

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針

令和 6 年 7 月 3 日

原子力規制委員会

別添に示す原子力規制庁が策定した「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針（令和 7 年度以降の安全研究に向けて）」については、原子力規制委員会第 2 期中期目標、国内外の技術動向、規制上の課題等を踏まえて策定されていることを確認した。

本方針に基づき令和 7 年度の安全研究の予算措置の調整を行うとともに、安全研究プロジェクトを企画して実施することとする。

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針 (令和7年度以降の安全研究に向けて)

令和6年7月3日
原子力規制庁

「原子力規制委員会第2期中期目標」(令和2年2月制定、令和5年1月改正、原子力規制委員会)(以下「中期目標」という。)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(最終処分を含む。)やクリアランスの円滑な実施のための規制上の対応、高経年化した発電用原子炉の安全性確認、新たな炉型に対する規制の在り方の検討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いる。このような課題は、短期間で解決できるものではなく、令和7年度以降も引き続き取り組んでいく必要がある。また、中期目標では、挙げられた原子力規制活動の継続的な改善等のための課題に対しては、「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」こととしている。

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、審査、検査等の原子力規制活動の経験や課題、国内外の技術動向、安全研究プロジェクトの中間評価及び事後評価の結果等を踏まえ、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(平成28年7月6日原子力規制委員会決定、以下「基本方針」という。)に基づき、令和7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。)を定める。

安全研究には、各分野における短期的・中長期的課題について、新たな知見の取得・拡充を複数年度にわたって計画的に実施するものと、実施中の審査・検査への知見の提供等のために状況に応じて柔軟に実施するものがある。本実施方針においては、いずれの形態で実施するかを明記しつつ、安全研究で取り組むべき課題を挙げる。

なお、以下に掲げる研究課題については、短期的・中長期的な規制ニーズへの対応の観点から、高い優先度を持って重点的に取り組んでいくものとする。特に、検査におけるリスク情報活用のための確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)に関する研究は、人材育成の観点からも、最も重要な研究課題として位置付ける。

- レベル1PRAに関する研究
- レベル2PRAを含むシビアアクシデントに関する研究
- 事故耐性燃料(以下「ATF」という。)の安全性に関する研究
- 原子力発電所の機器・構造物の経年劣化事象に関する研究
- 最終処分の安全性確保に関する研究

ⁱ 基本方針で定められる「安全研究プロジェクト」により対応する課題として位置付けられる。

1. 令和7年度以降の実施方針

【 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。そして、令和6年1月の能登半島地震では、長大な断層が活動し、広い範囲で地盤隆起や液状化が発生し、極めて稀な事象を再確認することとなった。このため、地震・津波等の規模や発生頻度（ハザード）に係る研究を最新知見を踏まえて実施することが重要である。また、リスクを考慮した地震・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) 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、地震動に係る調査や解析結果から、浅部断層破壊を考慮した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、西日本を対象とした火山灰年代の評価を行うとともに、地震起因の断層と地すべり等の滑り面との識別、離水海岸地形の形成年代評価、タービダイトによる古地震履歴評価に関する知見を取得した。

津波については、海溝軸付近で発生する津波の初期水位の生成に関して、実験的及び解析的に調査し、初期水位の設定方法を整備した。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、現地調査等から取得した津波堆積物に関する情報を、土砂移動モデルによる波源推定手法に適用して具体的な津波波源を推定するとともに、過去の津波発生に関する知見を取得した。

火山については、国内のカルデラ火山における噴火進展プロセス等の火山の特性及びマグマ生成、滞留等のマグマプロセスに関する知見を蓄積した。また、地球物理学的手法による活動的なカルデラ火山の地下構造の把握及び地球化学的手法によるマグマ種別判別に関する知見を蓄積した。

3) 令和7年度以降の実施方針

上記の研究の進捗と成果を踏まえ、地震については以下を中長期的課題として取り組んでいく。

地震動評価として、地域性を考慮する地震動（Mw6.5程度以上）を対象とした研究課題に取り組んでいく。また、地震に対するPRA手法の構成要素である確率論的地震ハザード評価手法の信頼性向上に向けて、これまで未着手であった震源を予め特定しにくい地震の地震発生モデルなどの技術課題に取り組んでいく。

断層の活動性評価として、これまでに得られた研究成果を踏まえて、断層活動性評価における断層破碎物質と鉱物脈の切断関係等の知見を拡充していく。また、「将来活動する可能性のある断層等」の活動性評価期間に対応した火山灰年代評価手法の妥当性確認に関する知見を取得していく。さらに、令和6年能登半島地震の発生を踏まえ、これまでに発生した地震も含めた断層の連動、地殻変動に関する情報を収集していく。

(中長期的課題)

- A-1-1 震源を特定せず策定する地震動のうち、全国共通に考慮すべき地震動の標準応答スペクトルに関する新たな観測記録の追加解析、最新知見を反映した手法に係る分析等を行うとともに、地域性を考慮する地震動の評価手法を調査し改良を行う。
- A-1-2 震源モデルの不確かさの取扱いについて、確率論的な視点から、観測地震動のばらつきと調和させた地震動評価を行うとともに、断層極近傍の地震動評価に関して、浅部断層破壊のモデル化を含めて関連の研究動向を反映した震源を特定して策定する地震動の評価手法を継続的に調査する。
- A-1-3 確率論的地震ハザード評価について、活断層における固有地震よりも一回り小さい地震のモデル化を検討するとともに、原子力施設の地盤に適用可能な距離減衰式における単一地点のばらつき等の分析を行う。
- A-1-4 年代評価手法に関する知見と併せて、鉱物脈法の適用事例を拡充し、鉱物脈を用いた断層活動性評価手法を体系的に整備する。
- A-1-5 断層破碎物質の化学組成に関するデータを取得して、統計解析手法等による判別結果の違いを整理し、断層の活動性評価手法としての適用性を把握する。
- A-1-6 精緻に年代決定できる海底コアを活用したテフラ（火山灰）層序学的年代決定手法・手順を整備し、中期更新世後半以降に対応した断層変位指標の年代評価の妥当性確認に関する知見を収集する。
- A-1-7 宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた各々の年代測定及びそれらの組み合わせによる手法の適用性を把握し、“上載地層”の年代特定に関する知見を収集する。
- A-1-8 長大断層の活動事例に留意し、国内外における断層活動の連動の有無を整理する。
- A-1-9 能登半島地震及び海域・陸域の断層を主体とした他の内陸地殻内地震による地殻変動（隆起・沈降）のデータを収集・整備し、地殻変動解析手法による地盤変動量（傾動）の再現性を確認する。
- A-1-10 過去に発生した内陸地殻内地震を中心に、局所的変動量を調査する。

津波については、令和6年能登半島地震で生じた地殻変動（隆起・沈降）や海底地すべりを踏まえて津波評価手法を精緻化すること、また、津波堆積物と津波規模との関係において地形効果を考慮することが重要であり、審査ガイド等への反映の要否判断に資する知見として整備する。

(中長期的課題)

- A-1-11 国内外の地殻内地震による地殻変動や海底地すべりに関する知見を調査するとともに、地殻内地震による津波波源の震源像を考慮した特性化波源断層モデルを整備する。
- A-1-12 地形ごとの津波堆積物の特徴(厚さ等)と津波規模(津波高等)との関連性を整理し、津波堆積物から津波高を推定する方法を整備する。
- A-1-13 地震による津波と地すべりによる津波が沿岸域で重畳する場合の津波のハザード評価に関する知見を拡充する。

火山については、国内外の火山の地球化学的データを用いた火山活動評価、噴出物分析によるマグマ溜まりの時空間変化、現在のマグマ溜まりの位置の把握等に係る安全研究を実施し、これら評価に係る調査・評価手法に付随する不確実性の低減を図り、評価ガイド等への反映の要否判断に資する知見として整備する。

(中長期的課題)

