

令和4年度以降の安全研究の進め方

令和3年7月14日
原子力規制庁

1. 「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年度以降の安全研究に向けて)の策定等

(1) 実施方針案

「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、「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年度以降の安全研究に向けて)(案)(以下「実施方針(案)」という。)を別紙1の別添のとおり作成したので、確認いただきたい。また、実施方針(案)に係る原子力規制委員会による確認結果(案)を別紙1のとおり作成したので、確認いただきたい。

(2) 安全研究プロジェクトの実施期間等の変更

実施方針(案)の作成に当たり、実施中である次の2件の安全研究プロジェクトの実施期間等を別紙2のとおり変更することとしたいので、確認いただきたい。

- 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
- 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

(3) 令和4年度からの新規安全研究プロジェクト

実施方針(案)の作成に当たり、令和4年度から開始する次の2件の安全研究プロジェクトの内容について別紙3に記載したので、確認いただきたい。

- 原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究
- 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

「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」については、令和2年度第67回原子力規制委員会(令和3年3月24日)において、令和4年度より放射線防護研究を技術基盤グループで実施することが了承されたことを踏まえたものである。

2. 放射線防護技術評価検討会の設置

基本方針及び「安全研究プロジェクトの評価実施要領」(平成31年4月16日原子力規制庁長官決定。以下「評価実施要領」という。)に基づき、技術基盤グループで実施する安全研究プロジェクトの評価を行うに当たっては、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性の評価の参考とするため、技術評価検討会を開催し、外部専門家等から意見を聴取している。

上述のとおり、令和4年度より放射線防護研究を技術基盤グループで実施するため、放射

線防護研究に係る安全研究プロジェクトの評価を行う必要があることから、**別紙 4** のとおり放射線防護技術評価検討会を設置することとしたい。

<添付資料>

別紙 1 「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 年度以降の安全研究に向けて）（案）の確認結果（案）

別添 「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 年度以降の安全研究に向けて）（案）

参考 「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 年度以降の安全研究に向けて）（案）（昨年度のからの変更点説明用）

別紙 2 安全研究プロジェクトの実施期間等の変更

別紙 3 令和 4 年度の新規安全研究プロジェクト

別紙 4 放射線防護技術評価検討会（案）

**「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 年度以降の安全研究に向けて）の確認結果**

令和 3 年 7 月 1 4 日
原子力規制委員会

別添に示す「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 年度以降の安全研究に向けて）（案）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 4 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 4 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4年度以降の安全研究に向けて)

令和3年7月14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おり、安全研究に関しては、「規制上の課題を踏まえた安全研究を行い、最新の科学的・技術的知見を蓄積する」としている。これら及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)から得られた教訓、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4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4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・津波等はその規模、発生頻度等の不確かさが大きく、また、1F事故の教訓から稀頻度ではあるが影響の大きい事象が発生する可能性が否定できないことが認識された。このため、地震・津波等の規模や発生頻度(ハザード)に係る研究について過去の安全研究で得られた知見等の蓄積を基に継続的・発展的に実施するとともに、これから重要性が増していくリスク評価を考慮した地震・津波に対する建屋、機器、防潮堤等の応答及び耐力に基づく損傷の度合い(フラジリティ)に係る評価の精度向上等に係る研究に取り組むことは重要である。

A-1 <ハザード関連>

2-1) これまでの研究の動向

地震については、震源を特定せず策定する地震動における標準的な応答スペクトルを検討するとともに、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。

3-1) 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 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-1-2 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-1-3 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。

(中長期的課題)

- A-1-4 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-1-5 過去の津波発生に関する知見を拡充するために、津波波源が明確になっていない既往の巨大津波の具体的な津波波源を推定する。

4-1) R4 年度以降の実施方針

3-1) に述べた課題に対応するため、R4 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-1-2)。

津波評価では、海溝軸付近で発生する津波の初期水位について、初期水位の生成過程に関する実験的及び解析的な既往研究をレビューして知見を蓄積するとともに、初期水位の生成過程を模擬した水理実験を行いデータを取得する。さらに、水理実験を踏まえてより高精度な初期水位設定方法を整備する(課題 A-1-4)。

また、津波波源が明確になっていない既往の巨大津波を対象に、津波堆積物調査を実施するとともに、過年度に整備した土砂移動モデルによる波源推定手法を用いて具体的な津波波源を推定する（課題 A-1-5）。

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、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-1-3）。

大規模噴火プロセス等の知見の整備では、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-1-1）。

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-1-2 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-1-4、課題 A-1-5 対応）
 - ③ 断層の活動性評価に関する研究（R2-R5）（課題 A-1-3 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-1-1 対応）

A-2 <フラジリティ関連>

2-2) これまでの研究の動向

建屋・構築物の 3 次元挙動に係る耐震評価手法の整備のために、原子炉建屋及び周辺地盤の地震応答解析を行い、建屋応答の評価手法に係る知見を整理した。埋め立て地盤の液化化については、遠心模型実験やシミュレーション解析等により知見を拡充した。

