概要

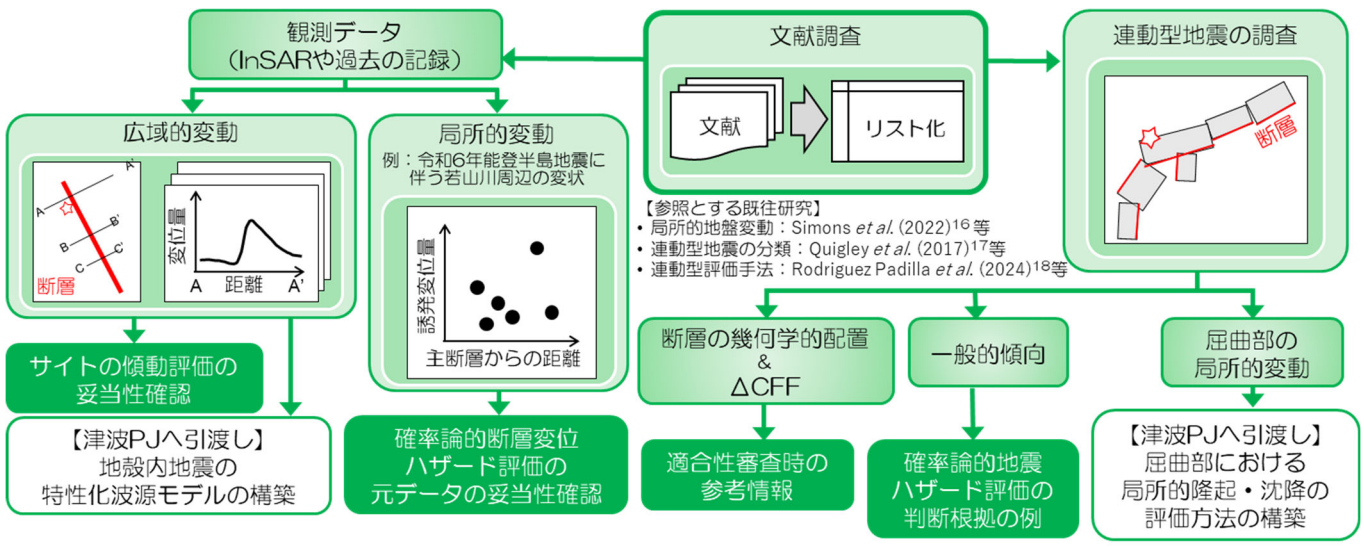
（3）地殻変動及び断層の連動性評価

a.　地殻内地震に伴う隆起・沈降及び断層の連動性に関する研究【分類②】

令和 6 年能登半島地震をはじめとする近年の地殻内地震では、震源断層の不均一すべり（大すべり域の存在）に伴う広域的な地殻変動に加え、主断層から離れた位置での局所的な地盤変動、複数断層の連動、断層間における隆起・沈降が確認されている。これらの現象は、断層のすべり量分布の空間的不均質性、断層の幾何学的配置及び断層間相互作用等に起因する可能性があり、単一断層の活動を前提とした従来の評価手法では、その変動特性を十分に説明できない場合がある。

また、令和 6 年能登半島地震では、海域の活断層による地殻内地震に起因して津波が発生しており、広域的な地殻変動及び局所的な隆起をもたらす地殻の不均質性が津波の生成過程に影響を及ぼした可能性が指摘されている。一方、このような不均質性を考慮した地殻内地震の特性化波源断層モデルの設定方法については十分に整備されていない。

これらの課題を踏まえ、地盤の傾動評価手法の妥当性確認、津波の特性化波源断層モデルの構築、さらに将来的な確率論的断層変位ハザード評価における元データの妥当性確認に関わる知見を蓄積するため、地殻内地震を対象に、文献調査及び既往の観測データを用いて、広域的な地殻変動（隆起・沈降）の変動量及び変動パターンを把握するとともに、局所的な地盤変動（誘発変位等）に関する情報を体系的に取りまとめる。また、断層の連動性に関する知見の体系化のため、国内外の断層連動事例について、断層の幾何学的配置、屈曲部（ジョグ）等に着目して連動の背景となる地質情報を蓄積し、屈曲部における局所的変動（隆起・沈降）の特徴を明らかにするとともに、連動の一般的傾向（連動の条件及び数値シミュレーションによる解析等の連動性評価手法）に関する情報をまとめる。さらに、これら蓄積した知見に基づき、データに由来する不確実性及び既存の評価手法の適用性について検証を行い、評価上の留意点として取りまとめる（図 13）。



（図はオリジナル）

図 13　地殻内地震に伴う隆起・沈降及び断層の連動性に関する研究の概要

５．成果目標と実施計画

（1）断層破砕物質等を用いた断層活動性評価

a.　鉱物脈法等を用いた断層活動性評価に関する研究

成果目標：断層面と鉱物脈との切断関係の把握、鉱物脈の方位解析による古応力場の推定（岩脈法）、鉱物脈の年代測定、化学分析による鉱物脈の生成環境及び形成年代の特定に至るプロセスについての留意点をまとめる。

実施計画：・断層破砕物質の性状に基づいて断層の活動性評価を行うことを目的として、地質環境の異なる複数の断層を対象としてボーリング調査、露頭調査等を行う。

・採取した試料を用いて、微細構造観察による断層面と鉱物脈との切断関係の把握、鉱物脈を用いた岩脈法による応力解析、年代測定及び化学分析等による鉱物脈の生成環境及び形成年代の特定を行う。
・令和 10 年度までに鉱物脈法を用いた断層の活動性評価、岩脈法を用いた古応力解析に基づく断層の活動性評価及び鉱物脈の年代測定による断層の活動性評価を実施し、各種の評価手法の留意点をまとめる。

b. 断層破砕物質の物質科学（地球化学）的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究

成果目標：断層破砕物質の化学組成を用いた活断層と非活断層の判別手法の有効性、適用範囲及びその統計解析上の留意点をまとめる。

実施計画：・断層破砕物質の化学組成データの取得を目的として、地表露頭の調査及びトレンチ調査により試料採取を行う。また、ボーリング掘削により風化の影響の小さい地下の断層破砕物質を採取する。
・上載地層法等を用いて当該断層の活動時期を特定するとともに、断層破砕物質の化学組成等の分析を行う。
・詳細な鉱物分析を行い、断層破砕物質の化学的特徴に寄与する変質メカニズムを特定する。
・既往の統計解析手法を用いて、解析に用いるデータの種類、判別手法等を変えた場合の評価結果への影響を確認する。
・令和 10 年度までに断層破砕物質の化学組成を用いた活断層と非活断層の判別手法の有効性、適用範囲及びその統計解析上の留意点を取りまとめる。

(2) 断層活動時期を示す地形・地層の年代評価

a. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法に関する研究

成果目標：西南日本～中部日本及び周辺海域における深海底堆積物の「年代モデル」を整備して火山灰の年代を精度良く決定し、海域・陸域の火山灰を対比して信頼性の高い年代指標の整備を行うことによって「将来活動する可能性のある断層等」の活動時期（中期更新世以降、最近 40 万年間）に対応した年代決定手順に関する知見を蓄積する。

実施計画：・海底コアに含まれる火山灰粒子の量比分布を把握し、火山灰層準の検出を行うとともに、中期更新世以降に対応する海底コアの火山灰層序を整理する。
・火山灰の噴出源と推定される火山の近傍及び風下地域で、陸成堆積物中の火山灰調査を行う。
・海域・陸域で採取された火山灰の主成分化学組成及び微量化学組成を分析し、火山灰特徴化のためのデータを収集する。
・令和 10 年度までに取得された化学組成結果を基に火山灰を対比する。

b. 宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価手法に関する研究

成果目標：宇宙線生成核種を用いた断層の上下変位量・変位速度の評価及び光ルミネッセンス年代測定を用いた上載地層の堆積年代の評価に係る課題抽出を行い、データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点をまとめる。

実施計画：・国内外の論文、報告書、学会発表等を参照し、直接的な年代指標が得られない断層及びその上載地層等に対する宇宙線生成核種・ルミネッセンス年代測定等の活用例を収集し、現状を整理する。
・現状整理の結果を踏まえ、宇宙線生成核種を用いた断層の上下変位量・変位速度の評価及び光ルミネッセンスを用いた上載地層の堆積年代の評価を実施するとともに、その適用限界や誤差、モデル依存性等を検証する。
・令和 11 年度までに宇宙線生成核種及び光ルミネッセンス年代を用いた断層活動性評価に係る課題を抽出して取りまとめ、データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点を取りまとめる。

(3) 地殻変動及び断層の連動性評価

a. 地殻内地震に伴う隆起・沈降及び断層の連動性に関する研究

成果目標：地殻内地震に伴う広域的な隆起・沈降、局所的地盤変動及び断層の連動事例を整理するとともに、断層配置、屈曲部等に着目した局所的隆起・沈降の特徴を明らかにし、既存評価手法の有効性、適用範囲及び留意点をまとめる。

実施計画：・地殻内地震について記された文献から抽出された地盤データ及び既往の観測データを用い、広域的な地殻変動（隆起・沈降）の変動量及び変動パターンを把握するとともに、局所的な地盤変動（誘発変位等）に関する情報を整理する。
・国内外における断層の連動事例について、断層の幾何学的配置、屈曲部（ジョグ）等に着目して連動の背景となる地質情報を抽出し、局所的な鉛直変位の特徴を整理する。また、一般的傾向（連動の条件及び数値シミュレーションによる解析等の連動性評価手法）に関する情報をまとめ、地殻データに由来する不確実性及び評価上の留意点を把握する。
・令和 9 年度までに、地殻内地震に伴う隆起・沈降、誘発変位及び断層連動に関する知見を取りまとめ、令和 11 年度までに、傾動評価の妥当性分析及び連動に関する一般的傾向の整理等、既存評価手法の適用性及び留意点を取りまとめる。

行程表

	R6 年度	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度	R11 年度
（1）a. 鉱物脈法等を用いた断層活動性評価に関する研究	・予備調査（調査地域選定） ・試料採取 ・化学分析（予備的分析を含む） ・年代測定（予備的分析を含む）	・試料採取（調査地域ごとの比較検討） ・地質の異なる断層を対象とした調査 ・化学分析（本格分析）、鉱物脈法及び岩脈法の適用 ・年代測定の実施	▽学会発表	▽学会発表 ・追加調査の必要性検討	▽論文作成 ▽NRA 技術報告作成 ・年代評価手法の整理 ・鉱物脈法、岩脈法及び古応力解析に基づく断層活動性評価手法の整理	
（1）b. 断層破砕物質の物質科学（地球化学）的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究	・予備調査（地表踏査、ボーリング掘削） ・予備的分析（全岩化学組成分析、年代測定） ・予備解析（統計解析）	▽学会発表 ・試料採取（地表踏査、ボーリング掘削） ・全岩化学組成分析 ・年代測定 ・判定手法の影響評価	▽学会発表 ・化学指標の適用性検討	▽学会発表 ・鉱物化学分析 ・断層タイプの影響検討	▽学会発表	▽NRA 技術報告の作成 ・統計解析手法の取りまとめ ・判別指標及び地球化学的根拠の提示
（2）a. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法に関する研究	・予備調査（海底コア中の火山灰試料採取）	▽論文作成 ・海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取 ・海域コアの火山灰層準の検出 ・室内分析（主成分元素組成分析） ・主成分元素組成	・主成分・微量成分元素組成分析 ・主成分及び微量成分元素組成 ・海域・陸域の火山灰の特徴化		▽論文作成 ・補足調査 ・海域・陸域における火山灰の対比による海陸統合火山灰層序構築と火山灰年代評価	

（２）ｂ.宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価手法に関する研究		・事前準備	・現状整理 ・適用可能な試料採取のための地形・地質学的調査 ・宇宙線生成核種、光ルミネッセンス年代測定試料の採取・分析	▽学会発表 ・年代測定試料の採取・分析 ・誤差要因等の検証、課題抽出	▽学会発表	▽論文作成 ▽NRA 技術報告作成 ・補足調査 ・データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点の整理
（３）ａ.地殻内地震に伴う隆起・沈降及び断層の連動性に関する研究		・事前準備 ・事前準備	・地震時の広域・局所的変動に関する調査 ・断層の連動に関する一般的傾向・屈曲部の調査		▽NRA 技術ノート作成 津波 PJ へ引き渡し	▽NRA 技術ノート作成 ・傾動評価の妥当性分析 ・地震時及び連動に関する一般的傾向の整理

６．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者】

〇宮脇　昌弘　副主任技術研究調査官（実施項目（1）a 関係）
　千葉　響　　技術研究調査官

〇林　　宏樹　副主任技術研究調査官（実施項目（1）b 関係）
　千葉　響　　技術研究調査官
　林　茉莉花　技術研究調査官

〇松浦　旅人　主任技術研究調査官（実施項目（2）a 関係）

〇佐藤　勇輝　技術研究調査官（実施項目（2）b 関係）
　内田　淳一　統括技術研究調査官

〇佐津川貴子　技術研究調査官（実施項目（3）a 関係）
　内田　淳一　統括技術研究調査官

【委託研究先】

実施項目（2）b　国立大学法人東京大学（R7 年度～R8 年度）

【共同研究先】

なし

７．備考

なし

参考文献

(1) 石渡明、「鉱物脈法による断層活動性評価について」、日本地質学会第 123 年学術大会、R23-O-3、平成 28 年 doi:10.14863/geosocabst.2016.0_325

(2) 立石良、島田耕史、清水麻由子、植木忠正、丹羽正和、末岡茂、石丸恒存、「断層ガウジの化学組成に基づく活断層と非活断層の判別－線形判別分析による試み」、応用地質、62 巻、pp.104-112、令和 3 年　doi:10.5110/jjseg.62.104

(3) 岩森暁如、小北康弘、島田耕史、立石良、高木秀雄、大田亨、菅野瑞穂、和田伸也、大野顕大、大塚良治、「風化度指標 W 値を用いた江若花崗岩中の断層岩の諸特性」、日本地質学会第 129 年学術大会、G6-O-1、令和 4 年 doi:10.14863/geosocabst.2022.0_282

(4) 國松航、和田伸也、大塚良治、岩森暁如、朝日信孝、山根博、林崎涼、中田英二、松四雄騎、「活断層の上下盤における宇宙線生成核種 ^{10}Be の地表濃度の分布特性（第 2 報）」、日本地質学会第 131 年学術大会、G-P-15、令和 6 年 doi:10.14863/geosocabst.2024.0_467

(5) 林崎涼、中田英二、福地亮、谷口友規、相山光太郎、「山形県鮭川村観音寺露頭の光ルミネッセンス年代」、日本地質学会第131年学術大会、G-P-16、令和6年　doi:10.14863/geosocabst.2024.0_468
(6) 地震調査研究推進本部、「令和6年能登半島地震の評価（令和6年2月9日公表）」、令和6年、https://www.static.jishin.go.jp/resource/monthly/2024/20240101_noto_3.pdf、(2026-02-13確認)
(7) Ando, R., Fukushima, Y., Yoshida, K., Imanishi, K., “Nonplanar 3D fault geometry controls the spatiotemporal distributions of slip and uplift: evidence from the Mw 7.5 2024 Noto Peninsula, Japan, Earthquake”, Earth Planets Space, Vol. 77, 53, 2025. doi:10.1186/s40623-025-02187-9
(8) 原子力規制庁、「屈曲部を有する横ずれ断層地震による津波への影響について」、第66回技術情報検討会（令和6年7月25日）、資料66-1、pp. 4-6、令和6年、https://www.da.nra.go.jp/data/NRA100003857-002-004.pdf、(2026-02-24確認)
(9) Miyawaki, M., Sakaguchi, A., “Trench and drilling investigation of the Median Tectonic Line in Shikoku, southwest Japan: implications for fault geometry”, Earth Planets Space, Vol. 73, 194, 2021. doi:10.1186/s40623-021-01526-w
(10) 宮脇昌弘、内田淳一、林茉莉花、佐藤秀幸、「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」、安全研究成果報告、RREP-2020-4003、原子力規制庁、令和2年
(11) Matsu'ura, T., Ikehara, M., Ueno, T., “Late Quaternary tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy of core MD012422: Improving marine tephrostratigraphy of the NW Pacific”, Quaternary Science Reviews, Vol. 257, 106808, 2021. doi:10.1016/j.quascirev.2021.106808
(12) 池原実、村山雅史、多田井修、外西奈津美、大道修宏、川幡穂高、安田尚登、「四国沖から採取された2本のIMAGESコアを用いた第四紀後期におけるテフラ層序」、化石、79号、pp. 60-76、平成18年　doi:10.14825/kaseki.79.0_60
(13) McLean, D., Albert, P.G., Suzuki, T., Nakagawa, T., Kimura, J.-I., Chang, Q., Miyabuchi, Y., Manning, C.J., MacLeod, A., Blockley, S.P.E., Staff, R.A., Yamada, K., Kitaba, I., Yamasaki, A., Haraguchi, T., Kitagawa, J., SG14 Project Members, Smith, V.C., “Constraints on the timing of explosive volcanism at Aso and Aira calderas (Japan) between 50 and 30 ka: new insights from the Lake Suigetsu sedimentary record (SG14 core)”, G-cubed, 2020. doi:10.1029/2019GC008874
(14) Raffi, I., Backman, J., Fornaciari, E., Palike, H., Rio, D., Lourens, L., Hilgen, F., “A review of calcareous nannofossil astrobiochronology encompassing the past 25 million years”, Quaternary Science Reviews, Vol. 25, pp. 3113-3137, 2006. doi:10.1016/j.quascirev.2006.07.007
(15) Thierstein, H.R., Geitzenauer, K.R., Molfino, B., Shackleton, N.J., “Global synchroneity of late Quaternary coccolith datum levels: validation by oxygen isotopes”, Geology, Vol. 5, pp. 400-404, 1977. doi:10.1130/0091-7613(1977)5<400:GSOLQC>2.0.CO;2
(16) Simons, W., Broerse, T., Shen, L., Kleptsova, O., Nijholt, N., Hooper, A., Pietrzak, J., Morishita, Y., Naeije1, M., Lhermitte, S., Herman, M., Sarsito, D. A., Efendi, J., Sofian, Govers, R., Vigny, C., Abidin, H. Z., Pramono, G. H., Nugroho, C., Visser, P., Riva, R., “A tsunami generated by a strike-slip event: Constraints from GPS and SAR data on the 2018 Palu earthquake”, Journal of Geophysical Research: Solid Earth, Vol. 127, e2022JB024191, 2022. doi:10.1029/2022JB024191
(17) Quigley, M. C., Mohammadi, H., Jiménez, A., Duffy, B. G., “Multi-fault earthquakes with kinematic and geometric rupture complexity: how common?”, Proceedings of the 8th International INQUA Meeting on Paleoseismology, Active Tectonics and Archeoseismology (PATA), 13-16 November 2017, New Zealand., 2017.
(18) Rodriguez Padilla A. M., Oskin M. E., Brodsky E. E., Dascher-Cousineau K., Herrera V., White S., “The Influence of Fault Geometrical Complexity on Surface Rupture Length”, Geophysical Research Letters, Vol. 51, e2024GL109957, 2024. doi:10.1029/2024GL109957

研究計画

プロジェクト名称	3. 地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究		
実施期間	令和 7 年度　～　令和 10 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	道口陽子　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】　A) 外部事象（地震、津波、火山等）　A-1＜ハザード関連＞	主担当者	道口陽子　主任技術研究調査官 山下　啓　主任技術研究調査官 楠本　聡　副主任技術研究調査官

1．背景

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波（以下「東北地震津波」という。）の発生以後、東京電力福島第一原子力発電所の事故を教訓に、平成 25 年に「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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)」（以下「規制基準」という。）及び各種の審査ガイドが施行された。「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」（以下「津波審査ガイド」という。）には、基本方針として、「基準津波の策定」について、「最新の科学的・技術的知見を踏まえ、（中略）地震学的見地から想定することが適切なもの」とすること、また、「不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定すること。」が記されている。これらの規制基準及び津波審査ガイドに基づいて、現在、既設発電所の適合性審査が行われている。

また、平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号)」により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定され、適合性審査を終えた既設発電所から順次、安全性向上評価が定期的に実施されている。この安全性向上評価は、事業者が主体的に行うものであるが、常に最新の科学的・技術的知見に基づいてなされる必要がある。上述の適合性審査及び安全性向上評価の確認に関連した原子力規制の継続的な高度化のためには、「基準津波の策定」等に係る種々の評価方法について継続的な改善が重要である。

これまでの津波に係る安全研究では、上記の背景を踏まえ、平成 28 年度までのプロジェクト「津波ハザード関連評価技術の整備」において、東北地震津波の波源推定の知見を基にプレート間地震（図 1）による津波を対象とした将来の津波高を想定するため、津波波源の特性を断層の長さ、幅、すべり量等の主要なパラメータで簡略化した波源断層モデル（特性化波源断層モデル）の設定方法、同特性化波源断層モデルを用いた確率論的津波ハザード解析方法、津波痕跡高情報及び津波堆積物情報を集めた津波痕跡データベース、津波堆積物に基づく津波波源推定方法等に係る知見を蓄積してきた。これらの成果[(1)-(6)]の一部[(1)(2)]は、上記の津波審査ガイドに反映され、既設発電所の適合性審査において有用な知見の一つとして活用されてきた。

令和 2 年度までのプロジェクト「津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究」では、津波の発生要因となる地震の規模や発生頻度に係る不確かさが確率論的津波ハザードに与える影響、海洋プレートが大陸プレートの下に沈み込み始める海溝軸付近で発生するプレート間地震による津波を対象とした海底面の水平方向の地殻変動を考慮した既往の津波評価方法の適用性等に関する知見を蓄積した。これらの成果の一部[(7)-(10)]は、広く原子力安全に役立てるため、学術論文として公表した。

令和 6 年度までのプロジェクト「津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究」では、海溝軸付近で発生する津波の特徴を考慮した特性化波源断層モデルの設定方法、津波堆積物の不確かさを考慮した津波波源推定方法に係る知見を蓄積してきている。これらの成果についても、今後、学術論文等として公表する予定である。

これまで、東北地震津波の発生や今後発生が想定される南海トラフ地震による津波の評価のため、主にプレート間地震を対象として、特性化波源断層モデル等の津波評価方法に係る知見の充実化を図ってきた。プレート間地震に対する津波評価方法の更なる精緻化は重要であるが、一方で、地殻内地震による津波に対しては、プレート間地震のような特性化波源断層モデル等の評価方法に係る知見は十分ではない。また、津波堆積物は津波によって海底や沿岸の砂泥や礫等が侵食・運搬されて陸域に再堆積したものであり、その分布範囲等の特徴からその津波による浸水範囲等の規模の推定に利用されているが、それらの具体的な関係性がはっきり分かっていない。さらに、津波評価の精度及び保守性は、津波の伝播特性に係る基礎的知見の拡充やそれらを反映した津波評価方法の整備等を行うことで向上する。したがって、津波評価に係る基礎及び応用研究を継続し、関連する科学的・技術的知見の拡充と原子力規制への反映を図ることが重要である。

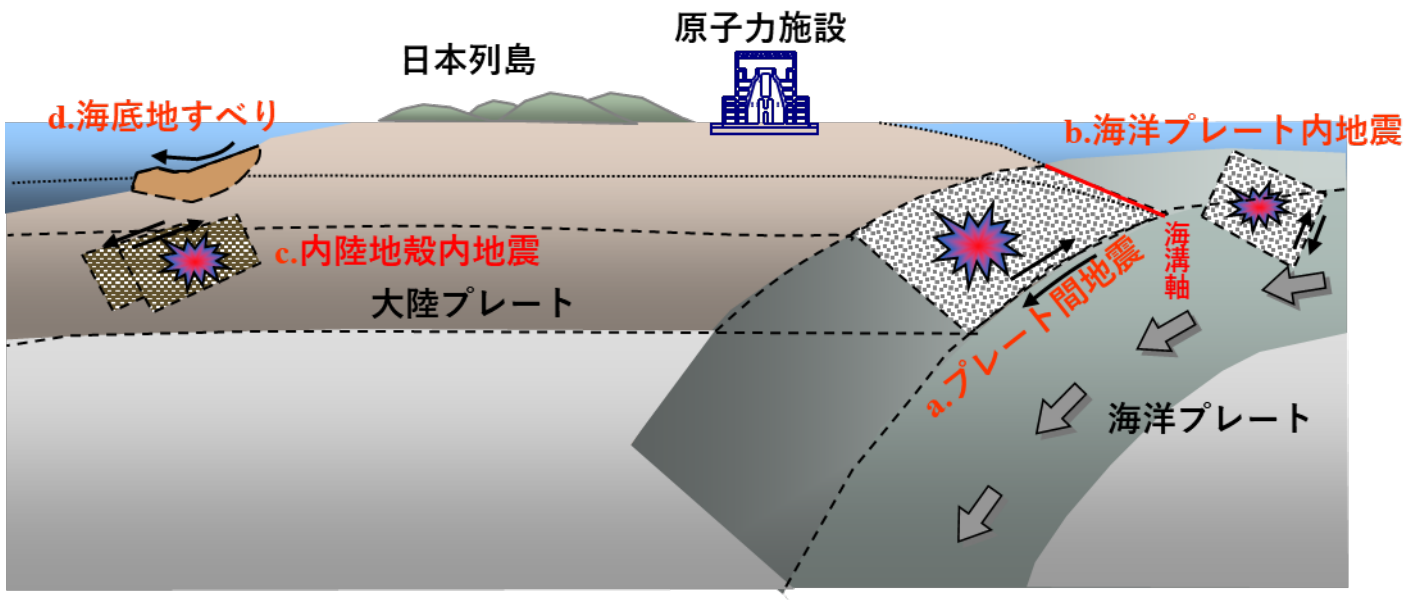


図 1　津波の発生要因例のイメージ

令和 6 年 1 月 1 日に石川県能登地方で発生した地震（以下「令和 6 年能登半島地震」という。）では、海域の活断層による地殻内地震によって津波が発生した。広域的な地殻変動が認められ、一部の地域では特に大きな隆起等が観測されている。これは、断層のすべり量分布等の空間的な不均質性によるものと考えられるが、そのメカニズムや不均質性の程度は不明であり、津波への影響については十分に解明されていない。しかし、令和 6 年能登半島地震では、断層近傍での地殻変動量や津波の観測データが得られており、地殻内地震の震源像（断層形状、配置、すべり分布等）を知る上で有用性が高く、これらの情報等を活用することで津波評価方法の精緻化が期待できる。また、海岸付近の一部では津波堆積物が確認された。津波堆積物の分布状況等を踏まえると、津波の挙動や形成過程を予測するためには、地形の影響等に係る知見が重要である。さらに、地震による津波及び海底地すべりによる津波が同時に発生し、沿岸域で重なった（重畳した）と考えられている[11]。また、港湾内の岸壁沿いで高水位を伴い伝播する津波が局所的に水位を増加させたことがビデオ映像より確認でき[12]、被害を拡大させた要因として指摘されている[13][14]。後者のような、鉛直壁に対して津波が衝突又は斜めに伝播する際に生じる壁面沿いの水位上昇は、鉛直壁の位置を軸に両方向から同じ津波が入射して、その二つの津波が重畳する場合と同等である。したがって、前者は異なる二つの津波が、後者は同一の二つの津波が重畳する事象である。沿岸域では、このような複数の津波の重畳による水位上昇等の発生が考えられるため、沿岸域で重畳する津波（以下「重畳津波」という。）の特性に係る知見の拡充が重要である。

上記を踏まえ、審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備の一環として、本プロジェクトでは、「(1) 地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備」、「(2) 津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備」及び「(3) 沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充」を行う。以下、各研究テーマについて記す。

(1) 地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備

規制基準では、「海域の活断層による地殻内地震」を津波の発生要因として挙げ、津波審査ガイドでは、「海域の活断層の調査結果に基づいて、将来の活動を否定できない海域の活断層に想定される地殻内地震を対象に津波波源を設定していることを確認する。」等とされている。地震調査研究推進本部の「津波レシピ」[15] では、将来の津波を想定する方法として、プレート間地震を対象に、津波波源の特性を断層の長さ、幅、すべり量等の主要なパラメータで簡略化した特性化波源断層モデルを示している。地殻内地震に関しては、これまでに日本海で発生した地殻内地震を対象に、痕跡記録を再現するための津波波源モデルが検討[16]－[18]されているが、特性化波源断層モデルの設定方法の検討は十分でない。また、津波審査ガイドにおいても、プレート間地震と比較して、「海域の活断層による地殻内地震に起因する津波波源の設定」に関する具体的な方法例が少ない。地殻内地震による津波の評価は、対象地域周辺の実現象等の既往情報に基づき行われているが、実現象から得られたパラメータは、地震津波ごとに特徴が異なる等のため不確かさが大きいこと、断層タイプの違いにより津波への影響程度も異なること、複数の断層が連動する場合もあること等から、津波の予測評価を行う上では課題がある。このようなことから、地殻内地震においても、プレート間地震と同様に、将来の津波を想定するに当たり、特性化波源断層モデルを設定するための調査・研究が必要である。

(2) 津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備

規制基準及び津波審査ガイドでは、基準津波の選定結果の検証において、津波堆積物等について十分な調査を実施した結果に基づき、基準津波による遡上津波が敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠等から推定される津波の規模を上回っていることを確認するとされている。このように津波堆積物は、その分布範囲等からその津波による浸水範囲等の規模の推定に利用されている。ただし、津波堆積物の分布標高や分布範囲は、津波の津波高及び浸水範囲と必ずしも整合しておらず[19]、津波規模との具体的な関係性がはっきりと分かっていない。また、津波堆積物の形成（堆積作用・侵食作用）には、地形等の影響を受けることが考えられる。津波堆積物と津波規模の関係の一例として、東北地震津波の仙台湾沿岸（平野）の調査結果から津波堆積物の堆積層厚と浸水深に関する知見[20]が得られている。しかし、谷地形の場合では、地形効果による津波の流速や向き等が影響し、平野での堆積作用とは異なることが考えられ、当該知見をそのまま他地形へ適用することは難しい。津波規模の評価精度をより向上させるためには、地形ごとの津波堆積物の特徴[21][22]と津波規模との関係性についての調査・研究が必要である。

(3) 沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充

規制基準及び津波審査ガイドでは、津波発生要因に係るサイトの地学的背景、津波発生要因の関連性を踏まえ、地震起因による津波と地震起因ではない津波（例えば地すべり、火山現象等に伴う津波）等の組合せを考慮していることを確認するとされている。また、設計対象である津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備の位置における津波の時刻歴波形のうち、施設、設備に最も影響が大きいものを当該施設、設備の入力津波として設定していることを確認するとされている。さらに、津波評価方法においては、津波の分散波の発生が見込まれる場合には、分散性を考慮した理論式を用いる必要があるとされている。

主に孤立波*を対象とした水面波の研究分野では、重畳のパターン[23]－[25]や水面波の性質の違い[26][27]が、重畳した波の波高及び位相の変化率に影響することが知られている。このような水面波の重畳現象では、波の非線形性・分散性**によって、水位が 4 倍にまで増幅する場合があるとされる[25]。同じ水面波である津波の重畳においても同様の影響の可能性があるが、その程度や特徴については十分に分かっていない[28]。これは、従来の津波研究は一つの波源による津波に主眼が置かれていたほか、波の非線形性・分散性を高次まで取り扱える理論が限られ、それらを用いた数値解析も難しい等の課題があり、体系的に取り組まれてこなかったことが背景にあると考えられる。このため、重畳津波の評価において、津波の非線形性・分散性の両者がどの程度影響するのかは十分に分かっていない。重畳津波の評価の精度及び保守性を向上するためには、重畳津波の伝播特性に関する知見とそれへの理解の深さが求められる。津波水位評価の保守性の観点では、同評価で一般的に使用される非分散モデルによる重畳津波の水位が、より精緻な（例えば、分散性を考慮した）数値モデルによる水位を上回っていることを確認することが重要である。また、津波の非線形性・分散性の影響により水位が増加又は時刻歴波形が有意に変化するような重畳パターンで適切な理論式が用いられるようにするためには、重畳津波の基本特性である水位や位相の変化等に関する知見の拡充が重要である。

＊　水面波の一種。水深一定の条件の下、単一の水面の盛り上がりが形を変えず一定速度で伝播する波のこと。波高/水深によっ

て波形と波速が一意的に決まる。

** 波の非線形性：波高が水深に対して無視できない大きさの場合において、波速増加、波形の前傾化、波高増加等を生じる性質を指す。また、波の非線形性により、重畳による波高は、重畳する各波の単純重ね合わせの波高より大きくなる場合や小さくなる場合がある。

波の分散性　：波の波長（又は周波数）によって波速が異なる性質を指す。波の分散性により、波を構成する成分波はそれぞれの波速で伝播するため分散して波形が変化する。なお、孤立波は、波を前傾化させる性質（非線形性）と分散させる性質（分散性）が均衡した状態にあるため、波形が変化しない。

２．目的

本プロジェクトでは以下の研究を行い、基準津波の策定に係る技術的根拠を整備するとともに、審査等の際の判断に必要となる津波評価技術に係る知見を収集し、その評価方法を整備することを目的とする。

（1）地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備

令和 6 年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震の特徴（地震タイプ、地殻変動、連動性等）及び海底で発生する地すべりに関する知見を調査するとともに、地殻内地震による津波波源の震源像を考慮した特性化波源断層モデルの設定方法を整備し、津波評価方法の精緻化を図る。

（2）津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備

地形ごとの津波堆積物の特徴（厚さ、粒度、分布範囲等）と津波規模（津波高、浸水範囲、流速分布、周期等）との関係性の有無や程度を確認し、津波堆積物から津波高や浸水範囲等を推定する方法を整備する。

（3）沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充

津波水位評価における保守性及び精度の向上の観点より、地震津波と地すべり津波等が沿岸域で重畳する場合の津波の特性に関する知見を拡充する。

３．知見の活用先

本プロジェクトにより、規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、現行の規制基準等への反映の検討に活用される。具体的には、津波審査ガイドの以下の項目への反映の検討に活用される。

（1）:「海域の活断層による地殻内地震に起因する津波波源の設定」（津波審査ガイド 3.3.4）のうち波源設定方法

（2）:「基準津波の選定結果の検証」（津波審査ガイド 3.6）のうち津波堆積物を用いた津波高等の推定方法

（3）:「津波評価手法及び評価条件」（津波審査ガイド 3.4）のうち津波の数値計算手法

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

（1）地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備【分類①及び分類②】

地殻内地震による津波に関しては、断層面のすべりの不均質性を考慮した津波波源モデルの検討は行われているが、特性化波源断層モデルの設定方法の検討は十分でない。令和 6 年能登半島地震では、断層近傍での地殻変動量や津波の観測データが得られており、これらの情報等を活用することで津波評価方法の精緻化が期待できる。そこで、まず、令和 6 年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震の特徴（断層タイプ、地殻変動（隆起・沈降）、連動性等）等に関する知見を収集する（図 2)。また、観測津波波形と観測地殻変動データを用いて津波波源を再現するジョイント・インバージョン解析を行うため、地殻内地震及び津波に係る地殻変動、津波水位波形、津波痕跡のデータ等を収集・整備し、ジョイント・インバージョン解析の結果から波源情報（位置、形状、すべり量等）を得る（図 3)。これらの結果及び既往の再現解析結果に基づき、将来の津波を想定する方法として、地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルの設定方法（波源のすべり量の大きさや位置の配置、面積比率等）を整備する（図 4)。地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルの設定方法の整備に当たっては、プレート間地震とは異なり、地震タイプの違いによる津波への影響や、複数の波源断層モデルが連動する場合等についても検討する。

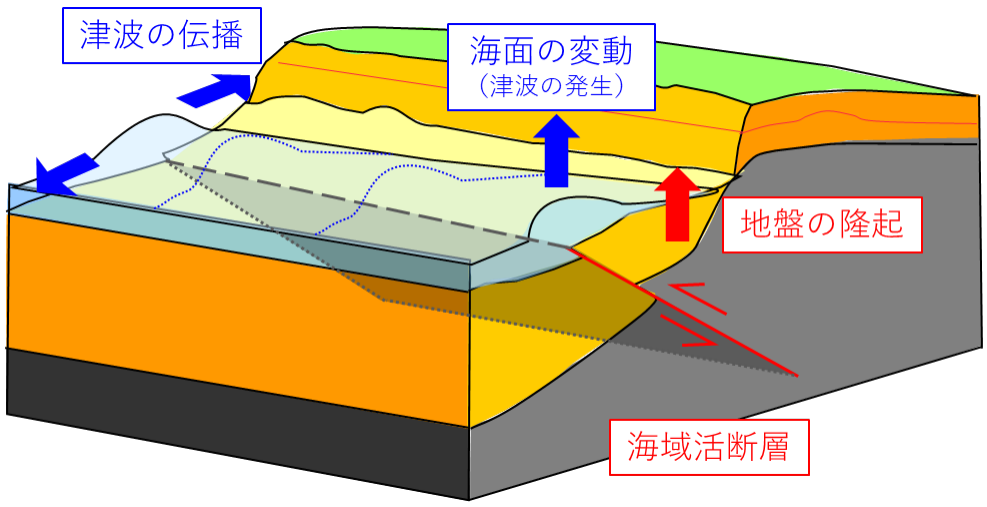


図 2　海域の活断層による地殻内地震における地盤の隆起・津波発生のイメージ（逆断層の場合）

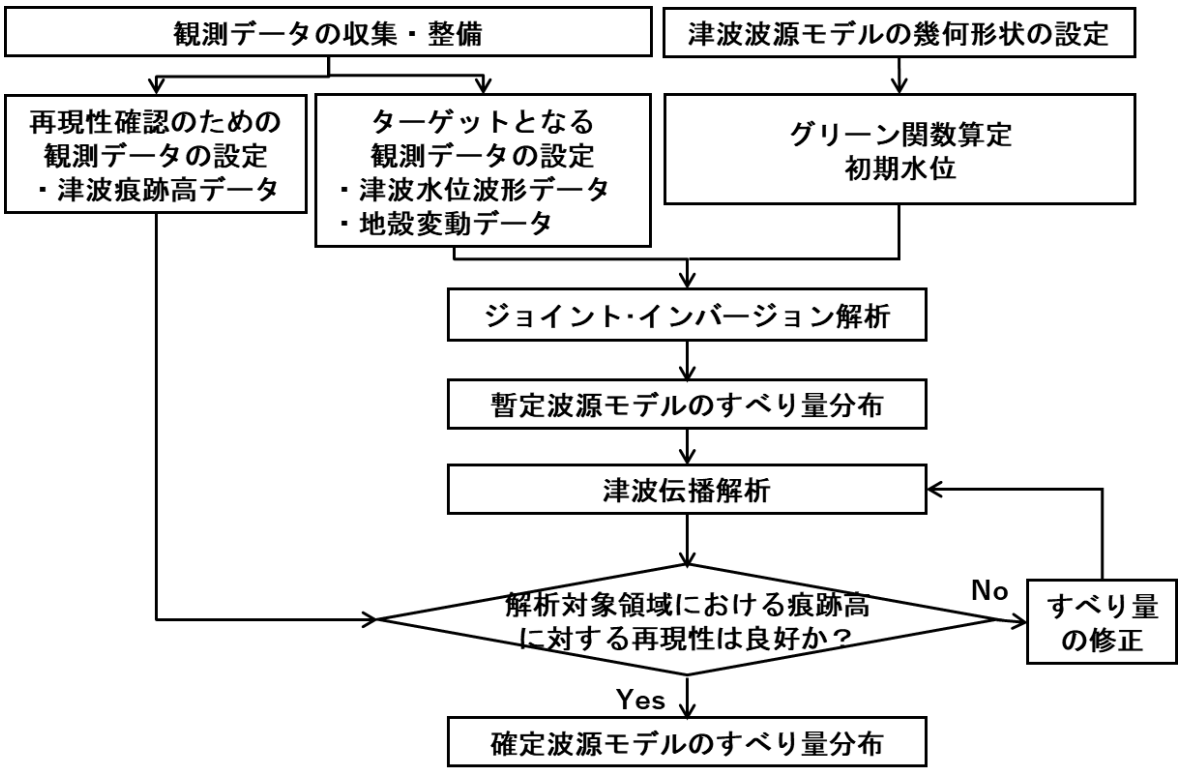
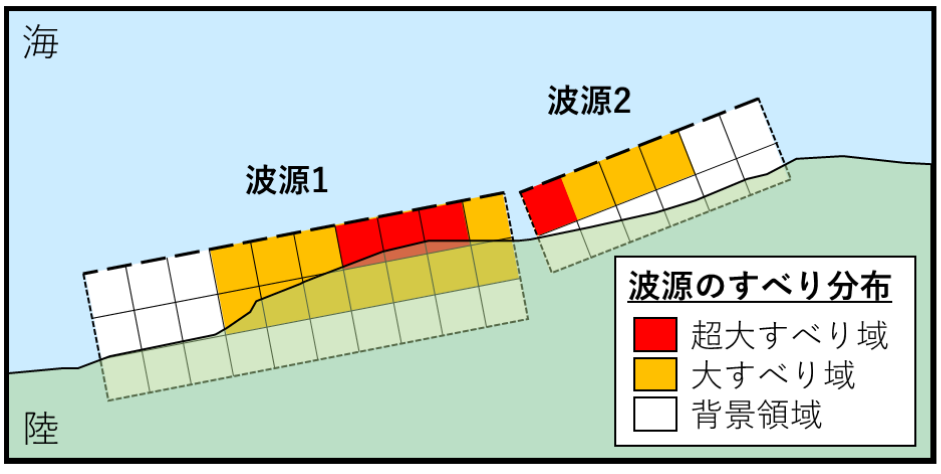


図 3　ジョイント・インバージョン解析のフロー



【検討事項】
○波源のすべり分布の設定について
・各すべり域のすべり量の大きさ
・各すべり域の位置の配置
・各すべり域の面積比率
○地震タイプの違いの検討
・逆断層、正断層、横ずれ断層
○地震規模の大きさによる検討
○連動性の検討（例えば波源1と波源2が同時に活動する場合）　etc.

図 4　地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルのイメージ

(2) 津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備【分類①及び分類②】

津波堆積物に基づく津波規模の評価精度をより向上させるためには、地形ごとの津波堆積物の特徴と津波規模との関係性について把握する必要がある。前プロジェクトの実施研究の一つである「既往の巨大津波の波源推定」では、東日本太平洋沿岸の 18 地域を対象として、既往の津波波源モデル（16 通り）の他に独自に設定した特性化波源断層モデル（図 5：193 通り）によるシナリオ波源の計 209 通りの土砂移動解析を実施し、様々な地形及び津波規模の条件下における津波堆積物分布（図 6）を推定した。その土砂移動解析結果から、各地域における地形の巨視的及び微視的な特性を抽出し、津波堆積物の堆積状況と津波高・浸水深・浸水範囲・流速分布・周期等の津波規模との関係性の有無や程度を確認するとともに、津波堆積物の層厚・粒度組成等の堆積状況から津波高等の津波規模を推定する方法を整備する（図 7）。なお、当該研究は、共同研究で実施する予定である。

図 5　特性化波源断層モデル（土砂移動解析・データベース登録）(29)

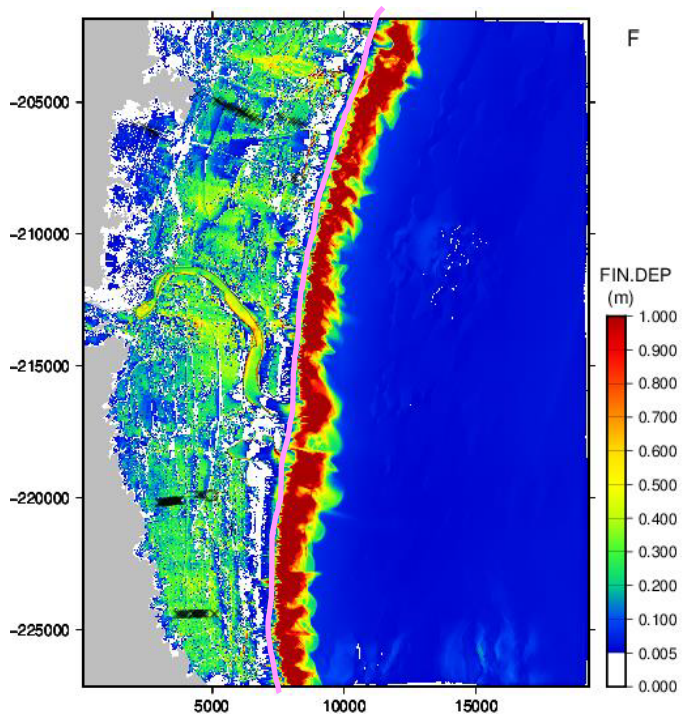


図 6　土砂移動解析による津波堆積物の層厚分布の一例
（対象：仙台平野）（汀線：ピンク、陸：左、海：右）

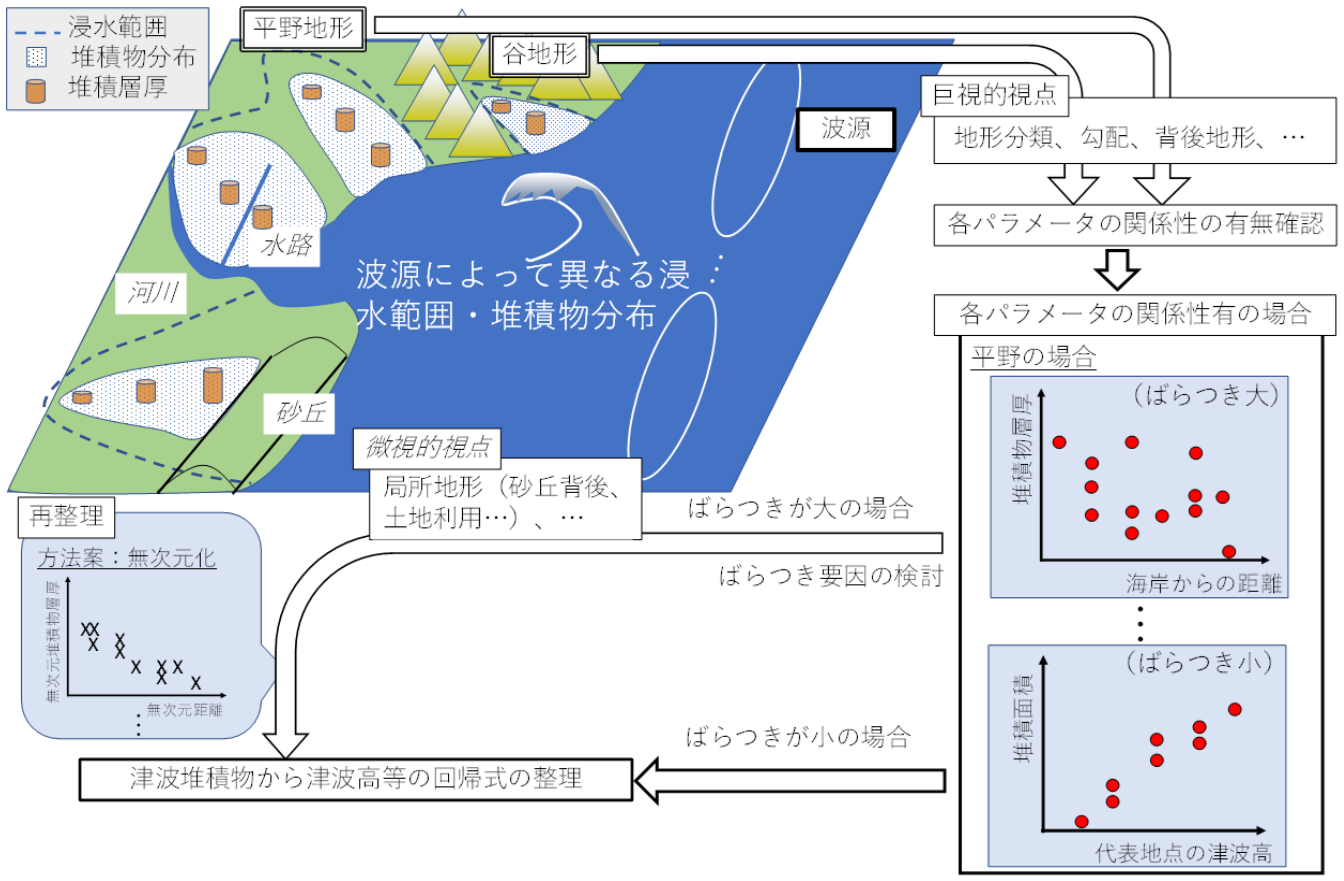


図 7　津波堆積物に基づく津波規模の推定方法構築の流れ

（3）沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充【分類①及び分類②】

地震及び海底地すべりが同時に発生し、これら複数の波源で津波が発生する場合、沿岸域で重畳することがある。また、港湾内の防潮堤や岩壁に沿って伝播する津波（図 8）も重畳現象の一つである。さらに、時間的に進展する地震や海底地すべり等では、時間とともに新たに生成される成分波が重畳及び共鳴し、大きな津波が生成される場合がある。このような津波を含む水面波の伝播特性に関する知見と、それへの理解の深さが、津波評価の精度及び保守性の向上に繋がる。したがって、水面波の伝播特性に関する基礎研究を継続することにより、知見の拡充と実用への反映のサイクルを築くことが重要である。孤立波の研究分野では、例えば、斜め交差による波高増幅率に関する理論解（図 9）等、多くの知見が蓄積されている。しかしながら、これらの知見のみでは、孤立波と性質が異なる津波や理論の適用限界を超える大振幅波の挙動を正しく評価できない。また、地震に伴う海底地形の変化（以下「海底地変」という。）の進行によって成長する津波の特性は、理論・実験・数値解析に基づき幅広く研究されているが、破壊伝播速度等の地変特性と津波の増幅特性との関係性についてはっきり分かっていない。このため、津波の重畳現象については不明な点が多い。そこでまず、沿岸域で重畳する津波に関する知見を収集する。次に、様々な波高の津波を高精度に再現することが可能な解析ツールを整備し、津波の波高及び重畳パターンに関して体系的・網羅的な条件下での数値解析を実施する。重畳パターンとして、防潮堤等へ津波が正面衝突する場合（同一の二つの津波の正面衝突と同等）、波高の大きな津波が波高の小さな津波を追い越しながら港湾内へ到達する場合、港湾で二つの津波が斜め交差する場合、岸壁に沿って津波が伝播する場合等を想定する。続いて、津波水位評価の保守性の確認の観点では、同評価における重畳津波の非線形性・分散性の影響の有無を調べる。また、重畳津波の評価で適切な理論式を選択するための基礎情報として、重畳パターンによる波高及び位相の変化率を整理して重畳津波の特性を調べる。さらに、外洋における海底地変の進行によって成長する津波生成に着目し、破壊伝播速度等の地変特性と津波の初期水位分布及び増幅特性の関係性も調べる。なお、当該研究は、共同研究で実施する予定である。

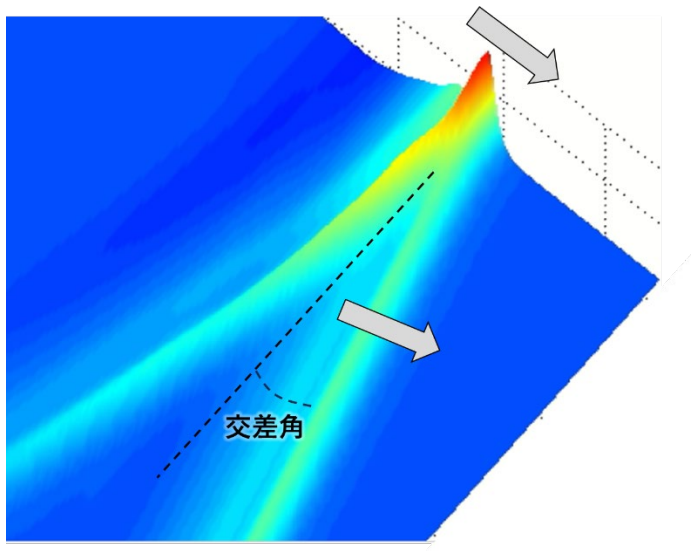


図 8　鉛直壁沿いを斜めに伝播する重畳津波の解析例（ε=0.1、交差角 15° の場合）

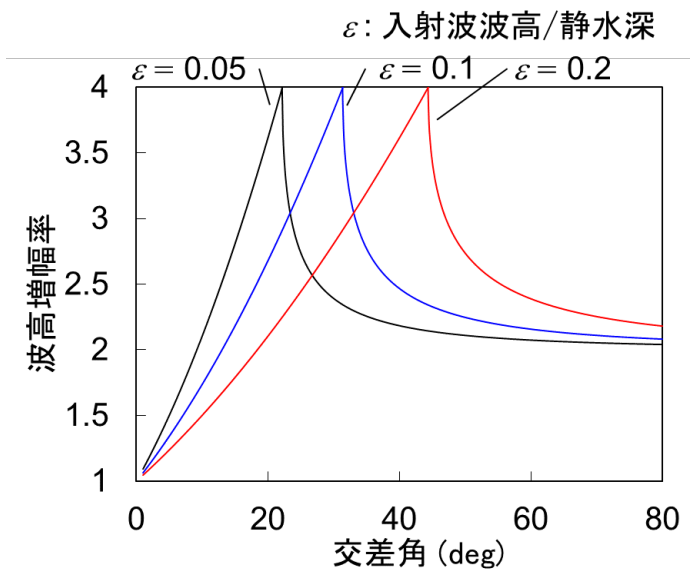


図 9　同一波高の二つの孤立波が斜め交差する場合の波高増幅率の理論(25)による解

５．成果目標と実施計画

（1）地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備

成果目標：地殻内地震及び津波に係る震源及び波源情報を取得し、地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルの設定方法（すべり量の大きさや位置の配置、面積比率等）を整備する。

実施計画：・令和 6 年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震の特徴（地震タイプ、地殻変動（隆起・沈降）、連動性等）及び海底で発生する地すべりに関する知見を収集する。また、既往の国内外の地殻内地震及び津波を含めた地殻変動データ、津波水位波形データ、津波痕跡データ等を収集し、津波のジョイント・インバージョン解析を実施するためのデータを整備する。

・既往の国内外の地殻内地震よる津波のジョイント・インバージョン解析を実施し、各地震津波の波源情報（位置、形状、すべり量等）を取得する。

・令和 10 年度までにジョイント・インバージョン解析結果及び既往の再現解析結果に基づき、地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルの設定方法を提案し、とりまとめる。

・令和 11 年度以降に、これらの成果は論文等としてとりまとめる。

（2）津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備

成果目標：地形ごとの津波堆積物の特徴（厚さ、粒度、分布範囲等）と津波規模（津波高、浸水範囲、流速分布、周期等）との関係性の有無や程度を確認し、津波堆積物から津波高を推定する方法を整備する。

実施計画：・津波堆積物と津波規模に関する既往研究の知見収集を行い、津波堆積物の特徴について巨視的・微視的な観点で分類する。

・令和 6 年度までに実施した 209 通りのシナリオ波源による土砂移動解析結果に対し、まずは巨視的特性（地形分類等）に基づいて、津波堆積物の特徴（厚さ、粒度、分布範囲等）と津波規模（津波高、浸水範囲、流速分布、周期等）との関係性の有無を確認する。次に、関係性が認められてもばらつきが大きい場合は、微視的特性（砂丘背後、土地利用等）の観点でデータを再整理し、再度、関係性の有無を確認する。

・確認した関係性を踏まえ、令和 10 年度までに津波堆積物から津波高等の津波規模を推定する方法を整備する。

・令和 9 年度以降に、これらの成果は論文等としてとりまとめる。

（3）沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充

成果目標：津波評価における重畳津波の非線形性・分散性の影響、並びに津波の性質（波高や波長等）及び重畳パターンに応じた重畳津波の波高及び位相の変化率に関する知見を拡充する。

実施計画：・沿岸域で重畳する津波に関する知見を収集し、重畳津波の評価方法の現状と課題を調査する。

・様々な波高の津波を高精度に再現することが可能な解析ツールを整備する。

・非線形浅水理論に基づく従来の解析ツール及び上記の解析ツールに基づき、重畳パターンに関する体系的・網羅的な条件下での数値解析を実施する。
・海底地変の進行によって成長・重畳する津波の初期水位分布及び増幅特性を調べる。
・以上の結果に基づき、令和 10 年度までに重畳パターンによる波高及び位相の変化率を整理する。また、津波水位評価の保守性の確認の観点より、同評価における重畳津波の非線形性・分散性の影響の有無を調べる。
・令和 11 年度以降に、これらの成果は論文等としてとりまとめる。

行程表

	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度	R11 年度以降
（1）地殻内地震による津波の特性化波源断層モデル設定方法の整備	令和6年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震による地殻変動等に関する知見収集、データの整備	既往の国内外の地殻内地震による津波のジョイント・インバージョン解析	ジョイント・インバージョン解析及び地殻内地震による津波の特性化波源断層モデルの設定方法の整備	津波の特性化波源断層モデルの設定方法の取りまとめ	論文投稿※▽ ↘ 現行の規制基準等への反映の検討
（2）津波堆積物に基づく津波規模の推定方法の整備（共同研究で実施予定）	既往研究の知見の収集、巨視的特性の抽出及び関係性の確認	巨視的及び微視的な特性抽出等のデータ整理	▽論文投稿※ 津波堆積物から津波規模を推定する方法の整備	取りまとめ	論文投稿※▽ ↘ 現行の規制基準等への反映の検討
（3）沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充（共同研究で実施予定）	沿岸域で重畳する津波の知見収集及び重畳津波の評価方法の現状と課題の調査	解析方法の選定及び解析ツールの整備	解析ツールの整備及び解析の実施 地変特性と津波増幅特性の関係式の構築及び津波増幅特性の評価	波高及び位相の変化率、並びに津波水位評価における重畳津波の非線形性・分散性の影響検討の取りまとめ	論文投稿※▽ ↘ 現行の規制基準等への反映の検討

※有用な研究成果は、行程表の投稿予定以外においても適宜論文として公表する。

6．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇　道口陽子　主任技術研究調査官（実施項目（1）関係）
　　岩渕洋子　主任技術研究調査官
　　上谷政人　技術研究調査官

〇　楠本　聡　副主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）
　　山下　啓　主任技術研究調査官
　　佐藤太一　副主任技術研究調査官

〇　山下　啓　主任技術研究調査官（実施項目（3）関係）

【委託研究先】
なし

【共同研究先】
実施項目（2）：学校法人関西大学、国立大学法人東京大学、国立大学法人東北大学災害科学国際研究所
実施項目（3）：国立大学法人鹿児島大学

7．備考

「(3) 沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充」で得られた重畳津波の波高の変化に関する知見は、安全研究プロジェクト「6. 地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究 (3) 黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充」においても波圧評価の基礎情報として活用される。

参考文献

(1) 杉野英治、呉長江、是永眞理子、根本信、岩渕洋子、蛯沢勝三、「原子力サイトにおける 2011 東北地震津波の検証」、日本地震工学会論文集、13 巻、2 号、pp. 2-21、平成 25 年
https://doi.org/10.5610/jaee.13.2_2

(2) 杉野英治、岩渕洋子、橋本紀彦、松末和之、蛯澤勝三、亀田弘行、今村文彦、「プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案」、日本地震工学会論文集、14 巻、5 号、pp.1-18、平成 26 年
https://doi.org/10.5610/jaee.14.5_1
(3) 内田淳一、岩渕洋子、杉野英治、「日本海東縁部における広域的地殻構造境界の津波波源の設定―認識論的不確実さ要因の一つとして―」、日本地震工学会論文集、19 巻、4 号、pp.122-155、令和元年
https://doi.org/10.5610/jaee.19.4_122
(4) 佐藤太一、杉野英治、「確率論的手法を用いた海底地すべり危険度判定手法の構築」、日本地震工学会論文集、19 巻、6 号、pp.283-295 令和元年
https://doi.org/10.5610/jaee.19.6_283
(5) Sugino, H., Abe, Y., “Simple Modeling of Phase and Amplitude Spectra for Observed Tsunami Waves”, 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, 2020.
(6) 杉野英治、阿部雄太、「統計的手法を用いた津波模擬波形の提案」、日本地震工学会論文集、21 巻、1 号、pp.1-24、令和 3 年
https://doi.org/10.5610/jaee.21.1_1
(7) 道口陽子、三戸部佑太、杉野英治、田中仁、「地殻変動の水平変位による津波初期水位への影響に関する実験的検討」、土木学会論文集 B2（海岸工学）75 巻、2 号、pp.I_343-I_348、令和元年
https://doi.org/10.2208/kaigan.75.i_343
(8) Michiguchi, Y., Mitobe, Y., Sugino, H., Tanaka, H., “Comparative Study of Experiments and Analyses on Tsunami Generation by Horizontal Crustal Deformation”, 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, 2020.
(9) 佐藤太一、 杉野英治、「Mw8.8 以下のプレート間地震津波に対する特性化波源モデルの再現性」、土木学会論文集 B2（海岸工学）、76 巻、2 号、pp.I_337-I_342、令和 2 年
https://doi.org/10.2208/kaigan.76.2_I_337
(10) 道口陽子、杉野英治、三戸部佑太、田中仁、「地殻変動の水平変位寄与分の考慮方法の違いによる 2011 年東北地方太平洋沖地震津波の推定波源のすべり量分布の比較」、日本地震工学会論文集、22 巻、5 号、pp.25-42、令和 4 年
https://doi.org/10.5610/jaee.22.5_25
(11) Yanagisawa, H., Abe, I., Baba, T., “What Was the Source of the Nonseismic Tsunami that Occurred in Toyama Bay During the 2024 Noto Peninsula Earthquake”, Scientific Reports, Vol. 14, No. 18245, 2024.
https://doi.org/10.1038/s41598-024-69097-ww
(12) ANN news、「地震から津波が到達するまで...32 分ノーカット 石川・珠洲市 2024 年 1 月 1 日【能登半島地震 被害状況マップ #1】」、https://www.youtube.com/watch?v=T_839fN7ZNU&t=4s（2024 年 10 月確認）
(13) Takagi, H., Siddiq, N.L., Tanako, F., De La Rosa, D.P.B., “Locally Amplified Tsunami in Iida Bay due to the 2024 Noto Peninsula Earthquake”, Ocean Engineering, Vol. 307, No. 118180, 2024.
https://doi.org/10.1016/j.oceaneng.2024.118180
(14) 鈴木高二朗、千田優、鶴田修己、藤木峻、里村大樹、中澤祐飛、髙川智博、野津厚、宮田正史、山川匠、伴孝宏、志賀守、中川康之、「能登半島地震津波による飯田港等での港湾施設の被害について」、土木学会論文集、80 巻、17 号、論文 ID24-17091、平成 26 年
https://doi.org/10.2208/jscejj.24-17091
(15) 地震調査研究推進本部地震調査委員会、「波源断層を特性化した津波の予測手法（津波レシピ）」、平成 29 年
https://www.jishin.go.jp/main/tsunami/17jan_tsunami-recipe.pdf（2024 年 6 月 27 日確認）
(16) 木場正信、安中正、稲垣和男、田中寛好、曽良岡宏、「海域活断層に想定される津波の波源モデル設定法」、海岸工学論文集、48 巻、pp. 326-330、平成 13 年
https://doi.org/10.2208/proce1989.48.326
(17) 根本信、高瀬嗣郎、長谷部大輔、横田崇、「日本海におけるアスペリティを考慮した津波波源モデルの検討」、土木学会論文集 B2（海岸工学）、B2-65 巻、1 号、pp.346-350、平成 21 年
https://doi.org/10.2208/kaigan.65.346
(18) 国土交通省、「日本海における大規模地震に関する調査検討会報告書」、平成 26 年
https://www.mlit.go.jp/river/shinngikai_blog/daikibojishinchousa/（2024 年 6 月 27 日確認）
(19) 菅原大助、「津波堆積物と津波の規模について」、地学雑誌、123 巻、6 号、pp.797-812、平成 26 年
https://doi.org/10.5026/jgeography.123.797
(20) Goto, K., Hashimoto, K., Sugawara, D., Yanagisawa, H., Abe, T., “Spatial Thickness Variability of the 2011 Tohoku-oki Tsunami Deposits along the Coastline of Sendai Bay”, Marine Geology, Vol. 358, pp.38-48, 2014.
https://doi.org/10.1016/j.margeo.2013.12.015
(21) Abe, T., Goto, K., Sugawara, D., “Spatial Distribution and Sources of Tsunami Deposits in a Narrow Valley Setting -Insight from 2011 Tohoku-oki Tsunami Deposits in Northeastern Japan”, Progress in Earth and Planetary Science, Vol. 7, No. 7, 2020.
https://doi.org/10.1186/s40645-019-0318
(22) Nakamura, Y., Nishimura, Y., Putra, P.S., “Local Variation of Inundation, Sedimentary Characteristics, and Mineral Assemblages of the 2011 Tohoku-oki Tsunami on the Misawa Coast, Aomori, Japan”, Sedimentary Geology, Vol. 282, pp.216-227, 2012.
https://doi.org/10.1016/j.sedgeo.2012.06.003
(23) Su, C.H., R.M. Mirie, “On Head-on Collision Between Solitary Waves”, Journal of Fluid Mechanics, Vol. 98, pp.509-525, 1980.

https://doi.org/10.1017/S0022112080000262
(24) 片岡武、「水面孤立波の衝突, 追い越しの理論解―片方の振幅が大きい場合―」、京都大学数理解析研究所講究録、第 1594 号、pp.186-202、平成 20 年
https://www.kurims.kyoto-u.ac.jp/~kyodo/kokyuroku/contents/pdf/1594-17.pdf
(25) Miles, J.W., “Obliquely Interacting Solitary Waves”, Journal of Fluid Mechanics, Vol. 79, pp.157-169, 1977.
https://doi.org/10.1017/S0022112077000081
(26) 山下啓、柿沼太郎、山元公、中山恵介、「マッハステム形成過程の数値解析」、土木学会論文集 B2(海岸工学)、68 巻、2 号、pp.I_006-I_010、平成 24 年
https://doi.org/10.2208/kaigan.68.I_6
(27) 山下啓、柿沼太郎、中山恵介、「表面孤立波及び内部孤立波の特性」、土木学会論文集 B2(海岸工学)、72 巻、1 号、pp.27-41、平成 28 年
https://doi.org/10.2208/kaigan.72.27
(28) Chen Z., Heller, V., Briganti, R., “Numerical Modelling of Tsunami Propagation in Idealised Converging Water Body Geometries”, Coastal Engineering, Vol. 189, No. 104482, 2024.
https://doi.org/10.1016/j.coastaleng.2024.104482
(29) 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社、「令和 3 年度原子力規制庁請負成果報告書特性化波源モデルによるシナリオ波源を用いた土砂移動解析」、令和 4 年

研究計画

プロジェクト名称	4. 火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究		
実施期間	令和 7 年度　～　令和 11 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	西来　邦章　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】A) 外部事象（地震、津波、火山等）　A-1＜ハザード関連＞	主担当者	西来　邦章　主任技術研究調査官 廣井　良美　技術研究調査官 佐藤　勇輝　技術研究調査官 大野　鷹士　技術研究調査官

1．背景

「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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)」第 6 条第 1 項では、「安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然事象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない」とされており、「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の解釈（原規技発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」第 6 条第 2 項において、想定される自然現象に適用されるものの一つに、火山の影響が示されている。そのうえで、火山の影響を適切に評価する一例として、「原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第 13061910 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」（以下「評価ガイド」という。）が示されているが、新規制基準適合性審査（以下「同審査」という。）において、事業者が行った調査・評価の妥当性を確認するためには、同審査等での判断に資する具体的な指標が必要であり、これらの指標に常に最新知見を反映していくことが重要である。

同審査では、運用期間中に設計対応が不可能な火山事象が発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいかどうかを判断する必要があり、火山の活動履歴、現在の火山の状態等の知見に基づいた評価が行われている。特に、評価ガイドで定義されている巨大噴火[*1]に関する評価については、低頻度の自然現象で調査例は少ないが、「現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき、運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的合理性のある具体的な根拠が得られていない場合は、運用期間中における巨大噴火の可能性が十分に小さいと判断できる。」と記述されている。このため、継続的に設計対応が不可能な火山事象の発電所への影響や巨大噴火の可能性等に資する知見の拡充を行い、従前の研究等で示されたマグマ溜まりの位置等のデータの不確実性の低減を図るとともに、火山活動評価法の妥当性を評価し、留意点を整理する必要がある。また、評価対象火山の噴火規模の評価についても、規模を類推するための具体的な方法は提示されておらず評価上の課題であるため、継続的に火山活動評価に資する知見の拡充を図ることが重要である。後述するように、近年、過去にカルデラを形成するような大規模な噴火を起こしていない火山の中から、火山岩の組成に基づく地球化学的特徴を見分けることで、カルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性を提案した知見(1)が示された。このような知見は検討対象火山の噴火規模推定のための情報の一つとなり得るため、国内外の火山のデータを再整理したうえで、提案された手法の適用性について調査研究を行うことが重要である。

また、評価ガイドでは、設計対応が不可能な火山事象が第四紀（約 258 万年前以降）に敷地に到達した可能性のある施設を有する事業者に対して、「評価時から状態の変化の検知により評価の根拠が維持されていることを確認することを目的」とした火山モニタリングを行い、「モニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合には、状況に応じた判断・対応を行うこととする」と記載している。そのうえで、事業者から保安規定に基づいて提出される火山活動のモニタリング評価結果に対し、原子力規制庁（以下「規制庁」という。）では、原子炉安全専門審査会原子炉火山部会においてまとめられた「火山モニタリングにおける『観測データに有意な変化があったと判断する目安』について　報告書」(2)に照らし、評価がなされている。このような状況から、規制庁においても、引き続き、国内外の火山研究の最新の動向及び知見を収集するとともに、これまでに得られた研究成果を踏まえつつ、特にモニタリング評価に資する低頻度の自然現象である巨大噴火のプロセスに関する知見の拡充を図ることが重要である。そして、火山モニタリング評価法の妥当性を評価し、留意点を明らかにする必要がある。

さらに、評価ガイドでは、降下火砕物の影響評価における確認事項並びに設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための気中降下火砕物濃度の推定方法が例示されている。そのうえで、同審査では、降下火砕物による建屋及び機器への影響を確認している。しかしながら、実際の気中降下火砕物濃度の観測事例、降灰時の粒子の挙動、凝集の効果等について、調査又は実証した事例が少ないため、これらに係る知見を継続的に蓄積する必要がある。

＊1：地下のマグマが一気に地上に噴出し、大量の火砕流となるような噴火であり、その規模として噴出物の量が数十 km^3 程度を超えるようなものをいう。

2．目的

本プロジェクトでは、「設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価」、「火山影響評価の根拠が維持されていることの確認を目的とした火山活動のモニタリング」及び「気中降下火砕物濃度の推定方法」について、その技術的根拠となる分析データを取得し、審査等での判断に資する具体的な事例となる火山活動及び火山モニタリングに係る調査・評価手法を開発するとともに、気中降下火砕物濃度推定及び実現象に基づく降下火砕物の影響評価に資する知見を蓄積することを目的とする。

(1) 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価に係る知見の拡充

a. 火山活動可能性評価手法の整備に関する調査・研究

噴火規模推定に資する火山活動評価として、噴出物の地球化学的データ（全岩化学組成、同位体組成等）を網羅的に整理し、マグマの形成プロセスの多様性等に関する知見を蓄積する。

(2) 火山活動のモニタリングに係る知見の拡充及び評価手法の精度向上

a. 地球物理学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究

現在のカルデラ火山の地下の様子及びその時空間変化を精度よく捉えて、火山モニタリング評価ができるよう、定常的な反射法探査手法、海域での地殻変動や地震活動等に関するデータ等を蓄積する。

b. 物質科学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究

噴出物の分析を基に過去から現在までのマグマ溜まりの時空間変化等を精度よく捉え、また、マグマ溜まり由来の火山ガス成分を含む地下水の分析を基に現在のマグマ溜まりの状況を評価できるよう、マグマの蓄積深度、蓄積時間等に関するデータ、地下水の希土類元素組成データ等を蓄積する。

(3) 気中降下火砕物濃度の推定方法

a. 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備に資する知見蓄積のための調査

リアルタイムでの降灰観測データを蓄積するとともに、気中降下火砕物濃度の推定に資する観測方法の適用性について検討する。さらに、降下火砕物のプラント機器、特に吸気フィルタへの影響について、粒子の挙動や凝集の効果による影響に資する知見を蓄積する。

３．知見の活用先

本プロジェクトで得られた知見は、火山影響評価の以下の項目に関する審査等での判断に資する具体的な事例として活用される。

(1)「将来の火山活動可能性」（評価ガイド 3.3）の完新世に活動を行っていない火山に関する評価、「火山活動の規模と設計対応不可能な火山事象の評価」（評価ガイド 4.1(3)）の検討対象火山の噴火規模推定に関する評価

(2)「火山活動の可能性評価」（評価ガイド 4.1(2)）の原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性の総合的評価、「火山影響評価の根拠が維持されていることの確認を目的とした火山活動のモニタリング」（評価ガイド 6.）の評価時からの状態の変化の検知

(3)「個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価」の降下火砕物（評価ガイド 5.1）の直接的影響の確認事項、「気中降下火砕物濃度の推定手法」（評価ガイド添付 1）の参考とするパラメータ値

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

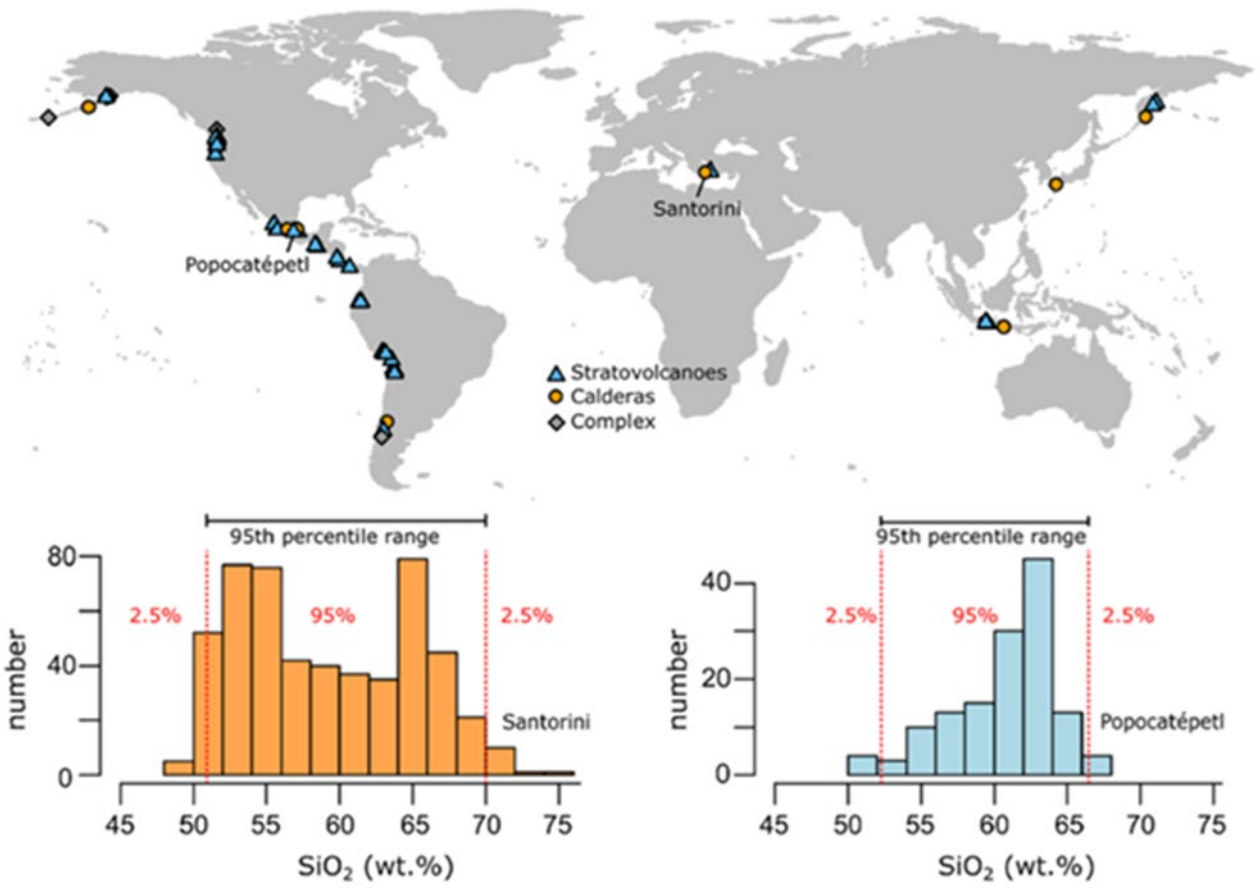
（1）設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価に係る知見の拡充

a. 火山活動可能性評価手法の整備に関する調査・研究【分類①】

火山活動可能性評価手法として、過去にカルデラを形成するような大規模な噴火を起こしていない火山の中から、火山岩の地球化学的特徴を用いてカルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性を提案した知見[(1)]が示されたが、検討対象が 54 火山（日本国内は 1 火山）に留まっており（図 1)、また、課題としてマグマ形成プロセスに関する検討の必要性も示されている[(1)]。したがって、十分な量の化学組成データに基づく当該手法の適用性の検討を行うため、国内外の火山の地球化学的データの収集・分析を行い、検証を行う。検証結果を踏まえ、規制庁実施研究及び共同研究において巨大噴火を起こした火山及び巨大噴火を起こしていない火山を対象とした野外調査を行い、採取した岩石試料を用いた分析によって全岩化学組成データ、同位体組成データ等を取得し、噴火規模推定に資するマグマ形成プロセスの多様性（地殻物質の同化作用[*2]、マグマの混合作用[*3]等）等の知見を得る（図 2)。特に、国内については詳細な火山活動史が明らかになっている火山が多いことから、マグマ生成場の時空間変化についての傾向分析も行う。以上の知見をもとに、規制庁実施研究においてマグマの形成プロセスを考慮した噴火規模推定に資する火山活動可能性評価手法の整備、その適用性の範囲及び留意点をとりまとめる。

＊2：マグマが周囲の岩石を取り込んでマグマ自身の性質が変化すること。

＊3：異なる性質のマグマ同士が混合して別のマグマが生成すること。



Weber & Sheldrake (2022)[1]より

図１　分析対象とした火山の分布と全岩化学組成のヒストグラムの例（オレンジ：カルデラ火山、ブルー：成層火山）
54 火山（日本国内は 1 火山）について火山岩の地球化学的特徴を調査した結果、カルデラ形成を引き起こした火山では、多様なマグマを噴出している（SiO_2 含有量の幅が広い）のに対し、ほとんどの成層火山ではそのような傾向にない（SiO_2 含有量の幅が狭い）ことを示し、カルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性が示された。

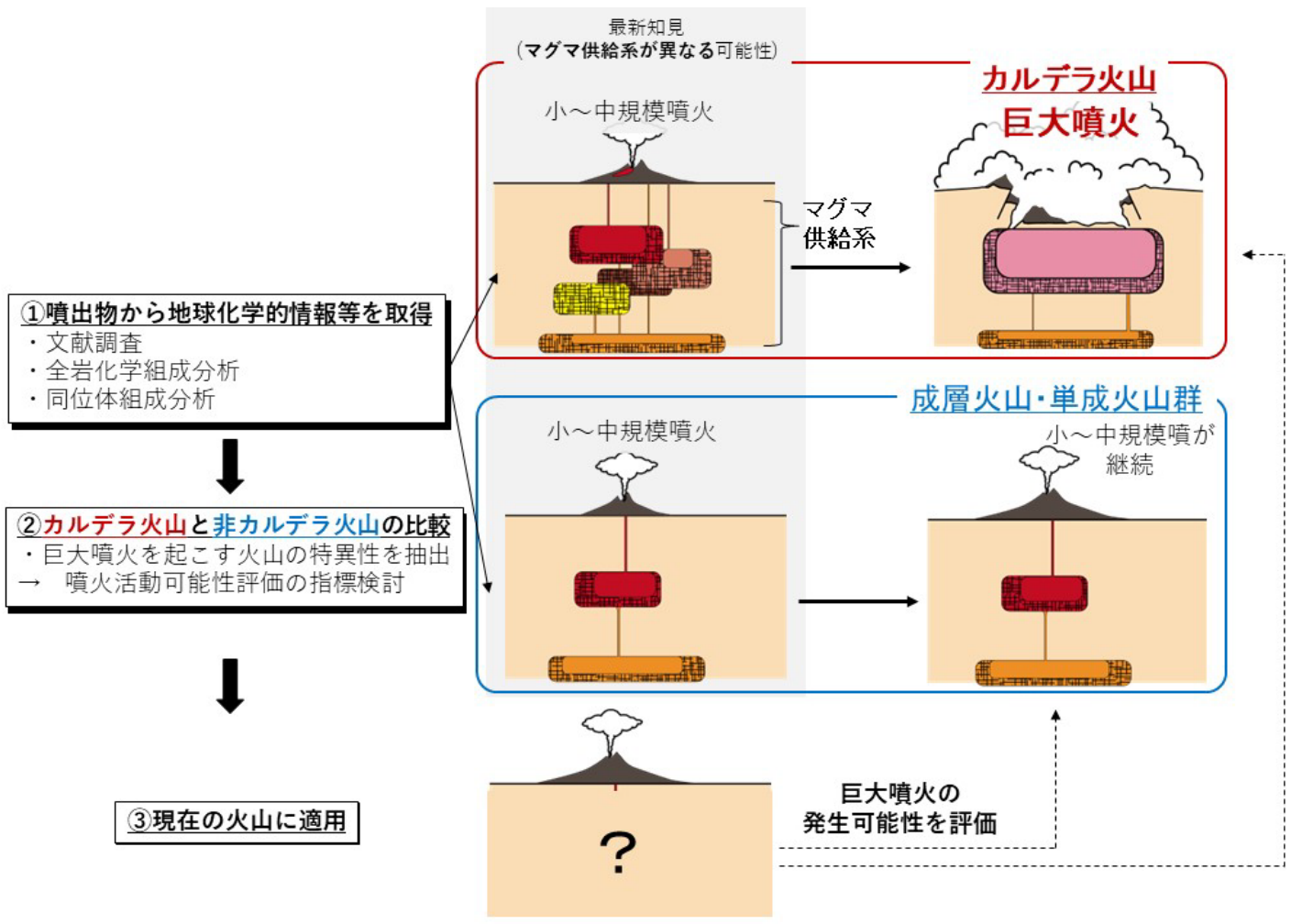


図 2　「噴火規模推定に資する火山活動評価」に資するマグマの形成プロセスの多様性の検討方法
日本国内の火山の過去の噴火に伴う噴出物の地球化学的情報等を網羅的に収集し、カルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性を提案した知見[1]の日本の火山への適用可能性を確認するとともに、当該知見[1]をベースに巨大噴火の発生可能性評価の手法をとりまとめ、現在の火山に適用する。