- A-1-14 国内外の火山を対象に化学組成データ等を整理したうえで、火山活動可能性評価に資する先行知見の手法の適用性の検討を行うとともに、噴火規模推定に資するマグマ形成プロセスの多様性(地殻物質の同化作用、マグマの混合作用等)等の知見を拡充する。
- A-1-15 火山モニタリングに資する観測データの蓄積を行うとともに、監視対象火山の評価時の状態からの変化を検知するための地球物理学的観測手法を整備する。また、マグマ溜まりの時空間変化(蓄積条件、蓄積時間等)に資する知見を拡充する。さらに、降下火砕物のプラントへの影響評価に資する基礎データ取得に向けた調査を実施する。

上記の課題A-1-1～課題A-1-7は、引き続き以下の①又は②の安全研究プロジェクトにおいて実施する。また、課題A-1-11～課題A-1-15は、令和6年能登半島地震による地殻変動等に関する知見収集及び火山データの蓄積に必要な期間を考慮して4か年及び5か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の③又は④の安全研究プロジェクトにおいて実施する。ただし、課題A-1-8、9及び10は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ① 地震動評価手法の信頼性向上に関する研究(R6-R10)
(課題A-1-1～課題A-1-3 対応)
- ② 断層の活動性評価手法に関する研究(R6-R10)
(課題A-1-4～課題A-1-7 対応)
- ③ 地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究(新規R7-R10)
(課題A-1-11～課題A-1-13 対応)
- ④ 火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究(新規R7-R11)
(課題A-1-14～課題A-1-15 対応)

A-2 <フラジリティ関連>

2) これまでの研究の動向

地震に対するフラジリティ評価として、温度荷重等の条件を踏まえた原子炉建屋の応答挙動や建物・構築物の地震応答解析における減衰定数の設定に係る知見を拡充し、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った。また、礫質土等の地盤の液状化による施設への影響等に係る知見を拡充した。さらに、過去に大きな地震を経験した既設プラントの設備や既設プラントに新たに導入された設備の基準地震動を超える地震荷重に対する耐震性に係る知見を拡充した。

津波に対するフラジリティ評価として、黒津波ⁱは、従来の評価で得られる津波波力よりも大きな波力を発生させる可能性があるため、その発生条件及び防潮堤等への影響に係る知見を拡充した。

衝撃に対するフラジリティ評価として、建物・構築物等を対象に、飛翔体衝突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した。また、飛翔体等による衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法等に係る知見を拡充した。

3) 令和7年度以降の実施方針

非線形性を考慮した原子炉建屋等の耐震評価や飛翔体衝突による耐衝撃評価において評価手法の適用性に関する課題が想定されることから、知見を蓄積する必要がある。また、液状化評価については、能登半島地震で見られた液状化や側方流動現象による大規模な地盤変状等、常に最新の被害状況等を踏まえた技術的知見を反映し、審査における評価手法等の妥当性判断に資する知見を蓄積していく。さらに、外部事象に対する設備のフラジリティ評価の信頼性向上に係る研究に取り組み、リスク情報を活用した規制を推進するための技術的知見を蓄積する。加えて、先行研究において、黒津波の発生条件や衝撃振動による損傷モードに係る知見が得られたことから、これらの規制基準への反映の要否判断に資する技術的知見を整備する。

(中長期的課題)

- A-2-1 原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の構造や応力状態における面部材のせん断評価手法の適用性に係る知見を蓄積する。
- A-2-2 建物・構築物のフラジリティ評価における現実的な応答評価、近年検討が行われている新型炉の耐震評価を念頭に建物・構築物の三次元有限要素解析モデルにおける減衰の設定に係る知見を蓄積する。
- A-2-3 液状化や側方流動等の周辺地盤の変状を踏まえた屋外重要土木構造物等の地震応答解析手法の適用性に係る知見を蓄積する。
- A-2-4 飛翔体衝突に対する構造物の形状特性（アーチ形状）に着目した局部損傷及び構造物周辺の岩盤等への貫入に関する安全性評価に係る知見を拡充する。

ⁱ 海水に粒径の細かい土砂等が混入した津波

- A-2-5 地震荷重を受ける容器・配管の溶接部における損傷形態に係る技術的知見を拡充する。
- A-2-6 確率論的地震リスク評価における設備の同時損傷確率の算定手法の適切性を確認するための技術的知見を拡充する。
- A-2-7 黒津波の発生可能性評価及び防潮堤等への黒津波の影響評価に係る技術的知見を拡充する。
- A-2-8 既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにする。

上記の課題 A-2-1～課題 A-2-8 は、外的事象に対する新規制基準適合性審査、原子力規制検査等の状況を鑑み、4 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の⑤又は⑥の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑤ 地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究（新規 R7-R10）
（課題 A-2-1～課題 A-2-4 対応）
- ⑥ 地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究（新規 R7-R10）
（課題 A-2-5～課題 A-2-8 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。また、原子力施設の長期運転に伴い、電気ケーブルの経年劣化が進み、ケーブルの難燃性能等が変化する可能性がある。安全系のケーブルについては系統分離対策を実施しているため、ケーブルの経年劣化が、火災時の安全機能維持に影響を及ぼすことはないと考えられるものの、長期運転を行う原子力施設が増加することを踏まえると、経年劣化したケーブルの火災防護対策の検討に必要な知見を拡充する必要がある。

2) これまでの研究の動向

東日本大震災時の東北電力株式会社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試験及び解析を実施し、対策の検討に向けたデータを取得するとともに、電気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の一環として、熱による絶縁体の損傷速度を解析し、絶縁抵抗低下予測式の策定に係る基礎的な知見を蓄積してきた。

3) 令和7年度以降の実施方針

電気ケーブルの経年劣化や原子力発電所での敷設環境を考慮した試験等を行い、現実在即した状態での熱劣化挙動、ケーブル難燃性能変化及び絶縁性能の低下に関する知見等、

電気ケーブルの火災防護対策や保守管理の妥当性等を判断するための知見を取得する。また、原子炉施設における火災防護対策の有効性評価に資するための火災影響評価手法・解析コード等の整備・改良を行う。

(中長期的課題)

- B-1 電気ケーブル（電気ペネトレーション等の接続機器を含む）の敷設環境や経年劣化を模擬した熱劣化試験、燃焼試験、長期健全性試験及び解析を行い、電気ケーブルの熱劣化に伴う絶縁性能の低下及び難燃性能に対する経年劣化の影響について知見を拡充するとともにその評価手法を整備する。
- B-2 火災試験データ等を取得して、火災解析コードの検証と妥当性確認を行うとともに、その不確かさに係る知見を蓄積することにより、より信頼性の高い火災影響評価手法・解析コード等を整備する。

上記の課題 B-1 及び課題 B-2 は、原子力施設の長期運転に伴い電気ケーブル経年劣化及びその火災防護対策に関する知見がさらに重要となることを考慮して、4 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑦ 原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究（新規 R7-R10）
(課題 B-1 及び課題 B-2 対応)

【 原子炉施設 】

C) レベル 1PRA

1) 研究の必要性

レベル 1PRA に関する研究により得られる成果は、安全確保の重要な技術基盤となるものであり、今後の原子力規制において活用可能な手法を提供することが期待される。特に、現行の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、検査指摘事項の重要度等の指標となり得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に対する 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 PRA、内部溢水 PRA、その他の外部事象 PRA（地震 PRA、津波 PRA、強風 PRA 及び火山 PRA）及び多数基立地サイトを対象とした PRA の手法を検討してきた。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

引き続き原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けた研究課題を継続して取り組ん

でいく。また、確率論的破壊力学（以下「PFM」という。）を用いたリスク評価の方法を新たに短期的課題とし、これに取り組んでいく。

なお、研究の実施に当たっては、幅広く関連する最新知見を活用するとともに、他の研究分野と連携する。また、レベル 1PRA はリスク情報活用の基本的な技術的要素を含んでいることから、安全研究プロジェクトの実施に当たっては、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多くの職員が携わることとする。

