

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針

令和4年7月6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5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5年度に実施する安全研究の予算措置の調整を行うとともに、令和5年度以降に実施する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5年度以降の安全研究に向けて)

令和4年7月6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月原子力規制委員会)では、審査・検査におけるリスク情報の活用、廃止措置の安全・確実な実施、放射性廃棄物の処理・処分やクリアランスの円滑な実施のための規制上の対応等を原子力規制活動の継続的な改善等のための課題として挙げている。また、安全研究に関しては、「規制上の課題を踏まえた安全研究を行い、最新の科学的・技術的知見を蓄積する」としている。

これら及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)から得られた教訓、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)に基づき、令和5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。)を以下のとおりとする。

1. 令和5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) 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、東日本を対象とした火山灰年代の評価を行うとともに、深部ボーリングにより採取した断層破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

知見及び鉱物脈の生成深度評価に関する知見を取得した。

津波については、津波の発生要因となる地震の規模や発生頻度に係る不確かさが確率論的津波ハザードに与える影響に関する知見を蓄積した。また、海底地すべり起因津波を対象とした確率論的津波ハザード評価手法に関する知見を蓄積した。さらに、海溝軸付近で発生する津波地震を対象に、地殻変動の水平方向の寄与を考慮した既往の津波初期水位設定方法との組合せを前提とした特性化波源モデルの設定方法に関する知見を蓄積した。

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) 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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- A-1-1 地震に係る震源断層パラメータ、その不確かさの取扱い方法等を検討し、確率論的ハザード評価の信頼性向上を図る。
- A-1-2 海溝軸付近で発生する津波の初期水位を精緻化するために、初期水位の生成過程に関する知見を蓄積し、より高精度な設定方法を整備する。
- A-1-3 過去の津波発生に関する知見を拡充するために、津波波源が明確になっていない既往の巨大津波の具体的な津波波源を推定する。
- A-1-4 震源断層及び地震活動に伴って形成された断層と、それら以外の断層（古海底地すべり面等）の判断に活用するために、鉱物の結晶構造の特徴等に関する知見を蓄積するとともに火山灰等を用いた断層の活動性評価手法を整備する。
- A-1-5 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。

4) 令和5年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

地震動評価では、観測地震動の再現解析等を行い、震源断層パラメータの不確かさに関する知見を蓄積するとともに、地震動策定における不確かさ設定時の考え方を整理する。また、確率論的ハザード評価の信頼性向上の観点から、各種の不確かさを考慮した解析手法を整備する（課題 A-1-1）。

津波評価では、海溝軸付近で発生する津波の初期水位について、初期水位の生成過程に関する実験的及び解析的な既往研究をレビューして知見を蓄積するとともに、初期水位の生成過程を模擬した水理実験を行いデータを取得する。また、水理実験を踏まえてより高精度な初期水位設定方法を整備する（課題 A-1-2）。さらに、津波波源が明確になっていない既往の巨大津波を対象に、津波堆積物調査を実施するとともに、過年度に整備した土

砂移動モデルによる波源推定手法を用いて具体的な津波波源を推定する（課題 A-1-3）。

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

大規模噴火プロセス等の知見については、国内のカルデラ火山を調査し、噴火履歴、鉱物の化学組成等に関する分析等を実施し、過去の巨大噴火のマグマ溜まりの深さやマグマ滞留時間等の知見を蓄積する。これらの知見を踏まえ、地下構造の解析精度向上及びマグマ溜まりの状態の把握に資する知見を蓄積する（課題 A-1-5）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

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

A-2 <フラジリティ関連>

2) これまでの研究の動向

地震については、建屋・構築物の 3 次元挙動に係る耐震評価手法の整備のために、原子炉建屋及び周辺地盤の地震応答解析を行い、建屋応答の評価手法に係る知見を整理した。また、埋め立て地盤の液状化については、遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充した。さらに、配管設備の地震時亀裂進展に係る評価手法を提案するとともに、耐震重要設備の耐震余裕を整理した。

