

研究計画 (案)

1. プロジェクト	3. 断層の活動性評価に関する研究	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	飯島亨 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	内田淳一 主任技術研究調査官

3. 背景

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

断層の活動年代は通常、断層の上部に堆積した地層の年代に基づき特定又は推定する(以下「上載地層法」という。)(図1の①)。例えば「活断層の長期評価手法 報告書(暫定版)」(地震調査研究推進本部、平成22年)では、上載地層法に基づいた年代測定を基本としており、主として上載地層に含まれる有機物の放射性炭素同位体年代に基づいた数十年~数百年オーダーの測定精度と結果に対するばらつきを考え方が示されている。しかし、地域によっては、そのような地層が欠如している等の理由により、上載地層法の適用が難しい場合があり、断層本体の性状や物質(断層破砕物質)から活動性を判断することになる(図1の②)。

断層破砕物質を用いた活動性評価の具体例として、「審査ガイド」では、「断層の活動性評価に対し、断層活動に関連した微細なずれの方向(正断層、逆断層、右横ずれ断層、左横ずれ断層等)や鉱物脈又は貫入岩等との接触関係を解析することが有効な場合がある。」とされている(以下「鉱物脈法」という。)。鉱物脈法については「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究(平成25年度~令和元年度)」において、すでに知見を蓄積した。また、より定量的な評価を行うために、断層破砕物質から直接年代を測定する手法に関する知見も蓄積した。ただし、審査ガイドでは、「断層破砕物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破砕物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある。」ともされており、断層破砕物質を用いたより確度の高い断層活動性評価を行うためには、複数の手法による総合的な評価を行うことが求められるが、鉱物脈法以外の活動性評価に関する知見については、具体例に乏しいという課題がある。さらに、断層の認定にあたっては、陸上またはかつての海底地すべりの痕跡、岩盤の膨張、地震動による受動的な変位・変形等と、地震を生じさせる断層との識別という課題も残されている(図1の③)。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律により、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、これに関連する「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、確率論的地震ハザード評価の実施が挙げられている。確率論的地震ハザード評価の実施には地震の履歴(最新活動時期、活動間隔)に関する地質学的な基礎データが必要であるが、技術的な制約から、海域等における地震の履歴が得られにくく、これらの情報に係る技術的根拠を明確にすることが重要である。

内陸地殻内地震のうち、地表に明瞭な痕跡を残す活断層について、陸域では基本的にトレンチ調査により活動性が評価されているが、海域ではトレンチ調査が実施できない(図2の①)。そのため、統計的に推定された活動間隔が用いられることが多く、評価結果に与える不確かさの幅が大きくなるのが課題である。「地震の活動履歴評価手法に関する研究(平成29年度~令和元年度)」では、海域・沿岸域の地震履歴調査手法に関する知見を収集した。ただし、海底堆積物、離水地形面の年代評価に関する精度を向上させることが課題として残されている。また、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層については、広域的に変形した地形面及び地層の形成年代を火山灰を用いて推定し、それを基に活動性を評価する方法があるが、火山灰の年代誤差が活動性評価の結果に大きく影響することが課題である(図2の②)。この課題は、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の認定にも直結している。中期更新世以降の断層の活動性に関し、「審査ガイド」では、「中期更新世以降の断層等の評価には、この時代の地形面や地層の変位・変形に注目することが一般的である。中でも酸素同位体ステージ7、9、11の温暖期(高海水準期)に対応づけられる段丘面や地層の利用が有効である。」とされている。さらに、「審査ガイド」では、断層等の評価方法として「火山灰を利用する方法」や、「微化石分析(花粉、珪藻、有孔虫、貝形虫等)や化学分析から古環境変遷を明らかにし、上記の温暖期(高海水準期)と対応づける方法」が挙げられており、これらの方法を具体化し、断層の活動性評価手法に関する知見を蓄積していくことが重要である。「地震の活動履歴評価手法に関する研究(平成29年度~令和元年度)」では、東北日本の過去40万年間の火山灰年代に関する知見を収集したが、審査への知見の活用を踏まえ、同様の知見を西南日本にも拡充することが重要である。

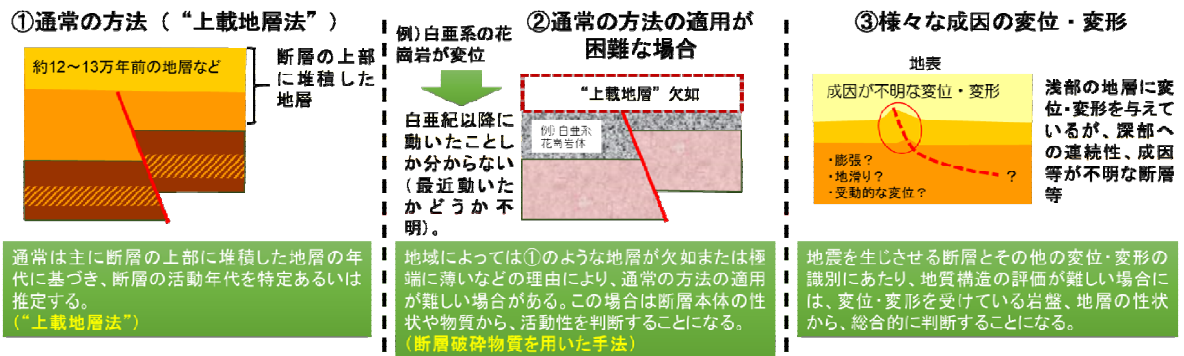
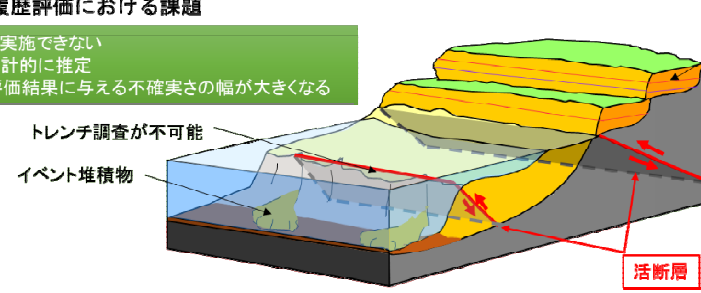
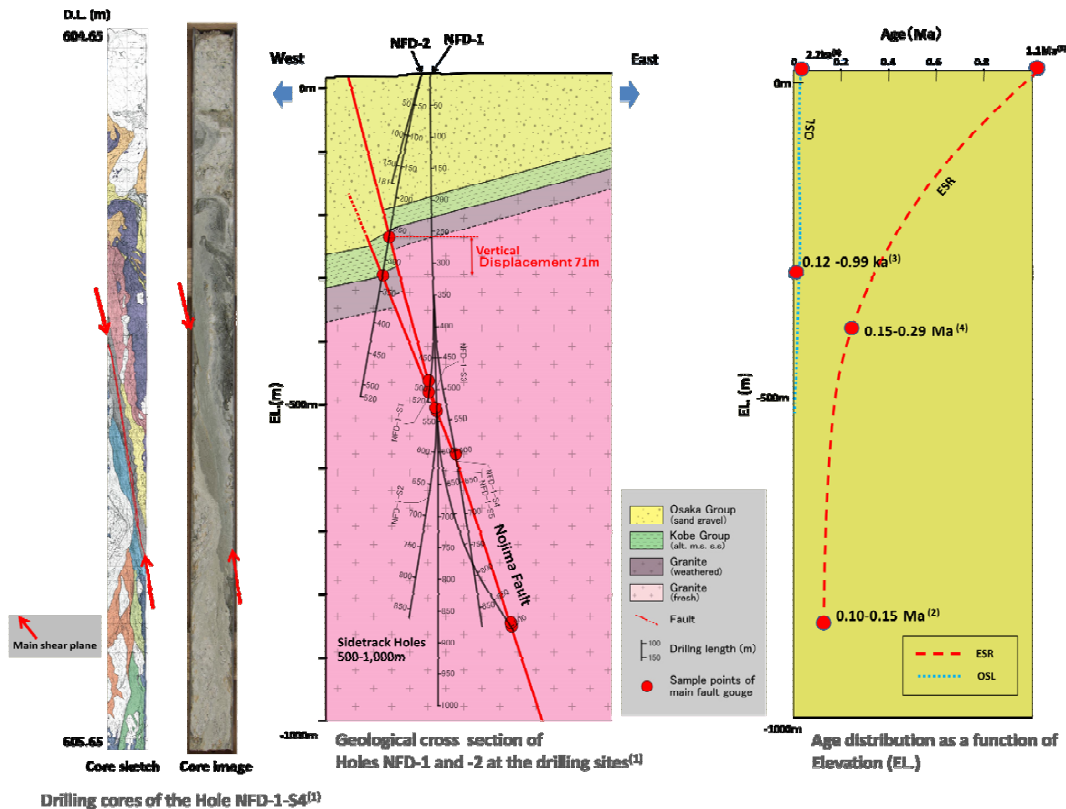


図1 本プロジェクトで扱う断層の識別及び活動性の評価に関する主要課題

	<p>①海域の地震履歴評価における課題</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンチ調査が実施できない →活動間隔を統計的に推定 →地震履歴の評価結果に与える不確かさの幅が大きくなる <p>トレンチ調査が不可能 イベント堆積物</p>  <p>②広域変形をもたらす断層の活動性評価における課題</p> <ul style="list-style-type: none"> 広域的に変形した地形面及び地層の形成年代を火山灰を用いて推定 →年代誤差が活動性評価の結果に大きく影響する <p>火山灰の年代が不明 ⇒地層や段丘面の年代が不明</p> <p>活断層</p> <p>図2 本プロジェクトで扱う地震の活動履歴評価に関する主要課題</p>
4. 目的	<p>本プロジェクトでは、「活断層の認定及び変位・変形の成因の評価」及び「活断層の活動履歴の評価」について、その技術的根拠となる分析データを取得し、評価を行う過程で得られた具体的な留意点及び知見を蓄積する。</p> <p>(1) 活断層の認定及び変位・変形の成因の評価</p> <p>a. 断層破砕物質の性状に基づく断層の活動性評価手法の検討 採取した断層破砕物質を用いて、活断層の認定に有用な定量的及び定性的な断層の活動性評価手法に関する知見を蓄積する。</p> <p>b. 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討 地震を生じさせる断層と地震以外に起因した変位・変形に係る地質情報を整理し、活断層の認定に有用な断層の成因評価手法に関する知見を蓄積する。</p> <p>(2) 活断層の活動履歴の評価</p> <p>a. 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討 隆起した地形等の形成年代を分析し、活断層の活動履歴の評価に有用な知見を拡充する。</p> <p>b. 海域の古地震履歴評価手法の検討 海域の震源域近傍において採取された海洋堆積物コアを用いてイベント堆積物を抽出し、活断層の活動履歴の評価に有用な知見を拡充する。</p> <p>c. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討 西南日本近海の信頼性の高い「年代モデル」を陸域の地域的火山灰に付帯させ、海域・陸域の地域的火山灰を対比する手順に関する知見を蓄積する。</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、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」に関連する技術的知見としてまとめ、論文として公表していくとともに、審査への活用を検討する。</p>
6. 安全研究概要 (始期: R2年度) (終期: R5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) 活断層の認定及び変位・変形の成因の評価</p> <p>a. 断層破砕物質の性状に基づく断層の活動性評価手法の検討【分類②】</p> <p>上載地層法の適用が難しい場合、断層本体の性状や物質（断層破砕物質）から活動性を判断することが重要である。「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究（平成25年度～令和元年度）」においては、断層破砕物質から直接年代を測定する手法として、活動的な断層である野島断層において Electron Spin Resonance 信号、Optically Stimulated Luminescence 信号及び Thermoluminescence 信号検出（いずれも、断層活動時以降に蓄積した原子レベルの傷の量を信号として検出すること）等を適用し、試料を採取した深度が深くなるほど断層活動による摩擦熱により年代がリセットされる傾向があることを明らかにした（図3）。また、鉱物脈法について、活断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層によって切られていること、最近活動していない断層では高温条件で晶出する鉱物脈が断層を横断していることが確認され、これらの具体例を示した。令和2年度以降は、活断層及び長期間にわたり活動していない断層において物理探査、ボーリング調査等を実施し、鉱物脈法以外の手法を適応した事例を拡充させるべく、引き続き断層破砕物質を採取する（定性的評価）。採取した試料について内部の粘土鉱物、炭酸塩鉱物等の結晶構造解析、粒子の破壊状況の観察、ビトゥリナイト反射率測定を実施する（定性的評価）。また、これまでに野島断層において蓄積した年代測定等の手法を、活動性の異なる断層に適用する（定量的評価）。これらの活断層及び長期間にわたり活動していない断層の断層破砕物質の特徴の違いを総合的に把握することにより、断層の活動性の評価に有用な知見を拡充する（図4）。</p>



Drilling cores of the Hole NFD-1-S4⁽¹⁾

図3 断層破砕物質の性状に基づく断層の活動性評価手法の検討に関するこれまでの主な成果⁽⁵⁾

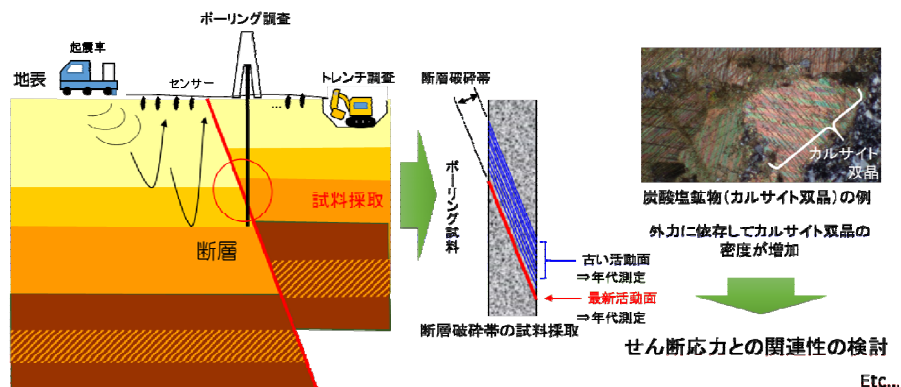


図4 断層破砕物質の性状に基づく断層の活動性評価手法の検討イメージ

b. 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討【分類②】

断層の認定にあたっては、陸上またはかつての海底地すべりの痕跡、岩盤の膨張、地震動による受動的な変位・変形等と、地震を生じさせる断層とを識別することが重要である。そこで、新たな課題として対応すべく、これらの地震以外に起因した変位・変形について、文献調査等により関連する地質情報を整理する。さらに、調査のための候補地を選定し、地表踏査や物理探査等を実施する。そして、トレンチ調査等により試料を採取し、室内試験、室内化学分析、年代測定等によりそれらの試料の物理・化学的な性質及び活動性を把握する。これらの情報に基づいて断層の成因評価に有用な知見を拡充する(図5)。

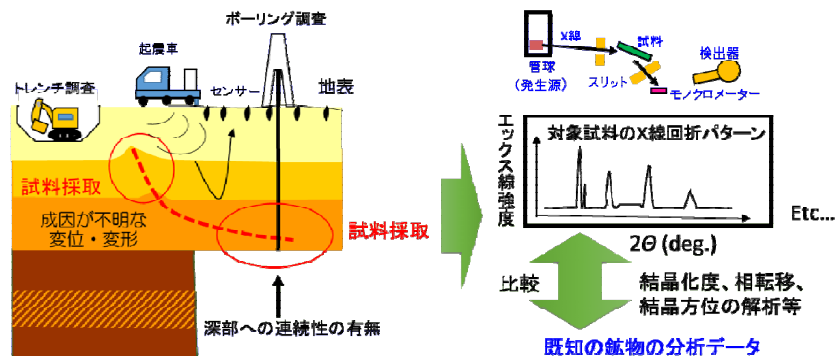


図5 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討イメージ

(2) 活断層の活動履歴の評価

a. 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討【分類④】

沿岸域における活断層等についてはトレンチ調査が実施できない等の技術的理由から、活動履歴に関する情報が得られにくい。離水海岸地形の形成年代を調査することにより、沿岸域における地震履歴の情報を得ることができる(図6)。「地震の活動履歴評価手法に関する研究(平成29年度~令和元年度)」においては、離水生物遺骸群集による¹⁴C年代が適用できることに加え、年代測定の不確かさに関する知見(図7)を得ることができ、酸処理濃度及び試料の対象の違いが年代測定結果に与える影響について明らかにした。また、隆起した地形には、年代評価に有効な堆積物、離水生物遺骸群集が十分に存在しない場合があるため、足摺岬において花崗岩中の石英に蓄積される宇宙線生成核種¹⁰Beの適用可能性について検討し、完新世での年代幅においても適用できる可能性が示された(図8)。そこで、離水生物遺骸群集が十分に存在しない場合における離水海岸地形の形成年代の評価手法を具体化するため、令和2年度以降は、従来広く用いられている¹⁴C年代測定法と併せて、¹⁰Beや²⁶Al等の宇宙線生成核種を用いた年代測定を、花崗岩以外の岩種や、完新世の離水海岸地形のみならずより年代の古い段丘面を対象に実施し、その適用性を検討することにより、活断層の活動履歴の評価に有用な知見を拡充する(図6、図8)。