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

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

3-2) 当該分野における研究課題

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

（中長期的課題）

- A-2-1 施設の設定条件や荷重条件等を踏まえた耐震解析モデルの精緻化を行う。
- A-2-2 地盤の液化化による施設への影響等に係る知見を拡充する。

- A-2-3 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。

4-2) R4 年度以降の実施方針

3-2) に述べた課題に対応するため、R4 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（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）。加えて、過去に大きな地震を経験した既設プラントを対象に、設備の基準地震動を超える地震荷重における耐震性を把握し、既往の評価手法の適用性を確認する（課題 A-2-3）。

津波については、沿岸の地形効果による影響が現れる条件について検討するとともに、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-2-2、課題 A-2-3、課題 A-2-4、課題 A-2-5、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以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- 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。
- 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) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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)

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。このため、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、職員がリーダーシップを発揮して、主体的に安全文化を育成及び維持し、さらに高めていくという継続的な安全文化の改善の取組を組織全体で実施することが重要である。また、IAEA GSR Part 2 (Leadership and Management for Safety) では、リーダーシップが健全な安全文化の育成及び維持に不可欠な考え方として強調されており、海外では、すでにリーダーシップに

着目した検査等を実施している規制機関もある。このため、令和2年度から施行された原子力規制検査等における健全な安全文化の育成と維持に関する取組の確認においても、リーダーシップの視点を活用することが重要であると考えられることから、具体的なリーダーシップの振る舞いに着目した安全文化の育成及び維持に関する取組を評価するための研究は必要である。

2) これまでの研究の動向

1F 事故における安全文化の教訓事項及び安全文化に関する海外規制機関等の国際動向を規制活動に反映するための調査を実施し、事業者の安全文化に係わる取組の評価の視点等について整備した。また、整備した知見を「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」及び「原因分析に関するガイド」に反映した。

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、リーダーシップの振る舞い等をより具体的に把握し評価するための技術的知見を整備する。

4) R4 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R4 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。

海外規制機関等におけるリーダーシップモデルを調査する。調査結果を踏まえて国内の事故・トラブル事例におけるリーダーシップの振る舞いが安全文化に及ぼした影響の分析及び整理を行うことにより、リーダーシップの振る舞い等を把握し評価するための技術的知見を蓄積する。

【 原子炉施設 】

D) リスク評価

1) 研究の必要性

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

2) これまでの研究の動向

原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けて、事業者の取組の実効的な監視・評価のために、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 PRA モデルの適切性を確認する上で必要となる知見等を蓄積した。

さらに、PRA 実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくとされる技術分野である内部火災及び内部溢水 PRA 手法、外部事象 PRA（地震 PRA、津波 PRA、その他の外部事

象に係る PRA 及び多数基立地サイトを対象とした PRA) 手法を検討してきた。

3) 当該分野における研究課題

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

(短期的課題)

- D-1 原子力規制検査に適用する外部事象及び停止時の PRA モデルの適切性を確認する手法、検査指摘事項の重要度評価手法等を整備する。
- D-2 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ツール及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する。
- D-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) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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 D-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、ダイナミック PRA 解析ツールを整備する(課題 D-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 D-3)。

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(新規 R4-R8)(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

重大事故時の物理化学現象の支配要因及び解析上の不確実さの程度を把握するため、実験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、これら物理化学現象の不確実さの程度を評価し、継続的に見直しを行うための決定論及び確率論の両面の解析手法の整備を推進する研究が必要である。

2) これまでの研究の動向

重大事故時の物理化学現象等について国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充してきた。その中で、放射性物質のプール水中での除去効果及び構造壁への付着挙動、格納容器内の熱流動挙動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実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実さの要因を含めて、詳細なメカニズムを考慮した熔融燃料-冷却材相互作用 (FCI)、熔融炉心-コンクリート相互作用 (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) 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)

E-2 物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度の評価、PRA により抽出される事故シーケンス及びソースタームの総合評価、ソースターム放出後の環境への影響評価等を評価する手法を整備し技術基盤を整備する。

(中長期的課題)

E-1 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) R4 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R4 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実さが大きい要因を対象とした実験を行い、格納容器破損防止対策等の重大事故時対応に影響を及ぼす可能性がある熔融デブリの冷却性、MCCI、放射性物質の化学的挙動を考慮した移行、除去効果等の現象解明と解析コードの整備を継続的に進める (課題 E-1)。

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

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- シビアアクシデント（軽水炉）分野における安全研究プロジェクト
 - ⑧ 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験（R2-R7）（課題 E-1 対応）
 - ⑨ 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発（H29-R4）（課題 E-1 対応）
 - 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（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。

（短期的課題）

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

（中長期的課題）

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

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

熱流動分野については、最適評価コードに実験データに基づく詳細現象の物理モデルを導入するとともに、設計基準事象及び重大事故に至るおそれがある事故について解析を行い、事故時の現実的なプラント挙動の知見を拡充する。また、事故時の重要現象及びプラント挙動に係る実験的知見を拡充する。さらに、設計基準事象に対しては、BEPU 手法を整備して適用し、不確かさを考慮したプラント挙動を評価する（課題 F-1）。

