

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針

令和 8 年 7 月 1 5 日

原子力規制委員会

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 9 年度以降の安全研究に向けて）」（別添）については、原子力規制委員会第 3 期中期目標、国内外の技術動向、規制上の課題等を踏まえて適切に策定されていることを確認した。

本方針に基づき令和 9 年度の安全研究の予算要求を行うとともに、安全研究プロジェクトを企画して実施することとする。

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針 (令和９年度以降の安全研究に向けて)

令和８年７月１５日
原子力規制庁

「原子力規制委員会第３期中期目標」（令和７年２月制定、原子力規制委員会）（以下「中期目標」という。）では、審査・検査におけるリスク情報の活用、廃止措置の安全・確実な実施、放射性廃棄物の地層処分に係る規制に必要な対応、運転期間延長を含む長期施設管理計画の申請への備え、その他の新たな規制ニーズへの対応等を通じて原子力規制活動の継続的な改善を進めるとしている。また、中期目標では、原子力規制の厳正かつ適切な実施と技術基盤の強化のために、「技術基盤の維持・向上を図りつつ安全研究等を推進し、規制課題を解決するために必要な知見の創出や提供を行う。」こととしている。

これらを踏まえ、「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９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。本実施方針は、安全研究プロジェクトに係る中間評価及び事後評価の結果、審査・検査等の原子力規制活動の経験や課題及び国内外の技術動向に関する庁内の関係課等における議論と、原子力規制庁と外部技術支援機関（以下「外部 TS0ⁱ」という。）との意見交換を踏まえて策定した（表１、表２）。

本実施方針の構成として、１．には令和９年度以降の実施方針における重点課題、２．に令和９年度以降の実施方針（横断的原子力安全、原子炉施設、核燃料サイクル・廃棄物、原子力災害対策・放射線防護等、技術基盤の構築・維持のカテゴリーに整理）、３．に令和９年度の安全研究プロジェクト、４．に安全研究の実施に当たっての留意事項等を記載する。

ⁱ Technical and Scientific Support Organization の略。原子力規制委員会の外部 TS0 としては、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力安全・防災研究所及び国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構 放射線医学研究所がある。以下、それぞれ「JAEA」、「QST」という。

表 1 令和 9 年度以降の実施方針の策定に向けた議論の経緯

実施時期	概要
令和 7 年 10 月～ 令和 8 年 3 月	外部 TSO である JAEA との意見交換
令和 8 年 1 月～2 月	原子力規制委員との意見交換
令和 8 年 2 月～4 月	技術分野ごと（表 2）に技術基盤グループと原子力規制部や放射線防護グループが議論
令和 8 年 4 月～5 月	技術基盤グループにて規制・技術課題及びその重要度を取りまとめ

- ・別途、QST とは外部 TSO としての安全研究への参画に関して意見交換を行い、放射線防護分野等における新たな研究ニーズや規制課題に関する知見を得たことから、それらについても実施方針の策定に反映した。

表 2 技術分野の構成

名称	主担当研究部門			
	システム 安全	シビアアク シデント	放射線・ 廃棄物	地震・ 津波
A-1-1 ハザード（地震動、津波、地質）				○
A-1-2 ハザード（火山）				○
A-2 フラジリティ				○
B 火災防護	○			
C リスク評価（レベル 1, 2, 3PRA）		○		
D シビアアクシデント		○		
E 熱流動・炉物理	○	○		
F 新型炉	○			
G 核燃料	○			
H 材料・構造	○			
I 計装制御			○	
J-1 特定原子力施設（燃料デブリ）	○			
J-2 特定原子力施設（廃棄物）			○	
K-1 加工施設・再処理施設	○			
K-2 貯蔵・輸送	○			
L 放射性廃棄物埋設施設			○	
M 廃止措置・クリアランス			○	
N 原子力災害対策		○		
O 放射線防護			○	

1. 令和9年度以降の実施方針における重点課題

原子力規制委員会では、多くの安全研究課題に取り組んでいるが、リソースの配分等を検討するために、重点的に取り組む課題を選定している。庁内関係課等における議論を通じて、重要な規制上の課題への対応や規制基盤構築の重要性の観点から研究課題を整理した結果、昨年度と同様に、以下の5課題について高い優先度を持って重点的に取り組むことが適当と判断した。判断に当たっては、これまでの研究成果や最新の動向、継続的取組の必要性も考慮した。

- リスク評価（レベル1, 2, 3PRA）に関する研究【C リスク評価（レベル1, 2, 3PRA）】ⁱⁱ

原子力規制において更なるリスク情報の活用を進めるために、総合的なリスク評価の研究が必要であることから、引き続き重要度が高いと判断

- 事故耐性燃料（以下「ATF」という。）の安全性に関する研究【G 核燃料】ⁱⁱ

ATF の設計基準事故及び設計基準事故を超える条件での知見が未だ十分ではないことから、引き続き重要度が高いと判断

- 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【H 材料・構造】ⁱⁱ

原子力発電所の長期運転に伴い顕在化する可能性のある経年劣化事象について、技術的知見を蓄積する必要があることから、引き続き重要度が高いと判断

- デジタル計装制御技術の信頼性評価に関する研究【I 計装制御】ⁱⁱ

計装制御装置に対して最新のデジタル技術が適用されつつあり、デジタル技術の信頼性評価に関する知見を蓄積する必要があることから引き続き重要度が高いと判断

- 最終処分の安全性確保に関する研究【L 放射性廃棄物埋設施設】ⁱⁱ

評価の長期性を鑑み不確かさの大きな最終処分の安全性の確認に必要な規制基準の整備及び審査等に必要な科学的・技術的知見を整備する必要があることから引き続き重要度が高いと判断

ⁱⁱ 括弧【 】の記載は個別の技術分野の対応する番号を示したもの

2. 令和9年度以降の実施方針

安全研究には、各分野における短期的ⁱⁱⁱ・中長期的^{iv}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^v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^{vi}がある。本実施方針においては、いずれの形態で実施するかを明記しつつ、安全研究で取り組むべき課題を以下に挙げる。

【 横断的原子力安全 】

A) 外部事象（地震、津波、火山等）

1) 研究の必要性

外部事象のうち我が国において原子力安全への影響が大きい地震・津波等はそれらの規模、発生頻度等の不確かさが大きく、また、1F事故の教訓から稀頻度ではあるが影響の大きい事象が発生する可能性が否定できないことが認識された。そして、令和6年1月の能登半島地震では、長大な断層が活動し、広い範囲で地盤隆起や液状化が発生し、極めて稀な事象を再確認することとなった。このため、地震・津波等の規模や発生頻度（ハザード）に係る研究を最新知見を踏まえて実施することが重要である。また、リスクを考慮した地震・津波に対する建屋、機器、防潮堤等の応答及び耐力に基づく損傷の度合い（フラジリティ）に係る評価の精度向上等に係る研究に取り組むことは重要である。

