

## 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

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6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6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6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6年度以降の安全研究に向けて)

令和5年7月12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）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。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6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、安全研究の課題を挙げる。

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、規制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

\* 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6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。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、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) 令和6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、令和5年度までは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（Mw6.5程度未満）を対象とした研究課題に取り組んできており、令和6年度以降は新たに地域性を考慮する地震動（Mw6.5程度以上）を対象としていく。また、地震に対する確率論的リスク評価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、令和5年度までに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、令和5年度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砕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。

なお、新規の安全研究プロジェクトの企画・実施に当たっては、令和5年度までの研究成果を整理した上で、規制基準等の見直しの要否の検討といった原子力規制への成果の活用方法についても十分に議論・検討し、当該安全研究プロジェクトの研究計画に反映させることとする。

(中長期的課題)

- A-1-1 「震源を特定せず策定する地震動」について、Mw6.5程度以上の地震による地震動の評価手法を整備する。また、Mw6.5程度未満の地震を対象とした既往の標準応答スペクトルについて、はぎとり解析や応答スペクトル補正に用いる距離減衰式等に対する最新知見を反映する。
- A-1-2 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、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方法等を整備する
- A-1-3 活断層による地震及び震源を予め特定しにくい地震、それぞれの発生モデルや震源モデルの設定手法等を整備し、震源近傍における確率論的ハザード評価の信頼性向上を図る。
- A-1-4 異なる深度で形成された鉱物脈を対象とした鉱物脈法の適用事例の追加や統一的な鉱物脈法の評価手法を研究するとともに、断層の活動性評価手法や鉱物脈等の年代評価手法に関する知見を拡充する。
- A-1-5 断層岩の化学組成による活動性評価手法に関する知見を拡充する。
- A-1-6 後期更新世以降の活動性が明確に判断できない断層の活動性の評価に向けて、約40万年前以降に対応した断層変位指標としての火山灰年代評価手法に関する知見を拡充する。

津波については、引き続き津波初期水位設定や津波波源推定に関する研究課題に取り組み、その研究成果を令和6年度中に取りまとめる。

令和7年度以降は、関連する規制活動及び国内外の技術動向を踏まえて抽出した新たな課題等について、技術的知見を蓄積するための安全研究プロジェクトを企画して研究を進める。

(短期的課題)

- A-1-7 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実験的及び解析的に蓄積し、より高精度な初期水位設定方法を整備する。
- A-1-8 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、現地調査を行い、津波堆積物を認定し、その津波堆積物情報に基づく土砂移動モデルによる波源推定手法を適用して具体的な津波波源を推定することで、過去の津波発生

に関する知見を拡充する。

火山については、引き続き火山ガスの影響範囲に関する研究課題に取り組んでいく。

令和7年度以降は、令和5年度までの研究成果の原子力規制への成果の活用方法を十分に議論した上で、関連する審査の動向及び国内外の技術動向を踏まえて抽出した新たな課題等について、技術的知見を蓄積する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)

A-1-9 火山ガスの影響範囲に関する既往知見を、事例調査を通して整理する。

上記の課題A-1-1～課題A-1-8は、一定期間で計画的に実施して研究成果を取りまとめるため、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題A-1-9は、継続的に事例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。

- ① 地震動評価の精度向上に関する研究（新規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（新規R6-R10）  
(課題A-1-4～課題A-1-6 対応)
- ③ 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-1-7・課題A-1-8 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、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。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。

津波に対するフラジリティ評価として、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。

衝撃に対するフラジリティ評価として、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) 令和6年度以降の実施方針

引き続きこれまでの研究課題を継続し、その研究成果を令和6年度中に取りまとめる。

令和7年度以降は、地震・津波・飛翔体衝突等の外的事象に対する施設・設備の構造健全性評価に係る審査の動向及び外的事象に対するリスク評価に資するフラジリティ評価に係る国内外の技術動向を踏まえて抽出した新たな課題等について、技術的知見を蓄積す

るための安全研究プロジェクトの企画を検討することとする。

(短期的課題)