核特性分野については、最適評価手法整備の一環として、3 次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を行うとともに、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 F-2）。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

- 熱流動・核特性分野における安全研究プロジェクト
 - ⑪ 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）
 - 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（R3-R6）（課題 F-2 対応）

G) 核燃料

1) 研究の必要性

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

2) これまでの研究の動向

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

3) 当該分野における研究課題

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

(短期的課題)

- G-1 RIA 模擬試験において得られた試験データ（従来より低い燃料発熱量での改良型燃料の破損）の一般性を確認する。
- G-2 現行基準等制定時には考慮されていない燃料破損挙動が炉心の冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な技術知見を取得する。
- G-3 事故を経験した燃料の耐震性等、研究事例が少ない状況下での燃料特性・挙動について知見を取得する。

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

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

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

事故を経験して劣化した燃料の冷却可能形状維持の確認の観点から、事故後の燃料耐震性評価に必要な知見を取得する。また、事故耐性の向上を目指した新しい燃料に関する知見や、設計基準事故を超える条件での燃料損傷状態の判断基準の検討に資する知見を取得する（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 事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究 (R1-R5) (課題 G-1、課題 G-2、課題 G-3 対応)

H) 材料・構造

1) 研究の必要性

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。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。

(中長期的課題)

- H-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、これまで整備してきた経年劣化事象に対する知見を検証する。

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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H-1)。

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

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 材料・構造分野における安全研究プロジェクト

- ⑭ 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究(R2-R6)(課題H-1 対応)

I) 特定原子力施設

1) 研究の必要性

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

2) これまでの研究の動向

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

3) 当該分野における研究課題

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

(中長期的課題)

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

4) R4 年度以降の実施方針

3) に述べた課題に対応するため、R4 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 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
 - 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 (H26-R6) (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。

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、蒸発乾固事象に係る試験等により、重大事故等に関する科学的・技術的知見を取得した。また、内部火災に関するリスク評価手法を検討してきた。

3-1) 当該分野における研究課題

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

(中長期的課題)

J-1-1 核燃料施設の新検査制度におけるリスク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。

4-1) R4 年度以降の実施方針

3-1) に述べた課題に対応するため、R4 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 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
 - 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>

2-2) 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。

(短期的課題)

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) R4 年度以降の実施方針

3-2) に述べた課題に対応するため、R4 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。

R3 年度までに遮蔽解析コードの検証及び妥当性確認（以下「V&V」という。）手順案及び評価結果の信頼性確認手法案を作成し、両案の実用性確認及び記載内容高度化のための準備作業を行うこととしており、R4 年度はコード検証、ベンチマーク実験、検証解析等を実施して得られた知見を基に両案の改訂を行い、R5 年度に両案の実用性、整合性等を最終確認し、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 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
 - 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（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。

地層処分に関しては、文献調査が始まっており、また、特定放射性廃棄物の最終処分に係る基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）において原子力規制委員会は概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項を順次示すこととされており、これに対応する必要がある。

2) これまでの研究の動向

第二種廃棄物埋設施設のうち、中深度処分の規制基準等の整備に向けた廃棄物埋設施設

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

3) 当該分野における研究課題

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

(中長期的課題)

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

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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 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

⑱ 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 K-1 対応)

L) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

事業許可申請及び後続規制における廃棄体等の安全性の確認、廃止措置リスク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以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- L-1 今後クリアランス対象物の量の増加や多様化が予想されるため、クリアランスの判断における放射能濃度測定の定量評価の妥当性確認手段を整備する。
- L-2 トレンチ処分対象物及び中深度処分対象物の放射能濃度評価において、放射能濃度評価に与える影響度及び評価精度を定量的に把握する。
- L-3 実用発電用原子炉の廃止措置に関して、廃止措置活動におけるリスクを評価する方法を検討する。
- L-4 今後事業(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。
- L-5 放射線核種分析に必要な前処理分離等様々な最新要素技術に関し、長半減期放射性核種の分析結果の定量評価に係る信頼性確保のために求められる科学的・技術的知見を蓄積する。

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 年度以降の当該分野の研究の実施方針を以下のとおりとする。

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

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

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

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

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

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 廃止措置・クリアランス分野における安全研究プロジェクト

- 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 L-1、課題 L-2、課題 L-3、課題 L-4、課題 L-5 対応)

【 原子力災害対策・放射線防護等 】

M) 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以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

M-1 原子力災害対策の実効性向上のための技術的知見の取得を行う。

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

4) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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 M-1、課題 M-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

- 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（R3-R7）（課題 M-1、課題 M-2 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、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以下のとおり設定する。

(中長期的課題)

- N-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。
- N-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) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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。

規制基準の策定並びに万が一の事故時における内部被ばく線量評価に活用するため、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 N-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 N-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

