

安全研究の評価結果（案）について（事前評価）

令和 3 年 1 月 2 7 日
原 子 力 規 制 庁

1. 評価の概要

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（改正令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定。以下「基本方針」という。）及び「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官決定。以下「評価実施要領」という。）に基づき、長官官房技術基盤グループで実施する安全研究プロジェクトを対象に、事前、中間評価及び事後評価を行うこととなっている。

長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、令和 3 年度（2021 年度）から実施予定の新規の安全研究プロジェクト 8 件について事前評価に係る自己評価を実施した。これらの自己評価を基に、原子力規制委員会による評価結果（案）を別紙のとおり取りまとめた。

2. 自己評価の方法

基本方針及び評価実施要領に基づき、下記のとおり自己評価を実施した。

2. 1 事前評価

基本方針に基づき作成した「「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」について」（令和 2 年 6 月 24 日原子力規制委員会了承。）に従い計画された新規の安全研究プロジェクトについて、その計画、成果目標及び研究手法の技術的妥当性等の自己評価を行った。具体的には、当該安全研究プロジェクトを実施するための研究計画を作成した上で、研究計画の適切性及び研究内容の技術的妥当性について、その適否を判定することにより評価を行った。

なお、評価においては、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性の評価に客観性を加味する観点から、技術評価検討会を開催し、外部の専門家の意見を聴取した。

<別紙、別添及び参考>

別紙 安全研究に係る事前評価結果（案）

別添 安全研究に係る自己評価結果（事前）

参考 1 「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官決定）（抜粋）

参考 2 「「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」について」（令和 2 年 6 月 24 日原子力規制委員会了承）（抜粋）

参考 3 事前評価対象安全研究プロジェクトの研究計画（技術評価検討会での議論を踏まえ朱記修正）

安全研究に係る事前評価結果（案）

別紙

令和3年1月27日
原子力規制委員会

1. 事前評価の進め方

1.1 評価の対象

長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、事前評価の対象となるプロジェクトは下表に示す8件である。これらは、実施方針に基づいて令和3年度からの実施が計画されたものである。

表 事前評価対象プロジェクト

	分野	プロジェクト名	実施期間（年度）
1	横断的原子力安全	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究	R3 - R6 (2021 - 2024)
2	横断的原子力安全	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	R3 - R6 (2021 - 2024)
3	横断的原子力安全	火災防護に係る影響評価に関する研究(フェーズ2)	R3 - R6 (2021 - 2024)
4	熱流動・核特性	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	R3 - R6 (2021 - 2024)
5	核燃料サイクル・廃棄物	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	R3 - R7 (2021 - 2025)
6	核燃料サイクル・廃棄物	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	R3 - R6 (2021 - 2024)
7	核燃料サイクル・廃棄物	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	R3 - R7 (2021 - 2025)
8	原子力災害対策・放射線規制等	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	R3 - R7 (2021 - 2025)

1.2 評価方法

基本方針及び評価実施要領に基づき原子力規制庁（技術基盤グループ）が実施した自己評価（別添）に基づき、評価プロセス及び評価結果の妥当性を確認した。

2. 事前評価結果

事前評価の対象となる8件の安全研究プロジェクトについて、実施方針と整合して研究実施内容が策定されていることを確認した。なお、技術評価検討会の際に外部専門家から受けた指摘や意見を踏まえた対応を行うことや、新たな知見等に基づき必要に応じて研究計画を見直すことが適当である。

安全研究に係る自己評価結果（事前）

別添

令和3年1月27日
原子力規制庁

I. 津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究（R3～R6（2021～2024））

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

- 従来の津波評価における初期水位の設定では、海底の地殻変動量の水平成分の影響が含まれるよう断層のすべり量を大きくして鉛直成分を設定し海面に与える方法が用いられてきた。近年、地震調査研究推進本部が公表した「津波レシピ」では、地殻変動の水平変位による寄与（以下「水平変位の寄与」という。）を直接的に考慮する方法が採用され、一般的になりつつある。R2年度までに実施した研究では、海溝軸付近の地形を模擬し、水平変位の寄与が海水面の水位変動に及ぼす影響を確認するために水理実験を行うとともに、同一条件で水平変位の寄与を考慮した方法による津波伝播解析を行った。その結果、同手法による解析水位が水理実験による水位を下回ったことから、津波初期水位の設定方法の改良・精緻化が必要である。
- これまでのプロジェクトでは津波堆積物に基づく津波波源推定手法を整備してきた。一方、過去の巨大津波について、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。また、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、そして、未発見であっても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う。これまでの研究成果を活用しつつ、津波堆積物の不確かさを考慮することにより、明確でなかった過去の巨大津波の波源を推定し、津波堆積物の不確かさと推定波源の相関関係を把握する手法を整備できる可能性がある。

2. 研究プロジェクトの目的

- 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メカニズムの解明と、その特徴を考慮したより精緻な津波の初期水位設定方法の改良を行い、津波評価手法に関する知見を拡充する。
- 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、津波堆積物調査を実施し、津波堆積物の不確かさを整理する。また、土砂移動モデルを用いた津波堆積物に基づく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。

3. 研究概要

- 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、R2 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を改良する。

- H28 年度までに整備した「津波堆積物に基づく津波波源推定手法」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。そのために、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及び、現地調査と年代分析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、データベースを作成する。これらの津波堆積物情報及び解析結果のデータベースを用いて、複数の具体的な津波波源を推定する。さらに、津波堆積物の不確かさと推定波源の相関関係を求める。

4. 地震・津波技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているが、レビューを確実にを行い、その結果を反映させるよう計画をブラッシュアップすることとの意見があった。本プロジェクトでは、常に国内外の最新知見をレビューして、その結果を踏まえ、必要に応じて計画を見直し、研究を進めることとする。
- 津波の初期水位設定方法の改良について、水理実験結果を説明できるようにすることと実地震による津波の初期水位設定方法の高精度化の間にはギャップがあり、その間をつなぐ研究ができるかどうか検討するよう意見があった。本研究では、室内実験と実津波をつなげられるよう、実験結果を説明できる無次元パラメータを検討し、初期水位設定方法に反映することを考える。
- 巨大津波の波源推定について、現計画のとおり、津波堆積物記録に内在する不確かさの影響を単純化しない形で成果を取りまとめるよう意見があった。本研究では、津波堆積物の不確かさを踏まえ、推定される波源が複数存在することを前提に、推定波源の確からしさを定量化する方法を検討し、研究を進める。
- 重大な見落としはないと考えられるが、成果のプロセスに対し定量的な指標を取り入れて計画の進行を管理して進めていくことが重要であるとの意見があった。本プロジェクトを進めていく過程において、これまでと同様に、年度ごとに業務計画管理表を作成し、定量的な目標を設定して進捗管理を行っていく計画である。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。津波初期水位の設定方法及び、既往の巨大津波の波源推定に関する課題に対応するため、水理実験、数値解析、津波堆積物の現地調査・分析を行い、津波評価及び波源推定に関する知見を蓄積するものであり、必要性の観点から適切である。成果の活用先について、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」の運用等に活用することが考えられ、適切である。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、国内外の最新の研究、知見を踏まえたものとなっており、調査・研究方法は妥当と考えられる。

(3) 研究計画（案）への反映

- 技術評価検討会において、研究計画（案）の見直しが必要となるコメントは無かったことから、研究計画（案）に従い研究を進める。ただし、研究を遂行していく過程において、水理実験の現象理解を深めるために粒子法などの3次元流体解析手法の導入など、必要に応じて研究計画を適宜見直すこととする。

Ⅱ. 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 (R3～R6 (2021～2024))

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

先行する研究プロジェクトでは、規制ニーズや研究シーズ等を踏まえて、外部事象における耐震、耐津波及び耐衝撃の各分野について施設の評価に係る研究を実施した。

(1) 耐震分野

新規制基準の策定以降、基準地震動 S_s の策定において不確かさを考慮すること等に加え、各施設の適合性に係る審査等では、より精緻な耐震評価が行われてきている。このため、施設の現実的な評価手法や実耐力の把握について知見の拡充が必要となっている。

- 建屋評価では、床や壁の三次元的な応答を精緻に評価するために、三次元解析を用いた耐震評価手法に係る知見を拡充した。今後の課題としては、さらなる精緻化として、非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性確認等が重要である。
- 地盤評価では、防潮堤周辺の礫質土地盤等の液状化による変形挙動を評価するために、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に係る知見を拡充した。今後の課題としては、礫質土地盤の液状化が施設へ与える影響の評価等が重要である。
- 設備評価では、設備の実耐力を把握するために、過去に実施された試験結果等を分析して耐震重要設備の耐震余裕を整理した。また、配管設備の地震時亀裂進展に係る評価手法を提案した。今後の課題としては、発電所の長期運転等の観点から大きな地震を経験した設備の耐震性や、新規制基準適用後に新たに導入された設備の耐震性の確認等が重要である。

(2) 耐津波分野

新規制基準において、施設に作用する津波波力等に対する規制要求が定められたことから、津波波力や漂流物の衝突力に対する評価について知見の拡充が必要となっている。

- 津波波力評価では、既往の津波漂流物による衝突評価式の妥当性を確認するために、漂流物の衝突実験を行い防潮堤への影響等を評価した。また、防潮堤前面に砂丘が存在する場合や基準津波を越える津波が防潮堤を越波した場合に、津波が防潮堤に作用する波力に与える影響についても実験により評価を行った。今後の課題としては、粘性のある堆積物が混入して大きな波力を生じる津波の発生条件等について知見を拡充することが重要である。

(3) 耐衝撃分野

新規制基準において、施設に作用する衝撃力等に対する規制要求が定められたことから、衝撃力に対する局部的損傷評価、全体的損傷評価及び機能評価について知見の拡充が必要となっている。

- 建屋評価では、飛翔体等の衝突に対する建物・構築物の局部的損傷、全体的損傷及び衝撃波の伝播性状を把握するために、実験及びシミュレーション解析によって、衝撃力に対する応答評価手法の適用性について検討した。今後の課題としては、構築物の設置状況や構造形状等を踏まえたより複雑な条件での衝突評価に係る知見の拡充等が重要である。
- 設備評価では、衝撃力に対する設備の挙動を把握するために、設備の衝撃振動試験を行い、設備の耐力を確認した。今後の課題としては、これまでに得られた知見に基づき、ガタ・摩擦系等を含む設備の応答に係る知見の拡充等が重要である。

2. 研究プロジェクトの目的

- 本研究プロジェクトは、地震、津波及び衝撃等の外部事象に対して、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に係る適合性審査及び「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律」に係る安全性向上評価に関する知見を拡充するため、施設のより現実的な応答や耐力に係る評価手法の妥当性等について、実験や解析を行い確認する。

3. 研究概要

- 耐震分野では、地震荷重作用時に低接地率状態となる建屋の応答挙動、温度荷重等の条件を踏まえた建屋の応答挙動及び建屋の地震観測等に基づいた地震応答解析モデルの精緻化に係る知見を拡充する。また、礫質土等の地盤の液状化による施設への影響等について遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充する。加えて、過去に大きな地震を経験した既設プラントを対象に、設備の基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握し、既往の評価手法の適用性を確認する。
- 耐津波分野では、沿岸の地形効果による影響が現れる条件について検討するとともに、必要に応じて防潮堤への作用波力に与える影響について把握する。
- 耐衝撃分野では、建屋・構築物等を対象に、飛翔体等による衝撃作用を受ける構築物の設置状況及び形状特性を考慮した安全性評価に係る知見を拡充する。また、設備の耐衝撃性能を把握するため、衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法を検討する。

4. 地震・津波技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 耐震分野については、建屋内の多数の観測点における地震記録等を分析することで得られた知見を他の建屋に展開するといった観点及び周辺地盤の観測記録も含めて建屋の三次元挙動の分析に活用することが重要である。また液状化の検討に関して、遠心模型実験の結果を実地盤の評価へ適用するには大型の装置による実験等で妥当性を確認する必要がある等の意見があった。本研究では、地盤の観測記録も取得して評価を行い、他の建屋の三次元挙動の評価へ展開することや、液状化に係る大型の試験も実施して研究を進めることとする。

- 耐津波分野については、津波波力が増加する要因の検討に加えて、作用波力の評価についても行う必要がある等の意見があった。本研究では、原子力発電所サイトにおける津波波力が増加する要因に関する検討を踏まえ、必要に応じて計画を見直し、研究を進めることとする。
- 耐衝撃分野については、岩盤の地質条件や外力の設定等、多面的な検討が必要であり、他分野の専門家からの知見を取り入れることが重要である等の意見があった。本研究では、適宜、幅広い分野の外部有識者の方からレビューを受けて研究に反映することとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。また、先行プロジェクトの成果を踏まえた研究計画（案）となっている。実施計画も年度毎に研究段階を踏まえた行程となっており、論文等の公表も含め最終目標を明確に設定していることから適切である。成果の活用先について、外部事象に対する応答及び耐力の評価に関連する審査ガイドの改正の検討を含めた安全性に係る評価の高度化並びに新規規制基準適合性に係る審査の際の判断に資する等に活用することが考えられ、適切である。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、国内外の最新の研究、知見を踏まえたものとなっており、調査・研究方法は妥当と考えられる。

(3) 研究計画（案）への反映

- 技術評価検討会において、研究計画（案）の見直しが必要となるコメントはなかったことから、研究計画（案）に従い研究を進める。研究の遂行に当たっては、新たな知見や研究成果等を踏まえ、必要に応じて研究計画を適宜見直すことを努める。

Ⅲ. 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）（R3～R6（2021～2024））

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題（新規PJが後継PJである場合）

（火災防護に係る影響評価に関する研究（H29～R2（2017～2020））

- 高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）の影響評価では、要素試験により HEAF 初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を取得したが、HEAF の影響範囲が明確でないという課題が残っている。
- 電気ケーブルの熱劣化評価では、火災時の計装・制御ケーブルの熱劣化による誤信号発生等の可能性に着目し、いくつかの電気ケーブルについて試験を行い、熱劣化に関する基礎的な知見を得た。今後の課題としては、実火災及び長期間使用環境下でのより現実的な熱劣化挙動の知見を取得する必要がある。
- 火災影響評価手法・解析コード等の整備では、これまで火災・HEAF 等の試験解析による解析モデルの妥当性に関する知見を拡充してきた。しかし、実機解析への適用性の検討が不足していることから、原子炉施設の実火災による影響を評価するための試験データの取得及び事象進展評価モデルの構築等を進め、実機解析へ適用可能となる火災影響評価手法等を整備する必要がある。

2. 研究プロジェクトの目的

- 火災防護に係る安全研究の成果を活用して作成され、制定された「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」及び「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。）」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見の取得を行うことを目的とする。

3. 研究概要

- HEAF の影響評価では、先行研究の知見を基に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及び HEAF の影響範囲を明確にするための爆発現象の熱・圧力に係るデータ、知見等を取得する。
- 電気ケーブルの熱劣化評価では、火災源近傍の電気ケーブル、高温ガス中に存在する電気ケーブル、トレイ内電気ケーブル等の火災時模擬環境下における熱劣化試験・解析を行い、試験データ、知見等を拡充するとともに電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。また、長期間使用を模擬した電気ケーブルの火災時模擬環境下における熱劣化挙動を評価する。
- 火災影響評価手法・解析コード等の整備では、電気ケーブル火災、電気盤火災、可燃性液体火災、防火設備等の火災、HEAF 等の試験データを取得して、検証と妥当性確認を行い実機適用可能な火災影響評価手法及び信頼性の高い解析コードを整備する。

4. プラント安全技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 火災防護に係る他業界の動向調査や他業界との連携も進めてはどうかとの意見があった。本研究では、今後他業界を含めた最新知見をレビューし、その結果を踏まえ、今後の計画に反映し研究を進めることとする。
- 新規プロジェクト(PJ)以外の火災に関する研究の位置づけを示すとともに重要度・緊急度を提示することにより、新規PJで対象としている項目の妥当性がより明確になるとの意見があった。本研究では、今後、OECD/NEA等からの情報と新規PJとの研究対象項目や技術レベルの相違等を踏まえた研究の重要度・緊急度を整理し、新規PJの研究項目の妥当性を明確にして研究を進めることとする。
- 評価手法や解析コードを規制の高度化に繋げる考え方について質問・意見等があった。これらの質問・意見等を踏まえ、本研究では、今後、現行規制での保守的な評価手法から、規制の高度化に資する合理的な評価手法の開発を進め、実機に即した解析モデル等を改良・整備する。
- 新規PJ終了後の計画が示されないと研究成果の規制への活用が十分かの判断ができないとの意見があった。これを踏まえ、新規PJの進捗等を踏まえながら、新規PJの終了後を視野に入れた計画を立案し、今後安全研究計画(個票)上で示していく。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画(案)の適切性： 適

- 研究計画(案)は実施方針と整合している。OECD/NEAの研究動向や米国NRCの動向等も踏まえるなど、最新知見を踏まえた研究計画(案)となっており適切である。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、国内外の最新の研究、知見を踏まえたものとなっており、調査・研究方法は妥当と考えられる。実施に当たっては技術評価検討会で出された意見を参考に、国内外で同様の研究を実施している機関や他業界の動向の把握に努め、常に技術的妥当性を確認しながら進める。

(3) 研究計画(案)への反映

- 技術評価検討会において、研究計画(案)の見直しが必要となるコメントは無かったことから、研究計画(案)に従い研究を進める。研究の遂行に当たっては、新たな知見や研究成果等を踏まえ、必要に応じて研究計画を適宜見直すことに努める。

IV. 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 (R3～R6 (2021～2024))

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

(1) 「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)」(H25～H29 (2013～2016))

- 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を導入し、ベンチマーク問題及び実験の解析を実施した。一方で、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評価に課題が残っている。
- 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が核特性パラメータに与える影響の技術的知見をとりまとめた。一方で、核分裂生成核種の収率や遅発中性子割合などの不確かさについては未検討である。

(2) 「国産システム解析コードの開発」(H26～H30 (2014～2018))

- 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をより精緻に把握するため、3次元詳細炉心動特性解析コード開発の調査及びプロトタイプの開発を実施した。今後、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を行い、実機炉心解析への適用に当たっての技術的課題を解決する必要がある。

2. 研究プロジェクトの目的

- 今後の安全性向上評価では、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が必要である。そこで、核特性解析の最適評価手法と不確かさ評価手法のそれぞれに関する技術基盤を構築することを目的とする。

3. 研究概要

- 反応度投入事象である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、TRACE/PARCS による標準的な炉心状態での燃料エンタルピ評価及び破損燃料棒数評価を実施する。
- 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、実機炉心解析に適用するための技術的課題である制御棒位置の変化を伴う事象の解析精度向上などについて検討する。
- 核分裂生成核種の収率や遅発中性子割合などの不確かさの伝播を考慮したベンチマーク問題の解析を実施し、核種組成解析や過渡解析の結果に与える影響に関する技術的知見をとりまとめる。

4. プラント安全技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発については、現時点で視野に入れている軽水炉だけでなく、研究炉や高速炉にも適用することを将来展望とするのが良い

との意見があった。本研究では、研究炉や高速炉に係る国内外の動向を注視し、対象とすることを検討していくこととする。

- 3次元詳細炉心動特性解析コードの妥当性確認をどのように実施していくかが今後の課題であるとの意見があった。本研究では、妥当性確認に活用可能な実験データの調査や解析結果の妥当性を評価する方法の検討を、引き続き実施するよう努めることとする。
- 核反応断面積などに係る不確かさデータ自体の妥当性(信頼性)についても検討するのが良いとの意見があった。本研究では、最新の知見・専門家内の議論を注視し、適時反映することに努めていくこととする。
- 研究成果を広く普及させるよう努めるのが良いとの意見があった。本研究では、得られた研究成果を学会発表や論文投稿により広く公開していくように努めることとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画(案)の適切性： 適

- 研究計画(案)は実施方針と整合している。核特性解析に関するこれまでの研究成果や最新知見を十分に踏まえた研究計画(案)となっており、適切である。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- プラント安全技術評価検討会において確認されたように、研究内容は技術的におおむね妥当と考えられる。なお、実施に当たってはプラント安全技術評価検討会で出された意見を参考に、3次元詳細炉心動特性解析コードの解析結果の妥当性を評価する方法や核反応断面積などに係る不確かさデータ自体の妥当性(信頼性)の検討に関する最新の知見を継続的に収集し、研究プロジェクトに適時反映する。

(3) 研究計画(案)への反映

- プラント安全技術評価検討会において、研究計画(案)の見直しが必要となるコメントは無かったことから、研究計画(案)に従い研究を進める。なお、プラント安全技術評価検討会での意見を踏まえ、熱水力解析及び燃料振る舞い解析との結合といった解析対象・範囲の拡張に資する国内外の研究動向についても注視し、必要に応じて研究計画へ反映するように努める。

V. 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 (R3～R7 (2021～2025))

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

(1) 再処理施設の蒸発乾固事象に関する研究

- リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討の観点から、再処理施設の蒸発乾固事象を対象に、「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」の4つの段階のうち、Ruの移行挙動に着目して、前者3つの段階における「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」等に関する試験データ等を取得し、技術的知見（例：廃液中の亜硝酸によるRuの気相移行抑制効果、放出経路中の水蒸気・硝酸蒸気・NO_xが揮発性Ruの移行挙動に与える影響）を整備した。
- 残された課題として、Csの移行挙動に着目した「乾固後の温度上昇段階」の知見（例：Cs等の準揮発性物質の移行挙動）、最新の再処理施設の重大事故対策や実施施設環境を踏まえた「沸騰初期段階」から「乾固段階」までのRuの移行挙動に関する知見（例：実廃液で想定される亜硝酸濃度の変動挙動）及び凝縮液へのRuの化学吸収効果に関する知見（例：亜硝酸濃度に応じたRuの化学吸収効果）の拡充が挙げられる。

(2) MOX燃料加工施設のグローブボックス火災に関する研究

- MOX燃料加工施設のグローブボックス（以下「GB」という。）火災に対する火災事象評価方法に関する技術的知見を整備する観点から、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を実施し、GB火災の進展に関する知見（GBパネル等の熱分解特性及び燃焼特性、燃焼に伴って発生するばい煙等のフィルタへの影響）を取得した。ただし上記知見は、小規模及び中規模のGB火災試験に基づくものであるため、残された課題として、実規模のGB火災の事象進展に関する知見の取得が挙げられる。

2. 研究プロジェクトの目的

- 原子力規制検査制度では、検査における優先度や検査結果に対する重要度を判断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、想定される全ての事故シナリオについてリスク評価を行うことにより、その相対的な重要度を明確にする必要がある。これを踏まえて、再処理施設及びMOX燃料加工施設のリスク情報に基づく検査に資することの一環として、より詳細なリスク評価結果を得るため、低頻度高影響の事象を含む重大事故等の事象進展シナリオを明確にすることを目的として以下の項目の技術的検討を行う。なお、これらの検討は、令和2年度までに実施した安全研究から得られた知見と合わせて実施する。

- (1) 蒸発乾固に関する放射性物質移行挙動
- (2) GB火災に関する燃焼挙動

- 本プロジェクトで得られた知見及び評価ツールは、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おいて、検査の優先度や検査結果に対する重要度を判断するため、事業者のリスク情報の妥当性確認に活用する。また、得られた知見は、リスク情報をまとめた検査資料や必要に応じて検査に係るガイドの参考情報として活用する。

3. 研究概要

(1) 再処理施設の蒸発乾固事象に関する研究

- 「乾固後の温度上昇段階」の条件下に拡張した放射性物質移行挙動データを取得する。これらのデータは、乾固後の温度上昇段階を想定した準揮発性物質(Cs 等)の挙動把握試験、乾固物の温度挙動を把握するための解析及び乾固物物性値測定により取得する。「沸騰初期段階」から「乾固段階」までを対象に、最新の再処理施設の重大事故対策や実施環境を踏まえて想定される条件下に拡張した Ru の移行挙動データを取得する。これらのデータは、実施条件（気相温度、NOx 等共存ガスの影響等）を考慮した揮発性 Ru の熱分解試験、実施で想定される高濃度硝酸条件における亜硝酸効果把握試験及び亜硝酸濃度の変動把握試験により取得する。また、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を拡充する。これらのデータは、凝縮液への Ru の化学吸収効果に関するより広範な条件（亜硝酸濃度、温度等）下における化学吸収効果の把握試験により取得する。

(2) MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災に関する研究

- 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。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。その際、換気系統の影響下における中規模及び実規模 GB 火災の挙動、開放空間における実規模 GB 火災の挙動、核燃料物質（粉末）への火勢の影響及び GB パネル材の燃焼挙動を分析対象とする。

4. 核燃料サイクル技術評価検討会における主な意見及びその対応

(1) 再処理施設の蒸発乾固事象に関する研究

- 試験計画では、最初の 1 年目でなるべく広い条件で試験を行い、2 年目、3 年目にフィードバックできる柔軟さを持たせた方がよいとのコメントがあった。本コメントを踏まえ、各年度での実施項目を固定するのではなく、試験結果の分析をフィードバックできる柔軟さを持たせるよう、計画を再検討することとする。
- 実験計画の立案及び解析結果の妥当性の確認には、解析コードを活用することが重要であることから、解析コード（小規模な解析モデルを含む。）の開発を促すコメントがあった。本コメントを踏まえ、本研究については解析コードの整備を最終的な目標とする。ただし、事故シナリオの理解や試験データ等が不十分であ

り、規制へ活用するためには多くの課題が残っていることから、本安全研究においては、まずは、「解析コード整備に関する課題の整理」を新たに研究項目として追加し、実施していくこととする。

- 模擬液と実液で挙動が異なるケースもあるものと推察されるため、小規模で良いので実液試験が計画できると良いのではないかとのコメントがあった。実廃液と模擬廃液の間で挙動が異なる可能性については、重要な観点であると認識しているものの、実廃液試験の実施が難しいことから、本コメントに対しては、まず、模擬廃液試験による技術的知見の収集・蓄積を行うこととする。

(2) MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災に関する研究

- 本研究で火災規模を変動因子としていることについて、規模以外の火災の特徴因子も十分に考慮する必要があるほか、数理モデル及びそれに基づく数値シミュレーション解析における発生気体やばい煙の量をパラメータとして、結果の変動範囲を包絡するべきとのコメントがあった。本コメントを踏まえ、火災規模以外の特徴因子について、結果への影響や変動範囲を把握するため、数値シミュレーション等の実施も含めて検討することとする。

(3) 蒸発乾固事象に関する研究及び GB 火災に関する研究共通

- 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえることについて、研究協定を締結している海外研究機関と現地調査やヒアリングを行って最新知見を年度ごとに反映すべきとのコメントがあった。このコメントを踏まえ、当該海外機関等との年次会合等をとおして、必要な知見を取得し、本プロジェクトに反映させることとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。また、先行調査の成果を踏まえた研究計画（案）となっており、論文公表も含め最終目標も明確に設定していることから適切である。さらに、成果の活用先についても、リスク情報を活用した原子力規制検査での活用を明確に示した研究計画（案）となっている。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、研究内容は、国内外の最新の研究、知見を踏まえたものとなっており、おおむね妥当である。なお、実施に当たっては、研究協定を締結している海外研究機関等との情報交換により得られる最新知見等を取得、反映しつつ、研究を進める。

(3) 研究計画（案）への反映

- 研究の実施に当たっては技術評価検討会で出された意見を参考に、蒸発乾固事象の試験計画の見直しや解析コード開発に関する検討を行うことなど研究計画（案）に適切に反映する。

VI. 廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究 (R3～R6 (2021～2024))

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

- 中深度処分の事業規則及び許可基準規則並びに審査ガイド等の整備に必要な科学的・技術的知見の整備を主たる目的として、廃棄物埋設地を設置する場所に係る自然事象の長期評価に関する研究、廃棄物埋設における性能評価手法に関する研究、地質環境及び水理環境モニタリングに関する研究を行った。具体的には、大局的な侵食の評価、地下水流動状況の把握、人工バリアの長期的な劣化に係る検討等を行った。
- 先行プロジェクトでは、規則の要件に資する知見の整備を中心に行ったが、中深度処分の廃棄物埋設施設の設置位置及び設計は、規則の最低限の要件を満たすだけでなく廃棄物の漏えいと生活環境への移行を低減するための優れた特性を持つことが必要となることから、審査等の判断に用いるために、より具体的な中深度処分の特性を想定した知見の整備が必要である。

2. 研究プロジェクトの目的

- 中深度処分の事業規則及び許可基準規則並びに審査ガイド等の整備を受けて、今後行われる審査等の際の判断に必要な知見の収集等を行う。具体的には、中深度処分の環境条件及び設計を想定して、地質環境、水理環境等の評価手法に関する科学的・技術的知見を整理する。また、地質環境及び水理環境のモニタリング及び閉鎖措置又は廃止措置における性能等の確認及び地下水等モニタリングについて具体的判断指標等について検討を行う。これらの科学的・技術的知見の抽出のために以下に示す項目について安全研究を行い、規制基準等へ反映すべき又は適用すべき判断指標等の整備を行う。

3. 研究概要

- 自然事象の長期評価に関する研究に関しては、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する火山活動、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、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え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以下に示す項目について、知見の整備等を行う。
 - a. 中深度処分における断層等に関する評価手法の研究
 - 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
 - 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
- 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に関しては、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以下に示す項目について、知見の整備等を行う。