- A-2-1 温度荷重等の条件を踏まえた建屋の応答挙動や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う。
- A-2-2 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基準地震動を超える地震荷重に対する耐震性を明らかにする。
- A-2-4 ヘドロ状の堆積物の影響により従来の評価で得られる津波波力よりも大きな波力が生じる可能性がある場合について、その発生条件及び防潮堤等への影響を確認する。
- A-2-5 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。
- A-2-6 飛翔体等による衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法等に係る知見を拡充する。

上記の課題 A-2-1～課題 A-2-6 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。

- 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 (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（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の一環として、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) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度は、これまでの研究課題を継続し、HEAFに関する研究成果を取りまとめるとともに、電気ケーブルの熱劣化評価手法の整備を進める。令和7年度以降については、電気ケーブルの熱劣化評価手法の高度化に加え、火災時における電気機器等の回路故障及び

耐火性能を有する隔壁等の機能喪失に関する技術的知見を新たに取得するとともに、火災時における電気回路・隔壁等の健全性評価手法を整備することを検討していく。

(短期的課題)

- B-1 HEAF の爆発事象に係る影響評価手法を整備する。
- 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・ホットショート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。
- B-3 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を構築する。

上記の課題B-1～課題B-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。

- ⑤ 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-3 対応)

## 【 原子炉施設 】

### C) レベル1PRA

#### 1) 研究の必要性

レベル1PRAに関する研究は、安全確保の重要な技術基盤であり、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、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6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、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できるだけ多くの職員が携わることとする。

(短期的課題)

- C-1 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を精緻化する。
- C-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。
- C-3 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 手法等を整備する。
- C-4 原子炉圧力容器の破損(特に加圧熱衝撃によるもの)に対する PFMを用いたリスク評価の方法を開発し、原子炉圧力容器の供用期間中検査に資する技術的知見を取得する。

上記の課題 C-1～課題 C-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。

⑥ 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-4 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、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、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6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、引き続き1F事故調査分析から得られた新たな知見に基づく研究課題や重大事故時の物理化学現象を解明する研究課題に継続して取り組んでいく。

(短期的課題)

- D-1 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して取得し、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、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とともに、解析手法の妥当性確認に資する実験データ等を取得する。
- 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 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、高い空間及び時間解像度で評価し、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かさの程度を把握するための実験的知見を拡充する。

上記の課題D-1～課題D-5は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑦ 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)
- 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-5 対応)

## E) 熱流動・炉物理

### 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、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。

### 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6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、今後の統計的安全評価手法の技術評価や新型燃料の導入に係る審査で必要となる技術的根拠を整備するために、安全研究として実施すべき研究課題を抽出していく。なお、以下の短期的課題については、令和6年度中にその研究成果を取りまとめる。

(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不確かさを考慮した最適評価手法を整備する。

上記の課題E-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。

- 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 (R3-R6)  
(課題E-1 対応)

## F) 新型炉

### 1) 研究の必要性

次世代炉として、ナトリウム冷却高速炉や高温ガス炉といった新たな炉型に関する設計・開発・建設が検討されており、その熟度に応じ、安全確保を図るために必要な規制の在り方を検討する必要がある。そのためには、個々の炉型の特徴や設計思想に応じた事象を把握するとともに、安全性を確認するための技術基盤を整備し、最新の科学的・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

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・拡充を行ってきた。また、炉心損傷挙動評価に関する解析コードを整備してきた。

### 3) 令和6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6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 次世代炉のうちナトリウム冷却高速炉及び高温ガス炉に係る規制活動に向けた準備として、炉型ごとに考慮すべき設計基準事故・重大事故の選定や成功基準の評価を検討する。
- F-2 次世代炉のうちナトリウム冷却高速炉に係る規制活動に活用可能な炉心損傷挙動評価手法・重大事故時の核分裂生成物移行挙動評価手法を検討する。
- F-3 国内外で検討されている次世代炉の設計や規制動向に関する情報を調査・収集する。