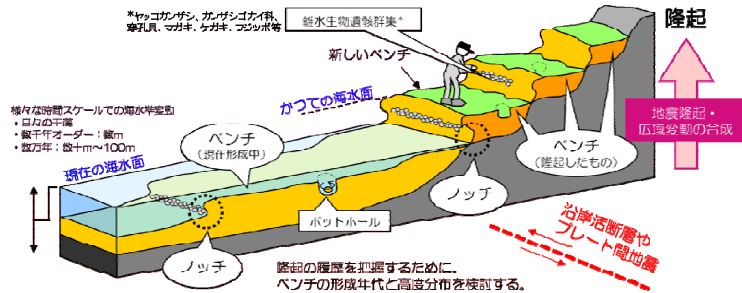


図6 離水海岸地形(隆起ベンチ等)の例

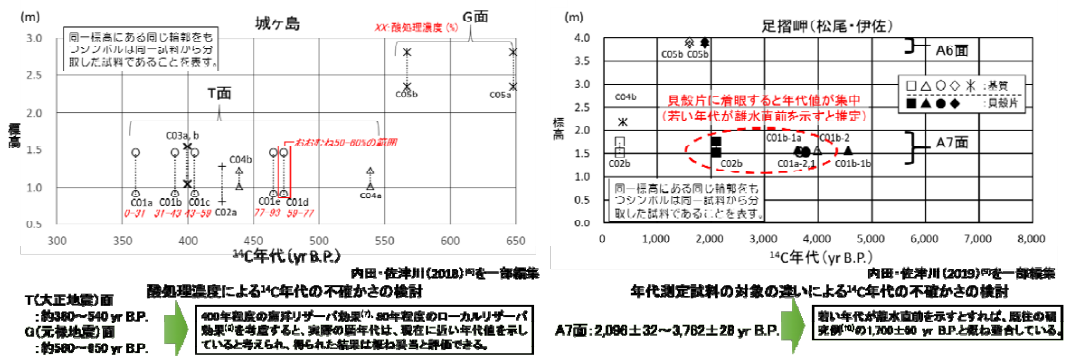


図7 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討に関するこれまでの主な成果(離水生物遺骸群集による年代測定の不確かさ)

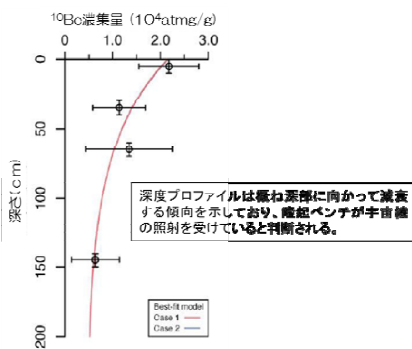


図8 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討に関するこれまでの主な成果(宇宙線生成核種¹⁰Beの適用可能性の検討)⁽¹¹⁾

b. 海域の古地震履歴評価手法の検討【分類④】

海域における活断層等についてはトレンチ調査が実施できない等の技術的理由から、活動履歴に関する情報が得られにくい。断層を挟んだ2地点間の海洋堆積物コアにより地層のずれを認識する方法及びイベント堆積物の枚数や堆積年代を調査することにより、海域における地震履歴の情報を得ることができる。「地震の活動履歴評価手法に関する研究(平成29年度~令和元年度)」においては、海域・沿岸域の地震履歴調査手法として、主として前者の方法の適用性を検討した。その結果、広く用いられている帯磁率、微化石分析等による手法によっても、断層活動の変位を検出できることが示された(図9)。ただし、このような情報を断層活動の履歴評価に用いるためには、変位の検出に用いられている微化石分析等の各イベントの年代評価が精緻に求められている海洋堆積物コアが別途必要になる。そこで、令和2年度以降は海域活断層等の活動履歴のうち、年代評価に関する情報の拡充を行うため、震源域近傍において採取された利用可能な海洋堆積物コアを用いてイベント堆積物を抽出し、微化石分析等の対比イベントも含めた年代評価の精緻化を図る(図10)。その際、従来あまり対象とされてこなかった全有機炭素等の年代を連続的に測定し、統計的手法を適用することにより、再堆積した相対的に古い堆積年代を示すイ

イベント堆積物を認定する。また、微化石層序と海洋堆積物コア全体の年代を精緻化することにより、イベント堆積物の堆積年代を高精度に決定し、近傍の活断層等の活動履歴を評価する。

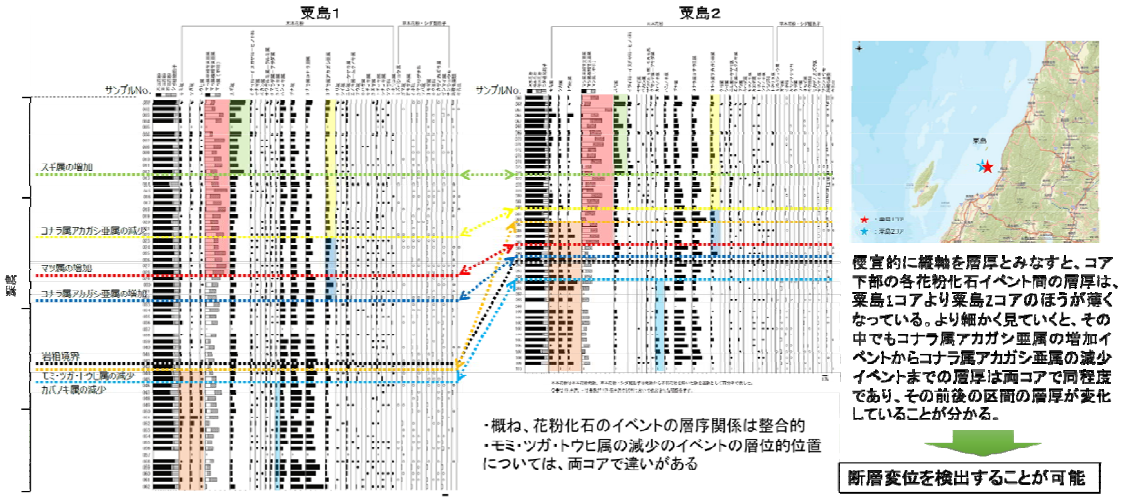


図9 海域の古地震履歴評価手法の検討に関するこれまでの主な成果

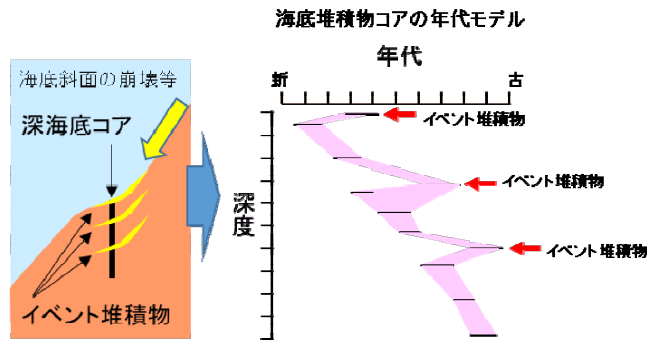


図10 イベント堆積物の年代評価の精緻化に関する検討イメージ

c. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討【分類②】

地表に明瞭な痕跡を残さない活断層では、トレンチ調査等により断層変位を直接確認することができないため、広域的に変形した地形面及び地層の年代並びに累積変位量を利用して活動性を把握することが重要である。しかし、後期更新世の地形面及び地層は広域の変形の累積が乏しいため、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の活動期間及び変位速度の推定が困難なことが多い(図11)。一方、中期更新世の地形面及び地層は、広域の変形の累積が明瞭で、有効な断層変位指標になることが期待されるが、年代評価に用いられる中期更新世以降の地表的火山灰の年代誤差によって、活動性評価の信頼性が大きく損なわれる。そこで、「地震の活動履歴評価手法に関する研究(平成29年度～令和元年度)」においては東北日本を対象に、深海底コア(堆積物)中に挟まれる年代決定精度の高い広域火山灰を指標にして、コア深度を年代に変換する「年代モデル」の信頼性を向上させ(図12)、陸域の地表的火山灰の年代を高精度で決定した(図13)。令和2年度以降は同様の知見を西南日本へ拡充し、断層変位指標(地形面・地層)を編年するために、西南日本近海の信頼性の高い「年代モデル」を陸域の地表的火山灰に付帯させ、海域・陸域の地表的火山灰を対比する手順に関する知見を蓄積する。

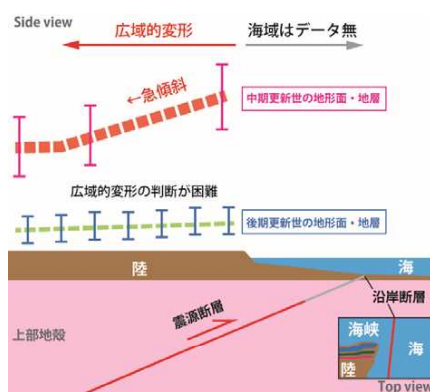


図11 断層変位指標である地形面の広域の変形の例

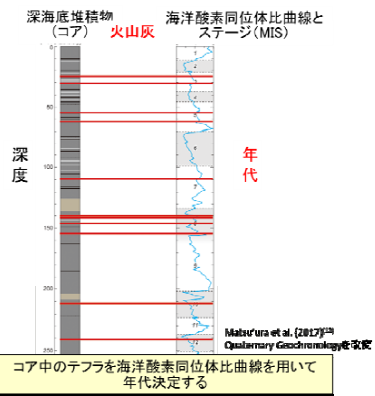


図12 海洋酸素同位体比曲線に基づく深海底コア(堆積物)中における火山灰年代決定の検討イメージ

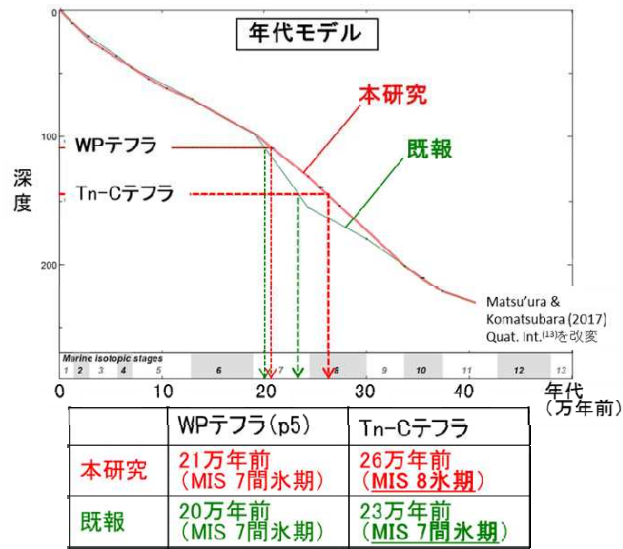


図13 深海底コア（堆積物）中の火山灰の定量的な年代決定の例

実施行程表

実施項目番号	R 2年度	R 3年度	R 4年度	R 5年度
(1) a. 断層破砕物質の性状に基づく活動性評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> 断層破砕物質の性状の把握のための予備調査 	<ul style="list-style-type: none"> 断層試料の採取 物理探査、トレンチ調査 ボーリング調査等 	<ul style="list-style-type: none"> 学会発表 追加の断層試料の採取、ボーリング調査等 	<ul style="list-style-type: none"> 論文投稿
		<ul style="list-style-type: none"> 断層試料の室内試験・室内分析 	<ul style="list-style-type: none"> 断層試料の室内試験・室内分析 	<ul style="list-style-type: none"> 総合解析 断層破砕帯の性状に基づく活動性評価指標の提示
(1) b. 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査 物理探査、トレンチ調査等（予備調査） 変位・変形を受けた岩石・堆積物試料の採取 	<ul style="list-style-type: none"> 物理探査、トレンチ調査等（本調査） 変位・変形を受けた岩石・堆積物試料の室内試験及び室内分析 	<ul style="list-style-type: none"> 学会発表 変位・変形を受けた岩石・堆積物試料の室内試験及び室内分析 	<ul style="list-style-type: none"> 論文投稿 総合解析 地震以外に起因する断層の成因に関する評価指標の提示
(2) a. 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> 宇宙線生成核種による離水海岸地形の年代評価手法の多岩種への適用可能性調査 	<ul style="list-style-type: none"> 現世の隆起ベンチ及び高位段丘間の、宇宙線生成核種による形成年代の比較 	<ul style="list-style-type: none"> 学会発表 複数の核種による離水海岸地形の形成年代のクロスチェック、測定精度及び精度の評価 	<ul style="list-style-type: none"> 論文投稿 複数の核種、複数岩種を用いた離水海岸地形の年代評価事例の提示 適用可能範囲等の条件の整理

(2) b. 海域の古地震履歴評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> 有機物、微生物学的分析に基づく古環境学的イベントの抽出（概査） 	<ul style="list-style-type: none"> 海底堆積物の全有機炭素の放射性炭素年代測定の実施 	<ul style="list-style-type: none"> ▽学会発表 ・ R3 年度の継続調査 	<ul style="list-style-type: none"> ▽論文投稿 ・ R2～R4 の補足調査、分析
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 年代測定結果とイベント層との比較 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全有機炭素の年代と、微生物の放射性炭素年代及び火山灰年代との比較 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全有機炭素の放射性炭素年代が示す地震履歴への適用性評価及び適用事例の提示
(2) c. 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討	<ul style="list-style-type: none"> 海底コア中の火山灰、陸域火山灰の試料採取 	<ul style="list-style-type: none"> ・ R2 年度の継続調査 	<ul style="list-style-type: none"> ▽学会発表 ・ R2～R3 年度の継続調査 	<ul style="list-style-type: none"> ▽論文投稿 ・ R2～R4 の補足調査、分析
	<ul style="list-style-type: none"> 海底コアに含まれる火山灰粒子の量比分布に基づく火山灰層準の検出 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火山灰粒子の主成分化学組成に基づく海域・陸域の火山灰の特徴化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火山灰粒子の主成分及び微量元素化学組成に基づく海域・陸域の火山灰の特徴化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 海域・陸域における火山灰の対比による海陸統合火山灰層序構築と火山灰年代評価

(注1) 有用な研究成果は、研究期間中においても適宜論文として公表する。

文 献

- (1) 国立大学法人京都大学, 2018, 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書「追加ボーリングコアを用いた断層破砕物質の分析（ボーリングコア等を用いた各種分析）」, 132p.
- (2) 国立大学法人京都大学, 2019, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書「断層破砕物質を用いた断層活動性評価手法に係る総合解析」, 374p.
- (3) 国立大学法人京都大学, 2017, 平成 27 年度原子力規制庁委託成果報告書「野島断層における深部ボーリング調査」, 6 分冊.
- (4) 福地龍郎, 2003, ESR 法による断層活動年代測定—その原理と実践—. 深田研ライブラリー, No. 63, 財団法人深田地質研究所, 45p.
- (5) Miyawaki, M. and Uchida, J., 2018, Towards understanding the direct dating of co-seismic fault slip events, 2018 AGU Fall Meeting, T23D-0401.
- (6) 内田淳一・佐津川貴子, 2018, 三浦半島城ヶ島及び荒崎に分布する離水生物遺骸群集から得られた放射性炭素年代の特徴, 日本活断層学会 2018 年度秋季学術大会 講演要旨集, P-23.
- (7) Alves, E. Q., Macario K., Ascough, P. and Ramsey, G. B., 2018, The Worldwide Marine Radiocarbon Reservoir Effect: Definitions, Mechanisms, and Prospects, Reviews of Geophysics, Vol. 56, pp. 278-305.
- (8) 穴倉正展・越後智雄・金田平太郎, 2006, 歴史地震で隆起した貝化石を用いた三浦半島南部における海洋リザーバー効果の評価, 日本第四紀学会 2006 年度 講演要旨集, P-066.
- (9) 内田淳一・佐津川貴子, 2019, 三浦半島城ヶ島及び荒崎に分布する離水生物遺骸群集から得られた放射性炭素年代の特徴, 日本活断層学会 2018 年度秋季学術大会 講演要旨集, P-23.
- (10) 前杵秀明, 1988, 足摺岬周辺の離水波食地形と完新世地殻変動, 地理科学, Vol. 43, pp. 231-240.
- (11) 国立大学法人東京大学, 2019, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書「宇宙線生成核種を用いた隆起海岸地形の離水年代評価に関する検討」, 59p.
- (12) Matsu'ura, T., Kimura, J., Chang, Q. and Komatsubara, J., 2017, Using teprostratigraphy and cryptoteprostratigraphy to re-evaluate and improve the Middle Pleistocene age model for marine sequences in northeast Japan (Chikyu C9001C), Quaternary Geochronology, Vol. 40, pp. 129-145.
- (13) Matsu'ura, T. and Komatsubara, J., 2017, Use of amphibole chemistry for detecting tephtras in deep-sea sequences (Chikyu C9001C cores) and developing a middle Pleistocene teprochronology for NE Japan, Quaternary International, Vol. 456, pp. 163-179.