- 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
- b. セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究
- 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
- 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）
 に関しては、廃棄物埋施設においては、ベースラインモニタリング、施設確認及び廃棄物確認、放射性物質の漏えいの監視、性能モニタリング等が必要である。これらに用いる観測孔は、適切に閉鎖が行われなければ、放射性物質が廃棄物埋施設から生活環境へ至る短絡経路になる可能性があることから、その閉鎖の確認が重要であるため、以下に示す項目について、知見の整備等を行う。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。
 - a. 閉鎖が不十分な観測及びその周辺（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
 - b. 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
 - c. 閉鎖後の水理試験による確認方法に関する検討
- 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に関しては、廃炉の進展等に伴って今後も新たな申請が行われることが想定されることから、更に適切な審査を行うため、以下に示す項目について検討を行う。
 - 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
 - b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究
 - c. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定

4. バックエンド技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 研究課題については必要とされるものと認められるが、「解析・実験の手法」「結果の評価手法」が資料に十分提示されていないとの意見があった。このため、断層等に関する評価手法の研究、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、セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究、岩盤の収着・移行現象に関する研究を中心として、具体的な手法についての追記を行うこととする。
- 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）について、「不十分に施工された閉塞部」の定義が重要である、微小亀裂等との関係も複雑でありサイト依存性が大きいのではないかとの意見があった。これに対して、適切に閉鎖されたことを、閉鎖した場所より手前側から確認しなければならない条件特有の困難さを説明し、また、サイト依存性を考慮した検討を行うこととする。
- 地層処分事業の進展を考えると、研究計画が中深度処分を中心としていることに偏りがあるのではないかとの意見があった。地層処分については今後の動向によって必要となった時点で検討することとする。
- 岩盤の力学状態と水理特性等に関する研究について、室内での力学／水理学連成試験について、処分坑道周辺の岩盤での地下水・物質移動の複合効果を実験的に観察するユニークな研究手段と思われるが、原位置試験との補完性について説明

できないか等の説明を求める意見があった。これらについて、研究計画（案）の記載を充実することとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。また、先行調査の成果を踏まえた研究計画（案）となっており、論文公表も含め最終目標も明確に設定していることから適切である。さらに、成果の活用先についても、中深度処分の審査ガイド等での活用を明確に示した研究計画（案）となっている。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、研究内容はおおむね妥当である。なお、実施に当たっては技術評価検討会で出された意見を参考に、国内外で同様の研究を実施している機関との協力や情報交換に努め、常に技術的妥当性を確認しながら進める。

(3) 研究計画（案）への反映

- 研究の実施に当たっては技術評価検討会で出された意見を参考に、断層等に関する評価手法の研究、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、セメント系人工バリアの長期性能評価手法の研究、岩盤の収着・移行現象に関する研究を中心として、具体的な手法についての説明を追記する。

Ⅶ. 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（R3～R6（2021～2024））

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

- クリアランスに関しては、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。）のクリアランスレベル相当の放射能濃度の導出を行った。今後は、これら新規クリアランス対象物の放射能濃度の測定において、定量評価結果の信頼性が確保されていることの妥当性の確認に課題がある。
- 廃棄体等に関しては、ドラム缶に固型化した従来の構造の廃棄体の放射能濃度の評価方法の妥当性の確認手段を検討してきた。今後は、角形容器等の新たな形状の廃棄体等が想定されるため、それらの放射能濃度の評価方法の妥当性の確認に課題がある。また、中深度処分及び研究施設等廃棄物等の埋設事業においては、廃棄体のインベントリ及び核種の放出率並びに処分システムにおける物理化学的環境変化による核種の化学種の変化に基づく移行挙動変化の考慮が行われると考えられるところ、その妥当性の確認に課題がある。
- 廃止措置については、廃止措置の終了確認の具体的方法に関する知見を蓄積した。原子力規制検査の開始により、リスクの高い活動に着目した検査が行われるようになったところ、廃止措置工程全体のリスク評価手法に課題がある。

2. 研究プロジェクトの目的

- 事業（変更）許可申請及び後続規制における、クリアランス検認、廃棄物等の安全性の確認並びに廃止措置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。
- クリアランス検認に関しては、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。
- 廃棄体等の安全性確認に関しては、ソースターム設定の妥当性等を評価するための情報を整備するとともに、新規廃棄体等の放射能濃度測定精度への影響要因について検討する。
- 廃止措置に関しては、主要工程における放射性物質の飛散等に関する知見を基にしたリスク評価方法を検討する。
- 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、長半減期放射性核種等の定量評価、測定における不確かさ等について知見を蓄積する。

3. 研究概要

- 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。

- 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、事業（変更）許可の審査において、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環境変化に伴う核種移行挙動等に関する情報を獲得する。
- また、炉規法第 51 条の 6 第 2 項に基づく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。
- 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関連事象を整理し、廃止措置活動のリスクに関する科学的・技術的知見を取得する。
- 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（ ^{90}Sr 、 ^{93}Zr 、 ^{129}I 、U 同位体等）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。

4. バックエンド技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 廃止措置リスク評価において、必要に応じて行うとされる廃止措置安全評価コード改良に関して、本コードの位置づけと改良の内容について明確にすることが望まれるとの意見があった。本コードは廃止措置終了確認の判断に活用するために廃止措置終了後にサイトに残存する放射性物質による被ばく線量を評価するために開発されたものであるという位置づけを安全研究計画に補足するとともに、本コードの改良として廃止措置作業中に環境に放出された放射性物質の移行及び影響を評価するための機能拡張をその必要性も含めて検討することを予定していることから、研究の進捗に伴いその必要性を明確化した段階で安全研究計画に反映しながら研究を進めることとする。
- 廃棄体等の安全性確認のソースターム設定等に関する検討において実施する試験に関して、試験条件・方法を十分検討した上で設定することが望まれるなど、研究に用いる具体的な手法等の明確化に関する意見があった。御指摘を踏まえ、研究の進捗に伴いそれぞれの必要性を明確化した段階で安全研究計画に反映しながら研究を進めることとする。
- 全体として海外類似事例とその背景を調査しながら研究を深化させることが望ましいとの意見があった。御指摘を踏まえ、海外類似事例の調査結果を十分に精査しつつ、研究を進めることとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。また、先行調査の成果を踏まえた研究計画（案）となっており、論文公表も含め最終目標も明確に設定していることから適切である。さらに、成果の活用先についても、クリアランス、廃止措置、廃棄体に係る審査、検査での活用を明確に示した研究計画（案）となっている。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、国内外の最新の研究、知見を踏まえたものとなっており、調査・研究方法は妥当と考えられる。

(3) 研究計画（案）への反映

- 研究の実施にあたっては技術評価検討会で出された意見を参考に、研究の進捗に伴う調査の結果に基づき、具体的な実施内容を検討する試験等について必要に応じて研究計画（案）に適切に反映するように努める。

VIII. 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（R3～R7（2021～2025））

1. 先行する研究プロジェクトの成果と課題

- 先行する研究プロジェクトはなし。

2. 研究プロジェクトの目的

- 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。
 - 新規制基準に適合した沸騰水型原子炉（BWR）について、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（以下「EAL」という。）を見直すこと
 - 様々な事故シナリオを想定し、新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このため、EAL の適切性を確認するための手法を整備するとともに、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。

3. 研究概要

- 特定重大事故等対処施設等を組み込んだ解析モデルを作成し、事故時における運転員のプラントの緩和操作を考慮した事故進展解析を行う。事故進展解析の結果から、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。
- 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。防護措置実施を検討するための参考情報を取得するため、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により、防護措置の効果等に係る知見を取得する。

4. シビアアクシデント技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 動的なシナリオに対応した EAL の検討を行うべきとの意見があった。動的解析の技術的成熟度を考慮しながら研究を進め、長期的な課題として捉えることとする。
- 事象やイベントの不完全性や部分的な成功・失敗の扱いに伴う不確かさについては、排除可能な保守性の検討においても有用な知見であるため、将来の課題として位置づけるべきとの意見があった。不確かさの取扱いについては、長期的な課題として、別途、研究を進めることとする。
- 国内外の既往研究の内容を示すべきとの意見があり、追記することとする。

5. 事前評価結果

(1) 研究計画（案）の適切性： 適

- 研究計画（案）は実施方針と整合している。成果も適時公表する予定としており、最終目標に向けた適切な実施計画である。また、研究で得られる知見は、特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の見直し等に寄与するものである。

(2) 研究内容の技術的妥当性： 適

- 技術評価検討会において確認されたように、研究内容は技術的におおむね妥当である。研究内容は、国内外の先行研究等で得られた最新知見を踏まえて計画しており、技術的に妥当であると判断する。

(3) 研究計画（案）への反映

- 研究の実施にあたっては技術評価検討会で出された意見を参考に、今後も常に国内外の規制及び研究動向をキャッチアップし、研究計画（案）に適切に反映するように努める。

技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者

(1) プラント安全技術評価検討会

外部専門家

北田 孝典 大阪大学大学院工学研究科教授
五福 明夫 岡山大学大学院ヘルスシステム統合科学研究科教授
山路 哲史 早稲田大学理工学術院先進理工学研究科准教授

専門技術者

新井 健司 東芝エネルギーシステムズ株式会社磯子エンジニアリングセンター
原子力安全システム設計部担当部長
梅澤 成光 MHI NSエンジニアリング株式会社技師長
溝上 伸也 東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進カンパニー
福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出しプログラム部部長

(2) シビアアクシデント技術評価検討会

外部専門家

糸井 達哉 東京大学大学院工学系研究科准教授
牟田 仁 東京都市大学大学院総合理工学研究科准教授
守田 幸路 九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門教授

専門技術者

倉本 孝弘 株式会社原子力エンジニアリング解析サービス本部
解析技術グループ部長兼リスク評価グループ部長
高橋 浩道 三菱重工業株式会社原子力セグメント炉心・安全技術部
田原 美香 東芝エネルギーシステムズ株式会社磯子エンジニアリングセンター
原子力安全システム設計部安全システム技術第二グループフェロー

(3) 核燃料サイクル技術評価検討会

外部専門家

浅沼 徳子 東海大学工学部原子力工学科准教授
榎田 洋一 名古屋大学大学院工学研究科教授
本間 俊司 埼玉大学工学部応用化学科准教授
村松 健 東京都市大学工学部原子力安全工学科客員教授

専門技術者

中林 弘樹 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所
再処理廃止措置技術開発センター廃止措置推進室
廃止措置技術グループマネージャー

(4) バックエンド技術評価検討会

外部専門家

井口 哲夫 名古屋大学名誉教授
小崎 完 北海道大学大学院工学研究院応用量子科学部門教授
新堀 雄一 東北大学大学院工学研究科教授
山元 孝広 国立研究開発法人産業技術総合研究所地質調査総合センター
活断層・火山研究部門副研究部門長

専門技術者

井口 幸弘 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構敦賀廃止措置実証部門
敦賀廃止措置実証本部技術主席
佐々木 泰 日本原燃株式会社埋設事業部開発設計部部長
中居 邦浩 日揮株式会社プロジェクトソリューション本部
原子カソリューション部チーフエンジニア

(5) 地震・津波技術評価検討会

外部専門家

糸井 達哉 東京大学大学院工学系研究科准教授
岩田 知孝 京都大学防災研究所教授
酒井 直樹 国立研究開発法人防災科学技術研究所
先端的研究施設利活用センター副センター長

専門技術者

梅木 芳人 中部電力株式会社原子力本部原子力土建部設計管理グループ課長
土志田 潔 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター上席研究員
松山 昌史 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター
企画運営チーム研究参事

安全研究プロジェクトの評価実施要領

平成31年4月16日
原子力規制庁

(中略)

3. 安全研究プロジェクトの評価

安全研究プロジェクトの評価は、事前評価（3. 1）、中間評価（3. 2）及び事後評価（3. 3）についてそれぞれ行う。この際、これらの評価に連続性と一貫性を持たせるため、以下の視点から一貫した評価を行う。

- ・ 目標・成果の適切性
- ・ 技術的妥当性
- ・ 研究の管理の適切性

3. 1 事前評価

(1) 事前評価の目的

事前評価は、基本方針に基づき原則として毎年度作成する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（以下「実施方針」という。）に従い計画された新規の安全研究プロジェクト（後継の安全研究プロジェクトも含む。）について、その計画、成果目標及び研究手法の技術的妥当性等を確認することを目的とする。

(2) 事前評価結果の活用

事前評価の結果は、安全研究プロジェクトの開始前に策定する研究計画（研究の背景、目的、知見の活用先、研究概要、実施計画（成果の公表計画も含む。）等を定めたものをいう。以下同じ。）の変更の要否の判断等に活用する。

(3) 事前評価の実施時期

事前評価は、安全研究プロジェクト開始の前年度の12月以降に行う。また、事前評価は、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性の評価について客観性を確保するため、技術評価検討会（外部専門家の評価及び意見並びに産業界等の専門的な技術的知見を有する者（専門技術者）の意見を聴取するための公開会合をいう。以下同じ。）¹での議論を経た上で行うものとする。

¹技術評価検討会における外部専門家については、公正性及び中立性確保の観点から、利害関係者が評価に加わらないよう十分に配慮する。なお、評価の視点は、①国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか、②解析実施手法、実験方法が適切か、③解析実施手法及び実験方法が適切か、並びに④重大な見落とし（観点の欠落）がないかの4点とする。

(4) 事前評価の手法及び評価項目

事前評価は、様式 1 による当該安全研究プロジェクトを実施するための研究計画を作成した上で、次の評価項目についてその適否を判定することにより行う。

ア. 研究計画案の適切性（以下の観点を踏まえ判定する。）

- ・ 研究計画案と実施方針の整合性
- ・ 成果目標及び実施計画（成果の公表計画も含む。）の適切性
- ・ 成果の活用先の有無等

イ. 研究内容の技術的妥当性

(5) 事前評価の手続

安全研究プロジェクトを担当する安全技術管理官等（安全技術管理官又はその代理として技術基盤グループ長が指名する者をいう。）（以下「担当安全技術管理官等」という。）は、技術評価検討会での意見等を踏まえ、評価項目ごとに研究計画の適否について（中略）評価案を作成し、それを原子力規制委員会へ諮るものとする。

（以下略）

研究計画

1. プロジェクト	担当部署		
	担当責任者		
2. カテゴリー・研究分野	主担当者		
3. 背景			
4. 目的			
5. 知見の活用先			
6. 安全研究概要	実施行程表		
	実施項目	〇〇年度	〇〇年度
	(1) 〇〇〇〇	〇〇 (実施内容)	〇〇 (実施内容)
		〇〇年度	成果の公表 ▽
7. 実施計画			
8. 実施体制			
9. 備考			

「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」について

令和2年6月24日
原子力規制委員会

1. これまでの経緯

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（改正 令和元年5月29日原子力規制委員会）において、安全研究プロジェクトの企画に関し、原子力規制委員会は、原則として毎年度、次年度以降を対象とした「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（以下「実施方針」という。）を策定することとしている。

2. 今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針

「原子力規制委員会第2期中期目標」（令和2年2月原子力規制委員会）では、審査・検査におけるリスク情報の活用、廃止措置の安全・確実な実施、放射性廃棄物の処理・処分やクリアランスの円滑な実施のための規制上の対応等を原子力規制活動の継続的な改善等のための課題として挙げており、安全研究に関しては、「規制上の課題を踏まえた安全研究を行い、最新の科学的・技術的知見を蓄積する」としている。これら及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」という。）から得られた教訓、国際原子力機関（IAEA）の総合規制評価サービス（IRRS）における指摘、審査、検査等の原子力規制活動の経験、海外規制機関の動向等を踏まえ、今後推進すべき安全研究の分野を「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」として選定し、それぞれの分野における令和3年度以降の安全研究の実施方針を、以下の5つのカテゴリーに分けて整理した。各カテゴリーの実施方針の詳細については別紙に示す。

- 横断的原子力安全
- 原子炉施設
- 核燃料サイクル・廃棄物
- 原子力災害対策・放射線規制等
- 技術基盤の構築・維持

3. その他・研究環境の整備等

原子力規制庁の技術的独立性のためには、原子力規制庁自身が推進側から独立した研究基盤を持つ必要があり、原子力規制庁職員が実験施設を用いた研究活動を効果的に行えるよう研究機関との連携（共同研究、人材育成など）を強化していく。

また、原子力規制庁以外の安全研究を実施する研究機関においても、必要となる試験研究施設や装置の維持・拡張等を含む今後の安全研究技術基盤の構築・維持を進め、安全研究の実施体制が強化されるべきである。

「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」 (令和3年度以降の安全研究に向けて)

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(改正 令和元年5月29日原子力規制委員会)に基づき、令和3年度以降を対象とした「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」(以下「実施方針」という。)を以下のように定める。

1. 令和3年度以降の実実施方針

【 横断的原子力安全 】

A) 外部事象(地震、津波、火山等)

1) 研究の必要性

外部事象のうち我が国において原子力安全への影響が大きい地震・津波等はそれらの規模、発生頻度等の不確かさが大きく、また、1F事故の教訓から稀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た。このため、地震・津波等の規模や発生頻度(ハザード)に係る研究について過去の安全研究で得られた知見等の蓄積を基に継続的・発展的に実施するとともに、これから重要性が増していくリスク評価を考慮した地震・津波に対する建屋、機器、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)に係る評価の精度向上等に係る研究に取り組むことは重要である。

A-1 <ハザード関連>

2-1) これまでの研究の動向

地震については、震源を特定せず策定する地震動における標準的な応答スペクトルを検討するとともに、調査や地震動解析結果から、震源断層パラメータの推定及びそれに伴う不確かさに関する知見を蓄積した。さらに、断層の活動性評価の手法整備のために、東日本を対象とした火山灰年代の評価を行うとともに、深部ボーリングにより採取した断層破砕物質の分析結果から、断層の定量的な年代評価に関する知見及び鉱物脈の生成深度評価に関する知見を取得した。

津波については、津波の発生要因となる地震の規模や発生頻度に係る不確かさが確率論的津波ハザードに与える影響に関する知見を蓄積した。また、海底地すべり起因の津波を対象とした模型実験を行い、既往の地すべり安定性評価手法の適用性に関する知見を蓄積した。さらに、海溝軸付近で発生する津波地震を対象に、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に関する知見を蓄積した。

火山については、過去の火山活動の詳細履歴や、噴火開始から終息までの噴火進展プロセス等に関する知見を蓄積した。

3-1) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(短期的課題)

A-1-1 震源近傍の地震動を評価するための手法を整備する。

(中長期的課題)

A-1-2 火山観測に有効な手法を具体化するために、過去の巨大噴火時のマグマ溜まりの深さやマグマ滞留時間等の知見を得る。

A-1-3 地震に係る震源断層パラメータ、その不確かさの取扱い方法等を検討し、確率論的ハザード評価の信頼性向上を図る。

A-1-4 地震起因の断層の判断に活用するために、鉱物の結晶構造の特徴等に関する知見を蓄積するとともに火山灰等を用いた断層の活動性評価手法を整備する。

A-1-5 海溝軸付近で発生する津波の初期水位を精緻化するために、初期水位の生成過程に関する知見を蓄積し、より高精度な設定方法を整備する。

A-1-6 過去の津波発生に関する知見を拡充するために、津波波源が明確になっていない既往の巨大津波の具体的な津波波源を推定する。

4-1) R3 年度以降の実施方針

3-1) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

震源近傍の地震動評価では、地震発生層以浅の震源断層パラメータの不確かさの分析を行い、断層破壊による影響及び断層モデル法を検証する(課題 A-1-1)。

津波評価では、海溝軸付近で発生する津波の初期水位について、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、初期水位の生成過程を模擬した水理実験を行いデータを取得する。さらに、水理実験を踏まえてより高精度な初期水位設定方法を整備する(課題 A-1-5)。

また、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、津波堆積物調査を実施するとともに、過年度に整備した土砂移動モデルによる波源推定手法を用いて具体的な津波波源を推定する(課題 A-1-6)。

断層の活動性評価では、地すべり等による変位・変形構造を示す試料及び断層破碎物質をトレンチ調査等により採取し、鉱物の化学組成、結晶構造の特徴、年代の推定等に関する知見を蓄積し、地すべり等の滑り面と地震起因の断層を識別する際の手法の適用性を確認する。また、火山灰年代評価対象を西日本へ拡張し、火山灰、古環境学的イベントに係る地質情報に基づく活動性評価手法を整備する(課題 A-1-4)。

火山観測手法等の整備では、過去に大規模噴火を起こした火山を対象に、マグマ溜まりの深さやマグマ滞留時間等の噴火に至る準備過程に関する知見の蓄積等を行う(課題 A-1-2)。

さらに、確率論的ハザード評価の信頼性向上の観点から、浅部断層破壊を含めたモデルによる地震動評価を行い、地震動策定における不確実さ設定時の考え方を整理する。(課題 A-1-3)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 外部事象分野 ハザード関連における安全研究プロジェクト
 - ① 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 (R2-R5) (課題 A-1-1、課題 A-1-3 対応)
 - ② 津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究 (新規 R3-R6) (課題 A-1-5、課題 A-1-6 対応)
 - ③ 断層の活動性評価に関する研究 (R2-R5) (課題 A-1-4 対応)
 - ④ 大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究 (R1-R5) (課題 A-1-2 対応)

A-2 <フラジリティ関連>

2-2) これまでの研究の動向

建屋・構築物の3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整理した。埋め立て地盤の液化化については、遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充した。

また、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、洗掘及び津波漂流物による影響等を評価した。

さらに、飛翔体等の衝突に対する建屋・構築物の局部損傷及び全体損傷に対する試験並びにシミュレーション解析を行い、衝突時の耐力評価手法を検討した。

3-2) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(短期的課題)

A-2-1 施設の設置条件や荷重条件等を踏まえた耐震解析モデルの精緻化を行う。

(中長期的課題)

A-2-1 施設の設置条件や荷重条件等を踏まえた耐震解析モデルの精緻化を行う。

A-2-2 地盤の液化化による施設への影響等に係る知見を拡充する。

A-2-3 大きな地震を経験した設備に対して、基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握し、既往の評価手法の適用性を確認する。

A-2-4 津波に対する沿岸の地形効果の発生条件及び波力を把握する。

A-2-5 飛翔体等による衝撃作用を受ける施設の設置条件等を考慮した評価に係る知見を拡充する。また、衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法を検討する。

4-2) R3 年度以降の実施方針

3-2) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下の

とおりとする。

地震については、地震荷重作用時に低接地率状態となる建屋の応答挙動に係る知見を拡充する（課題 A-2-1 短期）とともに温度荷重等の条件を踏まえた建屋の応答挙動に係る知見を拡充する（課題 A-2-1 中長期）。また、礫質土等の地盤の液状化による施設への影響等について遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充する（課題 A-2-2）。加えて、過去に大きな地震を経験した既設プラントを対象に、設備の基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握し、既往の評価手法の適用性を確認する（課題 A-2-3）。

津波については、沿岸の地形効果による影響が現れる条件について検討するとともに、防潮堤への作用波力に与える影響について把握する（課題 A-2-4）。

衝突・衝撃については、建屋・構造物等を対象に、飛翔体等による衝撃作用を受ける構造物の設置状況及び形状特性を考慮した安全性評価に係る知見を拡充する。また、設備の耐衝撃性能を把握するため、衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法を検討する（課題 A-2-5）

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 外部事象分野 フラジリティ関連における安全研究プロジェクト

⑤ 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（新規 R3-R6）（課題 A-2-1、課題 A-2-2、課題 A-2-3、課題 A-2-4、課題 A-2-5 対応）

B) 火災防護

1) 研究の必要性

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、様々な火災事象（火災起因の事象も含む）について一層のリスク低減を図るための研究を継続的に行うことが重要である。

2) これまでの研究の動向

東日本大震災時の東北電力女川原子力発電所で発生したアーク火災に着目し、高エネルギーアーク損傷（HEAF）試験を実施し、対策の検討に向けたデータを取得するとともに、ケーブル等の可燃物について火災データの取得と解析コードの整備をしてきた。また、電気ケーブルの熱劣化評価手法の整備にあたっては、発熱速度、輻射熱及び想定シナリオに基づく火災影響のデータ等を取得した。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

（短期的課題）

B-1 HEAF 初期の爆発現象における圧力の急激な発生及び伝播に関する知見を取得する。

(中長期的課題)

- B-2 熱劣化による計装・制御ケーブルの誤信号、電気ケーブルの外部被覆が損傷することによる短絡・地絡・混触等に関する最新知見に基づき、電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

HEAF に関しては爆発現象等に着目した試験データの取得を行い、現象等を定量的に把握することで、爆発事象に係る影響評価手法を整備する(課題 B-1)。

また、原子力施設における火災防護対策の有効性評価の精度向上に資するため、原子力施設の火災による二次的な影響を評価するための事象進展評価モデルの構築等を進める(課題 B-1、課題 B-2)。

さらに、また、電気ケーブルに関しては火災に至る前までの技術的知見を取得するため熱劣化等に着目した試験データを取得する(課題 B-2)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 火災防護分野における安全研究プロジェクト

- ⑥ 火災防護に係る影響評価に関する研究(フェーズ 2)(新規 R3-R6)
(課題 B-1、課題 B-2 対応)

C) 人的組織的要因

1) 研究の必要性

原子力施設は機器設備と共に人間や組織も構成要素の一部を成している。人間や組織は柔軟性や緊急時の対応能力等に優れる一方で、パフォーマンスにばらつきが大きく不安定な面がある。原子力施設の高い安全性を維持、向上させていくに当たっては、人間や組織の長所及び短所を踏まえて人的過誤の発生を抑制し信頼性を向上させる方策を評価するための研究が重要である。また、IRRS において、人的組織的要因を設計段階で体系的に考慮することが重要であるとの指摘があった。

2) これまでの研究の動向

人的組織的要因を設計段階から体系的に考慮する規制要件を明確にするため、関連する規制や技術の最新動向を調査した。その結果、人間の活動が直接関わる原子炉制御室等の設計を評価する人間工学の適用のあり方について技術的知見を蓄積した。また、重大事故において、不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する方法論を検討し、その知見を人間工学設計評価に適用する手法についても基礎的な検討を行った。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のと

おり設定する。

(短期的課題)

C-1 重大事故時の対応における原子炉制御室等の人間工学設計を評価するための技術的根拠を整備する。

(中長期的課題)

C-2 重大事故時の対応において人間工学設計の評価に適用する人間信頼性解析手法を整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

原子炉制御室、現場制御盤、可搬型設備を含む重大事故等対処設備等に関する重大事故時の人間工学設計を評価するために、重大事故に適用するヒューマンマシンインタフェース、手順書、教育訓練プログラムの妥当性を確認する手法及び施設運用中の人的パフォーマンスを監視する手法の技術的根拠を整備する(課題 C-1)。特に重要な人間信頼性解析手法については、最新知見に基づくタスク分析手法を整備し、重大事故時の状況の不確実性や複雑化する人間の認知行動を分析評価するための解析ツールを開発する(課題 C-2)。上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 人的組織的要因分野における安全研究プロジェクト

⑦ 人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究(R1-R4)(課題 C-1、課題 C-2 対応)

【 原子炉施設 】

D) リスク評価

1) 研究の必要性

リスク評価に関する研究は、安全確保の重要な技術基盤であり、今後の原子力規制の中心となる手法を提供することが期待される。特に、R2 年度に施行された原子力規制検査にリスク情報を活用していく研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けて、事業者の取組の実効的な監視・評価のために、内部事象における確率論的リスク評価(PRA)から得られる情報に基づいた性能指標(PI)、個別事項の重要度等の指標となりうる要素及び項目を検討し、検査官が使用するリスク指標ツール等の整備を進めた。また、原子力規制検査で用いる事業者の内部事象PRAモデルの適切性を確認する上で必要となる知見等を蓄積した。

さらに、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくとされる技術分野である内部火災及び内部溢水PRA手法、外部事象PRA(地震PRA、津波PRA、その他の外部事象、多数基立地サイトのPRA)手法を検討してきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- D-1 原子力規制検査に適用する外部事象及び停止時の PRA モデルの適切性を確認する手法、検査指摘事項の重要度評価手法等を整備する。
- D-2 内部火災 PRA 手法及び内部溢水 PRA 手法の開発を進める。また、内部事象について、人的過誤確率の計算ツール、レベル 1.5PRA までの一貫した解析手法及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する。
- D-3 起因事象を精緻化した地震 PRA 手法、建屋内浸水挙動を考慮した津波 PRA 手法を整備する。

(中長期的課題)

- D-4 複合災害における PRA 手法、隣接サイトにおける事故影響を考慮した PRA 手法等を整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

原子力規制検査に適用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要となる知見を蓄積するとともに、リスク評価手法及びリスク指標ツール、検査指摘事項の重要度評価手法等の継続的な精緻化を進める(課題 D-1)。また、将来的な活用に向けた内部火災及び内部溢水 PRA 手法、地震及び津波の PRA 手法の高度化を行うとともに、レベル 1.5PRA までの一貫した解析手法及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する(課題 D-2、課題 D-3)。さらに、地震と津波の複合ハザードに対する PRA 手法、地震あるいは津波による隣接サイトの事故影響を考慮した PRA 手法等を整備し、段階的にリスク情報を拡充していく(課題 D-4)。

なお、原子炉施設において用いているレベル 1PRA については、PRA の基本的な技術的要素を含んでいることから、できるだけ多くの職員が携わることで、PRA 技術の習得や理解を深める機会であることに留意して研究プロジェクトを運営する。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ リスク評価分野における安全研究プロジェクト

- ⑧ 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 (H29-R3) (課題 D-1、課題 D-2、課題 D-3、課題 D-4 対応)

E) シビアアクシデント (軽水炉)

1) 研究の必要性

重大事故時の物理化学現象の支配要因及び解析上の不確実さの程度を把握するため、実験を通じた現象の解明と得られた知見に基づく解析コードの開発を行う研究が重要であ

る。また、これら物理化学現象の不確かさの程度を評価し、継続的に見直しを行うための決定論及び確率論の両面の解析手法の整備を推進する研究が必要である。

2) これまでの研究の動向

重大事故時の物理化学現象等について国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充してきた。その中で、放射性物質のプール水中での除去効果及び構造壁への付着挙動、格納容器内の熱流動挙動、熔融燃料のプール水中での冷却挙動について代表的な条件での実験データを取得し、各現象における不確かさの大きな要因を特定してきた。