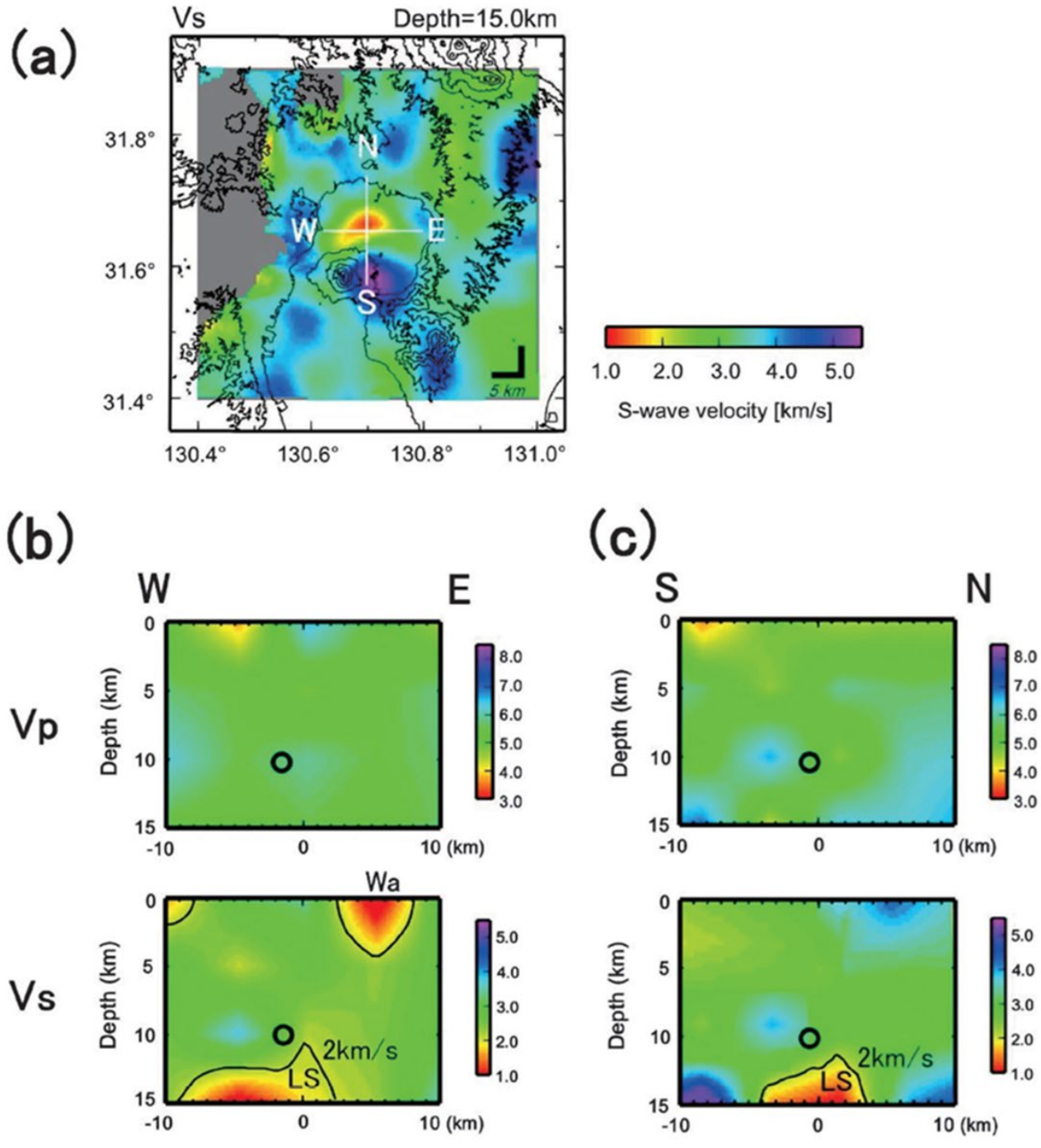
(2) 火山活動のモニタリングに係る知見の拡充及び評価手法の整備

a. 地球物理学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究【分類①及び分類②】

前安全研究プロジェクト（大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究（H31-R5））では、委託研究において自然地震波観測データに基づく姶良カルデラ下の 3 次元地震波トモグラフィ解析からカルデラ下の中央部の深さ 15 km においてせん断波（S 波）速度が顕著に遅い領域が存在することが明らかになったとともに[3]（図 3）、人工地震を用いた反

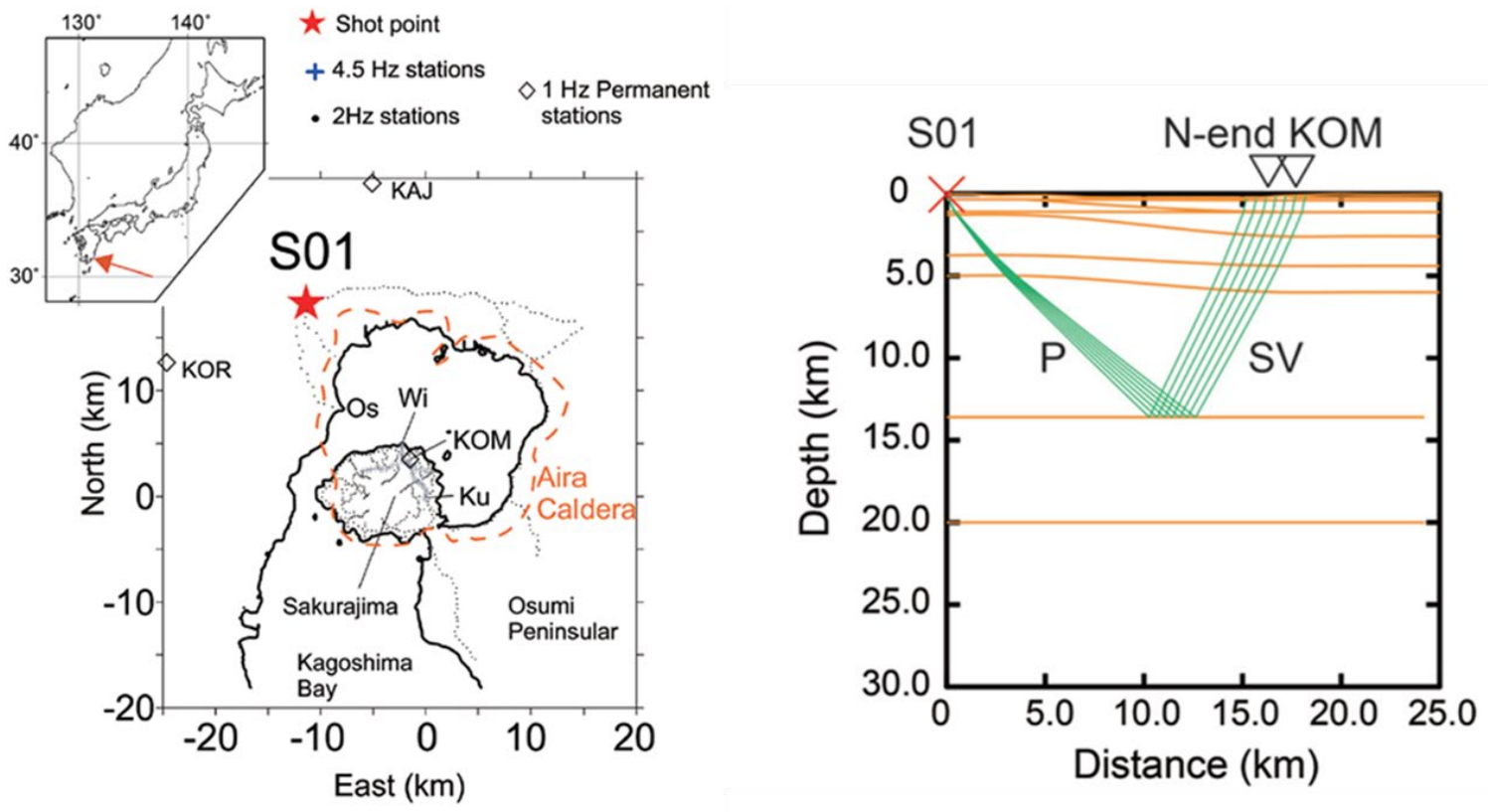
射法探査によって姶良カルデラ下の深さ 13.6 kmからの反射波を捉えられたことを示す結果が得られた(4)（図 4)。これら成果は、委託研究先から論文が出され、姶良カルデラ下に存在する低速度領域内の物性変化を検知できる可能性を示した。また、海域での地盤変動観測を行うための装置の設計・建造を行い、海底に同装置を設置した(5)（図 5)。

本プロジェクトでは、委託研究において姶良カルデラ下で見出された低速度領域の反射面を定常的に捉えるための長期連続反射法探査として、これまでに実施した試験用水槽における試験発振等の基礎実験に係る成果(6)を踏まえ、シミュレーション、人工地震の発振源の設計・建造等を行い、定常的な火山モニタリングに資する観測手法を整備する。また、海底地盤変動観測装置を用いた観測を実施し、データを取得・蓄積するとともに、取得したデータについて年単位での季節変動の評価を行い、その影響を除去したうえで、火山モニタリングに資する定量的な観測データの取得手法を実証する（図 6)。さらに、継続的に実施している自然地震及び地盤変動の観測データを取得・蓄積するとともに、過去の観測データと併せて、姶良カルデラ下で見出されている低速度領域等、地下構造やマグマ活動の時空間変化を明らかにする。以上の調査・研究結果を踏まえ、規制庁実施研究において火山モニタリングの評価に資する知見及び評価手法をとりまとめる。



為栗ほか (2022)(3)より

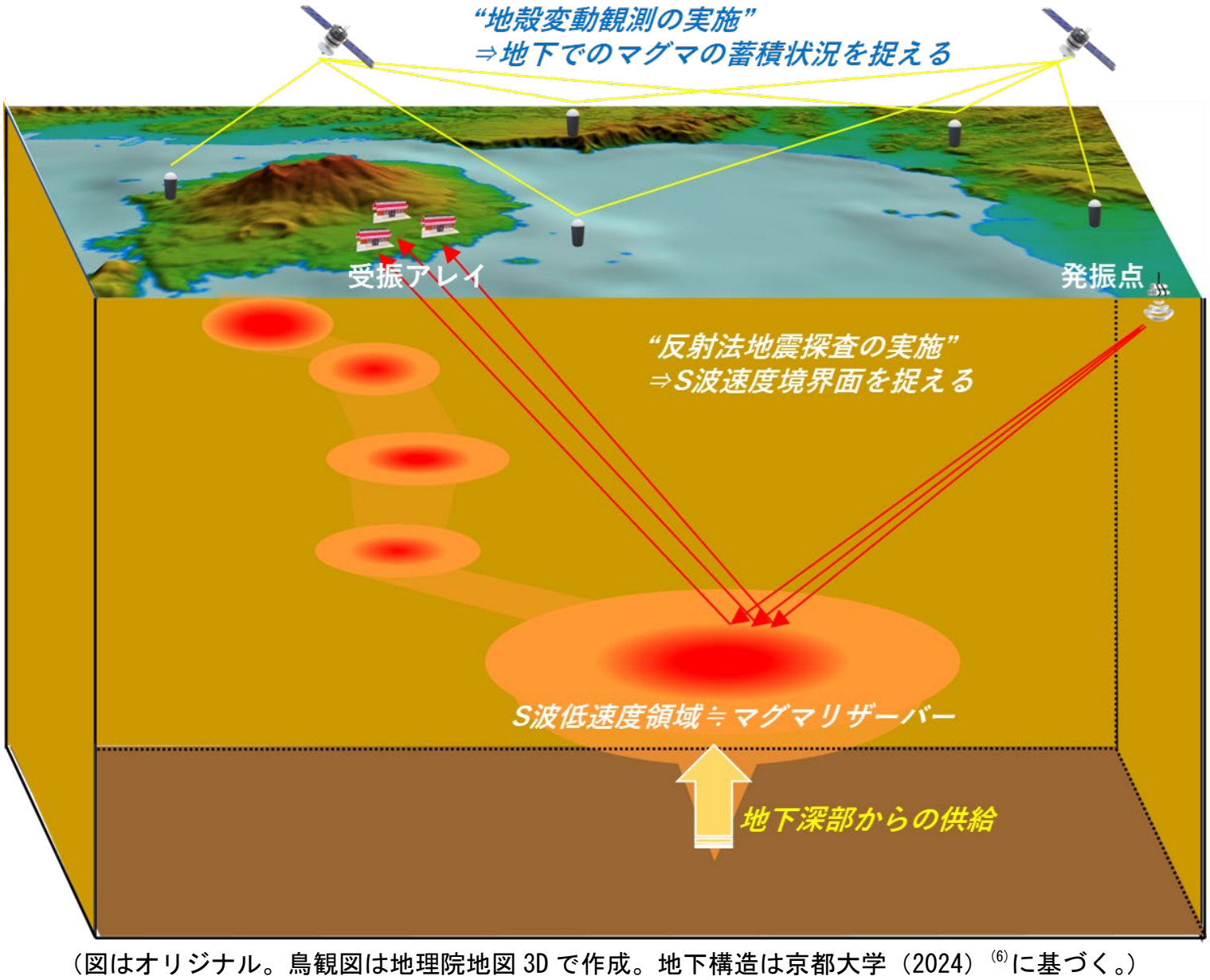
図 3　姶良カルデラの P 波速度(Vp)と S 波速度(Vs)の鉛直断面図



筒井ほか (2021)[4]より

図 4　姶良カルデラ下の深さ 13.6 kmの変換反射波の波線経路図

図 5　海底地盤変動観測装置



（図はオリジナル。鳥観図は地理院地図 3D で作成。地下構造は京都大学（2024）[(6)]に基づく。）

図 6　本研究で扱う地球物理学的手法による火山モニタリング評価手法

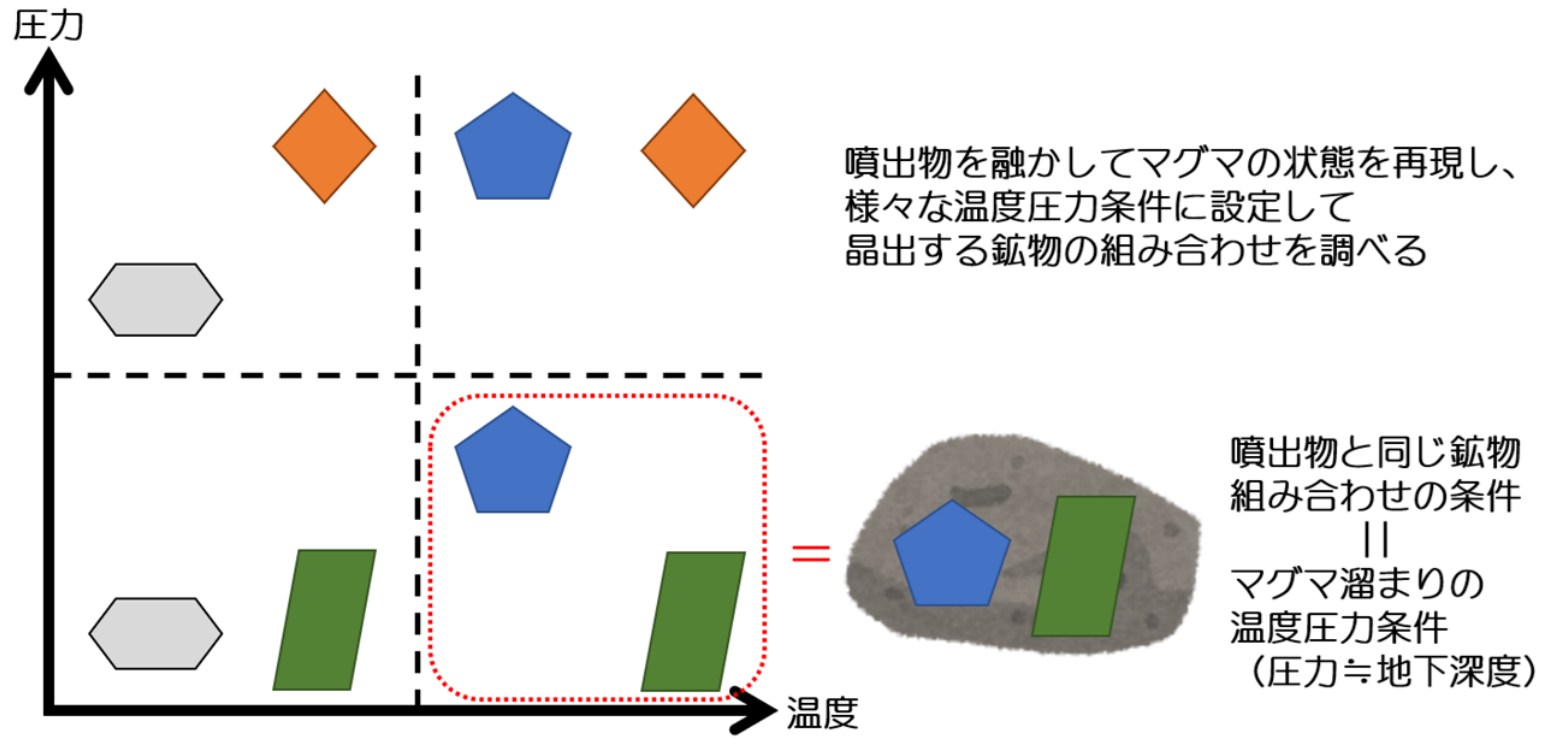
b. 物質科学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究【分類①及び分類②】

物質科学的手法として巨大噴火を起こした火山及び噴火頻度の高い火山を対象とした野外調査を行い、全岩化学組成データ、斑晶鉱物の化学組成データ、年代データ等を取得する。具体的には、マグマ溜まりの滞留位置等に関する知見を蓄積することを目的として、適切な噴出物試料を採取し、規制庁実施研究及び委託研究において斑晶鉱物[*4]/メルト包有物[*5]組成分析及び熱力学計算、委託研究において高温高圧相平衡実験[*6]等を実施する(図 7)。マグマの滞留時間に関する知見を蓄積することを目的として、適切な噴出物試料を採取し、規制庁実施研究及び委託研究において元素拡散組織の解析等を実施する(図 8)。これらを踏まえ、マグマ滞留の物理条件、滞留時間等を推定し、マグマ溜まりの時空間変化等に資する知見を蓄積するとともに、カルデラシステムの時間進展及び複数の地球物理学的手法と物質科学的手法を組み合わせた評価手法の検討を行う。また、委託研究において地下のマグマの状態推定に関する知見を蓄積することを目的として、適切な地下水試料を採取し、現在の地下のマグマの種別の判別の検討を行う。これらの知見をもとに、マグマ溜まりの時空間変化に資する知見を拡充するとともに、地下のマグマの状態把握に資するマグマ種別判別手法を提示し、規制庁実施研究において物質科学的見地による火山モニタリング評価に資する情報としてとりまとめる。

＊4：火山岩において、マグマ溜まり内で時間をかけて晶出・成長するため、石基鉱物（マグマが急激に冷やされた際に晶出する微小な鉱物）と比べて大きな鉱物。

＊5：斑晶鉱物が成長する際に何らかの要因で結晶化しないまま鉱物中に取り込まれてしまったメルト（マグマのうち液体の部分）。取り込まれることによって周囲のマグマと隔たれるため、取り込まれた時点でのマグマ溜まりのメルトの状態を保持している場合が多い。

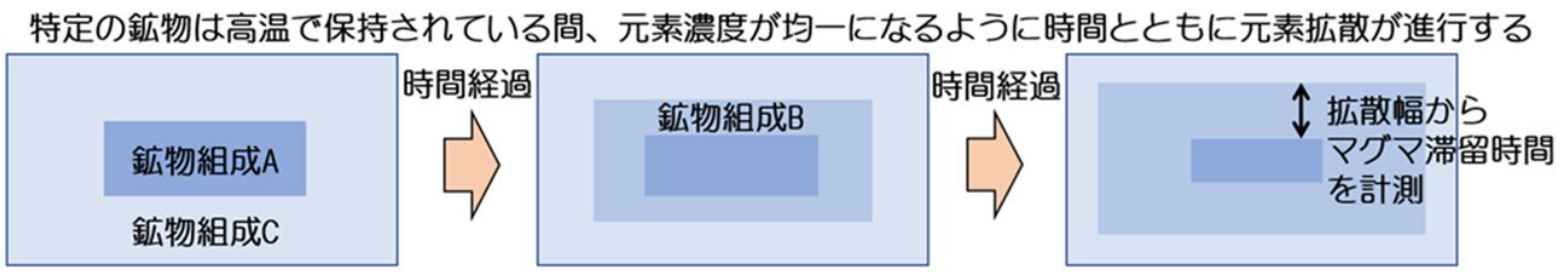
＊6：マグマ溜まりの状態（高温高圧）を再現し、対象のマグマ組成において各鉱物が安定して存在する平衡条件を明らかにする実験。



（図はオリジナル）

図 7　高温高圧相平衡実験を用いたマグマ溜まり滞留位置推定方法の概要

噴出物の斑晶鉱物/メルト包有物の組成等の状態を分析によって明らかにした後、噴出物を設定した温度圧力条件で保持し、形成される斑晶鉱物/メルト包有物の状態を調査する。それを繰り返し、噴出物の斑晶鉱物/メルト包有物の状態を再現できる温度圧力条件を特定することで、噴出物が滞留していたマグマ溜まりの位置を特定することができる。



（図はオリジナル）

図 8　元素拡散を用いたマグマ溜まり滞留時間推定方法の概要

一般に、鉱物はマグマ溜まり内で晶出・成長し、その化学組成は鉱物の周囲に存在するマグマの組成を反映して変化する。マグマの組成変化により鉱物の組成が変化した場合、一部の鉱物はマグマ溜まり内で高温状態に保持されている間、変化前と変化後の組成の中間組成となるように元素拡散が進行する。拡散の進行は時間に依存するため、拡散幅を調査することでマグマ組成が変化してから拡散が停止する（＝噴火によって地表に噴出し、高温状態が保持されなくなる）までの時間を測ることができる。

(3) 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備

a. 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備に資する知見蓄積のための調査【分類①】

気中降下火砕物濃度の推定方法として、実際に噴火をしている火山において、降灰中の火山灰の量、粒子の数及び粒子の落下速度のリアルタイム観測を行い、降灰粒子の挙動に関する知見を蓄積するとともに、規制庁実施研究及び共同研究において微細粒子の観測を行えるよう、観測機器の改良を行い、より効率的、効果的にデータ取得が可能な観測システムを構築する。さらに、得られたデータを分析し、そのデータを基に降灰時の凝集と粒子の浮遊現象に関する調査を行い、火山灰の気中濃度推定に資する知見を蓄積する。これらの知見をもとに、濃度推定に資する手法の適用性等の検討及び整備を行うとともに、火山灰のフィルタ等への吸引挙動に関する調査等を実施し、実現象に基づいた影響評価に資する知見を蓄積する(図 9)。

（図はオリジナル）

図 9　降灰観測及び機器への影響に関する調査の概要

５．成果目標と実施計画

(1) 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価に係る知見の拡充

a. 火山活動可能性評価手法の整備に関する調査・研究

成果目標：マグマ形成プロセスの多様性を考慮した火山活動可能性評価手法を整備する。

実施計画：

・既往手法の適用性の確認を行うことを目的として、国内外の火山の地球化学的データを取得し、データの整理を行い、適用性の分析、課題抽出を行う。

・既往手法に関する適用性については、令和 9 年度までにデータを整理し、論文等に取りまとめる。

・上記成果目標を達成するため、規制庁実施研究及び共同研究において試料採取、全岩化学組成分析、同位体組成分析等を行い、マグマ生成場の時空間変化の傾向分析及び地殻の熱的進化過程の検討を行う（R7～R9 年度）。

・規制庁実施研究及び共同研究においてマグマ形成プロセスの多様性に関するデータの取りまとめを行い、噴火規模推定に資する火山活動可能性評価に資する知見拡充及び評価手法を整備する（R7～R9 年度）。

・マグマ形成プロセスの多様性、噴火規模推定に資する火山活動可能性評価に資する知見拡充及び評価手法の整備については、規制庁実施研究及び共同研究において令和 11 年度以降に論文等で取りまとめる。

(2) 火山活動のモニタリングに係る知見の拡充及び評価手法の整備

a. 地球物理学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究

成果目標：地下構造探査等に基づく地下のマグマ活動の評価を考慮した地球物理学的見地による火山モニタリングの評価手法を整備する。

実施計画：

・委託研究において長期間において繰り返し反射法探査を行うための発振設備を建造し、発振実験を実施する（R7～R10 年度）。

・委託研究において発振される波形の安定性を検証するとともに、観測された反射波の振幅等の変化の検証を行う。また、通常状態と判断するために参照する波形について、シミュレーション等を実施し構築する（R8～R10 年度）。

・委託研究において海底地盤変動観測装置による地盤変動観測データの評価を実施する（R7～R10 年度）。

・委託研究において継続的に実施している地震観測及び地殻変動観測によるデータ蓄積を行うとともに、カルデラ周辺での地震観測結果を精査し、地下のマグマ活動の変化について検討する（R7～R10 年度）。

・以上の委託研究による調査・研究結果で得られた能動的な地下構造調査手法及び火山モニタリング評価に資する知見については、規制庁実施研究において令和 11 年以降に NRA 技術ノート等に取りまとめる。

b. 物質科学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究

成果目標：岩石学的分析に基づくマグマ溜まりの時空間変化等の評価を考慮した物質科学的見地による火山モニタリング評価手法を整備する。

実施計画：

・マグマ溜まりの滞留位置等に関する知見を蓄積することを目的として、適切な試料を採取し、規制庁実施研究及び委託研究において斑晶鉱物/メルト包有物組成分析及び熱力学計算、委託研究において高温高圧相平衡実験等を実施する（R7～R9 年度）。

・マグマの滞留時間に関する知見を蓄積することを目的として、適切な試料を採取し、規制庁実施研究及び委託

研究において元素拡散組織の解析等を実施する（R7～R9 年度）。
・上記の知見を踏まえ、規制庁実施研究及び委託研究においてマグマ滞留の物理条件、滞留時間等を推定し、カルデラシステムの時間進展及び複数の地球物理学的手法と物質科学的手法を組み合わせた評価手法の検討を行う（R10 年度）。
・規制庁実施研究において得られたマグマ溜まりの時空間変化等に資する知見については、令和 11 年以降に論文等に取りまとめる。
・委託研究で得られた地下のマグマの状態把握に資するマグマ種別判別手法及び物質科学的見地による火山モニタリング評価に資する知見については、規制庁実施研究において令和 11 年度以降に NRA 技術ノート等に取りまとめる。

(3) 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備

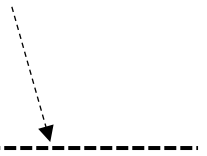
a. 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備に資する知見蓄積のための調査

成果目標：気中降下火砕物濃度の推定及び吸気フィルタ等のプラント機器へ影響に関する降灰時の粒子の挙動や凝集の程度等に関する知見を蓄積する。

実施計画：
・降灰観測を実施するとともに、規制庁実施研究及び共同研究において微細粒子の観測を行えるよう、観測機器の改良を行い、より効率的、効果的にデータ取得可能な観測システムを構築する（R8～R10 年度）。
・得られた観測データを基に、気中降下火砕物濃度の推定に資する観測手法の適用性を検討し、令和 9 年度までに降灰時の気中降下火砕物濃度及び火山灰粒子の凝集・浮遊現象について論文等にとりまとめる。
・規制庁実施研究及び共同研究において、降灰観測及び降灰実験によって得られた粒子の挙動や凝集について分析を行い、吸気フィルタ等への吸引挙動に関する調査等を行う。
・実現象に基づいた影響評価に資する知見を蓄積し、令和 11 年度以降に論文等に取りまとめる。

行程表

<table>
<tr><th></th><th>R7 年度</th><th>R8 年度</th><th>R9 年度</th><th>R10 年度</th><th>R11 年度</th><th>R12 年度以降</th></tr>
<tr><td rowspan="4">（1）a. 火山活動可能性評価手法の整備に関する調査・研究</td><td colspan="2">▽学会発表</td><td>▽論文投稿</td><td>▽学会発表</td><td>▽論文作成</td><td rowspan="4"></td></tr>
<tr><td colspan="2">＜既往手法の適用性（規制庁）＞</td><td colspan="3"></td></tr>
<tr><td>・国内外の火山の地球化学的データの取得</td><td>・既往手法の適用性の分析及び課題抽出</td><td colspan="3">＜マグマ形成プロセスの多様性（規制庁・共同）＞</td></tr>
<tr><td></td><td>・試料採取、室内分析（全岩化学組成分析、微量化学組成分析）</td><td>・室内分析（微量化学組成分析、同位体比分析）
・マグマ生成場の時空間変化の傾向分析</td><td>・地殻の熱的進化過程の検討
・多様性の要因の検討　＜手法の検討（規制庁・共同）＞
・火山活動可能性評価手法の検討</td><td>・手法まとめ、課題整理</td><td>評価ガイド等への活用</td></tr>
<tr><td rowspan="4">（2）a. 地球物理学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究</td><td colspan="3">＜反射法地震探査（委託）＞</td><td></td><td>▽NRA 技術ノート作成</td><td rowspan="4"></td></tr>
<tr><td>・発振設備建造、参照波形シミュレーション</td><td>・発振実験、波形安定性の検証、参照波形の構築</td><td>・発振実験、波形安定性の検証、参照波形の構築</td><td>・発振実験、反射波変化の検証</td><td>・能動的な地下構造調査手法の提示</td></tr>
<tr><td colspan="3">＜自然地震観測、地殻変動観測（委託）＞</td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td>・データ蓄積、カルデラ周辺地震の精査</td><td>・データ蓄積、カルデラ周辺地震の精査</td><td>・データ蓄積、カルデラ周辺地震の精査</td><td>・データ蓄積、地下構造変化の検討、海底地盤変動観測の評価</td><td>・データ蓄積
・火山モニタリング評価に資する情報のとりまとめ</td><td>評価ガイド等への活用</td></tr>
<tr><td rowspan="4">（2）b. 物質科学的手法による火山モニタリング評価の知見蓄積に関する調査・研究</td><td></td><td></td><td>▽学会発表</td><td></td><td>▽論文投稿
▽NRA 技術ノート作成</td><td rowspan="4"></td></tr>
<tr><td colspan="3">＜マグマ溜まりの時空間変化等の推定（規制庁）</td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td>・元素拡散解析
・斑晶鉱物/メルト包有物分析</td><td>・元素拡散解析
・斑晶鉱物/メルト包有物分析
・熱力学計算</td><td>・元素拡散解析
・斑晶鉱物/メルト包有物分析
・熱力学計算</td><td>・マグマ滞留の滞留時間等の推定
・組み合わせた評価手法の検討</td><td>・火山モニタリング評価に資する情報のとりまとめ</td></tr>
<tr><td colspan="3">＜マグマ溜まりの時空間変化推定（委託）＞</td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td></td><td>・分析対象物質の選定、斑晶鉱物/メルト包有物</td><td>・元素拡散解析
・高温高圧相平衡実験</td><td>・出発物質の選定、斑晶鉱物/メルト包有物分析(苦鉄</td><td>・マグマ滞留の物理条件の推定、マグマ貯留システム</td><td>・地球物理学的観測とマグマ貯留システムの対応</td><td></td></tr>
</table>

<table>
<tr><td></td><td>分析(珪長質側)</td><td></td><td>質側)</td><td>の時間進展の検討</td><td></td><td rowspan="2"> 
評価ガイド等への活用</td></tr>
<tr><td></td><td colspan="4">＜地球化学的データによるマグマの種別判定（委託）＞</td><td></td></tr>
<tr><td></td><td>・試料採取、主溶存元素等の化学分析</td><td>・試料採取、主溶存元素等の化学分析</td><td>・希土類元素解析、化学的ベースラインの把握</td><td>・希土類元素を用いたマグマ種別判定法の検討</td><td>・確度の高いマグマ種別判定法の検討</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="4">（3）a. 気中降下火砕物濃度の推定方法の整備に資する知見蓄積のための調査</td><td></td><td>▽学会発表</td><td>▽論文投稿</td><td>▽学会発表</td><td>▽論文作成</td><td rowspan="4"></td></tr>
<tr><td colspan="3">＜観測手法の適用性（規制庁・共同）</td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td>・降灰観測、観測機器の改良</td><td>・降灰観測、実験、観測機器の改良</td><td>・降灰観測、実験、観測機器の改良
・濃度推定方法の適用性の検討</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td colspan="3">＜機器への影響検討（規制庁・共同）</td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td>・粒子挙動及び凝集に関する検討</td><td>・粒子挙動及び凝集に関する検討</td><td>・実現象に基づく吸気フィルタ等への影響評価</td><td>評価ガイド等への活用</td></tr>
</table>

６．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者】

〇佐藤　勇輝　　副主任技術研究調査官（実施項目（1）a 関係）
　金田　泰明　　技術研究調査官
　廣井　良美　　技術研究調査官
　西来　邦章　　主任技術研究調査官

〇西来　邦章　　主任技術研究調査官（実施項目（2）a 関係）
　廣井　良美　　技術研究調査官

〇廣井　良美　　技術研究調査官（実施項目（2）b 関係）
　安池　由幸　　専門職
　山崎　雅　　専門職
　佐藤　勇輝　　副主任技術研究調査官
　金田　泰明　　技術研究調査官
　大野　鷹士　　技術研究調査官

〇大野　鷹士　　技術研究調査官（実施項目（3）a 関係）
　西来　邦章　　主任技術研究調査官
　廣井　良美　　技術研究調査官
　金田　泰明　　技術研究調査官
　安池　由幸　　専門職

【委託研究先】
実施項目（2）a　国立大学法人京都大学（R7 年度～R10 年度）
実施項目（2）b　国立大学法人京都大学（R7 年度～R10 年度）

【共同研究先】
実施項目（1）a　国立大学法人茨城大学、国立大学法人東北大学（R7 年度～R9 年度）
実施項目（3）a　山梨県富士山科学研究所（R8 年度～R10 年度）

７．備考

なし

参考文献

(1)　Weber, G., Sheldrake T.E., “Geochemical variability as an indicator for large magnitude eruptions in volcanic arcs”, Scientific Reports, Vol. 12, 2022.
doi: 10.1038/s41598-022-19902-1
(2)　原子炉安全専門審査会、原子炉火山部会、火山モニタリングにおける「観測データに有意な変化があったと判断する目安」について　報告書、令和２年

(3)　為栗健、八木原寛、筒井智樹、井口正人、「高分解能な 3 次元地震波速度構造解析による姶良カルデラ下のイメージング」、火山、67 巻、1 号、pp. 69-76、令和 3 年
https://doi.org/10.18940/kazan.67.1_69
(4)　筒井智樹、為栗健、井口正人、「人工地震記録による姶良カルデラ西部の地殻内 S 波地震反射面の推定」、火山、66 巻、2 号、pp. 71-81、令和 3 年
https://doi.org/10.18940/kazan.66.2_71
(5)　京都大学防災研究所、令和４年度原子力規制庁委託研究成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 （火山性地殻変動と地下構造及びマグマ活動に関する研究）事業、228p、令和 5 年
(6)　京都大学防災研究所、令和５年度原子力規制庁委託研究成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 （火山性地殻変動と地下構造及びマグマ活動に関する研究）事業、332p、令和 6 年

研究計画

プロジェクト名称	5. 地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究		
実施期間	令和 7 年度　～　令和 10 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	太田良巳　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 A) 外部事象（地震、津波、火山等） A-2＜フラジリティ関連＞	主担当者	太田良巳　主任技術研究調査官 平松昌子　主任技術研究調査官 森谷　寛　副主任技術研究調査官 山川光稀　技術研究調査官 土屋　隆　技術研究調査官

1．背景

「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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)」及び「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の解釈（原規技発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）では、外部事象（地震、津波その他の自然現象、大型航空機の衝突等）に対する設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の規制要求事項が規定されている。特に、設計基準対象施設については「地震による損傷の防止」（第 4 条)、「津波による損傷の防止」（第 5 条)、地震・津波以外の「外部からの衝撃による損傷の防止」（第 6 条）等において、重大事故等対処施設については「特定重大事故等対処施設」（第 42 条)、「重大事故等対処設備」（第 43 条）等において、各要求事項が規定されている。また、平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号)」（以下「原子炉等規制法」という。）により、事業者に対する安全性の向上のための評価の実施が規定されている。

原子力発電所の敷地地盤及び建物・構築物は、発電所によって多種多様であり、各発電所の条件等を踏まえて、設置許可基準規則等の規制基準（以下「規制基準」という。）に係る適合性審査が行われている。また、近年、基準地震動の増大に伴い新たな耐震評価手法が用いられつつあり、その技術的妥当性及び適用性の確認には、多大な時間が費やされることがある。このため、科学的合理性を持って効率的な審査を進めるためには、関連する技術分野の動向を把握し、安全研究によって、これまでの適合性審査等において実績の無い新たな評価手法等の妥当性や適用性に係る知見を蓄積しておく必要がある。

このため、規制基準の適合性審査における耐震及び耐衝撃設計・評価に関する技術的課題に対して、これまで、安全研究により技術的知見を蓄積してきた。例えば、安全研究プロジェクト「外部事象に係る施設・設備のフラジリティ評価手法の高度化に関する研究」（令和 3 年度～令和 6 年度）（以下「前プロジェクト」という。）においては、接地率が小さい状態となる建物・構築物の応答評価[(1)、(2)]、鉄筋コンクリート造原子炉格納容器の事故時の高温状態を考慮した耐震評価[(3)]、質点系モデルによる建物・構築物の地震応答解析における減衰（地震動が建物等を伝わる際の振動エネルギーの低減）の設定、実機原子炉建屋に高密度に配置した地震計による地震観測記録等を用いた原子炉建屋の精緻な三次元挙動の把握[(4)、(5)]、地盤の液状化による地中構造物への影響[(6)、(7)]、剛な飛翔体衝突による建物・構築物の損傷評価手法の適用性等[(8)、(9)、(10)]の研究を実施し、審査の妥当性判断に資する知見等を蓄積してきた。

原子炉建屋等の耐震評価については、近年の設計用地震力の増大に伴い、建屋基礎の浮き上りが大きくなり、既往の浮き上がり評価とは異なる評価手法が適用されている事例もあることから、これら評価手法の適用性を把握するため接地率の低下に関する課題に対して、既往の実験結果の再現解析を実施し、浮き上がり挙動等に関する知見を蓄積してきた。しかし、浮き上がり時に発生する原子炉建屋基礎版等の面部材に作用する面外方向の荷重に対して、面部材の応力－ひずみ関係で表される材料特性の非線形性を考慮した三次元有限要素解析手法が適用されつつあるが[例えば、(11)、(12)]、これらの妥当性や適用範囲等を検討した事例はほとんどなく、審査における妥当性判断等に資する技術的知見を蓄積する必要がある。また、主に、非常時における海水の通水機能を求められる鉄筋コンクリート造の地中構造物（例えば、非常用取水設備に関連する海水ポンプ基礎、海水管ダクト等）である屋外重要土木構造物等の耐震評価については、「耐震設計に関する設工認審査ガイド（原管地発第 1306195 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」（以下「耐震設工認審査ガイド」という。）では、構造物及び周辺地盤の非線形挙動の程度に応じて適切な地震応答解析手法を選定していることを確認することとされており、これまで、構造物周辺の礫質土地盤を対象に液状化時の地盤挙動や防潮堤等の構造物へ及ぼす影響について実験及び再現解析を実施し技術的知見を蓄積してきたが、構造物の耐震評価に必要な部材の発生応力への影響までは確認できていない。当該実験及び再現解析は水平成層地盤を対象としており、令和 6 年能登半島地震で大きな被害をもたらした地盤の側方流動（地震時に発生する液状化に伴い、傾斜した地盤が水平方向に大きく変位する現象）が発生するような傾斜した地盤の大きな地盤変状による構造物への影響及び当該影響の評価に用いる解析手法の適用性、保守性が明確では無く、これらに関する技術的知見を拡充する必要がある。

また、新検査制度、安全性向上評価における原子炉建屋の現実的なフラジリティ評価[例えば、(13)、(14)]、国際原子力機関（IAEA)、米国原子力規制委員会（NRC）等において積極的に取り組まれているリスク評価[例えば、(15)、(16)]、既設の実用炉と構造形式や設置条件等が大きく異なる革新炉や新型炉の原子炉建屋の耐震評価では、原子炉建屋や周辺地盤の応答挙動等を詳細に把握する必要があることから、非線形性を考慮した三次元有限要素解析の適用が想定される。一方、これまでの安全研究では、比較的単純な構造を含んだ原子力施設を対象に地震応答解析における減衰の設定に関する既往知見の調査分析、既往実験結果の再現解析を行い、質点系解析モデルの減衰の設定に関する知見を蓄積してきたが、三次元有限要素解析モデルの減衰の設定に関する知見は十分ではない。このため、非線形性を考慮した三次元有限要素解析の適用にあたり、解析モデルの減衰の設

定に係る知見を拡充する必要がある。

一方、規制基準では、竜巻飛来物、大型航空機など様々な飛翔体衝突に対する建物・構築物の耐衝撃評価が求められている。国内の原子力施設は、立地場所や敷地面積が限られ、地下埋設された重要構造物も存在し、これら施設への飛翔体衝突の影響として、構造物周辺の岩盤等への飛翔体の貫入の評価が求められるが、このような評価手法に関する知見は国内外でほとんどない。また、原子力施設の構造には、矩形断面構造の他に円筒形断面構造のような曲面を持った壁の構造物も存在するが、耐衝撃評価に関する既往の知見は、表面が平坦な壁（以下「平板」という。）を対象としたものが主であり、円筒形断面構造のような表面が曲面を持った壁（以下「アーチ構造」という。）に対する知見はほとんどない。そのため、評価精度の向上に資する根拠知見の拡充が必要である。これらの課題に対し、これまでの安全研究は一部の条件での検討に留まっており、継続して知見を蓄積する必要がある。

これらの耐震、耐衝撃評価に関する現状を踏まえ、以下に本プロジェクトで対象とする各分野における研究課題を示す。

(1) 耐震評価

・原子炉建屋等については、三次元有限要素解析モデルを用いた解析手法による設計、地震リスク評価等への適用を念頭に、基準地震動のような大きな地震力が作用した際の原子炉建屋等の基礎版の評価における弾塑性解析手法の適用性、地震応答解析における減衰の設定として、既往の審査等、質点系モデルで用いられている「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（以下「JEAG4601-1987」という。）に基づく減衰定数の三次元有限要素解析モデルへの適用性についての知見を蓄積する必要がある。

・屋外重要土木構造物については、構造物周辺地盤の地震時の変状に大きく影響されることを踏まえ、敷地地盤の材料や締固めの程度、地下水の状況等の地盤条件や構造条件等に応じて適切な解析手法を選定するための根拠となる知見を拡充する必要がある。

(2) 耐衝撃評価

・建物・構築物への飛翔体衝突について、衝突時に建物・構築物の損傷状態に影響を及ぼしうる飛翔体の先端形状や剛性等の差異によるアーチ構造の構造物に対する損傷評価及び地中構造物周辺の岩盤等への飛翔体貫入による影響評価に関する知見を拡充する必要がある。

2．目的

本プロジェクトでは、耐震及び耐衝撃評価において、近年採用されつつある新たな評価手法の適用性等に関する技術的知見を拡充し、当該手法を適用する際の考え方を整理することを目的とする。

(1) 建物・構築物等の耐震評価における非線形性を考慮した有限要素解析手法の適用性に関する研究

基準地震動に対する原子炉建屋等の設計、基準地震動を超える地震動に対する建物・構築物の地震リスク評価等における原子炉建屋等の非線形性を考慮した三次元有限要素解析手法の適用性、屋外重要土木構造物等の構造物及び周辺地盤の非線形性を考慮した有限要素解析手法の適用性を確認する。

(2) 建物・構築物等への飛翔体衝突における耐衝撃評価手法の適用性に関する研究

先端形状や剛性等が異なる飛翔体の衝突によるアーチ構造等の特殊形状構造物の損傷及び地中構造物周辺の岩盤等への貫入に対する安全性評価手法の適用性を確認する。

3．知見の活用先

本プロジェクトにより、規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、現行の規制基準等への反映の検討に活用される。具体的には、以下の関連する審査ガイド等への反映の検討に活用される。

・(1) で得られた成果は、基準地震動に対する建物・構築物、屋外重要土木構造物等の耐震設計に係る適合性審査における解析評価手法の適用性及び妥当性の判断に資する技術的根拠として活用される（設置許可基準規則解釈別記 2 第 4 条及び耐震設工認審査ガイド）。また、地震リスク評価や安全性向上評価（原子炉等規制法第 43 条の 3 の 29）の内容を確認する際の技術基盤として活用される。

・(2) で得られた成果は、安全上重要な原子力施設等への竜巻飛来物、大型航空機等による衝突影響評価に係る適合性審査における妥当性判断に資する技術的根拠として活用される（設置許可基準規則解釈第 6 条及び原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第 13061911 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）、設置許可基準規則解釈第 42 条及び実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（原規技発第 1409177 号（平成 26 年 9 月 17 日原子力規制委員会決定））並びに実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド（原規技発第 1409178 号（平成 26 年 9 月 17 日原子力規制委員会決定）））。

4．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) 建物・構築物等の耐震評価における非線形性を考慮した有限要素解析手法の適用性に関する研究

a. 原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の面部材のせん断評価手法の適用性に関する研究【分類①及び分類②】

耐震設計に係る設工認審査ガイドでは、建物・構築物に関する構造解析手法及び構造解析モデルに対する審査における確認事項として、「建物・構築物の耐震設計においては、適切な構造解析手法及び構造解析モデルを設定していることを確認する。」とし、適切な手法や解析モデルの設定の際に適用可能な「規格及び基準等」を示している。

これらの規格及び基準等に基づき、これまで、原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の面部材を線形弾性体とみなした弾性解析による応力評価が行われてきた。しかしながら、規制基準に基づく基準地震動による地震荷重の増大等から、適合性審査では、弾性解析だけではなく、鉄筋コンクリート部材に生じるひび割れ等の影響を材料の非線形特性として考慮した弾塑性解析に基づく評価結果が示されつつある。さらに、原子炉建屋基礎版の耐震評価においては、地震荷重の増大により建屋の浮き上がりに伴う基礎版の発生応力が大きくなったことから、これまで弾性解析において適用されてきた応力平均化を考慮した評価が、三次元有限要素法に基づく弾塑性解析においても適用されるようになっている。応力平均化は、鉄筋コンクリートに生じる局部的なひび割れの発生による応力再配分を考慮し、ひび割れ領域の周辺部の応力を含めて平均化した上で部材断面の評価を行うものである。応力平均化については、評価対象部位の周辺における弾塑性解析結果による応力やひずみの発生状況等を確認した上で、その応力平均化の範囲を判断する必要があり、今後も弾塑性解析を用いた検討は増えることが予想されることから、弾性解析との違いを踏まえた上で、審査で採用される三次元有限要素法に基づく弾塑性解析モデルの妥当性、適用性、適用範囲を明確にし、審査において確認すべき事項を整理する必要がある。

これまで、安全研究プロジェクト「地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」（平成 29 年度～令和 2 年度）において、建物・構築物等の三次元の地震応答に係る評価手法を精緻化した[17]。また、前プロジェクトにおいて、基準地震動の増大に伴い接地率が小さい状態となる建物・構築物の応答評価及び、高温状態等の影響を受けた原子炉建屋の地震荷重作用時に弾塑性挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性に係る知見を拡充した。これまでの知見も踏まえ、本プロジェクトでは原子炉建屋の主要な構造部材である耐震壁、基礎版等の面部材のせん断評価手法に着目し、まず文献調査により、耐震壁、基礎版等の面部材のせん断評価手法に関する研究事例、課題等を調査する。そして、委託研究により解析的検討を実施し、実機を踏まえた複雑な構造や応力状態における面部材のせん断応力等の発生状況を分析する。当該委託研究成果から、規制の観点で三次元有限要素法に基づく弾塑性解析で用いられるモデル化及びせん断評価における応力平均化の妥当性、適用性、適用範囲等を明確にし、当該評価における留意事項を取りまとめる（図 1）。

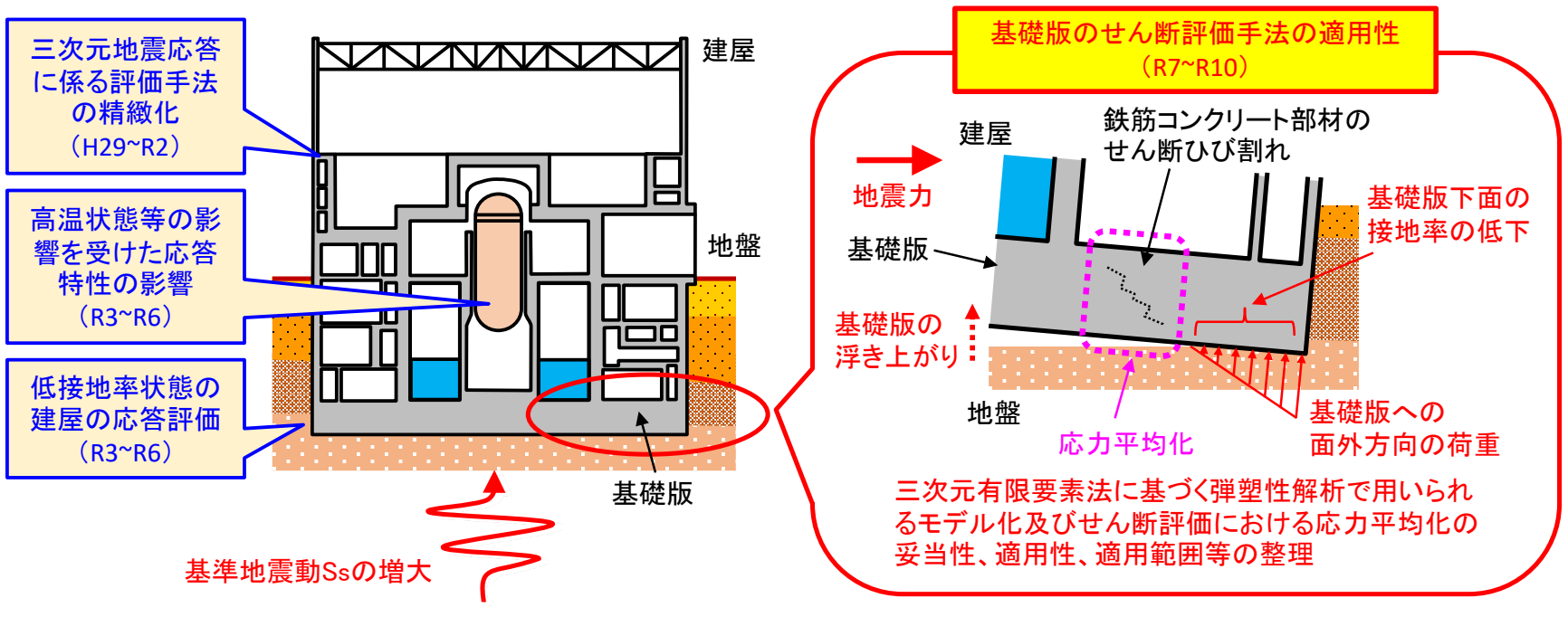


図１　三次元有限要素法に基づく弾塑性解析に係る研究概要イメージ

b. 建物・構築物の地震時動的挙動を考慮した三次元有限要素解析モデルにおける減衰の設定に関する基礎的研究【分類②及び分類④】

建物・構築物の減衰定数については、耐震設工認審査ガイドにおいて「鉄筋コンクリート造や鉄骨造等の構造形式等に応じた値を適切に設定していること」を確認することとしている。これに対し、これまでの建物・構築物の設計においては、建設工認当時から適用実績のある JEAG4601-1987 の記載（鉄筋コンクリート構造物の減衰定数の慣用値を 5%として示している）を踏まえ、一般的には、鉄筋コンクリート構造物の質点系モデルによる地震応答解析において減衰定数の慣用値（5%）が用いられている。

前プロジェクトにおいては、主に、比較的構造が単純な建物・構築物を対象に、既往知見の整理・分析を行うとともに、既往の構造実験の再現解析等を実施して質点系モデルの減衰の設定に関する知見を蓄積してきた。今後、建物・構築物のフラジリティ評価における現実的な応答評価や、既設の実用炉と構造形式や設置条件が異なり、構造の複雑さや大型機器設備と建屋の一体性が増すことが想定される新型炉の耐震評価等においては、非線形性を考慮した三次元有限要素解析の活用が見込まれる一方で、その適用にあたっては、三次元有限要素解析モデルの構造物自体が有する減衰（構造減衰）の設定に関する考え方を整理する必要がある。

そこで、本プロジェクトでは、主に実験を委託研究として実施し、その成果から規制の観点で解析的検討を実施し知見を整理する。具体的には、まず、振動エネルギーの一部が地盤へ逸散することの影響を小さくした単純な構造物模型を用い、動的加力を作用させることにより生じる自由振動や定常振動の実験、解析及び分析により建物自体が有する構造減衰

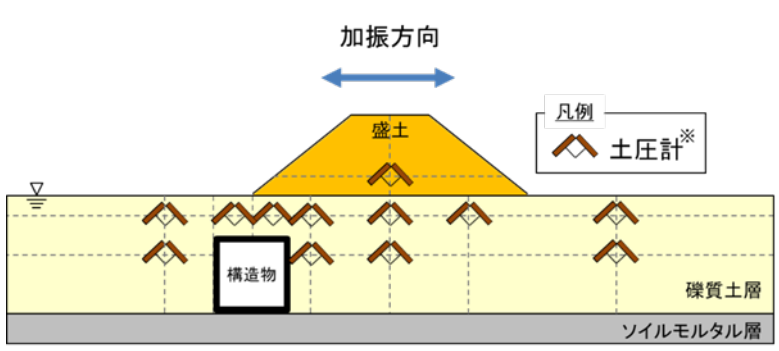
を評価する。つぎに、上述の模型に構造部材又は重量を付加した模型を作成し、付加前後の減衰を比較することで、構造の複雑さ等の要因が減衰に与える影響について分析する。なお、一般的に自由振動を発生させる方法としては、人力加振、起振機による加振、ハンマーによる打撃や重錘落下等が挙げられる。これらの実験及び解析結果から構造の複雑さ等の要因を踏まえ、規制の観点で三次元有限要素解析モデルにおける構造減衰の設定の考え方を明確にする。

c. 屋外重要土木構造物の地震応答解析手法の適用性に関する研究【分類②】

耐震設工認審査ガイドでは、屋外重要土木構造物の耐震評価に用いる地震応答解析手法について、「地震時の非線形挙動の程度に応じた応答性状を表現できるものを設定していること」を確認することとしている。また、屋外重要土木構造物は、主に地中に埋設された構造物であり周辺地盤状況の影響を大きく受けることから、地盤状況を踏まえた解析手法を選定している。このため、砂質土や礫質土等の表層地盤において、地下水が無い場合は全応力解析手法（地盤（土粒子）の応力と地盤内の地下水圧（間隙水圧）を足し合わせた（分離しない）解析）を用い、地下水が有る場合は液状化の発生を考慮して有効応力解析手法（地震時の地盤内の地下水圧の変動（過剰間隙水圧）を考慮した解析）が用いられている。しかし、地下水の有無や変動が明らかで無い場合、液状化の可能性を踏まえ地下水が高い位置にあるものとして、液状化の発生を考慮した有効応力解析を用いて、地盤の変形をより大きく保守的に評価するとともに、地盤条件や地盤応答等の不確かさ、ばらつきを考慮して液状化しない場合として全応力解析も合わせて検討されている[(18)]。また、屋外重要土木構造物は、取水構造物のように、非常時において海水を取水する役割（取水機能）の他に、安全上重要な機器や配管を間接的に支持する役割（間接支持機能）を有することから、これらの構造物は基準地震動 Ss に対して機能維持が求められ、自身の耐震性に加え、機器配管の間接支持機能、機器配管の設計用加速度応答等の評価も必要となる。しかし、この加速度応答は構造物の特性だけではなく、周辺地盤の特性にも影響され、例えば、液状化する事で地盤剛性が低下し、より変形が大きくなることから、変形の観点では保守的となることが想定されるものの、構造物内の加速度応答は、構造物と地盤の相互作用等の影響により、その保守性は明確ではない。このような場合の解析手法の選定については、学協会の指針類においても具体的に明示されているものはない。さらに、令和 6 年能登半島地震において大きな被害をもたらした液状化による側方流動が発生するような地盤についても保守性の観点で解析手法の選定に関して、学協会の指針類で具体的な記載はない。

前プロジェクトにおいては、比較的密な礫質土地盤を対象に、原子力発電所特有の条件として地震動、敷地地盤材料、地形等の特性を踏まえた遠心模型実験（模型地盤を高速回転させ重力加速度の数十倍の遠心加速度を載荷することによって実物相当の応力状態を再現できる実験）やシミュレーション解析等を実施し、液状化（過剰間隙水圧の蓄積）により構造物へ作用する土圧や構造物の変形、加速度応答等を把握し、構造物への影響評価に係る技術的知見を蓄積してきた。遠心模型実験では、図 2 に示す模型実験モデルの地形効果、構造物の有無による複雑な地盤内応力、当応力性状における構造物応答の特徴等を把握するとともに、図 3 に示すシミュレーション解析により地盤内応力や過剰間隙水圧等の傾向から実験の再現性等を把握した。しかし、主に構造物へ作用する土圧計測の信頼性を確認することに主眼をおいたことから、礫質土地盤の液状化時の変状や構造物の変形、加速度応答は把握できたものの、構造物に発生する応力や周辺地盤の地盤種別や地形条件による構造物への影響の確認はできなかった。

そこで、本プロジェクトでは、発電所敷地において想定される種々の地盤種別、地形条件等の周辺地盤の状態を踏まえ屋外重要土木構造物の地震応答解析手法の適切な選定のため、屋外重要土木構造物を想定した模型を用いた振動実験により、地盤の状態に応じた構造物の変形や発生応力、加速度応答等の性状を確認し、規制の観点で有効応力解析及び全応力解析の適用性、適用範囲、入力パラメータの設定の妥当性等に関する考え方を明確にし、当該評価における留意事項を抽出する。



※ 前プロジェクトで適用性を確認した地盤内応力の計測方法[(7)]

図 2　遠心模型実験モデルの例

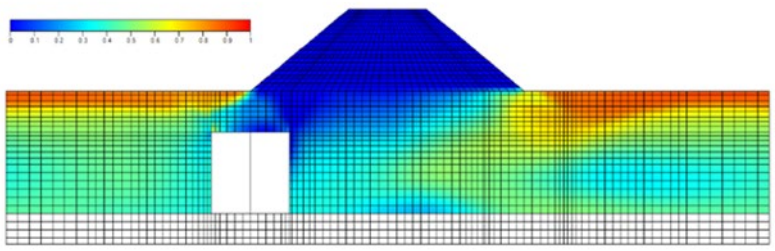

（過剰間隙水圧比コンターの例）

図 3　遠心模型実験のシミュレーション解析の例

(2) 建物・構築物等への飛翔体衝突における耐衝撃評価手法の適用性に関する研究

a. 構造物の設置状況及び形状特性を考慮した飛翔体衝撃作用に対する安全性評価に関する研究【分類②】

津波漂流物、竜巻飛来物、火山噴石、大型航空機等の衝突については、東北地方太平洋沖地震を踏まえて制定された規制基準で大幅に評価内容が強化された項目である。規制基準制定後、約 10 年が経ち多くの審査実績を通じて知見が拡充されるとともに、課題も見つかってきた。また、昨今の社会情勢から、学協会においても多くの衝撃評価に関する委員会の設置や研究がなされてきており、社会的ニーズが高まっている。国内の原子力発電所においては狭隘な立地条件から、地盤（岩盤）中に設置された重要構造物も存在し、上載層の地盤への飛翔体の貫入評価が求められる。また、既往研究の

多くは平板構造を対象にした研究であるが、原子力発電所の建物・構築物には平板だけでなく、アーチ構造のような形状の構造形式が存在するため構造形式に応じた衝撃評価が求められる。

このため、前プロジェクトにおいては、実現象を想定した飛翔体の衝突速度で、飛翔体先端が半球型の飛翔体衝突に伴う岩石等への貫入状況を明確にする（図 4）[(9)]とともに既往の貫入評価式の適用性を確認した。また、剛な飛翔体衝突に伴うアーチ構造試験体の損傷状況を明確にした（図 5）[(10)]。本プロジェクトにおいては、これまでに確認できていない衝突条件の研究を実施する。具体的には、構造物の設置状況を考慮した安全性評価に関する研究では、種々の先端形状及び直径の飛翔体による複数の強度及び材料の岩盤等試験体への衝突実験（飛翔体が試験体に貫入する実験）を実施し、貫入事象について整理し、既往の実験式、理論的評価手法及び数値解析手法の適用性を確認する。また、構造物の形状特性を考慮した安全性評価に関する研究では、飛翔体自体が衝突に伴って変形する柔な飛翔体を用いた実験を実施する。柔な飛翔体の衝突に関する既往の知見[例えば、(19)、(20)]を参考に実験条件を設定して、平板及びアーチ構造試験体への衝突実験を委託研究として実施し、委託研究の成果から規制の観点で試験体形状の違いによる損傷状況（裏面剥離状況、貫通状況等）の差異について整理し、既往の評価式等各種評価手法の適用性に係る知見を取りまとめる。

図 4　半球型飛翔体貫入実験状況
（来待石、衝突速度 160m/s）[(9)]

図 5　剛な飛翔体衝突に伴う平板（上段）及びアーチ形状（下段）の損傷状況（衝突速度：約 65m/s）[(10)]

５．成果目標と実施計画

（1）建物・構築物等の耐震評価における非線形性を考慮した有限要素解析手法の適用性に関する研究

a. 原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の面部材のせん断評価手法の適用性に関する研究

成果目標：原子炉建屋等の主要な構造部材である耐震壁、基礎版等の面部材に着目し、実機を踏まえた複雑な構造や応力状態における面部材のせん断応力等の発生状況を調査し、三次元有限要素法に基づく弾塑性解析で用いられるモデル化手法及びせん断評価における応力平均化の妥当性、適用性、適用範囲等を明確にする。

実施計画：令和 7 年度は、耐震壁、基礎版等の面部材のせん断評価手法における研究事例、課題等に関する文献調査を行い、三次元有限要素法に基づく弾塑性解析におけるモデル化上の課題及びモデル化の妥当性確認に資する試験データ等を収集する。令和 8 年度は、前年度収集した試験データを対象に、モデル化上の課題を踏まえてシミュレーション解析及び感度解析を行い、弾塑性解析で用いられるモデル化及びせん断評価における応力平均化の妥当性、適用性、適用範囲等を確認する。令和 9 年度は、実機建屋の基礎版を想定した解析モデルを作成し、実機建屋基礎版における妥当性、適用性、適用範囲及び課題を確認する。そして、令和 10 年度は、得られた成果を整理するとともに必要に応じて追加解析を行う。規制庁は令和 10 年度までに、これらの委託研究の成果を基に規制の観点で三次元有限要素法に基づく弾塑性解析で用いられるモデル化及びせん断評価における応力平均化の妥当性、適用性、適用範囲等を明確にする。また、令和 11 年度以降に、これらの成果は NRA 技術ノート等として取りまとめる。

b. 建物・構築物の地震時動的挙動を考慮した三次元有限要素解析モデルにおける減衰の設定に関する基礎的研究

成果目標：比較的単純な構造の建物・構築物の試験体、当該試験体に壁や床等を追加した構造の試験体による実験及び解析を行い、規制の観点で建物・構築物の地震応答解析における構造減衰の設定に係る考え方を明確にする。

実施計画：原子力施設のうち比較的単純な構造の建物・構築物を模擬した鉄筋コンクリート造の試験体、当該試験体に床や壁等を追加することで構造の複雑さを模擬した試験体による振動実験（動的加力実験、振動台実験等）及びシミュレーション解析を実施する。本研究では、主に実験を委託研究として実施し、規制庁において、これらの委託研究の成果を基に、規制の観点で解析的検討を実施し知見を整理する。令和 7 年度は、実験計画の策定、実験に用いる単純な試験体の設計及び製作を行うとともに、実験の予備解析を行う。令和 8 年度は、単純な試験体を設計・製作し、令和 9 年度は、構造の複雑さを模擬した試験体を設計・製作し、振動実験及び実験のシミュレーション解析を行う。令和 10 年度は、単純な試験体に重量物を付加した試験体による振動実験及び実験のシミュレーション解析を行う。これらの実験及び解析により、令和 10 年度までに、単純な構造形式の建物・構築物の構造減衰を把握するとともに、構造の複雑さや重量物の付加が減衰に与える影響を把握し、三次元有限要素解析モデルを用いた地震応答解析における構造減衰の設定の考え方を明確にする。また、令和 11 年度以降に、これらの成果は論文等として取りまとめる。

c. 屋外重要土木構造物の地震応答解析手法の適用性に関する研究

成果目標：周辺地盤の状態に応じた土木構造物の変形や発生応力、加速度応答等の性状を確認するとともに、規制の観点で有効応力解析等の地震応答解析手法の適用性、適用範囲、入力パラメータの設定の考え方を明確にする。

実施計画：液状化、非液状化、側方流動等を想定した地盤内に土木構造物を配置した模型を作成し、振動実験及びシミュレーション解析を実施する。令和 7 年度は、実験計画の立案、実験に用いる構造物模型の設計に係る予備解析を行う。令和 8 年度は、構造物模型の設計・製作を行い、礫質土を用いた水平成層地盤モデルによる振動実験及びシミュレーション解析を実施する。令和 9 年度は、令和 8 年度と異なる液状化強度、地下水位等の地盤条件による振動実験及びシミュレーション解析を実施する。これらにより、各地盤モデルにおける構造物及び構造物周辺地盤の応答加速度、応答変位、発生応力等を計測し、構造物と周辺地盤の応答性状等の関係性を整理する。令和 10 年度は、令和 9 年度までの結果を踏まえ、地形や地盤条件等のばらつきを考慮した振動実験及びシミュレーション解析を実施して構造物や地盤の応答への影響を把握し、土木構造物の地震応答解析手法としての有効応力解析や全応力解析の適用性、適用範囲、入力パラメータの設定の考え方を明確にする。また、令和 11 年度以降に、これらの成果は論文等として取りまとめる。

（2）建物・構築物等への飛翔体衝突における耐衝撃評価手法の適用性に関する研究

a. 構造物の設置状況及び形状特性を考慮した飛翔体衝撃作用に対する安全性評価に関する研究

成果目標：構造物の設置状況及び形状特性を考慮した建物・構築物等への飛翔体衝突に伴う貫入、裏面剥離等の損傷状況を把握するとともに、規制の観点で解析評価手法、既往の評価式等の適用性を明確にする。

実施計画：設置状況を考慮した安全性評価に関する研究として、種々の先端形状等を有する飛翔体を用いた岩盤等試験体への衝突（貫入）実験を実施し、貫入状況を整理するとともに、既往の評価式等の適用性を確認する。令和 7 年度及び令和 8 年度は円錐型飛翔体が高速で貫入する衝突実験を、令和 9 年度及び 10 年度は半球型及び平坦型飛翔体が高速で貫入する衝突実験を実施し、これらの結果に対する既往実験式及び理論的評価手法の適用性を確認する。また、令和 9 年度まで及び令和 11 年度以降に、それぞれ過年度までの成果を論文等として取りまとめる。さらに、形状特性を考慮した安全性評価に関する研究として、委託研究により衝突に伴って変形する柔な飛翔体を用いた平板及びアーチ構造試験体への衝突実験を実施し、アーチ構造試験体等の損傷状況を把握するとともに、解析的検討を実施し、委託研究の成果から規制の観点で既往の評価式等の適用性を確認する。令和 7 年度は小型の平板及びアーチ構造試験体への柔な飛翔体の衝突実験を実施し裏面剥離事象について把握する。令和 8 年度は引き続き小型の平板及びアーチ構造試験体への柔な飛翔体の衝突実験を実施して損傷状況について把握する。令和 9 年度は板厚等の形状を変数とした小型・中型の平板及びアーチ構造試験体への柔な飛翔体の衝突実験を実施して裏面剥離事象について把握する。令和 10 年度は、過去 3 ヶ年の結果を踏まえ実験条件を精査して引き続き小型・中型の平板及びアーチ試験体への柔な飛翔体の衝突実験を実施する。また、当該実験の再現解析を実施し数値解析評価手法の適用性について確認する。規制庁は、これらの委託研究による成果を基に、規制の観点で各種評価手法の適用性を明確にする。

行程表

	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度	R11 年度以降
（1）a.原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の面部材のせん断評価手法の適用性に関する研究		〈せん断評価に係る解析検討（委託）〉			▽NRA 技術ノート等作成※1
	文献調査（既往試験の調査） 解析検討計画立案	既往試験の再現・感度解析	仮想実機モデルの作成及び感度解析	仮想実機の感度解析	
		〈せん断評価に係る解析検討（規制庁）〉			
		既往試験の再現解析の検証	仮想実機モデルの感度解析の検証	仮想実機モデルの感度解析の検証 取りまとめ	現行の規制基準類への反映の検討
（1）b.建物・構築物の地震時動的挙動を考慮した三次元有限要素解析モデルにおける減衰の設定に関する基礎的研究	〈解析検討（規制庁）〉			学会発表※2▽	▽論文投稿※2
	実験計画立案 予備解析	〈試験体の設計製作・実験（委託）〉			
	実験実施計画 試験体設計・製作	単純な試験体の設計・製作 振動実験	構造の複雑さを模擬した試験体の設計・製作 振動実験	重量物を付加した試験体の設計・製作 振動実験	
			〈解析検討（規制庁）〉		
		再現・感度解析	再現・感度解析	再現・感度解析 取りまとめ	現行の規制基準類への反映の検討
（1）c.屋外重要土木構造物の地震応答解析手法の適用性に関する研究		〈模型実験・解析検討（規制庁）〉		学会発表▽	▽論文投稿
	実験計画立案 予備解析	構造物模型の設計・製作 水平地盤（礫質土）モデルによる模型実験 再現解析	異なる地盤条件の水平地盤（礫質土）モデルによる模型実験 再現・感度解析	地形や地盤条件等のばらつきを考慮した模型実験 再現・感度解析 取りまとめ	現行の規制基準類への反映の検討
（2）a.構造物の設置状況及び形状特性を考慮した飛翔体衝撃作用に対する安全性評価に関する研究		学会発表※3▽	論文投稿※3▽		▽論文投稿※3
		〈①設置状況を考慮した評価（規制庁）〉			
	円錐貫入実験 再現解析	円錐貫入実験 再現解析	半球及び平坦貫入実験 再現解析	半球及び平坦貫入実験 再現解析 取りまとめ	
		〈②形状特性を考慮した評価（委託）〉			
	小型試験体（平板・アーチ）への衝突実験（裏面剥離） 再現解析	小型試験体への衝突実験（損傷確認） 再現解析	板厚等を変えた小型・中型試験体への衝突実験 再現解析	板厚等を変えた小型・中型試験体への衝突実験 再現解析 取りまとめ	現行の規制基準類への反映の検討

※1　委託先の解析結果を踏まえ規制の観点で取りまとめた結果を NRA 技術ノート等として公表
※2　委託先の実験結果を踏まえ規制庁による解析的検討の成果を発表又は投稿
※3　①設置状況に関する研究成果を発表又は投稿

６．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇　森谷　寛　副主任技術研究調査官（実施項目（1）a 関係）
　　平松昌子　主任技術研究調査官
　　小林恒一　技術参与

○　山川光稀　技術研究調査官（実施項目（1）b 関係）
○　平松昌子　主任技術研究調査官
　　小林恒一　技術参与

○　土屋　隆　技術研究調査官（実施項目（1）c 関係）
　　山﨑宏晃　上席技術研究調査官
　　中村英孝　技術参与

○　太田良巳　主任技術研究調査官（実施項目（2）a 関係）
　　大橋守人　技術参与

【委託研究先】
実施項目（1）a の一部解析　鹿島建設株式会社
実施項目（1）b の実験　大成建設株式会社
実施項目（2）a の小型・中型試験体への衝突実験・解析　鹿島建設株式会社

【共同研究先】
なし

7．備考

なし

参考文献

(1) Choi, B., Nishida, A., Shiomi, T., Kawata, M., Li, Y., “Analytical study for low ground contact ratio of buildings due to the basemat uplift using a three-dimensional finite element model”, Proceedings of the 2022, Proceedings of the 29th International Conference on Nuclear Engineering (ICON29), ICONE29-93870, August 8-12, 2022.

(2) Ito, S., Ota, A., Sonobe, H., Ino, S., Choi, B., Nishida, A., Shiomi, T., “Nonlinear Dynamic Analysis by Three-Dimensional Finite Elements Model Considering Uplift of Foundation”, Transactions of the SMiRT 27, 2024.

(3) Katayama, Y., Kontani, O., Mihara, Y., Yasukochi, J., Inaba, Y., Kambayashi, D., “Physical Material Properties of Normal Concrete Subjected to High Temperature”, Transactions of the SMiRT 27, 2024.

(4) Yamakawa, K., Moritani, H., Saruta, M., Iiba, M., Nishida, A., Kawata, M., Iigaki, K., “A Study on Improvement of Three-dimensional Seismic Analysis Method of Nuclear Building Using a Large-Scale Observation System (Part1: Analysis of entire response of the reactor building based on seismic observation records)”, Transactions of the SMiRT 27, 2024.

(5) 山川光稀、土屋隆、平松昌子、森谷寛、猿田正明、飯場正紀、西田明美、川田学、飯垣和彦、「原子炉施設の三次元耐震解析手法の高度化に関する研究（その 8：同時刻での変位モードの分析）」、2024 年度日本建築学会大会学術講演梗概集、pp.961-962、令和 6 年

(6) Kawai, T., “Measuring stress conditions in the embankment model during a shaking event of the centrifuge test -Towards a validation of effective stress analysis”, Proceedings of the 20th International Conference on Soil Mechanics and Geotechnical Engineering, Sydney 2021.