A-1 <ハザード関連>

2) これまでの研究の動向

地震については、震源を特定せず策定する地震動における標準的な応答スペクトルを検討するとともに、地震動に係る調査や解析結果から、浅部断層破壊を考慮した震源断層パラメータの推定及びそれに伴う不確かさに関する知見を蓄積した。さらに、断層の活動性評価の手法整備のために、西日本を対象とした火山灰年代の評価を行うとともに、地震起因の断層と地すべり等の滑り面との識別、離水海岸地形の形成年代評価、タービダイトによる古地震履歴評価に関する知見を取得した。

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

火山については、国内のカルデラ火山における噴火進展プロセス等の火山の特性及びマグマ生成、滞留等のマグマプロセスに関する知見を蓄積した。また、地球物理学的手法

ⁱⁱⁱ 3年程度以内あるいは現行安全研究プロジェクトの期間内で終了が見込まれるもの

^{iv} 現行安全研究プロジェクトの期間以降も継続実施が見込まれるもの

^v 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。

^{vi} 担当部署における年度業務計画により対応する課題として位置付けられる。

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9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短期的又は中長期的課題として取り組んでいく。

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

断層の活動性評価として、これまでに得られた研究成果を踏まえて、断層活動性評価における断層破碎物質と鉱物脈の切断関係等の知見を拡充していく。また、「将来活動する可能性のある断層等」の活動性評価期間に対応した火山灰年代評価手法の妥当性確認に関する知見を取得していく。さらに、これまで担当部署における年度業務計画に定めて実施していた課題A-1-6～課題A-1-9の宇宙線生成核種・ルミネッセンス等を用いた断層活動性評価、断層の連動性、地殻変動(隆起・沈降)、局所的変動量に関する調査については、他の研究テーマと知見を相互に活用できることから、既存の安全研究プロジェクト内で実施することとし、評価手法の知見収集とその妥当性を確認していく。

(短期的課題)

- A-1-1 震源モデルの不確かさの取扱いについて、確率論的な視点から、観測地震動のばらつきと調和させた地震動評価を行うとともに、断層極近傍の地震動評価に関して、浅部断層破壊のモデル化を含めて関連の研究動向を反映した震源を特定して策定する地震動の評価手法を継続的に調査する。
- A-1-2 確率論的地震ハザード評価について、活断層における固有地震よりも一回り小さい地震のモデル化を検討するとともに、原子力施設の地盤に適用可能な距離減衰式における単一地点のばらつき等の分析を行う。
- A-1-3 年代評価手法に関する知見と併せて、鉱物脈法の適用事例を拡充し、鉱物脈を用いた断層活動性評価手法を体系的に整備する。
- A-1-4 断層破碎物質の化学組成に関するデータを取得して、統計解析手法等による判別結果の違いを整理し、断層の活動性評価手法としての適用性を把握する。
- A-1-5 精緻に年代決定できる海底コアを活用したテフラ(火山灰)層序学的年代決定手法・手順を整備し、中期更新世後半以降に対応した断層変位指標の年代評価の妥当性確認に関する知見を収集する。
- A-1-6 宇宙線生成核種、ルミネッセンス等を用いた各々の年代測定及びそれらの組み合わせによる手法の適用性を把握し、“上載地層”の年代特定に際し、手法の適用限界、誤差、モデル依存性等を検証する。
- A-1-7 長大断層の活動事例に留意し、国内外における断層活動の連動の有無を整理し、確率論的地震ハザード評価に資する断層連動性評価手法に関する知見として取りまとめる。

- A-1-8 能登半島地震及び海域・陸域の断層を主体とした他の内陸地殻内地震による地殻変動（隆起・沈降）のデータを収集・整備し、地殻変動解析手法による地盤変動量（傾動）の再現性を確認する。
- A-1-9 過去に発生した内陸地殻内地震を中心に局所的な地盤変動量を調査し、確率論的断層変位ハザード評価手法の妥当性を確認する。

（中長期的課題）

- A-1-10 震源を特定せず策定する地震動のうち、全国共通に考慮すべき地震動の標準応答スペクトルに関する新たな観測記録の追加解析、最新知見を反映した手法に係る分析等を行うとともに、地域性を考慮する地震動の評価手法を調査し改良を行う。

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

（短期的課題）

- A-1-11 国内外の地殻内地震による地殻変動（A-1-8 の内陸地殻内地震による地殻変動（隆起・沈降）のデータを含む）や海底地すべりに関する知見を調査するとともに、地殻内地震による津波波源の震源像を考慮した特性化波源断層モデルを整備する。
- A-1-12 地形ごとの津波堆積物の特徴（厚さ等）と津波規模（津波高等）との関連性を整理し、津波堆積物から津波高を推定する方法を整備する。
- A-1-13 地震による津波と地すべりによる津波等が沿岸域で重畳する場合の津波の特性に関する知見を拡充する。

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

（短期的課題）

- A-1-14 国内外の火山を対象に化学組成データ等を整理したうえで、火山活動可能性評価に資する先行知見の手法の適用性の検討を行うとともに、噴火規模推定に資するマグマ形成プロセスの多様性（地殻物質の同化作用、マグマの混合作用等）等の知見を拡充する。

（中長期的課題）

- A-1-15 火山モニタリングに資する観測データの蓄積を行うとともに、監視対象火山の評価時の状態からの変化を検知するための地球物理学的観測手法（長

期連続反射法探査等)を整備する。また、物質科学的手法を用いた過去のマグマ溜まりの状態(蓄積条件、蓄積時間等)、時空間変化(蓄積位置、蓄積深度等)に資する知見を拡充する。加えて、複数の地球物理学的手法及び物質科学的手法を組み合わせた評価手法に関する知見を拡充する。さらに、降下火砕物のプラントへの影響評価に資する基礎データ取得に向けた調査を実施する。

上記の課題 A-1-1～課題 A-1-15 は、引き続き以下の①～④の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ① 地震動評価手法の信頼性向上に関する研究 (R6-R10)
(課題 A-1-1、課題 A-1-2 及び課題 A-1-10 対応)
- ② 断層の活動性評価手法に関する研究 (R6-R11)
(課題 A-1-3～課題 A-1-9 対応)
- ③ 地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究 (R7-R10)
(課題 A-1-11～課題 A-1-13 対応)
- ④ 火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究 (R7-R11)
(課題 A-1-14 及び課題 A-1-15 対応)

A-2 <フラジリティ関連>

2) これまでの研究の動向

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

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

衝撃に対するフラジリティ評価として、建物・構築物等を対象に、飛翔体衝突による衝撃作用を受ける構造物の設置状況及び形状特性を考慮した安全性評価に係る知見を拡充した。また、飛翔体等による衝撃力に対する設備の耐力・応答解析手法等に係る知見を拡充した。

3) 令和9年度以降の実施方針

非線形性を考慮した原子炉建屋等の耐震評価や飛翔体衝突による耐衝撃評価においては、評価手法の妥当性や適用範囲に関する課題が想定されることから、その検証及び明確

^{vii} 海水に粒径の細かい土砂等が混入した津波

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

(短期的課題)