（短期的課題）

- C-1 地震や津波のレベル 1PRA 評価手法の適切性確認及び検査指摘事項の重要度評価のために必要な知見を整理する。
- C-2 不確かさを低減した PRA を実施するために、事業者が設定した故障率の適切性の確認方法及び保守的な条件を低減した解析手法を検討する。
- C-3 運転員操作の依存関係を適切に扱うことができるように、人間信頼性解析手法を高度化する。
- C-4 原子炉压力容器及び配管を対象とした PFM 評価に関する知見を拡充する。
- C-5 減肉した蒸気発生器伝熱管の破損確率の評価手法を開発する。
- C-6 従来の PRA 手法に時間の概念を導入したダイナミック PRA の導入に向け、評価の方法及び解析コードの高度化を図る。

上記の課題 C-1～課題 C-6 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

⑧ 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究（R4-R8）

（課題 C-1～課題 C-6 対応）

D) シビアアクシデント（レベル 2PRA を含む）

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かさの程度を把握するため、実験や解析評価を通じたりスク上重要な物理化学現象の解明を行う研究が重要である。また、1 F 事故調査分析から得られた知見を規制に反映する要否を検討するため、特殊な高温環境下におけるコンクリート、原子炉建屋内での水素、可燃性有機物、放射性物質等の発生、移行、漏えい等の挙動に関する知見を取得することが必要である。

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並びに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、熔融炉心-コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）、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に加えて、PRA から得られる情報も活用して、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実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) 令和7年度以降の実施方針

1 F 事故調査分析から得られた知見を規制に反映する要否を検討するため、特殊な高温環境下におけるコンクリート、原子炉建屋内での水素、可燃性有機物、放射性物質等の移行、漏えい等の挙動に関する知見を取得する。また、ATF 特有の審査の視点・確認事項の有無等を整理する。

(短期的課題)

- D-1 シビアアクシデント時における格納容器から原子炉建屋等への水素漏えいについて、高温・高圧状態の格納容器雰囲気におけるシール材の挙動（漏えい量、漏えい開始温度等）に係る知見を拡充する。
- D-2 原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故進展とソースタームに係る知見を拡充する。
- D-3 シビアアクシデント条件下での溶融デブリの形態やその分布挙動を評価し、注水による格納容器底部での冷却性に関する知見を拡充する。
- D-4 炉心出口温度（CET）上昇の遅れの要因や CET による炉心損傷判断の留意点について技術的知見を拡充する。
- D-5 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現象の解明のため、重大事故時の物理化学現象の不確実さの程度を把握するための実験的知見を拡充する。
- D-6 ATF が導入されることで原子力発電所のリスクがどのように低減されるか解析的な手法で検討を進めることにより知見を拡充する。

上記の課題 D-1～課題 D-5 は、引き続き以下の⑨又は⑩の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 D-6 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

⑨ 重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究（R5-R8）

（課題 D-1～課題 D-4 対応）

⑩ 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 D-5 対応）

E) 熱流動・炉物理

1) 研究の必要性

軽水炉の安全設計の基準適合性、事業者が講じた安全対策の有効性等を適切に確認するためには、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」を対象として、本分野において事業者が使用する解析手法やそれ

による解析評価結果の妥当性確認に資する知見を拡充していくことが必要である。また、このように拡充した知見は、レベル 1PRA の成功基準解析の基盤技術としても必要となる。

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、核特性解析コードの開発・整備や評価済み核データライブラリ等の不確かさデータを用いた不確かさ評価に関する知見を取得してきた。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

新規基準では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とした安全評価に加えて、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の有効性評価を事業者に要求しており、安全裕度の定量評価等が必要となる。そのため、従来の保守的評価に代わって不確かさを考慮した最適評価手法に関する知見を蓄積する。

（短期的課題）

- E-1 10×10 燃料導入に伴い事業者が適用する見込みの最適評価コード及び不確かさを考慮した最適評価手法の技術評価及び審査に資する知見を取得する。
- E-2 現行の加圧熱衝撃（PTS）評価に関連した文献の調査を行い最新知見との関係を整備するとともに、PTS 対象シーケンスを特定し、プラント解析データを整備する。

上記の課題 E-1 及び E-2 は、引き続き以下の⑧の安全研究プロジェクトにおいて実施する。なお、課題 E-1 のうち、炉物理分野は、10×10 燃料装荷炉心に係る審査を鑑み、4 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の⑪の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

⑧ 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究（R4-R8）

（課題 E-1 及び E-2 対応）

⑪ 改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究（新規 R7-R10）

（課題 E-1 対応）

F) 新型炉

1) 研究の必要性

「GX 実現に向けた基本方針」（令和 5 年 2 月閣議決定）では、ナトリウム冷却高速炉や高温ガス炉といった次世代炉の設計・開発・建設が示されており、ナトリウム冷却高速炉については中核企業が選定された。将来の設置許可申請に対応するためには、まずは、次世代炉の安全性を確認するための技術基盤を整備・維持し、個々の炉型の特徴や設計に応

じた事象を把握することが重要である。

2) これまでの研究の動向

実験炉及び原型炉に相当するナトリウム冷却高速炉を対象に、炉心損傷挙動評価や PRA 評価に関する知見の取得・拡充を行うとともに、炉心損傷挙動評価に関する解析コードを整備してきた。高温ガス炉については、国内外の開発動向の調査を行った。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

次世代炉を取り巻く情勢やこれまでの研究の進捗と成果を踏まえ、令和 7 年度以降は、以下を中長期的課題として取り組んでいく。

ナトリウム冷却高速炉については、これまでに蓄積されている技術的知見を活用し、炉心損傷挙動評価や PRA 評価に関する知見の取得・拡充を継続するとともに、実証炉等に対する規制基準の考え方を含め規制の在り方の検討に資する技術基盤を継続して整備していく。また、高温ガス炉についても、国内外の動向を注視し、必要な技術的知見を新たに獲得していく。

(中長期的課題)

- F-1 炉心損傷事故 (CDA) 解析コードの妥当性確認及び実機適用性検討を行うとともに、高速炉重大事故対策の妥当性確認に必要な技術的知見を取得する。
- F-2 高速炉実証炉の安全評価に必要な技術的知見を取得するとともに、実証炉の設計及び新規の安全対策を考慮した決定論的評価手法及び確率論的評価手法を整備する。
- F-3 高温ガス炉に特有な安全上の特徴について、既存 PRA や事象シーケンス等を用いて整理するとともに、安全設計の妥当性を評価する事故解析手法を整備する。

上記の課題 F-1～課題 F-3 は、これまでは年度業務計画の中で実施していたが、次世代炉開発計画及び予期される設置許可申請時期を鑑みて、4 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑫ 次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究 (新規 R7-R10)
(課題 F-1～F-3 対応)

G) 核燃料

1) 研究の必要性

通常時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時の燃料挙動を把握することは、原子炉の安全性を確認する上で重要である。また、燃料損傷に伴う放射性物質の放出のタイミングや放出量を予測するためには、燃料損傷挙動を把握することが必要である。

現在、炉心溶融や水素発生を開始を遅らせることを目的とした ATF の開発が世界的に進められており、我が国においても導入が検討されている。ATF は従来とは異なる材料を用いた新しい核燃料であるため、審査においては、従来型核燃料との差異やその安全性への

影響等について確認する必要がある。したがって、その根拠となる技術的知見を取得することが重要である。

また、現行基準で考慮されていない燃料損傷挙動のうち、知見の蓄積が十分ではなく、MOX 燃料を含む従来型燃料及び ATF に共通して起こり得て、原子炉の安全性に影響を与える懸念がある挙動については、安全性確認の判断根拠となるデータを拡充する必要がある。

ATF 等の開発動向を踏まえると、今後、事業者はペレット最高燃焼度 75GWd/t を超過する燃料体の使用を申請する可能性があるが、現在、当該高燃焼度領域での反応度投入事故（以下「RIA」という。）時のペレット-被覆管機械的相互作用（PCMI）破損しきい値は明確には示されていない。そのため、これまで実施した高燃焼度燃料を用いた RIA 試験から得られた知見を取りまとめ、審査における判断のための技術的根拠として整備する必要がある。