7. 実施計画

【R2 年度の実施内容】

(1) a. : 断層破砕帯の性状に基づく活動性評価手法の検討【分類②】

活断層と最近活動していない断層においてボーリング調査（予備調査）等を実施し、断層破砕物質を採取する。物理・化学的特徴の把握のための予備調査を実施する。

b. : 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討【分類②】

陸上またはかつての海底地すべりの痕跡、岩盤の膨張、地震動による受動的な変位・変形等の地震以外に起因した変位・変形について、文献調査等により関連する情報を整理する。さらに、調査のための候補地を選定し、反射法地震探査等の物理探査を実施する。そして、トレンチ調査（予備調査）等によりせん断面や変形構造を呈する試料を採取する。

(2) a. : 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討【分類④】

宇宙線生成核種である ¹⁰Be 表面照射を用いた離水海岸地形の編年手法を花崗岩以外の岩種（例えばデイサイト等）への適用

	<p>可能性を検討する。そのための適した研究地域、地質条件の選定、それに付随するフィールド調査と、新たな岩種への¹⁰Beの分析手法の最適化を行う。</p> <p>b.: 海域の古地震履歴評価手法の検討【分類④】 古環境学的イベントの抽出に有望な調査海域を選定し、利用可能な海底堆積物の有機物分析、微古生物学的分析を実施し、概査として古環境学的イベントの候補を抽出する。</p> <p>c.: 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討【分類②】 海底コアに含まれる火山灰粒子の量比分布を把握し、火山灰層準の検出を行う。また、火山灰の噴出源と推定される火山の近傍及び風下地域で、陸成堆積物中の火山灰調査を行う。</p>
	<p>【R3年度の実施内容】</p> <p>(1) a.: 断層破砕帯の性状に基づく活動性評価手法の検討【分類②】 典型的な活断層において物理探査、トレンチ調査、ボーリング調査等を本調査として実施し、断層破砕物質を採取する。採取試料を用いて内部の粘土鉱物、炭酸塩鉱物等の結晶構造解析等を実施する。</p> <p>b.: 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討【分類②】 地震以外に起因した変位・変形について、地下浅部及び深部の地質構造を明らかにするための、反射法地震探査等の物理探査を実施する。トレンチ調査等（本調査）により、せん断面や変形構造を呈する試料を必要数採取し、構造解析を実施する。</p> <p>(2) a.: 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討【分類④】 ¹⁰Be表面照射を用いた離水海岸地形の編年手法を高位段丘に適用する。隆起ベンチで想定される地殻変動量を高位段丘で得られた結果と比較することで隆起ベンチの年代測定の高精度化を行う。</p> <p>b.: 海域の古地震履歴評価手法の検討【分類④】 前年度の概査の結果を考慮し、海底堆積物の全有機炭素の放射性炭素年代測定を実施し、年代測定結果とイベント堆積物との比較を行う。</p> <p>c.: 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討【分類②】 R2年度の継続調査を行い、中期更新世に対応する海底コアの火山灰層序を整理する。また、海域・陸域で採取された火山灰の主成分化学組成を分析して、火山灰特徴化のためのデータを収集する。</p>
	<p>【R4年度の実施内容】</p> <p>(1) a.: 断層破砕帯の性状に基づく活動性評価手法の検討【分類②】 前年度までの調査を踏まえ、追加の断層破砕物質の採取を検討する。また、昨年度の分析に加え、粒子の破壊状況の観察、ピトゥリナイト反射率測定、年代測定等を実施する。</p> <p>b.: 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討【分類②】 地震以外に起因したせん断面や変形構造を呈する試料について引き続き構造解析を実施するとともに、内部の粘土鉱物、炭酸塩鉱物等の結晶構造解析、粒子の破壊状況の観察、室内試験、室内化学分析等を実施する。</p> <p>(2) a.: 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討【分類④】 バックグラウンドのために¹⁰Be表面照射を用いた離水海岸地形の編年手法では高精度分析が困難な若い年代サンプルを高精度に分析する手法を検討する。具体的にはBe以外の核種（例えば²⁶Al表面照射年代）の導入をした精度向上を実施し、¹⁰Be表面照射年代とのクロスチェックを行い、測定精度と確度を確認する。</p> <p>b.: 海域の古地震履歴評価手法の検討【分類④】 前年度に引き続き、海底堆積物の全有機炭素の放射性炭素年代測定を実施し、年代測定結果とイベント堆積物との比較を行うとともに、全有機炭素の年代と、微古生物の放射性炭素年代及び火山灰年代との比較を行う。</p> <p>c.: 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討【分類②】 R2～R3年度の継続調査を行う。火山灰の主成分化学組成分析と並行して、微量化学組成分析にも着手し、火山灰特徴化のためのデータを収集する。</p>
	<p>【R5年度の実施内容】</p> <p>(1) a.: 断層破砕帯の性状に基づく活動性評価手法の検討【分類②】 典型的な断層破砕物質内部の粘土鉱物、炭酸塩鉱物等の結晶構造解析、粒子の破壊状況の観察、ピトゥリナイト反射率測定、年代測定等の特徴を総合的に評価し、断層破砕物質の性状に基づく断層の活動性評価にとって有用な評価指標を提示する。</p> <p>b.: 地震以外に起因する断層の成因評価手法の検討【分類②】 地震以外に起因したせん断面や変形構造に関し、地質構造、内部の粘土鉱物、炭酸塩鉱物等の結晶構造解析、粒子の破壊状況の観察、物理的・化学的な性質等の特徴を総合的に評価し、地震を引き起こす断層と地震以外に起因する断層との識別にとって有用な評価指標を提示する。</p> <p>(2) a.: 離水海岸地形の形成年代評価手法の検討【分類④】 複数の核種、複数岩種、広い編年範囲で利用可能な宇宙線生成核種を用いた年代測定手法の適用可能範囲等の条件を整理し、これまで編年が困難であった地域への適用例を提示する。</p> <p>b.: 海域の古地震履歴評価手法の検討【分類④】 これまでの調査結果を考慮し、調査・分析の不足の有無を検討し、補足的な調査・分析を実施する。そして、これまでに実施した全有機炭素の放射性炭素年代測定の結果及びこれとは別の独立した手法での年代評価結果を総合的に分析し、手法の適用性を評価するとともに、イベント堆積物による地震履歴評価のための本手法の適用事例を提示する。</p> <p>c.: 中期更新世以降の火山灰年代評価手法の検討【分類②】 R2～R4の補足調査を行う。取得された化学組成結果を基に火山灰を対比し、海陸統合火山灰層序を構築する。続いて、年代既知の火山灰（主に広域火山灰）を基に、海底コアの年代モデルを作成し、年代未知の地域的火山灰に対して年代評価を行う。</p>
8. 実施体制	<p>【地震・津波研究部門における実施者】</p> <p>○内田淳一 主任技術研究調査官</p> <p>戸澤茉莉花 技術研究調査官</p> <p>林宏樹 技術研究調査官</p> <p>松浦旅人 技術研究調査官</p> <p>宮脇昌弘 技術研究調査官</p>
9. 備考	

技術評価検討会での評価の観点
○国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。
○解析実施手法、データ取得手法が適切か。
○解析評価手法、データ評価手法が適切か。
○重大な見落とし（観点の欠落）がないか。

研究計画 (案)

1. 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かさ低減に係る実験	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	秋葉美幸 統括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】E) シビアアクシデント (軽水炉)	主担当者	森田彰伸 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」第四十九条、五十条、五十一条では、原子炉格納容器内の冷却等のための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備を設けることを必須としている。これを受け、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では、格納容器破損防止対策の有効性を確認することとしている。</p> <p>重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象には、解析上の不確かさが大きな現象が存在し、これらに関する実験研究は国内外において継続的に進められている。現在の規制基準はこれら国内外で得られた最新知見を継続的に反映することとしている。加えて、新検査制度への確率論的リスク評価の活用を踏まえ、ソースターム挙動や格納容器機能喪失に関する現象についてのリスク評価の精度向上に向けた不確かさの低減が重要である。</p> <p>格納容器機能維持に係る物理化学現象のうち、解析上の不確かさが大きな現象の一つとして、プールスクラビング現象がある。平成 26 年度～令和元年度に実施した「軽水炉の重大事故時の重要物理化学現象に係る実験」プロジェクト (前プロジェクト) において、既往知見を基に各種実験を行い、プールスクラビング効果に関する不確かさの大きなパラメータを特定した。それら不確かさを低減するためには、メカニズムを含めて現象を明確化する必要がある。実機のプールスクラビング現象を評価するスクラビング解析コードでは、現象の推定によってモデルが作成されており、調整パラメータ等によりプールスクラビング効果を保守的に評価可能としてきたが、メカニズムを含めた現象の明確化によって現象に則したモデルを開発することにより、様々な現象が重畳した複雑な条件でも不確かさを低減させた評価が可能となる。</p> <p>ソースタームは、格納容器機能喪失時における環境への放射性物質放出の観点から重要であり、確率論的リスク評価や実効的な原子力防災計画の立案等における不可欠な技術的情報である。ソースターム評価の不確かさ低減には、実験や解析を通じて、放射性物質の移行経路において生じる多様な現象に係わる理解を深化し、解析モデルの構築・改善を進めるとともに、不確かさ解析を実施して不確かさの低減効果を定量的に示す必要がある。不確かさの大きな要因には、制御棒等の構造材や放射性物質同士の化学反応、原子炉冷却系や格納容器内に保持された放射性物質の再移行がある。前者に関しては、前プロジェクトで実施したホウ素含有系の実験において、ホウ素がヨウ素化学形態に大きな影響を及ぼす結果が得られ、速度論を含めた放射性物質化学反応モデルの必要性が示された。また、再移行挙動は、重大事故時における長期的なソースタームに影響を与え得るものの、近年のソースターム研究から得られた放射性物質の化学形態等に係わる成果が従来モデルに十分に反映されていないと同時に、解析モデルの予測精度を向上するために不可欠な実験データベースの整備も不十分である。</p> <p>また、東京電力福島第一原子力発電所 (1F) の事故において、格納容器上部フランジの過温破損により格納容器外へ水素や放射性物質を含む気体が漏えいしたと考えられることから、フランジシールの材質の高度化とともにウェル注水 (格納容器外面冷却) によって格納容器上部を外側から冷却する手段が原子炉設置事業者の自主的な対策として取り入れられている。この対策による緩和効果や時間的余裕への影響を調査し、他の対策への影響を評価可能とすることが望まれている。特に重大事故時に想定される 300℃超の高温雰囲気条件下での格納容器上部フランジ周囲の熱流動に着目した大規模実験は実施された例がほとんどなく、1F 事故の反省を踏まえて知見を拡充していくことが重要である。このため、前プロジェクトで格納容器外面冷却によるフランジ構造の冷却及び外面冷却時の格納容器内熱流動に関する知見を取得することを目的に、格納容器内雰囲気温度、成分濃度等を支配的なパラメータとした格納容器外面冷却に関する総合伝熱流動実験を開始した。これらの実験は、実験装置を運転する際の安全性も考慮し、重大事故時に想定される雰囲気温度より低温の条件から段階的に昇温することによって格納容器上部フランジ周辺の熱流動を観測したものであるため、上記の重大事故時に想定される超高温条件ではない。そのため、今後過熱蒸気の設定温度を昇温することにより、実機において想定される超高温条件下での様々な重大事故条件での格納容器上部フランジの冷却や関連する格納容器内部の熱流動挙動の詳細を計測してデータベースを拡充することが必要である。</p> <p>格納容器機能喪失へと繋がる溶融炉心-コンクリート相互反応の不確かさを低減させるためには、溶融燃料が事前注水された格納容器底部へ落下する際の、水中での溶融デブリ挙動とそれに伴う冷却挙動を明確にすることが重要である。不確かさの低減の観点から、既往知見の少ないデブリ挙動としては、①圧力容器から放出された溶融デブリジェットからの微粒化粒子の集積挙動、②水中床面での溶融デブリの拡がり挙動、③高温溶融物のデブリベッドへの浸透挙動等の溶融物-デブリベッド相互作用、及び④床面に堆積している粒子状デブリから接触している構造物への伝熱等がある。前プロジェクトでは①～③までを実験により明らかにした。しかし、④の評価に関する知見は、今後、データベースの拡充が必要である。</p>		
4. 目的	重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる重大事故時の物理化学現象及び総合重大事故解析コードでモデルの高度化が必要な個別現象について、国内外の施設を用いた実験を行い、詳細なデータを拡充する。		
5. 知見の活用先	これら実験で得た各現象に関する知見は、外部有識者との情報交換も行いながら必要に応じてガイドの記載拡充の検討に用いる等、実用発電炉の規制基準適合性審査に資する。また、重大事故時における解析上の不確かさの低減は、新検査制度で活用される確率論的リスク評価に資するとともに、得られた最新知見をモデル化し解析コードの開発を進めていくことにより、安全性に係る評価の将来的な継続的な高度化に資する。		

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

- ②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
- ③規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。）

次の物理化学現象を対象に不確かさを低減させる実験的知見の拡充を行う。

(1) プールスクラビング実験【分類②及び③】

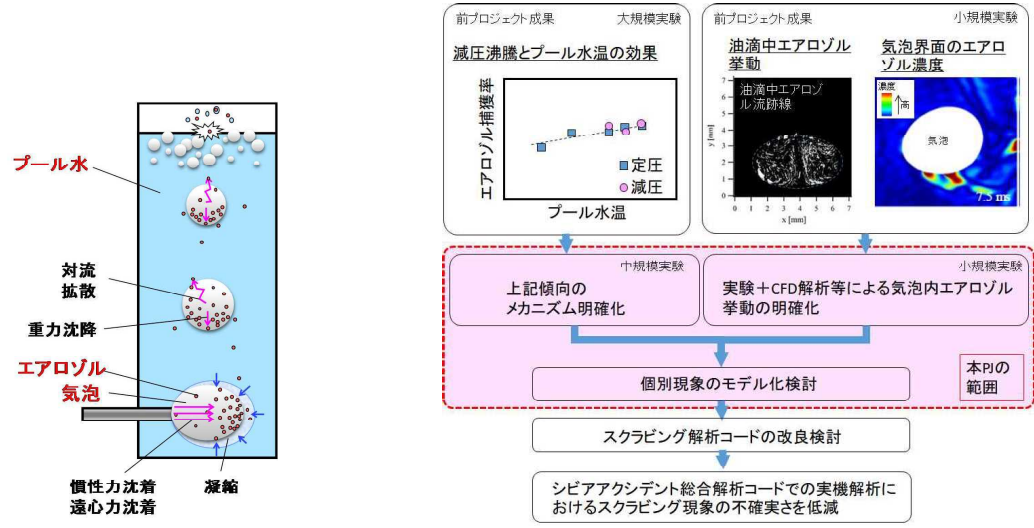
図1(a)にプールスクラビングによるエアロゾル状放射性物質のプール水への捕獲に関する主な想定メカニズムを記載したプールスクラビングの概念、図1(b)に本研究の全体の流れを示す。前プロジェクトでは、実機相当の大規模実験により、1F事故時に懸念されたプール水の減圧沸騰が及ぼすエアロゾル粒子の捕獲効果への影響とともに、既往実験では明確化されていなかったプール水温度による影響を明らかにした。また、小規模実験により、気泡内エアロゾル粒子の液相への移行挙動の明確化を目的とし、屈折率の関係で計測困難な気泡内でのエアロゾル挙動について、気泡を模擬した油滴内におけるエアロゾル粒子の挙動を最新機器により計測可能とするとともに、気泡での実験で気泡界面におけるエアロゾル濃度を計測可能とした。しかし、大規模実験で得られた結果はそのメカニズムが明確ではないこと、また、気泡内におけるエアロゾル挙動が明確ではないことから、得られた傾向を実機評価に適用することが困難となっている。そのため、小規模及び中規模実験により以下を実施する。

- a. 小規模実験では、単一気泡内のエアロゾル挙動を明らかにするため、油滴中エアロゾル挙動計測技術及び気泡界面におけるエアロゾル濃度計測技術を確立するとともにデータを拡充し、CFD解析等と組み合わせ、気泡内エアロゾル挙動を明らかにする。加えて、単一気泡で得られた結果の実機評価への適用のために、気泡群として存在する場合の影響についても実験により明らかにする。（図2）
- b. 中規模実験では、プール水温の変化によるエアロゾル粒子の捕獲率に関するメカニズムの検討を行う。プール水温度が影響すると考えられる、気泡内蒸気量やそのエアロゾル粒子表面への凝縮等の各種パラメータについて検討し、エアロゾル捕獲率のプール水温度依存性についてメカニズムを明らかにする。（図3）

上記a及びbの実験を並行して実施し、両実験で得られた知見を合わせて考慮し、様々な条件における気泡内でのエアロゾルの液相への移行挙動を明らかにすることでスクラビング時における影響の大きい個別現象のモデル化を検討する。

以上の実験を通じて得られたデータ及び知見は、「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」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」において、スクラビング解析コードの改良に活用する。

6. 安全研究概要
(始期：R2年度)
(終期：R7年度)



