

## 令和 6 年度安全研究計画

R 6 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	R 6 - R 1 0	<u>2</u>
2	断層の活動性評価手法に関する研究	R 6 - R 1 0	<u>9</u>
3	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究	R 3 - R 6	<u>1 8</u>
4	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	R 3 - R 6	<u>2 4</u>
5	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2）	R 3 - R 6	<u>3 6</u>
6	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究	R 4 - R 8	<u>4 2</u>
7	重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究	R 5 - R 8	<u>4 9</u>
8	重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験	R 2 - R 7	<u>5 8</u>
9	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	R 3 - R 6	<u>6 8</u>
1 0	事故耐性燃料等の事故時挙動研究	R 6 - R 1 0	<u>7 4</u>
1 1	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	R 2 - R 6	<u>7 8</u>
1 2	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	H 2 6 - R 6	<u>8 6</u>
1 3	再処理施設及び MOX 燃料加工施設における 重大事故等の事象進展に係る研究	R 3 - R 7	<u>9 4</u>
1 4	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	R 3 - R 6	<u>1 0 1</u>
1 5	放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究	R 3 - R 6	<u>1 1 4</u>
1 6	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	R 3 - R 7	<u>1 2 2</u>
1 7	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	R 4 - R 8	<u>1 2 7</u>

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R6年度 終期：R10年度)</p>	<p>1. 地震動評価手法の信頼性向上に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 地震・津波研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・研究分野</p>	<p>【横断的原子力安全】 A) 外部事象（地震、津波、火山等）</p>	<p>担当責任者</p>	<p>内田淳一 統括技術研究調査官 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</p>
<p>3. 背景</p>	<p>「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、「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」をそれぞれ評価し、超過確率を参照した上で、基準地震動を策定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。</p> <p>(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<sup>(1)</sup>、<sup>(2)</sup>、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<sup>(1)</sup>。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。</p> <p>(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）」<sup>(3)</sup>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<sup>(4)</sup>、<sup>(5)</sup>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<sup>(6)</sup>、<sup>(7)</sup>。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<sup>(8)</sup>、<sup>(9)</sup>、<sup>(10)</sup>、<sup>(11)</sup>。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<sup>(12)</sup>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。</p> <p>(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 手法が実用に資する</p>		

	<p>レベルに必ずしも到達していないことから、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。</p> <p>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（地震規模 Mw6.4 前後）のモデル化上の取扱い、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<sup>(13)</sup>。</p> <p>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<sup>(14)</sup>。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）<sup>(15)</sup>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精緻化の一環として、上記「震源を特定せず策定する地震動」で検討したはざ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。</p>
4. 目的	<p>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。</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <p>(3) 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上</p> <p>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。</p>
5. 知見の活用先	<p>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。</p>
6. 安全研究概要 (始期：R6 年度) (終期：R10 年度)	<p>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。</p> <p>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。）</p> <p>④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>(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】</p> <p>「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ざとり解析・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、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ざ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、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、はざ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、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。</p> <p>(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】</p> <p>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、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、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</p>

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、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①④】

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、近年、固有規模よりも一回り小さい地震も発生しており、地震活動全体のモデル化に課題がある。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、KiK-net 観測点を対象に国内での適用例がある手法<sup>(16)</sup>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が、原子力サイトのような硬質な地盤を対象としたサイト特性等に関する研究事例が十分とは言えず、更なる知見の蓄積が重要である。以上を踏まえ、本研究では、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<sup>(17,18)</sup>、原子力サイトの地盤に適用可能な距離減衰式におけるサイト特性等の不確かさの分析を行う。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）。

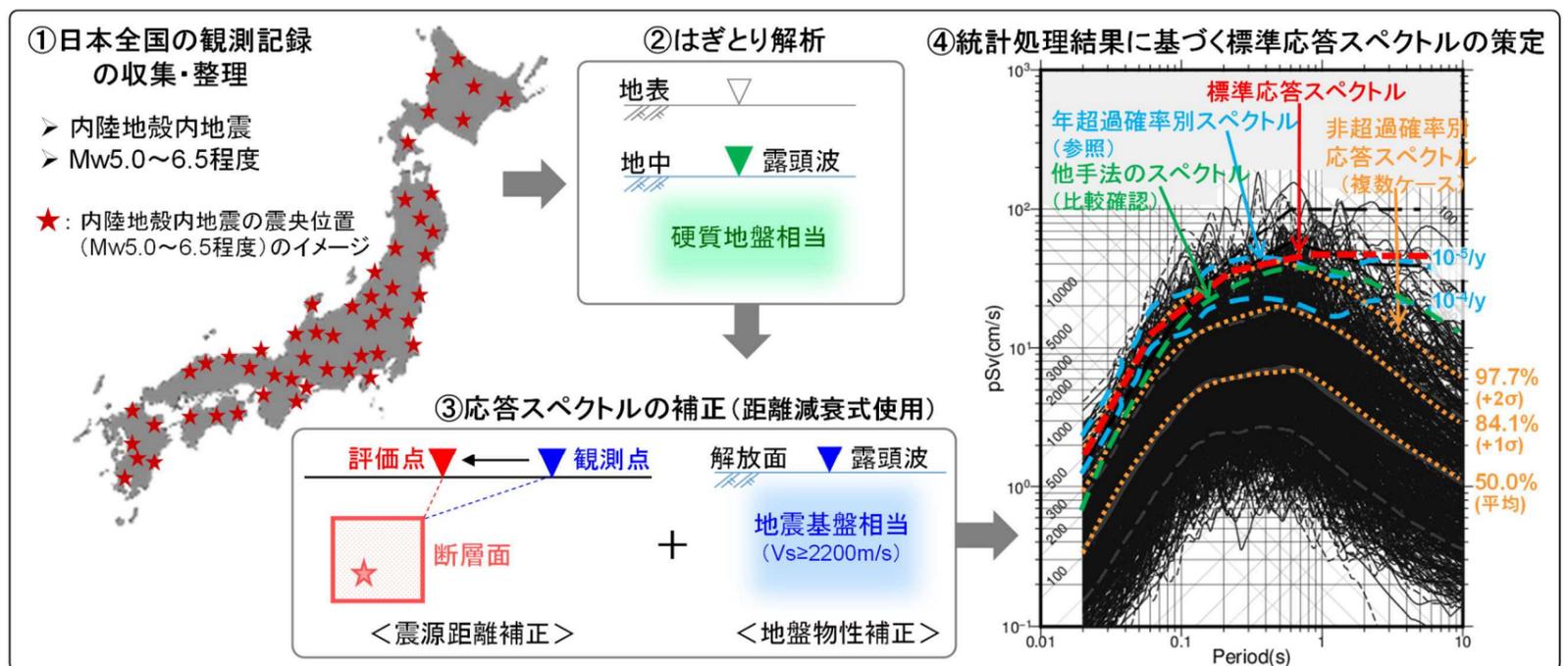


図 1 震源を特定せず策定する地震動の標準応答スペクトルの策定手順（従来研究）

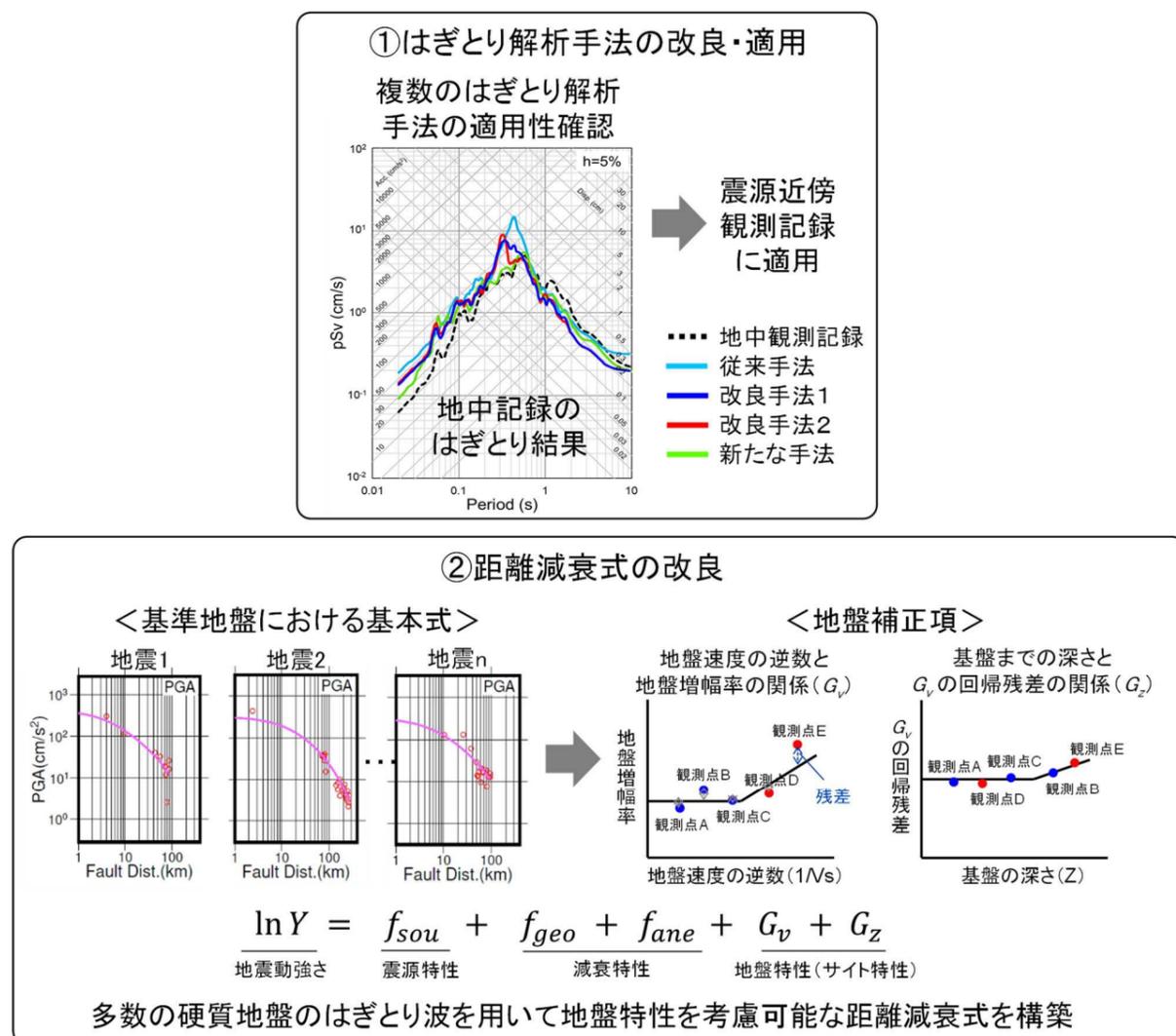


図 2 震源を特定せず策定する地震動評価手法の信頼性向上

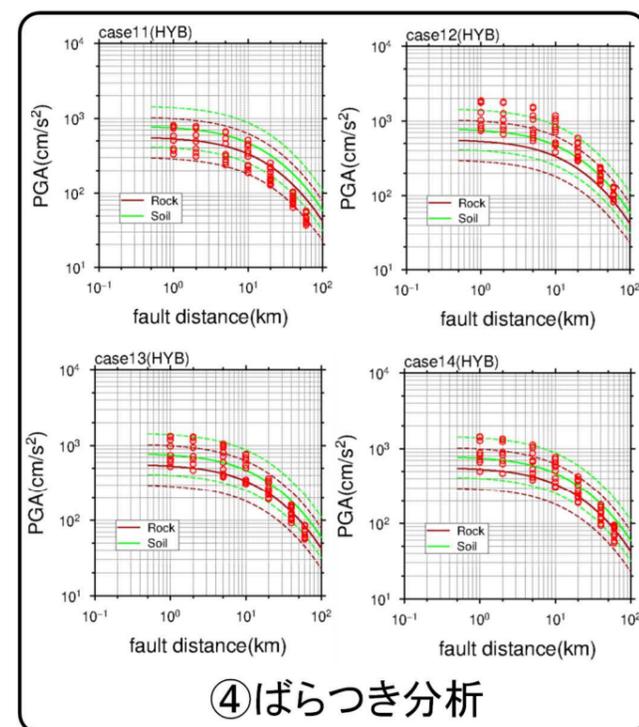
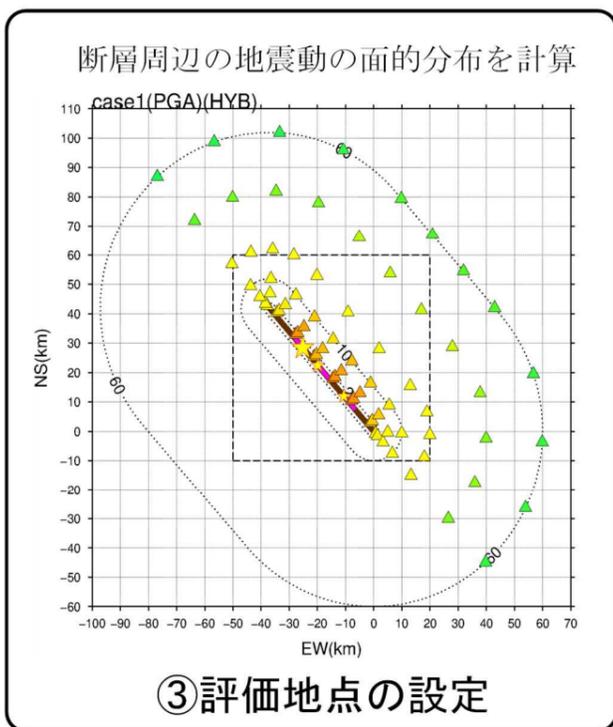
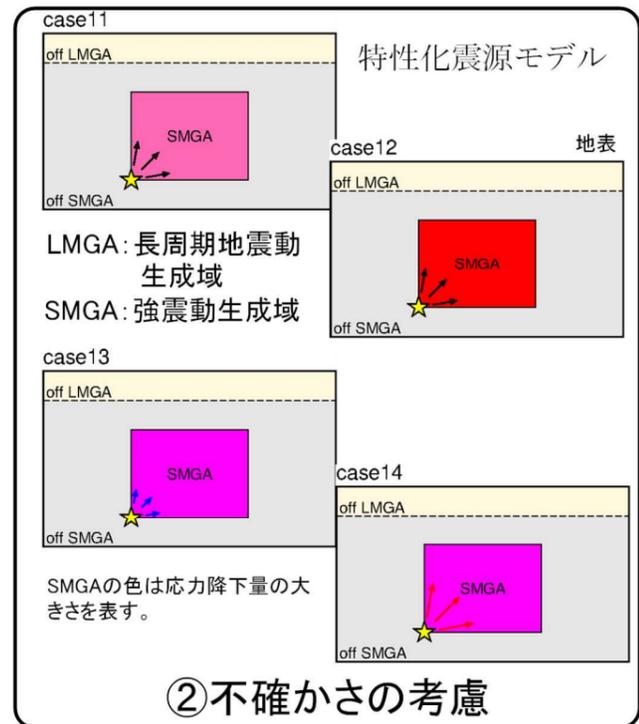
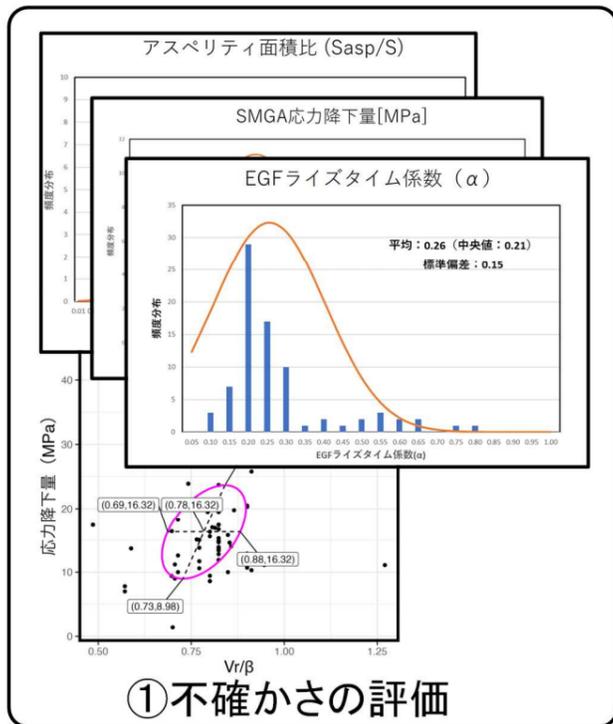


図3 震源パラメータの不確かさの取扱いに係る調査の流れ

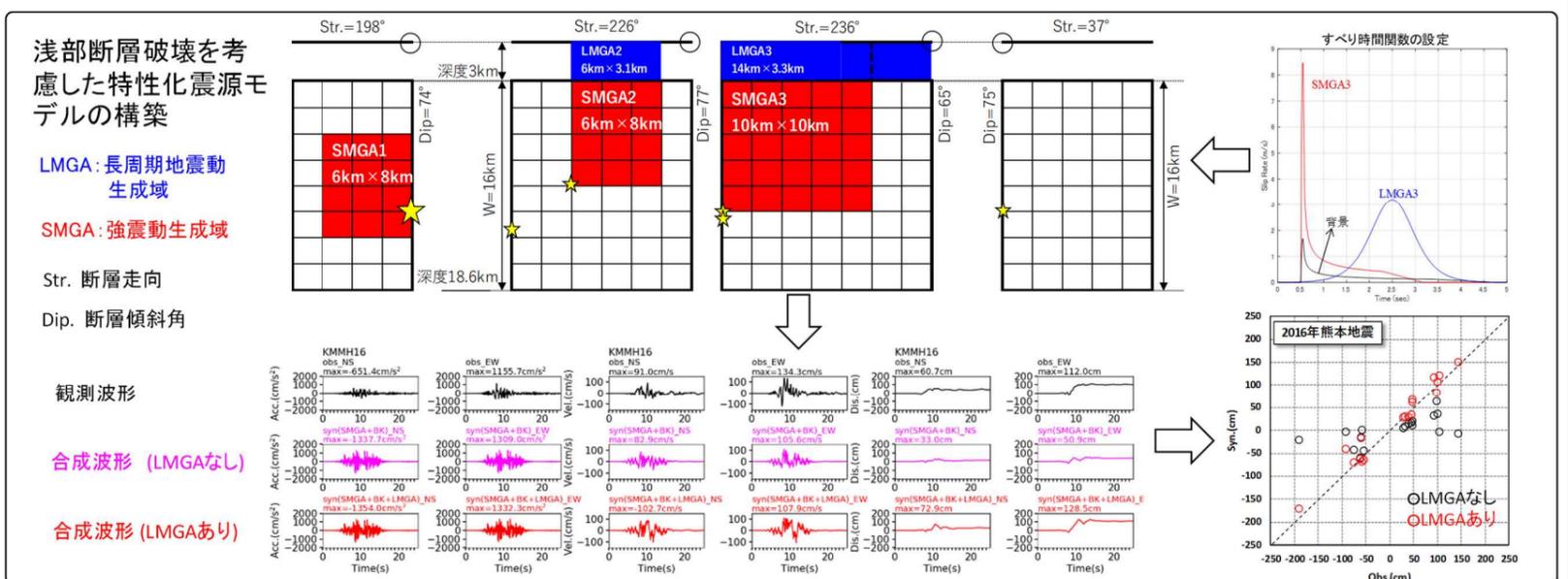


図4 震源極近傍の地震動評価のスキーム

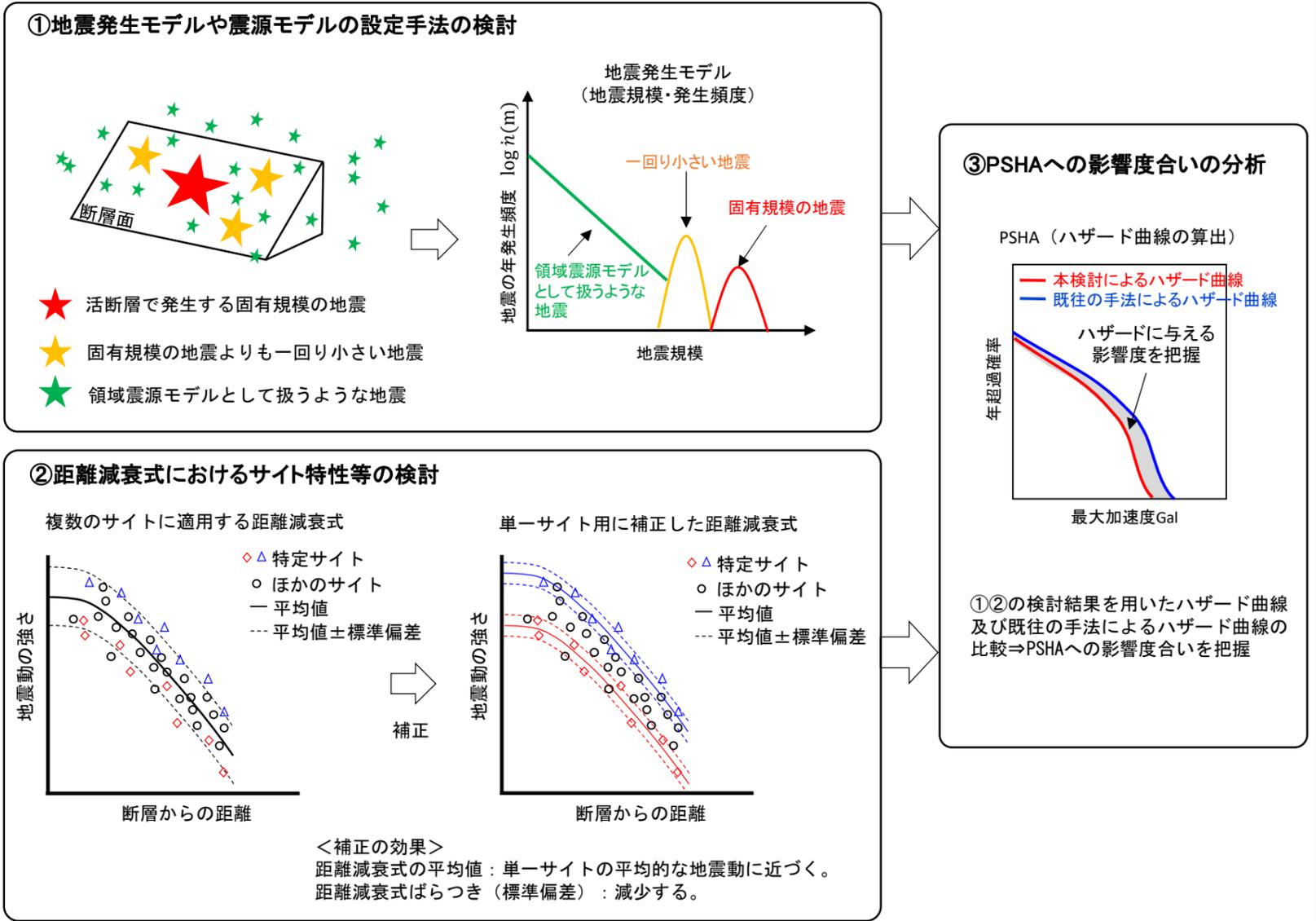


図5 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上

7. 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ざり解析手法を適用するための調査・分析等を令和7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、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、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、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：活断層で発生する固有規模の地震及び一回り小さい地震並びに領域震源として扱うような地震を対象に、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・分析を行い、令和9年度までに課題抽出、モデルの改善、試解析等を実施する。また、原子力サイトの地盤に適用可能な距離減衰式におけるサイト特性を把握するために、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)におけるはざとり解析結果、距離減衰式等を活用して単一サイトのばらつきを分析する。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

項目	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	<p>&lt;全国共通に考慮すべき地震動 (Mw6.5程度未満)&gt;</p> <p>新記録追加解析、適用課題の調査、データ追加整理</p>	<p>新記録追加解析、適用課題の分析、データ整備・分析</p>	<p>新記録追加解析、適用解析・整理、式の高精度化検討</p>	<p>新記録追加解析、影響確認・整理、比較分析・整理</p>	<p>新記録追加解析、まとめ、課題整理 ▽NRA技術ノート等の作成</p>
	<p>&lt;地域性を考慮する地震動 (Mw6.5程度以上)&gt;</p> <p>記録精査・手法調査</p>	<p>適用解析・整理</p>	<p>地震動評価・整理</p>	<p>比較検証・整理</p>	<p>手法まとめ、課題整理、 ▽論文作成</p>
(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	<p>&lt;震源パラメータの不確かさ&gt;</p> <p>不確かさの分析</p>	<p>相関性の分析・整理</p>	<p>地震動解析・整理</p>	<p>ばらつき分析・整理</p>	<p>手法まとめ、課題整理、 ▽論文作成</p>
	<p>&lt;断層極近傍の地震動評価&gt;</p> <p>再現解析</p>	<p>再現解析・整理</p>	<p>再現又は検証解析</p>	<p>検証解析・整理</p>	
(3) 確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上	<p>&lt;地震発生モデルや震源モデルの設定手法の検討&gt;</p> <p>地震規模と発生頻度の不確かさ調査</p>	<p>初期モデルの設定、分析・課題抽出</p>	<p>モデルの設定、PSHAの試解析</p>	<p>モデルの改善、PSHAの解析・整理</p>	<p>影響度合い分析、まとめ、課題整理 ▽論文作成</p>
		<p>&lt;距離減衰式のサイト特性等の不確かさ検討&gt;</p> <p>最新知見の調査</p>	<p>手法適用・整理</p>	<p>精度検討、適用</p>	

8. 実施体制

【地震・津波研究部門における実施者】

- 呉 長江 上席技術研究調査官 (実施項目 (1)Mw6.5以上地震、(2)関係)
- 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 (実施項目 (1)Mw6.5未満地震関係)
- 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 (実施項目 (3)地震発生モデル関係)

9. 備考

文 献

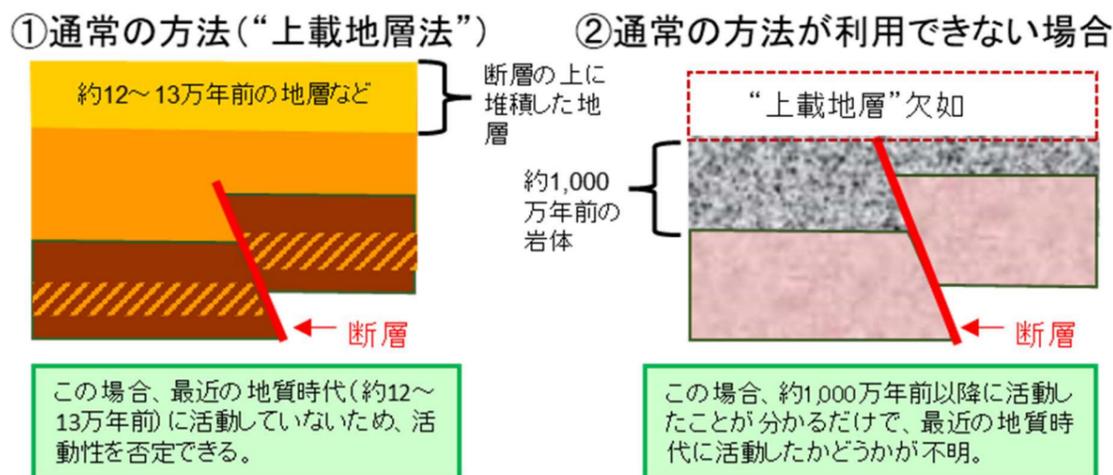
- (1) 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム、「全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書」、令和元年
- (2) Tajima, R., Tanaka, H., Wu, G., "An Empirical Method for Estimating Source Vicinity Ground-Motion Levels on Hard Bedrock and Annual Exceedance Probabilities for Inland Crustal Earthquakes with Sources Difficult to Identify 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 SGEAC 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、瀨藤一起、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

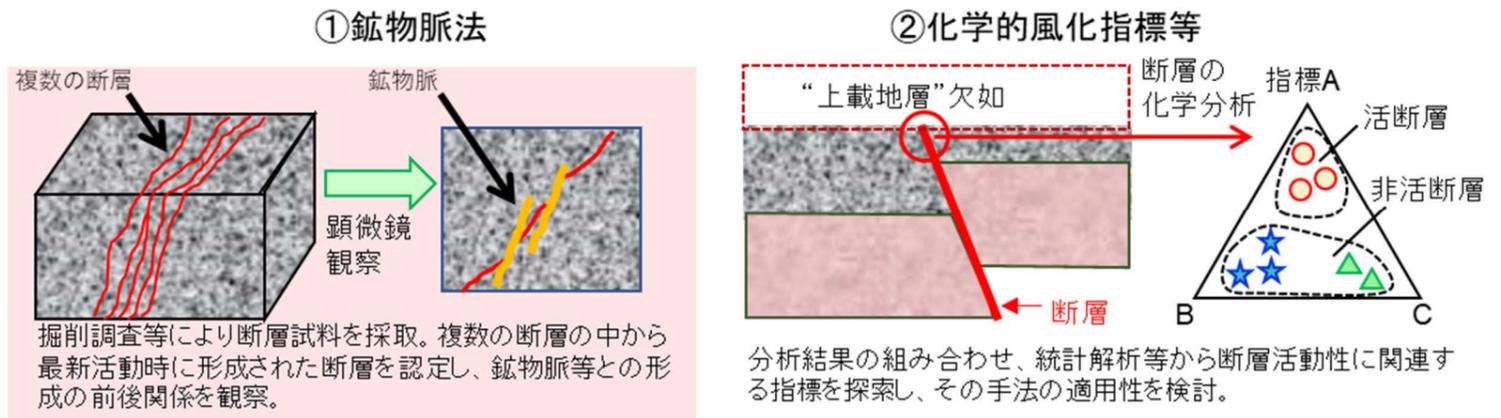
1. プロジェクト (始期: R6年度 終期: R10年度)	2. 断層の活動性評価手法に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 地震・津波研究部門
		担当責任者	内田淳一 統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 A) 外部事象(地震、津波、火山等)	主担当者	松浦旅人 主任技術研究調査官 宮脇昌弘 副主任技術研究調査官 林 宏樹 副主任技術研究調査官

3. 背景	<p>「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。</p> <p>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碎物質から活動性を判断するケースが多くなる。</p> <p>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、断層破碎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「断層破碎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。断層破碎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「断層破碎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。</p> <p>断層破碎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碎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。</p> <p>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(図3)。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。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。</p>
-------	--



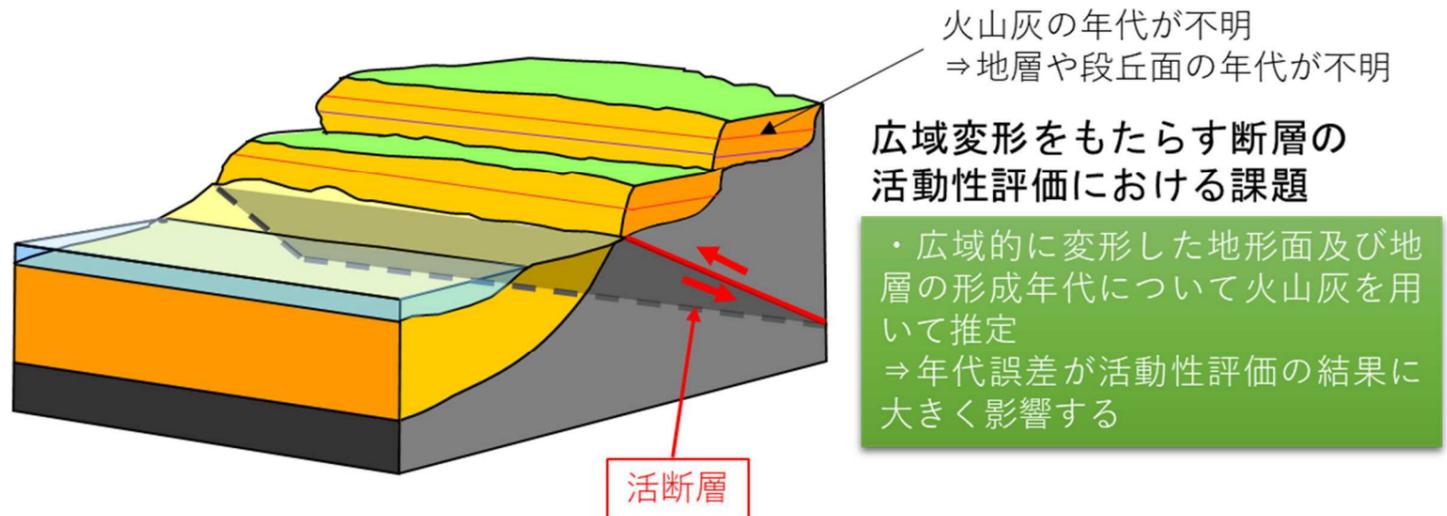
(図はオリジナル)

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碎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

<p>4. 目的</p>	<p>本プロジェクトでは、「断層破碎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。</p> <p>(1) 断層破碎物質等を用いた断層活動性評価</p> <p>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。</p> <p>b. 断層破碎物質の物質科学（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 断層破碎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。</p> <p>(2) 断層活動時期を示す地形・地層の年代評価</p> <p>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。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(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I 4.1.2.3）に係る技術基盤として活用される。</p> <p>(2) a. 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。</p> <p>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。</p>

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。

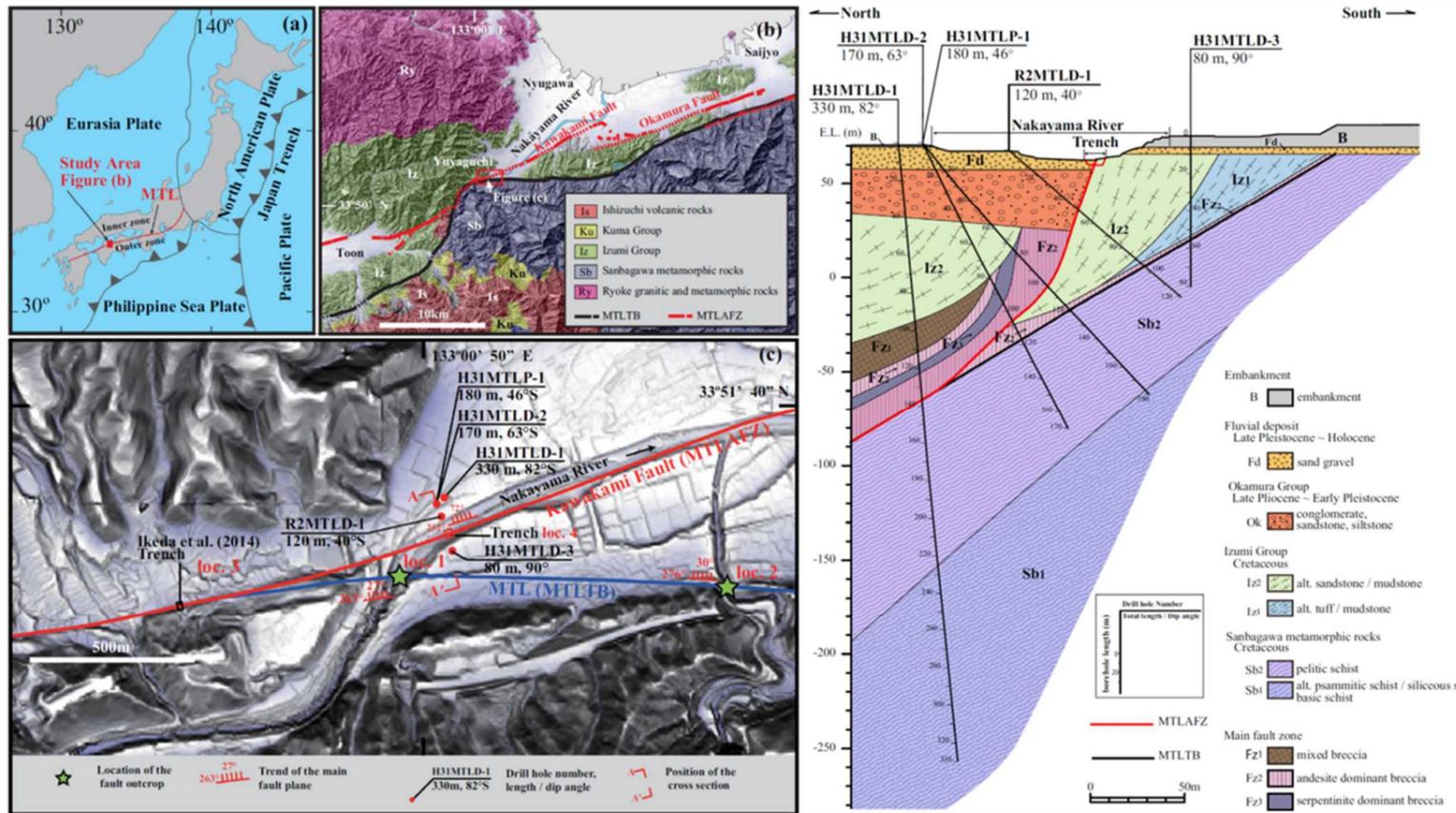
- ① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
- ② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

(1) 断層破碎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、分類②】

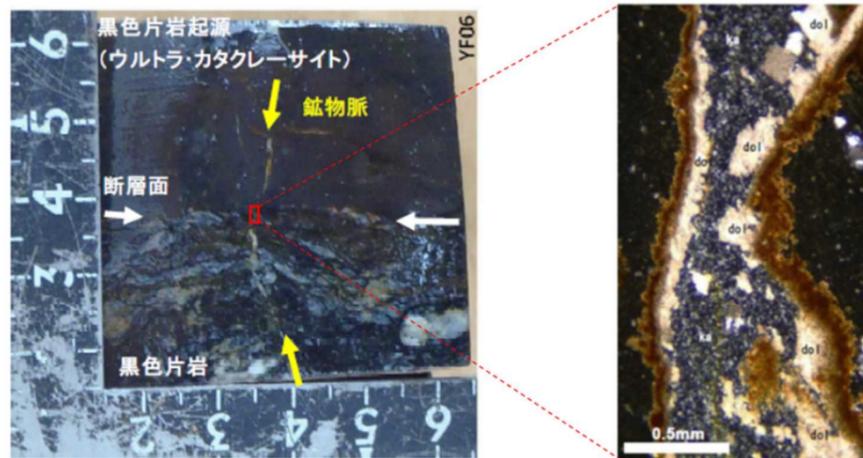
上載地層法の適用が難しい場合、断層本体の性状や断層破碎物質から断層の活動性を判断することが重要である。安全研究プロジェクト「断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」（平成25年度～令和元年度）においては、審査に適用されつつあることを踏まえ、鉱物脈法の適用事例の蓄積を開始した。その一環として中央構造線を例にして実施した研究<sup>(4)</sup>では、地質構造の把握（図4）とともに、活断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層によって切断されていること、最近活動していない断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層を横断していることが確認され、本手法の一つの適用事例を示した<sup>(5)</sup>（図5）。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、断層破碎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、断層破碎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6）。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。

6. 安全研究概要



Miyawaki & Sakaguchi (2021)<sup>(4)</sup>より

図4 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

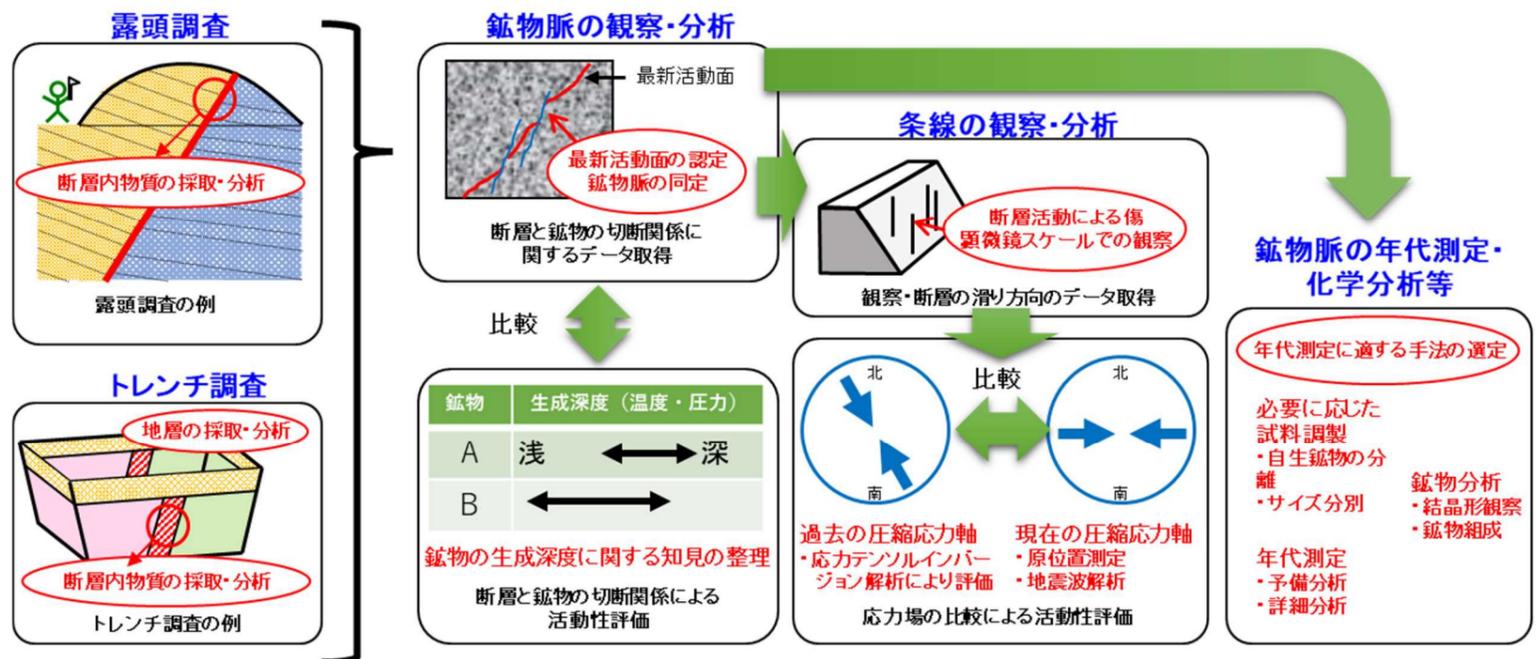


断層面を横断する鉱物脈の岩石研磨片の写真

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)<sup>(5)</sup>より

図5 中央構造線において実施した鉱物脈法の結果の例

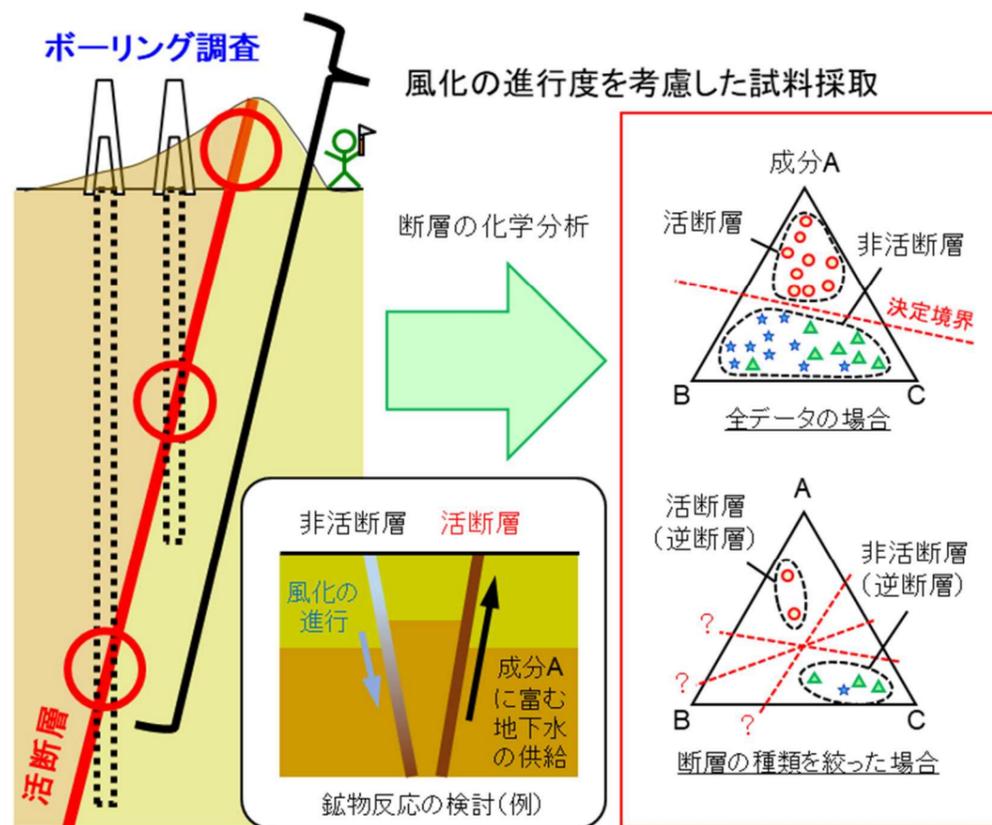


(図はオリジナル)

図6 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. 断層破碎物質の物質科学 (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】

断層破碎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<sup>(2,3)</sup>。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碎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、断層破碎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、断層破碎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7)。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)

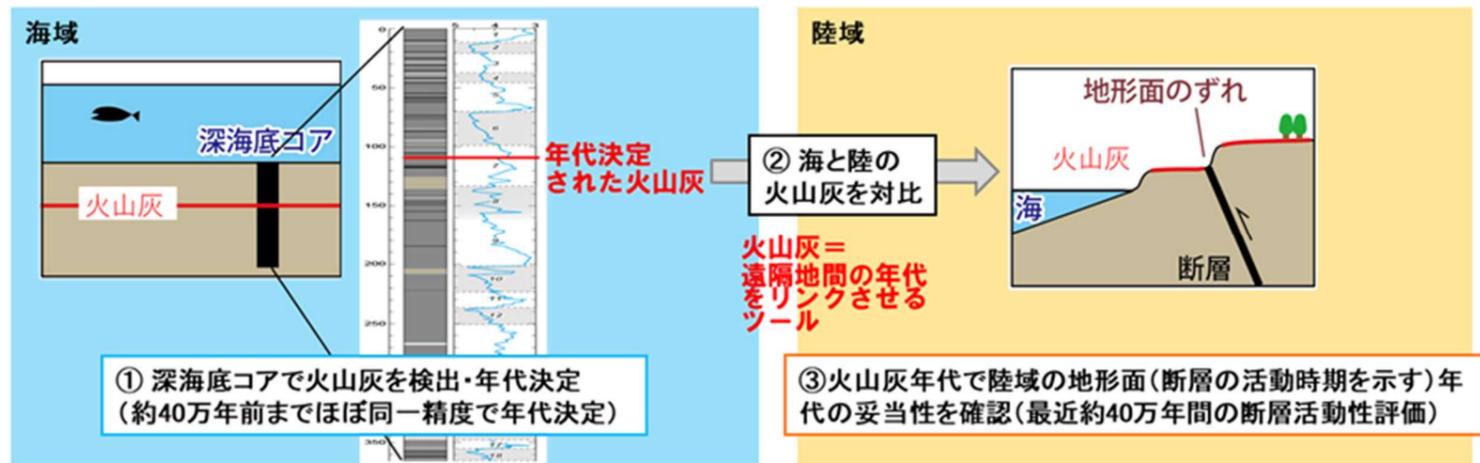
図7 断層破碎物質の物質科学 (地球化学) 的指標等を用いた断層活動性評価に関する研究の概要

(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】

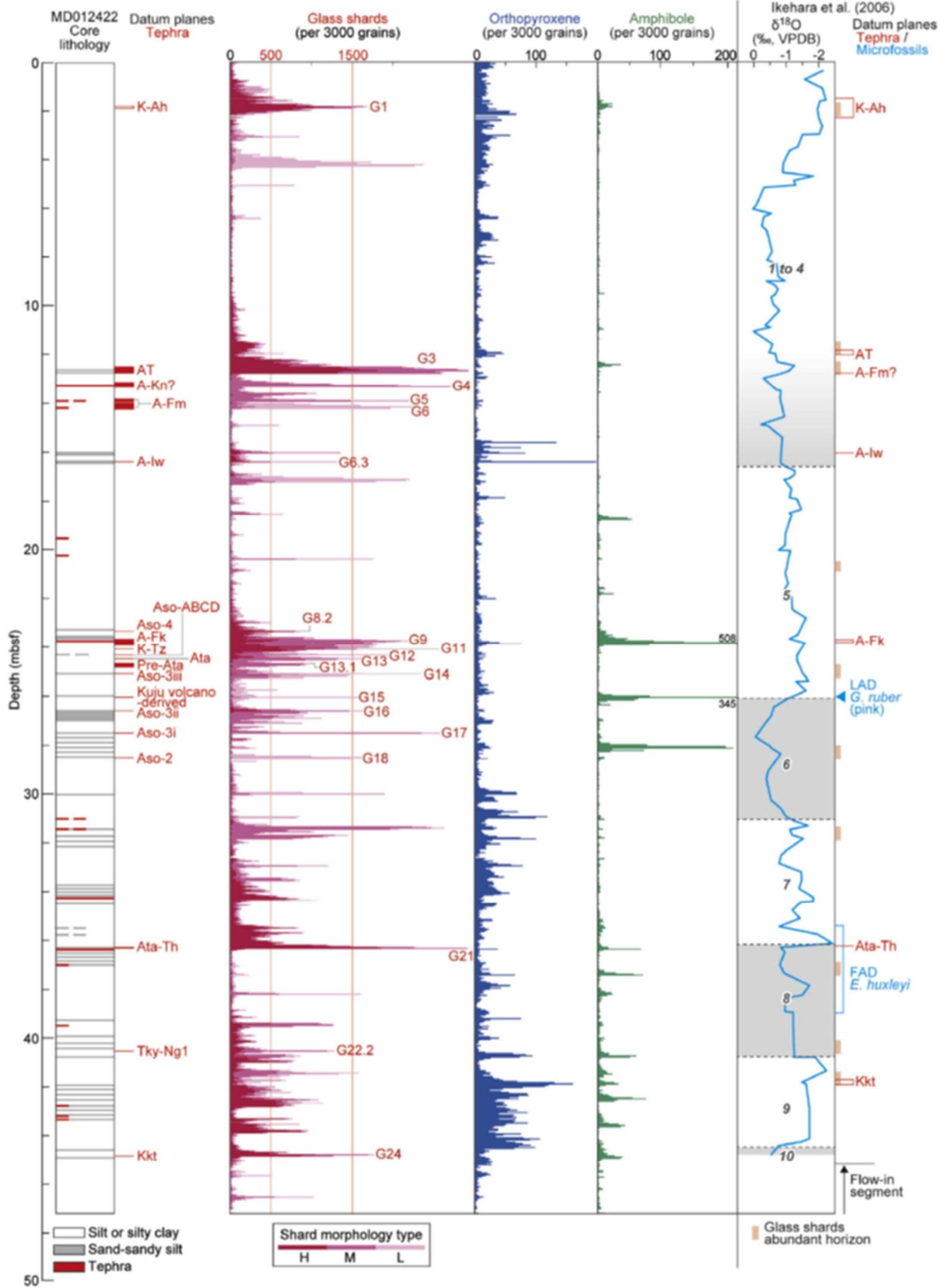
中期更新世以降 (約40万年前以降) における断層等の活動時期を推定するに当たり、上載地層又は地形面の年代を決定するために、噴出年代が既知の火山灰が利用される。そのため、火山灰の同定に必要な火山灰粒子の化学組成及び噴出年代に関するデータを蓄積することが重要である。これらのデータの蓄積には、深海底コアを媒介として海陸に分布する火山灰のデータを関連付けることが有効である (図8)。火山灰の年代決定の精度は、断層の活動性評価の信頼性に直結するため、規則の解釈別記1第3条第3項に規定されている「将来活動する可能性のある断層等」の活動年代 (中期更新世以降 (約40万年前以降)) に対応した年代決定の手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9)、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10)。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8 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)<sup>(6)</sup>より  
 図中の文献情報は末尾を参照<sup>(7)</sup>

図9 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

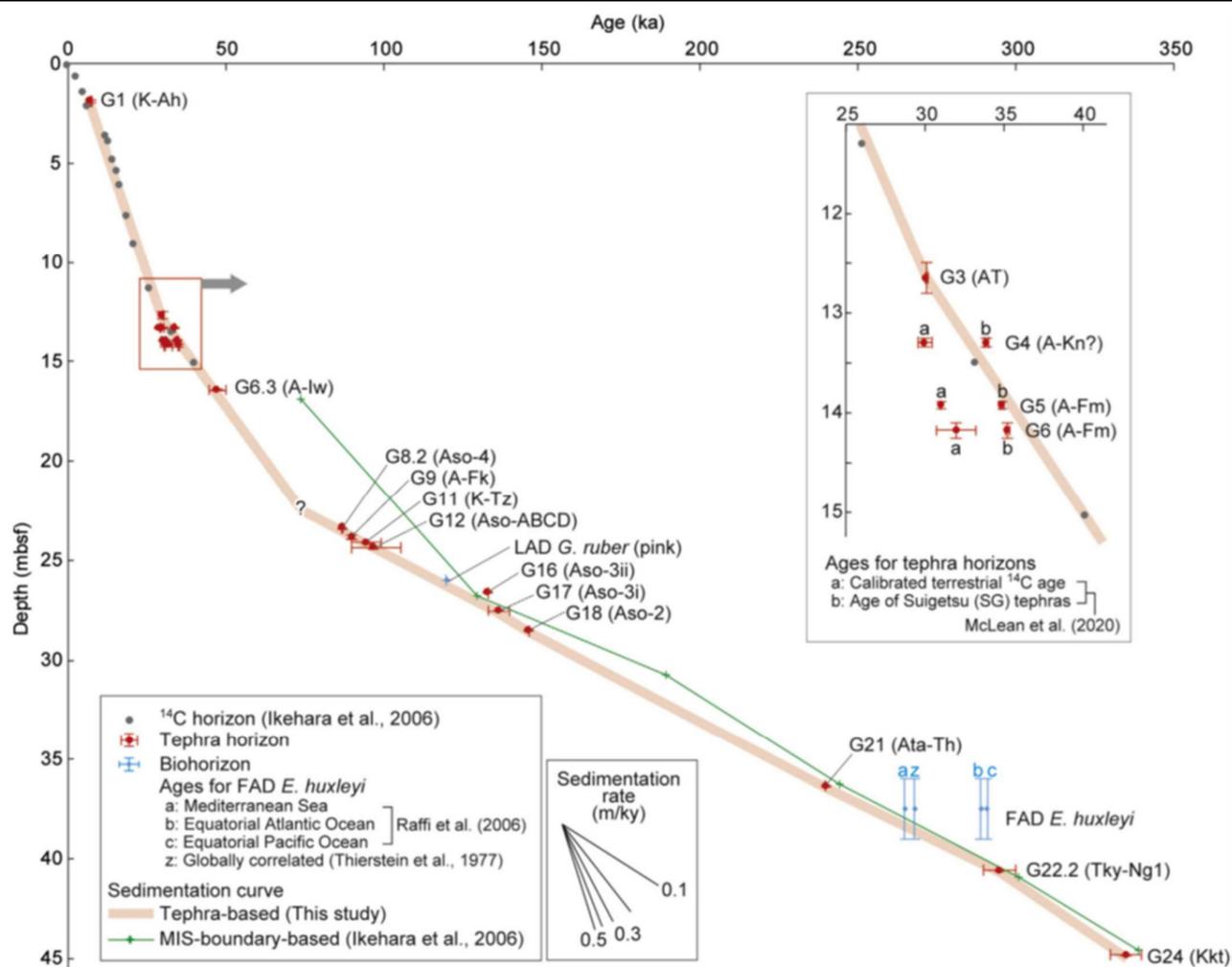


図 10 四国沖深海底コアの火山灰、微化石及び酸素同位体層序から推定された年代モデル

7. 成果目標と実施計画

(1) 断層破碎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：・断層破碎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. 断層破碎物質の物質科学（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：断層破碎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：・断層破碎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碎物質を採取する。

- ・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、断層破碎物質の化学組成等の分析を行う。
- ・詳細な鉱物分析を行い、断層破碎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の、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 年度までに断層破碎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。

行程表		R 6 年度	R 7 年度	R 8 年度	R 9 年度	R 10 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>予備調査（調査地域選定）</li> <li>試料採取</li> <li>化学分析（予備的分析を含む）</li> <li>年代測定（予備的分析を含む）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火成岩地域における試料採取（調査地域ごとの比較検討）</li> <li>化学分析（本格分析開始）、鉱物脈法及び岩脈法の検討</li> <li>年代測定（測定手法の統一化）</li> <li>火成岩地域において実施した鉱物脈法及び岩脈法等による分析結果を取りまとめ、断層活動性評価結果を整理する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽学会発表</li> <li>変成岩又は堆積岩地域における試料採取（調査地域ごとの比較検討）</li> <li>化学分析（本格分析）、鉱物脈法及び岩脈法の検討</li> <li>年代測定の実施</li> <li>変成岩又は堆積岩地域において実施した鉱物脈法及び岩脈法等による分析結果を取りまとめ、断層活動性評価結果を整理する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽学会発表</li> <li>試料採取（追加調査の必要性検討）</li> <li>化学分析（本格分析）、鉱物脈法及び岩脈法の検討</li> <li>年代測定の実施</li> <li>岩種毎の鉱物脈法及び岩脈法等による分析結果を取りまとめ、断層活動性評価結果を整理する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽論文作成</li> <li>年代評価手法の整理</li> <li>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</li> </ul>
	(1) b. 断層破碎物質の物質科学（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	<ul style="list-style-type: none"> <li>予備調査（地表踏査、ボーリング掘削）</li> <li>室内分析（予備的分析：全岩化学組成分析、年代測定）</li> <li>統計解析（予備解析）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試料採取（地表踏査、ボーリング掘削）</li> <li>室内分析（本格分析開始：全岩化学組成分析、年代測定）</li> <li>統計解析（判定手法の影響評価）</li> <li>断層の分布を整理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽学会発表</li> <li>試料採取（地表踏査、ボーリング掘削）</li> <li>室内分析（本格分析：全岩化学組成分析、年代測定）</li> <li>統計解析（化学指標の適用性検討）</li> <li>断層タイプ毎の構造地質学的特徴の取りまとめ</li> <li>断層タイプ毎の基礎的な鉱物学組成の整理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽学会発表</li> <li>試料採取（ボーリング掘削）</li> <li>室内分析（本格分析：全岩化学組成分析、鉱物化学分析、年代測定）</li> <li>統計解析（断層タイプの影響検討）</li> <li>断層タイプ毎の鉱物、化学的特徴を取りまとめ</li> <li>統計手法の整理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽NRA 技術ノート作成</li> <li>室内分析（補足分析：鉱物化学分析、年代測定）</li> <li>統計解析手法の取りまとめ</li> <li>判別指標及び地球化学的根拠の提示</li> </ul>
	(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	<ul style="list-style-type: none"> <li>海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取</li> <li>海底コアに含まれる火山灰粒子の量比分布に基づく火山灰層準の検出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取</li> <li>室内分析（主成分元素組成分析）</li> <li>火山灰粒子の主成分元素組成データを取りまとめ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取</li> <li>室内分析（主成分・微量成分元素組成分析）</li> <li>火山灰粒子の主成分及び微量成分元素組成データを取りまとめ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取</li> <li>室内分析（主成分・微量成分元素組成分析）</li> <li>火山灰粒子の主成分及び微量成分元素組成に基づく海域・陸域の火山灰の特徴を整理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽論文作成</li> <li>補足調査</li> <li>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</li> </ul>
8. 実施体制	<p>【地震・津波研究部門における実施者】</p> <p>内田淳一 統括技術研究調査官（全体管理）</p> <p>○松浦旅人 主任技術研究調査官（実施項目（2）a 関係）</p>					

	<p>○宮脇昌弘 副主任技術研究調査官（実施項目（1）a 関係）</p> <p>○林 宏樹 副主任技術研究調査官（実施項目（1）b 関係）</p> <p>林茉莉花 技術研究調査官（実施項目（1）b 関係）</p> <p>千葉 響 技術研究調査官（実施項目（1）b 関係）</p>
9. 備考	<p>文 献</p> <p>(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、R23-0-3、平成 28 年</p> <p>(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</p> <p>(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、G6-0-1、令和 4 年</p> <p>(4) 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.</p> <p>(5) 宮脇昌弘、内田淳一、林茉莉花、佐藤秀幸、「断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」、安全研究報告、RREP-2020-4003、原子力規制庁、令和 2 年</p> <p>(6) 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.</p> <p>(7) 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</p> <p>(8) 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, <a href="https://doi.org/10.1029/2019GC008874">https://doi.org/10.1029/2019GC008874</a>.</p> <p>(9) 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.</p> <p>(10) Thierstein, H.R., Geitzenauer, K.R., Molino, B., Shackleton, N. J., “Global synchronicity of late Quaternary coccolith datum levels: validation by oxygen isotopes”, Geology, Vol. 5, pp. 400-404, 1977.</p>