2) これまでの研究の動向

過去に実施した RIA 模擬試験において、現行の判断基準を下回る条件で燃料が破損した事例について、高燃焼度燃料を用いた追試験等を行い、その原因に関する知見を拡充した。また、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時に燃料ペレットが微細化し、燃料棒外に放出される現象（以下「FFRD」という。）について、高燃焼度燃料を用いた LOCA 模擬試験を実施し、二酸化ウラン燃料（以下「UO₂燃料」という。）における発生条件等に関する知見を拡充した。さらに、事故事象が設計基準を超えて進展する場合の燃料損傷の進展について検討するため、被覆管温度等の推移を解析的に評価した。また、LOCA 条件を経験した被覆管の機械特性試験を実施して、LOCA 後の燃料耐震性について検討した。

3) 令和7年度以降の実施方針

事業者が導入を検討している Cr コーティング Zr 合金被覆管等の ATF の設計基準事故条件及びそれを超える条件における燃料損傷挙動を把握し、適合性審査において事業者が実施した安全性評価の妥当性を判断する際の根拠となる技術的知見を取得していく。また、LOCA 時に燃料ペレット微細化・放出が発生する条件等に関して、特にこれまでに知見が十分得られていない MOX 燃料にも対象を広げ知見を拡充していく。さらに、LOCA 後の炉心冷却性維持の評価に資するため、LOCA による高温酸化・膨れを経験した燃料被覆管を対象として、地震時を想定した繰り返し荷重を負荷し、破損限界を調べる。

（短期的課題）

- G-1 LOCA 後の長期冷却中に地震が発生した場合の炉心冷却性について技術的知見を取得する。

（中長期的課題）

- G-2 Cr コーティング Zr 合金被覆管等を用いた ATF について、設計基準事故条件及びそれを超える条件における燃料挙動・損傷挙動について知見を取得する。
- G-3 UO₂燃料及び MOX 燃料の FFRD の発生条件等について知見を拡充する。

- G-4 審査における技術的判断根拠として活用できるようにこれまで実施した高燃焼度燃料 RIA 試験から得られた知見を取りまとめる。

上記の課題 G-1～課題 G-4 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑬ 事故耐性燃料等の事故時挙動研究 (R6-R10)
(課題 G-1～課題 G-4 対応)

H) 材料・構造

1) 研究の必要性

電気事業法の改正に伴い、今後、原子力発電所の 60 年超運転の申請が可能となった。このため、長期運転に伴い顕在化する可能性のある経年劣化事象に関して技術的知見を蓄積して、規制基準等への適合性審査の際の技術的判断根拠として活用し、原子力発電所の長期運転に対する安全性を確認することが必要である。

2) これまでの研究の動向

原子炉圧力容器等の金属材料、ケーブル等の高分子材料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、監視試験片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。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

これまでの研究では、主に加速劣化試験により模擬的に経年劣化を付与した材料を用いて特性評価を行ってきたが、令和 7 年度以降は、実際の実機材料を用いた特性評価研究を行い、試験材料と実機材料の経年劣化挙動を比較することにより、これまでの経年劣化評価手法の保守性について確認する。

(中長期的課題)

- H-1 実機材料（原子炉圧力容器、炉内構造物（ステンレス鋼））を用いて、経年変化事象に係るデータを蓄積し、現在、高経年化技術評価で用いられている評価式の妥当性を確認する。
- H-2 PFM を用いた検査程度の技術的妥当性を確認するため、解析手法の信頼性に関する知見を調査する。
- H-3 PWR 1 次系配管の応力腐食割れ（SCC）の発生原因等を調査する。

上記の課題 H-1 は、全体 10 年計画の後半の 5 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 H-2 及び課題 H-3 は、継

統的な技術基盤の構築及び原因究明に資する調査を実施するものであることから、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑭ 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ2）（新規 R7-R11）
（課題 H-1 対応）

I) 特定原子力施設

1) 研究の必要性

燃料デブリの取り出し計画の評価及び 1 F 事故の分析並びに今後の炉内環境の管理・監視に資するために、1 F 事故時に炉心からペDESTALへ落下した燃料デブリの分布を計測・把握する研究が重要である。また、廃炉作業に伴って発生する多様な廃棄物の処理・保管管理の安全性を確認するための技術的知見を取得することが重要である。

2) これまでの研究の動向

1 F 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。

また、多様な廃棄物の処理・保管管理の安全性を確認するために必要な核種分析方法並びに廃棄物の特性及び処理に関する科学的・技術的知見の取得を進めてきた。

3) 令和7年度以降の実施方針

東京電力ホールディングス株式会社は令和6年度に燃料デブリの試験的取り出しを実施し、令和10年度より段階的な取り出し規模の拡大を計画しているため、令和7年度より燃料デブリ分布の推定に係る研究を開始する。

また、廃炉作業に伴って発生する多様な廃棄物の処理・保管・管理の安全性を確認するための技術的知見を取得する。

（中長期的課題）

- I-1 中性子の強度分布等を測定し、測定結果から燃料デブリの分布を推定する方法の成立性を検討するため、現在の 1 F の原子炉内の環境等を踏まえて、中性子強度測定によりどの程度の分解能で燃料デブリ分布に関する情報が得られるか等の解析を行って知見を収集するとともに、実験的に確認する。
- I-2 汚染水、廃棄物等の核種分析方法について化学分離方法及び測定方法について実験的検討を実施するとともに、クロスチェック分析を実施するために必要な実験施設の要件の調査・実施に向けた検討を行う。
- I-3 水処理二次廃棄物等のうち、除染装置スラッジ、多核種除去設備スラリー、ゼオライト土のうについて、それぞれの放射能濃度及び化学的特性等を踏まえた処理、保管管理等に関する技術的課題を整理する。

上記の課題 I-1 は、燃料デブリの本格的な取り出し開始時期を考慮し、5 か年計画とし

て研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 I-2 及び課題 I-3 は、廃炉作業の状況を踏まえて臨機応変に実施するものであることから、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑮ 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究（新規 R7-R11）
（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、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、事故シナリオにおける不確かさを低減させていく研究が重要である。

また、放射性物質の貯蔵・輸送について、国内外の動向を注視し、貯蔵キャスクや輸送容器等に係る審査に資する技術的課題を継続的に調査・検討していくことが重要である。

J-1 <加工施設・再処理施設関連>

2) これまでの研究の動向

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、再処理施設及び MOX 燃料加工施設全体のリスク情報を整理する手段を検討した。また、換気の有無やグローブボックスの規模を踏まえた試験データ等に基づき、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するとともに、重大事故等対処やその際に想定される環境を踏まえた蒸発乾固事象に係る試験等を実施し、科学的・技術的知見を取得した。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

将来的なリスク情報の活用に資するため、引き続き再処理施設及び MOX 燃料加工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、事故シナリオにおける不確かさを低減させていく研究課題に取り組んでいく。

（短期的課題）

- J-1-1 核燃料施設の重大事故等シナリオにおける様々な不確かさの低減のため、再処理施設における冷却機能喪失事象及び MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災について知見を拡充する。
- J-1-2 MOX 燃料加工及び再処理施設について、検査における指摘事項の重要度評価や安全性向上評価へ向けた施設全体のリスクの整理、また施設のリスクの大きさを知る上でのリスク情報の整理を継続的に実施する。

上記の課題 J-1-1 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 J-

1-2 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑯ 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)
(課題 J-1-1 対応)