(a) プールスクラビングの概念 (b) プールスクラビング研究の流れ

図1 プールスクラビング実験の概要

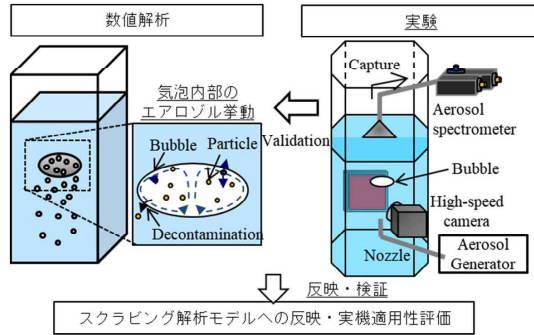


図2 小規模実験とCFD解析の概略図

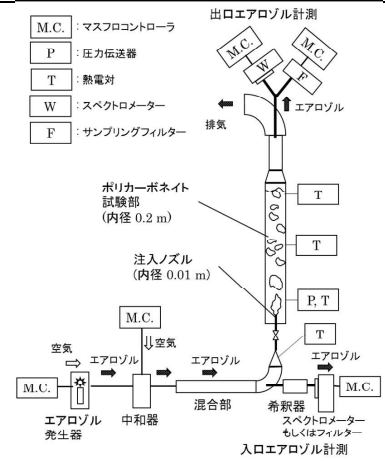


図3 中規模実験

(2) ソースターム実験【分類②及び③】

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

以上を踏まえて、本ソースターム実験では、図5に示すような a. 化学反応実験と b. 再移行実験を実施する。前者に関しては、多様な雰囲気条件、多成分系の実験を実施し、ホウ素の影響に加え、他の模擬放射性物質や構造材成分(モリブデン等)がヨウ素及びセシウムの化学形態に及ぼす影響等に係わる実験データを取得する。後者については、最も不確かさの大きいと考えられる再蒸発特性に着目し、前者で同定された化学形態を中心に実験を実施する。その他の再移行(再浮遊、再揮発及び再飛散(飛沫同伴))に対しては、既往研究の調査を進め、ソースターム評価上の課題を抽出する。これらの実験及び調査に基づいて、速度論を考慮可能な放射性物質化学反応モデル、再移行モデルを構築・改良し、「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」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」に活用するとともに、同コードを用いた不確かさ解析を実施する。

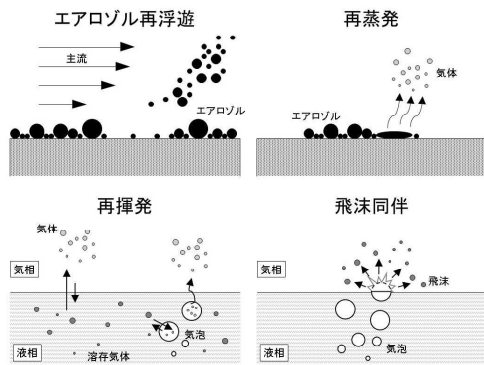


図4 再移行挙動

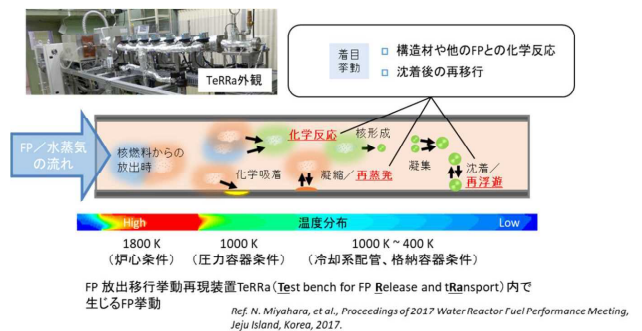


図5 化学反応実験/再移行実験で使用する装置

(3) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】

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

①及び②については、高温の過熱蒸気によって直接的な熱伝達で格納容器フランジ部が昇温されることと、格納容器内部の対流や気体組成によって変化すると思われる熱伝達の時間特性に関して、その不確かさを低減するための実験を行う。これらの実験パラメータには、多次元な伝熱流動を考慮して、局所混合による気体の温度分布、格納容器壁の局所的な相変化を考慮した熱伝達、水素等の非凝縮性気体の影響、構造体の温度挙動等を想定する。

③については、前プロジェクトで得られた障害物の無い単純体系での定格ベント流量条件での知見を、さらに実機条件を想定した条件でのデータに拡張する。前プロジェクトでは、比較的静止した雰囲気場において上部に水素が成層化しているような状態を想定して、格納容器下部からベントした場合の雰囲気流動を観測した。本プロジェクトでは、より重大事故時の条件を想定して高温蒸気存在、格納容器内雰囲気での熱的成層化の考慮等に加えて、さらに軽密度気体である水素を模擬したヘリウムが存在する

場合の条件などを想定して、格納容器ベントに関する総合的な熱流動挙動の観測を実施する。

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

なお、これらの実験及び解析の最新知見の拡充にあたっては、OECD/NEA/CSNI が実施する国際共同研究プロジェクトも活用して実施する。

以上の実験を通じて得られたデータは、「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的リスク評価に係る解析手法の整備」における「(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備 2) 個別現象解析手法の整備①格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備」に活用する。

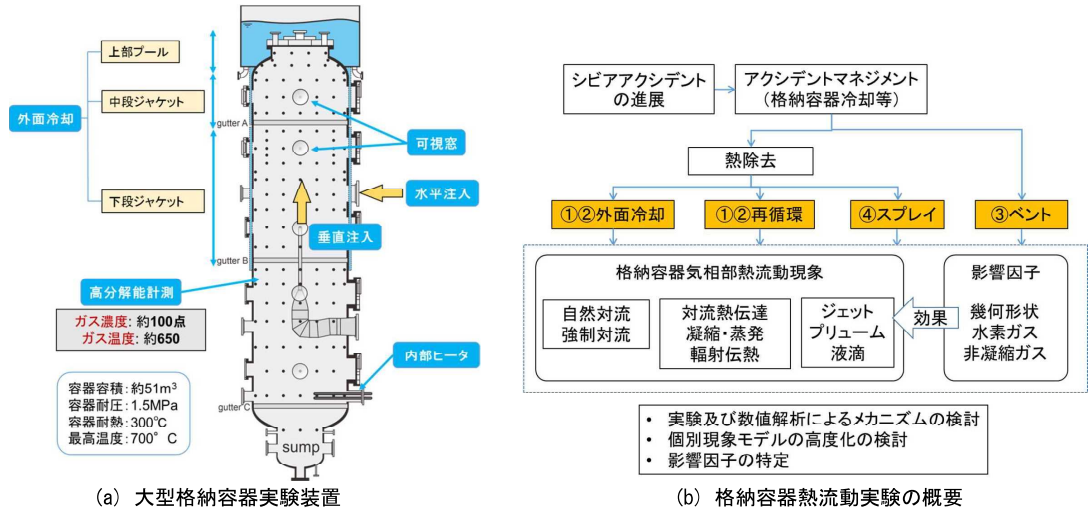


図6 大型格納容器模擬装置と実験の概要

(4) 燃料デブリ冷却性実験【分類②及び③】

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

粒子状デブリは構造材壁面と点接触し、周囲の状態によっては粒子が荷重を受け、構造材壁面へ押しつけられる状態等も想定される。粒子の壁面への接触状態、粒子や壁面材質、加熱量等を変化させるパラメトリックな実験により、様々な状態での壁面への伝熱量等の粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性を把握する。(図8)

なお、本実験を通じて得られたデータは、「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」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。

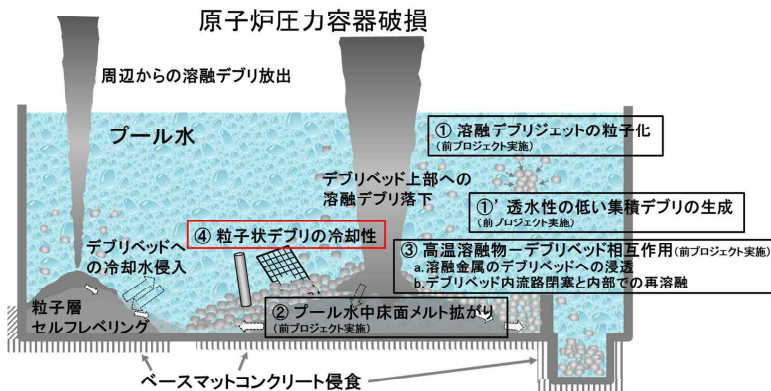


図7 プール水中デブリ冷却に関する主な現象

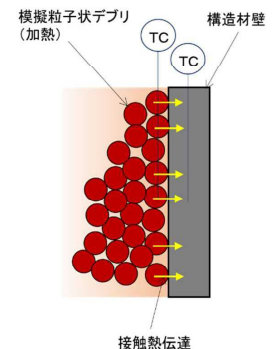


図8 粒子状デブリ冷却性実験の概要

行程表

	R2年度	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度	R7年度
(1) プールスクラビング実験	○小規模実験 装置整備・計測技術確立				▽論文投稿	
		データ拡充				
		CFD解析等による検討				
	○中規模実験 装置整備	計測技術確立	データ取得			
			No. 10*			
(2) ソースターム実験	○化学反応実験 パラメータ実験（雰困気、他物質影響評価）				パラメータ実験（雰困気ガス流量）	論文投稿▽
	○再移行実験 再蒸発実験系の検討			No. 11**		
	その他再移行挙動研究の調査課題抽出					
		実験装置整備	予備実験		データ取得	
			No. 11			
(3) 重大事故時格納容器熱流動実験	○外面冷却、再循環実験 重要パラメータ 選定実験	選定パラメータの単独効果実験		選定パラメータの複合効果実験		論文投稿▽
	○ベント実験 初期気体分布	水素を含む気体 供給条件	スプレイ条件	複合パラメータ	形状効果	
	○スプレイ実験 スプレイ特性検証	単独パラメータ実験	単独及び複合パラメータ実験	複合パラメータ実験		
				No. 11		
(4) 燃料デブリ冷却性実験	装置設計製作	予備実験	データ取得		▽論文投稿	
			No. 10			

* 「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」プロジェクトへのデータ等の受け渡し
 ** 「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」プロジェクトへのデータ等の受け渡し

7. 実施計画

【R2年度の実施内容】
 (1) プールスクラビング実験【分類②及び③】
 1) 小規模実験
 ・各種物理量を取得するための実験装置整備、計測技術の開発
 ・微粒子除去現象を評価することの可能なCFD解析コードの開発準備
 2) 中規模実験
 ・プール水深及び水温をパラメータとした除染係数計測及び蒸気を混入した条件での除染係数変化の特性把握
 (2) ソースターム実験【分類②及び③】
 1) 化学反応実験
 FP放出移行挙動再現装置を用いて、前プロジェクトで実施したホウ素に加え、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を実施する。雰困気、反応物質の種類等をパラメータとし、各因子の影響を評価するために沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。
 2) 再移行実験
 既往研究の調査により従来の再蒸発モデルを調査し、移行化学形態が変化した場合に影響し得るパラメータ因子を推定する。また、推定されたパラメータを効果的に評価し得る実験系を検討する。さらに、エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について既往研究を調査し、従来モデル改良による不確かさ低減の余地を検討する。
 (3) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】
 ・外面冷却及び過温破損実験：重要パラメータ選定
 ・ベント実験：単独パラメータ調査（気体組成、気体温度分布、ベント及びパージ流量）
 ・スプレイ実験：スプレイ特性の検証（粒径、流量、ノズル選定）
 (4) 燃料デブリ冷却性実験【分類②及び③】
 ・粒子状デブリの加熱方法や実験条件の詳細等の検討及び実験装置の設計製作
 ・予備実験による実験装置の妥当性確認

【R3年度の実施内容】
 (1) プールスクラビング実験【分類②及び③】
 1) 小規模実験
 ・実験装置の整備及び計測技術の開発
 ・微粒子除去現象の評価に資するパラメータに関するデータの拡充

<ul style="list-style-type: none"> ・実験データをもとに単一気泡における微粒子除去現象を評価する CFD 解析を実施 <p>2) 中規模実験 粒子表面性状（親水・疎水）の除染係数への影響調査実験（水温及び蒸気の効果をパラメータとする）</p> <p>(2) ソースターム実験【分類②及び③】</p> <p>1) 化学反応実験 引き続き、FP 放出移行挙動再現装置を用いて、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。雰囲気、反応物質の種類等をパラメータとし、沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。</p> <p>2) 再移行実験 再蒸発現象について令和 2 年度に検討された実験系の整備を行う。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について引き続き既往研究を調査するとともに従来モデルの課題の抽出を行い、改良余地がある場合は実験系を検討する。</p> <p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外面冷却及び過温破損実験：単独パラメータ調査（容器内初期気体組成、注入気体条件） ・ベント実験：複合パラメータ調査（初期気体条件と供給気体の組合わせ） ・スプレイ実験：単独パラメータ調査（気体組成、注入蒸気供給） <p>(4) 燃料デブリ冷却性実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・粒子条件を変化させた実験データの取得
<p>【R 4 年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラビング実験【分類②及び③】</p> <p>1) 小規模実験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実験データの拡充 ・実験データを基に CFD コードの妥当性を検証し、各種パラメータにおける微粒子除去量を評価する。 ・スクラビング時における影響の大きい個別現象のモデル化を検討する。 <p>2) 中規模実験 粒子表面性状及びプール水温、エアロゾル条件のパラメータ拡充を行う。必要に応じて注入の向きや気泡上昇領域（液相循環や気泡滞在時間）の除染係数に対する影響を調査する。</p> <p>(2) ソースターム実験【分類②及び③】</p> <p>1) 化学反応実験 令和 3 年度に引き続き、FP 放出移行挙動再現装置を用いて、ヨウ素及びセシウムの化学反応に影響を与える模擬放射性物質や構造材成分（モリブデン等）を対象に、高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。雰囲気、反応物質の種類等をパラメータとし、沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得するとともに、令和 2 年度から実施した結果のレビューを行い、各反応体系の重要度を検討する。</p> <p>2) 再移行実験 再蒸発現象について、各パラメータの影響度について予備実験を実施し影響度の大きなパラメータより順次パラメータ実験を行い、モデル改良に必要なデータを取得する。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について実験を実施する場合、検討された実験系の整備及び予備実験を実施し各パラメータの影響を調査する。</p> <p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外面冷却及び過温破損実験：単独パラメータ調査（条件範囲拡充）、複合パラメータ調査（初期気体組成と気体注入の組合せ） ・ベント実験：複合パラメータ調査（初期気体条件・供給気体・スプレイ）、形状効果調査（内部構造物、ベント位置） ・スプレイ実験：単独パラメータ調査（条件範囲拡充）、複合パラメータ調査（初期気体組成と蒸気注入の組合せ） <p>(4) 燃料デブリ冷却性実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・雰囲気条件を変化させた実験データの取得
<p>【R 5 年度の実施内容】</p> <p>(1) ソースターム実験【分類②及び③】</p> <p>1) 化学反応実験 令和 4 年度のレビューにより選定された重要な反応体系を対象として、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP 放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を実施する。雰囲気ガス流量（反応時間）等をパラメータとし、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。</p> <p>2) 再移行実験 再蒸発現象について、引き続き影響度の大きなパラメータより順次パラメータ実験を実施し、モデル改良に必要なデータを取得する。さらに、改良されたモデルを導入したソースターム評価コードを用いた不確実さ解析を行い、改良モデルによる不確実さの低減効果とモデル課題の有無を評価する。ソースターム評価コードの改良モデルのエアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について実験を実施する場合、整備した実験装置を用いパラメータ実験を実施し、モデル改良に必要なデータを取得する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外面冷却及び過温破損実験：複合パラメータ調査（条件範囲拡充）、形状効果調査（内部構造物、ジェット向き） ・ベント実験：複合パラメータ及び形状効果の組合せ実験 ・スプレイ実験：複合パラメータ調査（条件範囲拡充）、形状効果調査
<p>【R 6 年度の実施内容】</p> <p>(1) ソースターム実験【分類②及び③】</p> <p>1) 化学反応実験 引き続き、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP 放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行</p>

	<p>時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。雰囲気ガス流量（反応時間）等をパラメータとし、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。</p> <p>2) 再移行実験 再蒸発現象について、改良モデルの検証に必要な実験を実施し、改良モデルの信頼性を確認する。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について実験を実施する場合、整備した実験装置を用いパラメータ実験を引き続き実施し、モデル改良に必要なデータを取得する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外面冷却及び過温破損実験：複合パラメータ調査(条件範囲拡充)、形状効果調査の拡充 ・ベント実験：複合パラメータ及び形状効果の組合せ実験の拡充
	<p>【R7年度の実施内容】</p> <p>(1) ソースターム実験【分類②及び③】</p> <p>1) 化学反応実験 引き続き、放射性物質化学反応モデルを構築・改良するために、FP放出移行挙動再現装置を用いて高温領域から低温領域までの移行時におけるヨウ素及びセシウムとの化学反応実験を継続して実施する。雰囲気ガス流量（反応時間）等をパラメータとし、速度論を考慮可能な化学反応モデルによる解析結果と比較できる沈着物量や化学形態とそれらの分布に係わる実験データを取得する。</p> <p>2) 再移行実験 再蒸発現象について、改良モデルの検証に必要な実験を実施し、改良モデルの信頼性を確認する。エアロゾル再浮遊、再揮発、飛沫同伴について実験を実施する場合、整備した実験装置を用いパラメータ実験を引き続き実施し、モデル改良に必要なデータを取得する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類②及び③】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント実験：複合パラメータ及び形状効果の組合せ実験の拡充
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（主担当者には○を記載）】</p> <p>○森田 彰伸 技術研究調査官 星野 光保 技術研究調査官 西村 健 技術研究調査官 川口 秀雄 技術研究調査官 菊池 航 技術研究調査官 堀田 亮年 主任技術研究調査官</p>
9. 備考	<p>本プロジェクトの成果は、次のプロジェクトに活用する。</p> <p>「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」における「（3）キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」及び「（4）放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」</p> <p>「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」における「（1）格納容器破損防止対策評価手法の整備 2）個別現象解析手法の整備①格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備」</p>