また、これら特定した物理化学現象の不確かさの要因を含めて、詳細なメカニズムを考慮した熔融燃料-冷却材相互作用 (FCI)、熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI)、デブリベッド形成及び冷却性、デブリベッドからの放射性物質放出等の解析コードを開発し、技術基盤の構築を進めてきた。

さらに、このように構築された技術基盤及びPRAを活用して、重要な物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度と不確かさに関する評価手法の整備を進めるとともに、各事故シーケンスを解析して、事故シーケンスとソースタームの特徴の整理を進めてきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- E-1 重大事故時の物理化学現象の不確かさの程度を把握するための実験的知見を拡充し、その分析を通じて解明したメカニズムに基づく解析コードを開発する。
- E-2 物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度の評価、PRAにより抽出される事故シーケンス及びソースタームの総合評価、ソースターム放出後の環境への影響評価等を評価する手法を整備し技術基盤を整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

これまでの実験で特定した不確かさが大きい要因を対象とした実験を行い、格納容器破損防止対策等の重大事故時対応に影響を及ぼす可能性がある熔融デブリの冷却性、MCCI、放射性物質の化学的挙動を考慮した移行、除去効果等の現象解明と解析コードの整備を継続的に進める(課題E-1)。

また、これらの成果とレベル2PRA(ソースターム評価)及びレベル3PRA(環境影響評価)から得られる知見を相互に活用するとともに、ソースターム放出等に関するデータベースを整備する(課題E-2)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- シビアアクシデント(軽水炉)分野における安全研究プロジェクト

- ⑨ 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験 (R2-R7) (課題 E-1 対応)
- ⑩ 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) (課題 E-1 対応)
- ⑪ 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) (課題 E-2 対応)

F) 熱流動・核特性

1) 研究の必要性

事業者が講じた安全対策によって生じた安全余裕を定量的に把握し規制に適切に反映させるためには、原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故に至るおそれがある事故」を対象に事業者が実施する解析評価の妥当性確認に必要な解析手法を整備するとともに、整備した最適評価コードを用いて、事故時の現実的なプラント挙動の知見を拡充・取得していく研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

原子炉の安全評価、異常発生時対応等に資するため、既存の最適評価コードを用いて重大事故に至るおそれがある事故等の解析を行うとともに、最新知見等に基づいた解析機能を適時に反映できる熱流動解析コードを開発してきた。核特性解析コード開発については、解析手法の選定並びにプロトタイプの開発及び検証を行ってきた。

また、事故時の熱流動挙動の把握、解析コードの妥当性確認や複雑な現象の物理モデルの開発等のため、熱流動実験を実施して、事故時の重要現象の詳細な機構解明に係るデータを取得してきた。

さらに、不確かさを考慮した最適評価手法（以下「BEPU手法」という。）についての課題抽出のために予備的な調査・検討を行ってきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- F-1 設計基準事象から重大事故に至るおそれのある事故までを対象とした熱流動特性を評価するための最適評価コード及び BEPU 手法を整備する。
- F-2 設計基準事象から重大事故に至るおそれのある事故までを対象として、その現実的な実機炉心核特性を評価するための最適評価コード及び BEPU 手法を整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

熱流動分野については、最適評価コードに実験データに基づく詳細現象の物理モデルを

導入するとともに、設計基準事象及び重大事故に至るおそれがある事故について解析を行い、事故時の現実的なプラント挙動の知見を拡充する。また、事故時の重要現象及びプラント挙動に係る実験的知見を拡充する。さらに、設計基準事象に対しては、BEPU 手法を整備して適用し、不確かさを考慮したプラント挙動を評価する（課題F-1）。

核特性分野については、最適評価手法整備の一環として、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を行うとともに、RIA 時の局所ボイド発生の影響等の事象を網羅して実過渡解析を行うための技術基盤を構築する。また、不確かさ評価手法整備の一環として、これまで適用経験のある静特性計算に加え、燃焼計算及び動特性計算に拡大するとともに、最新の評価済み核データライブラリで整備されている不確かさデータに係る最新知見を導入する（課題F-2）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 熱流動・核特性分野における安全研究プロジェクト
 - ⑫ 原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究（R1-R4）（課題 F-1 対応）
 - ⑬ 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
（新規 R3-R6）（課題 F-2 対応）

G) 核燃料

1) 研究の必要性

燃料の燃焼が進むことにより、従来知見とは異なる燃料破損挙動等が異常な過渡変化や設計基準事故を模擬した試験において観察されている。燃料の安全性をより確かなものとするために、高燃焼度化の影響に関して、試験データ等を取得する研究を行うとともに、従来、注目されていなかった状況下での燃料挙動等についても知見を取得し、最新知見に基づいて現行基準の妥当性を確認して、必要に応じて規制基準等の見直しを検討していくことが重要である。

2) これまでの研究の動向

高燃焼度対応改良ジルコニウム合金被覆管の照射成長試験を実施した。また、水素吸収した燃料被覆管の延性及び外面割れ破損については、炉外試験を実施し、試験結果の評価を行った。冷却材喪失事故（LOCA）時挙動については、照射済高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬試験を実施するとともに、国際協力プロジェクトへ参加し、燃料破損挙動変化に関する技術情報を入手・評価した。また、反応度投入事故（RIA）時挙動については、改良ジルコニウム合金被覆管を用いた高燃焼度対応改良燃料の RIA 模擬試験を実施し、従来より低い燃料発熱量での燃料破損を確認した。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

（短期的課題）

G-1 RIA 模擬試験において得られた試験データ（従来より低い燃料発熱量での改良

型燃料の破損)の一般性を確認する。

(中長期的課題)

- G-2 現行基準等制定時には考慮されていない燃料破損挙動が炉心の冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な技術知見を取得する。
- G-3 事故を経験した燃料の耐震性等、研究事例が少ない状況下での燃料特性・挙動について知見を取得する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

研究炉を用いた RIA 模擬試験及び試験燃料棒の詳細観察・分析を実施し、従来より低い燃料発熱量での燃料破損について、その原因に関する知見を取得する。(課題 G-1)

事故模擬試験及び分離効果試験等を実施し、燃料棒外への燃料ペレット片放出等、現行基準制定時には考慮されていない燃料破損が発生する条件や破損メカニズム等について知見を取得する。(課題 G-2)

事故を経験して劣化した燃料の冷却可能形状維持の確認の観点から、事故後の燃料耐震性評価に必要な知見を取得する。さらに、設計基準事故を超える条件での燃料損傷挙動について知見を取得する。(課題 G-3)。

また、事故耐性の向上を目指した新しい燃料の健全性評価手法の検討や、設計基準事故及びそれを超える事故時の燃料健全性に係るより科学的合理性の高い判断基準の検討に資する研究にも取り組む。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 核燃料分野における安全研究プロジェクト

- ⑭ 事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究 (R1-R5) (課題 G-1、課題 G-2、課題 G-3 対応)

H) 材料・構造

1) 研究の必要性

運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査では、発電所の長期供用に伴い顕在化し、機器・構造物の機能低下を引き起こす可能性がある経年劣化事象に対して、最大 60 年にわたって規制基準等に適合することを確認している。これらを確認する上で必要となる経年劣化事象に対する最新知見を拡充するための研究が重要である。

また、重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価に係る技術的な知見の取得が重要である。

2) これまでの研究の動向

原子炉圧力容器等の金属材料、ケーブルの劣化予測等に関する研究を実施してきた。原子炉圧力容器の中性子照射脆化については、破壊じん性等の機械特性データを取得すると

ともに、監視試験データに対して統計的解析手法を用いて、鋼材の化学成分、中性子照射条件等が脆化に及ぼす影響について評価した。

また、電気・計装設備の健全性評価手法の整備については、安全上重要なケーブル等について、加速劣化手法により模擬的に経年劣化を付与したケーブル等の重大事故模擬環境下における絶縁性能データ等を取得し、経年劣化及び重大事故環境を考慮した健全性評価手法を検討してきた。さらに、重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価に係る知見を取得するための要素試験を実施してきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(短期的課題)

H-1 原子炉格納容器の終局的耐力の評価に資する知見を取得する。

(中長期的課題)

H-2 廃止措置中の実用炉等から取り出した実機材料を活用し、これまで整備してきた経年劣化事象に対する知見を検証する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価のために、格納容器鋼材の種々の延性破壊モードに係る知見を取得する(課題H-1)。

また、実機材料を活用した試験等を行い、中性子照射脆化、熱時効、電気・計装設備の絶縁低下等の経年劣化事象に係る健全性評価手法の妥当性を検証するとともに、機器の健全性に関する知見を蓄積する(課題H-2)。

さらに、原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価の科学的合理性を高める研究にも取り組んでいく。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 材料・構造分野における安全研究プロジェクト

⑮ 重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究(H29-R3)(課題H-1 対応)

⑯ 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究(R2-R6)(課題H-2 対応)

I) 特定原子力施設

1) 研究の必要性

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業の安全性向上に資するため、燃料デブリ取出し時の核特性評価に使用する知見及び放射性物質の放出による線量評価に資する知見を取得していく研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

1F 事故により、多様な性状（燃料デブリの組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等）の燃料デブリが生じていることから、燃料デブリの性状をパラメータとした核特性評価及び取出し作業時の線量評価のための手法及びデータを整備し、燃料デブリ取出し時の臨界管理に向けての技術知見の取得を行ってきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

（中長期的課題）

- I-1 東京電力福島第一原子力発電所では多様な性状（燃料デブリの組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等）の燃料デブリが生じていることから、燃料デブリの性状をパラメータとした核特性評価及び取出し作業時の線量評価のための手法及びデータを整備する。

4) R3 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

燃料デブリの性状の不確かさを踏まえて臨界に至る条件の判断や取出し作業時の放射線量の評価に資する手法とデータを解析と実験により整備する。また、燃料デブリ中の未燃焼 Gd の分布等が臨界管理に及ぼす影響について検討し、手法の高度化及びデータの拡充を図る（課題 I-1）。

なお、廃炉措置に対する事業者の具体的計画について情報収集を行い、これに合わせて検討項目を適時見直しする。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 特定原子力施設分野における安全研究プロジェクト
 - ⑰ 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 (H26-R3) (課題 I-1 対応)

【 核燃料サイクル・廃棄物 】

J) 核燃料サイクル施設

1) 研究の必要性

加工施設及び再処理施設に対する将来的なリスク情報の活用に資するために、内部火災等に関するリスク評価手法の整備を行うとともに、これらの施設で発生する可能性のある重大事故等について、より詳細な解析及び試験を実施し、リスク評価を行う上での不確かさを低減させていく研究が重要である。

放射性物質の貯蔵・輸送において、新たに活用が見込まれる解析コードによる評価手法及び検証と妥当性確認の手法の知見を拡充するための研究が重要である。

J-1 <加工施設・再処理施設関連>

2-1) これまでの研究の動向

内部事象及び地震を対象としたリスク評価手法の整備を行うとともに、グローブボックス火災の事象進展及び影響評価に適用する解析コードの妥当性確認及び蒸発乾固事象に係る試験等により、重大事故等に関する科学的・技術的知見を取得した。また、内部火災に関するリスク評価手法を検討してきた。

3-1) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

J-1-1 核燃料施設の新検査制度におけるリスク評価の活用を見据え、必要となる科学的・技術的知見を取得する。

4-1) R3 年度以降の実施方針

3-1)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

重大事故等の事象進展シナリオを明確にする際のツールを整備する必要があり、その一環として、再処理施設の蒸発乾固について低頻度高影響となる事象進展シナリオの明確化のための試験データを取得する。MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災について実規模のグローブボックス火災試験データ等に基づくベンチマーク解析により、火災事象進展を評価するための解析コードの妥当性確認を行う。さらに長期的には、事業者のリスク評価モデルの確認で生じた技術的課題を解決するため、内的事象のリスク評価手順の高度化を必要に応じて行う(課題 J-1-1)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 核燃料サイクル施設分野 加工施設・再処理施設関連における安全研究プロジェクト
 - ⑱ 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
(新規 R3-R7) (課題 J-1-1 対応)

J-2 <放射性物質の貯蔵・輸送関連>

2-2) これまでの研究の動向

核燃料輸送物及び使用済燃料貯蔵容器(金属キャスク)、並びに使用済燃料貯蔵施設の遮蔽評価に対してモンテカルロコードを適用している諸外国におけるコードの検証と妥当性確認の手法について調査した。

3-2) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

J-2-1 モンテカルロコード及び専用の断面積ライブラリを用いた遮蔽評価の手法及び検証と妥当性確認の手法の知見を拡充する。

4-2) R3 年度以降の実施方針

3-2) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

前年度作成した検証と妥当性確認の手順案の適用性を確認するために、対象解析コードを選定し、手順案に沿ってコードの検証 (Verification) 作業を行い、その進捗も考慮しながらコードの妥当性確認 (Validation) 作業を行う。(課題 J-2-1)

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 核燃料サイクル施設分野 放射性物質の貯蔵・輸送関連における安全研究プロジェクト
 - ⑱ 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究 (R2-R5) (課題 J-2-1 対応)

K) 放射性廃棄物埋設施設

1) 研究の必要性

廃炉等に伴う放射性廃棄物の埋設のうち、中深度処分に係る規制については、これまでの第二種廃棄物埋設等に関する研究の成果を用いて規制の考え方が取りまとめられ、さらに規制基準等の検討が進められている。今後、整備された規制基準等に基づく審査で必要となる科学的・技術的知見を取得する研究が重要である。また、中深度処分施設のモニタリング等に関する審査ガイドの策定に向けて、水理・地質学的事象等を把握する研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

第二種廃棄物埋設施設のうち、中深度処分の規制基準等の整備に向けた廃棄物埋設施設の位置の要件に係る科学的・技術的知見を取得した。また、中深度処分の規制基準に関連する審査ガイド等の整備として、隆起・侵食、断層等の自然事象に関する長期の評価に係る科学的・技術的知見、さらに、バリアシステムの長期性能の評価に係る科学的・技術的知見、廃棄物埋設施設の閉鎖措置の際の性能確認モニタリング等の地下水流動や核種移行へ影響する要因の分析に係る科学的・技術的知見等の取得を進めてきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- K-1 第二種廃棄物埋設のうち、中深度処分の構成する人工バリアの材料特性及び長期性能評価、天然バリアの地盤特性及び長期安定性評価、これらバリアの性能確認等のモニタリングの整備に係る科学的・技術的知見等の蓄積を行う。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

天然バリアの自然事象を考慮した長期特性に関する研究、廃棄物埋設における長期性能に関する研究、廃棄物埋設におけるシナリオ・線量評価に関する研究、モニタリングによる性能確認に関する研究を行う。また、より基礎的な岩盤の力学状態と水理特性、岩盤への収着特性等に関する研究も実施する(課題K-1)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 放射性廃棄物埋設施設分野における安全研究プロジェクト

⑳ 廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究(新規R3-R6)(課題K-1対応)

L) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

事業許可申請及び後続規制における廃棄体等の安全性の確認、廃止措置リスクの定量化、及びクリアランスの検認を適切に行う上で、必要となる科学的・技術的知見を取得し、蓄積する必要がある。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集め、測定における不確かさ等について知見を蓄積する必要がある。

2) これまでの研究の動向

放射化金属を含む新たな廃棄体等に対する放射能濃度評価方法の妥当性を確認する方法を検討した。また、新規クリアランス対象物のうち、アスベスト及びPCBに対する放射能濃度評価方法の妥当性の確認方法の検討及び濃度上限値の設定を実施した。さらに、廃止措置の終了確認に関して年線量基準に相当する放射能濃度の導出方法を検討した。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- L-1 今後クリアランス対象物の量の増加や多様化が予想されるため、クリアランスの判断における放射能濃度測定の定量評価の妥当性確認手段を整備する。
- L-2 トレンチ処分対象物及び中深度処分対象物の放射能濃度評価において、放射能

- 濃度評価に与える影響度及び評価精度を定量的に把握する。
- L-3 実用発電用原子炉の廃止措置に関して、廃止措置活動におけるリスクを評価する方法を検討する。
 - L-4 今後認可申請が想定される研究施設等廃棄物処分において評価の対象となる核種のインベントリ及び廃棄体からの浸出挙動を把握する観点から放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価に関する知見を蓄積する。
 - L-5 放射線核種分析に必要な前処理分離等様々な最新要素技術に関し、長半減期放射性核種の分析結果の定量評価に係る信頼性確保のために求められる科学的・技術的知見を蓄積する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

クリアランスに係る放射能濃度の定量評価と信頼性確保に必要な技術について調査、検討及び試験を実施し、留意事項を整理する(課題L-1)。

廃棄体及びコンクリート等廃棄物に対し、数値シミュレーション等を用いて各種パラメータの及ぼす影響度合いを定量的に把握する。また、トレンチ処分における大量の廃棄体等を一括して測定する場合に考慮すべき要素についての知見を整理する(課題L-2)。

実用発電用原子炉の廃止措置リスクに関する定性的な知見を基に、事故発生記録等に照らしてリスクを評価する方法を検討する(課題L-3)。

今後認可申請が想定される研究施設等の廃棄物処分においては、広く知見の収集と整理を行う(課題L-4)。

放射線核種分析に必要な前処理等様々な最新要素技術に関し、最新の方法による核種分析に関する研究を行い、最新要素技術における技術的留意点を抽出し知見を蓄積する(課題L-5)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 廃止措置・クリアランス分野における安全研究プロジェクト

- ① 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(新規 R3-R6)(課題L-1、課題L-2、課題L-3、課題L-4、課題L-5 対応)

【 原子力災害対策・放射線規制等 】

M) 原子力災害対策

1) 研究の必要性

IRRS において放射線防護に関する資源配分の強化を行う必要性を指摘されたことを踏まえ、放射線防護措置の改善等に資する調査研究を体系的・効率的に取り組むことは重要である。

2) これまでの研究の動向

緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）については、EALに該当する緊急事態の事象と炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等のリスク指標との関係を整理してきた。また、原子力災害時における屋内退避による被ばく線量の低減効果等に係る技術的な知見を取得してきた。

さらに、放射線防護措置の改善等に資する調査研究を行う放射線安全規制研究戦略的推進事業において「原子力・放射線緊急事態における被ばく線量評価手法に関する研究」に関する1件の調査研究及び「原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究」に関する2件の調査研究を実施中である。また、「放射性物質による多数の汚染・傷病者の初期対応に係る技術的課題の検討」に関して、発災直後の面的な放射線モニタリング体制のための技術的研究を推進している。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

（中長期的課題）

M-1 原子力災害対策の実効性向上のための技術的知見の取得を行う。

M-2 特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL 判断に必要な技術的知見を取得する。

4) R3 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

事故進展に応じたプラントの状況等を検討し、特定重大事故等対処施設及び多様性拡張設備を考慮した EAL 判断に必要な技術的知見を取得する。なお、EAL の見直し等に係る検討状況を研究の実施内容及びスケジュールに反映する。また、確率論的環境影響評価手法を用いた評価を行い、防護措置実施を検討するための技術的知見をとりまとめる（課題 M-1、課題 M-2）。

放射線安全規制研究戦略的推進事業等において、原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究を実施する（課題 M-1 対応）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 原子力災害対策分野における安全研究プロジェクト

② 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（新規 R3-R7）（課題 M-1、課題 M-2 対応）

③ 放射線安全規制研究戦略的推進事業（H29-）（課題 M-1 対応）

N) 放射線規制・管理

1) 研究の必要性

IRRS において放射線防護に関する資源配分の強化を行う必要性を指摘されたことを踏まえ、放射線障害防止に係る規制等に資する調査研究を体系的・効率的に取り組むことは重要である。

2) これまでの研究の動向

放射線防護については、眼の水晶体に係る新しい等価線量限度の国内規制への取り入れのため、眼の水晶体の被ばくの実態把握、線量評価手法の確立、適切な防護手段の策定等に係る調査研究を行った。

放射線規制については、医療等に用いられている加速器が装置の耐用年数を迎え、今後更新に伴う廃棄が見込まれることを踏まえて、放射性同位元素等規制法におけるクリアランスの制度運用のための調査研究や、核医学施設等で用いられる短寿命 α 核種の合理的な放射線規制のための調査研究を行ってきた。また令和元年度より、国際的知見の国内放射線規制関係法令への取り入れ後の運用に係る共通課題の解決のための調査研究を実施中である。さらに令和2年度より、ICRP2007年勧告等を踏まえた実効線量換算係数及び線量限度の見直しを、国内の許認可で用いられる遮蔽線量評価に適切に反映する手順を開発し、その技術ガイドを策定する研究を行っている。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、放射線安全規制研究戦略的推進事業において放射線規制の改善に資する調査研究を推進する。

4) R3年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R3年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

放射線安全規制研究戦略的推進事業において、令和2年度実施の結果を踏まえ、方向性を精査した上で規制の基盤となる研究及び規制の整備・運用に必要な調査研究を実施する。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 放射線規制・管理分野における安全研究プロジェクト

②③ 放射線安全規制研究戦略的推進事業 (H29-)

0) 保障措置・核物質防護

1) 研究の必要性

保障措置については、我が国の原子力平和利用を国際社会に示す観点から、国際的要請等を勘案し、IAEAに認定されたネットワークラボの一員として国際的な取組に貢献する必要がある。本件は、中立性や独立性への配慮、研究資源の投入についての優先付け、成果の評価方法等について、原子力安全規制に係る安全研究とは異なる扱いが必要となる。

核物質防護については、最新のIAEA勧告の内容を国内規制に取り入れ、おおむね国際的水準に遜色のない枠組みが確立されているところ、引き続き防護措置水準の維持・向上

と国内規制の一層の高度化を図ることが必要である。

なお、保障措置・核物質防護分野については、原子力安全規制に係る安全研究とは性質が異なることから、安全研究プロジェクトの枠外で実施するものとする。

2) これまでの研究の動向

保障措置については、IAEA に認定されたネットワークラボの一員として国際的な取組に貢献するため、少量の核燃料物質の取扱いが許可されている化学処理設備や極微量分析装置を備えたクリーンルーム実験施設における新規分析手法の開発調査及び既存分析手法の適応化試験に係る調査を通して、環境サンプル試料の分析技術を維持・高度化を図った。

核物質防護については、防護措置水準の維持・向上と国内規制の一層の高度化を図るため、国内外における核物質防護に対する取組の動向について情報収集等を行った。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、保障措置については、環境サンプル試料の分析に関する他国のネットワークラボと同等の技術の維持及び更なる高度化のための研究を実施する。核物質防護については、海外の規制動向を踏まえて、原子力施設等の核物質防護規制の高度化を図るため、核物質防護に対する取組の動向の情報収集等を実施する。

4) R3 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R3 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

保障措置については、引き続き、環境サンプル試料の分析技術を維持しつつ更なる高度化を継続的に図る。核物質防護については、引き続き、国内外における核物質防護に対する取組の動向について情報収集等を継続していく。

【 技術基盤の構築・維持 】

原子力規制を行う上で必要となる技術分野については、当面のところ緊急性が高い研究課題が無い場合であっても、長期的な技術基盤の構築・維持のための研究を推進し、技術の空洞化を防ぐとともに、日々の原子力規制のなかで必要となる技術課題等に即応できる環境を整備していく。

2. 令和3年度の安全研究プロジェクト

表 1 に令和2年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和3年度に実施すべき安全研究プロジェクトを示す。令和2年度に行っている 22 件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和3年度の安全研究プロジェクトは 23 件となった。その概要を別添のとおり整理した。なお、規制課題への対処の必要性等から切れ目無い研究の実施を要する研究課題に係る安全研究プロジェクトが令和2年度に終了する場合は、引き続き令和3年

度から後継プロジェクトを実施することとする。

令和3年度に実施する個々の安全研究プロジェクトは、今後、原子力規制庁が研究テーマの設定及び研究実施内容の策定を行う過程において、本実施方針に基づき具体的に企画し、安全研究計画を原子力規制委員会のweb ページで公開する。なお、今後の情勢の変化等を踏まえ、当該概要から必要に応じて研究の実施概要が適宜変わる可能性がある。

表1 令和2年度および令和3年度の安全研究プロジェクト

黄色網掛け；令和2年度終了プロジェクト、緑色網掛け；令和3年度新規プロジェクト

No.	令和2年度 安全研究プロジェクト	No.	令和3年度 安全研究プロジェクト
1	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	1	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
2	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	2	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究 (R3 新規予定)
3	断層の活動性評価に関する研究	3	断層の活動性評価に関する研究
4	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究	4	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究
5	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	5	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 (R3 新規予定)
6	火災防護に係る影響評価に関する研究	6	火災防護に係る影響評価に関する研究 (フェーズ2) (R3 新規予定)
7	人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究	7	人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究
8	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	8	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
9	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	9	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
10	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	10	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
11	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	11	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
12	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	12	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究
	-	13	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 (R3 新規予定)
13	燃料健全性に関する規制高度化研究		-
14	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	14	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究
15	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	15	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究
16	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	16	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
17	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	17	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
18	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	18	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 (R3 新規予定)
19	使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究	19	使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究
20	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方法に関する研究	20	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究 (R3 新規予定)
21	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究	21	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 (R3 新規予定)
	-	22	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 (R3 新規予定)
22	放射線安全規制研究戦略的推進事業	23	放射線安全規制研究戦略的推進事業

**事前評価対象安全研究プロジェクトの研究計画
(技術評価検討会での議論を踏まえ朱記修正)**

研究計画（案）

1. プロジェクト	2. 津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究	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	杉野 英治 首席技術研究調査官
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	杉野 英治 首席技術研究調査官
3. 背景	<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（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（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、「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」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「D03. 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。これらの成果の一部^{参 8)-9)}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「2. 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^{参 5)-7)}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。（印刷中を含む。）</p> <p>上記の安全研究の成果を踏まえ、海溝軸付近で発生する津波については、水理実験の結果から既往の初期水位の設定方法^{参 1)}では十分に再現できない現象が見られたことから、津波初期水位の設定方法の改良・精緻化する必要がある。また、適合性審査では、策定された基準津波の妥当性の判断として、歴史記録の津波痕跡高情報や津波堆積物情報、これらを用いて推定された既往津波の地震規模及び波源位置に関する情報が活用されている。しかし、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。また、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定性不確かさが伴う。上記の安全研究で整備した「津波堆積物に基づく津波波源推定手法^{参 4)}」を活用し、津波堆積物の不確定性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、津波堆積物の不確定性不確かさと推定波源の相関関係を把握することが重要である。</p>		
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、津波堆積物調査を実施し、津波堆積物の不確定性不確かさを整理する。また、土砂移動モデルを用いた津波堆積物に基づく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、津波堆積物の不確定性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>本プロジェクトの実施項目で得られた成果等は、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」に関連する NRA 技術報告の作成及び安全性に係る評価の高度化に資する。</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」（改正 令和元年5月29日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

(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】

津波の初期水位の設定に当たっては、海底の地殻変動量（鉛直成分）分布を海面に与える方法が従来用いられてきた。既往研究^{参1)}では、地殻変動の水平変位による鉛直成分への寄与を考慮する方法が示されており、これを基本とする考え方も一般的になりつつある（図1）。しかし、R2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^{参4)}。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、R2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。

本研究テーマの実施項目は以下のとおりである。

- (a) 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。
- (b) 津波の初期水位の生成過程を明らかにするために、海溝軸付近で発生する津波を模擬し、R2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。
- (c) 実現象を考慮した津波初期水位の設定のため、水理実験結果を踏まえ、既往の初期水位の設定方法を改良する。
- (d) 上記の改良方法を用いて既往津波のインバージョン解析を行い、津波波源のすべり量分布を推定し、改良方法の効果を確認する。上記の改良方法を既往の津波の再現解析に適用して、沿岸部での水位に及ぼす影響を確認する。

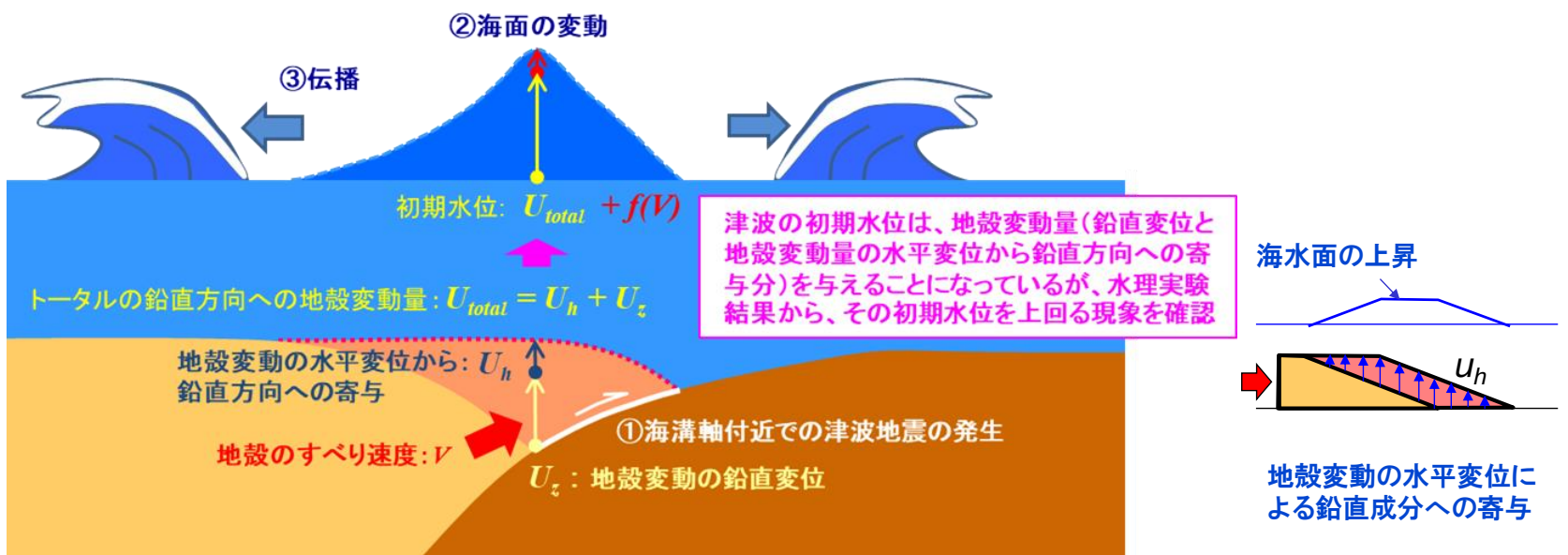


図1 津波初期水位設定のイメージ

6. 安全研究概要
(始期: R3年度)
(終期: R6年度)