- ② 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(新規 R4-R8) (課題 N-1、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) R4 年度以降の実施方針

3)に述べた課題に対応するため、R4 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4年度の安全研究プロジェクト

表1に令和3年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和4年度に実施すべき安全研究プロジェクトを示す。令和3年度に23件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和4年度の安全研究プロジェクトは21件となった。その概要を添付のとおり整理した。なお、規制課題への対処の必要性等から切れ目無い研究の実施を要する研究課題に係る安全研究プロジェクトが令和3年度に終了する場合は、引き続き令和4年度から後継プロジェクトを実施することとする。

令和4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3年度および令和4年度の安全研究プロジェクト

黄色網掛け：令和3年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和4年度新規プロジェクト

No.	令和3年度 安全研究プロジェクト	No.	令和4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	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	7	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
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	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
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	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
12	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	11	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究
13	核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究	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
14	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	13	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究
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	14	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
17	福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	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
18	再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究	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
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	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
20	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	18	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究
21	放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究	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
22	特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究	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
23	放射線安全規制研究戦略的推進事業	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

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との連携や、その他、火災防護、人的組織的要因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。

また、東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会が行った調査・分析により得られた最新知見や課題を踏まえた新たな規制対応の要否の判断に資する研究も実施していく。さらに、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、新たな技術等に対する研究の要否を検討していく。例えば、海外で技術開発及び導入が進められている新型炉については、今後の国内外の技術動向を踏まえて研究の要否を検討していく。

表 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	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	地震に対する原子力施設の安全規制を的確に実施するため、地震の規模、発生頻度等に関する不確かさを適切に踏まえた地震動評価に係る知見を継続的に蓄積していくことが重要である。本研究では、震源を特定して策定する地震動に関し、震源が敷地に近い場合において、地震発生層以浅の断層破壊が地震動特性に与える影響を評価して断層モデル法を検証するとともに、震源断層モデルのパラメータ間の相関性に関する知見を蓄積する。また、震源を特定せず策定する地震動に関し、評価対象となる地震動の観測記録を継続的に収集、分析し、令和元年度に策定した標準応答スペクトルへの影響の有無を評価する。さらに、前プロジェクトに引き続き、断層変位評価に係る知見を蓄積する。確率論的地震ハザード評価の信頼性向上の観点から、地震ハザード曲線への影響が大きい複数の断層の連動に伴う地震規模等震源断層パラメータの不確かさの取扱い方法に関する知見を蓄積する。
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	原子力施設における津波水位を評価するためには、津波発生要因に対応した適切な初期水位を設定することが重要である。これまで、海底地殻の水平変位による海面の初期水位への寄与を把握するため、海溝軸付近の地形を模擬した水理模型実験を行った結果、既往の初期水位の設定方法を用いた解析手法では説明できない水位上昇が確認された。本研究では、引き続き、水理模型実験を行って現象把握を進め、海溝軸付近で発生する津波の初期水位の設定手法の改良を行う。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として、津波堆積物調査を実施し、これまでの研究で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し、既往津波に関する知見を蓄積する。
3	断層の活動性評価に関する研究	R2-R5	断層の認定は、原子力施設の地盤の評価及び基準地震動の策定に大きく影響する。特に地盤の変位・変形のうち、地震起因の断層と地すべり等の滑り面については、両者の識別が困難な場合がある。また、海域の断層については、陸域の断層と違って直接地質調査・試料採取することが困難であるため、断層の活動性に関する地形・地質学的データが限られており、統計学的に処理したデータに基づく確率論的地震ハザード評価において、大きな不確かさが生ずる要因となっている。本研究では、採取した断層破碎物質の性状に基づく断層の活動性評価手法等の検討を行い、活断層の認定及び変位・変形の成因の評価のための知見を取得する。また、火山灰の噴出年代の精緻化、地震に起因する斜面崩壊堆積物の年代の把握及