(7) Kawai, T., “Prospective method to estimate shear stress in the ground using two earth pressure cells”, Soils and Foundations, Vol.64, Issue 6, 2024.
doi:10.1016/j.sandf.2024.101504

(8) 太田良巳、松澤遼、「岩盤材料に対する尖頭型飛翔体の理論的貫入量に関する一考察」、土木学会第 50 回岩盤力学に関するシンポジウム講演集、pp.74－79、令和 6 年

(9) 太田良巳、二階堂雄司、藪内耕一、山田和彦、「衝撃作用を受けるアーチ構造の裏面剥離特性に関する実験的研究（その 1：実験概要及び簡易評価）」、公益社団法人土木学会、令和 6 年度土木学会全国大会第 79 回年次学術講演会、I-394、令和 6 年

(10) 二階堂雄司、太田良巳、川上綾太、相馬和貴、山田和彦、「衝撃作用を受けるアーチ構造の裏面剥離特性に関する実験的研究（その 2：実験結果及び考察）」、令和 6 年度土木学会全国大会第 79 回年次学術講演会、I-395、令和 6 年

(11) 東京電力 HD 株式会社、「柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機　工事計画認可申請に係る論点整理について」、第 870 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、資料 3、令和 2 年
https://www2.nra.go.jp/data/000316175.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）

(12) 中国電力株式会社、「島根原子力発電所 2 号機審査資料「原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書に関する補足資料（NS2-補-025-11、2022 年 12 月 19 日）」、令和 4 年

https://www2.nra.go.jp/data/000417568.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）
(13) 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド（GI0010_r1）」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）
(14) 関西電力株式会社、「安全性向上評価の継続的な改善に係る取り組み状況について（大飯４号機第１回提出）」、2020 年 6 月 19 日、https://www2.nra.go.jp/data/000318016.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）
(15) International Atomic Energy Agency (IAEA), “Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1804, 2016.
(16) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “The Significance Determination Process for Findings At-Power,” Inspection Manual Chapter 609 Appendix A, November 2020., https://www.nrc.gov/docs/ML2114/ML21148A149.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）
(17) 原子力規制委員会、NRA 技術報告、「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」、NTEC-2021-4002、令和 3 年
https://www.nra.go.jp/data/000345676.pdf（2025 年 1 月 31 日確認）
(18) 東北電力株式会社、「女川原子力発電所第 2 号機　工事計画審査資料、補足-600-1【地盤の支持性能について】（02-補-E-19-06000-1_改 1、2020 年 10 月 5 日）」、https://www.nra.go.jp/data/000330837.pdf（2024 年 8 月 1 日確認）
(19) 大沼博志、伊藤千浩、白井孝治、「剛・柔飛来物の衝突に対する鉄筋コンクリート構造物の局部損傷評価」、コンクリート工学年次論文報告集、20 巻、3 号、pp. 1063-1068、平成 10 年
(20) 二階堂雄司、山田和彦、澤田祥平、金子貴司、安本宏、日向大樹、太田良巳、「飛翔体衝突による構造物内の衝撃伝播に関する基礎的研究（その 3:ステンレス製模型柔飛翔体の衝突実験）」、日本建築学会大会学術講演梗概集（北陸）、pp. 251-252、令和元年

研究計画

プロジェクト名称	6. 地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究		
実施期間	令和 7 年度　～　令和 10 年度	担当部署	技術基盤グループ　地震・津波研究部門
		担当責任者	日比野憲太　総括技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 A）外部事象（地震、津波、火山等） A-2）＜フラジリティ関連＞	主担当者	東　喜三郎　主任技術研究調査官 鳥山　拓也　副主任技術研究調査官 永井　穣　副主任技術研究調査官 藤原　啓太　副主任技術研究調査官

1．背景

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）」等に基づき実施される定期事業者検査では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会第 6 号）」（以下「技術基準規則」という。）に適合していることが確認される。また、上記法律等に基づき実施される規制基準適合性審査では、例えば設置（変更）許可関係においては、「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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合していることが確認される。これらの検査・審査での上述の規則への適合性の確認は、常に最新の科学的・技術的知見に基づいて行う必要があるため、最新の研究動向等を踏まえて外部事象に対する設備のフラジリティ（設備の応答、耐力、それらに基づく損傷度合い）評価手法の信頼性向上を図り、上述に関連する規制基準等への反映の検討、個々の審査での技術的判断及び民間規格の妥当性確認に資する知見を蓄積することが重要である。

令和 2 年 4 月に「原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号）」が施行され、原子炉施設内の設備の故障等で発生する事故及びトラブル（内部事象）を対象としたリスク情報を活用した検査や検査指摘事項の重要度評価が開始された。また、リスク情報を活用した供用期間中検査や運転中保守等の見直しが検討されている。しかしながら、自然災害に関する日本の地域特性を勘案すると、上述の検査や検討の際には、地震等のハザード情報や地震等に対する施設・設備のフラジリティ情報に基づき評価される外的事象を対象としたリスク情報を活用する必要がある。

以下、地震、津波及び衝撃に対する設備のフラジリティ評価についての研究課題をまとめる。

（1）応力腐食割れと地震時の疲労亀裂進展の重畳による容器・配管の損傷

原子炉圧力容器及び配管が技術基準規則第 18 条に適合するように維持されていることを判断するため、事業者は供用期間中検査において「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（原規技発第 1408063 号（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定））」（以下「亀裂の解釈」という。）別紙 1 に定める試験の範囲、程度及び試験方法で非破壊試験を行わなければならない。一般社団法人日本機械学会の「発電用原子力設備規格 維持規格（2012 年版）」の技術評価 [(1)] では、この亀裂解釈で定める試験範囲及び試験程度が改正され、従来、原子炉圧力容器は溶接線の 7.5%を試験対象としていたが、試験可能な全ての範囲（原則 100%）に強化された。そこで、国内では確率論的破壊力学（以下「PFM」という。）評価の結果に基づき、検査内容を変更することが検討されており、原子力規制委員会においても「事業者の被ばく線量の低減に向けた検査の変更の申し出については、その技術的妥当性の評価を優先的に行うこと」としている。これを受けて、シビアアクシデント研究部門では、令和 4 年度から PFM 評価に関する知見を拡充するための研究を継続しているが、評価対象事象として主に原子炉圧力容器の内的事象（加圧熱衝撃）を想定しており、原子炉圧力容器及び配管に作用する地震等の外的事象によって溶接部に発生した亀裂が進展し、損傷に至る事象については考慮していない [(2)]。過去の容器・配管等のクラス 1 構造物を模擬した振動試験においても、実際に溶接部で損傷した事例は極めて限られており、容器・配管等が地震荷重で損傷する確率は低いと考えられるが、応力腐食割れ（SCC）によって溶接部に亀裂が発生する場合に、地震荷重による疲労亀裂進展が重畳して損傷に至る確率を定量評価する手法は確立されていない。したがって、供用期間中検査の変更において、外的事象の影響を考慮する必要性の有無を判断するためには、地震荷重下の溶接部の損傷形態を把握し、損傷確率を定量評価するための技術的知見を拡充する必要がある。

（2）地震 PRA で用いる設備の同時損傷確率の算定手法

令和 2 年 4 月に「原子力規制検査等に関する規則」が施行され、新たな原子力規制検査が開始された。原子力規制検査の実施方法を定めた「原子力規制検査等実施要領（令和元年 12 月原子力規制庁）」では、検査指摘事項（検査の結果、事業者の活動目的の達成状況が十分でない事項で、事業者に指摘する必要があると判断したもの）が確認された場合は、追加検査の要否等を判断するために検査指摘事項の重要度を評価することとしており、重要度評価におけるリスク情報の活用については、可能な範囲で確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）による計算結果等の定量的な情報を活用することを定めている。また、原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した PRA モデルについて原子力規制庁がその適切性を確認し、必要に応じそのモデルに修正を加えた PRA モデルを用いることとしているため、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」（以下「PRA 確認ガイド」という。）に出力運転時内部事象 PRA を対象とした事業者 PRA モデルの確認方法が示されている。しかしながら、自然災害に関する日本の地域特性を勘案すると、地震等の外部事象を対象としたリスク情報の活用が必要であるが、地震等の外部事象の事業者 PRA モデルの確認方法は示されていない。このため、地震 PRA モデルの適切性を確認するための知見を拡充することが重要である。地震時において特有な現象として、建屋内に設置される設備には同時に地震動が入力されることから、それらが同時に損傷する可能性も考慮する必要がある。そのため、設備の設置条件を踏まえた「応答の相関性を考慮した同時損傷確率」（以下「同時損傷確率」という。）を算定し、炉心損傷頻度の定量化に適用することが重要である。設備の同時損傷確率に関する既往の算定手法として、一般社団法人日本原子力学会の学会標準「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」[(3)] では、「損傷の相関係数を用いる評価手法 [(4)]」及び「モンテカルロ法を用いた損傷相関の評価手法 [(5)]」を例

示している。しかしながら、これらの手法に用いられる相関係数の設定条件等は明示的には検討されておらず、これらの手法の適用時の留意点は明確にされていない。このため、地震 PRA における設備の同時損傷確率に関する既往の算定手法の適用性を確認するための技術的知見を拡充する必要がある。

（3）粒径の細かい土砂等が多く混入した津波の波力・波圧の密度増加以上の増加

設置許可基準規則別記 3 では、S クラスに属する施設の設置された敷地等に対して、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと、取水路及び放水路等の経路から流入させないこと等に加え、上記施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離することを求めている。さらに、非常用海水冷却系については、水位低下時にも冷却海水が確保できること等に加え、砂の移動・堆積等に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ、取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能を保持できる設計であることを求めている。ここで、津波の敷地への到達・流入を防ぐ防潮堤等の津波防護施設に対しては、後述する粒径の細かい土砂等が多く混入した津波が波力・波圧に影響を与えうることが示されている (6)。浸水防護に係る水密扉等の浸水防止設備に対しては、浸水防止機能が喪失する条件や損傷後の挙動に係る知見は十分ではない。非常用海水冷却系に関連する海水取水設備等に対しては、砂の混入による影響評価は既にされているが、砂よりも粒径の細かい土砂による影響に係る知見は十分ではない。これらの中でも津波の影響を最も大きく受ける、防潮堤等の津波防護施設を対象とした粒径の細かい土砂等が多く混入した津波に対する影響評価が重要である。

平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震では、粒径の細かい土砂等が多く混入した津波（以下「黒津波」という。）が発生した。黒津波の密度、粘性係数等の特性は清水とは異なり、沿岸に設置された防潮堤等の施設・設備に黒津波が作用した場合、密度の増加以上に波力・波圧が増加する可能性が指摘されている (6)。設置許可基準規則第５条（津波による損傷の防止）は、設計基準対象施設は基準津波に対して、安全機能が損なわれないことを求めている。また「耐津波設計に係る設工認審査ガイド（原管地発第 1306196 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」では、「4.5 荷重評価」において「津波作用（波力・波圧、洗掘力[1]、浮力等）として、最も安全側となる津波荷重が評価されていること。」を求めている。現状、海域や陸域の特性を踏まえた黒津波の発生可能性評価及び黒津波が施設・設備に作用した際の波力・波圧に与える影響評価（以下「黒津波の影響評価」という。）等に係る既往の知見は限られており十分ではない。黒津波の発生可能性評価に係る知見として、都市部の運河奥部の細い水路では海底堆積物の粒径が細かく、流速が大きくなりやすいことが示されている (7)。また、黒津波の影響評価に係る知見として、粒径の細かい土砂等が含まれることで波面角度が切り立ち、衝撃波圧が増大する可能性が指摘されている (6)。原子力規制庁は、令和 6 年度までに、黒津波の発生可能性評価に係る知見として、東北地方太平洋沖地震後の津波堆積物調査 (8) の結果を整理し、粒径の細かい土砂の含有率を意味する細粒分含有率は、人口密度及び港湾形状等に基づく閉鎖度指標（港湾の海水交換の効率を意味する指標）と因果関係があることを示し、粒径の細かい土砂の蓄積率や人口密集地からの排水等に含まれる有機物質の排出量が黒津波の発生に寄与しうることを示した (9)。また、黒津波の影響評価に係る知見として、粒径の細かい土砂等を含む濁水を用いた波力・波圧試験を実施し、清水と比べて密度の大きい濁水は、砕波[2]発生の有無及び砕波位置が清水とは異なった (10)。さらに、実施した条件において着水による荷重で最大波力が発生したこと、密度増加により最大波力が増加し得ることを示した。しかしながら、黒津波の発生可能性を精度よく推定することは難しく、発生可能性に係る条件の絞り込みには至らなかった。また、波力・波圧の評価手法の策定にも至らなかった。これらを受けて、黒津波の発生可能性評価としては発生条件の絞り込み等を踏まえた評価手法に係る技術的知見を、黒津波の影響評価としては密度変化及び波形変化等を踏まえた波力・波圧の評価手法に係る技術的知見をそれぞれ拡充する必要がある。

（4）既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生

設置許可基準規則第 42 条（特定重大事故等対処施設）では、特定重大事故等対処施設において、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを求めている。原子力施設へ大型航空機が衝突する場合を想定すると、衝撃荷重が建屋を伝播し、これによって建屋内の設備が衝撃振動を受けると考えられる。この衝撃振動によって建屋内の設備が損傷するおそれがあることから、「実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド（原規技発第 1409178 号（平成 26 年 9 月 17 日原子力規制委員会決定））」（以下「航空機ガイド」という。）は、評価対象設備に対して、衝撃荷重による振動により必要な機能を喪失しないかどうかを評価することを求めている。しかしながら、航空機の衝突に対する設備の安全性評価手法に関する海外の既往知見 (11) は、主として設備の衝撃耐力に着目したものに限られるとともに、ここで示される衝撃耐力の日本国内の設備への適用性は明確にされていない。また、衝撃応答評価手法に係る知見もほとんど存在しないことから、評価精度の向上に資する根拠知見の拡充が必要である。そのため、原子力規制庁は令和 6 年度までに、航空機衝突による衝撃振動に対する設備の衝撃耐力及び衝撃応答特性を把握するため、衝撃加振試験を実施した。そして、試験時に得た技術的知見に基づいて、設備の衝撃加振試験実施時の留意事項を取りまとめた (12)。また、衝撃振動と地震動の差異を考慮した設備の衝撃応答評価手法の適用性に着目した研究を実施し、設備の衝撃応答評価への地震応答解析手法の適用条件、適用可能範囲を把握した。しかしながら、上述の設備の衝撃加振試験の一環として実施した電動弁駆動部の試験では、このような設備を対象とした既往の耐震試験の知見から想定された損傷モードとは異なった衝撃振動による損傷モードが観察された。大型航空機の衝突時にこの損傷モードが発生し、設備の耐衝撃性能が従来想定されていた性能よりも低下する可能性がある場合は、その影響を考慮する必要があることから、この発生原因を明らかにし、大型航空機の衝突に対する設備の安全性評価手法に係る技術的知見を拡充する必要がある。

[1] 洗掘は波や流れの作用により防潮堤基部の砂等が持ち去られることであり、洗掘力は洗掘を引き起こす荷重を表す。
[2] 砕波は波が波形の安定性を失って砕けていく現象を表す。

２．目的

本研究プロジェクトでは、地震、津波及び衝撃に対する設備のフラジリティ評価手法の信頼性を向上することを目的に、以下の研究を行う。

（1）地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態に係る技術的知見の拡充

今後、産業界にて整備予定の PFM を活用した供用期間中検査の妥当性確認のため、内的事象のみならず地震荷重によって容器・配管の溶接部が損傷に至る確率及びその損傷形態について、技術的知見を拡充する。

（2）地震時の設備の同時損傷確率の算定手法に係る技術的知見の拡充

原子力規制検査で用いる地震 PRA の信頼性向上のため、地震時の設備の同時損傷現象を把握し、その発生確率に関する既往の算定手法で用いられる相関係数の適切な算出条件等を整理する。

（3）黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充

黒津波の発生可能性評価として、堆積土砂の汀線からの距離及び量とそれが汀線に到達した時の津波の密度の関係を整理するとともに、黒津波の影響評価として、密度の増加による最大波力の変化を考慮した津波波圧評価手法を提案し、津波防護施設等を対象とした耐津波設計に係る技術的知見を拡充する。

（4）既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードに係る技術的知見の拡充

既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにし、大型航空機の衝突に対する設備の安全評価手法に係る留意事項等を整理し、大型航空機の衝突に対する設備の安全評価に係る技術的知見を拡充する。

３．知見の活用先

（1）～（4）で得られた技術的知見は、学術論文等として取りまとめるとともに、規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、現行の規制基準等への反映の検討に活用される。

（1）で得られた成果は、今後、PFM を活用した供用期間中検査が一般社団法人日本機械学会の「発電用原子力設備規格 維持規格」に取り入れられた際に、その技術評価における妥当性確認に資する技術的根拠として活用される。なお、当該規格は亀裂の解釈で引用されている。

（2）で得られた成果は、PRA 確認ガイドへの反映の検討に活用されるとともに、事業者 PRA モデルの適切性確認における妥当性判断に資する技術的根拠として活用される。

（3）で得られた成果は、「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の解釈（原規技発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）第 5 条、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」及び「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」への反映の検討に活用されるとともに、適合性審査における妥当性判断に資する技術的根拠として活用される。

（4）で得られた成果は、設置許可基準規則解釈第 42 条、「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（原規技発第 1409177 号（平成 26 年 9 月 17 日原子力規制委員会決定））」及び航空機ガイドへの反映の検討に活用されるとともに、適合性審査における妥当性判断に資する技術的根拠として活用される。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

（1）地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態に係る技術的知見の拡充【分類①及び分類②】

地震荷重によって容器や配管の溶接部が損傷する確率を評価するためには、地震荷重特有の荷重形態によって生じる応力レベル及び応力分布に関する技術的知見を拡充し、地震以外の機械荷重と比べた場合のその影響の度合いを分析する必要がある。

本研究では、はじめに地震荷重下で容器及び配管に発生する応力レベル及び応力分布を既往研究から調査し、溶接部を対象とした PFM 評価において地震荷重の考慮の要否を検証する（1 次スクリーニング、図 1 参照）。続いて、地震荷重下で溶接部近傍に大きな応力が発生する条件について、過去の振動試験や FEM 解析の結果[例えば (14)] を参照するとともに、必要に応じて新たに試験や解析を実施し、詳細評価を行う（2 次スクリーニング）。最後に、2 次スクリーニングの結果に基づき、地震荷重を考慮する必要があると判定されたケースについては、PFM 評価を実施し、地震起因の容器・配管の破損確率を分析する。分析した結果に基づき、地震荷重を考慮した場合に供用期間中検査の頻度及び検査箇所について留意すべき事項を取りまとめる。なお、当該研究は、共同研究で実施する予定である。

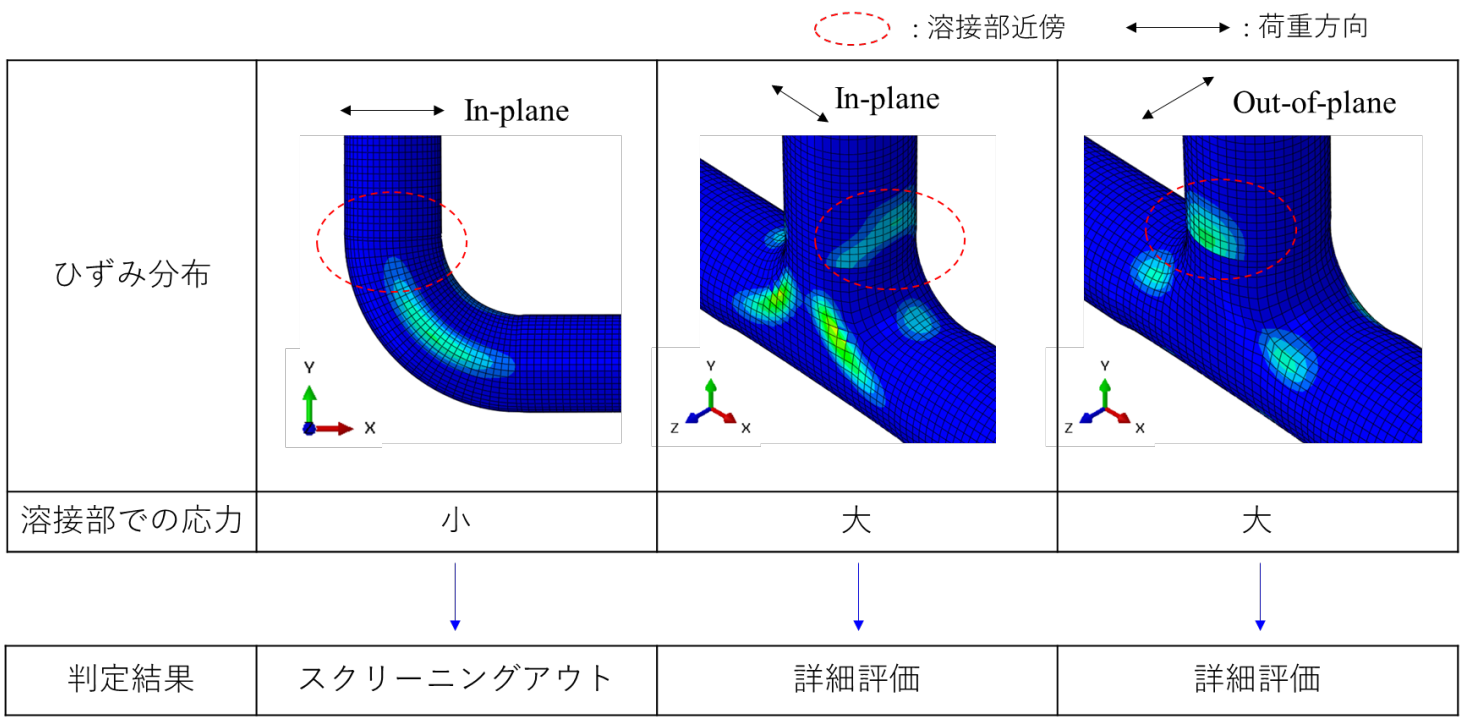
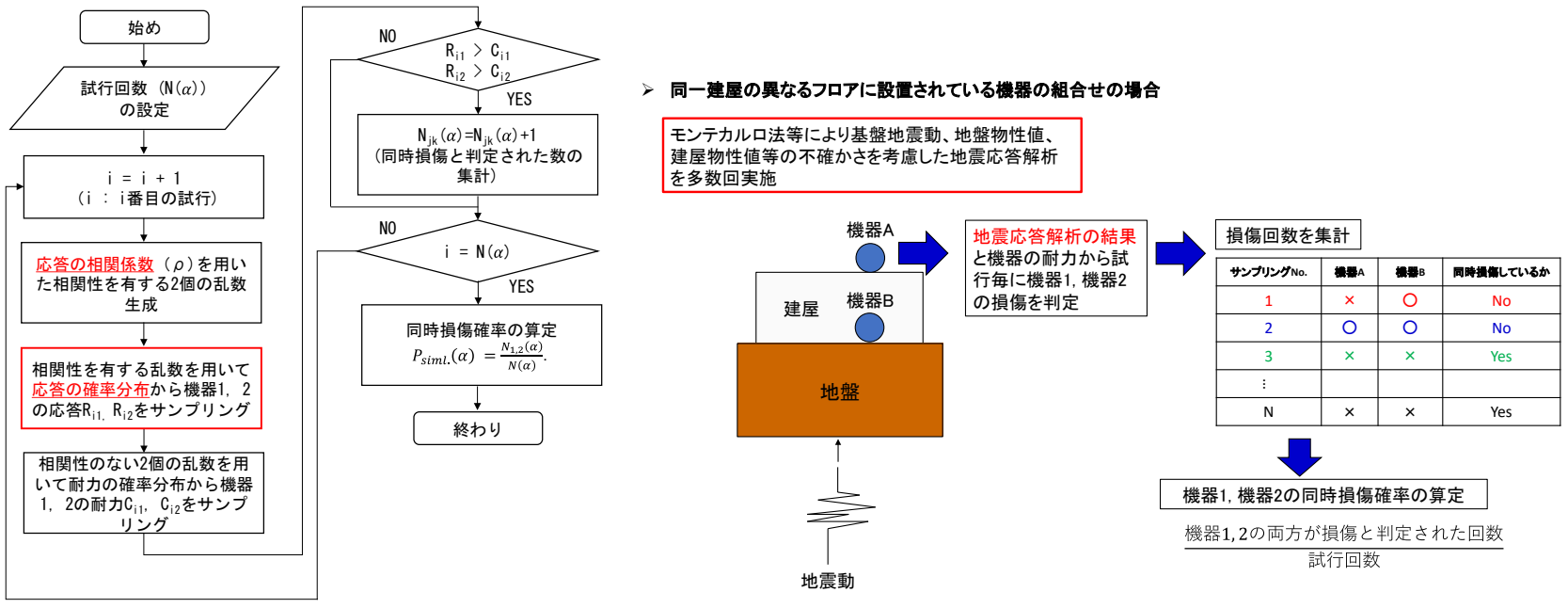


図 1　既往研究に基づく 1 次スクリーニングの概念図

（2）地震時の設備の同時損傷確率の算定手法に係る技術的知見の拡充【分類①及び分類②】

設備の同時損傷確率に関する既往の算定手法として、一般社団法人日本原子力学会の学会標準「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」では、「損傷の相関係数を用いる評価手法」及び「モンテカルロ法を用いた損傷相関の評価手法」を例示している。しかしながら、これらの手法に用いられる相関係数の設定条件等は明示的には検討されておらず、これらの手法の適用時の留意点は明確にされていない。

先行研究において、現実的応答の確率分布、相関係数等の仮定が必要となる既往の設備の同時損傷確率の算定手法（以下「既往手法」という。）に比べ適用性を拡張した手法として、設計情報を用いずに現実的なパラメータを用いた地震応答解析の結果からモンテカルロ法を用い、直接的に設備の同時損傷確率を算定する手法（図 2 参照、以下「提案手法」という。）を提案した[(15)]。本研究では、提案手法の実施手順や用いるパラメータ等を取りまとめるとともに、既往手法及び提案手法を用いて設備の同時損傷確率及びシステムの機能喪失確率の試算を行う。これらの結果を比較・分析し、既往手法を適用する場合の留意点を明確にする。



（a）既往手法　　（b）提案手法

図 2　既往手法[(5)]及び提案手法[(15)]による同時損傷確率算定の流れ

（3）黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充【分類①及び分類②】

黒津波の発生可能性評価として、対象地域周辺における海域の堆積土砂の粒径や堆積分布等の特性の把握が重要である。例えば、港湾の平面形状は堆積土砂の移動に複雑な影響を与え、港口幅が小さいほど浮遊砂堆積量が増加し土砂が遠くまで到達しうることが示されている[(16)]。粒径の細かい土砂等は、複雑な堆積分布を呈することが想定されるものの、既往の知見は限られている。また、海域における粒径の細かい土砂等の堆積分布と陸域に到達する津波の密度・粘性等との関係についても十分な知見はない。そのため、土砂の堆積位置の変化を考慮した場合の、陸域に到達する津波の密度・粘性等の特性を把握する水理試験を実施し、その関係について分析・整理する（図 3 参照）。あわせて、粒径の細かい土砂等を対象とした堆積土砂の移動に係る数値解析を実施し、実施した水理試験の再現を行うとともに、実スケールのモデルを用いてデータを取得する。これらを踏まえ、黒津波の発生可能性の評価に係る技術的知見を拡充する。なお、当該研究は、委託研究で実施する予定である。

黒津波の影響評価として、密度・粘性変化に伴う波形変化（図 4 参照）を考慮した、波力・波圧の評価手法に係る技術的な知見を拡充する必要がある。そのため、波形変化の要因となる粒径の細かい土砂等を含む濁水を用い、堤体位置・海底勾配等の諸条件を考慮した波力・波圧試験及び数値解析を実施する。それとともに、令和 6 年度までに取得した波力・波圧試験及び数値解析データを基に、黒津波の影響評価のための津波波圧評価手法を提案する。さらに、密度の増加による最大波力の増加にも関連した着水による荷重にも着目する。

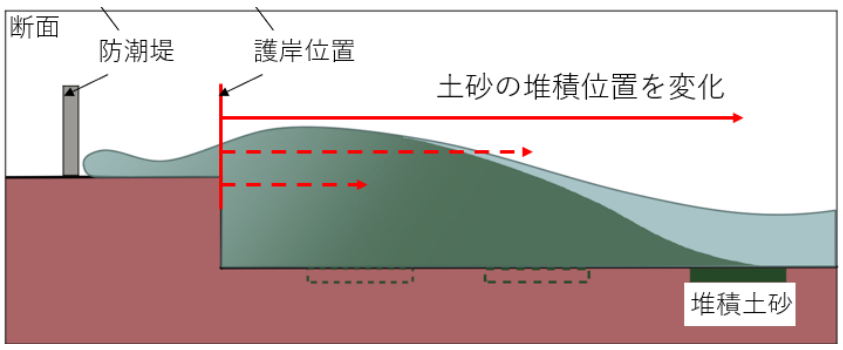


図 3　黒津波の発生可能性評価に係る試験・解析の概念図

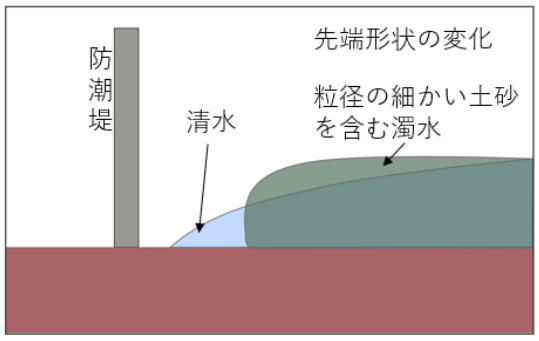


図 4　黒津波の影響評価に関する波形変形の概念図

（4）既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードに係る技術的知見の拡充【分類①及び分類②】

令和 6 年度までに実施してきた電動弁等の衝撃加振試験において、モータフレーム部のフランジが破断したことによって機能喪失が発生した[12]（電動弁駆動部の全景は図 5 の左図のとおり、衝撃加振試験により図 5 の中央図のとおりモータフレーム部のフランジが破断し、モータが脱落した。図 5 の右図は破断したモータフレーム部フランジの拡大であり、取り付けボルトは残存し、フランジ部が破断したことがわかる。）。既往の設備の耐震試験の知見[17]では、モータフレームの取り付けボルトが先に損傷し、フランジの破断は発生しないと考えられており、同試験では既往の耐震試験の知見とは異なる衝撃振動による損傷モードが生じた。

本研究では、電動弁駆動部の衝撃加振試験で損傷した電動弁のモータフレーム部のフランジに着目し、耐震試験と衝撃加振試験の入力振動数及び加速度の差異、減衰の差異、材料特性、振動性状の変化、破断面の破壊力学的分析等の観点でフランジ損傷の詳細な分析を行うとともに、損傷箇所に発生した応力の評価を行う。また、衝撃加振試験においてモータフレーム部のフランジに発生した応力を増加させた要因の一つと考えられる衝撃振動によるボルト緩み等に係る文献調査を行うとともに、必要に応じて材料試験及びボルト緩みに関するモデル試験を実施する。これらの結果を踏まえて、衝撃振動に対する電動弁の振動性状を反映した試験体を用いた衝撃加振試験及び解析を実施することで、ボルト緩みによる電動弁の応答増幅メカニズムの把握を試みる。上述の分析結果、試験結果及び解析結果を整理することで、既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を究明し、大型航空機の衝突に対する設備の安全性評価手法に係る留意事項等を整理する。なお、当該研究は、共同研究で実施する予定である。

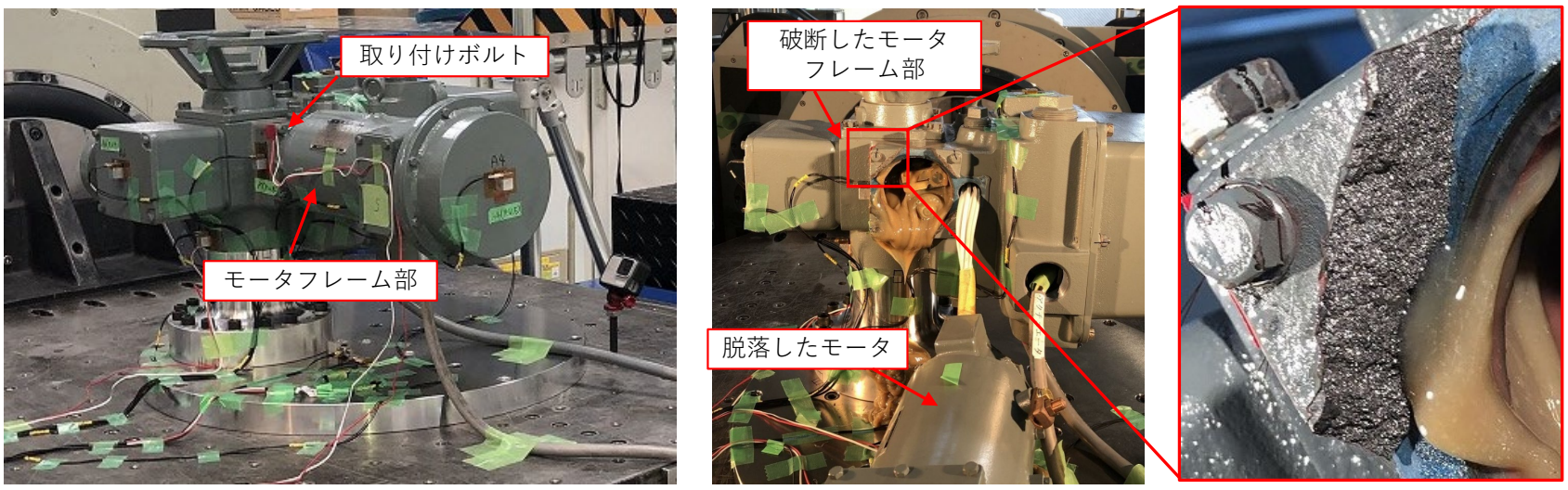


図 5　電動弁モータフレーム部のフランジ破断状況

5．成果目標と実施計画

（1）地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態に係る技術的知見の拡充

成果目標：地震を起因とした容器・配管の溶接部の損傷形態及びその損傷確率を分析し、PFM を活用した供用期間中検査が取り入れられた一般社団法人日本機械学会の「発電用原子力設備規格 維持規格」の技術評価における妥当性確認に用いる技術的根拠を取りまとめる。

実施計画：令和 7 年度は、溶接部への地震荷重の影響に着目し、地震荷重下で容器及び配管に発生する応力レベル及び応力分布を既往研究から調査する。令和 8 年度は、令和 7 年度の分析結果を基に溶接部近傍で地震荷重が厳しくなる条件（配管要素の形状、荷重条件等）を分析する。既往の振動試験又は有限要素解析のデータが不足する場合には、令和 8 年度に試験体の製作を開始し、令和 9 年度に追加の試験・解析を実施する。令和 10 年度には、令和 9 年度までの分析結果に基づき、溶接部近傍で地震荷重によって損傷することが否定できないケースについて、PFM による損傷確率の評価を実施する。また、地震荷重を受ける容器・配管の溶接部での損傷確率の評価結果に基づき、供用期間中検査において留意すべき事項を取りまとめる。令和 11 年度以降に、これらの成果を論文として取りまとめる。

（2）地震時の設備の同時損傷確率の算定手法に係る技術的知見の拡充

成果目標：地震による設備の同時損傷確率に係る既往の算定手法の適切性を確認するため、既往手法で用いられる相関係数の適切な算出条件等を整理する。

実施計画：令和 7 年度は、提案手法の実施手順や用いるパラメータ等を取りまとめる。続いて、令和 8 年度及び令和 9 年度は、既往手法及び提案手法を用いて、設備の同時損傷確率及びシステムの機能喪失確率の試算を行う。これらの結果を比較・分析し、令和 10 年度までに既往手法の適切性及び既往手法を適用する場合の留意点を整理する。令和 11 年度以降に、

これらの成果を論文として取りまとめる。

（3）黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充

成果目標：黒津波の発生可能性評価として、堆積土砂の汀線からの距離及び量とそれが汀線に到達した時の津波の密度の関係を整理する。また、黒津波の影響評価として、密度の増加による最大波力の変化を考慮した津波波圧評価手法を提案する。

実施計画：令和 7 年度は、黒津波の発生可能性評価及び黒津波の影響評価に係る知見収集及び関連する基礎的検討を行う。また、黒津波の影響評価に関しては、令和 6 年度までに取得した波力・波圧試験及び数値解析データを踏まえ、必要に応じて波力・波圧試験及び数値解析を整理する。黒津波の発生可能性評価については、土砂の堆積位置の変化を考慮した場合の陸域に到達する津波の密度・粘性等の特性の変化について、縦断方向及び平面方向の水理試験を計画し実施する。あわせて、粒径の細かい土砂等の移動に係る数値解析を実施する（令和 7 年度～令和 9 年度）。また、黒津波の影響評価については、密度変化・波形変化等の影響について、波力・波圧試験又は数値解析を計画し実施する。さらに、密度の増加による最大波力の増加にも関連した着水による荷重にも着目する（令和 8 年度～令和 10 年度）。黒津波の発生可能性評価及び影響評価の成果を論文として取りまとめる。令和 10 年度までに、黒津波の発生可能性評価に係る技術的知見を拡充するとともに、黒津波の影響評価のための津波波圧評価手法を提案する。

（4）既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードに係る技術的知見の拡充

成果目標：電動弁駆動部等の既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにし、これに基づいて大型航空機の衝突に対する設備の安全性評価手法に係る留意事項等を整理する。

実施計画：令和 7 年度は、電動弁駆動部の衝撃加振試験で観察された電動弁のモータフレーム部のフランジ損傷に着目し、耐震試験と衝撃加振試験の入力振動数及び加速度の差異、減衰の差異、材料特性、振動性状の変化、破断面の破壊力学的分析等の観点でフランジ損傷の詳細な分析を実施する。また、これらの分析に加えて、モータフレーム部のフランジに発生した応力を増加させた要因の一つと考えられる衝撃振動によるボルト緩み等についても文献調査を行う。令和 8～9 年度は、必要に応じて材料試験等を実施し、電動弁駆動部の損傷箇所に発生した応力評価を行う。さらに、ボルト緩みに関するモデル試験等を実施するとともに、衝撃振動に対する電動弁の振動性状を反映した試験体を用いた衝撃加振試験及び解析を実施することで、ボルト緩みによる電動弁の応答増幅メカニズムの把握を試みる。令和 10 年度までに、上述の分析結果、試験結果及び解析結果を整理することで、既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を究明する。また、大型航空機の衝突に対する設備の安全性評価手法に係る留意事項等を抽出・整理する。令和 11 年度以降に、これらの成果を論文として取りまとめる。

行程表

<table>
<tr><th></th><th>R7 年度</th><th>R8 年度</th><th>R9 年度</th><th>R10 年度</th><th>R11 年度以降</th></tr>
<tr><td rowspan="2">（1）地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態に係る技術的知見の拡充（共同研究で実施予定）</td><td colspan="4"></td><td>論文投稿*1 ▽
・民間規格の妥当性確認</td></tr>
<tr><td>・文献調査、配管要素試験体の設計</td><td>・配管要素試験体の製作、事前解析の実施</td><td>・配管要素試験体の振動試験及び試験データの取得、事後解析の実施</td><td>・PFM 解析の実施、供用期間中検査において留意すべき事項の取りまとめ</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">（2）地震時の設備の同時損傷確率の算定手法に係る技術的知見の拡充</td><td colspan="4"></td><td>論文投稿*2 ▽
・規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、関連する現行の規制基準等への反映を検討</td></tr>
<tr><td>・提案手法の取りまとめ</td><td>・評価対象の選定、既往手法及び提案手法を用いた設備の同時損傷確率及びシステムの機能喪失確率の試算</td><td>・既往手法及び提案手法を用いた設備の同時損傷確率及びシステムの機能喪失確率の試算</td><td>・既往手法の適切性及び既往手法を適用する場合の留意点の整理</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">（3）黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充（委託研究等で実施予定）</td><td></td><td></td><td>論文投稿*3 ▽</td><td></td><td>論文投稿*1 ▽</td></tr>
<tr><td colspan="4">＜黒津波の発生可能性評価に係る水理試験・数値解析（委託研究）＞
・黒津波の発生可能性評価に係る水理試　・黒津波の発生可能性評価に係る水理試　・黒津波の発生可能性評価に係る水理試</td><td></td></tr>
</table>

<table>
<tr><td></td><td>験・数値解析の準備・実施</td><td>験・数値解析の実施</td><td>験・数値解析の実施</td><td></td><td>・規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、関連する現行の規制基準等への反映を検討</td></tr>
<tr><td></td><td colspan="4">＜黒津波の影響評価に係る水理試験・数値解析・知見の拡充＞</td><td></td></tr>
<tr><td></td><td>・黒津波の影響評価に係る知見収集及び関連する基礎的検討
・令和６年度までに取得したデータの整理</td><td>・黒津波の影響評価に係る水理試験・数値解析の準備・実施</td><td>・黒津波の影響評価に係る水理試験・数値解析の実施</td><td>・黒津波の影響評価に係る水理試験・数値解析の結果の整理及び取り纏め
＜取りまとめ（規制庁）＞
・黒津波の発生可能性評価に係る技術的知見の拡充、黒津波の影響評価のための津波波圧評価手法の提案</td><td></td></tr>
<tr><td>（4）既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードに係る技術的知見の拡充（共同研究で実施予定）</td><td>・フランジ損傷の詳細分析
・衝撃振動によるボルト緩み等に関する文献調査</td><td>・材料試験及び電動弁の損傷箇所の応力評価
・ボルト緩みに関するモデル試験
・電動弁の振動性状を反映した試験体の設計、予備解析</td><td>・試験体の製作
・衝撃加振試験及び応答解析</td><td>・衝撃振動による損傷モードの発生原因の究明、安全評価手法に係る留意事項等の整理</td><td>論文投稿*1 ▽
・規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、関連する現行の規制基準等への反映を検討</td></tr>
</table>

＊1：規制庁と共同研究先の検討結果を取りまとめる論文。
＊2：規制庁が自らの検討結果を取りまとめる論文。
＊3：委託事業で得られた試験結果とあわせて、規制庁が数値解析等で得られた検討結果を取りまとめる論文。

６．実施体制

【地震・津波研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇　東　喜三郎　主任技術研究調査官（実施項目（1））
　　田岡　英斗　主任技術研究調査官
　　川内　英史　技術計画専門職
　　日比野憲太　総括技術研究調査官
　　堀野　知志　技術参与

〇　藤原　啓太　副主任技術研究調査官（実施項目（2））
　　日比野憲太　総括技術研究調査官
　　髙松　直丘　技術参与

〇　鳥山　拓也　副主任技術研究調査官（実施項目（3））
　　山下　啓　　副主任技術研究調査官
　　日比野憲太　総括技術研究調査官
　　石田　暢生　技術参与

〇　永井　穣　　副主任技術研究調査官（実施項目（4））
　　日比野憲太　総括技術研究調査官
　　川内　英史　技術計画専門職
　　髙松　直丘　技術参与
　　吉村　英二　技術参与

【委託研究先】
実施項目（3）　大成建設株式会社（令和 7 年度）

【共同研究先】
実施項目（1） 学校法人東京電機大学（令和 8～10 年度）
実施項目（4） 学校法人東京電機大学（令和 8～10 年度）

7．備考

「(3) 黒津波の発生可能性評価及び影響評価に係る技術的知見の拡充」での波圧評価の基礎情報として、安全研究プロジェクト「3. 地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究（3）沿岸域における重畳津波の特性に係る知見の拡充」で得られた重畳津波の波高の変化に関する知見を活用する。

参考文献

(1) 原子力規制委員会、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2012 年版/2013 年追補/2014 年追補）」(JSME S NA1-2012/2013/2014) 及び関連規格に関する技術評価書（原規技発第 1906051 号)、令和元年
(2) 原子力規制委員会、令和５年度安全研究計画「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」、令和５年
(3) 日本原子力学会「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」(AESJ-SC-P006:2015)、平成 27 年
(4) M.P. Bohn, L.C. Shieh, J.E. Wells, L.C. Cover, D.L. Bernreuter, J.C. Chen, J.J. Johnson, S.E. Bumpus, R.W. Mensing, W.J. O’Connell and D.A. Lappa, Application of the SSMRP Methodology to the Seismic Risk at the Zion Nuclear Power Plant (NUREG/CR-3428), 1983.
(5) 日本原子力研究所「軽水炉モデル地震 PSA 報告書」(JAERI-Research 99-035)、平成 11 年
(6) 木瀬晃周、有川太郎、土砂・シルトを含んだ津波の波力に関する実験的研究、土木学会論文集 B2(海岸工学)、Vol.76、No.2、pp. I_385-I_390、令和２年
Doi:10.2208/kaigan.76.2_I_385
(7) 山下啓、大石裕介、古村孝志、今村文彦、臨海都市部における津波による底質移動に起因した災害リスク評価に向けて、第 66 回海岸工学講演会、令和元年
(8) 一般社団法人 廃棄物循環資源学会、東日本大震災における堆積汚泥の化学性状について、平成 23 年
(9) 鳥山拓也、山下啓、石田暢生、シルト性堆積物の含有割合と採取地域の関係分析の試み、土木学会論文集特集号（海岸工学)、Vol. 80、No. 17、令和６年
Doi:10.2208/jscejj.24-17229
(10) 橋本貴之、本田隆英、織田幸伸、濁水密度の違いによる津波波形および波力の変化特性に関する実験的研究、土木学会論文集特集号（海岸工学)、Vol.80、No.17、令和６年
Doi:10.2208/jscejj.24-17061
(11) Nuclear Energy Institute (NEI), Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (NEI 07-13 Revision 8P), April 2011.
(12) 大橋守人、山﨑宏晃、日比野憲太、北村俊也、田岡英斗、日髙慎士郎、森和成、森谷寛、太田良巳、東喜三郎、市原義孝、鳥山拓也、永井穣、地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究（RREP-2021-4001)、安全研究成果報告、令和３年
(13) 朝倉良介、岩瀬浩二、池谷毅、高尾誠、金戸俊道、藤井直樹、大森政則、護岸を越流した津波による波力に関する実験的研究、海岸工学論文集、Vol.47、pp. 911-915、平成 12 年
Doi:10.2208/proce1989.47.911
(14) 国立研究開発法人 防災科学技術研究所、地震荷重を受ける配管系の非弾性を考慮した高精度シミュレーションモデルの構築、防災科学技術研究所成果報告書、令和５年
(15) Keita Fujiwara, Toshio Teragaki, Kenta Hibino and Kotaro Kubo, Study on a Method for Evaluating the Seismic Fragilities Considering the Response Correlation for Seismic PRA, 17th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management & Asian Symposium on Risk Assessment and Management (PSAM17&ASRAM2024), 2024.
(16) 灘岡和夫、田村仁、飯塚広泰、中小港湾港口部に発生する水平大規模渦による浮遊砂流入特性に関する数値解析、海岸工学論文集、Vol.51、No.1、pp. 451-455、令和２年
Doi:10.2208/proce1989.51.451
(17) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、平成 19 年度　原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その 4（弁）に係る報告書（JNNES/SSD08-17 08 耐部報-0017)、平成 21 年

研究計画

プロジェクト名称	7. 原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究		
実施期間	令和７年度　～　令和１０年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	皆川　武史　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】B）火災防護	主担当者	宮﨑　利行　主任技術研究調査官 瀧澤　真　副主任技術研究調査官 松田　航輔　技術研究調査官

１．背景

原子力施設では、火災防護対策として発生防止、感知・消火及び影響軽減の三つの方策を独立して適用することにより、火災によるリスクの低減を図っている。一方、今後原子力施設のさらなる長期運転が想定されることから、電気・計装設備等の経年劣化を的確に把握して評価するとともに、これが火災防護対策に与える影響を明らかにする必要がある。また、今後規制活動におけるリスク情報活用が進むと考えられることから、様々な可燃物や設備・機器の火災現象やその影響を試験等により的確に把握し、海外の最新知見も踏まえて火災影響評価手法・解析コードの高度化を進め、得られた研究成果をリスク情報活用に反映していくことが重要である。本プロジェクトでは、「電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価」として、原子力施設の実機材の入手機会も活用して長期運転に伴い生じる電気ケーブル等の経年劣化評価に係る知見を拡充するとともに、これらの知見を踏まえて電気ケーブルの火災時の熱影響による絶縁低下の評価手法を策定する。また、「火災影響評価手法・解析コード等の整備」として、ケーブルや可燃性液体などの様々な可燃物の火災試験データ、火災バリアの試験データ等を取得するとともに解析を行い、火災影響評価手法・解析コード等の整備を進める。

（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価について

1）後述の「火災時の電気ケーブルの性能評価に係る研究」について

規制課題

火災源近傍又は高温ガス中に存在する電気ケーブル（以下「ケーブル」という。）は、その熱影響により絶縁体の絶縁抵抗が急激に低下し、特に計装・制御ケーブルの場合には誤信号を発信する可能性がある[1,2]。また、熱影響によって絶縁体が劣化することで絶縁抵抗は更に低下し、短絡・地絡・ホットショートが発生するおそれがある。このように、火災時の熱影響によるケーブルの劣化事象は、原子力施設の安全に対する阻害要因と成り得る。「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第 1306195 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」（以下「火災防護審査基準」という。）には、火災時の安全停止（高温停止、低温停止）を維持することとの要求がある。また、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061914 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」（以下「内部火災ガイド」という。）では、火災時の原子炉の安全停止を確認するために実施する内部火災影響評価の手法の例が示されており、この中で火災防護対象ケーブルの損傷と機能喪失が考慮されているが、電気ケーブルは火災時に損傷し完全に機能喪失に至る以前であっても熱影響により絶縁抵抗が低下し接続機器の誤動作等が生じる可能性も考えられるが、これらに関する対応は記載されていない。また、内部火災ガイドではケーブルの損傷基準は一部を除き米国で取得されたデータを参照している。したがって、これらの点について規制基準類の妥当性確認に資する技術基盤を整備するため、ケーブルの絶縁性能の試験データを取得すること及びその評価手法を整備することが必要である。また、火災防護審査基準では、ケーブルは難燃ケーブル(火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有するケーブル)を使用することとされている。今後、原子力施設の長期運転に伴い、ケーブルの構成材料の高分子材料等が温度等の使用環境条件により経年劣化し、難燃性が変化する可能性が考えられることから、ケーブル難燃性の経年影響について調査するとともに、調査の結果、難燃性の経年影響が有意である場合にはその評価手法を整備する必要がある。

技術課題

先行安全研究プロジェクト（火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2）（R3～R6 年度））では、火災時の熱影響によるケーブルの絶縁低下の評価手法を策定するため、国内の原子力発電所で使用されている数種類のケーブル（主に原子炉格納容器内で使用される難燃エチレンプロピレンゴム絶縁体を使用したケーブルの新品ケーブル及び長期使用に伴う経年劣化（熱劣化）を模擬的に付与した供試体（以下「経年劣化模擬ケーブル」という。）について火災時を模擬した絶縁性能試験を行い、加熱温度がケーブルの絶縁低下に及ぼす影響を評価した。また、熱影響によるケーブル絶縁体の損傷速度を評価し、その速度から絶縁抵抗の低下予測式を得た。さらに、実際の火災時に想定される状況（火災源近傍、煙プルーム中、高温ガス中、ケーブルが過熱しているトレイ内）を模擬した絶縁性能試験を行い、基礎データを取得した。ケーブル難燃性の経年影響に関しては、過去に原子炉格納容器内で使用される一部のケーブルについてデータを取得した。しかしながら、国内の原子力施設では様々な仕様のケーブルが使用されており、これらに適用可能なデータの取得又は評価手法の整備を行う必要がある。

研究課題

このため、先行研究で試験対象としていないケーブルについて、使用材料や構造を踏まえた代表的なケーブルについてデータを取得するとともに、絶縁性能に寄与するケーブル構成材料の熱的特性等を評価する必要がある。また、長期使用に伴う経年劣化による難燃性及び絶縁性能への影響を評価する必要がある。

2）後述の「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」について

規制課題

原子力規制委員会は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）」及び「実用発電用原子

炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号)」に基づき、運転開始後 30 年以降の長期施設管理計画の認可の申請に係る経年劣化に関する技術的な評価の技術的妥当性の確認を行っており、この確認は、常に最新の科学的・技術的知見に基づいて行う必要がある。ケーブル、原子炉格納容器電線貫通部(以下「電気ペネトレーション」という。)、電動弁駆動部等に係る「電気・計装品の絶縁低下」は、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（原規規発第 2308304 号（令和 5 年 8 月 30 日原子力規制委員会決定))」において機器・構造物における経年劣化事象として必ず抽出して評価すべき主要 6 事象の 1 つとされている。これまで、電気・計装品の絶縁低下に係る健全性評価は、主に加速劣化試験により模擬的に経年劣化を付与した機器の特性を評価することにより行われてきたが、今後更に原子力発電所の高経年化が進むことが想定される状況において、電気・計装設備の評価や管理において国際的に広く適用されている規格基準や海外における実施事例等を調査するとともに、電気・計装品の実機における劣化挙動やこれが性能に与える影響等を評価し、審査に対応するための知見を拡充する必要がある。また、1)で述べたケーブル難燃性の経年影響の有無も含め、新たな知見が得られた場合はこれらを踏まえた技術的妥当性の確認が必要となる。

技術課題

先行安全研究プロジェクト（実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（R2～R6 年度)）では、長期間使用され、かつ、原子炉格納容器内の設計基準事故又は重大事故等(重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故)の事故時環境で機能要求がある個別の電気・計装設備について、原子力発電所の実機材等を活用して劣化状態の分析等を進めるとともに事故時環境における絶縁性能に係る研究を行ってきた。原子力発電所では様々な電気・計装設備が使用されており、引き続き、代表的な実機材を入手して、劣化の評価や管理に係る知見を拡充する必要がある。また、屋外に敷設されている一部の高圧ケーブルは、降雨等による高湿度環境にさらされる可能性があり、水トリー（外部から侵入した水分が絶縁体中を拡散して樹枝状に伸展する現象）による絶縁性能の低下の可能性がある。現状の保守管理では、定期的に絶縁診断を行って管理基準値内にあること及び劣化傾向を確認し、必要に応じ取替等が検討されている。これまで、実機材料の高圧ケーブルの水トリーを直接分析した研究例はなく、実際の劣化状態の分析結果等に係る知見はない。

研究課題

引き続き実機材の入手機会を活用し、新たに電気・計装設備の系統機器の組合せや設置状況も踏まえた試験等を行い、実機状況を反映した知見拡充を行う必要がある。また、実機高圧ケーブルでの水トリー発生状況等を調査し、現在適用されている保守管理方法の妥当性確認のための知見を取得する必要がある。

（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備について

規制課題

「内部火災ガイド」では、火災による影響を考慮しても、原子炉を安全停止するための火災防護対策が妥当であるかどうかを評価する例が示されているが、これらの手法を継続的に見直していくことが必要であるとされている。また、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（原規技発第 1311273 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定))」では、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）は、実施手法の成熟状況に応じて、段階的に拡張していくものとされており、PRA を行う内部事象の例として内部火災(原子炉施設の内部で発生する火災)が挙げられている。事業者が行う PRA の妥当性を確認するためには、火災影響評価手法・解析コード等の継続的な整備が必要である。また、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061912 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))」(以下「外部火災ガイド」という。）では、森林火災評価手法において、米国農務省が開発した森林火災解析コード FARSITE の利用を推奨しているが、FARSITE はサポートと公式配布が終了し、別の火災解析コード FlamMap に統合された[(3)]。このような変化や森林火災評価に関わる国内外の最新動向を踏まえ、評価手法への反映要否を判断するための知見を取得する必要がある。

技術課題

内部火災については、先行安全研究プロジェクト（火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2)（R3～R6 年度)）では、火災時におけるケーブルの挙動に係る解析、可燃性液体火災に係る解析、火災バリアの機能喪失に係る解析及び火災解析手法の体系的な整備に係る研究を行った。火災時におけるケーブルの挙動に係る解析については、開放ケーブルトレイにおける火災伝播解析を実施したが、精度が十分ではないという課題がある。また、海外の先行研究では火災時における絶縁性能変化に係る解析モデルが整備されているが、国内のケーブルへの適用性について検討する必要がある。外部火災（森林火災）については、FARSITE と FlamMap の同等性について調査するとともに、森林火災評価に関わる国内外の最新動向を調査・分析する必要がある。

研究課題

可燃性液体火災に係る解析については、文献調査結果及び一部試験データに基づいて解析モデルを構築したが、モデルの妥当性については検討の余地があることから、今後は海外で取得されたより実規模の火災に近い試験データ[(4)]を含む多様な試験データと比較を行い解析モデルの妥当性確認を進めるとともに、燃焼時の周囲の設備への熱的影響をより精緻に評価できるよう、既存の解析モデルを改良・整備する必要がある。火災バリアの機能喪失に係る解析については、火災時の影響緩和機能を担う火災区画の構成要素のうち防火扉を対象として代表的な 1 ケースについて耐火試験を行ったが、火災シナリオの検討には複数ケースの防火扉(異なる加熱曲線、扉の材質、種類)、防火ダンパ、貫通部シールなどの試験を行い、評価モデルを整備する必要がある。火災解析手法の体系的な整備については、これまで個別現象や単一もしくは数個の部屋における火災解析を対象としてきたが、今後は海外規制機関等における研究成果等[(5)]を参考として、複数の火災源や複数個の部屋に広がる火災などのより複雑な現象の解析手法を検討するとともに、より詳細な解析モデルに係る最新知見を既存の火災解析手法に反映し、火災影響評価手法・解析コード等のさらなる高度化を行う必要がある。外部火災（森林火災）については、国内外の森林火災データを収集するとともに、これらのデータを用いた試解析等により FARSITE と FlamMap の同等性を評価する必要がある。また、国内における森林特性や森林火災の大規模化等の傾向、火災と気象の相互作用、今後の気候変動影響等を考慮した評価手法の高度化の要否を判断するための知見を収集する必要がある。

２．目的

（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価

「1) 火災時の電気ケーブルの性能評価に係る研究」として、「火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究」及び「経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究」を行うことにより、火災防護に係る規制基準類の妥当性確認に資するために必要な技術的知見を取得することを目的とする。また、「2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究」として、「事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究」及び「高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究」を行うことにより、運転開始後 30 年以降の特に今後想定されるより長期間の原子炉の運転に係る長期施設管理計画の認可申請における経年劣化の技術的な評価の妥当性の確認に必要な電気・計装品の絶縁低下に係る知見を取得することを目的とする。

（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備

ケーブルや可燃性液体などの可燃物の火災試験データ等を取得して解析コードの妥当性確認を行うとともに、海外規制機関等の火災解析手法も参考とし、火災影響評価手法・解析コードの信頼性の向上を行うことを目的とする。

３．知見の活用先

本プロジェクトにより、規制に反映すべき新たな知見が得られた場合には、規制基準等への反映の検討に活用される。また、長期施設管理計画の認可申請の審査の技術基盤としての活用並びに事業者が行う火災解析等の妥当性を確認するためのツールとしての活用が期待される。

（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価

・火災防護審査基準
・内部火災ガイド
・原子力発電所の長期施設管理計画の認可の申請の審査の技術的判断根拠

（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備

・内部火災ガイド、外部火災ガイド
・事業者が行う火災解析等の妥当性を確認するためのツール

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）
④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価【分類①及び分類②】

1) 火災時の電気ケーブルの性能評価に係る研究

a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究

本研究では、国内の原子力施設で使用されているケーブルの使用材料や構造を考慮して選定した代表的なケーブルを対象とし、新品ケーブル及び経年劣化模擬ケーブルを用いて、火災時を模擬した絶縁性能試験・解析を行う。これら試験・解析では、実際の火災時に想定される状況を模擬するとともに、整備する評価手法が実機評価に汎用的に活用できるように、必要な基礎データを拡充する。また、加熱温度と絶縁抵抗低下の関係等を評価する。また、ケーブルの絶縁性能に寄与するケーブル構成材料の熱的特性等を評価する。これらを踏まえて、ケーブルの火災時の熱影響による回路故障等に関する評価手法を整備する。また、長期間使用された実機材の入手機会を活用し、実機ケーブルの絶縁性能試験を行い、試験データ及び知見を取得する。さらに、実機ケーブルと経年劣化模擬ケーブルの試験データを比較し、両者の劣化状態の違いが絶縁性能に及ぼす影響について評価する。

b. 経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究

本研究では、原子力施設で使用されているケーブルの使用場所、使用材料、劣化特性等を考慮して代表的なケーブルを選定し、経年劣化模擬ケーブルを用いて、ケーブル難燃性評価に係る試験（燃焼試験、酸素指数試験、発熱量の測定等）を行うこと等により、経年劣化によるケーブルの難燃性への影響を確認する。なお、通常ケーブルの経年劣化評価ではケーブルの使用場所に応じて熱及び/又は放射線が考慮されるが、本研究においては、主に原子炉格納容器外のケーブルを対象とすることから熱による経年劣化のみを考慮する。また、原子力発電所で長期間使用された実機材の入手機会を活用し、実機ケーブルの燃焼性試験を行い、試験データ及び知見を取得する。さらに、実機ケーブルと経年劣化模擬ケーブルの試験データを比較し、両者の劣化状態の違いを踏まえた上で経年劣化による難燃性への影響の違いについて評価する。

2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究

先行研究では、原子炉格納容器内の事故時環境で機能要求がある機器（低圧ケーブル、電気ペネトレーション、電動弁駆動部）に係る研究を行ってきた[(6)]。一方、過去には、個別機器の健全性評価試験では問題が見られなかったものの、系統機器を組み合わせて試験した結果、不具合が発生した事例[(7)]が報告されており、系統機器の組み合わせを考慮した試験・評価を実施することの重要性

を示唆している。本研究では、電気・計装設備の評価や管理において国際的に広く適用されている規格基準や海外における実施事例等を調査し、知見を拡充する。また、引き続き長期間使用された実機材の入手機会も活用して個々の機器について、機械特性、熱的特性、構造的特性等を調べて劣化状態を評価するとともに、事故時環境下における性能を評価し、経年劣化模擬を行った供試体の結果との比較評価等により知見を拡充する。さらに、事故時環境で機能要求のある電気・計装設備の系統機器の実機における組合せや設置状況を考慮した試験を行う。具体的には、国内の原子力発電所で重大事故等対処設備として使用されている計装設備における代表的な設置状況を踏まえて検出器(温度計、圧力計など)・ケーブル・コネクタなどを接続した試験体を作製し、事故模擬環境下における絶縁性能等を調査する。

b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究

海水ポンプ等の屋外高圧機器の動力ケーブルとして使用される高圧架橋ポリエチレン絶縁ケーブル（以下「高圧 CV ケーブル」という。）は、降雨時等の高湿度環境にさらされる可能性があるため、水トリー劣化による絶縁性能の低下の可能性がある。このため、「高圧 CV ケーブルの保守・点検指針」[8]などを踏まえて絶縁診断（絶縁抵抗測定、直流漏れ電流試験、シース絶縁抵抗測定、遮へい層抵抗測定など）を適用して、管理基準値内にあること及び劣化傾向を確認し、必要に応じ取替等を行うことにより健全性が維持されている。これまで、一般の電力系統で使用されている高圧 CV ケーブルの水トリー劣化の調査・研究[8,9]が行われているが、原子力発電所で使用されている高圧 CV ケーブル(一般の電力系統で使用されているケーブルと基本的構造等は同等)の水トリー研究の報告例はない。また、原子力発電所において製造時期が古く水トリー耐性の低いとされる構造・材料を使用している高圧 CV ケーブルで水トリーによる劣化事象発生が確認されている。高圧 CV ケーブルの耐水トリー性は、製造方法・構造・材料(外部半導電層の種類等)により異なることが知られており[10]、また、耐用年数は敷設環境(水環境の有無)や使用状況(電界の有無)により大きく変化するとされている[11]。

このため、本研究では、先行安全研究プロジェクト（実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（R2～R6 年度））で入手した実機高圧 CV ケーブル及び本プロジェクト実施期間中に入手予定のケーブルを用いて、原子力発電所で実際に使用されている高圧 CV ケーブルの水トリーによる劣化状況を分析し、製造方法・構造・材料、敷設環境及び使用状況との関係を評価する。また、高圧 CV ケーブルの劣化状況と現在実機適用されている絶縁診断技術による測定結果との関係を調査し、絶縁診断による劣化評価の保守性を確認する。

（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備【分類③及び分類④】

火災防護に係る規制の高度化等に資するため、ケーブルや可燃性液体などの様々な可燃物の火災試験データ、火災バリアの試験データ等を取得して解析コードの妥当性確認を行う。あわせて、海外規制機関等の火災解析手法も参考にして、解析コードの信頼性の向上を図る。

a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデル等に関する研究

ケーブルは、原子力施設における主要な可燃性物質であるとともに、火災時の熱影響により絶縁性能が低下し誤信号発生等の可能性があることから、火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化の挙動に係る解析手法を整備することは重要である。火災時におけるケーブルの挙動に係る解析手法については、先行安全研究プロジェクト及び米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）における先行研究において解析モデル等が整備された[12]が、解析精度や国内で使用されているケーブルへの適用性等について課題がある。このため本研究では、先行研究等におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係るデータ等を整理するとともに、火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化の挙動に係る解析モデルを改良・整備し、解析手法を検討する。

b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究

原子力施設の内部及び外部には潤滑油等の可燃性の液体が多く存在しており、内部火災ガイド及び「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061912 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））」においても火災源として可燃性液体を挙げている。可燃性液体の火災においては液漏れ等により可燃性液体が床に溜まり、液面燃焼が生じる。液面燃焼時には浮力による高温空気の流れが生じ、周辺の設備へ熱的な影響を与える。火災解析で広く使われているフィールドモデル解析コード FDS(Fire Dynamics Simulator)では燃料液体内部の流動まで考慮したモデルを構築することは困難であり、それが実際の火災と火災解析との乖離の原因の一つとなっている。このため、先行安全研究では、燃料液体内部流動を考慮したモデル構築が可能なオープンソースの解析コード OpenFOAM で使用するためのモデルを作成した。本研究では、炭化水素(ヘプタン)等の可燃性液体火災を模擬した試験結果や海外で取得されたより実規模の火災に近い試験データ[4]と比較することにより、OpenFOAM による可燃性液体火災モデルを高度化し、可燃性液体火災時の熱的影響に係る解析手法を検討する。可燃性液体の液面燃焼時の流動については、スケール効果も考慮して研究を進める。

c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究

原子力施設内の火災は区画化により火災の影響を緩和する方策がとられている。区画は防火扉、防火ダンパ、貫通部シール等の静的な防護対策によって構成されるが、人的要因や開閉装置の故障、シールの劣化等によって複数区画に亘って火災影響が拡大するシナリオも考慮する必要がある。先行安全研究では、火災区画の構成要素のうち防火扉を対象として代表 1 ケースについて耐火試験を行った。本研究では、火災シナリオの検討には複数ケースの防火扉（異なる加熱曲線、扉の材質、種類)、防火ダンパ、貫通部シールなどの試験を行い、防護バリアの機能喪失に係る評価モデルを整備する。また、火災時における電気機器等の回路故障に係る評価手法に関する知見を取得する。

d. 火災解析手法の体系的な評価研究

NRC の NUREG-1824（2007、2017 年）[5]では手計算モデル、ゾーンモデル(火災区画を上下２層に分割してモデル化するもので、一般に単純な火災については精度が高い)及びフィールドモデル(火災区画/区域を細かいメッシュでモデル化するもので、複雑な火

災も精度よく取り扱うことが可能とされる)を複数の火災試験に適用し、原子力発電所内外の複数の火災シナリオについて解析手法の妥当性を確認している。本研究では NUREG-1824 以降の知見（a～c で得られた知見を含む)、海外規制機関の審査資料等及び新規の火災試験（必要に応じて実施）で得られた知見を、原子力規制庁で整備している既存の火災解析手法に取り入れ、ゾーンモデル及びフィールドモデルについて複数シナリオで解析手法の妥当性を検討する。検討に当たっては、先行知見[5,13]を踏まえて必要かつ適切な解析精度目標を設定し火災解析を進める。外部火災（森林火災）については、国内外の森林火災データを収集するとともに、これらのデータを用いた試解析等により FARSITE と FlamMap の同等性を評価する。

５．成果目標と実施計画

（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価【分類①及び分類②】

1) 火災時の電気ケーブルの性能評価に係る研究

成果目標：国内の原子力施設で使用されている代表的なケーブルを対象としてケーブル難燃性評価に係る試験を行うとともに、火災時を模擬した絶縁性能評価に係る試験・解析を行い、知見を拡充することにより、ケーブルの火災時の熱影響による回路故障等に関する評価手法を整備する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。a.は、委託研究を活用することとし、委託先機関の専門的知見に基づく試験等を実施し、原子力規制庁ではこれらの結果を総合的に踏まえて分析・評価するとともに規制への活用の観点から考察を行い、成果を論文等として取りまとめる。

【Ｒ７年度の実施内容】

a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究

・未劣化ケーブルを用いた敷設環境を模擬した絶縁性能試験を行う。
・経年劣化模擬の条件の検討を行う。
・経年劣化模擬ケーブルの作製を行う。

b. 経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究

・経年劣化模擬の条件の検討を行う。（（1）1）a. と共通）
・経年劣化模擬ケーブルの作製を行う。（（1）1）a. と共通）
・未劣化ケーブルを用いた規格に基づく燃焼性試験を行う。
・未劣化ケーブルの加熱時における熱分解ガス等の評価を行う。

【Ｒ８年度の実施内容】

a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究

・経年劣化模擬ケーブルを用いた敷設環境を模擬した絶縁性能試験を行う。
・経年劣化模擬ケーブルの作製を行う。

b. 経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究

・経年劣化模擬ケーブルの作製を行う。（（1）1）a. と共通）
・経年劣化模擬ケーブルを用いた規格に基づく燃焼性試験を行う。
・経年劣化模擬ケーブルの加熱時における熱分解ガス等の評価を行う。

【Ｒ９年度の実施内容】

a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究

・経年劣化模擬ケーブル及び実機ケーブルを用いた敷設環境を模擬した絶縁性能試験を行う。

b. 経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究

・経年劣化模擬ケーブル及び実機ケーブルを用いた規格に基づく燃焼性試験を行う。
・経年劣化模擬ケーブル及び実機ケーブルの加熱時における熱分解ガス等の評価を行う。

【Ｒ１０年度の実施計画】

a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究

・火災時のケーブルの絶縁性能に関する試験データ及び知見を取りまとめる。
・火災時のケーブルの絶縁性能に係る評価手法を整備する。

b. 経年劣化によるケーブルの難燃性への影響評価に係る研究

・経年劣化がケーブルの難燃性に及ぼす影響に関する試験データ及び知見を取りまとめる。

2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

成果目標：実機材を活用して劣化状態及び事故時環境下における性能を評価するとともに、実機の設置状況を踏まえた試験データを取得し、知見を拡充し、系統機器の実機における組合せや設置状況を考慮することによる実機状況をより反映した電気・計装設備の長期健全性評価手法を整備する。高圧 CV ケーブルの水トリー劣化については、実機高圧 CV ケーブルの劣化状況を分析し、製造方法・構造・材料、敷設環境及び使用状況との関係を評価することにより、適用されている絶縁診断による劣化評価の保守性を確認する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。a.及び b.は、委託研究を活用することとし、委託先機関の専門的知見に基づく試験等を実施し、原子力規制庁ではこれらの結果を総合的に踏まえて分析・評価するとともに規制への活用の観点から考察を行い、成果を論文等として取りまとめる。

【Ｒ７年度の実施内容】

a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究

・過年度までに取得した実機材を用いた試験データの整理・分析を行い、知見を取りまとめる。
・実機状況を踏まえ試験対象とする代表的な系統機器(検出器・ケーブル・コネクタ・電気ペネトレーション等)を選定し、調達する。
・試験体への模擬的な経年劣化の付与に必要な基礎的な劣化特性データの取得を行う。
・実機ケーブル等の入手状況に応じ、各種分析(手法は表面観察、密度測定、フーリエ変換赤外分法(FT-IR)、示差熱-熱重量測定(TG-DTA)、破断時伸びなどから実機ケーブル等の材料・構造等を踏まえて決定。以下同様。)により劣化状態を評価するとともに事故時環境下における性能を評価する。

b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究

・実機高圧 CV ケーブルの絶縁体について、水トリー発生状況を観察するとともに、各種分析により劣化状態を評価する。
・実機で屋外敷設されている高圧ケーブルに適用されている絶縁診断技術（直流漏れ電流試験等）により劣化状態を評価する。
・実機高圧 CV ケーブルの絶縁破壊電圧を測定する。

【Ｒ８年度の実施内容】

a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究

・前年度に選定した機器を調達する。
・試験体への模擬的な経年劣化の付与に必要な基礎的な劣化特性データの取得を行う。
・試験体への模擬的な経年劣化の付与（熱、放射線による加速劣化）を行う。
・代表的な系統機器の一部又は全部を組み合わせた試験体の事故時環境下での性能を評価するための試験方法を検討する。
・実機ケーブル等の入手状況に応じ、各種分析により劣化状態を評価するとともに事故時環境下における性能を評価する。

b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究

・実機高圧 CV ケーブルの入手状況に応じ、過年度と同様の試験等（劣化状況分析、絶縁診断技術による評価、絶縁破壊電圧測定）を行う。
・高分子材料の誘電・絶縁現象の解析手法（電流積分法（Q-t 法）等）による評価を行う。

【Ｒ９年度の実施内容】

a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究

・前年度に選定した機器を調達する。
・試験体への模擬的な経年劣化の付与（熱、放射線による加速劣化）を行う。
・代表的な系統機器の一部又は全部を組み合わせた試験体を用いて事故時環境下における性能試験を行う。
・事故時環境試験終了後の試験体を用いて劣化状態等の分析を行う。
・実機ケーブル等の入手状況に応じ、各種分析により劣化状態を評価するとともに事故時環境下における性能を評価する。

b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究

・実機高圧 CV ケーブルの入手状況に応じ、過年度と同様の試験等（劣化状況分析、絶縁診断技術による評価、絶縁破壊電圧測定）を行う。
・過年度の取得データを踏まえて、水トリー発生状況と絶縁破壊電圧の関係、絶縁診断技術による測定結果等の関係を評価し、絶縁診断による劣化評価の保守性を確認する。

【Ｒ１０年度の実施計画】

a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究

・代表的な系統機器の一部又は全部を組み合わせた試験体を用いて事故時環境下における性能試験を行う。
・事故時環境試験終了後の試験体を用いて劣化状態等の分析を行う。
・実機ケーブル等の入手状況に応じ、各種分析により劣化状態を評価するとともに事故時環境下における性能を評価する。

b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究

・実機高圧 CV ケーブルの入手状況に応じ、過年度と同様の試験等（劣化状況分析、絶縁診断技術による評価、絶縁破壊電圧測定）を行う。
・過年度の取得データを踏まえて、水トリー発生状況と絶縁破壊電圧の関係、絶縁診断技術による測定結果等の関係を評価し、絶縁診断による劣化評価の保守性を確認する。

（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備【分類③及び分類④】

成果目標：火災防護に係る規制の高度化等に資する評価手法等を整備するため、既往の知見の調査、必要に応じた火災試験を行い、その成果をゾーンモデル及びフィールドモデルによる火災影響評価手法に反映することにより高精度化を図る。ま

た、代表的な火災シナリオについて、ゾーンモデルの適用可否を明らかにするとともに、フィールドモデルは代表的な火災解析コードであるFDSの適用可否を明らかにし、必要であれば改良について検討を行う。外部火災（森林火災）については、国内外の森林火災データを収集するとともに、これらのデータを用いた試解析等によりFARSITEとFlamMapの同等性を評価する。国内における森林特性や森林火災の大規模化等の傾向、火災と気象の相互作用、今後の気候変動影響等を考慮した評価手法の高度化の要否を判断するための知見を収集する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。

【Ｒ７年度の実施内容】

a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデル等に関する研究

・過年度まで行ったケーブル燃焼・絶縁性能試験のデータを整理する。

b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究

・過年度までに取得した可燃性液体火災試験データの整理・分析を行い、燃料液体内部及び空気の流動、輻射等の解析モデル開発に必要なパラメーターを取得するための可燃性液体火災試験計画を策定する。

c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究

・過年度の火災バリア試験を踏まえて防火扉、ダンパ等の火災バリア試験を複数ケースで行う。
・電気機器等の回路故障に関し、実施設における電気回路の設計等に関する情報を整理する。

d. 火災解析手法の体系的な評価研究

・NUREG-1824等の海外火災試験のデータ整理を行う。
・NUREG-1824のSupplement等に記載された各種火災について、ゾーンモデルに分類される解析コードであるアメリカ国立標準技術研究所（National Institute of Standards and Technology: NIST）のCFASTとフランス放射線防護・原子力安全研究所（Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire: IRSN）のSylviaで火災解析を行い、比較する。
・CFAST解析の入力ファイル作成自動化の検討を行う。
・FDSによる火災解析をスーパーコンピューターで行い計算時間の短縮を行うための計算手法を検討する。
・FARSITEとFlamMapの比較解析を行うための既存の森林火災データの調査を行う。

【Ｒ８年度の実施内容】

a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデル等に関する研究

・ケーブル燃焼挙動に関し、CHRISTIFIRE (NUREG/CR-7010)のデータ等を整理するとともに、燃焼に係る解析モデルを検討し、その妥当性を確認する。また、モデル改良に当たっての具体的な課題を抽出する。
・ケーブル絶縁性能変化の挙動に関し、関連する試験のデータ等を整理するとともに、火災時の絶縁性能変化に係る解析モデルの国内ケーブルへの適用性について検討するとともに、モデル改良に当たっての具体的な課題を抽出する。

b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究

・可燃性液体火災試験を行い、燃料液体内部及び空気の流動、輻射等のモデル開発に必要なパラメーターを取得する。
・上記可燃性液体火災試験、海外可燃性液体火災試験結果等と比較し、フィールドモデル（FDS、OpenFOAM等）による可燃性液体火災モデルを高度化する。

c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究

・過年度の火災バリア試験を踏まえて防火扉、ダンパ等の火災バリア試験を複数ケースで行う。
・過年度までの火災バリア試験の結果とゾーンモデルによる予測を比較し、ゾーンモデルによる火災解析を改良する。
・電気機器等の回路故障に関し、過年度に整理した電気回路に関する情報を踏まえ、火災時の回路故障により発生しうる事象について検討する。

d. 火災解析手法の体系的な評価研究

・海外規制機関の審査資料等から、各火災解析手法の適用の考え方・事例を調査する。
・過年度に整理したNUREG-1824等のデータを用いて、ゾーンモデルによる火災解析の検証を行う。
・過年度検討したCFAST解析の入力ファイル作成自動化の実装を行い、ゾーンモデル火災影響評価の自動化を検討する。
・過年度に整理したNUREG-1824のSupplementの試験結果とFDSによる解析結果を比較し、フィールドモデルによる火災解析の検証を行う。過年度の検討を参考に、スーパーコンピューター上で解析を行い、解析時間を短縮する。
・過年度に調査した森林火災データを用いた試解析等によりFARSITEとFlamMapの同等性を評価する。

【Ｒ９年度の実施内容】

a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデル等に関する研究

・前年度の検討結果を踏まえ、ケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデルの改良を行う。

b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究

・引き続き可燃性液体火災試験を行い、燃料液体内部及び空気の流動、輻射等のモデル開発に必要なパラメーターを取得する。
・過年度行った可燃性液体火災試験結果等と比較し、OpenFOAMによる可燃性液体火災モデルを高度化する。

c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究
・過年度の火災バリア試験を踏まえて防火扉、ダンパ等の火災バリア試験を複数ケースで行う。
・過年度までの火災バリア試験の結果をフィールドモデルで検証する。
・電気機器等の回路故障に係るシナリオの整理方法を検討するとともに、過年度に整理した火災時の回路故障により発生し得る事象を踏まえて関連するシナリオを整理する。

d. 火災解析手法の体系的な評価研究
・過年度まで行った海外規制機関の審査資料等から、火災解析手法の適用の考え方・事例について取りまとめる。
・過年度まで行った、ゾーンモデルによる火災解析の結果及び知見を整理し取りまとめる。
・過年度まで行った、CFAST 火災解析の自動化について取りまとめ、ゾーンモデルへの適用を検討する。
・スーパーコンピューターによる解析手法を、過年度に整理した PRISME 試験のデータに適用し、フィールドモデルによる火災解析の検証を行う。
・国内における森林特性や森林火災の大規模化等の傾向、火災と気象の相互作用、今後の気候変動影響等を考慮した評価手法の高度化の要否を判断するための知見を収集する。

【Ｒ１０年度の実施計画】
a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能に係る解析モデル等に関する研究
・ケーブル火災解析についてのまとめを作成する。

b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究
・拡充が必要な可燃性液体火災試験データを特定して必要な試験を行うとともに、これまでの試験結果をまとめる。
・過年度までの OpenFOAM による可燃性液体火災モデルについて、モデルを高度化するために行った改良点を整理する。
・開発したフィールドモデルコードの公開について検討する。

c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究
・過年度まで行った火災バリア試験、及び解析結果について結果をまとめる。
・過年度に整理したシナリオ等を踏まえ、火災時における電気機器等の回路故障に係る評価手法に関する知見を取得する。

d. 火災解析手法の体系的な評価研究
・過年度まで行った、フィールドモデルによる火災解析の結果及び知見を整理し取りまとめる。
・国内における森林特性や森林火災の大規模化等の傾向、火災と気象の相互作用、今後の気候変動影響等を考慮した評価手法の高度化の要否を判断するための知見を収集する。

行程表

		Ｒ７年度	Ｒ８年度	Ｒ９年度	Ｒ１０年度
（１）電気ケーブル等の経年劣化影響を考慮した火災時・事故時・通常運転時の絶縁低下現象の評価	1）火災時の電気ケーブルの性能評価に係る研究 a. 火災時のケーブルの絶縁性能評価に係る研究	・経年劣化模擬条件検討 ・経年劣化模擬ケーブルの作製 ・敷設環境模擬試験実施 ・実機ケーブルの入手状況に応じ、分析評価等			・知見等とりまとめ ・学会発表・論文公表
	b. 経年劣化によるケーブル難燃性への影響評価に係る研究	・経年劣化模擬条件検討 ・経年劣化処理ケーブルの作製 ・規格試験実施 ・熱分解ガス等の評価 ・実機ケーブルの入手状況に応じ、分析評価等			・知見等とりまとめ ・学会発表・論文公表
	2）電気・計装設備の健全性評価に係る研究 a. 事故時環境で機能要求のある電気・計装設備に係る研究	・過年度までの実機材試験データの整理分析等 ・試験対象とする代表的な系統機器の選定・調達 ・劣化特性データの取得・模擬的な経年劣化の付与	・事故時環境下における性能試験・試験後供試体の分析		・実機ケーブル等の入手状況に応じ、劣化状態の分析評価等 ・知見等とりまとめ ・学会発表・論文公表
	b. 高圧ケーブルの水トリー劣化に係る研究	・実機高圧ケーブルの入手状況に応じ、水トリー発生状況の観察、機器分析による劣化状態の評価、絶縁破壊電圧の測定 ・絶縁診断技術（直流漏れ電流試験等）等により劣化状態を評価		・取得データを総合的に踏まえた絶縁診断による劣化評価手法の保守性の評価	・知見等とりまとめ ・学会発表・論文公表
（２）火災影響評価手法・解析コード等の整備	a. 火災時におけるケーブルの燃焼及び絶縁性能変化に係る解析モデル等に関する研究	・過去のケーブル試験結果の整理	・米国NRCによる試験データの整理 ・解析モデルの適用性の検討等	・解析モデルの改良	・知見等とりまとめ ・学会発表・論文公表
	b. 可燃性液体火災に係る解析モデル等に関する研究	・過年度までの可燃性液体火災試験結果の整理分析等	・可燃性液体火災試験		・試験結果のまとめ ・フィールドモデルによる可燃性液体火災モデルの高度化 ・高度化の改良点の整理
	c. 火災バリアの機能喪失や電気機器等の回路故障に係る解析モデル等に関する研究	・火災バリア試験の実施 ・電気回路及び回路故障に関する情報整理		・フィールドモデルとの比較 ・回路故障に関するシナリオの整理等	・火災バリア試験と解析結果のまとめ ・回路故障に係る評価手法に係る知見のとりまとめ
	d. 火災解析手法の体系的な評価研究	・既往火災試験のデータ整理 ・スパコンによるフィールドモデル（FDS）検討 ・ゾーンモデルによる解析（NUREG-1824等） ・既存の森林火災データ調査	・フィールドモデル解析（NUREG-1824） ・ゾーンモデルによる解析（海外火災試験） ・試解析等によりFARSITEとFlamMapの同等性評価	・フィールドモデル解析（PRISME試験） ・ゾーンモデルによる解析の、整理、まとめ ・森林火災評価手法高度化のための調査	・フィールドモデル解析の整理、まとめ

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇　皆川　武史　主任技術研究調査官　（実施項目（１）関係）
〇　宮﨑　利行　主任技術研究調査官　（実施項目（２）関係）
〇　瀧澤　　真　副主任技術研究調査官（実施項目（１）1)、（２）a、c、d 関係）
〇　松田　航輔　技術研究調査官　　（実施項目（２）b、c、d 関係）
　　櫻井　智明　技術研究調査官　　（実施項目（２）2）関係）
　　池田　雅昭　技術参与　　（実施項目（１）2）関係）

【委託研究先】

実施項目（１）１）a（一部）　未定
実施項目（１）２）a、b（一部）　東京都市大学
実施項目（２）d（一部）

【共同研究先】

実施項目（１）a　未定
実施項目（２）b　未定

７．備考

なし

参考文献

(1)　松田昭博、椛島一、石橋隆、笠原文雄、「原子力発電所用電力・制御ケーブルの火災時燃焼特性の実験的評価」、日本原子力学会誌「アトモス」、60 巻 7 号、pp.15-19、平成 30 年.
(2)　笠原文雄、松田航輔、加藤敬輝、椛島一、「米国における火災時安全停止回路解析の調査」、NRA 技術ノート、NTEN-2021-1001、令和 3 年.
(3)　米国農務省森林局ホームページ、https://research.fs.usda.gov/firelab/products/dataandtools/farsite (2026 年 6 月 24 日確認)
(4)　Audouin, L., Rigollet, L., Prétrel, H., Le Saux, W., Röwekamp, M., “OECD PRISME project: Fires in confined and ventilated nuclear-type multi-compartments - Overview and main experimental results”, Fire Safety Journal, 2013.
(5)　U. S. NRC, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications - Final Report (NUREG-1824, Supplement 1)”, 2016.
(6)　皆川武史、池田雅昭、田口清貴、「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」、NRA 技術報告、NTEC-2019-1002、平成 31 年.
(7)　Information Notice No. 97-45: Environmental Qualification Deficiency for Cables and Containment Penetration Pigtails, 1997
(8)　日本電線工業会、「高圧 CV ケーブルの保守・点検指針」、技術資料、技資第 116 号 D、平成 24 年 2 月改正.
(9)　栗原隆史、筒井英司、中西英治、真木清士、村川健一、森本光滋、髙橋俊裕、岡本達希、「乾式架橋・三層同時押出(E-E 方式)の 6.6kV 撤去 CV ケーブルの水トリー劣化調査」、電気学会論文誌 B、136 巻、3 号、pp.333-343、平成 28 年.
(10)　経済産業省電力安全課、「更新推奨時期に満たない高圧ケーブルにおける水トリー現象に係る注意喚起」に関する補足的周知、令和 5 年.
https://www.meti.go.jp/policy/safety_security/industrial_safety/oshirase/2023/12/20231201.pdf (2026 年 6 月 24 日確認)
(11)　日本電線工業会、「電線・ケーブルの耐用年数について」、技術資料、技資第 107 号、平成元年 6 月.
(12)　National Institute of Standards and Technology and U. S. NRC, “Cable Response to Live Fire (CAROLFIRE) Volume 3: Thermally-Induced Electrical Failure (THIEF) Model (NUREG/CR-6931, Vol. 3)”, 2008.
(13)　U. S. NRC, “Nuclear Power Plant Fire Modeling Analysis Guidelines (NPP FIRE MAG)”, 2012.