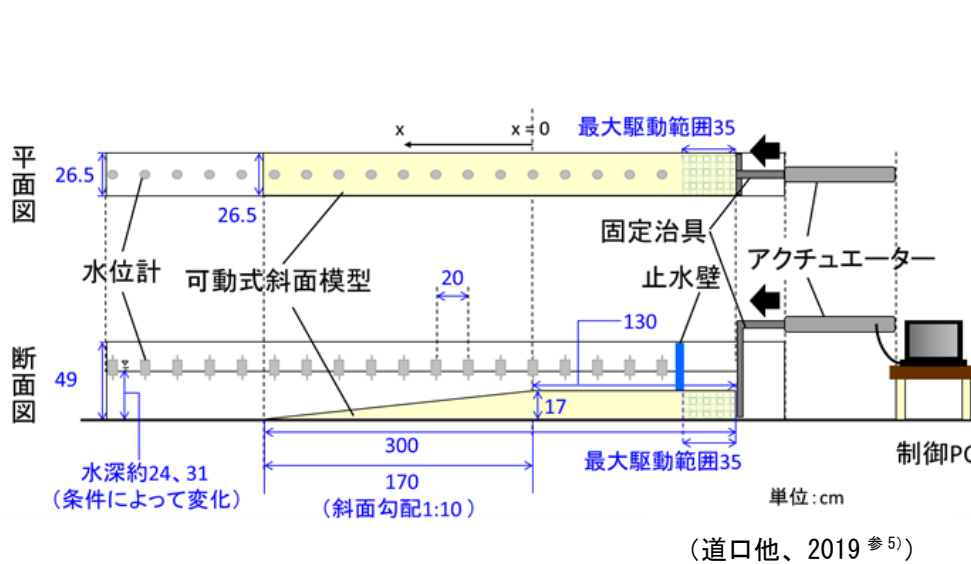


図2 水理実験装置の概要（実地形の約1/30,000スケール相当）

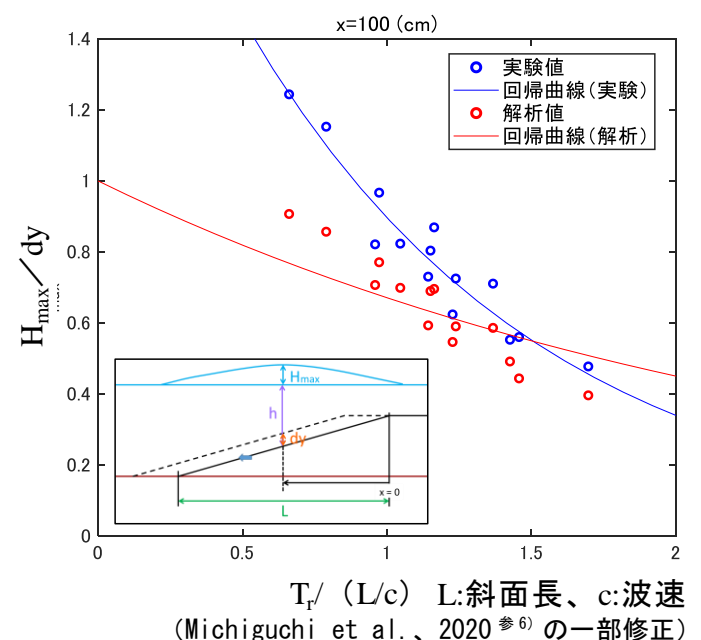


図3 実験と解析の最大水位と底面高さの増分の比 (Hmax/dy) と無次元ライズタイム (Tr/(L/c)) の関係

(2) 既往の巨大津波の波源推定【分類②】

既往の巨大津波には、過去に発生したことは分かっているものの全容（津波波源の位置や規模）が解明されていないものが存在する。澤井^{参2)}や宍倉^{参3)}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考えと千島海溝沿いにあったとする考えの二つの説があり、未だ決着がつかない。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^{参4)}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。そのために、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及び、現地調査と年代分析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、データベースを作成する。これらの津波堆積物情報及び解析結果のデータベースを用いて、具体的な津波波源を推定し、津波堆積物の不確実性不確かさと推定波源の相関性に関する知見を拡充する。本研究テーマの

実施項目は以下のとおりである。

- (a) 津波堆積物に関する既往の文献調査及び、現地調査と年代分析
- (b) 想定津波波源モデルの作成と土砂移動解析の実施及び解析結果のデータベースの作成
- (c) 津波堆積物の**不確定性不確かさ**を考慮した津波波源の推定
- (d) 津波堆積物の**不確定性不確かさ**と推定波源の相関関係の整理

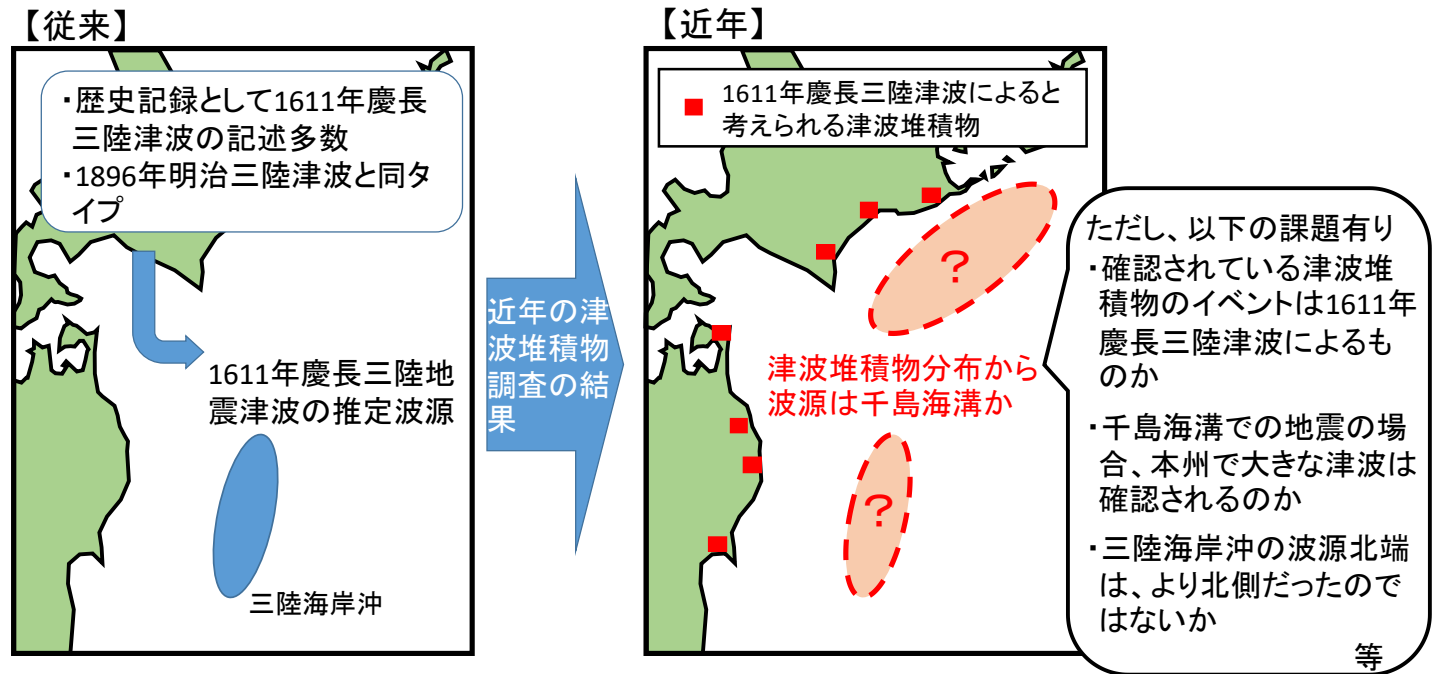


図4 1611年慶長三陸津波の津波波源に関する知見の整理

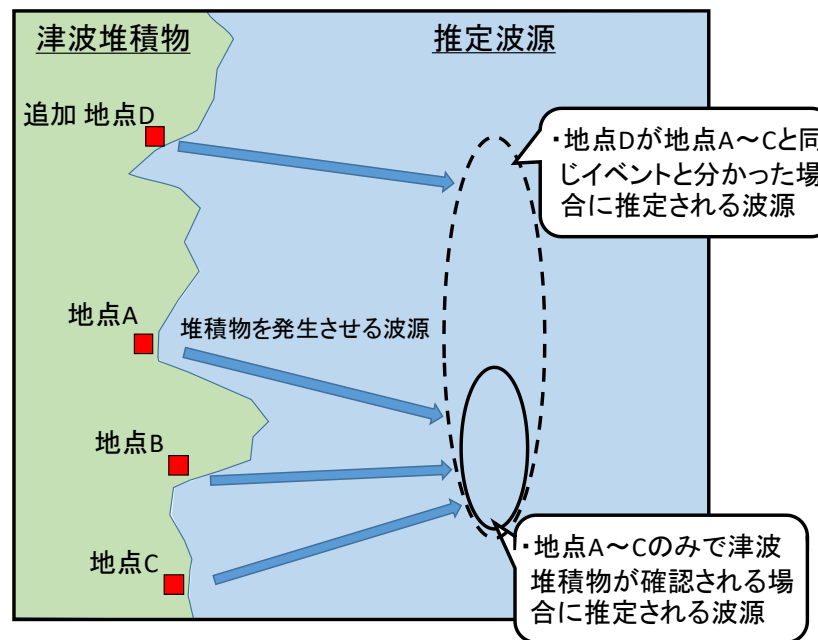


図5 津波堆積物を用いた津波波源推定のイメージ

実施行程表

	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	改良方法を用いたインバージョン解析の既往津波への適用(再現解析)の実施	論文投稿▽
	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	津波堆積物の年代分析	論文投稿▽
(2) 既往の巨大津波の波源推定	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	波源推定	津波堆積物の 不確定性不確かさ と推定波源の相関関係の整理

7. 実施計画	<p>【令和3年度の実施内容】</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 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。また、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、海溝軸付近で発生する津波を模擬し、R2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た水理実験を行い、津波発生時の海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。</p> <p>(2) 既往の巨大津波の波源推定 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を実施する。また、過年度に整備した土砂移動モデルを津波解析コード SANNAMI (+TUNAMI) に組み込み、土砂移動解析ツールを整備する。</p> <p>【令和4年度の実施内容】</p> <p>(1) 海溝軸付近で発生する津波初期水位の設定方法の改良 水理実験結果を整理し、津波の初期水位の生成過程を把握する。また、実現象を考慮した津波初期水位の設定のため、水理実験結果を踏まえ、既往の初期水位の設定方法を改良（津波解析コード SANNAMI (+TUNAMI) の津波初期水位設定機能を改良）する。</p> <p>(2) 既往の巨大津波の波源推定 R3年度に引き続き、津波堆積物調査を実施する。加えて、得られた津波堆積物の年代分析を行う。また、複数のシナリオ波源を設定し、土砂移動解析を行い、解析条件及び解析結果をデータベースに登録しデータベースの拡充を図る。</p> <p>【令和5年度の実施内容】</p> <p>(1) 海溝軸付近で発生する津波初期水位の設定方法の改良 R4年度までに改良した津波初期水位の設定方法を <u>用いて既往の津波のインバージョン解析を行い再現解析に適用し、津波波源のすべり量分布を推定し、改良方法の効果を確認する。沿岸部での水位に及ぼす影響を確認する。</u></p> <p>(2) 既往の巨大津波の波源推定 R4年度に引き続き、津波堆積物調査及び年代分析を行う。また、津波堆積物情報及びデータベースを用いて、1611年慶長三陸地震津波の波源を推定する。</p> <p>【令和6年度の実施内容】</p> <p>(1) 海溝軸付近で発生する津波初期水位の設定方法の改良 R5年度までに取得した初期水位の設定方法の改良に関する知見を整理し、津波の初期水位の生成過程と、その特徴を考慮した津波の初期水位の新たな設定方法を提案し、取りまとめる。</p> <p>(2) 既往の巨大津波の波源推定 R5年度までに取得した津波堆積物の調査結果及び津波波源の推定結果から津波堆積物の <u>不確定性不確かさ</u> を考慮することで津波堆積物の分布と推定波源の複数の組合せが得られる。これらを対象に、津波堆積物の <u>不確定性不確かさ</u> と推定波源の確かさを数値化して、相関関係を整理する。</p>
8. 実施体制	<p>【地震・津波研究部門における実施者】</p> <p>○杉野英治 首席技術研究調査官 道口陽子 技術研究調査官 佐藤太一 技術研究調査官</p> <p>【前年度までの共同研究先】</p> <p>・国立大学法人東北大学及び東北学院大学・・・実施項目(1)</p>
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>本プロジェクトに関する参考文献</p> <p>(1) Tanioka, Y. and Satake, K.: Tsunami generation by horizontal displacement of ocean bottom, Geophysical Research Letters, Vol. 23, No. 8, pp. 861-864, 1996.</p> <p>(2) 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.</p> <p>(3) 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.</p> <p>(4) 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.</p> <p>前プロジェクトの公表論文の実績 (規制庁職員: 下線付き)</p> <p>(5) <u>道口陽子</u>, 三戸部佑太, <u>杉野英治</u>, 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.</p> <p>(6) <u>Michiguchi, Y.</u>, <u>Mitobe, Y.</u>, <u>Sugino, H.</u> and <u>Tanaka, H.</u>: COMPARATIVE STUDY OF EXPERIMENTS AND ANALYSES ON TSUNAMI GENERATION BY HORIZONTAL CRUSTAL DEFORMATION, 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, 2020.</p> <p>(7) <u>佐藤太一</u>, <u>杉野英治</u>: 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, <u>pp. I_337-I_342</u>, 2020. (印刷中)</p> <p>前々プロジェクトの公表論文の実績 (主な実績とR1年度以降の公表に限る、規制庁職員: 下線付き)</p> <p>(8) <u>杉野英治</u>, <u>呉長江</u>, <u>是永真理子</u>, <u>根本信</u>, <u>岩淵洋子</u>, <u>蛭沢勝三</u>: 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.</p> <p>(9) <u>杉野英治</u>, <u>岩淵洋子</u>, <u>橋本紀彦</u>, <u>松末和之</u>, <u>蛭沢勝三</u>, <u>亀田弘行</u>, <u>今村文彦</u>: 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.</p> <p>(10) <u>内田淳一</u>, <u>岩淵洋子</u>, <u>杉野英治</u>: 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.</p>

	<p>(11) <u>佐藤太一</u>, <u>杉野英治</u> : 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.</p> <p>(12) <u>Sugino, H.</u> and <u>Abe, Y.</u> : SIMPLE MODELING OF PHASE AND AMPLITUDE SPECTRA FOR OBSERVED TSUNAMI WAVES, 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, 2020.</p> <p>(13) <u>杉野英治</u>, <u>阿部雄太</u> : 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, <u>Vol. 21, No. 1, 2021.</u> (投稿印刷中)</p>
--	--

研究計画（案）

1. プロジェクト	5. 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	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	大橋 守人 首席技術研究調査官
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	山崎 宏晃 統括技術研究調査官 日比野憲太 統括技術研究調査官
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」（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」（第四条）及び「津波による損傷の防止」（第五条）、地震・津波以外の「外部からの衝撃による損傷の防止」（第六条）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」（第四十三条）及び「特定重大事故等対処施設」（第四十二条）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」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）に係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>以上を踏まえ、前プロジェクトでは地震・津波・衝撃の各分野において、以下のフラジリティに係る研究を実施してきた。</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⁽¹⁾⁽²⁾。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⁽³⁾。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⁽⁴⁾。</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、その成果を公表した⁽⁵⁾。</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を検討した⁽⁶⁾。また、設備の衝撃力に対する耐力評価を行った⁽⁷⁾。さらに衝撃研究の一環として、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についての適用性を確認した⁽⁸⁾。</p>		
4. 目的	<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>新規規制基準の適用以降に増大した基準地震動を用いる事で顕在化した耐震評価における技術的課題や、基準地震動を越える地震力に対して、建物・構築物や設備に係る耐震評価手法の妥当性を検討する。</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>従来の評価で用いられている津波波力よりも大きな波力が生じる場合の、海岸付近の地形条件の検討を行う。</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>実際の建物・構築物を想定し、複雑な設置状態・形状をした建物・構築物の衝撃評価や、衝撃力に対する設備の応答評価手法の検討を行う。</p>		
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた成果は、外部事象に対する応答及び耐力の評価に関連する NRA 技術報告等の作成及び必要に応じて審査ガイドの改正等の要否の検討を含めた安全性に係る評価の高度化に資する。また適宜、新規規制基準適合性に係る審査等の際の判断に資する。</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①、④】

a. 建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

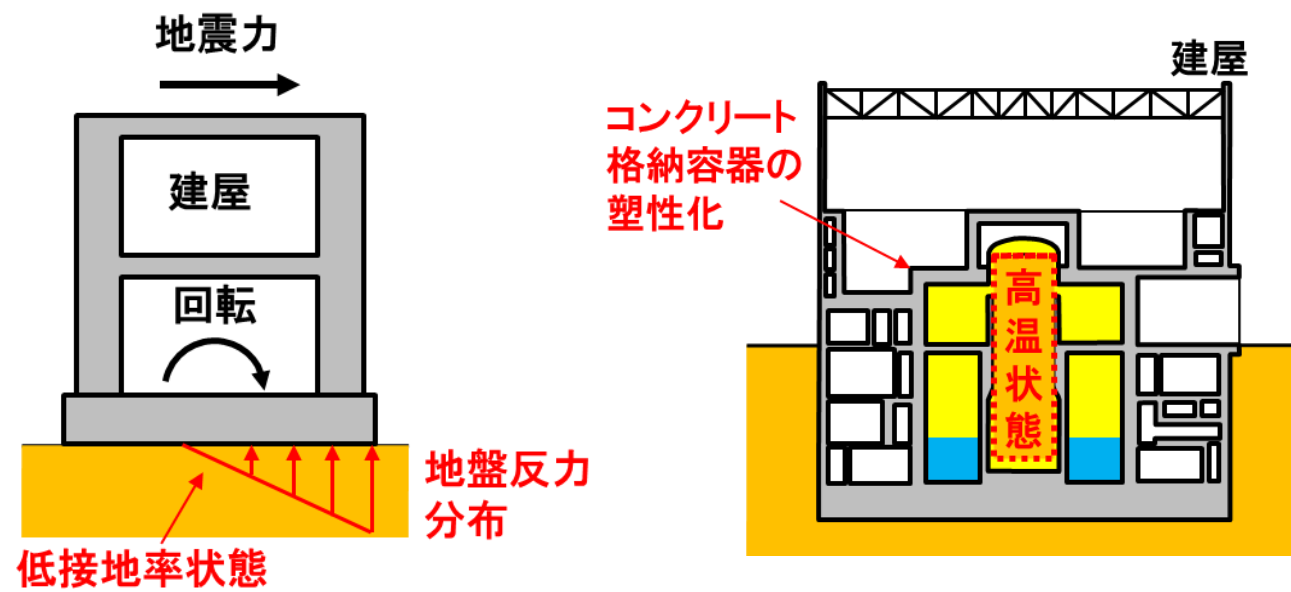
a-1 非線形挙動を示す建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価

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⁽¹⁾。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も存在する。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が必要である。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殆ど無い。従って、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・高圧状態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く、高温状態等の影響を受けた建屋の地震時応力解析の適用性を確認するには、それらが応答特性へ与える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による応答特性の把握から、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）



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等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、開口部や壁からの離隔等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⁽¹⁾。そのため、より多くの観測地点における記録に基づき、精緻に建屋の応答挙動を把握する必要がある。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⁽²⁾。今後は、実建屋における地震観測等の記録を計測・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）

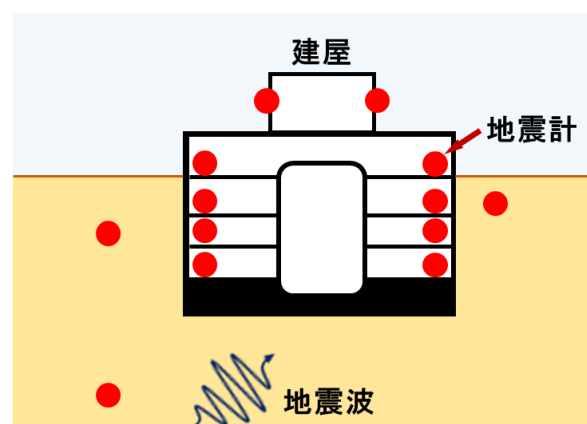


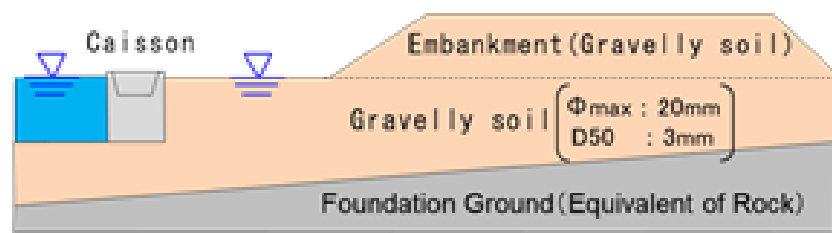
図1-2 建屋及び地盤における地震観測の概念図

6. 安全研究概要
(始期: R3年度)
(終期: R6年度)

b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価

礫質土地盤の液状化評価について、令和2年度までは防潮堤が設置される原子力発電所施設沿岸部の地形や地質を想定した護岸や盛土を有する礫質土地盤モデルに関し、遠心模型実験及びシミュレーション解析等を実施してきた。通常、液状化し難いと言われてきた礫質土地盤においても、基準地震動レベルの地震動が作用した場合、過剰間隙水圧の上昇等が確認され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⁽³⁾。(図1-3)

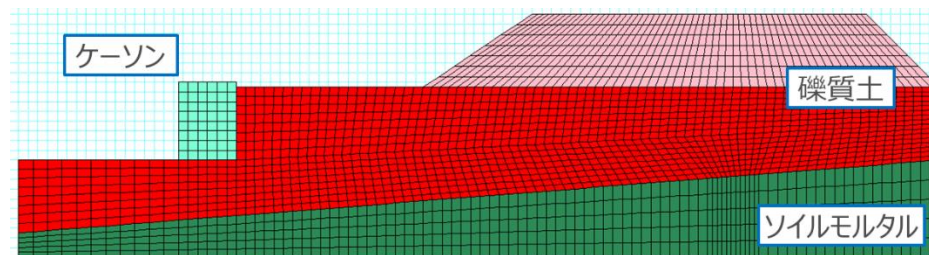
これまでの検討により、礫質土地盤においても液状化が発生することは確認されてきたが、その傾向は通常の砂地盤とは異なることから屋外重要土木構造物等の応答特性や作用荷重等、施設への影響の程度も異なる可能性がある。しかし、礫質土地盤の液状化による施設への影響に関して実験等により評価した既往の知見は少なく審査に資する知見を蓄積する必要がある。そこで、今後は、防潮堤や屋外重要土木構造物等の施設の周辺地盤を対象に、原子力発電所特有の条件として地震動、礫質土等の地盤材料、地形等の特性を踏まえた液状化実験やシミュレーション解析等を実施し、礫質土地盤の液状化による施設への影響評価に係る技術的知見を拡充する。(図1-4)



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⁽³⁾

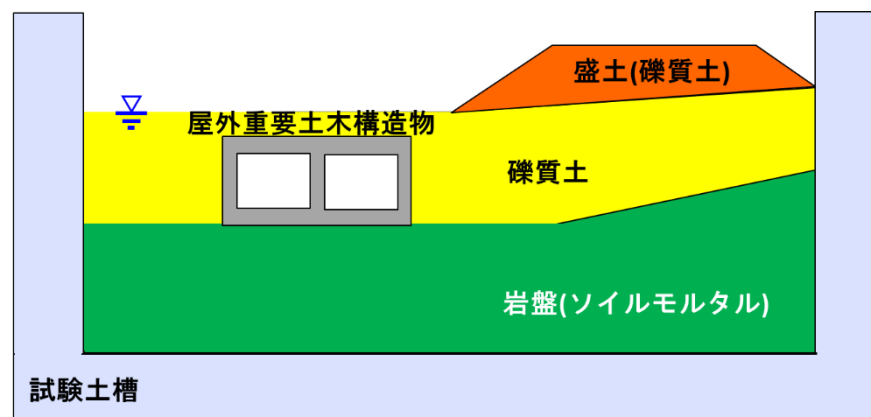


図1-4 施設への影響評価を対象とした液状化試験体の概念図

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（例えば、(9)(10)(11)）。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も原子炉格納容器の破損による工場等外への早期又は大量の放射性物質の異常な水準の放出を抑制防止するための特定重大事故等対処施設の設置、それに対する基準地震動を一定程度超える地震動に対する頑健性も併せて要求している。さらに、事業者自主的な安全性向上の取り組みを促進するため、確率論的リスク評価や安全裕度評価に基づく安全性向上評価の提出を要求している。

上述を踏まえ、新規規制基準に適合した既設プラントの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の耐震性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。（図1-5）

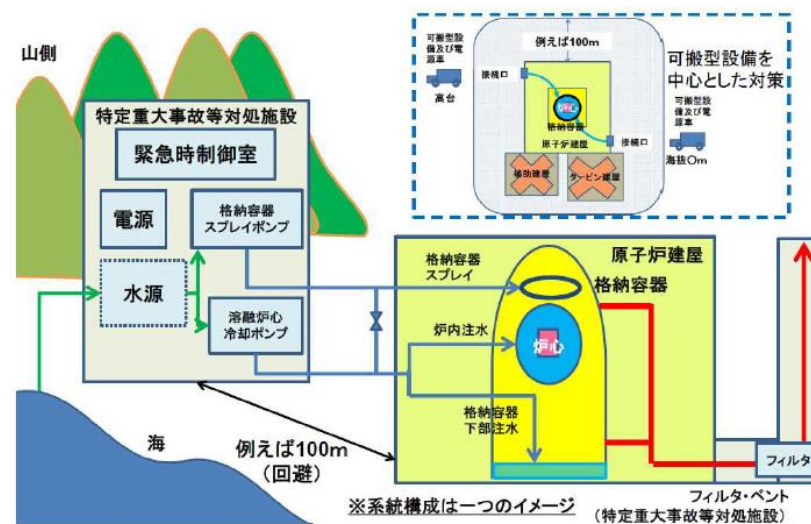


図1-5 特定重大事故等対処施設の概要 (12)

c-1 大きな地震を経験した設備の耐震性の把握

過去に大きな地震を経験した配管系の基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握するため、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。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1-6）

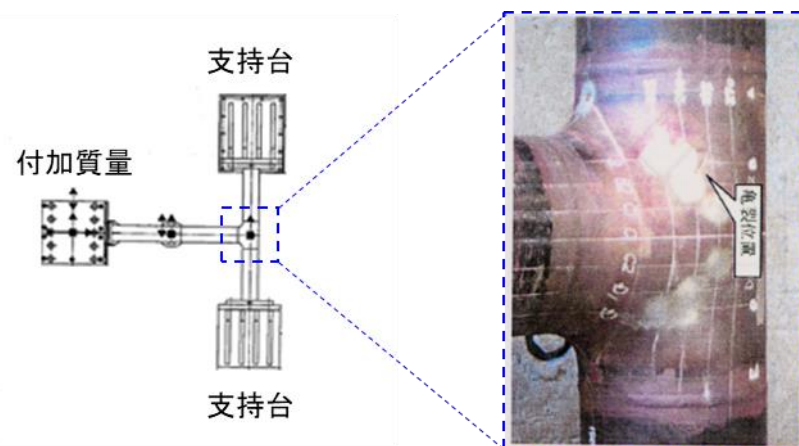


図1-6 配管要素の振動試験の一例

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

新規規制基準に適合した既設プラントの耐震性を把握するため、新たに導入された設備やその構造・機構に着目して振動試験を行い、その現実的な耐力やばらつきを評価する。また、衝撃力等により生じる高振動領域での振動試験も併せて行い、外力の振動領域の違いが設備の現実的な耐力やばらつきに及ぼす影響も把握する。（図1-7）



図1-7 過去に旧原子力発電技術機構/原子力安全基盤機構で実施した設備の振動試験の一例
(左：電気品、右：大型立形ポンプ)

(2) 津波に対するフラジリティ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⁽¹³⁾。

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、黒津波の発生条件等を検討し、その知見を拡充する。（図2-1）