No.	安全研究プロジェクト	計画期間(年度)	概要
			び断層によって隆起した地形等の形成年代の分析を実施し、活断層の活動履歴の評価に有用な知見を拡充する。
4	大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究	R1-R5	平成30年度までの研究において、巨大噴火を起こした火山の噴火直前のマグマ溜まりの深度、当該深度領域の地下構造を探查する手法について知見が蓄積されつつある。今後、巨大噴火を起こすソースとなる巨大なマグマ溜まり生成のプロセスやマグマが蓄積する時間的なスケールについての知見を拡充していくことが重要である。本研究では、国内の巨大噴火を起こした火山を対象に、過去の巨大噴火に至るまでの準備・開始プロセス並びに現在までの活動の詳細な活動履歴や噴火シーケンス、マグマの変遷についての知見及びデータを蓄積する。その上で、国内の活動的なカルデラ火山の現在の地下構造やマグマ活動に伴う種々の事象を観測し、現状の火山活動を捉えるための観測項目及び過去の火山活動に関する蓄積された知見との関係についての考え方を検討する。
5	外部事象等に係る施設・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	新規制基準適合性審査等に資するためには、地震・津波、その他の外部事象等に対する施設の構造健全性評価及びフラジリティ評価(応答及び耐力に基づく損傷の度合い)の精度向上が重要である。本研究では、温度荷重の影響を受ける建物の地震時評価手法に関する研究、地中構造物等の周辺地盤の液状化による施設への影響評価に関する研究並びに過去に大きな地震を経験した既設プラントの設備及び新たに既設プラントに導入された設備を対象とした基準地震動を超える地震荷重における耐震性に関する研究を実施する。また、ヘドロ状の堆積物が混入した津波の発生条件に関する研究を実施する。さらに、施設の様々な設置状況や構造を踏まえた飛翔体等の衝突評価に関する研究及び設備の耐衝撃性能を把握するための衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法に関する研究を実施する。
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	火災は共通原因故障を引き起こす起因事象の中でも重要な事象の一つであることから、火災事象について継続的に知見を拡充することが重要である。これまで、高エネルギーアーク損傷(HEAF)の要素試験を行い、HEAF初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を得た。本研究では、実機を模擬した試験・解析を行う。また、火災時の計装・制御ケーブルの熱劣化による誤信号発生等の可能性に着目し、本事象を評価するための電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。さらに、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。
7	原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究	R4-R8(新規)	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、火災、溢水、地震、津波、強風等の外部事象に対するレベ

No.	安全研究プロジェクト	計画期間(年度)	概要
			<p>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。</p>
8	<p>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</p>	R2-R7	<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、解析上の不確実さが大きな現象が存在する。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) 熔融デブリの冷却性等に分類し、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。</p>
9	<p>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</p>	H29-R4	<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ついては、現在の解析コードによる予測には不確実さが大きな領域が存在することから、最新知見を反映した解析コードの開発等を行うことを通じて、安全性に係る評価の高度化に資する知見を継続的に拡充していくことが重要である。本研究では、発電用軽水型原子炉施設の重大事故時における解析上の不確実さの大きい物理化学現象として、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、キャビティ注水時のデブリ冷却性及び放射性物質生成・移行・除去挙動を対象として、実規模スケールの解析に適用できる解析コードを開発する。また、国際協力プロジェクト実験等に基づき、解析コードの予測性を確認し解析結果の精度の向上を図る。</p>
10	<p>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</p>	H29-R4	<p>重大事故時の物理化学現象等が格納容器に与える負荷の程度は、事故の影響が及ぶ広範な領域における幅広い事故シナリオに依存した不確実さを有し、評価においては事故シーケンスの特徴を考慮したアプローチを選択することが重要である。本研究では、事故シーケンスに沿って考慮すべき多数の物理化学現象の相互作用を扱う総合重大事故現象解析コード及び特定の複雑な物理化学現象の相互作用を扱う個別現象解析コードを活用した決定論的アプローチ、レベル 2PRA 及びレベル 3PRA を活用した確率論的アプローチの併用により、ソースターム放出と環境影響に関するリスク評価の手法を整備する。</p>
11	<p>原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究</p>	R1-R4	<p>安全対策による裕度を定量的に把握し、規制活動に適切に反映させるためには、事故時の現実的なプラント挙動に関する知見を拡充・取得していくことが重要である。本研究では、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、現実的なプラント挙動を評</p>

No.	安全研究プロジェクト	計画期間(年度)	概要
			<p>価できる熱流動解析コードを整備するとともに、その妥当性確認のために、事故時の重要現象及びプラント挙動に係る実験データを取得する。また、設計基準事象における安全余裕をより詳細に把握するため、海外で安全解析への導入が進められている不確かさを考慮した最適評価手法の適用に向けた研究を行う。</p>
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	R3-R6	<p>安全対策による裕度を定量的に把握し、規制活動に適切に反映させるためには、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+不確かさ評価(BEPU)手法の整備を行うとともに、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。本研究では、最適評価手法整備の一環として、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を行うとともに、反応度投入事故(RIA)時の局所ボイド発生の影響等の事象を網羅して実過渡解析を行うための技術基盤を構築する。また、不確かさ評価手法整備の一環として、これまで適用経験のある静特性計算に加え、燃焼計算及び動特性計算に拡大するとともに、最新の評価済み核データライブラリで整備されている不確かさデータに係る最新知見を導入する。</p>
13	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	R1-R5	<p>平成30年度までの研究において、破損しきい値より低い燃料発熱量での燃料破損やLOCA時及びRIA時に発生する燃料ペレット片の燃料棒外への放出等、従来知見と異なる燃料破損挙動が高燃焼度燃料で観察された。本研究では、これらの破損挙動が炉心の冷却性等に及ぼす影響の評価に必要な知見を取得するために、原子炉安全性研究炉(NSRR)等の施設を使用した事故模擬試験等を実施する。また、事故時及び事故後の燃料冷却可能形状維持の評価の観点で、事故時に想定される高温での燃料棒破損形態や事故を経験した燃料の耐震性について知見の取得を進める。</p>
14	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	<p>原子力発電所の長期運転に際しては、機器・構造物の経年劣化挙動を適切に評価し、的確な経年劣化管理を行うことにより、供用期間中において健全性が維持されることが重要である。これまで、機器・構造物の健全性評価は、主に、加速劣化により模擬的に経年劣化を付与した材料の試験データに基づき行われてきた。本研究では、既存の健全性評価手法等の保守性を検証するため、代表的な機器・構造物として、原子炉圧力容器、電気・計装設備、炉内構造物及びステンレス鋼製機器を対象として、国内で廃止措置中の原子力発電所等から採取した実機材料やこれまでの研究で蓄積した知見を活用した試験等を行う。</p>
15	福島第一原子力発電所燃料デブリの	H26-R6	<p>東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリについては、今後、段階的に取り出しが計画されている。燃料デブリは、局所的に多様な性状(組成、ウラン含有率、水</p>