- A-2-1 原子炉建屋等の基礎版や耐震壁等の構造や応力状態における面部材のせん断評価手法の適用性に係る知見を蓄積する。
- A-2-2 建物・構築物のフラジリティ評価における現実的な応答評価、近年検討が行われている新型炉の耐震評価を念頭に建物・構築物の三次元有限要素解析モデルにおける減衰の設定に係る知見を蓄積する。
- A-2-3 液状化や側方流動等の周辺地盤の変状を踏まえた屋外重要土木構造物等の地震応答解析手法の適用性に係る知見を蓄積する。
- A-2-4 飛翔体衝突に対する構造物の形状特性（アーチ形状）に着目した局部損傷及び構造物周辺の岩盤等への貫入に関する安全性評価に係る知見を拡充する。
- A-2-5 地震荷重を受ける容器・配管の溶接部における損傷形態に係る技術的知見を拡充する。
- A-2-6 確率論的地震リスク評価における設備の同時損傷確率の算定手法の適切性を確認するための技術的知見を拡充する。
- A-2-7 黒津波の発生可能性評価及び防潮堤等への黒津波の影響評価に係る技術的知見を拡充する。
- A-2-8 既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにする。

上記の課題 A-2-1～課題 A-2-8 は、引き続き以下の⑤又は⑥の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑤ 地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究（R7-R10）
（課題 A-2-1～課題 A-2-4 対応）
- ⑥ 地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究（R7-R10）
（課題 A-2-5～課題 A-2-8 対応）

B) 火災防護

1) 研究の必要性

原子力施設では、火災防護対策として発生防止、感知・消火及び影響軽減の三つの方策を独立して適用することにより、火災によるリスクの低減を図っている。一方、今後原子力施設のさらなる長期運転が想定されることから、電気・計装設備等の経年劣化を的確に

把握して評価するとともに、これが火災防護対策に与える影響を明らかにする必要がある。また、今後規制活動におけるリスク情報活用が進むと考えられることから、様々な可燃物や設備・機器の火災現象やその影響を試験等によりの確に把握し、海外の最新知見も踏まえて火災影響評価手法・解析コードの高度化を進め、得られた研究成果をリスク情報活用に反映していくことが重要である。

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試験及び解析を実施し、対策の検討に向けたデータを取得するとともに、電気ケーブル等の可燃物について火災データの取得と解析コードの整備をしてきた。また、火災時の熱による電気ケーブルの絶縁性能低下に関する評価手法整備の一環として、熱による絶縁体の損傷速度を解析し、絶縁抵抗低下予測式の策定に係る基礎的な知見を蓄積してきた。

3) 令和9年度以降の実施方針

電気ケーブルの経年劣化や原子力発電所での敷設環境を考慮した試験等を行い、現実 に即した状態での劣化挙動、難燃性能及び絶縁性能の変化に関する知見等、電気ケーブルの火災防護対策や保守管理の妥当性等を判断するための知見を取得する。また、原子炉施設における火災防護対策の有効性評価に資するための火災影響評価手法・解析コード等の整備・改良を行う。

(中長期的課題)

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

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

(課題 B-1 及び課題 B-2 対応)

【 原子炉施設 】

C) リスク評価(レベル 1, 2, 3PRA) 【重点課題】

1) 研究の必要性

確率論的リスク評価（PRA）は、事象が発生してから炉心が損傷するまでのレベル 1PRA、炉心が損傷してから原子炉施設外に放射性物質が放出されるまでのレベル 2PRA、原子炉施設外に放射性物質が放出されてから環境が汚染される又は周辺公衆が被ばくを受けるまでのレベル 3PRA と分類される。原子力規制において更なるリスク情報の活用を進めるために、事故時の原子力発電所の状態だけでなく周辺公衆が置かれた状況までを考慮して、原子力発電所のリスクや信頼性を評価する総合的なリスク評価の研究が重要である。

2) これまでの研究の動向

原子力規制検査を中心に、レベル 1PRA 及びレベル 2PRA が導入され、特にレベル 1PRA の活用として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、レベル 2PRA 及びレベル 3PRA を用いて原子力発電所の事故状況や公衆の放射線被ばくの評価し、防護措置、緊急時活動レベル（EAL）等に関係する知見等を蓄積した。

上記に加え、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 9 年度以降の実施方針

現在のリスク評価の実力を整理するとともに、諸外国の事例を参考としつつ、規制へのリスク情報活用に必要な技術知見の蓄積に取り組む。

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、PRA はリスク情報活用の基本的な技術的要素を含んでいることから、安全研究プロジェクトの実施に当たっては、PRA 技術の習得や理解を深める機会であることに留意して多くの職員が携わることとする。

（短期的課題）

- C-1 地震や津波等の外部事象のレベル 1PRA 評価手法の適切性確認及び検査指摘事項の重要度評価のために必要な知見を整理する。
- C-2 不確実さを低減した PRA を実施するために、事業者が設定した故障率の適切性の確認方法及び保守的な条件を低減した解析手法を検討する。

（中長期的課題）

- C-3 レベル 1PRA からレベル 3PRA までの総合的なリスク評価の実力を把握し、リスク情報活用に係る課題の解決方法を検討する。
- C-4 諸外国のリスク情報の活用について調査し、リスク情報を活用した規制活動に適したリスク指標を検討する。

上記の課題 C-1～課題 C-4 は、以下の新規安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑧ 確率論的リスク評価を対象にしたレギュラトリーサイエンス研究 (R9-R13)
(課題 C-1～課題 C-4 対応)

D) シビアアクシデント

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、実験や解析評価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、特殊な高温環境下におけるコンクリート、原子炉建屋内での水素、可燃性有機物、放射性物質等の発生、移行、漏えい等の挙動に関する知見を取得することが必要である。

また、事業者が今後導入する可能性がある新しい技術要素に対して、重大事故時の緩和効果等を予め検討し、知見を蓄積することが必要である。

2) これまでの研究の動向

重大事故時の物理化学現象等について国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充してきた。その中で、放射性物質のプール水中での除去効果及び構造壁への付着挙動、格納容器内の熱流動挙動並びに熔融燃料のプール水中での冷却挙動について代表的な条件での実験データを取得し、各現象における不確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、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、技術基盤を構築した。

さらに、このように構築された技術基盤に加えて、PRA から得られる情報も活用して、重要な物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度と不確実さに関する評価手法の整備を進めるとともに、各事故シーケンスを解析して、事故シーケンスとソースタームの特徴の整理を進めてきた。

3) 令和9年度以降の実施方針

1 F 事故調査分析から得られた知見を規制に反映する要否を検討するため、特殊な高温環境下におけるコンクリート、有機材料の変質による漏えい等への挙動に関する知見を取得する。また、ATF や建替原子炉等に導入される新たな設計に伴う特有の審査の視点・確認事項の有無等を整理する。

(短期的課題)

- D-1 シビアアクシデント時の高温・高湿度の環境下での有機シール材の変質が、格納容器の閉じ込め機能等に及ぼす影響について、実験的知見を拡充する。
また、解析を実施し、実機ソースターム評価に係る知見を拡充する。

(中長期的課題)

- D-2 建替原子炉等に導入される可能性のあるコアキャッチャ、静的冷却設備等の新たな設計を考慮した事故進展解析を実施し、事故シーケンス、格納容器破損モード等に係る知見を拡充する。
- D-3 シビアアクシデント条件下での溶融デブリの形態やその分布挙動を評価し、注水による格納容器底部での冷却性に関する知見を拡充する。
- D-4 ATF が導入されることで原子力発電所のリスクがどのように低減されるか解析的な手法で検討を進めることにより知見を拡充する。