津波については、防潮堤を対象に、設計条件を超える津波までを模擬した水理試験及びシミュレーション解析を実施し、防潮堤への作用荷重、洗掘及び津波漂流物による影響等を評価した。

衝撃については、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。また、設備の衝撃振動試験を行い、衝撃力に対する耐力評価を行った。

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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- A-2-1 施設の設置条件や荷重条件等を踏まえた耐震解析モデルの精緻化を行う。
- A-2-2 地盤の液状化による施設への影響等に係る知見を拡充する。
- A-2-3 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耐震性、特にその基準地震動を超える領域での耐震性を明らかにする。
- A-2-4 津波に対する沿岸の地形効果の発生条件及び波力を把握する。
- A-2-5 飛翔体等による衝撃力を受ける施設の設置条件等を考慮した評価に係る知見を拡充する。
- A-2-6 飛翔体等による衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法等を検討する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

地震については、温度荷重等の条件を踏まえた建屋の応答挙動に係る知見を拡充するとともに、建屋の地震応答解析における減衰定数の設定に係る知見を整理する(課題 A-2-1)。また、礫質土等の地盤の液状化による施設への影響等について遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充する(課題 A-2-2)。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を対象に、設備の基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握し、既往の評価手法の適用性等を確認する(課題 A-2-3)。

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

衝撃については、建屋・構築物等を対象に、飛翔体等による衝撃作用を受ける構造物の設置状況及び形状特性を考慮した安全性評価に係る知見を拡充する(課題 A-2-5)。また、設備の耐衝撃性能を把握するため、衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法等を検討する(課題 A-2-6)。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 外部事象分野(フラジリティ関連)における安全研究プロジェクト
 - ⑤ 外部事象に係る施設・設備のフラジリティ評価手法の高度化に関する研究(R3-R6)(課題 A-2-1~課題 A-2-6 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（以下「HEAF」という。）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当たっては、発熱速度、輻射熱、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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- B-1 HEAF 初期の爆発現象に関する知見を取得する。
- 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) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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 に関しては爆発事象に係る影響評価手法を整備する（課題 B-1）。また、原子炉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、原子炉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、電気ケーブルに関しては火災に至る前までの技術的知見を取得するため熱劣化等に着目した試験データを取得する（課題 B-2）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 火災防護分野における安全研究プロジェクト
 - ⑥ 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）（R3-R6）（課題 B-1、課題 B-2 対応）

【 原子炉施設 】

C) 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、令和2年度に施行された原子力規制検

査にリスク情報を活用していく研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けて、事業者の取組の実効的な監視・評価のために、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確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデルの適切性を確認する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 及びその他の外部事象 PRA（地震 PRA、津波 PRA、強風 PRA、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) 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継続して以下のとおり設定する。

（中長期的課題）

- G-1 原子力規制検査で活用する外部事象 PRA モデルの適切性を確認する手法、検査指摘事項の重要度評価手法等を整備する。
- G-2 火災、溢水、地震、津波等の外部事象に対する PRA 手法の開発を進める。また、人的過誤確率の計算手法及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する。
- G-3 複合災害における PRA 手法、隣接サイトにおける事故影響を考慮した PRA 手法等を整備する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

原子力規制検査に適用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要となる知見を蓄積するとともに、検査指摘事項の重要度評価手法等の継続的な精緻化を進める（課題 G-1）。また、将来的な活用に向けた火災、溢水、地震及び津波の PRA 手法の高度化を行うとともに、人的過誤確率の計算手法及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する（課題 G-2）。さらに、地震と津波の複合事象に対するレベル 1PRA 手法、地震あるいは津波による隣接サイトの事故影響を考慮した PRA 手法等を整備し、段階的にリスク情報を拡充していく（課題 G-3）。

また、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。

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

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ リスク評価分野における安全研究プロジェクト

- ⑦ 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-3 対応)

D) シビアアクシデント (軽水炉)