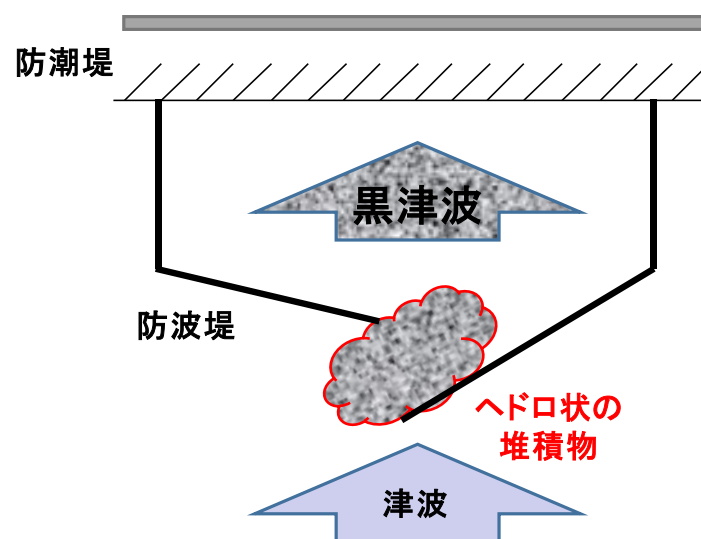


図2-1 狭窄部による黒津波発生概念図

(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②、④】

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評価に係る研究として、高速衝突による鉄筋コンクリート板の局部損傷に係る研究及び3階建て構造物を模擬した試験体外壁への物体衝突を起因とした構造物の衝撃挙動に係る研究（図3-1 a））を実施してきた。過年度の成果として、実験による実現象の確認及び実験の再現解析から評価手法の妥当性等を確認した^{例えば(6)}（図3-1）。

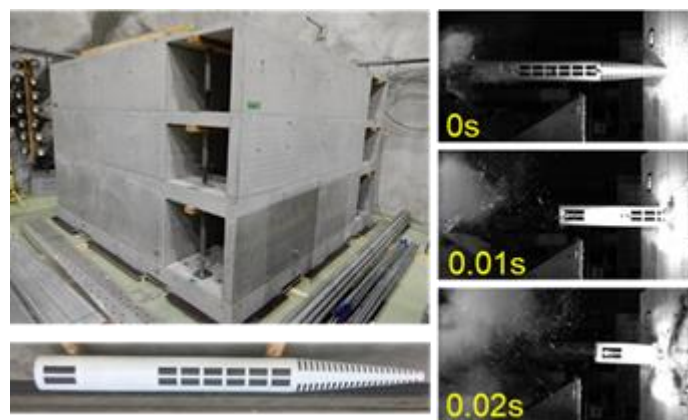
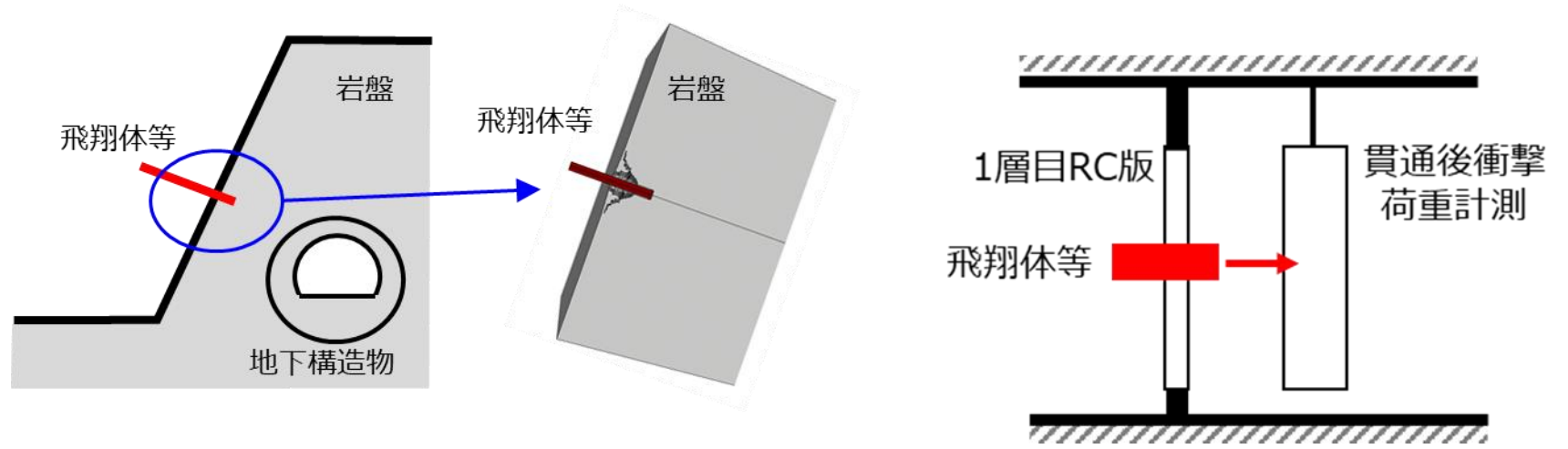


図3-1 構造物への衝突実験

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、平板構造や簡略化した構造物を対象にしたものが殆どである。一方、原子力施設には多くの地中設置の構造物が存在し、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⁽¹⁴⁾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、実構造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RC構造物の補強対策（ライナー等）に関する研究や構造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^(例えば15、16)があるが、その数は少ない。この様に構造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少なく、これらの評価に係る知見を蓄積する必要がある。

そこで、岩盤内設置等の設置状況や構造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造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、実験結果の分析および実験の数値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

R2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⁽⁷⁾。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・摩擦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、衝撃力に対する設備の応答等に係る知見を拡充するため、電気品等のキャビネットに着目し、その基本構造及びそれにガタ・摩擦系等を加えた試験体を制作、その衝撃振動試験を実施する。また、ガタ・摩擦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)

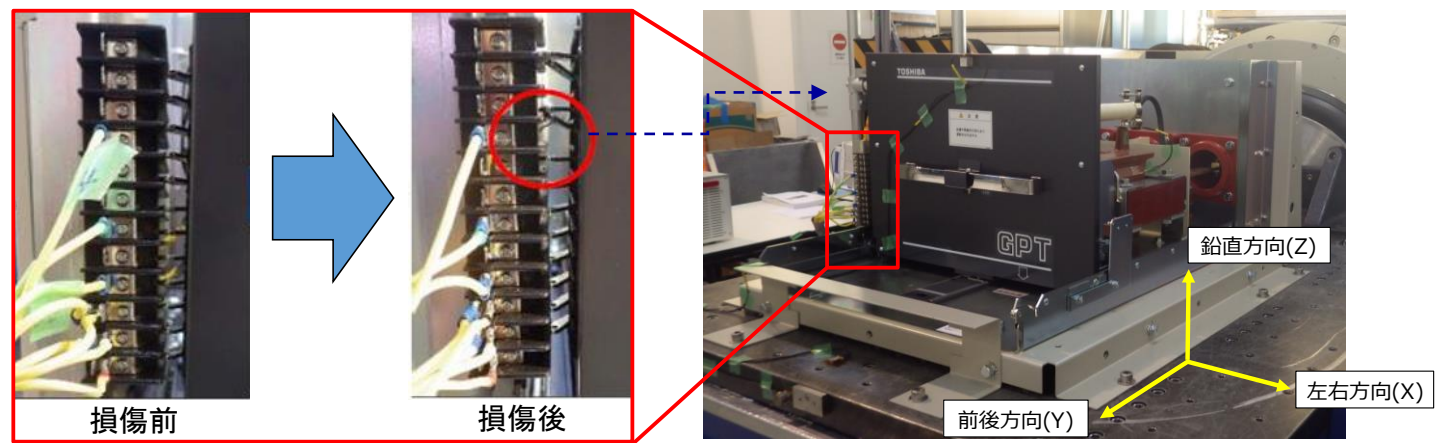


図3-3 ガタ系を有する設備の衝撃振動試験とその損傷事例

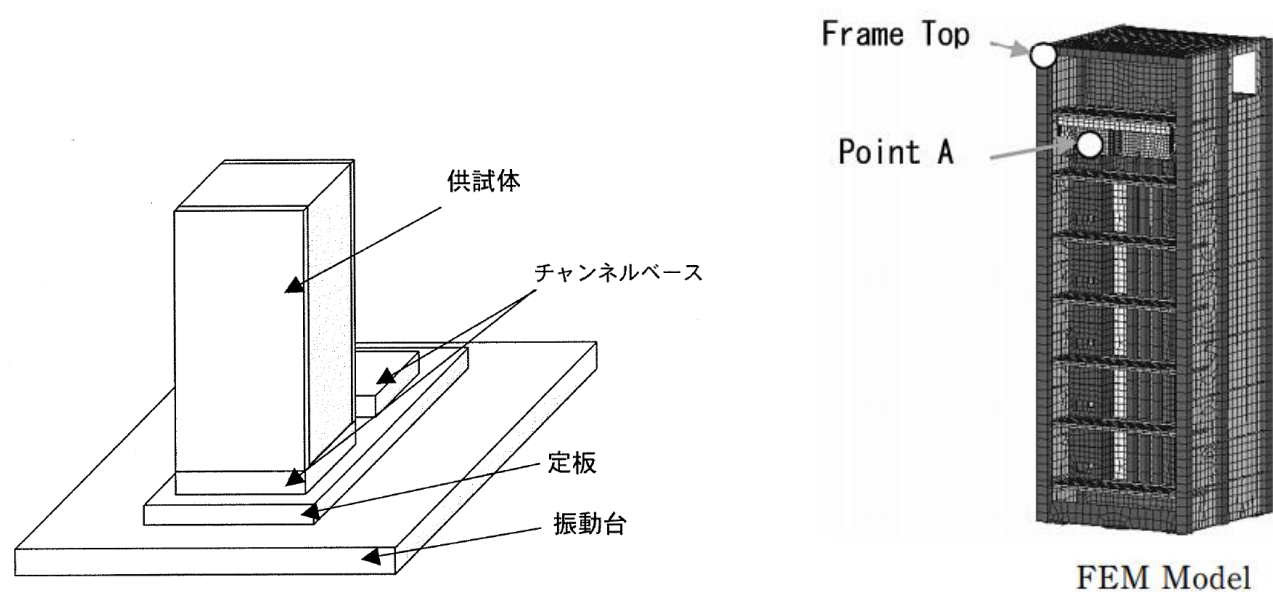


図3-4 衝撃振動試験のイメージと電気品の解析モデルの一例

実施行程表

	令和3年度	令和4年度	令和5年度	令和6年度	
(1) a-1					▽成果の公表
	・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				▽成果の公表
(1) a-2		▽共同研究論文公表			▽成果の公表
	・高温状態等に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に係る調査・実施計画の検討	・高温状態等に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に係る予備検討	・高温状態等に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に係る実験・解析	・高温状態等に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に係る知見の取りまとめ NRA 技術報告等の検討	
(1) a-2					▽成果の公表
	・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把握	・観測記録等の再現解析	・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	
(1) b					▽成果の公表
	・構造物周辺の礫質土地盤等の液状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解析の実施	・構造物周辺の礫質土地盤等の液状化実験及び解析による構造物の応答挙動の把握	・構造物周辺の礫質土地盤等の液状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状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 NRA 技術報告等の検討	
(1) c-1			▽共同研究論文公表		▽成果の公表
	・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	・配管要素試験体の設計・調達	・配管要素試験体の振動試験及び試験データの取得、疲労評価手法の適用性の確認	・大きな地震を経験した配管系の現実的な耐力に係る知見の取りまとめ	
(1) c-2			▽共同研究論文公表		▽成果の公表
	・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、試験計画の立案	・設備試験体の設計・製作、要素試験	・設備試験体の振動試験及び試験データの取得	・既設プラントに新たに導入された設備の現実的な耐力とばらつきに係る知見の取りまとめ、振動領域の違いの影響の取りまとめ	
(2) a.					▽成果の公表
	・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	・黒津波の発生条件等の検討・整理	・黒津波の発生条件等に係る知見の取りまとめ NRA 技術報告等の検討	
(3) a.					▽成果の公表
	・設置状況・形状特性を考慮した予備実験、小型試験体の製作、事前解析	・設置状況・形状特性を考慮した小型実験・解析、大型試験体の製作	・設置状況・形状特性を考慮した大型実験・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 NRA 技術報告等の検討	
(3) b.			▽共同研究論文公表		▽成果の公表
	・衝撃力に対する設備の応答評価手法を検討するための試験計画の立案、試験体の製作、要素試験	・設備の衝撃振動試験及び試験データの取得、応答等に係る知見の取りまとめ、衝撃応答解析手法の適用性の確認	・衝撃力に対するガタ・摩擦系等を有する設備の応答評価手法を検討するための試験計画の立案、試験体の製作、要素試験	・ガタ・摩擦系等を有する設備の衝撃振動試験及び試験データの取得、応答等に係る知見の取りまとめ、衝撃応答解析手法の適用性の確認	

7. 実施計画

【令和3年度の実施内容】

(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①、④】

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
 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、高温状態等に曝された建屋の地震時応力解析の適用性に係る調査を行い、実験や解析の実施計画を検討する。

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
 実建屋における地震観測記録等を用いて建屋の固有振動モードの分析を行う。

b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価
 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既往の知見を整理するとともに、遠心模型実験の地盤条件や対象モデル等について検討する。特に、原子力発電所施設周辺地盤の特徴を踏まえ、礫質土地盤のサイクリックモビリティの影響に着目した予備実験及び試解析を実施する。

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
 発電用原子炉施設で用いられる配管系を対象として、次年度以降に実施する配管要素試験体を用いた振動試験の試験計画を立案する。また、当該試験体に用いる鋼材の材料試験を行い、有限要素法等の解析において必要となる材料物性を取得する。

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
 既設プラントの耐震余裕に大きな影響を及ぼす設備や機構を調査・分析し、試験対象となる設備を選定する。また、その現実的な耐力やばらつきを評価するための試験計画を立案する。

(2) 津波に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討【分類①】

a. 黒津波の発生条件等の検討
 黒津波の発生条件等に係る知見を収集するとともに、水理試験やシミュレーション解析を実施するに当たっての課題を抽出する。

(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【分類②、④】

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建物・構築物の衝撃評価に係る知見の拡充を目的として、関連する調査を実施するとともに、設置状況・形状特性を考慮した予備実験、事前解析の実施及び小型実験用試験体の製作を実施する。

b. 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討
 衝撃力を受ける設備に対する衝撃振動試験計画を立案する。また、試験計画に従って設備を模擬した小型試験体を製作するとともに、構成部品や材料等を対象とした要素試験を実施する。

【令和4年度の実施内容】

(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①、④】

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
 高温状態等に曝された建屋の地震時応答挙動及び部材応力に係る材料試験、シミュレーション解析等を行い、実験条件等の検討を行う。

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
 実建屋における地震観測記録等を用いて建屋の応答特性の分析を行う。

b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価
 屋外重要土木構造物を対象に礫質土地盤の液状化による構造物への影響評価に係る遠心模型実験及びシミュレーション解析等を実施し構造物の応答挙動等に関する知見を蓄積する。

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
 有限要素法等の解析により振動試験に係る事前解析を行い、配管要素試験体の試験条件を決定する。続いて、配管要素試験体を設計・調達し、一部の振動試験を開始する。

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
 前年度に策定した試験計画に基づき事前解析等を実施し、試験体や試験条件等を決定する。そして、試験体を設計・製作するとともに、構成部品や材料等を対象とした要素試験を実施する。

(2) 津波に対するフラジリティ評価手法の高度化の検討【分類①】

a. 黒津波の発生条件等の検討
 水理試験やシミュレーション解析等を実施し、必要なデータを取得する。

(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【分類②、④】

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の実施及び小型実験結果の解析を実施する。これを踏まえ大型実験用試験体を製作する。

b. 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討
 前年度に作成した試験体の衝撃振動試験を実施、試験データを取得し、衝撃力に対する設備の応答や減衰等に係る知見を取りまとめる。また、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。

	<p>【令和5年度の実施内容】</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【分類①、④】</p> <p>a. 建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価</p> <p>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 高温状態等に曝された建屋の地震時応答挙動及び部材応力に係る実験、シミュレーション解析等を実施する。</p> <p>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 実建屋における地震観測記録等について三次元解析モデルによる再現解析を実施する。</p> <p>b. 礫質土等の地盤の液状化による施設への影響評価 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て地盤の液状化による構造物への影響評価に係る遠心模型実験及びシミュレーション解析等を実施し構造物への作用荷重等に関する知見を蓄積する。</p> <p>c. 既設プラントの設備の耐震性の把握</p> <p>c-1 大きな地震を経験した設備の耐震性の把握 配管要素試験体の振動試験を実施し、繰り返し荷重下での弾塑性挙動及び疲労強度にかかる試験データを取得する。併行して、有限要素法等による解析を実施し、取得した試験データとの比較を行う。</p> <p>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 前年度に製作した試験体の振動試験を実施し、その現実的な耐力やばらつきを評価するための試験データを取得する。</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【分類①】</p> <p>a. 黒津波の発生条件等の検討 令和4年度に取得した水理試験やシミュレーション解析のデータを整理・分析し、黒津波の発生条件等を検討・整理する。</p> <p>(3) 飛翔体による衝突・衝撃に対する評価手法の高度化の検討【分類②、④】</p> <p>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大型実験の実施及び大型実験結果の解析を実施する。令和3～5年度に実施した実験の結果を踏まえ追加実験用試験体を製作する。</p> <p>b. 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討 衝撃力を受けるガタ・摩擦系を有する設備に対する衝撃振動試験計画を立案する。また、試験計画に従って、ガタ・摩擦系を有する設備を模擬した試験体を製作するとともに、構成部品や材料等を対象とした要素試験を実施する。</p>
	<p>【令和6年度の実施内容】</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【分類①、④】</p> <p>a. 建屋の耐震安全性評価手法の適用性評価</p> <p>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 高温状態等に曝された建屋の地震時応答挙動及び部材応力に係る実験、シミュレーション解析等を実施するとともに、令和5年度までに実施した検討結果を踏まえ、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。</p> <p>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 実建屋における地震観測記録等について三次元解析モデルによる再現解析を実施するとともに、令和5年度までに実施した検討を踏まえ、建屋の地震応答解析モデルの精緻化に関する技術的知見を取りまとめる。</p> <p>c. 既設プラントの設備の耐震性の把握</p> <p>c-1 大きな地震を経験した設備の耐震性の把握 令和5年度までに実施した分析・整理結果を踏まえ、配管系の現実的な耐力に係る知見について取りまとめる。また、令和7年度以降の準備として、配管系を模擬した試験体の耐震性評価に係るフィジビリティ・スタディを行う。</p> <p>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 前年度に取得した試験データを整理・分析し、その振動特性や機能喪失の状態やその要因、現実的な耐力やばらつきに係る知見について取りまとめる。また、外力の振動領域の違いが設備の現実的な耐力やばらつきに及ぼす影響も併せて取りまとめる。</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【分類①】</p> <p>a. 黒津波の発生条件等の検討 令和5年度までに実施した検討結果に基づいて、黒津波の発生条件等について、知見を取りまとめる。</p> <p>(3) 飛翔体による衝突・衝撃に対する評価手法の高度化の検討【分類②、④】</p> <p>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 追加実験・解析の実施及び設置状況・形状特性を考慮した安全性評価手法に係る全体取りまとめを実施する。</p> <p>b. 衝撃力に対する設備の応答解析手法の検討 前年度に作成した試験体の衝撃振動試験を実施、試験データを取得し、衝撃力を受けるガタ・摩擦系を有する設備の応答や減衰等に係る知見を取りまとめる。また、既往知見に基づきガタ・摩擦系の挙動を考慮した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。</p>
8. 実施体制	<p>【地震・津波研究部門における実施者】</p> <p><土木・建築分野></p> <p>○山崎宏晃 統括技術研究調査官</p> <p>猿田正明 主任技術研究調査官</p> <p>森 和成 技術研究調査官</p> <p>森谷 寛 技術研究調査官</p> <p>太田良巳 技術研究調査官</p> <p>市原義孝 技術研究調査官</p> <p>山川光稀 技術研究調査官</p>

	<p>小林恒一 技術計画専門職 伊東 守 技術参与 飯場正紀 技術参与 <機器・経年・構造分野> ○日比野憲太 統括技術研究調査官 北村俊也 主任技術研究調査官 田岡英斗 主任技術研究調査官 日高慎士郎 主任技術研究調査官 東喜三郎 技術研究調査官 鳥山拓也 技術研究調査官 藤原啓太 技術研究調査官 永井 穰 技術研究調査官 高松直丘 技術計画専門職 石田暢生 技術計画専門職 堀野知志 技術参与 澁谷 陽 技術参与 鈴木謙一 技術参与 土居博昭 技術参与</p> <p>【前年度までの委託先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 . . . 実施項目(1)a ・ 国立大学法人東北大学 . . . 実施項目(1)b ・ 大成建設株式会社 . . . 実施項目(2)a ・ 国立大学法人京都大学 . . . 実施項目(2)a ・ 鹿島建設株式会社 . . . 実施項目(3)a <p>【前年度までの共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国立研究開発法人原子力研究開発機構 . . . 実施項目(1)a ・ 学校法人東京電機大学 . . . 実施項目(1)c、(3)b
<p>9. 備考</p>	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(1) 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設定手法の適用性に関する検討、NRA 技術報告、NTEC-2020-4002 (公表手続き中)</p> <p>(2) 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</p> <p>(3) 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</p> <p>(4) 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) (公表手続き中)</p> <p>(5) 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</p> <p>(6) 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</p> <p>(7) 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)で報告予定、2020 年 10 月</p> <p>(8) 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</p> <p>(9) (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</p> <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) 原子力規制委員会、実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について、NREP-0002、平成 28 年 6 月 29 日策定、平成 30 年 12 月 19 日改訂</p> <p>(13) <u>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</u> NHK スペシャル 連動企画 “黒い津波” ～知られざる実像～https://www3.nhk.or.jp/news/special/shinsai8portal/kuroinami/</p> <p>(14) 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>(15) 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>(16) Isao Kojima : An experimental study on local behavior of reinforced concrete slabs to missile impact, Nuclear Engineering and Design 130 (1991) 121-132.</p>

研究計画（案）

1. プロジェクト	6. 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	梶島 一 主任技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 B) 火災防護	主担当者	加藤 敬輝 技術研究調査官 松田 航輔 技術研究調査官
3. 背景	<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。これまでに以下の試験、評価及び手法整備を実施し、以下の(1)では、要素試験により高エネルギーアーク損傷（HEAF）初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を得た。新規プロジェクト（以下「フェーズ2」という。）では、これまでの知見を踏まえ、実機を模擬した試験・解析を行い、「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（平成29年7月19日、原子力規制委員会）」（以下、「HEAF 審査ガイド」という。）の見直しの要否の検討に向けた試験データ、知見等を取得する。また(2)では、火災時の計装・制御ケーブルの熱劣化による誤信号発生等の可能性に着目し、いくつかのケーブルについて試験を行い、熱劣化に関する知見を得た。フェーズ2では、それらを検査するための電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。さらに(3)では、これまでの試験解析による解析モデルの妥当性に関する知見を拡充するとともに、原子炉施設の実火災による影響を評価するための事象進展評価モデルの構築等を進める。</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <p>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、HEAF 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（Phase2-フェーズ2）プロジェクトを推進している。</p> <p>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。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 HEAF 審査ガイド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（第25回原子力規制委員会（平成29年7月19日）（文献1））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対応策に係る知見が必要であり、本プロジェクトは、緊急度・重要度が高い研究である。</p> <p>爆発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 初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を得た。今後、これらの知見を基に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データ、知見等を取得することとした。</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <p>火災源近傍あるい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。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・混触（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、原子炉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（平成25年6月19日、原子力規制委員会）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（平成29年7月19日、原子力規制委員会）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。このような回路の故障に関しては、その影響を確認するために必要となる回路解析について、火災影響評価ガイドへの反映要否を含めて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 Y2015-12-01）。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ことは重要重要度が高い研究である。</p> <p>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炉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。今後、これらの知見を基に実機を模擬した試験・解析を行い、ケーブルの熱劣化に関する知見を拡充するとともにその評価手法を整備することとした。</p> <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <p>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）の詳細解析等は、安全停止の確認に有効なツールになると考えられる。また、上記(1)及び(2)の試験結果の分析及び詳細解析にも有用であると考えられる。</p> <p>先行研究では、今後の実機解析に必須な技術ではあるが、現状解析モデルの妥当性が十分に確認されていないケーブルトレイに敷設されているケーブル束のモデル化に取り組み、水平多段ケーブルトレイ燃焼試験等を対象に同モデルを適用した解析を行った。その結果、パラメータの組み合わせによって結果が大きく異なるなど、実機への適用にはさらなる検討が必要であるという知見を得た。また、ケーブル火災の模擬にはケーブル束のモデル化だけでなく、ケーブルの燃焼過程のモデル化も重要となるため、化学反応に基</p>		

	<p>づいたケーブル燃焼モデルを構築するために、ケーブルの熱分解特性等及びケーブル燃焼モデル構築に必要なデータに関する技術的知見を取得した。</p> <p>また、上記(1)に係る先行研究では、実機解析への適用を目的とした HEAF に関する爆発のモデル化を進めるとともに、爆発現象に対応する解析コードの改良・整備を新たに開始し、アーク放電によって生じる筐体内の爆発圧力について試験と爆発解析の差異について確認した。</p> <p>これらの知見を基に、原子力発電所の内部火災影響評価ガイドにおいて求められている火災防護対策の妥当性を確認するため、今後継続して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・解析コード等の整備を行うこととした。</p> <p><u>本プロジェクトは、継続的に評価精度の向上を図ることにより、評価の保守性を低減し、実火災のリスクをシミュレーションにより予測できる可能性を有することから、重要度が高く規制の高度化に繋がる研究である。</u></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「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「<u>HEAF 審査ガイド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</u>」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得する。<u>なお、現時点における下記項目の新規プロジェクト終了後の計画については、(1)は完了見込み、(2)は終了時点における成果の達成度に依存、(3)は評価対象の多様性を踏まえて継続する予定である。</u></p> <p>(1) HEAF の影響評価 HEAF の爆発現象に係る試験データ、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・混触(ホットショート)等に係るケーブルの熱劣化試験データの取得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 ・ <u>HEAF 審査ガイド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</u></p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価 ・ 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 ・ <u>HEAF 審査ガイド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</u></p>
<p>6. 安全研究概要 (始期: R3 年度) (終期: R6 年度)</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。)</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>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、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速ビデオカメラ・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ヒュームの発生によるものであることが分かった。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ヒュームの発生について、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ヒュームの発生に関して、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データ、知見等を取得する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="588 2374 1050 2760"> </div> <div data-bbox="1365 2374 1848 2760"> </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>

(2) 電気ケーブルの熱劣化評価（【分類①】）

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、原子炉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。

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、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。

今後、原子炉施設で使用されているケーブルに関して上記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。

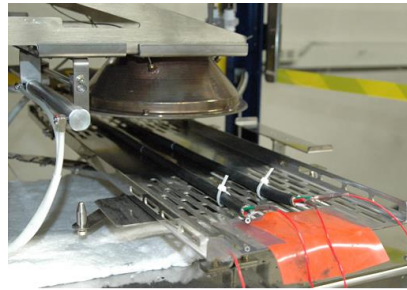


図3 コーンカロリメータによるケーブル熱劣化試験の一例

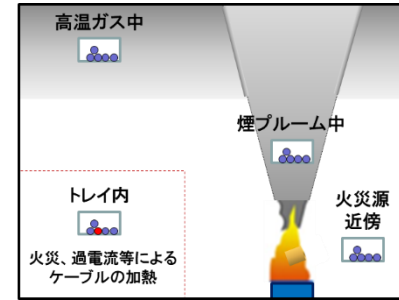


図4 火災時に加熱されるケーブルの例

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備（【分類③④】）

ケーブル火災、電気盤火災、可燃性液体火災、防火設備等の火災等の試験データを火災試験等から取得して、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。また、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圧力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。

ケーブル火災における解析コードの整備作業の例として、図5にケーブル火災解析のモデル例を示す。ケーブルトレイに敷設されているケーブル束を直方体で模擬し、また、ケーブル間の隙間を模擬するために一部空隙を設けてモデル化している。この空隙率を変更することでケーブルトレイ鉛直方向の高温空気の流れが変化し、発熱速度が変化することが分かっている。このようにケーブル束のモデル化によって燃焼挙動が大きく変わるので、その影響を評価し、適したモデル化の検討を進めることで実機解析へ適用可能となる火災影響評価手法等の改良を図る。また、ケーブル束のモデル化だけでなくケーブル単体の燃焼モデルについても併せて検討を進める。そのため取得した熱分解特性等を化学反応に基づいたケーブルモデルに適用して燃焼モデルを構築する。構築した燃焼モデルを用いて、小規模火災試験を模擬した解析を実施し、構築した燃焼モデルの妥当性の確認を行う。また、原子炉施設における実火災への適用性の確認として、原子炉施設の一部を模擬した複数区画における大規模火災解析を実施し、実機解析に関する技術的知見を取得する。

原子炉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評価手法を検討する。

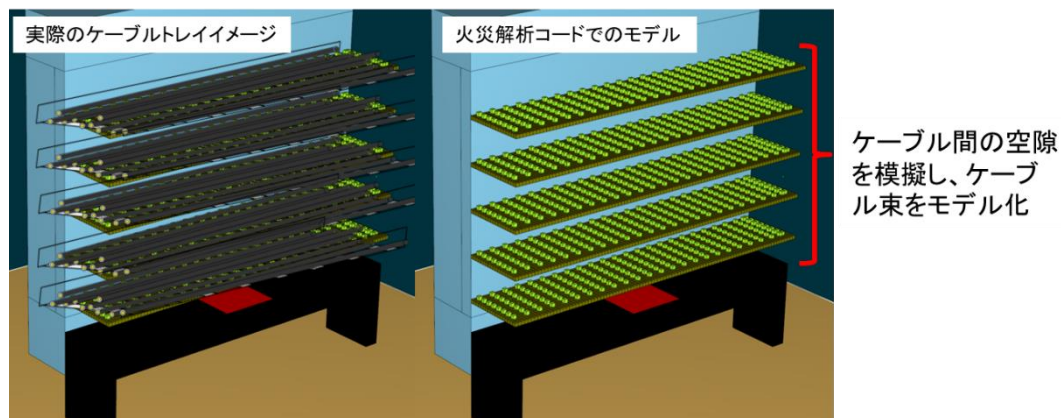


図5 ケーブル火災解析のモデル例

実施行程表

	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 ・ 空気の熱膨張に係る影響把握試験	HEAF 試験 ・ 実機を模擬した試験	▽学会発表等 ・ 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施	▽論文公表等 基準値案の作成 ↓

			・金属ヒュームの発生に係る影響把握試験			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		<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・電気ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充 	<ul style="list-style-type: none"> ・トレイ内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 	▽学会発表等	▽論文公表等
	(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備		<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・ケーブル束のモデル化検討 ・大規模火災解析のパラメータ感度等の調査 ・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 	▽学会発表等	▽論文公表等

7. 実施計画

<p>【R3年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HEAF の爆発現象に係る空気の熱膨張に関して圧力と熱の影響を把握するための試験を実施する。 ・ HEAF の爆発現象に係る金属ヒュームの発生に関して圧力と熱の影響を把握するための試験を実施する。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火災源近傍のケーブル、高温ガス中に存在するケーブル等を模擬したケーブルの熱劣化試験を実施する。 ・ 電気ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 構築したケーブル燃焼モデルを用いて小規模火災試験解析を実施し、構築した燃焼モデルの妥当性を確認する。 ・ 複数区画における火災解析を実施し、大規模火災解析の計算モデル、手法の検討を行う。 ・ 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う。 ・ 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を行う。
<p>【R4年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HEAF の爆発現象に係る空気の熱膨張及び金属ヒュームの発生の影響範囲に関して実機を模擬した試験を実施する。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレイ内を模擬したケーブルの熱劣化試験を実施する。 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブル束を複数のモデルで模擬し、適したモデル化について検討を行う。 ・ 大規模火災解析においてメッシュ体系等の感度の調査を行う。 ・ 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の評価を行う。 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行う。
<p>【R5年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取得データから得られた知見を取りまとめる。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 長期間使用したケーブルの実機を模擬した熱劣化試験を実施する。 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模火災解析における計算モデル、手法の改良を行う。 ・ 液面燃焼時における燃焼環境（区隔壁付近等）の燃焼挙動等への影響の評価を行う。 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行う。

【R6年度の実施内容】

(1) HEAF の影響評価

- ・ 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

- ・ ケーブルの熱劣化に係る技術的知見をまとめる。
- ・ ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。
- ・ ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討する。

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備

- ・ ケーブル火災等の実機解析に用いる標準モデル案を作成する。
- ・ 可燃性液体火災評価モデル案を作成する。
- ・ ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討する。

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）】

梶島 一 主任技術研究調査官
 ○加藤敬輝 技術研究調査官
 ○松田航輔 技術研究調査官
 笠原文雄 技術参与

【前年度までの委託先】

- ・ [国立大学法人筑波大学・・・実施項目\(2\)](#)
- ・ [国立大学法人金沢大学・・・実施項目\(3\)](#)
- ・ [国立大学法人山口大学・・・実施項目\(3\)](#)

【共同研究先】

- ・ [国立大学法人筑波大学・・・実施項目\(3\)](#)

9. 備考

文 献

■HEAF の影響評価

(1) ~~第25回原子力規制委員会（平成29年7月19日）資料1-高エネルギーアーク損傷に係る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等の一部改正等について（案）~~ (<https://www.nsr.go.jp/data/000196619.pdf>)

(2) 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 技術報告書 NTEC-2016-1002、2016年3月。（<https://warp.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000145383.pdf>）

(3) 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. (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0470/>)

(4) H. Kabashima, 「Fire Safety Research on High Energy Arcing Fault (HEAF)」, EUROSAFE Forum Newsletter, April (2017). (<https://www.eurosafe-forum.org/node/357>)

(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).