上記の課題 D-2～課題 D-4 は、以下の新規安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 D-1 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑨ 軽水炉の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究 (R9-R12)
(課題 D-2～課題 D-4 対応)

E) 熱流動・炉物理

1) 研究の必要性

軽水炉の安全設計の基準適合性、事業者が講じた安全対策の有効性等を適切に確認するためには、原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故に至るおそれがある事故」を対象として、本分野において事業者が使用する解析手法やそれによる解析評価結果の妥当性確認に資する知見を拡充していくことが必要である。また、このように拡充した知見は、レベル 1PRA の成功基準解析の基盤技術としても必要となる。

2) これまでの研究の動向

原子炉の安全評価、異常発生時対応等に資するため、既存の最適評価コードを用いて重大事故に至るおそれがある事故等の解析を行うとともに、最新知見等に基づいた解析機能を適時に反映できる熱流動解析コードを開発した。また、事故時の熱流動挙動の把握、解析コードの妥当性確認や複雑な現象の物理モデルの開発等のため、熱流動実験を実施して、事故時の重要現象の詳細な機構解明に係るデータを取得してきた。さらに、核特性解析コードの開発・整備や評価済み核データライブラリ等の不確かさデータを用いた不確かさ評価に関する知見を取得してきた。

3) 令和 9 年度以降の実施方針

新規基準では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とした安全評価に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等に対して安全裕度の定量評価等を含めた有効性評価を事業者に要求しており、事業者評価の妥当性確認に資するために、従来の保守的評価に代わって不確かさを考慮した最適評価手法に関する知見を蓄積する。

(中長期的課題)

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

上記の課題 E-1 及び課題 E-2 は、担当部署における年度業務計画又は⑩の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑩ 改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究（R7-R10）
（課題 E-2 対応）

F) 新型炉

1) 研究の必要性

「GX 実現に向けた基本方針」（令和 5 年 2 月閣議決定）では、ナトリウム冷却高速炉や高温ガス炉といった次世代炉の開発・建設に取り組むことが示されており、ナトリウム冷却高速炉及び高温ガス炉についてそれぞれ中核企業が選定された。将来の設置許可申請に対応するためには、まずは、次世代炉の安全性を確認するための技術基盤を整備・維持し、個々の炉型の特徴や設計に応じた事象を把握することが重要である。

2) これまでの研究の動向

実験炉及び原型炉に相当するナトリウム冷却高速炉を対象に、炉心損傷挙動評価や PRA に関する知見の取得・拡充を行うとともに、炉心損傷挙動評価に関する解析コードを整備してきた。高温ガス炉については、安全確保の考え方、国内外の開発動向及び安全評価事例に関して調査し、事故解析手法に係る整備に着手した。

3) 令和 9 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 9 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 に関する知見の取得・拡充を継続するとともに、実証炉の安全確保の考え方に関する検討に必要な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、継続して国内外からの情報収集及びその整理を行い、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 高速炉の炉心損傷事故（CDA）解析コードの妥当性確認及び実機適用性検討を行うとともに、重大事故対策の妥当性確認に必要な技術的知見を取得する。
- F-2 高速炉実証炉及び高温ガス炉実証炉の特徴を考慮した決定論的評価手法を

整備し、安全評価に必要な技術的知見を取得する。

- F-3 高速炉実証炉及び高温ガス炉実証炉に特有な安全上の特徴について、既存 PRA や事象シーケンス等を用いて整理するとともに、リスクを評価するための PRA 手法を整備する。

上記の課題 F-1～課題 F-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。

- ⑪ 次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究 (R7-R10)
(課題 F-1～課題 F-3 対応)

G) 核燃料 【重点課題】

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や燃料冷却可能形状の維持を評価するためには、燃料損傷挙動を把握することが必要である。

現在、炉心溶融や水素発生を開始を遅らせることを目的とした ATF の開発が世界的に進められており、我が国においても導入が検討されている。ATF は従来とは異なる材料を用いた新しい燃料であり、審査においては、従来型燃料との差異等について確認し、事業者が行う評価の妥当性を判断する必要があるため、その判断根拠となる技術的知見を取得することが必要である。

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、その影響の程度を確認するためにデータを取得・拡充する必要がある。

今後、さらに、燃料の高燃焼度化が進む可能性があり、反応度投入事故（以下「RIA」という。）時のペレット-被覆管機械的相互作用（以下「PCMI」という。）破損しきい値等、高燃焼度燃料に係る判断基準値の見直し等の要否を検討するためには、これまでに実施した高燃焼度燃料を用いた試験から得られた知見を整理した上で、知見が不十分な場合には新たな研究等を立案する必要がある。

2) これまでの研究の動向

過去に実施した RIA 模擬試験において、現行の判断基準を下回る条件で燃料が破損した事例について、高燃焼度燃料を用いた追試験等を行い、その原因に関する知見を拡充した。また、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時に燃料ペレットが微細化し、燃料棒外に放出される現象（以下「FFRD」という。）について、高燃焼度燃料を用いた LOCA 模擬試験を実施し、二酸化ウラン燃料（以下「UO₂燃料」という。）における発生条件等に関する知見を拡充した。さらに、ATF である Cr コーティング Zr 合金被覆管燃料（未照射）の RIA 模擬試験を行い、燃料損傷挙動に関するデータを取得した。

3) 令和9年度以降の実施方針

事業者が導入を検討している Cr コーティング Zr 合金被覆管燃料等の ATF の設計基準事故条件及びそれを超える条件における燃料損傷挙動を把握し、適合性審査において事業者が実施した安全性評価の妥当性を判断する際の根拠となる技術的知見を取得していく。また、LOCA 時に燃料ペレット微細化・放出が発生する条件等に関して、特にこれまでに知見が十分得られていない MOX 燃料にも対象を広げ知見を拡充していく。

(中長期的課題)

- G-1 Cr コーティング Zr 合金被覆管等を用いた ATF について、設計基準事故条件及びそれを超える条件における燃料挙動・損傷挙動について知見を取得する。
- G-2 UO_2 燃料及び MOX 燃料の FFRD の発生条件等について知見を拡充する。
- G-3 高燃焼度領域における PCMI 破損しきい値について検討するために、これまで実施した高燃焼度燃料 RIA 試験から得られた知見を整理する。

上記の課題 G-1～課題 G-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。

⑫ 事故耐性燃料等の事故時挙動研究 (R6-R10)

(課題 G-1～課題 G-3 対応)

H) 材料・構造 【重点課題】

1) 研究の必要性

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

2) これまでの研究の動向

原子炉圧力容器等の金属材料の劣化予測等に関する研究を実施してきた。原子炉圧力容器の中性子照射脆化については、破壊じん性等の機械特性データを取得するとともに、監視試験片データに対して統計的解析手法を用いて、鋼材の化学成分、中性子照射条件等が脆化に及ぼす影響について評価した。