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>3. 津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 地震・津波研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【横断的原子力安全】 A) 外部事象（地震、津波、火山等）</p>	<p>担当責任者</p>	<p>内田淳一 統括技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>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。）は、福島第一原子力発電所に襲来し、重大な事故を引き起こした。この津波は、同発電所の当時の設計津波水位を上回ることになり、過去数百年の歴史記録に基づいて設定された設計津波水位による津波想定が十分ではないことを示した。</p> <p>東北地震津波の発生以後、平成 25 年に福島第一原子力発電所の事故を教訓に、「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「現行規制基準」という。）」及び審査ガイドが施行された。特に、本プロジェクトの津波に関連する規定としては、新たに「基準津波の策定」及び「超過確率の参照」が明記され、これを補足するガイドとして「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。）」が策定された。津波審査ガイドには、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。これらの現行規制基準及び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。</p> <p>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、今後、適合性審査を終えた既設発電所から順次、安全性向上評価の定期的な実施が見込まれている。この安全性向上評価は、電力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」や「超過確率の参照」等に係る種々の評価手法について継続的な改善が重要である。</p> <p>これまでの津波に係る安全研究では、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、その知見を踏まえたプレート間地震による津波水位評価のための津波波源モデルの設定方法、同津波波源モデルを用いた確率論的津波ハザード解析手法、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及び津波堆積物に基づく津波波源推定手法等に係る知見を蓄積してきた。これらの成果<sup>1)-6)</sup>の一部<sup>1)-2)</sup>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。さらに、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」において、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、海溝軸付近で発生する津波を対象に、地殻変動を模擬した水理実験を踏まえ、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手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<sup>7)-9)</sup>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。</p> <p>上記の安全研究の成果を踏まえ、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) 海溝軸付近で発生する津波初期の水位設定方法の改良」及び「(2) 既往の巨大津波の波源推定」を行う。</p> <p>海溝軸付近で発生するプレート間地震津波は、断層運動に伴う地殻変動（鉛直変位及び水平変位）によって生じるが、これまでの津波の評価手法では、津波初期水位の設定に当たって、地殻変動の鉛直変位のみを海面に与える方法が用いられてきた（以下「従来法」という。）。従来法は津波審査ガイドに示されているが、近年、地震調査研究推進本部が公開した「津波レシピ」<sup>10)</sup>等では、地殻変動の鉛直変位に加え、地殻変動の水平変位による鉛直成分への寄与<sup>11)</sup>（以下「水平変位の寄与分」という。）や水深に応じた水位補正を考慮することが基本とされ、それらの方法が示されている。従来法では、水平変位の寄与分の効果を津波波源のすべり量が割り増されることで考慮されている。しかし、従来法で用いられてきた津波波源のすべり量を用いて算定される地殻変動の鉛直変位に、水平変位の寄与分を加えると、水平変位の寄与分が重複することになり、津波水位の評価を確認する上で課題がある。また、沿岸部での津波評価を標準化するための特性化波源モデルにおいても従来法が用いられているため<sup>2)</sup>、津波の初期水位を地殻変動の鉛直変位と水平変位の寄与分を分けて考慮する場合<sup>11)</sup>（以下「TS 法」という。）の特性化波源モデルが必要である。当部門では、令和 2 年度までのプロジェクトにおいて、TS 法の津波初期水位の設定方法による水平変位の寄与分について、水理実験及び津波伝播解析を実施し、その効果を検討したが、TS 法の設定方法のみでは、津波伝播解析結果が水理実験結果を十分に再現できなかった。今後の審査において、TS 法が用いられる場合も考えられることから、この現象の発生要因を明確にするとともに、津波初期水位の設定方法を改良・精緻化する必要がある。</p> <p>また、過去の巨大津波でも発生の記録はあるものの、その波源の位置や規模が明確に定まっていないものがある。近年、このような津波波源を解明するための有効な情報として、津波堆積物が用いられている<sup>12)</sup>。津波堆積物とは、過去の津波によって海底の土砂等が陸上に輸送され、堆積し、長い年月をかけて地中に保存されたものであり、津波堆積物が保存されている層の上下の堆積物の調査を通じて、津波の発生年代を推定することができる。また、その分布位置や厚さを調査することで、津波波源の位置や規模を推定することができる。適合性審査において津波堆積物は、主に策定された基準津波の妥当性の判断として、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高及び浸水域を上回っていることの確認に用いられている。さらに、津波堆積物に基づいて津波波源が推定されている既往津波の情報については、推定精度を踏まえた津波波源の不確かさも考慮して検討していることを確認している。津波堆積物には、本質的に津波由来かどうかの確からしさ（信頼度）や、推定年代の幅、未発見情報の場合でも津波による浸水や堆積物消失の可能性を否定できないことに起因する不確かさが伴っており、これらの不確かさの評価が課題となっている。当部門では、平成 28 年度までのプロジェクトで「津波堆積物に基づく津波波源推定手法<sup>13)</sup>」を整備しているが、津波堆積物の不確かさは考慮されていない。津波堆積物に基づいて津波波源を推定するためには、津波堆積物の不確かさを考慮して、過去の巨大津波の波源を具体化するとともに、津波堆積物の不確かさの程度と推定波源の規模等への影響を把握するこ</p>		

	とが重要である。
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する以下の研究を行い、審査等の際の判断に必要な知見を収集し、整備することを目的とする。</p> <p>(1) 海溝軸付近で発生する津波の初期水位設定方法の改良 海溝軸付近で発生する津波を模擬した水理実験結果等に基づいて、津波の初期水位の生成過程メカニズムの解明と、その特徴を考慮した津波の初期水位設定方法の改良に関する知見を拡充する。</p> <p>(2) 既往の巨大津波の波源推定 津波波源が明確になっていない既往の巨大津波を対象に、現地調査を行い、津波堆積物を認定する。そして、その津波堆積物情報に基づき、平成 28 年度までのプロジェクト「津波堆積物による波源推定手法の整備」で整備した土砂移動モデルによる波源推定手法を適用し、具体的な津波波源を推定するとともに、津波堆積物の不確かさと推定波源の相関性に関する知見を拡充する。</p>
5. 知見の活用先	<p>(1) で得られた知見は、基準津波に関する審査において、基準津波の策定に係る技術基盤として活用される（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（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。）別記 3 第 5 条 1、及び津波審査ガイド 3.4 津波評価手法及び評価条件 3.4.1 評価手法）。また、安全性向上評価（原子炉等規制法第 43 条の 3 の 29）を確認するときの技術基盤として活用される。</p> <p>(2) で得られた知見は、基準津波に関する審査において、基準津波の策定に係る技術基盤として活用される（設置許可基準規則解釈別記 3 第 5 条 2 の 5、津波審査ガイド 3.3 津波波源の設定及び津波審査ガイド 3.6 基準津波の選定結果の検証）。また、安全性向上評価（原子炉等規制法第 43 条の 3 の 29）を確認するときの技術基盤として活用される。</p>

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。）

(1) 海溝軸付近で発生する津波の初期水位設定方法の改良【分類②】

令和2年度までに実施した安全研究において、海溝軸付近の地形を模擬し、地殻変動の水平変位による鉛直成分への寄与が海水面の水位変動に与える影響（図1）を確認するための水理模型実験（図2）と同一条件での非線形長波理論に基づく津波伝播解析を行ったところ、図3に示すように、青丸の実験による水位は、既往研究の方法を用いた赤丸の解析による水位よりも大きくなることを確認した<sup>7)-8)</sup>。そこで、海溝軸付近で発生する津波について、初期水位の生成過程に関する実験的及び解析的な既往研究をレビューして知見を蓄積するとともに、令和2年度までの水理実験の条件に新たな条件及び計測項目を追加してデータを取得する。さらに、水理実験結果等を踏まえて初期水位の設定方法の改良に関する知見を拡充する。

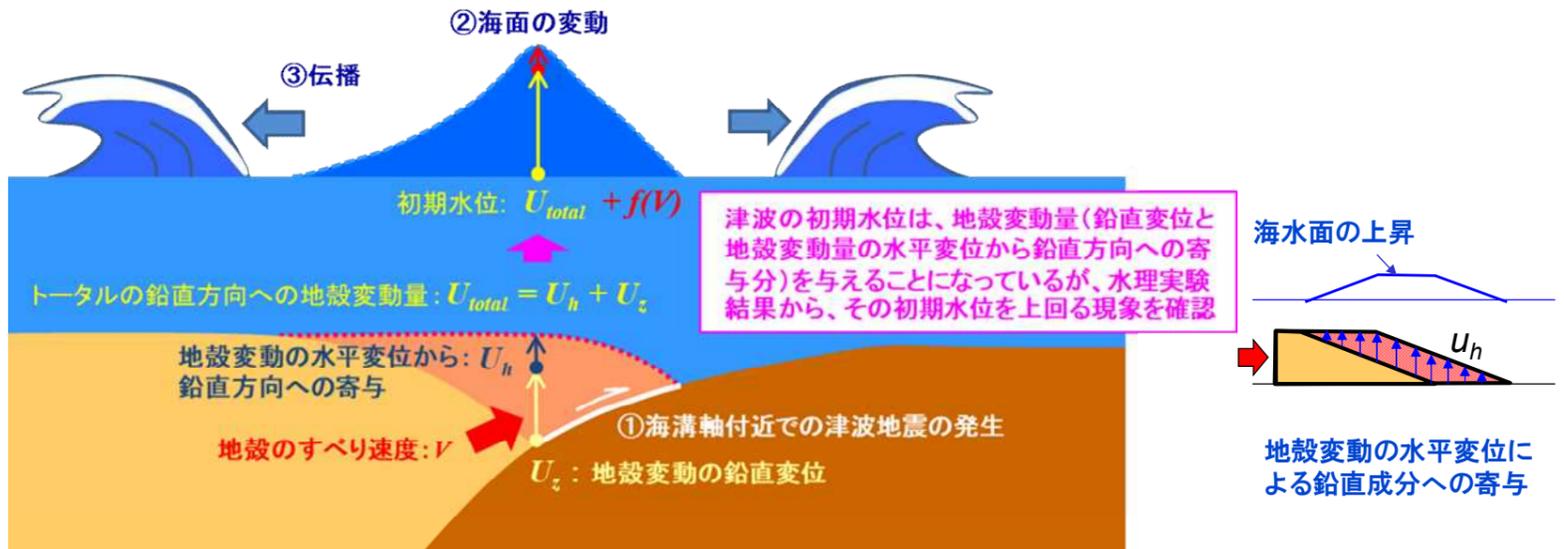
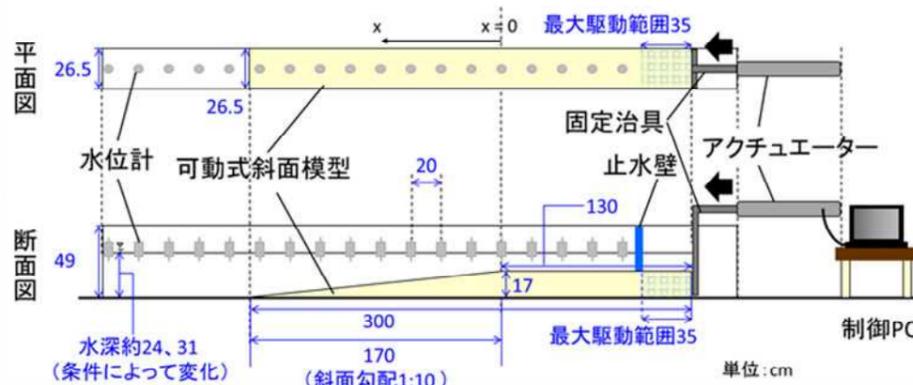


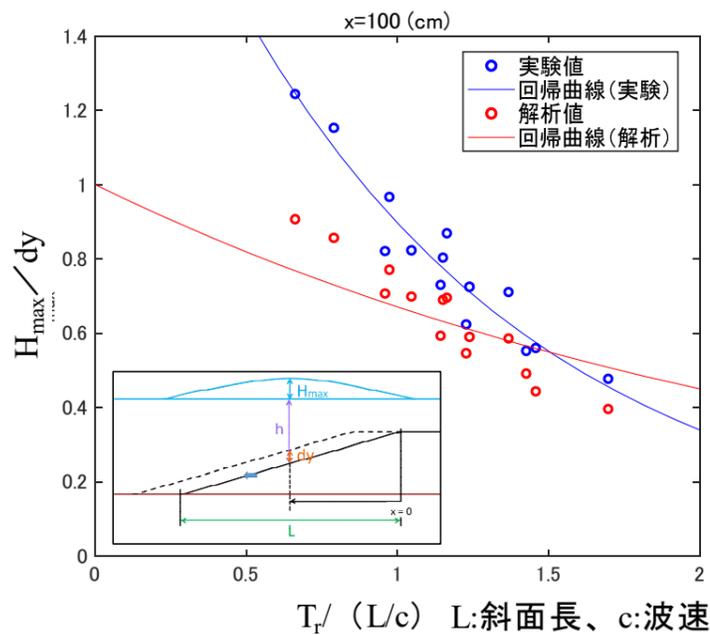
図1 津波初期水位設定のイメージ

6. 安全研究概要



(道口他、2019<sup>7)</sup>)

図2 水理実験装置の概要（実地形の約1/30,000スケール相当）



(Michiguchi et al., 2020<sup>8)</sup> の一部修正)

図3 実験と解析の最大水位と底面高さの増分の比 (Hmax/dy) と無次元ライズタイム ( Tr/ (L/c) ) の関係

(2) 既往の巨大津波の波源推定【分類②】

澤井<sup>14)</sup>や宍倉<sup>15)</sup>の研究によると、図4に示すように、1611年慶長三陸地震津波については、その波源の位置が三陸海岸沖であったとする見解と千島海溝沿いにあったとする見解の二つの説があり、未だ決着がついていない。そこで、平成28年度までの安全研究で整備した数値シミュレーションにより津波堆積物情報から津波波源を推定する手法<sup>13)</sup>を利用して、1611年慶長三陸地震津波を事例として具体的な津波波源の推定を試みる。まず、当該津波によると考えられる津波堆積物に関する文献調査、現地調査、年代分析等を行ってデータを拡充する。次に、千島海溝沿いから日本海溝沿いに複数の津波波源（シナリオ波源）を想定して津波の陸上遡上及び土砂移動の解析を実施し、津波堆積物情報及び解析結果を登録したデータベース（以下「データベース」という。）を作成する。このデータベースを用いて、具体的な津波波源を推定し、津波堆積物の不確かさの程度と推定波源の規模等への影響に関する知見を拡充する。

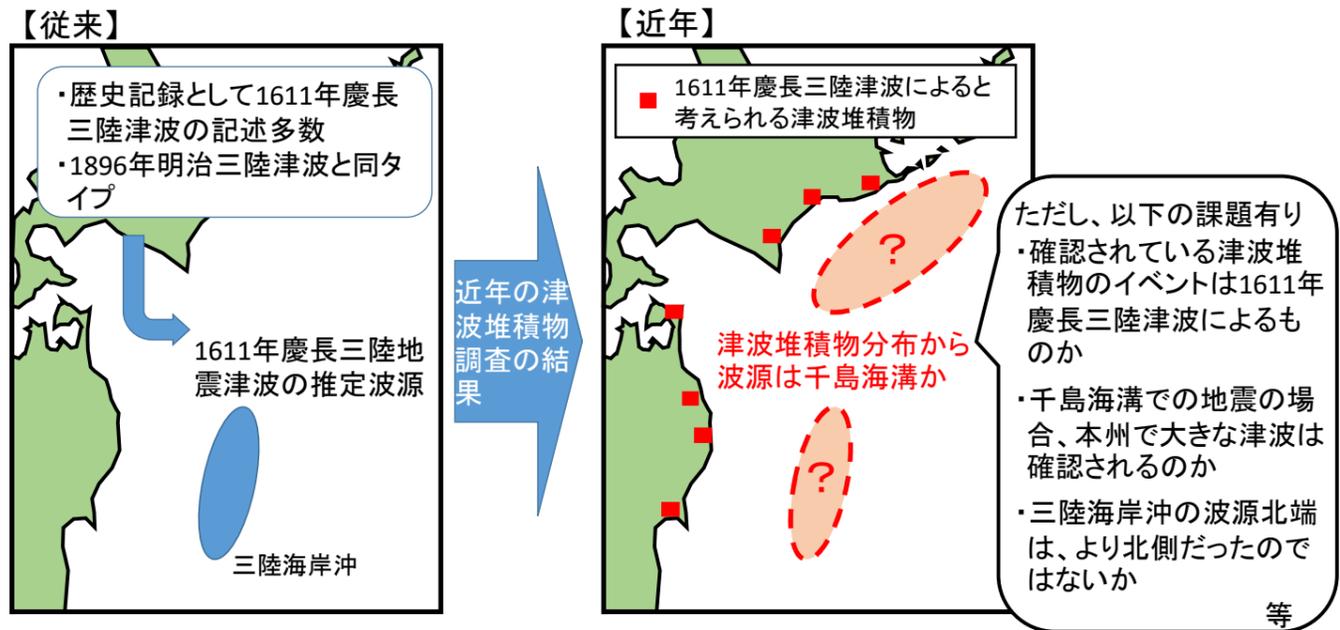


図4 1611年慶長三陸津波の津波波源に関する知見の整理

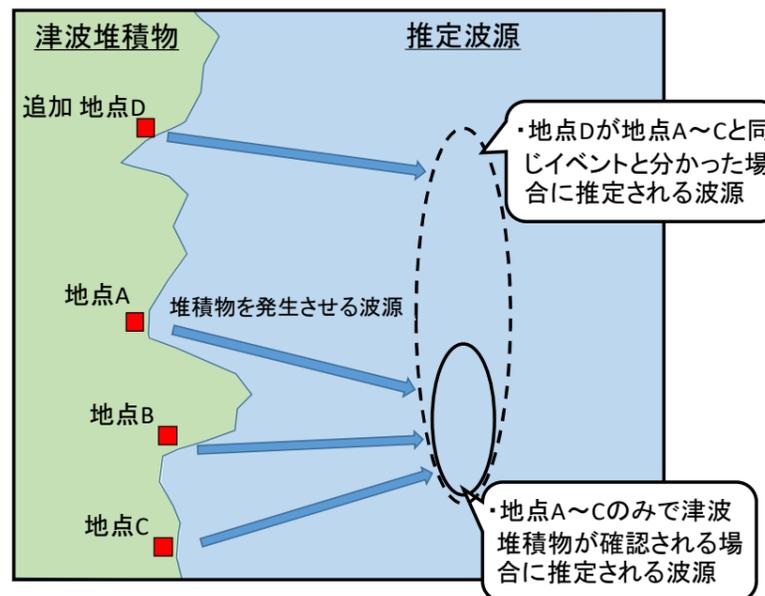


図5 津波堆積物を用いた津波波源推定のイメージ

7. 成果目標と実施計画

- (1) 海溝軸付近で発生する津波の初期水位設定方法の改良  
 成果目標：津波の初期水位の生成過程に係るメカニズムを解明する。また、その特徴を考慮した津波の初期水位設定方法を改良する。  
 実施計画：・海溝軸で発生する津波の初期水位の生成過程を明らかにするために、令和2年度までに実施した海溝軸付近で発生する津波を模擬した水理実験に新たな条件及び計測項目を追加した水理実験を行い、津波発生時の海水面の水位変動や水中の流速場に関するデータを取得する。また、水理実験の現象を更に詳細に分析するため、粒子法等の流体解析を行い、水中の流速場や圧力場のデータを取得する。  
 ・実現象を考慮した津波初期水位の設定のため、水理実験結果及び流体解析結果を踏まえ、既往の初期水位の設定方法を改良し、適用範囲を把握する。  
 ・令和6年度までに取得した初期水位の設定方法に関する知見を整理し、津波の初期水位の生成過程と適用範囲を示した津波の初期水位の設定方法を提案し、取りまとめる。
- (2) 既往の巨大津波の波源推定  
 成果目標：津波堆積物の不確かさとシナリオ波源の相関性を考慮した津波波源推定手法を整備する。また、当該手法を用いて1611年慶長三陸地震津波波源を推定する。  
 実施計画：・1611年慶長三陸地震津波を対象に、津波堆積物に関する文献調査及び現地調査、得られた津波堆積物の年代分析等を行い、津波堆積物の分布把握、その不確かさ等を整理する。  
 ・平成28年度までのプロジェクト「津波堆積物による波源推定手法の整備」で整備した土砂移動モデルを津波解析コードSANNAMI(+TUNAMI)に組み込んだ土砂移動解析ツールを整備するとともに、設定した複数のシナリオ波源の土砂移動解析を行う。  
 ・津波堆積物情報、解析条件及び解析結果を、津波堆積物の不確かさを考慮できる検索アルゴリズムを搭載したデータベースに登録する。  
 ・令和6年度までにデータベースを用いて、1611年慶長三陸地震津波の具体的な津波波源を推定するとともに、津波堆積物の不確かさとシナリオ波源の相関関係を整理する。

行程表

	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
(1) 海溝軸付近で発生する津波の初期水位設定方法の改良	既往研究の知見の整理、水理実験の実施	津波の初期水位の生成過程の把握、解析手法の改良及び水理実験結果を用いた検証	津波初期水位の設定方法の改良及び適用範囲を把握	▽論文投稿 初期水位の設定方法のまとめ
(2) 既往の巨大津波の波源推定	津波堆積物の文献・現地調査	津波堆積物の現地調査・年代分析	津波堆積物の現地調査・年代分析	論文作成▽
	土砂移動解析ツールの整備	シナリオ波源の設定及び土砂移動解析の実施及びデータベースの拡充	土砂移動解析の改善及びデータベースの拡充	論文投稿▽ 論文公表▽ データベースの拡充 ↓ 論文作成▽ 津波堆積物の不確かさとシナリオ波源の相関関係の整理及び1611年慶長三陸地震津波波源の推定

8. 実施体制

- 【地震・津波研究部門における実施者】  
 ○ 道口陽子 主任技術研究調査官（実施項目（1）関係）  
 ○ 佐藤太一 副主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）  
 ○ 山下 啓 副主任技術研究調査官（実施項目（1）、（2）関係）
- 【共同研究先】  
 実施項目（1） 国立大学法人東北大学、東北学院大学（R3年度～R5年度）  
 実施項目（2） 学校法人関西大学、国立大学法人東北大学、国立大学法人東京大学（R3年度～R5年度）

9. 備考

- 文 献  
 (1) 杉野英治, 呉長江, 是永真理子, 根本信, 岩淵洋子, 蛭沢勝三：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, Vol.13, No.2, pp.2-21, 2013.

- (2) 杉野英治, 岩淵洋子, 橋本紀彦, 松末和之, 蛭澤勝三, 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, Vol.14, No.5, pp.1-18, 2014.
- (3) 内田淳一, 岩淵洋子, 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—認識論的不確かさ要因の一つとして—, 日本地震工学会論文集, Vol.19, No.4, pp.122-155, 2019.
- (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, Vol.19, No.6, pp.283-295, 2019.
- (5) Sugino, H. and 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, Vol.21, No.1, pp.1-24, 2021.
- (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), Vol.75, No.2, pp.I\_343-I\_348, 2019.
- (8) Michiguchi, Y., Mitobe, Y., Sugino, H. and 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), Vol.76, No.2, pp.I\_337-I\_342, 2020.
- (10) 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), 35 pp., 2017.
- (11) Tanioka, Y. and Satake, K.: Tsunami generation by horizontal displacement of ocean bottom, Geophysical Research Letters, Vol. 23, No. 8, pp.861-864, 1996.
- (12) 内閣府 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会: 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震による震源断層モデルと震度分布・津波高等に関する報告書, 2022.
- (13) 高橋智幸, 川崎浩司, 平田賢治: 津波堆積物に基づく津波波源推定データベースの構築, 土木学会論文集 B2 (海岸工学), Vol.74, No.2, pp.I\_541-I\_546, 2018.
- (14) 澤井祐紀: 東北地方太平洋側における古津波堆積物の研究, 地質学雑誌, Vol.123, No.10, pp.819-830, 2017.
- (15) 宍倉正展: 千島・日本海溝沿いの超巨大地震履歴, 地震予知連絡会会報, 第101巻, 2019.
- (16) 山下啓・菅原大助・高橋智幸: 遡上津波の圧力勾配及び浮遊砂流の影響を考慮した津波土砂移動解析, 第29回海洋工学シンポジウム, OES29-052, 2022.
- (17) 杉野英治, 阿部雄太: 確率論的津波ハザード解析における津波発生・伝播モデルの不確かさの影響, 日本地震工学会論文集, Vol.22, No.4, pp.1-22, 2022.
- (18) 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, Vol.22, No.5, pp.25-42, 2022.

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>4. 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</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 地震・津波研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・研究分野</p>	<p>【横断的原子力安全】 A) 外部事象（地震、津波、火山等）</p>	<p>担当責任者</p>	<p>山崎 宏晃 上席技術研究調査官 日比野憲太 総括技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>「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）において、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）及び「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）等が、同様に重大事故等対処施設については「重大事故等対処施設」（第43条）及び「特定重大事故等対処施設」（第42条）等が外部事象（地震、津波、火山等）に対する規制要求事項として規定されている。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。</p> <p>外部事象は、その規模及び発生頻度等の不確かさが大きく、福島第一原子力発電所事故の教訓から低頻度ではあるが影響の大きい事象が発生する可能性が否定できないことが認識されている。また、安全性向上評価においては、外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)の活用が見込まれる。</p> <p>そのため、これから重要性が増していくリスク評価を考慮した外部事象に対する建屋、設備、防潮堤等の応答及び耐力に基づく損傷の度合い（フラジリティ）に関する評価の精度向上等に係る研究に取り組むことが重要である。</p> <p>(1) 地震に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討</p> <p>地震に対する前プロジェクト「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」において、建物・構築物の三次元挙動に係る耐震評価手法の整備のために、原子炉建屋及び周辺地盤の地震応答解析を行い、建屋応答の評価手法に係る知見を拡充した<sup>1) 2)</sup>。また、礫質土等の埋め立て地盤の液状化については、遠心模型実験及びシミュレーション解析等により礫質土地盤の液状化時の変形挙動等に係る知見を拡充した<sup>3)</sup>。さらに、配管設備の地震時亀裂進展に係る評価手法を提案するとともに、耐震重要設備の耐震余裕を整理した<sup>4)</sup>。</p> <p>今後、地震に対するフラジリティ評価手法の高度化のためには、新規基準の制定以降に増大した基準地震動に対して非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法及び礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価、地震による経年劣化等の観点から基準地震動を越える地震に対する既設プラントの設備の耐震性に係る知見の拡充が必要である。</p> <p>(2) 津波に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討</p> <p>津波に対する前プロジェクト「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」では、防潮堤を対象に、設計条件を超える津波までを模擬した水理試験及びシミュレーション解析を実施し、防潮堤への作用荷重、津波漂流物による影響等を評価した。防潮堤の耐津波設計手法については、持続波に対する既往の設計手法の適用範囲を明らかにするとともに、適用範囲を超える場合の評価手法及び段波が防潮堤の構造健全性に与える影響について研究を実施した<sup>5)</sup>。</p> <p>今後、津波に対するフラジリティ評価手法の高度化のためには、東北地方太平洋沖地震に伴う津波で経験したような従来の評価で得られる津波波力よりも大きな波力が生じる可能性があるヘドロ状の堆積物の影響等の海岸付近の地形条件に係る知見の拡充が必要である。</p> <p>(3) 飛翔体等の衝突に対する衝撃評価手法の高度化の検討</p> <p>地震・津波以外の外部事象に対する構造健全性評価として、飛翔体等の衝突に対する構造物の衝撃評価手法の整備を目的に、前プロジェクト「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」では、飛翔体等の衝突に対する建物・構築物の局部損傷及び全体損傷に対する試験及びシミュレーション解析を行い、衝撃力に対する応答評価手法の適用性を確認した<sup>6)</sup>。また、設備の衝撃振動試験を行い、衝撃力に対する耐力評価を行った<sup>7)</sup>。さらに、衝撃研究の一環として、輸送貯蔵兼用キャスクのスラップダウン落下に係る試験及びシミュレーション解析を行い、スラップダウン落下の影響を把握するとともに従来評価手法についての適用性を確認した<sup>8)</sup>。</p> <p>今後、建物・構築物や設備の飛翔体等の衝突に対する衝撃評価手法の高度化のためには、より現実的な建物・構築物の設置状況及び形状特性を考慮した衝撃評価手法、前プロジェクト「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」の継続課題として衝撃力に対する設備の応答評価手法に係る知見の拡充が必要である。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>本プロジェクトでは、外部事象に係る科学的・技術的知見及び規制基準等の整備に活用するための知見の拡充等に資することを目的に、地震・津波・衝撃の各分野において以下の研究を行う。</p> <p>(1) 地震に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討</p> <p>基準地震動に対して非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性、礫質土等の地盤の液状化による施設への影響及び地震による経年劣化等の観点から基準地震動を越える地震に対する既設プラントの設備の耐震性を確認する。</p> <p>(2) 津波に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討</p> <p>ヘドロ状の堆積物の影響により従来の評価で得られる津波波力よりも大きな波力が生じる可能性がある場合の、その発生条件及び防潮堤等への影響を確認する。</p> <p>(3) 飛翔体等の衝突に対する衝撃評価手法の高度化の検討</p> <p>現実的に想定される複雑な設置状態・形状をした建物・構築物の衝撃評価や、衝撃力に対するガタ系等を含む設備の応答評価手法の適用性を確認する。</p>		
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(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、機器・配管等の施設・設備の耐震設計に係る適合性審査における妥当性判断に資する技術的知見として活用される（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（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。）</p>		

別記2第4条、及び耐震設計に係る設工認審査ガイド（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）。また、安全性向上評価（原子炉等規制法第43条の3の29）を確認するときの技術基盤として活用される。

(2)で得られた成果は、基準津波に対する防潮堤等の津波防護施設等の耐津波設計に係る適合性審査における妥当性判断に資する技術的知見として活用される（設置許可基準規則解釈別記3第5条、及び耐津波設計に係る設工認審査ガイド（原規技発第1306196号、平成25年6月19日原子力規制委員会決定））。

(3)で得られた成果は、特定重大事故等対処施設への航空機衝突による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知見として活用される（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））。

また、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、必要に応じて、関連する基準や審査ガイド等への反映を検討する。

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)地震に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討【分類①④】

a. 建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

a-1 非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

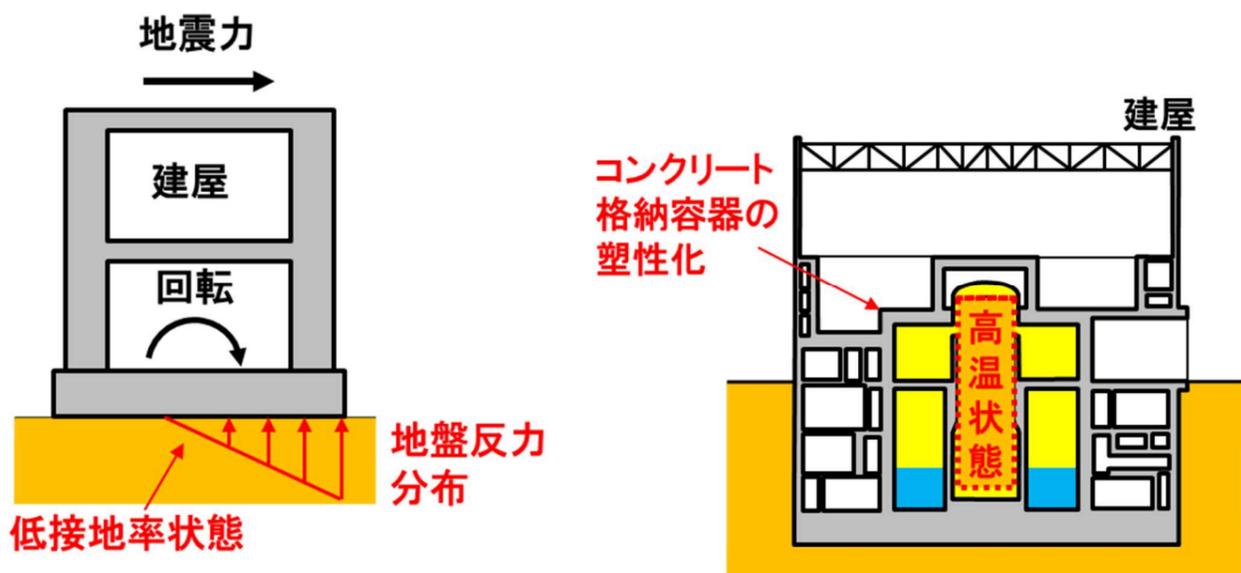
建屋の耐震安全性評価手法の適用性について、令和2年度までは原子炉建屋を対象とした三次元FEMモデルを用いた地震応答解析により、応答挙動に影響を及ぼす因子を分析整理し、建屋の三次元地震時挙動の精緻化に資する知見を蓄積してきた<sup>1)</sup>。今後は、これまでの三次元解析に関する知見を踏まえ、非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性に係る以下の検討を実施する。

原子力発電所の建屋の中には、構造形状や重量配分及び地盤条件等により、基準地震動の増大に伴い地震時の接地率が低くなる建屋が存在する可能性がある。低接地率の建屋では上下応答を適切に評価する必要があり、採用する評価手法の適用性について確認することが重要である。しかし、このような低接地率状態となる建屋について、低接地率の挙動や動的な鉛直地震動の影響に着目した研究事例がほとんど無い。したがって、低接地率状態となる建屋の応答評価手法に関する知見を蓄積する必要がある。

また、原子炉建屋において、これまでは設計基準事象のうち通常時の状態を対象とした検討を実施し知見を蓄積してきたが、事故後の状態を対象とした高温状態等の影響を受けた建屋の地震時応力解析に関する知見は少ないことから、高温状態等の影響を受けた建屋の地震時応力解析手法の適用性を確認するとともに応答特性への影響に関する知見を蓄積する必要がある。

そこで、低接地率状態の建屋の応答評価及び高温状態等の影響を受けた建屋の地震荷重作用時の応答特性に与える影響評価に関する既往知見の調査並びに関連する試験や解析を実施して応答特性を把握し、非線形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する。(図1-1)

6. 安全研究概要



低接地率状態の建屋の概念図

高温状態等の影響を受けた建屋の概念図

図1-1 低接地率状態の建屋及び高温状態等に曝された建屋の概念図

a-2 高密度に配置した地震計による建屋の精緻な三次元挙動の把握

建屋の応答挙動については、建屋における地震観測記録に基づき、シミュレーション解析を用いて三次元的な応答挙動を把握している。しかし、原子炉建屋の三次元解析による既往の検討では、開口部や壁からの影響により床版の局所的な応答が見られ、これまでの原子炉建屋の三次元解析モデルによる検討においても、同一フロア内で場所により応答に差異が確認された<sup>1)</sup>。そのため、より多くの観測地点における記録を収集し、精緻に建屋の応答挙動を把握することが重要である。そこで建屋の精緻な三次元挙動を把握するため、令和2年度までに実建屋として、高温工学試験研究炉建屋（以下「HTTR 建屋」という。）において地震観測システムを整備し、建屋の振動特性の分析等を実施してきた<sup>2)</sup>。今後は、実建屋及び周辺地盤における地震観測等の記録の計測・分析及びその記録のシミュレーション解析等を実施し、地震応答解析モデルの精緻化に係る知見を拡充する。(図1-2)

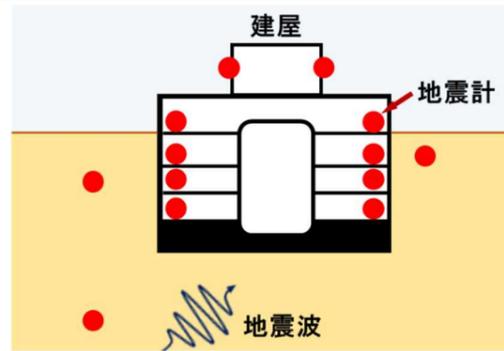


図 1-2 建屋及び地盤における地震観測の概念図

a-3 建物・構築物の地震応答解析における減衰定数の設定に係る検討

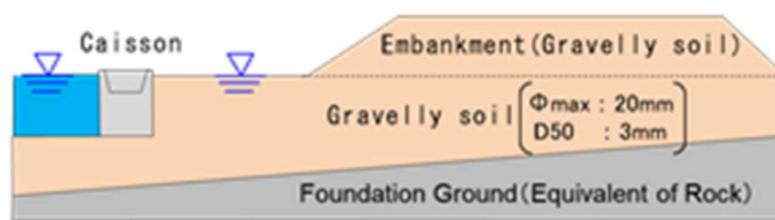
地震応答解析における建物の減衰定数については、これまで原子炉建屋等の設計評価において適用実績のある経験的な値を基本に、不確かさを考慮した感度解析等によりその影響が検討されてきた。しかし、これまで経験的に用いられてきた建物の減衰定数は、その対象が原子炉建屋のような比較的複雑な構造物での知見に基づくものであり、近年追設された比較的単純な構造の建物への適用性については知見を蓄積することが重要である。

そこで、原子力発電所施設のうち比較的単純な構造形式の鉄筋コンクリート造建物を対象に、その構造や応答性状等を踏まえて既往の建物における観測記録や振動試験の結果等に基づく知見を整理、分析し、地震応答解析における減衰定数の設定に関する考え方を整理する。

b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価

密な礫質土地盤は、通常、液状化し難い地盤と考えられている。一方、基準地震動レベルの地震動が作用した場合、密な礫質土地盤においても過剰間隙水圧の上昇による地盤の変状が懸念される。そのため、令和2年度までは防潮堤が設置される原子力発電所の敷地沿岸部の地形や地質を想定し、護岸や盛土を有する礫質土地盤モデルを用いた遠心模型実験及びシミュレーション解析を実施して液状化時の礫質土地盤の変形挙動等に係る知見を蓄積してきた<sup>3)</sup>。(図1-3)

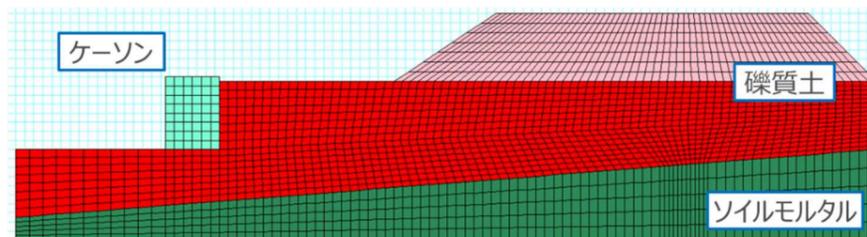
これまでの実験及び解析により、礫質土地盤においても過剰間隙水圧が上昇し液状化が発生することは確認されてきたが、その液状化時の過剰間隙水圧の蓄積傾向等は通常の砂地盤とは異なることから屋外重要土木構造物等の応答特性や作用荷重等、施設への影響の程度も異なる可能性がある。しかし、礫質土地盤の液状化による施設への影響に関して実験等により評価した既往の知見は少なく審査に資する知見を蓄積することが重要である。そこで、今後は、防潮堤や屋外重要土木構造物等の施設の周辺地盤を対象に、原子力発電所特有の条件として地震動、礫質土等の地盤材料、地形等の特性を踏まえた液状化実験やシミュレーション解析等を実施し、礫質土地盤の液状化による施設への影響評価に係る技術的知見を拡充する。(図1-4)



遠心模型実験モデル



遠心模型実験結果



有効応力解析モデル

図 1-3 遠心模型実験及び解析の一例<sup>3)</sup>

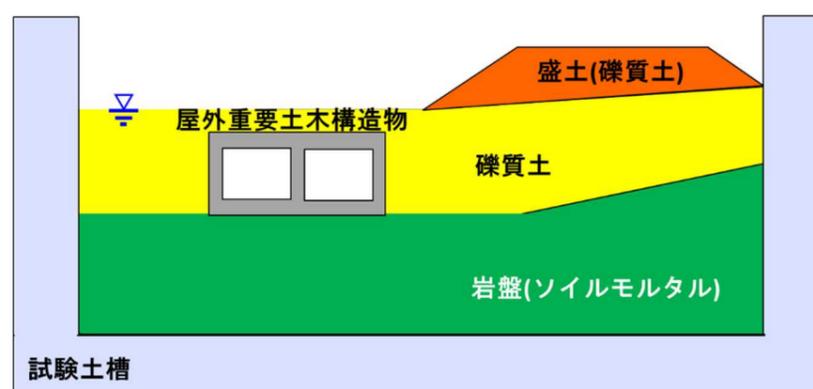


図 1-4 施設への影響評価を対象とした液状化試験体の概念図

c. 既設プラントの設備の耐震性の把握

旧原子力発電技術機構及び旧原子力安全基盤機構は、機器配管系、電気品等の設備の耐震性の把握を目的として、その振動試験を継続的に行ってきた<sup>(例えば、9) 10) 11)</sup>。これらの振動試験は、新設プラントの許認可等の審査に資することを目的としたものであり、新品の耐震Sクラスの設備を対象として、基準地震動レベルまでの耐震性を確認するとともに、一部の設備については限界耐力までを把握してきた。しかしながら、近年は平成19年の新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所や平成23年の東北地方太平洋沖地震を受けた女川原子力発電所等、大きな地震を経験した既設プラントに係る審査も行われている。また、先の東北地方太平洋沖地震を受けた福島第一原子力発電所の事故以降に策定された新規制基準は、適切な不確かさを考慮した基準地震動の設定を要求するとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための特定重大事故等対処施設の設置、その各部に生じるおそれのある応力等が許容限界に相当する応力等に対して余裕を有することも併せて要求している。さらに、原子炉等規制法は、事業者に自主的な安全性向上の取り組みを促進するため、安全性向上評価の実施を求めており、その運用ガイドでは、確率論的リスク評価や安全裕度評価に基づく評価方法を示している。

上述を踏まえ、新規制基準に適合した既設プラントの地震に対する確率論的リスク評価や安全裕度評価に資するため、大きな地震を経験した設備や新たに導入された設備の耐震性、特にその基準地震動を超える領域での耐震性を明らかにする必要がある。

c-1 大きな地震を経験した設備の耐震性の把握

c-1-1 大きな地震を経験した配管系の耐震性の把握

大きな地震を経験したことによる影響が大きいと考えられる設備とその損傷モードとして配管系の疲労損傷が挙げられる。そこで、過去に大きな地震を経験した配管系の基準地震動レベル及び基準地震動を超えるレベルの地震荷重に対する疲労評価における裕度等を把握するため、試験片を用いた材料試験及び配管要素試験体を用いた振動試験を行う。また、試験で観測された繰り返し荷重下での弾塑性挙動及び疲労強度について、有限要素法等によって詳細に評価し、既往の疲労評価手法の適用性を確認する。(図1-5)

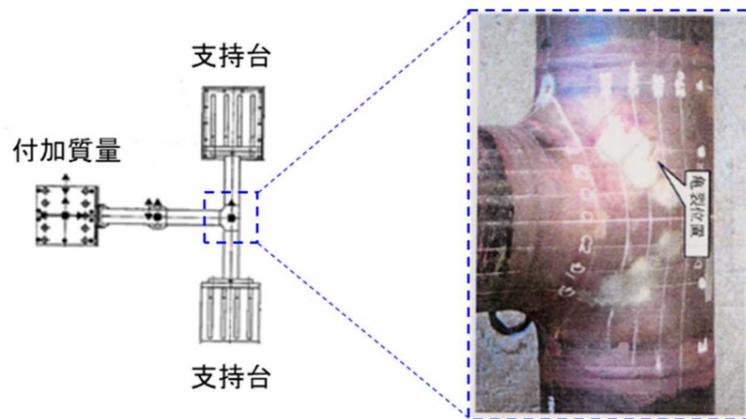
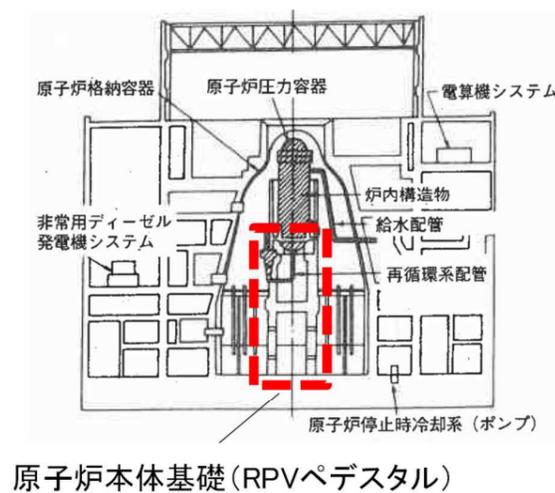


図1-5 配管要素の振動試験の一例<sup>12)</sup>

c-1-2 大きな地震を経験した鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の耐震性の把握

既設の原子力施設の地震リスクを評価するには、過去に経験した地震の影響、すなわち、繰り返し地震の影響を考慮した設備の耐震性に着目し、その設計レベル及びそれをを超える領域の耐震性を明らかにする必要がある。上述の必要性を踏まえ、新たな物に取り替え困難な設備に着目すると、1つには原子炉本体基礎(RPVペDESTAL)が挙げられるが、鋼構造部の中にコンクリートが充填されている複合構造物である鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の復元力特性に係る知見は少ない。そこで、鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の復元力特性、特に繰り返し地震の影響を考慮した履歴特性に係る知見を拡充する。(図1-6)



原子炉本体基礎(RPVペDESTAL)



縮尺試験体の鋼構造部

文献13)の「図1-2 安全上重要な大型設備の原子炉建屋内配置」に加筆

図1-6 原子炉本体基礎とその縮尺試験体

c-2 既設プラントに新たに導入された設備の耐震性の把握

設備の地震応答低減のために既設プラントに新たに導入された制振装置を対象として、審査における確認内容を取りまとめる。また、審査における確認内容の理解に資するため、制振装置の試験、解析を題材とした事例集を作成する。(図1-7)

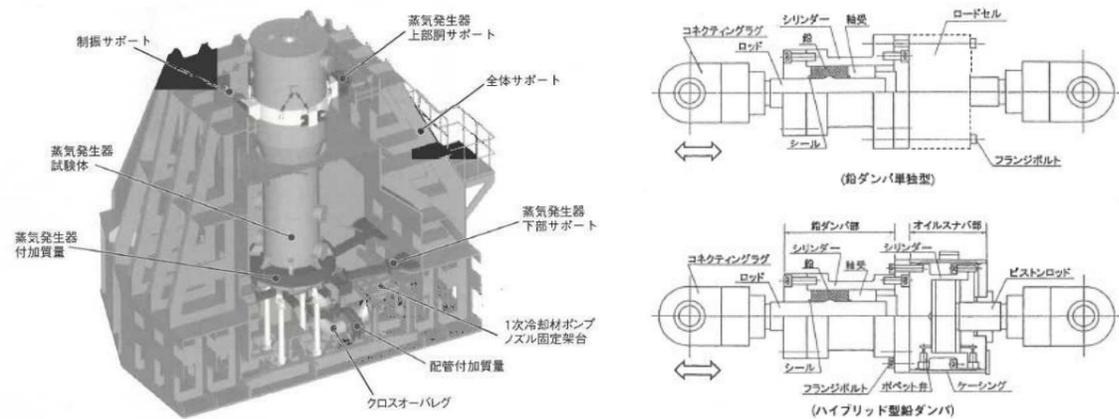


図1-7 過去に旧原子力発電技術機構で実施した制振装置(鉛ダンパ)の振動試験の例<sup>13)</sup>  
(左:試験体の概要、右:鉛ダンパの構造)

(2) 津波に対する脆弱性評価手法の高度化の検討【分類①】

a. 黒津波の発生条件等の検討

東北地方太平洋沖地震に伴う津波の経験等から、海底面にヘドロ状の堆積物が存在する沿岸海域に津波が来襲した際、このヘドロ状の堆積物が混入した津波(以下「黒津波」という。)が発生する場合があります、特に、港湾や防波堤等の入口の様な狭窄部を通過する津波は、この傾向が顕著になることが知られている<sup>14)</sup>。

そこで、沿岸海域の地形効果やヘドロ状の堆積物の堆積量等に着目し、水理試験やシミュレーション解析を実施することにより、黒津波の発生条件及び防潮堤等への影響を確認し、それらの知見を拡充する。(図2-1)

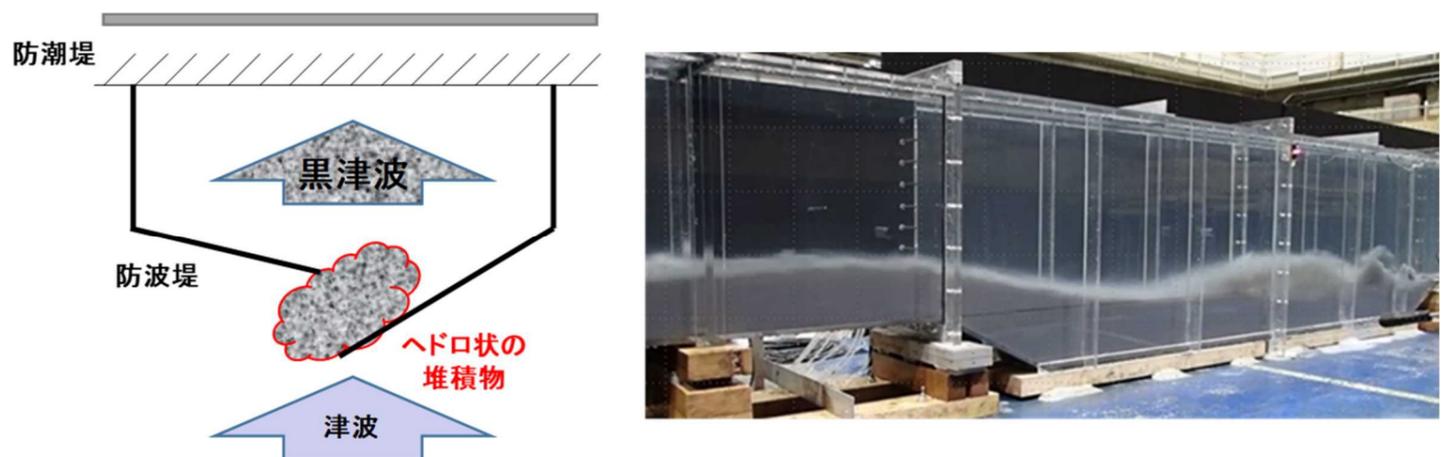


図2-1 狭窄部による黒津波発生概念図及び水理試験の例

(3) 飛翔体等の衝突に対する衝撃評価手法の高度化の検討【分類②④】

a. 建物・構築物の設置状況及び形状特性を考慮した衝撃評価

これまで、衝撃力が作用する建物・構築物を対象にした研究として、高速衝突による鉄筋コンクリート板の局部損傷及び3階建て構築物を模擬した試験体外壁への物体衝突を起因とした構築物の衝撃挙動に係る実験を実施し、実現象の確認及び実験のシミュレーション解析から評価手法の妥当性等を確認した<sup>例え、6)</sup>(図3-1)。

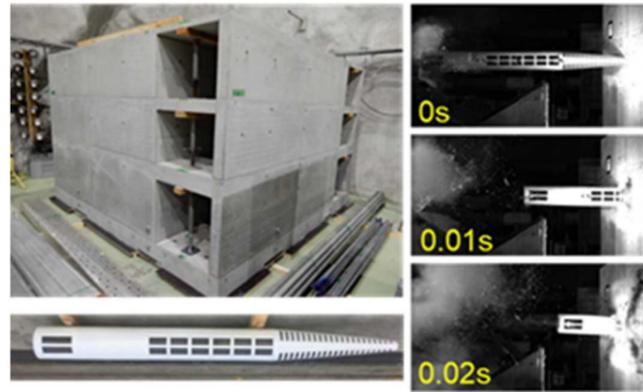
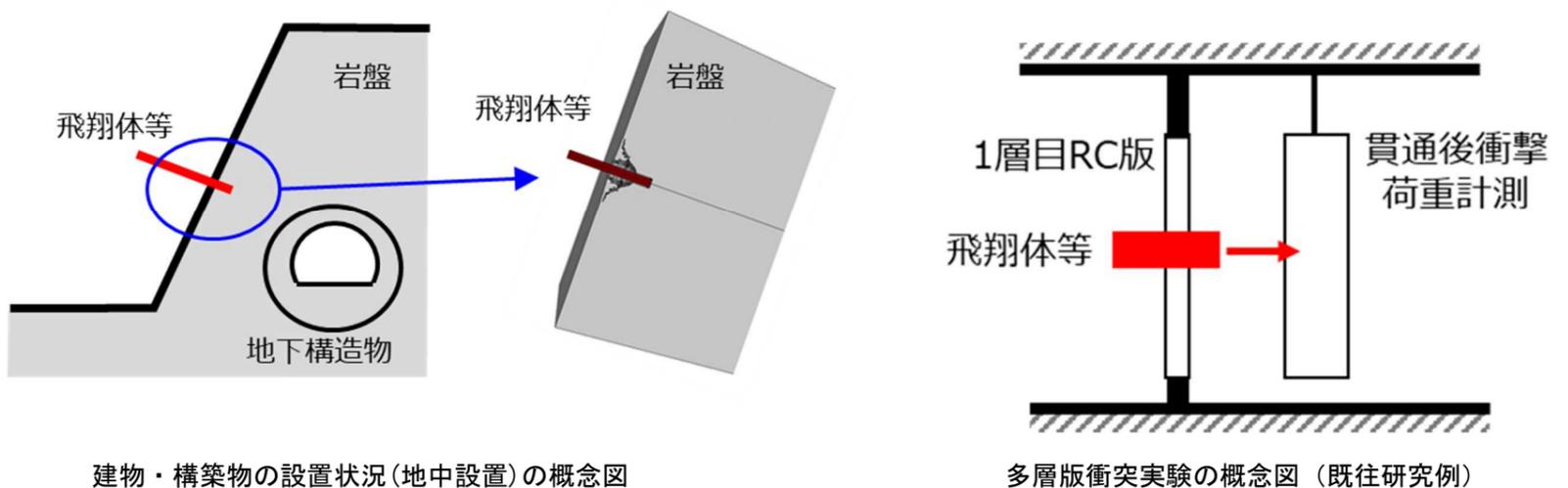


図3-1 構築物への衝突実験<sup>6)</sup>

建物・構築物に対する既往の耐衝撃研究や令和2年度までに規制庁で実施してきた研究は、地上の建物・構築物を想定した平板構造や簡略化した構築物を対象にしたものがほとんどである。一方、原子力施設には多くの地中設置の構築物が存在し、岩盤内又は上載部を土やマンメイドロック等で埋め戻された地盤に設置されており、審査ガイド<sup>15)</sup>では評価対象となる施設が地下に設置される場合にも衝撃破損についての評価が求められている。

また、実構築物は様々な形状を有しており、現実的な形状を考慮した衝撃評価も必要となる。現実的な形状を考慮した既往研究としては、衝撃作用に対する鉄筋コンクリート構築物の補強対策(ライナー等)に関する研究や構築物内の壁や床等を考慮した多層版による防護に関する研究等<sup>例え、16) 17)</sup>があるが、その数は少ない。この様に構築物の設置状況や構造形状等を踏まえた現実的な条件での衝突評価の事例はほとんどなく、これらの評価に係る知見を蓄積することが重要である。

そこで、岩盤内設置等の設置状況や構築物の複雑な形状を考慮した局部損傷に関する評価手法の適用性を検討する。具体的には、岩石供試体への衝突実験及び実構築物で見られる形状を模擬した試験体への衝突実験を実施し、実験結果の分析及び実験のシミュレーション解析を通して、衝突時の応答に係る知見を拡充する。(図3-2)



建物・構築物の設置状況(地中設置)の概念図

多層版衝突実験の概念図(既往研究例)

図3-2 岩盤への貫入及び多層版衝突実験の概念図

b. 衝撃力に対する設備の応答評価手法の検討

令和2年度までに実施してきた電気品等の設備の衝撃振動試験では、ガタ系等を有する構造によって衝撃応答が増幅し、設備が損傷する事例を確認した<sup>7)</sup>。そのため、衝撃力に対する設備の健全性を評価するには、設備を構成する要素の耐力に係る知見に加え、ガタ系等を含む設備の応答に係る知見も拡充する必要がある。

そこで、衝撃力に対するガタ系等を含む設備の応答等を把握するため、電気盤を模擬した試験体を製作し、その衝撃振動試験を実施する。また、ガタ系等を含む設備の応答評価手法を検討するため、既往知見に基づき衝撃応答解析を実施し、衝撃振動試験結果と比較することにより、その適用性を確認する。(図3-3, 3-4)

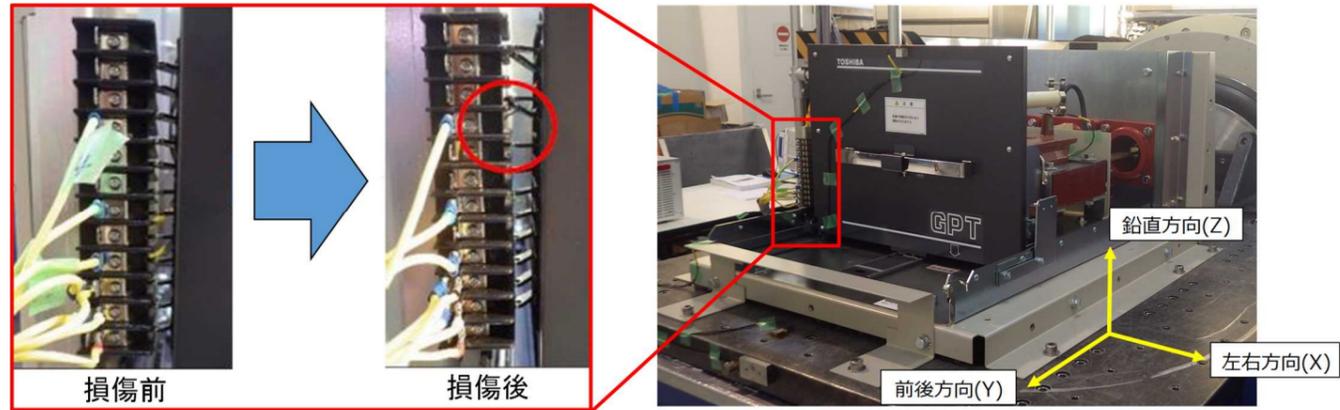


図3-3 ガタ系等を有する計器用設置形変圧器の衝撃振動試験とその損傷事例  
(文献7)の「図-1 試験体の外観」及び「図-3 試験で観察された機能喪失の例」を編集)

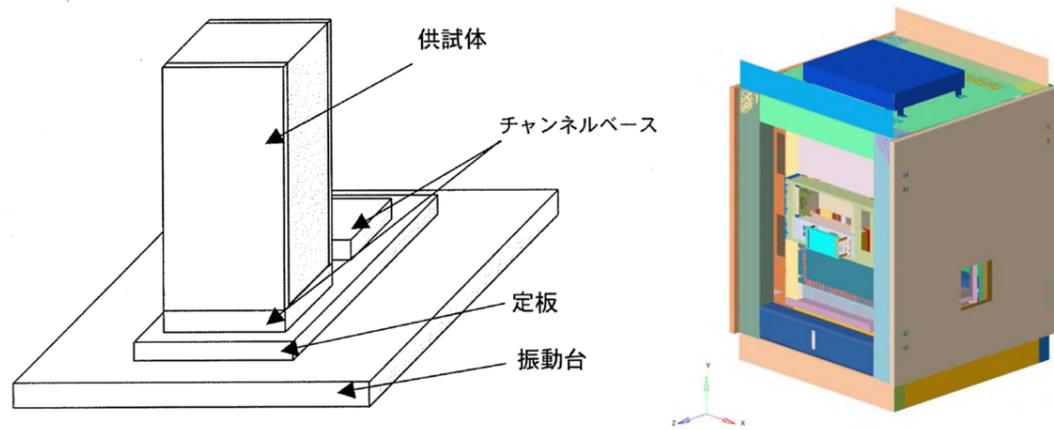


図3-4 電気盤を模擬した試験体の衝撃振動試験のイメージ<sup>18)</sup>と解析モデルの一例

(1) 地震に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討

a. 建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

a-1 非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

成果目標：低接地率状態となる建屋の応答評価に関する知見を蓄積し低接地率の挙動や動的な鉛直地震動の影響に着目した評価手法の適用性を確認する。また、高温状態等の影響が建屋の応答特性へ与える影響に関する知見を蓄積し事故後の状態を対象とした建屋の地震時応力解析手法の適用性を確認する。

実施計画：令和3年度は、低接地率状態となる建屋の解析モデルや応答挙動に係る知見を調査するとともに、低接地率状態となる建屋を模擬した解析を実施し、結果を取りまとめる。また、高温状態に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に関する調査を行い、試験や解析の実施計画を検討する。令和4年度は、高温状態にさらされた建屋の地震時応答挙動を把握するためのコンクリートの材料試験データを取得する。また、実機の鉄筋コンクリート部材の材料特性を把握するため、これを模擬した材料試験体等を製作し令和5年度での試験実施に備える。さらに、令和6年度に実施予定の構造試験についてシミュレーション解析等により実施計画を検討する。令和5年度は、前年度に製作した試験体を用いて引き続きコンクリートの材料試験データ及び実機の鉄筋コンクリート部材の材料特性を把握するための材料試験データを取得する。さらに、構造試験体の製作、シミュレーション解析等を行い、令和6年度に実施予定の構造試験に備える。令和6年度は、前年度に製作した構造試験体等を用いて構造試験、シミュレーション解析等を行うとともに、令和5年度までに実施した検討結果を踏まえ、非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性に関する技術的知見を取りまとめる。

a-2 高密度に配置した地震計による建屋の精緻な三次元挙動の把握

成果目標：多点での地震観測等の記録から建屋の精緻な振動特性を分析し建屋の三次元挙動を把握する。また、三次元解析モデルによるシミュレーション解析結果との比較を通して、地震応答解析モデルの精緻化に係る知見を拡充する。