上記の課題F-1～課題F-3は、令和6年度に担当部署における年度業務計画で今後の安全研究として実施すべき内容を精査し、令和7年度以降に安全研究プロジェクトを企画して研究を進める。

## 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の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。導入の際の審査では、ATFの安全性を確認する必要があるため、安全性確認の判断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。

### 2) これまでの研究の動向

過去に実施した反応度投入事故（以下「RIA」という。）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「UO<sub>2</sub>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。

### 3) 令和6年度以降の実施方針

国内外のATFの開発動向やこれまでの研究の進捗と成果を踏まえ、令和6年度以降は、以下を中長期的課題として取り組んでいく。

事業者において新たに導入が検討されている Cr コーティング Zr 合金被覆管等の ATF の燃料損傷挙動を把握し、安全性確認の判断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 燃料を対象として知見を拡充していく。

(中長期的課題)

- G-1 今後導入が想定される ATF について、従来型燃料との差異が燃料挙動や破損メカニズム等に与える影響に関する知見を取得する。
- G-2 照射済 UO<sub>2</sub> 燃料及び MOX 燃料を対象に LOCA 時に燃料ペレット微細化・放出が発生する条件等に関する知見を取得し、現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が原子炉安全性・炉心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拡充する。

上記の課題 G-1・課題 G-2 は、一定期間で計画的に実施して研究成果を取りまとめるため、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑩ 事故耐性燃料等の事故時挙動研究 (新規 R6-R10) (課題 G-1・課題 G-2 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、原子力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) 令和 6 年度以降の実施方針

引き続き実機材料を活用した経年劣化事象に係る研究課題に取り組み、その研究成果を令和 6 年度中に取りまとめる。

令和 7 年度以降は、長期運転により発生する可能性がある経年劣化事象について、国内外の動向を調査し、新たな課題への取組も含めた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。

(短期的課題)

- 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、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。
- H-2 PFM を用いた原子炉圧力容器の検査程度の評価に係る解析手法・解析条件の妥当性確認に資する知見を調査する。
- H-3 加圧水型原子炉の一次系配管の応力腐食割れについて、国内外で発生した事案の原因等を調査する。

上記の課題 H-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 H-2・課題 H-3 は、継続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。

- ⑪ 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)

## 1) 特定原子力施設

### 1) 研究の必要性

東京電力ホールディングス株式会社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。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 6 年度以降の実施方針

令和 6 年度は、引き続きこれまでの研究課題に取り組んでいき、燃料デブリに係る研究課題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については、その研究成果を令和 6 年度中に取りまとめる。

令和 7 年度以降については、廃炉作業に伴って発生する廃棄物の処理・保管管理に係る事業者の実施計画を踏まえて、検討項目を適時見直ししていく。

(短期的課題)

- I-1 燃料デブリの性状（組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等）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を拡充する。

(中長期的課題)

- I-2 汚染水、廃棄物等の核種分析方法やクロスチェック分析方法を整備する。  
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、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。また、課題 I-2・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。

- 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（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。

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) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、引き続き再処理施設及び MOX 燃料加工施設のリスク情報活用に関する向けて必要となる研究課題に取り組んでいく。

(短期的課題)

J-1-1 核燃料施設の新検査制度におけるリスク情報の活用を見据え、再処理施設の冷却機能の喪失による蒸発乾固に関する試験データを取得するとともに、MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災の事象進展を評価する解析手法を整備し、必要となる科学的・技術的知見を取得する。

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。

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 (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た。また、使用済燃料輸送容器の経年変化等に関する調査を実施してきた。

### 3) 令和6年度以降の実施方針

令和6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(SCO-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 使用済燃料輸送容器の経年変化や SCO-Ⅲの内部表面汚染の確認方法について、諸外国の事例調査を通して知見を取得する。

上記の課題 J-2-1 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

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。

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、原子力規制委員会は、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。

## 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) 令和6年度以降の実施方針

引き続き中深度処分に係る研究課題に取り組み、その研究成果を令和6年度中に取りまとめる。また、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。