1) 研究の必要性

重大事故時の物理化学現象の支配要因及び解析上の不確かさの程度を把握するため、実験や解析コード開発を通じたリ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、1F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溶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溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心-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及びPRAを活用して、重要な物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度と不確かさに関する評価手法の整備を進めるとともに、各事故シーケンスを解析して、事故シーケンスとソースタームの特徴の整理を進めてきた。

3) 当該分野における研究課題

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、1F事故調査分析から得られた知見については規制への反映の要否を検討するための技術的知見が必要であることから、これを新規の中長期的課題(課題D-1～D-3)として位置付けることとし、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)

- D-1 シビアアクシデント時に格納容器から原子炉建屋等へ水素が漏えいする可能性について、漏えい率等を実験的に取得し格納容器内の熱流動条件とシール材性能等の関係から整理する。
- D-2 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

性有機物の発生と、水素燃焼挙動に与える影響等を考慮可能な解析手法を検討する。

D-3 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-4 重大事故時の物理化学現象の不確かさの程度を把握するための実験的知見を拡充し、その分析を通じて解明したメカニズムに基づく解析コードを開発する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

1 F事故調査分析から得られた水素爆発による原子炉建屋の損傷に係る知見を踏まえ、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）を模擬して、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実験を通じて取得する（課題D-1）。また、水素爆発時の火炎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（課題D-2）。さらに、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実験を通じて取得し解析の精度を向上する（課題D-3）。

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現象の解明と解析コードの整備を継続的に進める（課題D-4）。

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
 - 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（R2-R7）（課題D-4対応）
 - ⑨ 重大事故進展による放射性物質放りリスクの緩和策に関する研究（新規R5-R8）（課題D-1～課題D-3対応）

E) 炉物理（軽水炉）

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」を対象として、その現実的な実機炉心核特性を評価するための不確かさを考慮した最適評価手法（以下「BEPU手法」という。）の整備を行うとともに

に、その適用性における課題等に関する知見を取得しておくことが重要である。

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、最新知見等に基づく核特性解析コードの開発に向けて、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、評価済み核データライブラリで整備されている不確かさデータを用いた不確かさ評価手法整備について、静特性計算を対象に検討を行ってきた。

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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- E-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て、その現実的な実機炉心核特性を評価するための最適評価コード及び BEPU 手法を整備する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

最適評価手法整備の一環として、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を行うとともに、反応度投入事故（以下「RIA」という。）時の局所ボイド発生の影響等の事象を網羅して実過渡解析を行うための技術基盤を構築する。また、不確かさ評価手法整備の一環として、これまで適用経験のある静特性計算に加え、燃焼計算及び動特性計算に拡大するとともに、最新の評価済み核データライブラリで整備されている不確かさデータに係る最新知見を導入する（課題E-1）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 炉物理（軽水炉）分野における安全研究プロジェクト
 - ⑩ 核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究（R3-R6）
（課題E-1 対応）

F) 核燃料

1) 研究の必要性

燃料棒は放射性物質閉じ込めの第一障壁（ペレット）と第二障壁（被覆管）の役目を担っており、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、被覆管に損傷が生じた場合は、放射性物質が原子炉圧力容器内に放出されるが、その放出タイミングや放出量を予測する上で燃料の損傷挙動を把握することも求められる。

現在、炉心溶融や水素発生の開始を遅らせることを目的とした事故耐性燃料（以下「ATF」という。）の開発が世界的に進められており、今後我が国に導入される場合に備えて、ATFの安全性を確認するために規制庁が行うべき安全研究を検討・実施することが重要である。

また、燃料温度に基づく炉心損傷判断基準に関連し、炉心損傷回避の手段や後段の措置を含めた対策全体の合理性・有効性の向上に資することを目的に、事故進展に伴う燃料損傷状態に関する知見を取得する必要がある。

さらに、燃料の高燃焼度化により、従来知見とは異なる燃料破損挙動等が異常な過渡変化や設計基準事故を模擬した試験において観察されたことから、事故模擬試験等を実施して燃料安全性への影響を確認する必要がある。また、従来、注目されていなかった事故後長期冷却中の燃料安全性についても知見を取得し、得られた最新の知見に基づいて現行基準の適用性を確認することが重要である。