実施計画：令和2年度までに整備したHTTR建屋の地震観測システムを用いて、継続して地震観測等を実施する。令和3年度は、過年度までの地震等の観測記録の整理分析を行うとともに、ここまでの課題等を整理して中間取りまとめを行う。令和4年度は、観測記録の分析方法に係る既往知見を収集し本研究へ適用しうる方法を抽出及び試検討を実施する。また、振動波送信装置を用いた計測の全体計画を検討する。令和5年度及び令和6年度は、令和4年度に抽出したシステム同定手法を適用し、多点で同時に得られた地震観測記録等から固有振動数やモード等の建屋の振動特性を同定する。さらに、三次元耐震解析モデルによるシミュレーション解析を実施し、三次元解析モデルの精緻化や妥当性確認を通して三次元耐震解析手法の高度化に係る知見を蓄積する。本研究で得られた知見は、令和6年度中に論文として取りまとめる。

7. 成果目標と実施計画

a-3 建物・構築物の地震応答解析における減衰定数の設定に係る検討

成果目標：比較的単純な構造形式の建物・構築物を対象に、地震応答解析における減衰定数の設定に係る知見を整理する。

実施計画：原子力発電所施設のうち比較的単純な構造形式の建物を対象に、その構造や応答性状等を踏まえて既往の建物における観測記録や振動試験の結果等に基づく知見を整理及び分析し、地震応答解析における減衰定数の設定に関する考え方を整理する。令和5年度は、建物の地震応答解析における減衰定数の設定に関する既往知見を収集するとともに、収集した知見の整理及び分析を行う。令和6年度は、建物の地震応答解析における減衰定数の設定に関する既往知見の収集、整理及び分析の結果を踏まえ知見を取りまとめる。

b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価

成果目標：原子力発電所施設の周辺地盤の液状化による施設への影響評価に関する知見の拡充のため、液状化時に施設へ作用する土圧等の性状や施設の床応答等の応答挙動を把握する。

実施計画：屋外重要土木構造物等の地中構造物を模擬し、周辺地盤のサイクリックモビリティを伴うような密な地盤モデルを作成し、遠心模型実験及びシミュレーション解析を実施する。令和3年度は、模型実験条件等の検討のため施設への影響評価に係る既往の知見を整理するとともに、施設へ作用する土圧等の計測方法の適用性を確認するため小型遠心模型を用いた予備実験及び試解析を実施する。令和4年度は、小型遠心模型実験及び大型遠心模型実験による土圧等の計測方法の適用性の確認とともに、次年度の大型遠心模型実験条件の検討を行う。令和5年度及び令和6年度は、地中構造物を模擬したモデルを設置し地盤条件のばらつきや構造条件の相違等を考慮したモデルを用い、大型遠心模型実験及びシミュレーション解析を実施し、施設へ作用する土圧等の性状や施設の応答挙動を把握する。また、得られた知見を整理し、論文等に取りまとめる。

c. 既設プラントの設備の耐震性の把握

c-1 大きな地震を経験した設備の耐震性の把握

c-1-1 大きな地震を経験した配管系の耐震性の把握

成果目標：振動試験によって基準地震動レベルの入力波が繰返し入力された場合の配管系の疲労損傷裕度を確認する。また、設計を超えるレベルの疲労損傷を評価するため、弾塑性有限要素解析に基づく疲労評価手法の適用性を検証する。

実施計画：弾塑性有限要素解析により、振動試験に用いる試験体の諸元や試験条件を決定するとともに、累積疲労レベルを予測する。続いて、実機の配管系の配管要素（エルボ、同径ティ、異径ティ）の縮尺試験体を製作し、正弦波による加振を行い、疲労損傷（疲労亀裂の貫通）までに要したサイクル数を測定する。そして、解析によるサイクル数の予測値と振動試験の実測値を比較することで、現状設計手法に基づいて設計・製作した配管要素試験体の疲労損傷裕度を評価するとともに、有限要素解析に基づく疲労評価手法の適用性と、適用における留意点を整理する。本研究で得られた疲労評価に係る知見は、令和6年度までに論文として取りまとめる。

c-1-2 大きな地震を経験した鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の耐震性の把握

成果目標：繰返し入力される地震力が、鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の復元力特性に及ぼす影響を明らかにする。

実施計画：鋼コンクリート製の原子炉本体基礎を対象に、その復元力特性に係る知見を調査し、載荷試験計画を立案する。また、立案した載荷試験計画に基づき、原子炉本体基礎の縮尺試験体を設計、製作する。続いて、製作した試験体の載荷試験を行い、荷重－変位関係等のデータを取得する。そして、取得したデータを分析、整理し、加力回数が原子炉本体基礎の復元力特性、特にその履歴特性に及ぼす影響を明らかにする。本研究で得られた知見は、令和6年度までに論文として取りまとめる。

c-2 既設プラントに新たに導入された設備の耐震性の把握

成果目標：設備の地震応答低減のために既設プラントに新たに導入された制振装置を対象として、審査における確認内容を取りまとめる。

実施計画：既存の制振装置を対象にその特性、審査における留意事項、関連する既往研究を調査し、審査における確認内容を分析、検討し、取りまとめる。また、審査における確認内容の理解に資するため、制振装置の振動試験を実施するとともに、制振装置が適用された設備の地震応答解析に係る既往研究を調査し、それらを題材とした事例集を作成する。以上の結果を基に、事業者が制振装置を適用する場合の審査における確認内容及び事例集を整理し、令和6年度までに NRA 技術報告等の原稿を取りまとめる。

(2) 津波に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討

a. 黒津波の発生条件等の検討

成果目標：黒津波の発生条件の知見を拡充するとともに、黒津波による作用波圧への影響等を明らかにする。

実施計画：沿岸海域の地形効果やヘドロ状の堆積物の特性や堆積量等に着目し、津波の来襲及び地形効果や堆積物等を模擬した水理試験設備を製作のうえ水理試験を実施し、堆積物の巻上げ状況や作用波圧等に係るデータを取得する。取得したデータを整理・分析するとともにシミュレーション解析を実施し、黒津波の発生条件の知見を拡充するとともに、黒津波による作用波圧への影響等を明らかにする。本研究で得られた知見は、令和6年度までに論文として取りまとめる。

(3) 飛翔体等の衝突に対する衝撃評価手法の高度化の検討

a. 建物・構築物の設置状況及び形状特性を考慮した衝撃評価

成果目標：設置状況・形状特性を考慮した建物・構築物の衝撃評価に係る知見の拡充のため、関連する既往知見を調査するとともに、設置状況・形状特性を考慮した衝突実験を実施し損傷状況を確認する。また、衝突実験の再現解析を実施し耐衝撃評価手法の妥当性を確認する。

実施計画：設置状況を考慮した耐衝撃評価として、岩盤等試験体への衝突実験を実施するとともに貫入事象について整理し、既往実験式、理論的評価手法及び数値解析手法の適用性を確認する。令和3年度はコンクリート試験体を対象に半球型飛翔体の高速貫入実験を実施、令和4年度は岩石試験体への高速貫入実験を実施、令和5年度及び令和6年度は試験体の材質又は飛翔体形状を変更して高速貫入実験を実施し、これらの結果に対する既往実験式の適用性を確認する。あわせて、実施期間内に貫入事象に係る理論的評価手法の適用性を確認し、成果を論文等にまとめる。また、形状特性を考慮した耐衝撃評価として、平板及びアーチ構造試験体への衝突実験を実施し、形状の違いによる損傷状況の差異について整理し、既往実験式及び数値解析手法の適用性を確認する。令和3年度は、高さ1m程度の小型鉄筋コンクリート製の平板及びアーチ試験体への球状飛翔体の衝突実験を実施し、貫通事象及び裏面剥離事象について把握する。令和4年度は、高さ2m程度の中型鉄筋コンクリート製の平板及びアーチ試験体への平坦型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とともに、令和3年度とは異なる曲率の小型アーチ試験体への衝突実験を実施し曲率の差異による影響を確認する。令和5年度は、中型試験体の貫通事象に着目した衝突実験及び平坦型飛翔体を用いた小型試験体への衝突実験を実施し、実験条件の差異による影響を確認する。令和6年度は、小型試験体を対象に過年度までと異なる飛翔体を用いた衝突実験を実施し、飛翔体の剛性の差異による試験体への影響について確認する。また、実施期間内において実施した衝突実験の再現解析から数値解析評価手法の適用性について確認し、成果を論文等にまとめる。

b. 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討

成果目標：衝撃力に対するガタ系等を含む設備の応答評価への既往知見に基づく応答解析手法の適用性を確認する。

実施計画：電気盤を模擬した試験体を製作する。続いて、製作した試験体の衝撃振動試験を実施するとともに、既往知見に基づく衝撃応答解析を実施する。並行して、ガタ系を有する設備として、令和元年度に実施した計器用設置形変圧器の衝撃振動試験を対象とし、既往知見に基づく衝撃応答解析を実施する。さらに、電気盤を模擬した試験体にガタ系を有する設備を組み合わせた衝撃応答解析を実施し、ガタ系による非線形応答が試験体の全体応答に及ぼす影響を確認する。これらの試験データ及び解析結果を整理、比較、分析し、衝撃力に対するガタ系等を含む設備の応答評価への既往知見に基づく応答解析手法の適用性を確認する。本研究で得られたガタ系等を含む設備の応答に係る知見は、令和6年度までに論文として取りまとめる。

		行程表					
		R3年度	R4年度	R5年度	R6年度		
	(1) a-1 非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価				▽	論文等取りまとめ	
		・低接地率状態となる建屋の解析モデル、応答挙動に係る調査、解析及び取りまとめ				▽	論文等取りまとめ
	(1) a-2 高密度に配置した地震計による建屋の精緻な三次元挙動の把握	・高温状態に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に関する調査・実施計画の検討	・高温状態に曝された建屋壁を想定したコンクリートの材料試験体の作成、試験の実施及び試験に係る解析モデルの作成	・高温状態に曝された建屋の実大規模の試験体を用いた試験の実施、構造試験体の製作及び試験に係る解析の実施	・高温状態に曝された建屋を模擬した構造試験の実施・解析の実施、地震時応力解析の適用性に関する知見の取りまとめ		
		▽共同研究報告書の取りまとめ			▽	論文等取りまとめ	
	(1) a-3 建物・構築物の地震応答解析における減衰定数の設定に係る検討	・観測記録等に基づく建屋の固有振動モードの分析	・観測記録等に基づく建屋の応答特性の分析手法の調査検討	・観測記録等に基づくシステム同定手法を用いた検討及びシミュレーション解析	・観測記録等に基づく建屋の三次元解析モデルの精緻化に関する知見の取りまとめ		
				・建物の減衰に関する既往知見の収集整理及び分析	・建物の減衰に関する知見の取りまとめ	▽	論文等取りまとめ
	(1) b 礫質土等の地盤の液化化による施設への影響評価	・構造物周辺の礫質土地盤等の液化化による構造物への影響評価に係る調査、検討条件の設定に係る予備実験及び試験の実施	・構造物周辺の礫質土地盤等の液化化実験及び解析による構造物周辺地盤の応答挙動の把握	・構造物周辺の礫質土地盤等の液化化実験及び解析による構造物への作用荷重特性の把握	・構造物周辺の礫質土地盤等の液化化による構造物への影響評価に関する知見の取りまとめ		
		共同研究報告書の取りまとめ ▽				▽	論文等取りまとめ
	(1) c-1-1 大きな地震を経験した配管系の耐震性の把握	・大きな地震を経験した配管系の耐震性の把握のための試験計画の立案、材料試験	・事前解析の実施、配管要素試験体の設計・製作	・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	・大きな地震を経験した配管系の疲労評価における裕度等に関する知見の取りまとめ		
						▽	論文等取りまとめ
(1) c-1-2 大きな地震を経験した鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の耐震性の把握	・鋼コンクリート製の原子炉本体基礎の復元力特性に係る知見の調査、載荷試験計画の立案、縮尺試験体の設計	・原子炉本体基礎の縮尺試験体の製作	・原子炉本体基礎の縮尺試験体の載荷試験、試験データの取得	・取得したデータの分析・整理、大きな地震を経験した原子炉本体基礎の復元力特性に係る知見の取りまとめ			
					▽	NRA 技術報告等の 原稿の取りまとめ	
(1) c-2 既設プラントに新たに導入された設備の耐震性の把握	・既設プラントに新たに導入された設備の耐震性の把握のための対象設備の選定、調査、分析	・審査における確認内容の分析・検討、試験計画の立案	・試験体の製作、試験体の振動試験及び試験データの取得	・審査における確認内容とその理解に資するための事例集の取りまとめ			
					▽	論文等取りまとめ	
(2) a 黒津波の発生条件等の検討	・黒津波の発生条件等を検討するための課題の抽出	・水理試験によるデータの取得及びデータ解析の実施	・水理試験やシミュレーション解析の実施及びデータの取得	・黒津波の発生条件の知見拡充及び作用波圧への影響の明確化			
					▽	論文等取りまとめ	
(3) a 建物・構築物の設置状況及び形状特性を考慮した衝撃評価	・設置状況・形状特性を考慮した小型実験・解析、中型実験用装置の製作	・設置状況・形状特性を考慮した小型追加実験・解析、中型実験・解析	・設置状況・形状特性を考慮した中型実験・解析、追加試験体の製作	・設置状況・形状特性を考慮した追加実験、全体とりまとめ			
	共同研究報告書の取りまとめ ▽				▽	論文等取りまとめ	
(3) b 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討	・衝撃力に対する設備の応答等に係る知見を拡充するための試験計画の立案、電気盤を模擬した試験体の製作	・電気盤を模擬した試験体の衝撃振動試験及び衝撃応答解析、ガタ系を有する設備の衝撃応答解析	・電気盤を模擬した試験体にガタ系を有する設備を組み合わせた衝撃応答解析	・試験データ及び解析結果の整理・比較・分析、既往知見に基づく応答解析手法の適用性の確認			
					▽	論文等取りまとめ	

8. 実施体制

【地震・津波研究部門における実施者（実施項目ごとに担当者に○を記載）】

	<p>&lt;土木・建築分野&gt;</p> <p>○山崎宏晃 上席技術研究調査官  平松昌子 主任技術研究調査官（実施項目(1) a-3 関係）  太田良巳 主任技術研究調査官（実施項目(3) a 関係）  森谷 寛 副主任技術研究調査官（実施項目(1) a-1 関係）  山川光稀 技術研究調査官（実施項目(1) a-2 関係）  土屋 隆 技術研究調査官  小林恒一 技術計画専門職  大橋守人 技術計画専門職  高野雅美 技術計画専門職（実施項目(1) b 関係）  飯場正紀 技術参与  猿田正明 技術参与</p> <p>&lt;機器・構造分野&gt;</p> <p>○日比野憲太 総括技術研究調査官（実施項目(1) c-1-2 関係）  北村俊也 主任技術研究調査官（実施項目(3) b 関係）  田岡英斗 主任技術研究調査官（実施項目(1) c-2 関係）  東喜三郎 主任技術研究調査官（実施項目(1) c-1-1 関係）  鳥山拓也 副主任技術研究調査官（実施項目(2) a 関係）  永井 穰 副主任技術研究調査官（実施項目(3) b 関係）  藤原啓太 技術研究調査官（実施項目(1) c-1-1 関係）  川内英史 技術計画専門職  石田暢生 技術参与  高松直丘 技術参与  堀野知志 技術参与  土居博昭 技術参与  吉村英二 技術参与</p> <p>【前年度までの委託研究先】</p> <p>実施項目(1) a-1 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R3年度～R4年度）  実施項目(1) a-2 鹿島建設株式会社（R3年度～R4年度）  実施項目(1) b 国立大学法人東北大学（R3年度）、学校法人東北工業大学（R4年度）  実施項目(2) a 大成建設株式会社（R3年度～R4年度）  実施項目(3) a 鹿島建設株式会社（R3年度～R4年度）</p> <p>【共同研究先】</p> <p>実施項目(1) a-2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R1年度～R3年度）  実施項目(1) c-1-2 及び(3) b 学校法人東京電機大学（R2年度～R4年度）</p>
9. 備考	<p>文 献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>市原義孝、森谷 寛、小林恒一、山崎宏晃、大橋守人、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、NRA 技術報告、NTEC-2021-4002、2021 年</li> <li>山川光稀、猿田正明、森谷 寛、山崎宏晃、西田明美、川田学、飯垣和彦、地震観測記録による原子力施設の振動特性の推定（その2：分析結果）、2020 年度日本建築学会大会（関東）、2020 年</li> <li>河井正、百間幸晴、山田正太郎、山崎宏晃、森和成、野田利弘、密な礫質土地盤の動的遠心模型実験に対する数値シミュレーション、第 65 回理論応用力学講演会、2019 年</li> <li>Kisaburo AZUMA、Yoshihito YAMAGUCHI、Yinsheng LI、PILOT STUDY ON SEISMIC FRAGILITY EVALUATION FOR DEGRADED AUSTENITIC STAINLESS STEEL PIPING USING PROBABILISTIC FRACTURE MECHANICS CODE PASCAL-SP、Proceedings of the ASME 2021 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2021)、2021 年 7 月</li> <li>Takuya TORIYAMA、Nobuo ISHIDA、A METHOD FOR EVALUATING TSUNAMI LOADING ON SEAWALLS DURING OVERFLOW、Virtual International Conference on Coastal Engineering (VICCE)、2020 年 10 月</li> <li>太田良巳、澤田祥平、紺谷修、二階堂雄司、岡安隆史、金子貴司、日向大樹、石木健士朗、相馬和貴、山田和彦、安本宏、衝撃作用を受ける構造物の衝撃挙動評価に関する取り組み、シンポジウム「耐衝撃設計の合理化に向けてー現状と新しい流れ、今後の課題」、日本建築学会、土木学会共催、2019 年 11 月</li> <li>地震・津波研究部門、設地型計器用変圧器にガタがある場合の衝撃耐力に係る試験結果について（案）、（第 43 回技術情報検討会、2020 年 10 月）</li> <li>地震・津波研究部門、キャスクのスラップダウン落下試験から得られた最新知見について（案）、第 38 回技術情報検討会、2019 年 9 月</li> <li>（独）原子力安全基盤機構 規制基準部、JNES-SS レポート 原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要、JNES-SS-0617、2006 年 7 月</li> </ol>

	<p>10) (独)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 (タンク)に係る報告書、08 耐部報-0012、2008 年 10 月</p> <p>11) (独)原子力安全基盤機構、平成 20 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動的上下動耐震試験 (クレーン類)に係る報告書、09 耐部報-0008、2009 年 12 月</p> <p>12) (財)原子力発電技術機構、平成 12 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その 2 配管終局強度 耐震実証試験、2001 年 3 月</p> <p>13) (財) 原子力発電技術機構、原子力発電施設耐震信頼性実証試験 制振サポート支持重機器耐震実証試験、平成 16 年 9 月</p> <p>14) 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、I_385-I_390、2020 年</p> <p>15) 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、平成 26 年 9 月 17 日策定</p> <p>16) 別府ら：竜巻飛来物・火山噴石による衝撃作用に対する RC 構造物の補強対策，シンポジウム「耐衝撃設計の合理化に向けて 現状と新しい流れ、今後の課題」， pp.123-133, 2019.</p> <p>17) Isao Kojima : An experimental study on local behavior of reinforced concrete slabs to missile impact, Nuclear Engineering and Design 130 (1991) 121-132.</p> <p>18) (独)原子力安全基盤機構、平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ、電気品)、04 機構報-0003、2004 年 7 月</p>
--	--

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>5. 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>(1) 横断的原子力安全 ③火災防護</p>	<p>担当責任者</p>	<p>梶島 一 統括技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>火災は、共通原因故障を引き起こす起因事象の中でも重要な事象の一つであることから、火災事象について継続的に知見を拡充する必要がある。本プロジェクトでは、原子力施設における火災防護規制の高度化への反映を目的に、以下の研究項目を令和3年度から令和6年度にかけて実施する。</p> <p>&lt;HEAFの影響評価&gt; (1) 規制課題 国際的な火災事象を取りまとめている OECD/NEA/FIRE プロジェクトでは炉心損傷に至る可能性の高い火災事象の一つとして、高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）を抽出している。同プロジェクトの FIRE データベースによれば、1975～2016 年の間に原子炉施設で発生した火災 491 件中 62 件（12.6%）が HEAF による火災であったとしている。HEAF はその現象の複雑さ及び影響の重大さから国際的に注目されており、現在、OECD/NEA では国際共同研究として HEAF（フェーズ2）プロジェクトを推進している。HEAF には第一段階における爆発現象と第二段階におけるアーク火災がある<sup>1-3</sup>。第二段階におけるアーク火災への対応については、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ<sup>1-3</sup>及び OECD/NEA HEAF プロジェクトの試験研究を基にその発生メカニズムの解明等が進んだことで、第25回原子力規制委員会（平成29年7月19日）において、アーク火災の発生防止に関する規則等の改正と高エネルギーアーク損傷（HEAF）に係る電気盤の設計に関する審査ガイド（以下「HEAF 審査ガイド」という。）の新規制定が決定され、同年8月8日付けで公布（施行）された。一方、第一段階における爆発現象への対応については、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しの要否の検討を行うこととされている（技術情報検討会、要対応技術情報 Y2016-20-01）。したがって、技術情報検討会等での検討材料として HEAF の爆発現象に係る対応策に関する知見が必要である。</p> <p>(2) 研究課題 HEAF の爆発現象に対する有効な対応策を検討するため、火災防護に係る影響評価に関する研究（H29-R2）（以下「先行研究」という。）では、HEAF の要素試験を行い、HEAF の爆発メカニズムに関する知見を得た<sup>4-6</sup>。しかしながら、HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討に不可欠な実機を模擬した試験・解析データ等が不足しているため、HEAF の爆発現象に関する試験・解析データ、知見等を拡充する必要がある。</p> <p>&lt;電気ケーブルの熱劣化評価&gt; (1) 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<sup>7,8</sup>。また、熱が加え続けられると熱劣化が進み、それにより絶縁体の絶縁抵抗は更に低下し短絡・地絡・ホットショートするおそれがある。このようにケーブルの熱劣化に係る事象は、原子力施設の安全にとって脅威の一つと成り得る。</p> <p>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））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26年6月19日原子力規制委員会決定））にも、火災時の安全停止を確認することとの記載があり、安全停止の維持に必要な構築物、系統及び機器を特定する手順及び火災影響を評価する手法の例が示されている。しかしながら、これらのガイド類は、ケーブル自身の火災による延焼等に対応したものとなっており、火災時におけるケーブルの熱劣化やそれに伴う絶縁低下などの電気的特性の不具合等に関しては記載されていない。したがって、これらガイド類における記載の充実や見直しの要否の検討に向けた準備のため、ケーブルの熱劣化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必要がある。</p> <p>(2) 研究課題 先行研究では、ケーブルの熱劣化試験の方法を検討するとともに原子力施設で使用されているいくつかのケーブルについて試験を行い、ケーブルの熱劣化に関する基礎的な知見を得た<sup>7</sup>。しかしながら、ガイド類における記載の充実や見直しの要否の検討に不可欠な実機を模擬した試験・解析データ等が不足しているため、ケーブルの熱劣化に関する試験・解析データを拡充するとともにその評価手法を整備する必要がある。</p> <p>&lt;火災影響評価手法・解析コード等の整備&gt; (1) 規制課題 火災影響評価手法・解析コードの整備等は、技術基盤の構築・維持及び今後の火災防護に係る規制の高度化等に役立つと考えられることから継続的な整備が必要である。特に国内原子炉施設での火災事象に関しては、原子力発電所の内部火災影響評価ガイドにおいて、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手法が求められていることから、事象進展の分析・把握による火災防護対策の検討、火災リスクの高い区域（区画）での火災影響（火災防護対象機器の損傷可能性等）の詳細解析手法等の整備が必要である。</p> <p>(2) 研究課題 火災影響評価手法・解析コード等の整備については、火災防護に関する実機解析に必須な技術であり、安全停止の確認に有効なツールとなりうるが<sup>9-14</sup>、現状、OECD/NEA 等の国際プロジェクト等で解析モデルの妥当性が十分に確認されていないという課題がある。</p>	<p>主担当者</p>	<p>宮崎 利行 主任技術研究調査官 瀧澤 真 技術研究調査官</p>

<p>4. 目的</p>	<p>火災防護に係る安全研究の成果の活用により作成され、制定された「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日、原子力規制委員会）」及び「HEAF 審査ガイド」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得するため、以下の項目に関する安全研究を実施する。</p> <p>(1) HEAF の影響評価 HEAF の爆発現象に係る影響評価に関する知見等を拡充する。</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価 加熱による計装・制御ケーブルの誤信号及び電気ケーブルの絶縁体が損傷することによる短絡・地絡・ホットショート等に係るケーブルの熱劣化試験データ及びその熱劣化評価手法を整備する。</p> <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備 今後の火災防護に係る規制の高度化等に資する火災影響評価手法・解析コード等を整備する。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(1) HEAF の影響評価 ・ HEAF 審査ガイド</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価 ・ 基本検査運用ガイド BE0021 火災防護（3 年） ・ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド</p> <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備 ・ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド ・ 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド ・ HEAF 審査ガイド</p>
<p>6. 安全研究概要</p>	<p>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。</p> <p>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。）</p> <p>なお、試験については、必要な試験装置を保有する関係機関で実施する。</p> <p>(1) HEAF の影響評価【分類①】</p> <p>図1に先行研究の要素試験で得たHEAFの爆発圧力とアーク放電時間の関係を示す。図1に示すようにHEAFの爆発圧力には初期のスパイク的な圧力上昇とその後の安定的な圧力上昇の2種類が存在する。試験で取得した圧力、温度、金属蒸気・金属ヒューム（金属蒸気・金属ヒュームをまとめて、以下「金属蒸気」という。）の発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析した結果、初期のスパイク的な圧力上昇は空気の熱膨張、その後の安定的な圧力上昇は金属蒸気の発生によるものであることが示唆された。そのためHEAFの爆発の影響範囲を評価するためには、初期のスパイク的な圧力上昇の原因である空気の熱膨張とその後の圧力上昇の原因である金属蒸気の発生について、それぞれの影響範囲を評価する必要がある（図2）。また、それぞれの圧力上昇の原因に対する熱的な関係も整理する必要がある。</p> <p>今後、HEAFの爆発現象に係る空気の熱膨張及び金属蒸気の発生に関して、実機を模擬した筐体試験の解析を行い、HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討に向けた試験データ、知見等を拡充する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="588 2047 1050 2418"> </div> <div data-bbox="1365 2047 1848 2404"> </div> </div> <p>図 1 筐体内における爆発圧力とアーク放電時間の関係</p> <p>図 2 爆発における影響範囲の一例</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価【分類①】</p> <p>ケーブルは、火災時の熱による絶縁体の損傷により絶縁抵抗が急激に低下する。先行研究では、原子力施設で使用されているいくつかのケーブルについて熱劣化試験を行い（図3）、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、熱によるケーブルの絶縁体の損傷速度を把握し、その速度から絶縁抵抗の低下予測式を得た。</p> <p>火災時に加熱されるケーブルとしては、火災源近傍のケーブル、煙プルーム中のケーブル、高温ガス中に存在するケーブル、トレイ内ケーブル等がある（図4）。そのため火災時に熱劣化を受けるケーブルの絶縁低下を評価するためには上記環境を模擬した試験・解析を行う必要がある。また、長期間使用したケーブルの熱劣化についても評価する必要がある。</p>

今後、原子力施設で使用されているケーブルに関して敷設環境を模擬した熱劣化試験・解析を行い、火災防護に係るガイド類における記載の充実と見直しの要否の検討に向けた準備のための試験データ、知見等を拡充するとともにその評価手法を整備する。

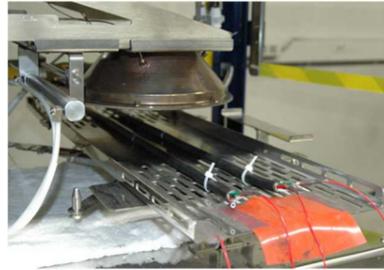


図3 コーンカロリメータによるケーブル熱劣化試験の一例

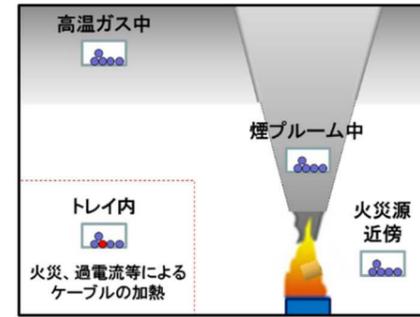


図4 火災時に加熱されるケーブルの例

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備【分類③④】

火災防護に係る規制の高度化等に資する火災試験データ等を得て、解析コードの検証と妥当性確認を行い、解析コードの信頼性の向上を図る。

HEAFについては実機解析への適用を目的とした爆発現象等のモデル化を進めるとともに、アーク放電によって生じる筐体内の爆発現象について種々の試験と爆発解析との結果の差異について確認する。差異を踏まえ、爆発解析モデルの改良・整備を実施し、HEAFの爆発現象に係る解析コードを整備する。

HEAFにおける爆発現象のモデル化の例として、図5に金属蒸気の噴出に係る解析モデルの例を示す。HEAF試験体と解析に用いたモデル体系は、筐体及びベントで構成されるとともに同様の形状・内容積としている。また、モデル内へ注入するアークパワーは、HEAF試験で取得したアークパワー履歴を用いている。本解析モデルによる爆発現象の解析に関しては、ベントからの金属蒸気の噴出量に応じて周囲への熱・圧力による影響が変化すると考えられるため、今後、噴出した金属蒸気量とその影響範囲（ZOI）について評価する。

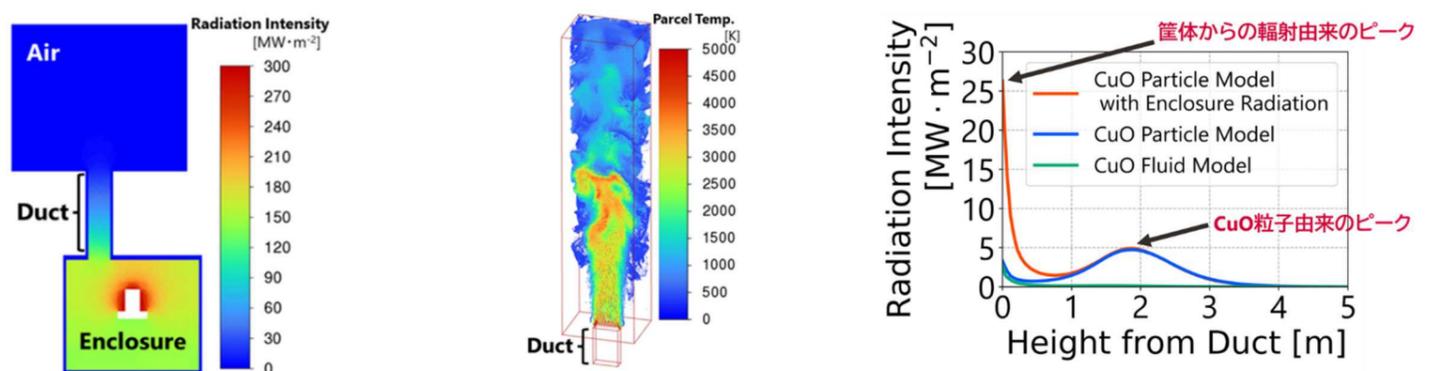


図5 HEAFに係る爆発現象の解析例

ケーブルの熱劣化やそれに伴う絶縁低下などの試験データを分析及び詳細解析するために必要となるコーンカロリメータ試験に関する解析モデル体系の検討に関しては、加熱ヒータによって生じる熱流束等について、種々の試験と解析との結果の差異について確認する。差異を踏まえ、解析モデルの改良・整備を実施し、コーンカロリメータ試験に係る解析コードを整備する。

原子力施設の内部及び外部には可燃性の液体が多く存在しており、内部火災及び外部火災影響評価ガイド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、周辺の設定備へ熱的な影響を与えることから、可燃性液体火災時の高温空気等の流動を把握しその熱的影響の解析手法を検討する（図6）。

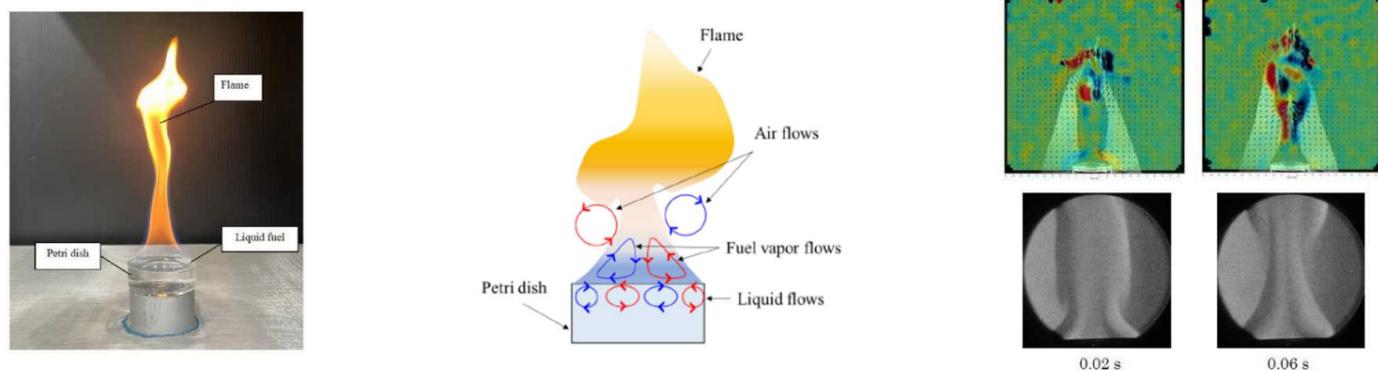


図6 火炎及び空気渦流れの解析例

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ため、防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等を検討する。また、火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデル等も検討する。

7. 成果目標と実施計画	<p>(1) HEAF の影響評価</p> <p>成果目標：HEAF の爆発現象に対する有効な対応策を検討するため、実機を模擬した試験・解析を行い、HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討に向けた試験・解析データ、知見等を取得する。</p> <p>実施計画：</p> <p>R3 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ HEAF の爆発現象に係る影響評価試験を実施した。</li> </ul> <p>R4 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ HEAF の爆発現象に係る金属蒸気の影響評価に関する試験を実施した。</li> </ul> <p>R5 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析等を実施した。</li> </ul> <p>R6 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ HEAF に係る技術的知見をまとめる。</li> <li>・ HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討を行う。</li> </ul>
	<p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <p>成果目標：原子力施設で使用されているケーブルに関して敷設環境を模擬した熱劣化試験・解析を行い、ケーブルの熱劣化に関する知見等を拡充する。また、ケーブルの熱劣化に係る技術的知見をまとめる。</p> <p>実施計画：</p> <p>R3 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災源近傍のケーブル等を模擬したケーブルの熱劣化試験を実施した。</li> <li>・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充した。</li> </ul> <p>R4 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高温の熱源等を用いたケーブルの熱劣化試験を実施した。</li> <li>・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充した。</li> </ul> <p>R5 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期間使用したケーブルを模擬した熱劣化試験を実施した。</li> <li>・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充した。</li> </ul> <p>R6 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ケーブルの構成材を考慮した熱劣化試験を実施する。</li> <li>・ 試験データを解析し、ケーブルの熱劣化評価手法に関する知見を拡充する。</li> <li>・ ケーブルの熱劣化に係る技術的知見をまとめる。</li> </ul>
	<p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <p>成果目標：火災防護に係る規制の高度化等に資する火災試験データ等を取得して、解析コードの検証と妥当性確認を行い、解析コードの信頼性の向上を図る。</p> <p>実施計画：</p> <p>R3 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ケーブル燃焼モデルの妥当性を確認した。</li> <li>・ 大規模火災解析の計算モデル、手法の検討を行った。</li> <li>・ 液面燃焼時における高温空気等の流動と燃焼パラメータ（質量減少速度等）との関係性の評価を行った。</li> <li>・ 実機解析への適用を目的とした HEAF の爆発現象のモデル化を行った。</li> </ul> <p>R4 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 液面燃焼時における高温空気等の流動と放射熱流束の関係性を評価した。</li> <li>・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行った。</li> <li>・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等を検討した。</li> </ul> <p>R5 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 液面燃焼時における燃焼環境（空調管理区画内等）の燃焼挙動等への影響の評価を行った。</li> <li>・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行った。</li> <li>・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等を検討した。</li> <li>・ 火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデル等を検討した。</li> </ul> <p>R6 年度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 液面燃焼時における燃焼環境（空調管理区画内等）の燃焼挙動等への影響の評価を行う。</li> <li>・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行う。</li> <li>・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等を検討する。</li> <li>・ 火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデル等を検討する。</li> </ul>

		行程表			
		R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
	(1) HEAF の影響評価	HEAF 試験 ・ HEAF の爆発現象に係る影響評価試験	HEAF 試験 ・ HEAF の爆発現象に係る金属蒸気の影響評価に関する試験	▽学会発表等 ・ 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析等実施	▽論文公表等 HEAF に係る技術的知見の取りまとめ ↓ HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討
	(2) 電気ケーブルの熱劣化評価	・ 火災源近傍のケーブル等を模擬したケーブルの熱劣化試験 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充	・ 高温の熱源等を用いたケーブルの熱劣化試験 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充	▽学会発表等 ・ 長期間使用したケーブルを模擬した熱劣化試験 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充	▽論文公表等 ・ ケーブルの構成材を考慮した熱劣化試験 ・ 試験データの解析、ケーブルの熱劣化評価手法に関する知見の拡充 ↓ ・ ケーブルの熱劣化に係る技術的知見の取りまとめ
	(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備	・ ケーブル燃焼モデルの妥当性確認 ・ 大規模火災解析の計算モデル、手法の検討 ・ 液面燃焼時の高温空気等の流動と燃焼パラメータとの関係性の評価 ・ 実機解析への適用を目的とした HEAF の爆発現象等のモデル化	・ 液面燃焼時の高温空気等の流動と放射熱流束の関係性の評価 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備 ・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等の検討	▽学会発表等 ・ 液面燃焼時の燃焼環境の燃焼挙動等への影響の評価 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備 ・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等の検討 ・ 火災時回路故障等に係る評価モデルの検討	▽論文公表等 ・ 液面燃焼時の燃焼環境の燃焼挙動等への影響の評価 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備 ・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル等の検討 ・ 火災時回路故障等に係る評価モデルの検討
8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 梶島 一 統括技術研究調査官（実施項目（1）、（2）関係）</li> <li>○ 宮崎 利行 主任技術研究調査官（実施項目（2）、（3）関係）</li> <li>○ 瀧澤 真 技術研究調査官（実施項目（2）、（3）関係）</li> <li>櫻井 智明 技術研究調査官（実施項目（1）、（3）関係）</li> </ul> <p>【委託研究先】</p> <p>実施項目（2） 国立大学法人筑波大学（R4年度～R5年度）            実施項目（3） 国立大学法人山口大学（R1年度～R5年度）</p> <p>【共同研究先】</p> <p>実施項目（2） 国立大学法人筑波大学（R1年度～R3年度）</p>				
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>■HEAF の影響評価</p> <p>(1) 梶島一、土野進、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析」、NRA 技術報告 NTEC-2016-1002、2016年3月。  <a href="https://warp.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000145383.pdf">https://warp.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000145383.pdf</a></p> <p>(2) S. Tsuchino, H. Kabashima, S. Turner, S. Mehta, D. Stroup, N. Melly, G. Taylor, and F. Gonzalez, “Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena Volume 1”, U.S. Nuclear Regulatory Commission’s, NUREG/IA(International Agreement Report)-0470, August 2016.  <a href="https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0470/v1/index.html">https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0470/v1/index.html</a></p> <p>(3) H. Kabashima, “Fire Safety Research on High Energy Arcing Fault (HEAF)”, EUROSAFE Forum Newsletter, April (2017).</p>				

<https://www.eurosafe-forum.org/node/357>

- (4) H. Kabashima, “Fire Safety Regulation on High Energy Arcing Faults”, Proceedings of the Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security: Ensuring Effective and Sustainable Expertise Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations Conference 2018, Paper ID No. 93 (2018).
- (5) H. Kabashima and F. Kasahara, “Experimental Study of High Energy Arcing Faults Using Medium Voltage Metalclad Switchgears”, Nuclear Technology, Vol. 205, pp. 694-707 (2019).
- (6) H. Kabashima, F. Kasahara, H. Eguch, S. Mehta, D. Stroup, N. Melly, and S. Turner, “Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena Volume 2: Basic Arc Test Experimental Data”, U.S. Nuclear Regulatory Commission’s, NUREG/IA (International Agreement Report)-0470, October 2021.

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0470/v2/index.html>

■電気ケーブルの熱劣化評価

- (7) 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 p.15-19 (2018).
- (8) 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、2021 年 6 月。(https://www.nsr.go.jp/data/000356783.pdf)

■火災影響評価手法・解析コード等の整備

- (9) 加藤敬輝、椛島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(4)FDS を用いた複数区画における火災影響解析」、日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集.
- (10) 加藤敬輝、椛島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(5)FDS を用いたケーブルトレイ火災解析モデルの検討」、日本原子力学会 2019 年秋春の年会予稿集.
- (11) 松田航輔、笠原文雄、椛島一、宮崎利行、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発現象に係る数値解析 (1)AUTODYN による電気盤モデルの圧力上昇評価の検討」、日本原子力学会 2021 年春の年会予稿集.
- (12) 櫻井智明、椛島一、笠原文雄、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備 (1)Cu 蒸気の熱流動評価手法の検討」、日本原子力学会 2023 年春の年会予稿集.
- (13) 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備 (2)Cu 蒸気の酸化モデルの検討」、日本原子力学会 2023 年秋の年会予稿集.
- (14) 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備 (3)HEAF の爆発事象における輻射の検討」、日本原子力学会 2024 年春の予稿集.

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期: R4年度 終期: R8年度)</p>	<p>6. 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 C) レベル 1PRA</p>	<p>担当責任者</p>	<p>高梨 光博 上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>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<sup>(1-3)</sup>。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<sup>(4)</sup>。</p> <p>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み込んだ PRA モデルを作成してきた<sup>(5)</sup>。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）の係数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 モデルに組み込んだ 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<sup>(6)</sup>。</p> <p>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<sup>(7-8)</sup>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<sup>(9)</sup>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<sup>(10)</sup>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<sup>(11)</sup>が行われている。</p> <p>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<sup>(6)</sup>。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。</p> <p>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<sup>(12)</sup>、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。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 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。</li> <li>● 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。</li> <li>● 不確かさを低減したレベル 1PRA 手法を整備する。</li> </ul>		
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 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。</li> <li>● 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。</li> <li>● 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。</li> <li>● 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。</li> </ul>		

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<sup>(12-13)</sup>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、地震又は津波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<sup>(7-8)</sup>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<sup>(5)</sup>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。

6. 安全研究概要

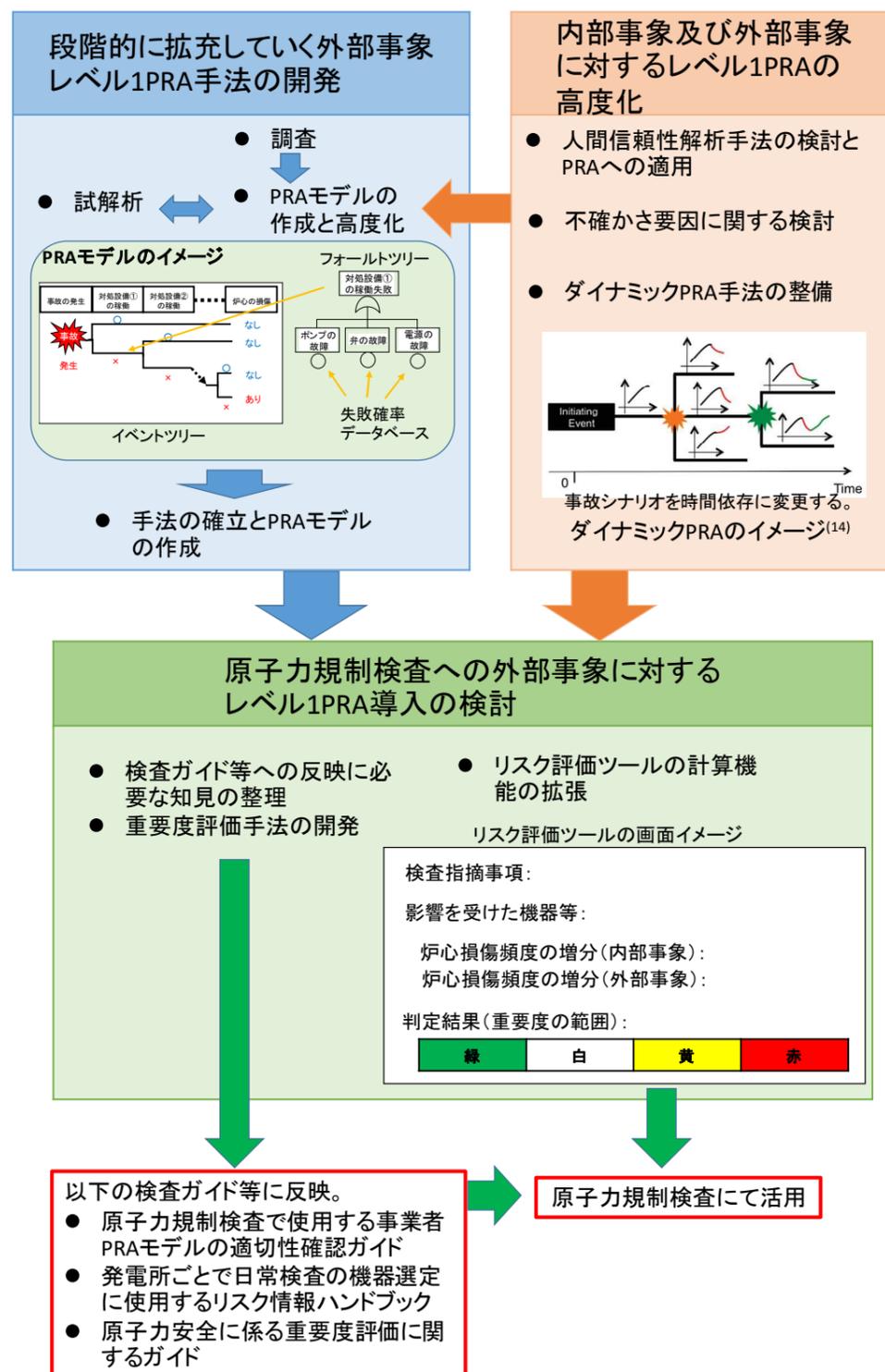


図1 安全研究計画の概要

(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、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、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、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】
- ・ 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<sup>(13)</sup>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 で必要となる機器脆弱性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脆弱性を内部事象 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【分類①、③及び④】
- ・ 人間信頼性解析において、時間的要素を考慮する機能を追加した手法、デジタル制御盤の故障率を考慮した手法及び地震等の外部事象発生時を想定した手法をそれぞれ開発する。また、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む。
  - ・ これらの方法を含んだ人間信頼性評価手法を各 PRA モデルに適用する。
- 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】
- ・ 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】
- ・ 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。
  - ・ 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。
  - ・ 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。
  - ・ 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。

7. 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用いた評価を行い、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、リスク評価に必要な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 モデルに適用する。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

	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度	R 8 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			
		▽国際会議発表		▽論文投稿	
		複合事象となる事象の組合せの選定			
		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	
(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			
				詳細評価手法の開発と外部事象に対する機器重要度の整理	
			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	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			
				外部事象を対象にした HRA 手法の開発	
		故障率に係る不確かさの整理 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かさの整理
		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	

【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○を記載）】

- 寺垣 俊男 主任技術研究調査官（実施項目（1）関係）
- 出井 千善 副主任技術研究調査官
- 横塚 宗之 副主任技術研究調査官
- 梁田 勇太 技術研究調査官
- 伊東 智道 技術参与

8. 実施体制

- 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
- 横塚 宗之 副主任技術研究調査官
- 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）

	<p>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  高田 博子 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  後藤 歌穂 技術研究調査官  西小野 華乃子 技術研究調査官  梁田 勇太 技術研究調査官</p> <p>【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～R6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～R6年度）、学校法人早稲田大学（R5年度～R6年度）</p> <p>【共同研究先】  なし</p>
<p>9. 備考</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「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）</li> <li>・「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）</li> <li>・「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）</li> </ul> <p>文 献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(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、<a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf</a></li> <li>(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、 <a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf</a></li> <li>(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、 <a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf</a></li> <li>(4) U. S. Nuclear Regulatory Commission, “The Significance Determination Process for Findings At-Power,” Inspection Manual Chapter 609 Appendix A, November 2020, <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML2114/ML21148A149.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML2114/ML21148A149.pdf</a></li> <li>(5) 下崎敬明 他、「安全研究成果報告(中間) (案) 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、平成31年4月、<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000267625.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000267625.pdf</a></li> <li>(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、<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf</a></li> <li>(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.</li> <li>(8) J. Xing et al., “The General Methodology of An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS-G),” U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2198, <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML2112/ML21127A272.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML2112/ML21127A272.pdf</a></li> <li>(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, <a href="https://escholarship.org/uc/item/9wc84881#main">https://escholarship.org/uc/item/9wc84881#main</a></li> <li>(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. <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1706/ML17062A466.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1706/ML17062A466.pdf</a></li> <li>(11) U. S. Electric Power Research Institute, “An Approach to Risk Aggregation for Risk-Informed Decision-Making,” 3002003116, April 2015.</li> <li>(12) 一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会 破壊靱性検討会「第100回破壊靱性検討会議事録(案)」、令和6年2月、 <a href="https://nusc.jp/giji/kouzou/jinsei100.pdf">https://nusc.jp/giji/kouzou/jinsei100.pdf</a></li> </ol>

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R5年度 終期：R8年度)</p>	<p>7. 重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 D) シビアアクシデント (軽水炉)</p>	<p>担当責任者</p>	<p>星 陽崇 上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>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<sup>(1)</sup>。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<sup>(1)</sup>や、最近の1F事故の原因分析において、1F1号機のペDESTAL外周部を撮影した映像から、ペDESTAL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<sup>(2)</sup>。</p> <p>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。</p> <p>(1) C/Vの閉じ込め機能</p> <p>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<sup>(1)</sup>。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經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ド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、C/Vのシールド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<sup>(3), (4)</sup>や水素を模擬したヘリウムを用いた研究<sup>(5), (6)</sup>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ド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のシールド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のシールド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。</p> <p>(2) C/V内で発生する可燃性有機物の影響</p> <p>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、水素だけでなく可燃性有機物が混合して爆発した可能性が示唆されている<sup>(1)</sup>。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などの可燃性気体が発生することが知られている<sup>(7)~(12)</sup>。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。</p> <p>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の知見の拡充が必要である。</p> <p>(3) 熔融炉心のふるまいとコンクリート消失事象</p> <p>最近の1F事故の原因分析において、1F1号機のペDESTAL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DESTAL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<sup>(2)</sup>。従来の知見<sup>(13)</sup>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DESTAL床面を広がり、熔融炉心-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<sup>(14)</sup>。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、熔融した炉心が落下する前にペDESTAL等には事前に注水し、熔融デブリの冷却を促進する対策が取られている。ペDESTALに注水した水に落下した熔融デブリは、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DESTAL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<sup>(2)</sup>。このようにMCCIによるコンクリートの侵食だけでなく、熔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熔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。</p>		

	<p>(4) 炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析</p> <p>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<sup>(2)</sup>。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<sup>(1)</sup>。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。</p> <p>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。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こと、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<sup>(15)</sup>。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。</p>
4. 目的	<p>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DESTAL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い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。</p> <p>(1) C/Vの閉じ込め機能</p> <p>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。なお、調査が進められている原子炉補機冷却系（以下「RCW」という。）からの水素等の漏えいの可能性が高いと判明した場合には、RCW系統に設置されている弁での漏えいメカニズムを検討の対象に追加する。</p> <p>(2) C/V内で発生する可燃性有機物の影響</p> <p>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、可燃性有機物を含む水素（以下「可燃性ガス」という。）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。</p> <p>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。</p> <p>(3) 溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象</p> <p>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DESTAL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。</p> <p>(4) 炉心損傷の判断基準に関する事故進展解析</p> <p>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。</p>
5. 知見の活用先	<p>(1) C/Vの閉じ込め機能</p> <p>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い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（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（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」（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。</p> <p>(2) C/V内で発生する可燃性有機物の影響</p> <p>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。</p> <p>(3) 溶融炉心のふるまいとコンクリート消失事象</p> <p>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。</p> <p>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</p>

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。

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。

(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<sup>(3)</sup>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。

6. 安全研究概要

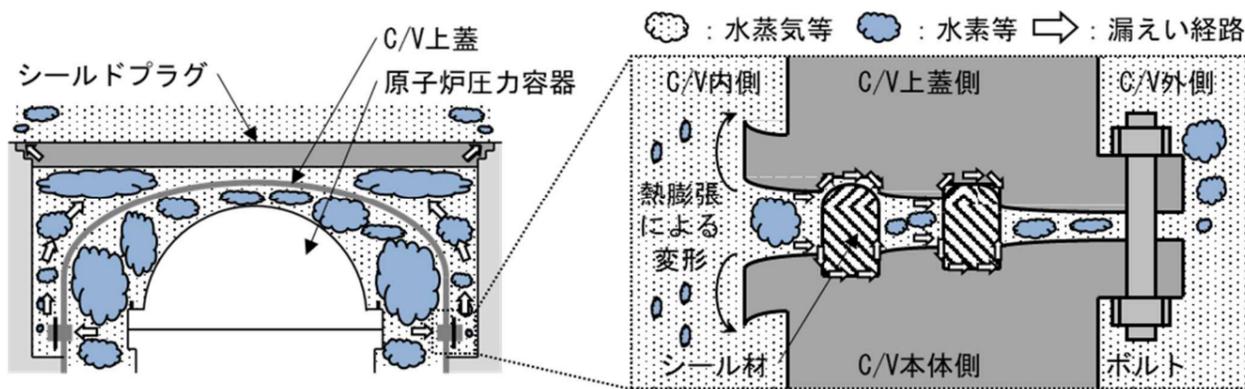


図1 C/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に想定される水素等の漏えい経路

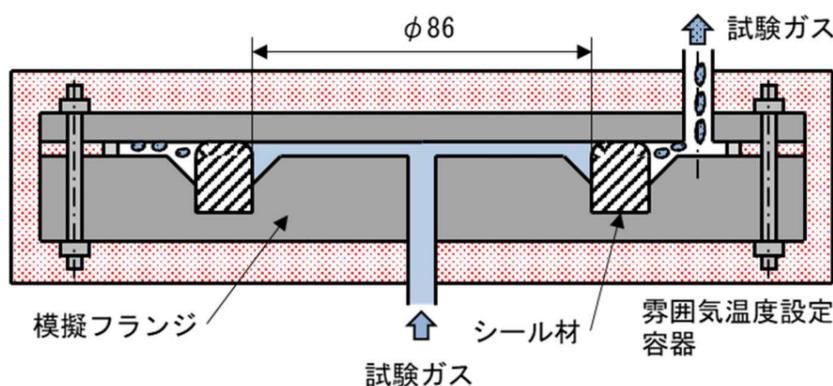


図2 シール材の漏えい特性試験の概念図

(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内における可燃性ガスの挙動を示す。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してされている。

C/V内での可燃性有機物の発生については、デブリの幅広いパラメータを考慮するため、統計的手法による解析及び決定論に基づく解析を実施する。統計的手法による解析については、可燃性ガス発生の確率分布を取得する。決定論に基づく解析においては、3次元デブリ挙動解析コード及び汎用の数値流体解析(以下「CFD」という。)コードを連携することで溶融物とケーブル

被覆の接触熱分解等の評価手法を検討する。

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。関与する可燃性ガスの種類によっては、物性値の取得や解析手法の妥当性確認に供するためのデータを実験により取得する。

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。

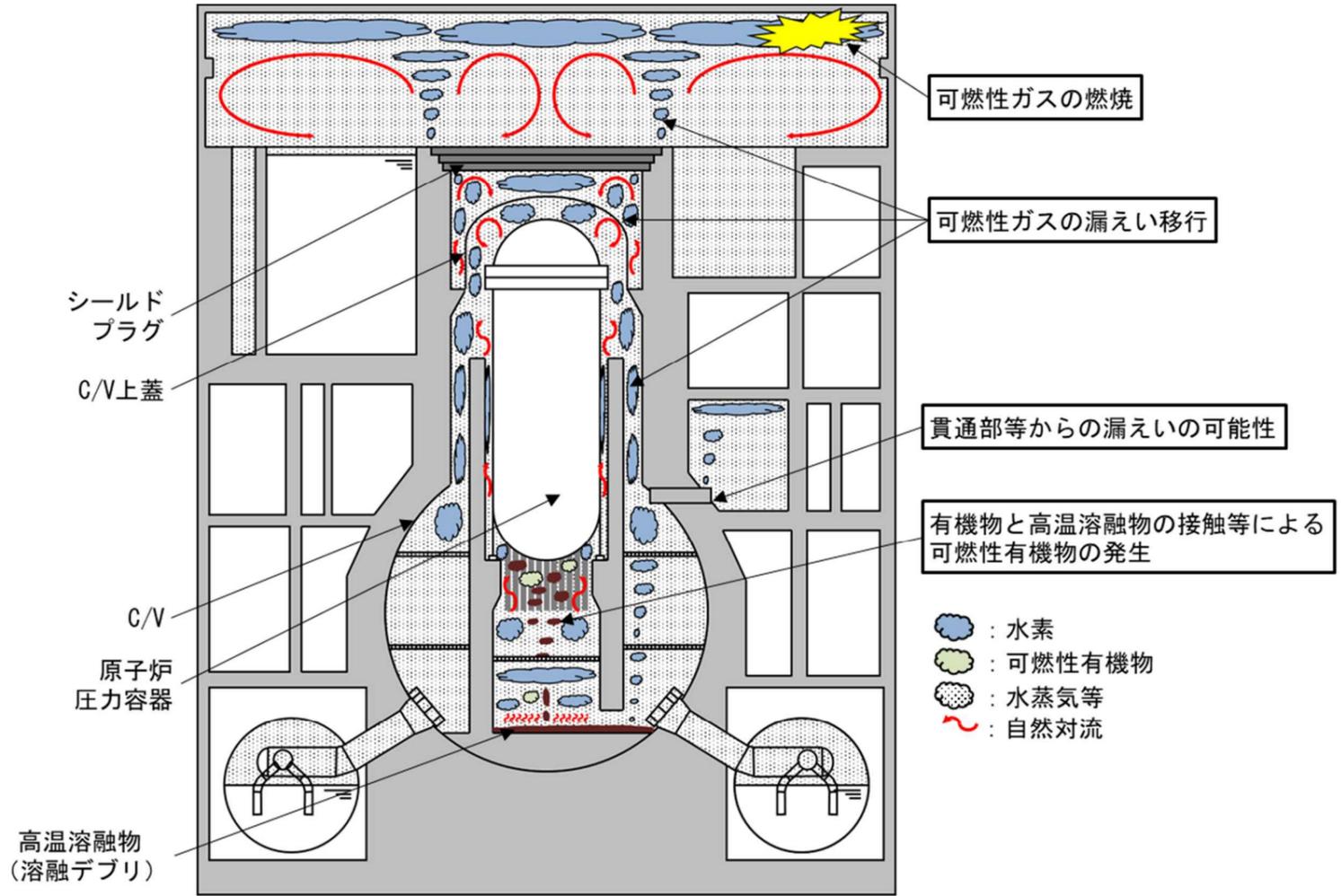


図3 重大事故時に想定されるR/B内における可燃性ガスの挙動

### (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5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DESTAL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<sup>\*</sup>を踏まえ、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。

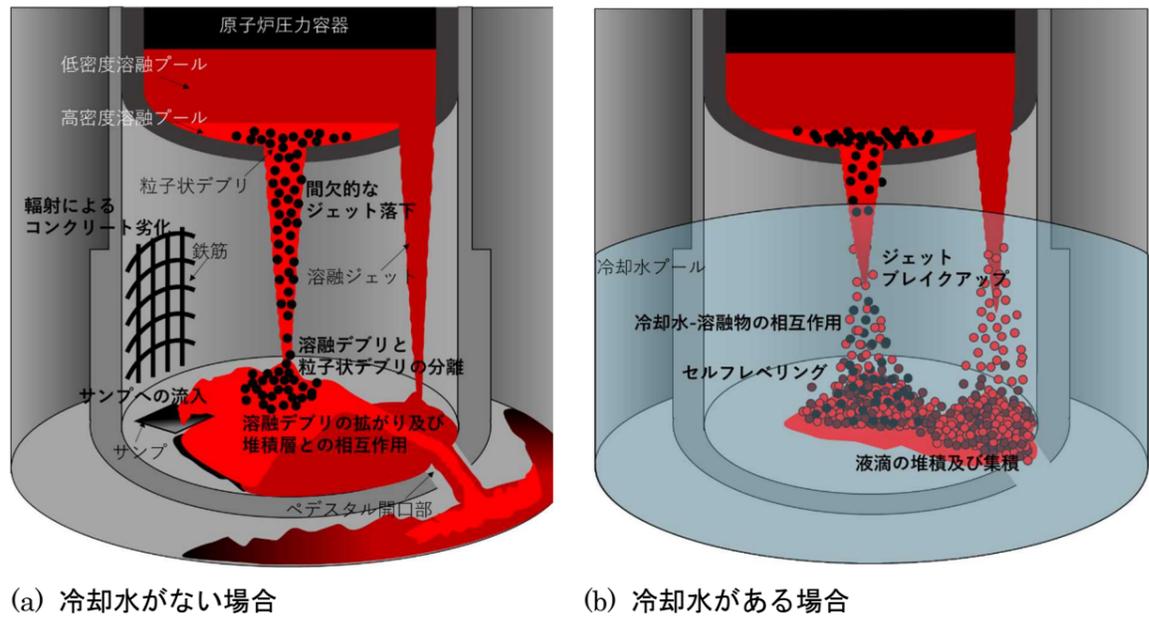


図5 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

(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、压力容器頂部小破断事故や压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、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、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整備し、MELCORの事故進展解析に反映する。具体的には、MELCOR<sup>(16)</sup>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かさ低減に係る実験、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。