研究計画

プロジェクト名称	8. 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究		
実施期間	令和４年度　～　令和８年度	担当部署	技術基盤グループ　シビアアクシデント研究部門
		担当責任者	髙梨　光博　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】C) レベル 1PRA	主担当者	濱口　義兼　主任技術研究調査官 塚本　直史　上席技術研究調査官

１．背景

令和 2 年 4 月から施行された新たな原子力規制検査では、リスク情報を活用した検査や検査指摘事項の重要度評価が開始された[1-3]。今までのところ、原子力規制庁（以下「規制庁」という。）では、原子炉施設内の機器の故障等で発生する事故及びトラブル（内部事象）を対象にした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）から得られるリスク情報を用いている。しかしながら、地震等の自然災害の多い日本の原子炉施設におけるリスクを総合的に評価するためには、施設内にある機器故障等により発生する事故及びトラブルを対象にした内部事象だけでなく、地震、津波等の外部事象により発生する事故及びトラブルを考慮することが必要である。このため、原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張することとしている。なお、米国原子力規制委員会（米国 NRC）においては、リスク情報を活用した検査制度を導入しており、PRA を活用した検査指摘事項の重要度評価においては、内部事象だけでなく、地震、火災、溢水等を対象にした外部事象の PRA も活用している[4]。

これまでに、規制庁では外部事象を対象にした PRA として、地震時 PRA、津波時 PRA、火災 PRA 及び溢水 PRA の手法開発を実施してきた。また、当該手法を用いて、重大事故等対処設備のモデルを組込んだ PRA モデルを作成してきた[5]。しかしながら、運転員の操作の失敗等の人的過誤は原子炉施設のリスクに対して寄与が大きく、外部事象の PRA を適用する上では、運転員操作の環境悪化や運転員操作の複雑化を考慮する必要があるが、従来の一般的な人間信頼性解析手法 THERP ではこのような状況を考慮することができなかった。また、外部事象では、地震等の外部からの共通する力による炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障（機器フラジリティ）の関係性や地震時に津波が発生する場合には原子炉施設に影響する外部からの力の到達時間が異なるなど、対象とする外部事象に応じて原子炉施設に及ぼす影響が複雑となるため、外部事象の PRA を実施するためには、このような複雑な状況を PRA モデルに組込んだ PRA 評価手法が必要になる。さらに、これまでの PRA では、火災の発生箇所、溢水の伝播経路の形状、炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障原因等の外部事象とその影響の考慮範囲が限定的であったため、複数の外部事象を組合せた PRA のためには、影響範囲を拡大させて種々の影響の組合せを考慮する必要がある。これらに加えて、PRA を活用する際は、PRA の結果が持つ不確かさを特定して、特定した不確かさを検査指摘事項の重要度評価等の活動に適切に考慮していく必要がある[6]。

米国においては、運転員の認知に焦点を当てた新しい人間信頼性解析の手法の開発[7-8]や熱水力解析、PRA 及び人間信頼性解析を統合して詳細にリスクを評価できるダイナミック PRA 手法の開発[9]などが進められており、PRA の解析精度を高度化する研究が進められている。さらに、機器故障率等のパラメータに含まれる不確かさ、PRA モデルに含まれる不確かさ及び PRA モデルの不完全さによる不確かさの特定方法[10]やこれらの不確かさを考慮した上での内部事象 PRA の結果と外部事象 PRA の結果との統合についての研究[11]が行われている。

これまでに、規制庁では運転員の認知に焦点を当てた新しい人間信頼性解析を導入するため種々の解析を実施してきた。さらに熱水力解析と PRA を統合したダイナミック・イベントツリー手法を開発し、詳細にリスクを評価できるダイナミック PRA の基礎を整備してきた。しかしながら、運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を十分考慮できず、刻一刻と変化するプラント状況に対応した人間信頼性解析を実施することができなかった。さらに、PRA で必要な機器故障率の算出方法、安定状態の定義及び最確推定の方法が明確ではなく、不確かさの要因になっていた[6]。適切に種々の外部事象 PRA の手法を開発していくためには、基礎となる内部事象 PRA の不確かさを低減する必要がある。

上記に加え、国内において確率論的破壊力学（以下「PFM」という。）を用いた評価の検討が進められており[12]、将来的には維持規格等への反映があり得る。原子炉容器及び配管を対象とした PFM 評価が見込まれており、その知見の拡充が必要である。

２．目的

原子力規制検査における合理性及び客観性を高めるために、原子力規制検査の日常検査における機器の選定や検査指摘事項の重要度評価などにリスク情報を活用することを目的として、以下の研究を実施する。

- 地震、津波等の外部事象を対象に、単独又は付随する事象に対するレベル 1PRA の手法を開発し、原子炉施設のリスクに係る知見を蓄積する。
- 外部事象を対象にしたレベル 1PRA を原子力規制検査へ導入する方法を検討する。
- 不確かさを低減したレベル 1PRA 手法を整備する。

３．知見の活用先

本研究プロジェクトを通して取得した内部事象及び外部事象に対するレベル 1PRA に係る知見は、以下に活用する。

- 原子力規制検査で使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイドに外部事象レベル 1PRA の確認項目を追加する。

- 発電所ごとで日常検査の機器選定に使用するリスク情報ハンドブックに外部事象のリスク情報を追加する。
- 原子力安全に係る重要度評価に関するガイドに種々の外部事象のリスク評価の方法を追加する。
- 原子力安全に係る重要度評価において使用するリスク評価ツールに種々の外部事象のリスクを計算できる機能を追加する。

4．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）
④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

本プロジェクトでは、規制への活用に資する外部事象を対象にしたリスク情報を得るために、米国、欧州等で実施されている研究動向[12-13]及び検査活動を踏まえつつ、内部事象及び外部事象の PRA に必要な最新知見等を取得する。特に、地震、津波等の外部事象の単独又は付随する事象に対する原子炉施設のリスク及び機器の重要性に係る知見を得るために、地震と津波の複合事象に対するレベル 1PRA 手法、地震等による隣接サイトの事故影響を考慮した PRA 手法等を開発し、段階的にリスク情報を拡充していく。

また、原子力規制検査への外部事象を対象にしたレベル 1PRA 及びこの PRA から得られるリスク情報の活用を促進するため、事業者が作成する外部事象を対象にしたレベル 1PRA モデルの適切性を確認するために必要な視点に係る知見を整理するとともに、検査指摘事項の重要度評価において外部事象を対象にした原子炉施設のリスクを評価するための手法を開発する。

さらに、人間信頼性解析については、米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析[7-8]に加え、本研究では運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を解析手法に組み込んでいく。また、ダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発したダイナミック PRA[5]を活用し、刻一刻と変化するプラント状況を反映したリスク指標の検討を行う。これらの研究に加え、レベル 1PRA が持つ不確かさを特定し分類することで、不確かさを明確にして、低減できる不確かさについては低減していく。さらに、PFM 評価の検討として、PFM 評価用の計算コードの高度化、PFM 評価の入力データの根拠となる実験データの取得及び PWR の加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）の熱水力解析に係る検討を行うとともに、PFM 評価で算出される原子炉容器の破損頻度等のリスク情報をレベル 1PRA に反映し当該事象のリスクの定量感を把握する。

安全研究計画の概要を図 1 に示す。

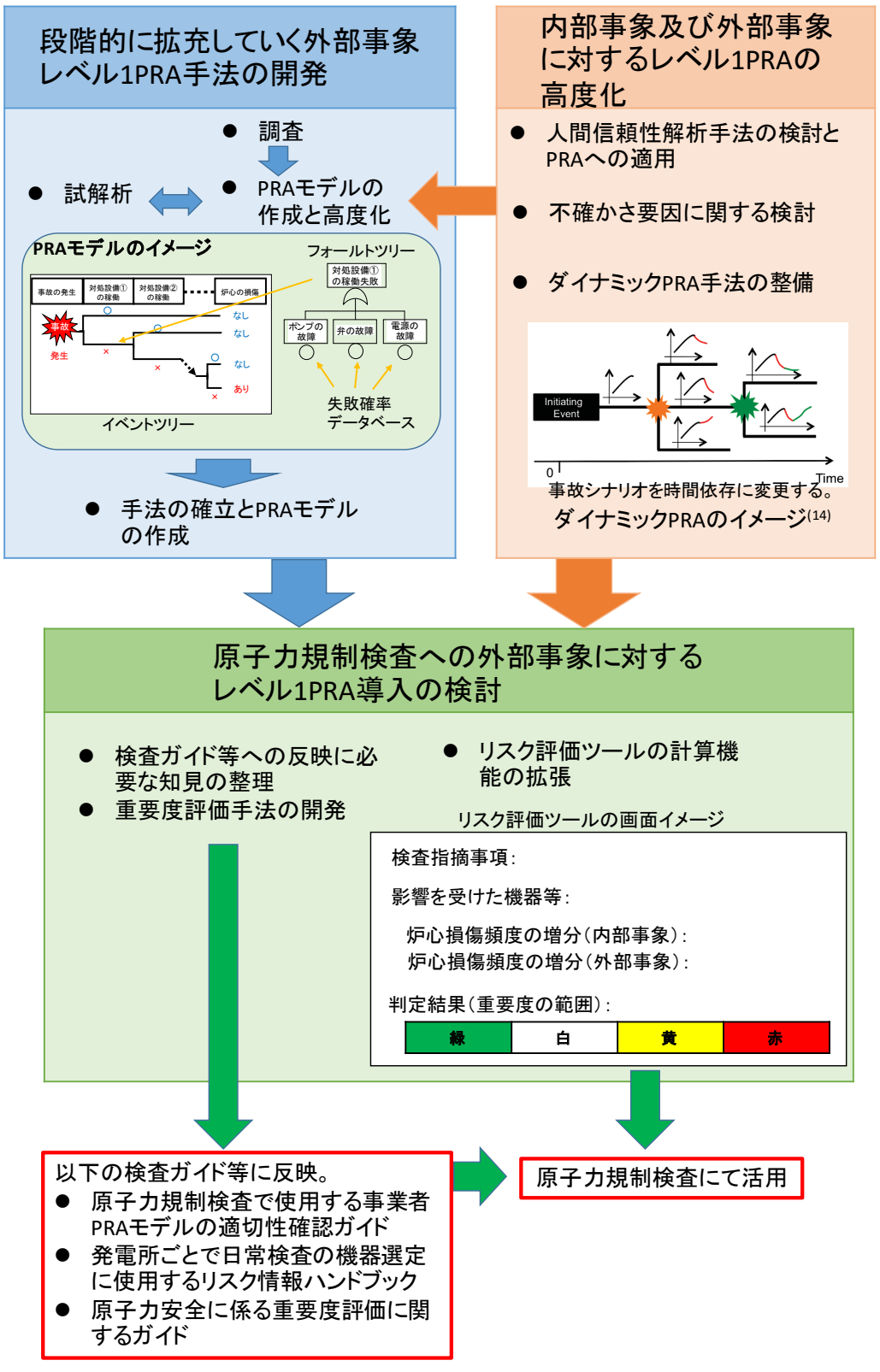


図 1 安全研究計画の概要

(1) 段階的に拡充していく外部事象レベル 1PRA 手法の開発

a. 複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA のための各ハザードの PRA モデルの整備【分類①、③及び④】

・ 複合事象(複合ハザード)を対象にしたレベル 1PRA 手法の開発のため、既存の地震時レベル 1PRA、津波時レベル 1PRA、内部火災レベル 1PRA 等を対象に、国内外の最新知見を調査し、複合事象の取扱いに着目して最新知見を反映して高度化する。

b. 複合事象(複合ハザード)を対象にした PRA 手法及び多数基立地サイトを対象とした外部事象 PRA 手法の整備【分類①、③及び④】

・ 既存の地震、津波、火災等を対象にした各レベル 1PRA を対象に、地震時に発生する可能性のある津波、地震時に発生する可能性のある火災等の複数の事象が発生した場合の外部事象レベル 1PRA の手法を開発する。ここでは、各事象が重畳した場合の原子炉施設への複雑なインパクトに着目する。これらの手法の開発においては、委託研究により国内外の最新知見を反映して検討した手法を基に試解析を実施することで手法の妥当性を確認して進める。また、委託研究により妥当性を確認した手法を用いて、複合事象を対象にした PRA モデルを作成する。

・ 複数の原子炉施設があるサイトや複数のサイトが近くにある地域を対象にした外部事象 PRA の手法を開発する。ここでは、委託研究により隣接プラントや隣接サイトで発生した事故対応による設備及び作業員のリソース配分、放射性物質の放出に係る屋外作業の著しい作業環境の悪化、地震等の事象が複数の原子炉施設に及ぼす影響の相関関係に着目するとともに、(1)a.の検討を踏まえ PRA の手法の開発に着手する。

c. その他の外部事象に係る PRA 手法の整備【分類①、③及び④】

・ 委託研究により、国内外の最新知見を用いて、強風等の種々の自然ハザードや人工ハザード(13)に対する原子炉施設への影響を検討し、種々の外部事象の PRA の開発に向けて情報を整理する。

(2) 原子力規制検査への外部事象に対するレベル 1PRA 導入の検討

a. 原子力規制検査で活用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要な知見の整理【分類①】

・　原子力規制検査においては、事業者が作成する PRA モデルの適切性を確認した後、これを活用してリスク情報を得ることになっている。事業者は内部事象に対する PRA モデルだけでなく、外部事象に対する PRA モデルを作成する予定である。事業者の PRA モデルの適切性を確認するために、外部事象レベル 1PRA で必要となる機器フラジリティの相関や外部事象によって発生する起因事象とその PRA モデルの作成方法等の知見を確認の項目として整理する。

b. 外部事象のリスクに対する検査指摘事項の重要度評価手法の開発【分類③】

・　外部事象のハザードや機器フラジリティを内部事象 PRA モデルに組込んで簡易的に外部事象のリスクを計算する方法を開発する。さらに、外部事象 PRA を用いて地震や津波等の外部事象を対象にした検査指摘事項の重要度評価の方法及び機器重要度の算出手法を開発する。

c. 外部事象のリスクに対する計算機能の拡張【分類③】

・　検査官が検査指摘事項の重要度評価を行う際に使用するリスク評価ツールを対象に、外部事象のリスクに対する簡易計算機能及び詳細計算機能を加える。

(3)　内部事象及び外部事象に対するレベル 1PRA 手法の高度化

a. 新たな人間信頼性解析手法の PRA への適用の調査・研究【分類①、③及び④】

・　時間的要素を考慮する機能、デジタル制御盤の故障率、地震等の外部事象の影響を考慮する機能及び運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を考慮する機能を人間信頼性解析手法に組み込み、運転員が操作を失敗する確率を算出する。また、算出した操作失敗確率を PRA モデルに組み込む。

b. 不確かさ要因に関する検討【分類①、③及び④】

・　各国との故障率の相違点を明確にし、適切な故障率の不確かさを整理する。

・　レベル 1PRA で想定する安定状態の定義を整理し、定義の曖昧さに係る不確かさの低減方法を整理する。

・　成功基準解析における保守的な条件、仮定等の不確かさ要因を整理し、最確推定を採用した成功基準解析の方法を整理する。

・　不完全さに関する不確かさについて、特定方法及び評価方法を整理する。

c. ダイナミック PRA 手法の整備【分類④】

・　委託研究により、レベル 1PRA に係る最新知見として、プラント状態の時間変化、運転員の操作タイミング等を考慮できるダイナミック PRA 手法を開発する。これらの手法の開発においては、国内外の最新知見を反映して検討した手法を基に計算コードを開発し、開発した計算コードを用いて試解析を実施することで手法の妥当性を確認して進める。また、PWR プラント及び BWR プラントを対象にダイナミック PRA 手法で算出した炉心損傷頻度等を従来 PRA の結果と比較・分析し、プラント状態の時間変化を考慮したリスク指標値について検討する。

d. 原子炉容器等の破損リスクの研究【分類①及び分類④】

・　規制庁実施研究により、原子炉容器等の破損を引き起こし得る現象（急激な温度変化等）及びその現象が生じる事故シーケンスを整理する。

・　委託研究により、原子炉容器等の破損要因となり得る現象について、実験・解析により評価手法を整理する。

・　委託研究により、PFM を用いて原子炉容器等の破損確率を試計算し、その結果を整理及び分析する。

・　規制庁実施研究により、上記の検討結果を PRA に反映し、原子炉容器等の破損リスクを算出する方法を開発する。

５．成果目標と実施計画

(1) 段階的に拡充していく外部事象レベル 1PRA 手法の開発

a. 複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA のための各ハザードの PRA モデルの整備

成果目標：各ハザードの PRA における課題を整理するとともに、各ハザードに対する評価式などのリスク情報の活用に資する知見を拡充する。

実施計画：令和 6 年度までに、地震 PRA の課題である全ての設備の同時損傷の影響評価手法について検討を行う。令和 8 年度までに、津波 PRA の課題を整理し、課題を解決する評価手法の検討を行う。さらに検討した評価手法を基に外部事象に対するリスク情報の活用に資する知見を取得する。また、令和 8 年度までに内部火災 PRA の実用化に向けて回路解析の知見の拡充を行う。なお、令和 5 年度に研究成果について論文を投稿する。

b. 複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA 手法及び多数基立地サイトを対象とした外部事象 PRA 手法の整備

成果目標：複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA 手法及び多数基立地サイトを対象とした外部事象 PRA 手法を開発する。

実施計画：複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA については、令和 5 年度までに、原子炉施設において発生する可能性のある外部事象を調査及び整理し、複合事象となる可能性のある事象を選定する。また令和 6 年度までに、リスク評価に必要となる複合事象のモデル化方法を検討する。さらに令和 8 年度までに、複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA 手法を開発し、この手法を用いて複合事象（複合ハザード）を対象にした PRA モデルを作成し炉心損傷頻度を試算する。

多数基立地サイトを対象とした外部事象 PRA については、令和 8 年度までに多数基立地特有の要素を調査し、隣接プラントや隣接サイトで発生した事故対応による設備及び作業員のリソース配分、放射性物質の放出に係る屋外作業の著しい作業環境の悪化、地震等の事象が複数の原子炉施設に及ぼす影響の相関関係に着目して PRA 手法を開発する。

なお、令和 5 年度に国際会議にて研究内容を発表するとともに、令和 7 年度に論文を投稿する。

c. その他の外部事象に係る PRA 手法の整備

成果目標：自然ハザード及び人工ハザードに対する原子炉施設への影響を整理する。

実施計画：令和 8 年度までに強風等の自然ハザード及び種々の人工ハザードの調査を行い簡易的な PRA モデルを作成し、自然ハザード及び種々の人工ハザードを対象に、原子炉施設への影響を検討して、リスクの高い種々のハザードを整理する。

(2) 原子力規制検査への外部事象に対するレベル 1PRA 導入の検討

a. 原子力規制検査で活用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要な知見の整理

成果目標：事業者が作成する外部事象 PRA モデルの適切性確認ガイドに必要な知見を整理する。

実施計画：(1)a.で得た最新知見及び各 PRA モデルを対象に、令和 6 年度までに地震時について、令和 8 年度までに津波時について、レベル 1PRA モデルの適切性を確認する項目、確認する視点等をそれぞれ整理する。また、令和 7 年度までに内部火災レベル 1PRA 等の適切性を確認する項目、確認する視点等を整理する。

b. 外部事象のリスクに対する検査指摘事項の重要度評価手法の開発

成果目標：検査指摘事項の重要度評価のための簡易評価手法及び詳細評価手法を開発する。

実施計画：令和 7 年度までに、内部事象 PRA モデルに外部事象の知見を組み込んで簡易的に炉心損傷を計算できる方法を開発する。また、令和 8 年度までに、外部事象 PRA モデルを検査指摘事項の重要度評価で使用する方法を開発し、検査指摘事項の重要度評価におけるリスク指標とその判断基準を整理する。さらに、令和 8 年度までに、外部事象を対象にした機器重要度について課題を整理し、適切な機器重要度の表現方法を整理する。

c. 外部事象のリスクに対する計算機能の拡張

成果目標：リスク計算ツールで外部事象を計算できる機能を追加する。

実施計画：令和 6 年度までに、これまでに整備しているリスク計算ツールを対象に、内部事象 PRA モデルに外部事象の知見を組み込んで簡易的に炉心損傷を計算できる機能を追加する。さらに、令和 8 年度までに、このリスク計算ツールにおいて外部事象 PRA モデルを用いた計算ができるように機能を追加する。

(3) 内部事象及び外部事象に対するレベル 1PRA 手法の高度化

a. 新たな人間信頼性解析手法の PRA への適用

成果目標：人的過誤間の依存関係を組み込んだ人間信頼性解析（HRA）手法を開発する。

実施計画：令和 6 年度までに時間的要素を考慮する機能を追加した HRA 手法及びデジタル制御盤の故障率を考慮できる HRA 手法を開発する。また、令和 8 年度までに地震等の外部事象の発生時を想定した HRA 手法を開発する。さらに、開発した HRA 手法に運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を組み込み、PRA モデルへの適用方法を整理する。炉心損傷頻度を算出し、運転員操作の重要度を把握する。

b. 不確かさ要因に関する検討

成果目標：レベル 1PRA に関連する不確かさ要因を特定し、各不確かさ要因が炉心損傷頻度へ及ぼす影響を把握する。

実施計画：令和 6 年度までに各国との故障率の相違点を明確にして故障率の不確かさを整理するとともに、レベル 1PRA で想定する安定状態の定義を整理し定義の曖昧さに係る不確かさを整理する。また、令和 7 年度までに成功基準解析における保守的な条件、仮定等の不確かさ要因を整理し、最適評価を採用した成功基準解析について検討するとともに、令和 8 年度までに不完全さに関する不確かさの特定方法及び評価方法を整理する。これらの検討により不確かさ要因を特定し、炉心損傷頻度へ及ぼす影響を把握する。

c. ダイナミック PRA 手法の整備

成果目標：プラント状態が変化することを考慮し、かつ運転員の操作のタイミングや操作失敗のタイミングを考慮できるダイナミック PRA 手法を開発する。

実施計画：令和 8 年度までに、PWR プラント及び BWR プラントを対象にダイナミック PRA 手法を用いた試解析を行い、従来の PRA で算出した炉心損傷頻度等のリスク情報との比較・分析を行うとともに、プラント状態の時間変化の効果を反映したリスク指標値の検討を行う。

d. 原子炉容器等の破損リスクの研究

成果目標：原子炉容器等の破損を対象にした PFM 評価に関する技術基盤の構築として、PFM 評価に関連した調査及び試験を実施する。また、原子炉容器破損を考慮した PRA 手法を開発する。

実施計画：令和 8 年度までに、PFM 評価用の解析コードの高度化として考慮可能な不確かさ項目の追加等を行うとともに、感度解析により PFM 評価における影響因子の影響を把握する。また、国内原子炉容器相当材を使った試験により国内向けの PFM 評価用の実験データを取得する。さらに、PTS に関連する熱流動現象について文献調査を行うとともに、熱流動試験により PTS に係る実験データを取得する。令和 8 年度までに原子炉容器等の破損を対

象にした PRA 手法を開発し、原子炉容器等の破損による炉心損傷頻度への寄与割合を把握する。なお、プロジェクト後半に論文を投稿する。

行程表

	Ｒ４年度	Ｒ５年度	Ｒ６年度	Ｒ７年度	Ｒ８年度
（１）段階的に拡充していく外部事象レベル 1PRA 手法の開発	外部事象 PRA モデルの整理と課題への対応				
		▽論文投稿			▽論文投稿
	複合事象となる事象の組合せの選定	▽国際会議発表		▽論文投稿	
		複合事象のモデル化検討		複合事象を対象にした PRA 手法の開発	
			多数基立地サイトを対象にした PRA 手法の開発		
			自然ハザード及び人工ハザードの整理		
（２）原子力規制検査への外部事象に対するレベル 1PRA 導入の検討	地震 PRA 及び津波 PRA の適切性確認項目の整理				
			内部火災 PRA 等の適切性確認項目の整理		
	検査指摘事項の重要度評価のための簡易評価手法の開発				
				機器重要度の整理	
		リスク計算ツールに簡易評価手法を用いた計算機能の追加		外部事象を対象にした HRA 手法の開発 リスク計算ツールに詳細評価手法を用いた計算機能の追加	
（３）内部事象及び外部事象に対するレベル 1PRA の高度化	時間要素を考慮した HRA 手法の開発				
		デジタル制御盤の操作を対象にした HRA 手法の開発			
	故障率に係る不確実さの整理 PRA の安定状態の整理				
			成功基準解析の方法の整理		
				不完全さに係る不確実さの整理	
	ダイナミック PRA 手法の開発				
	▽国際会議発表	原子炉容器破損に係る調査と試験の実施			
				原子炉容器破損を対象にした PRA 手法の開発	
				▽論文投稿	

６．実施体制

【シビアアクシデント研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇 濱口　義兼　主任技術研究調査官（実施項目（１）関係）
　 寺垣　俊男　主任技術研究調査官
　 出井　千善　副主任技術研究調査官
　 梁田　勇太　技術研究調査官
　 寺谷　俊哉　技術研究調査官
　 伊東　智道　技術参与

○ 濱口　義兼　主任技術研究調査官（実施項目（２）関係）
寺垣　俊男　主任技術研究調査官
上田　治明　副主任技術研究調査官
寺谷　俊哉　技術研究調査官
伊東　智道　技術参与

○ 塚本　直史　上席技術研究調査官（実施項目（３）関係）
濱口　義兼　主任技術研究調査官
上田　治明　副主任技術研究調査官
髙田　博子　副主任技術研究調査官
小城　烈　副主任技術研究調査官
八木橋　秀樹　副主任技術研究調査官
西小野　華乃子　技術研究調査官
後藤　歌穂　技術研究調査官
梁田　勇太　技術研究調査官
寺谷　俊哉　技術研究調査官
寺山　正太郎　技術研究調査官

【委託研究先】
実施項目（１）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R4 年度～R8 年度）
実施項目（３）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R4 年度～R8 年度）、学校法人早稲田大学（R5 年度～R8 年度）

【共同研究先】
なし

７．備考

関連研究
段階的に拡充していく外部事象レベル 1PRA 手法を開発していく上で、次の研究プロジェクトからの成果を反映する。
・「震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究」（令和 2 年度～令和 5 年度）
・「津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究」（令和 3 年度～令和 6 年度）
・「外部事象に係る施設・設備のフラジリティ評価手法の高度化に関する研究」（令和 3 年度～令和 6 年度）

参考文献

(1) 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、令和元年 12 月、https://www2.nra.go.jp/data/000473234.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(2) 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」、https://www2.nra.go.jp/data/000473228.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(3) 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」、https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(4) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “The Significance Determination Process for Findings At-Power,” Inspection Manual Chapter 609 Appendix A, November 2020, https://www.nrc.gov/docs/ML2114/ML21148A149.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(5) 濱口義兼 他、「安全研究成果報告　規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 4 年年 5 月、https://www.nra.go.jp/data/000392321.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(6) 濱口義兼、「確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状と課題　内部事象レベル 1PRA」、研究報告会資料、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 3 年 5 月、https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(7) N. Ekanem, A. Mosleh, “Phoenix – A Model-Based Human Reliability Analysis Methodology: Quantitative Analysis Procedure and Data Base,” Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 12, June 2014.
(8) J.Xing et al., “The General Methodology of An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS-G),” U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2198, https://www.nrc.gov/docs/ML2112/ML21127A272.pdf（2025 年 5 月 30 日確認）
(9) M. Diaconeasa, A. Mosleh, “Integration of Qualitative and Quantitative Hybrid Causal Logic into a Simulation-based Platform for Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants,” University of California Los Angeles, 2017, https://escholarship.org/uc/item/9wc84881#main（2025 年 5 月 30 日確認）
(10) M. Drouin et al., “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1855 Revision 1, March 2017.

https://www.nrc.gov/docs/ML1706/ML17062A466.pdf （2025年5月30日確認）
(11) U.S. Electric Power Research Institute, “An Approach to Risk Aggregation for Risk-Informed Decision-Making,” 3002003116, April 2015.
(12) 一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会 破壊靭性検討会「第100回破壊靭性検討会議事録」、令和6年2月、https://nusc.jp/giji/kouzou/jinsei100.pdf（2025年5月30日確認）

研究計画

プロジェクト名称	9. 重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究		
実施期間	令和５年度　～　令和８年度	担当部署	技術基盤グループ　シビアアクシデント研究部門
		担当責任者	星　陽崇　統括技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】　D) シビアアクシデント（レベル 2PRA を含む）	主担当者	栃尾大輔　主任技術研究調査官

１．背景

令和 3 年 3 月に、原子力規制庁は東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故に関する追加的な調査分析結果をまとめた中間取りまとめを公表した(1)。この中間取りまとめでは、廃炉作業等によって現場の放射線レベルが下がったことから調査範囲を原子炉建屋（以下「R/B」という。）内部へ拡大することができたことにより、各号機での水素爆発等について従来把握していた事故の経緯に対して新たな知見を取りまとめた。特に 1F3 号機の R/B で発生した水素爆発については、記録されている屋外映像から R/B 上部での爆発が確認されていたが、R/B 内部の調査では中間階での爆発と思われる痕跡が見られた。現行規制では、R/B に対して水素爆発防止のための設備を設けることを要求していることから、令和 4 年度にかけて上記の中間取りまとめで得られた知見の規制への反映に向けた検討が進められた。検討の結果、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）ベントを沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けを明確化した。また、1F1,2,3 号機の C/V の上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いこと(1)や、最近の 1F 事故の原因分析において、1F1 号機のペデスタル外周部を撮影した映像から、ペデスタルを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消失している様子にあることが確認されている(2)。
このような状況を踏まえて、本研究プロジェクトでは具体的には以下に挙げる項目を検討する。

（１）C/V の閉じ込め機能

1F で発生した水素爆発については、これまでは C/V 上部蓋のフランジ部から漏えいした水素が R/B 最上階に滞留して何らかの要因で着火したことによるものと考えられていたが、1F 事故の原因分析から R/B 中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された(1)。このことから、R/B に漏えいした水素が最上階のみならず何らかの経路を経由して中間階に滞留する可能性が懸念されている。上述のように原子炉建屋の水素防護対策としての C/V ベントの位置付けが明確化されたが、C/V からの水素漏えいのメカニズムを検討することは、C/V ベントによらない他の水素防護対策を検討する上で重要である。C/V ベントでは、水素排出時に放射性物質も随伴するため環境への放射性物質放出が一定程度避けられないことから、水素漏えいの根本的な要因を分析し、中・長期的な視点での水素防護対策の検討が望まれる。C/V から漏えいする水素の量や経路などは、重大事故の進展に応じた C/V 内の雰囲気（温度、圧力及びガス組成）や C/V 上蓋、電線貫通部、エアロック等のシール材の材質や劣化等の状態により支配されると考えられる。これまでには、C/V のシール部からのガスの漏えいに関して、厳しい環境条件下で行われているが、空気、水蒸気又は窒素を用いた研究(3),(4)や水素を模擬したヘリウムを用いた研究(5),(6)でカバーされる範囲は限定的である。厳しい環境条件下においてシール部から水素がどのように漏えいするかという観点に着目した研究及び C/V のシール部からの水素漏えい挙動について網羅的に調査した例は国内外とも見られないことから、厳しい環境条件下における C/V のシール部からの水素の漏えい挙動に関する知見の拡充が必要である。

（２）C/V 内で発生する可燃性有機物の影響

1F 事故の原因分析において、1F3 号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素だけでなく他の可燃性有機物（以下「可燃性有機物」という。）が混合して爆発した可能性が示唆されている(1)。これまで国際的に得られている研究成果では、重大事故の進展に伴って原子炉の制御材に使われる炭化ホウ素や C/V のベースマットに用いられるコンクリートから一酸化炭素等の可燃性気体が発生することが知られている(7)～(12)。しかし、ケーブル被覆材、断熱材等を由来とする有機物の発生について検討が深められた例は国内外に見られない。水素に可燃性有機物が添加される混入することで水素爆発にどのような影響があるかについて検討が深められた例は国内外に見られない。このため、現行規制において要求している水素爆発防止対策の有効性に対しても、そのような可燃性有機物の発生が与える影響を判断する知見がないことから、可燃性有機物が添加した場合の水素爆発への影響に関する知見の拡充が必要である。

一方、有機ヨウ素は被ばく評価上重要な化学形態であることから、これまでに種々の実験が実施されており、格納容器の塗装表面において生成されやすいことが知られている。しかし、C/V 内での可燃性有機物の発生はこれまで検討されてこなかったことから、それらの有機物とヨウ素が反応して有機ヨウ素が生成されるかは明らかではない。有機ヨウ素は、フィルター付きベントシステム等でも除去することが難しく、可燃性有機物が有機ヨウ素の生成に与える影響について知見の拡充が必要である。

（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象

最近の 1F 事故の原因分析において、1F1 号機のペデスタル外周部及び内部を撮影した映像が東京電力より公開され、ペデスタルを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消失している様子にあることが分かった(2)。従来の知見(13)か

ら、1F1 号機では原子炉圧力容器から放出された溶けた炉心燃料がペデスタル床面を広がり、溶融炉心－コンクリート反応（以下「MCCI」という。）によってコンクリートが侵食されたと想定されていた(14)。現状の調査結果からはコンクリートがMCCI によって溶けたということを立証するデータは十分ではなく、その経緯については詳細な検討が必要である。現行の規制基準に適合した原子炉においては、溶融した炉心が落下する前にペデスタル等には事前に注水し、溶融デブリの冷却を促進する対策が取られている。ペデスタルに注水した水に落下した溶融デブリは、冷却される過程でデブリベッドと呼ばれる塊となってペデスタルに注水した水の下部に堆積するが、1F1 号機で得られた映像の観察からは粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次元的に分布している可能性が示唆されている(2)。このようにMCCIによるコンクリートの侵食だけでなく、溶融デブリそのものの冷却挙動や分布挙動には極めて大きな不確かさが存在することから、想定される様々な重大事故の条件によって溶融デブリの形態やその分布挙動がどのように変化するかを検討することが必要である。

（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析

1F 事故の原因分析において、1F1,2,3 号機の C/V の上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いことが確認された(2)。また、1F 事故の原因分析から R/B 中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された(1)。このような重大事故の進展に伴って発生する事象は、事故の緩和策の成否によって大きく変化することが想定される。また、水素や可燃性有機物が発生する場合には、炉心損傷に至っている状態であるため、同時に放射性物質の影響も考慮する必要がある。

このような検討を行うためには炉心損傷の開始や進展について理解を深める必要がある。炉心損傷開始の判断に用いられている指標の一つとして加圧水型原子炉における炉心出口温度（以下「CET」という。）が挙げられるが、既往研究では、圧力容器頂部破断事故等の一部の事象において炉心露出後に高温側配管の残存水が流下することや炉心上方の冷壁効果、蒸気の 3 次元流れの影響により CET の挙動が被覆管温度から遅れるとともに、現行の解析コードでは詳細に評価できない炉心内の 3 次元熱流動挙動が影響する可能性があることが指摘されている(15)。炉心損傷の判断は、その後の事故対応を格納容器破損防止へと変更させる重要な分岐点であり、社会からも非常に高い関心が示されると予想される。炉心損傷防止対策を喪失するような事故時に入手できる限定的なプラントデータから炉心損傷を高い確度で判断するとともに、その後の事故対応において放射性物質の影響を考慮するには、原子炉の設計や事故の対応手順等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮し、炉心損傷に至ったプラントの状態やその後の放射性物質の挙動をあらかじめ整理しておくことが肝要である。

２．目的

1F 事故の原因分析において確認された R/B 中間階での水素爆発の痕跡や可燃性有機物を伴う水素の爆発、ペデスタル部コンクリートの一部消失等の知見から、以下に示す観点について重大事故緩和対策の取扱の判断等に資するための知見を取得・拡充することを目的とする。

（１）C/V の閉じ込め機能

重大事故時における C/V のシール部から R/B への水素漏えい挙動の不確かさを低減するため、重大事故時における C/V の熱流動等条件に対するシール部からの水素の漏えい挙動に係る知見を取得する。

（２）C/V 内で発生する可燃性有機物の影響

C/V 内で発生する可燃性有機物による圧力上昇が、従来考慮されていた水蒸気及び非凝縮性ガスの圧力による静的負荷と比較して重大な影響を及ぼすものであるか、可燃性ガスの燃焼のしやすさ、燃焼・爆発が生じた場合の影響、それらに対して既往の事故対策により対処可能であるか等を確認するため、解析を通じて関連するデータを拡充する。

また、C/V 内で可燃性有機物が発生することで、環境へ漏えいしやすく、被ばく評価上も重要な有機ヨウ素の生成が促進されるかを確認する。

（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象

1F1 号機の C/V 内部の観察結果から、堆積物に傾斜が見られること、堆積物の下に空洞が存在する可能性があること等、これまでに想定されていた溶融デブリの挙動と相違が生じた要因を検討する。また、1F1 号機で観測されたペデスタル部のコンクリート消失事象が、これまでに想定されていないコンクリート侵食のメカニズムによるものであるかを調査する。

（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析

事故時にどのようなプラント情報が得られれば炉心損傷と判断できるのか、炉心損傷の開始等に係る知見を拡充する。

３．知見の活用先

（１）C/V の閉じ込め機能

重大事故における C/V のシール部から漏えいする水素の挙動に関する知見を拡充することで、C/V の各シール部から R/B への水素漏えい挙動の不確かさを低減することができ、中間階での水素滞留に対する重大事故緩和対策等の取扱の判断に資することができる。「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の解釈」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）第 53 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という。）第 68 条が改正され、既に対応が明確化された C/V ベント以外の水素防護対策の検討に活用されることが期待される。

（２）C/V 内で発生する可燃性有機物の影響

可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を拡充することで、既往の水素燃焼防止対策に実際的な影響を及ぼす可能性の検討に資することができる。また、C/V 内で可燃性有機物が発生することで有機ヨウ素の生成が促進されるかを検討し、既に対策として取られている有機ヨウ素フィルター等の対策に影響をもたらすか確認する。既存の防護策への影響を評価し、技術情報検討会へ報告する。「設置許可基準規則解釈」第 50 条等に関わる知見の獲得が期待される。

（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象

1F1 号機で確認された床面での溶融炉心の堆積形態が生じた要因が、これまでに想定されていない現象によるものであった場合、現行基準に適合した原子炉で採用されている原子炉下部への注水等の事故対策が効果的な対応であるか検討する。また、同様の事象が、1F 事故とは異なる事故シーケンス又は異なる炉型においても発生しうるものかを検討する。

さらに、1F1 号機で確認されたコンクリート侵食現象のメカニズムを調査し、既往の知見で合理的な説明が可能かを検討する。これまでに検討されていないコンクリート侵食メカニズムである可能性が高い場合は、他の炉型でも生じうる現象か検討し、結果を技術情報検討会へ報告する。「設置許可基準規則解釈」第 51 条等に関わる知見の獲得が期待される。

（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析

原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とその際のプラント状態を整理することで、上記（１）から（３）の検討や原子力災害発生時に規制委員会が緊急事態区分を判断する際の参考情報となる。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

原子炉格納容器からの水素漏えい挙動、可燃性有機物を含む水素の挙動、圧力容器下部での溶融炉心挙動及び炉心損傷の判断基準に関する知見を拡充する。なお、これらの実験及び解析の最新知見の拡充にあたっては、経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会が実施する国際共同プロジェクトも活用して実施する。

（１）C/V の閉じ込め機能【分類①②】

1F 事故の原因分析から、C/V からの主な水素漏えい経路は C/V 上蓋のフランジ部と推定されているが、C/V からの水素漏えい箇所としては、C/V 上蓋のフランジ部だけでなく C/V 貫通部でシール材を用いている箇所も考えられる。図 1 は、漏えい経路の一つとして想定される C/V 周りの構造及び C/V 上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に C/V で発生した水素の想定される R/B への漏えい経路を示す。重大事故時に C/V 内部の温度や圧力が上昇する等 C/V 内部の環境条件が厳しくなることによりシール材が劣化し、C/V 上蓋のシール材のシール性能が低下することで水素が漏えいする可能性が考えられる。また、C/V の温度上昇によるフランジ部等の熱変位(3)によりフランジ部に隙間が生じて C/V からの漏えいが生じる可能性がある。従来、シール材の健全性に関する試験は数多く行われてきているが、水素を模擬したガスを用いたより厳しい重大事故状態におけるシール部からの漏えい挙動及び性能限界に関する知見は得られていない。実際に関連するデータを取得することは、重大事故状態における水素漏えいのメカニズム及び漏えい経路を検討するために重要である。そのため、重大事故時の条件を模擬した環境下におけるシール部からのガスの漏えい挙動を調べる実験（図 2）を実施する。実験では圧力、温度、ガス組成（水素模擬ガス、空気、水蒸気等）、シール材の劣化度等をパラメータとして各状態における試験ガスの漏えい量などを測定し、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。また、熱膨張に伴い生じたフランジの隙間からの水素漏えいについては、フランジ間を任意の幅に設定して雰囲気条件を変化させて実験を行い、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。実験に供する重大事故進展時の過渡的な C/V 圧力、温度、ガス組成等を模擬した条件は、代表的な事故シナリオを選定する。

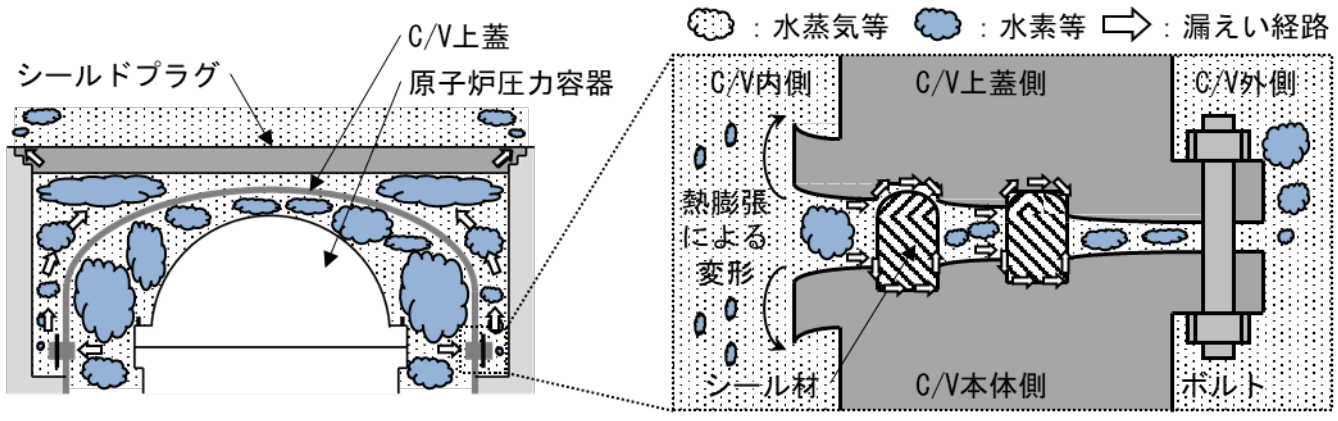


図 1　C/V 周りの構造及び C/V 上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に想定される水素等の漏えい経路

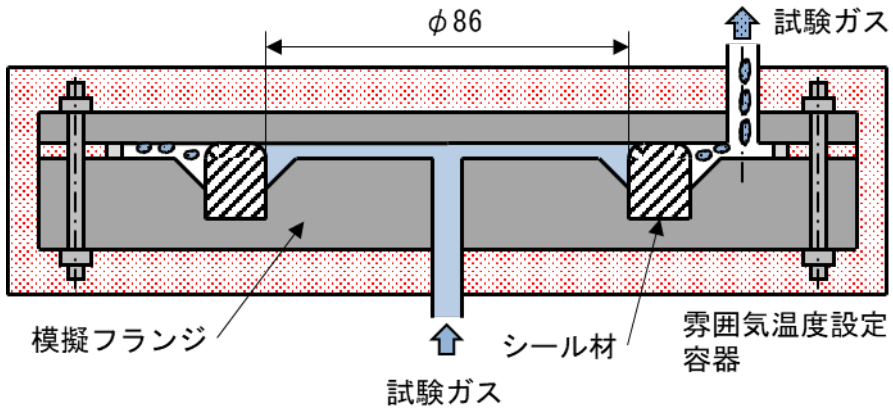


図 2　シール材の漏えい特性試験の概念図

（２）C/V 内で発生する可燃性有機物の影響【分類①②】

図 3 に重大事故時に想定される R/B 内における可燃性有機物を含む水素（以下「可燃性ガス」という。）の挙動を示す。1F3 号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素爆発発生時に水素だけでなく可燃性有機物が混合していた可能性が示唆されている。1F 事故の原因分析では、C/V 内部のケーブルに用いられている被覆材等が重大事故条件への曝露又は高温溶融物と接触すること等により可燃性有機物が発生する可能性があるとされている。

C/V 内での可燃性有機物の発生については、文献調査により発生する可燃性有機物の種類や量に関する知見を収集する。

可燃性ガスの燃焼については、ガス単体の化学反応データベースは多く存在するものの水素を主体とした可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガスの化学反応データベースはあまりないことから、燃焼速度等の物性値や燃焼に対する影響に関する実験的及び解析的研究の文献を調査する。また、化学量論に基づく解析手法を活用して化学反応評価を行い、可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガス等の化学反応データベースの拡充を図る。

また、既往の有機ヨウ素に関する研究では、塗装表面での有機ヨウ素の生成挙動と気相中での有機ヨウ素の分解挙動が主たる対象となっており、気相中での有機ヨウ素の生成に関する研究はほとんど実施されていない。したがって、気相中での有機ヨウ素生成モデルに関する知見を広く収集し、事故時の格納容器内の雰囲気（高温、高圧、高放射線場等）において有機ヨウ素の生成反応が生じるかを確認する。気相中の有機ヨウ素の生成量を評価する手法を検討し、塗装表面で生成される有機ヨウ素の量と比較し、既に導入が進められている有機ヨウ素フィルター等の対策に影響をもたらすか確認する。

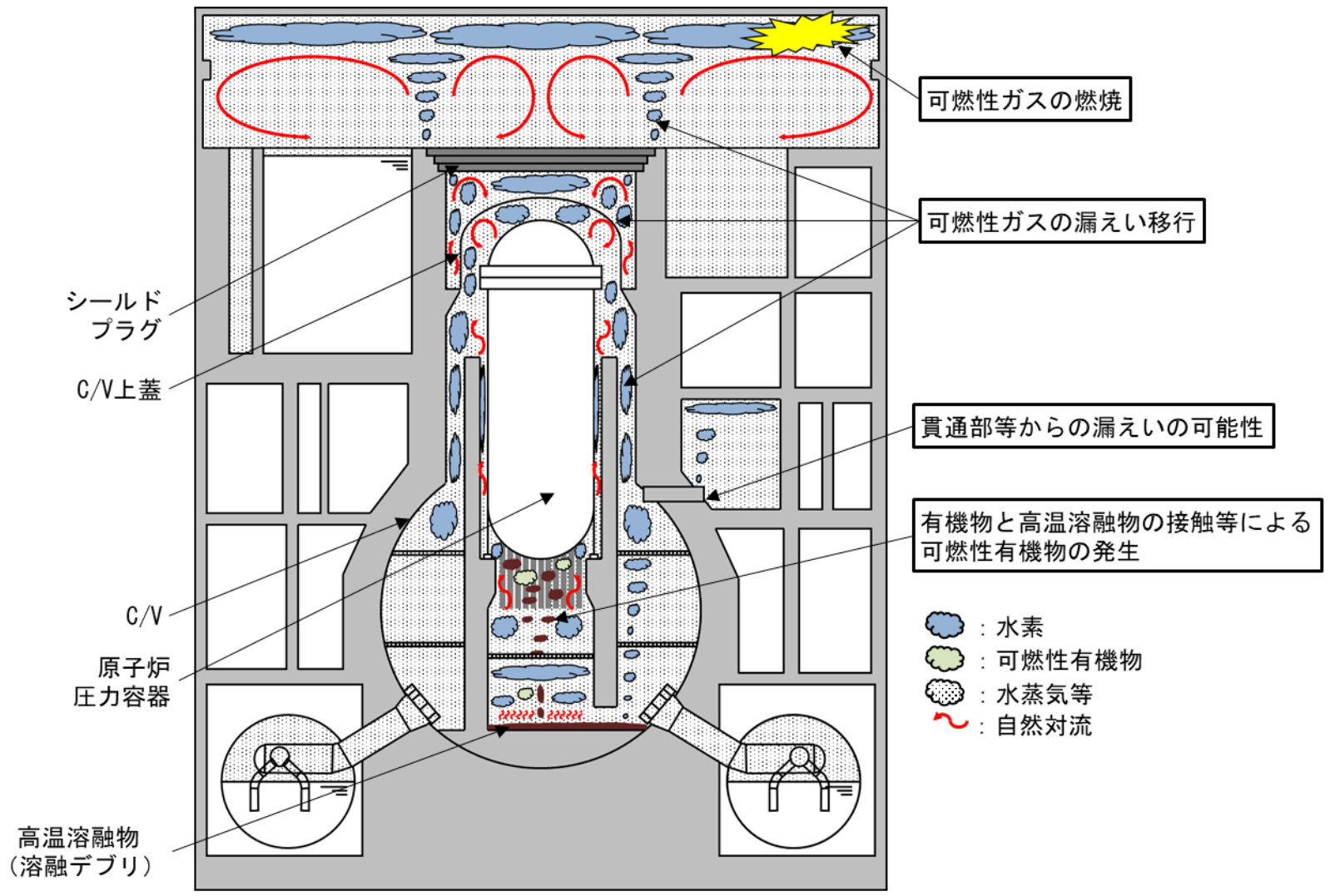


図 3　重大事故時に想定される R/B 内における可燃性ガスの挙動

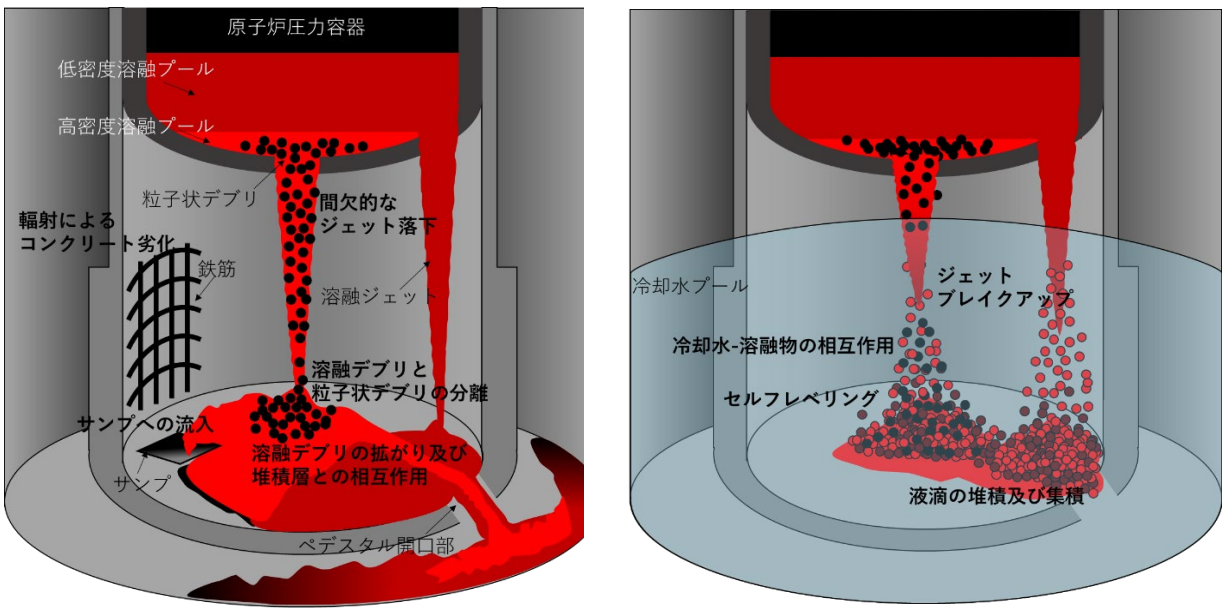
（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象【分類①②】

溶融炉心挙動について、1F1 号機の C/V 内部の観察結果から、堆積物に傾斜が見られること、堆積物の下に空洞が存在する可能性があること、ペデスタル壁のコンクリートが鉄筋を残して消失していること等、従来から想定されている溶融デブリの挙動及び MCCI とは異なる様相が確認されている。既往の研究に基づく代表的な重大事故進展時の C/V 内におけるデブリ挙動のメカニズムを図 4 に示す。原子炉圧力容器から放出されるデブリの形態（溶融デブリ、粒子状デブリ）及び溶融デ

ブリの固相割合は炉内外の冷却状態等に支配され、異なる破損口から間欠的に落下する。冷却水がない場合には、溶融ジェットは原子炉下部キャビティに落下し、拡がることでデブリベッドを形成する。一方、冷却水がある場合には、溶融ジェットは分裂しキャビティには溶融液滴の堆積及び集積が発生するとともに冷却材との相互作用が発生する。また、間欠的に落下したデブリは、既に形成されたデブリベッドと相互作用する。堆積したデブリベッドからの崩壊熱によりキャビティ床面及びペデスタル壁面において MCCI が発生する。

解析コード等を用いた溶融炉心分布の推定結果と 1F1 号機の測定結果の差異を分析し、1F1 号機で観測された堆積物の形成要因を検討する。さらに、別プロジェクトの成果※を踏まえ、委託研究により、格納容器床面に落下したデブリが冷却水によって除熱されるのか、冷却される過程において堆積様態に変化が生じるのかを実験により確認する。

ペデスタル壁のコンクリート消失について、コンクリート消失の様相が、高温環境におけるコンクリートの損傷の一つであるコンクリートの爆裂現象に類似していることから、爆裂現象がペデスタル壁のコンクリート消失をもたらす可能性について、委託研究により実験的に調査を行い、知見を収集する。



(a) 冷却水がない場合　　(b) 冷却水がある場合

図 4　溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

※「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」での R2 年度～R4 年度の成果

（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析【分類①②】

重大事故の事故進展の評価には炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見を拡充することも重要である。特に CET を炉心損傷開始の判断指標とした場合の事故進展に着目し、圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故等の CET と被覆管温度との差が大きい事故事象等について、委託研究により、多数の CET 計測点を有する大型非定常試験装置等を用いた総合効果実験を実施する。ここでは、可能な限り炉心溶融時に近い高温の熱流動状態を模擬するため、燃料被覆管表面温度が実験装置の上限である 1000K 近傍となる実験条件も考慮する。起因事象や事故対応策が異なる実験ごとに、炉心内 3 次元熱流動に影響される CET の径方向分布を分析するとともに、被覆管温度と CET の関係等を整理して 3 次元熱流動の CET の時間遅れへの影響を確認する。また、委託研究により、汎用の CFD コード等を用いて実験解析を行い、CET の径方向分布や 3 次元熱流動の影響について知見を補完する。以上より、様々な事故進展における CET の応答性について技術的知見を取得し、MELCOR の事故進展解析に反映する。具体的には、図 5 に示す様に MELCOR[16]コードを用いた事故進展解析を実施し、炉心損傷発生時の各種プラントデータやその後の放射性物質の挙動を確認するが、解析条件の設定等には別プロジェクト（重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験、特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究）で得られた成果も参照する。

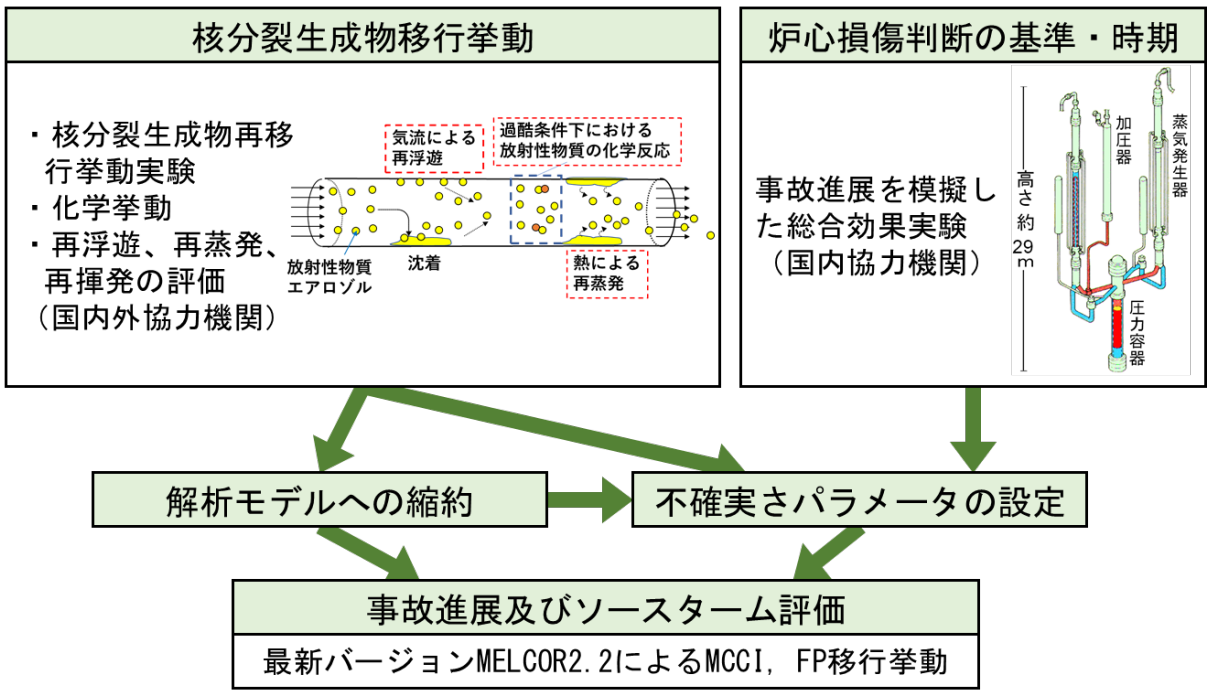


図５　事故進展及びソースターム評価（一部文献(17)より引用）

５．成果目標と実施計画

（１）C/V の閉じ込め機能

成果目標：重大事故時における C/V フランジ部等のシール部からの水素等の漏えい挙動に関する実験的知見を蓄積する。

実施計画：

①　シリコンシール部からの漏えい挙動

令和 5 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度並びに試験ガスの種類をパラメータとして、室温から重大事故条件を模擬した圧力、温度等に変化させたときのシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータ（基礎データ）を取得する。

令和 6 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度、シール材の劣化度並びに試験ガスの種類をパラメータとして、重大事故条件を模擬した圧力、温度等に長期間曝された場合のシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータ（耐久性に関するデータ）を取得する。また、冷却により温度が低下する過程でのシール材の劣化及び漏えい挙動を確認する。

令和 7 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度、断面形状並びに試験ガスの種類をパラメータとして、重大事故条件を模擬した圧力、温度等に長期間曝された場合のシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータ（形状に関するデータ）を取得する。

②　エチレンプロピレンゴム（EPDM）シール部からの漏えい挙動

令和 7 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度並びに試験ガスの種類をパラメータとして、室温から重大事故条件を模擬した圧力、温度等に変化させたときのシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータを取得する。

令和 8 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度、断面形状並びに試験ガスの種類をパラメータとして、重大事故条件を模擬した圧力、温度等に長期間曝された場合のシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータを取得する。

③　フランジ間の隙間が拡大したときのシール部からの漏えい挙動

令和 5 年度に、フランジ間ギャップが拡大したときのシール材の挙動を解析により確認する

令和 6 年度に、重大事故条件を模擬した圧力及び温度で、フランジ間の隙間が拡大した条件におけるシール部からの試験ガスの漏えいに関わるデータを取得する。

④　成果の公表

本研究を通じて得られた成果は、令和 8 年度に論文として投稿する。

（２）C/V 内で発生する可燃性有機物の影響

成果目標：ケーブルの被覆材等からの可燃性有機物の発生に係る知見を取得・整理するする。また、発生した可燃性ガスが水素燃焼等に与える影響及びソースタームのうち、特に有機ヨウ素の生成が促進されるか検討する。

実施計画：

a. 可燃性有機物の発生挙動

① 文献調査

令和 5 年度に、ケーブルの被覆材等からの可燃性有機物の発生に係る文献調査を実施する。

b. 可燃性有機物の燃焼挙動

① 文献調査

令和 5 年度に、可燃性有機物の燃焼に係る物性が水素燃焼へ与える影響（燃焼のしやすさ、火炎伝播速度の変化等））に関する文献調査を実施する。

② 燃焼挙動に関する評価

令和 5 年度に、水素及び可燃性有機物の単体及び混合ガスの燃焼について化学量論に基づく解析結果を実施して、燃焼に係るデータを蓄積する。また、既存の解析手法との比較を行うとともに、既存の爆発解析手法の可燃性有機物の燃焼挙動へ

の適用性を確認する。
c. 高温環境における有機ヨウ素の生成及び安定性
令和 5 年度に、重大事故進展時の C/V 内で想定される高温環境における有機ヨウ素の生成に関する文献調査を実施する。
令和 6 年度に、既往の有機ヨウ素生成モデルを用いて高温環境下での有機ヨウ素生成を評価し、適用性の課題を抽出する。また、生成された有機ヨウ素の安定性を調査する。
令和 7 年度に、前年度に抽出された課題を踏まえ、有機ヨウ素の生成・分解モデルを修正する。
令和 8 年度に、a.の結果を踏まえて高温環境下における有機ヨウ素の生成量を評価し、既存の対策に対して容量面等で影響が生じるかを確認する。

（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象【分類①②】
成果目標：溶融炉心とコンクリートとの相互作用について、1F1 号機で想定されるようなペデスタル部に冷却水がない条件及び現行基準に適合した炉で対応が採用されている冷却水がある条件における溶融炉心の分布について解析等を実施する。また、その際のコンクリート損傷に係る知見の収集を行う。
実施計画：
a. 溶融炉心の分布
① 冷却水がない条件での評価
令和 5 年度に、溶融デブリの 3 次元的な拡がりについて解析を実施する。既往の実験結果と比較し、解析評価に関する課題を抽出する。
令和 6 年度に、溶融デブリの 3 次元的な拡がりについて、実機条件を想定した解析を実施し、1F1 号機での観測結果と比較する。類似点及び相違点を明らかにし、事故時の溶融炉心の挙動を検討する。
② 冷却水がある条件での評価
令和 7 年度に、溶融デブリの 3 次元的な拡がりについて解析を実施する。また、床面に拡がったデブリの冷却性に関するデータを取得し、既往の実験結果と比較するとともに、解析評価に関する課題を抽出する。
令和 8 年度に、溶融デブリの 3 次元な拡がりについて、実機条件を想定した解析を実施し、これまでに想定されていた挙動との相違を抽出する。
令和 6 年度において、格納容器床面を想定した平面に堆積したデブリの冷却特性に関する実験データを取得する。
令和 7 年度において、格納容器床面に堆積したデブリを想定し、冷却過程における堆積様態の変化に関する実験データを取得する。
③ 成果の公表
本研究を通じて得られた成果は、令和 6 年度及び令和 8 年度に論文として投稿する。
b. コンクリートの損傷
① 高温環境におけるコンクリートの損傷に係る調査
令和 5 年度に、高温環境におけるコンクリートの損傷要因の一つである爆裂現象について、予備実験を実施する。
令和 6 年度に、爆裂現象について、コンクリートの規模や加熱量をパラメータとした実験を実施する。
令和 7 年度に、爆裂現象について、1F1 号機の条件を模擬した条件下で実験を実施する。
令和 8 年度に、上記の検討結果を踏まえ、爆裂が 1F1 号機でみられたコンクリート損傷の要因となり得るかどうかについて検討する。

（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析【分類①②】
成果目標：CET を炉心損傷開始の判断指標とした場合の事故進展に着目し、CET と被覆管温度との差が大きい事故事象等について総合効果実験を実施するとともに、CET の径方向分布や 3 次元熱流動の影響について解析を実施することにより知見を拡充し、MELCOR の事故進展解析に反映する。
実施計画：
① CET と被覆管温度との差が大きい事故事象を模擬した総合効果実験
令和 5 年度に、被覆管温度に対する CET の遅れが大きい事故進展（起因事象、事故対応策等）を検討する。圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。
令和 6 年度に、低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。
令和 7 年度に、圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。
令和 8 年度に、低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。
② CET 応答性の知見拡充及び事象進展解析への反映
令和 5 から令和 8 年度に、汎用 CFD コード等を用いた実験解析等により CET 応答性の知見を取得する。
令和 5 から令和 8 年度に、MELCOR による事故進展解析を実施し、炉心損傷発生時の各種プラントデータやその後の放射性物質の挙動を確認する。
③ 成果の公表
本研究を通じて得られた成果は、令和 8 年度に論文として投稿する。

工程表

	令和5年度	令和6年度	令和7年度	令和8年度
（１）C/Vの閉じ込め機能	シリコンシール試験			論文投稿▽
			EPDMシール試験	
	フランジ間隙解析	フランジ間隙間試験		
				データベース構築
（２）C/V内で発生する可燃性有機物の影響	○可燃性有機物の発生 文献調査			
	○可燃性ガスの燃焼挙動 文献調査			
		燃焼挙動に関する評価		
	○有機ヨウ素 文献調査			
		評価モデル作成	課題の修正	
				発生量評価
（３）溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象		論文投稿▽		論文投稿▽
	○溶融炉心の分布 冷却水がない条件での評価			
			冷却水がある条件での評価	
	○コンクリート消失	爆裂に関する実験		
（４）炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析				論文投稿▽
	CETと被覆管温度との差が大きい事故事象を模擬した総合効果実験			
			CET応答性の知見拡充及び事象進展解析への反映	

６．実施体制

【シビアアクシデント研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】

○栃尾　大輔　　主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）、（３）関係）
○関根　将史　　副主任技術研究調査官（実施項目（４）関係）
○菊池　航　　技術研究調査官（実施項目（３）関係）
　鈴木　ちひろ　主任技術研究調査官（実施項目（２）関係）
　小城　烈　　副主任技術研究調査官（実施項目（１）、（３）関係）
　平等　雅巳　　技術研究調査官（実施項目（２）関係）

【委託研究先】

実施項目（１）　　なし
実施項目（２）　　なし
実施項目（３）　　一般財団法人 電力中央研究所、国立大学法人群馬大学
実施項目（４）　　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

【共同研究先】
なし

７．備考

なし

参考文献

(1) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～、https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf、（最終アクセス：令和 5 年 4 月 1 日）
(2) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における　事故の分析に係る検討会（第 30 回）　資料 1-1　1 号機 PCV 内部調査の状況について、https://www.nra.go.jp/data/000395861.pdf、（最終アクセス：令和 5 年 4 月 1 日）
(3) 財団法人原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成 15 年 3 月、2003 年
(4) 中村均、荒井健作、菊池正明、小城烈、堀田亮年、森谷寛、堀野知志、「安全研究成果報告　重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」、RREP-2022-1001、https://www.nra.go.jp/data/000392320.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(5) 鈴木憲、松田真一、杉村卓哉、「技術論文　改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価」、バルカー技術誌、https://www.valqua.co.jp/wp-content/uploads/pdf/technical/34j/vtn034-05.pdf、(最終アクセス:令和５年４月１日)
(6) 名取宏崇、山本理紗、「〈技術レポート〉　原子力関連設備向けゴムガスケット評価法の検討　―高耐久性 EPDM『EP-176』の圧縮永久ひずみ特性―」、ニチアス技術時報、https://www.nichias.co.jp/cms/nichias/pdf/report/2015/369_01.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(7) IAEA、“Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants”、IAEA-TECDOC-1661、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1661_Web.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(8) IAEA、“IAEA TECDOC SERIES Developments in the Analysis and Management of Combustible Gases in Severe Accidents in Water Cooled Reactors following the Fukushima Daiichi Accident”、IAEA-TECDOC-1939、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1939_web.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(9) Breitung, W., Chan, C., Dorofeev, S., Eder, A., Gelfand, B., Heitsch, M., Klein, R., Malliakos, A., Shepherd, E., Studer, E., Thibault, P.、“Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety State-of-the Art Report”、NEA/CSNI/R(2000)7、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-7.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(10) Kumar, R. K., Koroll, G. W., Heitsch, M., Studer, E.、“CARBON MONOXIDE - HYDROGEN COMBUSTION CHARACTERISTICS IN SEVERE ACCIDENT CONTAINMENT ONDITIONS Final report”、NEA/CSNI/R(2000)10、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-10.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(11) NEA Groups of Experts、“IN-VESSEL AND EX-VESSEL HYDROGEN SOURCES”、NEA/CSNI/R(2001)15、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2001/csni-r2001-15.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(12) Liang, Z., Sonnenkalb, M., Bentaib, A., Sangiorgi, M.、“Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes”、NEA/CSNI/R(2014)8、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(13) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における　事故の分析に係る検討会（第 30 回）　参考１　日本原子力学会　燃料デブリ研究専門委員会　解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について、https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(14) 東京電力株式会社、「東京電力 福島第一原子力発電所１～３号機の炉心損傷状況の推定について」、東京電力福島第一原子力発電所１－３号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップ、平成 23 年 11 月 30 日
(15) Tòth, I.、“Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor,” NEA/CSNI/R(2010)9、https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(16) Humphries, L. L., Beeny, B. A., Gelbard, F., Louie, D. L., Phillips, J.、“MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide, Version 2.2.9541,” SAND 2017-0455 O、https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf、（最終アクセス：令和５年４月１日）
(17) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　安全研究・防災支援部門　安全研究センター　熱水力安全研究グループ、ROSA-V/LSTF 実験、https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/tsrg/rosa-v.html、（最終アクセス：令和５年４月１日）

研究計画

プロジェクト名称	10. 改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究		
実施期間	令和７年度　～　令和１０年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	後神　進史　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】　E）熱流動・炉物理	主担当者	柴　　茂樹　主任技術研究調査官 岩橋　大希　技術研究調査官

１．背景

（１）規制課題

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年 7 月に実用発電用原子炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）[(1)]が施行された。新規制基準では、これまでの通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等を事業者に要求している。

通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象の安全解析にあっては、米国原子力事業者において、従来の保守的な条件を仮定した安全評価に代わって原子炉の詳細な体系や原子炉内での複雑な現象を現実的に予測する手法（以下「最適評価手法」という。）に基づく解析コード（以下「最適評価コード」という。）の適用に加え、解析モデルに起因する不確かさの伝播を考慮して評価対象となるパラメータが現実的に取り得る幅を評価する手法（以下「不確かさ評価手法」という。）を適用した BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）による安全評価[(2)]が導入されている。国内産業界においては最適評価コードの開発が進められるとともに、大学・研究機関を中心に不確かさ評価に関する研究が進められ、一般社団法人日本原子力学会によって、BEPU に属する入力データの不確かさの伝播を統計的に取り扱う統計的安全評価手法の適用に係る実施基準[(3)]が策定されている。沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)用 10 行 10 列燃料については、型式証明の申請[(4)]があり、審査の結果、型式証明が行われた[(5)]。原子力エネルギー協議会（ATENA）からは、10 行 10 列燃料を適用した原子炉の運転時の異常な過渡変化事象及び設計基準事故事象の評価に対して最適評価コードを適用すること、また、一部の過渡変化事象に対して安全裕度を定量化する統計的安全評価手法を適用することについて説明があった[(6)]。重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等の有効性評価については、新規制基準において、標準評価手法として最適評価手法を適用し、有効性評価の共通解析条件及び事故シーケンスグループの主要解析条件等を適用すること（ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。）が規定されており、プラント安全対策の有効性評価では、最適評価コードが利用されている。

以上のとおり、今後想定される 10 行 10 列燃料装荷炉心の適合性審査において、事業者が行う安全評価の妥当性を確認するためには、あらかじめ、最適評価コード及び不確かさ評価手法に関する知見を取得する必要がある。

（２）技術課題

既往の安全研究プロジェクト[(7),(8)]では、米国原子力規制委員会の CAMP（Code Applications and Maintenance Program）に参画し、最適評価コードである 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS[(9),(10)]（図 1 参照）を導入し、実機模擬炉心体系を対象にしたベンチマーク問題（BWR タービントリップ試験[(11)]、BWR 炉心安定性[(12)]、加圧水型炉（以下「PWR」という。）主蒸気管破断[(13)] 等）の解析を実施することで、炉心特性に係る評価機能の欠落等の技術的課題を抽出した。また、実機炉心の燃焼追跡解析を行うことで、安全解析への最適評価コードの適用性を確認した。しかしながら、既往のプロジェクトでは、国内で運用実績のある 8 行 8 列及び 9 行 9 列燃料装荷 BWR 炉心を対象としており、10 行 10 列燃料装荷炉心燃焼追跡データの整備や 10 行 10 列燃料装荷炉心の安全解析を実施していない。また、10 行 10 列燃料装荷炉心では、平均取出燃焼度の増加が見込まれる[(6)]ことから、軸方向出力分布が上部ピーク化し、制御棒挿入による原子炉緊急停止時に一時的に軸方向出力分布のピークが上方にひずむ（TVAPS:Time Varying Axial Power Shape）効果が顕在化すると考えられているため、最新の技術的知見も踏まえ、10 行 10 列燃料装荷炉心燃焼追跡データや最適評価コードの整備を実施するとともに、最適評価コードの適用性を確認することが必要となる。

（３）研究課題

本プロジェクトの実施期間中に、適合性審査において事業者が提出してくることが想定される 10 行 10 列燃料装荷 BWR 炉心における原子炉の運転時の異常な過渡変化事象及び設計基準事故事象に係る安全解析の妥当性を確認するために、本プロジェクトの実施期間中に 10 行 10 列燃料のデータの整備を実施するとともに、BWR 炉心挙動を取り扱うことが可能な最適評価コードを整備することが必要である。また、設計基準事故のうち反応度投入事象（RIA: Reactivity-Initiated Accident）の適合性審査では、保守的な投入反応度及び出力分布等を設定した炉心の最大燃料エンタルピ及びピーク出力部断熱燃料エンタルピ増分を評価し、それらが原子力安全委員会指針集の「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「旧指針」という。）[(14)]の制限値を超えないこと等を確認していたが、近年の計算機能力の向上等に伴い、最適評価手法の適用が

検討されつつある。このため、反応度投入事象に対しては、あらゆる運転状態を想定して、10 行 10 列燃料単一炉心だけでなく、異なる燃料集合体タイプが混在する炉心体系に対しても評価が可能となるような最適評価コードの整備が求められる。

一方で、炉心解析技術の高度化の一環として、既往の安全研究プロジェクト[8]では、近似モデルが含まれる TRACE/PARCS コード等の最適コードに対して参照解となる解析結果を得るために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象の炉心特性をより精緻に把握できる 3 次元詳細炉心動特性解析コード（図 1 参照）を構築する必要がある。また、最適評価コードの高度化や信頼性確保の観点から、最新知見が反映された JENDL-5[15]等の評価済み核データライブラリや照射後試験データを活用して、最適評価コードの検証を実施する必要がある。さらに、近年、最適評価コードによる解析結果（出力パラメータである中性子増倍率、出力分布、核分裂生成核種インベントリ、反応度係数等）が取り得る不確かさを適切に定量化する試み[16]が、合理的な保守性を議論する観点で注目されており、核特性解析の入力パラメータとなる核データ（核反応断面積、核分裂収率、遅発中性子割合等）の不確かさ、解析対象の幾何形状や材料組成等の不確かさによる影響に関する技術的知見を蓄積することが必要である。

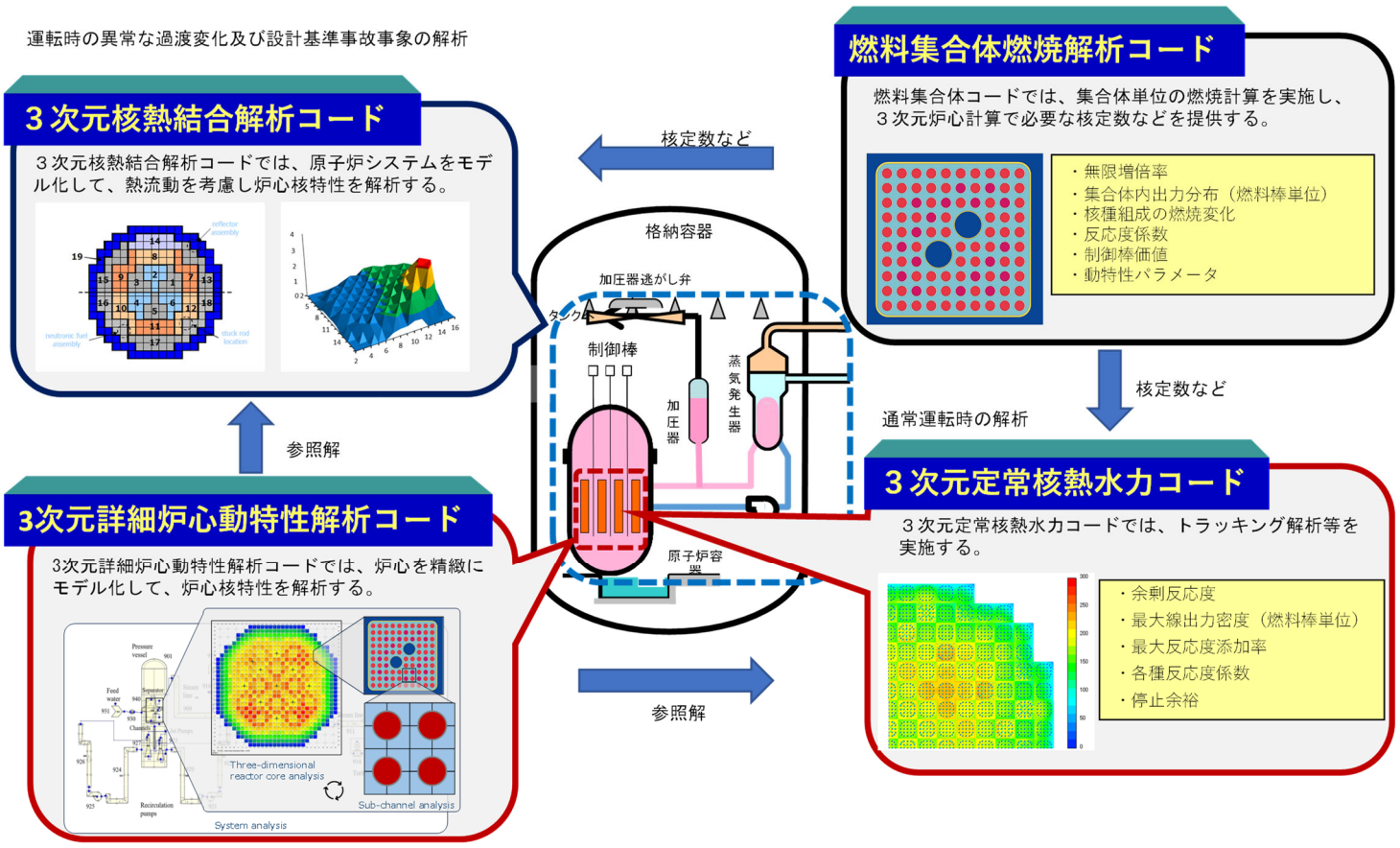


図 1　炉心核特性解析コードの全体概要

２．目的

本プロジェクトでは、10 行 10 列燃料集合体装荷炉心に関する安全規制に資する技術基盤の整備を進めるために、技術基盤整備の一環として以下の核特性解析に係る安全評価手法を構築する。

（１）10 行 10 列新型燃料炉心に対する評価技術の高度化

（２）炉心解析基盤技術の高度化整備

３．知見の活用先

本プロジェクトの研究を通して得られた知見は、事業者の 10 行 10 列燃料に関する設置変更許可申請の適合性審査において、過渡解析及び設計基準事故解析の妥当性を確認するための技術的根拠として活用できる。さらには、今後、事業者が実施する安全性向上評価の妥当性確認の際の技術的根拠に活用できる可能性がある。また、最新核データライブラリの炉心解析への適用性確認や核特性評価手法の高度化等から得られる知見は、成果の公表等を通して、原子力規制庁のみならず炉心解析に係る技術基盤の維持・向上に役立つものである。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）

④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）10 行 10 列新型燃料炉心に対する評価技術の高度化【分類②、分類③及び分類④】

原子炉の通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る解析及び評価を行うために必要な 10 行 10 列新型燃料装荷炉心データの整備を実施する。また、10 行 10 列燃料単一炉心だけでなく、9 行 9 列燃料装荷炉心から 10 行 10 列燃料装荷炉心への移行段階で生じる異なる燃料集合体タイプが混在する炉心での出力運転中における制御棒の異常な引抜き及び制御棒落下事故の解析が実施可能となるように 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を改良する。さらに、当該燃料に関する適合性審査では、最適評価手法を用いた安全解析が一部、適用される可能性が高いことから、最適評価手法における入力条件の保守性の考え方等も含め、知見を拡充する。

ａ．10 行 10 列新型燃料炉心データの整備

図 2 に示すような 10 行 10 列燃料装荷炉心[17]における通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る解析及び評価が可能となるように、燃料棒の幾何形状や濃縮度分布等の設計情報を含む 10 行 10 列新型燃料データを整備し、平衡炉心モデルを作成する。

ｂ．10 行 10 列新型燃料炉心への 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の適用

10 行 10 列燃料単一炉心だけでなく、異なる燃料集合体タイプが混在する炉心において反応度投入事象の燃料棒破損の判断基準である燃料エンタルピ等の評価が必要となる。このため、3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS について、以下の改良・整備を実施する。

・混在炉心を対象とした集合体内燃料棒出力分布再構成モデルの機能拡張
・燃料エンタルピ評価機能、破損燃料棒数評価機能等の改良整備

原子炉起動時及び出力運転中における制御棒の異常な引抜き及び制御棒落下事故については、従来の保守的評価に代わって 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS による現実の炉心状態を反映した解析を実施する。また、発電機負荷遮断事象についても、解析を実施する。さらに、安全研究プロジェクト「核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究」（令和 3 年度～令和 6 年度）[8]で得られた不確かさ評価に関する成果（ランダムサンプリング手法に基づく不確かさ評価手法）を炉心解析に取り入れていく。

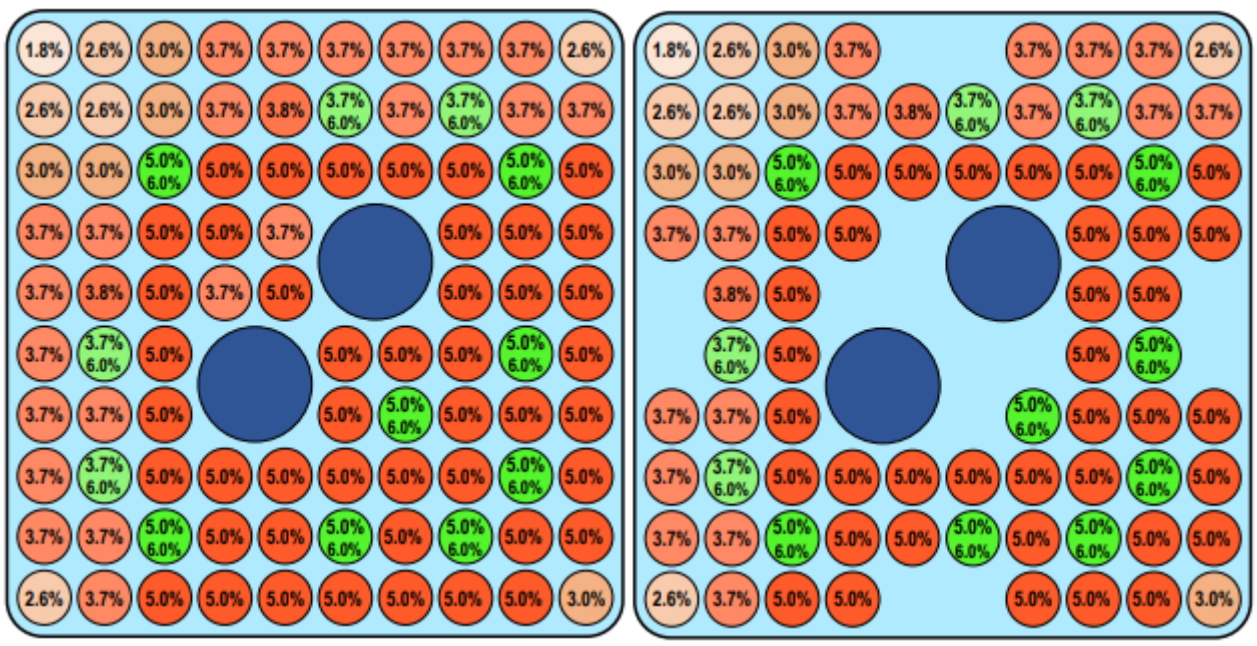


図 2　10 行 10 列新型燃料集合体の代表例[17]

（２）炉心解析基盤技術の高度化整備【分類②、分類③及び分類④】

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の事象において精緻な参照解を得るために、ベンチマーク問題等の解析をとおして、BWR と PWR への本格導入において解決すべき技術的課題に取り組むとともに、3 次元詳細炉心動特性解析コードを整備する。また、国内外の最新の核特性解析手法や最新の核データライブラリに関する最新知見を収集し、適宜、（１）に反映する。

ａ．3 次元詳細炉心動特性解析コードの導入整備

運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象における炉心挙動を精緻に把握するために、より現実的な炉心挙動を解析することが可能なサブチャンネルコード[18],[19]に基づく 3 次元詳細炉心動特性解析コードの改良整備を実施する。3 次元詳細炉心動特性解析コードは、図 3 に示すとおり、システムコード、サブチャンネルコード、及び炉心解析コードから構成され、これらのコードが連成することで実際の炉心内挙動を正確に捉え、炉心全体を対象とした解析が可能となるように整備する。

3 次元詳細炉心動特性解析コードの導入整備に向けて、以下の検討及び整備を実施する。

・システムコード、サブチャンネルコード、及び炉心解析コードの選定

・3 次元詳細炉心動特性解析コードの整備

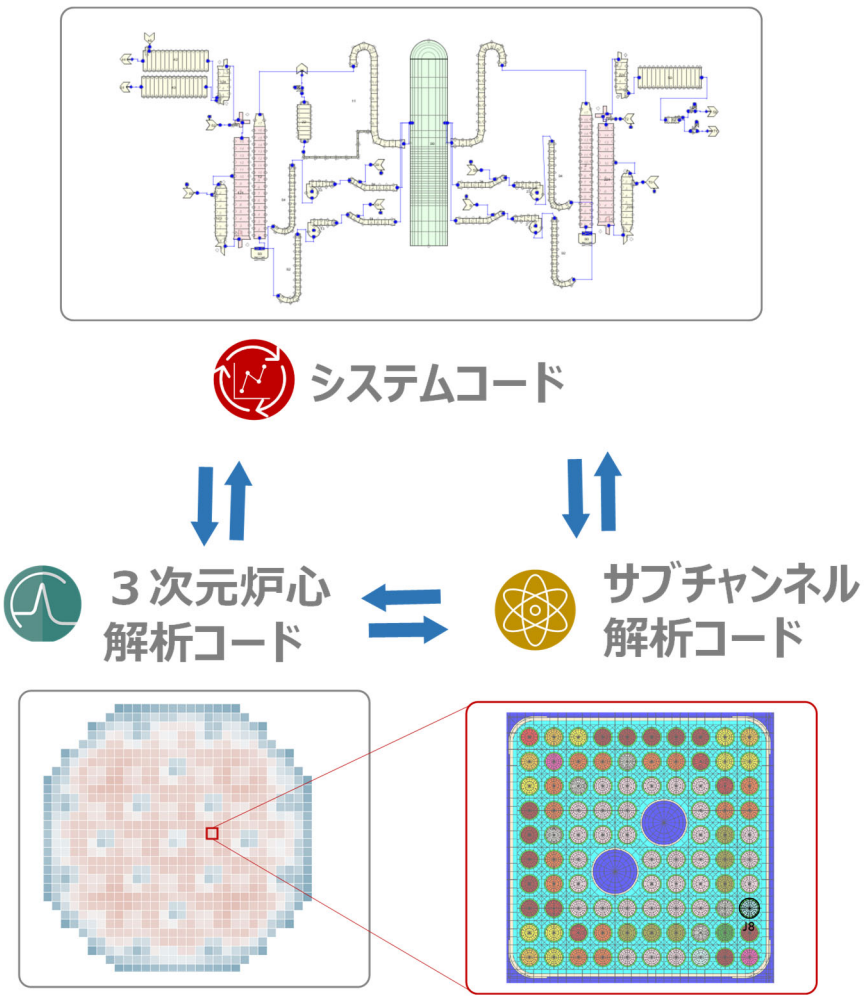


図 3　3 次元詳細炉心動特性解析コードの概略図

3 次元詳細炉心動特性解析コードの実機体系への本格適用を実施するとともに、近年 OECD/NEA において提案されている動特性解析の検証に係るベンチマーク問題（C5G7-TD ベンチマーク問題）[20],[21]等の実機模擬炉心体系への適用の解析等をとおして、解析精度を評価する。また、（１）で整備した最適コードによる解析結果との比較により、核特性解析手法や評価モデルの違いが評価結果に与える影響に関する知見を取得する。

ｂ．核データライブラリ、照射後試験データを活用した BEPU 手法の検証

これまでの安全研究において、主軸として使用している国産の評価済み核データライブラリ（JENDL）だけでなく、国外の評価済み核データライブラリ及び共分散データに関する最新知見を継続的に収集し、核データ及びその不確かさの改訂・拡充の内容を確認する。また、Studsvik 社の LAGER プロジェクト（Gd 燃焼計算モデルの検証のための照射後試験データ取得プロジェクト）で実施されている健全 Gd 燃料棒（Vattenfall AB 社所有の BWR の 11 ヶ月照射（9MWd/kgU）燃料棒）の照射後試験データを取得し、最適評価コードの予測精度等を確認する。さらに、核データライブラリの反応断面積、核分裂収率等の不確かさに加え、動特性パラメータの不確かさを考慮し、実機体系の解析等をとおして、炉心特性への影響評価を実施する。

ｃ．核特性解析手法等における最新知見の活用

国内メーカが開発を進めている革新軽水炉の炉心設計に関する情報、革新的軽水炉シミュレーション (CASL)[22]、原子炉システムの科学的問題及び不確かさ解析に関するワーキングパーティ（以下「WPRS」という。）のベンチマーク問題[23]等で得られた技術的知見を、適宜、本プロジェクトへ反映する。さらに、国内外の最新の炉心解析手法や不確かさ評価手法を収集し、炉心解析上の技術的な課題を検討する。

５．成果目標と実施計画

（１）10 行 10 列新型燃料炉心に対する評価技術の高度化【分類②、分類③及び分類④】

成果目標：

10 行 10 列新型燃料装荷炉心における原子炉の通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る解析及び評価を行うために、10 行 10 列新型燃料装荷炉心データの整備を行う。また、3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の改良を R8 年度までに完了し、実機模擬炉心体系を対象とした TVAPS 効果の検討及び制御棒落下事故の解析を実施することで炉心核特性等の確認を行う。

実施計画：

ａ．10 行 10 列新型燃料炉心データの整備

R7 年度は、燃料棒の幾何形状や濃縮度分布等の設計情報を含む 10 行 10 列新型燃料装荷炉心データの整備を実施する。R8 年度は、R7 年度に整備したデータを用いて、平衡炉心モデルの作成を完了する。

ｂ．10 行 10 列新型燃料炉心への 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の適用

R7～R8 年度には、10 行 10 列新型燃料装荷平衡炉心モデルにおける運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る解析が可能となるように TRACE/PARCS の改良整備を完了する。並行して、3 次元核動特性解析コード PARCS の機能検証として、国際ベンチマーク問題等の解析を実施し、燃料棒単位の出力変動等の解析精度の評価を完了する。R9 年度から R10 年度では、上記、10 行 10 列新型燃料装荷炉心モデルを用いた運転時の制御棒の異常な引き抜き並びに、異常な過渡変化及び設計基準事故時の燃料集合体内燃料棒出力変動の評価を完了する。同様に、上記、10 行 10 列新型燃料装荷炉心モデルを用いた発電機負荷遮断事象解析及び設計基準事故時の燃料集合体内燃料棒出力変動の評価を R10 年度までに完了する。

（２）炉心解析基盤技術の高度化整備【分類②、分類③及び分類④】

成果目標：

炉心内をより現実に近い挙動を再現することのできるサブチャンネルコードの導入を検討し、実機模擬炉心体系に適用するために解決すべき技術的課題に取り組み、3 次元詳細炉心動特性解析コードの整備を実施する。また、炉心解析技術の高度化や信頼性向上に努めるために核データ、照射後試験データ、国内外の最新の炉心解析手法や不確かさ評価手法を中心に収集する。さらに、核データライブラリの反応断面積、核分裂収率等の不確かさに加え、動特性計算で動特性パラメータの不確かさを考慮し、実機体系の解析等をとおして、炉心特性に係る不確かさが解析結果に与える影響を評価する。不確かさ評価にあたっては、評価済み核データライブラリ等の最新知見を考慮する。さらに、革新軽水炉の炉心設計に関する情報、革新的軽水炉シミュレーション (CASL)[22]、原子炉システムの科学的問題及び WPRS のベンチマーク問題[23]等で得られた技術的知見を、適宜、本プロジェクトへ反映する。

実施計画：

ａ．3 次元詳細炉心動特性解析コードの導入整備

R7～R8 年度は、3 次元詳細炉心動特性解析コードの整備を進める。また、3 次元詳細炉心動特性解析コードを用いて、OECD/NEA の非均質炉心体系における静特性解析の検証に係るベンチマーク問題（C5G7 ベンチマーク問題）[20],[21]等の解析を実施し、解析精度の評価を完了する。

R9 年度～R10 年度は、3 次元詳細炉心動特性解析コードを用いて、実機炉心解析を実施し、モンテカルロコードで得られた計算結果等と比較することにより解析精度の評価を完了する。また、3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の結果と比較し、評価モデルの違いにおける影響評価を完了する。

ｂ．核データライブラリ、照射後試験データを活用した BEPU 手法の検証

R7～R10 年度は、LAGER プロジェクトで得られた 10 行 10 列燃料の照射後試験データを取得し、最適評価コードの予測精度等を確認する。JENDL-5 において改訂・拡充された核データ及びその不確かさを確認するとともに、これまでの安全研究において取得した解析データを用いて、JENDL-5 の再評価を実施する。また、国外の評価済み核データライブラリ（ENDF/B、JEFF 等）の適用事例、次期バージョンの整備状況を中心に最新知見を R10 年度までに収集する。

ｃ．核特性解析手法等における最新知見の活用

R7～10 年度は、革新軽水炉の炉心設計に関する情報や CASL プロジェクト等で得られた技術的知見を収集し、適宜、本プロジェクトへ反映する。また、国内外の最新の炉心解析手法や不確かさ評価手法を収集し、炉心解析上の技術的な課題を検討する。それらの情報を踏まえ、本プロジェクトで整備している 3 次元核熱結合解析コードへの反映の要否や不確かさ評価手法に関する機能拡張、分散低減手法の整備等に適宜、取り組む。

行程表

		R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度
（１）10 行 10 列新型燃料炉心に対する評価技術の高度化	ａ．10 行 10 列新型燃料装荷炉心データの整備	・10 行 10 列新型燃料装荷炉心データの整備 ・平衡炉心モデルの作成	学会発表▽		
	ｂ．10 行 10 列新型燃料炉心への 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の適用	・3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の改良整備	学会発表▽	・原子炉起動時及び出力運転中における制御棒の異常な引抜き時並びに制御棒落下事故時の解析	論文投稿▽
（２）炉心解析基盤技術の高度化整備	ａ．3 次元詳細炉心動特性解析コードの導入整備	・3 次元詳細炉心動特性解析コードの検討		・実機炉心レベルへの適用	論文投稿▽
	ｂ．核データライブラリ、照射後試験データを活用した BEPU 手法の検証	・10×10 燃料の照射後試験データを用いた最適評価コードの検証 ・評価済み核データライブラリに関する最新知見の活用			
	ｃ．核特性解析手法等における最新知見の活用	・国際プロジェクトで得られた技術的知見の収集 ・不確かさ評価の機能拡張 ・サンプリング手法における分散低減手法の検討			

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（主担当者には〇を記載）】

後神　進史　主任技術研究調査官
〇　柴　　茂樹　主任技術研究調査官　（実施項目（１）、（２）担当）
〇　岩橋　大希　技術研究調査官　（実施項目（２）担当）
酒井　友宏　技術参与

【委託研究先】
なし

【共同研究先】
なし

７．備考

なし

参考文献

(1) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド、原子力規制委員会、 平成２５年６月１９日付け原規技発第 13061915 号、（平成 25 年）.
(2) B. Boyack, “Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss-of-coolant Accident,” NUREG/CR-5249, (1989).
(3) 日本原子力学会基準 統計的安全評価の実施基準：2021、社団法人日本原子力学会、AESJ-SC-S001:2021、（令和 4 年）.