（短期的課題）

- K-1 第二種廃棄物埋設のうち、主に中深度処分を対象に、天然バリアの自然事象等を考慮した地盤特性及び長期安定性、人工バリアの性能評価及びモニタリング孔等の閉鎖確認に関する科学的・技術的知見等の蓄積を行う。
- K-2 最終処分プロジェクトの各段階において規制基準策定に必要な技術的課題を検討するとともに、国内外の関係機関の研究開発動向を調査し、令和7年度以降に安全研究として実施すべき内容を精査する。

上記の課題K-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。また、最終処分に関する課題K-2は、令和6年度に担当部署における年度業務計画で今後の安全研究として実施すべき内容を精査する。

- ⑭ 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を集め、測定における不確かさ等について知見を蓄積する必要がある。

## 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) 令和6年度以降の実施方針

引き続き放射能濃度評価方法の妥当性確認等の研究課題に取り組み、その研究成果を令和6年度中に取りまとめる。

令和7年度以降については、廃止措置・クリアランスに係る国内外の動向を踏まえた新たな課題への取組も含めた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。

(短期的課題)

- L-1 実用発電用原子炉の廃止措置に関して、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。
- L-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-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。
- 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。

上記の課題L-1～課題L-5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。

- 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 (R3-R6)  
(課題L-1～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（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、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) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、引き続き EAL の見直し等に係る検討等のこれまでの研究課題に取り組んでいく。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に係る技術的知見の取得の一環として、大気拡散シミュレーションに基づく被ばく評価手法の整備を新たに短期的課題とし、これに取り組んでいく。

（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 予防的防護措置を準備する区域 (PAZ) や緊急防護措置を準備する区域 (UPZ) における被ばく評価の精緻化のため、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活用した大気拡散シミュレーションに基づく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。

- 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 (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開始した。

## 3) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、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 新たな実用量に対応する国家計量標準場・二次標準場において、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・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。

- 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6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、原子力規制庁と技術支援機関（以下「TSO」という。）がともに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。

## 2. 令和6年度の安全研究プロジェクト

表1に令和5年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和6年度に実施する安全研究プロジェクトの一覧を、また表2-1から表2-3までに令和6年度から開始する新規安全研究プロジェクト3件の概要を示す。令和5年度に19件の安全研究プロジェクトを実施中であるところ、令和6年度の安全研究プロジェクトは17件となった。

令和6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はなく、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。(例：外的事象(地震、津波など)や内的事象(火災など)に対する知見を原子力施設等へ与える影響として整理した上でリスク情報の活用を進めるためのレベル1PRAに活用するための取組を行う)

### 2) 中長期的な規制課題への対応に向けた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を踏まえ、新たな専門性を積極的に身につけていき、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。(例：新たな炉型に対する評価)

### 3) 新たな技術的支援体制の構築

国内では新たな炉型やATFといった新しい技術・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5年度及び令和6年度の安全研究プロジェクトの一覧

黄色網掛け：令和5年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和6年度新規プロジェクト

No.	令和5年度 安全研究プロジェクト	No.	令和6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	地震動評価の精度向上に関する研究
2	断層の活動性評価に関する研究	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	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	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	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
6	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）	5	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	6	原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究
8	重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究	7	重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究
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	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	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
11	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	10	事故耐性燃料等の事故時挙動研究
12	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	11	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
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	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
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	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
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	-	-
16	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究	14	廃棄物埋設における長期性能評価に関する研究
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	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
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	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
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	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

表 2 - 1 令和 6 年度から開始する安全研究プロジェクトの概要 ( 1 / 3 )

地震動評価の精度向上に関する研究  
(R6~R10 (2024~2028))