3) 令和9年度以降の実施方針

実際の実機材料を用いた特性評価研究を行い、試験材料と実機材料の経年劣化挙動を比較することにより、これまでの経年劣化評価手法の保守性について確認する。

(中長期的課題)

- H-1 実機材料（原子炉圧力容器、炉内構造物（ステンレス鋼））を用いて、経年劣化事象に係るデータを蓄積し、現在、長期施設管理計画認可申請の審査で用いられている評価式の妥当性を確認する。

- H-2 PFM を用いた検査程度の技術的妥当性を確認するため、解析手法の信頼性に関する知見を調査する。
- H-3 PWR 1 次系ステンレス鋼の応力腐食割れ（SCC）の発生原因等を調査する。

上記の課題 H-1 は、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 及び課題 H-3 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑬ 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ 2）（R7-R11）
（課題 H-1 対応）

I) 計装制御 【重点課題】

1) 研究の必要性

原子力発電所を建て替える際に最新の計装制御装置を全面的に導入する場合に加え、既設の原子力発電所の計装制御装置の更新時にも、それらを構成する機器には最新のデジタル技術が適用されつつあり、今後もこの流れは加速することが想定される。こうした中で、デジタル安全保護系に関する日本電気協会規格の技術評価に関する検討チーム（R4～R5）、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム（R1～R6）等をきっかけに、計装制御装置の更新等で導入が想定されるデジタル技術の信頼性評価に関する知見、計装制御装置の電磁両立性に関する知見及びソフトウェア共通要因故障対策で課題となった国内の安全保護系へのデジタル技術適用状況に関する知見のそれぞれを継続的に蓄積する必要がある。

2) これまでの研究の動向

これまで、計装制御分野の国際動向等の当分野に関係する調査を都度実施し、国内の原子力発電所への計装制御分野の最新動向との比較・調査を実施してきた。

3) 令和 9 年度以降の実施方針

計装制御へのデジタル化技術の適用に関連する知見について、最新のデジタル技術の原子力発電所への適用動向、電磁両立性、共通要因故障対策の 3 つの観点から知見の蓄積を行う。

（中長期的課題）

- I-1 原子力発電所へのデジタル技術の適用において用いられることが想定される新技術の信頼性評価に関する知見を蓄積する。
- I-2 計装制御装置の電磁両立性に対する必要な対策水準の確認とその評価手法に関する知見を蓄積する。
- I-3 デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策において必要な多様性の確保の考え方について、想定故障の設定及び多様化設備にデジタル技術が適用される場合において確認すべき事項を明確化する。

上記の課題 I-1～課題 I-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。

- ⑭ デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究 (R8-R11)
(課題 I-1～課題 I-3 対応)

J) 特定原子力施設

1) 研究の必要性

燃料デブリの取出し計画の評価及び 1 F 事故の分析並びに今後の炉内環境の管理・監視を適切に行うためには、1 F 事故時に炉心からペDESTALへ落下した燃料デブリの分布を把握することが重要であるが、現在のところ、燃料デブリ分布の計測技術に関する知見はほとんどない。燃料デブリの取出し作業を円滑に進めるためには規制庁による計測方法の妥当性確認等も必要であり、燃料デブリ分布計測に関する研究を実施して知見を得ることが重要である。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の取得も、廃炉作業を円滑に進める上で適宜その時点で必要な対応を取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的知見の取得を行った。燃料デブリ分布の計測技術に関しては、知見を得るための実験準備に着手した。

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 9 年度以降の実施方針

東京電力ホールディングス株式会社により令和 6 年度に燃料デブリの試験的取出しが開始され、令和 10 年度より段階的な取出し規模の拡大を計画しているため、燃料デブリ分布の推定に係る技術の妥当性を確認するための知見を取得する。

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

(中長期的課題)

- J-1 中性子の強度分布等の測定結果から燃料デブリの分布を推定する方法の成立性を検討するため、現在の 1 F の炉内環境等を踏まえて、中性子強度測定によりどの程度の分解能で燃料デブリ分布に関する情報が得られるか等について事前解析を行って、その妥当性を実験的に確認する。
- J-2 低レベルの瓦礫類について、表面線量率により放射能濃度を評価する手法の妥当性を確認するとともに、廃棄物等の放射能濃度を評価するための事業者の分析結果の妥当性を確認する。
- J-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 J-1 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。課題 J-2 及び課題 J-3 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑮ 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究 (R7-R11)
(課題 J-1 対応)

【 核燃料サイクル・廃棄物 】

K) 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の原子力規制検査及び安全性向上評価における将来的なリスク情報の活用に資するため、これらの施設におけるリスクを評価し整理する手法の検討を行うとともに、発生する可能性のある重大事故等について、詳細な解析及び試験を実施し、事故シナリオの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。

K-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、これらの施設全体のリスクを評価し整理する手法を検討した。また、グローブボックス (GB) 火災について、換気の有無や GB の規模を踏まえた試験データ等の事象進展に係る科学的・技術的知見を取得するとともに、取得した知見に基づいて妥当性を確認した解析コードを用いて、GB 火災を想定した火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備した。さらに、重大事故等対処やその際に想定される環境を踏まえた蒸発乾固事象に係る試験等を実施し、科学的・技術的知見を取得した。

3) 令和 9 年度以降の実施方針

原子力規制検査及び安全性向上評価における将来的なリスク情報の活用に資するため、再処理施設及び MOX 燃料加工施設全体のリスクを評価し整理する手法の検討を継続して行う。また、引き続き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課題に取り組んでいく。

(短期的課題)

- K-1-1 リスクを簡易的に評価する手法について検討し、その検討結果を取りまとめる。また、施設全体のリスクの大きさに関連する情報について継続して蓄積し、整理する。

(中長期的課題)

- K-1-2 複数事象の重畳に関する評価手法等の研究から、原子力規制検査及び安全性向上評価の確認に資するリスク情報について整理する。
- K-1-3 再処理施設における蒸発乾固事象について、試験等により Ru、Cs 及び Tc の移行挙動の知見を取得するとともに、これらの知見の整理及び解析的検討から事象進展過程における移行挙動の全体像の把握に資する知見を取得する。

上記課題は、以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑯ 再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究 (R8-R12)
(課題 K-1-1～課題 K-1-3 対応)

K-2 <放射性物質の貯蔵・輸送関連>

2) これまでの研究の動向

使用済燃料輸送容器について海外での経年変化管理に関する情報を収集した。容器に収納できない大型表面汚染物 (SCO-Ⅲ) について内部表面汚染に関する海外での対応等に関する調査を実施した他、内表面汚染の確認方法について検討を行った。使用済燃料の乾式貯蔵に用いられるコンクリートキャスクについて、その安全上の技術的課題、同キャスクの構成要素であるキャニスタの蓋溶接部の応力腐食割れ (SCC) 等について過年度に実施した調査等を基に、技術的な観点からの留意点・着眼点を整理した。

3) 令和 9 年度以降の実施方針

引き続き使用済燃料輸送容器の経年変化に関する調査及び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・検討に取り組んでいく。また、コンクリートキャスクの国内での導入に係る動向を踏まえつつ、同キャスクの安全上の技術的課題の抽出・検討を行う。

(中長期的課題)