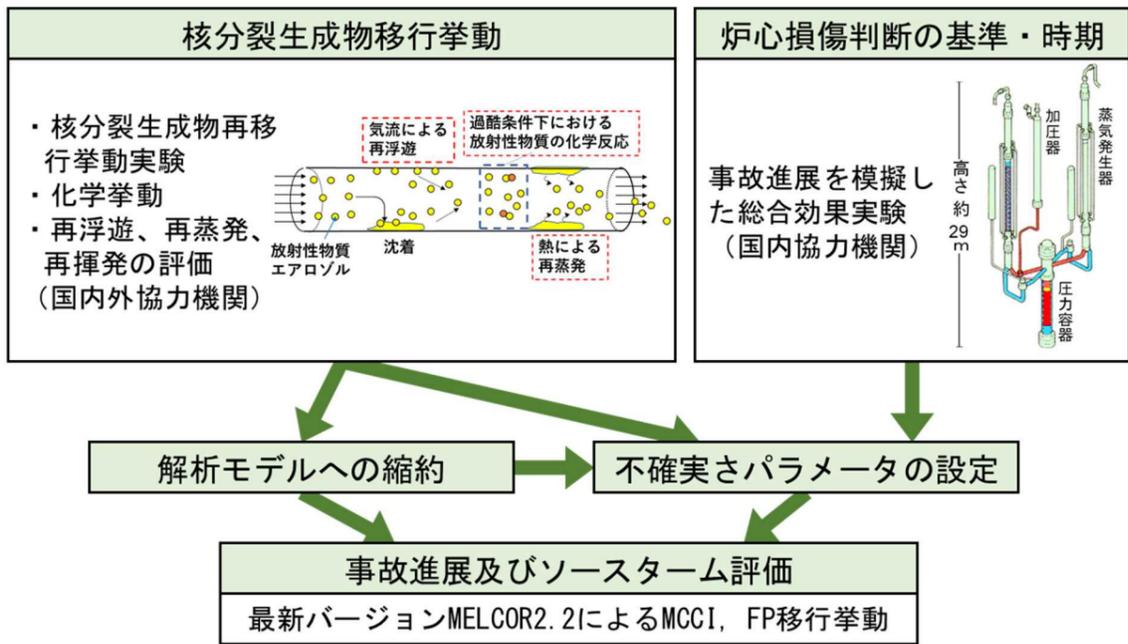


図4 事故進展及びソースターム評価（一部文献(17)より引用）

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

7. 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するデータ（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するデータ（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するデータ（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8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、シリコンシール及びEPDMシールについて、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。また、論文公開後に取得した実験データ集を公開し、一般の活用に供する。

(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・整理するとともに、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を検討し、発生量等を評価する。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内、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。

② 評価手法の検討及び評価

令和5年度に統計的手法による解析及び決定論に基づく解析を実施し、C/V内でのデブリの分布と可燃性有機ガスの発生量等との関係を整理する。令和6年度に、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を検討し、可燃性有機物の種類、発生量等を評価する。

b. 可燃性ガスの燃焼挙動

① 文献調査

令和5年度に、可燃性ガスの燃焼に係る物性（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6年度に、ガス単体の燃焼について化学量論に基づく解析結果を実施してデータを蓄積し、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ガス単体の燃焼挙動への適用性を確認する。

令和7年度に、a. で評価された主要な可燃性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データを蓄積し、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ガス単体の燃焼挙動への適用性を確認する。

令和8年度に、水蒸気を含むa. で評価された主要な可燃性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データを蓄積し、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ガス単体の燃焼挙動への適用性を確認する。

③ 成果の公表

本研究を通じて得られた成果は、a. の成果と併せて令和8年度に論文として投稿する。

c. 高温環境における有機ヨウ素の生成及び安定性

① 文献調査

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DESTAL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、その際に周囲のコンクリートがどのような影響を受けるか確認する。

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拡がっ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. コンクリートの消失

① 冷却水がない条件での評価

令和5年度に、溶融炉心からの熱的な影響によりコンクリートの劣化、消失等が生じる条件を検討する。

令和6年度に、溶融炉心からの熱的な影響によりコンクリートの劣化、消失等が生じる支配要因を評価し、1F1号機の事故時の状況との整合性を検討する。

令和7年度に、1F1号機とは異なる炉型又は異なる事故進展において、同様の事象が発生する可能性について検討する。

② 冷却水がある条件での評価

令和8年度に、上記の検討結果を踏まえ、冷却水が存在する場合の効果について検討する。

(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応答性の知見整備及び事象進展解析への反映

令和5年度から令和8年度に、汎用のCFDコード等を用いた実験解析等によりCET応答性の知見を整備する。

令和年度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。

行程表

	令和5年度	令和6年度	令和7年度	令和8年度
(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動	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			論文投稿▽
		評価手法の検討及び評価		
	○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	○溶融炉心の分布 冷却水がない条件での評価	論文投稿▽		論文投稿▽

				冷却水がある条件での評価	
		○コンクリート消失 冷却水がない条件での評価			
				冷却水の効果	
					論文投稿▽
	(4) 炉心損傷の判断基準 に関する事故進展解析	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 応答性の知見整備及び事象進展解析への反映	

8. 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）関係）
- 金子 順一 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（2）、（3）関係）
- 平等 雅巳 技術研究調査官
- 深沢 正憲 副主任技術研究調査官

【委託研究先】

- 実施項目（1） なし
- 実施項目（2） a. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
- 実施項目（2） b. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
- 実施項目（3） なし
- 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

9. 備考

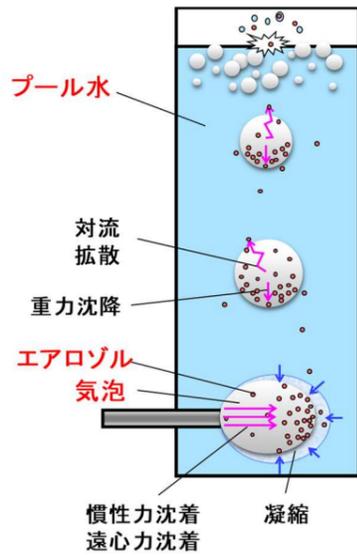
文 献

- (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](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](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](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）

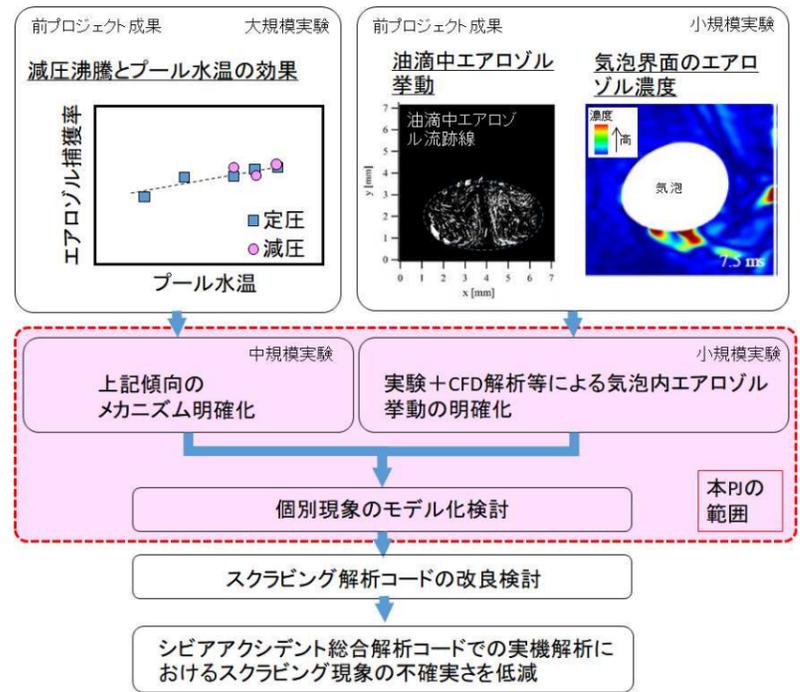
<p>(12) Liang, Z., Sonnenkalb, M., Bentaib, A., Sangiorgi, M., “Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes”, NEA/CSNI/R(2014)8, <a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf</a>, (最終アクセス：令和5年4月1日)</p> <p>(13) 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、<a href="https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf">https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf</a>, (最終アクセス：令和5年4月1日)</p> <p>(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</p> <p>(15) Tóth, I., “Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor,” NEA/CSNI/R(2010)9, <a href="https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor">https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor</a>, (最終アクセス：令和5年4月1日)</p> <p>(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 0, <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf</a>, (最終アクセス：令和5年4月1日)</p> <p>(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、<a href="https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/tsrg/rosa-v.html">https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/tsrg/rosa-v.html</a>, (最終アクセス：令和5年4月1日)</p>
---

<p>1. プロジェクト (始期：R2年度 終期：R7年度)</p>	<p>8. 重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 D) シビアアクシデント (軽水炉)</p>	<p>担当責任者</p>	<p>星陽崇 上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>「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49条、第50条及び第51条では、原子炉格納容器内の冷却等のための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備を設けることを必須としている。これを受け、「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（原規技発第1711294号（平成29年11月29日原子力規制委員会決定）」では、格納容器破損防止対策の有効性を確認することとしている。</p> <p>重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象には、解析上の不確かさが大きな現象が存在し、これらに関する実験研究は国内外において継続的に進められている。現在の規制基準はこれら国内外で得られた最新知見を継続的に反映することとしている。くわえて、規制へのリスク情報活用を進めるうえで、ソースターム挙動や格納容器機能喪失に関する現象についてのリスク評価の精度向上に向けた不確かさの低減が重要である。</p> <p>格納容器機能維持に係る物理化学現象のうち、解析上の不確かさが大きな現象の一つとして、プールスクラビング現象がある。平成26年度～令和元年度に実施した「軽水炉の重大事故時の重要物理化学現象に係る実験」プロジェクト（以下「前プロジェクト」という。）において、既往知見を基に各種実験を行い、プールスクラビング現象に関する不確かさの大きなパラメータを特定した<sup>(1)</sup>。それら不確かさを低減するためには、メカニズムを含めて現象を明確化する必要がある。実機のプールスクラビング現象を評価するスクラビング解析コードでは、現象の推定によってモデルが作成されており、調整パラメータ等によりプールスクラビング効果を保守的に評価可能としてきたが、メカニズムを含めた現象の明確化によって現象に則したモデルを開発することにより、様々な現象が重畳した複雑な条件でも不確かさを低減させた評価が可能となる。</p> <p>ソースタームは、格納容器機能喪失時における環境への放射性物質放出の観点から重要であり、確率論的リスク評価や実効的な原子力防災計画の立案等における不可欠な技術的情報である。ソースターム評価の不確かさ低減には、実験や解析を通じて、放射性物質の移行経路において生じる多様な現象に係わる理解を深化し、解析モデルの構築・改善を進めるとともに、不確かさ解析を実施して不確かさの低減効果を定量的に示す必要がある。不確かさの大きな要因には、放射性物質同士や制御材等との化学反応、原子炉冷却系や格納容器内に保持された放射性物質の再移行挙動、燃料からの放射性物質の放出速度及び気体状放射性物質の気液間の移行がある。放射性物質同士や制御材等との化学反応に関しては、前プロジェクトで実施したホウ素含有系の実験において、ホウ素がヨウ素の化学形態に大きな影響を及ぼす結果が得られ、速度論を含めた放射性物質化学反応モデルの必要性が示された<sup>(2)(3)</sup>。また、再移行挙動は、重大事故時における長期的なソースタームに影響を与え得るものの、近年のソースターム研究から得られた放射性物質の化学形態等に係わる成果が従来モデルに十分に反映されていないと同時に、解析モデルの予測精度を向上するために不可欠な実験データベースの整備も不十分である。燃料からの放射性物質の放出速度に関しても化学形態を考慮した予測精度向上、また気体状放射性物質の気液間移行に関しては物質移行モデルの精緻化による予測精度向上が望まれている。本研究で確認された現象（一度沈着した放射性物質の再蒸発、再浮遊等）が顕著な場合、直接的な冷却が困難な場所（圧力容器及び格納容器の上部等）からの放射性物質の再浮遊が生じ、放射性物質が格納容器外へ漏えいし得る状態が長期間持続されることになる。また、モリブデン酸化合物として沈着したセシウムが、水酸化物に変化することで再浮遊しやすくなること等も考えられ、再浮遊が問題となり得る期間及び再浮遊する割合等を検討する必要がある。</p> <p>また、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故において、格納容器上部フランジの過温破損により格納容器外へ水素や放射性物質を含む気体が漏えいしたと考えられることから、フランジシールの材質の高度化とともにウェル注水（格納容器外面冷却）によって格納容器上部を外側から冷却する手段が原子炉設置事業者の自主的な対策として取り入れられている。この対策による緩和効果や時間的余裕への影響を調査し、他の対策への影響を評価可能とすることが望まれている。特に重大事故時において、局所的には300℃超の高温雰囲気条件が想定されるが、そのような条件での格納容器上部フランジ周囲の熱流動に着目した大規模実験は実施された例がほとんどなく、1F事故の反省を踏まえて知見を拡充していくことが重要である。このため、前プロジェクトで格納容器外面冷却によるフランジ構造の冷却及び外面冷却時の格納容器内熱流動に関する知見を取得することを目的に、格納容器内雰囲気温度、成分濃度等を支配的なパラメータとした格納容器外面冷却に関する総合伝熱流動実験を開始した<sup>(4)</sup>。これらの実験は、実験装置を運転する際の安全性も考慮し、重大事故時に想定される雰囲気温度より低温の条件から段階的に昇温することによって格納容器上部フランジ周囲の熱流動を観測したものであるため、上記の重大事故時に想定される超高温条件ではない<sup>(4)~(6)</sup>。そのため、今後過熱蒸気の設定温度を昇温することにより、重大事故時において想定される超高温条件下での格納容器上部フランジの冷却や関連する格納容器内部の熱流動挙動の詳細を計測して実機でのふるまいを確認することが必要である。事故時の水素の漏えい挙動に関しては、フランジシール部が高温になり閉じ込め機能が劣化することで水素が水蒸気等を伴って漏えいするのか、又は格納容器内で水素の成層化が生じて漏れやすい水素が漏えいするのかが明らかではない。水素が漏えいする際に水蒸気を伴うかどうかは、原子炉建屋側での燃焼（爆発）のしやすさに大きく関係するため、漏えいの検知や燃焼防止対策等に影響があり、根本的な漏えいメカニズムを理解することは重要である。蒸気の凝縮に伴う水素の成層化は、格納容器内では水素の漏えいのしやすさに、原子炉建屋では可燃領域への移行に関する現象であることから、その基礎的な挙動を確認することが重要である。</p> <p>格納容器機能喪失へと繋がる溶融炉心-コンクリート相互反応は、現象そのものが複雑であるため、その詳細が完全には明らかにされておらず、溶融燃料が事前注水された格納容器底部へ落下する際の、水中での溶融デブリ挙動とそれに伴う冷却挙動を明確にすることが重要である。不確かさの低減の観点から、既往知見の少ないデブリ挙動としては、①圧力容器から放出された溶融デブリジェットからの微粒化粒子の集積挙動、②水中床面での溶融デブリの拡がり挙動、③高温溶融物のデブリベッドへの浸透挙動等の溶融物</p>		

	<p>ーデブリベッド相互作用、④床面に堆積している粒子状デブリから接触している構造物への伝熱等がある。前プロジェクトでは①～③までを実験により明らかにした<sup>(7)</sup>。しかし、④の評価に関する知見を今後有効活用するには、その挙動を確認することが必要である。</p> <p>使用済燃料プール（以下「SFP」という。）及び沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）の圧力抑制室（以下「S/C」という。）のプール水温度の評価は、プール内の温度が一様と仮定した集中定数による評価が一般的である。しかし、SFPの冷却機能喪失、S/Cへの長期間にわたる蒸気流入等が生じると、低密度の高温流体と高密度の低温流体が分離して温度成層化が生じる可能性がある。温度成層化が生じると水面の温度が高くなるため、水面蒸発が多くなり作業環境や圧力に影響を及ぼす。BWRでのS/Cの温度成層化は格納容器圧力への影響が大きく、その評価手法が成熟していないため、日本原子力学会が作成した熱流動ロードマップの基盤R&amp;D技術マップにおいても研究実施の優先度は高いとされている<sup>(8)</sup>。プール水の温度成層化が生じる時間スケールはどの程度か、その際に集中定数による評価とは温度差がどの程度乖離するのか等、事故時の対処に実際的な影響を及ぼすか検討する必要がある。</p>
4. 目的	<p>重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じると考えられる重大事故時の物理化学現象について、国内外の施設を用いた実験を行う。重大事故時に想定される条件での複雑な挙動を確認し、現象の理解を深めるとともに、詳細な実験データを取得し、事故収束に向けた対策への実際的な影響の有無を確認する。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの成果は、次のプロジェクトに活用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」（H29～R4年度）における「（3）キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」及び「（4）放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」</li> <li>・「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」（H29～R4年度）における「（1）格納容器破損防止対策評価手法の整備 2）個別現象解析手法の整備①格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備」</li> <li>・「重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究（仮）」（R5～R8年度）</li> </ul> <p>本プロジェクトにおいて影響が軽微であると判断した現象については、速やかに技術情報検討会に報告し、判定の妥当性について評価を受ける。</p> <p>本プロジェクトにおいて影響が大きいと判断した現象については、速やかに技術情報検討会に報告するとともに、緊急性に応じて詳細な検討を実施するための別プロジェクトの設立等により検討を加速させるなど、今後の対応を検討する。実験で得た各現象に関する知見は、外部有識者との情報交換も行いながら必要に応じてガイドの記載拡充の検討に用いる等、実用発電炉の規制基準適合性審査に資する。また、重大事故時における解析上の不確実さの低減は、新検査制度で活用される確率論的リスク評価に資するとともに、得られた最新知見をモデル化し解析コードの開発を進めていくことにより、安全性に係る評価の将来的な継続的な高度化に資する。</p>
6. 安全研究概要	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。）</li> <li>③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</li> </ul> <p>次の物理化学現象を対象に、各現象の理解を深め、リスク評価の不確実さを低減させるために実験的知見を拡充する。</p> <p>（1）プールスクラビング実験【分類②③】</p> <p>図1(a)にプールスクラビングによるエアロゾル状放射性物質のプール水への捕獲に関する主な想定メカニズムを記載したプールスクラビングの概念、図1(b)に本研究の全体の流れを示す。前プロジェクトでは、実機相当の大規模実験により、1F事故時に懸念されたプール水の減圧沸騰が及ぼすエアロゾル粒子の捕獲効果への影響とともに、既往実験では明確化されていなかったプール水温度による影響を明らかにした<sup>(1)</sup>。また、小規模実験により、気泡内エアロゾル粒子の液相への移行挙動の明確化を目的とし、屈折率の関係で計測困難な気泡内でのエアロゾル挙動について、気泡を模擬した油滴内におけるエアロゾル粒子の挙動を最新機器により計測可能とするとともに、気泡での実験で気泡界面におけるエアロゾル濃度を計測可能とした<sup>(1)(8)</sup>。しかし、大規模実験で得られた結果はそのメカニズムが明確ではないこと、また、気泡内におけるエアロゾル挙動が明確ではないことから、得られた傾向を実機評価に適用することが困難となっている。そのため、小規模及び中規模実験により以下を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 小規模実験では、単一気泡内のエアロゾル挙動を明らかにするため、油滴中エアロゾル挙動計測技術及び気泡界面におけるエアロゾル濃度計測技術を確立するとともにデータを拡充し、数値流体力学（以下「CFD」という。）解析等と組み合わせ、気泡内エアロゾル挙動を明らかにする。くわえて、単一気泡で得られた結果の実機評価への適用のために、気泡群として存在する場合の影響についても実験により明らかにする。（図2）</li> <li>b. 中規模実験では、プール水温の変化によるエアロゾル粒子の捕獲率に関するメカニズムの検討を行う。プール水温度が影響すると考えられる、気泡内蒸気量やそのエアロゾル粒子表面への凝縮等の各種パラメータについて検討し、エアロゾル捕獲率のプール水温度依存性についてメカニズムを明らかにする。（図3）</li> </ul>



(a) プールスクラビングの概念



(b) プールスクラビング研究の流れ

図1 プールスクラビング実験の概要

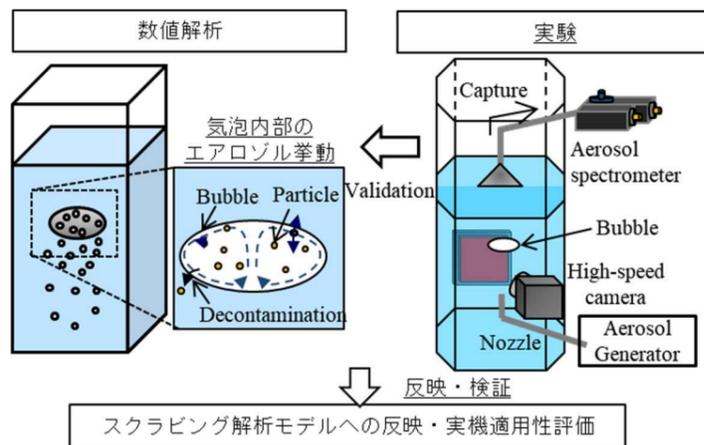


図2 小規模実験とCFD解析の概略図

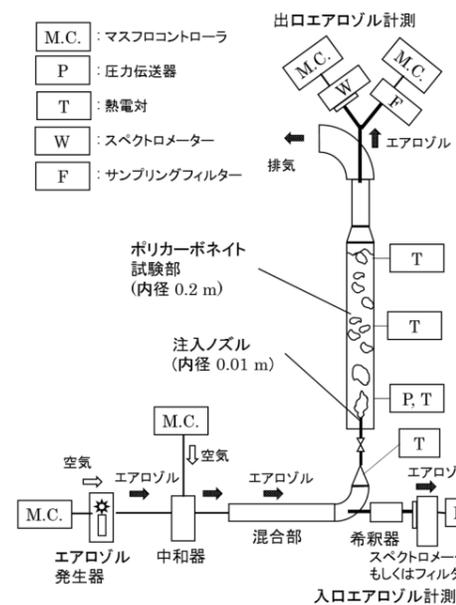


図3 中規模実験

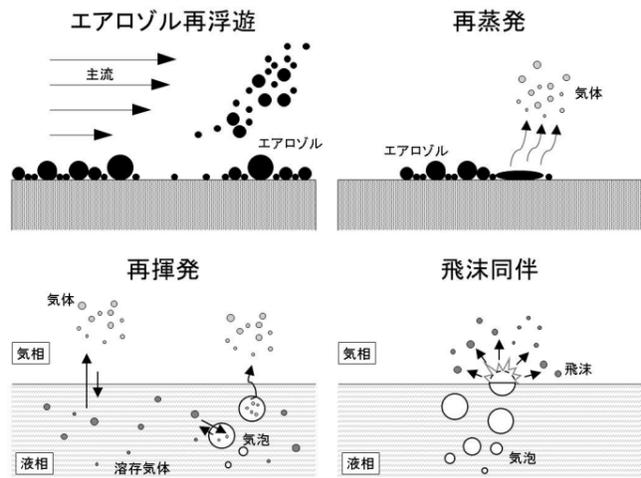
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 28 年度 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時 格納容器熱流動調査) 事業 成果報告書」、2017.

(2) ソースターム実験【分類②及び③】

重大事故時には、揮発性の高い希ガス、ヨウ素、セシウム等の放射性物質が燃料から放出され、これらは格納容器の閉じ込め機能の状況によっては環境へと移行する。放射性物質の環境への移行挙動は、事故時の雰囲気、制御材等の構造材や他の放射性物質との化学反応により変化する放射性物質の化学形態に大きく依存する。このため放射性物質の化学形態はソースターム評価に影響を及ぼし、大きな不確かさを生む要因となる。したがって、ソースターム評価の不確かさを低減するためには、事故進展に応じて変化する化学的環境を考慮した、合理的な放射性物質の原子炉冷却系内及び格納容器内移行挙動モデルの整備が必要である。また、種々の構造材表面や液相中に保持された放射性物質が多様なメカニズムにより再移行する現象 (図4) は、重大事故時における継続的あるいは断続的な放射性物質の環境放出に寄与するという点で重要である。以上を踏まえて、以下の四つの実験を実施する。

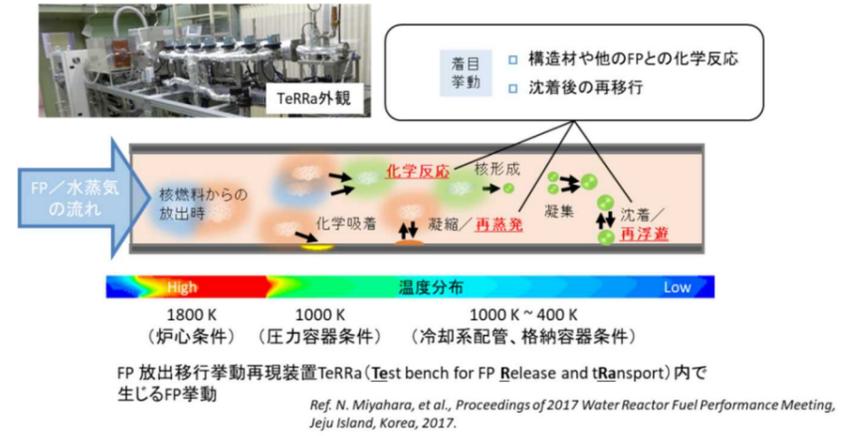
- 化学反応実験として、図5の実験装置を用いて、多様な雰囲気条件、多成分系の実験を実施し、ホウ素の影響に加え、他の模擬放射性物質や構造材成分 (モリブデン等) がヨウ素及びセシウムの化学形態に及ぼす影響等に係わる実験データを取得する。
- 再移行実験として、図5の実験装置を用いて、最も不確かさの大きい現象と考えられる再蒸発に着目し、化学反応実験で同定された化学形態を中心に実験を実施する。その他の再移行挙動に係る現象 (再浮遊、再揮発及び再飛散 (飛沫同伴)) に対しては、既往研究の調査を進め、ソースターム評価上の課題を抽出する。
- 放出速度実験として、燃料からの放射性物質の放出に関して各種化学形態についての放出速度を計測し、データベースを構築する。
- 物質移行係数に関する実験として、気体状放射性物質の気液間移行について化学形態ごとの物質移行係数を物性値等から導出可能とするモデル構築のための実験を実施する。

これらの実験及び調査に基づいて、速度論を考慮可能な放射性物質化学反応モデル、再移行モデル、放出速度モデル及び気液間の物質移行モデルを評価・検討し、「軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」(H29～R4年度)における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」に活用する。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和2年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業 成果報告書」、2022.

図4 再移行挙動



出典) Miyahara et al., Development of experimental and analytical technologies for fission product chemistry under LWR severe accident condition, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10-14, 2017.

図5 化学反応実験/再移行実験で使用する装置

(3) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】

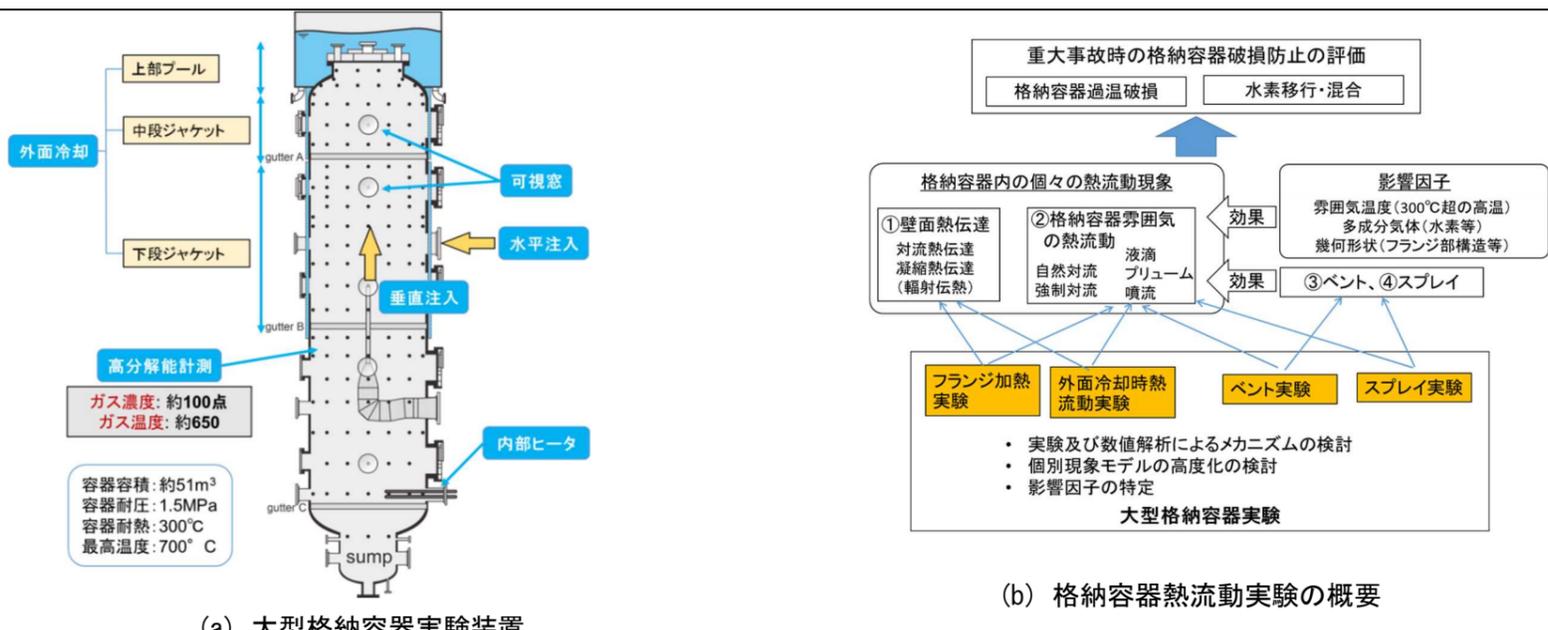
前プロジェクトでの成果を踏まえ、重大事故時に想定される300℃～700℃程度の高温過熱蒸気により格納容器内が曝されている条件での実験データベースの拡充を進める。実験項目は、高温条件において①格納容器外面冷却時の容器内雰囲気対流を含む多次元格納容器フランジ部の伝熱挙動の観測、②多成分気体で構成される格納容器雰囲気熱流動挙動の観測、③格納容器ベントによる減圧と雰囲気挙動の観測、④格納容器スプレイの冷却効果の観測を行い、重大事故進展時の格納容器熱流動と格納容器構造への伝熱特性に関する知見を拡充する。図6に使用する大型格納容器模擬装置と実験の概要を示す。

①及び②については、高温の過熱蒸気によって直接的な熱伝達で格納容器フランジ部が昇温されることと、格納容器内部の対流や気体組成によって変化すると考えられる熱伝達の時間特性に関して、その不確かさを低減するために上部フランジ加熱実験を行う。また、外面冷却時熱流動実験を行い、自然対流等の格納容器内の多次元的多成分雰囲気挙動について知見を拡充する。これらの実験パラメータには、多次元伝熱流動を考慮して、局所混合による気体の温度分布、格納容器壁の局所的な相変化を考慮した熱伝達、水素等の非凝縮性気体の影響、構造体の温度挙動等を想定する。

③については、ベント実験を行い、前プロジェクトで得られた障害物の無い単純体系での定格ベント流量条件での知見に加えて、実機条件を想定した条件での知見を蓄積する。前プロジェクトでは、比較的静止した雰囲気場において上部に水素が成層化している状態を想定して、格納容器下部からベントした場合の雰囲気流動を観測した。本プロジェクトでは、より重大事故時に近い条件を想定して高温蒸気存在、格納容器内雰囲気での熱的成層化等を考慮する。さらに、軽密度気体である水素を模擬したヘリウムが存在する場合の条件等を想定して、格納容器ベントに関する総合的な熱流動挙動の観測を実施する。可燃性ガスを含むベントガスが、水蒸気を伴って非可燃領域で排出されるか、又は水蒸気量が少ない場合に可燃域に入るのか等は、安全上重要な視点であるため、実験で確認する。

④については、スプレイ実験を行い、前プロジェクトで実施した定格スプレイ流量時の格納容器冷却や雰囲気混合に着目した実験と既往研究との比較に加えて、高温雰囲気によるスプレイ液滴に対する影響の観測等を含めて実験データベースを拡充する。重大事故時に十分なスプレイ流量が確保できない場合には、スプレイ水が過熱蒸気によって相変化し格納容器内の冷却が滞る場合が考えられる。また、液相が十分に細粒化されない場合に伝熱面積が減少することによるスプレイ冷却の効果等に着目した実験を行い、データベースを拡張する。

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(OECD/NEA/CSNI)が実施する国際共同研究プロジェクトも活用して実施する。



(a) 大型格納容器実験装置

(b) 格納容器熱流動実験の概要

出典) 秋葉他、「安全研究成果報告 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」、原子力規制庁技術基盤グループ、2020。

出典) 「安全研究プロジェクト中間評価用資料 重大事故時における物理化学現象の不確かさ低減に係る実験(案)」、原子力規制委員会第11回シビアアクシデント技術評価検討会、2022年10月11日

図6 大型格納容器模擬装置と実験の概要

(4) デブリ冷却性実験【分類②及び③】

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリは水との相互作用によって一部は細粒化し、残りは大きな塊のまま床面に堆積する。溶融炉心-コンクリート相互作用の現実的な評価のためには、このようなデブリベッド形成の詳細な過程を個別現象に分解し、複数の解析モデルにより、キャビティ内において冠水したデブリベッド内の複雑な熱流動現象を解析し、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価することが重要である。図7にプール水中への溶融デブリ落下時における主要な現象を示す。知見の不足している現象は、①プール水中溶融デブリジェットの粒子化挙動、②プール水中床面拡がり挙動、③高温溶融物-デブリベッド相互作用、④粒子状デブリの冷却性の4つに大きく分けられ、これまでに①~③の挙動については海外設備を用いた実験によりデータベースを拡充するとともにその挙動を明らかにし、解析モデル開発に活用してきた。しかし、④についてはデブリに接触する構造材等との相互作用に関する知見が少なく、解析モデルの検討及び検証に活用できる実験データの取得が課題となっている。

粒子状デブリは構造材壁面と点接触し、周囲の状態によっては粒子が荷重を受け、構造材壁面へ押しつけられる状態等も想定される。粒子の壁面への接触状態、粒子や壁面材質、加熱量等を変化させるパラメトリックな実験により、様々な状態での壁面への伝熱量等の粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性を把握する。その際、周囲流体の流動挙動も粒子状デブリの伝熱に対する影響因子として観察対象とする。(図8)

なお、本実験を通じて得られたデータは、「軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」(H29~R4年度)における「(3)キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。

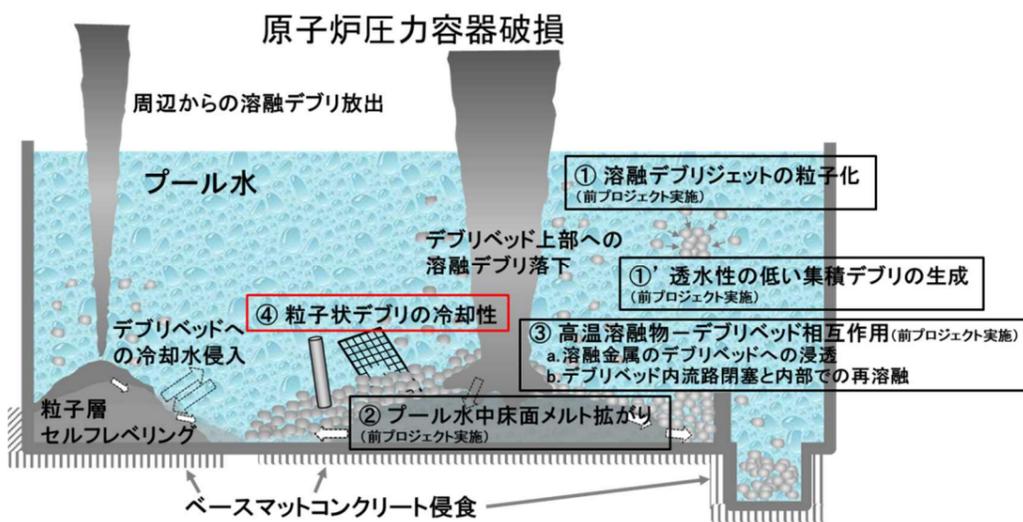


図7 プール水中デブリ冷却に関する主な現象

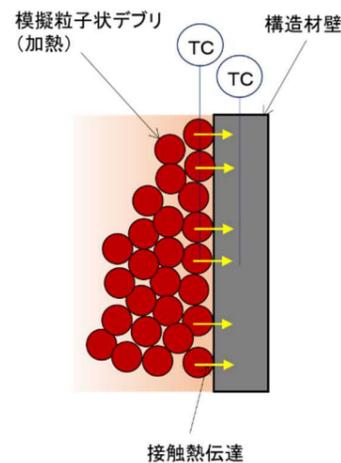
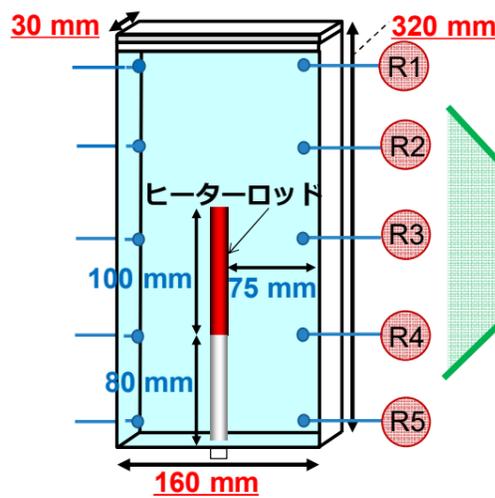


図8 粒子状デブリ冷却性実験の概要

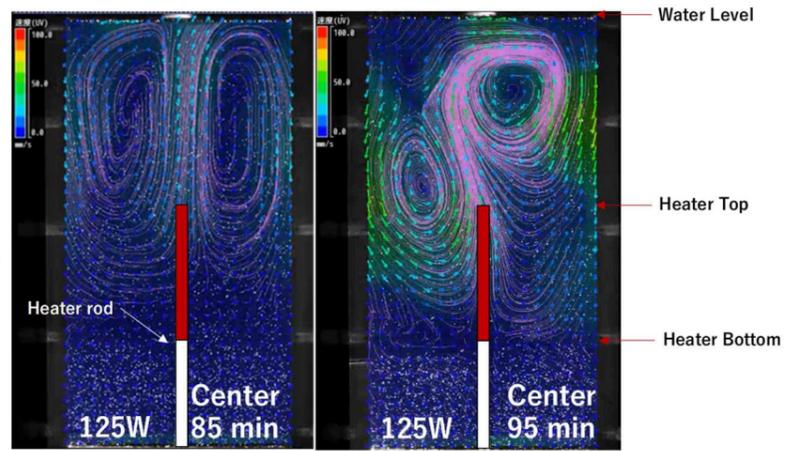
(5) プール内温度成層化実験【分類②及び③】

温度成層化の発生と消散についてメカニズムを明らかにして流体解析による予測性能の不確かさを低減させることを目的として、これまでに整備したプール内の温度成層化を模擬できる小型実験装置(図9)等を用いて実験を実施する。実験では、温度成層化の発生、維持、消散の各フェーズに着目して境界条件を制御したうえで、プール内の温度場・速度場を変化させる。可視化計測や光ファイバセンサによる測定により、温度成層化の発生、維持及び消散の過程におけるプール内の多次元の温度場・速度場の詳細な実験データを取得する(図10)。また、取得した実験データを用いてCFD解析を行い、不均一な温度分布を解析する手法の妥当性を確認するとともに、温度成層化時のプール水温が、均一な温度分布を仮定した場合とどの程度差異が生じるか検討する。



出典) 関根将史他、「加熱源出力及び配置が水プール内の温度成層化過程に与える影響」、日本機械学会 2022 年度年次大会予稿集、S081-10、2022 年 9 月 11 日～14 日

図 9 温度成層化を模擬した小型実験装置



出典) 関根将史他、「加熱源出力及び配置が水プール内の温度成層化過程に与える影響」、日本機械学会 2022 年度年次大会予稿集、S081-10、2022 年 9 月 11 日～14 日

図 10 可視化による多次元の温度場・速度場計

7. 成果目標と実施計画

(1) プールスクラビング実験

成果目標：

プールスクラビング評価の不確かさの低減に向けて、エアロゾル粒子除去効果について実験的知見を拡充する。

実施計画：

a. 小規模実験

実験装置の整備については、R2年度において、単一気泡の除染係数を取得するための実験装置を整備する。R3年度において、二相流中の除染係数を取得するための実験装置を整備する。

実験については、R3年度において、単一気泡の除染係数を取得するための実験を行う。R4年度において、二相流中の除染係数を取得するための実験を行う。

実験結果の分析・評価については、R2年度において、分析・評価するためのCFDコードを準備する。R3年度において、準備したCFDコードを用いて単一気泡における微粒子除去現象を評価する。R4年度において、準備したCFDコードを用いて二相流中における微粒子除去現象を評価する。

b. 中規模実験

実験装置の整備については、R2年度において、各種物理量を取得するための実験装置を整備する。

実験及び検討については、R2年度において、プール水深及び水温をパラメータとした除染係数計測及び蒸気を混入した条件での除染係数変化の特性を把握する。R3年度において、温度効果が顕著に表れる条件を調査するため、除染係数の水温及びガス温度等に係るパラメータを拡充する。R4年度において、除染係数の計測結果に基づき、水温効果を含む粒子除去メカニズムを検討する。

(2) ソースターム実験

成果目標：

ソースターム評価に係る不確かさの低減に向けて、放射性物質の燃料からの放出から環境への移行における各現象について実験的知見を拡充する。燃料から放出された放射性物質が一旦沈着しても、再度浮遊することにより、環境へ放出されるリスクが長時間継続される可能性があるかを確認する。

実施計画：

a. 化学反応実験

R2年度において、核分裂生成物（以下「FP」という。）放出移行挙動再現装置を用いて、前プロジェクトで実施したホウ素に加え、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を実施する。雰囲気、反応物質の種類等をパラメータとし、各因子の影響を評価するために沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。

R3年度において、前年度に引き続き、FP放出移行挙動再現装置を用いて、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。また、雰囲気、反応物質の種類等をパラメータとし、沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。

R4年度において、前年度に引き続き、FP放出移行挙動再現装置を用いて、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。また、雰囲気、反応物質の種類等をパラメータとし、沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得するとともに、R2年度から実施した結果のレビューを行い、各反応体系の重要度を検討する。

R5年度において、R4年度のレビューにより選定された重要な反応体系を対象として、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムと

の化学反応実験を実施する。雰囲気ガス流量（反応時間）等をパラメータとし、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。

R6年度において、前年度に引き続き、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。雰囲気ガス流量（反応時間）等をパラメータとし、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。

R7年度において、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。酸素濃度等の雰囲気ガス組成の影響を確認し、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。

#### b. 再移行実験

R2年度において、既往研究の調査により従来の再蒸発モデルを調査し、移行化学形態が変化した場合に影響し得るパラメータ因子を推定する。また、推定されたパラメータを効果的に評価し得る実験系を検討する。さらに、エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について既往研究を調査し、従来モデル改良による不確かさ低減の余地を検討する。

R3年度において、再蒸発現象についてR2年度に検討された実験系の検討及び準備を行う。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について引き続き既往研究を調査するとともに従来モデルの課題の抽出を行い、改良余地がある場合は実験系を検討する。

R4年度において、再蒸発現象について、各パラメータの影響度について予備実験を実施し影響度の大きなパラメータより順次パラメータ実験を行い、モデル改良に必要なデータを取得する。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について実験を実施する場合、検討された実験系の整備及び予備実験を実施し各パラメータの影響を調査する。

R5年度において、配管に付着したエアロゾルの再蒸発現象について、主要な支配因子を検討するためのデータを実験により取得する。

R6年度において、配管に付着したエアロゾルの再蒸発現象について、詳細なメカニズムを推定するためのデータを実験により取得する。

R7年度において、配管に付着したエアロゾルの再蒸発現象について、モデルの信頼性を向上するために必要なデータを実験により取得する。

#### c. 放出速度実験

R2年度において、模擬燃料試料の作成及び質量分析装置による放出速度データの測定及び試料データ分析を行う。

R3年度において、放出速度データの分析及びモデル構築を行う。

R5年度までに得られた成果は、R5年度に論文として投稿する。

#### d. 物質移行係数に関する実験

R2年度において、データの取得及びモデルの検討を行う。

R3年度において、前年度に引き続き、実験データの取得及びモデルの構築を行う。

R4年度において、水温等の影響について実験データを取得する。

R5年度において、流動条件等の影響について実験データを取得する。

R6年度において、前年度までの実験データを踏まえた条件での実験データを取得する。

R5年度までに得られた成果は、R7年度に論文として投稿する。

### (3) 重大事故時格納容器熱流動実験

#### 成果目標：

重大事故時の格納容器熱流動評価の不確かさの低減に向けて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の大型格納容器実験装置(CIGMA)を用いた実験を実施する。重大事故時に想定される超高温条件下での格納容器上部フランジの冷却や関連する格納容器内部及び原子炉建屋内部の熱流動挙動について水素と水蒸気の混合気が可燃領域で存在するかを確認し、水素燃焼のリスク評価に関する実験データを拡充する。

#### 実施計画：

##### a. 外面冷却及び過温破損に関する実験

R2年度において、実験に係る重要パラメータの選定を行う。

R3年度において、容器内初期気体組成、注入気体条件をパラメータとした実験を行う。

R4年度において、前年度に引き続き、容器内初期気体組成、注入気体条件をパラメータとした実験を行う。

R5年度において、前年度までの知見を踏まえ外面冷却や過温破損に対する重要パラメータを拡充した実験を行う。

R6年度において、多成分気体の熱流動が容器接合部に与える影響に関する実験を行う。

R7年度において、多成分気体の熱流動が障害物を内部に有する容器の接合部に与える影響に関する実験を行う。

##### b. 格納容器ベントに関する実験

R2年度において、気体組成、気体温度分布、ベント及びパージ流量をパラメータとした実験を行う。

R3年度において、スプレイとベント手順の評価をパラメータとした実験を行う。

R4年度において、前年度に引き続き、スプレイとベント手順の評価をパラメータとした実験を行う。

R5年度において、ベント時の減圧沸騰の影響を確認する実験を行う。

##### c. 格納容器スプレイに関する実験

R2年度において、粒径、流量、ノズル選定等のスプレイ特性の検証を行う

R3年度において、スプレイ位置をパラメータとした実験を行う。

R4年度において、前年度に引き続き、スプレイ位置をパラメータとした実験を行う。

R5年度において、前年度までの知見を踏まえ重要パラメータを拡充した実験を行う。

(4) 粒子状デブリ冷却性実験

成果目標：

デブリ冷却性評価手法の不確かさの低減に向けて、粒子状デブリの冷却特性について実験データを取得する。

実施計画：

R2年度において、粒子状デブリの加熱方法や実験条件の詳細等の検討及び実験装置の設計製作を検討するとともに、予備実験により実験装置の妥当性を確認する。

R3年度において、個別効果実験として、粒子状デブリの表面性状や構造物との接触状態等を変化させた接触熱伝達に係る実験データを取得する。また、粒子状デブリ充填体系における二相流動様式に係る実験データを取得する。

R4年度において、総合実験として、構造物（格納容器ライナ、制御棒案内管）と加熱時の粒子状デブリの接触における沸騰挙動及び冷却特性について実験データを取得する。

(5) プール内温度成層化実験

成果目標：

プール内温度成層化評価手法の不確かさの低減に向けて、温度成層化の発生、維持及び消散の過程におけるプール内の多次元の温度場・速度場の詳細な実験データを取得する。また、プール内の非均一な温度分布を評価する手法を構築し、均一な温度分布を仮定する場合との差異を確認する。

実施計画：

実験については、R5年度においては、光ファイバー計測を用いた温度成層化実験を実施して、プール内の多次元の温度場・速度場の詳細な実験データを取得する。R6年度においては、小型実験装置の体系や境界条件の変更により、温度成層化に発生、維持、解消の機構について知見を取得する。

実験結果の分析・評価については、R5年度においては、温度成層化実験により取得した実験データを用いたCFD解析のモデル作成等を行う。R6年度においては、前年度整備した解析手法を用いて解析を実施し、温度成層化モデルの高度化を検討する。

R6年度までに得られた成果は、R7年度に論文として投稿する。

行程表

	R2年度	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度	R7年度
(1) プールスクラビング実験	○小規模実験 装置整備・計測技術確立					
		データ拡充→A				
	CFD解析等による検討					
	○中規模実験 装置整備					
		データ取得及び検討				
(2) ソースターム実験	○化学反応実験 パラメータ実験（雰囲気、他物質影響評価）→B			パラメータ実験（雰囲気ガス流量）		
	○再移行実験 再蒸発実験系の検討					
	その他再移行挙動研究の調査課題抽出					
		実験検討	予備実験		データ取得	
	○放出速度実験 放出速度計測					
	データ分析・放出速度モデル構築				論文投稿▽	
	○物質移行係数に関する実験					
		モデル構築		パラメータ拡充	論文投稿▽	
	○上部フランジ加熱実験、外面冷却時熱流動実験				容器接合部周り熱流動実験	

		重要パラメータ 選定実験 ○ベント実験	選定パラメータ実験→B	パラメータの拡 充		
	(3) 重大事故時格納 容器熱流動実験	ベントに係る手順や境界条件の抽出・調査 ○スプレイ実験		パラメータの拡 充		
		スプレイに係る手順や境界条件の抽出・調査				
	(4) 粒子状デブリ冷 却性実験	装置設計製作・予備実験	データ取得→A			
			個別効果試験	総合試験		
	(5) プール内温度成 層化実験			温度成層化実験		論文投稿▽
				温度成層化モデルの高度化の検討		
	<p>A 安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」(H29～R4 年度) への取得した実験データ等の受け渡し</p> <p>B 安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」(H29～R4 年度) への取得した実験データ等の受け渡し</p>					
8. 実施体制	<p>【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○を記載）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 金子 順一 主任技術研究調査官（実施項目（3）関係）</li> <li>○ 平等 雅巳 技術研究調査官（実施項目（2）関係）</li> <li>○ 坂田 光太郎 副主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）</li> <li>○ 菊池 航 技術研究調査官（実施項目（1）、（4）関係）</li> <li>○ 関根 将史 副主任技術研究調査官（実施項目（5）関係）</li> <li>栃尾 大輔 主任技術研究調査官</li> <li>深沢 正憲 副主任技術研究調査官</li> </ul> <p>【委託研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実施項目（1）a. 国立大学法人筑波大学（R2年度～R4年度）</li> <li>実施項目（1）b. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R4年度）</li> <li>実施項目（2）a. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R5年度）</li> <li>実施項目（2）b. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R5年度）</li> <li>実施項目（3） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R5年度）</li> <li>実施項目（4） 一般財団法人電力中央研究所（R2年度～R4年度）</li> </ul> <p>【共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実施項目（2）c. 国立大学法人福井大学（R2年度～R3年度）</li> <li>実施項目（2）d. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R6年度）</li> <li>実施項目（5） 学校法人早稲田大学（R5年度～R6年度）</li> </ul>					
9. 備考	<p>文 献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、「粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究」、日本原子力学会和文誌、2020.</li> <li>(2) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業 成果報告書」、2018.</li> <li>(3) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業 成果報告書」、2019.</li> <li>(4) 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（シビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」、2017.</li> <li>(5) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」、2018.</li> <li>(6) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」、2019.</li> <li>(7) Hotta, A., Akiba, M., Konvalenko, A., Villanueva, W., Bechta, S., Matsumoto, T., Sugiyama, T., and Buck, M., “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena”, J. Nucl. Sci. Technol., 2019. (2019 年 11 月 20 日オンライン掲載)</li> <li>(8) 一般社団法人日本原子力学会熱流動部会熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討ワーキンググループ、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020」2020 年度版 Rev. 1、2022.</li> <li>(9) 国立大学法人筑波大学、「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業 成果報告書」、2019.</li> </ol>					

--	--

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>9. 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</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 F) 熱流動・核特性</p>	<p>担当責任者</p>	<p>後神 進史 主任技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(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「新規規制基準」という。）が施行された。新規規制基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事象に加えて、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。今後は、異常な過渡変化及び事故時の事象に対する安全裕度の定量評価等が必要となることから、従来の保守的評価に代わって最適評価に基づいてプラント安全対策の有効性を継続的に確認していく可能性がある。</p> <p>プラント安全対策の有効性評価では、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。）を利用するとともに、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) 手法の適用性について検討が世界的にも進められている<sup>(1)</sup>。IAEAの安全基準ガイド<sup>(2)</sup>においては、BEPU手法が決定論的安全評価手法の一つとして提示されている。国内においては、産業界において最適評価を可能とする解析コードの開発が進められるとともに、大学・研究機関を中心として不確かさ評価に関する研究が進められている。また、BEPU手法の適用に係る標準<sup>(3)</sup>が一般社団法人日本原子力学会によって策定されている。規制要求としては、「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」<sup>(4)</sup>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）が規定されている。</p> <p>(2) 研究課題 核特性解析へのBEPU手法の適用を検討するに当たっては、最適評価コードとして、異常な過渡変化及び事故時の事象を精緻に把握し、実機炉心挙動を現実的な解析モデルを用いて評価することが可能な3次元核動特性解析コードを整備することが必要である。このとき、当該解析コードには、炉心及び燃料集合体内で生じる局所的な事象（局所的なボイドの発生、燃料集合体内燃料棒出力変動など）の変化を評価する機能が求められる。また、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、反応度係数など）が取り得る不確かさを適切に評価するためには、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、核分裂生成核種の収率（以下「核分裂収率」という。）、遅発中性子割合など）の不確かさの伝播や解析対象の幾何形状や材料組成などといった製造公差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。以上を踏まえ、以下の最適評価手法（Best Estimate）及び不確かさ評価手法（Plus Uncertainty）に係る研究を実施してきた。</p> <p>&lt;最適評価手法の導入・整備&gt; 安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）プロジェクト<sup>(5)</sup>において、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<sup>(6),(7)</sup>を導入して、解析精度及び適用性の確認のためのベンチマーク問題及び実験の解析<sup>(8)-(13)</sup>を実施した。当該解析コードの改良を行い、実機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<sup>(14)</sup>、BWR炉心安定性<sup>(15)</sup>、PWR主蒸気管破断<sup>(16)</sup>等）の解析を実施することで、技術的課題を抽出した。また、安全研究プロジェクト「国産システム解析コードの開発」（平成26年度～平成30年度）<sup>(17)</sup>において、3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSでは考慮することができない異常な過渡変化及び事故時の事象（例えば反応度投入事故時の局所的なボイドの発生など）をより精緻に把握するとともに、同解析コードによる最適評価に対して参照解となる解析結果を得ることを可能とするため、3次元詳細炉心動特性解析コードの開発に係る調査及びプロトタイプの開発を実施した。当該プロトタイプを用いたベンチマーク問題の解析をとおして適用性の検証及び技術的課題の抽出を行い、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発に向けた技術的知見を取得した。</p> <p>&lt;不確かさ評価手法の導入・整備&gt; 安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）<sup>(5)</sup>及びその後の安全研究において、入力パラメータを不確かさの範囲でランダムに変化させて得られた出力パラメータを統計処理することで出力パラメータが取り得る不確かさを評価する手法（以下「ランダムサンプリング法」という。）を導入した。最新の評価済み核データライブラリで整備された核反応断面積の不確かさ及び製造公差に基づく核特性パラメータの不確かさ評価に着目し、経済協力開発機構/原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）における軽水炉における不確かさ評価に係る国際ベンチマーク問題（UAM-LWRベンチマーク問題）Phase I<sup>(18)</sup>の解析をとおして、これらの不確かさの取扱い、核特性パラメータに与える影響の評価などを実施し、技術的知見と技術的課題をとりまとめた<sup>(18)-(21)</sup>。また、燃焼計算で使用する収率などに係る不確かさの取扱いに関して、核分裂生成核種間での核分裂収率の不確かさの相関の考慮などに係る基礎検討を実施し、核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価の実施に向けた技術基盤を構築した<sup>(22)</sup>。さらに、核反応断面積等の核データ起因の不確かさは評価済み核データライブラリ等により整備状況が異なることから、評価済み核データライブラリ等の違いによる不確かさ評価結果の差異及びこの要因に関しても技術的知見と技術的課題を蓄積した<sup>(23)</sup>。</p>	<p>主担当者</p>	<p>柴 茂樹 主任技術研究調査官 岩橋 大希 技術研究調査官</p>
<p>4. 目的</p>	<p>本プロジェクトでは、実用炉安全審査等における BEPU 手法の適用状況を鑑み、核特性解析手法の継続的な高度化を進めるとともに、以下の核特性解析に係る最適評価手法及び不確かさ評価手法の技術基盤を構築する。</p> <p>(1) 最適評価手法の導入・整備</p>		

	<p>異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動を評価するために、これまでの安全研究で用いてきた3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を引き続き改良し、実機炉心体系を対象とした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並びに制御棒落下事故の解析を実施することで解析の妥当性を確認する。また、異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握し従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るため、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、今後の実機炉心体系を対象とした解析を実施するために解決すべき技術的課題に取り組む。</p> <p>(2) 不確かさ評価手法の導入・整備</p> <p>これまでに整備した核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価に着手し、ベンチマーク問題の解析をとおして同不確かさが解析結果に与える影響を確認する。また、これまでに未実施であった動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの取扱いに関する検討を実施するとともに、ベンチマーク問題の解析をとおして遅発中性子割合などの不確かさが解析結果に与える影響を確認する。さらに、今後公開される評価済み核データライブラリ等における不確かさに係るデータに関する最新知見を収集し、改訂・拡充の内容を確認する。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトの研究をとおして得られた知見は、今後の国内の審査において BEPU 手法が導入された場合に、核特性解析の最適評価手法及び不確かさ評価手法の妥当性を判断するための技術的根拠として活用できる。</p>
6. 安全研究概要	<p>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。</p> <p>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。）</p> <p>③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</p> <p>④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】</p> <p>a. 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の実機炉心体系への適用</p> <p>本プロジェクトにおいては、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並びに制御棒落下事故について、従来の保守的評価に代わって最適評価コードによる現実ベースの炉心状態を反映した解析を実施する。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とから、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS について、以下の改良・機能追加を実施する。また、上記解析に用いる実機炉心データを併せて整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・集合体内燃料棒出力分布再構成モデルの改良</li> <li>・3次元動特性解析コード PARCS 用の高速核定数処理コードの改良</li> <li>・燃料エンタルピ評価機能、破損燃料棒数評価機能等の追加</li> </ul> <p>b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等</p> <p>a. の3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を始め、これまでの安全研究で用いてきた解析コードは、炉心を燃料集合体単位の空間スケールで取り扱う中性子動特性解析手法を採用してきた。一方で、例えば反応度投入事故時に想定される燃料集合体内外における局所的なポイド発生といった熱流動挙動の変化に伴う事象では、中性子束の空間分布に対してもその影響が強く現れる。異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握するためには、核特性解析においては炉心を燃料棒単位の空間スケールに詳細化した中性子動特性解析手法を適用することが必要である。</p> <p>安全研究プロジェクト「国産システム解析コードの開発」（平成26年度～平成30年度）<sup>(17)</sup>において、国内外の機関における開発・実機適用に係る実績と今後の見込み、取扱可能な空間スケール、今後の計算機性能の向上等を見据えた計算コストに係る課題等を踏まえ、プレナーキャラクタースティックス法（以下「プレナーMOC」という。）<sup>(24), (25)</sup>に着目し、これに基づく3次元詳細炉心動特性解析コードのプロトタイプを開発した。プレナーMOC は、図1に示すとおり、炉心を軸方向に対して分割した2次元プレーン体系（燃料、被覆管、減速材などから構成される非均質断面）を計算し、その体系を燃料棒単位で均質にした上で積み重ねた3次元体系の計算を行うことで、炉心全体を対象とした核特性解析を実施する。</p> <div data-bbox="651 2003 1753 2448" data-label="Diagram"> </div> <p>図1 プレナーMOCの概略図<sup>(17)</sup></p> <p>そのため、プレナーMOCによる炉心を燃料棒単位の空間スケールに詳細化した解析を行うことで、異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することが可能となる。OECD/NEAの国際ベンチマーク問題<sup>(26)-(28)</sup>の解析をとおして、当該解析コードの適用性を検証するとともに、実機炉心体系に適用するに当たって解決すべき技術的課題として、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算時間、計算メモリといった計算コストの低減（粗細が異なる解析条件の組合方法及び効率的な並列化）</li> <li>・制御棒位置の変化に伴う事象の解析精度の向上（制御棒キャスピングモデル<sup>(29)-(31)</sup>の検討）</li> <li>・3次元詳細炉心動特性解析コードで使用する核反応断面積の取扱いの検討（集合体核特性解析コード CASMO5<sup>(32)</sup>からの受渡し）を抽出した。</li> </ul>