項目	内容
背景	<p>「震源を特定せず策定する地震動」は、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の 2 種類がある。前者については、原子力規制委員会が設置した震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームにおいて、内陸地殻内地震（モーメントマグニチュード (Mw) 6.5 程度未満の地震) の観測記録に基づき、標準応答スペクトル策定の検討がなされ、規制へ取り入れることになった。後者については、審査ガイドで、平成 12 年鳥取県西部地震及び平成 20 年岩手・宮城内陸地震を検討対象地震として例示している。ただし、これら二つの地震の一部の観測点において、特に地表の観測記録に地形又は地盤の非線形等による影響が含まれているため、原子力サイトのような硬質地盤の解放面における地震動の算定が困難である等の課題がある。</p> <p>特性化震源モデルについては、これまで、地震動再現解析により震源パラメータのデータを蓄積してきた。ただし、震源モデルの不確かさの取り扱いについて、主要パラメータの不確かさを考慮したモデルを構築し地震動解析を行うことにより現行手法の保守性を検証するとの決定論的な解析に止まっており、全体を俯瞰した上でのモデル設定の合理的な説明が不足しているとの課題がある。そのため、確率論的な視点から、パラメータ間の相関性等を合理的に考慮することにより、観測地震動のばらつきと調和させた地震動評価を行うことが重要である。また、断層極近傍の地震動評価において、2016 年熊本地震の観測記録に基づいて、地震調査研究推進本部で断層極近傍の地震動評価手法の見直し検討が進められており、これらの研究動向を反映した評価手法を適時に検証する必要がある。</p> <p>地震に対する確率論的リスク評価手法（地震 PRA）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を向上することにより、安全性向上評価の確認、又は将来的な安全性向上評価等のガイドの改定等による安全性に係る評価の高度化に資することが重要である。現行の確率論的地震ハザード評価では、活断層における固有地震に比べて一回り小さい地震のモデル化、震源を予め特定しにくい地震（領域震源）における地震発生モデル化等に関して、それぞれ課題がある。</p>

<p>目的</p>	<p>「地域性を考慮する地震動」の調査・解析を行うとともに、標準応答スペクトルにおけるはぎとり波データの蓄積や応答スペクトル補正に用いる距離減衰式の構築等を実施し、「震源を特定せず策定する地震動」に係る知見を蓄積する。「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、震源パラメータの設定における不確かさの取り扱いに係る知見を蓄積する。さらに、活断層及び領域震源、それぞれの地震発生モデルの設定やサイト固有の地震動のばらつきの分析等を実施することより、確率論的地震ハザード評価の高精度化を図る。</p>
<p>研究計画の概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 「震源を特定せず策定する地震動」について、Mw6.5程度以上の地震を対象とした地震動の評価手法に係る調査・解析等を実施する。Mw6.5程度未満の地震を対象とした標準応答スペクトルについて、はぎとり解析や応答スペクトル補正に用いる距離減衰式等に対する最新知見の反映を含む中長期的な課題としての地震動記録の収集・分析等を実施する。</li> <li>● 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、地表に地震断層が現れた内陸地殻内地震の地震動検証解析等を実施するとともに、浅部断層破壊を含めた震源パラメータの設定における不確かさの取り扱い等において、確率論的手法を用いた層モデル法を整備する。</li> <li>● 確率論的地震ハザード評価について、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、原子力サイトの地盤に適用した距離減衰式におけるサイト特性等の不確かさの評価を行い、地震発生モデルの不確かさを含めてハザード評価への影響度合いを分析する。</li> </ul>
<p>成果の活用 の見通し</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 「震源を特定せず策定する地震動」について、Mw6.5程度以上の地震を対象とした地震動の評価並びに標準応答スペクトルにおけるはぎとり波のデータの蓄積を行う。得られた成果を公表し、基準やガイドの改正に活用することで、基準地震動策定における地震動評価の妥当性判断に資することが期待できる。</li> <li>● 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、浅部断層破壊のモデル化並びに震源パラメータの設定における不確かさの取り扱い等に係る知見を蓄積する。得られた成果を公表し、基準やガイドの改正に活用することで、基準地震動策定における地震動評価の妥当性判断に資することが期待できる。</li> <li>● 確率論的地震ハザード評価について、活断層及び領域震源、それぞれの地震発生モデル並びに距離減衰式における震源特性及びサイト特性の不確かさの評価を行う。得られた成果を公表</li> </ul>