J-2 <放射性物質の貯蔵・輸送関連>

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）並びに使用済燃料乾式貯蔵施設の遮蔽評価に用いるモンテカルロコードについて、その検証及び妥当性確認（以下「V&V」という。）の手順案並びに遮蔽評価結果の信頼性確認の項目案を作成した。それらの実用性の確認及び改善点の抽出のため、当該手順案及び項目案に沿った V&V 作業（ベンチマーク実験を含む。）並びに遮蔽評価結果の信頼性確認項目検証解析を進め、得られた成果に基づいて V&V 手順及び遮蔽評価結果の信頼性確認項目を策定し、それぞれ V&V 手順書及び遮蔽評価結果の信頼性確認手法として取りまとめた。また、使用済燃料輸送容器の経年変化に関し海外での経年変化管理に関する情報を収集した他、容器に収納できない大型表面汚染物（SC0-Ⅲ）の内部表面汚染に関する海外での対応等に関する調査を実施してきた。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

令和 7 年度以降は、引き続き使用済燃料輸送容器の経年変化に関する調査や大型で容器に収納できない表面汚染物（SC0-Ⅲ）の内部表面汚染の確認方法等に関する調査に取り組んでいく。

（中長期的課題）

- J-2-1 輸送容器の経年変化保守管理プログラムに関する国外の動向を IAEA TRANSSC 等を通じて継続的に情報収集するとともに、大型で容器に収納できない表面汚染物（SC0-Ⅲ）の内部表面汚染の確認方法に関する諸外国の事例を調査する。
- J-2-2 コンクリートキャスクの構成要素であるキャニスタの蓋溶接部の応力腐食割れ（SCC）対策に係る調査を実施し、規制上の課題の抽出・安全研究としての実施の要否を検討する。

上記の課題 J-2-1 及び課題 J-2-2 は、継続的な調査研究として実施するものであることから、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

K) 放射性廃棄物埋設施設

1) 研究の必要性

最終処分に関しては、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（平成十二年法律第百十七号）に基づき、原子力発電環境整備機構が令和 2 年より文献調査を行っている。「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定。以下「最終処分基本方針」という。）では、「原子力規制委員会は、最終処分に関する安全の確保の

ための規制に関する事項について、順次整備し、それを厳正に運用することが必要である。」とされており、原子力規制委員会は最終処分基本方針に基づき、概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項について、高レベル放射性廃棄物の特性と中深度処分の規制基準の検討を通して得られた知見を踏まえた検討を行い、「特定放射性廃棄物の最終処分における概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項」を令和4年8月に決定した。また、令和5年1月に改正された原子力規制委員会第2期中期目標に、最終処分の安全確保に関する研究を進めることが盛り込まれた。これを受けて原子力規制庁では、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（令和5年7月12日、原子力規制委員会了承）において、令和6年度には、最終処分の安全確保に係る技術的課題の抽出・整理を新たに実施し、これを踏まえて令和7年度以降に最終処分の安全確保に関する安全研究プロジェクトを企画して研究を進めることを定めた。

2) これまでの研究の動向

令和6年度までに、最終処分の安全確保に係る技術的課題の抽出・整理を実施し、これを踏まえて令和7年度より最終処分の安全確保に関する安全研究を開始するべく検討を進めてきた。

3) 令和7年度以降の実施方針

最終処分基本方針に示された規制に関する事項の整備に資するため、最終処分の安全確保に係る規制基準の整備及び審査等に必要な科学的・技術的知見を整備することを目的として、最終処分の安全確保に必要な事項の体系的な整理に基づき、廃棄物埋設施設の性能評価ⁱ及び線量評価ⁱⁱに関する研究を進める。

（中長期的課題）

K-1 特定放射性廃棄物の最終処分に係る第一種廃棄物埋設施設（以下「地層処分施設」という。）を対象に、安全確保に必要な各種規制への反映を目的として、地層処分施設が具備すべき安全機能に着目し処分システムの性能評価及び線量評価に関する研究を行う。

具体的には、性能評価に関する研究として、人工バリアの各部材及び天然バリアの長期的な変化等に着目し、将来の処分システムの性能を判断するための科学的・技術的知見を取得する。

また、線量評価に関する研究として、処分システムの安全性の指標として行う被ばく線量の評価の妥当性を確認するための科学的・技術的知見を取得する。

ⁱ 性能評価とは、廃棄物埋設施設の構成要素（天然バリア及び人工バリア）の性能（物性）の実力値を評価する行為。例えば、天然バリアについて立地の排除要件を満足していることの妥当性を評価する行為や、人工バリアについて状態設定を行う期間におけるベントナイトの低透水性（性能）を求める行為をいう。

ⁱⁱ 線量評価とは、評価期間における廃棄物埋設地の構成要素の性能評価をパラメータ化し、システム全体の安全性の指標として行う将来の公衆の線量を評価する行為をいう。

上記の課題 K-1 は、最終処分にかかる各種規制への反映を目的とした中長期的な課題であることから 5 か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑰ 第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究（新規 R7-R11）
（課題 K-1 対応）

L) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

クリアランスの確認、廃棄体等の安全性確認に関する事業許可申請及び後続規制及び廃止措置の終了確認を適切に行うため、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、最新の放射能の分析・測定技術について広く情報を集め、分析・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

代表的な新規クリアランス対象物の放射能評価の妥当性を確認するための知見を蓄積した。また、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。さらに、廃止措置における活動について危険性の観点から評価する手法についての知見を蓄積した。

これらと並行して必要な技術基盤の整備も実施した。

3) 令和 7 年度以降の実施方針

クリアランスについては、福井県の集中クリアランス事業対応も含め新規のクリアランス対象物・クリアランス確認方法に対応した知見の蓄積が必要となる。また、廃棄体等の安全性確認については、事業者の動向及び今後技術評価の対象として要望されている学協会規格の動向に対応させながら、知見の蓄積を行う必要がある。さらに、廃止措置のエンドステートに関しては、IAEA COMDECⁱ等で国際的に議論が立ち上がっている。こうした動向を把握し、必要とされている新たな取組も含めた以下の課題について、本分野の技術的知見の蓄積を行うための安全研究プロジェクトを企画して研究を進める。

（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、妥当性確認のための留意事項を整理する。
- L-2 ピット処分対象物、中深度処分対象物及び研究施設等廃棄物処分対象物の性状を踏まえ、廃棄体の性能評価に影響を及ぼす要因を把握する。
- L-3 汚染が地下に浸透・拡散するなどの状況がある原子力施設の廃止措置エンドステートに関する知見を蓄積する。
- L-4 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

ⁱ Technical Meeting of the International Project on Completion of Decommissioning

等様々な要素技術に関し、最新の質量分析計等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。

上記の課題L-1～課題L-4は、放射性廃棄物の処分前管理に係る審査・検査等の最新の状況を鑑み、4か年計画として研究成果を取りまとめることとし、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑮ 放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究（新規 R7-R10）
（課題L-1～課題L-4 対応）

【 原子力災害対策・放射線防護等 】

M) 原子力災害対策（レベル 3PRA を含む）

1) 研究の必要性

原子力災害対策の実効性を一層向上させていくために、継続的に防護措置の有効性の把握並びに迅速かつ合理的な防護措置の判断及び対応を可能とする科学的・技術的知見を取得していくことが重要である。

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、PRA等のリスク情報を活用して原子力災害対策の実効性を一層向上させるための取り組みとして、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防護措置による被ばく線量の低減効果を詳細に評価するために、大気拡散シミュレーションを活用した被ばく評価手法の整備に着手した。

3) 令和7年度以降の実施方針

引き続き EAL の見直し等に係る検討、大気拡散シミュレーションを活用した被ばく評価手法の整備等のこれまでの研究課題に取り組んでいく。

（短期的課題）

- M-1 確率論的環境影響評価手法を用いた評価を行い、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 事故進展に応じたプラントの状況等を検討し、事故進展が遅いシナリオ等を考慮した 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。
- M-3 地形や建造物群等の影響によるプルームの複雑な動態を評価可能な高分解能の流体モデルを適用した大気拡散シミュレーションを活用した被ばく評価手法を整備する。

上記の課題 M-1～課題 M-3 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑬ 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）