	<p>本プロジェクトにおいては、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、実機炉心体系への適用に係る技術的課題を解決する。また、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）<sup>(28)</sup>の解析等をとおして、解析精度を評価する。</p> <p>(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】</p> <p>a. 核分裂収率などの不確かさの伝播</p> <p>本プロジェクトにおいては、安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）<sup>(5)</sup>及びその後の安全研究における核分裂収率などの不確かさの取扱いに関する基礎検討（核分裂生成核種間での核分裂収率の不確かさの相関の考慮など）の成果を踏まえ、核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した不確かさ評価機能をランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法に取り入れていく。また、OECD/NEA における軽水炉における不確かさ評価に係る国際ベンチマーク問題（UAM-LWR ベンチマーク問題）Phase II の解析、実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析への適用を行う。</p> <p>b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播</p> <p>本プロジェクトにおいては、諸外国の研究機関等における動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの取扱いに関する研究<sup>(33)-(35)</sup>を参考にしつつ、遅発中性子割合などの不確かさの伝播を考慮した不確かさ評価機能をランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法に取り入れていくとともに、UAM-LWR ベンチマーク問題 Phase II の解析、実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析への適用を行う。</p> <p>c. 評価済み核データライブラリ等における最新知見の活用</p> <p>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（ENDF/B、JEFF など）における最新知見（核データ及びその不確かさの整備状況など）を収集・活用してきた。特に JENDL については、JENDL-4.0<sup>(36)</sup>の次期バージョンである JENDL-5 の整備が国立研究開発法人日本原子力研究開発機構において進められている<sup>(37)</sup>。また、国内外の不確かさ評価に関する研究において幅広く利用されている SCALE 共分散ライブラリ（米国オーク・リッジ国立研究所が開発している統合解析コードシステム SCALE が ENDF/B を基本としつつも独自に改訂している核反応断面積の不確かさ）について、次期バージョンである SCALE6.3<sup>(38)</sup>においては ENDF/B-VIII.0<sup>(39)</sup>に基づくものが整備されることが予定されている。</p> <p>本プロジェクトにおいては、評価済み核データライブラリ及び SCALE 共分散ライブラリ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とともに、当該最新知見を上記 a. 及び b. の実施計画に反映する。</p>
7. 成果目標と実施計画	<p>(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】</p> <p>成果目標：</p> <p>異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動を評価するために、これまでの安全研究で用いてきた3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を改良し、実機炉心体系を対象とした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並びに制御棒落下事故の解析を実施する。また、異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握し従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るため、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、今後の実機炉心体系を対象とした解析を実施するために解決すべき技術的課題に取り組む。</p> <p>実施計画：</p> <p>a. 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の実機炉心体系への適用</p> <p>R3年度では、異常な過渡変化及び事故時の燃料集合体内燃料棒出力変動を評価するため、高速核定数処理コード及び3次元核動特性解析コード PARCS<sup>(6)</sup>の改良を実施した。また、PWR 及び BWR 炉心の定常状態における燃料集合体内燃料棒出力分布について、3次元炉心核特性解析コード SIMULATE5<sup>(40)</sup>で得られた解析結果と比較し、上記コード改良の検証を実施した。</p> <p>R4年度では、R3年度に改良した高速核定数処理コード及び3次元核動特性解析コード PARCS の検証として、OECD/NEA 及び U. S. NRC の PWR MOX/UO<sub>2</sub> 炉心過渡変動ベンチマーク問題<sup>(41)</sup>の解析を実施し、燃料棒単位の出力変動等の解析精度を評価した。また、安全評価で確認する燃料エンタルピーや破損燃料棒本数の評価方法の検討を実施し、同評価が可能となるように3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS への機能追加を行った。</p> <p>R5年度では、R4年度に引き続き、R3年度までに改良した3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS に機能追加を行うとともに、制御棒落下事故による反応度投入時の解析を実施し、解析モデルの違いによる影響を確認する。</p> <p>R6年度では、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を用いた異常な過渡変化及び事故の解析の実施に向けて、BWR UO<sub>2</sub> 及び 1/3MOX 実機炉心データの整備を実施するとともに、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の解析を実施し解析モデルの違いによる影響を確認する。</p> <p>b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等</p> <p>R3年度では、3次元詳細炉心動特性解析コードの基本設計及び詳細設計を行った。また、静特性計算機能及び動特性計算機能の改良を行い、当該機能をベンチマーク問題の解析をとおして検証した。さらに、集合体核特性解析コード CASMO5<sup>(32)</sup>によって作成された核反応断面積を3次元詳細炉心動特性解析コードで使用するため、核反応断面積再構築手法の基本理論を構築し、簡易な計算体系での検証を行った。</p> <p>R4年度では、R3年度に引き続き、静特性計算機能及び動特性計算機能の改良を行い、当該機能をベンチマーク問題の解析をとおして検証した。また、R3年度に構築した核反応断面積再構築手法を燃料集合体体系に拡張した。</p>

R5年度では、3次元詳細炉心動特性解析コードにおける、粗細が異なる解析条件の組合方法、効率的な並列化方法、及び制御棒キャスピングモデル<sup>(29)-(31)</sup>の検討を進める。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)<sup>(26),(27)</sup>の解析を実施し、解析精度を評価する。さらに、集合体核特性解析コードCASMO5によって作成された核反応断面積を3次元詳細炉心動特性解析コードで使用するための、核反応断面積再構築手法の検討を完了し、これに基づく処理コードを開発する。

R6年度では、3次元詳細炉心動特性解析コードで使用する核反応断面積の取扱い(集合体核特性解析コードCASMO5からの受渡し)に関する研究成果を踏まえ、核反応断面積の再構築に必要な機能を追加する。また、R5年度に引き続き、効率的な並列化方法、制御棒キャスピングモデルの検討を実施する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

成果目標：

反応断面積、核分裂収率などの不確かさの伝播に加え、動特性計算で動特性パラメータの不確かさを考慮し、ベンチマーク問題の解析などをおして、核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。また、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などの最新知見を考慮する。

実施計画：

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

R3～4年度では、燃焼計算で使用する核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮して、燃焼に伴う反応度及び核種組成並びにこれらの変化の不確かさを、UAM-LWRベンチマーク問題、実機炉心解析等への適用などをおして評価した。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

R3年度では、動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさを、国内外における最新の研究動向を踏まえて、当該不確かさの伝播が考慮できるよう、ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法の拡張を検討した。R4年度では、動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの伝播を考慮して、動特性計算結果の不確かさを評価した。3次元核動特性解析コードPARCSのみを用いた熱水カフィードバックを含まない条件下での不確かさ評価と、3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSを用いた核熱結合を前提と熱水カフィードバックを含む条件下での不確かさ評価結果を比較し、核熱結合の有無による不確かさ評価結果の差異についてとりまとめた。R5年度では、3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSを用いてUAM-LWRベンチマーク問題Phase IIの解析、実機炉心解析等を実施し、動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさが解析結果に与える影響、個別のパラメータごとの寄与割合の評価などを実施する。

c. 評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用

R3年度では、R3年12月に公開したJENDL-5について、JENDL-4との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認した。R4年度では、12月に公開したJENDL-5<sup>(37)</sup>において改訂・拡充された核データ及びその不確かさについて、旧バージョンのJENDL-4.0<sup>(36)</sup>との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認した。R5年度に引き続き、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について、旧バージョンのJENDL-4.0との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。また、国外の評価済み核データライブラリ(ENDF/B、JEFFなど)の適用事例、次期バージョンの整備状況について最新知見を収集する。R6年度では、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について、旧バージョンのJENDL-4.0との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。また、国外の評価済み核データライブラリ(ENDF/B、JEFFなど)の適用事例、次期バージョンの整備状況について最新知見を収集する。

実施行程表

		R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
(1) 最適評価手法の導入・整備	a. 3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSの実機炉心体系への適用			学会発表▽	論文投稿▽
		・ 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の改良・機能追加		・ 実機炉心データの整備 ・ 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時並びに制御棒落下事故時の解析	
	b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等		学会発表▽		学会発表▽
		・ 基本設計及び詳細設計 ・ 静特性計算機能等の開発及び検証 ・ 動特性解析機能の開発及び検証		・ 粗細が異なる解析条件の組合方法及び効率的な並列化の検討 ・ 制御棒キャスピングモデルの検討 ・ 核反応断面積再構築機能の追加	
	学会発表▽	学会発表▽	論文投稿▽		
		・ 核反応断面積の取扱いに関する検討			
					学会発表▽

国際ベンチマーク問題の解析  
(C5G7ベンチマーク問題、C5G7-TDベンチマーク問題など)

	(2) 不確かさ評価手法の導入・整備	a. 核分裂収率などの不確かさの伝播	<ul style="list-style-type: none"> <li>国際ベンチマーク問題の解析 (UAM-LWR ベンチマーク問題など)</li> <li>実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析</li> </ul>	論文投稿▽		
		b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播	<ul style="list-style-type: none"> <li>不確かさの取扱いの検討</li> <li>不確かさ評価手法の機能拡張</li> </ul>	学会発表▽	論文投稿▽	<ul style="list-style-type: none"> <li>国際ベンチマーク問題の解析 (UAM-LWR ベンチマーク問題など)</li> <li>実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析</li> </ul>
		c. 評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用	<ul style="list-style-type: none"> <li>国内外の評価済み各データライブラリ等における核データ及びその不確かさの改訂・拡充の内容の確認・実施計画への反映</li> </ul>			論文投稿▽
8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <p>後神 進史 主任技術研究調査官</p> <p>○ 柴 茂樹 主任技術研究調査官（実施項目（1）担当）</p> <p>○ 岩橋 大希 技術研究調査官（実施項目（2）担当）</p> <p>酒井 友宏 技術研究調査官</p> <p>【委託研究先】 なし</p> <p>【共同研究先】 なし</p>					
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(1) B. Boyack et al., <i>Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss-of-coolant Accident</i>, NUREG/CR-5249, (1989).</p> <p>(2) International Atomic Energy Agency (IAEA), <i>Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants</i>, IAEA Safety Standard Series No. SSG-2, (2009).</p> <p>(3) 日本原子力学会基準 統計的安全評価の実施基準：2008, 社団法人日本原子力学会, AESJ-SC-S001:2008, (2009).</p> <p>(4) 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は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, (2013).</p> <p>(5) 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, (2019).</p> <p>(6) T. Downar et al., <i>PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual</i>, University of Michigan, UMNERS-09-0001, (2013).</p> <p>(7) <i>TRACE V5.0. Patch 5 User's Manual</i>, U.S. NRC, (2017).</p> <p>(8) 岩橋 大希 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (1) PARCS を用いたベンチマーク問題の解析," 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 3L03, 久留米, 福岡, 2016 年 9 月 7 日-9 日, (2016).</p> <p>(9) 藤田 達也 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (2) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (高温零出力条件)," 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 3L04, 久留米, 福岡, 2016 年 9 月 7 日-9 日, (2016).</p> <p>(10) 藤田 達也 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (3) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (低温零出力・高温待機・高温全出力条件)," 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2G03, 札幌, 北海道, 2017 年 9 月 13 日-15 日, (2017).</p> <p>(11) 藤田 達也 他, "JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価," 第 6 回「炉物理専門研究会」, 熊取, 大阪, 2017 年 11 月 29 日-30 日, (2017)</p> <p>(12) I. Fujita et al., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiments Using CASMO5 and TRACE/PARCS Codes with JENDL-4.0 Library," <i>Proc. PHYSOR2018</i>, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018, (2018).</p>					

- (13) T. Fujita et al., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiment Using CASMO5/TRACE/PARCS Based on JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**, pp.553-571, (2019).
- (14) J. Solis et al., *Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark - Volume I Benchmark Specification*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2001)1, (2001).
- (15) T. Lefvert, *Ringhals-1 Stability Benchmark Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(96)22, (1996).
- (16) K. N. Ivanov et al., *Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark Volume I Final Specifications*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(99)8, (1999).
- (17) 安全研究成果報告 国産システム解析コードの開発及び事故時等の熱流動評価に係る実験的研究, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, RREP-2019-1005, (2019).
- (18) K. Ivanov et al., *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I)*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2013)7, (2013).
- (19) 柴 茂樹 他, "軽水炉の感度解析と不確かさ評価について," 炉物理専門研究会報告書, 熊取, 大阪, 2013年12月4日-5日, KURRI-KR(CD)-39, (2013).
- (20) S. Shiba et al., "Uncertainty Analysis of Fuel Lattice Physics Using CASMO-4 with JENDL-4.0 Covariance Data," *Proc. ICAPP2016*, San Francisco, CA, April 17-20, 2016, (2016).
- (21) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis of OECD/NEA/NSC UAM Benchmark Phase I Using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 Library and Covariance Data," *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13-19, 2018, (2018).
- (22) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis on Depletion Calculations Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1 Libraries and Covariance Data," *Proc. BEPU2020*, Sicily, Italy, May 29-June 5, 2021, (2021). [Accepted]
- (23) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis of the OECD/NEA LWR UAM Benchmark Phase I Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**, pp.858-873, (2020).
- (24) H. G. Joo et al., "Methods and Performance of a Three-Dimensional Whole-Core Transport Code DeCART," *Proc. PHYSOR2004*, Chicago, Illinois, April 25-29, 2004, (2004).
- (25) A. Zhu et al., "A Multilevel Quasi-Static Kinetics Method for Pin-Resolved Transport Transient Reactor Analysis," *Nucl. Sci. Eng.*, **182**, pp.435-451, (2016).
- (26) *Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark* -, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2003)16, (2003).
- (27) *Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case* -, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2005)16, (2005).
- (28) J. Hou et al., "OECD/NEA Benchmark for Time-Dependent Neutron Transport Calculations without Spatial Homogenization," *Nucl. Eng. Design*, **317**, pp.177-189, (2017).
- (29) A. Yamamoto, "A Simple and Efficient Control Rod Cusping Model for Three-Dimensional Pin-by-Pin Core Calculations," *Nucl. Technol.*, **145**, pp.11-17, (2017).
- (30) Y. Wang et al., "Comparison of Two-Dimensional Heterogeneous Variational Nodal Methods for PWR Control Rod Cusping Effect and Pin-by-Pin Calculation," *Progress in Nucl. Energy*, **101**, pp.370-380, (2017).
- (31) A. Graham et al., "Subplane Collision Probabilities Method Applied to Control Rod Cusping in 2D/1D," *Ann. Nucl. Energy*, **118**, pp.1-14, (2018).
- (32) *CASMO5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-07/431, (2012).
- (33) I. A. Kodeli, "Sensitivity and Uncertainty in the Effective Delayed Neutron Fraction ( $\beta_{eff}$ )," *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.*, **715**, pp.70-78, (2013).
- (34) M. I. Radaideh et al., "Sampling-Based Uncertainty Quantification of the Six-Group Kinetic Parameters," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018, (2018).
- (35) M. I. Radaideh et al., "Sensitivity and Uncertainty Analysis of the Fundamental Delayed Neutron Data in LWRs," *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13-19, 2018, (2018).
- (36) K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, pp.1-30, (2011).
- (37) O. Iwamoto et al., "Status of the JENDL Project," *EPJ Web of Conferences*, **146**, 02005, (2017).
- (38) A. Holcomb et al., "Covariance and Other Nuclear Data in SCALE 6.3," *2020 SCALE Users' Group Workshop*, July 27-29, 2020, <https://www.ornl.gov/file/covariance-and-other-nuclear-data/display> (Final Access: August 27, 2020).
- (39) D. A. Brown et al., "ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data," *Nucl. Data Sheets*, **148**, pp.1-142, (2018).
- (40) *SIMULATE5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-10/438 (2012).
- (41) T. Kozlowski et al., *PWR MOX/UO<sub>2</sub> Core Transient Benchmark - Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2006)20, (2006).

<p>1. プロジェクト (始期: R6年度 終期: R10年度)</p>	<p>10 事故耐性燃料等の事故時挙動研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
		<p>担当責任者</p>	<p>江口裕 主任技術研究調査官</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】G)核燃料</p>	<p>主担当者</p>	<p>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 川口真穂 技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(1)規制課題</p> <p>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、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。</p> <p>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を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 (図 1)、改良ステンレス鋼 (FeCrAl) 被覆管、炭化ケイ素 (SiC) 被覆管等がある。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 7 年に少数体の先行的な導入を開始し、その後令和 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<sup>[1],[2]</sup>。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「BDDBA」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。なお、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°C、被覆管酸化量 ≤ 15% 化学量論的酸化量) を用いている。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°C を越える温度では被覆管の酸化速度が速く、1200°C 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°C を越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、損傷挙動の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。</p> <p>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、燃料ペレットの破碎・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。</p> <p>(2)研究課題</p> <p>Cr コーティング Zr 合金被覆管については、安全性が向上すること及び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研究課題となる。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<sup>[3]</sup>、Cr 層への Zr 拡散により保護効果が喪失すること<sup>[4]</sup>、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<sup>[5]</sup>、電池形成により腐食が生じ得ること<sup>[6]</sup>等が知られている。そのため、DBA や BDDBA 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、BDDBA 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 BDDBA 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。</p> <p>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<sup>[7]</sup>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。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<sub>2</sub> 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<sup>[8]</sup>、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。</p> <p>* 「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)」</p>		

4. 目的	<p>以下を目的として本プロジェクトを実施する。</p> <p>(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。</p> <p>(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の検討に資する。</p>
5. 知見の活用先	<p>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確認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つながる。</p>
6. 安全研究概要	<p>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。</p> <p>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。)</p> <p>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。)</p> <p>④技術基盤の構築・維持(以下「分類④」という。)</p> <p>(1)ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究【分類①②④】</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>(2)高燃焼度燃料事故時挙動等に関する研究【分類①②④】</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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-4 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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<sub>2</sub> 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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)を用いて繰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。</li> </ul>

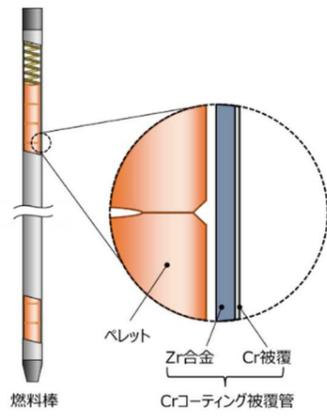


図1 Crコーティング Zr 合金被覆管の概念図

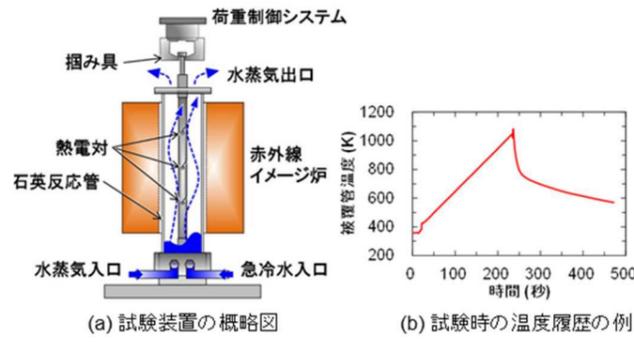


図2 LOCA 模擬試験の概要<sup>[9]</sup>

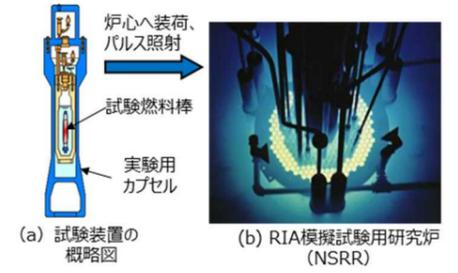


図3 RIA 模擬試験の概要<sup>[10],[11]</sup>

7. 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 共晶反応等に注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℃超における照射済みペレットの膨張量、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<sub>2</sub> 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、照射済みUO<sub>2</sub> 燃料及び照射済み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、照射済み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	LOCA 試験の実施	LOCA,RIA 試験の実施	LOCA,RIA 試験の実施	試験後分析
	高温機械試験装置設計・一部製作	高温機械試験装置設計・一部製作	高温機械試験装置製作・試験実施	高温機械試験実施	照射後試験
		ペレット加熱試験調査・検討	ペレット加熱試験実施	ペレット加熱試験実施	コード検証、モデル化、総合評価
	▽論文投稿	▽論文投稿			▽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)	LOCA 試験の実施(照射材)	照射後試験	照射後試験	

		FGD 試験の実施	FGD 試験の実施	照射後試験	照射後試験	
		曲げ試験の実施	曲げ試験の実施	MOX ペレット加熱試験実施	MOX ペレット加熱試験実施	照射後試験
		実機 LOCA 解析手法の整備	実機 LOCA 解析手法の整備	実機 LOCA 解析手法の整備	実機 LOCA 時 FFRD 影響の検討	コード検証、モデル化、総合評価

8. 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○を記載)】  
 江口 裕 主任技術研究調査官  
 ○秋葉 美幸 主任技術研究調査官(実施項目(1)、(2)関係)  
 ○福田 拓司 主任技術研究調査官(実施項目(2)関係)  
 ○山内 紹裕 副主任技術研究調査官(実施項目(1)、(2)関係)  
 ○川口 真穂 技術研究調査官(実施項目(2)関係)  
 小澤 正明 技術参与  
 秋山 英俊 技術参与

9. 備考

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](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](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](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<sub>2</sub> 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

<p>1. プロジェクト (始期：R2年度 終期：R6年度)</p>	<p>11. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 H) 材料・構造</p>	<p>担当責任者</p>	<p>橋倉 靖明 上席技術研究調査官 池田 雅昭 技術研究調査官 渡辺 藍己 技術研究調査官 水田 航平 技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(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）」に基づき、高経年化技術評価に係り事業者が実施する安全機能を有する機器・構造物を対象とした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。さらに、運転の期間の延長の審査（以下「運転期間延長の審査」という。）においては、原子炉その他の設備が延長しようとする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。 これらの確認は、常に最新の科学的・技術的知見に基づいて行う必要があり、そのため、常に関連する技術基準規則及び民間規格の技術的妥当性を確認していく必要がある。</p> <p>(2) 研究課題 これまで、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査における技術的妥当性確認のための材料研究は、原子炉圧力容器の低合金鋼、炉内構造物等のステンレス鋼及びケーブル等の高分子材料に対する経年劣化予測等について、主に加速劣化試験により模擬的に経年劣化を付与した材料の特性を評価する<sup>(1)-(11)</sup>ことで進められてきた。 近年、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劣化した実機材料を用いた試験が可能となってきたため、加速劣化試験で得た結果を実機材料の経年劣化挙動と比較することにより、これまでの経年劣化評価手法が適切な保守性を有していることを検証することは重要な研究課題となっている。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>長期間運転した原子力発電所の経年劣化を模擬的に付与するために行っている加速劣化試験結果に基づく材料の経年劣化予測評価の実機環境における経年劣化挙動に対する保守性の検証等を国内で廃止措置中の原子力発電所から採取した実機材料等の試験・分析により実施し、以下の代表的な機器、構造物の健全性評価に関する知見を拡充する。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器 (2) 電気・計装設備 (3) 炉内構造物等（予防保全対策施工部位） (4) ステンレス鋼製機器</p>		
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>本研究の成果については、高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価の審査に関する技術基盤として活用できる。また、民間規格の技術評価の技術的判断根拠としての活用が期待される。</p>		
<p>6. 安全研究概要</p>	<p>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。</p> <p>② 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 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。）</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④） 原子力発電所機器の中で最も重要な機器の一つである原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）において、原子力発電所の高経年化に伴い中性子照射脆化（以下「照射脆化」という。）が進行することが知られている。本研究では、現状の評価方法の保守性及びRPV健全性評価対象部位の代表性の確認を行い、RPVの健全性評価に関する知見を拡充する。 照射脆化は、RPVが長期間中性子照射を受けることによって脆くなる現象である。RPVの照射脆化の程度は、運転期間中RPV内に設置された母材、溶接金属及び溶接継手の熱影響部（以下「HAZ」という。）の監視試験片を用いて実施するシャルピー衝撃試験結果から求めたシャルピー遷移温度（原子炉容器材料のねばり強さを表す指標（以下「<math>T_{41J}</math>」という。））から予測される。<math>T_{41J}</math>は照射脆化の進行により上昇し、照射前後での遷移温度の変化量を移行量と呼んでいる（以下「<math>\Delta T_{41J}</math>」という。）。</p> <p>a. RPV健全性評価方法の保守性に係る研究 RPVの健全性評価では、事故時に、加圧状態のまま原子炉圧力容器内壁が急冷される事象（加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）事象）を想定した条件において、RPVの破壊が生じないことを確認している。具体的には、RPV内面に亀裂を想定（以下「仮想欠陥」という。）し、まず、①亀裂先端位置におけるRPVの照射脆化を予測した破壊靱性値の温度依存性を示す曲線（以下「破壊靱性遷移曲線」という。）を設定し、次いで、②破壊を発生させようとする力を、PTS時の温度分布に起因する仮想欠陥先端の応力拡大係数（亀裂先端に掛かる力の強さを表す物理量）で表して、①と②を比較し、①が②より常に大きいこと、即ち、RPVが破壊しないことを確認する。破壊靱性遷移曲線は、監視試験片で実施する破壊靱性試験で得られた破壊靱性値を評価時期に相当する<math>\Delta T_{41J}</math>だけ移動させて設定される。この際、照射脆化の予測を考慮している<math>\Delta T_{41J}</math>は、「<math>\Delta T_{41J}</math>が中性子照射による破壊靱性の遷移温度の変化量に等しい」という考え方に基づいて設定される。また、仮想欠陥の形状は半楕円亀裂であり、実際のRPVにおいては、PTS時に軸方向と周方向での2軸方向の力が加わることから、1軸方向に力が加わる監視試験片とは、亀裂先端に掛かる力の状態が異なる。 本研究では、実機材料等を用いて<math>\Delta T_{41J}</math>と破壊靱性遷移温度を比較することで、現状の評価方法が保守的であることを評価する。また、実機と同様に2軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と、これまでに多くのデータがある1軸方向に力が加わる破壊靱性試験結果を比較することで、現状の評価方法の保守性を検証する。</p> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p>		

RPVの健全性評価は、母材及び溶接金属で行われている。HAZの破壊靱性（未照射材）は母材と比較しても同等以上であり、また、シャルピー遷移温度移行量も母材と同等であると考えられているため、供用中のHAZの破壊靱性は確認されていない。

本研究では、RPV健全性評価対象部位としてHAZを母材で代表させることの技術的妥当性を確認するため、実機材料や試験炉照射材料等を活用し、RPVの溶接部及びステンレスオーバーレイクラッド（以下「クラッド」という。）施工に伴い形成されるHAZの照射前後の破壊靱性と $T_{41J}$ の相関について確認し、母材データの代表性について評価することで、現状の評価方法の保守性を検証する。

#### (2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）

安全上重要な電気・計装設備には、供用期間末期でも設計基準事故（以下「DBA」という。）時に原子炉を安全に停止し、外部に放射能が漏れないように対処するための安全機能が要求されている。さらに常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備については、重大事故（以下「SA」という。）時において要求される機能を維持することが必要である。これに対し、DBA又はSA時の事故環境下において機能要求のある電気・計装設備の長期健全性は、供用期間中の通常運転時の経年劣化と事故環境を模擬する耐環境性能試験により検証されてきた。

本研究では、実機で長期間使用された低圧ケーブル等の安全系電気・計装設備等を供試体として、絶縁体の機械的特性や絶縁性能に係るデータを取得し、実機使用環境における実機材料の劣化状態を調べる。この結果に基づき、耐環境性能試験において通常運転時の経年劣化を模擬的に付与するために行っている現状の加速劣化試験の結果<sup>(7-11)</sup>に基づく現状の健全性評価の保守性を検証する。また、実機材料を用いて事故時環境下における絶縁性能に係るデータを取得する。さらに、高圧ケーブルについては、実機材料における劣化状況を分析し、劣化評価のために過去に実施された絶縁診断の結果と比較し、現状の絶縁診断の劣化評価の保守性を検証する。これらにより、電気・計装設備の健全性評価に関する知見の拡充を図る。

##### a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

高圧・低圧ケーブル、電気ペネトレーション、弁駆動部を本研究の評価対象とし、国内の加圧水型原子力発電所（以下「PWRプラント」という。）と沸騰水型原子力発電所（以下「BWRプラント」という。）から実機材料を採取する。得られた実機材料について、その絶縁体に用いられている高分子材料（以下「高分子絶縁体」という。）を特定するとともに、実機材料が使われていた通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。通常運転時の環境条件の調査に当たっては、環境測定で用いられている温度計等の通常運転時の環境条件下における性能についても確認する。

##### b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

・実機材料について、劣化状態を把握するため、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視手法等により評価する。高圧ケーブルの実機材料については、劣化状況の分析として、絶縁破壊電圧等の絶縁性能の評価を行う。

・評価用実機材料と同等の仕様の電気・計装設備供試体の新品（以下「新品供試体」という。）を作製する。また、この新品供試体に対し、a.で調査した環境条件を基に熱と放射線の逐次劣化又は熱・放射線同時照射による加速劣化手法により、評価用実機材料と同等と考えられる劣化を付与した供試体（以下「加速劣化供試体」という。）を作製する。

・新品供試体及び加速劣化供試体について、構造変化の調査、機械的特性及び電気特性から劣化状態を評価する。この結果と実機材料の結果を比較し、経年劣化を模擬的に付与するための現状の加速劣化評価手法による評価の保守性を検証する。

##### c. 事故時環境模擬試験

実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA時又はSA時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を行う。また、事故時環境模擬試験の影響を確認するため、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態を評価する。ケーブルについては、化学スプレー噴霧条件下での絶縁性能についても評価する。

なお、本研究で使用する実機材料の高圧ケーブル及び弁駆動部の採取は、事業者の廃炉工程に併せて実施するため、調整中である。

#### (3) 炉内構造物等の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）

##### a. 靱性低下に係る研究

炉内構造物は、中性子の照射を受けて破壊靱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靱性低下があっても健全性が保たれることを確認するために、（一社）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評価を実施している。ここで、事業者が用いた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に基づき得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。本研究では、実機材料を用いて破壊靱性試験を行い、評価式の保守性を検証する。

なお、本研究で使用する実機材料の採取時期については、廃炉工程に関する事業者との面談より、現在の予定では、最短で2024年度頃（令和6年）になるとのことから、本研究期間においては、発電所構内における実機材料の採取準備及び研究施設における試験の準備までを実施する。

##### b. 予防保全対策技術の保守性に関する研究

これまでに国内外の多数のBWRプラント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<sup>(5)</sup>。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）」（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技術を適用しているが、維持規格で規定された検査においては、予防保全対策を実施した場合には、「予防保全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、予防保全対策技術施工部位は検査頻度が緩和されることになる。本研究では実機材料を用いて残留応力評価を行い、予防保全対策技術施工箇所に対する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施する。ただし、実機材料を用いた残留応力評価が難しい場合には、実機において直接残留応力を評価するための方法（非破壊的応力評価手法を含む）等について検討を実施する。

なお、本研究で使用する実機材料の採取時期については、廃炉工程に関する事業者との面談より、現在の予定では、最短で2024年度頃（令和6年）になるとのことから、本研究期間においては、発電所構内における実機材料の採取準備及び研究施設における試験の準備までを実施する。

	<p>(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）</p> <p>再循環ポンプ等に用いられているステンレス鋼等には、長時間高温に曝されることにより材料の組織が変化（熱時効）して靱性が低下する。高経年化技術評価等においては、ステンレス鋼の熱時効による靱性の低下挙動評価は（一財）発電設備技術検査協会において実施された「プラント長寿命化技術開発」研究より開発された靱性予測モデル<sup>(4)</sup>（以下「H3Tモデル」という。）を用いて実施されている。H3Tモデルは、主に加速劣化試験等の結果に基づいて主にPWRプラントの環境を考慮して開発され、PWRプラント及びBWRプラントの評価に用いられている。</p> <p>本研究では、実機材料（再循環ポンプから採取）等を用いて組織観察、破壊靱性試験等を実施し、実機環境でのH3Tモデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。</p>
7. 成果目標と実施計画	<p>(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】</p> <p>・成果目標</p> <p><math>\Delta T_{41J}</math>と破壊靱性遷移温度を比較し、現状の評価方法の保守性を確認する。また、PTS事象における実機の2軸方向応力を考慮し、現状の評価方法の1軸方向評価との比較を行い、保守性の検証に活用する。さらに、HAZを母材で代表させることの技術的妥当性の検証に活用する。</p> <p>【R2年度の実施内容】</p> <p>a. RPV健全性評価法の保守性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・詳細な研究計画を策定するとともに、試験条件及び供試材の詳細仕様を検討する。</li> <li>・長期間中性子照射を受けたRPV鋼の母材を想定して既従事業で作製された試験炉照射材料について、研究施設への輸送及び試験片加工を行い、機械試験を開始する。</li> <li>・入手可能な実機材料の調査及び調達準備を行う。</li> <li>・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため及び実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力による破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力による破壊靱性値と同程度であることを確認するため、供試材仕様の検討を行う。また、2軸の引張応力による破壊靱性試験準備を行う。</li> </ul> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・詳細な研究計画を策定するとともに、試験条件及び供試材の詳細仕様を検討する。</li> <li>・機械試験の試験片を作製する。</li> <li>・既従事業で作製された照射材料について、研究施設への輸送及び試験片加工を行い、機械試験を開始する。</li> <li>・実機材料と試験炉照射材料の機械的特性や材料組織を比較するため、入手可能な実機材料の調査を行う。</li> </ul> <p>【R3年度の実施内容】</p> <p>a. RPV健全性評価法の保守性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・令和2年度に引き続き、試験炉照射材料を用いた機械試験を行う。</li> <li>・令和2年度の調査により選定した実機材料を取り出し、研究施設への輸送方法の検討を行う。</li> <li>・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため及び実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力による破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力による破壊靱性値と同程度であることを確認するため、破壊靱性試験準備を行う。</li> </ul> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・令和2年度に引き続き、既従事業で作製された試験炉照射材料の機械試験を行う。また、既従事業で作製された試験炉照射材料の微細組織観察を開始する。</li> <li>・令和2年度の調査により選定した実機材料を取り出し、研究施設への輸送方法の検討を行う。</li> </ul> <p>【R4年度の実施内容】</p> <p>a. RPV健全性評価法の保守性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・令和3年度に引き続き、試験炉照射材料を用いた機械試験を行う。</li> <li>・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため及び実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、破壊靱性試験準備を行う。</li> </ul> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・令和3年度に引き続き、既従事業で作製された試験炉照射材料の機械試験及び微細組織観察を継続して行う。</li> </ul> <p>【R5年度の実施計画】</p> <p>a. RPV健全性評価法の保守性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実機材料（監視試験片）及び試験炉照射材料を用いた機械試験を行う。</li> <li>・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため及び実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、2軸の引張応力を加えた試験を行う。</li> </ul> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・令和4年度に引き続き、既従事業で作製された試験炉照射材料の機械試験及び微細組織観察を継続して行う。</li> </ul>

【R6年度の実施計画】

a. RPV 健全性評価法の保守性に係る研究

- ・実機材料を用いた機械試験を行う。
- ・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため及び実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、引き続き2軸の引張応力を加えた実験を行う。
- ・令和5年度までに得られた知見により、RPV 健全性評価法の保守性について評価する。また、監視試験結果に基づく破壊靱性遷移曲線と実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力による破壊靱性遷移曲線について評価し、現状の評価方法の保守性を検証する。

b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究

- ・実機材料を用いた機械試験を行う。
- ・令和5年度までに得られた知見により並びに母材データの代表性について評価し、現状の評価方法の保守性を検証する。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

・成果目標

電気ペネトレーション、弁駆動部及び低圧・高圧ケーブル劣化分析及び事故時模擬環境試験等を実施し、長期健全性評価手法及び絶縁診断の劣化評価手法の保守性の検証に活用する。

【R2年度の実施内容】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

- ・入手可能な実機材料の調査を行い、評価対象を選定し、実機材料試験計画を取りまとめる。
- ・実機材料の絶縁体に用いられている高分子材料を特定するとともに、実機材料が使われている通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

- ・実機材料（低圧ケーブル）について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視手法等により評価する。
- ・実機材料試験計画を基に、実機材料と比較するために、新品供試体を作製する。
- ・a. で調査した環境条件を基に加速劣化手法による劣化条件を設定し、加速劣化供試体（低圧ケーブル）を作製する。

c. 事故時環境模擬試験

- ・実機材料及び加速劣化供試体（低圧ケーブル）を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。
- ・ケーブル供試体について、化学スプレー噴霧下での絶縁性能の変化を評価する。

【R3年度の実施内容】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

- ・令和2年度に引き続き、更に入手可能な実機材料の調査を行い、実機材料試験計画を必要に応じて修正する。
- ・追加された実機材料（電気ペネトレーション）の絶縁体に用いられている高分子材料を特定し、当該の実機材料が使われている通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

- ・令和2年度に引き続き、実機材料（低圧ケーブル）について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視手法等により評価する。
- ・修正された実機材料試験計画を基に、実機材料と比較するために、新品供試体（低圧ケーブル）を作製する。
- ・a. で調査した環境条件を基に加速劣化方法で劣化する条件を設定し、加速劣化供試体を作成する。

c. 事故時環境模擬試験

- ・令和2年度に引き続き、実機材料（低圧ケーブル）及び加速劣化供試体（低圧ケーブル、電気ペネトレーション）を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。

【R4年度の実施内容】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

- ・令和3年度に引き続き、さらに入手可能な実機材料（低圧ケーブル、弁駆動部）の調査を行い、実機材料試験計画を必要に応じて修正する。また、可能な場合には実機材料の取り出し作業を行い、試験機関までの輸送を行う。
- ・追加された実機材料の絶縁体に用いられている高分子材料を特定し、当該の実機材料が使われている通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

- ・令和3年度に引き続き、実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視手法等により評価する。
- ・修正された実機材料試験計画を基に、実機材料と比較するために新品供試体を作製する。
- ・a. で調査した環境条件を基に加速劣化方法で劣化する条件を設定し、加速劣化供試体を作成する。

c. 事故時環境模擬試験

- ・令和3年度に引き続き、実機材料（低圧ケーブル、電気ペネトレーション）及び加速劣化供試体（低圧ケーブル）を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態

の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。

【R5年度の実施計画】

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

令和4年度に引き続き、実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視手法等により評価する。また、加速劣化供試体を作成する。

c. 事故時環境模擬試験

令和4年度に引き続き、実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA時又はSA時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。

【R6年度の実施計画】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

・実機材料（高圧ケーブル）の環境条件の調査及び取り出し作業を行い、試験機関までの輸送を行う。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

令和5年度に引き続き、実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の劣化状態を機器分析等により評価する。また、令和5年度までに得られた試験結果と併せて、経年劣化を模擬的に付与するための現状の加速劣化評価手法による評価の保守性を検証する。

c. 事故時環境模擬試験

・令和5年度に引き続き、実機材料を用いて、DBA時又はSA時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。

・令和5年度までに得られた試験結果と併せて、事故時環境時の電気・計装設備の絶縁性能及び高分子絶縁体の劣化評価をとりまとめる。

(3) 炉内構造物等の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

・成果目標

破壊靱性低下の評価及び予防保全対策技術の保守性を検証するために、令和7年度以降に採取予定の実機材料を確実に取得するための技術的知見に活用する。

なお、令和6年度までに、破壊靱性低下に係る研究では実機材料取得のための工事基本実施計画（案）の策定、予防保全対策技術の保守性に係る研究では除染影響評価及び複合応力影響評価を実施することを成果目標とする。

【R2年度の実施内容】

a. 靱性低下に係る研究

令和2年度の調査・検討結果に基づき、実機材料を用いた試験方法について検討する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和2年度の調査結果に基づき、非照射材の試験体を作製し、予防保全対策技術施工による試験体表面の応力状態を確認する。また、試験体の切断等に伴う試験体表面の応力変化を測定等する。

また、廃炉工程に基づき事業者が実施しているシュラウド解体作業に関する情報収集を実施する。

【R3年度の実施内容】

a. 靱性低下に係る研究

炉内構造物で使用されたステンレス鋼の靱性低下に関する知見を拡充するため、調査及び試験の詳細計画を検討する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

評価方法を確立するための非照射材料試験方法について調査及び試験の詳細計画を検討する。主に各種ピーニング工法、表面残留応力評価方法等の調査を実施する。

また、実機材料を用いた研究を実施するための調査及び試験の詳細計画を検討する。主に炉心シュラウド等の実機環境の調査を実施し、機械試験の準備を実施する。

【R4年度の実施内容】

a. 靱性低下に係る研究

令和3年度の検討結果に基づき、試験体採取仕様を検討する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

前年度までの調査結果より、実機から供試材取得のために問題となる除染による影響確認及び採取時に問題となる実機の複合的な応力状態を踏まえた影響確認のための試験の詳細仕様を検討する。

また、令和3年度に引き続き、事業者が実施しているシュラウド解体作業に関する情報収集を実施する。

【R5年度の実施計画】

a. 靱性低下に係る研究

令和4年度の成果を基に、発電所構内において実機材料を採取するための工事基本実施計画を検討する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和4年度までの成果を基に、除染による影響確認試験の実施及び実機の複合的な応力状態を踏まえた影響確認のための試験・解析を実施する。

また、令和4年度に引き続き、事業者の炉心シュラウド解体作業に関する情報収集を実施し、実機材料を用いた研究計画見直しを実施する。

【R6年度の実施計画】

a. 靱性低下に係る研究

発電所構内における実機材料の採取の準備を実施する。また、研究施設における試験の準備を実施する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和5年度の成果を基に、令和7年度以降に取得可能な実機材料を用いた研究方法について取りまとめる。

(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

・成果目標

取得した実機材料を用いた破壊靱性試験等を実施し、実機 BWR プラント環境での H3T モデルによる熱時効靱性低下挙動評価手法の保守性を検証するために活用する。

【R2年度の実施内容】

現行の評価手法の保守性に関する検討を実施する。

【R3年度の実施内容】

実機材料（ステンレス鋼）の熱時効評価を実施するための調査及び試験の詳細計画を検討する。また、実機材料を用いた熱時効評価のための試験方法の検討、発電所構内における実機材料の調査を行い、実機材料の切り出しを実施する。あわせて、切り出した実機材料を研究施設まで移送する。

【R4年度の実施内容】

令和3年度の研究成果を受け、実機材料（ステンレス鋼）より試験片を作製する。また、研究施設における破壊靱性試験の準備を実施する。

【R5年度の実施計画】

令和4年度の研究成果に基づき、研究施設において破壊靱性試験を実施する。

【R6年度の実施計画】

令和5年度の研究成果に基づき、引き続き破壊靱性試験を実施し、試験結果を取りまとめ、現行手法の保守性を確認する。

行程表

	R2年度	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>詳細試験計画策定</li> <li>照射材料機械試験</li> <li>実機材料調達準備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射材料機械試験</li> <li>実機材料調達</li> <li>破壊靱性試験</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射材料機械試験</li> <li>実機材料調達</li> <li>2軸破壊試験準備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料機械試験</li> <li>組織観察</li> <li>破壊靱性試験</li> <li>2軸破壊試験</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料機械試験</li> <li>破壊靱性試験</li> <li>2軸破壊試験</li> <li>RPV健全性評価法の保守性検証</li> </ul>
b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>詳細試験計画策定</li> <li>照射材料機械試験</li> <li>実機材料調達準備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射材料機械試験</li> <li>照射材料組織観察</li> <li>実機材料調達</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射材料機械試験</li> <li>照射材料組織観察</li> <li>実機材料調達</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料機械試験</li> <li>組織観察</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RPV健全性評価法の保守性検証</li> </ul>
(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料の調査</li> <li>実機材料試験計画策定</li> <li>通常運転時環境調査</li> <li>事故時環境調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料の各種特性評価</li> <li>新品供試体作製</li> <li>加速劣化供試体作製実機材料の調査</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料の調査</li> <li>実機材料の取り出し</li> </ul>
b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験					<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料の各種特性評価</li> <li>加速劣化手法による評価の保守性検証</li> </ul>
c. 事故時環境模擬試験		<ul style="list-style-type: none"> <li>実機材料及び加速劣化供試体の事故時模擬環境下の絶縁性能評価</li> <li>ケーブル供試体の化学スプレー噴霧下絶縁性能の評価</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>事故時環境時の電気・計装設備の絶縁性能評価</li> </ul>
		▽学会発表	▽学会発表		
		▽論文投稿			

(3) 炉内構造物等の健全性評価に係る研究 a. 韌性低下に係る研究	詳細計画の検討	実機材料の試験方法検討	試験装置の整備	実機材料取得のための工事基本実施計画の策定	・実機材料の採取準備 ・研究施設における試験準備
	・評価方法確立のための非照射材料試験の詳細計画検討 ・実機材料の調査/試験詳細計画検討	・非照射材料試験の試験体作製 ・非照射材料試験 ・実機材料の調査	・実機材料採取の問題点に対する試験詳細検討方法 ・実機材料の調査	・実機材料採取の問題点に対する試験の実施 ・実機材料の調査 ・試験準備	・実機材料を用いた研究方法のとりまとめ ・実機材料の調査
b. 予防保全対策技術の保守性 に係る研究				▽学会発表	▽論文投稿
(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	・現行の評価手法の保守性に関する検討	・現行の評価手法の保守性に関する検討 ・詳細試験計画策定 ・実機材料の調査 ・実機材料の取得及び移送	・現行の評価手法の保守性に関する検討 ・試験片の作製 ・試験の準備	・現行の評価手法の保守性に関する検討 ・試験の実施	・現行の評価手法の保守性に関する検討 ・保守性の検証
			▽学会発表		▽論文投稿

8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <p>小嶋 正義 統括技術研究調査官  橋倉 靖明 上席技術研究調査官  田口 清貴 主任技術研究調査官  北條 智博 主任技術研究調査官  皆川 武史 主任技術研究調査官</p> <p>○ 池田 雅昭 技術研究調査官（実施項目（2）関係）  ○ 渡辺 藍己 技術研究調査官（実施項目（1）関係）  芳賀明日香 技術研究調査官  ○ 水田 航平 技術研究調査官（実施項目（3）及び（4）関係）  船田 立夫 技術参与  高倉 賢一 技術参与</p> <p>【委託先研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実施項目（1）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R2年度～R6年度）</li> <li>・実施項目（2）学校法人早稲田大学（R2年度～R6年度）</li> <li>・実施項目（3）及び（4）一般財団法人電力中央研究所（R2年度～R6年度）</li> <li>・実施項目（3）国立大学法人金沢大学（R3年度～R6年度）</li> </ul> <p>【共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実施項目（4）国立大学法人東北大学（R2年度～R5年度）</li> </ul>
---------	---

9. 備考	<p>7. 実施計画については、事業者の廃炉工程等を踏まえ、適宜適切な見直しを行う。</p> <p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(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3月。  (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)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)」、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年。  (6) 西川聡、中田志津雄、堀井行彦、古村一朗、山口篤憲、(財)発電設備検査技術協会溶接・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, GEIDP 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。</p>
-------	--

(10) <u>皆川武史</u> 、 <u>池田雅昭</u> 、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) <u>皆川武史</u> 、 <u>池田雅昭</u> 、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.

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：H26年度 終期：R6年度)</p>	<p>12. 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</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子炉施設】 1) 特定原子力施設</p>	<p>担当責任者</p>	<p>後神 進史 主任技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(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。以下「原子炉等規制法」という。）第64条の3に基づき、燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が熔融し再度固化した状態のもの）の取出し作業などに係る臨界管理の技術的妥当性を確認している。具体的には、東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の燃料デブリの取出しは、令和5年度頃に2号機から開始し、段階的に取出し規模が拡大していくとされていることから、事業者の実施する臨界管理については、最新の科学的・技術的知見に基づいて技術的妥当性を確認していく必要がある。</p> <p>(2) 研究課題 多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性は十分に把握できていないことから、臨界実験等を通じて臨界管理評価手法の整備を実施することは重要である。また、燃料デブリ取出し作業時に、万が一臨界超過となる事態が発生した時に、発生する放射性物質による作業現場近傍の線量を評価するための手法の整備を実施する必要がある。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>本プロジェクトでは、事業者が行う燃料デブリの取出し作業時の臨界管理及び臨界超過時の作業員や公衆の被ばく管理の妥当性を評価するために、以下の評価手法を整備する。</p> <p>(1) 臨界管理評価手法の整備 燃料デブリの性状を踏まえた臨界管理評価手法の整備では、多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性データを蓄積し、臨界安全評価に迅速に用いるための臨界マップデータベースを作成する。さらに、燃料デブリの組成を対象とした臨界実験を行い、燃料デブリに含まれる構造材などの臨界実験データを取得することで、燃料デブリの臨界管理に必要な知見を蓄積する。また、炉心損傷・熔融進展解析コードを開発し、燃料デブリの性状を詳細に把握する。</p> <p>(2) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備 燃料デブリが臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、燃料デブリ取出し作業時に、燃料デブリの掘削等により臨界となるシナリオを検討するとともに、臨界超過した際に発生する放射性物質による作業現場近傍の線量を評価する。</p>		
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>臨界管理評価手法に関する研究の成果は、燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管において事業者が行う臨界管理の適否を判断する際に、適切な安全余裕が確保できているかの評価に活用できる。</p> <p>臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究の成果は、燃料デブリの取出し作業において万が一臨界超過となる事態が発生した時に、作業員の安全が確保できる計画の検証に活用できる。</p>		
<p>6. 安全研究概要</p>	<p>本プロジェクトは、「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。</p> <p>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。）</p> <p>本プロジェクトでは、燃料デブリ取出し等に係る様々な局面における臨界評価等を実施するため、以下の(1)及び(2)の手法を整備する。</p> <p>(1) 臨界管理評価手法の整備【分類③④】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界マップデータベースの整備では、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合等をパラメータとした臨界特性評価を実施する（図1）。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な新規のモンテカルロ計算ソルバーを開発し、同ソルバーの解析結果を用いて臨界マップデータベースの高精度化を図る。さらに、シビアアクシデントの知見を活用して、燃料デブリの性状について取り得る範囲を推定することで、臨界マップデータベースの精緻化を図る。</li> <li>・ 燃料デブリの性状を詳細に把握するため、最新の実験から得られた知見を活用しながら炉心損傷・熔融進展解析コードの開発・整備を実施し、燃料デブリが取り得る性状等を推定する。</li> <li>・ 燃料デブリに含まれる構造材などの臨界実験データを取得するために、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が保有する燃料サイクル安全工学研究施設（以下「NUCEF」という。）の溶液燃料を使用する定常臨界実験装置（以下「STACY」という。）から固体燃料と軽水減速材を使用する STACY への改造を実施する（図2）。また、燃料デブリ模擬体の製作が必要なため、NUCEF 内に調製・分析する設備を整備する。なお、燃料デブリ模擬体の組成等については、燃料デブリの小規模サンプリングによる分析情報等を適宜活用し、柔軟に調製していく。過去に実施された原子炉格納容器（PCV）内部調査で得られた知見や臨界実験体系解析等で得られた結果を踏まえ、臨界実験計画を策定し、燃料デブリ取り出しに資するデータを取得するために臨界実験を実施する（図3）。これらに加えて、臨界特性評価で用いられる核データライブラリの不確かさは重要であることから、その影響についても検討を行う。</li> </ul>		

(2) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備【分類③】

- ・燃料デブリ取出し作業時に、燃料デブリの掘削等によって燃料と減速材の混合割合の変化等が生じ、臨界超過に至る可能性があることから、臨界超過となるシナリオについて検討を行う。その際に発生する放射性物質の量と、周辺環境への放出量を評価できる解析コードを整備し、作業現場近傍の線量を評価する。さらに、線量評価に用いるコードで考慮できる条件を明確にし、実際の事故時の線量に対してどの程度の差があるか定量化していく。

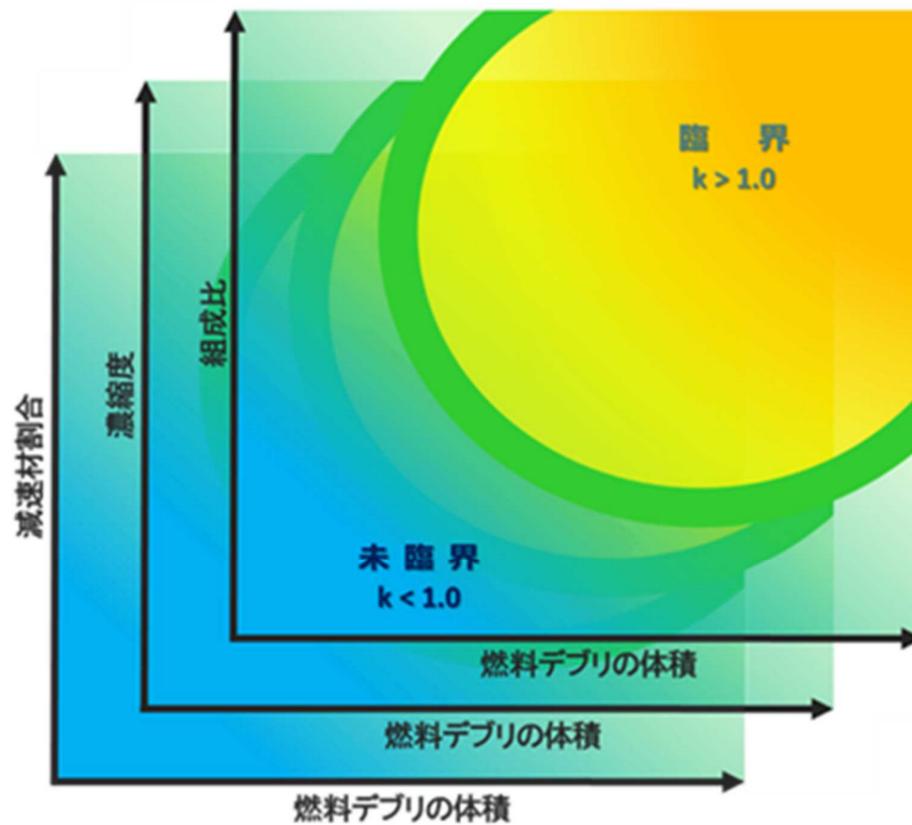


図1 臨界マップデータベースの概念図

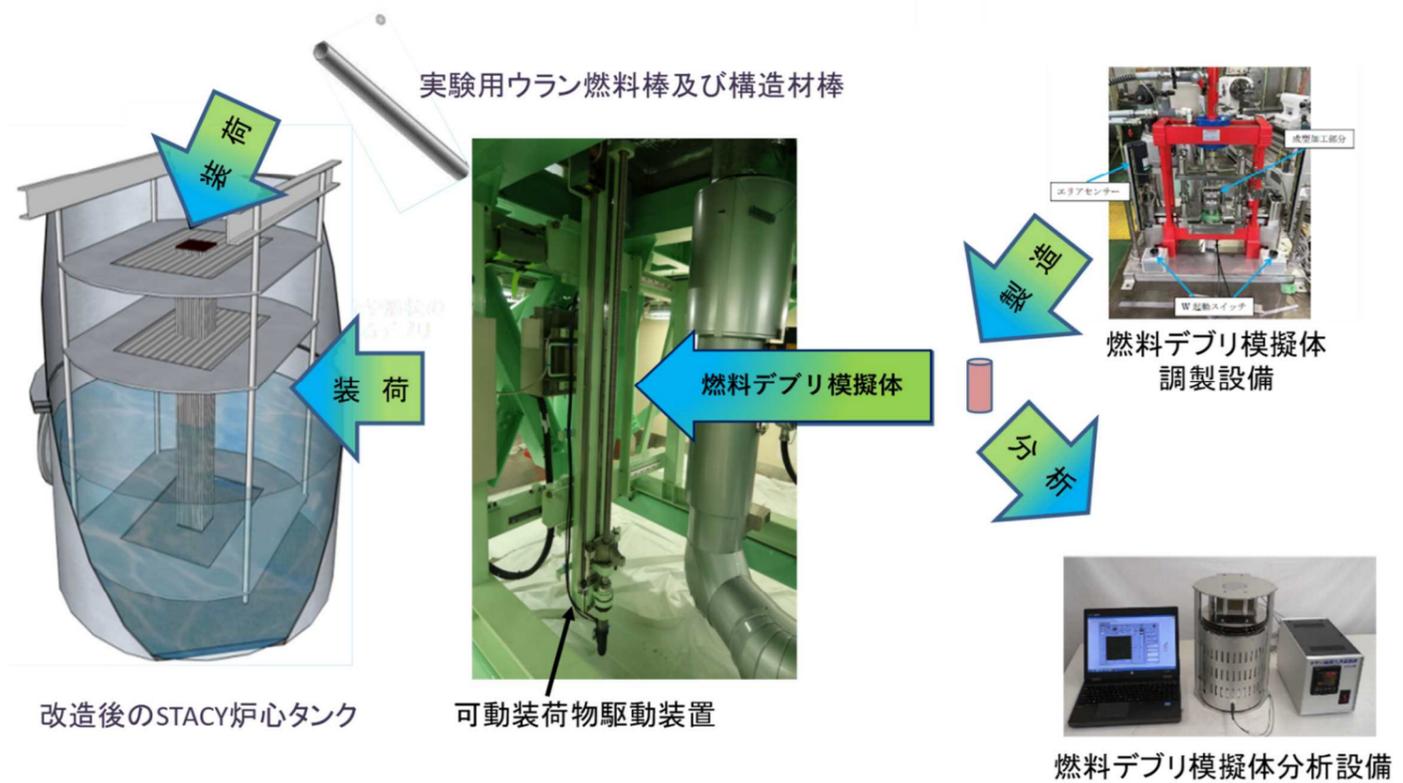


図2 STACYにおける臨界実験の概念図

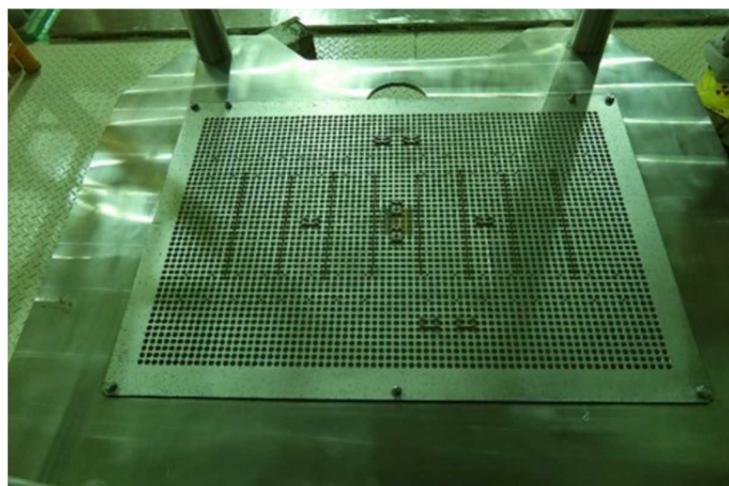


図3 燃料棒を挿入する格子板

	<p>研究計画は以下のとおりであり、はじめに臨界マップデータベース及び線量評価手法を整備するとともに、臨界超過シナリオ及び過去の事例を用いた評価により、線量評価手法の検証を実施する。また、燃料デブリの性状、その分布等を詳細に把握するための炉心損傷・溶融進展解析コードの開発・整備を実施する。さらに、STACYの改造・核燃料の調達を行い、臨界実験を実施する。</p>
<p>7. 成果目標と実施計画</p>	<p>(1) 臨界管理評価手法の整備（臨界マップデータベースの作成）</p> <p>成果目標：多様な性状を持つ燃料デブリの臨界管理に必要な情報の迅速な取得、及び解析の省力化に資する臨界マップデータベースシステムを作成する。</p> <p>実施計画：平成26年度に臨界計算管理、臨界マップ管理、臨界管理情報呼び出しを互いに連動する機能を持つ臨界マップデータベースシステムの概念設計を行った。さらに、溶融炉心-コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）により生じた燃料デブリについて、MCCI過程に係る既存の知見を模擬実験の文献調査等により収集するとともに、臨界特性の解析<sup>(1)-(5)</sup>を行い、臨界マップデータベースシステムに登録するデータを取得した。</p> <p>平成27年度は、前年度に概念設計を行った臨界マップデータベースシステムの詳細設計及び実装を行った。さらに、データベース拡充のために、炉心溶融時に炉内構造物、原子炉圧力容器等の主な構造材である鉄を取り込んだと考えられる燃料デブリについて、臨界特性の解析<sup>(6),(7)</sup>を行った。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバー（以下「Solomon」という。）<sup>(8)-(10)</sup>の基本設計及び均質球体系に対する実効増倍率が計算できるプロトタイプ作成を進めた。</p> <p>平成28年度は、臨界マップデータベースシステムの整備・拡充に資するため、燃料デブリの同位体組成評価から臨界評価までを一貫して実施することが出来る臨界安全解析コードシステムを、核計算フレームワーク MARBLE の開発にも使用された最新のプログラミング手法を用いて構築した。さらに、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な Solomon<sup>(11)-(15)</sup>について、(n, xn) 反応に対する角度エネルギー分布の取り扱いの改良、非分離共鳴領域の正確な取り扱いのため、確率テーブル法の実装及び2領域体系への拡張を実施した。また、二酸化ウラン・コンクリート系燃料デブリ等の酸化物混合体に予想される乱雑な連続空間分布に対処するため、デルタ追跡法を実装するための予備的検討を実施した。加えて、データベース拡充のために、燃料デブリに含まれる燃料を、事故機に含まれていた燃焼燃料の燃焼度範囲をパラメータとして平成26年度及び平成27年度に実施したものと同様の MCCI 生成物及びステンレス鋼含有デブリの臨界特性を評価した。</p> <p>平成29年度は、臨界マップデータベースシステムから臨界管理に必要な情報を迅速に取得するために、ログイン管理機能、データ管理機能、入力データテンプレート生成機能、臨界計算管理機能、臨界マップ管理機能、解析リクエスト機能を有するユーザーインターフェースを構築した。また、データベースに蓄積する臨界特性解析結果の不確かさを明らかにするために、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（以下「IGSBEP」という。）ハンドブックに掲載された実験データについてベンチマーク計算を実施した。さらに、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な Solomon<sup>(16)-(21)</sup>について、複数領域体系計算機能の拡張と検証、熱中性子散乱モデルの1つである自由ガスモデルの実装と検証を行うとともに、デルタ追跡法を実装し、乱雑な連続空間変動媒質の臨界計算を連続エネルギーにより実施した。</p> <p>平成30年度は、データベース拡充のため、様々な燃焼度の燃料が混合して形成されている燃料デブリを想定し、実際に1F-2号機で用いられた燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成を混合させた燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析<sup>(22)-(26)</sup>を実施した。さらに、Solomon<sup>(27)-(31)</sup>に実装したフリーガスモデルの検証として、2領域球体系のベンチマーク問題を解析した。また、乱雑な連続空間分布の燃料デブリの臨界性揺らぎ評価オプションを拡張するとともに、連続的・不連続的空間変動の混在を取り扱うためのボクセル機能実装を試みた。</p> <p>平成31年度は、臨界マップデータベースシステムの動作の信頼性を確認するために、GUI画面の操作による直接的な確認と PHPunit を用いたテストコードによる試験を実施した。また、データベース拡充のため、1F-1号機で用いられた燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成を混合させた燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析を実施した。Solomonについては、熱中性子散乱則データに基づく熱中性子散乱モデルの実装と検証、これまで未実装であった散乱モデルの実装と検証及びIGSBEPハンドブックを用いた妥当性評価を行った。さらに、乱雑分布モデルを3種類以上の物質の混合に適用するために拡張するとともに、不連続的空間変動に対処するためのボクセル重ね合わせ機能を、熱中性子体系に対して検証<sup>(32)-(36)</sup>した。</p> <p>令和2年度は、臨界マップデータベースシステムの高度化として、パラメータの変換を（入力データから減速材と燃料の体積</p>