No.	安全研究プロジェクト	計画期間(年度)	概要
	臨界評価手法の整備		<p>分含有率、不均一性、形状等)を持つと考えられることから、燃料デブリの取出し及び取出し後の作業に係る様々な局面において、性状の不確かさを考慮した臨界管理を行うことが重要である。本研究では、燃料デブリの取出し等における臨界管理の安全性の確認に資するため、臨界リスク評価の基礎となるデータを整備するとともに、臨界実験装置を用いた実験データにより解析コードの妥当性確認を行うことにより、燃料デブリの性状を踏まえた臨界条件評価手法を整備する。さらに、燃料デブリが臨界を超過した際の臨界挙動評価手法を整備する。</p>
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	<p>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重大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。本安全研究では、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シナリオに係るデータ等を整備するため、再処理施設の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。</p>
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	R2-R5	<p>我が国においては、輸送・貯蔵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当該コードの使用頻度の増加が予想される。このため、解析コードや解析手法の妥当性の判断に資する知見を蓄積することが重要である。本研究では、遮蔽解析コードの検証及び妥当性確認(V&V)の手法並びに評価結果の信頼性確認手法を確立し、審査に活用するための技術文書として整備する。遮蔽解析コードのV&V手法の確立については、有識者の知見を反映させて作成した手順案に沿ってV&V作業を実施することにより、V&Vに関する科学的・技術的知見を取得する。また、評価結果の信頼性確認手法については、確認項目案に対する検証解析を実施することにより科学的・技術的知見を取得する。</p>

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
18	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	R3-R6	<p>第二種廃棄物埋設のうち中深度処分事業の規則類について令和2年末を目途に整備が進められており、事業申請及び審査までに、審査ガイドの整備及び審査の際に必要な科学的・技術的知見の収集・整備等が必要である。中深度処分事業は10万年を超える期間が評価対象となり、廃棄物埋設設備を構成する人工バリアの材料特性及び長期性能、天然バリアの地盤特性及び長期安定性並びにこれらバリアの性能確認等のためのモニタリング等とそれぞれの関連性を評価することが重要である。本研究では、廃棄物埋設における事業許可、閉鎖措置等の認可、及び後続規制の確認の際に必要な科学的・技術的知見の収集・整備等を行う。具体的には第二種廃棄物埋設のうち、中深度処分の構成する人工バリアの材料特性及び長期性能評価、天然バリアの地盤特性及び長期安定性評価、これらバリアの性能確認等のモニタリングの整備に係る科学的・技術的知見の蓄積を行う。</p>
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	R3-R6	<p>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。また、今後、研究施設等の廃棄物処分等の新たな埋設事業の安全性を確認するため、ソースタームの設定並びに廃棄体からの侵出挙動及び核種移行挙動を評価する必要がある。さらに、新検査制度によりグレーデッドアプローチが導入され、実用発電用原子炉の廃止措置活動におけるリスクを評価する必要がある。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。</p>
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	R3-R7	<p>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の審査の状況を踏まえたEALを判断する設備を拡充するとともに、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。</p>
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	R4-R8	<p>IRRSにおいて、放射性同位元素等に係る規制の再構築、一層の資源配分を行う必要性が指摘されたことを踏まえ、平成29年度より5年間「放射線安全規制研究戦略的推進事業」において、放射線障害防止に係る規制及び放射線防護措置の改善に資する調査研究を推進してきた。同事業において、放射線防護に関する知見を一定程度蓄</p>

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
			<p>積できたことから、令和 4 年度以降は、国内外で実施されている研究を踏まえ、主体的に研究を進め、安全規制における放射線防護分野の知見の蓄積を進める。</p> <p>本研究では、放射線防護のための線量及び健康リスクの評価の精度向上を図るため、被ばく線量評価に係る手法の整備及び知見の蓄積並びに日本の保健統計に基づいた放射線健康リスクを精緻に評価する手法を整備する。</p>

安全研究プロジェクトの実施期間等の変更

1. 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

1. 変更の理由

安全研究プロジェクト「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」（以下「本研究」という。）は、①重大事故時等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の取得、②重大事故時等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の整備を目的として、令和元年度～令和4年度までの4ヶ年間の計画で研究を行ってきた。