（課題 M-1～課題 M-3 対応）

N) 放射線防護

1) 研究の必要性

我が国の放射線防護体系を、国際的な調和がとれ、かつ科学的水準に見合ったものとして改善を進めるためには、最新の放射線防護に関する考え方や線量評価及び放射線健康リスク評価の高度化に必要となる科学的・技術的知見を取得して蓄積する必要がある、関連する技術的基準及び技術基盤の整備に向けた調査研究を推進することが重要である。

2) これまでの研究の動向

放射線防護については、眼の水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究、内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究、放射線業務従事者に対する健康診断の在り方に関する調査研究、原子力災害に対する防護措置のリスク・ベネフィット評価に関する研究、放射線管理に係る実用量の測定等の実態調査等を行ってきた。令和4年度から、これまでに得られた研究成果を踏まえ、放射線防護体系の高度化に関する調査事業、被ばく線量評価体系の高度化に関する研究及び放射線健康リスクに関する研究を実施している。

3) 令和7年度以降の実施方針

引き続き内部被ばく線量評価コードの開発等の研究課題に取り組んでいく。

（短期的課題）

- N-1 規制基準の策定及び万が一の事故時における内部被ばく線量評価に活用するため、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）2007年勧告を踏まえ順次公表される内部被ばくに関する実効線量係数に係るモデル・パラメータを実装し、かつ、対象集団に固有のパラメータが設定できる内部被ばく線量評価コードを開発する。
- N-2 最新の放射線疫学に関する知見を取りまとめるとともに、日本の保健統計・がん統計等を精査し、様々な条件に対して放射線発がんリスクを定量的に計算評価する手法を整備する。

（中長期的課題）

- N-3 新たな実用量について、線量計の性能（エネルギー特性及び方向特性）に関する技術的知見を取得するとともに、線量計の校正や使用現場における課題及び対応方を整理する。
- N-4 原子力発電施設等の放射線業務従事者等を対象に、低線量域の放射線被ばくによる健康影響の追跡調査を行い、被ばく線量やがん罹患調査等の情報を収集することで、低線量・低線量率放射線被ばくによる健康影響に関する知見

を取得する。

- N-5 国内外の研究機関及び規制機関等を対象として、ICRP2007 年勧告の放射線規制への取入れや ICRP 次期主勧告への対応等、放射線防護基準の設定に関連する放射線防護、放射線影響に関する最新知見を取得する。

上記の課題 N-1 及び課題 N-2 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 N-3～課題 N-5 は、継続的な調査研究として実施するものであることから、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑳ 放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究 (R4-R8)
(課題 N-1 及び課題 N-2 対応)

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、国際的要請等を勧告し、IAEA に認定されたネットワークラボラトリー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改善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ラトリー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の維持・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改善を図るため、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) 令和 7 年度以降の実施方針

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、引き続き、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ラトリーと同等の技術の維持及び更なる高度化のための研究を継続していく。核物質防護については、引き続き、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改善を図るため、核物質防護に対する取組の動向の情報収集等を継続していく。

【 技術基盤の構築・維持 】

原子力規制の中で日々直面する課題等に即応できるよう、技術基盤の構築・維持に取り組み、原子力規制への技術的支援を実施可能な体制を整備していく。また、当面のところ緊急性が高い課題が無い分野であっても、長期的な視点で技術基盤の構築・維持に取り組み、技術の空洞化を防ぐ。

なお、上記に当たっては、原子力規制庁内で安全研究を主体的に実施する原子力規制庁技術基盤グループ（内部技術支援機関）と外部技術支援機関（以下「外部 TS0」という。）が、それぞれの組織の特徴を踏まえた TS0 としてのあり方や役割を明確にしつつ研究課題の解決に取り組み、原子力規制への技術的支援に必要な専門性を継続的に高めていくことが重要である。このため、技術基盤グループは、外部 TS0 や原子力規制部等の関係者と引き続き緊密に連携し議論を行うことにより、TS0 のあり方や役割について明確化するよう努める。

2. 令和 7 年度の安全研究プロジェクト

表 1 に令和 6 年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和 7 年度に実施する安全研究プロジェクトの一覧を示す。令和 6 年度に 17 件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和 7 年度の安全研究プロジェクトは 20 件となる。また、表 2 に令和 7 年度に実施する安全研究プロジェクトの概要を示す。

令和 7 年度に実施する個々の安全研究プロジェクトは、今後、原子力規制庁が本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。また、個々の安全研究プロジェクトの研究計画を原子力規制委員会の Web ページで公開する。

3. 安全研究の実施に当たっての留意事項等

1) 分野横断的研究の推進

継続的に規制活動の高度化に資する有用な研究成果を創出するためには、各研究分野の専門性を高めていくだけでなく、分野横断的な研究も併せて積極的に進めることが重要である。

2) 中長期的な規制課題への対応及び多様な専門性の習得

新たな要素技術等やそのための原子力規制に対する国内外の最新知見について、中長期的視野を持って日頃から情報収集を行うとともに、こうした国内外の最新知見に柔軟に対応していくために、新たな専門性を積極的に身につけていくとともに、新たな体制作りも検討し、安全研究として実施していく研究課題を解決していくことが重要である。

3) 新たな技術的支援体制の構築

国内では新たな炉型や先進的な技術・概念の導入が進められると見込まれることから、このような将来の規制上の課題に対応するためには、安全研究を通して科学的・技術的知見を取得していく必要が生じている。一方で、原子力規制庁のみでは、短中期的な課

題に加えて、多様化する長期的な課題に対処していくことが困難である。

このため、原子力規制庁を支える外部 TSO において、長期的かつ広範な分野に及ぶ課題に対応した安全研究やそのための高度な専門性を有する人材の育成をはじめとした技術基盤の構築・維持が行えるよう、原子力規制庁が支援する必要がある。

表 1 令和 6 年度及び令和 7 年度の安全研究プロジェクトの一覧

黄色網掛け：令和 6 年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和 7 年度新規プロジェクト

No.	令和 6 年度 安全研究プロジェクト
1	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究
2	断層の活動性評価手法に関する研究
3	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究
-	-
4	外部事象に係る施設・設備のフラジリティ評価手法の高度化に関する研究
5	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2）
6	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究
7	重大事故進展を踏まえた水素挙動に関する研究
8	重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験
9	核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究
-	-
10	事故耐性燃料等の事故時挙動研究
11	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
12	福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備
13	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
14	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究
15	放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究
16	特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究
17	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究

No.	令和 7 年度 安全研究プロジェクト
1	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究
2	断層の活動性評価手法に関する研究
3	地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究
4	火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究
5	地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究
6	地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究
7	原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究
8	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究
9	重大事故進展を踏まえた水素挙動に関する研究
10	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
11	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究
12	次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究
13	事故耐性燃料等の事故時挙動研究
14	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ 2）
15	東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究
16	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
17	第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究
18	放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究
19	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
20	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究