■電気ケーブルの熱劣化評価

(6) 松田昭博、梶島一、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).

■火災影響評価手法・解析コード等の整備

(7) 加藤敬輝、梶島一、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。

(8) 加藤敬輝、梶島一、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年秋春の大会予稿集。

NRAにおける原子力発電所に関する火災防護研究の全体像

研究計画（案）

1. プロジェクト	13. 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	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	北野 剛司 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】 F) 熱流動・核特性	主担当者	大川 剛 主任技術研究調査官 柴 茂樹 技術研究調査官 藤田 達也 技術研究調査官 岩橋 大希 技術研究調査官
3. 背景	<p>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。今後の安全性向上評価では、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）手法の導入・整備が世界的にも進められている⁽¹⁾。IAEAの安全基準ガイド⁽²⁾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、BEPU手法の適用に係る標準⁽³⁾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。また、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」⁽⁴⁾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。最適評価手法の適用に係る事業者の取組としては、例えばデジタル安全保護系の共通原因故障を前提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について、従来の保守的評価に代わって最適評価による現実ベースの炉心モデルでの予備評価結果を報告している⁽⁵⁾。</p> <p>核特性解析のBEPU手法の導入に当たっては、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。以下では、BEPU手法を最適評価手法（Best Estimate）と不確かさ評価手法（Plus Uncertainty）に分けて示す。</p> <p>最適評価手法の導入・整備としては、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）プロジェクト⁽⁶⁾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^{(7),(8)}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⁽⁹⁾⁻⁽¹⁴⁾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⁽¹⁵⁾、BWR炉心安定性⁽¹⁶⁾、PWR主蒸気管破断⁽¹⁷⁾等）の解析を実施した。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）⁽¹⁸⁾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。本プロジェクトにおいては、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>不確かさ評価手法の導入・整備としては、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）⁽⁶⁾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⁽¹⁹⁾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、技術的知見をとりまとめた⁽¹⁹⁾⁻⁽²²⁾。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⁽²³⁾。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を蓄積した⁽²⁴⁾。本プロジェクトにおいては、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</p>		

	<p>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>
4. 目的	<p>核特性解析の BEPU 手法の導入に当たって、最適評価手法と不確かさ評価手法のそれぞれに関する技術基盤を構築する。</p> <p>これまでの安全研究で用いてきた異常な過渡変化及び事故時の事象に対する最適評価コードである 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性を確認するとともに、より精緻に事象を把握することが可能な最適評価コードとして 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。また、これまでの安全研究では未実施であった核分裂収率、遅発中性子割合などの不確かさが燃焼計算や動特性計算の結果に与える影響を確認する。</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、今後の安全性向上評価に 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 (始期: R3 年度) (終期: R6 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>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、デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障を前提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"> ・集合体内燃料棒出力分布再構成モデルの改良 ・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 ・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 <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ボ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)⁽¹⁸⁾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リスティックス法(以下「プレナーMOC」という。)^{(25)、(26)}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="661 1973 1743 2404" data-label="Diagram"> </div> <p>図1 プレナーMOCの概略図</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⁽²⁷⁾⁻⁽²⁹⁾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"> ・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) ・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⁽³⁰⁾⁻⁽³²⁾の検討) ・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⁽³³⁾からの受渡し)を抽出した。

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）⁽²⁹⁾の解析等をとおして、解析精度を評価する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

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）⁽⁶⁾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。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

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⁽³⁴⁾⁻⁽³⁶⁾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。

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

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⁽³⁷⁾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おり、R4年度の公開が見込まれている⁽³⁸⁾。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⁽³⁹⁾においては ENDF/B-VIII.0⁽⁴⁰⁾に基づくものが整備されることが予定されており、R2年度中の公開が見込まれている。

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。

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		・ 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の改良・機能追加	学会発表▽ ・ 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	論文投稿▽
	b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等		・ 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	学会発表▽ ・ 動特性解析機能の開発及び検証 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）	論文投稿▽ 学会発表▽ ・ 核反応断面積再構築機能の追加 学会発表▽ ・ 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
(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			論文投稿▽	
			・ 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） ・ 実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析		

	b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播	<ul style="list-style-type: none"> 不確かさの取扱いの検討 不確かさ評価手法の機能拡張 	学会発表▽ <ul style="list-style-type: none"> 核熱結合の有無による不確かさ評価結果の差異の検討 	論文投稿▽ <ul style="list-style-type: none"> 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) 実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析 	
	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"> 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・拡充の内容の反映 			

7. 実施計画

【R3年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

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

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⁽⁷⁾の改良を実施する。また、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⁽⁴¹⁾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する。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

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うとともに、主として静特性計算機能の開発を進める。また、集合体核特性解析コード CASMO5⁽³³⁾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】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

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 Phase II の解析、実機炉心解析等への適用などをおして評価する。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

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整備する。また、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を拡張する。

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

R2年度内の公開が見込まれている統合解析コードシステム SCALE6.3⁽³⁹⁾における ENDF/B-VIII.0⁽⁴⁰⁾に基づく SCALE 共分散ライブラリについて、旧バージョンの SCALE 共分散ライブラリとの差異を、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。

【R4年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

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

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/UO₂ 炉心過渡変動ベンチマーク問題⁽⁴²⁾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する。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 への機能追加を行う。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

主として静特性計算機能について、R3年度に引き続き開発を進めて、完了する。また、当該機能を簡易なベンチマーク問題の解析をおして検証する。また、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、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。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

R3年度に引き続き、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 Phase II の解析、実機炉心解析等への適用などをおして評価する。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

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する。3次元核動特性解析コード PARCS のみを用いた熱水力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

	<p>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る。</p> <p>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年度に引き続き、統合解析コードシステム SCALE6.3における ENDF/B-VIII.0 に基づく SCALE 共分散ライブラリについて、旧バージョンの SCALE 共分散ライブラリとの差異を、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、R4年度に公開される見込みである JENDL-5⁽³⁸⁾が公開され次第、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⁽³⁷⁾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。</p>
	<p>【R5年度の実施内容】</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 BWR UO₂ 及び 1/3MOX 実機炉心データの整備を実施するとともに、R3年度までに改良した3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を用いて、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>b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等 R4年度までに完了した静特性計算機能の開発に引き続き、動特性計算機能の開発を進め、これを完了する。また、当該機能を簡易なベンチマーク問題の解析をとおして検証する。また、3次元詳細炉心動特性解析コードの静特性計算機能を用いて、粗細が異なる解析条件の組合方法、効率的な並列化方法、制御棒キャスピングモデル⁽³⁰⁾⁻⁽³²⁾の検討を進める。さらに、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)^{(27), (28)}の解析を実施し、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>b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播 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。</p> <p>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 R4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。</p>
	<p>【R6年度の実施内容】</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 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 UO₂ 及び 1/3MOX 実機炉心データの整備を実施するとともに、原子炉起動時及びに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 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、粗細が異なる解析条件の組合方法、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。さらに、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)⁽²⁹⁾の解析を実施し、制御棒位置及び減速材密度が時間変化する事象に対する解析精度を評価する。</p>
<p>8. 実施体制</p>	<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>北野 剛司 上席技術研究調査官 ○ 大川 剛 主任技術研究調査官 ○ 柴 茂樹 技術研究調査官 ○ 藤田 達也 技術研究調査官 ○ 岩橋 大希 技術研究調査官 酒井 友宏 技術研究調査官 山本 敏久 技術研究調査官</p>
<p>9. 備考</p>	<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-SG-S001:2008, (2009).</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).
- (5) 発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム, 原子力規制委員会, <https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/digital/index.html>, (最終アクセス: 令和2年8月26日).
- (6) 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).
- (7) T. Downar et al., *PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual*, University of Michigan, UMNERS-09-0001, (2013).
- (8) *TRACE V5.0. Patch 5 User's Manual*, U.S. NRC, (2017).
- (9) 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).
- (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 (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).
- (11) 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).
- (12) 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)
- (13) T. Fujita et al., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiments Using CASMO5 and TRACE/PARCS Codes with JENDL-4.0 Library," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018, (2018).
- (14) 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).
- (15) J. Solis et al, *Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark - Volume I Benchmark Specification*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2001)1, (2001).
- (16) T. Lefvert, *Ringhals-1 Stability Benchmark Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(96)22, (1996).
- (17) 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).
- (18) 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).
- (19) 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).
- (20) 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).
- (21) 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).
- (22) 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).
- (23) 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]
- (24) 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).
- (25) 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).
- (26) 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).
- (27) *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).
- (28) *Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case -*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2005)16, (2005).
- (29) J. Hou et al., "OECD/NEA Benchmark for Time-Dependent Neutron Transport Calculations without Spatial Homogenization," *Nucl. Eng. Design*, **317**, pp.177-189, (2017).
- (30) 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).
- (31) 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).
- (32) A. Graham et al., "Subplane Collision Probabilities Method Applied to Control Rod Cusping in 2D/1D," *Ann. Nucl. Energy*, **118**, pp.1-14, (2018).
- (33) *CASMO5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-07/431, (2012).
- (34) I. A. Kodeli, "Sensitivity and Uncertainty in the Effective Delayed Neutron Fraction (β_{eff})," *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.*, **715**, pp.70-78, (2013).

- (35) M. I. Radaideh et al., "Sampling-Based Uncertainty Quantification of the Six-Group Kinetic Parameters," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018, (2018).
- (36) 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).
- (37) K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, pp.1-30, (2011).
- (38) O. Iwamoto et al., "Status of the JENDL Project," *EPJ Web of Conferences*, **146**, 02005, (2017).
- (39) 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).
- (40) 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).
- (41) *SIMULATE5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-10/438 (2012).
- (42) T. Kozlowski et al., *PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark - Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2006)20, (2006).

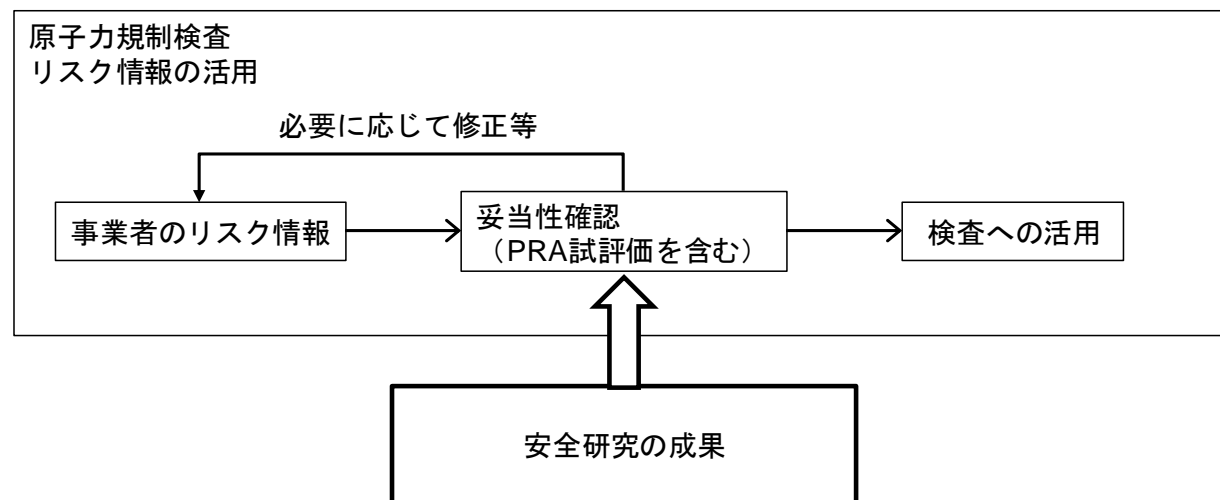
研究計画（案）

1. プロジェクト	18. 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	担当部署	技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門
		担当責任者	森 憲治 主任技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】 J) 核燃料サイクル施設	主担当者	横塚 宗之 技術研究調査官 瀧澤 真 技術研究調査官

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号ロにおいて、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。本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⁽¹⁾においては、検査の実施方針、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^{注1)}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。このため、検査における優先度や検査結果に対する重要度を判断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、想定される全ての事故シナリオについてリスク評価を行うことにより、その相対的な重要度を明確にすることができるが、そのためには、核燃料サイクル施設のリスク評価に適した評価手法の整備と、全ての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が必要になる。特に、事故の発生確率は低いがその影響が大きいと想定される事故シナリオは重要度の評価に影響を及ぼす可能性があり、これらのデータを適切に取得・整備することが必要である。これまでの安全研究^{注2)}においてもそのようなデータ等の整備を行ってきたが、これらに加えて、上述した原子力規制検査における優先度や重要度を評価する観点から必要なデータ等を整備していくことが重要である。

本安全研究では、原子力規制検査において事業者が示すリスク情報の妥当性を原子力規制庁が確認することを想定しており、このうち本安全研究により得られたデータは、このデータに基づく事故シナリオやその規模、放射性物質の挙動、影響範囲、余裕時間等の知見を用いて事業者が示すリスク評価モデルの妥当性確認に活用される。図1に本安全研究で想定している、研究により得られたデータの原子力規制検査への活用のイメージを示す。なお、これらの妥当性確認のため、リスク評価を実施する環境については別途整える。



PRA：確率論的リスク評価

図1 本安全研究で想定する研究成果の原子力規制検査への活用のイメージ

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故が想定されており、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、使用済燃料貯蔵槽に貯蔵する燃料の損傷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。いずれの重大事故においてもその事故シナリオの把握は重要であるが、これまで原子力規制庁で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^{注2)}、再処理施設については高レベル濃縮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。）を対象として、これらのリスク評価に必要な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。これらの重大事故を安全研究の対象とした理由は以下のとおりである。

○再処理施設において蒸発乾固事象を対象とした理由

実施設の新規制基準適合性審査結果⁽²⁾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、蒸発乾固、水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷が挙げられている^{注3)}。このうち、使用済燃料の著しい損傷については実用発電用原子炉と共通する重大事故であり、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。また、蒸発乾固については、高レベル廃液がある一定温度を超えた際に揮発性物質の気相移行を示唆する知見が得られており⁽³⁾、その気相移行割合は水素爆発時に想定される気相移行割合に比べて大きいことから、本研究における再処理施設の重大事故として、蒸発乾固を優先的に取り上げた。

○MOX燃料加工施設においてGB火災を対象とした理由

臨界事象では、直接の放射線は施設の構造物で遮蔽され、また、核分裂生成物の大規模な環境への放出も考えにくいと見られる。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焼結炉における水素爆発及び有機材料を構成材料とし非密封のMO

X燃料粉末を内包するGBの火災が考えられる^{注4)}。焼結炉の水素爆発ではそれによる駆動力が大きく、その影響は大きいことが想定されるが、水素爆発に関しては解析コードによる評価技術が検討されている実績がある⁽⁴⁾。一方、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。また、GB火災は、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があり、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の火災が多数報告されており⁽⁵⁾、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⁽⁶⁾。このような理由から、MOX燃料加工施設の重大事故として、GB火災を優先的に取り上げた。

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及びその重要度の評価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⁽¹⁾。

注2) 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3) 臨界及びTBP等の錯体の急激な分解反応については、新規規制基準適合性審査⁽²⁾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4) 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火災と焼結炉の水素爆発が挙げられている⁽⁷⁾。

（1）蒸発乾固

a) R2年度までに得られた知見⁽⁸⁾

高レベル廃液等の冷却機能が喪失した場合に、高レベル廃液等の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・固化に至るまでの一連の現象を蒸発乾固といい、この現象は再処理施設の重大事故の一つに挙げられている。

図2に示す概念図のとおり、蒸発乾固では「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。

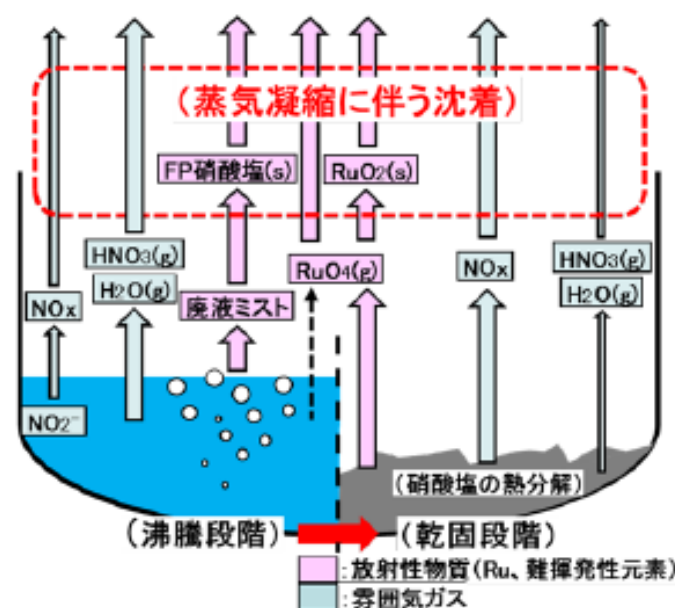


図2 蒸発乾固事故の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図（文献(8)の図を引用）

b) R3年度以降に検討が必要な事項

R2年度までの研究成果とでは、Ruの移行挙動に着目して、「沸騰初期段階」~~、「沸騰晩期段階」~~及びから「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、最新の再処理施設の重大事故対策や実施環境を踏まえて想定される条件下に拡張した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。

(2) GB火災

a) R2年度までに得られた知見⁽⁹⁾

重大事故時の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、MOX燃料加工施設でのGB火災について、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、科学的・技術的知見を収集・蓄積した。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。

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科学的・技術的知見を収集・蓄積した。

b) R3年度以降に検討が必要な事項

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3にGB火災試験の試験規模の推移を示す。

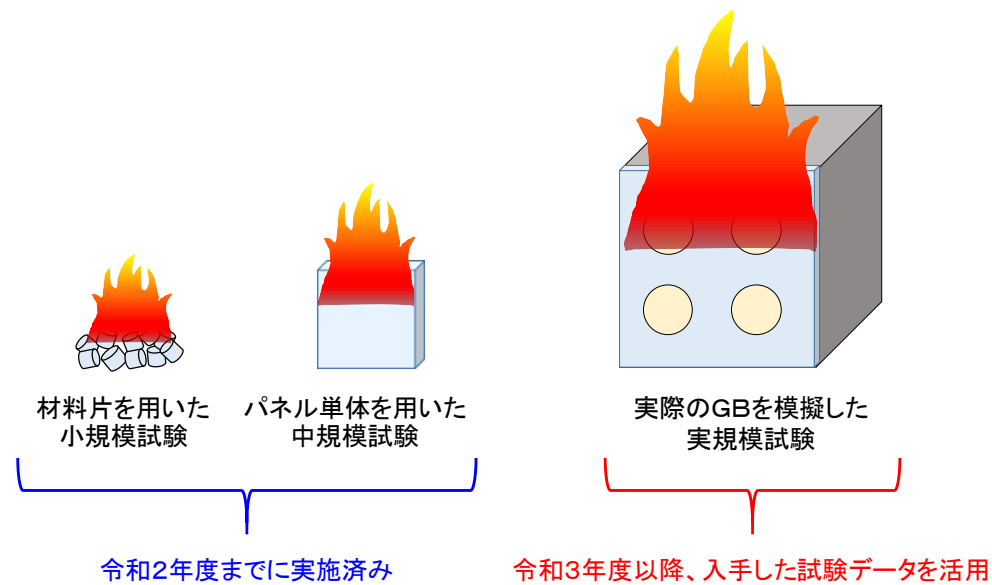


図3 GB火災における試験規模の推移

4. 目的

原子力規制検査制度におけるでは、検査における優先度や検査結果に対する重要度を判断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、想定される全ての事故シナリオについてリスク評価を行うことにより、その相対的な重要度を明確にする必要がある。これを踏まえて、再処理施設及びMOX燃料加工施設のリスク情報に基づく検査に資することの一環として、より詳細なリスク評価結果を得るため、低頻度高影響の事象を含む重大事故等の事象進展シナリオを明確にすることを目的として以下の項目の技術的検討を行う。なお、これらの検討は、令和2年度までに実施した安全研究から得られた知見と合わせて実施する。

- (1) 蒸発乾固に関する放射性物質移行挙動
- (2) GB火災に関する燃焼挙動

5. 知見の活用先

本プロジェクトで得られた知見及び評価ツールは、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、検査の優先度や検査結果に対する重要度を判断するため、事業者のリスク情報の妥当性確認に活用する。また、得られた知見は、リスク情報をまとめた検査資料や必要に応じて検査に係るガイドの参考情報として活用する。

<p>6. 安全研究概要 (始期: R3年度) (終期: R7年度)</p>	<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。） ② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。） ③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）</p> <p>(1) 蒸発乾固【分類①②③】 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"> ・実施条件を踏まえた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対策や実施環境を踏まえた条件下（気相温度、NO_x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、実施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。 ・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。 ・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。 <p><u>・事象進展解析コードに関する課題の整理</u> これまで得られた研究成果等を踏まえた上で、蒸発乾固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。</p> <p>(2) GB火災【分類①②③】 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。<u>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。</u></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"> ・分析の対象 <ul style="list-style-type: none"> - 換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動 - 開放空間における実規模GB火災の挙動 - 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動 - 核燃料物質（粉末）への火勢の影響 - GBパネル材の燃焼挙動 ・解析項目 <ul style="list-style-type: none"> - 換気系統の影響下における中規模GB火災 - 開放空間における実規模GB火災 - 換気系統の影響下における実規模GB火災
--	--

実施行程表

	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"> ・試験条件の検討、予備試験・解析 					
		<ul style="list-style-type: none"> ・実施設条件を踏まえた放射性物質移行挙動の把握 ・準揮発性物質の移行挙動等の把握 ・凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握 				
	<ul style="list-style-type: none"> ・事象進展解析コードの整備に向けた課題の分析 					
		<ul style="list-style-type: none"> ・課題等を踏まえた解析コードの整備方針に関する検討 				
					各事象進展段階に応じたデータ整理 ↓ 論文投稿 リスク評価モデルの妥当性確認に活用	
(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	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	換気系統の影響下における実規模GB火災解析	
					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 ↓ 論文投稿 リスク評価モデルの妥当性確認に活用	

7. 実施計画

【R 3 年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固【分類①②③】

- ・ 実施設条件を踏まえた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対策や実施設環境を踏まえた放射性物質移行挙動及び実施設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、試験装置を整備し、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、試験装置を整備し、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、試験装置を整備し、予備試験及び必要に応じて関連する解析を実施する。
- ・ 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①②③】

- ・ 開放空間での中規模GB火災における挙動の把握
 - －開放空間での中規模GB火災における挙動について、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。
- ・ 換気系統の影響下における中規模GB火災の挙動の把握
 - －前年度に得られた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）への影響に関する知見及びその他GBパネル材の燃焼に関する物理的知見を分析し、課題を抽出する。

【R 4 年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固【分類①②③】

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。

- ・ 実施条件を踏まえた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対策や実施環境を踏まえた放射性物質移行挙動及び実施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_x等共存ガスに着目した熱分解試験、気相温度及びNO_x等共存ガスに着目したエアロゾル生成挙動把握試験、高濃度硝酸条件における亜硝酸効果把握試験、実廃液で想定される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、C_sの移行挙動に着目した試験、C_sの移行挙動に関するT_c等の影響に着目した試験、放出経路中のR_uの再揮発に着目した試験、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R_uの化学吸収効果の把握
 - －凝縮液へのR_u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、R_u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①②③】
- ・ 換気系統の影響下における中規模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中規模GB火災の挙動、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物理的知見を分析し、課題を抽出する。

【R5年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固【分類①②③】

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。

- ・ 実施条件を踏まえた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対策や実施環境を踏まえた放射性物質移行挙動及び実施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（気相温度及びNO_x等共存ガスに着目したエアロゾル生成挙動把握試験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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。）
- ・ 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（C_sの移行挙動に関するT_c等の影響に着目した試験R4年度の成果を分析し、必要に応じて試験条件、試験装置、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】に示す実施項目のうち未対応の試験・解析を行う。）
- ・ 凝縮液へのR_uの化学吸収効果の把握
 - －凝縮液へのR_uの化学吸収効果を把握するための試験等（液の温度に着目した試験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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。）

(2) GB火災【分類①②③】

- ・ 開放空間における実規模GB火災における挙動の把握
 - －前年度に抽出した開放空間における実規模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。
- ・ 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物理的知見を分析し、課題を抽出する。

【R6年度の実施内容】

(1) 蒸発乾固【分類①②③】

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。

- ・ 実施条件を踏まえた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対策や実施環境を踏まえた放射性物質移行挙動及び実施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（高濃度硝酸条件における亜硝酸効果把握試験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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。）
- ・ 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（放出経路中のR_uの再揮発に着目した試験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、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】に示す実施項目のうち未対応の試験・解析を行う。）
- ・ 凝縮液へのR_uの化学吸収効果の把握
 - －凝縮液へのR_uの化学吸収効果を把握するための試験等（液の組成に着目した試験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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。）