- K-2-1 輸送容器の経年変化保守管理プログラムに関する国外の動向を IAEA TRANSSC 等を通じて継続的に情報収集するとともに、大型で容器に収納できない表面汚染物 (SCO-Ⅲ) の内部表面汚染の確認方法に関する試解析を含む調査・検討を実施する。
- K-2-2 コンクリートキャスクのキャニスタ蓋溶接部の応力腐食割れ (SCC) に関し、限界塩分濃度及び付着塩分量予測モデルに係る留意点・着眼点を抽出し、SCC の発生監視に係る要件を整理する。また、「保守管理 (点検・監視)」の観点から着目点を整理する。加えて、コンクリートキャスク導入に関する動向に注視しつつ、上記 SCC 以外に規制上及び技術上の課題がないか検討する。

上記の課題 K-2-1 及び課題 K-2-2 は、継続的な調査研究として実施するものであること

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。

L) 放射性廃棄物埋設施設 【重点課題】

1) 研究の必要性

最終処分に関しては、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（平成十二年法律第百十七号）に基づき、原子力発電環境整備機構が令和2年より文献調査を行っている。「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」（平成27年5月22日閣議決定。以下「最終処分基本方針」という。）では、「原子力規制委員会は、最終処分に関する安全の確保のための規制に関する事項について、順次整備し、それを厳正に運用することが必要である。」とされており、原子力規制委員会は最終処分基本方針に基づき、概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項について、高レベル放射性廃棄物の特性と中深度処分の規制基準の検討を通して得られた知見を踏まえた検討を行い、「特定放射性廃棄物の最終処分における概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項」を令和4年8月に決定した。また、令和5年1月に改正された原子力規制委員会第2期中期目標に、最終処分の安全確保に関する研究を進めることが盛り込まれ、令和7年2月に制定された原子力規制委員会第3期中期目標にも引き続き盛り込まれている。

2) これまでの研究の動向

令和6年度までに、最終処分の安全確保に係る技術的課題の抽出・整理を実施し、これを踏まえて令和7年度より最終処分の安全確保に関する安全研究を開始した。令和8年度は坑道掘削に伴う応力解放による岩盤のひび割れと透水性の関係、セメント系部材の初期ひび割れと透水性の関係、地下の酸化還元状態に係るデータ等を取得した。

3) 令和9年度以降の実施方針

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

（中長期的課題）

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

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

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

人工バリアの各部材及び天然バリアの長期的な変化等に着目し、将来の処分システムの性能を判断するための科学的・技術的知見を取得する。また、線量評価に関する研究として、処分システムの安全性の指標として行う被ばく線量の評価の妥当性を確認するための科学的・技術的知見を取得する。

上記の課題L-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。

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

M) 廃止措置・クリアランス

1) 研究の必要性

クリアランスの確認、廃棄体等の安全性確認に関する事業許可申請及び後段規制並びに廃止措置の終了確認を適切に行うために必要となる科学的・技術的知見を取得し、蓄積する必要がある。また、上記に共通する基盤技術として、最新の放射能の分析・測定技術について広く情報を集め、分析・測定における不確かさ等について知見を蓄積する必要がある。

2) これまでの研究の動向

代表的な新規クリアランス対象物の放射能評価の妥当性を確認するための知見を蓄積した。また、放射化金属を含む新たな廃棄体等に対する放射能濃度評価方法の妥当性を確認する方法を検討した。さらに、廃止措置における活動について危険性の観点から評価する手法についての知見を蓄積した。

これらと並行して必要な技術基盤の整備も実施した。

3) 令和9年度以降の実施方針

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

（中長期的課題）

- M-1 今後クリアランス対象物の量の増加や多様化が予想されるため、クリアランスの判断における放射能濃度の定量評価と信頼性確保に必要な技術について調査、検討及び試験を実施し、妥当性確認のための留意事項を整理する。

^x エンドステートとは、廃止措置が完了した後に施設及び敷地が規制上の管理から解放された最終状態をいう。

^{xi} Technical Meeting of the International Project on Completion of Decommissioning

- M-2 ピット処分対象物、中深度処分対象物及び研究施設等廃棄物処分対象物の性状を踏まえ、廃棄体の性能評価に影響を及ぼす要因を把握する。
- M-3 汚染が地下に浸透・拡散する等の状況がある原子力施設の廃止措置エンドステートに関する知見を蓄積する。
- M-4 複雑な性状の試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析に必要な前処理等様々な要素技術に関し、最新の質量分析計等を用いた分析方法による核種分析に関する研究を行い、一連のプロセスにおける科学的・技術的知見を蓄積する。

上記の課題 M-1～課題 M-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。

- ⑱ 放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究 (R7-R10)
(課題 M-1～課題 M-4 対応)

【 原子力災害対策・放射線防護等 】

N) 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、継続的に防護措置の有効性の把握並びに迅速かつ合理的な防護措置の判断及び対応を可能とする科学的・技術的知見を取得していくことが重要である。

2) これまでの研究の動向

緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）については、PRA 等のリスク情報を活用して原子力災害対策の実効性を一層向上させるための取り組みとして、EAL に該当する緊急事態の事象と炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等のリスク指標との関係を整理してきた。また、原子力災害時における防護措置による被ばく線量の低減効果を詳細に評価するために、大気拡散シミュレーションを活用した被ばく評価手法の整備を進めた。

3) 令和9年度以降の実施方針

引き続き EAL の見直し等に係る技術知見の蓄積に取り組んでいく。

(中長期的課題)

- N-1 事故進展に応じたプラントの状況等の検討を行い、事故時に取得されるプラントパラメータ等を活用した EAL 判断基準の策定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。

上記の課題 N-1 は、担当部署による年度業務計画で定めて実施する。

0) 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と体系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。そのため、放射線防護の両輪である線量評価及び放射線健康リスク評価に関連する技術基盤の整備に向けた調査研究を推進し、原子力規制委員会や放射線審議会における放射線防護に関する議論に資することで、放射線規制の継続的な改善を進めることが重要である。

なお、この分野においては JAEA との意見交換の他に線量評価、バイオアッセイ等については QST との意見交換も参考にした（※関係する課題は 0-1、0-2）。

2) これまでの研究の動向

令和 4 年度から令和 8 年度まで安全研究プロジェクト「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」を実施し、内部被ばく線量評価コードを高度化する開発を進めるとともに、放射線健康リスク評価コードを新たに開発した。放射線防護体系の高度化に関する調査等を実施して、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）等の国際組織・機関及び諸外国の動向に関する知見を収集して整理した。国際放射線測定単位委員会(ICRU)がReport95で示した新たな実用量への対応に向けた研究、低線量域の放射線被ばくによる健康影響の追跡調査を実施した。

3) 令和 9 年度以降の実施方針

国際的な議論の動向と国内の原子力・放射線利用の進展を踏まえ、内部被ばく線量評価コード及び放射線健康リスク評価コードに最新の科学的知見を反映する高度化の研究課題に取り組む。更に、放射線防護の個々の要素の高度化とともに、防護全体の有機的な連携を促進するための知見を整理し技術基盤を整備する。