2) これまでの研究の動向

高燃焼度対応改良型燃料の導入に備え、改良ジルコニウム合金被覆管の照射成長に関する知見を取得した。高燃焼度で顕在化する被覆管の延性低下及び外面割れ破損については、炉外試験を実施し、試験結果の評価を行った。また、現行のLOCA基準及びRIA基準の妥当性を確認するために、照射済高燃焼度燃料の事故模擬試験等を行い、LOCA時及びRIA時の燃料挙動に関する知見を取得した。

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、特にATFの開発・導入を見据えた研究計画の策定や現行の炉心損傷判断基準の妥当性確認が優先的な課題であることを鑑みて、これらを新規の短期的課題（課題F-1及び課題F-2）として位置付けることとし、今後の研究の課題を以下のとおり設定する。

(短期的課題)

- F-1 現行の炉心損傷判断基準よりも高温状態での燃料損傷状態に関する技術的知見を取得する。
- F-2 ATFの炉心損傷判断やソースターム評価に関連する国内外の動向を調査する。
- F-3 RIA模擬試験において得られた試験データ（従来より低い燃料発熱量での改良型燃料の破損）の一般性を確認する。
- F-4 現行基準等制定時には考慮されていない燃料破損挙動が炉心の冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な技術知見を取得する。
- F-5 事故を経験した燃料の耐震性等、研究事例が少ない状況下での燃料特性・挙動について知見を取得する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

現行の炉心損傷判断基準である PCT 1200°Cを超える高温状態での燃料損傷状態に関する技術的知見を取得する（課題F-1）。

国内外における ATF の研究開発・導入に係る技術及び規制動向を調査し、ATF 炉心の事故時損傷進展やソースターム評価等に関する安全上重要な課題について検討する（課題F-2）。

研究炉を用いた RIA 模擬試験及び試験燃料棒の詳細観察・分析を実施し、従来より低い燃料発熱量での燃料破損について、その原因に関する知見を取得する（課題F-3）。

事故模擬試験及び分離効果試験等を実施し、燃料棒外への燃料ペレット片放出等、現行基準制定時には考慮されていない燃料破損が発生する条件や破損メカニズム等について知見を取得する（課題F-4）。

事故を経験して劣化した燃料の冷却可能形状維持の確認の観点から、事故後の燃料耐震性評価に必要な知見を取得する（課題F-5）。

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

- ⑪ 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F-1～課題F-5 対応）

G) 材料・構造

1) 研究の必要性

原子力発電所の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。

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) 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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

G-1 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、これまで取得してきた経年劣化事象に対する知見を検証する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

実機材料を活用した試験等を行い、原子炉圧力容器の中性子照射脆化、二相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下等の経年劣化事象に係る健全性評価手法の妥当性を検証するとともに、機器の健全性に関する知見を蓄積する(課題G-1)。

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

⑫ 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究(R2-R6)(課題G-1対応)

H) 特定原子力施設

1) 研究の必要性

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

2) これまでの研究の動向

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

3) 当該分野における研究課題

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

(短期的課題)

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

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

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

なお、廃炉作業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。また、今後実施する実験及び解析並びにこれらの結果の考察においては、引き続き、最新の知見を踏まえた上で研究を進める。

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

- ⑬ 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-R6) (課題H-1 対応)

【 核燃料サイクル・廃棄物 】

I) 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・輸送においては、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。

I-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するとともに、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、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。

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継続して以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

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

4) 令和5年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、令和5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。

再処理施設及び MOX 燃料加工施設の重大事故等に関連する事故シナリオの不確かさを低減するために関連するデータの取得や解析コードを整備する必要があり、その一環として、再処理施設の冷却機能の喪失による蒸発乾固について試験データを取得するほか、MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災について実規模のグローブボックス火災試験データ等に基づく解析により、同火災の事象進展を評価するための解析手法を整備する(課題 I-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
 - ⑭ 再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究(R3-R7)(課題 I-1-1 対応)