技術評価検討会での評価の観点

- 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。
- 解析実施手法、データ取得手法が適切か。
- 解析評価手法、データ評価手法が適切か。
- 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。

研究計画 (案)

1. プロジェクト	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	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	池田 雅昭 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ⑤材料・構造	主担当者	小澤 正義 主任技術研究調査官 橋倉 靖明 技術研究調査官 北條 智博 技術研究調査官
3. 背景	<p>原子力規制委員会は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、高経年化技術評価に係り事業者が実施する安全機能を有する機器・構造物について着目すべき経年劣化事象の抽出、健全性評価及び保守管理の技術的妥当性を確認している。さらに、運転の期間の延長の審査（以下「運転期間延長の審査」という。）においては、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合することを確認している。</p> <p>これらの確認は、常に最新の科学的・技術的知見に基づいて行う必要があり、そのため、常に関連する技術基準及び民間規格の技術的妥当性を確認していく必要がある。</p> <p>これまで、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査における技術的妥当性確認のための材料研究は、原子炉圧力容器、炉内構造物等の金属材料、ケーブル等の経年劣化予測等について、主に加速劣化試験により模擬的に経年劣化を付与した材料の特性を評価することで進められてきた。</p> <p>国内で廃止措置中の原子力発電所等から長期間使用した実機材料を採取して試験・分析を行い、加速試験結果に基づく材料の経年劣化予測評価の実機環境における経年劣化挙動に対する保守性等を検証することが望まれる。</p>		
4. 目的	<p>長期間運転した原子力発電所の経年劣化を模擬的に付与するために行っている加速劣化試験結果に基づく材料の経年劣化予測評価の実機環境における経年劣化挙動に対する保守性の検証等を実施し、代表的な以下の機器、構造物の健全性評価に関する知見を拡充する。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器 (2) 電気・計装設備 (3) 炉内構造物 (4) ステンレス鋼製機器</p>		
5. 知見の活用先	高経年化技術評価及び運転期間延長の審査に資するとともに、関連する民間規格の技術評価に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：R2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。） ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）</p> <p>原子力発電所機器の中で最も重要な機器の一つである原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）において、原子力発電所の高経年化に伴い中性子照射脆化（以下「照射脆化」という。）が進行することが知られている。本研究では、現状の評価方法の保守性及びRPV健全性評価対象部位の代表性の確認を行い、RPVの健全性評価に関する知見を拡充する。</p> <p>照射脆化は、RPVが長期間中性子照射を受けることによって脆くなる現象である。RPVの照射脆化の程度は、運転期間中RPV内に設置された母材、溶接金属及び溶接継手の熱影響部（以下「HAZ」という。）の監視試験片で実施するシャルピー衝撃試験結果から求めたシャルピー遷移温度（原子炉容器材料のねばり強さを表す指標（以下「T_{41J}」という。））から予測される。シャルピー遷移温度は照射脆化の進行により上昇し、照射前後での遷移温度の変化量を移行量と呼んでいる（以下「ΔT_{41J}」という。）。</p> <p>a. RPV健全性評価方法の保守性に係る研究</p> <p>RPVの健全性評価では、事故により、加圧状態のまま原子炉圧力容器内壁が急冷される事象（加圧熱衝撃事象（以下「PTS事象」という。））を想定した条件において、RPVの破壊が生じないことを確認している。具体的には、RPV内面に亀裂を想定（以下「仮想欠陥」という。）し、RPVの照射脆化の予測を考慮した破壊靱性値の温度依存性に関する曲線（以下「破壊靱性遷移曲線」という。）を設定し、一方で、PTS時の温度履歴による熱によって掛かる力に起因する仮想欠陥の応力拡大係数（亀裂先端に掛かる力の強さを表す物理量）の時刻歴を評価した上で、前者が後者より常に大きいことにより、RPVが破壊しないことを確認する。破壊靱性遷移曲線は、監視試験片で実施する破壊靱性試験で得られた破壊靱性値を評価時期に相当するΔT_{41J}だけ移動させて設定される。この際、照射脆化の予測を考慮しているΔT_{41J}は、「ΔT_{41J}が中性子照射による破壊靱性の遷移温度の変化量に等しい」という考え方に基づいて設定される。</p> <p>本研究では、実機材料等を用いてΔT_{41J}と破壊靱性遷移温度を比較する事で、現状の評価方法が保守的であることを評価する。また、仮想欠陥の形状は半楕円亀裂であり、実際のRPVにおいては、PTS時に軸方向と周方向での2軸方向の力が加わることから、1軸方向に力が加わる監視試験片とは、亀裂先端に掛かる力の状態が異なる。実機と同様に2軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と、1軸方向に力が加わる破壊靱性試験結果を比較することで、現状の評価方法の保守性を検証する。</p> <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <p>RPVの健全性評価は、母材及び溶接金属で行われている。溶接熱影響部（以下「HAZ」という。）の破壊靱性（未照射材）は母材と比較しても同等以上であり、また、シャルピー遷移温度移行量も母材と同等であると考えられているため、供用中のHAZの破壊靱性は確認されていない。</p>		

本研究では、RPV 健全性評価対象部位として母材で代表させることの技術的妥当性を確認するため、実機材料や試験炉照射材料等を活用し、RPV の溶接部及びステンレスオーバーレイクラッド（以下「クラッド」という。）施工に伴い形成される HAZ の照射前後の破壊靱性を確認することで、 T_{414} と破壊靱性の相関について確認し、母材データの代表性について評価することで、現状の評価方法の保守性を検証する。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）

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

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

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

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

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

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

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

・新品供試体、加速劣化供試体及び実機材料について、電気特性及び機械的特性からそれぞれの劣化状態を評価し、経年劣化を模擬的に付与するための現状の加速劣化評価手法による評価の保守性を検証する。

c. 事故時環境模擬試験

実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を行う。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態を機器分析及び状態監視手法により評価する。ケーブルについては、化学スプレー噴霧条件下での絶縁性能についても評価する。

(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究（分類①、②及び④）

a. 靱性低下に係る研究

炉内構造物は、中性子の照射を受けて破壊靱性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では靱性低下があっても健全性が保たれることを確認するために、（一社）日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1 -2012）（以下「維持規格」という。）に基づく破壊力学的評価手法によりその長期健全性評価を実施している。ここで、事業者が用いた破壊力学的評価手法に係る評価式は、主に加速劣化試験等に基づき得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。本研究では、実機材料を用いて破壊靱性試験を行い、評価式の保守性を検証する。

なお、事業者の廃炉工程に併せて実施するため、本研究期間においては、実機材料を発電所から研究施設へ移送及び研究施設における試験の準備までを実施する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

これまでに国内外の多数の BWR プラントにおいて応力腐食割れ（以下「SCC」という。）が発見されている。SCC 等の破壊を引き起こす亀裂については、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈（原規技発第 1408063 号（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定）、改正 原規技発第 1906051 号（令和元年 6 月 5 日原子力規制委員会決定）」（以下「亀裂の解釈」という。）において、維持規格の規定に基づく検査を実施することが要求されている。事業者は SCC 発生を低減するための予防保全対策技術を施工しているが、維持規格における検査においては、予防保全対策を実施した場合には、「予防保全実施時期を供用開始時期」とすることができ、その結果として、予防保全対策技術施工部位は検査頻度が緩和されることになる。本研究では実機材料を用いて残留応力評価を行い、事業者が実施した予防保全対策技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証する。

なお、事業者の廃炉工程に併せて実施するため、本研究期間においては、実機材料を発電所から研究施設へ移送及び研究施設における試験の準備までを実施する。

(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究（分類②及び④）

再循環ポンプ等に用いられているステンレス鋼は、長時間高温に曝される（熱時効）ことにより材料の組織が変化して靱性が低下する。高経年化技術評価等においては、ステンレス鋼の熱時効による靱性の低下挙動評価は（一財）発電設備技術検査協会において実施された「プラント長寿命化技術開発」研究より開発された靱性予測モデル（以下「H3T モデル」という。）を用いて実

施されている。H3T モデルは、主に加速劣化試験等の結果に基づいて主に PWR プラントの環境を考慮して開発され、PWR プラント及び BWR プラントの評価に用いられている。

本研究では、実機材料（再循環ポンプから採取）を用いて組織観察、破壊靱性試験等を実施し、実機環境での H3T モデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。

なお、本研究は、事業者の廃炉工程に併せて実施するため、本研究期間においては、破壊靱性試験等の試験片作製及び研究施設における試験の準備を実施する。

行程表

	R 2 年度	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究 a. RPV 健全性評価方法の保守性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細試験計画策定 照射材料機械試験 実機材料調達準備 	<ul style="list-style-type: none"> 照射材料機械試験 実機材料調達及び機械試験 破壊靱性試験 	<ul style="list-style-type: none"> 照射材料組織観察 実機材料機械試験 破壊靱性試験 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料組織観察 破壊靱性試験 	<ul style="list-style-type: none"> 破壊靱性試験 RPV 健全性評価法の保守性検証
	b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細試験計画策定 照射材料機械試験 実機材料調達準備 	<ul style="list-style-type: none"> 照射材料機械試験 照射材料組織観察 実機材料調達及び機械試験 	<ul style="list-style-type: none"> 照射材料機械試験 照射材料組織観察 実機材料調達及び機械試験 	<ul style="list-style-type: none"> ▽学会発表 実機材料組織観察
(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究 a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の調査 実機材料試験計画策定 通常運転時環境調査 事故時環境調査 				
	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の各種特性評価 新品供試体作製 加速劣化供試体作製 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料及び加速劣化供試体の調査 			<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の各種特性評価 加速劣化手法による評価の保守性検証
	<ul style="list-style-type: none"> 電気パネル ケーブル 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料及び加速劣化供試体の事故時模擬環境下の絶縁性能評価 供試体の化学スプレー噴霧下絶縁性能の評価 		<ul style="list-style-type: none"> ▽学会発表 	<ul style="list-style-type: none"> 事故時環境時の電気・計装設備の絶縁性能評価 ▽学会発表 ▽論文投稿
(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究 a. 靱性低下に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細計画の検討 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の試験方法検討 	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置の整備 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の移送方法の調査 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の研究施設への移送 試験準備
	<ul style="list-style-type: none"> 評価方法確立のための非照射材料試験の詳細計画検討 実機材料の調査/試験詳細計画検討 	<ul style="list-style-type: none"> 非照射材料試験の試験体作製 実機材料試験準備 	<ul style="list-style-type: none"> 非照射材料試験 実機材料採取方法検討 実機材料試験準備 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料採取方法検討 実機材料の移送計画策定 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料移送 試験準備
				<ul style="list-style-type: none"> ▽学会発表 	<ul style="list-style-type: none"> ▽論文投稿
(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細試験計画策定 実機材料の調査 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の試験方法及び移送方法調査及び検討 		<ul style="list-style-type: none"> 実機材料移送 	<ul style="list-style-type: none"> 試験片作製 試験の準備

7. 実施計画

【R 2 年度の実施内容】

(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. RPV 健全性評価法の保守性に係る研究

- 詳細な研究計画を策定するとともに、試験条件及び供試材の詳細仕様を検討する。
- 長期間中性子照射を受けた RPV 鋼の母材を想定して既往事業で作製された試験炉照射材料について、作業施設への輸送及び試験片加工を行い、機械試験を開始する。
- 入手可能な実機材料の調査及び調達準備を行う。
- 破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定されている 2 軸の引張応力による破壊靱性値が一般的に行われている 1 軸の引張応力による破壊靱性値と同程度であることを確認するため、供試材を調達する。また、2 軸の引張応力による破壊靱性試験準備を行う。

b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究

- 詳細な研究計画を策定するとともに、試験条件及び供試材の詳細仕様を検討する。
- 機械試験の試験片を作製する。
- 既往事業で作製された照射材料について、作業施設への輸送及び試験片加工を行い、機械試験を開始する。

・実機材料と試験炉照射材料の機械的特性や材料組織を比較するため、入手可能な実機材料の調査を行う。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

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

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

・実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視技術等により評価する。

・実機材料試験計画を基に、実機材料と比較するために、新品供試体を作製する。

・a. で調査した環境条件を基に加速劣化方法で劣化する条件を設定し、加速劣化供試体を作製する。

c. 事故時環境模擬試験

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

・ケーブル供試体について、化学スプレー噴霧下での絶縁性能の変化を評価する。

(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 靱性低下に係る研究

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

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

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

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

【R3年度の実施内容】

(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. RPV 健全性評価法の保守性に係る研究

・令和2年度に引き続き、試験炉照射材料を用いた機械試験を行う。

・令和2年度の調査により選定した実機材料を作業施設への輸送を行い、機械試験を開始する。

・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力による破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力による破壊靱性値と同程度である事を確認するため、機械試験を行う。

b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究

・令和2年度に引き続き、既往事業で作製された試験炉照射材料の機械試験を行う。また、既往事業で作製された試験炉照射材料の微細組織観察を開始する。

・令和2年度の調査により選定した実機材料を作業施設への輸送を行い、機械試験を開始する。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

・令和2年度に引き続き、さらに入手可能な実機材料の調査を行い、実機材料試験計画を修正する。

・追加された実機材料の絶縁体に用いられている高分子材料を特定し、当該の実機材料が使われている通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

・令和2年度に引き続き、実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視技術等により評価する。

・修正された実機材料試験計画を基に、実機材料と比較するために、新品供試体を作製する。

・a. で調査した環境条件を基に加速劣化方法で劣化する条件を設定し、加速劣化供試体を作成する。

c. 事故時環境模擬試験

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

・ケーブル供試体について、化学スプレー噴霧下での絶縁性能の変化を評価する。

(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 靱性低下に係る研究

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

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和2年度の調査結果に基づき、非照射材の試験体の作製を開始する。

また、廃炉工程に基づき事業者が実施しているシュラウド解体作業に関する情報収集を行い、実機材料を用いた試験の準備を実施する。

(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

実機材料の熱時効評価を実施するための調査及び試験の詳細計画を検討する。

【R4年度の実施内容】

(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. RPV 健全性評価法の保守性に係る研究

- ・試験炉照射材料を用いた微細組織観察を行う。
- ・令和3年度に引き続き、実機材料を用いた機械試験を行うとともに、微細組織観察の準備を行う。
- ・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、機械試験を行う。

b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究

- ・令和3年度に引き続き、過去行われた事業で作製された試験炉照射材料の機械試験及び微細組織観察を継続して行う。
- ・令和3年度に引き続き、実機材料を用いた機械試験を行うとともに、微細組織観察の準備を行う。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査

- ・令和3年度に引き続き、さらに入手可能な実機材料の調査を行い、実機材料試験計画を修正する。
- ・追加された実機材料の絶縁体に用いられている高分子材料を特定し、当該の実機材料が使われている通常運転時の環境条件及び事故時の環境条件を調査する。

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

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

c. 事故時環境模擬試験

- ・令和3年度に引き続き、実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。

(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 靱性低下に係る研究

令和3年度の検討結果に基づき、試験装置の整備を行う。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和3年度に作製した試験体を用いて、予防保全対策技術施工による試験体表面の応力状態を確認する。また、試験体の切断等に伴う試験体表面の応力変化の測定等により、実機からの供試材採取方法を検討する。

また、令和3年度に引き続き、事業者が実施しているシュラウド解体作業に関する情報収集を行い、実機材料を用いた試験の準備を実施する。

(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

令和3年度に実施した調査及び研究計画を検討の結果を受け、主に BWR プラント環境中で使用された実機材料を用いた試験片作製方法、試験方法及び試験片の発電所から研究施設への移送方法に関する調査・検討する。

【R5年度の実施内容】

(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. RPV 健全性評価法の保守性に係る研究

- ・実機材料を用いた微細組織観察を行う。
- ・破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、2軸の引張応力を加えた実験を行う。

b. RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究

- ・実機材料の微細組織観察を行う。

(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

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

c. 事故時環境模擬試験

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

(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】

a. 靱性低下に係る研究

実機材料の採取方法及び実機材料を発電所から研究施設への移送方法に関する調査を実施する。

b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究

令和4年度までの成果を基に、実機材料の採取方法を含めた試験方法を検討する。

	<p>また、令和4年度に引き続き、事業者が実施している炉心シュラウド解体作業に関する情報収集を実施するとともに、実機材料の試験体を作製するために発電所から研究施設への移送等に関する試験計画を策定し、試験の準備を実施する。</p> <p>(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】 令和4年度に実施した検討結果に基づき、発電所からの研究施設への実機材料（ステンレス鋼鋳鋼）の移送を実施。</p> <p>【R6年度の実施内容】</p> <p>(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】</p> <p>a. RPV健全性評価法の保守性に係る研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 破壊靱性遷移曲線の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性値が一般的に行われている1軸の引張応力を加えた場合の破壊靱性と同程度であることを確認するため、引き続き2軸の引張応力を加えた実験を行う。 令和5年度までに得られた知見により、RPV健全性評価法の保守性について評価する。また、監視試験片を用いた破壊靱性遷移曲線と実際の原子炉で想定されている2軸の引張応力による破壊靱性遷移曲線について評価し、現状の評価方法の保守性を検証する。 <p>b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究</p> <p>令和5年度までに得られた知見によりRPVの溶接部及びHAZのT41Jと破壊靱性の相関、並びに母材データの代表性について評価し、現状の評価方法の保守性を検証する。</p> <p>(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】</p> <p>b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験</p> <p>令和5年度に引き続き、実機材料について、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械的特性及び電気特性を状態監視技術等により評価する。また、令和5年度までに得られた試験結果と併せて、経年劣化を模擬的に付与するための現状の加速劣化評価手法による評価の保守性を検証する。</p> <p>c. 事故時環境模擬試験</p> <ul style="list-style-type: none"> 令和5年度に引き続き、実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA時又はSA時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境下における絶縁性能の評価を実施する。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態の変化を機器分析及び状態監視手法により評価する。 令和5年度までに得られた試験結果と併せて、事故時環境時の電気・計装設備の絶縁性能及び高分子絶縁体の劣化評価をとりまとめる。 <p>(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】</p> <p>a. 靱性低下に係る研究</p> <p>実機材料を発電所から採取し、研究施設へ移送する。また、研究施設における試験の準備を実施する。</p> <p>b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究</p> <p>令和5年度の成果を基に、実機材料を発電所から研究施設へ移送する。また、研究施設における試験の準備を実施する。</p> <p>(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究【分類①、②及び④】</p> <p>令和4年度に実施した検討結果に基づき、実機材料（ステンレス鋼鋳鋼）より試験片を作製する。また、研究施設における試験の準備を実施する。</p>
8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <p>池田 雅昭 上席技術研究調査官</p> <p>○ 小澤 正義 主任技術研究調査官</p> <p>小嶋 正義 主任技術研究調査官</p> <p>坂本 一信 主任技術研究調査官</p> <p>○ 橋倉 靖明 技術研究調査官</p> <p>○ 北條 智博 技術研究調査官</p> <p>皆川 武史 技術研究調査官</p> <p>渡辺 藍己 技術研究調査官</p>
9. 備考	