研究実施に当たっては、並行して策定が進行していた「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」（令和3年4月7日原子力規制委員会決定。以下「同ガイド」という。）に適宜必要な知見の反映を図るとともに、規制動向等を踏まえて研究計画を見直すこととしていた。

今般、令和2年度第27回原子力規制委員会（令和2年9月23日）で了承された同ガイドの策定方針（及びその後制定された同ガイド）を踏まえ、研究計画の見直しを行うこととしたい。

2. 変更内容

上記①については、人間工学設計における人的過誤に対する低減策の確認方法の検討を行うこととしていたが、同ガイドにおいて、設計開発の各段階（計画、設計のためのインプットの分析、設計及び検証と妥当性確認）に応じた人間工学設計評価の実施項目について、人的過誤を確認する手法を含めて明確となったことから、令和2年度で終了することに変更する。

上記②については、対象設備として可搬型機器等も含めるなど幅広く検討を行うこととしていたが、同ガイドで、対象とするタスクは原子炉制御室、緊急時対策所及び緊急時制御室で実施するタスクであって、安全評価や有効性評価のシーケンスにおいて期待するものとされたため、本研究で令和2年度までに検討した人間信頼性解析手法で対応可能となり、更なる手法の検討は不要となった。これに伴い、既存の人間信頼性解析手法を用いた人的過誤分析の結果を基に、令和3年度にシミュレータ訓練における運転員能力等の検査において確認する具体的な視点として取りまとめることをもって、終了することに変更することとし、成果の活用先を検査において人的過誤を確認するポイントを適切に設定するための手引き等とする。

以上から、本研究の実施期間を1年短縮して令和元年度～令和3年度とする。

II. 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

1. 変更の理由

安全研究プロジェクト「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」（以下「本研究」という。）は、燃料デブリの性状を踏まえた臨界条件評価手法及び燃料デブリが臨界を超過した際の臨界挙動評価手法を整備し、臨界管理の妥当性確認に資することを目的として、平成 26 年度～令和 3 年度までの 8 ヶ年間の計画で研究を行ってきた。

本研究では、当初から計画していた新規に開発したモンテカルロ計算コード・ソロモンの妥当性確認を行うため、定常臨界実験装置（STACY）を用いた実験を行うこととしており、そのために、STACY を固体燃料・軽水を用いる臨界実験装置に更新改造を行っている。当初計画では、令和 3 年度後半に STACY は初臨界を迎え、臨界実験を実施する予定としていたが、炉心変更に係る設計及び工事の計画の認可への対応が遅延し、令和 2 年 11 月 18 日付けで同認可を取得したことから、STACY の初臨界は、令和 4 年度以降となった。このため、本研究の当初計画期間中に必要な実験を実施できないことが明らかとなった。

2. 変更内容

本研究の実施期間を 3 か年延長して、平成 26 年度～令和 6 年度とし、当初から計画していた新規に開発したモンテカルロ計算コード・ソロモンの妥当性確認のための実験を STACY を活用して実施する。また、デブリ取出し時の臨界評価に資するデータ取得を目的とした実験も視野に入れ、検討する。

令和 4 年度の新規安全研究プロジェクト

I. 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究 (R4~R8 (2022~2026))

1. 背景

令和 2 年 4 月から施行された新たな原子力規制検査において、リスク情報を活用した検査や検査指摘事項の重要度評価が開始され、内部事象の確率論的リスク評価 (PRA) から得られるリスク情報が用いられるようになった。原子炉施設におけるリスクを総合的に評価するためには、施設内にある機器故障等により発生する事故及びトラブルを対象にした内部事象だけでなく、地震、津波、火災、溢水等の外部事象により発生する事故及びトラブルを考慮することが必要である。このため、原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張していくことになっている。

現在までに、安全研究プロジェクト「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」において、原子力規制検査で用いる事業者の内部事象 PRA モデルの適切性を確認する上で必要となる内部事象 PRA に係る知見等を蓄積するとともに、外部事象 PRA 手法の検討等を行ってきた。

令和 4 年度からは、国内外で実施されている研究動向を踏まえつつ、外部事象の PRA に必要な最新知見等を取得し、原子力規制検査等の活動に使用する PRA に反映する。

2. 目的

原子力規制検査における合理性・客観性を高めるために、不確かさを低減したレベル 1PRA モデルを整備し、原子力規制検査で活用する。具体的には、地震、津波、火災、溢水等の外部事象に対する原子炉施設のリスクに係る知見を蓄積するとともに、詳細にリスクを評価できる手法 (ダイナミック PRA 手法など) を開発することで、原子力規制検査の日常検査における機器の選定や検査指摘事項の重要度評価などにリスク情報を活用する。