表2 令和7年度に実施する安全研究プロジェクトの概要

No.	安全研究プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
1	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究	R6-R10	原子力施設の地震動を評価するためには、震源特性、サイト特性等に関する不確かさを適切に考慮すること並びに最新の知見を反映することが重要である。本研究では、「震源を特定せず策定する地震動」に関し、Mw6.5 程度以上の地震による地震動の評価手法について調査・解析等を実施する。Mw6.5 程度未満の地震の観測記録に基づく標準応答スペクトルについては、中長期課題への取組として、新たな観測記録を追加した解析を行うとともに、はざとり解析や距離減衰式に対して最新知見を考慮した適用解析等を実施する。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に関し、浅部断層破壊を含めた震源パラメータの不確かさの取扱い等において、確率論的手法と融合する断層モデル法の高度化を行う。さらに、確率論的地震ハザード評価手法に関し、地震発生モデルや震源モデルの設定手法を整備するとともに、距離減衰式におけるサイト特性の不確かさ等の評価を行う。
2	断層の活動性評価手法に関する研究	R6-R10	近年、断層の活動性を評価するため、断層破碎物質を用いた手法の研究が開始されているが、本手法の審査への適用を見据え、データの客観性及び評価の妥当性を判断するための留意点を整理することが重要である。本研究では、鉱物脈を対象にした年代測定手法のほか、鉱物脈法の適用事例を拡充し、鉱物脈法の評価手法を体系的に整備する。また、断層破碎物質の化学組成を用いた断層の活動性評価についてデータを蓄積し、評価に有用と考えられる指標の適用性を評価する。さらに、約40万年前まで遡って断層の活動性評価ができるよう、特に西日本～中部日本を中心とした火山灰の化学組成、噴出年代に関するデータ等を蓄積する。
3	地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究	R7-R10	原子力施設の津波を評価するためには、審査等の際の判断に必要な津波ハザードの評価技術に係る知見を収集し、その評価方法を整備することが重要である。本研究では、令和6年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震による地殻変動及び海底で発生する地すべりに関する知見を調査するとともに、地殻内地震による津波波源の震源像を考慮した特性化波源断層モデルの設定方法を整備し、津波評価方法の精緻化を図る。また、地形ごとの津波堆積物の特徴（厚さ、分布範囲等）と津波規模（津波高、浸水範囲等）との関連性を整理し、津波堆積物から津波高を推定する方法を整備する。さらに、地震による津波と地すべりによる津波が沿岸域で重畳する場合の津波のハザード評価に関する知見を拡充する。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
4	火山活動及び 火山モニタリ ング評価に関 する調査・研 究	R7-R11	原子力施設に対する火山活動性評価及び火山モニタリング評価を行うには、各調査・評価手法に付随する不確実性の低減を図り、関連する知見を拡充することが重要である。本研究では、マグマプロセスの多様性（地殻物質の同化作用等）等を整理する。また、マグマ溜まりの時空間変化（蓄積条件等）に資する知見を拡充するとともに、マグマ溜まり上面を捉えるための長期連続反射法探査を利用した観測手法等を構築する。さらに、継続的な地殻変動観測による定量的な観測データの取得手法を実証する。加えて、降灰観測データの蓄積、気中濃度推定に資する手法の適用性の検討及び整備を行うとともに、吸気フィルター等への影響に関する調査を実施する。
5	地震作用に対 する原子炉建 屋等の構造部 材の耐力評価 手法の適用性 等に関する研 究	R7-R10	原子炉建屋等の構造物の設計やリスク評価の信頼性向上のためには、近年採用されつつある新たな評価手法の適用性等に関する技術的知見を蓄積することが重要である。本研究では、原子炉建屋基礎版等のせん断応力等の発生状況を把握し、現行の三次元非線形有限要素解析のモデル化、評価手法の適用範囲等を整理する。また、建物・構築物のフラジリティ評価における現実的な応答評価等に必要な三次元非線形有限要素解析モデルの減衰として適切な範囲等を整理する。さらに、液状化や側方流動等の地盤の変状が構造物への作用荷重、構造物の発生応力等に及ぼす影響に係る技術的知見を蓄積し、屋外重要土木構造物等の地震応答解析手法の妥当性確認における留意事項を整理する。加えて、飛翔体衝突に対するアーチ形状構造物の局部損傷及び構造物周辺の岩盤等への貫入評価に係る技術的知見を拡充する。
6	地震荷重を受 ける容器・配 管溶接部の損 傷形態等に関 する研究	R7-R10	最新の研究動向等を踏まえて外部事象に対する設備のフラジリティ評価手法の信頼性向上を図り、関連する規則・解釈や審査ガイドの改正の要否判断、審査での技術的判断等に資する知見を蓄積することが重要である。また、新たな原子力規制検査が施行され、内部事象を対象としたリスク情報の活用が開始されたが、今後は外部事象を対象としたリスク情報の活用が必要である。本研究では、確率論的破壊力学に基づくリスク情報を利用して供用期間中検査の頻度等を決定することの妥当性を判断するため、地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態に係る技術的知見を拡充する。また、原子力規制検査で用いる確率論的地震リスク評価の信頼性向上のため、地震時の設備の同時損傷確率の算定手法の適切性を確認するための技術的知見を拡充する。さらに、現行のガイド改正の要否判断のため、粒径の細かい土砂等が多く混入した津波の発生可能性やそれが防潮堤等に及ぼす影響に係る技術的知見を拡充するとともに、既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにする。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
7	原子力施設の 経年劣化等を 考慮した火災 影響評価手法 の整備に関す る研究	R7-R10	今後、原子力施設の運転期間延長が進むことを踏まえると、原子力施設において使用されている電気ケーブルが経年劣化する可能性があり、経年劣化したケーブルの火災影響について検討する必要がある。本研究では、電気ケーブルの経年劣化や原子力発電所での敷設環境を考慮した試験等を行い、現実に応じた状態での熱劣化挙動、ケーブル難燃性能変化、絶縁性能の低下等の電気ケーブルの火災防護対策や保守管理の妥当性を判断するための知見を取得する。また、原子炉施設における火災防護対策の有効性評価に資するための火災影響評価手法・解析コード等の整備・改良を行うため、火災試験データ等を取得して、火災解析コードの検証と妥当性確認を行うとともに、その不確かさに係る知見を蓄積することにより、より信頼性の高い火災影響評価手法・解析コード等を整備する。
8	原子力規制検 査のためのレ ベル 1PRA に 関する研究	R4-R8	原子力規制検査において事業者の活動を監視及び評価していくためには、レベル 1 確率論的リスク評価 (PRA) の技術基盤を整備していくことが重要である。本研究では、レベル 1PRA の技術基盤に係る最新知見を反映して、地震、津波等の外部事象に対するレベル 1PRA の知見を拡充するとともに、これらの PRA の技術を応用した地震時津波等の複合事象に対するレベル 1PRA 手法を開発する。また、原子力規制検査で活用する事業者 PRA モデルの適切性確認を行う上で必要な知見を継続的に蓄積するとともに、検査指摘事項の重要度を決定する際に必要となるリスク評価手法を拡充する。
9	重大事故進展 を踏まえた水 素挙動等に関 する研究	R5-R8	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査分析から得られた知見を規制に反映する要否を検討するため、原子炉建屋内での水素、可燃性有機物、放射性物質等の発生、移行、漏えい等の挙動及び溶融デブリの挙動に関する知見を取得することが必要である。本研究では、シビアアクシデント時における実機流動条件 (圧力、温度、ガス組成、流量等) を模擬した実験を実施し、水素漏えいに至る条件及びその条件に至る要因分析のための各種データを取得する。また、シビアアクシデント時の MCCI による非凝縮性ガスの発生等や放射性物質の移行挙動 (沈着等) を考慮可能な最新バージョンの MELCOR を用いて、炉型ごとのソースターム情報を更新するとともに、炉心出口温度を用いた炉心損傷判断に係る知見を事故時の事象進展を模擬した実験により取得する。さらに、水素爆発時の火災及び爆煙に係る知見を踏まえ、シビアアクシデントの進展によって格納容器の中で生じる可能性のある可燃性有機物の物性値の取得、発生等を考慮可能な解析手法の検討、解析手法の妥当性確認に資する実験データの取得等に取り組む。溶融デブリの挙動については、シビアアクシデント条件下において冷却水がある条件及びない条件での溶融デブリの形態やその分布挙動を、高い空間及び時間解像度で評価し、知見を拡充する。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
10	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	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、解析上の不確実さが大きな現象が存在する。原子力規制検査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のため、これらの現象に係る知見を拡充し、不確実さを低減することが重要である。本研究では、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物理化学現象を、(1)放射性物質の移行及び除去、(2)格納容器内熱流動、(3)溶融デブリの冷却性、(4)プール内温度成層化等に分類し、国内外の施設を用いて重大事故時の物理化学現象の解明及び不確実さ低減に資する実験を行う。
11	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究	R7-R10	BWR 燃料のさらなる安全性・信頼性向上に向けて、国内の BWR 原子力事業者は、燃料棒単位の熱的負荷低減などの特徴を有する BWR 新型燃料集合体（10 行 10 列燃料集合体）を導入する計画であり、燃料集合体の型式証明審査が終了した後、設置変更許可を申請する見込みである。10 行 10 列燃料集合体の導入に伴う設置変更許可申請の安全審査を遅滞なく進めるためには、10 行 10 列燃料に関する知見の取得を速やかに開始することが必要である。本研究では、海外 10 行 10 列燃料集合体装荷実機炉心を参考に、炉心解析に必要な 10 行 10 列燃料集合体装荷炉心データを整備するとともに、当該燃料の導入が原子炉安全性に及ぼす影響に関する知見を取得する。
12	次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究	R7-R10	「GX 実現に向けた基本方針」に基づく次世代革新炉の開発から運転開始までのロードマップに従い、高速炉及び高温ガス炉の実証炉の設計検討が進められている。これら次世代炉の審査を円滑に進めるためには、安全評価に必要な事故解析技術と解析から得られる技術的知見が必要となる。高速炉においては、既存の炉（常陽・もんじゅ）にはないタンク型炉等の新規技術の開発動向を踏まえて、事故解析・評価手法を改良・整備するとともに、解析評価を行い、適合性審査の支援で必要となる技術的知見を取得する。また、高温ガス炉については、適用できる事故解析手法がこれまで整備されていないことから、その特徴を踏まえた事故解析手法を新たに構築し、技術的知見を取得する。
13	事故耐性燃料等の事故時挙動研究	R6-R10	国内事業者により、従来とは異なる被覆管材料を用いた事故耐性燃料（ATF）の予備的導入及び本格的導入への道筋が示されている。ATF 導入に際し、審査を遅滞なく進めるためには、審査に必要な知見の取得を速やかに開始する必要がある。本研究は、核燃料を取り扱える試験施設や研究炉において、国内で最も実用化が早いと見込まれる Cr コーティング Zr 合金被覆管等を用いて事故を模擬した試験等を実施し、事故時に高温状態となった場合の挙動に関する従来型燃料との差異についての知見を取得する。また、燃料ペレットの破碎・細片化、発生したペレッ