I-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。)の手順案並びに評価結果の信頼性確認の項目案を作成するとともに、そ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。)並びに評価結果の信頼性確認項目検証解析の準備を進めた。

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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

I-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V&V手法について、遮蔽評価に対する留意点・着眼点を確認するために必要となる技術的知見を拡充する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、令和5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。

遮蔽解析コードの V&V 手順案及び評価結果の信頼性確認項目案について、その実用性、整合性等を確認し、V&V 手法及び評価結果の信頼性確認手法として完成させる(課題 I-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
 - ⑮ 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究(R2-R5)（課題 I-2-1 対応）

J) 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、中深度処分の事業規則及び許可基準規則とその解釈について令和3年10月に改正された。今後、事業許可の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。

地層処分に関しては、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」（平成27年5月22日閣議決定）に基づき、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じて得られた知見を踏まえた検討を行い、令和4年6月から科学的・技術的意見募集を実施している。

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継続して以下のとおり設定する。

(短期的課題)

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

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

天然バリアの自然事象を考慮した長期特性に関する研究、廃棄物埋設における長期性能に関する研究、廃棄物埋設におけるシナリオ・線量評価に関する研究、モニタリングによる性能確認に関する研究を行う。また、より基礎的な岩盤の力学状態と水理特性、岩盤への収着特性等に関する研究を実施する(課題J-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
 - ⑩ 廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究 (R3-R6) (課題J-1 対応)

K) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

事業許可申請及び後続規制における廃棄体等の安全性の確認、廃止措置活動におけるより危険性の高い活動に着目した評価及びクリアランスの検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、最新の放射能濃度の測定技術について広く情報集め、測定における不確かさ等について知見を蓄積する必要がある。

2) これまでの研究の動向

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

3) 当該分野における研究課題

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

(短期的課題)

- K-1 実用発電用原子炉の廃止措置に関して、その活動の危険性に係る評価方法を検討する。

(中長期的課題)

- K-2 今後クリアランス対象物の量の増加や多様化が予想されるため、クリアランスの判断における放射能濃度測定の定量評価の妥当性確認手段を整備する。
- K-3 トレンチ処分対象物及び中深度処分対象物の放射能濃度評価において、容器への廃棄物の収納状態の差異が非破壊測定による放射能濃度評価に与える影響度及び評価精度を定量的に把握する。
- K-4 今後事業（変更）認可申請が想定される研究施設等廃棄物処分等において評価の対象となる核種のインベントリ及び廃棄体からの浸出挙動を把握する観点から放射性核種の化学形態、溶解度等の定量評価に関する知見を蓄積する。
- K-5 放射線核種分析に必要な前処理分離等様々な最新要素技術に関し、長半減期放射性核種の分析結果の定量評価に係る信頼性確保のために求められる科学的・技術的知見を蓄積する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

実用発電用原子炉の廃止措置活動においてより危険性の高い活動に関する定性的な知見を基に、事故発生記録等に照らして評価する方法を検討する(課題K-1)。

クリアランスに係る放射能濃度の定量評価と信頼性確保に必要な技術について調査、検討及び試験を実施し、留意事項を整理する(課題K-2)。

廃棄体及びコンクリート等廃棄物に対し、数値シミュレーション等を用いて各種パラメータの及ぼす影響度合いを定量的に把握する。また、トレンチ処分における大量の廃棄体等を一括して測定する場合に考慮すべき要素についての知見を整理する(課題K-3)。

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

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

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 廃止措置・クリアランス分野における安全研究プロジェクト
 - ⑰ 放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究 (R3-R6) (課題 K-1 ~課題 K-5 対応)

【 原子力災害対策・放射線防護等 】

L) 原子力災害対策

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、屋内退避による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・技術的知見の取得などを継続的に推進していく研究が重要である。

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、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。