比等に変換を) 行う機能を実装した。Solomon については、乱雑な連続空間分布に対する臨界計算の実用化に向けた整備を行うとともに、繰り返し幾何形状モデルを実装した。さらに、3 物質乱雑混合体系の連続エネルギー臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して検証し、ボクセルを使用するモンテカルロ臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して広範囲に検証した。

令和 3 年度は、データベース拡充のため、1F-3 号機で用いられた MOX 燃料を含む燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成を混合させた燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析を実施した。Solomon については、複数の燃焼度の燃料を乱雑に混合させた場合の臨界量の不確かさ試解析を実施した。さらに、乱雑な連続空間分布に対する臨界計算におけるスペクトル範囲制御機能をホワイトノイズまで拡張し、臨界性揺らぎに与える影響の一般的傾向を評価した。

令和 4 年度は、データベース拡充のため、Solomon の乱雑化機能にボクセル機能を重ね合わせた場合の臨界量の不確かさ解析を実施した。さらに、Solomon の機能拡張として、パワースペクトルで評価される乱雑さを持つ物質の質量偏差評価方法の調査、計算負荷の低減及び実デブリの持つ乱雑さ評価(画像処理)を実施した。

令和 5 年度では、Solomon を用いて STACY 臨界実験体系の試計算を実施する。Solomon による乱雑な物質の臨界計算において、平成 31 年度までに開発した Solomon を用いて燃焼燃料、構造材、水が混ざった物質についての臨界計算を実施し、体系の乱雑さが燃料デブリの臨界特性に与える影響を評価する。また、構成物質の質量保存からの偏差を評価する手法についての文献調査を継続して行い、同手法の単純体系への実装及び試計算を行う。シビアアクシデントコードで得られた燃料の状況を踏まえて、平成 29 年度から令和 4 年度までに整備した臨界マップデータベースを拡充する。Solomon を使用した臨界解析を容易に実施出来るようにすることを目的に、臨界評価コードシステム FACILE から Solomon の入力作成または計算実行を行うための概念設計を行うと共に、インストーラーと燃料デブリの臨界評価のサンプル問題を準備する。

令和 6 年度は、データベース拡充のため、Solomon に構成物質の質量保存からの偏差を評価する機能を実装する。さらに、極端な質量偏差の出現を防止する乱雑化関数を組み込む。

## (2) 臨界管理評価手法の整備(臨界実験実施)

成果目標: 燃料デブリに含まれる構造材などを用いた臨界実験を行い、多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性データを蓄積する。得られたデータを用いて臨界になりえるデブリの組成、混合割合等をまとめた臨界マップデータベースを整備することで、燃料デブリの臨界管理に必要な知見を蓄積する。

実施計画: 平成 26 年度は臨界実験装置 STACY 更新のため、既設設備の解体撤去、既設設備の改造及び STACY 更新炉の製作・据付について、主要作業の内容と所要期間を整理し、各作業内容と作業エリア等の条件から生じる前後関係、相互依存関係を考慮した整備工程表を作成した。また、STACY 更新炉でデブリ模擬臨界実験を行うに先立ち、当該実験が国際的にみて優秀な精度を確保できるよう、デブリ模擬材料を含まない基本的な炉心の実験精度を検討し、炉心を構成する機器の製作精度に由来する実験結果の不確かさを十分に把握した。さらに、STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備機器の設計を行うとともに、臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体の原料について核燃料物質(ウラン)の調達計画を策定した。

平成 27 年度は、STACY 更新炉の製作設計実施に向け、設置変更許可申請の審査進捗に応じて許可条件との適合性を確保するために必要な詳細設計の見直し及び設計計算評価を実施した。また、STACY 更新炉に構造材模擬体を装荷するデブリ模擬炉心について、実験計画の中でも早期に実験が可能と予想できる炉心モデルを選定し、臨界解析によりその炉心特性を検討した。さらに、デブリ模擬体調製設備の主要機器として圧縮成型機、焼結炉本体の製作及び、内装機器として燃料保管庫、ペレット保管庫、ペレット収納皿、作業台、設備に必要な電源盤、制御盤の製作を行った。

平成 28 年度は、STACY 更新炉の継続使用設備の改造工事及び新設機器の製作に向けて、設工認申請の進捗を考慮して施工設計、製作設計を行った。また、STACY 更新炉では減速材の温度は室温から 70 °C まで昇温しての運転が可能となる予定であるため、減速材昇温による核的効果の予備調査を行う目的で、減速材の温度を 0~70 °C の範囲で変えた場合の実効増倍率の変化を計算によって評価した。新燃料調達では STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の仕様を確定し、調達先として海外燃料加工メーカーを選定したことを受け、当該燃料の海外からの輸送に使用する輸送容器の選定と、輸送方法の最適化を行った。さらに、デブリ模擬体調製設備を設置するにあたり、事前に製作工場において当該設備の主要機器である圧縮成型機と焼結炉の性能試験を実施し、所要の性能を有することを確認するとともに、ペレット製作時のデータを取得した。

平成 29 年度は、STACY 更新炉の設置に先立ち、既設の STACY のうち、溶液燃料を取り扱った設備を中心に、既存の設備から分離を行うとともに更新後には使用しない設備・機器の解体撤去を行い、更新炉に適合させるため継続使用設備の改造及び新設機器の製作・据付を実施した。また、STACY 更新炉は、緊急遮断のための停止装置として、カドミウム製の安全板を備えている。安全板を挿入するスリットの数は最小限、かつ相互に適切な距離が確保されていることが望ましいため、機械設計上の要請と核的な要請を両立するための安全板スリット位置を検討した。STACY 更新炉用の燃料調達では、棒状燃料を収納するための輸送容器である RAJ-ⅢS 型輸送容器の安全解析書を作成し、当該安全解析書を基に RAJ-ⅢS 型輸送容器の設計承認申請を行った。さらに、デブリ模擬体の分析に向け、分析前処理等に使用する器材を整備し、マイクロウェーブ分解装置、試料溶解用器材、化学分析用セメント標準試料等を用いて試分析を実施した。

平成 30 年度は、今後溶液燃料を用いた臨界実験を行わないため、STACY から溶液燃料の貯蔵管理に必要な設備と更新後に使用しない設備との分離作業を行った。また、STACY 更新炉の原子炉本体は、これまで溶液系 STACY の原子炉本体を設置していた炉室に設置するため、原子炉本体の設置で干渉し得る設備・機器の解体撤去を行った。また、STACY 更新炉の基本炉心に対し、津波水没による評価を行い、構成できる炉心の範囲を確認した。構成可能な基本炉心に対して安全板による原子炉停止余裕に係る制限値を満足できることを確認した。また、炉心を構成できる範囲で、可溶性中性子吸収材としてボロン(ホウ酸)を添加できる上限濃度を確認した。さらに、臨界炉心及び可溶性中性子吸収材添加炉心について炉心特性値(水位反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数、燃料温度反応度係数、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合)を評価し、それらの値が STACY の設置変更許可申請書に定められた範囲内に収まることを確認した。燃料調達については、昨年度事業で取得した燃料ペレット及び棒状燃料用の金属部材を用いて棒状燃料の製造を行った。また、昨年度に実施したデブリ模擬体を調製するための設備である圧縮成型機の性能試験において、一部のペレットが成型不可であったため、圧縮成型機の金型部品を変更し、

ペレットの試作を行った。

平成 31 年度は、STACY 更新炉新設機器のうち棒状燃料収納容器Ⅱの製作に必要な主要材料及び部品を調達、炉心タンク／格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置の使用前事業者検査に向けた準備作業助成及びサーボ型水位計の性能検査を実施、炉心内の構造物（未臨界板及び核計装配置用具）を製作した。また、STACY 更新炉初臨界初年度に実施する、臨界実験装置の性能把握のための試験と燃料デブリ模擬体の臨界実験について、2 種類の格子板を用いて実施した場合の実験工程案を作成した。製造された棒状燃料については、海外製造工場にて記録確認・立会検査を実施した。また、デブリ模擬体調製設備は、デブリ模擬体を調製する主要機器（混合粉碎機、圧縮成型機、焼結炉本体）、その他の内装機器（ペレット保管庫、作業台など）及びグローブボックス（GB）外に設置する圧縮成型機用制御盤等の据付工事を行った。

令和 2 年度は、昨年度に引き続き STACY 更新炉新設機器を据え付けるため既設の炉室フード及び実験装置架台を改造して整備した。また、STACY 更新炉の操作・監視機能、インターロック回路、安全保護回路、警報回路は、現行の制御盤等を改造して整備した。STACY 更新炉初臨界後の実験計画のうち、(1) 性能確認試験及び基礎炉物理試験、(2) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験、及び(3) 不均一な配置による実効増倍率への影響評価試験について予備解析を実施した。STACY 更新炉用燃料を輸送するための輸送容器について、海外バリデーション、輸送容器リース、空容器の移送、燃料輸送に係る国内許認可手続き、発送前検査を実施した。さらに、デブリ模擬体調製設備を用いた試調製の一環として、各機器の試運転及び付属機器の整備を行った。

令和 3 年度は、昨年度に引き続き STACY 更新炉新設機器を製作し、原子炉等規制法に定める使用前検査を実施した。また、現地工事を進め、実験装置架台の改造を行った。STACY 更新炉の装置本体の設計製作が進んでいることから、これらの設計情報を核計算に考慮し、臨界水位の推定に影響を与えるような反応度効果を有する炉心タンク内機器を設計情報に基づき、実効増倍率の差異を評価した。また、燃料輸送については、RAJ-IIIS 型輸送容器用の 20 フィートオーブントップコンテナ及び NPC 型輸送容器用の 20 フィートドライコンテナの移送並びに輸送容器の年次点検を行い、燃料輸送の準備を進めた。さらに、デブリ模擬体製造のために、デブリ模擬体調製設備の機器メンテナンス時に必要なグリーンハウスを整備するとともに、周辺設備の整備を行った。またコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。

令和 4 年度は、臨界実験装置 STACY の改造に係る新設機器の設計・製作・取付け等を順次進めて改造を進めた。臨界実験装置 STACY を用いた今後の実験に向けて、実験計画を策定した。実験炉心案（ドライバ燃料や材料棒の配置、燃料デブリ模擬体の組成など）を設計するとともに、モンテカルロ法による事前解析によって炉心核特性を評価した。設計において、燃料デブリの想定される核的な特徴を考慮した。また、デブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備の試運転を行い、燃料デブリを模擬した臨界実験に使用する試料の調製及び分析を行った。燃料輸送については引き続き輸送準備を進めた。

令和 5 年度は、臨界実験装置 STACY を用いた今後の実験に向けて、実験計画を策定する。実験炉心案（ドライバ燃料や材料棒の配置、燃料デブリ模擬体の組成など）を設計するとともに、事前解析によって炉心核特性を評価する。設計において、燃料デブリに想定される核的な特徴を考慮する。臨界実験に使用する機材及び実験用装荷物の製作、分析並びに許認可手続きを進める。

令和 6 年度は、燃料デブリ模擬体等を用いて様々な燃料デブリの臨界特性を評価するための臨界実験を実施し、必要な実験データを取得するとともに、臨界実験で得られたデータを用いて、試験後解析を実施する。また、デブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備を用いて燃料デブリ模擬体を作成及び分析する。

### (3) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

成果目標：燃料デブリ取出し作業時を想定し、臨界超過した際に発生する放射性物質による作業現場近傍の線量を評価する手法を整備する。

実施計画：平成 27 年度は、臨界事故の影響評価手法について最新の情報を調査し、所在不明の核燃料物質を回収する際に注意すべき事柄についての知見を収集し、技術課題について検証<sup>(37)</sup>を実施した。

平成 28 年度は、1F の公開されている情報に基づき、水張り時の燃料デブリの臨界を想定して、臨界リスクを総核分裂数等で評価した。さらに、燃料デブリの形状が臨界性に与える効果についての解析的検討（パラメータの感度等の検討）を行った。

平成 29 年度は、燃料デブリ再臨界時の出力挙動評価のための計算コード AGNES-P について、円筒形状だけでなく、球形状や平板形状にも対応できるようにすることで、伝熱による燃料デブリからの放熱の計算精度を向上させ、出力挙動の評価精度を向上させた。さらに、1F の燃料デブリを対象として、今後実施される燃料デブリの取出しを考慮して、デブリを除去した場合に生じる形状変化による中性子実効増倍率  $k_{eff}$  への影響を明らかにした。また、燃料デブリ取出しにおいて、再臨界を想定した仮想的なシナリオに従って、空間線量率の評価を試行し、臨界事故挙動評価および影響評価の手法を検証した。

平成 30 年度は、放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した評価モデル・支援ツールを改良すること及びこれを用いて過去の臨界事故事例・実験データの解析を行い、性能の検証<sup>(38)</sup>、<sup>(39)</sup>を行った。

平成 31 年度は、臨界挙動評価モデル・評価支援ツールの計算精度確認を進めるとともに、その伝熱計算の合理性を確認するために、Los Alamos で 1945 年に生じた臨界事故の解析を行い、事故で生じた核分裂数の評価精度を確認するとともに、水中の固体状燃料の表面で生じることが想定される膜状沸騰の効果について解析的に検討<sup>(40)</sup>した。

令和 2 年度は、燃料デブリ取出し操作において万が一臨界になった場合を想定し、出力挙動の評価精度に対して特に影響が大きいと考えられる燃料等の密度の影響について解析的に調査するとともに、出力挙動計算に必要なパラメータのうち結果に対する感度が大きく、重要なパラメータを抽出した。

令和 3 年度は、取出し操作によって燃料デブリが臨界に至った場合の出力挙動を精度よく評価するために、臨界事故シナリオにおける燃料デブリの密度等のパラメータの感度を解析的に評価した。また、燃料デブリの性状の不確かさを評価するためにサンプリングを行う場合のデータ取得数が中性子実効増倍率のばらつきに与える影響について検討する。さらに、体系の大きさが出力挙動や核分裂数に与える影響について検討した。臨界となった場合に事象終息のために中性子毒物を投入した場合につ

いて、反応度効果を評価した。また、臨界挙動評価の精度向上のために今後も検討が必要な技術的課題についてまとめた。

令和4年度は、臨界の発生場所と影響の関係を明らかにするため、公開文献等を調査し、燃料デブリの現状の組成分布を整理するとともに、臨界が生じるような場合の組成分布を推定した。代表的な一例について、令和3年度までの成果及び知見を踏まえ、燃料デブリ取出作業における水張り時または取出し時等を想定した臨界シナリオを設定し、臨界挙動評価モデル・評価支援ツール（RESTORE）を用いた解析を実施し、その臨界での核分裂数の評価を試みた。

令和5年度は、令和4年度作業で作成した臨界の発生場所推定に資するデブリの所在マップに基づき、検討されている取出し手法等の条件を考慮しつつ、所在ごとの臨界発生シナリオについて検討する。燃料デブリ取出作業における水張り時または取出し時等を想定した超過反応度の評価を試行する。必要に応じて、臨界発生場所と影響との関係をより明確にするための調査・解析や、臨界挙動評価モデル・評価支援ツールの改良を実施する。また、臨界事故発生時の直達線による線量評価をPHITSで実施する。なお、PHITSによる線量評価の際には、実際の事故時の線量評価で考慮すべき条件を可能な限り取り入れた評価を行う。また、臨界評価コードシステムFACILEからPHITSを実行できるようにFACILEの改良を行う。

令和6年度は、臨界の発生場所と影響の関係を明らかにするため、公開文献等を調査し、燃料デブリの現状の組成分布を整理するとともに、臨界が生じるような場合の組成分布を推定する。さらに、これまでの成果及び知見を踏まえ、臨界シナリオを設定し、臨界シナリオ毎の核分裂数及び敷地境界線量の評価を試みる。

(4) 臨界管理評価手法の整備（炉心損傷・溶融進展解析コードの開発・整備）

成果目標：燃料デブリの臨界管理に資するために、炉心損傷・溶融進展解析コードを開発し、燃料デブリの性状を詳細に把握する。さらに、解析コードによる結果と実験的知見を踏まえて、燃料デブリ取出しに係わる線量評価の基礎的な知見を得る。

実施計画：平成30年度は、燃料デブリの性状、その分布等を詳細に把握するための炉心損傷・溶融進展解析モデルの開発・整備として、原子炉圧力容器内の詳細幾何形状モデルの整備・検証<sup>(41)-(50)</sup>を実施した。

平成31年度は、炉心損傷・溶融進展解析コードの原子炉圧力容器外まで外挿した詳細幾何形状モデルについて、水平方向への領域拡張を行い、より現実的な溶融コリウム移行挙動解析を検討する。また、燃焼燃料及び中性子吸収材の移行挙動に係わるモデリングの整備・検証を実施した。

令和2年度は、炉心損傷・溶融進展解析コードの開発・整備として、原子炉圧力容器外まで外挿した詳細幾何形状モデルの計算不安定性の改善・計算の高速化を図った。また、生成する燃料デブリの性状に応じた臨界・遮蔽計算を行い、燃料デブリ取出の予備検討を行った。また、解析結果のGUI化を進め、より視覚的に理解可能なツールの整備を検討した。

令和3年度は、炉心損傷・溶融進展解析コードを用いて評価した燃料デブリの組成・性状を、臨界マップデータベースに格納される解析データの精緻化、臨界実験の実施計画の策定などに活用した。

令和4年度は、炉心損傷・溶融進展解析コードの機能拡張を行うとともに、原子炉圧力容器内の燃料デブリの組成・性状を推定することで、臨界マップデータベースの精緻化に活用した。

	平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	令和元年度	令和2年度	令和3年度	令和4年度	令和5年度	令和6年度
(1) 臨界管理評価手法の整備（臨界マップデータベースの作成）	臨界マップデータベースシステムの概念設計 MCCI生成物の臨界特性解析	臨界マップデータベースシステムの詳細設計及び実装 鉄を取り込んだ燃料デブリの臨界特性解析 新規モンテカルロ計算ソルバー（Solomon）のプロトタイプ作成	臨界マップデータベースシステムの整備・拡充 Solomonの改良・拡張 燃焼度毎のMCCI生成物及びシステムシミュレーションの臨界特性評価	臨界マップデータベースシステムのユーザーインターフェース構築を実施 Solomonの改良・拡張	燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析 Solomonの改良・拡張	臨界マップデータベースシステムの機能試験 燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析 Solomonによるベンチマーク解析	臨界マップデータベースシステムにパラメータの変換機能を実装 Solomonの改良・拡張	MOX燃料を含む燃料デブリ組成を対象とした臨界特性解析 Solomonを用いて臨界量の不確かさ試験解析	Solomonを用いて臨界量の不確かさを評価する乱雑さを持つ物質の質量偏差評価方法の調査	Solomonを用いてSTACY臨界実験体系の乱雑さが燃料デブリの臨界特性に与える影響を評価 Solomonの入力作成支援ツール設計	Solomonに構成物質の質量保存からの偏差を評価する機能を実装
(2) 臨界管理評価手法の整備（臨界実験実施）	臨界実験装置 STACY更新のために既設設備の解体撤去 デブリ模擬体調製機器の設計	STACY更新に必要な詳細設計の見直し デブリ模擬体調製機器の製作	STACY更新炉の施工設計、製作 デブリ模擬体調製機器の性能試験 燃料輸送検討	STACY更新炉の製作・据付 安全板スリット位置を検討 燃料輸送容器の設計承認申請 デブリ模擬体調製機器で標準試料等試分析	STACY旧設備の解体撤去 STACY更新炉の炉心解析 棒状燃料製作 デブリ模擬体の試作	STACY更新炉使用前検査準備 臨界実験工程案作成	STACY更新炉新設機器据付・整備 STACY更新炉初臨界後の実験計画を試験解析 燃料輸送容器の発送前検査	STACY更新炉新設機器製作及び使用前検査 STACY更新炉の詳細解析 燃料輸送の準備	STACY更新炉の改造 実験炉心案の核特性解析 燃料輸送の準備	臨界実験計画策定 実験炉心案の核特性解析 実験用装置物の製作・分析 燃料輸送工程を進める	臨界実験実施 実験データを用いて試験後解析を実施
(3) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備	臨界事故影響評価手法の調査	総核分裂数等で臨界リスク評価	燃料デブリ再臨界時の出力挙動評価 デブリ形状変化による中性子実効増倍率影響評価	臨界事故事例・実験データの解析	臨界事故解析を行い、核分裂数の評価精度を確認	出力挙動に影響を与えるパラメータを抽出	燃料デブリ取り出し時の出力挙動評価 中性子毒物投入時の反応度評価	臨界が生じるようなデブリの組成分布を推定 取出し時等を想定した臨界シナリオを設定し、核分裂数を評価	燃料デブリ取出作業における取出し時等を想定した超過反応度を評価	臨界超過シナリオに基づく核分裂数評価	
(4) 臨界管理評価手法の整備（炉心損傷・溶融進展解析コードの開発・整備）						*10件の成果を既公表					

8. 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○を記載）】

後神 進史 主任技術研究調査官

○ 大川 剛 上席技術研究調査官（実施項目（1）、（2）、（3）、（4）関係）

○ 柴 茂樹 主任技術研究調査官（実施項目（1）、（2）、（3）関係）

○ 岩橋 大希 技術研究調査官（実施項目（1）、（2）、（3）関係）

【委託研究先】

実施項目（1）及び（2） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（H26年度～R6年度）

	<p>実施項目（１）国立大学法人北海道大学（H31年度～R3年度）</p> <p>【共同研究先】</p> <p>なし</p>
<p>9. 備考</p>	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(1) Izawa, K., Tonoike, K., Sono, H., Miyoshi, Y. "Critical experiments for fuel debris using modified STACY," Proc. of PHYSOR 2014, Sept. 28- Oct 3, Kyoto, Japan (2014).</p> <p>(2) Tonoike, K., Yamane, Y., Umeda, M., Sono, H., "Study on Criticality Control of Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Nuclear Regulation Authority of Japan," Proc. of ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).</p> <p>(3) Izawa, K., Tonoike, K., Leclaire, N., Duhamel, I., "Design of Water-Moderated Heterogeneous Cores in New STACY Facility through JAEA/IRSN Collaboration," ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).</p> <p>(4) 佐藤真人, 他, "燃焼燃料組成測定に資する Sm・Pm 分離手法の検討", 日本原子力学会 2015 年春の年会 (2015).</p> <p>(5) 外池幸太郎, 他, "MCCI 生成物の臨界量評価", 日本原子力学会 2015 年春の年会 (2015).</p> <p>(6) Tonoike, K., Okubo, K., Takada, T., "Criticality Characteristics of MCCI Products Possibly Produced in Reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station," Proc. of ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).</p> <p>(7) Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., "Study of experimental core configuration of the modified STACY for reactivity worth measurement of MCCI products," Proc. of PHYSOR2016, May 1-5, 2016, Sun Valley, USA (2016).</p> <p>(8) Ueki, T. "Fractal dimension analysis for run length diagnosis of Monte Carlo criticality calculation," Journal of Nuclear Science and Technology, 53, p.312 (2016).</p> <p>(9) 植木太郎, "確率的乱雑化による UO2・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ", 日本原子力学会 2016 年春の年会 (2016).</p> <p>(10) 植木太郎, "直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価", 日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016).</p> <p>(11) Ueki, T. "Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty," Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.267 (2017).</p> <p>(12) Ueki, T. "A power spectrum approach to tally convergence in Monte Carlo criticality calculation," Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.1310 (2017).</p> <p>(13) Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., "Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris," Progress in Nuclear Energy, 101, pp.321-328 (2017).</p> <p>(14) Ueki, T. "Spectral Analysis for Convergence Assessment in Monte Carlo Criticality Calculation," Proc. of M&amp;C2017, April 16-20, 2017, Jeju Island, Republic of Korea (2017).</p> <p>(15) 植木太郎, "確率微分方程式に準拠するモンテカルロ法臨界計算タリーの収束基準", 日本原子力学会 2017 年秋の大会 (2017).</p> <p>(16) Ueki, T. "Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation driven by normal noise," Journal of Nuclear Science and Technology, 55, p.1180 (2018).</p> <p>(17) 植木太郎, "正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化モンテカルロ法臨界計算", 日本原子力学会 2018 年春の年会 (2018).</p> <p>(18) 長家康展, 他, "臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomonの開発(1) ACE形式に基づく衝突解析モデルの実装", 日本原子力学会 2018 年春の年会 (2018).</p> <p>(19) 植木太郎, "モンテカルロ法臨界計算における統計誤差評価とバイアス補正", 日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018).</p> <p>(20) 長家康展, 他, "臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomonの開発(2) 非分離共鳴断面積に対する確率テーブル法の実装", 日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018).</p> <p>(21) 荒木祥平, 他, "1/fβ 周波数分布乱雑体系における中性子実効増倍率分布の指数依存性", 日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018).</p> <p>(22) Tonoike, K., Watanabe, T., Gunji, S., Yamane, Y., Nagaya, Y., Umeda, M., Izawa, K., Ogawa, K., "Progress of Criticality Control Study on Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Secretariat of Nuclear Regulation Authority," Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).</p> <p>(23) Watanabe, T., Okubo, K., Araki, S., Tonoike, K., "Criticality characteristics of fuel debris mixed by fuels with different burnups based on fuel loading pattern," Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).</p> <p>(24) Izawa, K., Ishikawa, J., Okubo, T., Ogawa, K., Tonoike, K., "Neutronic Design of Basic Cores of the New STACY," Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).</p> <p>(25) Gunji, S., Clavel, J.-B., Tonoike, K., Duhamel, I., "Design Methodology for Fuel Debris Experiment in the New STACY Facility," Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).</p> <p>(26) シマヌルラン・リアプト, 他, "Effect of Gd203 on fission number estimation during a severe accident in a BWR spent fuel pool", 日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019).</p> <p>(27) Ueki, T. "Universal methodology for statistical error and convergence of correlated Monte Carlo tallies," Nuclear Science and Engineering, 193:7, p.776-789 (2019).</p> <p>(28) Ueki, T. "Continuous Energy Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media under Power Law Spectrum," Proc. of M&amp;C2019 August 25-29 Portland Oregon, USA (2019).</p> <p>(29) Nagaya, Y., Ueki, T., Tonoike, K., "SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis," Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).</p> <p>(30) 植木太郎, 他, "確率的乱雑化モデルの拡張と臨界計算コード Solomon への実装", 日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019).</p> <p>(31) 植木太郎, "多種物質系乱雑化モデルの開発とモンテカルロソルバーSolomonでの検証", 日本原子力学会 2019 年秋の大会 (2019).</p> <p>(32) Ueki, T. "Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies Under Autocorrelation," Nuclear Science and Engineering, 194:6, p.422-432 (2020).</p> <p>(33) Araki, S., Gunji, S., Tonoike, K., Kobayashi, F., Izawa, K., Ogawa, K., "A New Critical Assembly: STACY," Proc. of RRFM 2020 (2020).</p>

- (34) 長家康展, 他, “臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomonの開発(3)熱中性子散乱モデルの実装”, 日本原子力学会 2020 年春の年会 (2020).
- (35) トウヤ・デルゲルサイハン, 他, “Adjoint-weighted kinetics parameter calculation using multigroup version of Solomon solver,” 日本原子力学会 2020 年春の年会 (2020).
- (36) シマヌラン・リアプト, 他, “Consequence analysis of a postulated nuclear excursion in BWR spent fuel pool using  $1/f\beta$  spectrum model of randomization,” 日本原子力学会 2020 年春の年会 (2020).
- (37) Yamane, Y., Tonoike, K., “Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Daiichi NPS,” Proc. of ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).
- (38) Yamane, Y., Numata, Y., Tonoike, K., “Exploratory Investigation For Estimation of Fuel Debris Criticality Risk,” Proc. of ICNC2019, Sept. 15 - Sept. 19, Paris, France (2019).
- (39) 荒木祥平, 他, “KUCA 未臨界炉心の反応度評価 (1) パルス中性子法を用いた動特性パラメータ  $\beta_{eff}/l$  の評価”, 日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019).
- (40) Araki, S., Yamane, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “Effect of  $\beta$  on Effective Multiplication Factor in  $1/f\beta$  Spectrum Random System,” Proc. of PHYSOR2020 (2020).
- (41) Okawa, T., Yamamoto, T., Ishizu, T., Hotta, A., Hoshi, H., 2013. Development of Mechanistic Core Degradation Analysis Code and Plan for Validation Experiments toward the Regulation of Fukushima Daiichi NPS. 2013 ANS Winter Meeting and Technology Expo, Washington, DC, USA.
- (42) Okawa, T., Nakajima, T., 2016. Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation. 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016). San Francisco, CA, USA.
- (43) Okawa, T., Nakajima, T., 2016. Validation Status of Multifunction Model for BWR Core Degradation on DF-4, QUNECH-06 and CORA Experiments. The Nuclear Materials Conference 2016 (NuMat2016). Montpellier, France.
- (44) Okawa, T., Nakajima, T., 2017. Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy. 101, 182-195.
- (45) Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., 2017. Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy. 105, 168-183.
- (46) Okawa, T., 2017. Development of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-vessel Core Degradation. 23rd QUENCH Workshop 2017. Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Germany.
- (47) Okawa, T., 2018. Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy. 117, 73-83.
- (48) Okawa, T., 2019. A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression-Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series. Ann. Nucl. Energy. 132, 512-525.
- (49) Okawa, T., 2021. Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head. Ann. Nucl. Energy 153, 108065.
- (50) Okawa, T., Shiba, S., 2022. A Numerical Investigation into Metallic-Melt Continuous Drainage in the Core Support Plate Region of a BWR for the Initial Phase of Core Melt Progression. Ann. Nucl. Energy 175, 109178.

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R7年度)</p>	<p>14. 再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ システム安全研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【核燃料サイクル・廃棄物】 J-1) 核燃料サイクル施設</p>	<p>担当責任者</p>	<p>森 憲治 上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(1) 規制課題</p> <p>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。）第61条の2の2第1項4号口において、原子力事業者及び核原料物質を使用する者は、保安のために必要な措置について、原子力規制委員会が行う検査を受けなければならないとされている。これを踏まえた新たな検査制度（以下「原子力規制検査」という。）が令和2年4月から施行された。原子力規制検査を実施するに当たり策定された原子力規制検査等実施要領<sup>(1)</sup>においては、検査の実施方針の作成、検査指摘事項の重要度評価等において、合理的な範囲でリスク情報<sup>(注1)</sup>を活用し、効率的かつ効果的な検査の実施に努めることとされている。</p> <p>核燃料施設では、重大事故等に対して対策が講じられ、新規規制基準適合性の審査においてその有効性が確認されている。原子力規制検査ではこのような対策に係る機器・設備が対象となる。これらの機器・設備は施設の種類により、その数が多数に上る場合があり、検査対象となる機器・設備について、対策に対する貢献の度合い（重要度）を評価できれば、その評価結果をリスク情報として活用することにより、検査に優先順位を設けるなど、効率的な検査が可能になるものと考えられる。</p> <p>(2) 研究課題</p> <p>このようなリスク情報を得るに当たっては、想定される事故シナリオ<sup>(注2)</sup>、特に重大事故に関連する事故シナリオの不確かさを低減すること<sup>(注3)</sup>が重要であり、不確かさの低減により、影響の大きさの評価の精度が上がり、対策に係る複数の機器・設備間の検査の優先度をより明確にすることが可能になるものと考えられる。その際、事故シナリオを過度に保守的となることなく定量的に構築するためのデータや解析コード（以下「データ等」という。）が必要になる。既往の安全研究プロジェクト<sup>(注4)</sup>においてもこのようなデータ等の整備を行ってきたが、既往の安全研究プロジェクトで網羅されていない条件のうち、影響（公衆への被ばく量、放射性物質の環境への放出量等）が大きい等により重要と考える条件での事故シナリオの整備から得られたデータ等と、既に得られているデータ等と合わせて得られるリスク情報は、検査の実施方針の作成及び検査指摘事項の重要度評価結果に含まれる不確かさの低減に活用できることから、効率的かつ効果的な検査の実施のために重要である。</p> <p>再処理施設及び混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）加工施設における重大事故としては様々な事象が想定されており、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）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」及び「放射性物質の漏えい」が挙げられ、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）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」が挙げられている。いずれの事象においてもその事象進展シナリオの把握は重要であるが、これまで原子力規制庁が実施してきた加工施設及び再処理施設に係るリスク評価に関する安全研究では<sup>(注4)</sup>、再処理施設については高レベル廃液の蒸発乾固事象を、MOX燃料加工施設ではグローブボックス（以下「GB」という。）火災（閉じ込め機能の喪失に至る恐れがある。）を上記の重大事故に関連する事象として、その現象理解のための科学的・技術的知見を得るために試験や解析を実施してきた。これらの事象を安全研究の対象とした理由は以下のとおりである。</p> <p>○再処理施設において冷却機能の喪失による蒸発乾固事象を対象とした理由</p> <p>実施施設の新規制基準適合性審査結果<sup>(2)</sup>によると、設計基準を超える厳しい条件下での発生を仮定した重大事故として、高レベル廃液等を含む貯槽及び濃縮缶の冷却機能喪失事象及び水素掃気機能喪失事象並びに燃料貯蔵プール等の冷却等の機能喪失が挙げられている<sup>(注5)</sup>。これらの事象に対してはいずれも重大事故対策がとられているが、仮にこれらの対策を講じなかった場合<sup>(注2)</sup>、冷却機能喪失事象では高レベル廃液の蒸発乾固事象の発生、水素掃気機能喪失事象では放射性分解により発生する水素による爆発の発生、また、燃料貯蔵プール等の冷却等の機能喪失事象では使用済燃料の著しい損傷に至る可能性がある。このうち、使用済燃料の著しい損傷についての振る舞いについては実用発電用原子炉の知見が活用できることが想定される。一方、蒸発乾固事象については、高レベル廃液がある一定温度を超えた際に放射性の揮発性物質の気相移行を示唆する知見が得られており<sup>(3)</sup>、その気相移行割合は水素爆発時に想定される放射性物質の気相移行割合に比べて大きいものと考えられる。以上から、本研究における再処理施設の重大事故に関連する事象として、蒸発乾固事象を取り上げた。</p> <p>○MOX燃料加工施設においてGB火災を対象とした理由</p> <p>国内のMOX燃料加工施設においては、核燃料物質を原則として乾式で取り扱うことなどから臨界事故は想定されておらず、仮に発生したとしても、直接の放射線は施設の構造物で遮蔽され、一般公衆の被ばくという観点からは相対的な影響は大きくないものと考えられる。一方、閉じ込め機能の喪失では、MOX燃料粉末の環境への放出が想定されるが、その駆動力を与える事象として有機材料を構成材料とし非密封のMOX燃料粉末を内包するGBの火災が考えられる<sup>(注6)</sup>。GBについては施設内の広範な領域に多数基設置されるものと考えられ、MOX燃料加工施設の特徴の一つとなっている。GBの火災に対しては重大事故対策がとられているが、仮にこれらの対策を講じなかった場合<sup>(注2)</sup>、GBの構成材料で有機材料であるGBパネルの熱分解及び燃焼、それに伴う熱流動、燃焼に伴うばい煙の発生等といった現象に至る可能性が考えられ、GB間での延焼による規模の拡大も想定されることから、事象進展に伴う火災の挙動（火災による事故シナリオ）は複雑になることが想定される。加えて、海外ではGBの火災が多数</p>		

報告されており<sup>(4)</sup>、フランス放射線防護原子力安全研究所（IRSN）ではGB火災に関する試験が進行中である<sup>(5)</sup>。このような理由から、MOX燃料加工施設の重大事故である閉じ込め機能の喪失に関連する事象として、GB火災を取り上げた。

これらの科学的・技術的知見の習得は、事業者が実施する施設の安全性の向上に向けた評価において、そのリスク評価手法の妥当性を確認することを目的として実施されたものであるが、原子力規制検査に活用する事故シナリオに係るリスク情報の取得のためにはより詳細な知見が必要と考えられる。下記（１）及び（２）に、これまで取得した知見と、今後、取得する必要がある知見について示す。

注１）ここでリスク情報とは、各監視領域に関連する活動目的を達成できていない可能性又は状況及びその程度を検討・評価するために有用な原子力施設の状態及び事業者の安全活動状況等に関する情報であり、直接的なものだけでなく、その可能性等の要因の特定や影響の大きさ等を含んでいる。また、リスク情報は、従来も用いている安全上の重要度、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報に加え、確率論的リスク評価（PRA）により得られる計算結果や知見等の定量的な情報をいう<sup>(1)</sup>。なお、本安全研究では、このようなリスク情報のうち、主に「その可能性等の要因の特定や影響の大きさ」を対象とし、事故に係る物理現象及び要因に関する情報、また、それらに対し事故シナリオに関連する機器・設備の持つ重要性を検討するために必要な情報等を対象とする。

注２）ここでの事故シナリオには事故対策を講じなかった場合の事故シナリオを含むものとする。核燃料施設では、重大事故を含め事故に対して対策が講じられ、新規制基準適合性の審査においてその有効性が確認されている。原子力規制検査ではこのような対策に係る機器・設備が対象となるが、これらの機器・設備は施設の種類により、その数が多数に上る場合がある。このため、検査対象となる機器・設備について、対策に対する貢献の度合い（重要度）を評価できれば、検査に優先順位を設けるなど、効率的な検査が可能になるものとする。このような重要度評価の方法の一つとして、仮に対策を講じなかった場合の事故シナリオの影響の大きさを定量的に評価することが考えられ、そのシナリオの最終状態（これは、対策が施されていれば到達することはない状態である）まで考慮することにより、当該対策に関連する機器の潜在的な重要度が明確になるものとする。

注３）本安全研究では、対象とする事象の物理化学的挙動を把握することにより、発生する事象、影響の大きさや範囲、事象進展の速さ（余裕時間）等の事象進展シナリオに係るリスク情報についてその不確かさを低減することを意味する。また、得られた結果から新たな事象や有効な事故対策が確認できれば既存の事故シナリオの修正や新たなシナリオの抽出を意味する。

注４）加工施設のリスク評価に係る研究（平成24年度～平成28年度）、再処理施設のリスク評価に係る研究（平成24年度～平成28年度）、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（平成29年度～令和2年度）

注５）臨界及びTBP等の錯体の急激な分解反応については、新規制基準適合性審査<sup>(2)</sup>で設定された設計基準を超える厳しい条件下での発生は想定されないものの、過去に他の施設での発生経験等を踏まえ、同重大事故の発生を想定したとしている。

注６）国内のMOX燃料加工施設においては、重大事故（閉じ込め機能の喪失）の要因としてGB火災が挙げられている<sup>(6)</sup>。

### （１）蒸発乾固事象

#### a) R2年度までに得られた知見<sup>(7)(8)</sup>

高レベル廃液等の冷却機能が喪失し、事故対策を講じなかった場合に、高レベル廃液等の温度が上昇して沸騰により溶液中の水分が蒸発し、やがて水分が無くなり、最終的には溶質が乾燥・固化に至る可能性がある。このような一連の現象を蒸発乾固事象という。

図1に示す概念図のとおり、蒸発乾固事象では「沸騰初期段階」、「沸騰晩期段階」、「乾固段階」及び「乾固後の温度上昇段階」といった事象進展に応じて、放射性物質の挙動や環境条件（蒸気・ガス組成等）が大きく変化する。したがって、高レベル濃縮廃液を対象としたR2年度までの研究では、事象進展に応じて変化する環境条件に留意しつつ、Ruの移行挙動に着目し、主に「沸騰初期段階」から「乾固段階」までにおける「液相から気相への放射性物質移行挙動」及び「放出経路中での放射性物質移行挙動」に着目したデータを取得した。研究成果の一例として、「液相から気相への放射性物質移行挙動」では難揮発性物質及び揮発性Ruの気相移行挙動、亜硝酸による揮発性Ruの気相移行の抑制効果、乾固物への注水に伴う放射性物質の気相移行挙動等に関する科学的・技術的知見を収集・蓄積し、「放出経路中での放射性物質移行挙動」では、揮発性Ruの熱分解挙動、蒸気凝縮に伴う凝縮液への移行挙動等に関する科学的・技術的知見を収集・蓄積した。

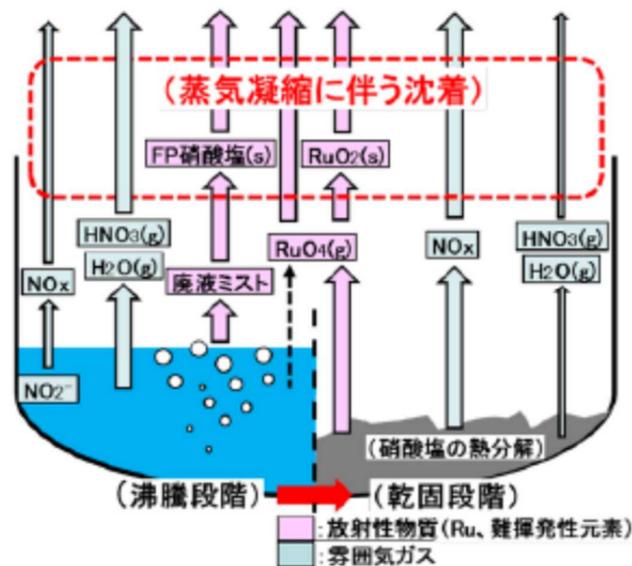


図1 蒸発乾固事故の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図（文献(7)の図を引用）

	<p>b) R3年度以降に検討が必要な事項</p> <p>R2年度までの研究成果では、Ruの移行挙動に着目して、「沸騰初期段階」から「乾固段階」までにおける「液相から気相への放射性物質移行挙動」、「放出経路中での放射性物質移行挙動」等に関する一連の試験データ等を取得したが、今後、Csの移行挙動に着目して、「乾固後の温度上昇段階」の条件下に拡張したデータを取得する必要がある。また、「沸騰初期段階」、「沸騰晩期段階」及び「乾固段階」において、再処理施設の重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件に拡張したRuの移行挙動データを取得するとともに、R2年度までの研究成果により、「放出経路中での放射性物質移行挙動」を把握するために重要な現象であることが示唆された凝縮液へのRuの化学吸収効果について、この現象をより詳細に把握するためのデータの拡充を行う必要がある。さらに、長期的な目標として事象進展解析コードの整備に向けた検討を進めていく必要がある。</p> <p>(2) GB火災</p> <p>a) R2年度までに得られた知見<sup>(9)</sup></p> <p>MOX燃料加工施設での重大事故（閉じ込め機能の喪失）に関連する事象であるGB火災について、火災影響評価に係る科学的・技術的知見の収集・蓄積のため、GBを構成するパネル等の材料片を用いた小規模試験、パネル単体を用いた中規模試験等により、施設の閉じ込め性に重要となるこれらの熱分解特性及び燃焼特性並びにこれらの燃焼に伴って発生するばい煙等のフィルターへの影響等に関するデータを取得・分析した。なお、ここでの熱分解特性及び燃焼特性は、GB火災の事象進展を念頭において採取したデータで、事象進展に伴うGB火災の燃焼挙動の変化をシミュレーションするために必要なデータ等を取得している。</p> <p>また、IRSNが開発したSYLVIAコード（ゾーンモデルコード）及びCFD（Computational Fluid Dynamics）コードを用い、GB火災について解析を行い、解析コードの適用に関する妥当性を確認するとともに、関連する換気システムの影響を含めた火災進展に関する知見を収集・蓄積した。</p> <p>b) R3年度以降に検討が必要な事項</p> <p>R2年度までの研究成果として、小規模、中規模試験等により、「GB構成材料の熱分解特性及び燃焼特性」、「ばい煙等のフィルターへの影響」等に関する基礎的な知見を取得した。しかし、GB火災の燃焼挙動は、GBの大きさ及び構成（材料パネルの設置位置、開口部の有無等）にも大きく影響される。これは、GBパネルのスケール効果やGB内外の熱流動の影響が大きくなるためであり、実際のGB火災の事象進展に関する知見が必須である。しかし、これらの知見は十分得られておらず、実際のGBを模擬した実規模の試験データに基づく解析等により、当該知見を取得する必要がある。図2にGB火災試験の試験規模の推移を示す。</p> <div data-bbox="714 1320 1648 1884" data-label="Diagram"> <p>材料片を用いた小規模試験</p> <p>パネル単体を用いた中規模試験</p> <p>実際のGBを模擬した実規模試験</p> <p>令和2年度までに実施済み</p> <p>令和3年度以降、入手した試験データを活用</p> </div> <p>図2 GB火災における試験規模の推移</p>
4. 目的	<p>本件は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項（保安のために必要な措置）に係る原子力規制検査を実施する際の技術基盤に資するために行うものである。</p> <p>原子力規制検査制度では、検査の実施方針、検査指摘事項の重要度を検討するためのリスク情報が重要である。このようなリスク情報を得るに当たっては想定される事故シナリオを、その不確かさを低減することにより明確にする必要がある。これを踏まえ、再処理施設及びMOX燃料加工施設における事故シナリオの不確かさの低減を目的として、既往の安全研究で網羅されておらず、かつ影響度の大きい事故シナリオに係るデータ等を整備し、既往の安全研究で得られているデータ等と合わせてリスク情報を蓄積するため以下の項目の技術的検討を行う。</p> <p>(1) 蒸発乾固事象に関する放射性物質移行挙動</p> <p>(2) GB火災に関する燃焼挙動</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた知見は、原子力規制検査制度に基づく再処理施設及びMOX加工施設の検査において、検査の実施方針の作成、検査指摘事項の重要度評価等を実施する際の技術基盤として活用する。活用の際には実際の検査活動を踏まえた効率的な利用が可能な情報として整理する。</p>
6. 安全研究概要	<p>原子力規制検査制度に基づく再処理施設及びMOX燃料加工施設の検査に資するため、以下の研究を実施する。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。</p> <p>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。）</p> <p>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。）</p>

	<p>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。）</p> <p>（１）蒸発乾固事象【分類①②③④】  本研究の実施概要は以下のとおり。なお、これらのデータ取得は関係機関と協力して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握  再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件下（気相温度、NO<sub>x</sub>等共存ガスの影響等）における揮発性Ruの移行挙動を把握するためのデータを取得する。また、揮発性Ruの抑制効果のある亜硝酸について、上記条件で想定される高濃度硝酸条件における亜硝酸効果及び亜硝酸濃度の変動を把握するためのデータを取得する。</li> <li>・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握  乾固後の温度上昇段階での準揮発性物質（Cs等）の挙動を把握するためのデータを取得する。また、乾固物の温度挙動を把握するためのデータを取得する。</li> <li>・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握  凝縮液へのRuの化学吸収効果に関して、より広範な条件（亜硝酸濃度、温度等）下での試験及び必要に応じて解析を実施し、関連するデータを拡充する。</li> <li>・ 事象進展解析コードに関する課題の整理  これまでに得られた研究成果等を踏まえた上で、蒸発乾固事象の事象進展解析コードの整備に向けた課題を整理する。なお、解析コードの整備方針に関する検討は、同課題の整理結果等を踏まえて別途実施する計画である。</li> </ul> <p>（２）GB火災【分類①②③④】  MOX燃料加工施設等のGB火災を想定し、実規模のGB火災試験データ等に基づく解析等により、GB火災の事象進展に関する知見を得るとともに、火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備する。本解析は、実規模GB火災の挙動等に関する知見の分析により抽出した課題を踏まえて実施する。分析の対象及び解析項目は、以下のとおり。これらの分析及び解析においては、GB内の温度分布及び圧力、発熱速度等を評価項目とし、また、火災事象進展シナリオに影響を与える因子（火災規模、可燃物の種類、発生気体、ばい煙量等）の変動範囲等に留意して知見を得る。</p> <p>なお、実規模のGB火災試験データ等は、主にIRSNと原子力規制庁との間で締結された協定「RESEARCH AGREEMENT ON THE IRSN GLOVE BOX FIRES PROGRAM」に基づいて2019年から2023年の期間で実施されているGB火災試験（FIGAROプロジェクト）で得られる試験データ等を活用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 分析の対象 <ul style="list-style-type: none"> <li>- 開放空間における中規模GB火災の挙動</li> <li>- 換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動</li> <li>- 開放空間における実規模GB火災の挙動</li> <li>- 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動</li> <li>- 核燃料物質（粉末）への火勢の影響</li> <li>- GBパネル材の燃焼挙動</li> </ul> </li> <li>・ 解析項目 <ul style="list-style-type: none"> <li>- 開放空間における中規模GB火災</li> <li>- 換気系統の影響下における中規模GB火災</li> <li>- 開放空間における実規模GB火災</li> <li>- 換気系統の影響下における実規模GB火災</li> </ul> </li> </ul>
7. 成果目標と実施計画	<p>【成果目標】  再処理施設及びMOX燃料加工施設の事故シナリオの不確かさを低減を目的とし、既往の安全研究で得られているデータ等と合わせて必要なリスク情報を蓄積するため、下記を目標とする。</p> <p>（１）蒸発乾固事象【分類①②③④】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動を把握する。</li> <li>・ 乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動を把握する。</li> <li>・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握する。</li> <li>・ 蒸発乾固事象進展解析コードに関する課題を整理する。</li> </ul> <p>（２）GB火災【分類①②③④】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積するとともに、MOX燃料加工施設等のGB火災を想定した火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備する。</li> </ul>

【R3年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固事象【分類①②③④】

- ・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握  
－再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた放射性物質移行挙動及びこの条件で想定される亜硝酸濃度の変動等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。
- ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握  
－乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の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。また、乾固物の温度挙動を把握するための予備解析を実施し、より現実的な評価に必要なデータ等を検討する。
- ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握  
－凝縮液へのRuの化学吸収効果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。
- ・ 事象進展解析コードの整備に向けた課題の分析  
－これまでに得られた研究成果等を踏まえ、蒸発乾固事象に関する事象進展解析コードの整備を実施する際の課題を分析する。

(2) GB火災【分類①②③④】

- ・ 開放空間における中規模GB火災の挙動の把握  
－開放空間における中規模GB火災の挙動について、過年度までに得られている試験データ等を基に解析を実施し、GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積する。  
－開放空間における中規模GB火災の挙動に関する知見及びGBパネル材の燃焼に関する知見を分析し、課題を抽出する。

【R4年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固事象【分類①②③④】

- R3年度の研究成果を踏まえ、継続して以下の研究を実施し、科学的・技術的知見を収集・蓄積する。
- ・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握  
－再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた放射性物質移行挙動及びこの条件で想定される亜硝酸濃度の変動等を把握するための試験（R4～7年度の実施項目として、気相温度及びNO<sub>x</sub>等共存ガスに着目した熱分解試験、気相温度及びNO<sub>x</sub>等共存ガスに着目したエアロゾル生成挙動把握試験並びに高濃度硝酸条件における亜硝酸効果把握及び亜硝酸濃度変動試験を実施する。）
  - ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握  
－乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動を把握するための試験及び乾固物の温度挙動を把握するための解析（R4～7年度の実施項目として、Csの移行挙動に着目した試験、Csの移行挙動に関するTc等の影響に着目した試験、乾固物の物性値測定及び乾固物の温度挙動解析を実施する。）
  - ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握  
－凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握するための試験等（R4～7年度の実施項目として、液の亜硝酸濃度、温度、組成等に着目した試験、Ruの化学吸収反応及びその反応速度の検討を実施する。）

(2) GB火災【分類①②③④】

- ・ 開放空間における中規模GB火災の挙動の把握  
－前年度に抽出した開放空間における中規模GB火災の挙動及びGBパネル材の燃焼に関する課題を踏まえた解析を実施する。具体的には、前年度に実施した中規模GBの燃焼試験データに基づくベンチマーク解析を継続し、パラメータサーベイによりGBパネル材の燃焼挙動を模擬する上で重要なパラメータについて検討する。当該解析の結果等を整理・分析し、GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積する。
- ・ 換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動の把握  
－換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動に関する知見、核燃料物質（粉末）への影響及びGBパネル材の燃焼に関する知見を分析し、課題を抽出する。

【R5年度の実施計画】

(1) 蒸発乾固事象【分類①②③④】

R4年度までの研究成果を踏まえ、継続して以下の研究を実施し、科学的・技術的知見を収集・蓄積する。なお、試験前の段階で可能な限り予備解析を実施して検討を行い、事後解析や理論的モデルとの照合による分析を行う。

- ・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握  
－再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた放射性物質移行挙動及びこの条件で想定される亜硝酸濃度の変動等を把握するための試験（R4年度の成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を着実に行う。）
- ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握  
－乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動を把握するための試験及び乾固物の温度挙動を把握するための解析（R4年度の成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置、解析モデル、解析に必要な物性値データ等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験・解析を着実に行う。）
- ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握  
－凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握するための試験等（R4年度の成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を着実に行う。）

(2) GB火災【分類①②③④】

- ・ 換気系統の影響下における中規模GB火災における挙動の把握
  - －換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動に関する試験データ及び前年度に抽出した課題を踏まえた解析を実施し、GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積する。
- ・ 開放空間における実規模GB火災の挙動の把握
  - －開放空間における実規模GB火災の挙動に関する知見及びGBパネル材の燃焼に関する知見を分析し、課題を抽出する。

【R6年度の実施計画】

(1) 蒸発乾固事象【分類①②③④】

R5年度までの研究成果を踏まえ、継続して以下の研究を実施し、科学的・技術的知見を収集・蓄積する。なお、研究計画作成の段階で可能な限り予備解析を実施して検討を行い、事後解析や理論的モデルとの照合による分析を行う。

- ・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握
  - －再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた放射性物質移行挙動及びこの条件で想定される亜硝酸濃度の変動等を把握するための試験（R5年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を着実にを行う。）
- ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握
  - －乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動を把握するための試験及び乾固物の温度挙動を把握するための解析（R5年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置、解析モデル、解析に必要な物性値データ等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験・解析を着実にを行う。）
- ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握
  - －凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握するための試験等（R5年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を着実にを行う。）

(2) GB火災【分類①②③④】

- ・ 開放空間における実規模GB火災の挙動の把握
  - －開放空間における実規模GB火災の挙動に関する試験データ及び前年度に抽出した課題を踏まえた解析を実施し、GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積する。
- ・ 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動の把握
  - －換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動に関する知見及びGBパネル材の燃焼に関する知見を分析し、課題を抽出する。

【R7年度の実施計画】

(1) 蒸発乾固事象【分類①②③④】

R6年度までの研究成果を踏まえ、継続して以下の研究を実施し、科学的・技術的知見を収集・蓄積する。なお、研究計画作成の段階で可能な限り予備解析を実施して検討を行い、事後解析や理論的モデルとの照合による分析を行う。

- ・ 重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握
  - －再処理施設で想定される重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた放射性物質移行挙動及びこの条件で想定される亜硝酸濃度の変動等を把握するための試験（R6年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を完了する。）
- ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握
  - －乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動を把握するための試験及び乾固物の温度挙動を把握するための解析（R6年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置、解析モデル、解析に必要な物性値データ等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験・解析を完了する。）
- ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握
  - －凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握するための試験等（R6年度までの成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置等を再検討した上で、【R4年度の実施内容】に示す実施項目の試験を完了する。）

また、これまでに取得したデータを基に重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境で想定される蒸発乾固事象の事象進展シナリオを明確にするとともに、各事象進展段階に応じた定量的データを整理する。その際、PIRT等を活用した体系的な整理を行い、解析コードの整備について検討を行っていく。

(2) GB火災【分類①②③④】

- ・ 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動の把握
  - －前年度に抽出した換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動及びGBパネル材の燃焼に関する課題を踏まえた解析を実施し、GB火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積する。
- ・ 実規模GB火災における火災事象進展シナリオを評価するための解析手法の整備
  - －前年度までの知見の分析結果、抽出した課題及び当該年度分も含めた解析結果を踏まえ、MOX燃料加工施設等のGB火災を想定した火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備する。

行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度
(1) 蒸発乾固	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験条件の検討、予備試験・解析</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握</li> <li>準揮発性物質の移行挙動等の把握</li> <li>凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握</li> </ul>			
	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象進展解析コードの整備に向けた課題の分析</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>課題等を踏まえた解析コードの整備方針に関する検討</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>各事象進展段階に応じたデータ整理</li> </ul>
					<ul style="list-style-type: none"> <li>論文投稿、学会等での口頭発表等</li> <li>原子力規制検査に活用</li> </ul>
(2) GB火災	GB火災の挙動に関する知見の分析、課題の抽出				
		抽出した課題を踏まえた解析			
	開放空間における中規模GB火災解析	開放空間における中規模GB火災解析	換気系統の影響下における中規模GB火災解析	開放空間における実規模GB火災解析	換気系統の影響下における実規模GB火災解析
					<ul style="list-style-type: none"> <li>火災事象進展シナリオを評価するための解析手法の整備</li> </ul>
					<ul style="list-style-type: none"> <li>論文投稿、学会等での口頭発表等</li> <li>原子力規制検査に活用</li> </ul>

8. 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○を記載）】

森 憲治 上席技術研究調査官（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（1）関係）

○ 瀧澤 真 副主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）

○ 山口 晃範 副主任技術研究調査官（実施項目（1）関係）

櫻井 智明 技術研究調査官（実施項目（2）関係）

野島 康夫 技術参与（実施項目（1）関係）

【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（令和3年度～令和6年度）

【共同研究先】

なし

9. 備考

文 献

(1) 原子力規制庁、原子力規制検査等実施要領、原規規発第1912257号-1、令和元年12月

(2) 原子力規制委員会、日本原燃株式会社再処理事業所における再処理の事業の変更許可申請書に関する審査書（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44条の2第1項第2号及び第4号関連）、令和2年7月29日

(3) 「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

(4) Coutin M. and Audouin L., “Glove box fire behaviour in free atmosphere”, 24th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 24) -15th International Post-Conference Seminar on “FIRE SAFETY IN NUCLEAR POWER PLANTS AND INSTALLATIONS”, 6/10/2017.