技術評価検討会での評価の観点

- 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。
- 解析実施手法、データ取得手法が適切か。
- 解析評価手法、データ評価手法が適切か。
- 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。

1. プロジェクト	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	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	菱田政清 統括技術研究調査官
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	後神進史 技術研究調査官
3. 背景	<p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第五十九条第二項に基づき確認及び第五十九条第三項に基づき輸送容器について承認を受けようとする事業者は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」（昭和 53 年総理府令第 57 号）第五条七、八及び九のロ、第六条一及び三のイに規定する線量基準^{※1}を満足することを遮蔽解析の結果等に基づく説明を行わなければならない。また、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三の五に基づき原子炉を設置しようとする者及び同法第四十三条の四に基づき貯蔵の事業を行おうとする事業者は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第十六条 4 の一、「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」第二十六条の 2 の六のロ及び「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 4 条に規定する線量基準^{※2}を満足することを、遮蔽解析の結果等に基づき説明を行わなければならない。これらの申請が実施されれば原子力規制委員会はその妥当性を評価する必要がある。</p> <p>我が国においては、当該分野の申請に係る遮蔽解析ではこれまで主に離散座標 Sn コードが使用されてきたが、近年では申請内容の妥当性説明等のために最新知見に基づく遮蔽解析コードであるモンテカルロコードが補助的に使用されるケースが増加しており、今後許認可コードとしてもモンテカルロコードの使用頻度増加が予想される。また、事前の調査では米国を始めとする諸外国では許認可コードとして自国開発のモンテカルロコードが主体となっており、それらの解析コードに対する検証等も精力的に実施されていることも確認されている。許認可において新規、あるいは使用実績の少ない解析コードが使用された際の審査においては、解析コード固有の評価手法（解析手法）に係る知見が必要になるとともに、解析コード自体の解析精度や信頼性等を確認するための検証（Verification）と妥当性確認（Validation）（以下「V&V」という。）に係る知見も不可欠である。一方で、Sn コードにおいては専用の断面積ライブラリ（遮蔽群定数ライブラリ）に考慮すべき特性が確認されており、解析結果の妥当性確認のためにモンテカルロコード等による比較解析に頼っている現状を受け、申請者による新規技術活用が徐々に進行している傾向にある。</p> <p>※1 輸送容器表面及び表面から 1メートル離れた位置における最大線量当量率が、各状況に対して以下の基準を超えないこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常輸送時の表面において 2 ミリシーベルト毎時 ・ 通常輸送時の表面から 1メートルにおいて 100 マイクロシーベルト毎時 ・ 一般の試験条件下の表面において通常輸送時から著しく増加せず、且つ、2 ミリシーベルト毎時 ・ 特別の試験条件下の表面から 1メートルにおいて 10 ミリシーベルト毎時 <p>※2 平常時における使用済燃料貯蔵施設からの直接線及びスカイシャイン線により公衆の受ける線量が、事業所内他施設からの寄与との合算として、実効線量で 50 マイクロシーベルト／年以下を達成できること。</p>		
4. 目的	許認可審査において、最新知見に基づく遮蔽解析コードであるモンテカルロコード及び専用の連続エネルギー断面積ライブラリを用いた遮蔽評価結果に対する妥当性確認を適切に実施するために、当該コードの V&V 手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充を実施する。		
5. 知見の活用先	事業者から申請に基づき提出された安全評価の妥当性確認に資する。		

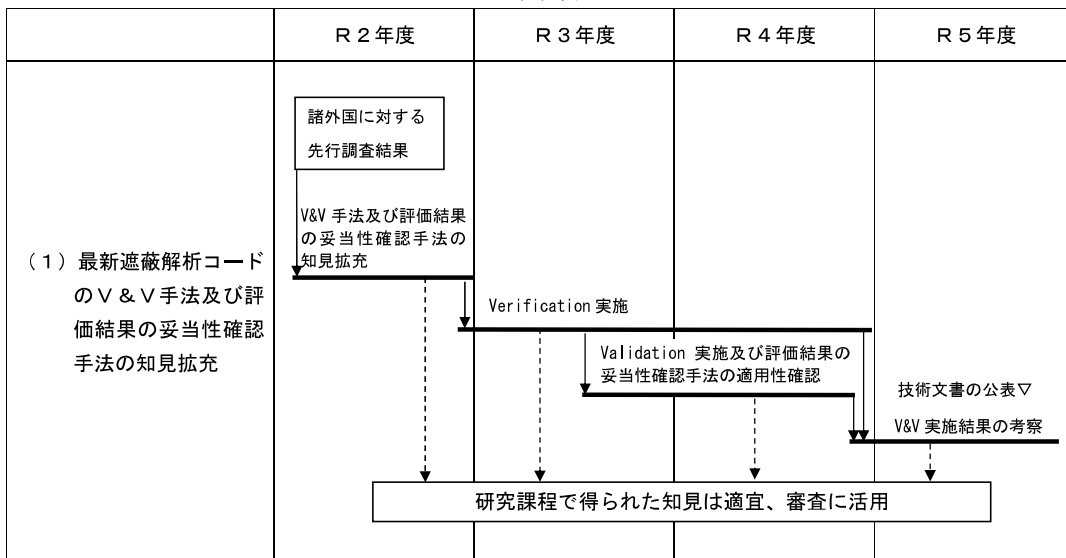
本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年5月29日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

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）最新遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充【分類②】

最新知見に基づく遮蔽解析コードによる評価結果を用いた許認可申請が提出された際に、的確かつ迅速な基準適合性審査を実施するために、遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充を実施する。遮蔽解析コードのV&V手法の知見拡充については、諸外国の動向や国内有識者の意見等を考慮し、許認可の場面での使用を想定したV&V実施手順案を作成する。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。一連の作業結果を基に手順案の検証・考察を実施し、国内有識者の意見等を考慮しながら、V&V実施手順として確定させる。また、評価結果の妥当性確認手法の知見拡充については、前者でのコードの妥当性確認作業等を利用して検討を進め、V&V手法と併せて、審査に活用するための技術文書として整備する。

行程表



Verification: 解析コードの基礎となる物理モデル、方程式等が妥当であることを確認し、それらの数値解をデジタル計算機が許容範囲内で導出できることを確認する実施プロセス。

Validation: 対象とする実現象を満足できる範囲内で予測できることを確認する実施プロセス。（ベンチマーク解析により実験データの再現性を確認する。）

【R 2年度の実施内容】

（1）最新遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充【分類②】

先行調査及び検討結果を基に、外部有識者による意見を聴取しながら、モンテカルロコードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法を検討し、V&V実施手順案を作成する。

【R 3年度の実施内容】

（1）最新遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充【分類②】

V&V実施手順案に基づいて、コード開発に知見を有する者によるコード検証（Verification）作業を開始するとともに、コードの妥当性確認（Validation）のための計画立案及び準備を行う。

【R 4年度の実施内容】

（1）最新遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充【分類②】

R 3年度の作業に引き続き Verification 作業を実施し完了させるとともに、Validation のための試験及びベンチマーク解析を行い、V&V実施結果をまとめる。また、前述のベンチマーク解析にて、評価結果の妥当性確認手法の適用性確認を行う。

【R 5年度の実施内容】

（1）最新遮蔽解析コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充【分類②】

外部有識者による意見を聴取しながらV&V実施結果の考察を行い、V&V実施手順を確定させる。評価結果の妥当性確認手法についても考察を行い、V&V手法と合わせて審査における遮蔽評価結果に対する妥当性確認のために必要な知見としてまとめる。また、本研究の成果を技術文書として公表する。

7. 実施計画

【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）】

- 後神 進史 技術研究調査官
- 奥田 泰久 主任技術研究調査官

8. 実施体制

9. 備考

- 技術評価検討会での評価の観点
- 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。
 - 解析実施手法、データ取得手法が適切か。
 - 解析評価手法、データ評価手法が適切か。
 - 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。

原子力規制委員会における安全研究の基本方針

平成 28 年 7 月 6 日
原子力規制委員会

1. 安全研究の意義

原子力規制委員会(以下「委員会」という。)は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、その業務を遂行するに当たっては、科学的・技術的な見地から、独立して意思決定を行うこととしている。また、安全を支えるのは知識基盤、人材基盤、施設基盤等の技術基盤であり、特に、深く幅広い視点から物事を捉え、的確な判断ができる高度な科学的・技術的専門性が重要であるとの認識に基づき、原子力規制庁(以下「規制庁」という。)の個々の職員及び組織全体の科学的・技術的専門性を向上させることなどにより、原子力規制等を支える強固な技術基盤を構築し維持していくことが不可欠である。

原子力規制等における課題に対応するための知見を収集し、また、自ら生み出す研究活動は、科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等を行うための最も効果的な方策の一つである。委員会は、安全研究を通じこれらを実現し又原子力規制等に最大限活用していく。

2. 安全研究の基本的な考え方

(1) 安全研究の目的

委員会における安全研究の目的は、次のとおりとする。なお、事業者等が行うべき技術開発や信頼性向上を安全研究の目的とはしない。

① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備

委員会が所管する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という。)及び放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(以下「RI法」という。)に関する規制制度、規制基準及び解釈・審査ガイド並びに原子力災害対策特別措置法(以下「原災法」という。)に基づく原子力災害対策指針及びその関連規定等の策定又は改正並びに放射線障害防止の技術的基準に関する法律に基づく放射線審議会の所掌事務の遂行に必要な科学的・技術的知見の収集・整備

② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備

原子炉等規制法、RI法及び原災法に基づく委員会の審査、検査、その他の原子力規制等に係る活動(以下「規制活動」という。)に関し、事業者からの申請又は報告の内容の確認や原子力災害時の判断に必要なデータや情報等の科学的・技術的知見の収集・整備

③ 規制活動に必要な手段の整備

安全評価に使用する解析コード、緊急時モニタリング技術等の委員会が規制活動を遂行するに当たり必要となる手段の整備

④ 技術基盤の構築・維持

将来の規制活動に役立つ新たな知見の創出、原子力規制等における高度な専門性を有する人材の確保及び育成等の技術基盤の構築・維持

なお、④の技術基盤の構築・維持については、①～③を明確にした上で目的に加える場合があるものとする。

(2) 安全研究を行う上での留意事項

① 内外の研究機関の活用

安全研究の実施に当たっては、研究資源を有する技術支援機関や大学・学会等の国内関係機関との連携が重要であることを踏まえ、これら機関の技術力に応じて広く活用する。また、これら機関の活用に加えて国外の研究機関や国際機関との連携・協力を積極的に取り組む。

② 独立性、中立性及び透明性の確保

委員会が実施する安全研究は、委員会の規制活動に必要な科学的・技術的知見の収集・整備、技術基盤の構築・維持等を目的としていることから、その実施に当たっては規制活動と同様に、独立性、中立性及び透明性を確保する。なお、事業者等において行われる安全性向上を目的とする研究開発について、委員会の安全研究の必要性から試験データ等を含む情報交換等を行う場合があり得るが、その際においても独立性、中立性及び透明性を確保する。

③ 知見の共有と情報の発信

安全研究を通じて得られる成果は、安全研究の担当部署にとどまらず、委員会全体の科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等に役立てていく必要があることから、共有に努める。また、安全研究の成果は公共財であるとの認識の下、広く原子力安全に役立てることが望まれることから、対外的な情報の発信に努める。

3. 安全研究プロジェクトの企画と評価

(1) 安全研究プロジェクトの企画

委員会は、次年度以降を対象に「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。)を原則として毎年度策定する。

規制庁は、科学的・技術的知見等の安全研究の成果が原子力規制等において確実に反

映・活用されるよう、実施方針に基づき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、規制活動におけるニーズ、内外の最新技術動向等を踏まえ、安全研究の成果及びその活用方策を明確化した上で安全研究プロジェクトを企画する。

なお、事故・トラブル、自然災害及びその他安全に影響する重要課題に対応するため速やかに安全研究が必要となる場合は、実施方針を改定せずとも、関連する安全研究プロジェクトにおける課題の追加又は内容の見直しを行うなどにより、柔軟に対応する。

(2) 安全研究プロジェクトの評価

委員会は、安全研究の的確な実施及び成果の活用を図るため、各安全研究プロジェクトの開始・終了等の節目において評価を実施する。安全研究プロジェクトの開始時においては事前評価、終了時においては事後評価を行うこととし、期間が長いものについては原則として中間評価を実施する。

委員会が実施する安全研究の目的に関し、得られた科学的・技術的知見の反映先は自らの規制活動であることから、これらの安全研究の評価は基本的に自己評価とする。他方、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性については、評価に客観性を加味する観点から、事前評価、中間評価及び事後評価に際し、外部専門家の評価意見及び産業界等の専門的な技術的知見を有する者(専門技術者)の意見を聴取し参考とする。

① 事前評価

実施方針に従って計画された新規の安全研究プロジェクトについて、当該分野の最新動向等を踏まえた成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。

② 中間評価

研究期間が5年以上の場合は、原則として研究開始から3年ごとに中間評価を行う。当該評価では、実施方針との整合性について確認するとともに、研究の進捗状況や成果、当該分野の最新動向等を踏まえ、改めて成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。その上で、当該評価の結果に基づき必要に応じ研究計画の見直しを行う。

③ 事後評価

安全研究プロジェクトの終了後、研究成果を確認し、成果目標の達成状況及び成果の活用状況、見通し等について評価を行う。

安全研究の実施状況に関する毎年度の評価については、年度業務計画の管理の一部として、安全研究の担当部署において実施する。

また、安全研究プロジェクトの成果の活用状況等について一定期間後に実施する評価(追跡評価)については、安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、数年分を取りまとめた上で実施し、委員会への報告を求めるものとする。

4. 安全研究の実施体制

委員会は、規制庁に安全研究の担当部署として技術基盤グループ及び放射線防護グループを擁し、研究職員が安全研究を自ら手がけており、得られた成果は基準整備など、規制に活用している。

また、国外を含む規制庁内外の研修制度、学会参加、論文等の成果の公表、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）安全研究センターとの人材交流等により、科学的・技術的能力の向上及び強化に努めている。

安全研究の実施に際しては、安全研究の委託や試験等の請負を大学、民間企業等との契約により実施するとともに、他省庁と共同所管している技術支援機関としてのJAEA及び国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構（以下「QST」という。）と連携するほか、国外の研究機関や国際機関とも連携・協力している。

こうした多様な安全研究の実施体制に関し、技術支援機関の役割及び期待並びに国際機関等との関係は次のとおりである。

(1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)

技術支援機関としてのJAEAの役割は、原子炉施設、核燃料サイクル施設、廃棄物処理・処分、原子力防災などの分野における先導的・先進的な研究を推進するとともに、単独で又は規制庁の研究職員と共同で行う当該分野の研究を通じ、技術支援に必要な人材の確保及び育成、規制庁職員の人材育成支援、安全研究に必要な試験研究施設等の維持・整備を行うことである。

また、原子力分野における我が国唯一の総合的な研究機関であることを踏まえ、他の研究機関、大学等との協力の中心的役割を担うことを期待する。

(2) 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)

技術支援機関としてのQSTの役割は、長期間を要する低線量の被ばく等による放射線の人への影響評価を含め、放射線安全・防護及び被ばく医療等に係る分野の研究を推進することである。また、技術支援機関及び防災基本計画等の中核的な指定公共機関として、原子力規制等及び原子力災害時の技術支援に必要な人材の確保及び育成を行うことである。

また、当該分野における国際原子力機関（以下「IAEA」という。）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）、世界保健機関（WHO）等の国際機関との協力の中心的役割を担うことを期待する。