3. 研究計画の概要

- 地震、津波、火災、溢水等の外部事象に対する原子炉施設のリスク及び機器の重要性に係る知見について、原子力規制検査で活用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要な知見を整理するとともに、外部事象の PRA に最新知見を反映した各外部事象のレベル 1PRA モデルを作成する。さらに、外部事象のリスクに対する検査指摘事項の重要度評価を行う方法及び解析コードを開発する。また、内部事象の PRA については、人的過誤確率等の最新知見をモデルに反映させるなど、PRA モデルの不確かさの低減に必要な技術基盤を継続して整備していく。
- 詳細にリスクを評価できる手法の開発に向けて、検査指摘事項の重要度を詳細

に評価するために、事故の進展を詳細に考慮したダイナミック PRA 手法を開発する。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 手法等を開発し、段階的にリスク情報を拡充していく。

4. 成果の活用の見通し

- 地震、津波、火災、溢水等の外部事象に対する原子炉施設のリスクに係る研究において蓄積される知見は、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」に反映していく予定である。また、本研究で得られる外部事象のレベル 1PRA の技術は、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に反映され、検査指摘事項の重要度評価に活用される見込みである。
- 詳細にリスクを評価できる手法の開発に関する研究において得られる詳細なリスク情報及びリスク評価の手法は、原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価において活用される見込みである。

II. 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 (2022～2026))

1. 背景

IRRSにおいて、放射性同位元素等に係る規制の再構築、一層の資源配分を行う必要性が指摘されたことを踏まえ、平成29年度より提案型公募による研究事業の「放射線安全規制研究戦略的推進事業」を開始し、これまで放射線障害防止に係る規制及び放射線防護措置の改善に資する調査研究を体系的・効率的に推進してきた。同事業において、放射線防護に関する知見を一定程度蓄積できたことから、令和4年度以降は、国内外で実施されている研究を踏まえ、主体的に研究を推進し、安全規制における放射線防護分野の知見を更に蓄積することにより、放射線防護措置の科学的基盤である線量及び健康リスクの評価の精度向上を図ることとする。

2. 目的

放射線防護においては、被ばくによる線量と、その線量に対する健康リスクを適正に評価することが重要である。本研究は、現在の科学的水準及び国際動向を踏まえ、これらの評価に関する精度の向上を図る。被ばく線量評価については、ICRP2007年勧告を踏まえた濃度限度等の数値基準の改正に必要な研究開発を進める。放射線による健康リスクの評価については、最新の疫学的知見と我が国固有の保健統計に基づいて、健康リスクを精緻に評価するための科学的・技術的知見を取得する。

3. 研究計画の概要

- ICRP2007年勧告の放射線規制関係法令への取り込みを図るため、ICRP2007年勧告を踏まえた内部被ばく線量評価コードの開発を継続する。同コードを用いて、ICRPより順次公表されている実効線量係数の検証計算を行うとともに、法令改正に必要な一連の数値基準の計算を行う。本コードの活用により、最新知見に基づき国際基準にも整合した実効線量係数、濃度限度等の数値基準を規制に取り入れることができる。さらに、内部被ばく線量評価コードはパラメータを柔軟に変更することができるため、事故等による摂取が発生した場合に、対象集団に固有なパラメータを用いて、より現実的な内部被ばく線量評価を実施することも可能である。
- 防護基準の根拠として用いられるリスク係数は、単位線量を被曝した場合に、がんになる（がんで死亡する）リスクがどの程度増加するかを、集団全体に対する平均的な値として計算したものである。しかし実際には、性別・年齢・生活習慣因子（喫煙等）によって放射線発がんのリスクは大きく変化するため、緊急時のように、小児や妊婦、高齢者等、特定の集団に対する防護措置を考える場合には、当該集団の属性に基づいてリスクを精緻に推定する必要がある。このようなリスク推定を可能とするために、最新の放射線疫学調査に関する知見及び日本の保健

統計・がん統計を精査し、様々な条件に対して放射線発がんのリスクを計算評価するコードを整備する。

4. 成果の活用の見通し

- 本研究で整備する内部被ばく線量評価コードは、5年後程度に見込まれる放射性同位元素等規制法及び原子炉等規制法へのICRP2007年勧告の取入れに際し、濃度限度等の数値基準の改正に活用される見込みである。また、原子力災害対応の訓練・研修において、より現実的な内部被ばく評価を踏まえた防護措置検討のツールとして活用されることが期待される。
- 原子力災害対策の継続的な改善を図る上で、本研究で開発する放射線健康リスク評価コードは、放射線リスクに関する定量的根拠を提供するツールとして活用される見込みであり、もってオフサイト防護戦略の検証及び見直しに資することが期待される。

放射線防護技術評価検討会

別紙 4

外部専門家

飯本 武志

国立大学法人 東京大学 環境安全本部 教授

甲斐 倫明

学校法人文理学園 日本文理大学 教授

保田 浩志

国立大学法人 広島大学 原爆放射線医科学研究所 教授

専門技術者

金濱 秀昭

東京電力ホールディングス株式会社 原子力安全・統括部
原子力保健安全センター 所長

橋本 周

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所放射線管理部 次長
兼 環境監視線量計測課 課長