(5) IRSN, “Glovebox fire: first results for IRSN research”, program [https://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20181120\\_Glovebox-fire-IRSN-research.aspx](https://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20181120_Glovebox-fire-IRSN-research.aspx), 20/11/2018

(6) 日本原燃株式会社、MOX燃料加工施設における新規制基準に対する適合性（第22条：重大事故等の拡大防止等）、令和2年7月27日

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>14. 廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 放射線・廃棄物研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【核燃料サイクル・廃棄物】J) 放射性廃棄物埋設施設</p>	<p>担当責任者</p>	<p>大塚 楓 上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>(廃棄物埋設に係る規制基準の整備状況)</p> <p>原子力規制委員会は、中深度処分について2015年から規制要求の考え方の検討を進め2016年8月に「炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について」〔1〕として取りまとめ、2018年10月に施行された改正核原料物質、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。）では廃棄物埋設地の掘削等の行為の制限、坑道の閉鎖に対する規制を導入した。その後、中深度処分の規制要求に係る技術的内容が検討され、2021年10月には第二種廃棄物埋設施設の位置、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30号。以下「第二種廃棄物埋設許可基準規則」という。）と第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原管廃発第1311277号（平成25年11月27日原子力規制委員会決定）。以下「解釈」という。）が改正され、中深度処分に関する規制基準が整備された。今後、規制基準及び関連する審査ガイドの整備に加えて、より具体的な中深度処分システムを想定して規制基準への適合性が審査において判断できるように知見の蓄積が必要となる。</p> <p>中深度処分の規制基準に関する検討を反映して、ピット処分及びトレンチ処分に関連する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。以下「第二種廃棄物埋設事業規則」という。）、第二種廃棄物埋設許可基準規則及び解釈が2019年に改正された。その中で、廃棄体及び埋設施設に関する技術基準の性能規定化が行われるとともに、トレンチ処分について雨水及び地下水の浸入を十分抑制する覆土が要求されることとなった。この規則に基づき、日本原子力発電株式会社のトレンチ処分及び日本原燃株式会社のピット処分について、事業許可の審査が行われ、後者については2021年7月に許可された。</p> <p>地層処分については、2017年に地層処分を行う場所を選ぶ際に考慮する科学的特性とその日本全国の分布を示した科学的特性マップが公開され、原子力発電環境整備機構（NUMO）による立地へ向けた取組が進められ、2020年11月から北海道寿都町及び神恵内村の区域で文献調査が開始されている。原子力規制委員会は、2015年に閣議決定された特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針において、最終処分に関する安全確保のための規制に関する事項について順次整備、運用すること、及び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とされている。原子力規制委員会は、2022年1月より、これに関する検討を開始し、同年8月24日に「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」を決定した。</p> <p>加工施設等から発生する専らウランによつて汚染された廃棄物については、天然起源核種であると同時に原子力利用の行為から発生した廃棄物である特性を考慮した規制の考え方について、原子力規制委員会において検討が行われ、前述の2021年10月に行われた第二種廃棄物埋設許可基準規則及び解釈の改正により、規制基準が整備された。</p> <p>RI使用施設から発生した廃棄物については、2017年の原子炉等規制法及び放射性同位元素等規制法の改正によつて、原子炉等規制法の廃棄事業者へ廃棄を委託できるように処分規制の合理化が行われた。RI使用施設及び核燃料物質使用施設から発生した廃棄物を含む研究施設等廃棄物は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）を事業主体として埋設事業の検討が進められている。</p> <p>(中深度処分の特徴)</p> <p>中深度処分は、数万年を超える長期間にわたって炉内等廃棄物等を起因とする放射線による影響から公衆と、公衆を防護する上で必要な環境を防護するための根幹的な対策として、廃棄物と公衆の隔離に有効と考えられる深度へ廃棄物を埋設し、自然現象に起因する事象及び人間活動に起因する事象による廃棄物への擾乱等を防ぐとともに、その周辺の岩盤又は地盤等が有する物理的及び化学的な特性や、天然バリアへの放射性核種の漏出の防止及び低減の機能を有する人工構築物を活用することにより、埋設された廃棄物からの放射性核種の漏出や生活圏への移行を抑制するものである〔1〕。このため、火山・火成活動、断層活動等の廃棄物埋設地を著しく擾乱して処分システムの機能を損なうような自然現象が起こらない場所であることの確認に加えて、放射性物質の移行を抑制する性能を安定して発揮する天然バリア及び人工バリアの状態を把握することが必要となる。中深度処分の概念を図1に示す。天然バリアについては、地下水流速が遅く還元的な水質等の状態が安定して存在する場所で、その特性を損なう局所的な短絡経路となる高透水性構造が存在せず、海水準の変動に伴う地下水流動場の著しい変化等の環境条件を擾乱する事象の影響を受けない等の特性を持つことが望ましい。このため、中深度処分が行われる地下70m以深における岩盤の状態や関連する自然事象の程度を考慮しつつ、このような水理、地質及び化学条件を把握する技術、それらの条件の長期的な変動に影響する現象を理解することが重要である。人工バリアについては、これが持つ放射性核種の閉じ込め及び移行を抑制する機能が、処分システムを構成する要素を腐食、変質させる等の緩慢な自然事象等によつても安定であることを示す必要がある。このような中深度処分に関連する安全研究の分野は、図2に示すような空間的及び技術分野の広がりを持つ。</p>		

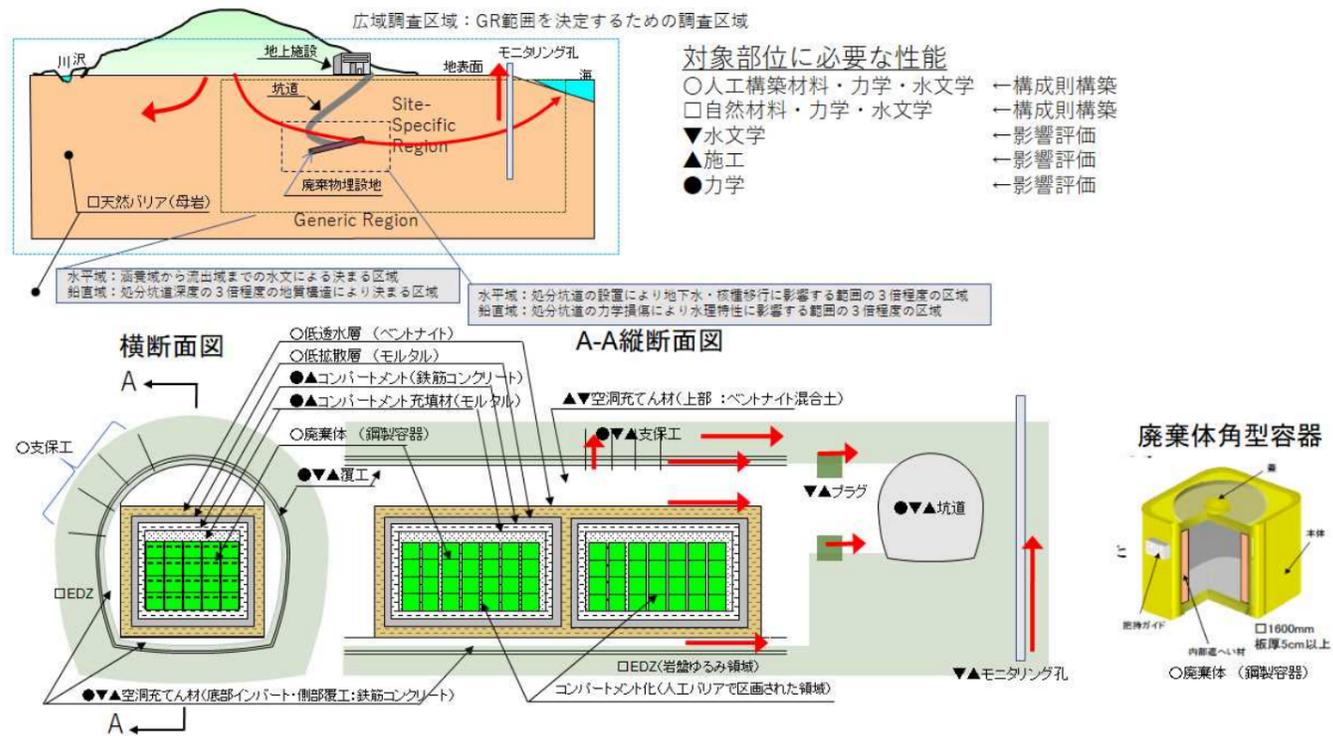


図1 中深度処分の概念と安全研究項目 (〔2〕に基づき作成)

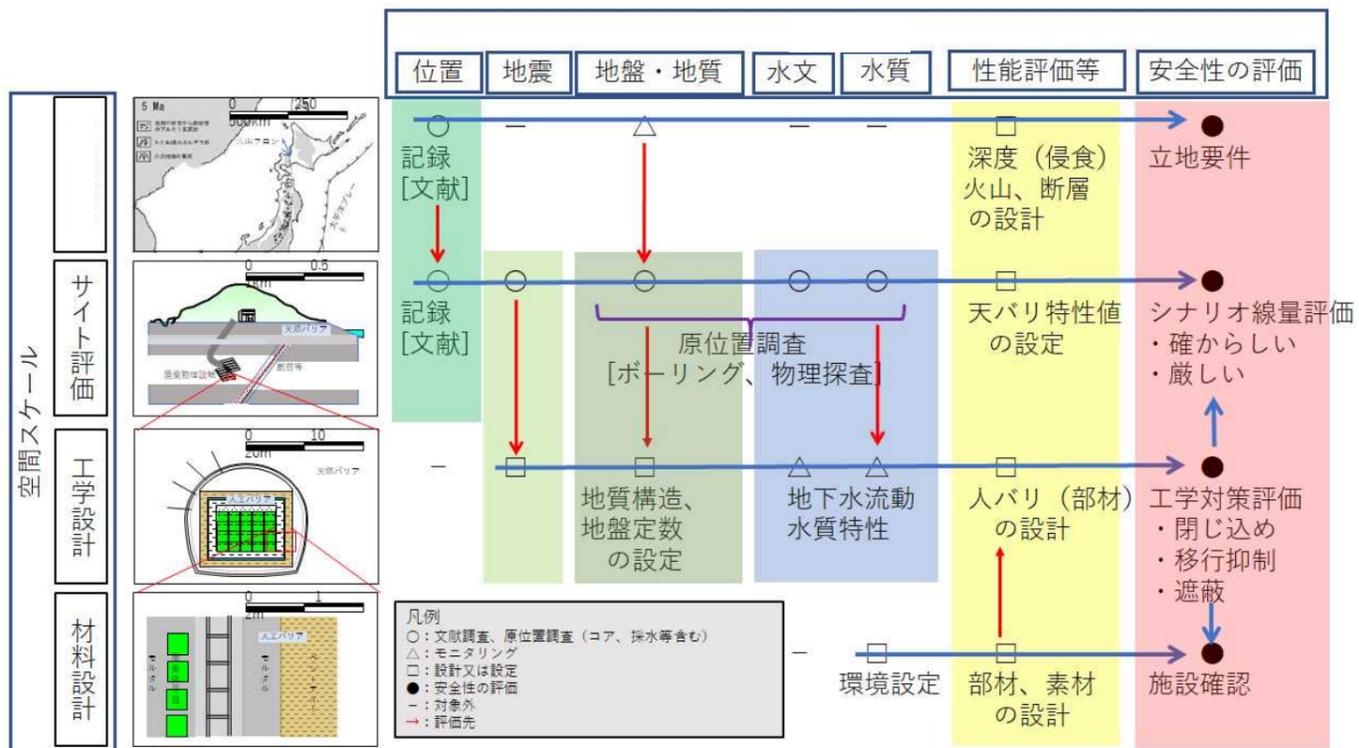


図2 中深度処分の空間スケールと対応する技術分野

(規制課題)

中深度処分の要件を示した第二種廃棄物埋設許可基準規則が制定されたため、当該規則への適合性が具体的に判断できるようにするための知見の取得と整理を行うことが必要である。廃棄物埋設は、個々の施設が設置される地質・水理環境条件及び廃棄物特性に応じて必要な機能とその性能を持つ処分システムを設計したものとなる。審査においては、具体的な条件と設計に応じてそれが規則に沿った適切なものであることについて、地質・水理環境条件、ALARAの考え方、多重性、機能維持等を組み込んだ処分システムの構成、個々の処分システム構成要素の性能とその技術的実現性を確認し、その妥当性を判断する必要がある。また、建設・操業の段階において、処分システムが設計どおりに施工され性能を発揮するものであることを確認するための方法を整備することも必要である。これらに用いる知見のうち浅地中処分にも共通するものは、今後の浅地中処分の審査にも反映する。

地層処分においては、10 万年を超える長期間にわたって高レベル放射性廃棄物 (HLW) を起因とする放射線による影響から公衆と生活環境を防護する必要があり、具体的な要求深度や評価期間については中深度処分とは異なると考えられるため、更なる技術的な検討が必要と考える。しかしながら、長半減期核種の濃制限等、該当しない考え方はあるものの、例えば長期間にわたって公衆と生活環境を防護するための根幹的な対策として、事業者に隔離と閉じ込めといった設計上の対策を要求する考え方などは、中深度処分の考え方と共通するものと考えられる〔1〕。

(研究課題)

	<p>上記の技術分野から、中深度処分等の場所と設計の適切性を判断するに当たって重要な点について、研究課題とした。研究課題は、以下の4つの分野に分類して示す。</p> <p>(1) 自然事象の長期評価に関する課題  (2) 廃棄物埋設における性能評価及び線量評価手法に関する課題  (3) 地質環境及び水理環境モニタリングに関する課題  (4) 中深度処分及び浅地中処分に共通する課題</p>
4. 目的	<p>中深度処分の審査ガイド等の整備及び適合性審査、後続規制の確認（以下「審査等」という。）の際の判断に必要な知見の収集・整備等における人工バリアの長期性能評価手法及び天然バリアとなる地質環境の長期安定性評価手法の整備に係る科学的・技術的知見の取得を行う。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた成果は、第二種廃棄物埋設における中深度処分の地質地盤等調査ガイド、設計プロセス・線量評価ガイド等に反映する。具体的には、以下のとおり。なお、平成29年度から令和2年度に実施した「廃棄物埋設に影響する長期自然事象の調査方法及びバリア特性長期変遷の評価手法に関する研究」では、このうち①の規制基準類への反映が中心であったが、本プロジェクトでは②が中心となる。</p> <p>①下記に示す対象規則等の整備における規制要求等の検討に関する科学的・技術的知見の収集・整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中深度処分の廃棄物埋設地の設計プロセス及び公衆被ばく線量評価審査ガイド（以下「設計プロセスガイド」という。）</li> <li>・中深度処分における廃棄物埋設地の位置に係る審査ガイド（以下「位置に係るガイド」という。）</li> <li>・廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（廃棄物埋設施設確認）</li> </ul> <p>②審査等の規制活動において、審査等の際の判断に必要な根拠となる科学的・技術的知見の収集・整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中深度処分及び浅地中処分の審査における基準適合性の判断</li> </ul> <p>③審査等の規制活動において、審査等の際の判断に必要な核種移行解析等のコード作成のための科学的・技術的知見の収集・整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中深度処分及び浅地中処分の審査における核種移行解析等のコード作成のためのモデルの妥当性又は根拠</li> </ul> <p>④処分分野の技術基盤の構築及び人材維持・育成のための科学的・技術的知見の収集・整備</p>
6. 安全研究概要	<p>(1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①②③④】</p> <p>中深度処分における自然事象に関する規制基準等では、廃棄物埋設地を設置する場所の条件として、廃棄物埋設地を損傷させる火山活動、断層活動及び著しい侵食がないことが求められる。また、好ましい条件として、人工バリア等を劣化させる水質等でないこと、地下水が滞留する条件にあつて例え放射性物質が廃棄物埋設地から漏れいしても生活環境に至るまでに長時間を要すること等がある。これらの自然事象に関して数万年にわたる評価が求められていることから、以下に示す項目を抽出し、審査ガイド等の整備に活用可能な知見の収集等を行い、最終年度に成果を取りまとめる。</p> <p>a. 中深度処分における断層等に関する評価手法の研究【分類①②】</p> <p>中深度処分における廃棄物埋設地は、断層活動が著しい影響を及ぼすおそれのない区域に設置しなければならない。考慮する断層の性状については、埋設する廃棄物の特性等を考慮して検討がされている。このような断層には、地下70mを超える深部の廃棄物埋設地が設置される地盤等では、トレンチ等による直接観察による評価ができないものがあることから、地表・空中からの物理探査等及びボーリング孔からの物理検層等によっても評価することになるため、それらの調査手法を調査してきた。</p> <p>これらの情報を用いて、調査方法、調査範囲、調査密度等について整理するとともに、解析対象とする深度における分解能に対して必要な調査密度や調査方法の組み合わせについて、これまでの研究事例を参照してまず新第三紀の堆積岩の物性データを用いて仮想的な地質モデルを作成し、反射面が出やすい地層の物性、厚さ等を考慮した検討を解析的に行う。また、活動が否定できない断層に対する理解を深めるために、科学的に想定されるプレート運動等の設定における、地殻造構応力の空間的な広がり、継続性、活動性等及び、断層の力学的・水理学的影響範囲について、数値シミュレーションと観測される地震活動・応力逆解析等の手法を組み合わせて検証を行い、科学的・技術的知見の取得を行う。</p> <p>b. 中深度処分における涵養域から流出域までの地下水流動の評価手法の研究【分類②③】</p> <p>これまで申請された浅地中処分においては、埋設される廃棄物の濃度、半減期等の特性から、地下水流動については、線量評価の観点からその状態を示すこととされているが、潜在的な影響度が低くなるまでに数万年を要する廃棄物を含む中深度処分においては、遅い地下水流れの場であることが求められる。地下水の流速を直接観測することはできないため、地質構造とこれに対応した透水係数を把握し地形等による圧力ポテンシャルの境界条件を用いて解析的に地下水流動場を得る方法、ボーリング孔等を用いた地下水圧の測定値と解析値を比較することによってこれを検証する方法、水質・地下水年代を測定しその空間的分布から地下水の起源や滞留性を検討する方法等を組み合わせるものと考えられる。これら個々の測定技術についての研究は行われているが、いずれの測定も測定地点及び深度等の数が限られ不確実性を含むことから、地下水流動場を理解し、処分システムとして不利となる地下水移行経路が存在しないことを証明するために必要な調査範囲、調査項目、測定数、測定方法等を整理する必要がある。</p> <p>このため、試みに、中深度処分の廃棄物埋設地が想定される深度を含む範囲で、断層等を含む地質構造、透水係数、地形等から水理地質モデルを構築し、解析により地下水流動と水質形成についてのモデル化を行う。同時に、当該地域の涵養域から湧出域までの間でボーリング調査、水文調査等を行い、地下水水質、地下水年代、地質ごとの透水係数等の分布を把握し、地下水の起源、滞留性等について検討するとともに、異なる起源の地下水の混合を把握するための判断手法についても検討を行い、モデル解析と相互にフィードバックすることにより地下水流動場の評価手法に係る科学的・技術的知見を取得する。ボーリング調査においては、平面的及び縦断的に複数の地下水等の採取及び分析を行うことで、地下水及び地質のデータの空間的ばらつきを検討、地球化学データから化学環境の評価及び地下水等の試料の適切な採取法についても調査、検討を行う。</p>

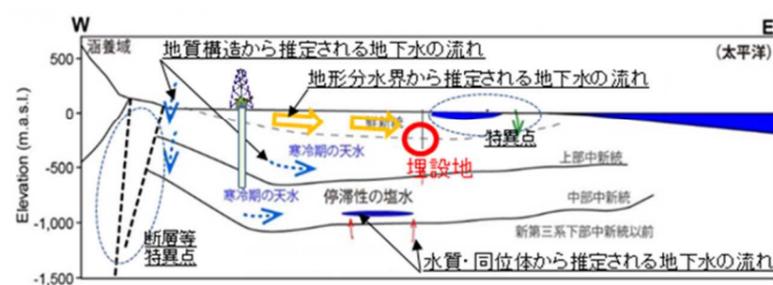
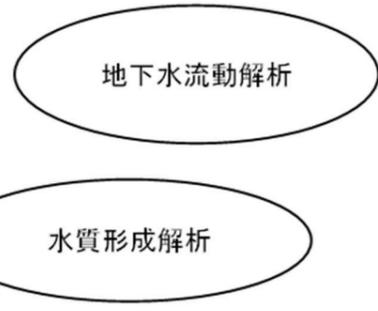


図3 ポーリング調査、地下水流動解析、水質形成解析を組み合わせた地下水評価手法 ([3] に基づき作成)



c. 中深度処分における岩盤の力学状態と水理特性等に関する研究【分類②④】

(i) 処分坑道周辺等の岩盤の力学状態、水理学特性及び物質移動特性に関する研究

放射性廃棄物を埋設する岩盤は、造構運動等の自然事象及び処分場の坑道掘削等の人為事象による様々な作用により、損傷又は破壊し、その結果、地下水の流動や放射性核種の移行経路となることが懸念される。これらの現象は埋設地の性能を損なわせるものであるため、その性状の把握及びその影響が埋設地の広範囲に及ばないための対策が必要となる。特に、放射性廃棄物を処分するための坑道等の掘削によって岩盤応力が解放された場合、物質移行経路となり得る掘削影響領域が処分坑道の周辺に形成されることが考えられる [4]。掘削影響領域には、坑道の構造安定性を力学的に評価する領域と水理特性を評価する領域の2つが存在し、力学的側面は土木工学（岩盤力学）的に検討が進んでいるが、力学状態の変化に伴う水理学的特性の変化についてはほとんど事例がなく現象論的な理解が進んでいない。両者は密接に関連した現象であるため、こうした岩盤を評価するためには、岩盤の力学状態とそれに伴う岩盤損傷等による水理学的特性の関係性を適切に把握することが必要である。

そこで、岩盤の力学状態とそれに伴う岩盤の状態を原位置試験又は室内試験により把握するとともに水理学的特性を実験的に取得して、放射性核種の移行挙動が適切に評価されていることの妥当性を確認するために必要な科学的・技術的知見を取得する。室内試験では、力学水理連成試験機を製作して岩盤損傷を模擬した人工供試体及び原位置採取のコア等を用いて力学状態に対する水理特性の機構を明らかにする。さらに、室内試験機で得られた力学水理関係（構成則等の構築）を用いて、原位置での検証も行うことを行う。このように室内試験では、スケール等の実条件を様式化できる一方で、地層状態の把握や地質等状態の把握、その計測等に限界がある原位置試験を必要に応じて組み合わせて現象解明を実施する。

また、原位置試験では、比抵抗トモグラフィー等の物理探査試験を実施し、坑道掘削によって水理特性の影響範囲の評価手法に関する知見を取得する。

また、放射性物質を移行させる地下水は、浅地中の堆積岩中においては、それらの媒体中に比較的均質に分布する空隙（多孔質）中を平均的に流れると理解されているが、花崗岩等の結晶質岩やある程度以下の深度の堆積岩では媒体が緻密になり水を通しにくくなる一方で多数の亀裂が存在し、その限られた亀裂の空隙を比較的速く地下水が流れることが懸念されている。水理試験によって観測できるのは平均的な地下水流速であるため、亀裂内の実流速を知るためには原位置の孔間トレーサ試験やひび割れ部を含むボーリングコアを用いた室内トレーサ試験等が必要である。こうした特性を測定した試験例や亀裂ネットワークによる地下水の流れと物質移行についての解析例はあるが、多孔質の岩盤中に亀裂が含まれていて両方の特性を持つ媒体についての知見は少ない。このため、このような岩盤中の透水及び物質移行の評価において、平均的又は局所的な透水及び物質移動の速度と実際の空隙を通過する速度との関係について整理する。試験では、このような特性を持つ試料を用いたトレーサ試験等を行い、平均的な速度と地下水流速、非収着性のトレーサの移動速度、収着性のトレーサの移動速度との関係を整理する。

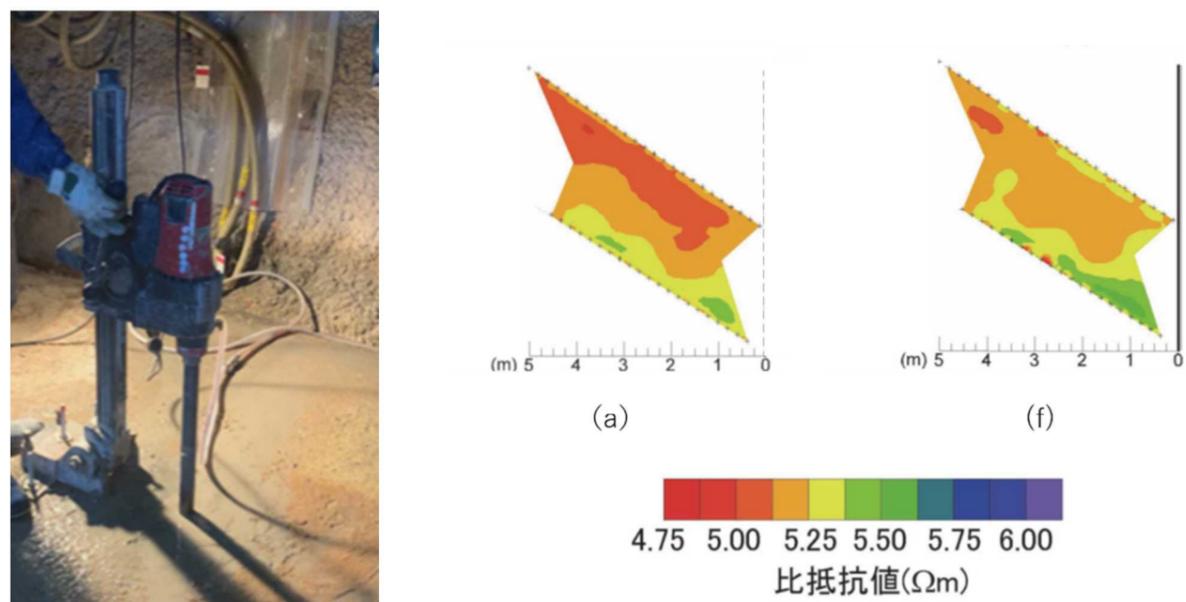


図4 掘削影響領域に関する原位置試験（写真：原子力規制庁が撮影、グラフ：[5]）

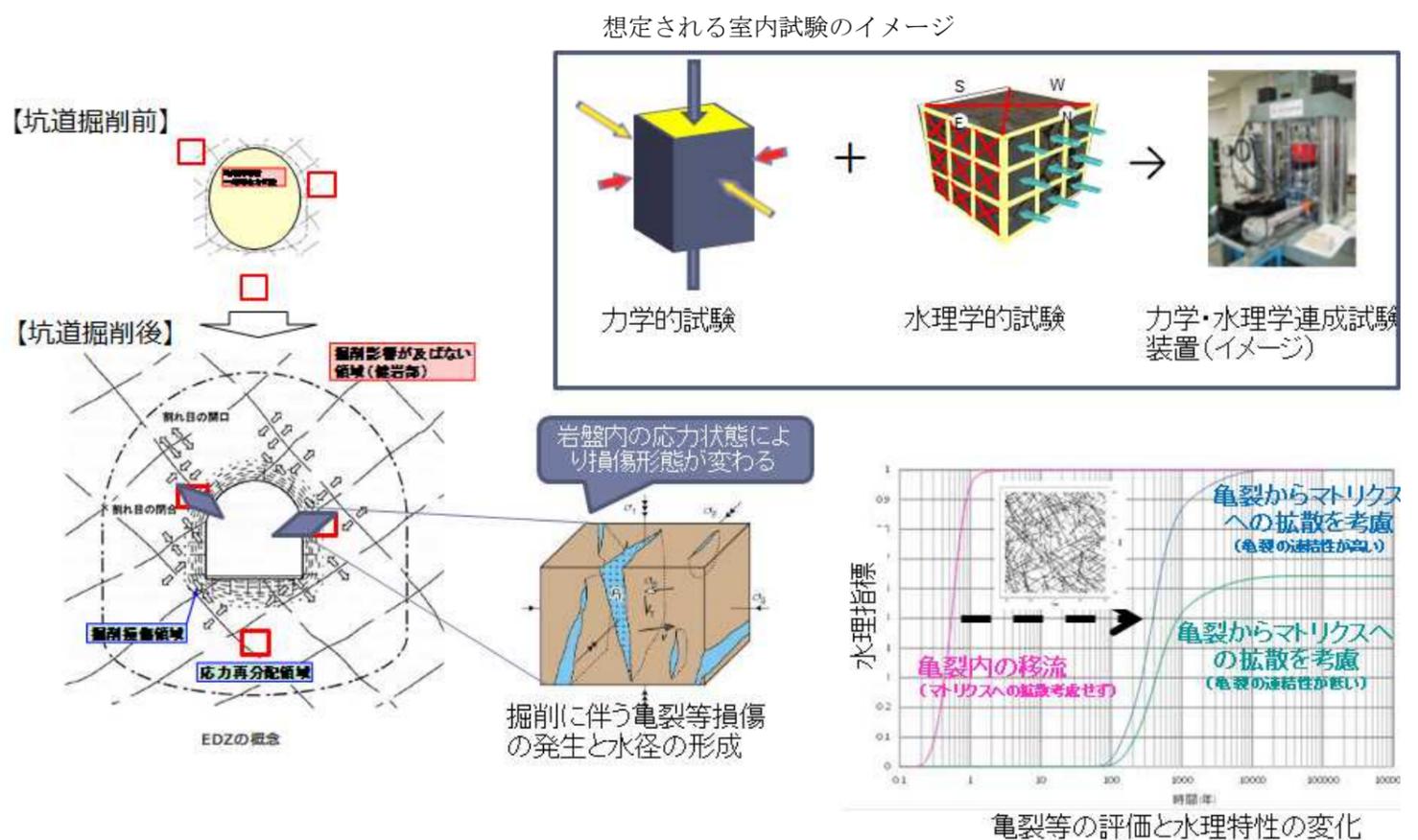


図5 力学／水理学連成試験

(ii) 処分坑道の閉鎖に用いる材料の長期的特性に関する研究

坑道の閉鎖においては、掘削影響領域の存在を考慮した上で、坑道及びその周辺が高透水性の地下水移行経路にならないよう、坑道自体の埋戻し及び坑道端部等に設置される水理プラグによって適切に対策が行われていることの確認が必要である。坑道等の埋戻しに用いられることが想定されているベントナイト系止水材については、初期のみならず長期的な変質とそれに伴う透水性の変化についての知見が必要である。化学反応及び透水特性についてこれまで多くの研究が行われてきたが、極めて緩慢に進行する現象であるため、pH、温度条件を変えたり、希薄な粉体状の試料を用いたりする等の加速試験でデータが得られてきたが、常温で緻密に圧縮された実条件との違いもあり、統一した理解に至っていない。日本原燃株式会社ピット処分の審査においては埋設される廃棄物の性状から主に埋設後 1,000 年間に於いて著しい変質がなく性能が維持される見通しとしたが、中深度処分ではこの期間が 1 桁以上長くなることから、得られる情報が限られることを前提とした性能維持期間を示すことができるロジックの構築とそれに合わせたデータ取得を考慮して、科学的・技術的知見の整理を行う。具体的には、ベントナイトに対してアルカリ性溶液やイオン強度を変化させた溶液を通水することによって鉱物組成の変化及び膨潤挙動の変化を確認し、これらの変化に伴う透水性、イオンの移動性についての整理を行う。このような試験に加え、地球化学計算、物質移行計算による鉱物組成の変化、空隙中の粘性、イオン会合度等の水質や拡散二重層で表される静電場の影響等の整理を行う。



図6 ベントナイト系人工バリアの変質試験に用いる透水試験装置

(2) 廃棄物埋設における性能評価及び線量評価手法に関する研究【分類①②③④】

中深度処分における規制基準等を整備するに当たっては、廃棄物埋設地における多重バリアシステムとしての人工バリア及び天然バリアの長期性能を評価するための評価手法の妥当性の確認に必要な科学的・技術的知見を取得する。そこで、以下に示す項目を抽出し、規制基準等の整備に活用可能な知見の整備等を行い、最終年度に成果の内容を取りまとめる。

a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】

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ために、埋設施設内の地下水流速を極めて小さくする必要があり、そのために低透水性の粘土系材料で埋設施設を覆うことが考えられているが、粘土系材料は長期間には化学的に変質して低透水性が失

われることが懸念されている。この課題は、坑道の埋戻しに用いられることが想定されている材料と共通であるので、(1) c. (ii)の項において実施する。

b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】

緻密な空隙構造を持ち低拡散性を示すセメント系材料は、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いるが、一方で応力状態に応じて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。このため、日本原燃株式会社が行ったピット処分の申請においては、セメント系材料を用いた外周仕切設備等によって、埋設の終了までの期間について放射性物質を閉じ込めることとされたが、それより長期については低拡散性を持つ構成材として扱われていない。中深度処分において、現在電気事業者等が示している概念では、埋設終了後の数万年の期間について、性能の維持が求められる。供試体スケールでこの特性は測定されたものがあるが、応力状態と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。

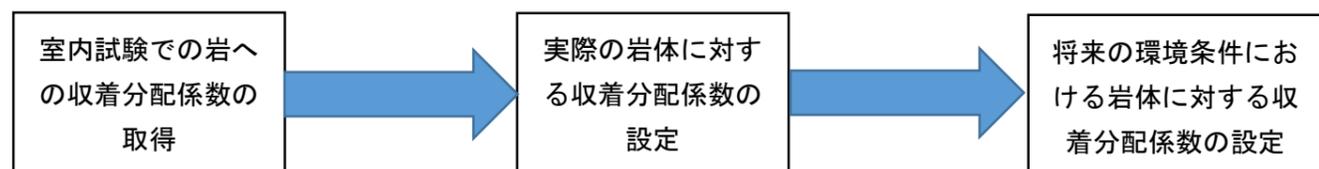
このため、中深度処分の廃棄物埋設地の設計におけるセメント系人工バリアについて、300年を超える長期の漏出抑制性能を評価するために必要な科学的・技術的知見として、セメント硬化体の長期安定性や物質移行特性に関係するカルシウムシリケート水和物のナノ構造等の条件による違いについて、水蒸気吸着装置等の細孔を圧力で壊さない手法による層間空隙までの空隙構造の測定、閉塞した空隙やインクボトル形態などの評価、反応によって変化するカルシウムシリケート水和物の結晶構造のトリメチルシリル誘導体化(TMS)法による評価等を用いて明らかにする。特に、カルシウムシリケート水和物の長期安定性を評価するため、第一原理等を用いた解析的評価及び検証試験を行う。

さらに、セメント系人工バリア等について、セメントマトリックス及び骨材界面等の体積変化によるひび割れ等の発生が物質移行特性へ及ぼす影響について科学的・技術的知見の取得を行う。

以上を踏まえて、セメント系人工バリア等について、長期間にわたる物質移行性能評価に係る変質及び体積変化並びに収着等を考慮した性能評価手法の整理を行う。

c. 中深度処分における岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②④】

岩盤中の放射性核種の移行には、種々の空隙中における移流と拡散による移動現象と空隙を構成する鉱物表面への収着現象が関与する。移動現象には、連結した比較的大きな空隙中の移動、行き止まりの微細な空隙への拡散、鉱物表面の束縛された水の状態等が影響する。また、収着現象については、岩石を構成する種々の鉱物との化学反応、鉱物表面の電気二重層、それらによる局所的な化学環境、鉱物表面の凹凸等の影響が検討されている〔6〕〔7〕。一方、それら全てを把握することが困難であることから、移動現象については多くの場合、対象物の平均的な特性である拡散係数や透水係数で整理されている。また、収着現象については、水質と岩及び放射性物質を特定すれば収着特性は固有の比例係数(収着分配係数)で表すことができるとする仮定が広く用いられており、かつ、多くの場合分散系(バッチ試験)でデータが取得されている。この仮定は実用的であるとされつつも、長期間の環境条件の変化や岩等の変質に伴う環境条件の変化を考慮する必要性が出てくると、より現象に立ち戻った理解が必要となる。個別の現象についても多くの研究があり、それらを組み立てて系全体の挙動を評価する手法も検討されているが、その中で、空隙構造とそれが移動現象と収着現象に与える影響についての検討例は少ない。材料によっては、微小な空隙が特異的な収着挙動を示し、また移動現象にも影響することもあるため、本研究では、そのような特異的な収着反応が放射性核種の移行に与える影響を検討する。試験では、岩石の固相及び液相の様々な条件が影響を与えるため、各試験の目的に合わせて空隙中の液相の化学状態、空隙のサイズ等を制御した試料を用いた拡散試験、収着試験等を組み合わせて実施する。



- ・ データ品質の検討
- ・ 類似条件についてのデータベースでの確認
- ・ 収着メカニズムの検討
- ・ 空隙構造、物質移行空隙の検討
- ・ 局所的な水質、表面状態の検討
- ・ 鉱物組成、比表面積、CEC等による補正、等
- ・ 岩の状態変化
- ・ 水質の状態変化、等

図7 評価に用いる収着分配係数の設定フロー

(3) 地質環境及び水理環境モニタリングに関する研究(特に閉鎖確認に着目して)【分類①②】

a. 地下環境モニタリングに関する研究

廃棄物埋設施設においては、事業許可申請前の段階における環境条件を把握するベースラインモニタリング、建設・操業が適切に行われていることを確認する施設確認及び廃棄物確認、埋設の終了から廃止措置の終了に至る間の放射性物質の漏えいの監視、その間の環境条件の維持と処分システムが設計に対応した性能を発揮しつつあることの確認等がある。これらの各段階における観測項目等について、国際原子力機関(IAEA)等の国際的な動向を踏まえつつ整理を行ってきた。これらのモニタリング等に用いる観測孔は、適切に閉鎖が行われなければ、放射性物質が廃棄物埋設施設から生活環境へ至る短絡経路になる可能性がある上に、本数が多く、口径が小さいために途中で埋戻しが不十分な領域が出やすいことから、その閉鎖の確認が重要である。このため、モニタリング終了後に観測孔等の閉塞・埋戻しが適切に行われていることの確認等に関する科学的・技術的知見を整理するために以下の項目を実施する。この課題は、処分坑道の埋戻しと共通であるために、併せて検討することとする。

- ・ 閉鎖が不十分な観測孔及びその周辺(又は処分坑道周辺)の掘削影響領域の水理場に対する影響に関する検討

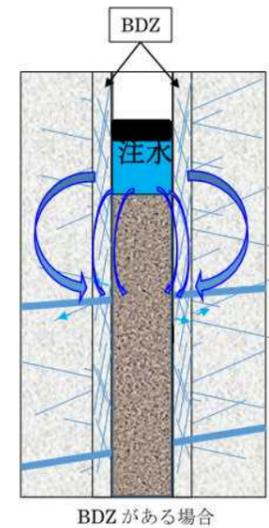
高透水性であったり、亀裂ネットワークが発達していたりする岩盤の場合には、観測孔等の閉鎖が不十分であっても、周辺岩盤と比べて特異的な高透水構造とはなりにくい。一方で、廃棄物埋設地と地表近傍の地層を粘土層などが低透水性の構造で隔離されている（こちらの方が廃棄物埋設地としては好ましい条件）、これを貫通するボーリング孔が設けられている場合などにおいては、大きな影響を与え水理構造になり得る。このため、代表的な地質水理構造を設定し、ボーリング孔等が水理場に与える影響について検討する。

・閉鎖前に把握しておくべき亀裂、透水性等の情報に関する検討

ボーリング孔を閉鎖した際には、閉塞部より深部側の情報を得ることができなくなるため、閉塞部の両端に水圧を掛けて漏水の有無を測定する等の直接的な確認方法を用いることは困難である。閉鎖の前後における透水特性の変化の有無を用いる場合について、閉鎖前に、判断に必要となる情報を特定して取得する。

・閉鎖後の水理試験による確認方法に関する検討

閉鎖後に、閉塞部より浅い側に水圧をかけ、定常状態、非定常状態における流量、水圧等の応答を測定することによって、不十分に施工された閉塞部、ボーリング孔周辺のゆるみ域等を通じた透水の影響を確認する方法を検討する。



掘削影響領域がある場合  
図8 観測孔の閉鎖確認と可能性のある地下水移行経路〔8〕

#### （4）中深度処分及び浅地中処分に共通する課題に関する研究【分類①②③④】

浅地中処分については、既に操業中の施設があり、新たな施設についての事業許可申請についての審査も現在行われているが、廃炉の進展等に伴って今後も新たな事業の申請が行われることが想定される。このことから、更に適切な審査を行うため、以下の課題について中深度処分及び浅地中処分の両方の観点から検討を行う。

##### a. 中深度処分及び浅地中処分における侵食に関する評価手法の研究【分類①②】

中深度処分においては、埋設地の性能に影響するような著しい侵食作用がないこと、及び10万年後も埋設地の深度が地表から深度70m以上であることを確保する必要がある。そのため、これまでの研究で、変動地形学的手法、ルミネッセンス年代測定法等の種々の手法によって、数十万年までの隆起量及び侵食量の測定法に関する研究を行ってきた。また、それらのデータを用いた将来の地形変化の予測についても、限定した条件においては、ある程度予測することができるようになっている。しかしながら、中深度処分が対象とする長期においては、沢・谷等による局所的な侵食が埋設地の深度を減少させ、地下水流動の境界条件を変える地形変化を起こす可能性があるため、更に局所的な現象についての検討が必要となる。浅地中処分については、主要な放射性核種の濃度が低減するまでの期間は事業が継続し、事業者による管理が行われ必要に応じて補修がされるが、想定される環境条件における性能を基に保全の措置を要しないことをもって事業が終了されるので、この後の期間において、シート状侵食から、リル侵食、ガリー侵食に至り局所的な溝を形成し、埋設地近傍の斜面崩壊なども引き起こす可能性について検討する必要がある。

こうした埋設地近傍の侵食に関する技術及びその評価手法について、社会基盤分野で用いられている河川治水評価に加えて、廃棄物埋設特有の長期評価を考慮して整理する。

##### b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①②③④】

粘土系材料の低透水性は、粘土の配合率、化学的特性、密度、初期含水比等の物理的、化学的特性、水質等に依存する。これまで、比較的粘土の配合率が高い粘土系材料を中心として多くの測定が行われており、有効粘土密度、粘土の交換性イオン種等によって整理されてきたが、浅地中処分に用いられる比較的粘土の配合率が低い粘土系材料においては、材料段階での空隙構造が残る等の理由により初期含水率等の施工条件が施工後の低透水性に影響することが指摘されてきている。整合性のある品質又は施工管理のためには、空隙構造とそこでの化学的特性等に着目して、力学的特性、水理学的特性等を統一的に理解することが重要である。

このため、ベントナイトによる覆土の構造安定性及び物質移行性に関する機構を明らかにし、材料、調合、締固め等の施工管理パラメータの適切性等を判断できる科学的・技術的知見の取得を行うため、ベントナイトの粒子間空隙、層間空隙等からなる空隙構造と、それらの空隙中の水質、静電場等を統一的に整理することにより、力学特性、透水特性、拡散特性等と施工条件を含めた状態特性との関係を整理する。

##### c. 生活環境における放射性物質の移行及び代表的個人の設定【分類①②】

廃棄物埋設地から漏出した一部の放射性物質は、地下水、河川、海等へ至り、さらに、生活環境中の水、土、大気、生物等を移行する種々の経路を通じて周辺住民に至るため、このような生活環境における放射性物質移行経路を考慮した被ばく線量の評価が要求される。この際、生活環境中の放射性物質の移行経路と関連するパラメータ、種々の生活習慣を持つ周辺住民のグループの設定の適切性について確認する必要がある。生活環境における放射性物質の移行は、生活環境中の種々の媒体中を定常的に移行するものとして、希釈係数、移行率等で表現されることが多いが、東京電力福島第一原子力発電所事故によって放出されたCsの環境中の動態の評価などでは、媒体相互間の移行や湖を湖水と湖底堆積物に分けて表現するなど、より現実的な扱いが検討されている。

このため、河川、海等の生活環境へ放出された放射性物質が、生活環境中の水、土、大気、生物等を移行する種々の経路を通じて周辺住民に至る環境中のそれらの動態の評価について、河川、沿岸域、農地等に着目し、国際的な研究プロジェクト、諸外国の規制におけるガイド、東京電力福島第一原子力発電所事故で放出された放射性物質の環境動態に関する研究等を参考に、移行経路、評価モデル、適用されるパラメータ等を整理するとともに、それらを組み込んだ解析モデルを構築し、試解析を行い、重要な経路、パラメータ等の検討を行う。また、周辺住民の中で最も影響を受ける可能性のある「代表的個人」の生活習慣の設定について国際機関及び諸外国における設定等を参考に検討を行う。

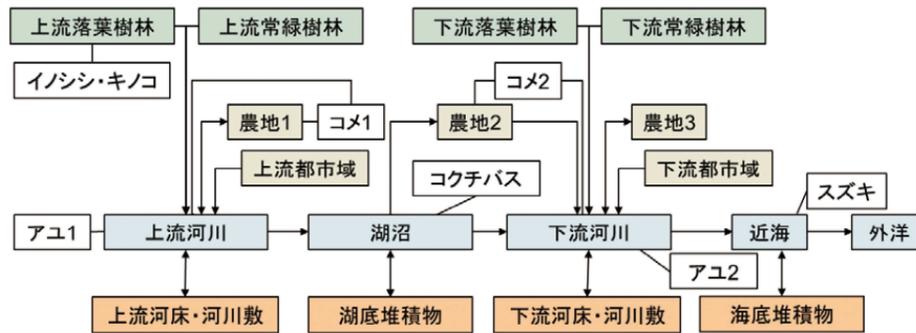


図9 福島第一原子力発電所事故によって放出されたCsの樹林、河川等を通じた移行モデルの例〔9〕

中深度処分等の事業許可申請に係る新規規制基準適合性審査において、申請書の技術的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、以下の(1)～(4)の研究を通じて取得する。

(1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①②③④】

<成果目標>

中深度処分場の隆起・侵食量及び処分場周辺の天然バリア中の地下水の流れの妥当性評価に必要な科学的・技術的知見を取得する。

【R3年度の実施内容】

- a. 断層等に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・断層等に係る施設の要求機能及び要求性能の整理
- b. 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②③】
  - ・広域の地下水流動モデル化の概念
- c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②④】
  - ・掘削影響領域の力学状態を模擬できる試験装置の設計と製作
  - ・坑道の評価に係る原位置における試験

【R4年度の実施内容】

- a. 断層等に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・断層等の調査法の整理
- b. 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②③】
  - ・試料採取データによる検証
- c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②④】
  - ・掘削影響領域の水理特性を模擬できる試験装置の設計と製作
  - ・坑道の評価に係る原位置におけるコア掘削による試料採取及び試料分析

【R5年度の実施内容】

- a. 断層等に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・断層等の変位・変形に関する評価
- b. 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②③】
  - ・試料採取データによる検証(前年からの続き)
- c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②④】
  - ・掘削影響領域の力学状態と水理特性に関する連成試験を用い関係性を整理する
  - ・坑道の評価に係る原位置におけるコア掘削による試料採取及び試料分析(継続)

【R6年度の実施内容】

- a. 断層等に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・断層等の水理特性評価
- b. 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②③】
  - ・広域地下水流動モデルの構築
- c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②④】
  - ・掘削影響領域の力学状態と水理特性に関する連成試験を基に構成モデルの構築
  - ・坑道の評価に係る原位置におけるコア掘削による試料採取及び水理モニタリング(継続)
  - ・亀裂を含む岩盤中の物質移動シミュレーション

(2) 廃棄物埋設における性能評価手法に関する研究【分類①②③④】

<成果目標>

中深度処分場で使用することが想定されるセメント系人工バリア及びベントナイト系人工バリアの初期性能評価及び長期的な劣化挙動を踏まえた核種移行への影響評価の妥当性確認に必要な科学的・技術的知見を取得する。

7. 成果目標と実施計画

【R3年度の実施内容】

- a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・変質を考慮した透水性及び拡散等の試験の整理
- b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・細孔構造の計測法の整理及び体積変化の評価法の検討
- c. 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②④】
- ・岩盤中の微小な空隙に対するイオンの拡散試験の試験装置の検討及びイオンの吸着のモデル化のための電位分布等に関する検討。

【R4年度の実施内容】

- a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・変質を考慮した透水性及び拡散等の試験等
- b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・セメント硬化体の材質変化及びセメント結晶安定性並びにひび割れ等の体積変化等を考慮した長期物質移行評価法の検討
- c. 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②④】
- ・岩盤中の微小な空隙に対するイオンの拡散試験の試験装置を用いた試験の準備

【R5年度の実施内容】

- a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・変質を考慮した透水性及び拡散等の評価手法の整理
- b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・透水及び拡散性能に影響を及ぼす細孔構造の形成と物質移行の機構解明のための水蒸気吸着装置等による分析及び結晶安定性のTMS法等による観察並びにひび割れ等の体積変化に関する予備試験
  - ・カルシウムシリケート水和物等の長期性能を評価するため環境要因等を考慮した第一原理等による解析的評価
- c. 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②④】
- ・岩盤中の微小な空隙に対するイオンの拡散試験の試験及びイオンの吸着のモデル化のための電位分布等に関する試験

【R6年度の実施内容】

- a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・変質を考慮したベントナイトの評価手法の取りまとめ
- b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究【分類①②③④】
- ・セメント硬化体の長期物質移行に関する取りまとめ
- c. 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②④】
- ・岩盤中の微小な空隙を考慮した収着・移行現象の整理

(3) 地質環境及び水理環境モニタリングに関する研究【分類①②】

<成果目標>

中深度処分場に係るモニタリング孔が処分システムに与える影響の評価並びにモニタリング孔及び坑道が適切に埋め戻されていることを確認するために必要な科学的・技術的知見を取得する。

【R3年度の実施内容】

- a. モニタリング孔、処分坑道等の閉鎖確認に係る評価手法の整備【分類①②】
- ・天然バリアに関する性能評価確認法の整理
  - ・小径孔の閉鎖評価法の整理

【R4年度の実施内容】

- a. モニタリング孔、処分坑道等の閉鎖確認に係る評価手法の整備【分類①②】
- ・人工バリアに関する性能評価確認法の整理
  - ・中大孔の閉鎖評価法の整理

【R5年度の実施内容】

- a. モニタリング孔、処分坑道等の閉鎖確認に係る評価手法の整備【分類①②】
- ・廃棄物埋設に関する性能評価法の整理
  - ・掘削孔の閉鎖評価法の妥当性評価の整理

【R6年度の実施内容】

- a. モニタリング孔、処分坑道等の閉鎖確認に係る評価手法の整備【分類①②】
- ・性能確認に関する取りまとめ
  - ・性能確認モニタリングの妥当性評価手法の整理

(4) 中深度処分及び浅地中処分に共通する課題に関する研究【分類①②③④】

<成果目標>

中深度処分及び浅地中処分に係る埋設表層の侵食、覆土の施工方法と性能及び生活環境中での放射性物質の移行評価の妥当性確認に必要な科学的・技術的知見を取得する。

**【R3年度の実施内容】**

- a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・埋設表層における侵食の評価に関する機構解明等の文献・事例調査
- b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①②③④】
  - ・覆土の締め固め等と透水性能に関する既存試験データの分析
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び代表的個人の設定【分類①②】
  - ・放射性物質の移行等の現象に関する知見の整理

**【R4年度の実施内容】**

- a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・埋設表層における侵食の評価に関する機構解明等の文献・事例調査
- b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①②③④】
  - ・礫及び砂を混合した締固めたベントナイト混合土の透水性能に関する検討
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び代表的個人の設定【分類①②】
  - ・放射性物質の移行等の現象に関する知見の整理及び汽水湖における核種移行に関する検討

**【R5年度の実施内容】**

- a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・地表付近の侵食及び侵食防止対策の整理
- b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①②③④】
  - ・礫及び砂を混合した締固めたベントナイト混合土の透水性能に関する試験等
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び代表的個人の設定【分類①②】
  - ・放射性物質の移行等の設定

**【R6年度の実施内容】**

- a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①②】
  - ・埋設表層の侵食に係る評価手法の整理
- b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①②③④】
  - ・覆土の性能評価に関する取りまとめ
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び代表的個人の設定【分類①②】
  - ・放射性物質の移行等の設定

実施行程表

	R3 年度	R4 年度	R5 年度	R6 年度	
放射性廃棄物埋設の規制の考え方及び規制基準等の整備（基盤課）	○中深度処分	(今後の規制基準の整備（予定）)			
		<ul style="list-style-type: none"> <li>位置に係るガイド、設計プロセスガイド等の整備</li> <li>地質地盤調査ガイド、性能確認モニタリングガイド等の整備</li> </ul> ○トレンチ処分、ピット処分 (R1年12月に規制基準の整備)			
		<ul style="list-style-type: none"> <li>第二種廃棄物埋設の廃棄物埋設地に関する審査ガイド（令和4年4月20日）</li> </ul> ○研究施設等廃棄物 (H28年度中に廃棄物性状調査及び論点整理)			
		○第一種廃棄物埋設 <ul style="list-style-type: none"> <li>「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」（令和4年8月24日）</li> </ul>			
(1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】	a. 断層等に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>断層等に係る施設の要求機能及び要求性能の整理</li> </ul> b. 地下水流動場に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>広域の地下水流動モデル化の概念</li> </ul> c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>室内力学試験機の製作</li> <li>原位置におけるモニタリング装置の設置</li> <li>国内外の文献調査等による整理</li> </ul>	a. 断層等に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>断層等の調査法の整理</li> </ul> b. 地下水流動場に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>試料採取データによる検証</li> </ul> c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>室内水理学試験機の製作及び力学試験機との連結</li> <li>原位置試料採取及び分析の準備</li> <li>施設表層の侵食に評価に関する機構解明等の文献調査</li> </ul>	a. 断層等に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>断層等の変位・変形に関する評価</li> </ul> b. 地下水流動場に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>試料採取データによる検証（前年から続き）</li> </ul> c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>室内力学水理連成試験機による実験</li> <li>原位置試料採取及び分析</li> <li>地表付近の侵食及び侵食防止対策の整理</li> </ul>	a. 断層等に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>断層等の水理特性評価</li> </ul> b. 地下水流動場に関する評価手法の研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>広域地下水流動モデルの構築</li> </ul> c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 <ul style="list-style-type: none"> <li>実験に基づく構成モデルの構築とシミュレーション</li> <li>原位置試料採取及び分析</li> <li>埋設表層の侵食に評価手法の整理</li> </ul>	▽論文公表
			提供	随時	
		位置に係るガイド等の整備		地質地盤調査ガイドの整備及び確認等後続規制に資する科学的・技術的知見の整備	

		(2) 廃棄物埋設における性能評価手法に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】	a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・変質を考慮した透水性及び拡散等の試験の整理 ・覆土の締固めと透水性に関する試験	a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・変質を考慮した透水試験（前年からの続き） ・覆土の締固めと透水性に関する試験（前年からの続き）	a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・変質を考慮した透水性の評価手法の整理 ・覆土の締固めと透水性に関する試験（前年からの続き）	a. ベントナイト系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・変質と考慮した透水性の科学的妥当性の整理	▽論文等公表
			b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・細孔構造の計測法の整理及び体積変化の評価法の検討	b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・体積変化に関する評価方法の整理	b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・細孔構造の材齢変化と結晶安定性の評価	b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究 ・物質移行評価法の整理	▽論文等公表
			c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験の準備	c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験	c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験（前年の続き）	c. 岩盤の収着に関する研究 ・岩盤収着の考え方の整理	▽論文等公表
							
			設計プロセスガイド等の整備				
		(3) 地質環境及び水理環境モニタリングに関する研究【分類①及び分類②】	a. 地質環境等モニタリングに関する研究 ・天然バリアに関する性能確認法の整理 ・小径孔の閉鎖評価法の整理	a. 地質環境等モニタリングに関する研究 ・人工バリアに関する性能確認法の整理 ・中大孔の閉鎖評価法の整理	a. 地質環境等モニタリングに関する研究 ・廃棄物埋設に関する性能確認法の整理 ・掘削孔の閉鎖評価法の妥当性評価の整理	a. 地質環境モニタリングに関する研究 ・性能確認に関する取りまとめ ・性能確認モニタリングの妥当性評価手法の整理	
							
			地質地盤調査ガイドの及び確認等後続規制に資する運営ガイドの整備				
		(4) 中深度処分及び浅地中処分に共通する課題に関する研究【分類①、分類②及び分類④】	a. 侵食に関する評価手法の研究 ・埋設表層の侵食に評価に関する機構解明等の文献調査	a. 侵食に関する評価手法の研究 ・埋設表層の侵食に評価に関する機構解明等の文献調査	a. 侵食に関する評価手法の研究 ・地表付近の侵食及び侵食防止対策の整理	a. 侵食に関する評価手法の研究 ・埋設表層の侵食に評価手法の整理	▽論文等公表
			b. 覆土の締固め等と透水性に関する検討	b. 覆土の締固め等と透水性に関する検討	b. 覆土の締固め等と透水性に関する試験	b. 覆土の締固め等と透水性に関する試験（前年からの続き）	
							
			浅地中処分に関する審査ガイドの整備				

<p>8. 実施体制</p>	<p>【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）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 廣田 明成 主任技術研究調査官（実施項目（1）関係）</li> <li>○ 山田 憲和 副主任技術研究調査官（実施項目（2）、（3）関係）</li> <li>○ 入江 正明 技術研究調査官（実施項目（2）、（4）関係）</li> <li>青木 広臣 主任技術研究調査官</li> <li>市末 高彦 主任技術研究調査官</li> <li>鏡 健太 副主任技術研究調査官</li> <li>木嶋 達也 副主任技術研究調査官</li> <li>向井 広樹 副主任技術研究調査官</li> <li>森田 彰伸 副主任技術研究調査官</li> <li>室田 健人 技術研究調査官</li> <li>竹野 直人 技術参与</li> </ul> <p>【委託研究先】</p> <p>実施項目（3）a、（4）a及びc 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R3年度～R6年度）</p> <p>実施項目（1）a及びb、（4）a 国立研究開発法人産業技術総合研究所（R3～R6年度）</p> <p>実施項目（3）b ジーエルサイエンス株式会社（R3年度）</p> <p>【共同研究先】</p> <p>実施項目（1）c、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（R2年度～R6年度）</p> <p>実施項目（1）c、（2）a、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R1年度～R6年度）</p> <p>実施項目（2）c、国立大学法人東京大学（R1年度～R6年度）</p>
<p>9. 備考</p>	<p>[1] 原子力規制委員会「炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について」（平成28年8月31日、原子力規制委員会決定）</p> <p>[2] 電気事業連合会「原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について」、第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合、資料2-1（平成27年2月12日）</p> <p>[3] 国立研究開発法人産業総合研究所、平成31年度原子力発電施設等安全対策委託費「廃棄物埋設における自然事象等を考慮した地盤の性能評価に関する研究」事業報告書</p> <p>[4] Tsang, C. F., et al (2005) Geohydromechanical processes in the Excavation Damaged Zone in crystalline rock, rock salt, and indurated and plastic clays - in the context of radioactive waste disposal. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 42, 109-125</p> <p>[5] 青柳 和平他、幌延深地層研究所の250m調査坑道における掘削損傷領域の経時変化に関する検討. 土木学会論文集C. Vol. 70, No. 4, 412-423, 2014.</p> <p>[6] Wang, Y., (2014) Nanogeochemistry: Nanostructures, emergent properties and their control on geochemical reactions and mass transfers. Chem. Geol. 378-379, 1-23.</p> <p>[7] Zachara, J., et al., (2016). Internal Domains of Natural Porous Media Revealed: Critical Locations for Transport, Storage, and Chemical Reaction. Environ. Sci. Technol. 50, 2811-2829.</p> <p>[8] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和2年度原子力発電施設等安全技術対策委託費「廃棄物埋設における性能評価に関する研究」事業報告書</p> <p>[9] 操上広志他、放射性物質の環境動態に伴う被ばく経路を考慮したコンパートメントモデルの構築、JAEA-Research 2016-020</p> <p>(本プロジェクトに係る投稿論文等)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Murota, K. and Saito, T., Pore size effects on surface charges and interfacial electrostatics of mesoporous silicas, Physical Chemistry Chemical Physics, 2022, <b>24</b>, 18073-18082</li> <li>・ Kijima, T., Sasagawa, T., Sawaguchi, T., and Yamada, N., A model for estimating the hydraulic conductivity of bentonite under various density conditions, Hydrology Research, 2022, <b>53</b>(10), 1256-1270</li> <li>・ 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, 2022, <b>29</b>(2), 119-129</li> <li>・ 東原知広, 市末高彦, 入江正明, 長田昌彦, 廃棄物埋設における掘削に伴う岩盤の力学状態と水理特性を踏まえた地下水流動評価の考え方, 公益社団法人土木学会 第49回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, pp. 247-252, 2023年</li> <li>・ 市末高彦, 東原知広, 入江正明, 長田昌彦, 廃棄物埋設における岩盤の力学水理連成試験機の製作と動作確認試験, 公益社団法人土木学会 第49回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, pp. 253-258, 2023年</li> <li>・ Murota, K., Aoyagi N., Huiyang, M., and Saito, T., Hydration states of europium(III) adsorbed on silicas with nano-sized pores, Applied Geochemistry, 2023, <b>152</b>, 105620</li> <li>・ Murota, K., Takahashi, Y., Saito, T., “Adsorption of cesium and strontium on mesoporous silicas”, Physical Chemistry Chemical Physics, 2023, Vol. <b>25</b>, pp. 16135-16147</li> <li>・ 朝比奈大輔, 市末高彦, 青地優, 竹村貴人, 入江正明, 直接引張り試験治具による岩石の引張り挙動に関する研究, 公益社団法人土木学会第50回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, pp. 153-157, 2024年</li> <li>・ 市末高彦, 朝比奈大輔, 東原知広, 入江正明, 掘削影響領域の評価における引張り特性に関する研究, 公益社団法人土木学会第50回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, pp. 158-162, 2024年</li> </ul>