(3) 国際機関及び諸外国の規制機関等との連携

原子力安全は国際的に共通の問題であり、国際共同研究等に参加することは、国際的な認識の共有を図るほか、限られた試験施設を活用した貴重な試験データの取得及び最新知見の取得の観点から重要である。

このため、IAEA、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)等の国際機関、米国原子力規制委員会(NRC)、仏国放射線防護原子力安全研究所(IRSN)等の諸外国の規制関係機関との連携を積極的に推進するとともに、これら機関との共同研究に関し、安全研究の国際動向や我が国の課題との共通性等を踏まえた上で、積極的に参加する。

5. その他

以下の安全研究の関連文書は廃止する。

- ① 原子力規制委員会における安全研究の推進について（平成25年9月25日原子力規制委員会）
- ② 原子力規制委員会における安全研究について－平成27年度版－（平成27年4月22日原子力規制委員会）

ただし、原子力規制委員会における安全研究について－平成27年度版－のうち「4. 安全研究が必要な研究分野」については、委員会において本文書が決定された後、平成28年度の安全研究の実施の終了をもって廃止する。

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

1. 目的

この要領は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(原規技発第1607064号(平成28年7月6日原子力規制委員会決定)。以下「基本方針」という。)に基づき、安全研究プロジェクトの評価(事前評価、中間評価及び事後評価)について、その評価手法、評価項目及び評価基準を明確かつ具体的に定め、安全研究プロジェクトに関する目的及び目標の達成状況の確認並びに後継安全研究プロジェクトの企画、見直し等による評価結果の有効な活用に資することを目的とする。

2. 適用範囲

この要領は、長官官房技術基盤グループが実施する安全研究プロジェクトの事前評価、中間評価及び事後評価に適用する。

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。

(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評価を事前評価結果取りまとめ表（様式2）に記載して評価案を作成し、それを原子力規制委員会へ諮るものとする。

3. 2 中間評価

(1) 中間評価の目的

中間評価は、研究計画と実施方針の整合性について改めて確認するとともに、研究の進捗状況やその時点までの成果について、当該研究分野の最新動向等を踏まえた研究計画の見直し等（研究の充実化、中断、中止、期間の短縮等の対応を含む。）の要否の判断並びに研究手法及び研究計画の技術的妥当性の評価を行うことを目的とする。

(2) 中間評価結果の活用

中間評価の結果は、安全研究業務のプロジェクトマネジメントの改善、次年度以降

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。

の安全研究の実施方針の策定、予算等の資源配分を行う際の意思決定等に活用する。

(3) 中間評価の実施時期

中間評価は、5年以上の期間にわたって行う長期の安全研究プロジェクトを対象とし、原則としてプロジェクト開始の年度から起算して3年目の年度(その後3年ごと)に実施する。ただし、安全研究プロジェクトの残りの研究期間を踏まえ、研究期間の最終年度については中間評価を実施しないものとする。また、当該評価は、事前評価と同様に技術評価検討会での議論を経た上で行うものとする。

(4) 中間評価の手法及び評価基準

中間評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、成果等を取りまとめた資料²を用いて実施する。

中間評価では、評価時における技術動向、規制動向等の情勢の変化及び先行安全研究プロジェクトの事後評価からの改善状況(該当する場合に限る。)を踏まえ、当初計画の見直し等の要否及び当該安全研究プロジェクトの継続可否を評価する³。

次に、上記の評価において継続することとされた安全研究プロジェクトについて、評価項目ごとに、別記1の基準による評価(別記1、別記2及び様式3において「項目別評価」という。)を行い、その結果を表示する記号(別記2において「項目別評語」という。)を付し、別記2の方法による評価(別記2及び様式3において「総合評価」という。)を行い、中間評価の結果を総括的に表示する記号(3.2、別記2及び様式3において「全体評語」という。)を付す。

評価項目は、次の項目とする。ただし、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて、必要に応じて評価項目を追加することを可能とする。

- ア. 研究の進め方に関する技術的適切性
- イ. 研究マネジメントの適切性
- ウ. 業務管理の適切性

(5) 中間評価の手続

担当安全技術管理官等は、技術動向を踏まえた当初計画の見直しの要否を評価し、中間評価結果取りまとめ表(様式3)に記載するとともに、規制動向を踏まえた当初計画の見直しの要否の評価については、評価年度の実施方針における研究の必要性や研究課題に応じて、当該安全研究プロジェクトに関係する原子力規制部(以下「規制部門」という。)の主管課等の長(以下「安全規制管理官等」という。)又は基準を所管する主管課等の長に見直しの要否の評価を求めた上で、最終的な当初計画の見直し

²当該資料は、技術基盤グループ長が別に定める「報告書作成要領」(平成30年9月25日技術基盤グループ長決定)における「安全研究成果報告」の構成によることを原則とする。ただし、安全研究計画の変更など評価において特に記載すべき事項があれば、その記載事項を適宜追加又は変更することができるものとする。

³「計画の見直しは不要」、「計画を見直した上で継続する」、「研究を中断する」、「研究を中止する」等を判断するものとする。

の要否及び当該安全研究プロジェクトの継続可否を中間評価結果取りまとめ表の①当初計画の適切性に関する評価欄に記載する。

安全研究プロジェクトを継続すると評価した場合、担当安全技術管理官等は、中間評価結果取りまとめ表（様式 3）の②研究の実施状況の評価欄及び全体評語欄に評価を記載し、安全研究プロジェクトごとの評価結果についてばらつきが生じないように、担当安全技術管理官等間で相互にレビュー・調整を行った上で、最終的な評価案を原子力規制委員会へ諮る。

3. 3 事後評価

(1) 事後評価の目的

事後評価は、安全研究の成果を確認するとともに、成果目標の達成状況、成果の規制への活用状況・見通し等について評価することを目的とする。

(2) 事後評価結果の活用

事後評価の結果は、目的及び目標の達成状況の確認、後継安全研究プロジェクトの企画や研究計画の見直し等（次年度以降の安全研究の実施方針の策定、後継安全研究プロジェクトの中間評価、予算等の資源配分を行う際の意思決定等への反映を含む。）、今後の安全研究業務のプロジェクトマネジメントの改善、国民への説明等に活用する。なお、後継安全研究プロジェクトの中間評価の際にも当該評価の結果を活用する。

(3) 事後評価の実施時期

事後評価は、安全研究プロジェクトの終了後、かつ、次年度以降の安全研究の実施方針の策定前に行う。また、当該評価は、事前評価及び中間評価と同様に技術評価検討会での議論を経た上で行うものとする。

(4) 事後評価の手法及び評価基準

事後評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、成果等を取りまとめた資料⁴を用いて実施する。

事後評価では、評価項目ごとに別記 3 の基準により評価を行い、その結果を表示する記号（別記 3 及び別記 4 において「項目別評語」という。）を付す（3. 3、別記 3、別記 4 及び様式 4 において「項目別評価」という。）。

次に、別記 4 の方法により事後評価の結果を総括的に表示する記号（3. 3、別記 4 及び様式 4 において「全体評語」という。）を付す（別記 3、別記 4 及び様式 4 において「総合評価」という。）。

評価項目は、次の項目とする。なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて、必要に応じて評価項目を追加することを可能とする。

⁴脚注 2 を参照。

- ア. 成果目標の達成状況
- イ. 成果の公表等の状況
- ウ. 研究の進め方に関する技術的適切性
- エ. 研究マネジメントの適切性
- オ. 業務管理の適切性
- カ. 成果の規制への活用の状況・見通し

(5) 事後評価の手続

担当安全技術管理官等は、項目別評価項目（成果の規制への活用の状況・見通しに係る評価項目を除く。）ごとの評価を事後評価結果取りまとめ表（様式4）に記載するとともに、成果の規制への活用の状況・見通しに係る評価項目については、評価年度の安全研究の実施方針における研究の必要性や研究課題に応じて、当該安全研究プロジェクトに関係する規制部門の安全規制管理官等又は基準を所管する主管課等の長に評価の記載を求めた上で、全体評語案を記載する。その後、安全研究プロジェクトごとの評価結果についてばらつきが生じないように、担当安全技術管理官等間で相互にレビュー・調整を行った上で、最終的な評価案を原子力規制委員会へ諮る。

中間評価における項目別評価基準

中間評価のうち項目別評価における評価項目ごとの評価基準について、以下のとおり定める。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて評価項目を追加するときの評価基準については、担当安全技術管理官等が別途定めることを可能とする。

① 研究の進め方に関する技術的適切性

研究手法（最新の知見が取り入れられているか、適切な研究実施手法が採られているか）、成果の取りまとめ方法等についての技術的適切性を以下の区分に基づき評価する。なお、評価に当たっては、外部専門家から意見等を聴取する目的で実施する技術評価検討会における技術的な意見を参考とすること。

S：技術的に優れている

A：技術的に適切である

B：おおむね技術的に妥当であるが、一部見直しが必要である

C：技術的に適切ではない

② 研究マネジメントの適切性

安全研究プロジェクトの実施に当たり、研究計画（状況変化を踏まえて適切に対応しているか）、研究体制（研究体制が有効に機能しているか、研究者が能力を発揮できているか）、進捗管理（研究の遅れが生じた場合に適切に対応できているか、国内外の規制動向を把握し、その影響を踏まえ適切に対応できているか）等のマネジメントの適切性を以下の区分に基づき評価する。

S：模範となる研究マネジメントの水準である

A：適切に研究マネジメントされている

B：おおむね適切に研究マネジメントされているが、一部見直しが必要である

C：研究マネジメントに問題がある

③ 業務管理の適切性

予算、契約等の執行管理を含む業務の遂行管理が適切に行われていることを以下の区分に基づき評価する。

S：模範となる水準で管理されている

A：適切に管理されている

B：おおむね適切に管理されているが、一部見直しが必要である

C：管理に問題がある

中間評価における総合評価の方法及び評価基準

総合評価における全体評語は、項目別評価した3つの評価項目の項目別評語(S、A、B、C)を数字に換算(Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点)した上で、その平均をとったもの(別記2及び様式3において「総合点」という。)及びそれを再度評語に変換(3.3点以上をS、3.0点以上～3.3点未満をA、2.0点以上～3.0点未満をB、2.0点未満をC)したものを基礎とする。

最終的な総合評価は、基礎とした総合点及び評語を基にして、以下の評価基準により担当安全技術管理官等が実施する。この際、担当安全技術管理官等は、全体評語とともに、評価コメントを付すものとする。

【総合評価の評価基準】

- S：模範となる水準で管理され、研究が行われている
- A：適切に管理され、研究が行われている
- B：おおむね適切に管理されているが、一部見直しが必要である
- C：管理が不十分であり、研究体制も含め抜本的な見直しが必要である

事後評価における項目別評価基準

事後評価のうち項目別評価における評価項目ごとの評価基準について、以下のとおり定める。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて評価項目を追加するときの評価基準については、担当安全技術管理官等が別途定めることを可能とする。

① 成果目標の達成状況

原子力規制委員会が毎年度決定する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」及び「安全研究計画」で示される成果目標に対する達成状況について以下の区分に基づき評価する。

S：設定した目標を大きく超える成果が得られている

A：設定した目標を達成した成果が得られている

B：設定した目標をおおむね達成した成果が得られているが、一部十分ではない

C：設定した目標を達成した成果が得られていない

② 成果の公表等の状況

NRA技術報告、国内外の査読付の論文又はそれらと同等と考えられる公表活動について、公表状況を以下の区分に基づき評価する。

S：NRA技術報告（2件以上）又は学術的価値が対外的に認められる査読付の論文等を発行した

A：NRA技術報告又は査読付の論文等を発行した

B：NRA技術報告又は査読付の論文等を発行していないものの、発行が確実に見込まれる状況である

C：NRA技術報告又は査読付の論文等を発行しなかった上に、今後の見込みが不透明である

【項目別評価の目安】

成果の公表等に関する項目別評価では、文書化された成果物⁵であるNRA技術報告、査読付の論文又はそれと同等の公表活動（論文投稿で行われる査読と同等以上のレベルで行われる査読付の口頭発表等）について評価し、そのうち上位の評価となったものを項目別評語として付すこととする。なお、S又はAと評価される場合であって、複数の査読付の論文を発行したときには、1点又は2点をその評価項目に加算できるものとする。また、論文の作成につながった有益な口頭発表を行った場合には、その内容を考慮した上で、適宜点数をその評価項目に加算できるものとする。

（具体例）

- S：NRA技術報告を2件以上発行した場合、論文が表彰を受ける等の学術的価値が認められた場合又は原子力の安全規制に大きく貢献する成果を公表したと判断される場合
- A：NRA技術報告又は査読付の論文を発行した場合
- B：プロジェクトの終了時点において、NRA技術報告又は査読付の論文が庁内手続中である場合
- C：プロジェクトの終了時点において、NRA技術報告又は査読付の論文の作成が未着手又は作成中であり発行に至っていない場合

③ 研究の進め方に関する技術的適切性

研究手法（最新の知見が取り入れられているか、適切な研究実施手法が採られているか）、成果の取りまとめ方法等についての技術的適切性を以下の区分に基づき評価する。なお、評価は、外部専門家から意見等を聴取する目的で実施する技術評価検討会における技術的意見を参考とすること。

- S：技術的に優れている
- A：技術的に適切である
- B：おおむね技術的に妥当であるが、一部十分ではない
- C：技術的に適切ではない

④ 研究マネジメントの適切性

安全研究プロジェクトの実施に当たり、研究計画（状況変化を踏まえて適切に対応したか）、研究体制（研究体制が有効に機能したか、研究者が能力を発揮できたか）、進捗管理（研究の遅れが生じた場合に適切に対応できたか、国内外の規制動向を把握し、その影響を踏まえ適切に対応できたか）等のマネジメントの適切性を以下の区分に基づき評価する。

- S：模範となる研究マネジメントの水準である
- A：適切に研究マネジメントされている
- B：おおむね適切に研究マネジメントされているが一部十分ではない
- C：研究マネジメントに問題がある

⁵なお、平成31年度までに終了予定のプロジェクトについては、研究成果の文書化が確実にされる見込みが確認できれば、Aと判断することができる。

⑤ 業務管理の適切性

予算、契約等の執行管理を含む業務の遂行管理が適切に行われていることを以下の区分に基づき評価する。

S：模範となる水準で管理されている

A：適切に管理されている

B：おおむね適切に管理されているが、一部十分ではない

C：管理に問題がある

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し

規制課題への活用（規制基準、各種ガイド類等の整備・見直しの要否の判断、審査及び検査への活用等）に通じる知見（新たに抽出された規制課題を含む。）が得られ、規制に活用された実績・見込み及び関連部門との情報共有の状況を以下の区分に基づき評価する。

S：規制の高度化に大きく貢献し、又は今後大きく貢献することが確実に見込まれている

A：規制活動に貢献する結果が得られた

B：得られた結果による規制活動への貢献は限定的である

C：規制活動に活用される結果が得られなかった

【項目別評価の目安】

成果の規制への活用の状況・見通しに関する項目別評価の具体例は以下のとおり。なお、S又はAと評価される場合であって、原子力の安全規制活動で引用されるような複数のNRA技術報告等の成果物を発行した場合には、1点又は2点をその評価項目に加算することができる。

（具体例）

S：安全研究で得られた最新知見に基づき、規制基準、基準解釈、ガイド等が改訂されるなど、規制活動を大きく前進させるような成果が得られた場合

A：審査等で活用することのできる最新知見に基づいた判断根拠を整備するなど、期待していたとおりの研究成果結果が得られ、規制活動に貢献した場合

B：研究が計画どおりに進捗しなかった等の理由により、期待される成果の質又は量を満足せず、規制活動への貢献が限定的である場合

C：研究が大幅に遅延する等の理由により、期待していた成果が全く得られず、規制活動に活用する見込みがない場合

事後評価における総合評価の方法及び評価基準

総合評価における全体評語は、項目別評価した6つの評価項目の項目別評語(S A B C)を数字に換算(Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点)した上で、その平均をとったもの(別記4及び様式4において「総合点」という。)及びそれを再度評語に変換(3.3点以上をS、3.0点以上～3.3点未満をA、2.0点以上～3.0点未満をB、2.0点未満をC)したものを基礎とする。

ただし、特に留意すべき評価項目である②成果の公表等の状況及び⑥成果の規制への活用の状況・見通しに対して良好な成果が得られた場合には、1点又は2点をその評価項目に加算できるものとする。

最終的な総合評価は、基礎とした総合点及び評語を基にして、以下の評価基準により担当安全技術管理官等が実施する。この際、担当安全技術管理官等は、全体評語とともに、評価コメントを付すものとする。

なお、②成果の公表等の状況又は⑥成果の規制への活用の状況・見通しで最下位の評語(C)がある場合の全体評語は、総合評価の基礎として算出した評語がS又はAのときはBへ、BのときはCへそれぞれ下げるものとする。

【総合評価の評価基準】

S：模範となる水準で管理され、期待以上の成果があった※

A：適切に管理され、期待どおりの成果があった

B：おおむね適切に管理され、期待どおりの成果があったが、一部十分ではなかった

C：管理が不十分であり、期待された成果が得られなかった

※全体評語がSとなる条件は、項目別評語のSが2つ以上あることとする。

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			

事前評価結果取りまとめ表

評価項目		評価結果	
		担当安全技術管理官等による評価コメント	評価（案） （適・否）
研究計画案の適切性	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		
研究内容の技術的妥当性			
研究計画案への反映		【担当安全技術管理官等による評価結果】	