(4) 発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明に係わる申請について（2023/01/12）；https://www.gnfjapan.com/news/important.html
(5) (株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンに発電用原子炉施設に係る特定機器の型式の設計を型式証明（2026/06/24）；https://www.nra.go.jp/activity/regulation/reactor/cask_model.html
(6) 10×10 燃料導入に向けた対応；https://www.nra.go.jp/data/000413505.pdf
(7) 安全研究成果報告 詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2）、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、 RREP-2019-1005、（令和元年）.
(8) 核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究，原子力規制庁長官官房技術基盤グループ.
(9) A. Arbor and N. Hudson, “PARCS v3.0 U.S.NRC Core Neutronics Simulator User Manual, University of Michigan,” UMNERS-09-0001, (2013).
(10) “TRACE V5.0. Patch 5 User’s Manual,” U.S.NRC, (2017).
(11) J. Solis, K. Ivanov and B. Sarikaya, “Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark - Volume I Benchmark Specification,” OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2001)1, (2001).
(12) T. Lefvert, “Ringhals-1 Stability Benchmark Final Report,” OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(96)22, (1996).
(13) K. Ivanov, T. Beam and A. Baratta, “Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark Volume I Final Specifications,” OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(99)8, (1999).
(14) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室（監修）：改訂 8 版 原子力安全委員会 安全審査指針集、大成出版（平成 6 年）
(15) O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023).
(16) I. Pasichnyk, M. Klein, K. Velkov, W. Zwermann, and A. Pautz, "Effects of Nuclear Data Uncertainties on the NEA/OECD PWR MOX/UO2 Core Rod Ejection Benchmark", Nucl. Technol., 183 (3), 464-472 (2013).
(17) C. Lawing, S. Palmtag and M. Asgari,” BWR Progression Problems, “ ORNL/TM-2020/1792,(2021).
(18) M. Seidl, A. Wensauer, D. Janin, and L. Belblidia, “Towards a Neutronic and Thermal-Hydraulic Safety Analysis of PWR Fuel Bow with SIMULATE5 and COBRA-TF,” Transactions of the American Nuclear Society, Las Vegas, NV, vol.115,pp.1616-1619, (2016).
(19) J. Jimenez Escalantea, V. D. Marcelloa, V. Sanchez Espinozaa, and Y. Perin, “Application of the ATHLET/COBRA-TF thermal-hydraulics coupled code to the analysis of BWR ATWS, “ Nuclear Engineering and Design **321** pp.318-327(2017).
(20) OECD Nuclear Energy Agency, “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark -,” NEA/NSC/DOC(2003)16, (2003).
(21) OECD Nuclear Energy Agency, “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case -,” NEA/NSC/DOC(2005)16, (2005).
(22) The Consortium For Advanced Simulation Of Light Water Reactor: https://www.casl.gov/ (2024 年 7 月 1 日確認)
(23) Working Party on Scientific Issues and Uncertainty Analysis of Reactor Systems (WPRS): https://www.oecd-nea.org/jcms/c_12832/working-party-on-scientific-issues-and-uncertainty-analysis-of-reactor-systems-wprs (2024 年 7 月 1 日確認)

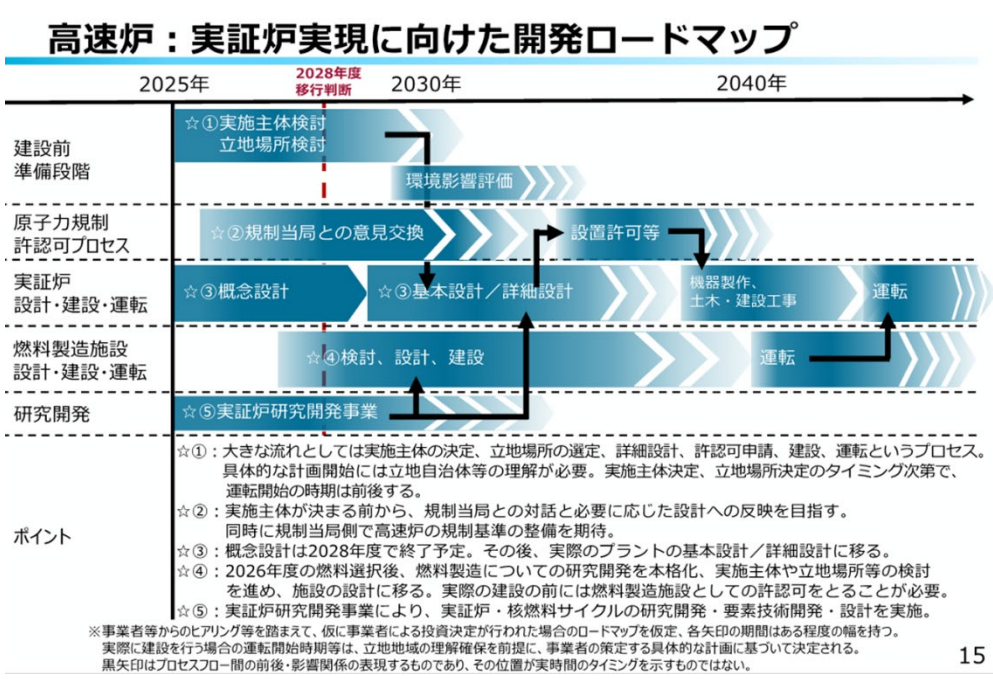
研究計画

プロジェクト名称	11. 次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究		
実施期間	令和７年度　～　令和１０年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	後神　進史　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】F）新型炉	主担当者	石津　朋子　上席技術研究調査官 藤田　哲史　主任技術研究調査官 園田　大貴　副主任技術研究調査官

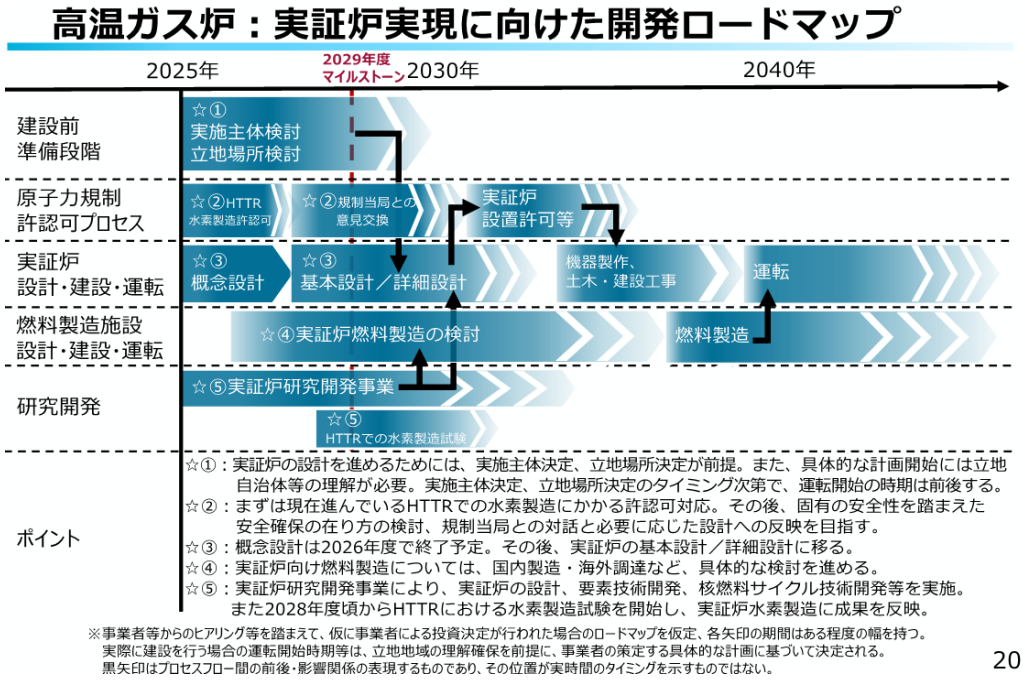
１．背景

次世代炉に関わる動向として、GX 実行会議※で審議された「GX 実現に向けた基本方針」[1]が令和 5 年 2 月に閣議決定された。そこでは、次世代革新炉の開発・建設に取り組むこと、核燃料サイクル推進などを含む基本方針が示された。また、令和 8 年 2 月には実証炉実現に向けた開発ロードマップが公開された[2]。（図１参照）次世代炉のうち、革新軽水炉及び小型軽水炉については、既存の規制の考え方や安全評価手法が適用できると考えられるが、ナトリウム冷却高速炉（以下「高速炉」という。図１における「高速炉」もこれに該当する。）及び高温ガス炉の導入にあたっては、既存の規制基準を見直して、それぞれの炉の特徴を考慮した新しい規制基準を策定した上で、事業者の申請内容が当該新規制基準に照らして妥当であることを原子力規制庁は確認する必要があると見込まれる。このため、新しい規制基準の策定及び申請内容の妥当性確認の判断根拠として活用できる技術的知見を新たに収集・整備する必要がある。そこで、本プロジェクトでは、高速炉の概念設計の終了時期及び高温ガス炉の詳細設計の進展状況を考慮して、令和 7 年度から令和 10 年度の間に、高速炉及び高温ガス炉を対象として設計情報等の収集・整理を行うとともに、事故解析・評価手法を整備する。

※GX 実行会議：　産業革命以来の化石燃料中心の経済・社会、産業構造をクリーンエネルギー中心に移行させ、経済社会システム全体の変革、すなわち、GX（グリーン・トランスフォーメーション）を実行するべく、必要な施策を検討するための会議。



（１）高速炉



（2）高温ガス炉

図１　実証炉実現に向けた開発ロードマップ[2]

＜高速炉の事故解析・評価手法の検討＞

(1) 規制課題

GX 実現に向けた基本方針によれば、戦略ロードマップ(令和 4 年 12 月 23 日原子力関係閣僚会議決定)に基づき、高速炉実証炉の建設を 2030 年代（令和 12～21 年）に開始し、運転を 2040 年代（令和 22～31 年）に開始することを目標としている。第 7 次エネルギー基本計画においても、次世代革新炉の開発・設置が明記されるとともに、経済産業省資源エネルギー庁（以下「エネ庁」という。）の原子力小委員会革新炉ワーキンググループは革新炉開発の道筋を具体化した次世代革新炉開発ロードマップを公表した。エネ庁は、これらの計画に基づいて高速炉実証炉の開発事業を担う中核企業を選定し、概念設計の検討が進められている[3]。

一方で、発電を行う高速炉に関する法令として、研究開発段階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(平成 25 年原子力規制委員会規則第 9 号。以下「研開炉設置許可基準規則」という。)及び研究開発段階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の解釈（原管Ｐ発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)。以下「研開炉設置許可基準規則解釈」という。）が定められている。研開炉設置許可基準規則及び研開炉設置許可基準規則解釈は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）の高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）への適用を想定していたものの、パブリックコメントを踏まえ、もんじゅの適合性

審査に際しては、見直しを行うこととした（平成 25 年 6 月 12 日第 10 回原子力規制委員会）。しかしながら、同基準及び解釈は見直されることなく現在に至っているため、もんじゅの次の段階である高速炉実証炉の適合性審査にあっては、研開炉設置許可基準規則及び研開炉設置許可基準規則解釈の検討及び見直しが必要となる。

(2) 技術課題

上記のエネ庁が選定した高速炉実証炉の炉概念には、JAEA の高速実験炉常陽（以下「常陽」という。）及びもんじゅで採用されているループ型炉とは異なるタンク型炉が採用されている[3]。また、近年の技術開発動向においては、既存の高速炉（常陽・もんじゅ）にはない新規技術として、以下の i～iii に示すとおり、ボイド反応度低減方策、炉心損傷事故時の再臨界回避のための燃料再配置促進による格納容器破損防止策を取り込んだ設計が国内外で検討されている[4,5]。これらの新規技術が安全性に及ぼす影響の確認のためには、新規技術に関する知見を取得する必要がある。

i. ボイド反応度低減方策については、非均質炉心や扁平炉心などの採用が国際的に検討されている。これらは、ブランケット燃料の炉心領域への配置、あるいは炉心を扁平化させることにより炉心からの中性子漏えいを高める工夫を行った設計であり、計画中止となったものの ASTRID（仏国）では採用が検討された[4]。いずれも、高速炉炉心のボイド反応度が正であるために生じうる著しい炉心損傷の発生頻度を低減する対策である。

ii. 炉心損傷防止策として、自己作動型炉停止機構（以下「SASS」という。）（SASS: Self Actuated Shutdown System）が検討されている。SASS は、冷却材温度が上昇すると、制御棒頂部に設置した温度感知合金の磁性が変化することによって、人的操作によらず制御棒を落下させて炉停止する受動的機構である。常陽において SASS の炉内実証試験を実施しており、実験データが得られている[6]。また、格納容器破損防止のための再臨界回避策については、CMR-D（Controlled Material Relocation - Duct：溶融燃料排出のための集合体形状のダクト）等が検討されている[5]。CMR-D は、炉心内にあらかじめ溶融した炉心燃料を再配置するための流路を設けておくことで、炉心損傷事故時に効果的に溶融燃料を炉心領域外へ排出し、未臨界状態に移行させることを狙った方策である。また、高速炉実証炉炉心の主概念では既設炉と同様に酸化物燃料を採用しているが、副概念として、金属燃料炉心の採用が検討されている。金属燃料炉心の炉心損傷事故を含む事故シナリオについては、原子力規制庁においてこれまでに検討実績がなく、知見収集が必要である。

iii. 我が国の既設高速炉（常陽・もんじゅ）はループ型炉であり、タンク型炉の建設・運転実績はないが、世界的にはタンク型炉が主流である。例として、Phenix, Super-Phenix（仏）, ASTRID-SMART, ESFR（欧）、BN シリーズ（露）、PFBR（印）、Natrium（米）などが挙げられる。これまで地震影響に対する原子炉容器健全性確保の観点から、我が国ではタンク型炉の採用は困難とされてきたが、近年の技術開発により成立する見通しが報告されている[7]。タンク型炉は、1 次冷却系の機器が全て原子炉容器内に格納されているため、格納容器へのナトリウム漏えいの確率を低減できる。また、タンク型炉に適した崩壊熱除去システムとして、直接炉心冷却系などの設計研究が進められている[7]。

産学界の動向として、一般社団法人日本原子力学会新型炉部会において「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」が発足（2023 年 10 月～2026 年 12 月）し、高速炉の安全基準類に関する検討、次世代革新炉の安全関連技術に関する最新開発動向等に係る議論が開始されている[8]。

また、新規技術にはあたらないが、以下の課題も存在する。

iv. 燃料から放出される核分裂生成物（以下「FP」という。）は、冷却材にアルカリ金属であるナトリウムを用いていることから、軽水炉とは異なる物理・化学的な現象等に伴って移行する。環境影響評価のためには、高速炉の事故時の特徴を踏まえた FP 移行挙動を把握する必要がある。なお、米国においては、FP 移行挙動をリスク情報活用と関連付けて規制を行うことを目的とした手法開発を推進している[9]。

v. 高速炉実証炉は発電能力を有する設計となると見込まれることから、水・蒸気系を有するプラント設計となる。ナトリウムと水は激しく反応することから、蒸気発生器の伝熱管破損等に起因する事故評価については特段の調査・整理が必要である。

vi. もんじゅのアクシデントマネジメント策の妥当性評価や常陽の適合性審査においては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）に基づいて評価事故シーケンスの選定が行われていることを踏まえると、リスク評価に関する最新知見の収集とデータベースの構築が必要である。なお、米国原子力規制委員会（NRC）や第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）ではリスク情報の積極的な活用を推進している[10]。

これらの課題に対し、適合性審査時に事業者が行う安全評価に対して、原子力規制庁はその妥当性確認に必要となる事故解析・評価手法を整備して、解析評価を行うことにより技術的知見を収集・整備する必要がある。

(3) 研究課題

先行研究[11]及びその後の継続研究において、既設のループ型炉（常陽・もんじゅ）のレベル 1PRA で選定される主要な評価事故シーケンスに対しては、一通りの解析評価に対応できる手法の整備を完了している。しかしながら、今後の高速炉実証炉の安全評価に向けては、常陽の安全審査における審議内容を踏まえるとともに、高速炉実証炉の設計及び新規の安全対策を考慮し評価する必要がある。そのためには、決定論及び確率論的評価手法の改良整備と技術的知見の収集・整備が必要である。具体的には、以下のとおり。

ａ．ボイド反応度低減のための方策に対応した解析手法の開発（背景 i.）
ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備（背景 ii.）
ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備（背景 iii.）
ｄ．FP 移行挙動解析コードの整備（背景 iv.）
ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備（背景 v.）

ｆ．PRA 手法の整備（背景 vi.）
ｇ．高速炉開発動向、規制動向及び高速炉の事故解析・評価手法に係る情報収集とデータベース化（背景 vi.）

＜高温ガス炉の事故解析手法の検討＞
(1) 規制課題
高温ガス炉についても、「GX 実現に向けた基本方針」[1]及びその参考資料[2]並びに次世代革新炉開発ロードマップにより次世代炉開発の基本方針及び運転開始までのロードマップが示されており、実証炉の運転を 2030 年代（令和 12～21 年）に開始する目標が掲げられている。これを受けて、エネ庁は高温ガス炉実証炉の中核企業を選定し、基本設計の検討が開始された[12]。
上記を踏まえ、日本原子力学会研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」が発足（2023 年 4 月 1 日～2025 年末）し、学識経験者や事業者等により高温ガス炉実証炉の安全要件・水素製造施設の適用法規案、安全評価方針等に係る議論が行われた[13]。
これまでの高温ガス炉を対象とした審査としては、試験研究炉である JAEA 高温工学試験研究炉 HTTR（High Temperature Engineering Test Reactor。以下「HTTR」という。）の審査がある。HTTR の適合性審査は、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号）及び試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規研発第 1311271 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））に基づいて行われた。一方、高温ガス炉実証炉については、原子炉熱出力の増大、炉停止系の合理化、機能的閉じ込め概念の採用などの新規技術や考え方が盛り込まれる見通しであり[14,15]、それらの安全性への影響を新たに確認する必要がある。

(2) 技術課題
高温ガス炉実証炉の新規技術や考え方が安全性に与える影響を確認するにあたり、軽水炉や高速炉とは異なる高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析が必要になるが、これまでのところ原子力規制庁ではそのような事故解析手法は整備されておらず、新たに構築する必要がある。海外の状況については、英国では HTTR と同系統のブロック型実証炉の基本設計、米国ではそれとは異なる系統のペブルベッド型実証炉の審査が進められている。また、米国 NRC や国際機関である IAEA、GIF にて設計基準の検討が進められている。なお、中国ではペブルベッド型実証炉が既に稼働中である。

(3) 研究課題
高温ガス炉については新規の研究テーマとなるため、以下の a.及び b.に示すように、最初に既往研究成果、国内外の研究開発動向等を調査し、炉型に特有な安全上の特徴について整理を行い、さらにその結果を踏まえて、高温ガス炉の事故状態に対する安全設計の妥当性を評価する事故解析手法を整備する必要がある。
ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理
ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備

２．目的
高速炉実証炉及び高温ガス炉実証炉の適合性審査において事業者側評価の妥当性を判断するために必要となる技術的知見の取得を目的として、高速炉及び高温ガス炉の国内外開発動向及び海外規制動向を調査するとともに、実証炉に関する設計情報等を収集・整理する。また、高速炉及び高温ガス炉のそれぞれの特徴を考慮した事故解析手法を整備し、予備解析を行う。

３．知見の活用先
本研究において得られる技術情報や事故解析評価等により蓄積した知見は、高速炉及び高温ガス炉の実証炉の適合性審査において、事業者の重大事故対策等の妥当性の判断根拠として活用することができる。また、事故解析手法を整備することで、事業者の評価条件やモデル等の妥当性確認についても活用することができる。規制・開発動向及び評価手法等の技術情報についてデータベース化し、今後の次世代炉規制活動に活用できるように技術基盤を構築する。

４．安全研究概要
本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。
②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
③規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）
④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）高速炉の事故解析・評価手法の検討【分類②、分類③及び分類④】
これまで既存炉の主要な評価事故シーケンスを対象に、図２に示す事故解析手法を整備してきた。本プロジェクトでは、これら手法を高速炉実証炉に適用できるよう改良整備を進める。整備した評価手法を用いた実機解析を行って、技術的知見を収集・整備する。高速炉実証炉と同じタンク型炉のプラント概念図の例を図３[16]に示す。

ａ．ボイド反応度低減のための方策に対応した解析手法の開発・・ASTERIA-SFR

高速炉実証炉では、炉心の大型化に対するボイド反応度の低減方策として非均質炉心や扁平炉心などの採用が国際的に検討されている。高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR の採用している空間依存動特性解析手法(改良型準静近似手法)は、原理的にはそのような核的カップリングの弱い体系にも適用可能であるが、中性子束分布に基本モード以外の高周波が生じるため、精度又は計算効率上の問題が発生する可能性がある。したがって、このような体系でも精度及び計算効率を確保できる手法について検討する。

ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備・・ADYTUM、ASTERIA-SFR、ISAAC

炉心損傷防止対策については、SASS が検討されている。SASS によるスクラム反応度を適切に評価するため、プラント動特性解析コードを整備する。また、高速炉は最大反応度体系にないことから、特に炉心流量減少時スクラム失敗事象（以下「ULOF 事象」という。）などによって炉心損傷事故が発生すると、厳しい再臨界の発生と機械的エネルギーの放出の可能性があることが課題となっている。図４は、炉心領域及び原子炉容器の軸方向断面図により、ULOF 事象推移を概念図で表したものである[d-4]。ポンプトリップ後に何らかの理由によりスクラムに失敗すると、炉出力と炉心流量のミスマッチにより冷却材の沸騰が生じ、集合体内での燃料破損が起こる（起因過程）。燃料破損が進展して炉心内で局所的な崩壊炉心プール、全炉心プールが形成されると、燃料の凝集によって即発臨界超過に至る可能性がある（遷移過程）。即発臨界超過により炉心物質が急激に膨張すると、燃料-冷却材相互作用 FCI(Fuel-Coolant Interaction)によって大気泡が形成され、上部プレナムナトリウムを上方へ駆動することにより原子炉容器へ機械的負荷を与える恐れがある（炉心膨張過程）。また即発臨界を超過しない場合でも、損傷炉心の下部構造への落下により、構造材へ熱的・機械的負荷を与える可能性がある（再配置過程）。このような炉心崩壊挙動及び放出エネルギーを評価するため、ASTERIA-SFR コードの整備と妥当性確認を進めてきた[b-1～11]（図５）。高速炉実証炉では、この課題に対応するため、再臨界回避方策として CMR-D や燃料排出管を備えた低ボイド反応度炉心等の採用が検討されている。その影響評価を行うためには核熱結合解析コードが必須であるため、ASTERIA-SFR の整備を進める。また、海外での既往研究の調査及び炉心損傷挙動解析に必要な情報取得等を行い、金属燃料炉心の事故シナリオを検討する。

さらに、溶融炉心物質の原子炉容器内保持の成立性評価に必要となる解析コードの整備として、再配置した溶融炉心物質の冷却についても解析コードの開発・整備も併せて行う。炉心の著しい損傷後の溶融燃料の原子炉容器内保持の成立性を評価するためには、再配置した後の炉心燃料の冷却、冷却材ナトリウムの伝熱流動挙動が重要である[b-12～13]。高速炉総合シビアアクシデント解析コードとして整備している ISAAC における現行の溶融燃料冷却モデルは、ループ型炉を対象にしたものであり、上述の再臨界回避方策への対応を含め、タンク型炉の事故時の原子炉容器内流動に対応した解析・評価モデルの整備を進める。

ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備・・ADYTUM, CFD

高速炉のプラント動特性解析コード ADYTUM は、これまでループ型炉を対象として、妥当性確認及び実機適用解析を進めてきた[c-1]。しかしながら、高速炉実証炉の炉型は、実験炉及び原型炉で採用されたループ型とは異なるタンク型（炉心及び１次系機器が同じ原子炉容器内に収納される）となる。また、崩壊熱除去系として直接炉心冷却系（DRACS：Direct Reactor Auxiliary Cooling System）の採用が検討されており、プラントトリップ後の崩壊熱除去特性を含め過渡時の熱流動挙動が大きく異なると予測される。原子炉容器内の熱流動挙動を模擬するため、ADYTUM に CFD（Computational Fluid Dynamics：数値流体力学）等の詳細解析手法と連携させるなどの方法を含め、事象に応じた適切な評価手法を検討し整備を行う。

ｄ．FP 移行挙動解析コードの整備・・ISAAC (ADYTUM, ACTOR, AZORES), ASTERIA-SFR

新規制基準で規制要件化されたシビアアクシデント対策は、安全目標の指標とされている「過酷事故における原子炉からの FP 最大放出量の限度が 100TBq を超える Cs-137 の放出頻度が 10-6/ry 以下」（平成 25 年 4 月 10 日第 2 回原子力規制委員会資料 5）に直接関係するため、重要である。さらに、高速炉の原子炉停止機能喪失事象では、炉心の著しい損傷が生じた場合でも炉心物質の周囲には冷却材ナトリウムが液相単相で存在するため、FP の移行挙動は軽水炉の場合と大きく異なる（図６、図７）。したがってこのような特徴に配慮した研究が必要である。ここでは、高速炉特有の原子炉容器内の物理的・化学的な FP 移行挙動を適切に模擬できるよう、解析コードを開発、整備する。これまでに、ULOF 事象の即発臨界超過シナリオにおける FP 移行挙動の把握を目的として、ASTERIA-SFR にセシウム移行モデルを導入した[d-1～6]。本研究では、委託研究及び規制庁実施研究において、ASTERIA-SFR に導入したセシウム移行モデルの妥当性確認を進めるとともに、同モデルを用いた実機解析により、事故時の FP 移行に関する技術的知見を取得する。

また、崩壊熱除去機能喪失事象のような事故進展が緩慢かつ長時間にわたる事故シナリオでは、プラント応答、燃料破損、原子炉冷却材バウンダリ等の破損条件に応じて、破損燃料から放出された FP は複雑な経路をたどってプラント内に移行する。このため、ADYTUM に加えて、高速炉１次系内 FP 移行挙動解析コード ACTOR 及び高速炉格納容器応答解析コード AZORES を結合することにより、プラント全体を対象として事象発生から収束までの FP 移行を一貫して解析可能な ISAAC を整備する。さらに、FP がナトリウムとともに原子炉容器外へ放出された場合に、コンクリートから水蒸気が発生する可能性があることに鑑み、水蒸気を含む雰囲気でのセシウム化合物及びナトリウム化合物の混合エアロゾルの挙動について検討する。委託研究においてこれまで実施した定性的挙動に係る試験[d-7～12]の次の段階として、定量的なパラメータを取得する試験を実施する。この結果を踏まえ、規制庁実施研究として ISAAC の FP 移行モデルの改良を実施する。

ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備

蒸気発生器（以下「SG」という。）の伝熱管破損事故（水リーク事故）は、その規模に応じて、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、設計基準事故を超える事故のいずれにも該当するため、高速炉の安全規制上、重要な評価項目である。

原型炉では分離貫流型（蒸発器と過熱器の 2 種類を設置）が採用されたのに対し、高速炉実証炉では一体貫流型（１基でサブクール水から過熱蒸気を発生）が検討されている。事故時の挙動は、伝熱管材料、SG 型式及び水/蒸気側条件に大きく依存する。このため、原型炉を対象に整備した解析手法に基づき[e-1]、小リーク、中/大リーク時の挙動（２次系ナトリウム中の水素濃度上昇挙動、水素発生に伴う圧力上昇、圧力伝播挙動）の高速炉実証炉体系に合わせた解析・評価手法及び解析モデルの検討を行う。

ｆ．PRA 手法の整備

委託研究により、高速炉のレベル 2PRA におけるシナリオ定量化については、連続マルコフモンテカルロ法や現象相関ダイアグラムを用いて手法の実機適用性を検討してきた[f-1～3]。軽水炉及び既存の高速炉の PRA 活用状況を整理し、高速炉実証炉の特徴を踏まえた PRA 手法の整備に着手する。レベル 1 及びレベル 2PRA に対して適切な手法を検討するとともに、その課題を抽出する。レベル 1PRA 手法の整備については、規制庁実施研究で実施する。

ｇ．情報収集とデータベース化

高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等を調査して、本研究に係る情報データベースを構築する。

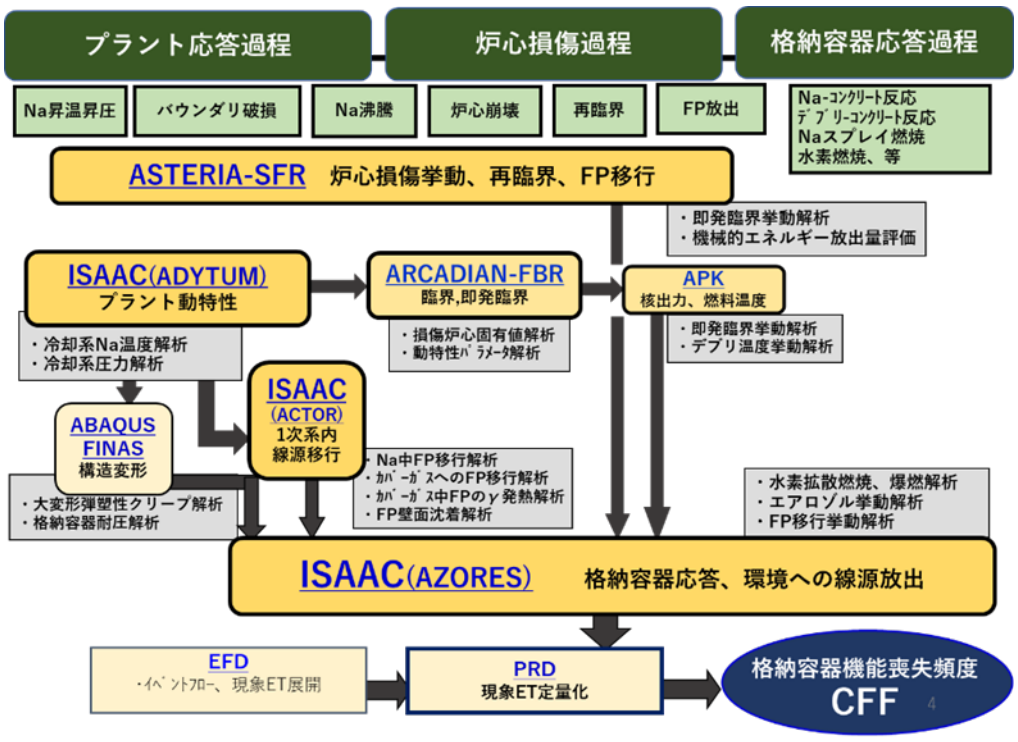


図２　高速炉事故解析手法

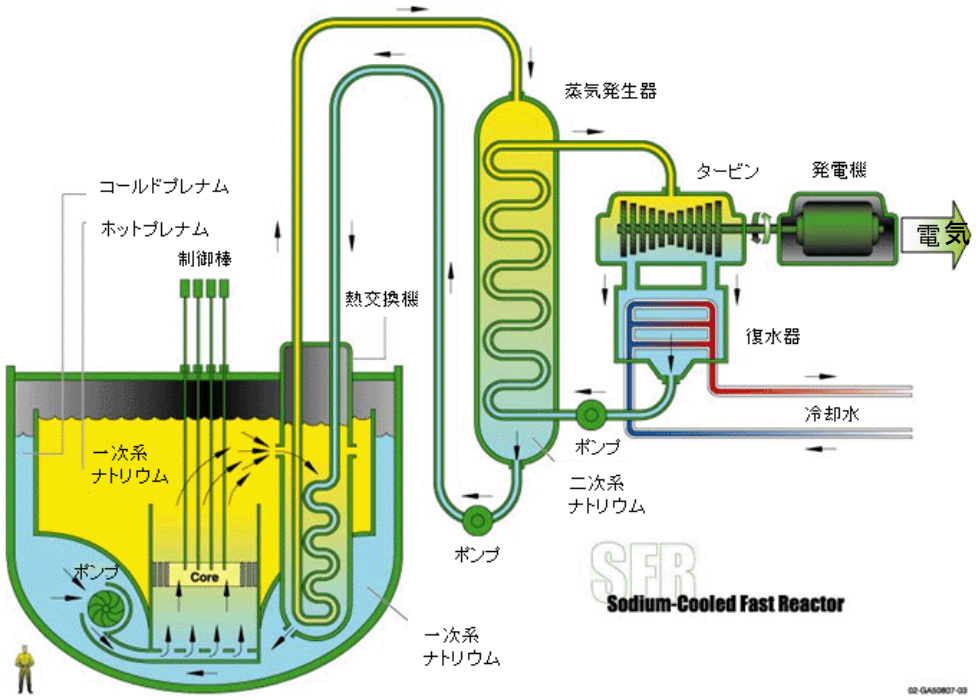


図３　タンク型高速炉のプラント概念図の例（[16]を一部変更）

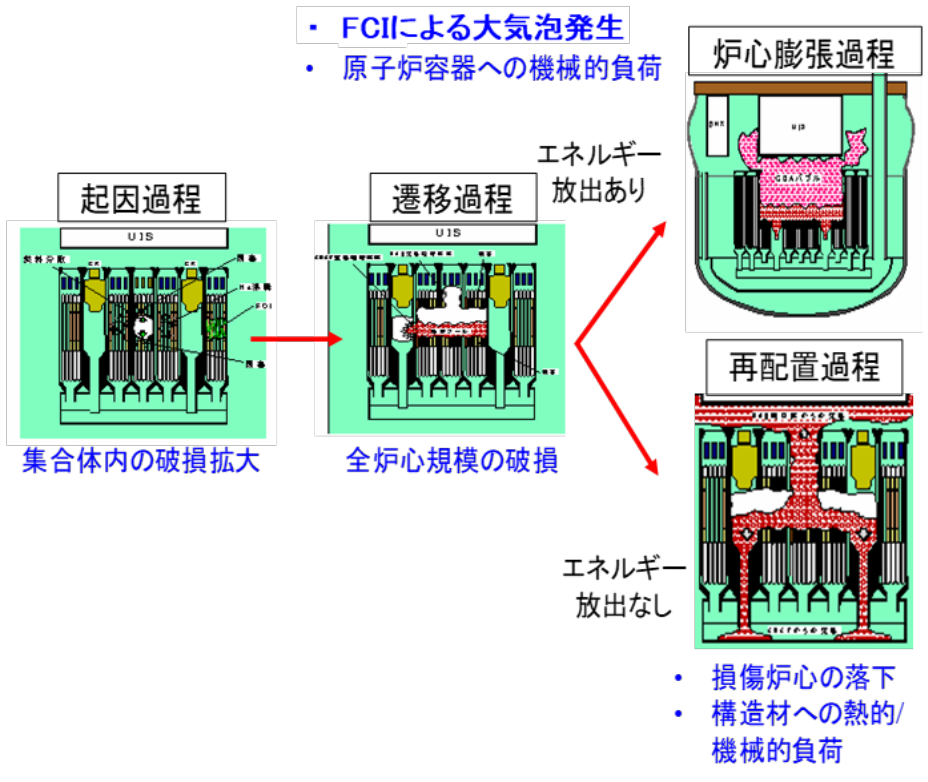


図４　典型的な ULOF 事象シナリオ[d-4]

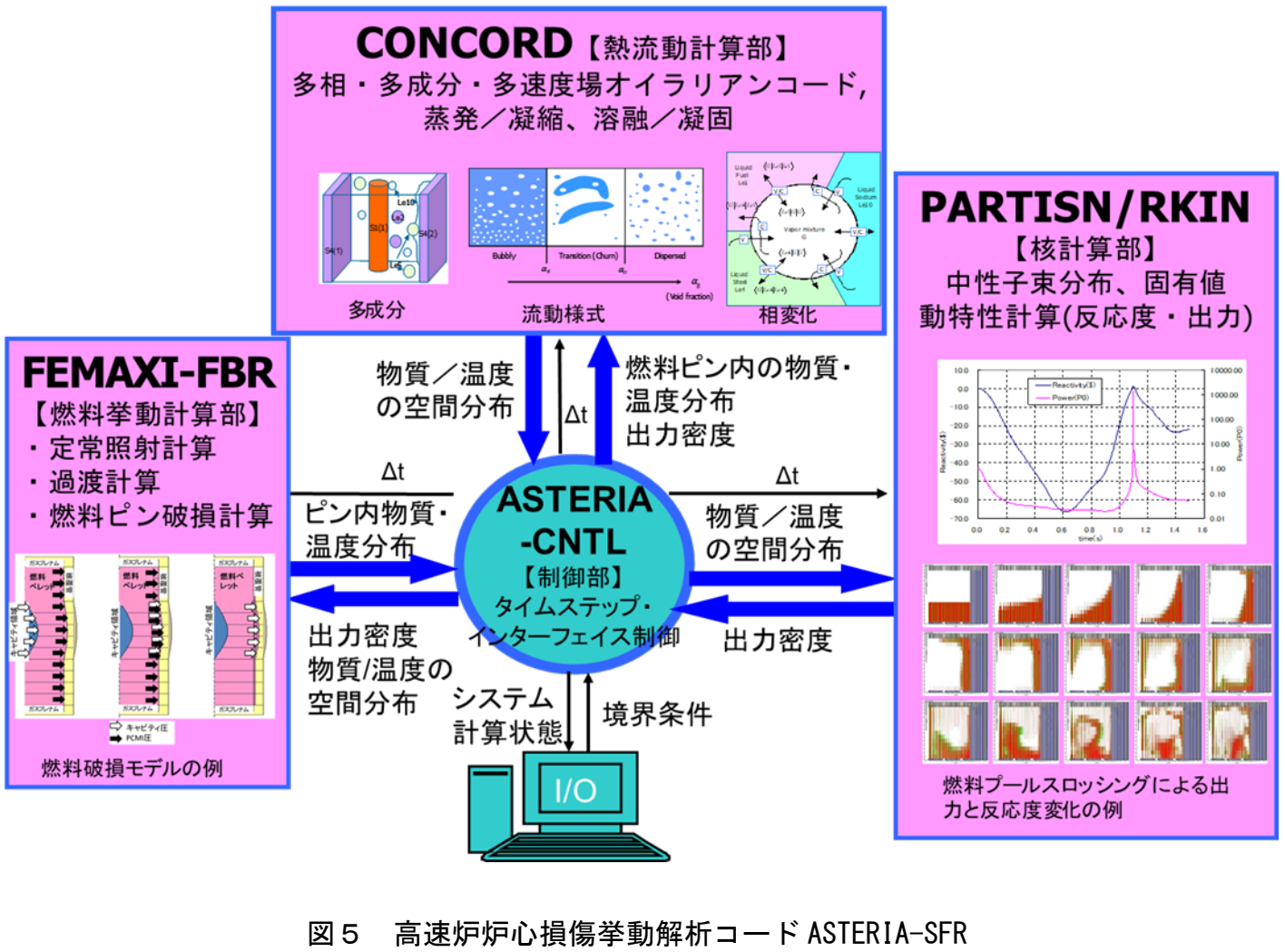


図５　高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR

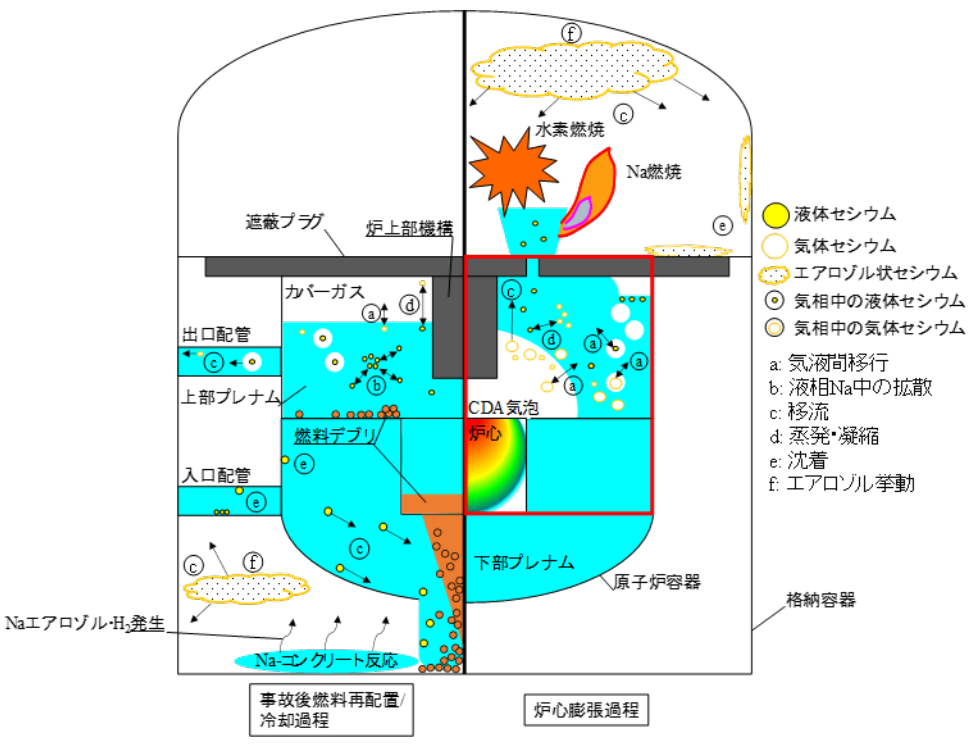


図６　FP 移行シナリオ

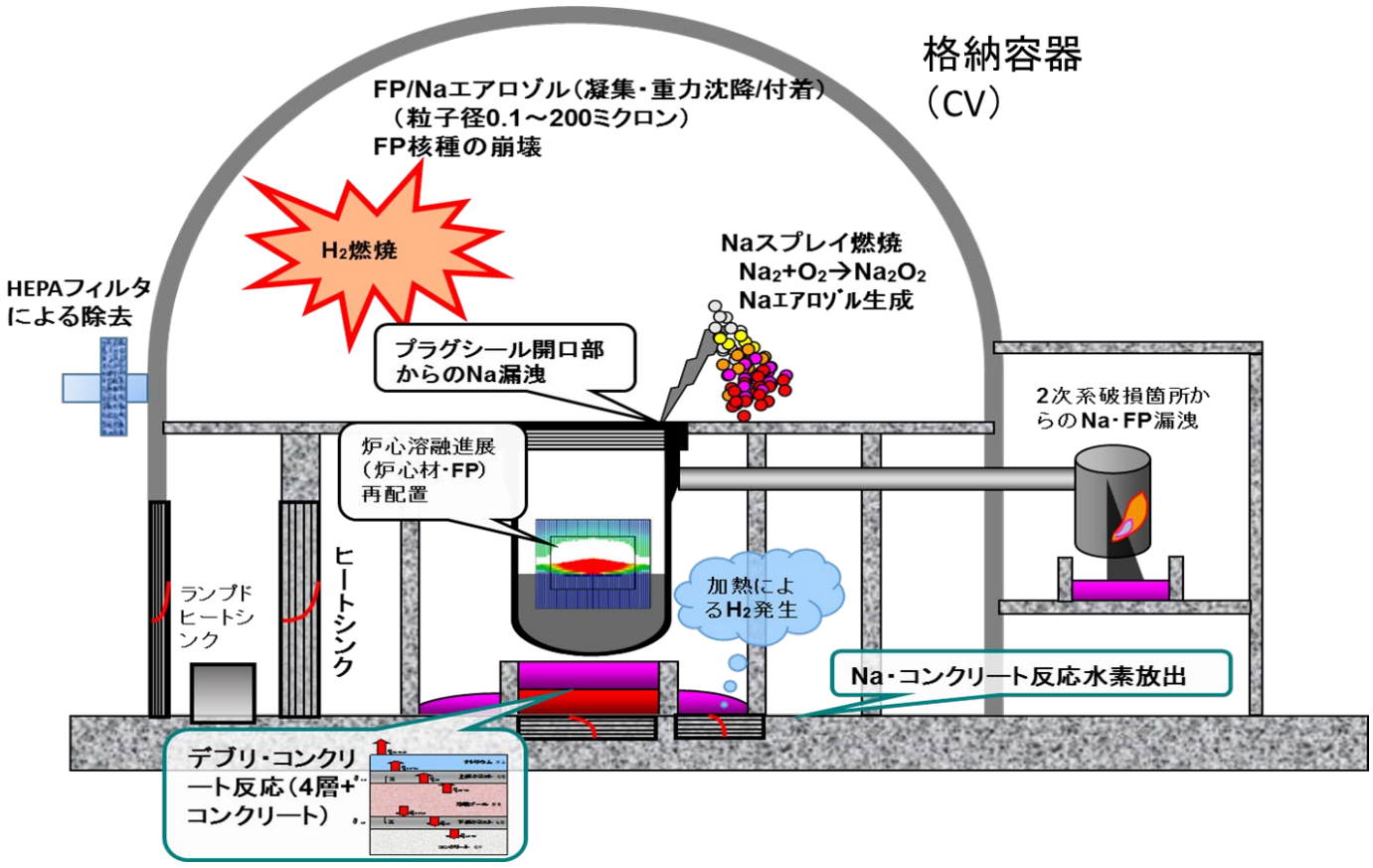


図７　高速炉総合シビアアクシデント解析コード ISAAC で取り扱う現象の概念図

（２）高温ガス炉の事故解析手法の検討【分類②、分類③及び分類④】

最初に高温ガス炉特有の安全上の特徴の整理を行い、その結果を踏まえて事故解析手法の整備項目をアップデート・拡充していくこととする。その際、必要に応じて体制の強化も行う。ただし、計画立案時点で既に整備が必要であると判明しているものについては、先行して整備を進めていくこととする。整備した評価手法を用いた実機解析を行って、技術的知見を収集・整備する。高温ガス炉実証炉に類似すると考えられるプラント概念図の例を図８[17]に示す。

ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理

高温ガス炉は、放射性物質の閉じ込め機能に優れたセラミックス被覆燃料粒子、熱容量が大きくかつ熱伝導に優れた黒鉛を用いた炉心構造材、高温でも安定なヘリウムガスの冷却材等を備えているため、軽水炉や高速炉とは異なる安全上の特徴を有する。高温ガス炉炉心の概念図（HTTR の炉心の例）を図９[18]に示す。高温ガス炉実証炉ではこれらの特徴を踏まえて固有の安全特性を生かした安全設計をすると想定されるため、それに対応した形で評価事故シーケンスを選定して安全評価を行っているかを確認する必要がある。このため、以下のような項目について調査・分析を実施し、情報データベースを構築する。

□・HTTR に係る情報の収集、審査実績の整理及び審査時の論点の分析
□・国内の高温ガス炉実証炉に係る開発動向及び設計情報の調査
□・海外の高温ガス炉の規制動向・開発動向・研究動向の調査
□・高温ガス炉の安全上の特徴等に係る学協会での検討状況の調査
□・高温ガス炉の安全上の特徴等に係る海外及び国際機関での検討状況の調査
□・高温ガス炉に係る国内外での事故解析手法の開発状況の調査

本件での調査・分析の結果を適宜、b. に反映しつつ、最終的に、安全上重要となる論点の整理を行う。

ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備

a. で整理した高温ガス炉の特徴及び事故解析手法を基に、典型的な評価事故シーケンスに対応する事故解析コードを整備する。上述の高温ガス炉の設計上の特徴の効果を適切に評価する手法を整備することが必要になる。詳細については、a. の結果を踏まえて決定されるものではあるが、計画立案時点では、少なくとも高温ガス炉用事故解析コードの整備が必要になると考えられる。

整備方針としては、作業の効率化に向け、国内外の研究成果を活用するとともに、(1) で実施する高速炉の事故解析コードと可能な限りフレームワークの共通化を図ることとする。

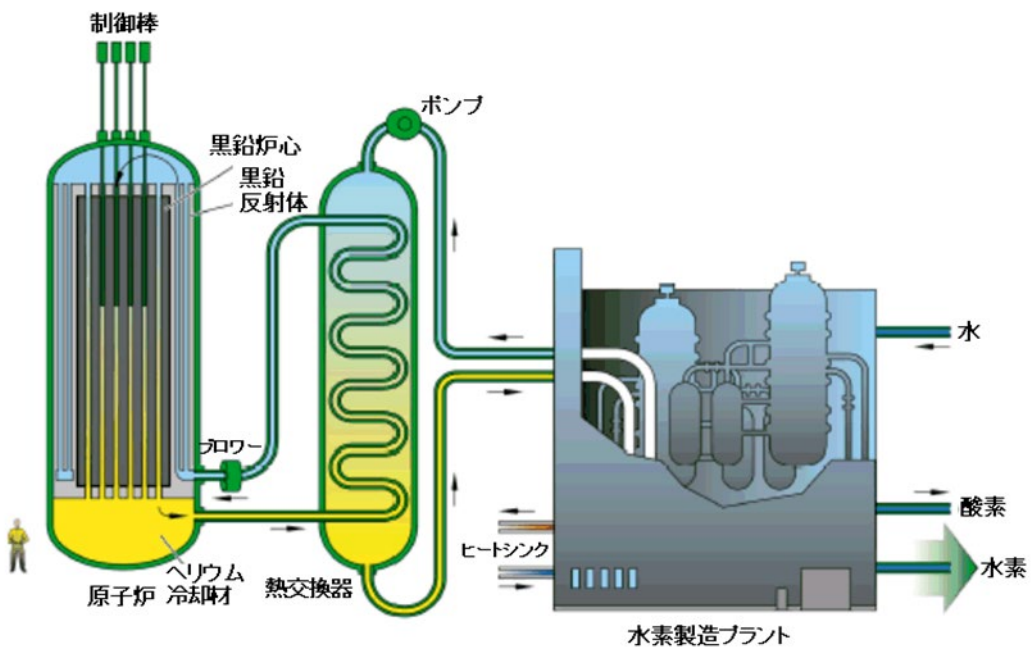


図８　高温ガス炉実証炉に類似のプラント概念図の例[17]

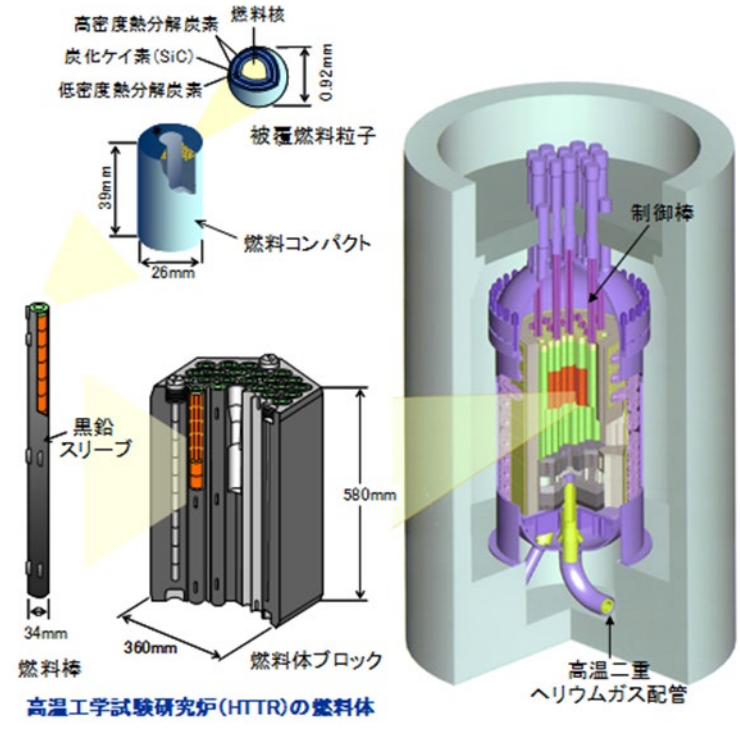


図９　高温ガス炉炉心の概念図（HTTR 炉心の例）[18]

５．成果目標と実施計画

（１）高速炉の事故解析・評価手法の検討

成果目標：高速炉実証炉の事故解析及び評価に必要な基本的な手法を整備する。あわせて、安全要求・評価基準の参考となる知見を収集・整備する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。d.は、混合エアロゾルの挙動に関する定量的パラメータを取得する試験の実施において委託研究を活用することとし、原子力規制庁ではこれらの結果を踏まえて規制庁実施研究としてISAACのFP移行モデルの改良を実施する。f.は、PRAの活用状況の整理、適切な手法検討と課題摘出に係る部分について、委託先機関の専門的知識に基づき研究を行う。

【R7年度】

ａ．ボイド反応度低減のための方策に対応した解析手法の開発
- 核的カップリングの弱い高速炉体系に適用可能な空間依存動特性解析手法の調査

ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備
- SASS等による反応度低減効果のモデル化検討
- CMR-D等による溶融燃料排出挙動及び冷却挙動のモデル化検討
- 金属燃料炉心及び金属燃料物性に関する既往研究調査・事故解析に必要なモデル調査
- コアキャッチャ上の溶融燃料の冷却挙動のモデル化検討

ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備
- タンク型炉の崩壊熱除去系の設計・課題等の調査と分析

ｄ．FP移行挙動解析コードの整備
- ASTERIA-SFRのセシウム移行モデルの妥当性確認（委託を含む）
- ISAACの炉内FP移行モデルの検討
- セシウム化合物及びナトリウム化合物の蒸発挙動に係る試験の実施（委託）

ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備
・水リーク解析コード QUALK-LP 及び SWINS-II 等の高速炉実証炉への適用性調査・検討と整備計画の策定
ｆ．PRA 手法の整備
・安全設計と PRA の関係整理（委託を含む）
ｇ．情報収集とデータベース化
・高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等の調査と情報データベースの構築に着手

【R8 年度】
ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備
・SASS 等による反応度低減効果のモデル化検討
・CMR-D 等による溶融燃料排出挙動及び冷却挙動のモデル化検討
・コアキャッチャ上の溶融燃料の冷却挙動のモデル化検討
ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備
・DRACS 等の崩壊熱除去系の熱流動模擬の検討（CFD による検討を含む）
ｄ．FP 移行挙動解析コードの整備
・ASTERIA-SFR による ULOF 事象解析
・ISAAC の炉内/炉外 FP 移行モデルの検討
・セシウム化合物及びナトリウム化合物の混合エアロゾルの凝縮及び成長過程に係る試験の実施（委託）
ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備
・水リーク解析コードの高速炉実証炉への適用性調査・検討
ｆ．PRA 手法の整備
・リスク情報活用の利点と課題の分析（委託を含む）
ｇ．情報収集とデータベース化
・高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等の調査と情報データベースの構築

【R9 年度】
ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備
・SASS、CMR-D 等モデルの妥当性確認解析
・金属燃料炉心の事故解析のためのモデル化検討
・事故時炉内熱流動特性に基づく溶融燃料、燃料デブリ冷却挙動の評価手法整備
ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備
・１次主循環ポンプトリップ後の原子炉容器内の熱流動挙動の詳細検討（CFD による検討を含む）
ｄ．FP 移行挙動解析コードの整備
・ASTERIA-SFR による ULOF 事象解析
・ISAAC の炉内/炉外 FP 移行モデルの検証及び実機解析
・セシウム化合物及びナトリウム化合物の混合エアロゾルの凝集及び沈着過程に係る試験の実施（委託）
ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備
・水リーク解析コードの改良・整備（伝熱管材料、SG 型式に対応した改良を含む）
ｆ．PRA 手法の整備
・リスクレベルの検討とレベル 1／2PRA 手法の選定（委託を含む）
ｇ．情報収集とデータベース化
・高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等の調査と情報データベースの構築

【R10 年度】
ｂ．炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備
・典型的プラントを想定した実機適用性解析
・金属燃料炉心の事故解析手法整備
・事故時炉内熱流動特性に基づく溶融燃料、燃料デブリ冷却挙動の評価手法整備
ｃ．タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動のモデル化と手法の整備
・過渡時及び事故時の原子炉容器内フローネットワークモデルの構築（CFD による検討結果の反映等によるモデルの詳細化）
ｄ．FP 移行挙動解析コードの整備
・ASTERIA-SFR による ULOF 事象解析
・ISAAC の炉内/炉外 FP 移行モデルの実機解析
・エアロゾル挙動試験結果を踏まえた ISAAC の FP 移行モデルの改良（委託）
ｅ．蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備
・水リーク解析コードの改良・整備（伝熱管材料、SG 型式に対応した改良を含む）
ｆ．PRA 手法の整備
・レベル 1 及びレベル 2PRA 手法の整備（委託を含む）
ｇ．情報収集とデータベース化
・高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等の調査と情報データベースの構築

行程表

	R7年度（2025）	R8年度（2026）	R9年度（2027）	R10年度（2028）
a. ボイド反応度低減のための方策に対応した解析手法の開発	（ASTERIA-SFR） ・核的カップリングの弱い高速炉体系に適用可能な空間依存動特性解析手法の調査			
b. 炉心損傷の防止策及び影響緩和策の評価手法の開発・整備	（ADYTUM, ASTERIA-SFR、ISAAC） ▼学会発表 ▼FR26国際会議発表 ・SASS等による反応度低減効果のモデル化検討 ・FAIDUS等による溶融燃料排出挙動及び冷却挙動のモデル化検討 ・コアキャッチャ上の溶融燃料の冷却挙動のモデル化検討 ・金属燃料炉心及び金属燃料物性に関する既往研究調査、モデル調査	・SASS等による反応度低減効果のモデル化検討 ・FAIDUS等による溶融燃料排出挙動及び冷却挙動のモデル化検討 ・コアキャッチャ上の溶融燃料の冷却挙動のモデル化検討	・SASS、FAIDUS等モデルの妥当性確認解析 ・事故時炉内熱流動特性に基づく溶融燃料、燃料デブリ冷却挙動の評価手法整備 ・金属燃料炉心の事故解析のためのモデル化検討	▽論文公表等 ・典型的プラントを想定した適用性解析 ・事故時炉内熱流動特性に基づく溶融燃料、燃料デブリ冷却挙動の評価手法整備 ・金属燃料炉心の事故解析手法整備
c. タンク型炉採用に伴う過渡時及び事故時熱流動モデル化と手法の整備	（ADYTUM, CFD） ・タンク型炉の崩壊熱除去系の設計・課題等の調査と分析	・DRACS等の崩壊熱除去系の熱流動模擬の検討（CFDによる検討含む）	▽学会発表 ・１次主循環ポンプトリップ後の原子炉容器内の熱流動挙動の詳細検討（CFDによる検討含む）	▽論文公表等 ・過渡時及び事故時の原子炉容器内フローネットワークモデルの構築（CFD結果の反映等によるモデルの詳細化）
d. FP移行挙動解析コードの整備	（ASTERIA-SFR、ISAAC（試験データ取得を含む。）） ▼学会発表 ▼ANE論文公表 ・ASTERIA-SFRのセシウム移行モデルの妥当性確認 ・ISAACの炉内FP移行モデルの検討 ・セシウム化合物及びナトリウム化合物の蒸発挙動に係る試験の実施	・ASTERIA-SFRによるULOF事象解析 ・ISAACの炉内/炉外FP移行モデルの検討 ・セシウム化合物及びナトリウム化合物の混合エアロゾルの凝縮及び成長過程に係る試験の実施	・ASTERIA-SFRによるULOF事象解析 ・ISAACの炉内/炉外FP移行モデルの検証及び実機解析 ・セシウム化合物及びナトリウム化合物の混合エアロゾルの凝集及び沈着過程に係る試験の実施	▽論文公表等 ・ASTERIA-SFRによるULOF事象解析 ・ISAACの炉内/炉外FP移行モデルの実機解析 ・エアロゾル挙動試験結果を踏まえたISAACのFP移行モデルの改良
e. 蒸気発生器伝熱管破損（水リーク）事故時の解析・評価手法の整備	（QUALK-LP, SWINS等） ・水リーク解析コードの高速炉実証炉への適用性調査・検討と整備計画の策定	・水リーク解析コードの検討	・水リーク解析コードの改良・整備（伝熱管材料、SG型式に対応した改良を含む）	・水リーク解析コードの改良・整備（伝熱管材料、SG型式に対応した改良を含む）
f. PRA手法の整備	・安全設計とPRAの関係整理	・リスク情報活用の利点と課題の分析	・リスクレベルの検討とレベル1／2PRA手法の選定	・レベル1及びレベル2PRA手法の整備
g. 情報収集とデータベース化	・高速炉実証炉の設計情報及び国内外の研究動向等の調査と情報データベースの構築			

（２）高温ガス炉の事故解析手法の検討

成果目標：高温ガス炉の安全上の特徴として、実証炉の安全上重要となる論点を整理する。それを踏まえ、高温ガス炉に係る評価事故シーケンスの選定手法及びその評価に必要な事故解析手法を確立する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。a.は、学協会、海外及び国際機関での検討状況の調査に係る部分について、委託先機関の専門的知識に基づき研究を行う。

【R7 年度】

ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理

・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理

・評価事故シーケンスの選定に係る国内外の研究動向の調査（委託）

・高温ガス炉の PRA に係る既往研究の調査

ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備

・高温ガス炉用事故解析コードに必要な仕様の選定、モデル化に向けた方針の決定

【R8 年度】
ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理
・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理
・高温ガス炉の安全上の特徴を踏まえた PRA 手法の検討（委託）
・b.へ反映すべき事項の整理
ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備
・高温ガス炉用事故解析コードの整備作業（ADYTUM-HGTR, MELCOR）
【R9 年度】
ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理
・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理
・安全上重要となる論点の取りまとめ（委託を含む）
・高温ガス炉の評価事故シーケンスの特徴の整理
ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備
・高温ガス炉用事故解析コードの試解析による機能確認（ADYTUM-HGTR, MELCOR）
【R10 年度】
ａ．高温ガス炉の安全上の特徴の整理
・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理
・安全上重要となる論点の取りまとめ結果の更新（R10 年終了予定の基本設計に係る情報等の反映）（委託を含む）
・高温ガス炉の評価事故シーケンスの特徴の整理
ｂ．高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備
・高温ガス炉用事故解析コードの試解析による機能確認（ADYTUM-HGTR, MELCOR）

行程表

	R7年度（2025）	R8年度（2026）	R9年度（2027）	R10年度（2028）
a. 高温ガス炉の安全上の特徴の整理	←――――――――――――――――――――――――――→			
	・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理 ・評価事故シーケンスの選定に係る国内外の研究動向の調査 ・高温ガス炉のPRAに係る既往研究の調査	・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理 ・高温ガス炉の安全上の特徴を踏まえたPRA手法の検討 ・b. へ反映すべき事項の整理	・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理 ・安全上重要となる論点の取りまとめ ・高温ガス炉の評価事故シーケンスの特徴の整理	・情報の収集、調査及びそれを踏まえたデータベースへの整理 ・安全上重要となる論点の取りまとめ結果の更新 ・高温ガス炉の評価事故シーケンスの特徴の整理
b. 高温ガス炉の特徴を踏まえた事故解析手法の整備	(ADYTUM-HTGR, MELCOR)		▽学会発表	▽論文公表等
	←――――――――――――――――――――――――――→			
	・高温ガス炉用事故解析コードに必要な仕様の選定、モデル化に向けた方針の決定	・高温ガス炉用事故解析コードの整備作業	・高温ガス炉用事故解析コードの試解析による機能確認	・高温ガス炉用事故解析コードの試解析による機能確認

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載)】
後神　進史　上席技術研究調査官
〇 石津　朋子　上席技術研究調査官（実施項目（１)、(２）関係）
〇 藤田　哲史　主任技術研究調査官（実施項目（１)、(２）関係）
〇 園田　大貴　副主任技術研究調査官（実施項目（１)、(２）関係）
井上　正明　技術参与
【委託研究先】
実施項目（１）d のうち ULOF 事象の即発臨界超過シナリオにおける FP 移行挙動の検討に係る部分：　九州大学（R7）
実施項目（１）d のうち混合エアロゾルの挙動に関する定量的パラメータを取得する試験の実施：　東京都市大学（R7）
実施項目（１）f のうち PRA の活用状況の整理、適切な手法検討と課題摘出に係る部分：　東京大学（R7）

実施項目（２）a のうち学協会、海外及び国際機関での検討状況の調査に係る部分：東京大学（R7）
【共同研究先】
なし

７．備考

なし

参考文献

[1] 閣議決定、「GX 実現に向けた基本方針～今後 10 年を見据えたロードマップ～」（令和 5 年 2 月 10 日）、https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/pdf/kihon.pdf、（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[2] 経済産業省、第 12 回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 革新炉ワーキンググループ 資料３ https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/012_03_00.pdf、（令和 8 年 6 月 25 日確認）

[3] 経済産業省、第 21 回高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ、資料１「高速炉実証炉の概念設計対象となる炉概念仕様と中核企業の評価結果」、令和 5 年 7 月 12 日 https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/kosokuro_kaihatsu/kosokuro_kaihatsu_wg/pdf/021_01_00.pdf（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[4] 例えば、Venard, C., Coquelet-Pascal, C., Conti, A., Gentet, D., Lamagnère, P., Lavastre, R., Gauthé, P., Bernardin, B., Beck, T., Lorenzo, D., Scholer, A., Perrin, B., Verrier, D., “The ASTRID core at the end of the conceptual design phase,” Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: FR17, Yekaterinburg, Russia, June 26-29, IAEA-CN245-288, 2017.

[5] 例えば、Kubo, S., Goto, S., Chikazawa, Y., Ando, M., Mochida, H., Usui, Y., “Conceptual Design for the Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor (1) General Plan and Core Design,” Technical Meeting on Advances and Innovations in Fast Reactor Design and Technology, IAEA HQ, September 29- October 3, 2025.

[6] Takamatsu, M., Sekine, T., Uchida, M., Harada, K., “Component function test of self actuated shutdown system in the experimental fast reactor JOYO,” Proceedings of 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), Beijing, China, May 16-20th, ICONE13-50159, 2005.

[7] Kubo, S., Chikazawa, Y., Ohshima, H., Uchita, M., Miyagawa, T., Eto, M., Suzuno, T., Matoba, I., Endo, J., Watanabe, O., and Higurashi, K., ”A conceptual design study of pool-type sodium-cooled fast reactor with enhanced anti-seismic capability,” Mechanical Engineering Journal, Vol .7, No.3, 2020.

[8] 「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」の設置について」、日本原子力学会新型炉部会、2023 年 9 月 7 日、http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/20230907-Prospectus.pdf（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[9] NEI, “Risk-Informed Performance-Based Technology Inclusive Guidance for Non-Light Water Reactor Licensing Basis Development Report Revision 1”, NEI 18-04, 2019.

[10] 例えば、U.S. Nuclear Regulatory Commission, "10 CFR Part 53: Risk-Informed, Technology-Inclusive Regulatory Framework for Commercial Nuclear Plants," Federal Register, 91 FR 15794, 2026.

[11] 石津朋子、渡辺大貴、大川剛、井上正明、「高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究」、安全研究成果報告、RREP-2019-1003、平成 31 年 3 月

[12] 経済産業省、「高温ガス炉実証炉開発事業を担う中核企業の選定に係る公募結果について」、令和 5 年 7 月 25 日、https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer_result/2023/0725_02.html、（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[13] 日本原子力学会、https://www.aesj.net/sp_committee/com_iss、（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[14] 例えば、文部科学省, 次世代革新炉の開発に必要な研究開基盤の整備に関する検討会（第 2 回）配付資料 3, 令和 4 年 10 月 28 日.

[15] 例えば、“SAFETY DESIGN CRITERIA FOR GENERATION IV VERY HIGH TEMPERATURE REACTOR SYSTEM,” GIF/VHTR-SDC/2023/001, JUNE 2023, GEN-IV INTERNATIONAL FORUM.

[16] ナトリウム冷却高速炉（SFR)、https://gif.jaea.go.jp/reactor/sfr/index.html（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[17] 超高温ガス炉（VHTR)、https://gif.jaea.go.jp/reactor/vhtr/index.html、（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[18] https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/nhc/jp/faq/htgr_struc.html（令和 6 年 8 月 1 日確認）

[b-1] Ishizu, T., Sonoda, H., Fujita, S.,”THEFIS test simulation to validate a freezing model of ASTERIA-SFR core-disruptive-accident analysis code,” Journal of Nuclear Engineering, 2023, 4, 154-164, 2023. https://doi.org/10.3390/jne4010012

[b-2] Ishizu, T., Watanabe, H., “Model validation of the ASTERIA-FBR code related to core expansion phase based on THINA experimental results,” Proceedings of FR17, IAEA-CN245-006, Yekaterinburg, Russia, 2017.

[b-3] Ishizu, T., Tatewaki, I., “Validation of Fuel Pin Failure Model of Core Disruptive Accident Analysis Code,” ASTERIA-FBR, Proceedings of NTHAS9, N9P0099, Buyeo, Korea, 2014.