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継続して以下のとおり設定する。

（中長期的課題）

L-1 原子力災害対策の実効性向上のための技術的知見の取得を行う。

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

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

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

○ 原子力災害対策分野における安全研究プロジェクト

- ⑱ 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 L-1、課題 L-2 対応）

M) 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な科学的・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、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。

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継続して以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

M-1 最新の実効線量係数等を取り入れた線量評価コードの開発を進める。

M-2 日本の保健統計・がん統計を踏まえた放射線発がんリスクを計算評価する手法を整備する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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。

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の検証を行い、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の開発を進める（課題M-1）。

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（課題M-2）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 放射線防護分野における安全研究プロジェクト

- 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（R4-R8）
（課題M-1、課題M-2 対応）

N) 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) 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実施する。

4) 令和5年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、令和5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中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5年度の安全研究プロジェクト

表1に令和4年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和5年度に実施すべき安全研究プロジェクトの一覧を、また表2に令和5年度から開始する新規安全研究プロジェクト「重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究」(R5～R8(2023～2026))の概要を示す。令和4年度に21件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和5年度の安全研究プロジェクトは19件となった。

令和5年度に実施する個々の安全研究プロジェクトは、今後、原子力規制庁が研究テーマの設定及び研究実施内容の策定を行う過程において、本実施方針に基づき具体的に企画し、安全研究計画を原子力規制委員会のWebページで公開する。なお、今後の情勢の変化等を踏まえ、当該概要から必要に応じて研究の実施概要が適宜変わる可能性がある。

表 1 令和 4 年度及び令和 5 年度の安全研究プロジェクトの一覧

黄色網掛け：令和 4 年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和 5 年度新規プロジェクト

No.	令和 4 年度 安全研究プロジェクト	No.	令和 5 年度 安全研究プロジェクト
1	震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究	1	震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究
2	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究	2	津波評価手法及び既往津波の波源推定に関する研究
3	断層の活動性評価に関する研究	3	断層の活動性評価に関する研究
4	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究	4	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究
5	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	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
6	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2）	6	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ 2）
7	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究	7	原子力規制検査のためのレベル 1PRA 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	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	軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	-	-
10	軽水炉の重大事故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	-	-
-	-	9	重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究
11	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	-	-
12	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	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
13	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	11	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究
14	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	12	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
15	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	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
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	14	再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究
17	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	15	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
18	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	16	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究
19	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	17	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
20	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	18	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
21	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	19	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究

表2 令和5年度から開始する安全研究プロジェクトの概要

重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究
(R5～R8 (2023～2026))

項目	内容
背景	<p>東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故調査分析から、水素爆発が建屋中間階でも発生していたことが示唆されている。これまでは、格納容器上部蓋のフランジ部から原子炉建屋最上階に放出された水素が爆発したと考えられていたが、建屋中間階での水素爆発の痕跡があったことは、下層階で漏えいした水素が滞留する可能性が懸念され、現行規制での取り扱いについて議論が進められている。他方、格納容器から漏えいする水素の量や経路などは、重大事故の進展の仕方に応じた格納容器内の雰囲気やシール材の劣化等の状態により決まると考えられるが、このような状態に関する条件を網羅的に実験的観点から調査した例は見られない。</p> <p>また、3号機の水素爆発時に撮影された火炎の色から、水素以外の可燃性の有機物が混合した可能性が示唆されている。これまでのところ可燃性有機物が水素爆発に与える影響は明らかになっていないため、知見の拡充が必要である。さらに、重大事故の進展とともに発生する可燃性有機物を総合的に評価するため、例えば溶融物とケーブル被覆の接触熱分解等に着目した評価手法を検討する必要がある。</p> <p>このような重大事故の進展に伴って発生する水素の漏えいや可燃性有機物の発生のような事象は、事故の緩和策の成否によって大きく変化することが想定される。また、水素や可燃性有機物が発生する場合には、炉心損傷に至っている状態であるため、同時に放射性物質の影響も考慮する必要がある。このため、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た重大事故の進展を評価することが重要であり、総合シビアアクシデント解析コード MELCOR を使った事故進展及びソースターム解析手法の継続的な精緻化が必要である。</p>
目的	<p>格納容器から漏えいする水素挙動を把握するため実験を行い、原子炉建屋等での水素防護の不確かさを低減することに資するための技術的知見を取得する。また、水素以外の可燃性有機物が与える影響について整理し、既存の水素対策の有効性に資する知見を拡充する。さらに、想定される様々な事故進展とソースタームに係る技術的知見を整理するため、炉型に応じた事故の進展やその対応手順、炉心損傷の判断基準等に係る知見を拡充する。</p>