	し、基準やガイドの改正に活用することで、原子力施設検査における地震リスクの活用、又は事業者の安全性向上評価の妥当性判断に資することが期待できる。
--	--

表 2-2 令和6年度から開始する安全研究プロジェクトの概要（2/3）

断層の活動性評価手法に関する研究  
(R6~R10 (2024~2028))

項目	内容
背景	<p>通常、断層の活動年代は断層の上位に堆積した地層の年代に基づき評価する（以下「上載地層法」という。）が、地質・地形的条件によってはそのような地層が欠如又は極端に薄い等の理由により、通常の方法が利用できない場合もある。</p> <p>このような場合、審査ガイドでは、「断層の活動性評価に対し、断層活動に関連した微細なずれの方向（正断層、逆断層、右横ずれ断層、左横ずれ断層等）や鉱物脈又は貫入岩等との接触関係を解析することが有効な場合がある。」とされており（以下「鉱物脈法」という。）、審査において鉱物脈法が利用されることとなる。ただし、サイトによって地質環境が異なること、学協会における適用事例が少ないこと、評価手法が一定の手順として統一されていないこと等の課題があり、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の追加及び統一的な鉱物脈法の評価手法を研究する必要がある。</p> <p>また、このような場合における活断層の判別方法として、近年、化学的風化指標を用いた断層の活動性評価に関する研究も行われつつあるが、このような手法が審査に適用される前に、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必要がある。</p> <p>さらに、後期更新世以降（約12~13万年前以降）の活動性が明確に判断できない断層の活動性評価あるいは活動性の低い断層活動の評価を行う上で、審査ガイド等に記載されている約40万年前まで遡って上載地層法を適用すること、段丘堆積物の年代を決定すること等が挙げられるが、この時代の火山灰を同定するに足る鉱物の化学組成や噴出年代に関するデータが乏しい。そのため、このようなデータを拡充し、火山灰層序学的な年代決定手法・手順を整備する必要がある。</p>
目的	<p>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の拡充、統一的な鉱物脈法の評価手法を研究する。また、断層岩の化学組成を用いた断層の活動性評価について、評価に有用な指標を検討しその妥当性を評価するために、データを蓄積する。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、特に西日本を中心とした火山灰の鉱物化学組成、噴出年代に関するデータ等を蓄積する。</p>

<p>研究計画の概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 断層破碎物質の性状に基づいて断層の活動性評価を行うことを目的として、形成環境の異なる複数の断層を対象としてボーリング調査及び露頭調査等を行い、鉱物脈法等による断層の活動性評価を実施する。また、断層活動年代を明らかにするため、鉱物脈等の年代測定及び化学分析等を実施する。</li> <li>● 近年実施されている化学的風化指標を用いた断層の活動性評価の研究との比較を見据え、地表踏査及びボーリング掘削による断層記載及び断層岩試料の採取、上載地層法等による断層の最新活動時期の特定、試料の全岩化学組成分析及び鉱物化学組成分析等を行い、各断層の活動性及び断層岩の化学的性質に関するデータを取得する。取得したデータ及び文献データを用いた試解析により、統計解析手法等による判別結果の違いを整理する。また、鉱物の観察・分析結果を基に全岩化学組成の違いに寄与する鉱物の溶解・沈殿反応等を特定し、断層岩の化学的性質の違いを生ずるメカニズムとしての流体－岩石相互作用による元素移動を定量的に検討する。</li> <li>● 新規基準において規定されている「将来活動する可能性のある断層等」の活動性評価期間（約40万年前以降）に対応して、精緻に年代決定できる海底コアを活用した火山灰層序学的年代決定手法・手順を整備し、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。海底コアに含まれる化石の化学分析によって明らかにされた天文学的年代を参照して火山灰の深度を年代に変換した後、日本列島及びその周辺海域を広範囲に覆う火山灰の分布特性を活用して、地震ハザード・断層変位ハザード上重要な活断層の活動性評価に活用する。</li> </ul>
<p>成果の活用 の見通し</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 鉱物脈の卓越する断層試料を採取し、微細構造観察による断層面と鉱物脈との切断関係の把握、鉱物脈を用いた岩脈法による応力解析、年代分析及び化学分析等による鉱物脈の生成環境及び形成年代の特定等を行う。得られた成果を公表し、基準やガイドの改正に活用することで、審査における鉱物脈法、年代測定手法の妥当性判断に資することが期待できる。</li> <li>● 断層岩の化学組成を用いた断層の活動性評価手法について、化学組成データの妥当性、統計解析等の手法の妥当性、メカニズム論から見た流体相の性質及びその普遍性、断層タイプ又は元素数を限定した場合の判別精度といった観点から総合的な検討を実施することにより、本判別手法を未知の断層に適用する場合の留意点として取りまとめる。得られた成果を公表し、基準やガイドの</li> </ul>