[b-4] 藤田哲史、石津朋子、守田幸路、「溶融燃料プールのスロッシング運動に伴う即発臨界挙動」、日本原子力学会 2022 年春の年会、1G04、オンライン開催、令和 4 年 3 月

[b-5] 渡辺大貴、石津朋子、「高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR を用いた CABRI-1 AH3 試験解析」、日本原子

力学会 2017 年春の年会、2M14、神奈川、平成 29 年 3 月
[b-6] 渡辺大貴、石津朋子、「高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の開発(9)CABRI-BI3 試験の解析」、日本原子力学会 2016 年春の年会、1F20、仙台、平成 28 年 3 月
[b-7] 石津朋子、遠藤寛、山本敏久、帯刀勲、大川剛、北村修、宇野隼平、鈴木広一、白川典幸、山本雄一、井上英明、齋藤裕明、大枝伸、「高速炉炉心損傷事故解析コード ASTERIA-FBR の開発(1)～(7)」(シリーズ発表)、原子力学会 2014 年春の年会、N01～07、東京、平成 26 年 3 月
[b-8] Tatewaki, T., Morita, K., Endo, H., "A Study on Characteristics of Molten Pool Sloshing in Core Disruptive Accidents of Fast Reactors, " Proceedings of ICONE23, 23rd International Conference on Nuclear Engineering, May 17-21, 2015, Chiba, Japan.
[b-9] 守田幸路、福田真之、劉維、帯刀勲、「溶融炉心プールのスロッシング運動に伴うエナジェティックスに関する検討」、日本原子力学会 2018 年春の年会、1K16、大阪、平成 30 年 3 月
[b-10] Morita, K., Matsumoto, T., Tatewaki, I., Fuchita, S., "Sloshing of Molten Fuel Pool and the Recriticality," A Topical Expert Meeting on Re-criticality Free SFR Concepts during HCDA, Tokyo City Univ., Japan, 2016.
[b-11] Morita, K., Matsumoto, T., Emura, Y., Abe, T. Tatewaki, I., Endo, H., "Investigation on Sloshing Response of Liquid in a 2D Pool against Hydraulic Disturbance," Proceedings of NTHAS9, N9P0033, Buyeo, Korea, 2014.
[b-12] Sonoda, H., Fujita, S., Inoue, M., Okawa, T., "Preliminary analysis focusing on in-vessel thermal hydraulics in loss-of-heat removal systems in a sodium-cooled fast reactor," Annals of Nuclear Energy 192 (2023) 109992, 2023.
[b-13] Okawa, T., Ariyoshi, M., Ishizu, T., Watanabe H., Yamamoto T., "Modelling and capability of severe accident simulation code, AZORES to analyze In-Vessel Retention for a loop-type sodium-cooled fast reactor," Progress in Nuclear Energy 113 (2019) 156-165, 2019. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.01.011
[c-1] Tatewaki, T., Endo, H., Shindo, Y., Ishizu, T., "Improvement of the Fast Breeder Reactor Plant Dynamic Analysis Code ADYTUM, "Proceedings of ICONE20, ICONE20POWER2012-54725, Anaheim, California, USA, 2012.
[d-1] Sonoda, H., Inoue, M., Ishizu, T.," Development of in-vessel Source Term Evaluation Method for ULOF Event in Sodium-cooled Fast Reactor," Proceedings of FR22, IAEA-CN291-180, Vienna, Austria, 2022.
[d-2] 園田大貴、石津朋子、「ナトリウムプールからカバーガスへの Cs 移行量に関する妥当性確認解析」、日本原子力学会 2023 年秋の大会、1010、名古屋、令和 5 年 9 月
[d-3] 園田大貴、石津朋子、守田幸路、「FP 移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR による FAUST 試験解析」、日本原子力学会 2022 年春の年会、2E09、オンライン開催、令和 4 年 3 月
[d-4] 園田大貴、「FP 移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR による FAUST 試験解析」, 令和 4 年度原子力規制庁技術基盤グループ-原子力機構安全研究・防災支援部門合同研究成果報告会、令和 4 年 11 月 22 日
[d-5] Zou, Z., Liu, W., Morita, K., "Development of a Source Terms Migration Model for CDA Bubble", 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-14), 2024. (公表準備中)
[d-6] Zou, Z., Liu, W., Morita, K., "Development of a simplified one-dimensional CDA bubble model", Annals of Nuclear Energy 110567, 2024.
[d-7] 松井将都、中山達也、服部亮平、前島颯人、佐藤勇、「ナトリウム化合物エアロゾルとセシウム化合物エアロゾルの相互作用評価試験」、平成 30 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会、平成 30 年 4 月
[d-8] 樽見直樹、佐藤勇、内田昇吾、「Na 冷却高速炉のシビアアクシデント時における Cs エアロゾル挙動に関する研究(4)熱力学平衡計算及びエアロゾル発生試験による検討と課題」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、学生連絡会ポスターセッション、オンライン開催、令和 3 年 9 月
[d-9] 岡野匠真、樽見直樹、近藤幸祐、佐藤洸宇、佐藤勇、「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する研究 -熱力学平衡計算によるカバーガス上の固相成分の分析-」、日本原子力学会 2024 年春の年会、2E19、東大阪、令和 6 年 3 月
[d-10] 岡野匠真、佐藤洸宇、佐藤勇、「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する研究 -構造材へのエアロゾル沈着浸透評価-」、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2N13、仙台、令和 6 年 9 月
[d-11] 佐藤洸宇、岡野匠真、佐藤勇、「高速炉シビアアクシデント時における Cs エアロゾル成長過程に関する検討」、日本原子力学会 2024 年秋の大会、学生ポスターセッション、仙台、令和 6 年 9 月
[d-12] Okano, S., Sato, K., Sato, I., "Study on cesium aerosol behavior during sodium-cooled fast reactor severe accident," GLOBAL2024, Tokyo, Japan, 2024.
[e-1] Shindo, Y.,and Haga, K., "Analysis of Tube Failure Propagation due to Overheating in a Prototype LMFBR Steam-Generator Geometry by Using QUALK-LP Ver.4," Proceedings of ICAPP '04, 4039, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 2004.
[f-1] Jang, S., Yamaguchi, A., "Dynamic scenario quantification for level 2 PRA of Sodium-cooled fast

reactor based on continuous Markov chain and Monte Carlo method coupled with meta-model of thermal-hydraulic analysis, ”Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 55, pp. 850-858, 2018. DOI: 10.1080/00223131.2018.1445564

[f-2] 石津朋子、渡辺大貴、藤田哲史、井上正明、「現象相関ダイアグラムを用いた高速炉レベル 2PRA 評価手法の検討(1)ULOF 事象への適用性検討」、日本原子力学会 2019 年秋の大会、1K07、富山、令和元年 9 月

[f-3] 「平成 25 年度もんじゅアクシデントマネジメント策の妥当性に関する検討」、JNES 報告書 09 原熱報-0010、平成 26 年 1 月

研究計画

プロジェクト名称	12. 事故耐性燃料等の事故時挙動研究		
実施期間	令和６年度　～　令和１０年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	江口　裕　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】G) 核燃料	主担当者	秋葉　美幸　主任技術研究調査官 福田　拓司　主任技術研究調査官 山内　紹裕　副主任技術研究調査官 久保　恵裕　技術研究調査官

１．背景

原子炉は、安全性確保の観点から、異常な過渡事象や事故が発生した場合でもそれらが拡大せず収束できるよう設計されており、事業者は安全評価を通して、設計の妥当性を確認している。適合性審査においては、事業者が行った評価をもとに、当該原子炉が規制基準に適合するものであるかを審査している。現行の規制基準*では、燃料に対して、通常運転時及び異常な過渡変化時において燃料被覆材が破損しないものであること、また、異常な過渡変化時及び設計基準事故(Design Basis Accident、以下「DBA」という。）時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものであることを求めており、新しく設計された燃料等の審査において、これら規制基準への適合性を判断するためには、原子炉の通常運転時、異常な過渡変化時及び DBA 時の燃料挙動を十分把握しておく必要がある。

*「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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)」

（１）ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

規制課題

現在、事故時の炉心溶融や燃料被覆材と水蒸気との酸化反応による水素発生の開始を遅らせることを目的とした事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel、以下「ATF」という。）の開発が世界的に進められている。代表的な ATF として、従来の Zr 合金被覆管の外側表面に Cr を薄くコーティングした Cr コーティング Zr 合金被覆管燃料（図 1)、改良ステンレス鋼（FeCrAl）被覆管燃料、炭化ケイ素（SiC）被覆管燃料等がある。我が国においては Cr コーティング Zr 合金被覆管を用いた ATF について、令和 12 年以降に本格的な導入を行う計画が事業者により示されている[1],[2]。そのため、審査において事業者の申請内容の妥当性を判断する知見を取得する必要がある。

現行の規制基準では、重大事故への拡大防止として炉心の著しい損傷の防止、また、想定される重大事故等が生じた場合には原子炉格納容器の破損の防止を求めているが、この炉心の著しい損傷対策の有効性判断の基準として、冷却材喪失事故(Loss Of Coolant Accident、以下「LOCA」という。）基準（被覆管最高温度≦1200℃、被覆管酸化量≦15%化学量論的酸化量）を用いている。この基準が過度に保守的である場合は、著しい損傷に至っていない場合でも著しく損傷したと評価され、炉心損傷防止に有効な対策が計画されない可能性があるため、その保守性について確認する必要がある。

技術課題

ATF は、使用する材料や設計の変更により従来型燃料に比べ安全性の向上が見込まれるものの、通常運転時から DBA 時、さらに、DBA を上回る事故（Beyond DBA、以下「BDBA」という。）条件下の燃料挙動が従来型燃料と異なる可能性がある。したがって、事業者による Cr コーティング Zr 合金被覆管の導入申請に備え、各事象において規制基準へ適合することを確認するための知見を取得することが必要である。Cr コーティング Zr 合金被覆管は、従来の Zr 合金被覆管に比べ事故時の変形・酸化に耐性があり、また水素発生が抑えられることにより事象進展を遅らせることが期待される一方で、高温においては Cr-Zr 共晶反応により液相が生じること[3]、Cr 層への Zr 拡散により保護効果が喪失すること[4]、Cr 層の剥がれが生じた場合には Cr-Zr 界面で応力集中が生じること[5]、電池形成により腐食が生じ得ること[6]等が知られている。そのため、DBA や BDBA 時の燃料挙動に対する Cr コーティングの影響を明らかにする必要がある。なお、BDBA 条件における燃料挙動については、従来型燃料の研究も少ないため、著しい炉心損傷（燃料溶融）に至るまでの燃料損傷過程が明らかとなっておらず、ATF の比較対象となるデータがない。ATF のみ試験した場合は、ATF の安全性向上の程度を確認できないことから比較のため、従来型燃料及び ATF の両方について BDBA を模擬した高温試験等を実施して知見を拡充し、ATF の安全性向上を確認する必要がある。

炉心の著しい損傷基準に関しては、安全研究プロジェクト「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」(R1-R5）における検討の結果から、従来型燃料については、1200℃を超える温度では被覆管の酸化速度が速く、1200℃を著しい損傷開始の判断基準とすることは過度に保守的ではないとの見込みが得られつつあるが、ATF については上述のように 1200℃を超える温度での損傷挙動が従来型燃料と比べて異なる可能性があるため、従来型燃料との違いについて知見を取得し、安全性を損なうような想定外の反応や事象が発生しないことを確認する必要がある。

研究課題

ATF について、DBA を模擬した試験を実施し、燃料挙動に対する Cr コーティングの影響（Cr-Zr 共晶反応等）についての知見を取得する必要がある。また、ATF 及び従来型燃料について、1200℃を超える温度領域における被覆管及びペレットの挙動

を従来型燃料との比較を含めて評価し、炉心損傷に至るまでの過程を把握する。

（２）高燃焼度燃料事故時挙動等に関する研究

規制課題

従来型燃料については、DBA の一つとして想定される LOCA において、燃料ペレットの破砕・細片化、発生したペレット細片の被覆管膨れ部への移動・集積及び破裂部からの放出（Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal、以下「FFRD」という。）等のように、原子炉の安全性に影響を及ぼし得るが現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が事故模擬試験等から確認されている。それら挙動のうち、知見の蓄積が十分でないものについては、引き続き試験研究を進め、必要に応じて規制基準等の見直しの検討を行うことが重要である。

技術課題

現行基準で考慮されていない燃料損傷挙動のうち、FFRD が発生するしきい燃焼度については国際共同研究プロジェクト[7]等において明らかになりつつあるが、燃焼度以外の発生条件が未だ明らかになっていないため、引き続き発生条件解明のための研究を進める必要がある。また、LOCA 後長期冷却中の燃料の耐震性については、評価に必要な被覆管機械特性データが十分ではなく、データを取得する必要がある。

研究課題

特に、我が国で用いられる混合酸化物（Mixed Oxide、以下「MOX」という。）燃料は、Pu 濃度が局所的に高い部分（以下「Pu スポット」という。）があり、LOCA 時の FFRD 挙動が UO_2 燃料と異なる可能性が指摘されているものの、世界的にもごく限られた試験データしか存在しない。そのため、試験データを拡充し、MOX 燃料の FFRD 発生条件を明らかにする必要がある。また、MOX 燃料については反応度投入事故（Reactivity Initiated Accident、以下「RIA」という。）を模擬した試験において、従来見られなかった内圧の上昇による燃料破損が確認されており[8]、内圧上昇の原因となる核分裂生成物の希ガス（Fission product ガス、以下「FP ガス」という。）の放出挙動を調べる必要がある。さらに、LOCA 後の炉心冷却性維持の評価に資するため、LOCA による高温酸化・荷重負荷を経験した燃料被覆管を対象として、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる繰り返し荷重に対する破損限界を調べる必要がある。

２．目的

以下を目的として本プロジェクトを実施する。

（１） 今後導入が想定される ATF について、従来型燃料とは異なる燃料材料や燃料設計が燃料挙動や破損メカニズム等に与える影響を明らかにし、基準適合性の判断根拠に資する知見を取得する。

（２） 現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が原子炉安全性・炉心冷却性等に与える影響を評価するために必要な技術知見を拡充し、LOCA、RIA 等に関する指針類の見直し要否の検討に資する。

３．知見の活用先

本プロジェクトで得られた知見は、将来事業者により ATF 導入の申請があった際に、適合性審査において事業者が実施する安全性評価の妥当性を判断するための技術的根拠として活用する。また、最新知見の規制への反映として、必要に応じて現行の LOCA、RIA 等に関する指針類の見直し要否の検討に活用する。さらに、本プロジェクトにおける研究活動は、中長期的な規制課題に備え、職員の解析技術の向上及び燃料試験施設の維持にも活用する。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１） ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究【分類①②④】

現在、ATF は種々の設計概念が提案され、開発が進められている。それらの中で、事業者により早期の導入が想定される ATF である Cr コーティング Zr 合金被覆管について、安全性評価の妥当性確認に資する知見を取得し、また、従来型燃料も含め BDBA 模擬条件における燃料棒損傷状態に関する知見を取得するため、以下の項目を実施する。なお、実験は全て委託先である国立研究開発法人日本原子力研究開発機構において実施し、実験条件の決定及び実験結果の解釈は規制庁と委託先それぞれの担当者が議論して進める。通常の Zr 合金被覆管の高温下における、被覆管の機械特性に関する研究の一部は国立大学法人大阪大学との共同研究で実施する。

- Cr コーティング Zr 合金被覆管（未照射材）を用いて LOCA（図 2）及び RIA（図 3）等の事故条件（温度、雰囲気、燃料棒内圧、熱・機械荷重）を模擬した試験を実施し、燃料の変形、破裂、高温酸化、水素吸収、Cr-Zr 共晶、脆化挙動、損傷限界等についての知見を取得する。
- Cr コーティング Zr 合金被覆管及び通常の Zr 合金被覆管（共に未照射材）を用いて BDBA 模擬条件を含む高温下におけ

る、被覆管の強度や延性等機械特性及び損傷条件についての知見を取得する。

- BDBA 模擬条件における燃料棒損傷条件の評価、特に被覆管に作用する機械的負荷の種別及び程度の把握のため、照射済燃料ペレットの 1200℃超での加熱試験を実施し、高温での燃料ペレットの状態、膨張量、FP ガス放出量に関するデータを取得する。
- 上記で得られた被覆管及びペレット挙動の試験結果より、ペレット-被覆管の力学的相互作用の有無等を検討し、BDBA 模擬条件での燃料棒損傷状態を評価する。
- 上記で得られた被覆管挙動の試験結果を用いて被覆管高温挙動モデルを検証するとともに、同試験結果やペレット試験結果を用いて被覆管の破断・崩落モデル及びペレットのスウェリングモデル等を作成し、これらを用いることにより、BDBA 模擬条件での著しい炉心損傷状態を把握する手法を整備する。

（２） 高燃焼度燃料事故時挙動等に関する研究【分類①②④】

FFRD 等の現行基準で考慮されていない燃料損傷挙動のうち、知見の蓄積が十分ではなく、かつ、原子炉の安全性に影響を与える懸念がある挙動について、データを拡充するため以下を実施する。なお、実験は全て委託先である国立研究開発法人日本原子力研究開発機構において実施し、実験条件の決定及び実験結果の解釈は規制庁と委託先それぞれの担当者が議論して進める。国際共同研究プロジェクト（SCIP-5 等）への参加並びに実機プラントの LOCA 解析による FFRD 発生の有無及び発生した場合の影響評価については、規制庁と委託先である国立研究開発法人日本原子力研究開発機構において実施する。MOX 燃料における Pu スポットの熱伝導率への影響評価については、国立大学法人大阪大学との共同研究で実施する。

- 照射済 MOX 燃料を用いて LOCA 時の温度条件を模擬した加熱試験等を実施し、Pu の添加が LOCA 時の FFRD 挙動に与える影響、特にペレット細片化の度合いや FP ガス放出挙動との相関について調査する。さらに、Pu スポットが点在する MOX 燃料及び Pu スポットのない均一組織を持つ MOX 燃料の結果を比較し、Pu スポットの影響について把握する。
- 照射済燃料を用いて LOCA 時の温度、雰囲気、燃料棒内圧等条件を模擬した加熱試験等によりペレット細片化や被覆管膨れ部への移動・集積、放出量等のデータを取得し、また、国際共同研究プロジェクト（SCIP-5 等）で実施されている照射済燃料を用いた LOCA 模擬試験等で得られるデータと合わせることで、LOCA 時の被覆管到達温度、温度上昇速度等が FFRD 挙動に与える影響についての知見を取得する。
- 上記項目で取得した燃料試験データを用いて、FFRD に関わる挙動、特に被覆管の変形・破裂、ペレット細片化発生、被覆管膨れ部への移動・集積による局所温度増、その高温酸化への影響、ペレットの燃料棒外放出量を評価可能なモデルを実装した燃料挙動解析コードを検証するとともに、実機プラントの LOCA 解析を実施し、FFRD 発生の有無及び発生した場合の影響（特に、ペレット細片の再配置による線出力の増加及び炉内放出量等）を評価する。
- Pu スポットの点在する照射済 MOX 燃料を用いて RIA 時の急峻な核加熱と温度上昇を模擬した条件の実験を行い、UO_2 燃料との比較により FP ガス放出挙動における MOX 燃料の特性を評価する。
- RIA 試験後における Pu スポットの状態を観察し、FP ガス放出挙動データと合わせて、Pu スポット内の微小 FP ガス気泡が RIA 時のペレット細片化に与える影響を検討する。
- LOCA 模擬試験により破裂及び高温酸化した被覆管試料（未照射材）を用いてくり返し曲げ試験を行い、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。

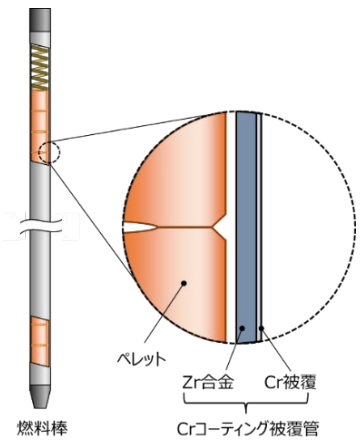


図 1　Cr コーティング Zr 合金被覆管の概念図

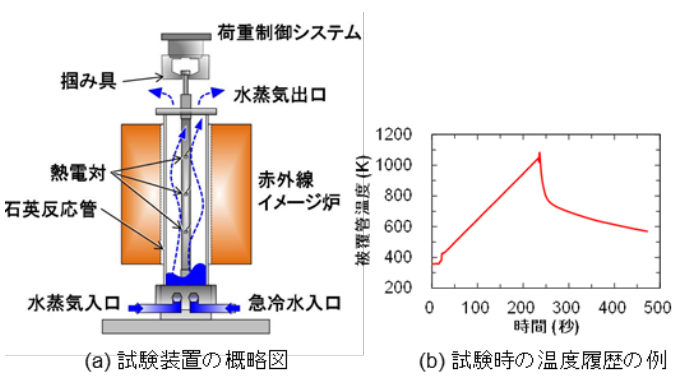


図 2　LOCA 模擬試験の概要[9]

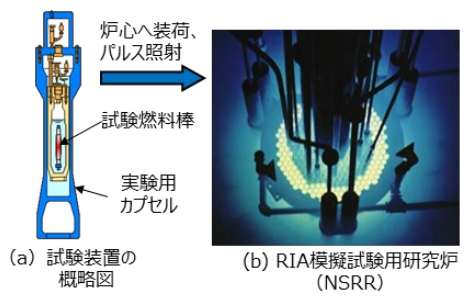


図 3　RIA 模擬試験の概要[10]、[11]

５．成果目標と実施計画

（１）ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

成果目標

Cr コーティング Zr 合金被覆管について、DBA から BDBA 模擬条件の範囲において、燃料挙動や被覆管の損傷挙動に関する知見を取得する。特に、Cr-Zr 共晶反応等に着目して各種試験を実施し、Cr コーティングの影響について知見を取得する。また、従来型燃料も含め、BDBA 模擬条件における燃料棒損傷状態に関する知見を取得する。得られた成果は論文等にまとめ公表する。

実施計画

Cr コーティング Zr 合金被覆管（未照射材）について、令和 6 年度から令和 9 年度にかけて、DBA 及び BDBA 模擬試験を実施し、Cr-Zr 共晶反応、水素吸収が Cr コーティング Zr 合金被覆管の安全性に及ぼす等の影響を調べる。また、1200℃超において被覆管の機械特性を測定する試験装置を製作し、BDBA 模擬条件における被覆管の破損挙動に係るデータを取得する。さらに、1200℃超における照射済ペレットの膨張量、FP ガス放出量等のデータを取得する。令和 10 年度に、それまで得られた DBA から BDBA 模擬条件の範囲における燃料挙動や被覆管の損傷挙動についての試験結果から、審査における基準適合性の判断根拠とするための技術的知見を取りまとめる。また、解析コードに実装されている現行の BDBA 条件での被覆管高温挙動モデルを検証するとともに、被覆管の破断・崩落モデル等を作成する。

（２）高燃焼度燃料事故時挙動等に関する研究

成果目標

UO_2 燃料及び MOX 燃料の FFRD 発生条件及び MOX 燃料の Pu スポットが FFRD 及び RIA 時燃料挙動に及ぼす影響に係る知見を取得する。また、FFRD を考慮した実機 LOCA 解析手法を整備する。さらに、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。得られた成果は論文等にまとめ公表する。

実施計画

FFRD 発生条件に係る知見の取得のため、令和 6 年度から令和 9 年度にかけて、照射済 UO_2 燃料及び照射済 MOX 燃料（Pu スポットを持つ燃料及び持たない燃料）を用いて LOCA 及び RIA を模擬した試験を行い、FFRD 及び RIA 時の FP ガス放出挙動における Pu スポットの影響等のデータを取得する。また、令和 6 年度から令和 10 年度にかけて、照射済 MOX 燃料を対象とした各種事故模擬試験データを用いて LOCA・FFRD モデルを備えた燃料挙動解析コードを検証するとともに、実機プラントの LOCA 解析に適用し、FFRD 及び FFRD 発生条件下における MOX 燃料の介在が炉心冷却性に及ぼす影響を評価する。さらに、令和 6 年度及び令和 7 年度に、LOCA 模擬試験により破裂及び高温酸化した被覆管試料（未照射材）を用いて、くり返し曲げ試験を行い、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。令和 10 年度に、本プロジェクトにおいて得られたデータを取りまとめ、既存のデータと併せて現行基準の見直しの要否を検討する。

行程表

	令和 6 年度	令和 7 年度	令和 8 年度	令和 9 年度	令和 10 年度
（1）ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究	LOCA 試験条件の検討及び資料の調達 高温機械試験装置設計・一部製作 ▽論文投稿	LOCA 試験の実施 高温機械試験装置設計・一部製作 ペレット加熱試験調査・検討 ▽論文投稿	LOCA,RIA 試験の実施 高温機械試験装置製作・試験実施 ペレット加熱試験実施	LOCA,RIA 試験の実施 高温機械試験実施 ペレット加熱試験実施	試験後分析 照射後試験 コード検証、モデル化、総合評価 ▽論文投稿
（2）高燃焼度燃料事故時挙動等に関する研究	LOCA 試験の実施（照射材） FGD 試験の実施 曲げ試験の実施 実機 LOCA 解析手法の整備	LOCA 試験の実施（照射材） FGD 試験の実施 曲げ試験の実施 実機 LOCA 解析手法の整備	照射後試験 照射後試験 曲げ試験の実施 MOX ペレット加熱試験実施 実機 LOCA 解析手法の整備	照射後試験 照射後試験 MOX ペレット加熱試験実施 実機 LOCA 時 FFRD 影響の検討	照射後試験 コード検証、モデル化、総合評価

６．実施体制

江口　裕　　主任技術研究調査官
〇秋葉　美幸　主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
〇福田　拓司　主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
〇山内　紹裕　副主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
〇久保　恵裕　技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
秋山　英俊　技術参与

【委託研究先】
実施項目（１）（２）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R6 年度～R8 年度）

【共同研究先】
実施項目（１）（２）国立大学法人大阪大学（R5 年度～R8 年度）

７．備考

なし

参考文献

[1] 原子力エネルギー協議会、「事故耐性燃料（ATF）導入に向けた対応」、2022 年 12 月 12 日、https://www.nra.go.jp/data/000413504.pdf
[2] 山下真一郎、「原子力の安全性向上に資する技術開発事業での事故耐性燃料の開発」、事故耐性燃料開発に関するワークショップ、2022 年 12 月 21 日 https://nsec.jaea.go.jp/ATFWS/pdf/2022w/atfws_material_5.pdf
[3] Geelhood, K.G.; Luscher, W.G., “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts: Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding”, PNNL-28437, January 2019.
[4] J. C. Brachet et al., "High Temperature Steam Oxidation of Chromium-Coated Zirconium-Based Alloys: Kinetics and Process" Corrosion Science 167, 108537 (2020).
[5] J. Kim. et. al., "Effect of Cr coating on the mechanical integrity of Accident Tolerant Fuel cladding under ring compression test", Jour. Nucl. Mater. 585 (2023) 154603
[6] US. NRC, "Supplemental Guidance Regarding the Chromium-Coated Zirconium Alloy Fuel Cladding Accident Tolerant Fuel Concept", ATF-ISG-2020-01
[7] OECD/NEA, "Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)"、https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_25445/studsvik-cladding-integrity-project-scip
[8] Y. Taniguchi et al., "Behavior of High-burnup LWR-MOX Fuel under a Reactivity-Initiated Accident Condition", TopFuel2019, p551-558.
[9] 成川隆文、「冷却材喪失事故時及び事故後の燃料被覆管の破損挙動に関する研究」、平成 29 年度 安全研究センター報告会、平成 29 年 11 月、https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h29/pre3_Narukawa.pdf
[10] T. Mihara, K. Kakiuchi, Y. Taniguchi and Y. Udagawa, “Behavior of high-burnup BWR UO_2 fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 60, No. 5, 2023.
[11] 燃料安全研究グループ：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全グループ研究内容、https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/fsrg/index.html

研究計画

プロジェクト名称	13. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ２）		
実施期間	令和７年度　～　令和１１年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	橋倉　靖明　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】　H) 材料・構造	主担当者	渡辺　藍己　技術研究調査官 水田　航平　技術研究調査官

１．背景

（１）規制課題

原子力規制委員会は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号)」及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号)」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、安全機能を有する機器・構造物を対象として、事業者が実施する着目すべき経年劣化事象の抽出、健全性評価及び保守管理の技術的妥当性を確認している。また、長期施設管理計画認可申請の審査においては、原子炉その他設備が長期供用期間の運転に伴う劣化を考慮した上で「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 6 号)」（以下「技術基準規則」という。）に定める基準に適合することを確認している。

脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律（令和 5 年法律第 44 号）の一部施行に伴い、運転開始から 60 年を超えた運転が可能となったこともあり、今後、長期運転される原子力発電所が増えることが見込まれる。長期運転に関する審査を適切に行うためには、関連する現行の技術基準規則及び民間規格が、長期運転される原子力発電所に対しても、技術的妥当性を有するか最新の科学的・技術的知見に基づいて確認していく必要がある。

（２）技術課題

これまで、原子炉容器（以下「RV」という。）の低合金鋼及び炉内構造物等のステンレス鋼に対する経年劣化の予測等は、主に加速劣化試験により経年劣化を模擬的に付与した材料の特性評価[1-13]に基づいて実施されてきた。これらの評価は、長期施設管理計画認可申請の審査において、事業者が実施する経年劣化に関する技術的評価の妥当性を確認するために活用されている。

こうした中、近年では原子炉施設の廃止措置が進み、実際に原子炉環境で使用され経年劣化した実機材料を用いた試験が可能となってきている。これにより、加速劣化試験により得られた研究結果と、実機材料における経年劣化挙動との比較が可能となっており、この比較を通して従来の経年劣化の評価手法が保守性を有していることを確認することは、経年劣化に関する技術的評価の妥当性を裏付ける上で重要な技術課題となっている。

（３）研究課題

長期運転に関しては、諸外国も同様の技術課題を有しており、現在、我が国及び米国等の主要国が参加する OECD/NEA のジョイントプロジェクト「SMILE プロジェクト」においても、実機環境下で使用された実機材料を用いた経年劣化事象に関する技術的知見の取得が進められている。

このような背景の下、R2～R6 年度の 5 か年にわたり、「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」を実施し、以下のとおり、各研究テーマにおいて研究成果を得るとともに、課題を抽出した。

【原子炉容器の中性子照射脆化評価に係る研究】

RV は、技術基準規則の解釈第 14 条に記載される規制要求に基づき、健全性評価が行われている[14]。この健全性評価では、最大仮想欠陥最深部における加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）状態遷移曲線及びプラント評価時期に対応する破壊靭性遷移曲線を最大仮想欠陥最深部の温度で比較し、両者が交差しなければ PTS 評価事象に対して RV の炉心領域部は健全であることが示される（以下「PTS 評価」という。)。

RV の PTS 評価においては、対象とする RV 炉心領域材料の破壊靭性データを温度軸に対して破壊靭性の温度移行量（以下「ΔT_{KIc}」という。）だけ平行に移行させ、プラント評価時期における破壊靭性を予測し、これらのデータを下限包絡する式を設定する。これがプラント評価時期に対応する破壊靭性遷移曲線となる[15]。

この破壊靭性の予測には、シャルピー衝撃試験によって得られる遷移温度の移行量（以下「$\Delta_v T_{r30}$」という。）が用いられている。この PTS 評価の考え方は、財団法人発電設備技術検査協会が実施した原子炉圧力容器加圧熱衝撃実証試験（以下「国プロ」という。）で開発された手法[16]がベースとなっている。

国プロでは、加速劣化させた試験炉照射材を用いた破壊靭性試験によって得られる ΔT_{KIc} は、シャルピー衝撃試験によって得られる $\Delta_v T_{r30}$ よりも若干小さくなる傾向が見られるものの、$\Delta T_{KIc}=\Delta_v T_{r30}$ の関係がほぼ成立することが認められるとしている。このことから、破壊靭性遷移曲線の移行量の予測に $\Delta_v T_{r30}$ の予測式を用いることの妥当性が確認されたと報告されている[16]。

一方、長期施設管理計画認可申請の審査において事業者から提出された PTS 評価に関するデータを用いて ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の関係を分析した結果、国プロの結果とは大きな方向性は共有するものの、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向を示すことが分かった[17]。

R2～R6 年度に実施した研究では、研究施設で照射して加速劣化させた試験炉照射材を用いて試験を行い、破壊靭性参照温度（ΔT_0）と $\Delta_v T_{r30}$の比較分析を行った。その結果、国プロの結果と同様、ほぼ等しい関係を示しているものの、監視試験片を用いた結果とはやや異なる傾向を示していることがわかった。

監視試験の結果は、国プロや試験炉照射材の結果とやや異なる傾向を示すが、この原因は明らかになっていない。また、RV の健全性評価では、監視試験の結果を用いて RV の将来の状態を確認しているが、実機 RV 本体を用いて ΔT_{KIc}と $\Delta_v T_{r30}$との相関について調査された例は少ない。このため、実機材料を用いて各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験、組織分析等）を実施することにより ΔT_{KIc}と $\Delta_v T_{r30}$の相関を確認することが必要である。

【炉内構造物の中性子照射による靭性低下に係る研究】

炉内構造物は、中性子の照射を受けて破壊靭性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では、靭性低下があった場合でも炉内構造物の健全性が保たれることを確認するために、一般社団法人日本機械学会　発電用原子力設備規格維持規格（JSME S NA1 -2012。以下「維持規格」という。）に基づく破壊力学的評価手法によりその長期健全性の評価を行っている。ここで、事業者が用いている破壊力学的評価手法に係る評価式は、主に加速劣化試験等から得られた国内外の破壊靭性試験データのばらつきの下限データを参照して評価式が策定されている。このため、本研究では、加速劣化試験等の下限データから策定された評価式の保守性を確認するために、実機材料を用いて破壊靭性試験等を行う。

R2～R6 年度に実施した研究では、実機材料を活用した試験の全体計画、発電所構内での実機材料取得工法及び取得後の研究施設での試験研究計画に関する検討を実施してきた。本研究の目的である評価式の保守性の確認は、これまで検討してきた計画に基づき、R9 年頃に取得可能な実機材料を的確に取得して試験を実施し、データを取得する必要がある。

【予防保全対策施工箇所に対する長期健全性評価に係る研究】

これまでに国内外の多数の沸騰水型軽水炉（BWR）において応力腐食割れ（以下「SCC」という。）の発生が報告されている[(5)]。SCC 等の破壊を引き起こす亀裂については、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（原規技発第 1408063 号（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定)、改正 原規技発第 2107219 号（令和３年７月２１日原子力規制委員会決定))」（以下「亀裂の解釈」という。）において、維持規格の規定に基づく検査を実施し、亀裂発生の有無を確認することが要求されている。事業者は、SCC 発生を低減するための予防保全対策を行っており、予防保全対策を実施した場合には、維持規格で規定された検査において、予防保全対策実施時期を供用開始時期とすることができ、その結果として、予防保全対策施工箇所は検査頻度が緩和されることになる。長期施設管理計画認可申請の審査において、予防保全対策の施工状況及び施工後の SCC 発生の有無を検査記録で確認しているものの、予防保全対策により付与された圧縮残留応力が長期供用運転中も適切に維持されていることを直接実機で確認した例はない。そこで、本研究では予防保全対策施工箇所の長期供用期間における圧縮残留応力の維持を確認することを目的に、実機材料（炉内構造物等）を用いた圧縮残留応力測定を実施する。

R2～R6 年度に実施した研究では、実機材料を活用した予防保全対策施工箇所の長期健全性を確認するための問題点（除染及び切断等による圧縮残留応力への影響）及び予防保全対策施工箇所の残留応力を測定するための工法（cosα 法による X 線残留応力測定装置を使用）を検討してきた。R7 年度以降については、これまでの検討に基づき、R11 年頃に取得可能な実機材料を活用して残留応力測定試験（現地測定等）を実施し、予防保全対策施工箇所の長期健全性を確認する必要がある。

【PWR 炉内構造物の長期健全性評価に係る研究】

長期施設管理計画認可申請の審査の中で確認する加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）の炉内構造物の経年劣化状況評価において着目すべき経年劣化事象である照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）事象については、これまでの国プロの成果[(176)]を基に作成された IASCC による割れ発生しきい応力線図を用いた評価を実施しているものの、国内の実機材料（バッフルフォーマボルト）から得られる高照射領域でのデータと比較したことはなく、高照射領域における IASCC による割れ発生と照射量の相関が明確になっていない。このため、実機材料（バッフルフォーマボルト等）を用いて試験を行い、IASCC による割れ発生に対する照射量の影響、特に、これまでの評価の保守性を確認する必要がある。

２．目的

国内外の廃止措置中の原子力発電所から長期間使用した実機材料を採取して試験・分析を行い、原子炉容器及び炉内構造物の健全性に関する知見を拡充し、これまでに実施してきた加速劣化試験結果に基づく経年劣化評価手法の保守性を確認する。

３．知見の活用先

本研究の成果については、事業者が提出する長期施設管理計画認可申請に含まれる経年劣化に関する技術的評価に対して、規制庁が当該申請を審査する際に、その評価の技術的妥当性を判断するための根拠として活用できる。また、民間規格における技術評価に対しても、その技術的妥当性の判断根拠として活用することが期待できる。

【規制要求事項との関連】

・長期施設管理計画の認可の申請（実用炉規則 113 条）及び劣化評価（実用炉規則 113 条の 6）
・安全設備（技術基準規則第 14 条)、材料及び構造（技術基準規則第 17 条)、使用中の亀裂等による破壊の防止（技術基準規則第 18 条）及び監視試験片（技術基準規則第 22 条）
・亀裂の解釈（第 1 項～第 3 項）

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。

（１） 原子炉容器の中性子照射脆化評価に係る研究（分類①、分類②及び分類④）

長期施設管理計画認可申請の審査において、事業者から提出された監視試験の結果と研究施設において照射された試験炉照射材を用いて算出された結果を比較するため、実機材料（RV 本体、監視試験片及び RV 製造時に作製された材料（以下「アーカイブ材」という。））を調達する。委託先において研究計画案を検討した上で、調達した実機材料から試験片を製作し、各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験、組織分析等）を実施し、データを取得する。

各種試験後、RV 本体、アーカイブ材及び監視試験片、並びにアーカイブ材から取得した ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の相関等を比較し、実機材料における脆化傾向を確認する。また、中性子照射による脆化傾向を把握するため、金属破面観察結果を確認する。なお、国内プラントは、廃炉行程の関係から実機材料（RV）を早期に取得することが困難であるため、海外において、現在廃炉作業中である、スウェーデンのリングハルス 2 号機（PWR：ウェスチングハウス社製 3 ループ型）の RV から実機材料を取得して試験を実施する予定である。規制庁において、得られたデータを基に実機材料を用いた中性子照射による破壊靭性低下について分析し、これまで実施された国プロや試験炉照射材の加速劣化試験の結果との比較検討を行う。

以下に、試験実施内容の概要を示す。

① 実機材料の取得先であるスウェーデンの関係機関との交渉・調整を実施する。
② RV 本体、監視試験片及びアーカイブ材を用いた研究計画の立案及び試験詳細計画を策定する。
③ アーカイブ材から製作した試験片及び監視試験片を用いた各種試験を実施する。
④ 試験後、リングハルス 2 号機におけるアーカイブ材と監視試験片を用いた ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の相関を分析する。
⑤ 国内のデータと比較し、実機材料を用いた中性子照射脆化評価に関する考察を実施する。
⑥ RV 本体からの供試材切り出し工事を実施する。切り出した供試材を研究施設に輸送する。

（２）炉内構造物の中性子照射による靭性低下に係る研究（分類①、分類②及び分類④）

加速劣化試験等に基づき得られた国内外の破壊靭性試験データの下限により策定されている評価式の保守性を確認するため、委託先において、実機材料（炉内構造物（上部格子板等））を用いた破壊靭性試験等の各種試験を実施し、データを取得する。規制庁において、取得したデータから中性子照射量と中性子照射による破壊靭性低下量を評価し、評価式の保守性を確認する。

以下に、試験実施内容の概要を示す。

① 実機材料取得のための工事詳細計画の検討及び要領書を策定する。
② 実機材料取得装置を製作し、原子力発電所から実機材料（炉内構造物）を切り出す。
③ 切断後の供試材を輸送容器に格納し、研究施設まで輸送する。
④ 輸送後、供試材から試験片を製作する。
⑤ 製作後の試験片を用いた破壊靭性試験等の各種試験を実施する。
⑥ 試験実施後、実機材料を用いた中性子照射による破壊靭性低下について分析し、評価式の保守性を確認する。

（３）予防保全対策施工箇所に対する長期健全性評価に係る研究（分類①、分類②及び分類④）

事業者が SCC 対策として実施した予防保全対策に関し、施工箇所の長期供用期間における圧縮残留応力の維持を確認するため、委託先において、発電所構内の放射線環境等の状況を調査した後、実機材料（炉内構造物等）を用いた応力測定を実施し、規制庁において、圧縮残留応力の維持を確認する。

以下に、試験実施内容の概要を示す。

① 放射線環境下における実機材料を用いた測定試験の研究計画の立案及び試験詳細計画を策定する。
② 発電所構内に測定装置を搬入し、測定の準備を実施する。
③ 放射線環境下での実機材料の応力測定を実施する。
④ 測定後のデータを基に分析し、予防保全対策施工箇所に対する長期健全性（圧縮残留応力維持）を確認する。

（４）PWR 炉内構造物の長期健全性評価に係る研究【分類①、分類②及び分類④】

実機材料（バッフルフォーマボルト等）の対象となる炉内構造物の取替工事は R11 年頃を目途に実施するとのことであるため、当面は事業者の工程状況を確認しながら、規制庁において研究計画を立案する。

５．成果目標と実施計画

（１） 原子炉容器の中性子照射脆化評価に係る研究（分類①、分類②及び分類④）

成果目標：実機材料（アーカイブ材及び監視試験片）を使用した破壊靭性試験等の各種試験を実施し、ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の相関

を確認・分析する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。委託先において研究計画案を検討し、規制庁では各種試験後のデータを用いて ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の相関を確認・分析するとともに、取得したデータと国内のデータの比較・評価を行い、成果を論文等として取りまとめる。

【R7 年度の実施計画】
・リングハルス 2 号機から実機材料を取得するため、Studsvik などの関係研究機関との交渉・調整を実施する。
・詳細な研究計画を策定するとともに、試験条件の検討及び供試材の詳細仕様を調査する。
・RV 本体から供試材を切り出すための工事要領の検討及び工事要領書を策定する。

【R8 年度の実施計画】
・RV 本体及びアーカイブ材から供試材の取得対象箇所の選定を検討する。特に RV 本体について、我が国で取得している監視試験データとの比較検討を行いながら供試材取得位置を選定する。
・RV 本体の廃炉行程について Vattenfall 社及び Studsvik より情報収集を行い、RV 本体からの供試材取得時期を検討する。
・RV 模擬材を用いた Studsvik などの関係研究機関によるラウンドロビンテストを実施する。

【R9 年度の実施計画】
・
・アーカイブ材から破壊靭性試験片などの各種試験片を製作する。
・アーカイブ材から製作した試験片を用いて各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験等）を実施する。

【R10 年度の実施計画】
・R9 年度に引き続き、アーカイブ材から製作した試験片を用いて各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験等）を実施する。
・監視試験片から破壊靭性試験片などの各種試験片を製作する。
・監視試験片から製作した試験片を用いた各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験等）を実施する。
・
・試験後の試験片の金属破面分析を実施する。

【R11 年度の実施計画】
・R10 年度に引き続き、監視試験片から製作した試験片を用いて各種試験（破壊靭性試験、シャルピー衝撃試験、機械試験等）を実施する。
・リングハルス 2 号機におけるアーカイブ材と監視試験片を用いた試験結果より ΔT_{KIc} と $\Delta_v T_{r30}$ の相関を分析する。
・我が国の監視試験の結果と比較し、実機材料を用いた中性子照射脆化評価に関する考察を実施する。また、得られた成果を論文等で公表する。
・
・RV 本体からの供試材切り出し工事を開始する。

（２）炉内構造物の中性子照射による靭性低下に係る研究【分類①、分類②及び分類④】

成果目標：実機材料（炉内構造物（上部格子板等））を用いた破壊靭性試験等の各種試験を実施し、加速劣化試験等に基づき得られた国内外の破壊靭性試験データの下限により策定されている評価式の保守性を確認する。

実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。委託先において、実機材料を使用した破壊靭性試験等の各種試験を実施し、その結果を用いて規制庁では、事業者が長期施設管理計画認可申請の審査で用いた評価手法（評価式）の保守性を確認する。確認した結果内容を考察し、論文等として取りまとめる。

【R7 年度の実施計画】
・廃炉工程状況に応じて、発電所構内における実機材料取得のための工事詳細計画書及び試験要領書を策定する。
・上記、廃炉工程状況により、現場を想定した、実機材料取得装置の設計及び採取工事の準備を実施する。

【R8 年度実施計画】
・R7 年度に検討した装置設計に基づき、実機材料取得装置の製作を実施する。
・製作した取得装置を用いて、発電所構内における実機材料取得を確実にするため訓練を実施する。

【R9 年度実施計画】
・工事訓練後、実機材料取得装置を用いて対象となる実機材料（炉内構造物）から供試材を切り出す。
・切断後に供試材を輸送容器に詰め込み、研究施設まで輸送する。
・輸送後、研究施設において、供試材から試験片を製作する。

・製作後の試験片を用いて各種試験（破壊靭性試験、引張試験等）を実施する。

【R10 年度実施計画】
・R9 年度に引き続き、製作後の試験片を用いて各種試験（破壊靭性試験、引張試験等）を実施する。
・試験後の試験片の金属破面の分析を実施する。

【R11 年度実施計画】
・試験後のデータを用いて、実機材料の中性子照射による破壊靭性低下に係る分析を実施する。
・中性子照射量に対する破壊靭性値の低下量を分析し、評価式の保守性を定量的に評価する。
・また、得られた成果を論文等で公表する。

（３）予防保全対策施工箇所に対する長期健全性に係る研究【分類①、分類②及び分類④】
成果目標：実機材料（炉内構造物等）を用いた測定を実施し、放射線環境下における予防保全対策施工箇所の圧縮残留応力の維持を確認する。
実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。委託先において、実機材料（炉内構造物等）を用いた残留応力測定を実施し、その結果を用いて規制庁では、放射線環境下における予防保全対策施工箇所の圧縮残留応力の維持を確認する。確認した結果内容を考察し、論文等として取りまとめる。

【R7 年度の実施計画】
・放射線環境下における実機材料を用いた測定試験の研究計画の立案及び試験詳細計画を策定する。
・測定対象箇所の選定及び事業者との現場調整を実施する。

【R8 年度の実施計画】
・発電所構内で実施した場合の放射線環境状況を調査する。
・発電所構内で測定を実施する場合の測定装置への影響、施工性等の適用性調査を実施する。

【R9 年度の実施計画】
・R8 年度の成果を基に、残留応力測定装置を発電所構内で測定するための現場測定用器具等の装置・製作を準備する。

【R10 年度の実施計画】
・残留応力測定装置及び現場測定用器具等を発電所構内に搬入し、測定試験の準備（試測定等）を実施する。
・試測定後に、実測定に向けた問題点等を抽出し、問題点の解決等を実施する。

【R11 年度の実施計画】
・発電所構内の放射線環境下での実機材料を用いた応力測定を実施し、放射線環境下での応力測定分析を実施する。
・実機材料における、放射線環境下での予防保全対策箇所に対する圧縮残留応力の維持を確認する。
・また、得られた成果を論文等で公表する。

（４）PWR 炉内構造物の長期健全性評価に係る研究【分類①、分類②及び分類④】
成果目標：実機材料（バッフルフォーマボルト等）を用いた試験計画を立案する。
実施計画：以下のとおり、各年度の研究を実施する。対象となる炉内構造物の取替工事が R11 年頃を目途としているため、当面は事業者の状況を確認し、研究計画を立案する。

【R7 年度から R11 年度までの実施計画】
ATENA（ATNEA 原子力エネルギー協議会）との安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換個別テーマ会合「経年劣化」を通じ、実機材料（炉内構造物）を活用した研究に関する意見交換を実施し、研究に向けた計画を検討し、最終的には研究計画を立案する。

行程表

	Ｒ７年度	Ｒ８年度	Ｒ９年度	Ｒ１０年度	Ｒ１１年度
(1)原子炉容器の中性子照射脆化評価に係る研究	・詳細試験計画及び工事計画の策定 ・実機材料取得に関する交渉等 →	・実機材料取得対象箇所の選定 ・RV からの供試材切り出し時期に関する関係機関との調整 ・RV 模擬材によるラウンドロビンテスト →	・アーカイブ材による各種試験片の製作 ・アーカイブ材による各種試験の実施 →	・監視試験片による各種試験片の製作 ・アーカイブ材及び監視試験片の各種試験の実施 ・試験後の破面分析 →	・監視試験片による各種試験の実施 ・各種材料による ΔT_{KIc} と ΔRT_{NDT} との分析 → 成果とりまとめ ▽論文等
(2) 炉内構造物の中性子照射による靭性低下に係る研究	・工事詳細計画書及び試験要領書の策定 ・実機材料取得装置の設計及び採取工事の準備 →	・実機材料取得装置の製作 ・実機材料取得を確実にするための訓練 →	・炉内構造物からの実機材料取り出し ・研究施設までの輸送 ・試験片製作 ・各種試験の開始 →	・各種試験の実施 ・試験後の破面分析 →	・評価式の保守性確認 → 成果とりまとめ ▽論文等
(3) 予防保全対策施工箇所に対する長期健全性に係る研究	・研究計画及び試験詳細計画の策定 ・事業者との現場調整 →	・発電所構内の現場環境調査 ・装置適用性調査 →	・発電所構内で測定するための現場測定用器具等の装置・製作準備 ・ →	・発電所構内への装置持ち込み ・試測定の実施 →	・実機材料測定 ・測定データの分析 ・予防保全対策箇所の長期健全性確認 → 成果とりまとめ▽ 論文等
(4) PWR 炉内構造物の長期健全性評価に係る研究	→	事業者の動向を確認しながら、研究計画を立案 →	→	→	▽炉内構造物の取替実施予定

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者には〇を記載）】

小嶋　正義　統括技術研究調査官
〇　橋倉　靖明　上席技術研究調査官（実施項目(3)関係）
田口　清貴　主任技術研究調査官
日髙　慎士郎　主任技術研究調査官
〇　渡辺　藍己　技術研究調査官（実施項目(1)関係）
〇　水田　航平　技術研究調査官（実施項目(2),(3)関係）
船田　立夫　技術参与
高倉　賢一　技術参与
河野　克己　技術参与

【委託研究先】

実施項目(1)(2)(3)　一般財団法人電力中央研究所（令和 7 年度）
実施項目(3)　国立大学法人金沢大学（令和 7 年度）

【共同研究先】
なし

7．備考

なし

参考文献

(1) 「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書報告書 軽水炉照射材料健全性評価研究」、平成 31 年.
(2) 福谷耕司、大野勝巳、中田早人、「原子炉容器鋼の照射組織変化」、INSS MONOGRAPHS No.1、2001.
(3) K. Takakura, et al., “Crack growth behavior of neutron irradiated L-grade austenitic stainless steels in simulated BWR conditions”, Proc. 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, pp.1192-1203, 2009.
(4) 財団法人発電設備検査技術協会、「プラント長寿命化技術開発　2 相ステンレス鋼熱時効試験(PWR)報告書」、平成 6 年 3 月.
(5) 笠原茂樹、福谷耕司、越石正人、藤井克彦、知見康弘、「沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成（受託研究)」、JAEA-Review 2018-012、2018.
(6) 西川聡、中田志津雄、堀井行彦、古村一朗、山口篤憲、「圧縮残留応力付与部の熱時効による応力緩和挙動」、一般財団法人発電設備技術検査協会溶接・非破壊検査技術センター　技術レビュー Vol.4、 pp.28-32、2008.
(7) 皆川武史、池田雅昭、「原子力発電所用安全系低圧ケーブルの難燃性に対する経年劣化処理の影響」、電気学会論文誌 A、第 137 巻、第 11 号、pp. 620-625、2017.
(8) T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai, and Y. Ohki, “Aging State Analysis of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants Exposed to Simulated Accident Conditions” Proceedings of 2018 IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, CEIDP 2018, pp.602-605, 2018.
(9) T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai, and Y. Ohki, “Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions”, IEEJ Trans. Fandam. Mater., Vol.139, No.2, pp.54-59, 2019.
(10) 皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「重大事故模擬環境に暴露したエチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの劣化状態分析」、電気学会論文誌 A、第 139 巻、第 9 号、pp.380-386、2019.
(11) 皆川武史、池田雅昭、田口清貴、「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」、NRA 技術報告、NTEC-2019-1002、2019.
(12) 渡辺藍己、芳賀明日香、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「原子力発電所から撤去された FR-EPDM ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能」、電気学会論文誌 A、2022.
(13) 芳賀明日香、渡辺藍己、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「重大事故環境下での原子力発電所用安全系低圧ケーブルの絶縁特性に及ぼす酸素の影響」、電気学会論文誌 A、2023.
(14) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第 14 条.
(15) 一般社団法人日本電気協会、原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法 JEAC4206-2007.
(16) 財団法人発電設備技術検査協会、「溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕総まとめ版」、平成 4 年.
(17) 第 60 回技術情報検討会、第 60 回技術情報検討会 | 原子力規制委員会 (nra.go.jp)、令和 5 年 7 月.
(18) 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 20 年度照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」、平成 20 年.

研究計画

プロジェクト名称	14. デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究		
実施期間	令和 8 年度　～　令和 11 年度	担当部署	技術基盤グループ　放射線・廃棄物研究部門
		担当責任者	酒井　宏隆　安全技術管理官（放射線・廃棄物担当）
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】I)計装制御	主担当者	酒井　宏隆　安全技術管理官 柚木　彰　主任技術研究調査官 澁谷　憲悟　上席技術研究調査官

１．背景

原子力発電所の計装制御装置には、電気・電子分野の技術が適用されている。電気・電子分野はその技術進歩が非常に速い分野である一方で、用いられる電子部品は同品種の物が大量に製造されることによりその品質が担保される性質を持ち、その技術サイクルは短く、同機能の装置であっても時間の経過とともにその内部の部品構成を当初の装置と同一に維持し続けることは徐々に困難となる。特に高精度・高信頼性のアナログ素子を用いた回路はアナログ素子の改廃により、今後、デジタルによる処理を含んだ回路に置き換えられることとなる。そのため、原子力発電所を建て替える際に最新の計装制御装置を全面的に導入する場合に加え、既設の原子力発電所の運転延長に伴う計装制御装置の更新時にも、それらを構成する機器には最新のデジタル技術が適用されており、今後もこの流れは加速することが想定される。実際に、令和 7 年 9 月時点において、原子力発電所の計装制御装置の中でも特に安全上重要な装置である安全保護系に対して、国内において運転中及び新規制基準適合性審査中の原子力発電所 26 基[(1)]のうち、24 基で全面的又は部分的にデジタル技術が既に適用されており[(2)]、その適合性審査において、安全保護系に適用されるデジタル技術の適切性について確認されている。

こうした中で、日本電気協会電気技術規程 JEAC 4620「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」[(3)]及び日本電気協会電気技術指針 JEAG 4609「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」[(4)]に対して、原子力規制委員会において技術評価が行われ、デジタル安全保護系の対象範囲の明確化及びマイクロプロセッサに代わる論理演算を行い得るプログラマブルデバイス等の新規デジタル技術適用の反映等を取り込む形で、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準規則解釈」という。）[(5)]に引用されている。また、産業界においては、近年海外でも対応が進められているソフトウェア共通要因故障対策への国内での対応を検討した「発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム」での議論及び前述の技術評価を通じて原子力規制委員会が技術評価書[(6)]中で示した要望事項への対応に加え、産業界自主で計装制御装置へのデジタル技術の適用拡大に備えた対応が進められている。さらに、装置又はシステムの存在する環境において、許容できないような電磁妨害をいかなるものに対しても与えず、かつ、その電磁的事象に対して満足に機能するための装置又はシステムの能力として JIS 規格[(7)]において定義される電磁両立性に関する対応として、計装制御装置の信頼性の観点からの議論が産業界において行われている。デジタル技術の進展に伴い、デジタル化された安全保護系がその安全保護機能を喪失した場合においても、安全保護系の代替機能として、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるよう、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動的に、または手動により作動させる設備として設置される多様化設備も含め、デジタル技術の適用先がさらに広がることが避け得ないことから、デジタル計装制御の信頼性確保の方策をどう評価するかに引き続き技術的な課題がある。

これらの課題（新たに導入されつつある又は導入される可能性のあるデジタル技術の信頼性、計装制御装置の電磁両立性対策、デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策）については、日本電気協会 安全設計分科会傘下の計測制御検討会において、今後の規格の改訂のための課題として議論されており、原子力規制庁職員も参画している。また、国際的には OECD/NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)傘下のタスクグループにおいてソフトウェア共通要因故障に対する共通見解書の改訂作業が進められるとともに、計装制御に関する文書の作成・維持のための常設の作業体制の構築に向けた検討が進められている。さらに、IAEA においても、計装制御関係の指針文書である SSG-39「Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants」[(8)]の令和 8 年度からの改訂開始に向けた準備が進められている。

これまで、これらの課題について幅広く海外事例の概要等の技術調査を進めてきたが、アナログ機器の調達が困難になってきたことを受けて産業界のデジタル化の動きが活発になっており、デジタル化に係る許認可申請に備え体系だって知見を整備していく必要が生じている。こうしたことから、「デジタル計装制御技術の信頼性評価に関する研究」を安全研究として高い優先度を持って重点的に取り組んでいく課題とすることが、令和 7 年 7 月の第 20 回原子力規制委員会において決定された「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」において明確化されている。

２．目的

図１に示す検出器から動作装置入力端子までの原子力発電所の計装制御の範囲に含まれる計装制御装置に適用されるデジタル技術を対象として、国内の安全保護系へのデジタル技術適用状況に関する知見を蓄積することを目的とする。

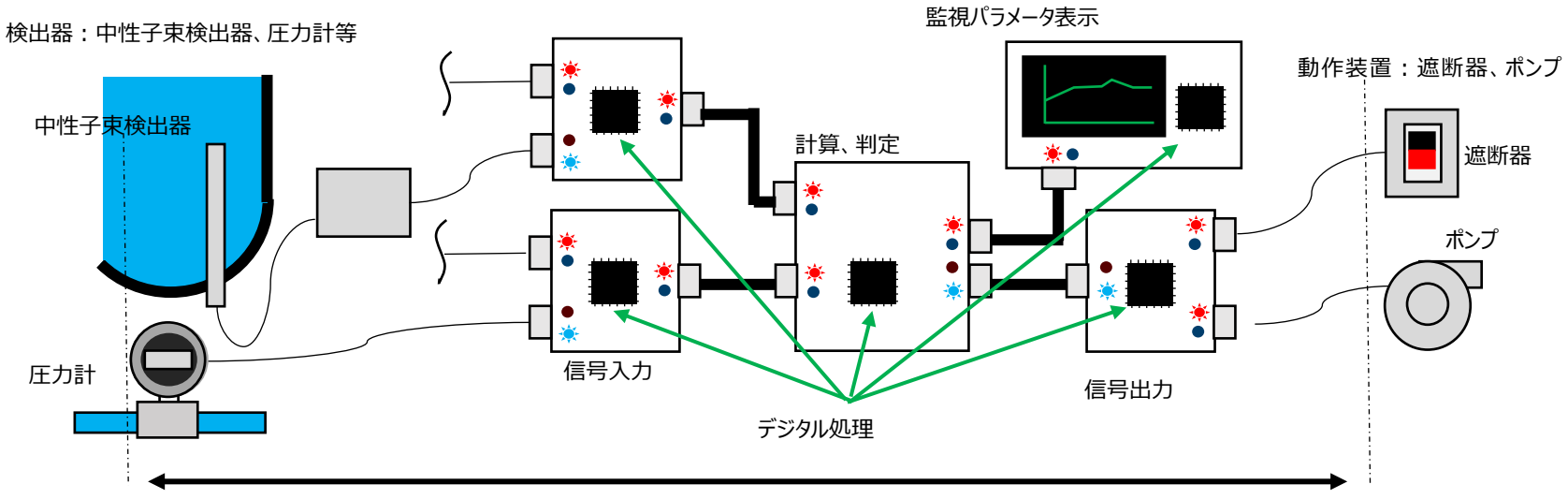


図１　原子力発電所の計装制御の範囲

３．知見の活用先

本研究において得られる技術情報や試験により蓄積した知見は、今後改定が予定されている原子力発電所の安全保護装置に係る民間規格である日本電気協会電気技術規程 JEAC 4620「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」[(3)]及び日本電気協会電気技術指針 JEAG 4609「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」[(4)]の技術基準規則解釈[(5)]第 35 条安全保護装置への引用に向けた技術評価に活用することができる。さらに、技術評価結果が技術基準規則解釈[(5)]に反映されることを通じて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[(9)]第 23 条「計測制御系統施設」、第 24 条「安全保護回路」及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則[(10)]第 34 条「計測装置」、第 35 条「安全保護装置」に関連した原子力発電所の計装制御に係る審査及び検査において活用することができる。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

（１）原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価【分類①、②】

計装制御装置に適用されるデジタル技術の信頼性評価については、原子力計装制御に用いられ得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含むデジタル技術のうち、海外において既に適用済み又は適用が検討されている技術を中心に調査を行うとともに、その信頼性評価手段について留意するべき内容を抽出する。

（２）計装制御装置の電磁両立性評価【分類①、②】

計装制御装置の電磁両立性については、原子力発電所の計装制御装置の電磁両立性の確保に向け、達成すべき性能の水準の考え方を整理する。その際に、実際に装置に生じる影響評価を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて実施する。

（３）デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価【分類①、②】

安全保護系及び多様化設備へのデジタル技術適用については、諸外国のデジタル安全保護系の想定故障及び多様化設備にデジタル技術を適用している事例を調査し、どのような形でソフトウェア共通要因故障対策を実施しているかを確認する。また、デジタル安全保護系を模擬した計装制御システムを構成する要素のモデル化を通じてデジタル技術適用における留意点を整理する。

５．成果目標と実施計画

（１）原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価【分類①、②】

成果目標：

プログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術に対して、その技術が用いられる装置の重要度と処理の複雑性に応じてどのような V&V を含む信頼性確保手段が考えられるかの整理を行う。また、関連する国際動向の調査を行い知見を蓄積する。

実施計画：

【R8 年度】

- 原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出を行う。
- 信頼性評価に必要な評価用の体系構築のための基本検討を行い、評価を通じて確認すべき項目及び対象とする技術

を明確化する。
・　デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R9 年度】
・　原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出を行う。
・　信頼性評価用の体系構築のための詳細検討を行う。
・　デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R10 年度】
・　原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出結果を基に原子力発電所の安全保護装置へ適用した場合の重要度と処理の複雑さに応じた課題の抽出を行う。
・　信頼性評価用の体系を構築する。
・　デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R11 年度】
・　原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出結果を基に原子力発電所の安全保護装置へ適用した場合の重要度と処理の複雑性に応じた観点から課題を取りまとめる。
・　構築した評価用の体系による評価を行う。
・　デジタル技術全般の動向調査を行い、過年度の結果とあわせて取りまとめる。

（２）計装制御装置の電磁両立性評価【分類①、②】

成果目標：

計装制御装置を模擬した電子回路に電磁ノイズを入れたときの応答評価を電磁両立性試験を通じて行い、どのような影響が生じるかについて知見を整理して、装置の発する電磁ノイズの許容量、装置の設置場所に置いて想定される周辺電磁ノイズの量及びそうしたノイズ環境下で装置が維持すべき動作といった電磁両立性に関して達成すべき性能の水準がどのように計装制御装置に対して確立されるべきかを明確にする。さらに、関連する電磁両立性に関する知見を蓄積する。

実施計画：

【R8 年度】
・　過去の検討結果を整理し、ノイズに対する影響を受けやすい装置・条件を特定するとともに実施する電磁両立性試験の種類を特定する。
・　達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

【R9 年度】
・　ノイズに対する影響を受けやすい装置・条件を評価するための試験体系を立案し、（１）の信頼性評価用の体系の詳細検討に立案結果を反映する。
達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

【R10 年度】
・　達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を蓄積する。

【R11 年度】
・　電磁両立性試験を前述の（１）の評価用の体系を用いて行い、これまでの検討結果も含め知見を取りまとめる。
・　達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

（３）デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価【分類①、②】

成果目標：

デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策において、想定故障の設定も含めた必要な多様性の確保の考え方について、シミュレーション環境によるモデル化及び海外事例調査を行い、多様化設備にデジタル技術が適用される場合も含めて確認すべき事項を取りまとめる。

実施計画：

【R8 年度】
・　ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境構築を行う。
・　ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R9 年度】
・　ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境構築を行う。
・　ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R10 年度】
・　シミュレーション環境を用いたソフトウェア共通要因故障のモデル化を行う。

・　ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R11 年度】

・　シミュレーション環境によりモデル化したソフトウェア共通要因故障の評価及び結果を取りまとめる。

・　ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例の調査を行うとともに過年度の結果も含めて調査結果を取りまとめる。

行程表

	令和 8 年度	令和 9 年度	令和 10 年度	令和 11 年度
（１）原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価		JEAC 4620/JEAG4609 の改訂審議への参画		
			▽学会発表	論文投稿▽
	・ 高信頼性計装制御に適用されている最新のデジタル技術の抽出 ・ 評価用の体系構築のための基本検討 ・ デジタル技術全般の動向調査	・ 高信頼性計装制御に適用されている最新のデジタル技術の抽出 ・ 評価用の体系構築のための詳細検討 ・ デジタル技術全般の動向調査	・ 最新のデジタル技術の高信頼性計装制御への適用時の重要度と処理の複雑さに応じた課題の抽出 ・ 評価用の体系構築 ・ デジタル技術全般の動向調査	・ 最新のデジタル技術の高信頼性計装制御への適用時の重要度と処理の複雑さに応じた課題の取りまとめ ・ 評価体系による評価試験の実施 ・ デジタル技術全般の動向調査の取りまとめ
（２）計装制御装置の電磁両立性評価				学会発表▽
	・ 実施する電磁両立性試験の種類の特定	・ 実施する電磁両立性試験体系の立案と（１）の評価体系への反映		・ 電磁両立性関係の試験結果の取りまとめ
	・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積	・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積	・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積	・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積及び結果の取りまとめ
（３）デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価			▽学会発表	論文投稿▽
	・ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境の構築 ・ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査	・ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境の構築 ・ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査	・シミュレーション環境を用いたソフトウェア共通要因故障のモデル化の実施。 ・ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査	・シミュレーション環境によりモデル化したソフトウェア共通要因故障の評価及び結果の取りまとめ ・ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査及び結果の取りまとめ

６．実施体制

【放射線・廃棄物研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者には〇を記載）】

〇酒井　宏隆　安全技術管理官（放射線・廃棄物担当）（実施項目（１）、（２）、（３）関係）

〇澁谷　憲悟　上席技術研究調査官（実施項目（１）、（２）、（３）関係）

〇柚木　彰　主任技術研究調査官（実施項目（２）、（３）関係）

吉居　大樹　副主任技術研究調査官（実施項目（２）、（３）関係）

仲宗根　峻也　技術研究調査官（実施項目（２）、（３）関係）

米永　裕敬　技術研究調査官（実施項目（２）、（３）関係）

今瀬　正博　技術計画専門職（実施項目（３）関係）

７．備考

なし

参考文献

(1) 原子力規制委員会 「新規制基準適合性審査の進捗状況等について（発電用原子炉関係） 令和 7 年 7 月 2 日版」、令和 7 年
https://www.nra.go.jp/data/000475739.pdf（令和 7 年 9 月 25 日確認）

(2) 原子力エネルギー協議会（ATENA） 「デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障への対応にかかる各原子力事業者の安全対策の実施状況について(2024 年度下期)」、令和 7 年
https://www.atena-j.jp/news/docs/d261acfa208e56e964b8e576bf96e32a3924ae5a.pdf（令和 7 年 9 月 25 日確認）

(3) 一般社団法人 日本電気協会、電気技術規程 JEAC 4620-2020「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」、令和 2 年

(4) 一般社団法人 日本電気協会、電気技術指針 JEAG 4609-2020「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」、令和 2 年

(5) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」原規技発第 2310116 号 原子力規制委員会決定、令和 5 年

(6) 原子力規制委員会 「日本電気協会「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程（JEAC 4620-2020)」及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認(V&V)に関する指針（JEAG 4609-2020)」に関する技術評価書」、令和 5 年
https://www.nra.go.jp/data/000456185.pdf（令和 7 年 9 月 25 日確認）

(7) 日本産業規格 JIS C 0161:1997「EMC に関する IEV 用語」、平成 9 年

(8) IAEA, Safety Standards Series No.SSG-39 “Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants”, 2016

(9) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、平成二十五年原子力規制委員会規則第五号

(10) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」平成二十五年原子力規制委員会規則第六号

研究計画

プロジェクト名称	15. 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究		
実施期間	令和７年度　～　令和１１年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	後神　進史　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】J）特定原子力施設	主担当者	後神　進史　上席技術研究調査官 野口　法秀　技術研究調査官

１．背景

（１）規制課題

原子力規制委員会は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 64 条の 3 に基づき、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の燃料デブリ（核燃料と炉内構造物、コンクリート等が溶融し再度固化した状態のもの）の取出し作業などの廃炉作業に係る技術的妥当性を確認している。原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）が、東京電力ホールディングス株式会社（以下「東電」という。）による廃炉計画に対する支援の一環として取りまとめている技術戦略プラン[(1)]における廃炉の基本方針において、事故により損傷を受けた建物の中に燃料デブリ等が残されていることを大きなリスクと位置づけ、これらのリスクを可及的速やかに低減させることが強く求められると言及されている。それらに基づいて東電により令和 6 年度に 2 号機から燃料デブリの試験的な取出しが開始され、今後、段階的に取出し規模を拡大していくとされている。

これからの 1F の廃炉作業を進めるに当たり、炉内堆積物中の燃料デブリ含有量などといった燃料デブリの分布情報を把握することは、燃料デブリ取出し作業の安全上の重要な要素となるだけでなく、炉内構造物の健全性調査等を含めた廃炉作業全体における炉内環境の管理・監視及び事故分析の観点からも有用であるため、燃料デブリ分布情報の取得を含む東電の実施する作業については、最新の科学的・技術的知見に基づいて、その安全性、妥当性等を確認していく必要がある。

（２）技術課題

1F では、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震の際に発生した過酷事故時に、1～3 号機においては原子炉の冷却機能喪失に伴い溶融した核燃料が原子炉圧力容器から格納容器下部に落下して燃料デブリを形成している。令和 6 年 9 月に東電による燃料デブリの試験的取出し作業が開始されており、取り出されたサンプルの性状分析の結果等を考慮しつつ、令和 10 年度以降に段階的な取出し規模の拡大が計画されている[(2)]。燃料デブリ取出しの課題としては作業中の臨界管理が挙げられており、既に規制庁の安全研究[(3)]においても検討が進められている。また、NDF の技術戦略プラン[(1)]では主要な課題として取出し工法の検討、作業員の被ばく低減、長期の人材確保、炉内調査による情報取得等が挙げられている。炉内調査による情報取得については、格納容器下部の燃料デブリの分布に関する情報を事前に得ることで、燃料デブリ取出し戦略の策定に資することができ、他の作業も含めて廃炉作業全体の安全性、効率性等を向上させるものとして重要である。

格納容器下部の状況は、これまでの光学カメラを使った画像撮影等により調査が進められ、様々な物質が混在した堆積物が広範囲に広がっている状況は確認できたが、その中に混入している核燃料物質及び核分裂生成物を多量に含んだ燃料デブリの空間分布に関する明確な情報は得られていない。格納容器下部のペデスタル部外側においては国際廃炉研究開発機構及び東電により燃料デブリから放出される熱中性子束、ガンマ線の測定による核種分析が実施されたが、燃料デブリ分布の把握にまでは至っておらず[(4)]、詳細な情報の取得方法は今後の課題の一つとなっている。

事故により燃料デブリが形成された例としては、昭和 54 年に米国のスリーマイル島原子力発電所で発生した事故及び昭和 61 年に旧ソ連（現ウクライナ共和国）のチョルノービリ原子力発電所で発生した事故がある。前者は圧力容器内のみに燃料デブリが留まり、その取出し作業は完了している。一方、後者は閉じ込め構造物の設置により燃料デブリの取出し作業は実施されていない。1F では圧力容器から格納容器下部に落下したものも含めて、燃料デブリを回収する方針であり、既存技術による格納容器内の放射線計測が行われているが、現時点では主に空間線量の把握や臨界監視を目的とした事例[(5)]が多く、燃料デブリ分布の推定には至っていない。一方で、放射線計測による燃料デブリ分布の推定を目的として、炉内の過酷な放射線環境下において計測対象の放射線のみを高精度で計測する技術の開発が進んでいる[(6) (7)]が、1F での実用化には至っていない。そのため、格納容器下部に広がった燃料デブリ分布情報の取得作業は国内外に有効な前例がなく、規制庁としても安全確保及び技術的妥当性の評価に向けて新規に知見を取得する必要がある。

（３）研究課題

燃料デブリの位置情報を取得する際、光学カメラの画像及び映像により観測される外観からは核燃料由来の物質を含まない一般的な堆積物との区別が困難であるため、燃料デブリが発する固有の信号である発熱、放射線を観測する必要がある。放射性物質を含む燃料デブリから放出されるガンマ線、中性子等の放射線は物質に対する透過力、直進性が強いため、これらを利用し、放射線源の位置を推定する方法が有効であると考えられる。事故により損壊した 1F 格納容器内の放射線環境を考慮すると、ガンマ線については、燃料デブリ以外にも格納容器内に拡散した核分裂生成物、放射化した原子炉、燃料集合体の構造材等からも大量に放出されるため、ガンマ線計測による方法では各放射線源の特定が困難であると予想される。一方で、中性子を放出するウラン等の核燃料物質の大部分が燃料デブリ内に存在すると考えられるため、中性子計測による燃料デブリ位置情報の推定は現実的な選択肢である。したがって、本プロジェクトでは、燃料デブリ内の核燃

料物質から放出される中性子の測定データに基づいて、燃料デブリの分布情報を推定することを想定し、中性子のデータ取得方法、データの処理方法及び線源分布の構築（マッピング）方法に関する知見を取得する。

２．目的

1F 廃炉作業において重要な要素と考えられ、規制庁として知見が不足している燃料デブリ分布を推定する方法に関して、放射線計測に基づいて線源分布を推定する既存技術、類似研究の調査により情報を収集、整理するとともに、当該課題への適用性の高い技術について解析及び実験により成立性、特性を検証し、得られた知見を事故分析に資するとともに、事業者が実施する廃炉作業に係る安全性の確認及び技術的妥当性の評価に資する。

３．知見の活用先

東電による燃料デブリ取出し作業、炉内環境の管理・監視等の廃炉作業の安全性、技術的妥当性の評価において知見を活用する。また、同施設の事故時における燃料デブリ生成プロセス等の分析に対しても活用が見込まれる。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成 28 年 7 月 6 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。
②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

中性子計測には様々な方法が存在するが、NDF の技術戦略プラン[(1)]ではリスク低減における基本的考え方の一つとして、「確実性：信頼性が高く、柔軟性のある技術の採用」を挙げており、現時点において確実性を備えた代表的な中性子計測法としては、使用実績が豊富な検出器によって中性子を直接計測する方法と、中性子が物質を放射化しやすい特徴を利用して間接的に計測する方法があり、これらを本プロジェクトでの研究対象とする。一方で、参考文献[(6)(7)]のように様々な機関で研究開発が進められている 1F での活用を目的とした最先端の計測技術については、短期間で現場に投入できるだけの確実性を備えることは非常に困難と考えられることから、本プロジェクト以降で知見取得の対応を検討する。

（１）中性子検出器による計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得【分類②】

燃料デブリから放出される中性子は、数 MeV にピークを持つエネルギー分布を示し、比較的高エネルギーかつ直進性の強い高速中性子[※1]の成分が最も多い。しかし、格納容器下部に落下した燃料デブリの多くは事故後に形成されてから現在に至るまで、冷却、放射線遮蔽等を目的とした炉内注水により水没した状態が維持されており、解析コードを用いた事前のシミュレーション評価等によれば、燃料デブリから放出された中性子は水による減速効果を受け、水面上では熱中性子[※2]等の低エネルギー成分が支配的であると予想される。減速された低エネルギー中性子は、多重散乱によりエネルギーを損失する過程で何度も飛行方向が変化した後の状態であり、検出器への入射方向を同時に測定したとしても、その情報から線源である燃料デブリの位置情報を推定することは極めて困難である（図 1 の左図を参照。）。したがって、中性子検出器による計測法を用いる際には燃料デブリを水から露出させ、放出される高速中性子をその飛行方向と共に検出することが現実的であると考えられる（図 1 の右図を参照。）。また、検出器を水没させて燃料デブリ近傍で中性子を測定する選択肢もあり、その際には検出する中性子のエネルギー領域、燃料デブリ表面の凹凸に応じた走査方法等についても検討する必要がある。本プロジェクトでは、委託研究により、上記の状況に適した検出器を選定した上で、中性子の入射方向を特定する機能を検出器に付与し、1F 炉内の燃料デブリの状況を概念的に模擬できる実験施設において機能検証の実験を実施する。また、委託研究により、解析コードによる評価結果等と合わせて、中性子源の位置情報を推定し画像化する方法を検討し、その有効性についての知見を取得する。これらの成果に基づき、規制庁実施研究において、規制への活用の観点で取りまとめた結果を規制部門に共有するとともに、論文等として公表する。

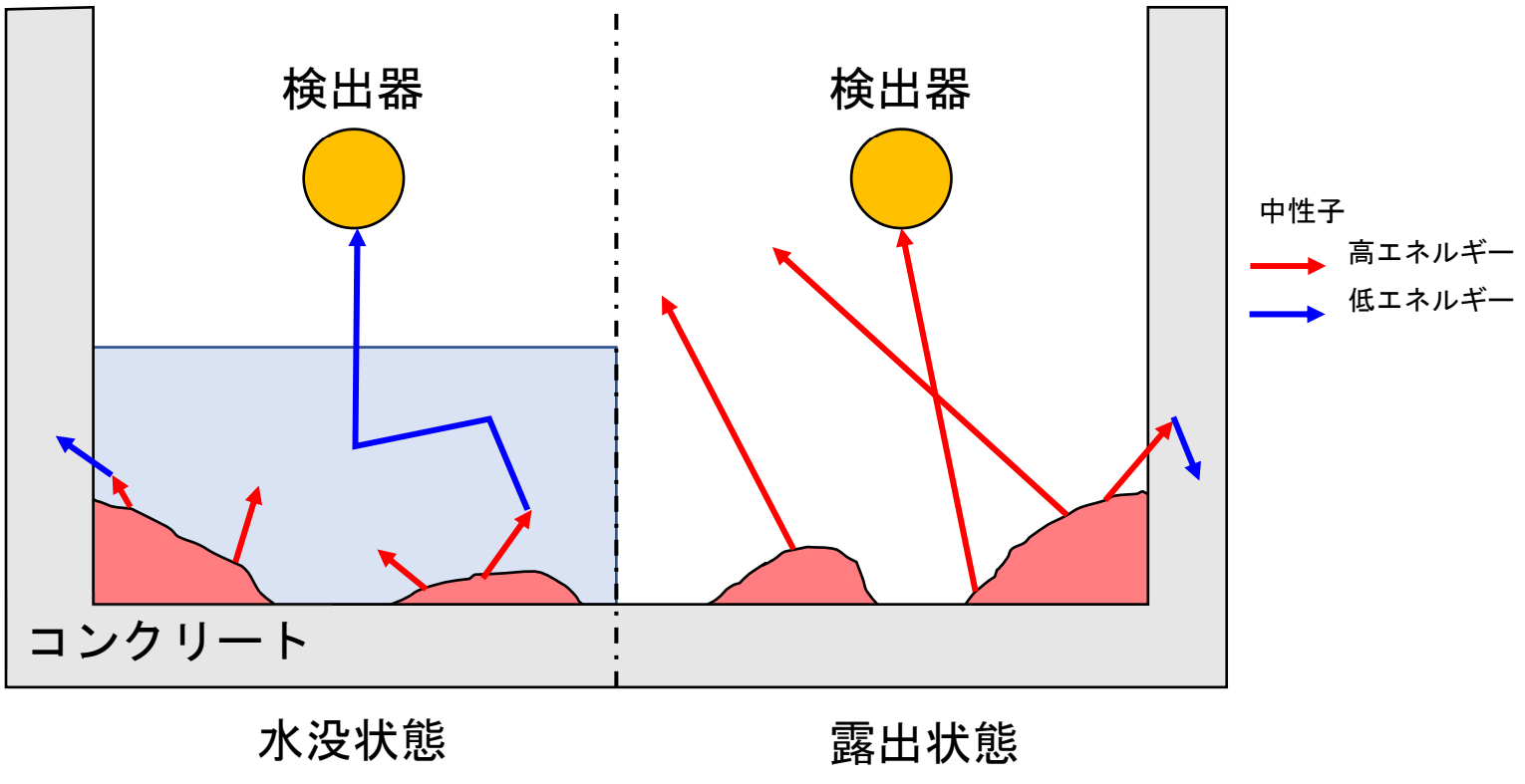


図１　中性子検出器による計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法の概念図

（２）中性子による放射化の計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得【分類②】

中性子による放射化※3の計測法（以下「放射化法」という。）は、中性子吸収反応により放射性の子孫核種が生成される核種（標的核種）を含む「放射化試験片」を用意して中性子を照射し、生成された子孫核種の崩壊により放射されるガンマ線又はベータ線を測定することにより、間接的に入射中性子、誘起される核反応等の情報を得る計測手法である（図2参照。）。本プロジェクトの目的に対しては、燃料デブリ近傍に放射化試験片を設置し、燃料デブリからの中性子照射を受けて放射化した試験片を取り出した後に測定室に移送し、試験片からのガンマ線又はベータ線の強弱を計測することにより、燃料デブリ分布を推定するための情報が取得できる。放射化法の長所は、中性子照射環境（燃料デブリ取出し時には1Fの炉内環境）に放射化試験片のみを設置するため、検出器、データ処理装置等の精密電子機器を高放射線環境下にさらす必要が無い点である。また、燃料デブリが水没した状態でも計測に大きな支障が無いと考えられる点も長所の一つである。一方で短所としては、最終的な検出効率が放射化試験片に含まれる標的核種の中性子吸収断面積、子孫核種の半減期、子孫核種からの放射線に対する検出効率等の多数の要素に依存することから非常に効率が悪くなることであり、放射化試験片に入射する中性子束の強弱により適用の可否が判断される。1F 炉内での中性子強度はガンマ線強度と比較して非常に弱いことが判明しているため、本プロジェクトでは、規制庁実施研究により、部分的な活用も視野に入れた適用の可能性について検討を行い、適用の見込みが確認されれば、活用法に応じた適用性検証実験を実施する。また、解析コードによる評価結果等と合わせて、中性子源の位置情報を推定し画像化する方法の有効性についての知見を整理する。これらの成果に基づき、規制庁実施研究において、規制への活用の観点で取りまとめた結果を規制部門に共有するとともに、論文等として公表する。

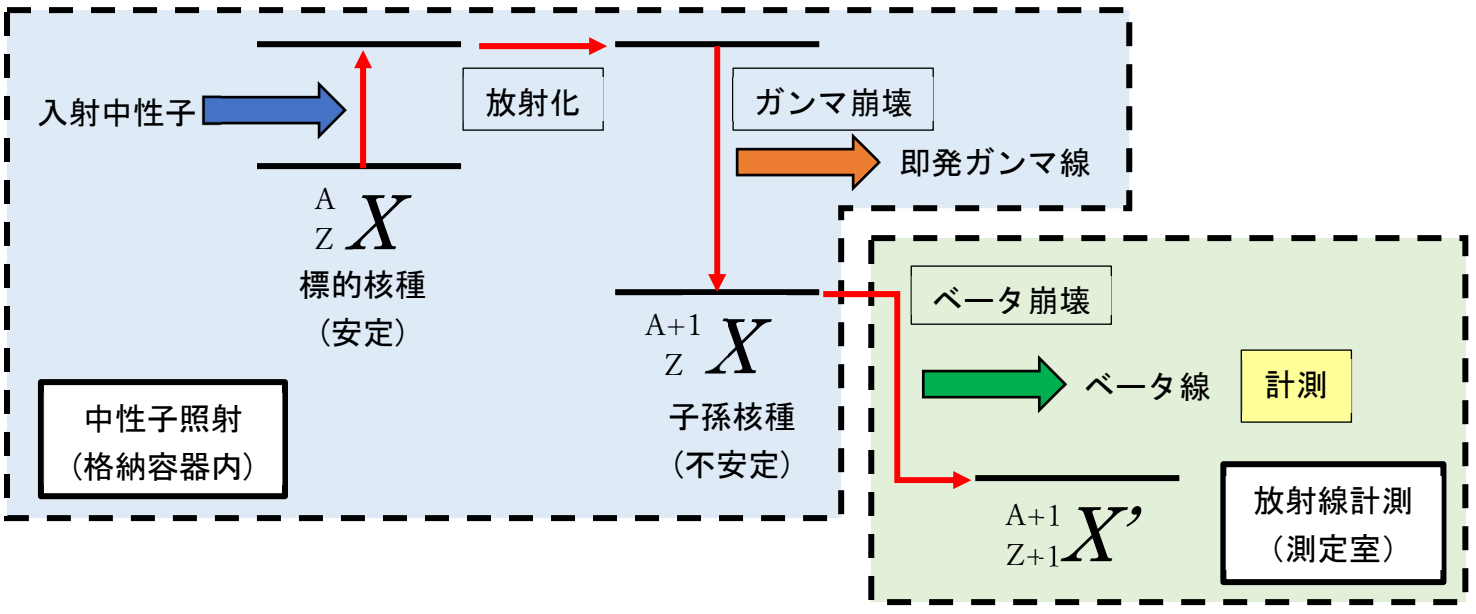


図２　放射化法の概念の一例

※1（高速中性子）：0.5[MeV]程度以上の比較的高いエネルギーを持つ中性子
※2（熱中性子）：周辺物質の熱エネルギーと同等となる0.5[eV]程度以下の低エネルギー中性子
※3（放射化）：安定核種が放射線との相互作用を起こした結果、不安定な放射性核種に変換される現象

５．成果目標と実施計画

（１）中性子検出器による計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得【分類②】

成果目標：中性子検出器による計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法について、目的に適した検出器、その使用方法、得られた測定データ、解析結果に基づいて線源分布を推定する方法等について特徴を整理する。それらの中で当該課題への適用性の高い技術について実験施設における機能検証実験及び解析をとおして、事業者による廃炉作業の妥当性評価等を適切に実施するための知見を取得し、整理する。

実施計画：本内容については、実験施設による高度な機能検証実験の実施を前提としているため、燃料デブリの模擬が可能な定常臨界実験装置 STACY 更新炉を有する国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究を主体として実施する。令和 7 年度は、中性子計測法として標準的である熱中性子検出器及び減速材を用いた計測法を中心に、RI 中性子源を用いた簡易体系での測定、解析結果との比較、検出器への中性子の入射方向を制限するコリメータの設計及び製作を行ったうえで、STACY 更新炉による予備実験を実施した。また、取得データから線源の位置情報を推定する方法（アンフォールディング法）についての既存技術及び類似研究成果の調査を行い、簡易的な方法について予備実験データを用いて試行し、検討課題の抽出を行った。さらに、高速中性子を直接計測可能な検出器を入手し、次年度実施予定の実験の体系を検討する等の準備に着手した。

令和 8 年度は、予備的な機能検証実験を実施し、測定データの処理、補正等に必要な情報を得るための解析を実施する。それらの作業より得られた成果を基に、令和 9 年度以降に実施する本格的な機能検証実験に向けて、測定方法の改善点を検討、抽出し、測定データ及び解析結果を基に線源の位置情報を推定する高度なアンフォールディング法についても検討、試行作業を実施する。また、実施した予備的な実験の結果、本格的な機能検証実験の計画等については委託先から学会、国際会議等での発表を行い、外部専門家等からの評価意見を集める。

令和 9 年度から 10 年度にかけては、予備的な実験で得られた成果を基に測定方法を改善し、本格的な機能検証実験及び解析を実施するとともに、それらの結果に基づいて線源の位置情報を推定する方法の検証を実施する。

令和 11 年度は、前年度までに得られたデータ、知見等を整理して取りまとめるとともに、実験結果を中心とした研究成果を委託先から、規制での活用の視点より研究成果を整理した結果を規制庁から論文等により公表する。