<p>研究計画の概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器からの水素等の漏えい挙動について、重大事故時における実機条件を模擬した格納容器内の雰囲気、シール材等の状態や、リークポテンシャルがあると考えられる漏えい経路の組合せに対する水素漏えいの特性を把握する実験を実施する。具体的には、任意の幅の隙間と間に挟むシール材の素材、劣化度をパラメータとした実験を行って、隙間からの水素の漏えい率を測定する。実験に供する重大事故進展時の過渡的な格納容器圧力、温度及びガス組成等を模擬した条件は、代表的な事故シナリオから選定する。 ● 可燃性ガスを含んだ水素の燃焼について、燃焼速度等の物性値や燃焼に対する影響に関する知見を文献調査や解析により拡充する。また、重大事故の進展の中での可燃性有機物の発生について、溶融物とケーブル被覆の接触熱分解等に着目した評価手法を検討する。具体的には、これまでに開発した原子炉圧力容器外でのデブリ挙動を詳細に解析するコードを活用して、可燃性有機物の発生に関する機構論的な手法を検討する。これらの検討には、1F 事故分析から得られる知見も活用して、実機体系での解析手法として整備する。 ● 最新の MELCOR による事故進展及びソースターム解析について、国内の代表的な炉型に対する解析手法を整備するとともに、PRA から選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施しソースタームを整理する。また、炉心出口温度を用いた炉心損傷判断について、事故時の事象進展を模擬した総合効果実験を実施する。
<p>成果の活用 の見通し</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器から漏えいする水素の挙動に関する知見を拡充することで、原子炉建屋での水素防護の不確かさを低減することが期待できる。 ● 水素以外の可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を拡充することで、水素防護の議論での可燃性有機物取り扱いの判断に資することが期待できる。 ● 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ことで、水素や放射性物質の格納容器外への放出に伴う影響に関する知識を向上できる。

3. 安全研究プロジェクト実施に関する留意事項等

これまで、安全研究で対象とする事象、技術要素、設備・施設等の観点で研究分野を設定し、各分野において主体的に研究を実施することにより、技術基盤の構築を行うとともに、成果の規制活動への反映を図ってきた。

今後、さらなる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、各分野の深掘りを行うだけでなく、個々の研究分野の技術要素を組み合わせで連携するなど、分野横断的な観点にも留意して研究を進めることが重要である。例えば、原子力規制委員会第2期中期目標では、審査・検査における合理性・客観性を向上させるためにリスク情報の活用を進めるとしていることから、これに資する研究を行うことが重要であるが、リスク評価では原子力施設に関する広範な情報や技術を総合的に活用することから、この分野に関連要素技術を集約できるように連携して研究を進めることが重要である。特に、原子力安全への影響が大きく発生頻度等の不確かさが大きい外部事象に関する研究、火災防護及び熱流動といったリスク評価で考慮する技術要素に関する研究との連携が必要である。また、リスク評価、シビアアクシデント（軽水炉）、核燃料サイクル施設等に係る知見を活用し、原子力災害対策分野において緊急時対応等の高度化を図っていくことが重要である。

実施中の審査等に対して速やかに知見を提供することを目的とするものについては、臨機応変に調査研究として実施していく。また、将来的な規制課題に的確に対応するため、既存の研究分野にとらわれず、新たな技術の導入やそのための規制に対する調査・分析を検討していく。