・評価結果は、技術評価検討会で受けたコメント等を踏まえ記載する。

中間評価結果取りまとめ表

①当初計画の適切性に関する評価

評価項目		評価結果	
当初計画の見直し	技術動向の観点からの評価	担当安全技術管理官等又は担当規制部門の安全規制管理官等によるコメント	見直しの要否
	規制動向の観点からの評価	【関係する規制部門の安全規制管理官等による評価】	
先行安全研究プロジェクトにおける事後評価からの改善状況			
安全研究プロジェクトの継続可否の評価		【担当安全技術管理官等による評価結果】	

②研究の実施状況の評価

評価項目		評価結果	
		担当安全技術管理官等によるコメント	評価(案) (SABC)
項目別評価	研究の進め方に関する技術的適切性		
	研究マネジメントの適切性		
	業務管理の適切性		
総合評価		【担当安全技術管理官等による評価コメント】	【全体評価】 (SABC)
			【総合点】

・ 当初計画の見直しに関する評価のうち、「規制動向の観点からの評価」は、当該安全研究プロジェクトに関係する規制部門の安全規制管理官等又は基準を所管する主官課等の長が行う。なお、関係する規制部門の安全規制管理官等が複数人の場合には、全ての者によるコメントを記載する。ただし、見直しの要否欄については、関係する規制部門の安全規制管理官等が協議の上で記載するものとする。

・ ②研究の実施状況の評価は、①当初計画の適切性に関する評価において継続すると評価されたものを対象とする。

事後評価結果取りまとめ表

評価項目		評価結果	
		担当安全技術管理官等又は担当規制部門の安全規制管理官等によるコメント	評価 (案) (S A B C)
項目別評価	成果目標の達成状況		
	成果の公表等の状況		
	研究の進め方に関する技術的適切性		
	研究マネジメントの適切性		
	業務管理の適切性		
成果の規制への活用状況・見通し	【関係する規制部門の安全規制管理官等による評価】		
総合評価	【担当安全技術管理官等による評価コメント】	【全体評語 (S A B C)】	【総合点】

・ 項目別評価の項目のうち、「成果の規制への活用の状況・見通し」に関する評価は、関係する規制部門の安全規制管理官等又は基準を所管する主官課等の長が行う。なお、関係する規制部門の主官課等の長が複数人の場合には、全ての者によるコメントを記載する。ただし、評価(案)欄については、関係する規制部門の安全規制管理官等が協議の上で記載するものとする。

「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

令和元年7月3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」（平成28年7月6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1期中期目標」（平成27年2月12日原子力規制委員会）において、安全研究に関して「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉工程における規制課題、重大事故に至る共通原因故障を引き起こす自然現象への対策及び重大事故等対策に係る科学的・技術的知見の拡充並びにこれらを支える技術基盤の整備に重点を置く」としていることや、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2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。なお、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」は、中期目標の見直しに合わせて点検を行う。

- 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2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」(平成28年7月6日原子力規制委員会)に基づき、令和2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2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、これまで以下の研究を実施してきた。

- 震源断層の大きさの事前評価の確認のために、熊本地震の震源域を対象に重力探査等による予察的調査を行い、地下構造データを取得するとともに震源断層の大きさの事前評価手法の適用性に関する知見を取得した。
- 断層の活動性評価の手法整備のために、深部ボーリングにより採取した断層破碎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、断層面と鉱物脈等との接触・切断関係の判断材料及び鉱物脈の生成深度評価に関する知見を取得した。
- 震源近傍の地震動評価に資するために、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した。
- 内陸地殻内地震に係る地震動解析を行い、震源断層パラメータの不確かさ、震源断層パラメータの既往の経験式との整合性等に関する知見を基に、確率論的地震ハザードに関する知見を蓄積した。

- 東日本を対象とした火山灰年代の評価を実施した。

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。

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。
- A-1-2 地震によって発生する津波を精度良く評価するために、水平方向の地殻変動を考慮した津波評価手法を整備する。

(中長期的課題)

- A-1-3 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-1-4 地震及び津波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-1-5 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。

4-1) R2 年度以降の実施方針

3-1) に述べた課題に対応するため、R2 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、地震によって発生する津波を精度良く評価するために、海溝軸付近で発生する津波地震を対象に、海面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津波評価手法を整備する(課題 A-1-2)。

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、年代測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-1-5)。

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-1-3)。

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。加えて、海底地すべり起因の津波ハザード評価手法を整備する（課題 A-1-4）。

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（新規 R2-R5）（課題 A-1-1、課題 A-1-4 対応）
 - ② 津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究（H29-R2）（課題 A-1-2、課題 A-1-4 対応）
 - ③ 断層の活動性評価に関する研究（新規 R2-R5）（課題 A-1-5 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-1-3 対応）

A-2 <フラジリティ関連>

2-2) これまでの研究の動向

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。

また、建屋・構築物の 3 次元挙動に係る評価手法の整備のために、原子炉建屋及びその建屋周辺地盤の地震応答解析を行い、建屋応答に影響を与えるモデル化影響因子を抽出した。また、埋め立て地盤の液状化については、試解析等により知見を拡大した。

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 津波漂流物が防潮堤に及ぼす影響に係る知見を拡充するとともに、津波による砂丘の砂移動等が防潮堤に与える作用荷重を評価する手法を整備する。
- A-2-2 鉛直地震動による水平励起現象等に対する建屋耐震評価手法を整備する。また、岩砕で埋め立てた地盤等を含んだ防潮堤の周辺地盤について、地震時の液状化等の挙動を評価する手法を整備する。
- A-2-3 建屋・構築物等を対象に、飛翔体等の衝突時における衝撃波伝播特性及び設備の衝撃振動に対する限界加速度に関する最新知見を蓄積する。
- A-2-4 機器・配管系の水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せに関し、地震応答の 3 次元的な挙動を踏まえ、適切な手法を整備する。

4-2) R2 年度以降の実施方針

3-2) に述べた課題に対応するため、R2 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。

津波については、防潮堤に作用する津波波圧や砂移動に伴う荷重に係るフラジリティ評価手法を整備する（課題 A-2-1）。また、地震については、建屋応答に影響を与えるモデル化影響因子の検討等で得られた知見等に基づき、建屋耐震評価手法及び液状化等の地震時挙動の評価手法を整備する（課題 A-2-2）とともに、機器・配管系の水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せに関する手法を整備する（課題 A-2-4）。

また、衝突・衝撃については、建屋の衝撃波伝播に係る解析手法の適用性、衝撃に対する機器設備の評価手法の適用性等を確認する（課題 A-2-3）。

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 フラジリティ関連における安全研究プロジェクト

- 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（H29-R2）（課題 A-2-1、課題 A-2-2、課題 A-2-3、課題 A-2-4 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) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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（H29-R2）（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及び組織のパフォーマンスの維持向上に資する安全文化や原因分析施策のあり方について技術的知見を蓄積した。特に人間工学に関しては、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について研究課題が見いだされた。

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 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)

G-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) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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、最新知見に基づく人的過誤データを整備し、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 年度より施行される新たな検査制度におけるリスク情報の活用に向けた研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

リスク情報を活用した新たな検査制度に向けて、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、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 新たな検査に適用する外部事象及び停止時の PRA モデルを用いたリスク評価手法・リスク指標ツール、火災・溢水に対する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、内的事象につ

いて、人的過誤確率の計算ツール及びレベル 1.5PRA までの一貫した解析手法を整備する。

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 手法等を整備する。

4) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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。

R2 年度より施行される新たな検査制度に適用するリスク評価手法及びリスク指標ツール、火災・溢水の個別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、外部事象 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)。

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 対応)

E) シビアアクシデント(軽水炉)

1) 研究の必要性

1F 事故の教訓を踏まえ、重大事故時の重要物理化学現象を支配する要因及び解析上の不確実さの程度を把握するために、重大事故時の現象の解明とそれら現象を考慮した解析コードを整備していく研究が重要である。

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実さの大きな要因を特定してきた。また、不確実さの大きな物理化学現象を定量化するために、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てきた。さらに、PRA の知見の蓄積を進めるため、重大事故等対処設備を含めた事故緩和系の作動・不作動の組合せに沿って各事故シーケンスの事故進展解析を行い、事故シーケンス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 重大事故対策の有効性等に関する実験的知見を拡充し、これにより解析手法を整備する。これらの成果により、レベル 2PRA における事故進展解析及びソースターム解析に関する手法を整備する。
- E-2 PRA 及び事故進展解析から得られる知見を活用し、ソースタームのデータベース等の技術基盤を整備する。

4) R2 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R2 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溶融デブリの冷却性、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。また、これらの現象解明及び解析コードに係る成果をレベル 2 PRA (ソースターム評価) 及びレベル 3PRA (環境影響評価) に活用する (課題 E-1)。

また、事故進展解析に基づき、事故シーケンスにおける炉心損傷、原子炉 (圧力) 容器の損傷、格納容器破損等の事象発生時期、ソースターム等の解析結果を集約し、事故進展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かさ低減に係る実験 (新規) (R2-R7) (課題 E-1 対応)
 - 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 (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最適評価コード及びBEPU手法を整備する。

4) R2 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R2 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。

これまで整備してきた最適評価コードについて、取得した実験データに基づく物理モデルを導入するとともに、これを用いた設計基準事象及び重大事故に至るおそれがある事故を対象に詳細現象を考慮した解析により、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することにより、不確かさを考慮したプラント挙動を評価する（課題F-1）。

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）

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被覆管の照射成長挙動、異常な過渡変化時の燃料破損形態、設計基準事故時の燃料破損挙動等が模擬試験において観察されている。このため、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い、最新知見に基づいて現行基準の妥当性を確認するとともに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発生条件の定量化のための炉外試験を実施した。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（パルス照射試験）を実施した。その試験の結果、従来より燃料の発熱量が低い条件で、改良型燃料の破損が見られた。

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 照射成長や外面割れ破損等の改良ジルコニウム合金被覆管を用いた改良燃料を含む高燃焼度燃料に対する技術知見を取得する。
- G-2 RIA 模擬試験において得られた試験データ（従来より燃料の発熱量が低い条件における改良型燃料の破損）の一般性を確認する。

（中長期的課題）

- G-3 RIA 及び LOCA において発生しうる燃料棒外への燃料ペレット片放出等の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。

4) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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。

高燃焼度燃料の照射成長や炉内での被覆管外面割れ破損発生条件について、照射後試験や解析を行い、高燃焼度燃料に対する技術知見を取得する（課題 G-1）。

研究炉を用いた RIA 模擬試験等を実施し、燃料の発熱量が低い条件における燃料破損に対して、その破損原因に関する知見を取得する。（課題 G-2）

事故時の燃料挙動については、これまでの研究において、現行基準等制定時には考慮していない新たな燃料破損挙動が明らかとなっており、それが原子炉の冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な知見の取得を目的とした RIA 模擬試験及び LOCA 模擬試験等を実施する（課題 G-3）。また、事故を経験して劣化した燃料の冷却可能形状維持の観点から、事故後の燃料耐震性評価に必要な燃料部材の機械特性についても、試験を行い知見を取得する（課題 G-3）。

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

⑬ 燃料健全性に関する規制高度化研究 (H19-R2) (課題 G-1 対応)

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-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 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る知見を拡充する。

H-2 電気ペネトレーションの供用期間中の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整備する。

(中長期的課題)

H-3 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。

H-4 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) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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。

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、実機材料を活用した試験等を行い、機器の健全性に関する知見を蓄積する（課題 H-1、課題 H-2、課題 H-4）。また、重大事故時の原子炉容器の終局的耐力の評価に係る知見を取得する（課題 H-3）。

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-3 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（新規）（R2-R6）（課題 H-1、課題 H-2、課題 H-4 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作業被ばく等の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、様々な性状（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、臨界基礎データベース（燃料デブリの性状をパラメータとした解析により臨界特性データを取りまとめたもの）等を作成するなど、燃料デブリ取出し・保管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様々な性状（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り出し作業時の線量評価などに使用する基礎データを整備する。

4) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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。

燃料デブリの性状を踏まえて臨界条件の判断や取り出し作業時の線量、取り出し後の管理等に資する臨界基礎データベース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、臨界基礎データベースの拡

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 内部火災等による重大事故等を対象としたリスク評価を行う上で、必要となる科学的・技術的知見を取得する。

4-1) R2 年度以降の実施方針

3-1) に述べた課題に対応するため、R2 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。

内部火災等を起因としたリスク評価手順を検討するとともに、火災事象について、グローブボックス火災試験結果に基づく火災評価システムの構築及び解析用基礎データを整

備する。また、経年劣化事象については、試験を実施し、リスク評価のための事象進展、影響評価等に関する科学的・技術的知見を取得する(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 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 (H29-R2) (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) R2 年度以降の実施方針

3-2)に述べた課題に対応するため、R2 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。

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結果に対する妥当性確認を適切に実施するために、当該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。(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
 - 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 (新規 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 人工バリア及び天然バリアの長期性能評価を含む、中深度処分の適合性審査等に活用できる科学的・技術的知見の取得に加え、閉鎖措置段階及び廃止措置段階における廃棄物埋設地からの放射性核種の漏えいを監視するために実施する性能確認モニタリングに係る妥当性の判断指標に関する科学的・技術的知見を取得する。さらに、指定廃棄物埋設区域設定の際に必要な地質環境の評価に関する科学的・技術的知見を取得する。

4) R2 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R2 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。

人工バリア及び天然バリアに係る長期性能評価について科学的・技術的知見の取得を進めるとともに、廃棄物埋設施設の閉鎖の際の性能確認モニタリングなどの地下水流動や核種移行へ影響する要因の分析に必要な科学的・技術的知見を取りまとめる。さらにこれらの知見も踏まえて、指定廃棄物埋設区域における掘削制限に関して検討する上で必要な地質環境として廃棄物埋設施設近傍の地下水流動の評価に必要な項目等を検討する(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 (H29-R2) (課題 K-1 対応)

L) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

放射性廃棄物の確認、廃止措置の終了確認及びクリアランスの検認に係る事業者の申請が、規則等で定める基準を満足しているかについて確認を行う上で、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、IRRS において、廃止措置の終了確認に関する指摘があった。

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中である。その中で、新たに発生する廃棄体の中で、従来は評価の対象となっていない核種に対する廃棄物分析方法の留意事項を整理した。また、新規クリアランス対象物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中である。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を導出する方法を検討してきた。

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)

- L-1 廃棄物管理等に係る放射能濃度の測定・評価の妥当性、測定の不確実さに係る留意事項等を明確にする。
- L-2 廃止措置の終了確認について、サイトの放射能濃度の測定方法及び被ばく線量から放射能濃度への換算方法等に関する科学的・技術的知見を取得する。

4) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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。

廃棄物管理等に係る放射能濃度の測定、評価手法の妥当性確認のため、廃棄体の非破壊測定における留意事項を抽出する。ケーブル・配電盤のように、従来の金属廃棄物とは異なる物の測定や評価の方法を確認するに当たっての知見を取得する(課題 L-1)。

廃止措置の終了確認については、地形等のサイト固有の条件が被ばく線量から放射能濃度への換算方法に及ぼす影響に係る科学的・技術的知見を取得する。研究の実施にあたっては、実際の放射線測定に係る不確実さ評価、校正及び測定装置選定の適切さを考慮する。(課題 L-1、課題 L-2)。

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 放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究 (H29-R2) (課題 L-1、課題

【 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「放射性ヨウ素等の迅速・高精度な内部被ばくモニタリング手法の開発」に関する2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3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、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対策の実効性向上のための調査研究を推進する。

4) R2 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R2 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。

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 放射線安全規制研究戦略的推進事業（H29-）

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、放射線障害防止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。さらに令和元年度より、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。

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) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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、令和元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
- ② 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いて、環境サンプル試料の分析技術を維持した。

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) R2 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R2 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2年度の安全研究プロジェクト

表 1 に令和元年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和2年度に実施すべき安全研究プロジェクトを示す。令和元年度に行っている 25 件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和2年度の安全研究プロジェクトは 22 件となった。その概要を別添のとおり整理した。

なお、令和2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するものであるが、その際、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ものである。

表1 令和元年度および令和2年度の安全研究プロジェクト

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

No	令和元年度 安全研究プロジェクト
1	地震ハザード評価の信頼性向上に関する研究 (R1 終了)
2	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究
3	地震の活動履歴評価手法に関する研究 (R1 終了)
4	断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究 (R1 終了)
5	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究
6	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
7	火災防護に係る影響評価に関する研究
8	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
9	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
10	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験 (R1 終了)
11	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
12	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
13	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 (R1 終了)
14	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究
15	燃料健全性に関する規制高度化研究
16	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究
18	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
17	軽水炉照射材料健全性評価研究 (R1 終了)
19	電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究 (R1 終了)
20	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
21	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
22	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
23	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究
24	緊急時活動レベル (EAL) に係るリスク情報活用等の研究 (R1 終了)
25	放射線安全規制研究戦略的推進事業

No	令和2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 (R2 新規予定)
2	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究
3	断層の活動性評価に関する研究 (R2 新規予定)
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
6	火災防護に係る影響評価に関する研究
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
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 新規予定)
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
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
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
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 (R2 新規予定)
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
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 (R2 新規予定)
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
21	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究
	—
22	放射線安全規制研究戦略的推進事業