（２）中性子による放射化の計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得【分類②】

成果目標：中性子による放射化の計測（放射化法）に基づく燃料デブリ分布の推定方法について、目的に適した放射化試験片、その照射方法、解析結果に基づいて線源分布を推定する方法等について特徴を整理し、放射化法の適用可否について判断する。適用可能と判断されれば、実験施設における適用性検証実験及び解析をとおして、事業者による廃炉作業の妥当性評価等を適切に実施するための知見を取得し、整理する。

実施計画：令和 7 年度は、規制庁実施研究により、線源の位置情報を推定することへの応用の可能性がある放射化法について既存技術及び類似研究成果の調査を行った。また、放射化試験片として有効と思われる標的核種を抽出し、1F 炉内の放射線環境に係る先行研究及び測定結果の調査、並びに解析による予備的な評価の結果に基づき、放射化法の適用可能性について検討した。その結果、机上計算においては適用可能の見込みが得られた。

令和 8 年度は、規制庁実施研究により、前年度に実施した放射化法に係る検討結果に基づき、抽出された標的核種の候補に対して基礎的な放射化実験を実施する。得られた測定データ及び 1F 炉内環境の調査結果を基に、解析評価も加え、放射化法の適用可能性、効率等を検討し、適用可否を判断する。また、放射化法の応用方法、適用可能性について学会等での発表を行い、外部専門家等からの評価意見を集める。

令和 9 年度は、前年度の適用可能性判断において「可」となった場合は以降の作業として、適用性検証実験に向けて簡易体系による予備的な実験及び解析を実施し、次年度の本格的な実験に向けての準備を実施する。本項目については規制庁実施研究を主体とするが、実験内容の専門性が高い場合には委託研究も検討する。一方で適用可能性判断において「不可」となった場合は、調査結果、検討内容、判断根拠などを成果として取りまとめ、本作業項目を終了する。

令和 10 年度は、本格的な適用性検証実験及び解析を実施するとともに、それらの結果に基づいて線源の位置情報を推定する方法の検証を実施する。

令和 11 年度は、前年度までに得られたデータ、知見等を整理して取りまとめるとともに、実験結果を中心とした研究成果を委託先から、規制での活用の視点より研究成果を整理した結果を規制庁から論文等により公表する。

なお、燃料デブリの試験的な取出し作業は令和 6 年 9 月から開始され、取り出された燃料デブリの性状分析、1F 炉内環境の更なる調査結果等から本プロジェクト内容に影響を及ぼすデータ、知見等が得られれば、上記（１）及び（２）ともに適宜方針の見直しを実施する。

行程表

	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度	R11 年度
（１）中性子検出器による計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得	学会等発表▽ ・類似研究の調査 ・測定方法の検討 ・測定機器の設計 ・予備解析の実施	国際会議発表▽ 学会等発表▽ ・予備実験の実施 ・予備解析の実施 ・測定方法の改善 ・線源推定方法の検討	学会等発表▽ ・測定実験の実施 ・実験解析の実施 ・測定方法の改善 ・線源推定方法の検討	国際会議発表▽ 学会等発表▽ ・測定実験の実施 ・実験解析の実施 ・線源推定方法の検討	論文公表▼ 論文公表▽ ・実験、解析データの整理 ・線源推定方法の整理 ・成果取りまとめ

（２）中性子による放射化の計測に基づく燃料デブリ分布の推定方法に係る知見取得	・類似研究の調査 ・1F 炉内の放射線環境の調査 ・予備解析の実施	学会等発表▼ ・線源推定方法の検討 ・予備解析の実施 ・放射化法適用可否の判断	学会等発表▼ 【適用可】 ・予備実験の実施 ・予備解析の実施 ・測定方法の改善 【適用不可】 ・成果取りまとめ	学会等発表▼ 【適用可】 ・測定実験の実施 ・実験解析の実施	論文公表▼ 【適用可】 ・実験、解析データの整理 ・線源推定方法の整理 ・成果取りまとめ

▼規制庁による成果公表
▽委託先による成果公表

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】

〇　後神　進史　上席技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
　　野口　法秀　技術研究調査官

【委託研究先】

実施項目（１）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R7 年度～R11 年度）
実施項目（２）未定（R9 年度～R11 年度）

【共同研究先】

なし

７．備考

なし

参考文献

(1)　原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2023」、令和 5 年 10 月
https://www.dd.ndf.go.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20231018_SP2023FT.pdf（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(2)　経済産業省、「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 127 回）」、令和 6 年 6 月 27 日
資料 3-3　工程表（燃料デブリ取り出し準備）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/index.html
（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(3)　原子力規制委員会、安全研究「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」、平成 26 年度～令和 6 年度
https://www.nra.go.jp/activity/anzen/bunya/tokutei_hukushima.html（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(4)　原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 36 回）」、令和 5 年 3 月 7 日
資料３　国際廃炉研究開発機構・東京電力ホールディングス株式会社「１号炉　PCV 内部調査（後半）について」
https://www.da.nra.go.jp/view/NRA022010300?contents=NRA022010300-002-009#pdf=NRA022010300-002-009
（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(5)　国際廃炉研究開発機構、廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発」令和 2 年度実施分報告、令和 3 年 8 月
https://irid.or.jp/research/20200000-2/（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(6)　日本原子力研究開発機構、「無人航走体を用いた燃料デブリサンプルリターン技術の研究開発」、
JAEA-Review 2021-049
https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2021-049.pdf（令和 7 年 5 月 28 日確認）

(7)　文部科学省、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、令和 6 年度 課題解決型廃炉研究プログラム「デブリ取り出しの安全性確保を目的とした中性子源等のイメージング手法の研究」
https://www.kenkyu.jp/nuclear/field/r6/sol_kadai.html（令和 7 年 5 月 28 日確認）

研究計画

プロジェクト名称	16. 再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究		
実施期間	令和８年度　～　令和１２年度	担当部署	技術基盤グループ　システム安全研究部門
		担当責任者	森　憲治　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】K-1）加工施設･再処理施設関連	主担当者	横塚　宗之　副主任技術研究調査官 山口　晃範　副主任技術研究調査官

１．背景

（１）規制課題

① 原子力規制検査

原子力規制検査（原子炉等規制法(1)第 61 条の 2 の 2）の実施に当たり策定された原子力規制検査等実施要領(2)では、「検査の実施方針の設定」において、合理的な範囲でリスク情報* (2)～(4)を活用し、効率的かつ効果的な検査の実施に努めるとされている。混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設及び再処理施設（以下「再処理施設等」という。）では、検査対象となる設備・機器が多数に上ることから、リスク情報を用いて検査の優先順位を設けることが上記の効率的かつ効果的な検査を行う上での有効な手段**の一つである。このようなリスク情報として、リスク評価から得られる検査対象設備・機器の重要度などが挙げられる。このため、再処理施設等におけるリスク評価手法に関する知見が必要である。

＊　　：リスク評価による結果及びその過程で得られる情報であり、設備・機器の重要度を含む。

＊＊　　：優先順位は、検査にかける時間等の検査への関与の程度を決める(5)ことに活用できる。

② 安全性向上評価

加工施設及び再処理施設の安全性の向上のための評価（原子炉等規制法第 22 条の 7 の 2 第 4 項及び第 50 条の 4 の 2 第 4 項）では、事業者自らが施設の安全性を評価し、安全性の向上を図ることが求められている。さらに、重大事故の発生に至る可能性がある場合には、発生し得る事象の調査、分析及び評価が求められている（加工規則(6)第 9 条の 3 の 5 第 2 号及び再処理規則(7)第 19 条の 3 の 5 第 2 号）。再処理施設等に対しては、安全性の向上のための評価として確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が運用ガイドに例示されており（加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド(8)、第 2 章）、PRA 等による適切なリスク評価が求められている。また、原子力規制委員会は、事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠の確認（以下「安全性向上評価における確認」という。）を行うこととされている（同ガイド(8)、第 3 章）。これらの確認のため、再処理施設等におけるリスク評価手法に関する知見が必要である。

（２）技術課題

再処理施設等の PRA については、現在、その手法が必ずしも成熟していない（上記ガイド(8)、第 1 章）とされており、国内での評価実績(9)～(11)は数例のみであり発電炉と比較して少ない。また、発電用原子炉施設に対する PRA 手法を参考として国内で策定された核燃料施設*に対するリスク評価の実施基準(12)においても、複数事象の重畳、人間信頼性解析手法等の課題が挙げられている。このような状況の下、リスク情報を活用した原子力規制検査の実施及び安全性向上評価における確認のためには、再処理施設等の PRA に関する技術的知見及び PRA 以外に活用が想定されるリスク評価手法に関する技術的知見が必要であるが、これらは必ずしも十分に得られていないため、これらの技術的知見を蓄積することが課題である。また、リスク評価では、事故の発生頻度の他、放射性物質の放出量や被ばく線量といった影響の大きさを用いてリスクを算出するため、リスクの大きさを明確にするためには、発生頻度及び影響の大きさについて不確かさ**を低減させた精度の高い評価を行うことが求められる。再処理施設等では様々な事故が想定されており、評価にあたっては事故事象全般を対象とする必要があるが、特に重大事故はその頻度は小さいものの、影響が大きいため、上記不確かさを低減させた精度の高い評価が必要である。このような評価では、事故の進展に関する網羅的で詳細な技術的知見が必要であるが、重大事故についてこれらの知見は必ずしも十分に得られておらず、試験等を実施して蓄積することが課題である。

＊　　：MOX 燃料加工施設及び再処理施設が含まれる。

＊＊　　：影響の大きさに係る不確かさについては、評価に必要となる放射性物質の発生量や放射性物質の環境への移行割合などに含まれる。

なお、再処理施設等における重大事故としては様々な事象が想定されている。核燃料物質の加工の事業に関する規則(6)では「臨界事故」及び「核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失」が挙げられており、原子力規制庁では、MOX 燃料加工施設の重大事故として、閉じ込め機能の喪失に至る恐れがあり、一般公衆の被ばく影響の観点から重要と考えたグローブボックス火災について研究を実施した(13)。一方、使用済燃料の再処理の事業に関する規則(7)では「臨界事故」、「冷却機能の喪失による蒸発乾固」、「放射線分解により発生する水素による爆発」、「有機溶媒等による火災又は爆発」、「使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備」（ここでは使用済燃料貯蔵槽に貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故の発生を想定するとしている。）及び「放射性物質の漏えい」が挙げられている。リスク評価の観点から、いずれの事象も、その進展に係る技術的知見が必要であるが、原子力規制庁では高レベル廃液貯槽の「冷却機能の喪失による蒸発乾固」に関する研究を優先して実施している(13)（（３）②参照）。

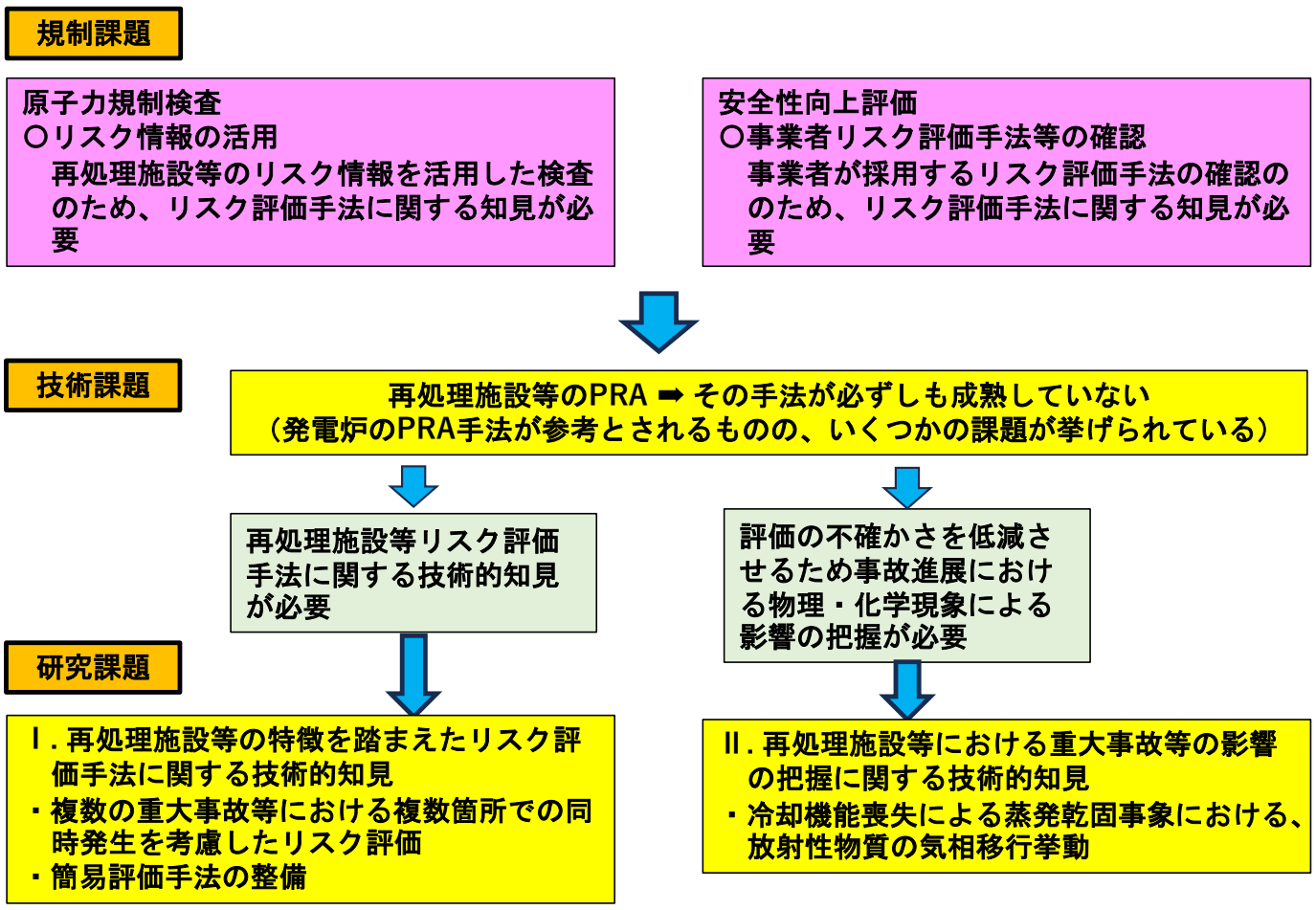


図１　規制課題・技術課題・研究課題の関係

（３）研究課題

上記（２）技術課題を踏まえ、再処理施設等における将来的なリスク情報の活用に備えて次の二つの技術的知見の取得に関する研究が必要である。図１に規制課題・技術課題とこれらの研究課題との関係を示す。なお、これらの研究で得られる知見は、研究が完了する前であっても、再処理施設等の現状や竣工等の動向を踏まえ、適宜活用していくことを想定する必要がある。

①　再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価手法に関する技術的知見

再処理施設等では、施設全体にわたり様々な性状の核燃料物質や放射性物質が施設内に分散しているという特徴から、複数の重大事故等が複数箇所で同時に発生する可能性が考えられ、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」[(14)]の第 3 章第 28 条第 1 項において、重大事故の発生防止及び拡大防止の有効性評価の際に複数事象の重畳に関する評価が求められている。しかしながら、複数事象の重畳を適切に評価できるリスク評価手法に関して技術的知見が不足しており、事業者が実施する評価の妥当性を確認するためには、その技術的知見の蓄積が必要である。これは、上記（２）技術課題で示す核燃料施設に対するリスク評価の実施基準[(12)]に挙げられている課題の一つである。他のリスク評価手法として人間信頼性解析手法等も挙げられるが、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の要求を踏まえ、本研究では、複数事象の重畳に関するリスク評価手法の技術的知見の拡充を優先する。また、原子力規制検査に活用するリスク評価手法については、詳細な施設情報が必要となるが、事業者によるリスク評価が進捗中である場合や未実施の場合、検査に活用するリスク情報を取得できるまでには時間を要するものと考えられる。このような状況を想定する場合、簡易的で負荷が低く、詳細な施設情報を必要としない評価手法（以下「簡易評価手法」という。）の整備を行うことは有効である[(15)(16)]。このような簡易評価手法は、グレーデッドアプローチ（安全上の重要度に応じた規制上の取扱い）[(17)]の考え方を踏まえ、潜在的なリスクが小さい原子力施設への適用も可能と考えられる。これらの簡易評価手法については、事前に構造重要度* [(18)(19)]を用いた簡易評価手法について簡単な調査・検討を実施しているが[(20)～(22)]、今後、その結果を踏まえて本手法の特徴、適用範囲及び重要度の算出方法について整理する必要がある。

＊　：施設の設備構成を表すフォールトツリー等から簡易的に算出される設備・機器の重要度

なお、核燃料施設におけるリスク評価は、国外では仏国において定期安全レビューの一環として PRA が実施されており[(23)]、米国の安全審査及び検査[(24)(25)]、並びにスペインの定期安全レビュー[(26)]においては、リスク評価の一種である総合安全解析（ISA：Integrated Safety Analysis）による評価結果が活用されている。一方、国内では、これまで適合性審査や検査において定量的なリスク評価結果が活用された実績はほとんどないが、現在、再処理施設等の安全性向上評価に向けて事業者によるリスク評価が進められている[(27)]。また、再処理施設等を含む核燃料施設のリスク評価手法に関しては、国内外で様々な研究や情報交換が行われている[(28)～(35)]。このように、技術的知見の拡充においては、国内外のリスク評価に関する動向を注視し、得られた情報を分析して新たな技術課題として特定された場合には、その適用に関する検討を行う必要がある。

②　再処理施設等における重大事故等の影響の把握に関する技術的知見

リスク情報の活用においては、不確かさを低減させた精度の高いリスク評価が求められ、その評価のためには事故進展に関する網羅的で詳細な知見が必要である。このような知見は、事故事象全般の進展について必要であるが、その中でも特に重大事故については、頻度は小さいものの、影響が大きいことが想定されることから、不確かさの低減が求められており、網羅的で詳細な知見が必要である。再処理施設における重大事故の一つとして挙げられている冷却機能の喪失による蒸発乾

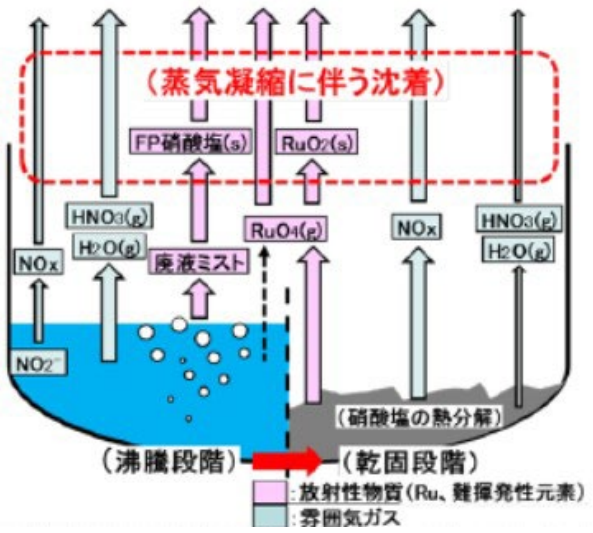


図 2 蒸発乾固時の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図[43]

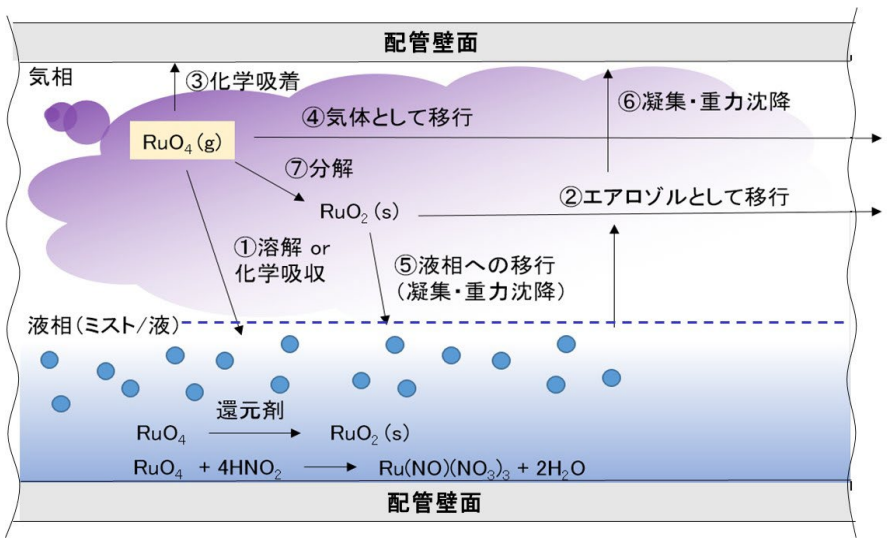


図 3 気体状 Ru で想定される移行挙動の概念図[40]

固事象は、事象進展の過程において揮発性の放射性物質が生成される恐れがあり、特に重要であると考えられる。その中で、比較的低温（約 120℃）で揮発するルテニウム（Ru）の移行挙動や、それに影響を及ぼす施設内の環境変化（図 2 及び図 3 を参照。）については、国内外で研究が進められており、知見が蓄積されている[36]～[54]。さらに、これらの知見を反映した評価モデルの整備も進められており、それらのモデルを組み込む解析コードでは、施設内の環境の変化を踏まえ、気相へ移行した Ru の物理的・化学的挙動を取り扱うことが可能である[55],[56]。日本原子力学会の再処理･リサイクル部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書によれば、気相へ移行した Ru の施設内での移行はある程度評価が可能であるとされている[57]。

しかしながら、現状の Ru 評価モデルは各挙動の個別の要素データに基づいており、各挙動間の複合的・相反的な関係までは十分に考慮されていない。また、Ru 以外にも揮発性を示す元素として、Ru と同様に比較的低温から揮発する可能性があるテクネチウム（Tc）、より高温で揮発する可能性があるセシウム（Cs）等が考えられる[38]。Cs はインベントリ量の観点からも重要な元素である。これらの元素の移行挙動を把握するためには、より高温域における知見が求められる。

以上のことから、事象進展に伴う環境の変化、様々な物理的・化学的挙動、放出される放射性物質の種類や移行挙動が複雑であるため、放射性物質の移行挙動に関する現状の知見は十分とはいえず、放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるためには網羅的で詳細な知見が必要である。

これまでに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門（現 原子力安全・防災研究所） 安全研究センター（以下「JAEA 安全センター」という。）への委託研究事業により、高レベル廃液貯槽の冷却機能が喪失した後の事象進展に応じて変化する廃液の状態や貯槽内の環境変化に留意しつつ、Ru に着目し、その揮発挙動への亜硝酸の影響、気体状 Ru の移行経路上からの除去挙動（気相での分解反応、液相への移行、壁面への沈着）等についてデータを取得するとともに、得られたデータをもとに各現象をモデル化してきた[39]～[46]。また、Cs について、揮発挙動及び気体状 Cs の移行挙動の把握に着手するとともに、移行挙動に影響を及ぼす乾固物の温度挙動について知見を取得してきた[43]～[46]。さらに、原子力規制庁では、これらの委託成果をもとに、蒸発乾固の事象進展過程に応じた放射性物質の移行挙動を定性的に整理[50],[51]してきたが、網羅的で詳細な知見の取得の観点から、Ru については、これまでの研究で示唆された各現象の複合的・相反的な関係を把握すること、また、Ru 以外に揮発する可能性が考えられる Cs 及び Tc については、関連するデータの拡充及び新規取得を進めることが必要である。さらに、当該事象における放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるため、事象進展過程の整理と解析的検討を実施し、将来的な解析コードの整備に向けた準備を行うことが必要である。

なお、蒸発乾固事象下で想定される Ru の揮発挙動については、主に仏国[58]及び日本で知見が蓄積されており、特に日本では揮発後の移行経路に関する試験データが取得されている。一方、米国や英国では、Ru の揮発に特化した研究は見当たらない。例えば、DOE-HDBK-3010[59]において沸騰時の気相移行率に関するデータは整理されているものの、Ru に関する情報は含まれていない。さらに、本研究で着目している Cs 及び Tc については、蒸発乾固事象下で想定される化学反応を踏まえた移行挙動に関するデータは、現状ほとんど存在していない。解析コードについては、仏国では第一原理に基づく解析コードの開発が進められている[60]一方、日本（JAEA 安全研究センター）では試験結果に基づく開発が進められている[55]。

２．目的

リスク情報を活用して効率的かつ効果的に再処理施設等の原子力規制検査を実施するために、また、事業者が実施する安全性向上評価の妥当性を確認するために、再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価に必要な知見である複数事象の重畳に関するリスク評価手法及び簡易的なリスク評価手法に関する技術的知見を蓄積する。また、重大事故等評価に関連する事象として再処理施設における蒸発乾固事象に関する技術的知見のうち、これまでに得られていない知見を蓄積する。

３．知見の活用先

本プロジェクトで得られた知見は、

- 再処理施設等におけるリスク情報を活用した原子力規制検査を実施する際の技術基盤として活用する。

➢ 事業者が実施する再処理施設等の安全性向上評価において、事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠を原子力規制委員会が確認する際の技術基盤として活用する。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究

再処理施設等のリスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認のため、以下の a. 及び b. を原子力規制庁が実施する。【分類②④】

a. 簡易的なリスク評価手法の検討

PRA によるリスク評価による結果を得るまでに時間を要する施設や潜在的なリスクが小さい施設を対象に、構造重要度を用いた簡易評価手法について検討し、本手法の特徴、適用範囲及び重要度の算出方法について整理する。

b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討

再処理施設等では、施設全体にわたり様々な性状の核燃料物質や放射性物質が施設内に分散しているという特徴から、複数事象の重畳を念頭に、発電炉を対象に検討が進められているマルチユニット PRA[61][62] を初めとする国内外におけるリスク評価手法の情報を収集し、その手法の特徴の分析や再処理施設等に適用する場合の適切性を検討する。検討結果は、当該手法を適用する際の留意点・着眼点として整理する。なお、国内の情報収集については、国内事業者におけるリスク評価の動向にも注視する。

（２）再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究【分類②④】

本研究の実施概要は以下のとおりである。なお、a. 及び b. については委託して実施し、c. については原子力規制庁が実施する予定である。

a. Ru の移行挙動の詳細な把握

Ru の移行挙動について、これまでの研究で示唆された各現象の複合的・相反的な関係として、液相への移行と壁面への沈着の同時発生である気体状 Ru の気相からの除去挙動等を把握するために、必要な関連データを取得するとともに、複合的・相反的な関係を考慮した評価モデルを作成する。作成したモデルの妥当性を確認するため、当該モデルを解析コードに組み込み、Ru の移行挙動解析を実施し、挙動把握に資する情報を取得する。

b. Cs 及び Tc の移行挙動の把握

事象進展過程において揮発する可能性が考えられる Cs 及び Tc の移行挙動について、廃液乾固物中の共存物質、気相雰囲気等が及ぼす影響を把握するため、関連するデータを取得する。

c. 事象進展過程の整理及び解析的検討

これまでに得られた研究成果等を踏まえた上で、事象進展過程を定性的に整理するとともに、解析的検討を行うことで、冷却機能の喪失による蒸発乾固事象における放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるための知見を蓄積する。

５．成果目標と実施計画

（１）再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究

a. 簡易的なリスク評価手法の検討

成果目標：リスク情報を活用した検査への活用のため、簡易的なリスク評価手法について、その特徴、適用範囲及び算出方法について整理する。

実施計画：令和 10 年度末までに簡易的なリスク評価手法について検討し、論文にまとめ投稿する。

b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討

成果目標：リスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認への活用のため、再処理施設等に適用するリスク評価手法について、その特徴や同施設に適用する際の留意点・着眼点を検討・整理する。

実施計画：令和 12 年度末まで国内外におけるリスク評価手法の情報収集を実施する。収集した情報について、令和 12 年度末までその手法の特徴の分析や再処理施設等に適用する際の適切性について検討する。検討に際しては必要に応じ試解析を実施する。令和 12 年度末までに、これらの手法の特徴や再処理施設等に適用する際の留意点・着眼点を整理する。国内事業者におけるリスク評価の動向把握について、令和 12 年度末まで継続して実施する。

（２）再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究

成果目標：リスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認への活用のため、これまで整理してきた蒸発乾固事象の進展過程における放射性物質の移行挙動をもとに、今回得られる新たな成果を反映して当該整理の高度化を図る。加えて、解析的検討を行い、当該事象における放射性物質の移行挙動について、全体像を捉えるための知見を蓄積する。

実施計画：

a. Ru の移行挙動の詳細な把握

令和 9 年度までに、Ru の揮発挙動に影響を及ぼす亜硝酸の挙動、液相への移行、貯槽や配管等の壁面への沈着挙動等

を把握するためのより広範な試験条件を検討するとともに、予備試験を実施する。
令和 12 年度までに、上記検討結果を含めた、それまでの研究成果を踏まえ、亜硝酸の挙動、液相への移行、貯槽や配管等の壁面への沈着挙動等を把握するための試験を実施し、関連するデータを拡充する。また、これらの複合的・相反的な関係を考慮した評価モデルを作成する。当該モデルの妥当性は、既存データとの比較や解析コードに組み込み得られた結果により検証し、必要に応じて追加データを取得の上、併せて確認する。

b. Cs 及び Tc の移行挙動の把握
令和 9 年度までに、気相雰囲気等の影響下での Cs 及び Tc の移行挙動を把握するための試験条件を検討するとともに、予備試験を実施する。
令和 12 年度までに、上記検討結果を含めたそれまでの研究成果を踏まえ、Cs 及び Tc の移行挙動を把握するための試験を実施し、関連するデータを取得する。

c. 事象進展過程の整理及び解析的検討
令和 12 年度までに、これまでに得られた研究成果等を踏まえ、事象進展過程を段階的に分類し、各段階における放射性物質の移行挙動を定性的に整理する。また、a.の解析コード等による検証結果をもとに、結果の傾向や課題を分析し、必要に応じてパラメータ解析等の実施による解析的検討を行う。これらにより、蒸発乾固事象における放射性物質の移行挙動について、全体像を捉えるための知見を蓄積する。

行程表

	Ｒ８年度	Ｒ９年度	Ｒ１０年度	Ｒ１１年度	Ｒ１２年度
（１）再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究	a. 簡易的なリスク評価手法の検討				
	評価手法特徴、適用範囲及び算出方法の整理		論文投稿△		
	b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討				
	国内外におけるリスク評価手法の情報収集				
		リスク評価手法の特徴の分析及び施設への適用性検討			
	国内事業者によるリスク評価の動向把握				
				留意点・着眼点の整理	
（２）再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究	a. Ru の移行挙動の把握				
	試験装置の設計、一部予備試験の実施	予備試験の実施、試験条件の検討	関連データの取得	関連データの取得、取得したデータを踏まえたモデル作成	作成したモデルの妥当性の検証（必要に応じて検証に必要なデータの取得）
	b. Cs 及び Tc の移行挙動の把握				
	試験装置の設計、一部予備試験の実施	予備試験の実施、試験条件の検討	関連データの取得	関連データの取得、取得したデータを踏まえたモデル作成	作成したモデルの妥当性の検証（必要に応じて検証に必要なデータの取得）
			c. 事象進展過程の整理及び解析的検討		論文等投稿△
			定性的な整理の実施	定性的な整理の実施、解析的検討の実施	定性的な整理の実施、解析的検討の実施

６．実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に〇を記載）】
森　　憲治　上席技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
〇横塚　宗之　副主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
〇山口　晃範　副主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
古田　昌代　副主任技術研究調査官（実施項目（２）関係）
片山　二郎　技術研究調査官（実施項目（２）関係）

【委託研究先】
実施項目（１）　なし

実施項目（２）　未定

【共同研究先】
なし

７．備考

なし

参考文献

(1)　「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、昭和 32 年法律第 166 号
(2)　原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、最終改正:令和 6 年 6 月 12 日
https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html（2025 年 9 月 26 日確認）
(3)　一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準　原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2014」、AESJ-SC-RK003:2014、2014 年 10 月
(4)　U.S.NRC, “Glossary of Risk-Related Terms in Support of Risk- Informed Decisionmaking”, NUREG-2122, November 2013. https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2122/index.html（2025 年 9 月 26 日確認）
(5)　原子力規制庁原子力規制部検査監督総括課、「共通事項に係る検査運用ガイド」、GI0001_r6
https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html（2025 年 9 月 26 日確認）
(6)　「核燃料物質の加工の事業に関する規則」、昭和四十一年総理府令第三十七号
https://laws.e-gov.go.jp/law/341M50000002037/（2025 年 9 月 26 日確認）
(7)　「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」、昭和四十六年総理府令第十号
https://laws.e-gov.go.jp/law/346M50000002010/（2025 年 9 月 26 日確認）
(8)　原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 2303291 号原子力規制委員会決定、令和 5 年 3 月 29 日
https://www.nra.go.jp/law_kijyun/law/saishori_kisoku.html（2025 年 9 月 26 日確認）
(9)　玉内 義一、小路 達郎、武部 和巳、関根 啓二、松岡 伸吾、田中 太、黒岩 克也、林 和也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価,(I) プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.5, No.4, p.334-346 (2006). doi:10.3327/taesj2002.5.334
(10)　宮田 敬士、武部 和巳、玉内 義一、中野 正直、林 芳昭、関根 啓二、松岡 伸吾、田中 太、黒岩 克也、黒須 勝也、林 和也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (II) 高レベル濃縮廃液沸とう事故の発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.7, No.2, p.85-98 (2008). doi:10.3327/taesj.J06.075
(11)　玉内 義一、瀬川 智史、林 芳昭、松岡 伸吾、黒須 勝也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (III) セル内有機溶媒火災(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.10, No.3, p.170-184 (2011). doi:10.3327/taesj.J10.007
(12)　一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準　核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準:2018」、AESJ-SC-P011:2018、2019 年 3 月
(13)　原子力規制委員会、令和７年度安全研究計画、p.131～p.138
https://www.nra.go.jp/data/000477562.pdf（2025 年 9 月 29 日確認）
(14)　原子力規制委員会、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規技発第 2403133 号 原子力規制委員会決定、令和 6 年 3 月 13 日
https://www.nra.go.jp/law_kijyun/law/saishori_kisoku.html （2025 年 9 月 26 日確認）
(15)　森 憲治、「核燃料施設における地震リスク評価のための簡易ハイブリッド法の改良」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.18, No.4, p.199-209 (2019). doi:10.3327/taesj.J18.037
(16)　Kubo, K., Mori, K., Muramatsu, K., “A Simplified Quantification Method for Seismic Risk Assessment of Nuclear Fuel Cycle Facilities Using Clark Approximation”, Nuclear Engineering and Design 442 (2025) 114176. doi:10.1016/j.nucengdes.2025.114176
(17)　原子力規制委員会、「第２期中期目標」、令和２年２月制定、令和５年１月改正、p.1
https://www.nra.go.jp/data/000423154.pdf（2025 年 9 月 26 日確認）
(18)　Birnbaum, Z. W. “On the Importance of Different Components in a Multicomponent System”, Multivariate Analysis - II. Ed. by Krishnaia, P. R. Academic Press, New York, 1969, p.581-592.
(19)　田村信幸、「システムの信頼性評価技法」、 電子情報通信学会「知識ベース」、1 群-12 編-2 章（ver.1/2010.8.10）
https://www.ieice-hbkb.org/files/01/01gun_12hen_02.pdf（2025 年 9 月 26 日確認）
(20)　森 憲治、横塚 宗之、寺垣 俊男、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討 (1) 簡易重要度評価手法検討の概要」、日本原子力学会 2024 年春の年会予稿 2D05、2024 年 3 月 27 日
(21)　横塚 宗之、森 憲治、寺垣 俊男、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討 (2) 簡易重要度評価手法による試解析」、日本原子力学会 2024 年春の年会予稿 2D06、2024 年 3 月 27 日
(22)　横塚 宗之、森 憲治、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討」、令和 6 年度 JAEA-NRA 安全研究成果報告会、令和 6 年 11 月 14 日
https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r06/gaiyo_13.pdf（2025 年 9 月 26 日確認）

(23) Luciani, A., Georgescu, G., “Intended IRSN Probabilistic Study Developments for Nuclear Non-power Installations”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 - Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, January 2025.
https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true（2025年9月26日確認）

(24) U.S.NRC, 10CFR Part 70, “Domestic Licensing of Special Nuclear Material; Possession of a Critical Mass of Special Nuclear Material”, FEDERAL REGISTER, 09/18/2000.
https://www.federalregister.gov/documents/2000/09/18/00-23354/domestic-licensing-of-special-nuclear-material-possession-of-a-critical-mass-of-special-nuclear#page-56226 （2025年9月26日確認）

(25) U.S.NRC, “Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications, Final Report”, NUREG-1520, Rev.2, June 2015.
https://www.nrc.gov/docs/ML1517/ML15176A258.pdf（2025年9月26日確認）

(26) Alejano, C., García, A., Vázquez, T., “Integration of Deterministic and Probabilistic Approaches to the Safety Assessment of the JUZBADO Fuel Fabrication”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 - Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, January 2025.
https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true（2025年9月26日確認）

(27) 日本原燃株式会社、「再処理施設およびMOX 燃料加工施設における安全性向上評価の取組みについて」資料1、2025年5月27日
https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100010520 （2025年9月26日確認）

(28) 森 憲治、瀧澤 真、久保田 和雄、「安全研究成果報告　加工施設のリスク評価に係る研究」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門, RREP-2018-3002、平成3年11月
https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253092.pdf（2025年9月26日確認）

(29) 横塚 宗之、 山口 晃範、 髙梨 光博、 久保田 和雄、「安全研究成果報告　再処理施設のリスク評価に係る研究」、原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門, RREP-2018-3003、平成30年11月
https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253093.pdf （2025年9月26日確認）

(30) 森 憲治、横塚 宗之、山口 晃範、瀧澤 真、古田 昌代、櫻井 智明、寺垣 俊男、久保田 和雄、野島 康夫、「安全研究成果報告　加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究」、RREP-2021-3003、令和3年6月
https://www.nra.go.jp/data/000355424.pdf（2025年9月26日確認）

(31) 山本 将寛、武部 和巳、小玉 貴司、田中 太、川﨑 亜星、永田 英隆、本郷 功、高橋 信、「六ケ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備 (5) 3貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討」、日本原子力学会2025年春の年会予稿 3F03、2025年3月12日～14日

(32) Yamamoto, M., Takebe, K., Kodama, T., Tanaka, F., Hongo, I., “Development of Methods for Evaluating the Frequency of Accidents Related to Multiple storage Tanks and Multiple Events at the Rokkasho Reprocessing Plant”, PSAM17&ASRAM2024, Sendai International Center, Sendai, Miyagi, Japan, 7-11 October 2024.
https://iapsam.org/PSAM17/program/Papers/PSAM17&ASRAM2024-1050.pdf （2025年9月26日確認）

(33) Wang, R., Zhang, J., Li, G., Zhuang, D., Yang, Y., Feng, Z., Jia, L., Wang, N., Liang, B., “Study of Probabilistic Safety Assessment for a Reprocessing plant”, IOP Conf. Series: Earth and Environmental Science 467 (2020) 012078. doi:10.1088/1755-1315/467/1/012078.

(34) Wang, W., Liu, X., He, Q., Wang, X., “Hazard Identification on the Process of High-Level Liquid Waste Concentration and Denigration in Spent Fuel Reprocessing by HAZOP”, Proceedings of the 23rd Pacific Basin Nuclear Conference, PBNC 2022, SPPHY 283, pp. 367-380, 2023. doi:10.1007/978-981-99-1023-6_33.

(35) IAEA, “Technical Meeting on Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities”.
https://www.iaea.org/events/evt2303841（2025年9月26日確認）

(36) ASNR, “The ASTEC Software System”.
https://en.irsn.fr/research/astec-software-system（2025年9月26日確認）

(37) Nerisson, P., Barrachin, M., Cantrel, L., Philippe, M., “Volatilization and Trapping of Ruthenium Under a Loss of Cooling Accident on High Level Liquid Waste (HLLW) Storage Tank in Reprocessing Plants”, GLOBAL2019-International Nuclear Fuel Cycle Conference and TOPFUEL 2019 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, American Nuclear Society, Sep 2019, Seattle, United States, pp.659-667, irsn-04113171.
https://asnr.hal.science/irsn-04113171v1（2025年9月26日確認）

(38) 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究運営管理グループ、「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書」平成26年2月

(39) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書」、平成 28 年 3 月
(40) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書」、平成 29 年 3 月
(41) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、平成 30 年 3 月
(42) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、平成 31 年 3 月
(43) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、令和 2 年 3 月
(44) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 4 年 3 月
(45) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 5 年 3 月
(46) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 6 年 3 月
(47) Yoshida, N., Ohno, T., Yoshida, R., Amano, Y., Abe, H., “Decomposition Behavior of Gaseous Ruthenium Tetroxide under Atmospheric Conditions Assuming Evaporation to Dryness Accident of High-level Liquid Waste”, J. Nucl. Sci. Technol., 2020, Vol.57, No.11, p.1256-1264. doi:10.1080/00223131.2020.1780991
(48) Yoshida, R., Amano, Y., Yoshida, N., Abe, H., “Restraint Effect of Coexisting Nitrite Ion in Simulated High Level Liquid Waste on Releasing Volatile Ruthenium under Boiling condition”, J. Nucl. Sci. Technol., 2021, Vol.58, No.2, p.145-150. doi:10.1080/00223131.2020.1825235.
(49) Yoshida, N., Ohno, T., Amano, Y., Yoshida, R., Abe, H., Yamane, Y., “Release Behavior of Gaseous Ruthenium Tetroxide During Heating of High-Level Liquid Waste Simulant During Simulated Accident Conditions”, Nucl. Technol., Vol. 210, 2024, No.10, P.1999-2007. doi:10.1080/00295450.2024.2306688.
(50) 山口 晃範、横塚 宗之、古田 昌代、久保田 和雄、藤根 幸雄、森 憲治、吉田 尚生、天野 祐希、阿部 仁、「再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.21、No.4、p.173-182 (2022)
(51) 山口 晃範、「再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理」、令和５年度原子力機構安全研究・防災支援部門-原子力規制庁技術基盤グループ合同研究成果報告会
https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r05/oral_06.pdf（2025 年 9 月 26 日確認）
(52) Kato, T., Usami, T., Tsukada, T., Shibata, Y., Kodama, T., “Study on volatilization mechanism of ruthenium tetroxide from nitrosyl ruthenium nitrate by using mass spectrometer”, Nucl. Materials., Vol. 479, 2016, P.123-129.
https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2016.06.052（2025 年 9 月 30 日確認）
(53) Kumagai, M., Suzuki, K., Hayashi, I., Matsuoka, S., Kinuhata, H., Shibata, Y., Kodama, T., “Boiling and Drying Accident of High-Level Liquid Waste in a Reprocessing Plant: Measurement of the Liquid-Phase Mass Transfer Coefficients of NO2 and RuO4 to the Condensate”, Nucl. Technoligy., 2024. doi:10.1080/00295450.2025.2462474.
(54) Kodama, T., Kinuhata, H., Kumagai, M., Suzuki, K., Hayashi, I., Matsuoka, S., “Boiling and Drying Accident of High-Level Liquid Waste in a Reprocessing Plant: Examination of the Time-Dependent Temperature Increase of the Waste and of the Generation Rates of the Individual Components Released into the Gas Phase”, Nucl. Technoligy., 2024. doi:10.1080/00295450.2023.2273550
(55) 吉田一雄、玉置等史、 桧山美奈、「再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故のソースターム解析手法の整備」、JAEA-Research、 2023;2023-001:1-26
(56) 藤原大資、京久合、 白井浩嗣、小玉 貴司、玉内 義一、佐藤 直弥、「再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化(D-9)PIRT に基づく FATE コード開発計画の現状と展望」、日本原子力学会 年会・大会予稿集 vol.2023F, 2B15 (2023)
(57) 日本原子力学会再処理･リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズⅢ報告書「再処理施設において想定される事故のシナリオと影響評価の例」、令和 6 年 3 月 19 日
(58) Lucie, DE, Almeida., Philippe, Nerisson., Marc, Barrachin., Laurent, Cantrel., Christian, Mun., Laurent, Ricciard., Marc Phillipple., “R&D PROGRAMME ON VOLATILIZATION AND TRANSPORT BEHAVIOUR OF RUTHENIUM UNDER A LOSS OF COOLING ACCIDENT ON HIGH LEVEL LIQUID WASTE (HLLW) STORAGE TANKS IN REPROCESSING PLANTS AND MITIGATION STRATEGIES”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 - Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, February 2024.
https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2021/csni-r2021-5.pdf （2025 年 11 月 13 日確認）
(59) U.S. Department of Energy., “DOE-HDBK-3010-94: Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions

for Nonreactor Nuclear Facilities”, Volume I - Analysis of Experimental Data. DOE Handbook, Washington, D.C., 1994.
https://www.energy.gov/sites/prod/files/migrated/nnsa/2017/11/f43/346_DOE%201994%20Airborne%20Release%20Fractions%20HDBK.pdf （2025 年 11 月 13 日確認）

(60) ASTEC extends its functionalities to additional types of nuclear facilities | etson.eu.
https://www.etson.eu/node/379（2025 年 11 月 13 日確認）

(61) 三浦弘道、「複数基立地サイトのリスクに対する考察　―確率論的リスク評価の観点での定性的な分析―」、日本原子力学会誌, Vol.63, No.1 (2021)

(62) Zhou, T., Modarres, M., Droguett, E.L., “Multi-unit Nuclear Power Plant Probabilistic Risk Assessment: A Comprehensive Survey”, Reliability Engineering and System Safety 213 (2021) 107782. doi:10.1016/j.ress.2021.107782.

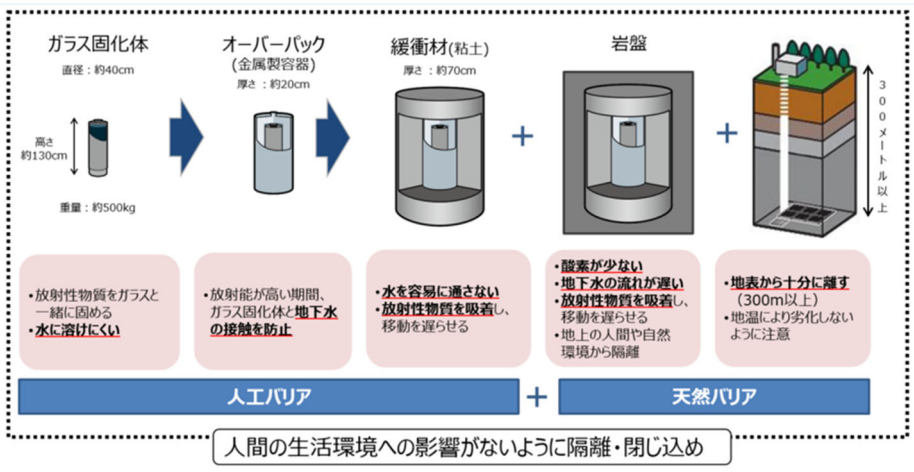
研究計画

プロジェクト名称	17. 第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究		
実施期間	令和７年度　～　令和１１年度	担当部署	技術基盤グループ　放射線・廃棄物研究部門
		担当責任者	大塚　楓　　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】L）放射性廃棄物埋設施設	主担当者	廣田　明成　主任技術研究調査官 市耒　高彦　主任技術研究調査官 鏡　　健太　副主任技術研究調査官 木嶋　達也　副主任技術研究調査官

１．背景

我が国では、長期的なエネルギーの安定確保や放射性廃棄物の適切な処理・処分の観点から使用済燃料を再処理し、回収したウラン及びプルトニウムを再び燃料に加工して利用する核燃料サイクルを原子力政策の基本としている。再処理工程では、ウラン及びプルトニウムが抽出されたのちに残存する核分裂生成物や超ウラン元素を含む高レベル放射性廃液をガラス原料に混ぜて固型化処理することで、ガラス固化体が発生する。また、再処理工程や MOX（ウラン・プルトニウム混合酸化物）燃料加工工場の操業によって長半減期低発熱性放射性廃棄物（以下「TRU 等廃棄物」という。）が発生する。核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和３２年法律第１６６号）では、対象とする廃棄物について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和３２年政令第３２４号。以下「施行令」という。）第３１条に定める放射能濃度の基準に応じて埋設方法が区分されており、ガラス固化体は当該基準に応じて第一種廃棄物埋設で廃棄される。TRU 等廃棄物は施行令第３１条に定める放射能濃度を超える廃棄物と超えない廃棄物が含まれるが、ガラス固化体と併置処分することが検討されている。しかしながら、第一種廃棄物埋設に関する規制基準等は整備されていない。

なお、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（平成１２年法律第１１７号。以下「最終処分法」という。）では、「「最終処分」とは、地下３００メートル以上の政令で定める深さの地層において、特定放射性廃棄物及びこれによって汚染された物が飛散し、流出し、又は地下に浸透することがないように必要な措置を講じて安全かつ確実に埋設することにより、特定放射性廃棄物を最終的に処分することをいう。」とされており、一般に「地層処分」と呼ばれている（図１）。



（出典：資源エネルギー庁 Web サイト）
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/hlw/hlw01.html#h02

図１ 地層処分の概念図

地層処分対象となる特定放射性廃棄物（ガラス固化体及び TRU 等廃棄物）には、長半減期核種が有意に、かつ多量に含まれるため、そのリスクから人と環境を守るためには、長期にわたり生活環境から隔離するとともに、人工バリア及び天然バリアの組み合わせにより第一種廃棄物埋設施設から漏出する放射性物質の影響を合理的に達成可能な限り小さくする必要がある。このため、単一のバリアに過度に依存することなく安全を達成可能なように設計する（多重安全機能）だけでなく、将来世代への負担の最小化、現状技術での実現性等の観点を踏まえて処分場が設計されるとともに、その機能が想定されたとおりに発揮されることが立証される必要がある。

我が国では、地層処分は最終処分法に基づき原子力発電環境整備機構（以下「NUMO」という。）が事業を行うこととされており、令和２年より北海道寿都町及び神恵内村において、最終処分法に基づく三段階の立地選定プロセスの第一段階である文献調査を行っている。文献調査結果は NUMO によって取りまとめられ、令和６年２月に文献調査報告書（案）として公表された。また、経済産業省総合資源エネルギー調査会特定放射性廃棄物小委員会（以下「特定放射性廃棄物小委員会」という。）において、「文献調査段階の評価の考え方」（資源エネルギー庁、令和５年１１月）が取りまとめられ、文献調査報告書（案）への反映について、特定放射性廃棄物小委員会において評価が行われている。さらに、令和６年５月に佐賀県玄海町が文献調査の受け入れを表明し、同年６月より文献調査が開始され、令和８年４月に東京都小笠原村が文献調査の受け入れを表明し、同年５月に文献調査を開始した。

研究開発に関しては、資源エネルギー庁の地層処分研究開発調整会議において定めた「地層処分研究開発に関する全体計画（令和５年度～令和９年度）」（令和５年３月）に基づき、NUMO 等の関係機関が地層処分事業の安全確保に向けた研究開発

を行っている。
　他方、原子力規制委員会における地層処分の安全確保に関する研究はこれまで行われていないが、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」（平成２７年５月２２日閣議決定）には、「原子力規制委員会は、最終処分に関する安全の確保のための規制に関する事項について、順次整備し、それを厳正に運用することが必要である。原子力規制委員会は、概要調査地区等の選定が合理的に進められるよう、その進捗に応じ、将来の安全規制の具体的な審査等に予断を与えないとの大前提の下、概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項を順次示すことが適当である。」とされており、これに基づき、概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項について、特定放射性廃棄物の特性と、令和３年に整備した中深度処分の規制基準の検討を通して得られた知見を踏まえた検討を行い、「特定放射性廃棄物の最終処分における概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項」（以下「考慮事項」という。）を令和４年８月に決定した。また、規制に必要な事項を順次整備するための科学的・技術的知見を蓄積するために、令和５年１月に改正された原子力規制委員会第２期中期目標に、最終処分の安全確保に関する研究を進めることが盛り込まれた。これを受けて原子力規制庁では、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（令和５年７月１２日、原子力規制委員会了承）において、令和６年度には、最終処分の安全確保に係る技術的課題の抽出・整理を新たに実施し、これを踏まえて令和７年度以降に最終処分の安全確保に関する安全研究プロジェクトを企画して研究を進めることを定めた。
　これまで、廃棄物埋設施設の安全性は、専ら概念設計に基づく状態設定を行い、パラメータ（例えば透水係数）の保守的な設定に基づく線量評価によって論じられる傾向にあった。しかしながら、今後は「概念設計に基づく処分システムの保守的パラメータによる線量評価(assessment)手法」のみでは無く、「詳細設計に基づく個別要素技術の安全機能を踏まえた性能を評価する性能照査(verification)手法」（以下「性能評価」という。）を導入し、処分場の構成部材性能の実力値を把握する。そうすることで、保守的パラメータの妥当性を評価すると共に、処分システムが有する潜在的な弱点の回避やクリフエッジが無いことを構造ロバスト性として見極めた上で、科学的合理性をもって性能評価をすることができない長期については、性能評価結果を踏まえて長期の状態設定を行い、線量評価によって廃棄物埋設施設全体のパフォーマンスが評価されていることを確認する必要がある（図２）。

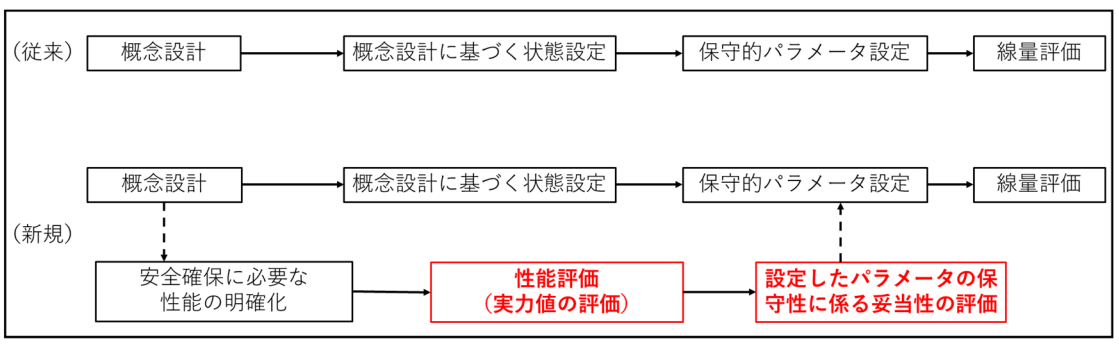


図２　性能評価と線量評価

　特定放射性廃棄物は放射能濃度が高く、多くの長半減期核種を含むことから、長期の安全確保が必要となり、そのために複数の人工構築物及び母岩による多重安全機能が求められる。第一種廃棄物埋設施設（ここでは施設そのものに加えて、施設の周辺母岩も含めたものを指すこととする。）に係る安全性の立証責任は一義的に事業者にあるため、NUMO 及び関連機関は地層処分研究開発に関する全体計画に基づき研究開発を継続することで、線量評価モデル等の高度化及び精緻化を進めているところである。一方、規制当局は、第一種廃棄物埋設施設の位置・構造・設備等のうち重要なものについての基準を許可基準規則等に定めること、審査において第一種廃棄物埋設施設の安全機能及びそれらに係る部材性能の長期的な変遷の評価方法に関する申請内容の技術的妥当性を判断すること、後続規制（施設確認、廃棄物確認等）において設計に基づく性能が発揮される見通しがあることを確認すること等が求められるため、これらに必要な知見を取得するための研究を進める必要がある。そのため、第一種廃棄物埋設に係る安全確保の考え方を整理した上で、第一種廃棄物埋設施設が具備すべき安全機能及びそれらに係る構成部材の性能を体系的に整理した。さらに、その性能を評価するために必要な研究課題を網羅的に抽出した。その上で、上記の規制側の研究の位置づけ、研究課題の重要性（※１）及び緊急性（※２）を踏まえた優先順位付けを行い、第一期目の研究として令和７年度から１１年度にかけて行う研究を本安全研究プロジェクトとして取りまとめた。
　なお、研究計画は立地選定、事業者の研究動向、国際的な規制動向等を踏まえて柔軟に見直すとともに、令和１２年度以降の研究については、第一期の成果を踏まえて新たに検討する。

※１：例えば、許可基準規則、審査ガイド、後続規制のガイド等、規制ツールの整備に必要な知見を得るための研究課題は重要度が高い課題とした。
※２：例えば、研究課題が明確で、かつ、知見の取得に時間を要することがわかっているものは早期に着手が必要であることから緊急性が高い課題とした。

２．目的

　本研究プロジェクトでは、第一種廃棄物埋設の安全確保に必要な事項の体系的な整理に基づき、第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価の観点から、当該施設の安全確保に求められる規制基準等の整備及び審査等に必要な科学的・技術的知見を取得することで、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」で述べられている、最終処分に関する安全の確保

のための規制に関する事項の順次整備に資することを目的とする。

３．知見の活用先

本研究プロジェクトで得られた成果は、第一種廃棄物埋設施設の安全確保に係る許可基準規則、審査ガイド、審査における判断根拠、後続規制のガイド等に反映することを想定している。具体的には以下のとおり。

① 許可基準規則等の整備における要求事項等の検討に資する科学的・技術的知見の取得
- ・立地選定において考慮事項を満足していることを判断するための知見
- ・許可基準規則において排除要件を具体化するための知見
- ・地層処分における審査ガイドに資するため、廃棄物埋設施設の長期性能として特に着目すべき現象に係る知見

② 地層処分の審査において基準適合性を判断するための知見

④ 処分分野に必要な、地質評価、地下水流動評価、セメント性能評価、緩衝材性能評価、核種移行解析等に係る技術基盤の構築及び人材維持・育成

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成２８年７月６日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）性能評価【分類①、分類②及び分類④】

性能評価に係る研究としては、文献調査の状況、NUMO の包括的技術報告書、資源エネルギー庁を中心とした研究開発動向、諸外国における最新知見等を踏まえ、１．で述べた優先順位付けの結果として、現時点で取り組むべき研究課題を抽出した。

天然バリアについては、岩盤が具備すべき安全機能を操業中における事故の発生防止として落盤防止機能並びに閉鎖後期間における隔離機能、移行抑制機能及び分散機能と分類し、これらに対する要求性能を評価するための研究課題を抽出した上で優先順位付けを行った。優先順位付けの結果、隔離機能に関する研究課題として、許可基準規則及び審査ガイドに反映する知見を取得する必要性からその重要性が非常に高く、かつ解決に時間を要するため早期に着手する必要がある課題として、「a. 隔離性能に関する研究」を抽出した。また、移行抑制機能に関する研究課題として、審査ガイドに反映する知見を取得する必要性からその重要性が非常に高く、かつ求める性能要求が明確で、解決に時間を要するためその緊急性が非常に高いといった理由より、「b. 地下水流動性能に関する研究」及び「c. 核種移行性能に関する研究」を抽出した。

セメント系部材については、従来の土木構造物よりも長期間の評価が求められるところ、低透水性及び低拡散性に係る長期物質安定性能及びセメント系部材を貫通するひび割れの影響が重要である。これらは、審査ガイド及び後続規制のガイドに反映される知見であり、かつ、従来の土木構造物の評価では考慮されていない長期を対象とすることから、重要性及び緊急性の高い課題として「d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究」を抽出した。

ベントナイト系部材については、長期透水性能とその前提となる初期状態との関係の解明及び廃棄体の閉じ込め機能の維持に係る緩衝材の応力緩衝性能の評価が重要である。これらは、主に審査ガイドに反映されることが想定され、知見の取得に時間を要することから重要性及び緊急性の高い課題として「e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究」及び「f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究」を抽出した。

a. 隔離性能に関する研究（委託研究にて実施）

安全確保に必要な機能の一つとしては岩盤による隔離機能が挙げられ、放射性廃棄物は地下深くに埋設することにより人間の生活環境や地上の自然環境から隔離される必要がある。このため、侵食、火山現象、断層活動等の自然事象及び鉱物資源等の採掘といった人間侵入によって擾乱が生じる場所への施設の設置を避ける必要がある。また、地層処分では、超長半減期核種を含む等の理由により考慮期間が中深度処分よりも長いこと等から、考慮事項において、「中深度処分より更に深い深度を確保すること。」が適切に考慮されるべきとされている(1)。地形に関しては、隆起、沈降、侵食及び堆積の影響を受けるため、深度の確保に当たっては、特に隆起・侵食作用の評価が重要であり、これまでにも研究が行われてきた(例えば 2,3)。地層処分においては、これまで隆起・侵食評価の主な研究対象となってきた陸域に限らず、沿岸海底下を含む沿岸域を地層処分の対象にすることも検討されている(4)。しかしながら沿岸域では、海退期の侵食の後の海進期に侵食面に堆積物が上載すること等が、隆起・侵食作用の評価を難しくする。

以上を踏まえて、隔離機能として深度の確保が行われていることの妥当性確認に必要な、隆起・侵食に関する知見を収集するため、沿岸域を対象に、陸域と海域間の外挿法等を用いた隆起評価手法、海水準低下等によって陸化する海域の侵食量評価手法に関する調査及び検討を行い、科学的・技術的知見を取得する。

b. 地下水流動性能に関する研究（委託研究及び共同研究にて実施）

第一種廃棄物埋設施設から漏えいした放射性物質は地下水によって生活環境に運ばれるため、この移行を抑制す

るために地下水の流動が緩慢な地下深部の岩盤中に第一種廃棄物埋設施設は設置される。岩盤の移行抑制機能に係る地下水流動性能の指標として地下水の流速、流量、流向等の評価が重要となり、原子力規制庁は申請段階において、事業者が実施した涵養域から第一種廃棄物埋設施設、湧出域までの地下水流動評価を確認する必要がある。地下水流動性能を評価する際には、岩盤の地質、水理特性及び水質に加え地下深部や沿岸域において想定される地下水流動性能に影響を及ぼす事象等を考慮する必要があるが、特に透水性が高いことが想定される岩盤中の亀裂、断層及び坑道掘削により地下水流動性能に影響を受けた領域等を適切に評価することが重要となる。これらの地下深部の情報は、その取得が深いほど容易でない上に可能な限り非擾乱的であることが望ましいことから質・量ともに制約が多い。したがって、そこから構築されるモデルには多くの認識論的不確実性を伴うが、これらの不確実性の評価が規制側に求められる。

以上のことから、地下水流動評価において、事業者が構築する地下水流動モデルの妥当性を評価するために必要な知見を収集するための研究を実施する。具体的には、第一種廃棄物埋設施設が建設されることが想定される透水性の低い岩盤が広がる地域において、地層処分深度を想定して構築された事業者の地下水流動モデルの妥当性を確認するために必要な知見を、地下水流動モデルの検証に用いることができる、地質構造情報が取得可能な地域（以下「モデルフィールド」という。）を用いた調査及び地下水流動解析により取得し、整理する。また、地下水流動性能に影響を及ぼす事象や地下水流動評価を行う上で必要となる知見を拡充するため、断層の透水性と地下水流動に与える影響を評価するために関連する試験及び解析並びに深部流体等の深層地下水が地下水水質に与える影響を評価するため地下水試料の化学分析を実施する。さらに、坑道掘削による影響を受けた領域の地下水流動性が適切に評価されていることの妥当性確認に必要な知見を取得するため、力学水理連成試験機等を用い、岩盤の力学状態と水理特性との関係を実験的に明らかとする。加えて、第一種廃棄物埋設施設周辺の現地から得られる地質・地下水データに基づき周辺岩盤中における不均質な水理地質構造を定量的に推定するための手法について検討する。

なお、上記研究課題のうち、モデルフィールドを用いた調査及び地下水流動解析、地下水試料の化学分析並びに不均質な水理地質構造の定量的推定については、委託研究にて実施する。また、力学水理連成試験機等を用いた実験については、共同研究にて実施する。

c. 核種移行性能に関する研究（共同研究にて実施）

最終処分システムに係る核種移行において、岩盤への収着・脱離、溶解・沈殿、拡散等の現象は場の化学的環境影響を受ける。第一種廃棄物埋設施設の化学的環境は建設から廃止後までの間に変化することから、どのような時期にどのような化学的な変化があり、その結果として核種移行性能にどのような影響があるかについては不確かさが大きい。核種移行を促進する可能性がある要素として、移行経路の孔径の縮小に伴う電気二重層の寄与、外部からの酸素の侵入や微生物影響等による酸化的環境への変化、変質作用による鉱物組成の変化、コロイドによる輸送等が考えられている（図３）。個別の現象について、特定の岩石・材料や化学条件を対象とした研究は進められているものの、空間的・時間的に多様な条件を取り得る処分環境においてこれらの現象が核種移行をどの程度促進し得るかが体系的に整理されておらず、これらの現象の核種移行への影響評価の妥当性を確認するための知見を拡充することが規制の観点から求められている。そこで、天然試料の分析やモデル化等を通じて、岩盤中における移行経路の孔径や酸化還元状態等の変化が核種移行に及ぼす影響や、天然環境に存在するコロイドへ収着する核種の化学的特性や移行への影響について検討を行い、核種移行を促進する可能性のある現象の影響評価の妥当性を判断するために必要となる科学的・技術的知見を取得する。

図３　核種移行を促進する可能性のある要素の例

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究

第一種廃棄物埋設施設のうち、TRU 等廃棄物の埋設施設において、NUMO が示している概念では、埋設終了後の放射性物質の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間におけるセメント系部材の人工バリア性能の維持を期待している(5)。緻密な空隙構造を持ち、TRU 等廃棄物の埋設施設において低透水性及び低拡散性の安全機能を有するセメント系部材の人工バリアは、第一種廃棄物埋設施設から漏出する放射性物質のフラックスを低減する機能が期待されており、これまでの土木建築構造物よりも長期間（少なくとも放射性物質の閉じ込め機能を求める 300 年程度の期間）の評価が求められるが、湿潤環境において溶脱による変質が起こりやすいこと、外環境により劣化等で変質しやすいことが一般的に知られている。低透水性及び低拡散性を長期的に維持するためには、長期物質安定性能を評価する必要がある。この長期物質安定性能の評価には、水和反応によ

って形成されるカルシウムシリケート水和物のナノ構造、外環境要因によって変化する水和物構造等を第一原理等を用いた解析的評価及び検証試験から明らかにする必要がある。

一方で、外部拘束による応力状態及び内部変質によりセメント系部材を貫通するひび割れを生じると、その部分が際立って大きい透水係数と拡散係数を示す特性を持つ可能性がある。このセメント系部材は、一般的には表面から確認可能なひび割れ幅の大きさによって防水性の観点から修復の必要性の有無が判断されており、透水性能について、ひび割れの発生状態と水和生成物の変質による空隙構造の変化及びそれに伴う物質移動特性の変化についての現象論的な理解は進んでいない。また、ひび割れ部の内部形状は表面から確認することは難しく、この内部構造と透水性能との関係が明確になっていない。しかしながら、閉じ込め機能において、ひび割れ幅の内部形状、開口幅の変動及び閉塞に伴う透水性を把握しておくことは安全評価の妥当性を確認する上で規制の観点において重要である。

以上のことから、操業期間を想定した乾燥状態と湿潤状態が混在した環境におけるセメント系部材において、種々のひび割れ発生要因（外部拘束と内部変質）による、ひび割れ幅、ひび割れ深さ及び頻度等のひび割れ形状が透水性へ及ぼす影響、並びに地下水の浸潤後にセメント水和生成物等がひび割れ形状及び透水性へ与える影響について、X 線 CT スキャン等の試験、解析等により科学的・技術的知見の取得を行うとともに、セメント系部材の長期物質安定性能の評価として、カルシウムシリケート水和物のナノ構造及び溶脱等による構造変化について、第一原理計算等の解析手法の選定及び評価方法の整理を行う。

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究

ベントナイトは、緩衝材や埋戻し材として使用されることが想定され、その役割に応じて力学的緩衝性能や透水性能が必要となる。力学的緩衝性能については次項 f. で述べる。透水性能については、ベントナイト中の放射性物質の移動は拡散支配となるとされているが、その前提として、透水性能が非常に小さいことが必要である。これまでに原子力規制庁及びその他機関において検討が実施されており(6,7)、ベントナイトの種類、粘土成分の含有率、化学的な反応等が影響することが知られている。長期的な透水性能の評価に関しては室内試験等で得られた結果を基に数万年後以上の期間に及ぶシミュレーションが必要となり、考慮する現象、使用する計算式等によって評価結果が変わることから、これらの不確かさを考慮した妥当性を検証することは規制の観点において重要である。しかしながら、不確かさの扱いを含めた評価結果の妥当性を検証する方法は確立されていない。この理由の一つとして、室内試験等で確認できる緩衝材の変化が微小であり、その変化を捉え切れていないため、使用する計算モデル等を特定できないことが考えられる。そこで、長期的な性能に影響を与える要因に着目し、実験で確認することのできる変化及び長期的な透水性能評価に適用する際に必要な視点を整理するとともに、必要に応じて、実験的手法と解析的手法を組み合わせて、評価時の留意点を整理する。また、初期状態においても、例えば接触する溶液のイオン組成といった晒される環境によって性能に違いが生じることから、これらの環境による性能の違いについて実験的手法と解析的手法を組み合わせて、初期状態の性能に関する知見を整理する。なお、ここでの初期状態とは、核種移行が始まる緩衝材全体が冠水した状態を主に想定する。実験的手法では、化学的な反応に伴うベントナイトの微小構造の変化を観察する。この観察には X 線回折、ナノ CT 等を用いることを想定しているが、文献調査の結果、より適切な手法があれば、その手法を選択する。また、実験的手法で得られた短期的な変化の結果を長期的な評価へ反映する際の留意点について、解析的手法を用いて整理する。

f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究

廃棄体が力学的に損傷すると閉じ込め性能が維持されず、放射性物質の漏えいが生じる。緩衝材は、周囲の岩盤割れ目のせん断ずれのような廃棄体に力学的な損傷を与える事象の影響を緩和するために必要であり、諸外国でも廃棄体を岩盤からのせん断荷重や圧力荷重から守ることを期待している(例えば、8)。また、緩衝材は地下水の流れを抑制する機能も有しているが、力学的な損傷によりこのような緩衝材自体の機能が損なわれることも懸念される。このように廃棄体及び緩衝材への力学的な損傷に関する評価は、放射性物質の閉じ込め性能を担保するために重要な要素であり、この評価の妥当性を確認することは規制の観点からも重要であるが、原子力規制庁ではこれまで当該分野に関する安全研究を行ってきていなかった。そこで、新たな課題として対応すべく、緩衝材の変形並びに変形に伴う廃棄体及び緩衝材の性能の変化について、文献調査等により関連する情報を整理する。この際、長期の状態に対する課題のみならず、操業中や初期の不飽和状態から冠水に至る過渡状態に特徴的に起こり得る偏膨潤、流出等の事象に対する課題も指摘されていることから、これらにも着目して整理する。また、情報整理の結果を踏まえ、必要に応じて解析等を実施し、緩衝材の変形及び性能の変化に関する評価手法に関する知見を蓄積する。

（２）線量評価【分類①、分類②及び分類④】

線量評価は、（１）の性能評価結果を踏まえた長期状態設定に基づいて行うため第一期の研究では線量評価に係る課題は多くはない。しかしながら、核種移行解析において、放射性核種の種類及び放射性核種の移行開始からの時間経過に応じて各構成部材の性能がどのように、どの程度効くのか、また、構成部材の性能の相互補完の関係を定量的に把握しておくことは重要である。そのため、線量評価に関して予察的な検討として、第一種廃棄物埋設施設を構成する人工バリア及び天然バリアを考慮した線量評価に関する「a. 地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究」の研究課題を抽出した。

a. 地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究（一部を委託研究にて実施）

地層処分に係る安全確保においては、異なる安全機能を有する複数のバリアにより達成されることが想定されており、各バリアを構成する部材はそれぞれが求められる安全機能を達成するための性能を有することが必要となる。各部材について確保すべき性能についての定量的な指標を示すことや処分システム全体における各性能の重要度を把握することは安全確保の観点から重要であり、これらを判断するための手法の一つとして最終処分システムを想定した線量評価による定量化が考えられる。しかし、各部材によって求められる役割や時間スケールが異なり、核種によっても移行経路中での挙動が異なることから、処分システム全体を通じた評価による最終的な線量だけでは、線量への影響の大きな部材のみが支配的となるため、部材ごとの性能要件について適切に検討することが困難になることが課題として考えられる。また、各部材の性能についてどの程度の不確かさや設計の裕度を有しているのかといった観点だけで無く、長期的に想定され得るシナリオも含めた幅広い検討を通じて安全機能の確保が困難となる条件を把握することも重要であると考える。

以上の課題を踏まえて、構成部材ごとの設計の裕度や経年変化に着目した核種移行及び線量評価を通じて、性能の不確かさが線量へ与える影響について系統的に整理する。基本的には規制庁にて研究を実施するが、特定の設計に対する評価手法の整備及びシナリオ検討に基づく安全機能の確保が困難となる条件の検討については委託研究にて実施し、その知見を含む取りまとめは規制庁にて実施する。

５．成果目標と実施計画

（１）性能評価

・成果目標

地層処分における地下水流動性能、放射性物質の移行性能、セメント系部材及びベントナイトの長期性能等に関する研究を実施し、審査における申請内容の妥当性確認および基準の整備に必要な科学的・技術的知見を取得する。なお、委託研究の成果については、委託先から論文等により公表し、規制庁は研究プロジェクト終了後にそれらを基に規制としての留意点をまとめる。

【令和 7 年度の実施計画】

a. 隔離性能に関する研究
- （令和 8 年度から実施）

b. 地下水流動性能に関する研究
- 力学水理連成試験機の高機能化のための設計・製作（改良）
- 力学水理連成試験機における試験に関する解析

c. 核種移行性能に関する研究
- コロイドを介した核種移行の課題整理及び分析手法の検討
- 酸化還元状態の影響についての評価手法検討
- 経路孔径の影響に関する既往研究の整理

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究
- 単一ひび割れ内の透水性に関する試験

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究
- ベントナイトの長期的な透水性能に影響を与える要因に着目した、長期的な性能評価を検証する際の課題点等の抽出
- 初期性能に関する、膨潤と透水の性能を整理するため X 線回折等の試験の実施

f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究
- 緩衝材の変形並びに変形に伴う廃棄体及び緩衝材の性能の変化に関する文献調査を実施

【令和８年度の実施計画】

a. 隔離性能に関する研究
- 沿岸域における隆起、侵食評価手法の整理及び適用に向けた検討

b. 地下水流動性能に関する研究
- 力学水理連成試験機の高機能化のための設計・製作（改良）
- 試験の実施による坑道周辺の力学状態と水理特性の関係性の整理
- 水理地質構造の推定手法の整理及び評価手法の開発

c. 核種移行性能に関する研究
- コロイドへの核種収着特性に関する既往知見の整理、実験、分析
- 酸化還元状態の影響についての評価
- 経路孔径の影響に関する移行モデルの検討

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究
- 単一ひび割れ内の透水性に関する分析及び解析
- 第一原理等の解析手法のセメント系部材への適用に関する調査

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究
- 令和 7 年度に抽出した課題の解決に向けた、必要となる解析手法の検討

・ベントナイトの微小構造の変化を観察するための試験の実施
・令和７年度に引き続き、初期性能に関する膨潤と透水の性能を整理するためＸ線回折等の試験の実施

f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究
・令和７年度の調査結果を踏まえ、緩衝材の変形並びに変形に伴う廃棄体及び緩衝材の性能の変化に関する評価の課題点等を抽出し、それに対する解析手法等を整理

【令和９年度の実施計画】

a. 隔離性能に関する研究
・沿岸域における隆起・侵食評価手法の適用及び留意点の抽出

b. 地下水流動性能に関する研究
・試験の実施による坑道周辺の力学状態と水理特性の関係性の整理
・試験結果に基づく構成モデルの構築と坑道周辺の地下水流動解析の実施
・水理地質構造の評価手法の開発・適用性検証

c. 核種移行性能に関する研究
・コロイドへの核種収着特性に関する実験、分析
・酸化還元状態の影響についての評価
・経路孔径の影響に関する移行モデルの検討、試計算

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究
・材料特性に応じたひび割れ内部の透水性に関する試験
・第一原理等の解析手法の選定方法の整理

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究
・令和８年度に検討した解析手法の実施及び、令和８年度に引き続き試験の実施

f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究
・令和８年度に整理した手法による解析等を実施

【令和１０年度の実施計画】

a. 隔離性能に関する研究
・沿岸域における隆起・侵食評価手法の適用及び留意点の抽出

b. 地下水流動性能に関する研究
・試験の実施による坑道周辺の力学状態と水理特性の関係性の整理
・試験結果に基づく構成モデルの構築と坑道周辺の地下水流動解析の実施
・水理地質構造の評価手法の適用性検証

c. 核種移行性能に関する研究
・コロイドへの核種収着特性に関する実験、分析
・酸化還元状態の影響についての評価
・経路孔径の影響に関する試計算結果の分析

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究
・材料特性に応じたひび割れ内の透水性に関する分析及び解析
・第一原理等の解析手法の評価方法の取りまとめ

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究
・令和９年度に検討した解析手法の実施及び、令和９年度に引き続き試験の実施

f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究
・令和９年度に引き続き解析等を実施

【令和１１年度の実施計画】

a. 隔離性能に関する研究
・沿岸域陸域及び海域における、有効な隆起・侵食評価手法の留意点についての整理

b. 地下水流動性能に関する研究
・坑道周辺の水理特性評価に関する取りまとめ
・水理地質構造の評価手法に関する取りまとめ

c. 核種移行性能に関する研究
・コロイドへの核種収着特性に関する取りまとめ
・酸化還元状態の影響についての取りまとめ
・経路孔径の影響に関するモデル化の留意点の整理

d. セメント系部材の長期物質安定性能及び透水性能に関する研究
・ひび割れ内の透水性に関する取りまとめ

e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究
・令和10年度に引き続き解析及び試験の実施並びに長期透水性能及び初期状態の評価の際の留意点の取りまとめ

f.　緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究
　　・令和 10 年度に引き続き解析等を実施し、力学的緩衝性能に関する評価手法を整理

（２）線量評価
・成果目標
　地層処分における核種移行に対して感度解析を行うことによって、主要な核種の人工バリア及び天然バリアからの移行フラックスの関係性から各バリア材の性能が核種移行抑制に寄与する時期や程度及びその限界を定量的に明らかにする。委託研究の成果については、委託先から論文等により公表し、規制庁は研究プロジェクト終了後にそれらを基に規制としての留意点をまとめる。

【令和 7 年度の実施計画】
a.　地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究
　　・（令和 8 年度より実施）

【令和 8 年度の実施計画】
a.　地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究
　　・線量評価モデルの構築及びシナリオの整理
　　・各部材からの流出フラックス等に影響を及ぼす性能に係るパラメータの整理及び予備解析

【令和 9 年度の実施計画】
a.　地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究
　　・各部材からの流出フラックス等への影響に関する解析的検討及びバリア機能の重要度に関する整理
　　・特定の設計に対する評価手法の整備

【令和 10 年度の実施計画】
a.　地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究
　　・頑健性及び多重性を持ち、最適化された設計に対する要件の検討
　　・特定の設計に対する評価手法の整備

【令和 11 年度の実施計画】
a.　地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究
　　・シナリオ検討に基づく安全機能の確保が困難となる条件の検討
　　・線量評価に関する検討の取りまとめ

行程表

		Ｒ７年度	Ｒ８年度	Ｒ９年度	Ｒ１０年度	Ｒ１１年度
（１） 性能評価	a. 隔離性能に関する研究		・モデルサイトにおける隆起・侵食評価手法の整理及び適用に向けた検討	・モデルサイトにおける隆起・侵食評価手法の適用及び留意点の抽出	・モデルサイトにおける隆起・侵食評価手法の適用及び留意点の抽出	・沿岸域陸域及び海域において、有効な隆起・侵食評価手法の留意点の整理
	b. 地下水流動性能に関する研究	・連成試験機の高機能化 ・連成試験機に関する力学水理解析	・連成試験機の高機能化 ・連成試験機による力学水理試験 ・水理地質構造の推定手法の整理及び評価手法の開発	▽論文投稿 ・連成試験機による力学水理試験 ・構成モデルの構築と坑道周辺の地下水流動評価 ・水理地質構造の評価手法の開発・適用性検証	・連成試験機による力学水理試験 ・構成モデルを用いた坑道周辺の地下水流動評価 ・水理地質構造の評価手法の適用性検証	▽論文投稿 ・坑道周辺の水理特性評価に関する取りまとめ ・水理地質構造の評価手法に関する取りまとめ
	c. 核種移行性能に関する研究	・コロイドを介した核種移行の課題整理及び分析手法の	▽学会発表 ・コロイドへの核種収着特性に関する実験、分析	▽論文投稿 ・コロイドへの核種収着特性に関する実験、分析	・コロイドへの核種収着特性に関する実験、分析	▽論文投稿 ・コロイドへの核種収着特性に関する取りまとめ

		検討 ・酸化還元状態の影響についての評価手法検討 ・経路サイズの影響に関する既往研究の整理	・酸化還元状態の影響についての評価 ・経路サイズの影響に関する移行モデルの検討	・酸化還元状態の影響についての評価 ・経路サイズの影響に関する移行モデルの検討、試計算	・酸化還元状態の影響についての評価 ・経路サイズの影響に関する試計算結果の分析	・酸化還元状態の影響についての取りまとめ ・経路サイズの影響に関するモデル化の留意点の整理
	d. セメント系部材の長期物質安定性及び透水性能に関する研究			▽学会発表		▽論文投稿
		・単一ひび割れ内の透水特性に関する試験	・単一ひび割れ内の透水特性に関する分析及び解析 ・第一原理等の解析手法のセメント系部材への適用に関する調査	・材料特性に応じたひび割れ内部の透水性に関する試験 ・第一原理等の解析手法の選定方法の整理	・材料特性に応じたひび割れ内部の透水性に関する分析及び解析 ・第一原理等の解析手法の評価方法の取りまとめ	・ひび割れ内の透水性に関する取りまとめ
	e. ベントナイトの長期透水性能及び初期状態の評価に関する研究			▽学会発表	▽論文投稿	
		・文献調査 ・X 線回折分析等の実施	・長期透水性能の確認試験・解析の実施 ・X 線回折分析等の実施	・長期透水性能の確認試験・解析の実施	・長期透水性能の確認試験・解析の実施	・長期透水性能の確認試験・解析の実施 ・評価の際の留意点の取りまとめ
	f. 緩衝材の力学的緩衝性能の評価に関する研究					▽論文投稿
		・文献調査	・課題点の抽出 ・解析手法等の検討・整理	・解析等の実施	・解析等の実施	・解析等の実施 ・評価手法の整理
（２）線量評価	a. 地層処分システムの性能の不確かさが線量評価に与える影響についての研究		・線量評価モデルの構築及びシナリオの整理 ・各部材からの流出フラックス等に影響を及ぼす性能に係るパラメータの整理及び予備解析	・各部材からの流出フラックス等への影響に関する解析的検討及びバリア機能の重要度に関する整理 ・特定の設計に対する評価手法の整備	・頑健性及び多重性を持ち、最適化された設計に対する要件の検討 ・特定の設計に対する評価手法の整備	・シナリオ検討に基づく安全機能の確保が困難となる条件の検討 ・線量評価に関する取りまとめ

６．実施体制

【放射線・廃棄物研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に○を記載）】

○廣田　明成　主任技術研究調査官（実施項目（１）関係）
○市耒　高彦　主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
　山田　憲和　副主任技術研究調査官
　向井　広樹　副主任技術研究調査官
○鏡　　健太　副主任技術研究調査官（実施項目（１）d. 関係）
　森田　彰伸　副主任技術研究調査官
○木嶋　達也　副主任技術研究調査官（実施項目（１）、（２）関係）
　室田　健人　副主任技術研究調査官
　吉田　晶　　技術研究調査官
　竹野　直人　技術参与

【委託研究先】
実施項目（１）a, b　未定
実施項目（２）　　未定

【共同研究先】
実施項目（１）b　国立大学法人埼玉大学及び国立研究開発法人産業技術総合研究所（Ｒ７年度～Ｒ９年度）
実施項目（１）c　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、国立大学法人東京大学及び国立大学法人京都大学大学院（Ｒ７年度～Ｒ９年度）

７．備考

なし

参考文献

(1)　鏡健太、木嶋達也、青木広臣、志間正和、大村哲臣、直井佑希子、「地層処分の概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項の背景及び根拠」、NRA 技術ノート NTEN-2023-3001、令和 5 年
(2)　藤原治、柳田誠、三箇智二、守屋俊文、「地層処分からみた日本列島の隆起・侵食」、原子力バックエンド研究、Vol.11、No.2、pp.113-124、平成 17 年
(3)　廣田明成、伊藤一充、「中深度処分における隆起と侵食の考え方」、原子力バックエンド研究、Vol.29、No.2、pp.119-129、令和 4 年
(4)　資源エネルギー庁、「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
(5)　原子力発電環境整備機構、「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－」、NUMO-TR-20-03、令和 3 年
(6)　Kijima, T., Sasagawa, T., Sawaguchi, T., Yamada, N., “A model for estimating the hydraulic conductivity of bentonite under various density conditions”, Hydrology Research, Vol. 53(10), pp.1256-1270, 2022. doi:10.2166/nh.2022.021
(7)　電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、「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-TR2-2005-02、平成 17 年
(8)　Posiva SKB, “Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository” Conclusions and recommendations from a joint SKB and Posiva working group, Posiva SKB Report 01, Posiva Oy, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2017.