（中長期的課題）

- 0-1※ 被ばくに係る個人モニタリング及び環境モニタリングから、線量評価及びリスク評価を経て、原子力・放射線災害対策の策定や意思決定に至るまでの一連の放射線防護措置の連携性を高めるために必要な課題を抽出し、課題の解決に必要な知見を蓄積する。
- 0-2※ 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、ICRP 2007 年勧告を踏まえ順次公表される内部被ばくに関する実効線量係数に係るモデル・パラメータを実装し、かつ、バイオアッセイ等の様々な個人モニタリング結果に基づき被ばく個人の精緻な線量評価が可能な内部被ばく線量評価コードを開発する。
- 0-3 最新の放射線疫学に関する知見と日本の保健統計・がん統計等を反映することで、放射線による発がん等のリスクを定量的に計算評価する放射線健康リスク評価コードを高度化する。あわせて、線量情報の入力インターフェース

及びリスク情報の出力インターフェースを拡張して一連の放射線防護措置の連携性を高める。

- 0-4 外部被ばくに対する個人モニタリング及び環境モニタリングに使用される線量計による新たな実用量の測定について、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策を整理する。
- 0-5 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。
- 0-6 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、放射線影響に関する議論の動向と最新の科学的知見を取得し整理する。

上記の課題 0-1～課題 0-4 は、以下の安全研究プロジェクトを新規に立ち上げて実施する。課題 0-5 及び課題 0-6 は、担当部署における年度業務計画で定めて実施する。

- ⑭ 放射線防護のための線量評価及び健康リスク評価の精度向上と放射線規制への展開に関する研究 (R9-R13)
(課題 0-1～課題 0-4 対応)

P) 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。

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9年度以降の実施方針

上記の研究の必要性及びこれまでの研究の動向を踏まえ、保障措置については、引き続き、環境サンプル試料の分析に関する他国のネットワークラボラトリーと同等の技術の維持及び更なる高度化のための研究を継続していく。核物質防護については、引き続き、海外の規制動向を踏まえて、原子力施設等の核物質防護規制の改善を図るため、核物質防護に対する取組の動向の情報収集等を継続していく。

【 技術基盤の構築・維持 】

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

なお、上記に当たっては、原子力規制庁内で安全研究を主体的に実施する原子力規制庁技術基盤グループ（内部技術支援機関）と外部 TSO である JAEA 及び QST が、それぞれの組織の特徴を踏まえた TSO としてのあり方や役割を明確にしつつ研究課題の解決に取り組み、原子力規制への技術的支援に必要な専門性を継続的に高めていくことが重要である。このため、技術基盤グループは、外部 TSO や原子力規制部等の関係者と引き続き緊密に連携し議論を行うことにより、TSO のあり方や役割について明確化するよう努める。また、本実施方針の策定にあたっては技術基盤グループと JAEA の間で意見交換を行っており、QST との間でも放射線防護研究の関わりを主とした意見交換を開始しているが、引き続き規制上の課題を踏まえた技術的課題についての意見交換を行い、TSO 間で課題認識を共有して、連携して対応を行うことが重要である。

また、原子力規制庁を支える外部 TSO や大学等の外部支援が期待できる機関において、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。

3. 令和9年度の安全研究プロジェクト

表3に令和8年度に実施中の安全研究プロジェクトと令和9年度に実施する安全研究プロジェクトの一覧を示す。令和9年度の安全研究プロジェクトは、令和8年度の安全研究プロジェクトと同数の19件となる。また、表4に令和9年度に実施する安全研究プロジェクトの概要を示す。

令和9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。

4. 安全研究の実施に当たっての留意事項等

1) 中長期的な課題、将来的な課題への対応

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

将来的な課題に関しては国内外の動向を踏まえて対応を進める。今後申請が予想されるフュージョンに関する課題においては、審査に備えて知見の整理や集積を進める。また原子力発電所への導入が想定される AI のような革新的技術を常に意識し状況に応じた取組を検討する。

2) 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、研究者の持つ知見を相互に活かすため、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。

3) 事業者との意見交換

継続的な安全性向上をより適切に推進していくためには、原子力規制委員会・原子力規制庁と原子力事業者等が、広範かつ長期的な技術的課題に対する安全研究及び研究開発の動向や取組状況について情報共有した上で、意見交換をしていくことが有効である。このため、研究に係る事業者との意見交換を実施し、協働で取り組むべき原子力安全に関する共通の研究課題について議論していく必要がある。

4) 多様な専門性をもった人材の育成と維持

原子力災害における線量評価技術や、核燃料、熱流動等に係る解析を行う専門的な人材が大学等含め減ってきており、原子力規制庁の安全研究により維持していくことが重要である。中長期的、将来的な課題への対応を含めて、JAEA や QST の協力も得ながら備えるとともに原子力規制庁における安全研究に携わる人材の育成や専門性を確保していくことが重要である。

表3 令和8年度及び令和9年度の安全研究プロジェクトの一覧

黄色網掛け：令和8年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和9年度新規プロジェクト

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

表 4 令和 9 年度に実施する安全研究プロジェクトの概要

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
1	地震動評価 手法の信頼 性向上に関 する研究	R6-R10	原子力施設の地震動を評価するためには、震源特性、サイト特性等に関する不確かさを適切に考慮すること並びに最新の知見を反映することが重要である。本研究では、「震源を特定せず策定する地震動」に関し、Mw6.5 程度以上の地震による地震動の評価手法について調査・解析等を実施する。Mw6.5 程度未満の地震の観測記録に基づく標準応答スペクトルについては、中長期課題への取組として、新たな観測記録を追加した解析を行うとともに、はざとり解析や距離減衰式に対して最新知見を考慮した適用解析等を実施する。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に関し、浅部断層破壊を含めた震源パラメータの不確かさの取扱い等において、確率論的手法と融合する断層モデル法の高度化を行う。さらに、確率論的地震ハザード評価手法に関し、地震発生モデルや震源モデルの設定手法を整備するとともに、距離減衰式におけるサイト特性の不確かさ等の評価を行う。
2	断層の活動 性評価手法 に関する研 究	R6-R11	断層の活動性評価に関する知見は、地震動及び津波の評価の最も基礎となる情報であり、適切な評価手法及び評価事例を整理しておくことが極めて重要である。本研究では、鉱物脈を対象にした年代測定手法のほか、鉱物脈法の適用事例を拡充し、鉱物脈法の評価手法を体系的に整備する。また、断層破碎物質の化学組成を用いた断層の活動性評価についてデータを蓄積し、評価に有用と考えられる指標の適用性を評価する。さらに、約 40 万年前まで遡って断層の活動性評価ができるよう、特に西日本～中部日本を中心とした火山灰の化学組成・噴出年代に関するデータ等の蓄積、宇宙線生成核種・ルミネッセンス等を用いた年代測定の適用性の把握を通じ、上載地層の年代特定手法を整備する。加えて断層の連動性及び地盤変動に関する情報を収集し、確率論的地震ハザード評価及び地盤変動評価の妥当性を確認する。
3	地殻内地震 津波の波源 断層のモデ	R7-R10	原子力施設の津波を評価するためには、審査等の際の判断に必要となる津波評価技術に係る知見を収集し、その評価方法を整備することが重要である。本研究では、令和 6 年能登半島地震を含む国内外の地殻内地震による地殻変動及び