(2) GB火災【分類①②③】

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動の把握 <ul style="list-style-type: none"> －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。 －前年度に得られた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物理的知見を分析し、課題を抽出する。 <p>【R7年度の実施内容】</p> <p>(1) 蒸発乾固【分類①②③】</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実施条件を踏まえた放射性物質移行挙動の把握 <ul style="list-style-type: none"> －再処理施設で想定される重大事故対策や実施環境を踏まえた放射性物質移行挙動及び実施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（<u>液の亜硝酸濃度変動試験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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。</u>） ・ 準揮発性物質の移行挙動等の把握 <ul style="list-style-type: none"> －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（<u>乾固物の物性値測定及び乾固物の温度挙動解析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】に示す実施項目のうち未対応の試験・解析を行う。</u>） ・ 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握 <ul style="list-style-type: none"> －凝縮液へのRuの化学吸収効果を把握するための試験等（<u>Ruの化学吸収反応及びその反応速度の検討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】に示す実施項目のうち未対応の試験を行う。</u>） <p>また、これまでに取得したデータを基に実施で想定される蒸発乾固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。</p> <p>(2) GB火災【分類①②③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 換気系統の影響下における実規模GB火災の挙動の把握 <ul style="list-style-type: none"> －前年度の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 <ul style="list-style-type: none"> －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。
8. 実施体制	<p>【核燃料廃棄物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"> ○ 横塚 宗之 技術研究調査官 寺垣 俊男 技術研究調査官 古田 昌代 技術研究調査官 ○ 瀧澤 真 技術研究調査官 山口 晃範 技術研究調査官 櫻井 智明 技術研究調査官 久保田和雄 統括技術研究調査官 藤根 幸雄 技術参与 山田 隆 技術参与 山手 一記 技術参与 野島 康夫 技術参与
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <ol style="list-style-type: none"> (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) 玉内義一、他、再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動調査 (5) 小型環状層の燃焼解析、構造解析、日本原子力学会2016年秋の大会 予稿、3H02、平成28年9月7日～9日 (5) 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. (6) IRSN, “Glovebox fire: first results for IRSN research”, programhttps://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20181120_Glovebox-fire-IRSN-research.aspx, 20/11/2018 (7) 日本原燃株式会社、MOX燃料加工施設における新規性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5月26日

<p>(8) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等、令和 2 年 3 月</p> <p>(9) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書再処理施設等における火災事故時影響評価試験、令和 2 年 3 月</p>
--

研究計画（案）

1. プロジェクト	20. 廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門
		担当責任者	山田 憲和 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】 K) 放射性廃棄物埋設施設	主担当者	廣田 明成 技術研究調査官 入江 正明 技術研究調査官
3. 背景	<p>(廃棄物埋設に係る規制基準の整備状況)</p> <p>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〕としてと取りまとめ、2018 年 4-10 月に成立施行された改正原子炉等規制法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を検討するとともに、長期の放射線防護の実効性をより高めていくための ALARA の考え方に関して原子力規制委員会において議論をすすめ進め、2018 年に規制要求の骨子案〔2〕、2020 年に中深度処分に係る規制基準等における要求事項の概要について取りまとめ、引き続き技術的な検討を進めている〔3〕。しているところ。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第二種廃棄物埋設事業規則及び第二種廃棄物埋設許可基準規則とその解釈が 2019 年に改正された。その中で、廃棄物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 共とにも、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、現在、日本原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ている。</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、<u>原子力発電環境整備機構 (NUMO)</u> による立地へ向けた取組が進められている。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。</p> <p>加工施設等から発生する専らウランによっ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ている。</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って、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、<u>国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)</u> 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>(規制基準の整備に対応した安全研究フェーズの段階の考え方)</p> <p>中深度処分の要件を示した許可基準規則の制定が 2020 年度中を目途に進められているため、今後行われる事業許可の審査を見据えて、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等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共通するものは、今後の浅地中処分の審査にも反映する。</p> <p>地層処分においては、10 万年を超える長期間にわたって <u>高レベル放射性廃棄物 (HLW)</u> 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、<u>さらなる更なる</u>技術的な検討が必要と考える。しかしながら、長半減期核種の濃度制限等、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、事業者に離隔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〕-</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、廃棄物と公衆の離隔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〔2〕。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っ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>		

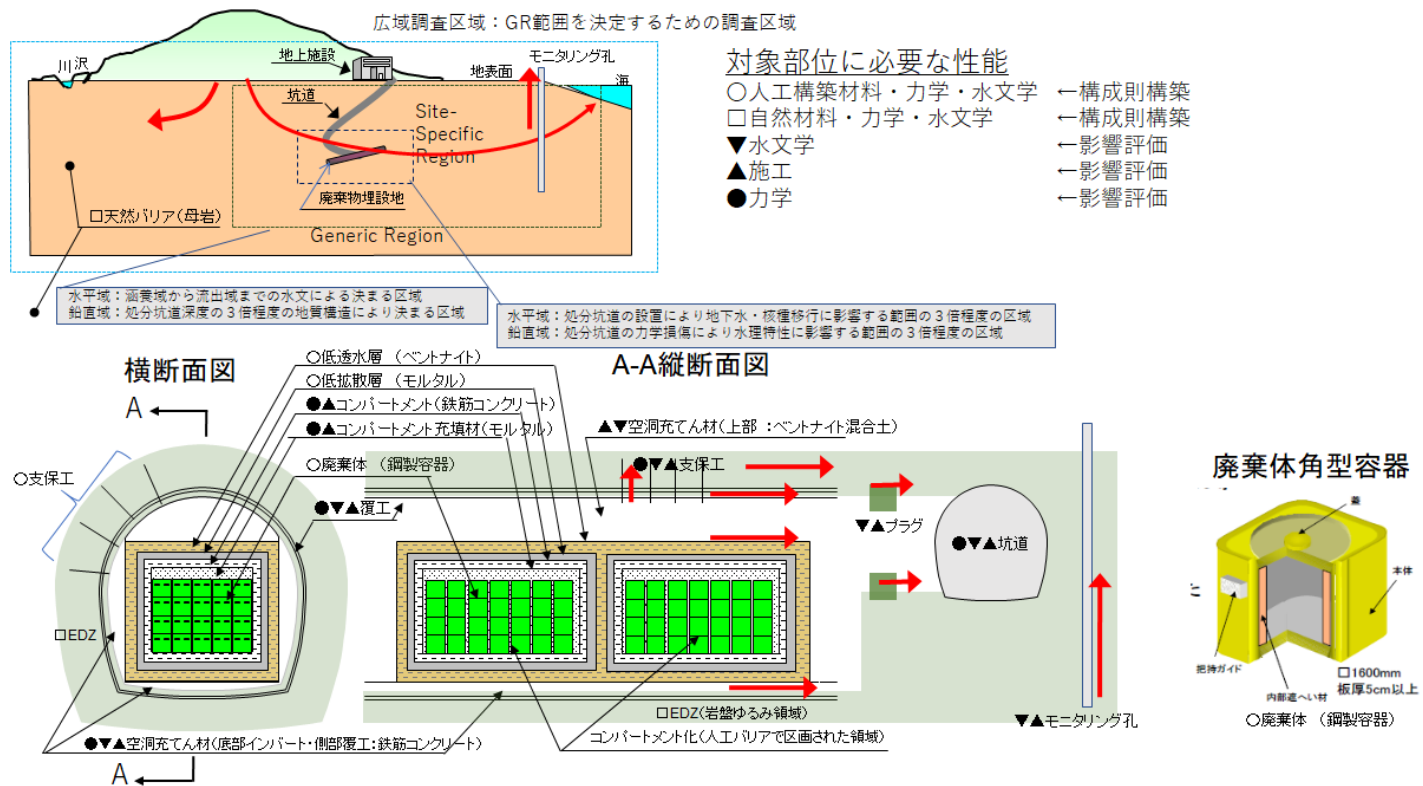


図1 中深度処分概念と安全研究項目 (電気事業連合会資料〔2〕の図に研究項目等を追記)

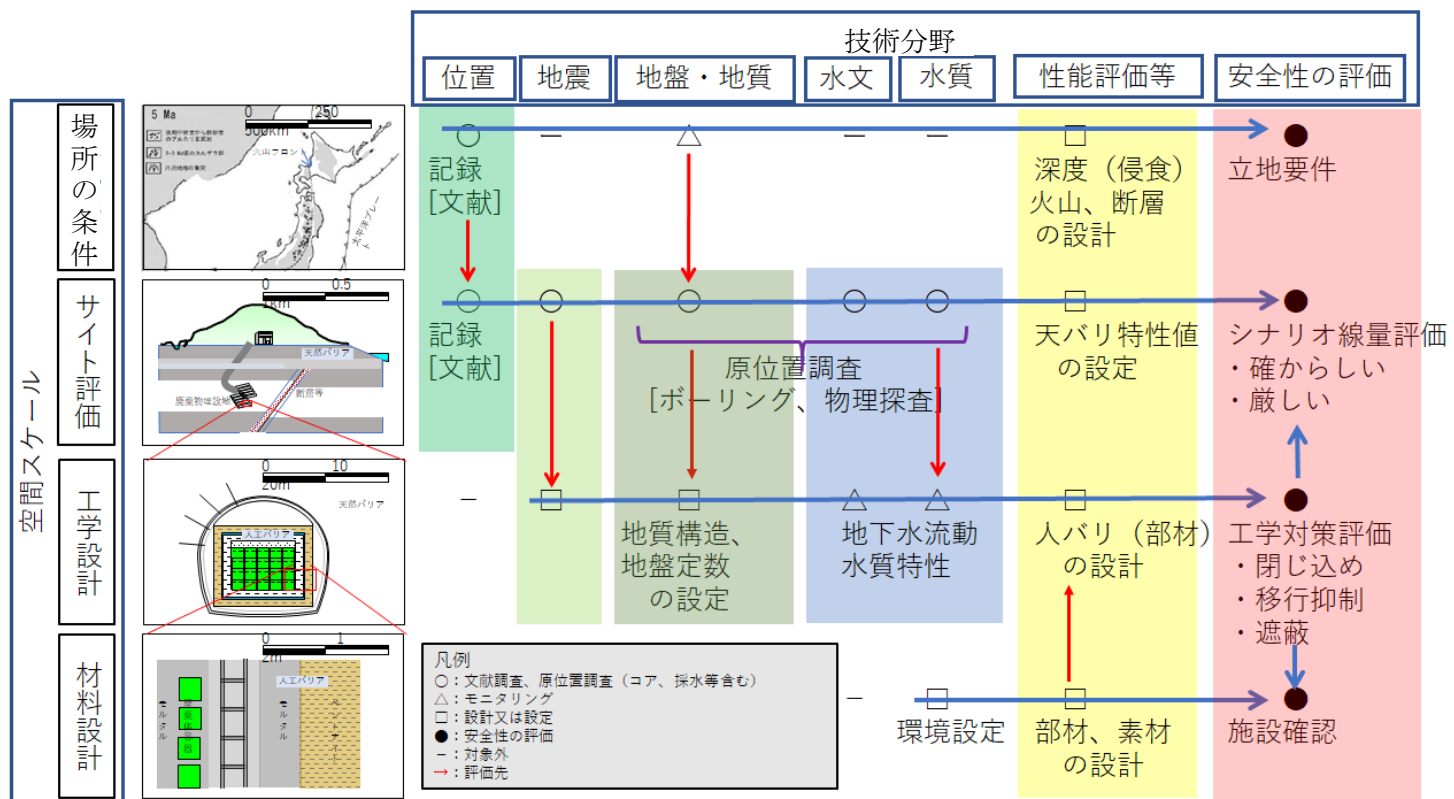


図2 中深度処分の空間スケールと対応する技術分野

(研究課題)

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

- (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等に関共通**する課題

4. 目的

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。

5. 知見の活用先

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、前フェーズでは、このうち①の規制基準類への反映が中心であったが、今フェーズでは②が中心となる。

- 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
 - ・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。)
 - ・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。)
 - ・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(廃棄物埋設確認)(以下「確認ガイド」という。)

	<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 ・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</p> <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 ・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</p> <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>
<p>6. 安全研究概要 (始期：R3年度) (終期：R6年度)</p>	<p>本プロジェクトにおいては、現在進められている中深度処分の事業規則及び許可基準規則並びに審査ガイド等の整備を受けて、今後行われる審査等の際の判断に必要な知見の収集等を行う。具体的には、中深度処分の環境条件及び設計を想定して、地質環境、水理環境等の評価手法に関する科学的・技術的知見を整理する。また、地質環境及び水理環境のモニタリング及び閉鎖措置又は廃止措置における性能等の確認及び地下水等モニタリングについて具体的判断指標等について検討を行う。これらの科学的・技術的知見の抽出のために以下に示す項目について安全研究を行い、規制基準等へ反映すべき又は適用すべき判断指標等の整備を行う。</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。） ② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。） ③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。） ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>なお、研究項目は、中深度処分に関連する技術分野の中で規制要件の観点から重要な課題のうち、原子力規制庁等において既に研究が実施されて規制の判断基準としてまとめる段階のもの、他機関で研究が進められているもの*、今後具体的な地質環境条件及び設計に応じて研究の要否を検討するもの**を除いて設定した。</p> <p>* 廃棄物中の濃度が高く比較的取着性かつ半減期が長い C-14 の挙動（インベントリ、廃棄物からの浸出挙動、人工バリア及び天然バリア中の化学形態、移行挙動等）等 ** 火山フロントの背弧側における長期的な火口の形成、金属容器の腐食挙動等</p> <p>(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】</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するさせる火山活動、断層活動及び、著しい侵食、天然資源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って例えば放射性物質が廃棄物埋設地から漏え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、<u>規制基準審査ガイド</u>等の整備に活用可能な知見の収集等を行い、最終年度に成果の内容を取りまとめる。</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①及び分類②】</p> <p>中深度処分における廃棄物埋設地は、断層活動による断層の著しい変動が生ずる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。<u>考慮する断層の性状について浅地中処分の許可基準規則では、後期更新世以降（約1212～1313万年前以降）の活動が否定できない場合は中期更新世以降（約4040万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造、応力場等を総合的に検討した上で対象となる断層の評価を行うことが求められており</u>〔4〕、中深度処分施設は、埋設する廃棄物の特性等を考慮して<u>対象とする断層の範囲が検討が</u>されている。このような断層には、地下70-70m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<u>共</u>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、<u>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、厚さ等を考慮した解析的に検討を解析的に</u>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、<u>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</u>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②及び分類③】</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。<u>一方で、これらのモデルの検証のため同時に、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共</u>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、<u>モデル解析と相互にフィードバックすることにより</u>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</p>

データの空間的ばらつきの検討、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妥当な採取法についても調査、検討を行う。

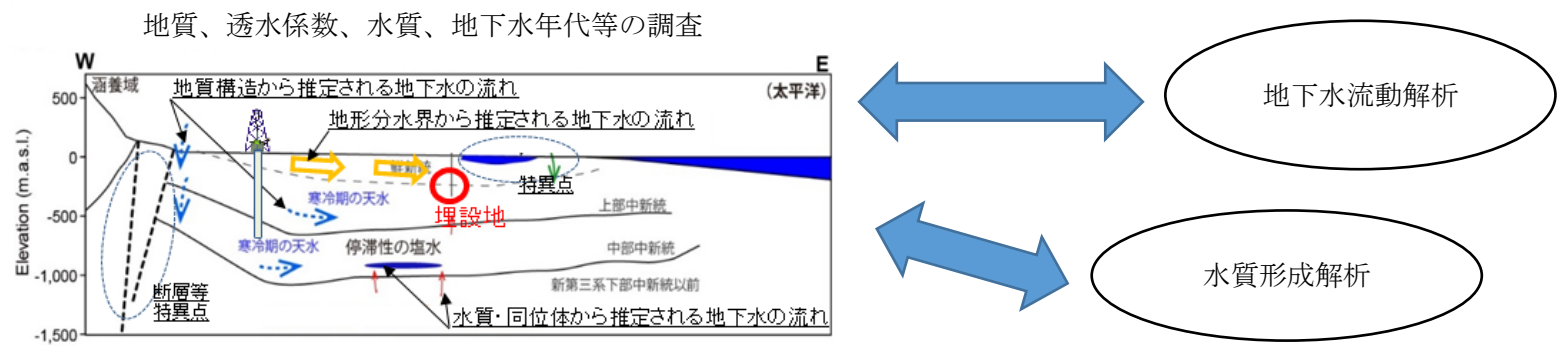


図3 ボーリング調査、地下水流動解析、水質形成解析を組み合わせた地下水評価手法

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②及び分類④】

(i) 処分坑道周辺等の岩盤の力学状態、水理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り様々な作用により、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〔35〕。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、同時に起こり得る水理学的特性の変化については測定例がいくらかあるが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、岩盤の力学的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、岩盤の力学的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、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。原位置試験では、健全部の岩盤に予あらかじめモニタリング装置等を敷設して、坑道掘削による影響、さらに、埋戻したときの現象等について一連の坑道で試験を行う。このようにスケール等の実条件を反映できる一方でケース数や分析及び条件の測定に限界がある原位置試験と、条件の再現には限界があるが制御された条件下で多様な分析及び測定を行うことができる室内試験を組み合わせ検討を実施する。

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。

想定される原位置試験のイメージ

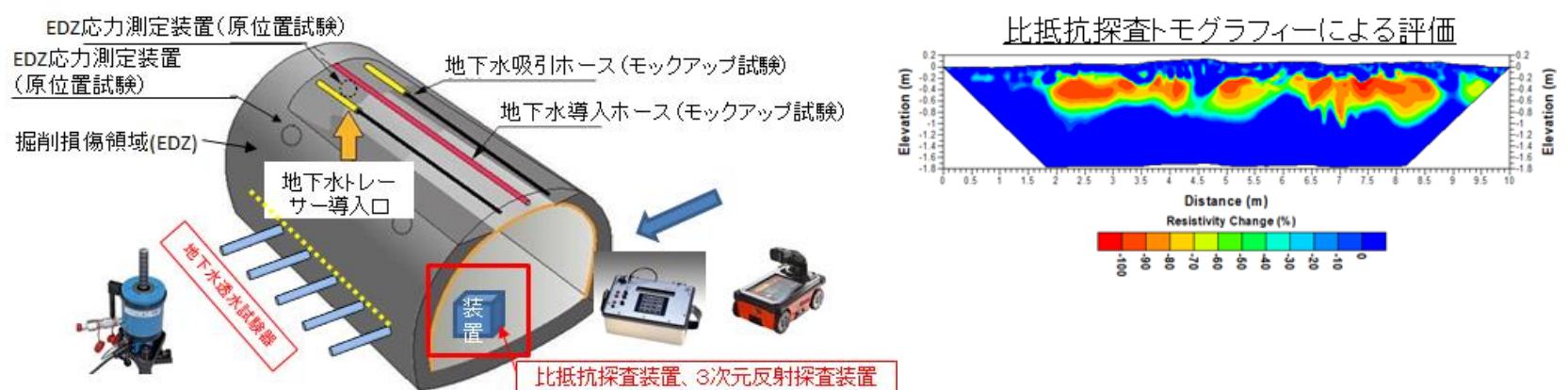


図4 掘削影響領域に関する原位置試験

想定される室内試験のイメージ

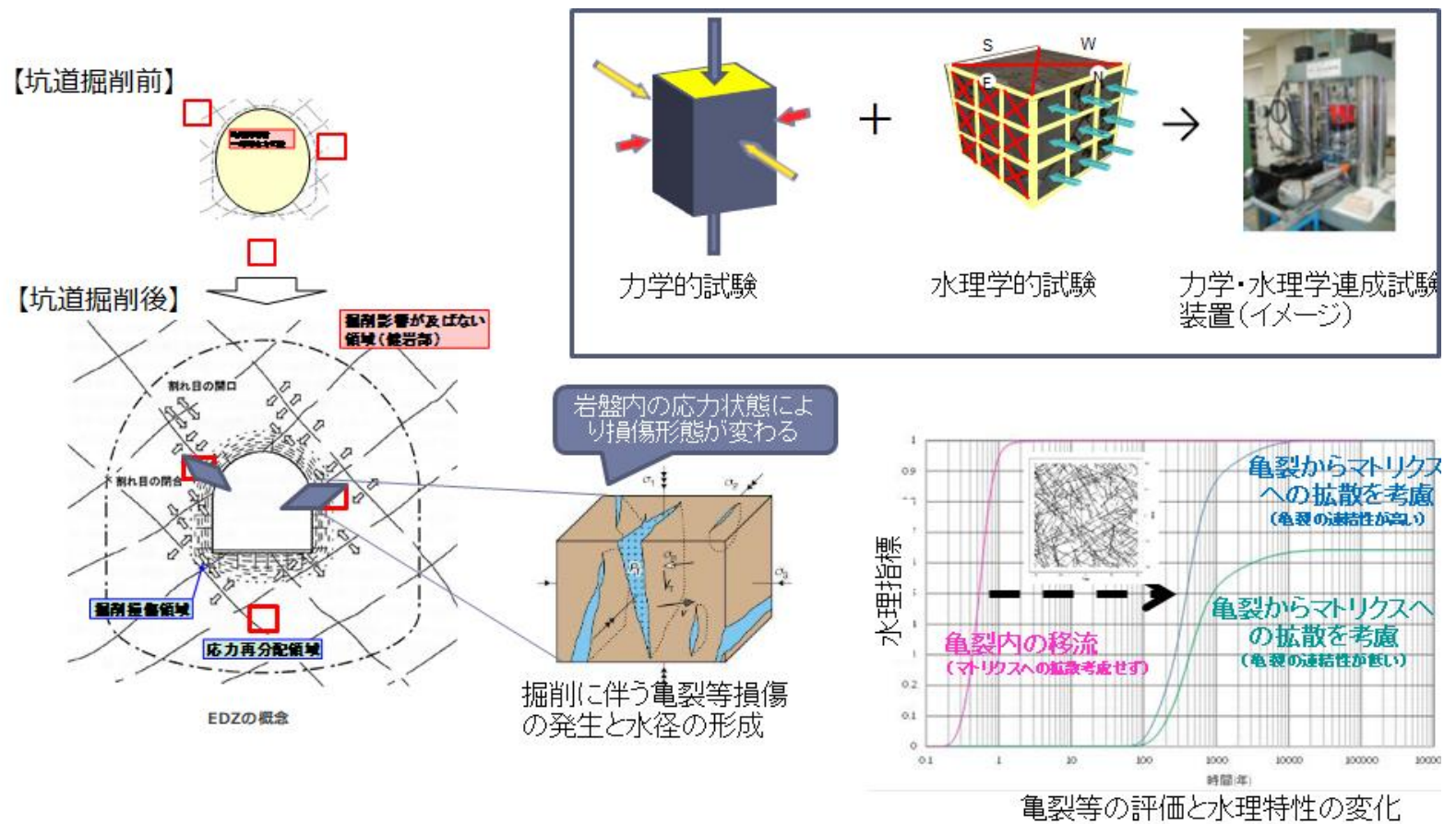


図5 力学/水理学連成試験

(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埋戻し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）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を通水することによる、鉱物組成の変化、透水性、イオンの移動性についての試験及び地球化学計算、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①、分類②、分類③及び分類④】

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①、分類②、分類③及び分類④】

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）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に関係する結晶構造や物質移行特性を支配する細孔構造及び収着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、その機構を明らかにする。さらに、セメント系人工バリアについて、体積変化によるひび割れ等の発生が物質移行特性への及ぼす影響について科学的・技術的知見の取得を行う。

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②及び分類④】

岩盤中の放射性核種の移行を考える際、微小な空隙中での放射性核種の物質輸送とその過程での鉱物への収着は、移行を遅延させる重要な機構である。この機構については、核種の分散系での収着反応評価、金属酸化物の集合体の評価など水分子の移動や空隙内の分布、表面の凹凸、電気二重層の影響等様々な評価がされているが〔6〕〔7〕、実条件でそれら全てを把握することが極めて困難であることから、当該場所の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であるが、特に、空隙構造とそれが収着現象及び物質移行現象に与える影響についての検討例は少ない。このため、微小空間での収着に寄与する特異的な現象を統一的に考慮することで、岩石中の微小な空隙での特異的な収着反応のメカニズムを明らかにし、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。岩石中の放射性核種の拡散及び収着には、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試験を行う。

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〔46〕〔57〕。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。

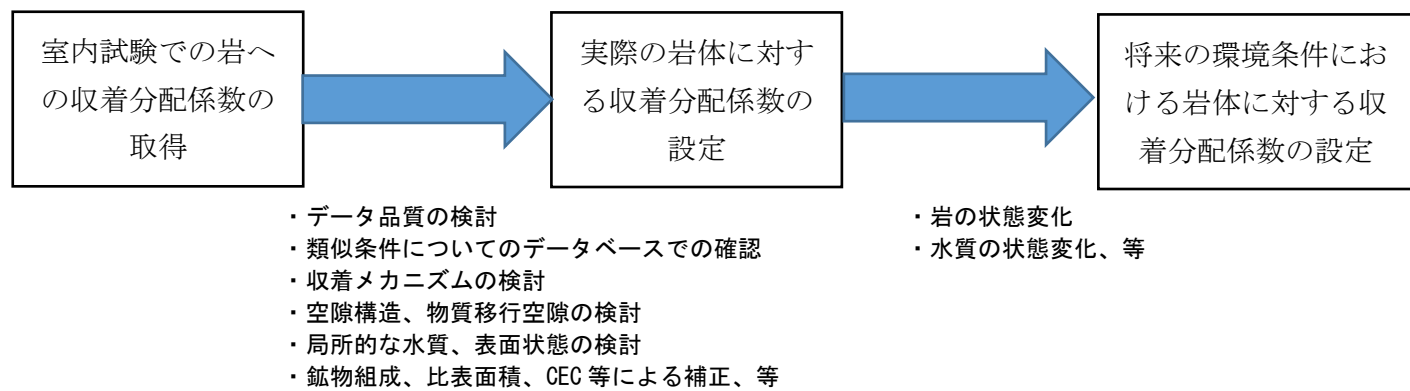


図7 評価に用いる収着分配係数の設定フロー

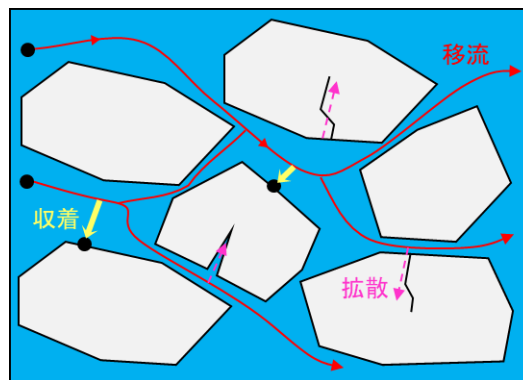


図8 空隙中の放射性核種の移行の概念

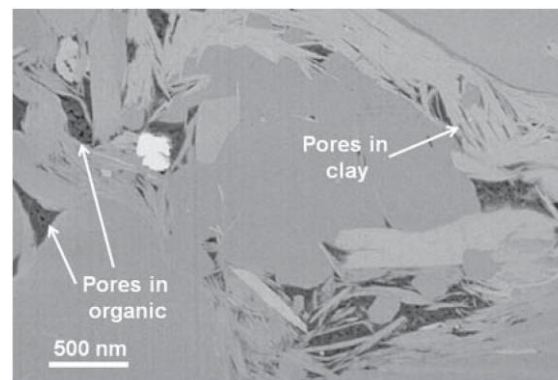


図9 岩石中の空隙の例

d. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】

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、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、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「決定グループ」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。

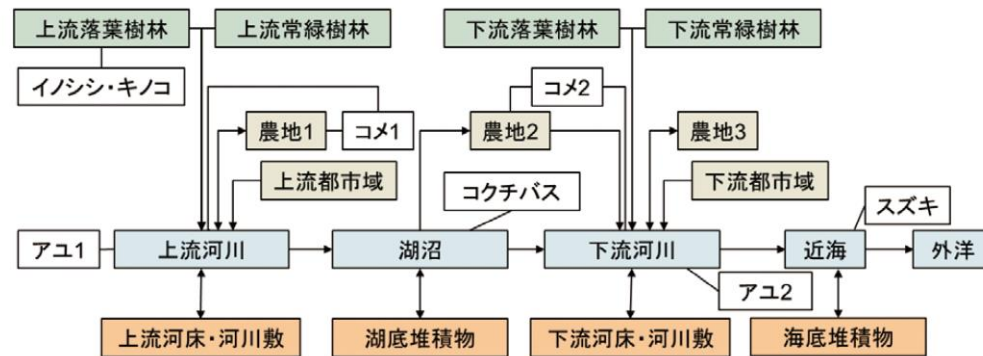


図10 福島第一原子力発電所事故によって放出されたCsの樹林、河川等を通じた移行モデルの例

JAEA-Research-2016-020 「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」(2016)より

(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①及び分類②】

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うえに、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

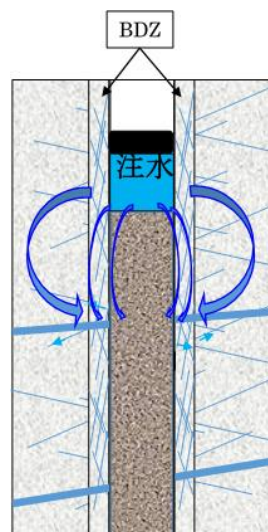
高透水性であったり、亀裂ネットワークが発達していたりする岩盤の場合には、観測孔等の閉鎖が不十分であっても、周辺岩盤と比べて特異的な高透水構造とはなりにくい。一方で、廃棄物埋設地と地表近傍の地層を粘土層などが低透水性の構造で隔離されていて（こちらの方が廃棄物埋設地としては好ましい条件）、これを貫通するボーリング孔が設けられている場合などにおいては、大きな影響を与え水理構造になり得る。このため、代表的な地質水理構造を設定し、ボーリング孔等が水理場に与える影響について検討する。

・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11 観測孔の閉鎖確認と可能性のある地下水移行経路

(4) 中深度処分及び浅地中処分等に共通する課題に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】

— 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とから、このことから、さらに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①及び分類②】

中深度処分においては、埋設地の性能に影響するよう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①、分類②、分類③及び分類④】

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注目して、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決定グループの設定【分類①及び分類②】