研究計画

プロジェクト名称	18. 放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究		
実施期間	令和 7 年度　～　令和 10 年度	担当部署	技術基盤グループ　放射線・廃棄物研究部門
		担当責任者	澁谷　憲悟　上席技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】M)廃止措置・クリアランス	主担当者	澁谷　憲悟　上席技術研究調査官 柚木　彰　主任技術研究調査官 青木　広臣　主任技術研究調査官 佐藤　由子　主任技術研究調査官

1．背景

放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に関係する分野における事業（変更）許可申請及び後段規制においては、クリアランスの確認、廃棄物等の安全性の確認及び廃止措置の終了確認を適切に行う上で必要となる科学的・技術的知見を取得し、蓄積する必要がある。

（１）クリアランスの確認

放射能濃度確認規則※１により、従来規定されていたクリアランス対象物（金属くず、コンクリートの破片及びガラスくず）以外の対象物（以下「新規クリアランス対象物」という。）にクリアランス制度が適用されることになった。また、放射能濃度確認審査基準※２により、測定における不確かさを考慮して十分な保守性を持って規制基準に適合した定量的な評価を行うことが求められている。並行して、こうした測定の不確かさに関する審査基準策定段階で抽出された日本からの意見が反映された国際原子力機関（以下「IAEA」という。）のクリアランスに関する Safety Guide が No. GSG-18（文献(1)）として令和 5 年 11 月に発行され、国際的にも測定の不確かさの取扱が明確化された。さらに、事業者において評価単位全体の放射線測定ではなくサンプリングによる測定や、溶融後にクリアランス確認を行う集中処理施設設置などの動きも見られる。具体的なクリアランス確認で用いられる放射能濃度の測定方法では、過小評価にならないような条件設定（文献(2),(3)）の上で、適切に放射能濃度を定量評価する必要がある一方で、放射能濃度の測定方法はクリアランス対象物によって異なる。

以上のようなクリアランス対象物の多様化に対応して、同じく多様化する放射能濃度の測定及び評価の手法が適切なものであることを定量的に判断することが必要とされている。

こうした課題に対して、これまでに、放射能濃度の測定において定量評価結果の信頼性を確保するための測定の不確かさの考慮に関する基礎検討（文献(4～10)）及び新規クリアランス対象物の測定方法の検討（文献(11～17)）を原子力規制庁では行ってきた。また、関連する内容について日本保健物理学会でも議論されている。(文献(18))

（２）廃棄体等の安全性確認

第二種埋設規則※３の改正に伴い、放射性廃棄物の受け入れの基準（Waste Acceptance Criteria、以下「WAC」という。）を埋設事業者が保安規定に定めることになり、保安規定の審査及び廃棄物確認において廃棄体等の放射能濃度の評価方法及び評価値を確認する必要がある。事業者は、多様な廃棄体等及び放射能濃度評価方法の採用を検討しており、中深度処分、ピット処分及びトレンチ処分を対象に、これまでピット処分で実績のある 200 L ドラム缶の廃棄体とは異なる新たな形状の廃棄体及びコンクリート等廃棄物の発生が見込まれている。また、放射能濃度評価方法については、放射線測定に限らない放射化計算による方法が想定されているほか、ウラン廃棄物及び研究施設等廃棄物においても新たな放射能濃度評価方法の議論が進められている。

こうした課題に対して、廃棄体等の放射能濃度を外部からの放射線測定により評価する場合について、その評価精度は対象物の性状（材質、形状、充填状態、核種組成等）に依存することがこれまでの研究から明らかとなっている（文献(19)）。また、中深度処分対象廃棄体については、日本原子力学会標準「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順:2019 」（文献(20)）の一部について技術評価を実施した。（文献(21)）

（３）廃止措置におけるエンドステート

原子炉又は原子力事業を廃止するときは、原子炉等規制法※４に基づき、あらかじめ原子力規制委員会の認可を受けた廃止措置計画に従って廃止措置を実施し、廃止措置が終了したときは、その結果が「原子力規制委員会規則で定める基準」に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けなければならない。原子力規制委員会は、令和 4 年に「廃止措置の終了確認における敷地土壌等の状況の判定に関するガイド」（令和 4 年 3 月 30 日、原子力規制委員会。以下「終了確認ガイド」という。）を制定した。同ガイドでは、汚染が地下に浸透し拡散するなどにより、放射性物質濃度が極めて低い状態にすることが困難な場合の廃止措置対象施設は対象外としている。今後、そのような状況の下で廃止措置の終了確認が行われることが見込まれた段階で、トレンチ処分の廃棄物埋設地に対する「保全に関する措置を必要としない状態」に関する基準を参考とするなど、状況に応じた適切な基準について改めて検討を行うことなる。

海外では、上記と同様な状況にある原子力施設のエンドステートに関する議論が進んでおり、IAEA の国際プロジェクト

（International Project on Completion of Decommissioning: COMDEC）においても中心的テーマとして議論されている。

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法

上記（１）～（３）では、いずれも放射能濃度等の測定結果の信頼性の確保を測定の不確かさの評価を伴った定量的な評価により適切に行う必要がある。これまでの研究において、放射線計測では定量が難しい長半減期放射性核種の分析等に関する研究を行ってきた（文献(22)～(31)）が、こうした一般的な化学分析分野の技術、手法を組み合わせて行う分析処理においては、放射線計測分野に比べて測定の不確かさの規格・標準化が行われていないため、評価結果の妥当性確認をどのように行うかが課題となっている。

※１：工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 16 号）
※２：放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準（原規規発第 1909112 号（令和元年 9 月 11 日原子力規制委員会決定））
※３:核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(昭和 63 年総理府令第 1 号)
※４：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）

２．目的

（１）クリアランスの確認

今後クリアランス対象物の多様化が予想されるため、クリアランス制度を適用する際の放射能濃度の評価手法の信頼性が確保されていることを不確かさの考慮の下で判断する手段を整備する。

（２）廃棄体等の安全性確認

今後新たな性状の廃棄体等の発生が予想されるため、廃棄物確認及び WAC に係る保安規定（変更）認可申請の審査における放射能濃度評価に係る科学的・技術的知見を整理する。

（３）廃止措置におけるエンドステート

原子力施設のエンドステートに関する海外での事例及び IAEA での議論を踏まえた国際状況を調査し、技術的な課題を抽出するとともに、エンドステートを達成するために必要な放射能特性評価方法に係る技術的・科学的知見を整理する。

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法

性状が様々な廃棄物等の試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析について、複雑な多段階処理等を考慮しても、十分な信頼性が確保された結果であることを確認するために、測定の不確かさが評価できるよう必要な知見を広く集め、評価手法を構築するとともに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態、溶出速度等の定量評価に関する実験データを取得する。

３．知見の活用先

令和１０年度末までに得られた成果については知見として取りまとめて以下のように活用される。

（１）クリアランスの確認

新規クリアランス対象物にクリアランス制度を適用する場合のクリアランスの確認に活用する。
対象となる規制活動等：放射能濃度確認規則第 2 条（放射能濃度の基準）に基づく確認並びに第 6 条（測定及び評価の方法の認可の基準）及び放射能濃度確認審査基準に基づく審査

（２）廃棄体等の安全性確認

事業（変更）許可申請の審査及び WAC に係る保安規定（変更）認可申請の審査に関する技術基盤並びに原子力規制検査のうち廃棄物確認に関する技術基盤に活用する。
対象となる規制活動等：第二種埋設規則第 8 条（放射性廃棄物等の技術上の基準）に基づく確認並びに第 20 条第 1 項第 14 号（保安規定）及び第二種廃棄物埋設事業に係る廃棄物埋設施設における保安規定の審査基準（原管廃発第 1311278 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））に基づく審査

（３）廃止措置におけるエンドステート

廃止措置の終了に係る審査に活用する。
対象となる規制活動等：実用発電用原子炉の場合、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 34 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 8 項及び終了確認ガイドに基づく審査

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法

クリアランスの確認、廃棄物等の安全性の確認及び廃止措置活動おける審査に技術的に資するために必要な技術基盤の構築・維持に活用する。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

（１）クリアランスの確認【分類②】

共同研究により、クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状等が従来と異なる場合のうち粉砕処理等を実施しない大型のコンクリート遮蔽材等の場合及び元素の異なる物質の混合物の場合並びに主要測定核種として従来の Co-60, Cs-137 以外の核種が選定された場合においても、放射能濃度の値を不確かさとともに信頼性を確保して定量的に導出する方法について、実験的手法も交えて知見を蓄積する。また、規制庁実施研究により、クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状等が従来と異なる場合のうち溶融処理を行った後に測定を行う場合に放射能濃度の値を不確かさとともに信頼性を確保して定量的に導出する方法について調査し、知見を蓄積する。あわせて、規制庁実施研究により、国内外の低濃度放射能測定技術及び計量・校正制度の運用・開発動向及び国際的なクリアランスに関する規制動向に関連した技術の調査を行い、事業者が将来にわたって採用する可能性のある放射線測定・評価手段における定量評価の妥当性を合理的に確認するための手段の開発、バックデータの整備を進める。

（２）廃棄体等の安全性確認【分類②】

これまでに処分実績がない新たな性状の廃棄体及び廃棄物について、想定される性状を模擬した解析モデルを作成し、解析計算にて放射能濃度評価上の課題とその評価精度を整理する。評価精度については、必要に応じて実証試験による検証を実施する。また、主に中深度処分における放射能濃度の評価を対象として、令和 3 年度から令和 5 年度にかけて技術評価を行った日本原子力学会標準「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法」の理論計算法と同様に放射化計算を活用する場合の具体的課題を整理する。

さらに、ウラン廃棄物及び研究施設等廃棄物を含む廃棄体等に関しては、ウランの崩壊系列を利用する等、廃棄物発生源の特徴を考慮した放射能濃度評価上の課題を調査する。あわせて、廃棄体等への活用が検討されうる種々の固型化材料及び固型化方法について、その特性の調査を行う。

（３）廃止措置におけるエンドステート【分類②】

原子力施設のエンドステートに関する海外での事例及び IAEA での議論を踏まえた国際状況を調査し、技術的な課題を抽出するとともに、エンドステートを達成するために必要な放射能特性評価方法に係る技術的・科学的知見を整理する。また、調査によって得られた放射能特性評価方法に係る技術的課題については、具体的な研究課題を設定する。

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法【分類④】

共同研究により、廃棄物等の被ばく線量評価上重要で、複雑な性状の試料に含まれ、放射線計測では定量が難しい長半減期核種等（α核種、放射化核種等）を対象にそれらの原子数を計測する分析方法に係る最新の研究動向の調査及び実験的研究を実施して、一連の分析プロセスにおける科学的・技術的知見を蓄積する。上記評価手法の一連の分析プロセスにおいて、試料の採取、試料からの対象核種の溶解等の前処理、濃縮、化学分離、質量分析等の各ステップにおける測定の不確かさが評価できるよう、必要な科学的・技術的知見を取得する。分析においては、分析プロセスの各ステップにおける各元素（核種）の化学形態、化学平衡論及び速度論的現象を考慮し、これらに依存するメカニズムを理解することで、多様な試料に対する分析の信頼性の更なる向上を目指すとともに、放射性核種の化学形態、溶出速度等の定量評価に関するデータ取得方法を検討する。

５．成果目標と実施計画

（１）クリアランスの確認【分類②】

今後予想されるクリアランス対象物の多様化に向けて、クリアランス制度を適用する際の放射能濃度の評価手法の信頼性が確保されていることを不確かさの考慮の下で判断する手段を整備することを目標とする。

【Ｒ７年度の実施内容】

ａ．クリアランス対象物の性状に応じた放射能濃度評価の信頼性確保のための手段の検討・構築

クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状が従来と異なる場合のうち、（１）粉砕処理等を実施しない大型のコンクリート遮蔽材等の場合、（２）元素の異なる物質の混合物の場合、（３）溶融し均一化した金属の場合の３通りについて放射能濃度の値を信頼性を確保して評価し、基準値と比較する方法について、文献調査を進めると共に実験及び解析から知見を蓄積するための環境を整備する。主要測定核種として従来の Co-60, Cs-137 以外の核種が選定された場合のうち、銅の放射化による場合及び樹脂類に含まれる塩素の放射化による場合について、放射化等による生成量の評価及びその濃度の確認方法について基礎的なデータの蓄積を行うとともに具体的な評価に必要な環境の立案を行う。これらの環境整備の中で試測定等を通じて得られたデータについては学会発表等を通じて成果の公表を行う。

ｂ．放射能濃度測定の信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築

クリアランス確認のための測定・評価も含めた低濃度放射能測定の信頼性を確認するために必要な測定対象の抽出を行い、その中から代表的な測定対象についての測定体系の立案並びに必要な試験及び解析環境の整備を進める。また、計量・校正制度の運用・開発動向の国内外の調査を行う。

ｃ．国際的な動向調査

クリアランスに関する国際的な動向を調査する。その中で、クリアランスに関する IAEA のガイドである GSG-18(1)の中で明確化された条件付きクリアランスについて、その濃度導出における代表的なシナリオ策定についての調査を行う。

【Ｒ８年度の実施内容】

ａ．クリアランス対象物の性状に応じた放射能濃度評価の信頼性確保のための手段の検討・構築

クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状が従来と異なる場合のうち、（１）粉砕処理等を実施しない大型のコンクリート遮蔽材等の場合、（２）元素の異なる物質の混合物の場合、（３）溶融し均一化した金属の場合の３通りについて放射能濃度の値を信頼性を確保して評価し、基準値と比較する方法について、令和７年度に引き続き文献調査を進めるとともに実験及び解析から知見を蓄積するための環境の整備を行う。主要測定核種として従来の Co-60, Cs-137 以外の核種が選定された場合のうち、銅の放射化による影響及び樹脂類に含まれる塩素の放射化による影響について、放射化等による生成量の評価及びその濃度の確認方法について基礎的なデータの蓄積を行うとともに具体的な評価に必要な環境の整備を行う。これらの環境整備の中で、試測定等を通じて得られたデータについては論文として取りまとめて成果の公表を行う。

ｂ．放射能濃度測定の信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築

クリアランス確認のための測定・評価も含めた低濃度放射能測定の信頼性を確認するために必要な測定対象の抽出を行い、その中から代表的な測定対象についての測定体系の立案並びに必要な試験及び解析環境の整備を行う。これまでの検討から実証試験が必要と判断された測定対象についての測定体系の構築を行う。また、計量・校正制度の運用・開発動向の国内外の調査を行う。

ｃ．国際的な動向調査

クリアランスに関する IAEA のガイドである GSG-18(27)の中で明確化された条件付きクリアランスについて、令和７年度に行った濃度導出における代表的なシナリオ策定結果に沿った濃度を試算すると共に、他に影響の大きなシナリオの抽出を行う。

【Ｒ９年度の実施内容】

ａ．クリアランス対象物の性状に応じた放射能濃度評価の信頼性確保のための手段の検討・構築

クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状が従来と異なる場合のうち、（１）粉砕処理等を実施しない大型のコンクリート遮蔽材等の場合、（２）元素の異なる物質の混合物の場合、（３）溶融し均一化した金属の場合の３通りについて放射能濃度の値を信頼性を確保して評価し、基準値と比較する方法について、令和８年度に引き続き文献調査を進めるとともに構築した試験環境を用いた試験を行い、データを取得する。また、データの取得に伴い追加で必要なことが判明した試験環境の整備を行う。主要測定核種として従来の Co-60, Cs-137 以外の核種が選定された場合のうち、銅の放射化による影響及び樹脂類に含まれる塩素の放射化による影響について、放射化等による生成量の評価及びその濃度の確認方法についてデータの蓄積を行うとともに放射化断面積の推定及びそれに基づく対象物に生成する放射能の評価を行い、その測定手段に関する検討を行う。これらの試験等を通じて得られたデータについては学会発表等を通じて成果の公表を行う。

ｂ．放射能濃度測定の信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築

クリアランス確認のための測定・評価も含めた低濃度放射能測定の信頼性を確認するために必要な測定対象の抽出を行い、その中から代表的な測定対象について構築した測定体系による試験を行う。また、計量・校正制度の運用・開発動向の国内外の調査を行う。試験で得られたデータについては学会発表等を通じて成果の公表を行う。

ｃ．国際的な動向調査

クリアランスに関する IAEA のガイドである GSG-18(27)の中で明確化された条件付きクリアランスについて、令和８年度に行った濃度導出における複数のシナリオ策定結果に沿った濃度を試算する。過年度の実施内容も含め、特にシナリオ選定の点を中心に学会発表等を通じた成果の公表を行う。

【Ｒ１０年度の実施内容】

ａ．クリアランス対象物の性状に応じた放射能濃度評価の信頼性確保のための手段の検討・構築

クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状が従来と異なる場合のうち、（１）粉砕処理等を実施しない大型のコンクリート遮蔽材等の場合、（２）元素の異なる物質の混合物の場合、（３）溶融し均一化した金属の場合の３通りについて放射能濃度の値を信頼性を確保して評価し、基準値と比較する方法について、これまでの文献調査結果及び試験結果を取りまとめるとともに、必要な追加試験を実施し、知見として取りまとめる。主要測定核種として従来の Co-60,

Cs-137 以外の核種が選定された場合のうち、銅の放射化による影響及び樹脂類に含まれる塩素の放射化による影響について、放射化等による生成量の推定及びその濃度の確認方法についての結果から、濃度の確認方法について取りまとめる。これらの取りまとめた結果については論文として取りまとめて成果の公表を行う。

ｂ．放射能濃度測定の信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築

クリアランス確認のための測定・評価も含めた低濃度放射能測定の信頼性を確認するためにこれまでに抽出した測定対象の試験結果を取りまとめ、その過程で必要な追加試験を実施する。また、計量・校正制度の運用・開発動向の国内外の調査の結果の取りまとめを行う。試験で得られたデータについては論文として取りまとめて成果の公表を行う。

ｃ．国際的な動向調査

クリアランスに関する IAEA のガイドである GSG-18(27)の中で明確化された条件付きクリアランスについて、過年度のシナリオ策定、濃度導出の結果を取りまとめ、既に条件付きクリアランスが運用されている国及び国際学会や IAEA のシンポジウム等で示された値との比較・評価を行い、条件付きクリアランスの考え方を取りまとめる。過年度の実施内容も含め、論文として取りまとめ成果の公表を行う。

（２）廃棄体等の安全性確認【分類②】

今後発生が予想される新たな性状の廃棄体等に対応するため、廃棄物確認及び WAC に係る保安規定（変更）認可申請の審査における放射能濃度評価に係る科学的・技術的知見を整理することを目標とする。

【Ｒ７年度の実施内容】

・今後使用が想定される新たな形状の容器及び廃棄物について、想定される廃棄体等を模擬した解析モデルを作成し、解析計算にて放射能濃度評価上の課題を抽出する。得られた成果については、学会発表等を通じた成果の公表を行う。
・中深度処分対象廃棄物を主な対象として、放射化計算による放射能濃度評価に係る具体的課題を調査する。また、ウラン廃棄物及び研究施設等廃棄物に含まれる核種のうち、測定評価上留意すべき事項が発生しうるウラン等について、放射能濃度評価上の課題を調査する。
・廃棄体等への活用が想定される種々の固型化材料及び固型化方法について、その特性の調査を行う。

【Ｒ８年度の実施内容】

・廃棄体等を模擬した解析モデルを用いて引き続き解析計算を実施し、放射能濃度評価上の課題を抽出する。抽出した課題それぞれについて、解析計算でのパラメータサーベイを実施し、必要に応じて実証試験に向けた試験計画を策定する。解析計算で得られた成果については、学会発表等を通じた成果の公表を行う。
・引き続き放射化計算による放射能濃度評価に係る具体的課題を調査する。ウラン等の放射能濃度評価上の課題についても、引き続き調査を実施する。
・引き続き、廃棄体等への活用が想定される種々の固型化材料及び固型化方法について、その特性及び適用事例の調査を行う。

【Ｒ９年度の実施内容】

・抽出した課題について、引き続き解析計算でのパラメータサーベイを実施し、その評価精度を求める。必要に応じて実証試験を行う。得られた成果については、学会発表等を通じた成果の公表を行う。
・放射化計算による放射能濃度評価に係る具体的課題について、課題の影響度を整理する。また、ウラン等の放射能濃度評価上の課題について、調査結果を踏まえた課題の整理を行う。
・廃棄体等への活用が想定される種々の固型化材料及び固型化方法について、調査結果を踏まえた課題の整理を行う。

【Ｒ１０年度の実施内容】

・過年度までに実施した解析計算の結果及び必要に応じて実施した実証試験結果から、放射能濃度評価に影響を及ぼす課題とその評価精度を処分形態ごとに整理し結果を取りまとめる。得られた成果については、論文等による成果の公表を行う。
・廃棄体等の放射能濃度評価において、放射化計算を活用する場合の課題の影響度を整理し取りまとめる。また、ウラン等の放射能濃度評価上の課題についても、その影響度を整理し取りまとめる。
・廃棄体等への活用が想定される種々の固型化材料及び固型化方法について、それぞれの課題と廃棄体等への適用時の留意点を取りまとめる。

（３）廃止措置におけるエンドステート【分類②】

原子力施設のエンドステートに関する海外での事例及び IAEA での議論を踏まえた国際状況を調査し、技術的な課題を抽出するとともに、エンドステートを達成するために必要な放射能特性評価方法に係る技術的・科学的知見を整理することを目標とする。

【Ｒ７年度の実施内容】

・諸外国における廃止措置におけるエンドステートに関する最新動向について調査する。

【Ｒ８年度の実施内容】
・Ｒ７年度に引き続き、諸外国におけるエンドステートに関する最新動向について調査するとともに、放射能特性評価方法に関する技術的事項の調査を行う。その結果を受け、今後の調査項目について取りまとめる。

【Ｒ９年度の実施内容】
・エンドステートを達成するために必要な事項を取りまとめるとともに、Ｒ８年度に抽出された放射能特性評価に関する技術的課題に対する具体的な研究課題を設定するための文献等の調査を実施する。

【Ｒ１０年度の実施内容】
・廃止措置におけるエンドステートを達成するための海外事例及び国際機関での議論を取りまとめるとともに、放射能特性評価に関する技術的課題に対する具体的な研究課題を設定し、必要に応じて次期研究計画に反映する。

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法【分類④】
　性状が様々な廃棄物等の試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析について、複雑な多段階処理等を考慮しても、十分な信頼性が確保された結果であることを確認するために、測定の不確かさが評価できるよう必要な知見を広く集め、評価手法を構築するとともに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態、溶出速度等の定量評価に関する実験データを取得することを目標とする。
【Ｒ７年度の実施内容】
・無機化学分析等、先行する分野における測定の不確かさ評価手法を調査し、知見及び評価技術を蓄積した結果を用い、長半減期放射性核種測定に適用できる測定の不確かさ評価手法を整理する。また、長半減期放射性核種測定に関わる測定の不確かさ評価の海外事例を調査し、最新動向を把握する。
・性状の異なる放射性核種含有廃棄物に含まれる放射性核種の化学形態、化学平衡論及び速度論的現象を理解するための分析手法を調査し、最新動向を把握するとともに、研究対象とする実験系を設定する。
・得られた成果については、学会発表を通じた成果の公表を行う。

【Ｒ８年度の実施内容】
・長半減期放射性核種測定に適用できる測定の不確かさ評価手法を整理した結果を実測定に試行的に適用し、手法の妥当性を評価する。
・性状の異なる試料に含有する放射性核種の化学形態を分析するための実験的検討を試行的に行い、その定量評価に関するデータ取得方法を検討する。
・得られた成果については、学会発表及び論文投稿を通じた成果の公表を行う。

【Ｒ９年度の実施内容】
・長半減期放射性核種測定に試行的に適用した測定の不確かさ評価手法に必要な改善を加え、複数の核種に適用し、そのフィードバックにより実用化を図り、その達成状況を公表する。これまでに得られた成果を踏まえた新たな研究課題を設定し３年間の共同研究を企画する。
・性状の異なる放射性核種含有廃棄物に含まれる放射性核種の化学形態、化学平衡論及び速度論的現象を理解するための実験的検討を実施し、その達成状況を公表する。これまでに得られた成果を踏まえた新たな研究課題を設定し、３年間の共同研究を企画する。
・得られた成果については、学会発表及び論文投稿を通じた成果の公表を行う。

【Ｒ１０年度の実施内容】
・長半減期放射性核種測定に関わる測定の不確かさ評価及び放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法について、前年度までに計画した共同研究計画に基づき共同研究を開始する。
・得られた成果については、学会発表及び論文投稿を通じた成果の公表を行う。

行程表

	Ｒ７年度	Ｒ８年度	Ｒ９年度	Ｒ１０年度
（１）クリアランスの確認	新規クリアランス対象物のクリアランス測定法の認可申請の審査支援（得られた知見を適宜反映）			
	a. クリアランス対象物の性状に応じた放射能濃度評価の信頼性確保のための手段の検討・構築			
	▽学会発表	▽論文投稿	▽学会発表	▽論文投稿
	・文献調査 ・実験・解析環境の整備 ・基礎的なデータの蓄積	・文献調査 ・実験・解析環境の整備 ・基礎的なデータの蓄積	・実験・解析の実施 ・放射化断面積の評価	・実験・解析結果の取りまとめ、追加実験・解析 ・放射化物の濃度確認方法とりまとめ
	b. 放射能濃度測定の信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築			
			▽学会発表	▽論文投稿
	・測定体系の立案並びに必要な試験及び解析環境の整備 ・計量・校正制度の運用・開発動向の国内外調査	・測定体系の立案並びに必要な試験及び解析環境の整備 ・計量・校正制度の運用・開発動向の国内外調査	・構築した測定体系による試験実施 ・計量・校正制度の運用・開発動向の国内外調査	・実験・解析結果の取りまとめ、追加実験・解析 ・調査結果の取りまとめ
	c. クリアランスに関する国際動向調査			
			▽学会発表	▽論文投稿
	・条件付きクリアランスシナリオ策定方法調査 ・国際動向全般調査	・条件付きクリアランス代表シナリオに対する濃度試算 ・国際動向全般調査	・条件付きクリアランス複数シナリオに対する濃度試算 ・国際動向全般調査	・条件付きクリアランスの濃度を含めた結果取りまとめ、諸外国との比較）
（２）廃棄体等の安全性確認	保安規定（変更）認可申請の審査並びに廃棄物確認の技術基盤（得られた知見を適宜反映）			
	学会発表▽	▽学会発表	▽学会発表	▽論文投稿
	解析モデルの作成 解析計算の実施	放射能濃度評価上の課題抽出	評価精度の導出	評価精度の導出 放射能濃度評価に影響を及ぼす課題とその評価精度を処分形態ごとに整理
	放射化計算による放射能濃度評価の具体的課題の調査 ウラン廃棄物、研究施設等廃棄物の放射能濃度評価上の課題の調査	放射化計算による放射能濃度評価の具体的課題の調査 ウラン廃棄物、研究施設等廃棄物の放射能濃度評価上の課題の調査	放射化計算による課題の影響度を整理 ウラン廃棄物、研究施設等廃棄物の放射能濃度評価上の課題の整理	放射化計算による課題の影響度を整理 ウラン廃棄物、研究施設等廃棄物の放射能濃度評価上の課題の影響度を整理
	種々の固型化材料及び固型化方法の特性調査	種々の固型化材料、固型化方法の特性及び適用事例の調査	種々の固型化材料及び固型化方法の調査結果を踏まえた課題の整理	種々の固型化材料及び固型化方法について、それぞれの課題と廃棄体等への適用時の留意点の整理
（３）廃止措置におけるエンドステート	・諸外国における廃止措置におけるエンドステートに関する最新動向調査	・廃止措置におけるエンドステートに関する放射能特性評価方法に関する技術的事項の調査 ▽今後の調査項目の取りまとめ	・放射能特性評価に関する技術的課題に対する具体的な研究課題を設定するための文献等の調査	・エンドステートを達成するために必要な事項を取りまとめ ・放射能特性評価に関する技術的課題に対する具体的な研究課題を設定
				↓
				次期研究計画に反映

（４）放射性核種含有廃棄物等の特性評価方法	▽学会発表 ・実験装置導入・整備 ・測定の不確かさ評価手法及び最新の分析方法の調査	▽学会発表▽論文投稿 ・実験装置導入・整備 ・測定の不確かさ評価手法検討 ・放射性核種の化学形態分析方法検討	▽学会発表▽論文投稿 ・実験装置導入・整備 ・測定の不確かさ評価手法の改善 ・放射性核種の化学形態、化学平衡論及び速度論的現象を理解するための実験的検討	▽学会発表▽論文投稿 ・試験検討結果取りまとめ ▼ クリアランスの確認、廃棄物等の安全性の確認並びに廃止措置活動おける審査に必要な技術基盤

６．実施体制

【放射線・廃棄物研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者には〇を記載）】

〇澁谷　憲悟　　上席技術研究調査官（実施項目（１）、（４）関係）
〇柚木　彰　　主任技術研究調査官（実施項目（１）関係）
　高橋　宏明　　主任技術研究調査官
〇青木　広臣　　主任技術研究調査官（実施項目（３）関係）
〇佐藤　由子　　主任技術研究調査官（実施項目（２）関係）
　森泉　純　　主任技術研究調査官
　吉居　大樹　　副主任技術研究調査官
　深井　惠　　副主任技術研究調査官
　伊豆本　幸恵　副主任技術研究調査官
　井上　亮　　副主任技術研究調査官
　古田　美憲　　副主任技術研究調査官
　山本　康太　　技術研究調査官
　仲宗根　峻也　技術研究調査官
　米永　裕敬　　技術研究調査官
　酒井　宏隆　　安全技術管理官
　川﨑　智　　技術参与

【委託研究先】
なし

【共同研究先】
実施項目（１）
国立研究開発法人産業技術総合研究所（R7 年度～R9 年度）
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R7 年度～R9 年度）
学校法人五島育英会東京都市大学（R7 年度～R9 年度）

実施項目（４）
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R7 年度～R9 年度）
国立大学法人東京大学（R7 年度～R9 年度）
国立大学法人東京科学大学（R7 年度～R9 年度）
国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構（R7 年度～R9 年度）
国立大学法人京都大学（R7 年度～R9 年度）
学校法人学習院学習院大学（R7 年度～R9 年度）
国立研究開発法人産業技術総合研究所（R7 年度～R9 年度）

７．備考

なし

参考文献

(1)　IAEA General Safety Guide No. GSG-18　Application of the Concept of Clearance, 令和 5 年 11 月
(2)　吉居 大樹, 川﨑 智, γ 線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関する検討, 日本原子力学会 2016 年春の年会 1A09, 平成 28 年 3 月
(3)　仲神 元順, 三村 隆士, 川合 健太, 渡邉 将人, 浜岡 1・2 号機 解体撤去物を対象としたクリアランス測定評価手法の開発（1）全体概要と二次的汚染の測定評価, 日本原子力学会 2019 年秋の大会 2C20, 令和元年 9 月
(4)　酒井 宏隆, 吉居 大樹, 川﨑 智, 低濃度放射能測定における ISO 11929 に従った測定の不確かさと特性値の導

出, RADIOISOTOPES 68(9) 659 - 673 令和元年 9 月
(5) 酒井 宏隆, 吉居 大樹, 川﨑 智, 放射能分布の逆問題解法でのモンテカルロ法による測定の不確かさ評価, Radiation Detectors and Their Uses, Proceedings of the 33rd Workshop on Radiation Detectors and Their Uses (2019-4) 24 - 32, 令和元年 12 月
(6) Sakai, H., Yoshii, T., Takasaki, F., Kawarabayashi, J., Evaluation of the detection limit count for the energy spectrum of CZT detector, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 169, 109569, 令和 2 年 12 月
(7) Sakai, H., Yoshii, T., Kawasaki, S., Derivation of uncertainty propagation for clearance measurement, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 170, 109630, 令和 3 年 2 月
(8) Sakai, H., Uncertainty treatment for clearance measurement, News from ETSON and its members, 令和 4 年 9 月 (URL: https://www.etson.eu/node/296, 最終アクセス日: 令和 5 年 4 月 10 日)
(9) Sakai, H., Yoshii, T., Yunoki, A., Evaluation of the probability distribution of radioactivity estimated by inverse problem solution using Monte Carlo Method, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 187, 110338, 令和 4 年 6 月
(10) 柚木 彰, 仲宗根 峻也, 吉居 大樹, 酒井 宏隆, 放射能測定における特性限界（ISO 11929）について, 第 84 回応用物理学会秋季学術講演会 令和 5 年 9 月
(11) 吉居 大樹, 酒井 宏隆, 川﨑 智, PCB 使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討, 日本原子力学会 2019 年秋の大会 2N05, 令和元年 9 月
(12) 吉居 大樹, 酒井 宏隆, 田川 裕晶, 河原林 順, 収納容器内に偏在したクリアランス対象物の放射能評価に関する検討, 日本原子力学会 2021 年春の年会 2D15, 令和 3 年 3 月
(13) Yoshii, T., Sakai, H., Tagawa, H., Kawarabayashi, J., Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactivity evaluation, Annals of Nuclear Energy Vol.177 109313-109313 令和 4 年 7 月
(14) Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., Fundamental Study on the Radioactivity Evaluation of Control Panels, Proceedings of the 12th International Symposium on Release of Radioactive Materials from Regulatory Control, 令和 4 年 10 月
(15) 仲宗根 峻也, 吉居 大樹, 澁谷 憲悟, 酒井 宏隆, 藤原 健, 河原林 順, 新規クリアランス対象物を想定した X 線 CT の画像再構成条件に関する検討, 日本原子力学会 2023 年春の年会 3D03, 令和 5 年 3 月
(16) 澁谷 憲悟, 仲宗根 峻也, 吉居 大樹, 酒井 宏隆, 藤原 健, 河原林 順, CdTe 検出器を用いた X 線 CT 撮像におけるエネルギーしきい値を利用した金属元素の弁別, 第 60 回アイソトープ・放射線研究発表会 令和 5 年 7 月
(17) Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., Influence of conversion factors on the radioactivity evaluation of clearance objects consisting of several materials, Applied Radiation and Isotopes Vol. 200 110984-110984 令和 5 年 8 月
(18) 甲斐 倫明, 山田 崇裕, 橋本 周, 山本 正史, 山田 憲和, 酒井 宏隆, 荻野 晴之, 米原 英典, 服部 隆利, 山口 一郎, 佐々木 道也, 日本保健物理学会 2021 年度企画シンポジウム国際対応委員会セッション「IAEA DS499（免除）及び DS500（クリアランス）の動向と論点―総合討論, 保健物理, 56 巻 3 号, pp.156-159, 令和 3 年 10 月
(19) 佐藤 由子, 古田 美憲, 川﨑 智, 現実的な廃棄物封入モデルを用いた放射能濃度評価に係る検討, 第 58 回アイソトープ・放射線研究発表会 2406-06-01, 令和 3 年 7 月
(20) 中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順(AESJ-SC-F015:2019), 令和元年 8 月
(21) 日本原子力学会「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順(AESJ-SC-F015:2019)」に関する技術評価書,令和 6 年 2 月, 中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法に係る日本原子力学会標準の技術評価に関する検討チーム
(22) Takahashi, H., Izumoto, Y., Matsuyama, T., Yoshii, H., "Trace determination of uranium preconcentrated using graphene oxide by total reflection X-ray fluorescence spectrometry", X-Ray Spectrometry, Vol.48, No.5, pp.366-374, 平成 31 年 3 月
(23) Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., “In situ isotopic analysis of uranium using a new data acquisition protocol for 10^{13} ohm Faraday amplifiers”, Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 36, pp. 668-675, 令和 3 年 2 月
(24) Takahashi, H., Park, K.C., Nomura, M., Shibahara, H., Miura, H., Ohishi, Y., Yuki, M., Tsukahara, T., “Influence of extraction process on Cs isotope ratios for Fukushima Daiichi nuclear power plant accident contaminated soil”, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 329, pp. 327-336, 令和 3 年 6 月
(25) 深井 惠, 高橋 宏明, ICP 質量分析計を用いたテクネチウム 99 の測定に係る検討, 日本分析化学会第 70 回年会 P3120, 令和 3 年 9 月
(26) Yamashita, S., Yamamoto, K., Takahashi, H., Hirata, T., “Size and isotopic ratio measurements of individual nanoparticles by a continuous ion-monitoring method using Faraday detectors equipped on a multi-collector-ICP-mass spectrometer”, Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 37, pp. 178-184, 令和 4 年 1 月
(27) Yoshii, H., Takamura, K., Uwatoko, T., Takahashi, H., Sakai, Y., “Screening of uranium contamination

on waste surfaces using X-ray fluorescence analysis”, Spectrochimica Acta Part B: Atomic Spectroscopy, Vol. 189, 106368, 令和４年３月

(28) Yoshii, H., Uwatoko, T., Takahashi, H., Sakai, Y., “Determination of trace levels of uranium in waste solutions by energy dispersive X-ray fluorescence following adsorption on graphene oxide”, X-Ray Spectrometry, Vol. 51, Issue 5-6, pp. 454-463, 令和４年８月

(29) 栗原 かのこ, 堀越 洸, 中里 雅樹, 高橋 宏明, 平田 岳史, 飛行時間型 ICP-MS による微粒子の個別分析法の開発, 分析化学, 71 巻 4.5 号, p. 277-282, 令和４年４月

(30) Nomura, M., Park, K. C., Takahashi, H., Tsukahara, T., “Comparative evaluation of uranium isotope ratios by peak-jumping and static multi-collector measurements in thermal ionization mass spectrometry”, International Journal of Mass Spectrometry, Vol. 503, 117277, 2024. doi:10.1016/j.ijms.2024.117277

(31) Yamamoto, K., Ohno, T., Kitamura, G., Takahashi, H., Hirata., T. “Deciphering the uranium isotopic signature of coastal water and sediments from Tokyo Bay using a multi-collector inductively coupled plasma mass spectrometer”, Environmental Technology & Innovation, Vol 36, 103761, 2024. doi:10.1016/j.eti.2024.103761

研究計画

プロジェクト名称	19. 放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究		
実施期間	令和４年度　～　令和８年度	担当部署	技術基盤グループ　放射線・廃棄物研究部門
		担当責任者	森泉　純　　主任技術研究調査官
カテゴリー・研究分野	【 原子力災害対策･放射線防護等 】 0) 放射線防護	主担当者	森泉　純　　主任技術研究調査官 荻野　晴之　技術計画専門職

１．背景

規制課題

原子力規制委員会･原子力規制庁に対して平成 28 年に行われた国際原子力機関(IAEA)による総合規制評価サービス(IRRS)において、放射性同位元素に係る規制の再構築、一層の資源配分を行う必要性が指摘された。これを踏まえ、平成 29 年度から提案型公募による研究事業の「放射線安全規制研究戦略的推進事業」を開始し、これまで放射線障害防止に係る規制及び放射線防護措置の改善に資する調査研究を体系的・効率的に推進してきた。同事業において放射線防護に関する知見を一定程度蓄積できたことから、令和 4 年度以降は、国内外で実施されている研究を踏まえ、主体的に研究を推進し、安全規制における放射線防護分野の知見を更に蓄積する必要があるとされた。令和 4 年度から技術基盤グループ放射線・廃棄物研究部門において放射線防護研究を実施することとなった。

放射線防護の科学は、被ばくにより人体に与えられる線量と、被ばくによってもたらされる健康影響・健康リスクの関連付けに基づく。従って放射線の安全規制においては、現在の科学的水準及び国際動向を踏まえ、線量の評価と、健康影響・健康リスクの評価に関する精度の向上に継続的に取り組み、得られた知見を放射線規制関連法令等や原子力災害対策指針等に適切に反映させることが重要である。このような観点から本プロジェクトにおいては、

実施項目(1)　線量評価に関する研究として、ICRP（国際放射線防護委員会）2007 年勧告の国内法令等への取入れ等において必要とされる内部被ばく線量評価コードの開発

実施項目(2)　放射線健康リスクの評価に関する研究として、緊急時における放射線防護措置判断に必要とされる、防護措置の対象集団のリスクの精緻な評価を行うための放射線健康リスク評価コードの開発

を行う。各コード開発が求められる背景は以下のとおりである。

(1)線量評価コードの開発

国内の放射線規制においては、被ばく評価法に係る技術的基準が告示「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」（以下「RI 数量告示」という。）（放射性同位元素等の規制に関する法律）及び線量限度に関する告示（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律）等により与えられている。これらはいずれも ICRP の 1990 年勧告に準拠する刊行物の線量係数や線量換算係数を基本としている。そのため、2007 年勧告を国内法令等へ取り入れる場合、RI 数量告示を改正する必要が生じる。また、放射線審議会による放射線安全規制の斉一化の議論を通じ、これらの法令の規定に沿うように、各省庁所管の法令が整備されている。

RI 数量告示等に掲載される実効線量係数は、摂取した放射性核種の単位放射能あたりの実効線量である。放射性核種ごとにあらかじめ実効線量係数を評価、準備しておくことで、体内に摂取する核種の放射能を評価し実効線量係数を乗ずることで、実効線量を平易に算出可能となり、放射線防護の現場では放射線作業者の線量管理に活用できる。公衆の放射線防護では、公衆の被ばくが線量限度を超えないための排気・排水中放射性核種濃度の導出に用いられる。

現在、ICRP の最新の主勧告である 2007 年勧告を国内法令等へ取り入れるための審議が放射線審議会において進められている。ICRP の勧告は、それまでに得られた最新の科学的知見に基づく放射線の健康影響の評価や適正な放射線防護の体系と原則を提示する。多くの国々が ICRP の勧告を各々の放射線安全規制の参考とし、IAEA 等の国際機関が安全規制の国際的な技術的基準を策定する際にも参考としている。2007 年勧告の国内法令等への取り入れにあたっては「線量評価に係る技術的基準の改正及び関連する技術指針」の改正の審議並びに「RI 数量告示」及び「線量限度に関する告示」の改正が必至であり、これを円滑に進めるためには、線量の評価法に係る技術的基準の改訂が必要である。

第 141 回放射線審議会総会（平成 30 年 6 月 22 日）では放射線安全規制研究戦略的推進事業を通じた ICRP 刊行物の検証等を進めることとし、第 156 回放射線審議会総会（令和 4 年 7 月 11 日）では公衆被ばくに関する刊行物の刊行状況を考慮の上、放射線審議会において取り入れに係る進め方の議論を始めるために必要となる情報の整理を行うとしている。

(2)放射線健康リスク評価コードの開発

被ばくに対する健康リスクを定量化した「リスク係数」は防護基準の根拠として用いられる。リスク係数は単位線量に対するがんの罹患（またはがんによる死亡）確率の増分を、集団全体に対する平均的な値として計算したものである。

一般環境への放射性核種の放出を伴う原子力緊急事態における防護措置である、避難や食物摂取制限等の対応の実施判断の基準として OIL（運用上の介入レベル）が、放射線による健康リスクに鑑みて設定されている。上述のようにリスク係数

は、職業人あるいは公衆全体に対する平均的な値として計算される。しかし、放射線発がんのリスクは実際には性別・年齢・生活習慣因子（喫煙等）によって大きく変化する。このため、小児や妊婦、高齢者等の、あらかじめ策定する緊急時対応において、よりきめ細やかな最適化が必要とされ得る特定の集団に対し、当該集団の属性に基づく精緻なリスク推定に基づく防護措置の必要性への関心が高まりつつある。

以上の必要性に根差す本プロジェクトの研究は、安全研究の分類①③④に該当する。

技術課題

(1)線量評価コードの開発

ICRP の 2007 年勧告では、放射線加重係数及び組織加重係数並びに放射性核種ごとの体内動態モデルが見直されるとともに、医学診断画像に基づく精緻な標準ファントムが導入された。これらを踏まえ、ICRP から順次、内部被ばく実効線量係数（放射性核種の単位放射能摂取あたりの実効線量）の計算結果等が刊行物として発表されている。現時点までに放射線作業者の実効線量係数に係る刊行物“Occupational Intakes of Radionuclides”（以下「OIR」という）Part 5 の刊行が完了し、一般公衆の実効線量係数に係る刊行物“Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public”（以下「EIR」という）が順次発刊されている。ICRP の勧告を参考とし、法令への取り入れ方を検討するために、多様な放射性核種の体内取り込み条件に対して実効線量係数を導出し解析・検証する能力を規制機関が備える必要がある。内部被ばく線量評価コードはこのための技術である。加えて、現行の数量告示に掲載されているが 2007 年勧告準拠の刊行物には記載されていない放射性核種の改正数量告示における取り扱い方針等は未整備であるが、内部被ばく線量評価コードはこれらを検討するための知見の蓄積に活用可能である。

また、福島第一原子力発電所事故の経験から、特定の個人あるいは集団に対する内部被ばく線量評価において、内部被ばく線量評価コードにはホールボディカウンター等のモニタリング値に基づく核種の摂取量を推定する機能（核種摂取量推定機能）やモデルのパラメータを柔軟に設定できる機能が望まれている。独自に実効線量係数を導出する技術によって、個々の内部被ばく事故の発生条件に対する内部被ばく線量の評価も可能となる。すなわち、内部被ばく事故等の発生時に、放射性核種の体内残留量や排出量の測定値に基づき、本内部被ばく線量評価コードに実装されている動態モデルを「逆算」することで摂取した放射性核種量を推定可能であり、これから内部被ばくによる線量の算出が可能となる。

(2)放射線健康リスク評価コードの開発

実効線量 100 mSv 程度よりも大きな線量の被ばくを受けた集団について、そうでない集団に比して発がんの割合の有意な増加が認められる。放射線誘発がんは放射線防護が対象とする主たる健康影響である。しかし、発がんの機構は未だ多くが不明であり、放射線が生体内に与えたエネルギー分布から種々のがんの個体レベルでの発生確率を定量的に推測することは可能となっていない。放射線への被ばくに対する発がんの確率（リスク）の定量化は、様々な被ばく集団に関するがん罹患者数・死亡者数の疫学研究の成果に基づかざるを得ない。

放射線疫学研究において、その成果は線量に対するがんリスクのモデル化とモデルパラメータの数値として定量化される。上述のように、「リスク係数」は単位線量に対するがんの罹患（またはがんによる死亡）確率の増分を、集団全体に対する平均的な値として定量化する。現行の放射線防護では、職業人あるいは公衆全体という 2 つの属性のみに対して、それぞれの平均的な値として計算されたリスク係数に基づいている。しかし、臓器・組織の部位、放射線の線種・エネルギーによって発がんの感受性は様々であり、個々人の体質、生活習慣および居住する環境にも影響を受けるため、定量化されたがんリスクも不確かさは未だ大きい。特に、国ごとに系統的な偏りが生じ得ることは、他国の集団に関する疫学研究の成果をそのまま自国民に適用できない事情を発生する。

特定集団への放射線の健康リスク評価を可能とするために、最新の放射線疫学調査に関する知見及び日本の保健統計・がん統計を踏まえた、様々な条件に対して放射線発がんリスクを計算評価するコードの開発が強く望まれている。このような問題意識の下、原子力規制庁では令和 4 年度から安全プロジェクト研究「放射線防護のための線量及び健康リスク評価の制度向上に関する研究」を開始した。

研究課題

(1)線量評価コードの開発

実効線量係数は、摂取後に時間的に変化する体内での放射性核種の分布を再現し、これらを線源として各臓器・組織に与えられる放射線のエネルギーの積算値を算出することで決定される。この算出過程は核種の体内動態（吸収・代謝・保持・排出）モデル、人体の立体的な構成・組成モデル（ファントム）、放射線の輸送モデルおよび核種の放射壊変データを統合した数値計算と臓器・組織の放射線感受性についての知見の組み合わせである。体内動態は摂取される放射性核種とその化学形態及び摂取の経路ごとに異なり、放射性核種が放出する放射線の線種とエネルギーもまた核種ごとに異なるため、実効線量係数は核種・化学形態・摂取経路ごとに異なる。

実効線量係数や、その導出に必要な放射性核種の体内動態モデル、データ、パラメータは ICRP の刊行物で公表されている一方で、実効線量係数の算出に用いる評価コード自体は非公開である。従って、公表された実効線量係数の検証を行うために、我が国独自の線量評価コードを開発する必要がある。

平成 29 年度から 4 か年、放射線安全規制研究戦略的推進事業において「内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究」

を設定し、内部被ばくによる実効線量係数を算出するコードの整備を開始した。
令和 4 年度は、ICRP の刊行が完結した作業者の内部被ばくに対する実効線量係数、およびその導出のためのモデルとパラメータの線量評価コードへの実装が完了し、ICRP 刊行物に掲載の実効線量係数の数値を再現できることを検証できた。令和 5 年度は線量評価コードの計算過程の詳細な検証作業を進め、刊行済みの 90 元素の核種の摂取条件のすべてについて、線量評価コードの出力結果と ICRP 刊行物に掲載の値が一致することを確認した。令和 6 年度は、ICRP が新たに発刊した刊行物に基づき、一般公衆に関する線量係数の導出に必要な小児の比吸収割合（SAF）を、体の成長に合わせて年齢別に与える機能を線量評価コードに実装した。令和 7 年度は EIR シリーズの第 1 部（Part 1）に収載された核種から選定した主要な核種についてモデルとパラメータを線量評価コードに実装した。

(2)放射線健康リスク評価コードの開発
我が国においては、専ら研究者レベルでリスク計算が行われてきたために、汎用の健康リスク計算コードが整備されておらず、最新知見に基づき不確かさも含めたリスク評価ができていないのが現状である。集団の属性に基づく精緻なリスク推定のために、国内外の最新の放射線疫学調査に関する知見及び日本の保健統計・がん統計を踏まえた、様々な条件に対して放射線発がんリスクを計算・評価する汎用の独自コードの開発が必要である。

令和 4 年度は、最新の疫学研究成果、及び開発する独自リスク評価コードが満たすべき要件の明確化と開発の注意点の抽出の基礎情報とするため、国内外の既存のリスク評価コードの開発目的・用途、評価の前提と適用可能範囲、採用するリスクモデルと健康ベースラインデータ、不確かさの取扱い等に関して調査等を実施した。令和 5 年度は、放射線安全や原子力災害に関する防護に携わる者への聞き取り調査により利用者の詳細なニーズを把握し、我が国として整備すべきリスク評価コードの開発に必要となる概念設計を実施した。令和 6 年度は、概念設計に基づいて、固形がんに対する放射線リスク計算機能の開発を実施した。令和 7 年度は、造血器腫瘍に対する放射線リスク計算機能の開発を実施した。

２．目的

(1)線量評価コードの開発
ICRP2007 年勧告を踏まえた最新の知見に基づき、核種摂取量推定機能を有し、評価対象集団に対する固有のパラメータが設定できる内部被ばく評価コードを開発する。また、ICRP2007 年勧告の国内法令への取入れのために、内部被ばくとともに外部被ばくに係る実効線量係数を整備する。

(2)放射線健康リスク評価コードの開発
最新の放射線がんリスクの知見に基づき、年齢・性別・健康状態などの様々な条件に対して放射線発がんリスクを評価する手法を開発する。

３．知見の活用先

(1)線量評価コードの開発
図 1 に示すように、内部被ばく、及び外部被ばくに係る規制基準の策定、及び万が一の事故時における内部被ばく線量評価に活用する。本研究で整備する内部被ばく線量評価コード等は、現在、放射線審議会にて議論が進められている放射性同位元素等規制法及び原子炉等規制法等への ICRP2007 年勧告の取入れに際し、濃度限度等の数値基準の改正に活用される見込みである。また、原子力災害対応の訓練・研修において、より現実的な内部被ばく評価を踏まえた防護措置の検討のツールとして活用されることが期待される。

(2)放射線健康リスク評価コードの開発
図 2 に示すように、緊急時における放射線防護措置の選択・実施の判断基準を策定する等にあたって定量的な放射線発がんリスク評価を提供する。原子力災害対策の継続的な改善を図る上で、本研究で開発する放射線健康リスク評価コードは、放射線リスクに関する定量的根拠を提供するツールとして活用される見込みであり、これを用いてオフサイト防護戦略の検証及び見直しに資することが期待される。

４．安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。
① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）
④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1)線量評価コードの開発【分類①④】
委託研究により、以下の a.～d.の項目を実施する。内部被ばく線量評価コード開発の概要について図 1 に示す。

a. ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価法の実装と検証

ICRP から順次刊行される内部被ばくの実効線量係数に係る刊行物に示されるモデル、データ、パラメータの、令和 2 年度までに開発した内部被ばく線量評価コードへの実装を検討し、実行する。実効線量係数導出の検証計算を行う。摂取条件と個人モニタリング結果を用いた摂取核種量の推定機能を実装し、検証する。

b. 内部被ばく線量評価に係る規制改正用の基準値の整備

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価に用いる実効線量係数などを与える刊行物、現行の RI 数量告示を参照し、被ばく評価の対象とする核種や化学形・物質等を整理する。1990 年勧告を基本とする現行の RI 数量告示の改正経緯を調査し、様々な年齢群で構成される公衆被ばくのシナリオを検討する。これらの結果に基づき内部被ばく線量評価コードを改良し、濃度限度等の数値基準を導出できる技術基盤を確立するとともに、RI 数量告示の改正に対して基本となる数値基準を整備する。

c. 内部被ばく線量評価コード簡易版の開発

ユーザーの目的や専門知識レベルに応じて機能を制限した内部被ばく線量評価コードのエディションや、様々な環境で使用できるよう計算負荷を低減した簡易版（簡易版等）を、内部被ばく線量の評価・計算を行う専門家の意見、現場のニーズに基づいて整備するとともに公開体制を構築する。

d. ICRP2007 年勧告に基づく外部被ばく線量評価法に係る研究

ICRP2007 年勧告に基づく外部被ばく線量評価に用いる線量換算係数などを与える刊行物、現行の RI 数量告示の改正経緯を調査する。国内における高エネルギー放射線（20 MeV を超える中性子等）を含む施設の放射線管理の状況等を調査し、被ばく評価の対象としている放射線の線質（種類やエネルギー）を整理する。

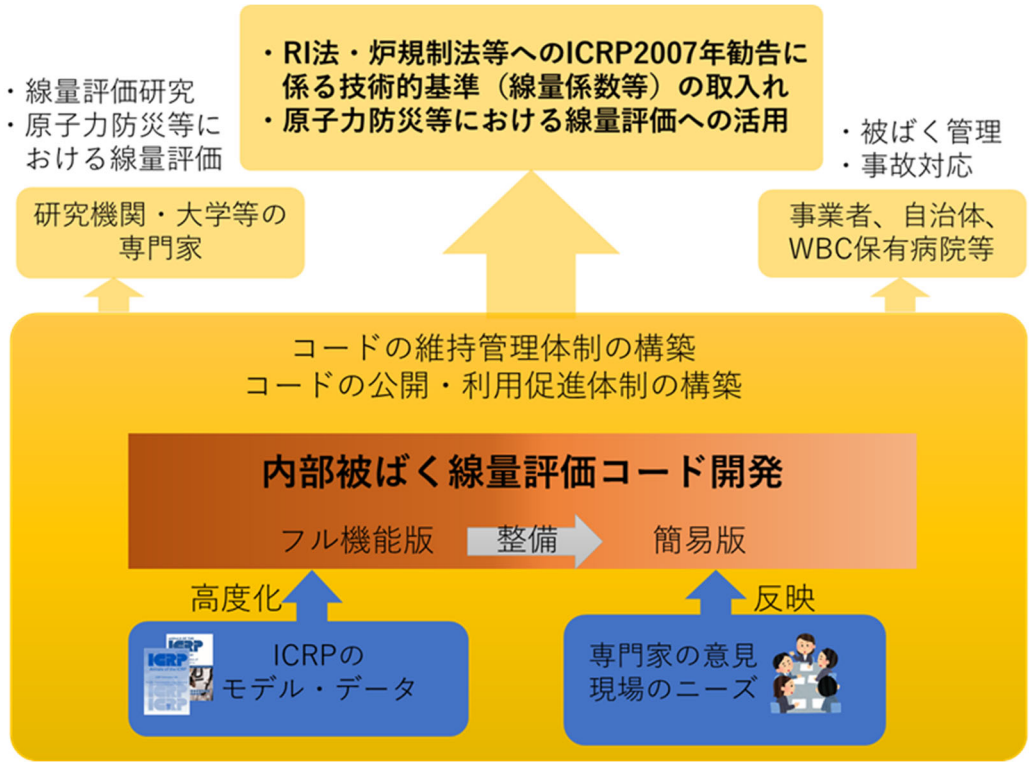


図 1　内部被ばく線量評価コード開発の概要と活用先

(2) 放射線健康リスク評価コードの開発【分類③④】

委託研究により、以下の a. ～d. の項目を実施する。放射線健康リスク評価コード開発の概要について図 2 に示す。

a. 既存のリスク評価コード及び文献の調査

放射線健康リスクを推定する評価コードの開発に先立ち、国内外で開発された放射線健康リスク評価コード及び文献を調査し、リスクモデル、計算の仮定条件、計算指標、ベースラインデータ等について情報を収集する。

b. がんリスク評価コードの設計及び開発

a. で整備した情報を基にして、がんリスク評価コードの概念設計を行う。評価コードの開発においては、がんの種類別にモデルが存在することを考慮し、固形がん及び造血器腫瘍のそれぞれについて検討する。日本における保健統計・がん統計を踏まえがんの自然発生率（ベースラインリスク）や生活習慣に関する情報を、また最新の放射線疫学、放射線生物学及び放射線防護をはじめとする関連分野の知見を調査・分析し、データベースとして整備する。

c. がんリスク評価と不確かさ要因の解明

b. で開発したコードで計算されたがんリスクについて、集団の属性との対応等を評価する。計算されたリスクの不確かさを評価するとともに、不確かさに主に寄与する要因を明らかにする。

d. 健康リスク評価コードへの高度化

上記評価コードのさらなる高度化として、がん以外（白内障、循環器系疾患等）の放射線健康リスク予測等の検討を行う。

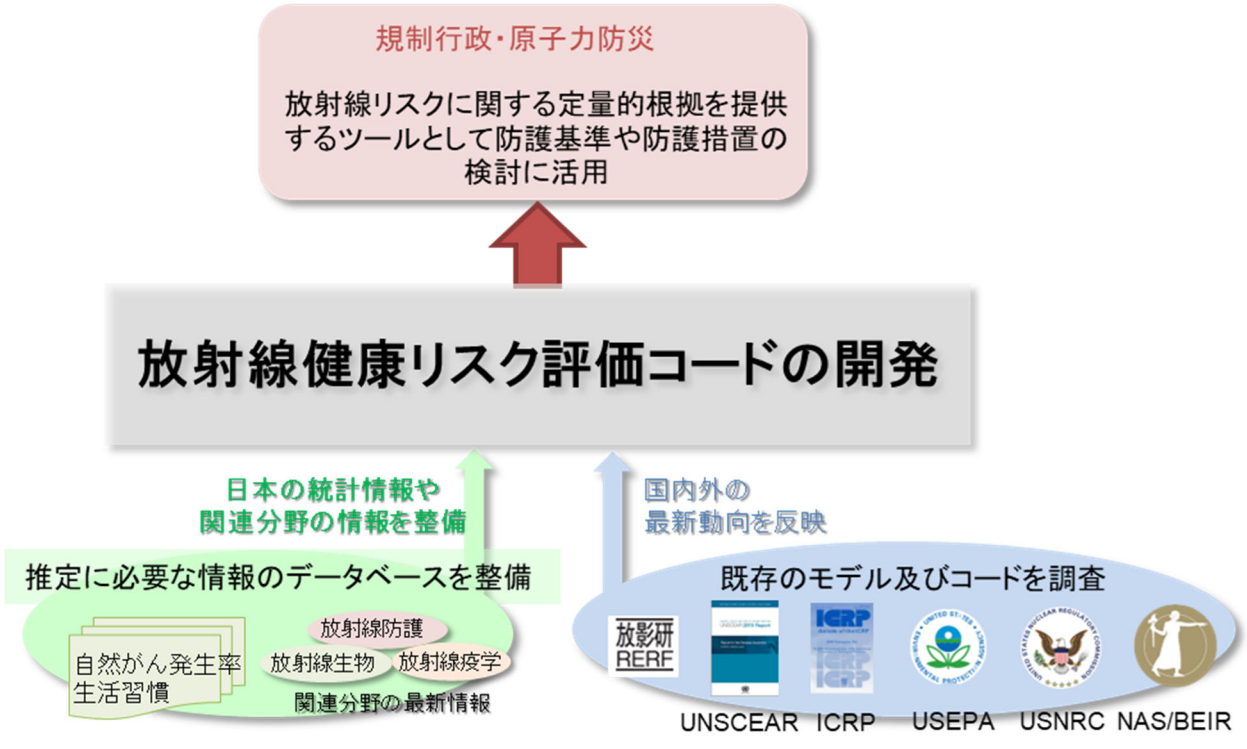


図 2　放射線健康リスク評価コード開発の概要と活用先

５．成果目標と実施計画

(1)線量評価コードの開発

a. ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価法の実装と検証

成果目標：ICRP2007 年勧告に基づく実効線量係数導出法の内部被ばく線量評価コードへの実装と検証計算を行う。

実施計画：逐次発刊される ICRP2007 年勧告に基づく刊行物やそのドラフトに収載される核種の線量評価用モデル・データを調査してコード実装上の課題を整理するとともに、必要となるコードの改良を行い、検証計算を行ってコードの改良・高度化を図る。

【R4 年度】　作業者の被ばくに関する刊行物である OIR Part5 に収載の核種の実効線量係数に対応する。

【R5～8 年度】　公衆の被ばくに関する刊行物である EIR シリーズに対応する。

【R7～8 年度】　内部被ばく線量評価コードの一般公開後のユーザーの理解を支援するマニュアル等の作成に必要な準備を整える。

【R8 年度】　公表された EIR シリーズのモデル・データを内部被ばく線量評価コードに実装して機能を確認し、公表された EIR シリーズの情報について検証する。R9 年度以降のコードの高精度化に必要となる開発項目と方針を取りまとめる。

※ICRP 刊行物の発刊状況により研究スケジュールは影響を受けうる。

b. 内部被ばく線量評価に係る規制改正用の基準値の整備

成果目標：濃度限度等の数値基準を導出できる技術基盤を確立し、RI 数量告示の改正に対して基本となる数値基準をとりまとめる。

実施計画：

【R4 年度】　ICRP2007 年勧告、同勧告に基づく内部被ばく及び外部被ばくの評価法を調査するとともに、1990 年勧告を基本とする現行の RI 数量告示とその改正経緯を調査し、改正後の RI 数量告示に搭載すべきデータを整理する。

【R5 年度】　最新の国際基準を国内法令等へ取り入れた際の放射線管理の現場へのインパクトとして、公衆被ばく防護のための濃度限度の導出シナリオの在り方、高エネルギー放射線施設の管理状況を中心に調査を行い、導出シナリオの検討をはじめとする合理的な管理に向けた取入れのための考え方について検討する。

【R6～7 年度】　検討結果及び放射線審議会の検討状況を踏まえ、内部被ばく防護のための濃度基準値の導出シナリオ、RI 数量告示の別表の改正の基準値を整理する。

【R8 年度】　内部被ばく防護のための濃度基準値の導出シナリオ、RI 数量告示の別表の改正のための基準値のとりまとめに必要な知見を、公開済みの入手可能な情報を元に整備する。

【R4～8 年度】　調査結果について必要に応じて放射線審議会の審議に提供する。規制庁において随時、放射線審議会が必要とする資料及び情報を整理し、委託事業者と調整する。

※ICRP 刊行物の発刊状況により研究スケジュールは影響を受けうる。

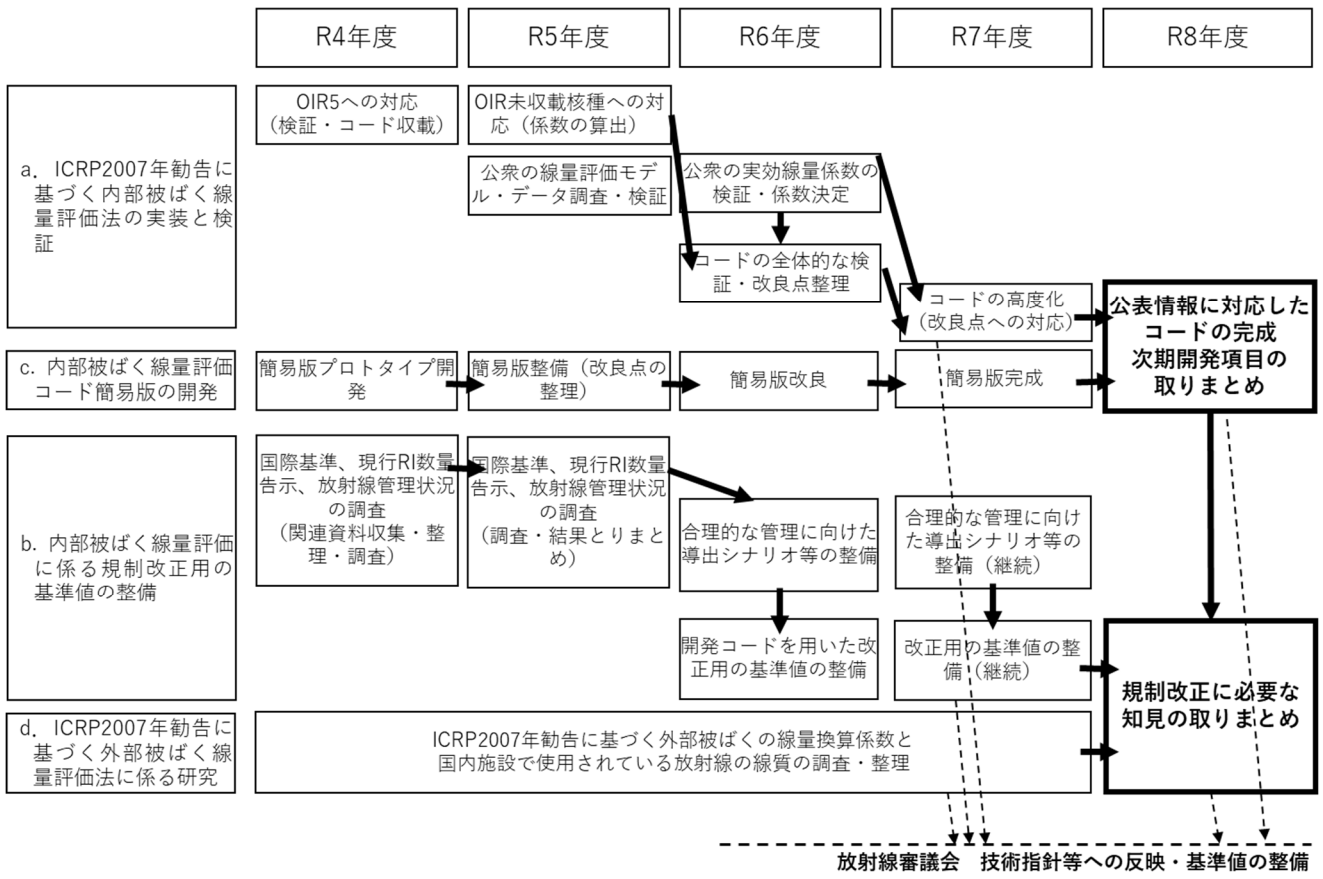
c. 内部被ばく線量評価コード簡易版の開発

成果目標：内部被ばく線量評価コードの簡易版等を開発し公開する。
実施計画：
【R4 年度】　R3 年度までの成果を踏まえ、コード簡易版のプロトタイプを開発する。
【R5～7 年度】　簡易版プロトタイプを国内専門家に試用提供し、改良のための仕様を策定することにより改良を行う(R5～7 年度)。必要なデータを実装して検証を行う。
【R8 年度】　簡易版を公開可能な状態として完成させる。

d. ICRP2007 年勧告に基づく外部被ばく線量評価法に係る研究

成果目標：ICRP2007 年勧告に基づく外部被ばくの線量換算係数と、国内施設で使用されている放射線の線質を整理する。
実施計画：
【R4～8 年度】　ICRP2007 年勧告に基づく外部被ばく線量評価に用いる線量換算係数などを与える刊行物、現行の RI 数量告示の改正経緯を調査する。国内における高エネルギー放射線（20 MeV を超える中性子等）を含む施設の放射線管理の状況等を調査し、被ばく評価の対象としている放射線の線質（種類やエネルギー）を整理する。調査結果については必要に応じて放射線審議会の審議に提供する。

行程表(1)　線量評価コードの開発



(2)放射線健康リスク評価コードの開発

a. 既存のリスク評価コード及び文献の調査

成果目標：　国内外の既存のがんリスク評価コード及び文献を調査し、情報を収集する。
実施計画：
【R4 年度】　国内外の推定コード及び疫学研究の調査として、既存コードの調査及び疫学研究の調査を行う。
・既存コードの調査
国内外で開発された既存のコード及び文献を調査する。リスクモデル、計算の仮定及び計算指標に加え、入力データとして必要なベースラインリスク等の情報を収集する。また、既存のコードの予測精度についても調査し、開発コードに求められる精度について調査を行う。調査結果をもとに既存コードの実用上の課題を明確にするとともに、放射線防護基準の策定、緊急時の防護措置の立案、事故後の評価等、それぞれの目的に応じたリスク評価のあり方について検討する。

・疫学研究の調査
放射線リスク評価に関して、既存の疫学研究を調査する。原爆被ばく者のLSS（Life Span Study）に加え、国内外の放射線業務従事者に関する調査等、最新の研究について広く情報を収集する。

b. がんリスク評価コードの設計及び開発

成果目標： がんリスク評価コードを開発する。パラメータセットを整備する。
実施計画：
【R5年度】
・評価コードの概念設計
利用者の利便性及びコードの保守管理を考慮したユーザーインターフェース等の概念設計を行う。また、喫煙などの生活習慣が放射線リスクに影響を与えることが報告されていることから（Shimada and Kai, 2021)、その影響を考慮した推定モデルについても検討する。
・データベースの整備
R4年度の調査結果に基づき、放射線リスク評価のためのデータベースを作成する。入力データとして必要なバックグランドリスクとして、国内のがん罹患率及び死亡率、並びに5年・10年生存率等を、部位別、地域別、年齢別及び性別にデータベース化する。また、日本人の生活習慣の情報もデータベースとして整備する。
【R6～7年度】
・放射線リスク評価コードの開発
R5年度に検討した概念設計に基づいて、放射線リスク評価コードの開発を行う。R6年度は固形がん（食道、胃、結腸、肝臓、胆のう、肺、膀胱、卵巣、甲状腺、乳房等)、R7年度は造血器腫瘍に関する評価コードの開発を行う。コードの開発に当たっては、国立研究開発法人原子力研究開発機構が開発した健康影響のリスク計算コードHEINPUT（外川他, 1999; 高原他, 2009; 2015）をベースとする。放射線リスクの指標として、死亡・罹患だけでなく、余命損失や生活の質の低下を考慮した指標（Shimada and Kai, 2015）の導入を検討する。
・リスク評価モデルのパラメータセットの整備
がんのリスク評価に必要なパラメータセットの整備を行う。

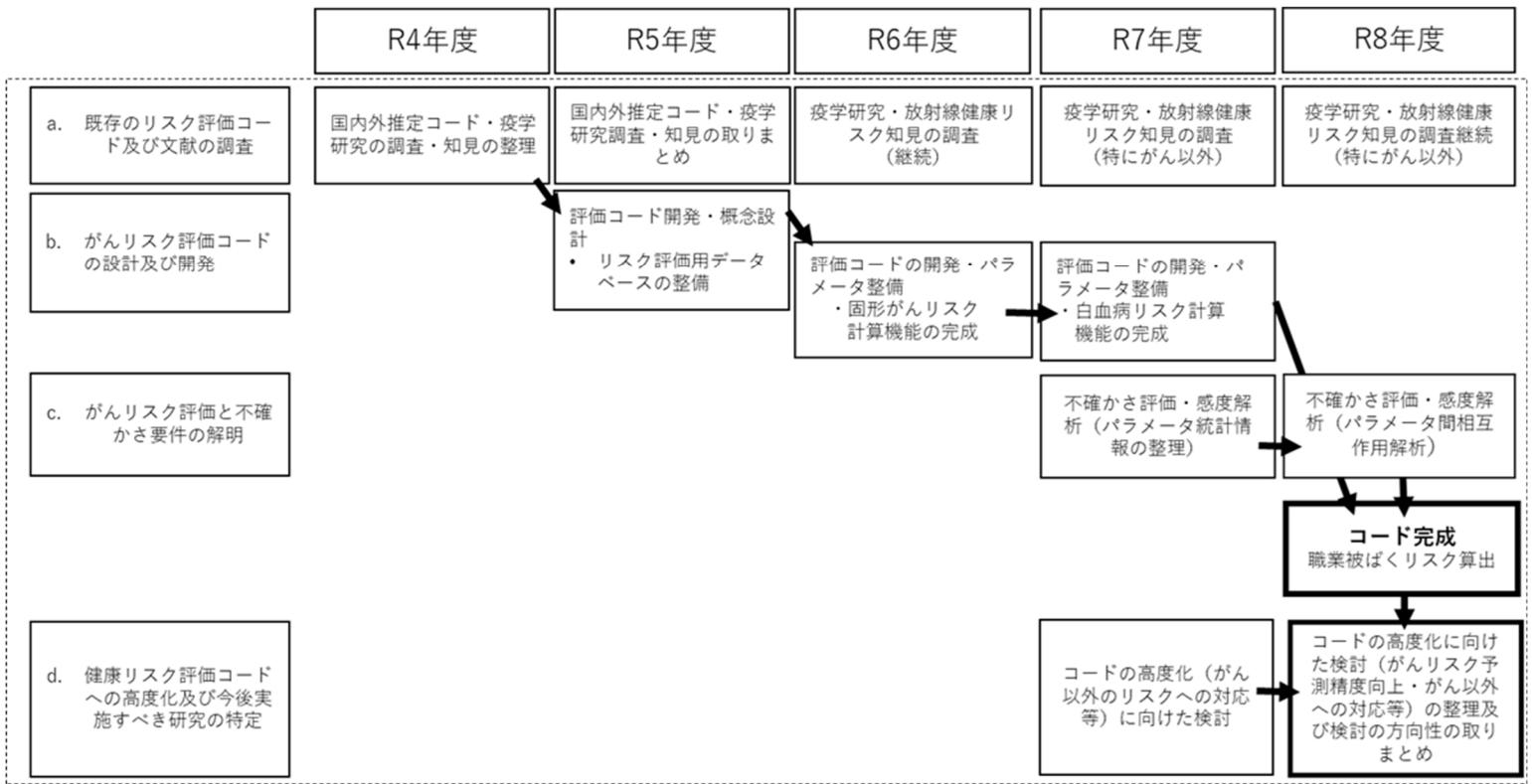
c. がんリスク評価と不確かさ要因の解明

成果目標： 放射線リスク評価の不確かさ評価及び感度解析を実施し、リスク評価の結果に寄与の大きなパラメータを特定する。
実施計画：
【R7年度】 R4年度に実施した疫学研究の調査結果をもとにリスク評価モデルのパラメータ統計情報を整理し、R8年度に検討する不確かさ評価に向けた準備を行う。
【R8年度】 R7年度までに開発した評価コードを用いて、リスク評価モデルのパラメータの分布に起因する放射線リスク評価の不確かさ評価及び感度解析を実施する。R7年度に整備したパラメータの統計情報を用いて、モンテカルロシミュレーションにより放射線リスク評価の不確かさを評価するとともに、パラメータの独立性を前提とした従来の手法ではなくパラメータ間の相互作用を考慮可能なグローバル感度解析（劉他, 2010）等を行いリスク評価の結果に寄与の大きなパラメータを特定し、リスク研究の優先順位等の情報をまとめる。

d. 健康リスク評価コードへの高度化及び今後実施すべき研究の特定

成果目標： 放射線リスク評価コードの放射線安全規制への活用、がん以外（白内障、循環器系疾患等）の放射線健康リスク予測等への拡張の検討を行う。
実施計画：
【R7年度】 放射線リスク評価コードのがん以外（白内障、循環器系疾患等）のリスク（USNRC, 1993; JAERI, 2000）への拡張に必要となる検討に向けた準備を行う。
【R8年度】 R7年度までに開発した評価コードについて、がんリスク予測精度向上に関する検討を行う。また、R4年度に実施した国内外のコードの調査結果をもとに、リスク評価の結果を放射線安全規制へ活用する方法について検討する。例えば、日本の放射線業務従事者の被ばくの実情と非放射線業務に就業している場合のリスクを比較して職業被ばくの線量限度（ICRP, 1991）に関する最新のリスク情報を提供する。さらに、放射線リスク評価コードの対象をがん以外（白内障、循環器系疾患等）(USNRC, 1993; JAERI, 2000）に拡張するための検討を行い、コードの高度化に向けた検討の整理及び検討の方向性を取りまとめる。

行程表(2)　放射線健康リスク評価コードの開発



６．実施体制

【放射線・廃棄物研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に○を記載）】

○　森泉　純　　主任技術研究調査官（実施項目(1)関係）
○　荻野　晴之　　技術計画専門職　　（実施項目(2)関係）
　　髙橋　知之　　主任技術研究調査官
　　伊豆本　幸恵　副主任技術研究調査官
　　髙宮　圭　　技術研究調査官
　　佐々木　瑛麻　技術研究調査官
　　喜多　充　　技術参与

【委託研究先】

実施項目(1)　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R４年度～R８年度）
実施項目(2)　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R４年度～R８年度）

【共同研究先】

なし

７．備考

なし

参考文献

(1)線量評価コードの開発

(1) ICRP, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4). 2007.
(2) ICRP, Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication 107. Ann. ICRP 38 (3). 2008.
(3) ICRP, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2-5). 2010.
(4) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44(2). 2015.
(5) ICRP, The ICRP Computational Framework for Internal Dose Assessment for Reference Adults: Specific Absorbed Fractions. ICRP Publication 133. Ann. ICRP 45(2), 1-74. 2016.
(6) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45(3/4), 1-352. 2016.
(7) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4). 2017.
(8) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 4. ICRP Publication 141. Ann. ICRP 48(2/3). 2019.
(9) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 5. ICRP Publication 151. Ann. ICRP 51(1/2). 2022.
(10) ICRP, Specific Absorbed Fractions for Reference Paediatric Individuals. ICRP Publication 155. Ann. ICRP 52(4). 2023.
(11) ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Members of the Public: Part 1. ICRP Publication

158. Ann. ICRP 53(4-5). 2024.(12)　真辺健太郎, 遠藤章, ICRP2007 年勧告の組織加重係数等に基づく内部被ばく線量係数,濃度限度等の試算(受託研究), JAEA-Data/Code 2010-020. 2010.
(13) Manabe, K., et al., Development of a function calculating internal dose coefficients based on ICRP 2007 Recommendations. Bio Conf. 14: 03011. 2019.
(14) 高橋史明他, ICRP2007 年勧告に準拠する内部被ばく線量評価に用いる実効線量係数(受託研究), JAEA-Review 2020-068. 2021.
(15) Manabe, K., et al., Development of Internal Dose Calculation Code (IDCC), J. Nucl. Sci. Tech., 63:4, 477-486, 2026, DOI:10.1080/00223131.2025.2544.

(2)放射線健康リスク評価コードの開発

(1) 高原省五他, 放射線による晩発性健康影響を推定する計算コード HEINPUT の改良と GUI 作成, JAEA-Data/Code 2009-001, 2009.
(2) 高原省五他, 放射線に起因する晩発性健康影響を推定する計算コード HEINPUT-GUI ver. 2.0 の開発, JAEA-Data/Code 2015-001. 2015.
(3) 外川織彦他, 放射線による晩発性身体的影響と遺伝的影響を推定するための計算コード HEINPUT, JAERI-Data/Code 99-02, 1999.
(4) 劉峭他, グローバル感度解析コード GSALab の開発, JAEA-Data/Code 2010-001. 2010.
(5) Grant, E.J., et al., Solid Cancer Incidence among the Life Span Study of Atomic Bomb Survivors: 1958-2009. Radiat. Res., 187(5): p. 513-537, 25. 2017.
(6) ICRP, The 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21. 1991.
(7) ICRP, Use of dose quantities in radiological protection. ICRP Publication 147. Ann. ICRP 50(1). 2021.
(8) JAERI, 原子炉事故時放射線影響解析で用いるための健康影響モデル(II), JAERI-Review 2000-029, 2000.
(9) Laurier, D., et al., The International Nuclear Workers Study (INWORKS): A Collaborative Epidemiological Study to Improve Knowledge About Health Effects of Protracted Low-Dose Exposure. Radiation Protection Dosimetry, 173(1-3): p. 21-25. 2016.
(10) Shimada, K. and Kai, M, Calculating Disability-adjusted Life Years (DALY) as a Measure of Excess Cancer Risk Following Radiation Exposure. Journal of Radiological Protection, 35(4): p. 763-775. 2015.
(11) Shimada, K. and Kai, M, Lifetime Risk Assessment of Lung Cancer Incidence for Non-smokers in Japan Considering the Joint Effect of Radiation and Smoking Based on the Life Span Study of Atomic Bomb Survivors. J Radiat. Prot. Res., 2021.
(12) U.S.NRC, Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, in NUREG/CR-4214 Rev. 2, Part I. 1993: Washington, DC.