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
			ト細片の被覆管膨れ部への移動・集積、破裂部からの放出（FFRD）など、ATF でも起こり得て、原子炉の安全性に影響を与える懸念があるが、従来型燃料を含め知見の蓄積が十分でない事象についての知見を拡充する。
14	実機材料等を 活用した経年 劣化評価・検 証に係る研究 (フェーズ 2)	R7-R11	電気事業法の改正に伴い、60年超運転の申請が可能となったため、長期運転に伴い顕在化する可能性のある経年劣化事象に関する知見を蓄積し、規制基準等への適合性審査の際の判断根拠として活用し、長期運転に対する安全性を確認することが必要である。このため、スウェーデンのリングハルス2号機（PWR）の実機材料を用いた試験を実施して、中性子照射脆化による破壊靱性の変化を調べ、従来知見との比較を行う。また、炉内構造物の実機材料を用いた試験を実施し、破壊靱性低下に関する評価の保守性を確認する。併せて予防保全対策施工箇所に対する長期健全性評価研究として、実機材料の応力測定を実施し長期健全性を確認する。さらに、PWR 炉内構造物の長期健全性評価として、実機材料を用いた IASCC 感受性に関する研究を実施する。
15	東京電力福島 第一原子力発 電所燃料デブ リ分布の放射 線計測に基づ く推定方法に 関する研究	R7-R11	東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリに対して、東京電力ホールディングス株式会社は令和10年度以降に段階的な取り出し規模の拡大を計画している。燃料デブリの本格的な取り出し作業に当たっては、作業を安全かつ効率的に進めるうえで、その分布に関する情報を得ることは重要であり、規制側としても実施計画の審査に向けて知見を取得する必要がある。そのため、燃料デブリが発する放射線（主に中性子を想定）の測定データやシミュレーション計算結果を基に放射線源の分布を推定する手法について特徴を整理し、実験施設における測定実験をとおして知見を取得し、上記手法の有効性について検証を行う。
16	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	原子力規制検査では、検査の実施方針の設定、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を活用することとされている。このようなリスク情報を得るに当たっては事故シナリオの不確かさを低減することが重要であり、過度な保守性を含めることなく事故シナリオを構築するためのデータや解析コード（以下「データ等」という。）が必要になる。本研究では、これまでの研究で網羅されていない条件のうち、影響が大きい等により重要と考える条件での重大事故等の事故シナリオに係るデータ等を整備するため、再処理施設の冷却機能の喪失による蒸発乾固事象について揮発性 Ru の挙動及び準揮発性物質（Cs 等）に着目した試験等を実施し、これらに関する知見を取得する。また、MOX 施設等のグローブボックス（GB）火災の進展シナリオを評価するため、実規模の GB 火災試験データ等に基づく解析等により GB 火災の事象進展に係る知見を取得し、これを評価するための解析手法を整備する。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
17	第一種廃棄物 埋設施設の性 能評価及び線 量評価に関す る研究	R7-R11	特定放射性廃棄物の最終処分に関して、原子力発電環境整備機構によるサイト選定が進められているところである。原子力規制委員会は、第2期中期目標を改正し、最終処分の安全確保に関する研究を進めることとした。本研究では、最終処分の安全確保に係る規制基準の整備及び審査等に必要な科学的・技術的知見を整備することを目的に、最終処分の安全確保に必要な人工バリアの各部材及び天然バリアの長期的な変化等に着目し、将来の処分システムの性能を判断するための科学的・技術的知見及び処分システムの安全性の指標として行う被ばく線量の評価の妥当性を確認するための科学的・技術的知見を取得する。
18	放射性廃棄物 の処分前管理 及び施設の廃 止措置に係る 放射能濃度評 価等の信頼性 確保に関する 研究	R7-R10	廃止措置・クリアランス分野では、放射能レベルが極めて低いクリアランス対象物から比較的高い中深度処分対象廃棄体まで、その特性に応じて適切に測定し、放射能濃度を評価する必要がある。クリアランスについては、新規のクリアランス対象物の性状に対応した知見の蓄積が必要となる。また、廃棄体等の安全性確認については、事業者の動向及び今後技術評価の対象として要望されている学協会規格の動向に対応させながら、知見の蓄積を行う必要がある。さらに、廃止措置のエンドステートに関しては、IAEA COMDEC等で国際的に議論が立ち上がっている。本研究では、上記の各評価に必要な技術的要素の抽出及び調査、試験等を通じた評価結果の信頼性確保のための科学的・技術的知見の蓄積を行うとともに、放射性核種分析・測定等要素技術に関して最新の知見及び技術を反映した技術基盤を維持・整備する。
19	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	緊急時活動レベル（EAL）の見直しに当たり、特定重大事故等対処施設等を考慮するとともに、EALについて本来あるべき姿を踏まえた検討が必要である。このため、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（EAL の解除判断を含む）を取得するとともに、EAL に基づく防護措置の実効性評価等に係る技術的知見を取得する。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参考情報として技術的知見を取りまとめる。
20	放射線防護の ための線量及 び健康リスク 評価の精度向 上に関する研 究	R4-R8	我が国における放射性同位元素等の規制を、科学的かつ合理的であり、また国際的に調和のとれたものとするためには、現在の科学的水準及び国際動向を踏まえ、被ばくによる線量と、その線量に対する健康リスクのそれぞれの評価の精度向上を図り、得られた知見を、放射線規制関連法令等や原子力災害対策指針等に適切に反映させる必要がある。本研究では、被ばく線量評価に関する研究として、国際放射線防護委員会（ICRP）2007 年勧告の国内法令等への取入れ等において必要とされる被ばく評価コードを開発し、規制基準等の整備に活用するための知見を

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
			整備する。また、放射線健康リスクの評価に関する研究として、緊急時における放射線防護措置判断に必要とされる防護措置対象集団のリスクの精緻な評価を行うための放射線健康リスク評価コードを開発し、規制活動及び原子力災害対応に必要なツールを整備する。