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R6年度)</p>	<p>15. 放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 放射線・廃棄物研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【核燃料サイクル・廃棄物】 K) 廃止措置・クリアランス</p>	<p>担当責任者</p>	<p>酒井 宏隆 上席技術研究調査官 高橋 宏明 主任技術研究調査官 佐藤 由子 副主任技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>クリアランスの確認（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。）第61条の2第1項）、廃棄体等の安全性確認（原子炉等規制法第51条の3第2項、第51条の6第2項及び第51条の18第1項）、及び廃止措置中の実用発電用原子炉施設に対する原子力規制検査（原子炉等規制法第61条の2の2第2項及び第3項）において、事業（変更）許可申請書の妥当性審査及び対象となる放射性廃棄物等の放射能濃度を原子力規制委員会が確認するために必要な科学的・技術的知見を整備する必要がある。</p> <p>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。</p> <p>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。）</p> <p>（1）クリアランスの確認（分類②） 【規制課題】 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。以下「放射能濃度確認規則」という。）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）。以下「放射能濃度確認審査基準」という。）により、測定において不確かさを考慮した定量評価を行うことが求められている。 対象となる規制活動根拠：原子炉等規制法第61条の2第1項</p> <p>【研究課題】 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(1),(2)）の上で、適切に放射能濃度を定量評価する必要がある。さらに、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。これらに対して、原子力規制庁は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確認する。 放射能濃度確認規則及び放射能濃度確認審査基準の制定に前後して、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(3),(4),(5),(6),(7)）及び一部の新規クリアランス対象物の測定方法の検討（文献(8),(9)）を先行的に行い、関連する内容について日本保健物理学会でも議論された（文献(10)）が、放射能濃度確認規則及び放射能濃度確認審査基準の制定に伴い、対象が拡大された新規の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レベルの確認※方法を整備することが重要である。</p> <p>（2）廃棄体等の安全性確認（分類②） 【規制課題】 第二種廃棄物埋設施設の位置、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30号）に基づく廃止措置開始以降の公衆の被ばく線量評価において、廃棄体のインベントリに影響する微量元素の詳細な評価は行われておらず、また、核種の放出率及び処分システムにおける物理化学的環境変化に基づく核種の化学種の変化に基づく移行挙動変化（以下「ソースターム設定等」という。）は重要な因子であり、炉内構造物等を対象とした中深度処分及び研究施設由来の雑固体廃棄物を対象とした研究施設等廃棄物の埋設事業においては、これらを考慮することが想定されることから、その妥当性を判断するための知見を整備する必要がある。 さらに、これまでピット処分で実績のある200Lドラム缶の廃棄体とは異なる新たな形状の廃棄体（遮蔽材が含まれる角形容器を用いたもの、容量の大きな鉄箱等）及びコンクリート等廃棄物（容器封入又は固型化されていない放射性廃棄物。廃棄体と合わせて、以下「廃棄体等」という。）の発生が想定される。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、以下「第二種埋設規則」という。）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、保安規定の審査においてWACに基づく廃棄体の放射能濃度の評価方法の妥当性を確認する必要がある。 対象となる規制活動根拠：原子炉等規制法第51条の3第2項、第51条の6第2項及び第51条の18第1項</p> <p>【研究課題】 200Lドラム缶の廃棄体の放射能濃度は主に非破壊測定に基づき評価しているが、これまでの検討からその評価精度は、対象物の性状（材質、形状、充填状態、核種組成等）に依存することが明らかとなっている（文献(11)）。また、中深度処分対象廃棄体については、従来の二次的な汚染物だけでなく、放射化した廃棄物が含まれると想定されている。このことから、新たな廃棄体等についてはその性状を踏まえて既存技術の適用性を確認するとともに、必要に応じて、放射化計算による確認方法等、新たに確認手</p>		

	<p>法を整備することが重要である。</p> <p>(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価 (分類②)</p> <p>【規制課題】</p> <p>令和2年4月の原子力規制検査の開始により、従来の保安検査から、グレーデッドアプローチを適用し、より危険性の高い活動に着目した検査が行われることとなった。</p> <p>対象となる規制活動根拠：原子炉等規制法第61条の2の2第2項及び第3項</p> <p>【研究課題】</p> <p>我が国においては実用発電用原子炉の廃止措置の実績が少なく、旧独立行政法人原子力安全基盤機構において、廃止措置の主要工程における放射性物質の飛散の可能性に関する検討を行った事例はあるものの、総合的に廃止措置の危険性の高い活動の評価を行った事例は確認されない一方、諸外国、特に原子力先進国において発電炉の廃止措置が進んでいる。こうした実態を踏まえ、効果的な原子力規制検査に資するため、廃止措置における危険性の高い活動の評価手法に関する知見を整備する必要がある。</p> <p>(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究 (分類④)</p> <p>【研究課題】</p> <p>これまでの関連する研究において、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(12)～(18))が、引き続き性状が従来と異なる廃棄物管理等においては放射線計測では定量が難しい長半減期放射性核種等の特性評価をどのように実施するかが課題となっている。長半減期放射性核種等の特性評価を実施するためには、多様な測定・分析方法が持つ不確かさの把握等の科学的・技術的知見を計画的かつ効率的に蓄積する必要がある。また、必要な分析精度を確保した放射性核種分析のためには、広範な要素技術、すなわち試料の採取、試料からの対象核種の溶解等の前処理、濃縮・化学分離、濃度測定、化学形態、溶解度等に係る基礎データを取得し、各要素技術における留意点を明らかにする必要がある。</p>
4. 目的	<p>事業(変更)許可申請及び後続規制における、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リスクの定量化を適切に行う上で、必要となる科学的・技術的知見を取得し、蓄積する。また、上記に共通する基盤技術として、最新の放射能濃度の測定技術について広く情報を集め、測定における不確かさ等について知見を蓄積する。</p> <p>(1) クリアランスの確認</p> <p>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妥当性を不確かさの考慮の下で判断する手段を整備する。</p> <p>(2) 廃棄物等の安全性確認</p> <p>中深度処分対象廃棄物及び研究施設等廃棄物を対象に、安全評価上重要となるソースターム設定等に関する知見を蓄積するとともに、技術的留意点を整理する。また、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方法の妥当性に係る科学的・技術的知見を整理する。</p> <p>(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価</p> <p>実用発電用原子炉の廃止措置の主要工程における放射性物質の飛散等による被ばくの可能性に関する知見を基に、事故発生記録等に照らして危険性の高い活動を評価する方法を検討する。</p> <p>(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究</p> <p>性状が様々な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の科学的・技術的知見を蓄積するとともに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価に関する実験データを取得する。</p>
5. 知見の活用先	<p>(1) クリアランスの確認 (分類②)</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>(2) 廃棄物等の安全性確認 (分類②)</p> <p>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。</p> <p>対象となる規制活動等：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉等規制法第51条の3第2項に基づく事業(変更)許可の審査</li> <li>・ 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</li> </ul> <p>(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価 (分類②)</p> <p>廃止措置中の実用発電用原子炉施設の原子力規制検査に活用する。</p> <p>対象となる規制活動等：原子炉等規制法第61条の2の2第2項及び第3項に基づく廃止措置中の実用発電用原子炉施設に対する原子力規制検査</p>

	<p>(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究 (分類④)          廃棄物管理に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。</p>
6. 安全研究概要	<p>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分類②及び分類④に基づき実施する。</p> <p>(1) クリアランスの確認 (関係機関と協力実施)【分類②】          新規クリアランス対象物を放射線測定する際、組成・形状が複雑な物質が含まれる場合においても、放射能濃度の値を不確かさとともに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、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・開発動向の調査を行い、事業者の行う放射線測定の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。</p> <p>(2) 廃棄体等の安全性確認 (関係機関と協力実施)【分類②】          中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物におけるソースターム設定等は、廃棄物埋設施設の安全性を評価する上で重要であり、その設定の妥当性を評価するために必要な金属廃棄物の腐食挙動、金属の腐食に伴う放射性核種の放出挙動、廃棄物埋設施設の間隙水の物理化学的条件の変化による核種移行挙動等への影響に関する情報を獲得する。          また、廃棄物確認に関して、中深度処分対象廃棄体には放射化された廃棄物が含まれることから、これら放射化核種の分析における技術的留意点及び放射化計算により放射エネルギーを評価する場合の留意点に関する知見を蓄積する。さらに、中深度処分対象廃棄体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の評価精度及び多数の廃棄物を一括して計測する場合の放射能濃度評価への影響について整理する。</p> <p>(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価 (関係機関と協力実施)【分類②】          廃止措置の主要工程における平常時及び事故時の放射性物質の飛散及び被ばくにつながる関連事象を整理し、廃止措置における危険性の高い活動の評価に関する科学的・技術的知見を取得する。また、廃止措置終了確認を目的に整備した廃止措置安全評価コードについて、必要に応じて廃止措置中の放射性物質の環境への放出及びその影響を評価するための改良を行う。</p> <p>(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究 (関係機関と協力実施)【分類④】          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。具体的には、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、質量分析等の複雑な多段階処理を通して得られる原子数の分析値の信頼性が不確かさ等も含めてどのように確保されているかを確認するための科学的・技術的知見を取得する。分析においては、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、溶解度等の定量評価に関するデータ取得方法を検討する。</p>
7. 成果目標と実施計画	<p>(1) クリアランスの確認【分類②】  <b>【R3年度の実施内容】</b>          a. 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          放射能濃度測定の信頼性確認のために必要な要素を抽出・評価するための代表的な測定体系の構築のための条件整理、実験体系の構築のための調査、試測定、計算評価を不確かさの考慮の下で行う。また、関連する国内外の低濃度放射能濃度測定技術及び計量・校正制度の運用・開発動向の調査を行う。          b. 混合物定量化手段の検討、測定評価体系の構築          クリアランスの対象として想定される金属と有機物等の異なる材質が混合した新規のクリアランス対象物(以下、混合物という。)について調査を行い、内部の混合状況と濃度換算への影響について確認した上で、混合状況を定量的に確認する手段の検討と、その測定評価体系の構築のための調査、試測定、計算評価を行う。</p> <p><b>【R4年度の実施内容】</b>          a. 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          放射能濃度測定の信頼性確認のために必要な要素を抽出・評価するための代表的な測定体系の構築のための条件整理、実験体系の構築のための調査、試測定、計算評価を不確かさの考慮の下で行い、その結果を基に測定体系を構築するとともに、測定評価実験を開始する。また、関連する国内外の低濃度放射能濃度測定技術及び計量・校正制度の運用・開発動向の調査を行う。その成果を論文として取りまとめる。          (令和4年度成果: Annals of Nuclear Energy 誌に令和4年7月に公表(文献(19))、令和4年10月に12<sup>th</sup> TUV International Symposiumにて発表の上査読なし Proceedings として発行(文献(20))、令和5年3月に日本原子力学会2023年春の年会にて発表(文献(21))          b. 混合物定量化手段の検討、測定評価体系の構築          クリアランスの対象として想定される混合物について調査を行い、内部の混合状況と濃度換算への影響について確認した上で、混合状況を定量的に確認する手段の検討を行い、測定評価体系の構築のための調査、試測定、計算評価を行い、測定評価実験を開始する。その成果を取りまとめて学会で発表するとともに論文としても取りまとめる。          (令和4年度成果: Applied Radiation and Isotopes 誌に令和4年6月に公表(文献(22)))</p>

【R5年度の実施内容】

a. 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

R4年度に実施した調査、実験結果を基に、測定体系の見直しを行った上で、測定評価実験を実施する。また、関連する国内外の低濃度放射能濃度測定技術及び計量・校正制度の運用・開発動向の調査結果も含め、クリアランスの確認における科学的・技術的知見を取りまとめる。

これら成果を取りまとめて学会で発表する。

(令和5年度成果：応用物理学会 2023 年秋季講演会シンポジウムにて発表 (文献(24)))

b. 混合物定量化手段の検討、測定評価体系の構築

R4年度に実施した調査、実験結果を基に、測定体系の見直しを行った上で、測定評価実験を実施し、混合物定量化手段を取りまとめる。その成果を論文として取りまとめる。

(令和5年度成果：Applied Radiation and Isotopes 誌に令和5年8月に公表 (文献(25))、第60回アイソトープ・放射線研究発表会にて令和5年7月に発表 (文献(26))、第71回応用物理学会春季学術講演会にて令和6年3月に発表 (文献(27)、(28)))

【R6年度の実施内容】

混合物を定量化した結果が、放射能濃度測定の信頼性にどのように影響するかを取り込んだ上で、測定評価実験を実施する。また、関連する国内外の低濃度放射能濃度測定技術及び計量・校正制度の運用・開発動向の調査を行う。その成果を論文として取りまとめる。

(2) 廃棄体等の安全性確認【分類②】

【R3年度の実施内容】

a. ソースターム設定等に関する検討

中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物に係る金属廃棄物を対象に、諸外国のセーフティケースにおける放射性核種の放出率等の設定方法に係る調査を行う。

b. 廃棄体の放射能濃度評価に係る留意事項抽出

中深度処分対象廃棄体に含まれる放射化核種について、放射化学分析及び放射化計算により放射エネルギーを評価する場合の留意点の抽出のための調査を行う。あわせて、廃棄体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の影響因子を解析計算により抽出する。

c. 多数の廃棄物の一括測定に係る調査

多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能濃度評価へ影響を及ぼす因子を解析により抽出する。

【R4年度の実施内容】

a. ソースターム設定等に関する検討

令和3年度に引き続き、中深度処分対象及び研究施設等廃棄物に係る金属廃棄物を対象に、諸外国のセーフティケースにおける放射性核種の放出率等の設定方法に係る調査を行う。

b. 廃棄体の放射能濃度評価に係る検討

中深度処分対象廃棄体に含まれる放射化核種について、放射化学分析及び放射化計算により放射エネルギーを評価する場合の留意点の抽出のための調査を行う。併せて、廃棄体を外部からの放射線測定により評価する場合の影響因子について、解析によりその影響度合いを整理する。

c. 多数の廃棄物の一括測定に係る検討

多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能濃度評価へ影響を及ぼす因子について、解析によりその影響度合いを整理する。

【R5年度の実施内容】

a. ソースターム設定等に関する検討

ソースターム設定等に関する海外類似事例を取りまとめるとともに、試験実施の要否を検討し、必要に応じて試験計画を立案する。

b. 廃棄体の放射能濃度評価に係る検討

引き続き、廃棄体を外部からの放射線測定により評価する場合の影響因子について、解析によりその影響度合いを整理する。

c. 多数の廃棄物の一括測定に係る検討

引き続き、多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能濃度評価へ影響を及ぼす因子について、解析によりその影響度合いを整理する。

【R6年度の実施内容】

a. ソースターム設定等に関する検討

海外類似事例調査及び必要に応じて実施する試験結果を基にソースターム設定等の妥当性審査における留意点を科学的・技術的観点から取りまとめる。その成果を論文として取りまとめる。

b. 廃棄体の放射能濃度評価に係る検討

廃棄体を外部からの放射線測定により評価する場合の影響因子について、解析によりその影響度合いを整理し、知見を取りまとめ、学会で発表する。

c. 多数の廃棄物の一括測定に係る検討

多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能濃度評価へ影響を及ぼす因子について、解析によりその影響度合いを整理し、知見を取りまとめ、学会で発表する。

(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価【分類②】

【R3年度の実施内容】

- ・ 諸外国における廃止措置における危険性の高い活動の評価の最新動向について調査するとともに、廃止措置の主要工程における放射性物質の飛散及び被ばくにつながる事象の抽出及び事故発生記録等の調査を行う。
- ・ 必要に応じて廃止措置安全評価コードを改良する。

【R4年度の実施内容】

- ・ R3年度に引き続き、諸外国における廃止措置リスク評価の最新動向について調査するとともに、廃止措置の主要工程における放射性物質の飛散及び被ばくにつながる事象の抽出及び事故発生記録等の調査を行う。
- ・ 必要に応じて廃止措置安全評価コードを改良する。

【R5年度の実施内容】

- ・ 解体作業における危険性の高い活動の認識・分析方法を検討する。高経年化による閉じ込め機能をはじめとする安全機能の低下と事象発生頻度の定量化について検討する。
- ・ 必要に応じて廃止措置安全評価コードを改良する。

【R6年度の実施内容】

- ・ R5年度に引き続き、危険性の高い活動の認識・分析評価方法の検討を行い、検討結果を取りまとめる。
- ・ 必要に応じて廃止措置安全評価コードを改良する。
- ・ 上記を踏まえて、原子力規制検査において着目すべき活動を、廃止措置の進展ごとに整理し、取りまとめる。

(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究【分類④】

【R3年度の実施内容】

- ・ 長半減期放射性核種等（ $\alpha$ 核種、放射化核種等）の最新の分析方法の調査を実施する。
- ・ 最新の質量分析計を用いた分析方法の研究に必要な実験装置等の導入・整備計画立案を行う。

【R4年度の実施内容】

- ・ 実験装置の導入・整備を実施する。
- ・ 試料の前処理方法、化学分離方法及び分析方法に係る実験的検討を実施し、技術的課題を整理する。その成果を論文として取りまとめる。

（令和4年度成果：分析化学誌に令和4年4月に公表（文献(23)））

【R5年度の実施内容】

- ・ 実験装置の導入・整備を実施する。
- ・ 性状の異なる試料の核種分析方法及び放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価方法に係る実験的検討を実施し、技術的課題を整理する。

（令和5年度成果：日本放射化学会第67回討論会にて令和5年9月に発表（文献(29)））

【R6年度の実施内容】

試料の前処理方法、化学分離方法及び核種分析方法について、前年度までに得られた課題を解決するための実験的検討を進め、それぞれの要素技術の特徴を踏まえた上で、長半減期放射性核種等（ $\alpha$ 核種、放射化核種等）の核種分析方法に係る適用範囲や分析精度に係る知見並びに放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価に関するデータ取得方法に係る知見を取りまとめる。その成果を取りまとめて学会で発表するとともに論文としても取りまとめる。

実施行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(1) クリアランスの確認	<p>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）</p> <p>↑</p> <p>▽論文公表 ↓</p>	<p>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）</p> <p>↑</p> <p>▽論文公表 ↓</p>	<p>可申請の審査支援（得られた知見を適宜反映）</p> <p>↑</p> <p>▽論文公表 ↓</p>	<p>た知見を適宜反映）</p> <p>↑</p> <p>▽論文公表 ↓</p>
	<p>・放射能濃度測定信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築</p>	<p>・放射能濃度測定信頼性確認のための測定・評価手段の検討・構築</p> <p>・測定評価試験実施</p> <p>▽論文公表</p> <p>▽学会発表</p> <p>▽学会発表</p>	<p>▽学会発表</p> <p>・混合物の定量化も含む放射能濃度測定信頼性確認のための測定・評価手段の見直し、追加</p> <p>・測定・評価試験実施</p> <p>▽論文公表</p>	<p>・測定・評価試験の実施</p> <p>・クリアランスの確認における科学的・技術的知見の取りまとめ</p> <p>↓</p> <p>クリアランスの確認の信頼性確保に係る技術基盤</p>
(2) 廃棄体等の安全性確認	<p>・混合物定量化手段の検討、測定評価体系の構築</p>	<p>・混合物定量化手段の検討、測定評価体系の構築</p> <p>・試験の実施</p>	<p>・試験の実施</p> <p>・定量化手段の取りまとめ</p>	<p>論文公表▽</p>
	<p>・ソースターム設定等に関する海外類似事例及び核種移行挙動に係る調査</p>	<p>・ソースターム設定等に関する海外類似事例及び核種移行挙動に係る調査</p>	<p>・ソースターム設定等に関する海外類似事例及び核種移行挙動に係る試験等</p>	<p>・ソースターム設定等に関する科学的・技術的知見の取りまとめ</p> <p>↓</p> <p>中深度処分等の廃棄体確認及び事業（変更）許可申請に係る審査及び保安規定（変更）認可申請の審査並びに研究施設等廃棄物処分に係る廃棄物確認の技術基盤</p> <p>・放射能濃度評価に係る影響度合いと評価精度に係る知見の取りまとめ</p> <p>↑</p> <p>↑</p> <p>学会発表▽ ↓</p>
	<p>・放射能濃度評価に係る留意事項抽出</p> <p>・多数の廃棄物の一括測定に係る調査</p>	<p>・放射能濃度評価に係る影響に係る解析</p> <p>・多数の廃棄物の一括測定に係る解析</p>	<p>・放射能濃度評価の評価精度に係る解析</p> <p>・多数の廃棄物の一括測定に係る解析</p>	<p>・放射能濃度評価の評価精度に係る解析</p> <p>学会発表▽ ↓</p> <p>・多数の廃棄物の一括測定に係る解析</p>
(3) 廃止措置における危険性の高い活動の評価	<p>・事象発生記録の調査</p> <p>・諸外国における廃止措置における危険性の高い活動の評価の最新動向調査</p> <p>・コード改良（必要に応じて実施）</p>	<p>・事象発生記録の調査</p> <p>・諸外国における廃止措置における危険性の高い活動の評価の最新動向調査</p> <p>・コード改良（必要に応じて実施）</p>	<p>・危険性の高い活動の認識・分析評価方法の検討</p> <p>・コード改良（必要に応じて実施）</p>	<p>・危険性の高い活動の認識・分析評価方法の検討</p> <p>・コード改良（必要に応じて実施）</p> <p>↓</p> <p>廃止措置中の実用発電用原子炉に対する原子力規制検査に係る技術基盤</p>
(4) 長半減期放射性核種等の特性評価方法	<p>▽論文公表</p> <p>▽学会発表</p>	<p>▽論文公表</p>	<p>▽学会発表</p>	<p>▽論文公表</p> <p>▽学会発表</p>
	<p>・最新の分析方法の調査</p> <p>・実験装置導入・整備計画立案</p>	<p>・装置導入・整備</p> <p>・試料前処理方法検討</p> <p>・化学分離方法検討</p>	<p>・装置導入・整備</p> <p>・性状の異なる試料の核種分析方法の検討</p> <p>・放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価方法の検討</p>	<p>・試験検討結果取りまとめ</p> <p>↓</p> <p>長半減期放射性核種等の特性評価に係る技術基盤</p>

<p>8. 実施体制</p>	<p>【放射線・廃棄物研究部門における実施者】</p> <p>○酒井 宏隆 上席技術研究調査官（実施項目（1）関係）  大塚 楓 上席技術研究調査官  ○高橋 宏明 主任技術研究調査官（実施項目（3）、（4）関係）  森泉 純 主任技術研究調査官  澁谷 憲悟 主任技術研究調査官  柚木 彰 主任技術研究調査官  ○佐藤 由子 副主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）  吉居 大樹 副主任技術研究調査官  井上 亮 技術研究調査官  古田 美憲 技術研究調査官  深井 恵 技術研究調査官  伊豆本 幸恵 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  川崎 智 技術参与</p> <p>【前年度までの委託先】</p> <p>実施項目（3） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R3年度、R4年度、R5年度）</p> <p>【共同研究先】実施項目（1）及び（4）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・学校法人五島育英会 東京都市大学（R3年度～R5年度、及びR5年度～R6年度）</li> <li>・国立研究開発法人 産業技術総合研究所（R5年度～R6年度）</li> </ul> <p>実施項目（2）及び（4）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・国立大学法人 東京大学（R1年度～R3年度、R4年度～R6年度、及び、R5年度～R6年度）</li> <li>・国立大学法人 東京工業大学（R1年度～R3年度及びR4年度～R6年度）</li> <li>・国立大学法人 京都大学（R4年度～R6年度）</li> <li>・国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（R1年度～R3年度及びR4年度～R6年度）</li> <li>・国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構（R1年度～R3年度及びR4年度～R6年度）</li> </ul>
<p>9. 備考</p>	<p>文 献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 吉居 大樹, 川崎 智, <math>\gamma</math>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年秋の大会 1A09, 平成28年9月</li> <li>(2) 仲神 元順, 三村 隆士, 川合 健太, 渡邊 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</li> <li>(3) 酒井 宏隆, 吉居 大樹, 川崎 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</li> <li>(4) 酒井 宏隆, 吉居 大樹, 川崎 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</li> <li>(5) 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</li> <li>(6) 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</li> <li>(7) Sakai, H., Uncertainty treatment for clearance measurement, News from ETSO and its members, 令和4年9月 (URL: <a href="https://www.etsn.eu/node/296">https://www.etsn.eu/node/296</a>, 最終アクセス日: 令和5年4月10日)</li> <li>(8) 吉居 大樹, 酒井 宏隆, 川崎 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</li> <li>(9) 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</li> <li>(10) 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</li> <li>(11) 佐藤 由子, 古田 美憲, 川崎 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</li> <li>(12) 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</li> <li>(13) Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., "In situ isotopic analysis of uranium using a new data acquisition protocol for <math>10^{13}</math> ohm Faraday amplifiers", Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 36, pp. 668-675, 令和3年2月</li> </ol>

- (14) 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
- (15) 深井 恵, 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
- (16) 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
- (17) 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
- (18) 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.
- (19) 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
- (20) 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
- (21) 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
- (22) 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
- (23) 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
- (24) 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, 応用物理学会 2023 年秋季講演会シンポジウム, 令和5年9月
- (25) 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, 令和5年8月
- (26) 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
- (27) 武内 威, 吉居 大樹, 河原林 順, フォトンカウンティング CT を用いた低中原子番号物質の同定の検討, 第 71 回応用物理学会春季学術講演会, 令和6年3月
- (28) 澁谷 憲悟, 仲宗根 峻也, 吉居 大樹, 柚木 彰, 酒井 宏隆, 藤原 健, 河原林 順, フォトンカウンティング CT における金属元素 (アルミニウム, 鉄及び銅) の弁別, 第 71 回応用物理学会春季学術講演会, 令和6年3月
- (29) 山本 康太, 大野 剛, 北村 豪, 高橋 宏明, 平田 岳史, 多重検出器型 ICP 質量分析計を用いた東京湾堆積物中人為的ウランの同位体分析及び起源識別, 日本放射化学会第 67 回討論会, 令和5年9月

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R3年度 終期：R7年度)</p>	<p>16. 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</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>【原子力災害対策・放射線防護等】 L) 原子力災害対策</p>	<p>担当責任者</p>	<p>星上席技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条及び15条並びにその内容を定めた省令及び規則、原子力災害対策指針（以下「指針」という。）、その解釈である原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説（以下「解説」という。）等において、緊急事態区分（以下「EC」という。）及び緊急事態を判断する緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）が定められている。原子力規制庁（以下「規制庁」という。）では、特定重大事故等対処施設等を踏まえた緊急時活動レベルの見直しの検討チーム（以下「検討チーム」という。）で議論し、EAL等に関する中長期的な課題を整理し、その中で、新規規制基準を踏まえてオンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しが必要とされている<sup>(1)</sup>。</p> <p>検討チームでは、①特定重大事故等対処施設等を考慮したEALの見直し、②事故進展が非常に遅い場合におけるEAL及び防護措置の検討、③EALのあるべき姿の検討を行う予定である。</p> <p>①特定重大事故等対処施設等を考慮したEAL見直しでは、特定重大事故等対処施設及び多様性拡張設備（以下「特重施設等」という。）を踏まえたEALの見直しの必要性が指摘されている<sup>(1)</sup>。②事故進展が非常に遅い場合におけるEAL及び防護措置の検討では、これまでのEAL及び防護措置の検討における標準的な事故の進展が早いシナリオに加えて、新規規制基準における炉心損傷防止対策が失敗して格納容器破損防止対策のみが成功する場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に失敗して管理放出が行われる場合、格納容器破損に至るが格納容器破損の緩和が一部成功する場合等の事象進展が非常に遅いシナリオ等のオンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の最適化に取り組む予定である<sup>(2)</sup>。また、早期大量放出以外のシナリオにおいては、放出される核種の特徴が異なることから、より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討することが重要であることが指摘されている<sup>(1)</sup>。③EALのあるべき姿の検討では、同一EAL内の複数判断基準を精査するため判断基準の深刻度の整理並びに設備ベース及びパラメータベースのEALの再検討を行う予定である<sup>(1)</sup>。</p> <p>これまでに、規制庁では重大事故時における解析手法の整備を行っており、重大事故時の主要な事故シーケンスにおける特徴の分析がなされた<sup>(3-4)</sup>。しかしながら、この研究では緩和操作を考慮しない場合に代表される放射性物質の早期大量放出シナリオ又は放射性物質の放出を防止するための炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等の有効性に関する格納容器健全シナリオを主に取り扱っていることから、上述のような特重施設等を考慮した解析モデルの整備及び部分的な防止対策の失敗や部分的な緩和操作が考慮されたシナリオの解析手法の整備がなされていない。そのため、特重施設等及び部分的な緩和操作を含む重大事故の特徴分析手法の整備を行い、EAL見直しのための参考事故シナリオの特徴の分析を行うことが重要となる。</p> <p>国際的な研究の取り組みとしては、規制庁の取り組みと同様に主要な事故シーケンスに対する事故進展解析及び確率論的な環境影響評価に関する取り組みがなされている<sup>(5-8)</sup>。他、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）に基づくリスク情報を活用した防災研究に関する取り組みがなされている<sup>(9-11)</sup>。この取り組みでは、同一EAL内の複数判断基準に対する確率論的な視点からの深刻度が整理されているが<sup>(10)</sup>、日本国内においてはこれらの検討が行われていない。</p> <p>このため、種々のシナリオを考慮したEALの見直しのための技術的根拠となる知見として、同一EAL内の複数判断基準を精査するため判断基準の深刻度の整理の事例並びに設備ベース及びパラメータベースのEALの設定に使用された技術的根拠を示す解析評価事例について国際的な知見の調査を行う必要がある。</p> <p>また、オンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しにおいて、防護措置として避難、屋内退避及び安定ヨウ素剤服用が考えられるが、上述の重大事故のシナリオにおいて防護措置の対象やタイミングを考慮することで、実施可能な防護措置の組合せは変化すると考えられる。そこで、EAL判断基準と防護措置の組合せが線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備し、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方からあらかじめ検討することが重要となる。</p> <p>防護措置の効果进行分析する代表的な知見として、米国NRCにおける研究<sup>(5,10)</sup>があり、確率論的環境影響評価コードMACCS（以下「MACCSコード」という。）を用いた評価が行われている。規制庁ではこれまでに、確率論的環境影響評価コードOSCAAR<sup>(12-15)</sup>（以下「OSCAARコード」という。）に最新知見を活用した屋内退避及び避難のモデル、ヨウ素の環境への放出に係るモデル等を反映し、被ばく低減効果を定量的に解析するためのモデル整備を進めた<sup>(4)</sup>。さらに、原子力災害対策及び放射線防護に係る施策を検討する上で必要な評価手法の技術的課題を抽出した。</p> <p>防護措置全体の見直しにおいては、オフサイトにおける空間放射線量率等で示される運用上の介入レベル（以下「OIL」という。）の基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、予防的防護措置を準備する区域（以下「PAZ」という。）及び緊急防護措置を準備する区域（以下「UPZ」という。）に係る目安範囲も、EALの検討と併せて検討することが重要となる。</p>		
<p>4. 目的</p>	<p>検討チームでは、中長期的な課題を整理し、その中で、次のことが必要とされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 新規規制基準に適合した沸騰水型原子炉 (BWR) について、特重施設等を考慮したEALを見直すこと</li> <li>• 様々な事故シナリオを想定し、新規規制基準を踏まえた防護措置となるようオフサイトとオンサイトが一体となって全体を検討すること</li> </ul> <p>このため、事故進展の特徴を踏まえたEALの判断に必要な知見を取得することを目的とする。また、確率論的環境影響評価手法を高度化し、より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討するために必要となる知見を取得することを目的とする。具体的には次のとおりである。</p>		

	<p>(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究  特重施設等を考慮した EAL 見直しに係るモデルの整備を行うとともに、特重施設等及び部分的な緩和操作を含む事故進展におけるプラントモデルの整備及び試解析を行い、EAL の高度化に必要な技術的知見として、事故進展の特徴分析及び着目すべき視点の整理を行うことにより、EAL の判断に係る技術的な知見を取得する。また、EAL の見直しに関連する国際的な技術根拠の知見を取得する。</p> <p>(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究  EAL 判断基準と防護措置の組合せが線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備し、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討することにより、より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討するための参考情報を取得する。確率論的環境影響評価手法を整備するとともに、防護措置を適用した確率論的環境影響評価手法を用いた試解析を行い、防護措置の効果等に係る技術的知見を取得することにより、防護措置実施を検討するための参考情報を取得する。</p> <p>また、PAZ や UPZ における被ばく評価の精緻化のため、現在の評価手法では考慮していない放射性プルームの分布情報や、小規模地形及び建造物群等の影響を評価できる高分解能の大気拡散シミュレーションに基づく被ばく評価手法を整備して、複雑なプルームの動態や遮蔽等が被ばく量に与える影響を検討するための知見を取得する。</p>
5. 知見の活用先	<p>設計基準対象施設、重大事故等対処施設に加え、特定重大事故等対処施設、多様性拡張設備等を考慮した EAL 判断に必要な技術的知見は、特重施設等を考慮した EAL の見直しに活用する。また、原子力災害の中長期対策も含めた防護措置の効果等に係る技術的知見は、線量異常等に伴う EAL の判断基準、空間放射線量率等で示される OIL の基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、PAZ 及び UPZ に係る目安範囲等の継続的な改善に活用する。</p>
6. 安全研究概要	<p>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 2 9 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。</p> <p>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。）</p> <p>安全研究計画の概要を図 1 に示す。特重施設等を考慮した EAL の見直しのため、設計基準対象施設、重大事故等対処施設に加え、特重施設等を考慮したモデルの整備を行い、複数のシナリオでの試解析を実施し、これらのシナリオの特徴を分析する。また、シナリオと防護措置を組み合わせた試解析を行い、EAL の高度化に必要な技術的知見を取りまとめる。くわえて、EAL の判断根拠の整理のため、国際的な EAL の判断根拠、EAL の相互関係等について調査する。</p> <p>また、原子力災害時における防護措置を適用した確率論的環境影響評価手法を整備し、整備した確率論的環境影響評価手法を用いた試解析を行い、原子力災害の中長期対策も含めた防護措置の効果等に係る技術的知見を取得する。</p> <div data-bbox="556 1469 1816 2211" data-label="Diagram"> <pre> graph TD     subgraph MELCOR_Research [EALの検討に関する事故シナリオに係る研究]         direction TB         MELCOR_Inv[●調査 ✓ 海外EALの調査 ✓ リスク情報の調査] --&gt; MELCOR_Int[最新知見の整理 ✓ EAL判断根拠 ✓ EAL間の相互関係 ✓ リスク情報]         MELCOR_Int --&gt; MELCOR_Anal[●解析 解析モデル高度化 緩和操作を考慮した 複数シナリオの解析]         MELCOR_Anal --&gt; MELCOR_Sel[シナリオの特徴分析 及び選定]     end      subgraph OSCAAR_Research [防護措置実施の検討に関するリスク評価研究]         direction TB         OSCAAR_Inv[●調査 ✓ 被ばく評価・健康 影響評価モデル ✓ 防護措置の実効性 に関する知見] --&gt; OSCAAR_Int[被ばく評価モデル、 防護措置パラメータ の反映]         OSCAAR_Int --&gt; OSCAAR_Anal[●解析 防護措置の最適化 に関する手法整備]         OSCAAR_Anal --&gt; OSCAAR_PRA[確率論的環境影響 評価手法を用いた 試解析]     end      MELCOR_Sel --&gt; Combined[シナリオと防護措置の組み合わせを考慮した解析]     OSCAAR_PRA --&gt; Combined      Combined --&gt; EAL_Improvement[EALの高度化に必要な技術的知見]     EAL_Improvement --&gt; Guidelines_Update[原子力災害対策指針等の高度化・見直し]   </pre> </div> <p>図 1 安全研究計画の概要</p>

(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類②】

a. EAL 見直しのための参考事故シナリオの選定及び事象の整理

新規規制基準における炉心損傷防止対策が失敗して格納容器破損防止対策のみが成功する場合、炉心損傷に至るが炉心損傷の緩和が一部成功する場合等の対策によって事故進展が遅くなるシナリオ及び管理放出が行われる場合、格納容器破損に至るが格納容器破損の緩和が一部成功する場合等の非常に事故進展が遅い場合等に関する特徴的なシナリオの選定方法を整備する。選定されたシナリオについて、事故進展解析コード MELCOR<sup>(16)</sup>を用いた解析モデルを整備する。整備したモデルを用いて、選定されたシナリオの試解析を行い、EAL 到達及び各緊急事態の発出時期、放射性物質の放出時期、放出される放射性物質の核種等が特徴的となるシナリオについて整理する(図2)。

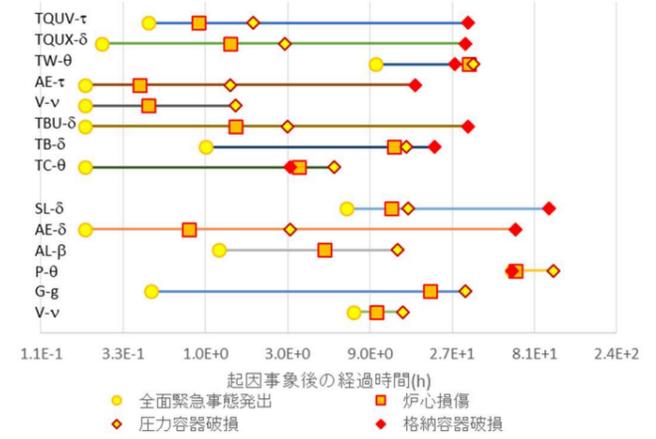


図2 シビアアクシデント発生時の事故進展特徴の整理例<sup>(4)</sup>

b. EAL 見直しのための参考事故シナリオの解析及び特徴分析手法の検討

EAL の見直しのために必要な事故シナリオについて、被ばく評価を含む解析を実施する(図3)。解析結果から事故シナリオのグループ化を行い、EAL の発出から格納容器機能喪失までの時間、距離別の線量等の EAL 及び防護措置に関する特徴を整理するための手法を整備する。

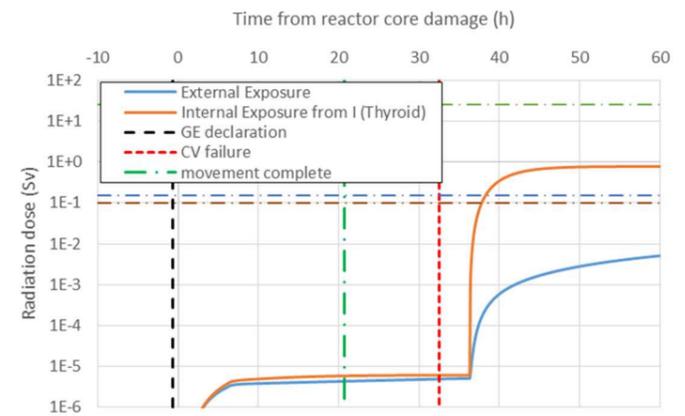


図3 炉心損傷からの時間に対する個人の被ばく評価例<sup>(4)</sup>

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類②】

防護措置としては、避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用が考えられるが、対象やタイミングを考慮することで、実施可能な防護措置の組合せは変化すると考えられる。このため、防護措置の組合せや事故進展等が線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備し、前項(EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究)の成果も踏まえて確率論的環境影響評価手法を用いた試解析(図3)を行う。防護措置の対象者ごとに影響の時系列変化を整理し、影響が大きくなる条件を確認することにより、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討する。さらに、現実の気象場を再現するとともに、乱流モデルを活用して高分解能で大気の流れをシミュレーションし、放射性核種の大気中動態を詳細に評価できる大気拡散シミュレーションモデルを整備する。

(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類②】

【成果目標】

EAL の発出から格納容器機能喪失までの時間、距離別の線量等の EAL 及び防護措置に関する特徴を整理するための手法を整備する。事故シナリオのグループ化と公衆被ばくの特徴に係る知見を取りまとめる。

【実施計画】

R3 年度末までに、新規規制基準における炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、炉心損傷の緩和、格納容器破損の緩和及び管理放出に関するモデルの整備を行うとともに、EAL 選定に使用されたシナリオ(17-18)に関する適応性を確認する。また、同一 EC 内での異なる EAL の補完性、同一 EAL 内での複数の判断基準の整合性並びに核分裂生成物の障壁の喪失及びそのおそれに係る EAL 判断基準の根拠について、海外事例を調査して、我が国の設定条件との比較を行い、最新知見を取りまとめる。さらに、解析シナリオ設定への参考情報を取りまとめる。

R4 年度末までに、新規規制基準における炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を考慮した解析モデルを用いた試解析を実施し、EAL 及び防護措置に資するためのシナリオを選定するための手法を整備する。また、国内プラントを対象に、事故時の事象進展及びリスク情報として、放射性物質の放出割合及び放出タイミング並びに条件付き炉心損傷確率及び条件付き格納容器破損確率について調査し、EC 及び EAL の策定の合理性を高めるためのデータ及び解析事例について、最新知見を取りまとめる。さらに、解析シナリオ設定への参考情報を取りまとめる。

R5 年度末までに、新規規制基準における炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を考慮した解析モデルを用いて試解析を実施し、緩和操作が一部成功する場合等の組み合わせによって事故進展が遅くなるシナリオ、管理放出等のソースタームの放出形態が特徴的なシナリオの選定を行う。また、試解析の結果を用いて特徴の分析手法の検討を行う。さらに、成果の一部を論文として公表する。

R6 年度末までに、EAL の見直しのために必要な事故シナリオについて、被ばく評価を含む解析を実施する。解析結果から事故シナリオをグループ化し、事故シナリオの特徴、経路別距離別の線量、防護措置の効果等に関する特徴を整理する。

R7 年度末までに、これまでに実施した複数のシナリオと防護措置を考慮した解析について放射性物質の放出までの時間、放出割合、発生確率等に関する特徴を分析し、EAL の見直し等に使用する参考情報として取りまとめる。

7. 成果目標と実施計画

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類②】

【成果目標】

防護措置の組合せや事故進展等が線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備する。

防護措置の組合せや事故進展等が線量等に及ぼす影響に係る知見を取りまとめる。

より現実的な被ばく評価手法を整備して、地形や建造物群等の被ばく量に与える影響についての知見を取りまとめる。

【実施計画】

R3 年度末までに、沈着モデルのパラメータに関する最新動向を調査し、沈着モデルの見直しに必要な技術的知見を整理するとともに、OSCAAR コードで評価の対象外としている、再浮遊した放射性物質からの外部被ばくを評価するためのモデル及びパラメータ検討を実施する。また、防護措置実施の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から把握するために、線量等の時系列変化を出力できるように、OSCAAR コードを整備する。

R4 年度末までに、前年度の検討結果を基に、沈着モデル及び被ばくモデルの OSCAAR コードへの反映を実施する。さらに、被ばく線量から確定的影響及び確率的影響を評価するためのモデル更新を検討するとともに、防護措置の効果を検討するために必要となるパラメータを調査する。また、線量等の時系列変化を活用し、防護措置の組合せ、事故進展等が線量等に及ぼす影響に関する情報を整理するための手法を整備する。

R5 年度末までに、前年度の検討結果を基に、被ばく線量から確定的影響及び確率的影響を評価するためのモデル更新を実施するとともに、防護措置パラメータの OSCAAR コードへの反映を実施する。また、整備した OSCAAR コード、米国 NRC により開発が進められている MACCS コード等を用いて、EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究における成果を踏まえ確率論的環境影響評価手法を用いた試解析を実施し、防護措置の組合せ、事故進展等が線量や健康影響等の指標に及ぼす影響を整理するための解析手法を整備する。また、国際会議において、環境影響評価コードを用いた日本における防護措置に関する解析結果について発表し、議論の結果を踏まえて成果の高度化を図る。さらに、高分解能大気拡散モデルについて調査を実施する。

R6 年度末までに、前年度に引き続いて試解析を実施し、防護措置の組合せ、事故進展等が線量等に及ぼす影響を整理するための解析手法を整備する。さらに、国際会議へ参加し、最新の環境影響評価コードに関する知見を調査する。また、高分解能大気拡散モデルを実プラントに適用するうえでの課題について整理する。

R7 年度末までに、EAL の見直しのために必要な事故シナリオについて、避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用の対象やタイミングの組合せを考慮した評価を実施することにより、EAL の見直し等に使用する参考情報のまとめを行うとともに、オンサイトとオフサイトの両方の観点から、防護措置の見直し等に使用する参考情報を取りまとめる。さらに、小規模地形や建造物群等が被ばく量に与える影響についての知見をとりまとめる。

行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度
		▽学会発表	▽学会発表・論文 公表	▽学会発表	
(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究	解析モデルの高度化 海外調査	試解析及びシナリオ選定手法の整備 リスク情報の調査	シナリオの選定及び特徴分析手法の検討	シナリオと防護措置を考慮した解析及び特徴分析	EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ
(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究	被ばく解析モデルの検討				EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ
	防護措置の最適化に関する手法整備		確率論的環境影響評価手法を用いた試解析		

8. 実施体制

【シビアアクシデント研究部門における実施者】

- 新添 多聞 主任技術研究調査官
- 鈴木 ちひろ 副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）関係）
- 川口 秀雄 技術研究調査官
- 和田山 晃大 技術研究調査官

【委託研究先】

- 実施項目（2） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（R3 年度～R5 年度）

9. 備考

文 献

- (1) 原子力規制庁，“EAL 等に関する課題の整理”，第 7 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料，原子力規制庁緊急事案対策室，2020 年 9 月

- (2) 原子力規制庁, “EAL 等に関する課題の整理, 別紙 中長期課題 No. 2 について”, 第 7 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料, 原子力規制庁緊急事案対策室, 2020 年 9 月
- (3) 原子力規制庁, “重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析”, RREP-2020-2002, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, 2020 年 6 月
- (4) 原子力規制庁, “緊急時活動レベル (EAL) に係るリスク情報活用等の研究”, RREP-2020-2003, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, 2020 年 6 月]
- (5) N. Bixler, R. Gauntt, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project”, NUREG /CR-7110, May (2013).
- (6) K. Ross, J. Phillips, R. Gauntt and K. Wagner, “MELCOR Best Practice as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project”, NUREG/CR-7008, August (2014).
- (7) P. Mattice, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”, NUREG/CR-7155, May (2016).
- (8) S. Tina Ghosh, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project: Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses”, NUREG/CR-7245, October (2019).
- (9) M. Azarm, et al. “Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels—A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah”, NUREG/CR-7154, January 2013
- (10) R. Sullivan, “Emergency Preparedness Significance Quantification Process: Proof of Concept”, NUREG/CR-7160, SAND2012-3144P, June 2013
- (11) R. Sullivan, et al., “Risk-Informed and Performance-Based Oversight of Radiological Emergency Response Programs, ” NUREG/CR-7195, May 2015
- (12) Homma and Hato, “Uncertainty and sensitivity studies with the probabilistic accident consequence assessment code OSCAAR”, 2005
- (13) 本間ら, “軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価”, JAERI-Research 2000-060, 2000 年
- (14) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “OSCAAR コードパッケージの使用マニュアル”, JAEA-Testing 2020-001, 2020 年
- (15) 木村ら, “安定ヨウ素剤服用による甲状腺被ばく低減係数データベースの開発 (受託研究)”, JAEA-Data/Code 2020-002, 2020 年
- (16) Humphries et al., “MELCOR Computer Code Manuals” Vol. 1, Primer and Users’ Guide, SAND2017-08760, SNL, Jan. 2017.
- (17) 独立行政法人原子力安全基盤機構, “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (BWR)”, 10 原シ報-0010, JNES/NSAG10-0010, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 2014 年
- (18) 独立行政法人原子力安全基盤機構, “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (PWR)”, 10 原シ報-0011, JNES/NSAG10-0011, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 2014 年

研究計画

<p>1. プロジェクト (始期：R4年度 終期：R8年度)</p>	<p>17. 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</p>	<p>担当部署</p>	<p>技術基盤グループ 放射線・廃棄物研究部門</p>
<p>2. カテゴリー・ 研究分野</p>	<p>(4) 原子力災害対策・放射線防護等 ②放射線防護</p>	<p>担当責任者</p>	<p>高橋 知之 統括技術研究調査官</p>
<p>3. 背景</p>	<p>〔1〕 規制課題</p> <p>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。</p> <p>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、(1) 被ばく線量評価に関する研究として、国際放射線防護委員会（ICRP）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評価コードの開発、(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。</p> <p>(1) 被ばく線量評価コードの開発</p> <p>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ある。）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員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。</p> <p>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などの国際機関が安全規制の国際的な斉一化を図る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。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。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。</p> <p>(2) 放射線健康リスク評価コードの開発</p> <p>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。</p> <p>一般環境への放射性核種の放出を伴う原子力緊急時等に対する防災対策では、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、職業人又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、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		

	<p>〔2〕研究課題</p> <p>(1) 被ばく線量評価コードの開発</p> <p>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。現時点までに職業人についての実効線量係数の刊行が完了し、一般公衆についての実効線量係数に係る刊行物が検討中である。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。</p> <p>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。</p> <p>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。加えて、現行の数量告示に掲載され、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化学形等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。</p> <p>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線量評価においては、ホールボディカウンター等のモニタリング値に基づく、内部被ばく線量評価に必要な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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 放射線健康リスク評価コードの開発</p> <p>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患者数・死亡者数の疫学研究成果に基づかざるを得ない。</p> <p>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成果をそのまま自国民に適用できない事情を発生する。</p> <p>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。</p> <p>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な概念設計を実施した。</p>
4. 目的	<p>(1) 被ばく線量評価コードの開発</p> <p>ICRP2007年勧告を踏まえた最新の知見に基づき、かつ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。</p>

	<p>(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。</p>
5. 知見の活用先	<p>(1) 被ばく線量評価コードの開発 規制基準の策定並びに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検討のツールとして活用されることが期待される。</p> <p>(2) 放射線健康リスク評価コードの開発 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。</p>
6. 安全研究概要	<p>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。</p> <p>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。）</p> <p>(1) 被ばく線量評価コードの開発【分類①④】</p> <p>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実効線量係数（Occupational Intakes of Radionuclides (OIR) Part 5、Dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public (EIR)シリーズ等）に対し、刊行物に示されるモデル、データ、パラメータを令和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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

(2) 放射線健康リスク評価コードの開発【分類③④】

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

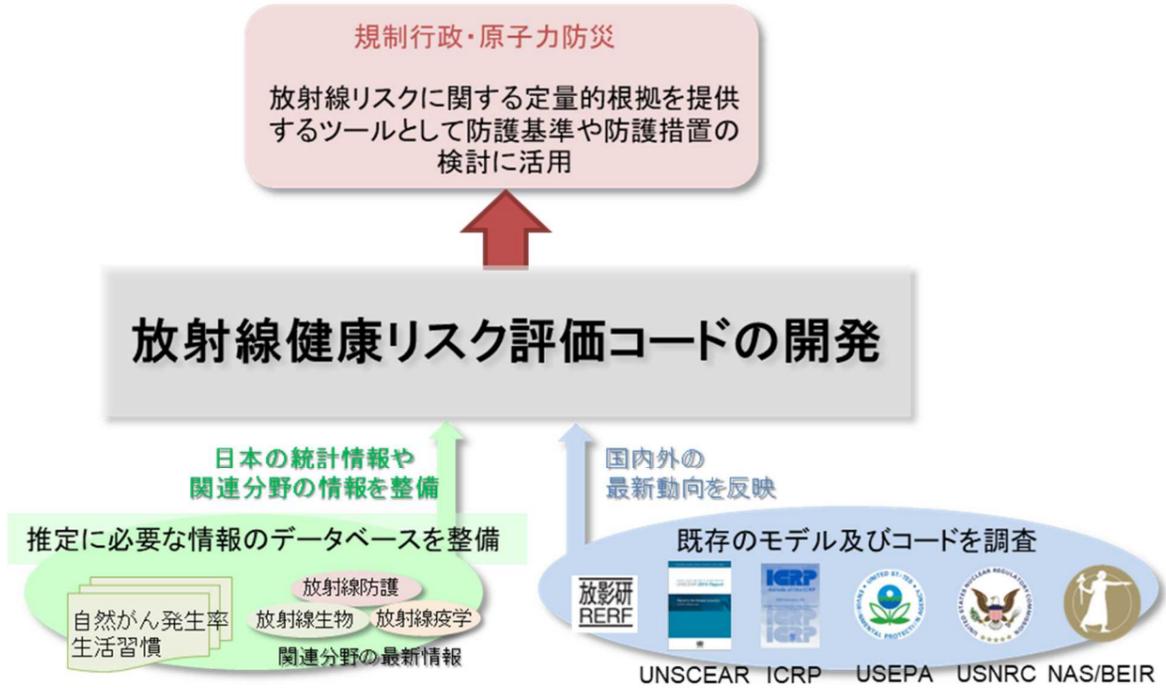
a. で整備した情報を基にして、がんリスク評価コードの概念設計を行う。評価コードの開発においては、がんの種類別にモデルが存在することを考慮し、固形がん及び造血器腫瘍のそれぞれについて検討する。日本における保健統計・がん統計を踏まえがんの自然発生率（ベースラインリスク）や生活習慣に関する情報を、また最新の放射線疫学、放射線生物学及び放射線防護をはじめとする関連分野の知見を調査・分析し、データベースとして整備する。

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。



(1) 被ばく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：

逐次発行されるICRP2007年勧告に基づく刊行物やそのドラフトに記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に記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。

【R8年度】 ICRP2007年勧告を踏まえた技術的基準を反映させた内部被ばく評価コードを完成させる。R9年度以降のコード改良に係る検討を行う。

※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をとりまとめる。

【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。

7. 成果目標と実施計画

※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：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。

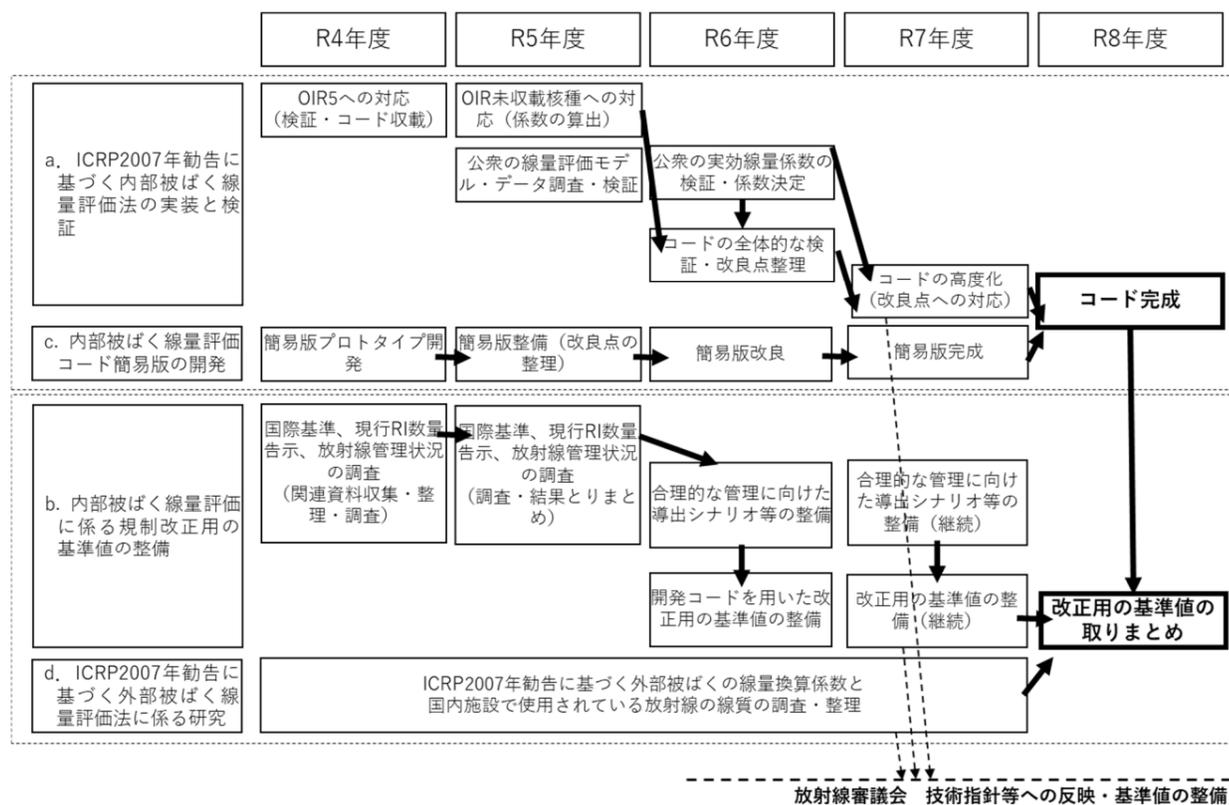
d. ICRP2007年勧告に基づく外部被ばく線量評価法に係る研究

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）被ばく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

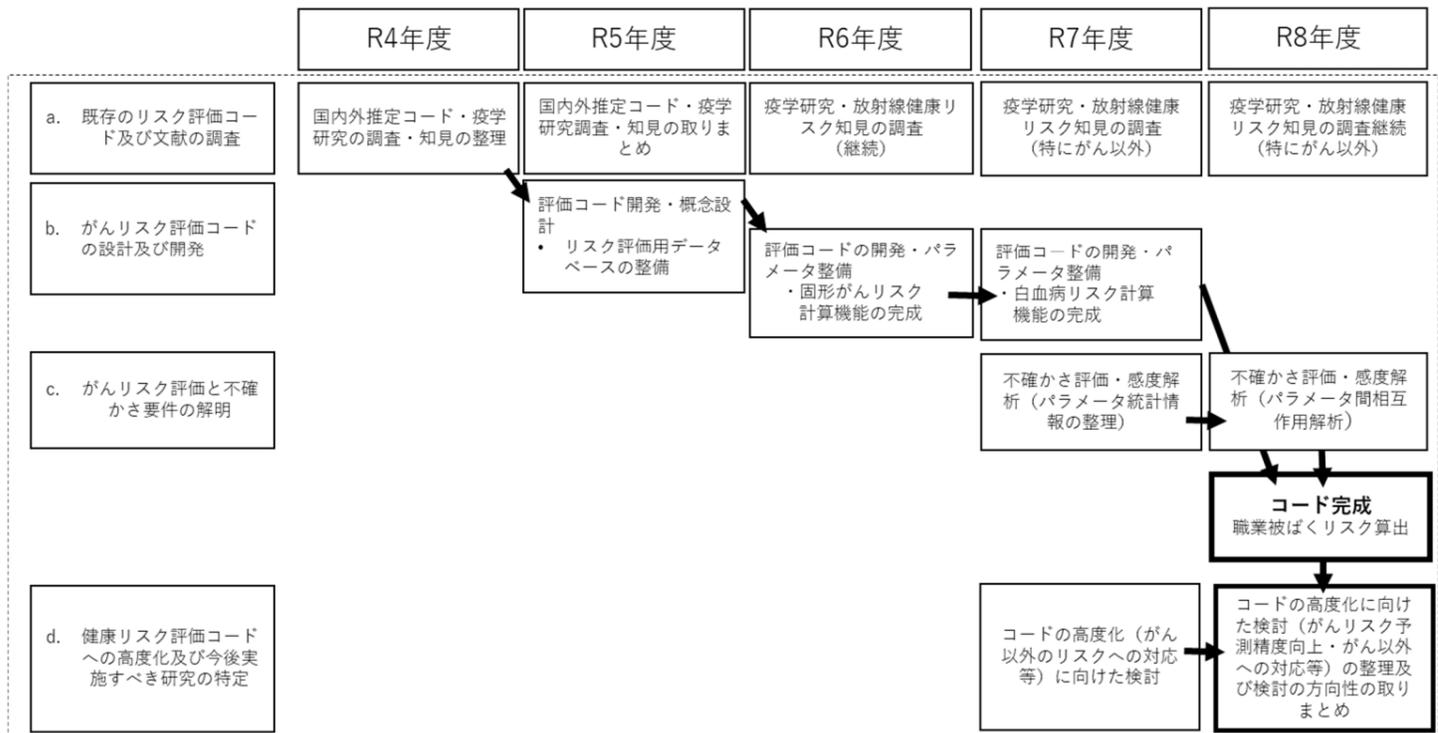
国内外で開発された既存のコード及び文献を調査する。リスクモデル、計算の仮定及び計算指標に加え、入力データとして必要なベースラインリスク等の情報を収集する。また、既存のコードの予測精度についても調査し、開発コードに求められる精度について調査を行う。調査結果をもとに既存コードの実用上の課題を明確にするとともに、放射線防護基準の策定、緊急時の防護措置の立案、事故後の評価等、それぞれの目的に応じたリスク評価のあり方について検討する。

・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。

<p>b. がんリスク評価コードの設計及び開発</p> <p>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。</p> <p>実施計画：</p> <p>【R5年度】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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ウンドリスクとして、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。</li> </ul> <p>【R6～7年度】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>c. がんリスク評価と不確かさ要因の解明</p> <p>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。</p> <p>実施計画：</p> <p>【R7年度】</p> <p>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。</p> <p>【R8年度】</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>実施計画：</p> <p>【R7年度】</p> <p>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。</p> <p>【R8年度】</p> <p>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。</p>
---

行程表（２）放射線健康リスク評価コードの開発



8. 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）】

- 高橋 知之 統括技術研究調査官
- 大町 康 技術計画専門職
- 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）
- 中嶋 純也 技術計画専門職
- 伊豆本 幸恵 技術研究調査官
- 高久 侑己 技術研究調査官
- 佐々木 瑛麻 技術研究調査官
- 本間 俊充 技術参与
- 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～R6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～R6年度）

【共同研究先】

なし

9. 備考

（１）被ばく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.  
ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44(2). 2015.
- (4) 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.
- (5) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45(3/4), 1-352. 2016.
- (6) ICRP, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4). 2017.
- (7) ICRP, Occupational intakes of radionuclides: Part 4. ICRP Publication 141. Ann. ICRP 48(2/3). 2019.
- (8) ICRP, Occupational intakes of radionuclides: Part 5. ICRP Publication 151. Ann. ICRP 51(1/2). 2022.
- (9) 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.
- (10) Manabe, K., et al., Development of a function calculating internal dose coefficients based on ICRP 2007 Recommendations. Bio Conf. 14: 03011. 2019.
- (11) 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.

（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. (in press).
- (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