	<p>改正に活用することで、審査における本手法の妥当性判断に資することが期待できる。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>● 火山灰は、給源火山から広範囲に飛散・移動し、海域のみならず陸域にも分布しているため、深海底堆積物中のテフラを陸成堆積物中のテフラと対比することができる。これにより、信頼性の高いテフラ年代を海域、陸域に分布する断層変位指標（地形・地層）に適用し、それらの年代の妥当性評価に活用できる。</li></ul>
--	--

表 2-3 令和6年度から開始する安全研究プロジェクトの概要 (3/3)

事故耐性燃料等の事故時挙動研究  
(R6~R10 (2024~2028))

項目	内容
背景	<p>東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、核燃料と高温水蒸気との酸化反応により熱及び水素が発生し、炉心溶融や水素爆発に至った。この教訓を踏まえて、既存の核燃料に比べて酸化反応が遅く、酸化による熱及び水素が発生しにくい事故耐性燃料 (Accident Tolerant Fuel、以下「ATF」という。) が国内外において開発されている。国内においては、原子力事業者が、令和7年に少数体の予備的導入を、また、令和12年以降に本格的導入を申請する意向を示している。ATFは従来とは異なる被覆管材料を用いた新しい核燃料であるため、審査においては、従来型燃料と異なる挙動はないか、また、挙動が異なる場合は、安全性に問題ないことが確認されているかを規制側として確認する必要がある。また、原子力事業者の予備的導入及び本格的導入の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ことが必要である。</p> <p>また、高燃焼度まで照射された改良型燃料の冷却材喪失事故 (Loss of Coolant Accident、以下「LOCA」という。) 模擬試験では、従来とは異なる燃料損傷挙動として、燃料ペレットの破碎・細片化、発生したペレット細片の被覆管膨れ部への移動・集積、破裂部からの放出 (Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal、以下「FFRD」という。) が観察され、これまで二酸化ウラン燃料について知見を拡充してきたが、国内でも用いられている混合酸化物燃料 (以下「MOX燃料」という。) についての知見がほとんど無い。そのため、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、知見の拡充が必要である。</p>
目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 将来事業者によるATF導入の際、審査における妥当性確認に資する知見を取得する。</li> <li>● 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、知見を拡充する。</li> </ul>
研究計画の概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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を実施し、事故時に高温状態となった</li> </ul>

	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● MOX 燃料の FFRD についてのデータを拡充し、従来型燃料の挙動と比較する。FFRD の原因はペレット内における微小気泡生成と考えられているため、試験及び解析を実施し、核分裂生成ガス放出についての知見を得るとともに、Pu スポットが FFRD に与える影響を確認する。また、LOCA 模擬試験により破裂又は高温酸化した被覆管の機械的な性質などについても併せて知見を取得する。</li> </ul>
<p>成果の活用 の見通し</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 事業者が ATF を導入する際の審査において、その妥当性を確認するための技術的根拠として活用する。</li> <li>● LOCA、RIA 等に関する指針類の見直し要否の検討に活用する。</li> </ul>