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(株)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、農地等に注目し、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(株)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「決定グループ」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。

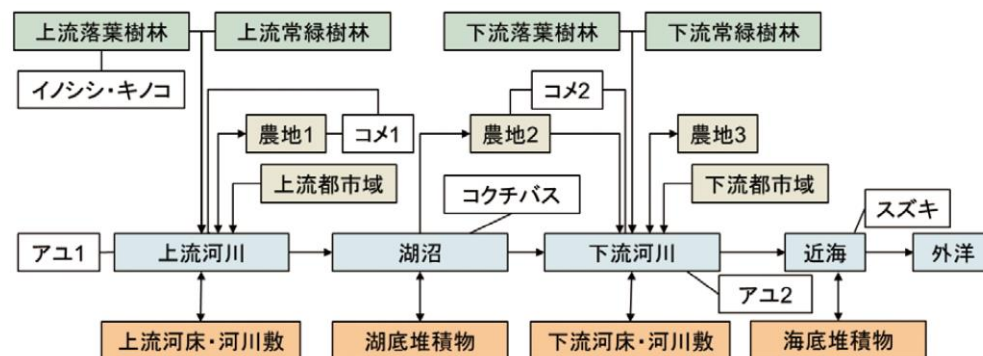


図10 福島第一原子力発電所事故によって放出されたCsの樹林、河川等を通じた移行モデルの例

JAEA-Research 2016-020 「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」(2016)より


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 （R2年度中に規制基準の整備（予定））			
	<ul style="list-style-type: none"> ・位置に係る審査ガイド、設計プロセス・線量評価ガイド等の整備 ・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 ・確認要領等後続規制に資する科学的・技術的知見の整備 			
	○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"> ・（仮称）安全評価に係る審査ガイド（予定） 			
	○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 （第一種廃棄物埋設の安全確保上少なくとも考慮すべき事項の整備）			
(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】			▽論文公表	
	<ul style="list-style-type: none"> a. 断層等に関する評価手法の研究 ・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 ・広域の地下水流動モデル化の概念 e. c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 e. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 ・室内力学試験機の製作 ・原位置におけるモニタリング装置の設置 ・国内外の文献調査等による整理 	<ul style="list-style-type: none"> a. 断層等に関する評価手法の研究 ・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 ・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 ・室内水理学試験機の製作及び力学試験器との連結 ・原位置試験の準備 ・施設表層の侵食に評価に関する機構解明等の文献調査 	<ul style="list-style-type: none"> a. 断層等に関する評価手法の研究 ・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 ・試料採取データによる検証（前年から続き） c. 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究 ・室内力学水理連成試験機による実験 ・原位置試験によるトンネル掘削等 ・地表付近の侵食及び侵食防止対策の整理 	<ul style="list-style-type: none"> a. 断層等に関する評価手法の研究 ・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 ・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 ・実験に基づく構成モデルの構築とシミュレーション ・原位置試験によるトンネル掘削等（前年からの続き） ・埋設表層の侵食に評価手法の整理

▽論文公表

▽論文公表

				提供						
			位置に係る審査ガイド等の整備		随時反映		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 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 c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験の準備 d. <u>放射性物質の移行等の設定</u>	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） 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法の整理 c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験 d. <u>放射性物質の移行等の設定</u>	随時反映	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） 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 c. 岩盤の収着に関する研究 ・吸着試験（前年の続き） d. <u>放射性物質の移行等の設定</u>	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 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 c. 岩盤の収着に関する研究 ・岩盤収着の考え方の整理 d. <u>放射性物質の移行等の設定</u>	▽論文等公表	▽論文等公表	▽論文等公表	
			設計プロセスに係る審査ガイド等の整備							
	(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	随時反映	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	▽論文等公表			
							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) <u>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</u> 浅地中処分等に関する研究【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 b. 覆土の締固めと透水性に関する試験	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 b. 覆土の締固めと透水性に関する試験（前年からの続き）		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 b. 覆土の締固めと透水性に関する試験（前年からの続き）	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 b. <u>覆土の締固めと透水性に関する試験（前年からの続き）</u>	▽論文等公表			

		c. 放射性物質の移行等の設定	c. 放射性物質の移行等の設定	c. 放射性物質の移行等の設定 ▽論文等公表 随時反映 	c. 放射性物質の移行等の設定
			浅地中処分に関する	審査ガイドの整備	

【R3年度の実施内容】

- (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【分類①及び分類②】
 - ・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②及び分類③】
 - ・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②及び分類④】
 - ・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モニタリング装置の設置
- (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【分類①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・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①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・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②及び分類④】
 - ・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。
 - ~~d. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】~~
- (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】
- ・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①及び分類②】
 - ・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
- (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浅地中処分等に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】
- a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】
 - ・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①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・覆土の締め固めと透水性能に関する試験
 - c. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】
 - ・放射性物質の移行等の設定

7. 実施計画

【R4年度の実施内容】

- (1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①、分類②及び分類③】
- a. 断層等に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】
 - ・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②及び分類③】
 - ・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②及び分類④】
 - ・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坑道掘削評価及び水理モニタリング
- (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【分類①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・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①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・細孔構造の評価法の整理及び結晶安定性の評価並びに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②及び分類④】
 - ・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
 - ~~d. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】~~
- (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. 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①及び分類②】
 - ・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
- (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浅地中処分等に関する研究【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【分類①及び分類②】
 - ・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①、分類②、分類③及び分類④】

- ・覆土の透水性能に及ぼす材料鉱物組成等の影響について
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】
- ・放射性物質の移行等の設定

【R5年度の実施内容】

- (1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①、分類②及び分類③】
- 断層等に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】
 - ・断層等の変位・変形に関する評価
 - 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②及び分類③】
 - ・試料採取データによる検証（前年からの続き）
 - 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②及び分類④】
 - ・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坑道掘削評価及び水理モニタリング（継続）
- (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】
- 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】
 - ・変質を考慮した透水性及び拡散等の評価手法の整理
 - セメン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】
 - 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
 - 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②及び分類④】
 - ・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
- ~~d. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】~~
- (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】
- 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①及び分類②】
 - ・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
- (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浅地中処分等に関する研究【分類①、分類②及び分類④】
- 侵食に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】
 - ・地表付近の侵食及び侵食防止対策の整理
 - 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】
 - ・覆土の透水性能の確認に関する検討
- c. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】
- ・放射性物質の移行等の設定

【R6年度の実施内容】

- (1) 自然事象の長期評価に関する研究【分類①、分類②及び分類③】
- 断層等に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】
 - ・断層等の水理特性評価
 - 地下水流動場に関する評価手法の研究【分類②及び分類③】
 - ・広域地下水流動モデルの構築
 - 岩盤の力学状態と水理特性に関する研究【分類②及び分類④】
 - ・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坑道掘削評価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①、分類②、分類③及び分類④】
- 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】
 - ・変質を考慮したベントナイトの評価手法の取りまとめ
 - セメン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】
 - ・セメント硬化体の物質移行に関する取りまとめ
 - 岩盤の収着・移行現象に関する研究【分類②及び分類④】
 - ・岩盤中の微小な空隙を考慮した収着・移行現象の整理
- ~~d. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】~~
- (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】
- 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①及び分類②】
 - ・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浅地中処分等に関する研究【分類①、分類②及び分類④】

	<p>a. 侵食に関する評価手法の研究【分類①及び分類②】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・埋設表層の侵食に係る評価手法の整理 <p>b. 粘土系材料の透水特性、空隙構造等に関する研究【分類①、分類②、分類③及び分類④】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・覆土の性能評価に関する取りまとめ <p><u>c. 生活環境における放射性物質の移行及び決定グループの設定【分類①及び分類②】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の移行等の設定
8. 実施体制	<p>【核燃料廃棄物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"> ○ 廣田 明成 技術研究調査官 ○ 入江 正明 技術研究調査官 青木 広臣 主任技術研究調査官 市末 高彦 技術研究調査官 河原木 千恵 技術研究調査官 鏡 健太 技術研究調査官 木嶋 達也 技術研究調査官 伊豆本 幸恵 技術研究調査官 森田 彰伸 技術研究調査官 伊藤 一充 技術研究調査官 室田 健人 技術研究調査官 <p>【共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 . . . 実施項目（1）c(ii) ・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 . . . 実施項目（1）c(i) ・国立大学法人東京大学 . . . 実施項目（2）c
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>[1] 原子力規制委員会（2016）「炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について」</p> <p>[2] 平成 30 年度第 22 回原子力規制委員会</p> <p>[3] 令和 2 年度第 16 回原子力規制委員会</p> <p>[4] 原子力委員会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</p> <p>[35] 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>[46] Wang, Y., (2014) Nanogeochemistry: Nanostructures, emergent properties and their control on geochemical reactions and mass transfers. Chem. Geol. 378-379, 1-23.</p> <p>[57] 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>

研究計画（案）

1. プロジェクト	21. 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	担当部署	技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門
		担当責任者	酒井 宏隆 主任技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】 L) 廃止措置・クリアランス	主担当者	酒井 宏隆 主任技術研究調査官 大塚伊知郎 主任技術研究調査官 高橋 宏明 主任技術研究調査官

クリアランス検認（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（図1参照）。

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

② 審査等の際の判断に必要な新たな知見の収集・整備（以下「分類②」という。）、及び、④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

(1) クリアランス検認（分類②）

中部電力株式会社浜岡原子力発電所のタービンロータ、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構新型転換炉原型炉ふげんの金属くずなどのこれまで7施設から発生した放射能濃度確認対象物（以下「クリアランス対象物」という。）に対してクリアランス制度を適用した実績がある。

一方で、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、工場等において用いた資材その他の物に含まれる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2007294号 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。

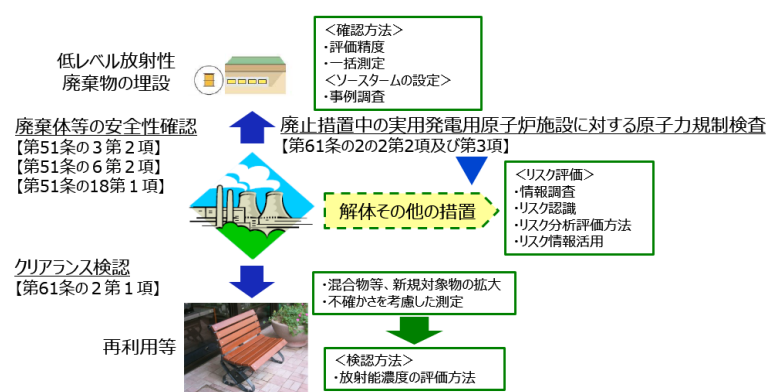


図1 本研究の概要

3. 背景

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)）及びアスベスト、PCBなどの一部の新規クリアランス対象物の測定方法の検討（文献(5)）を先行的に行ったが、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（図2参照）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検認※方法を整備することが重要である（※クリアランスレベルを用いて、放射性物質として扱う必要がない物であることを事業者が判断し、その判断に加えて国が適切な関与を行うことを「クリアランス検認」という。）。

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

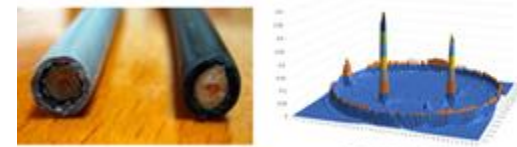


図2 新規のクリアランス対象物と可視化の例
ケーブルのように金属と有機物が混合した新規のクリアランス対象物に含まれる放射能を定量化する際に、内部の物質の分布を把握するために可視化した情報が有用となる。

(2) 廃棄体等の安全性確認（分類②）

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、及び核種の放出率及び並びに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、重要な因子であるが、現在操業中である日本原燃株式会社廃棄物埋設施設の線量評価においては、考慮されていない。一方で、今後事業（変更）許可申請が想定される、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、事業（変更）許可申請の審査において、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、今後中深度処分施設、日本原子力発電株式会社のトレンチ処分施設等の操業に伴いこれまでピット処分実績のある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。第二種埋設規則改正に伴い、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。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

	<p>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。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、放射化金属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、新たに確認手法を整備することが重要である。</p> <p>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>(3) 廃止措置リスク評価（分類②）</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、よりリスクの高い活動に着目した検査が行われることとなった。しかしながら、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リスク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、廃止措置リスク評価手法に関する知見を整備する必要がある。</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>(4) 長半減期放射性核種等の定量評価に係る信頼性確保に関する研究（分類④）</p> <p>廃止措置・クリアランス分野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分析を技術的基盤として、具体的な研究課題の解決を進めている。その中でも、長半減期放射性核種等の定量評価の妥当性確認をどのように実施するかが共通的な課題となっている。</p> <p>長半減期放射性核種等の定量評価の妥当性確認するためには、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、測定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> <div data-bbox="1465 736 1942 1113" data-label="Image"> </div> <p>図 3 分析装置の例</p>
<p>4. 目的</p>	<p>事業（変更）許可申請及び後続規制における、クリアランスの検認、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) クリアランス検認</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体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の事業（変更）許可申請に関する審査に必要な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) 廃止措置リスク評価</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リスク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定量評価に係る信頼性確保に関する研究</p> <p>複雑な性状の試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析に必要な前処理等様々な要素技術に関し、最新の質量分析計を用いた分析方法による核種分析に関する研究を行い、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。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(1) クリアランス検認（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検認に活用する。</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：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</p> <p>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 原子力規制委員会決定）に基づく審査</p>

	<p>(3) 廃止措置リスク評価 (分類②) 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。 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定量評価に係る信頼性確保に関する研究 (分類④) 廃止措置・クリアランス分野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>
<p>6. 安全研究概要 (始期: R3 年度) (終期: R6 年度)</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 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) クリアランス検認 (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) 廃棄物等の安全性確認 【分類②】 <u>今後想定される</u>中深度処分対象廃棄物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、事業(変更)許可の審査において、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<u>環境条件の変化に伴う</u>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物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物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) 廃止措置リスク評価 (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<u>平常時及び事故時の</u>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、廃止措置活動のリスクに関する科学的・技術的知見を取得する。<u>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。</u></p> <p>(4) 長半減期放射性核種等の定量評価に係る信頼性確保に関する研究 【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 (^{90}Sr、^{93}Zr、^{129}I、U 同位体等) 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。</p>

実施行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(1) クリアランス検認	<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>▽学会発表↑</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>▽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>▽学会発表↑</p>	<p>た知見を適宜反映）</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>▽学会発表</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>・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>・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>・クリアランス検認における科学的・技術的知見の取りまとめ</p> <p>↓</p> <p>クリアランス検認の信頼性確保に係る技術基盤</p>
	<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>	
(2) 廃棄体等の安全性確認		▽学会発表	▽論文公表	
	<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</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>↑</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試験</p> <p>・多数の廃棄物の一括測定に係る試験</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>
(3) 廃止措置リスク評価	<p>・事象発生記録の調査</p> <p>・諸外国における廃止措置リスク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>※：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リスク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>・リスク認識・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>・リスク認識・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定量評価に係る信頼性確保		▽学会発表	▽学会発表 論文公表▽	▽学会発表 論文公表▽
	<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>・試験検討結果取りまとめ</p> <p>↓</p> <p>廃棄物等の長半減期核種分析に係る技術基盤</p>

7. 実施計画	<p>【R3年度の実施内容】</p> <p>(1) クリアランス検認【分類②】</p> <p>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。</p> <p>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<u>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。）</u>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>(2) 廃棄体等の安全性確認【分類②】</p> <p>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。</p> <p>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能量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。</p> <p>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。</p> <p>(3) 廃止措置リスク評価【分類②】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>(4) 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究【分類④】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・^{90}Sr、^{93}Zr、^{129}I、U 同位体等の最新の分析方法の調査を実施する。 ・最新の<u>質量分析計を用いた</u>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。
	<p>【R4年度の実施内容】</p> <p>(1) クリアランス検認【分類②】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 廃棄体等の安全性確認【分類②】</p> <p>a. ソースターム設定等に関する検討 令和2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。</p> <p>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の評価上の留意点について、放射化学分析における評価精度の検討のため中深度処分固有核種を中心とした分析試験を実施する。あわせて、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。</p> <p>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。</p> <p>(3) 廃止措置リスク評価【分類②】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・R3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。 <p>(4) 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究【分類④】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>実験的</u>の検討を実施し、技術的課題を整理する。

	<p>【R5年度の実施内容】</p> <p>(1) クリアランス検認【分類②】</p> <p>a. 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 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、クリアランス検認における科学的・技術的知見を取りまとめる。</p> <p>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。</p> <p>(2) 廃棄体等の安全性確認【分類②】</p> <p>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、試験実施の可否を検討し、必要に応じて試験計画を立案する。</p> <p>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の評価上の留意点について、放射化前の微量元素の分析における評価精度の検討のため、中深度処分固有核種の微量元素を中心とした分析試験を実施する。あわせて、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、模擬体等による測定試験を実施し、過年度までの解析結果との比較により評価精度を整理する。</p> <p>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、模擬体等による測定試験を実施し、過年度までの解析結果との比較により評価精度を整理する。</p> <p>(3) 廃止措置リスク評価【分類②】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解体作業におけるリスク認識・リスク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。 <p>(4) 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究【分類④】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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に係る実験的検討を実施し、技術的課題を整理する。
	<p>【R6年度の実施内容】</p> <p>(1) クリアランス検認【分類②】 混合物を定量化した結果が、放射能濃度測定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。</p> <p>(2) 廃棄体等の安全性確認【分類②】</p> <p>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科学的・技術的知見を取りまとめる。</p> <p>b. 廃棄体の放射能濃度評価に係る検討 放射化核種の評価、外部からの放射線測定による廃棄体の放射能濃度評価について、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の検討と併せて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を取りまとめる。</p> <p>(3) 廃止措置リスク評価【分類②】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・R5年度に引き続き、リスク認識・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。 <p>(4) 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究【分類④】 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、⁹⁰Sr、⁹³Zr、¹²⁹I、U同位体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を取りまとめる。</p>
8. 実施体制	<p>【核燃料廃棄物研究部門における実施者】</p> <p>○酒井 宏隆 主任技術研究調査官 ○大塚 伊知郎 主任技術研究調査官 ○高橋 宏明 主任技術研究調査官 佐藤 由子 技術研究調査官 吉居 大樹 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 川崎 智 技術参与</p>

	<p>【共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国立大学法人 東京大学 ・国立大学法人 東京工業大学 ・国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 ・国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構 ・学校法人五島育英会 東京都市大学
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(1) <u>吉居 大樹</u>, <u>川崎 智</u>, γ線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関する検討, 日本原子力学会 2016 年秋の大会 1A09, 平成 28 年 9 月</p> <p>(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 2G20, 令和元年 9 月</p> <p>(3) <u>酒井 宏隆</u>, <u>吉居 大樹</u>, <u>川崎 智</u>, 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</p> <p>(4) <u>酒井 宏隆</u>, <u>吉居 大樹</u>, <u>川崎 智</u>, 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</p> <p>(5) <u>吉居 大樹</u>, <u>酒井 宏隆</u>, <u>川崎 智</u>, 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</p>

研究計画（案）

1. プロジェクト	22. 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	担当部署	技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
		担当責任者	舟山 京子 安全技術管理官 新添 多聞 技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子力災害対策・放射線規制等】 M) 原子力災害対策	主担当者	小城 烈 技術研究調査官 市川 竜平 技術研究調査官
3. 背景	<p>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。）、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。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。）では、EAL等に関する中長期的な課題を整理し、その中で、新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⁽¹⁾。</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「特定重大事故等対処施設等」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⁽¹⁾。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、新規制基準における炉心損傷防止対策が失敗し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⁽²⁾。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⁽¹⁾。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⁽¹⁾。</p> <p>これまでに、<u>原子力規制庁（以下「規制庁」という。）</u>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⁽³⁻⁴⁾。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、上述のような特定重大事故等対処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、特定重大事故等対処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><u>また、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⁽⁵⁻⁸⁾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⁽⁹⁻¹¹⁾。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⁽¹⁰⁾、日本国内においてはこれらの検討が行われていない。</u></p> <p><u>このため、種々のシナリオを考慮したEALの見直しに必要な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の再検討に関連する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。</u></p> <p><u>さらにまた、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検討するための試解析を行うことが重要となる。</u></p> <p><u>防護措置の効果を分析する手法としては、代表的な知見として、米国NRCにおける研究^(5,10)があり、確率論的環境影響評価コードMACCS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^(6-8,12-15)（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たし、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⁽⁴⁾。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。</u></p> <p><u>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、防護措置の効果を整理する上で重要となる。</u></p>		
4. 目的	<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"> ➤ <u>新規制基準に適合した沸騰水型原子炉（BWR）について、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（以下「EAL」という。）を見直すこと</u> ➤ <u>様々な事故シナリオを想定し、新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</u> 		

このため、EALの適切性を確認するための手法を整備するとともに、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。

(1) EALの検討に関する事故シナリオに係る研究

EAL設定の適切性の確認手法とEALの判断に係る技術的な知見を取得するため、特定重大事故等対処施設等を考慮したEAL見直しに係るモデルの整備を行うとともに、特定重大事故等対処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設定の適切性の確認手法と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りまとめる。

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

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、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実施（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により、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。

5. 知見の活用先

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、特定重大事故等対処施設等を考慮した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判断基準、空間放射線量率等で示されるOIL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。

6. 安全研究概要
(始期：R3年度)
(終期：R7年度)

特定重大事故等対処施設等を考慮した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、特定重大事故等対処施設、多様性拡張設備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分析を行う。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。また、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を行う。

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。

安全研究計画の概要を図1に示す。

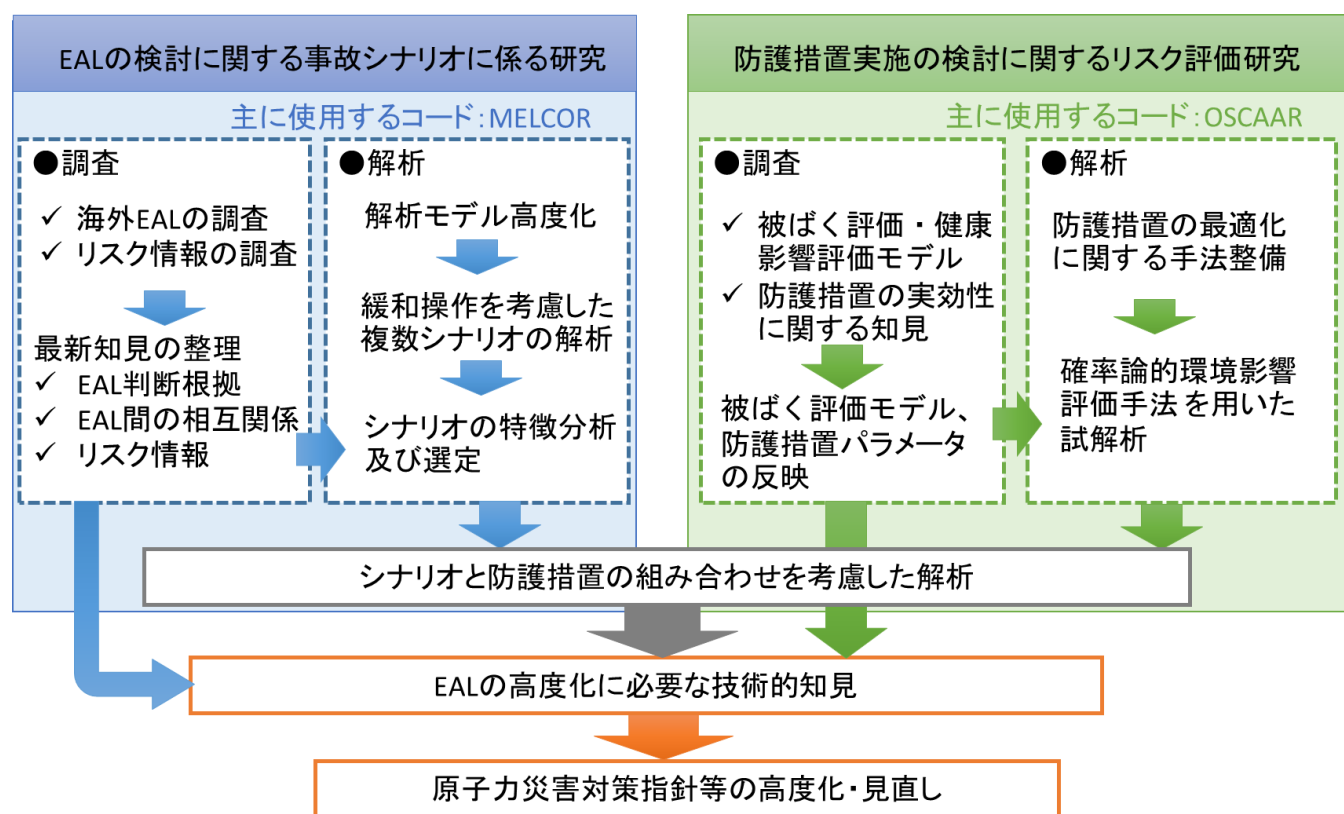


図1 安全研究計画の概要

(1) EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】

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

新規基準における炉心損傷防止対策が失敗し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⁽⁹¹⁶⁾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)。

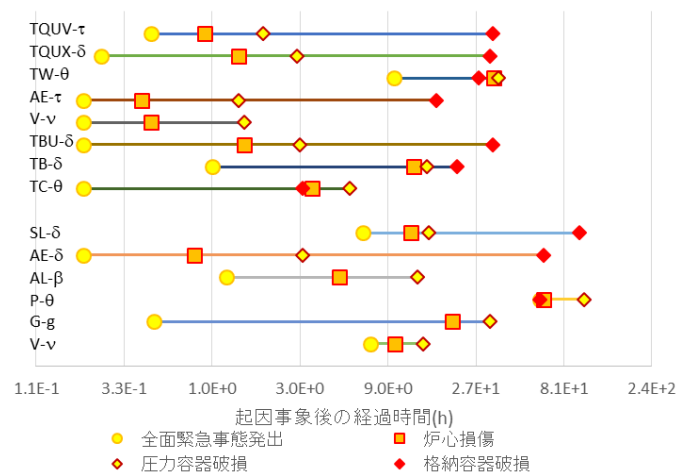


図2 シビアアクシデント発生時の事故進展特徴の整理の例

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。

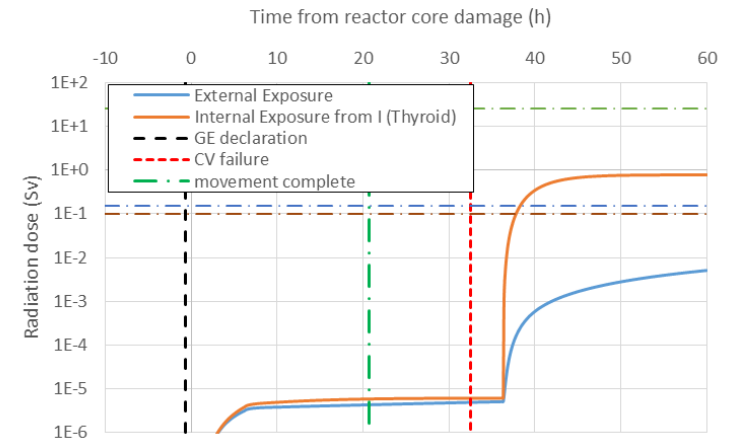


図3 炉心損傷からの時間に対する個人の被ばく評価の例

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】

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を行う(図3) (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。

実施行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度
		▽学会発表		▽論文公表	
(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 防護措置の最適化に関する手法整備	防護措置に関する知見整理	確率論的環境影響評価手法を用いた試解析		EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ

7. 実施計画

【R 3 年度の実施内容】

(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】

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⁽⁴⁰⁻⁴⁴⁾⁽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。

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】

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。

【R 4 年度の実施内容】

(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】

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。
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。また、解析シナリオ設定への参考情報を取りまとめる。

(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】

	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>【R5年度の実施内容】</p> <p>(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】 新規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を行う。</p> <p>(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】 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。</p> <p>また、整備した OSCAAR コードを用いて、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、事故進展等が線量等に及ぼす影響を整理するための解析手法を整備する。</p> <p>【R6年度の実施内容】</p> <p>(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】 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。</p> <p>(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】 前年度に引き続き、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。</p> <p>【R7年度の実施内容】</p> <p>(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究【分類③】 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 <u>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</u>特徴を分析し、EAL の見直し等に使用する参考情報のまとめを行う。</p> <p>(2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【分類③】 これまでに実施したシナリオと防護措置の組み合わせを考慮した解析について特徴を分析し <u>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 判断に必要な技術的知見を取りまとめる。</u> <u>オンサイトとオフサイトの両方の観点から、</u>防護措置の見直し等に使用する参考情報のまとめを行う。</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】</p> <p>新添 多聞 技術研究調査官 鈴木 ちひろ 技術研究調査官 ○ 小城 烈 技術研究調査官 ○ 市川 竜平 技術研究調査官 和田山 晃大 技術研究調査官</p>
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(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 9 月</p> <p>(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 9 月</p> <p>(5) <u>N. Bixler, R. Gauntt, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project”, NUREG/CR-7110, May (2013).</u></p> <p>(6) <u>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).</u></p> <p>(7) <u>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).</u></p> <p>(8) <u>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).</u></p> <p>(9) <u>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</u></p>

(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

~~(5)~~ (12) Homma and Hato, "Uncertainty and sensitivity studies with the probabilistic accident consequence assessment code OSCAAR", 2005

~~(6)~~ (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

~~(7)~~ (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

~~(8)~~ (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

~~(9)~~ (16) Humphries et al., "MELCOR Computer Code Manuals" Vol. 1, Primer and Users' Guide, SAND2017-08760, SNL, Jan. 2017.

~~(10)~~ (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

~~(11)~~ (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