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
	ル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究		海底で発生する地すべりに関する知見を調査するとともに、地殻内地震による津波波源の震源像を考慮した特性化波源断層モデルの設定方法を整備し、津波評価方法の精緻化を図る。また、地形ごとの津波堆積物の特徴（厚さ、分布範囲等）と津波規模（津波高、浸水範囲等）との関連性を整理し、津波堆積物から津波高を推定する方法を整備する。さらに、地震による津波と地すべりによる津波等が沿岸域で重畳する場合の津波の特性に関する知見を拡充する。
4	火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究	R7-R11	原子力施設に対する火山活動性評価及び火山モニタリング評価を行うには、各調査・評価手法に付随する不確実性の低減を図り、関連する知見を拡充することが重要である。本研究では、マグマプロセスの多様性（地殻物質の同化作用等）等を整理する。また、マグマ溜まりの時空間変化（蓄積条件等）に資する知見を拡充するとともに、マグマ溜まり上面を捉えるための長期連続反射法探査を利用した観測手法等を構築する。さらに、継続的な地殻変動観測による定量的な観測データの取得手法を実証するとともに、地球物理学的手法及び物質科学的手法を組み合わせた評価手法に関する知見を拡充する。加えて、降灰観測データの蓄積、気中濃度推定に資する手法の適用性の検討及び整備を行うとともに、吸気フィルター等への影響に関する調査を実施する。
5	地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究	R7-R10	原子炉建屋等の構造物の設計やリスク評価の信頼性向上のためには、近年採用されつつある新たな評価手法の適用性等に関する技術的知見を蓄積することが重要である。本研究では、原子炉建屋基礎版等のせん断応力等の発生状況を把握し、現行の三次元非線形有限要素解析のモデル化、評価手法の適用範囲等を整理する。また、建物・構築物のフラジリティ評価における現実的な応答評価等に必要な三次元非線形有限要素解析モデルの減衰として適切な範囲等を整理する。さらに、液状化や側方流動等の地盤の変状が構造物への作用荷重、構造物の発生応力等に及ぼす影響に係る技術的知見を蓄積し、屋外重要土木構造物等の地震応答解析手法の妥当性確認における留意事項を整理する。加えて、飛翔体衝突に対するアーチ形状構造物の局部損傷及び構造物周辺の岩盤等への貫入評価に係る技術的知見を拡充する。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
6	地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究	R7-R10	最新の研究動向等を踏まえて外部事象に対する設備のフラジリティ評価手法の信頼性向上を図り、関連する規制基準等への反映の検討、審査での技術的判断及び民間規格の妥当性確認に資する知見を蓄積することが重要である。また、新たな原子力規制検査が施行され、内部事象を対象としたリスク情報の活用が開始されたが、今後は外部事象を対象としたリスク情報を活用する必要がある。本研究では、今後、産業界にて整備予定の確率論的破壊力学を活用した供用期間中検査の妥当性確認のため、地震荷重によって容器・配管の溶接部が損傷に至る確率及びその損傷形態に係る技術的知見を拡充する。また、原子力規制検査で用いる確率論的地震リスク評価の信頼性向上のため、地震時の設備の同時損傷確率の算定手法の適切性を確認するための技術的知見を拡充する。さらに、現行のガイド改正の要否判断のため、粒径の細かい土砂等が多く混入した津波の発生可能性やそれが防潮堤等に及ぼす影響に係る技術的知見を拡充するとともに、既往の設備の耐震試験で観察される損傷モードとは異なる衝撃振動による損傷モードの発生原因を明らかにする。
7	原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究	R7-R10	今後、原子力施設の運転期間延長が進むことを踏まえると、原子力施設において使用されている電気ケーブルが経年劣化する可能性があり、経年劣化したケーブルの火災影響について検討する必要がある。本研究では、火災防護対策や保守管理の妥当性確認に資するため、電気ケーブルの経年劣化や原子力発電所での敷設環境を考慮した試験等を行い、現実 に即した状態での劣化挙動、難燃性能変化、絶縁性能変化等の知見を取得する。また、原子炉施設における火災防護対策の有効性評価に資するための火災影響評価手法・解析コード等の整備・改良を行うため、火災試験データ等を取得して、火災解析コードの妥当性確認を行うとともに、その不確かさに係る知見を蓄積することにより、より信頼性の高い火災影響評価手法・解析コード等を整備する。
8	確率論的リスク評価を対象にしたレギュラト	R9-R13	レギュラトリーサイエンスとは、「科学技術の成果を人と社会に役立てることを目的に、根拠に基づいた確かな予測、評価、判断を行い、科学技術の成果を人と社会との調和の上で最も望ましい姿に調整するための科学」とされている。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
	リーサイエ ンス研究		確率論的リスク評価（PRA）は、原子力発電所で事故が発生した場合の放射性物質によるリスクを定量的に計算することができるため、規制活動の重要性を図る有用なツールである。ここでは、炉心損傷に至る段階（レベル1）、原子炉格納容器が機能喪失して放射性物質が漏えいする段階（レベル2）及び放射性物質が放出され放射線による被ばくに至る段階（レベル3）までのPRAの技術の現状を整理し、人と環境を守る観点から、PRAにより得られるリスク情報を原子力安全規制に活用するための技術的な知見を取得する。
9	軽水炉の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究	R9-R12	原子力発電事業者は、建替原子炉の設置を計画しており、新しい軽水炉では設計段階からシビアアクシデント対策が考慮され、新しい安全設備の導入が検討されている。新しい設計では、駆動源に電源を要しない静的安全設備の導入が進められており、電源を喪失した場合にも事故を収束させる対策が取り入れられ、安全性が高まることが期待されている。特に、コアキャッチャ、事故耐性燃料（ATF）、静的格納容器（又は原子炉圧力容器）冷却システム等は具体的な設計概念が提案されている。ここでは、これらの新しい安全設備の導入が、格納容器閉じ込め機能維持にどのように寄与し、環境へ放射性物質を放出するリスクが低減されるのか、技術的な知見を取得する。
10	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究	R7-R10	BWR 燃料のさらなる安全性・信頼性向上に向けて、国内の BWR 原子力事業者は、燃料棒単位の熱的負荷低減等の特徴を有する BWR 新型燃料集合体（10 行 10 列燃料集合体）を導入する計画であり、燃料集合体の型式証明審査が終了した後、設置変更許可を申請する見込みである。10 行 10 列燃料集合体の導入に伴う設置変更許可申請の適合性審査を遅滞なく進めるためには、10 行 10 列燃料に関する知見の取得を速やかに開始することが必要である。本研究では、海外 10 行 10 列燃料集合体装荷実機炉心を参考に、炉心解析に必要な 10 行 10 列燃料集合体装荷炉心データを整備するとともに、当該燃料の導入が原子炉安全性に及ぼす影響に関する知見を取得する。
11	次世代炉の事故解析に必要な基盤	R7-R10	「GX 実現に向けた基本方針」に基づく次世代革新炉の開発から運転開始までのロードマップに従い、高速炉及び高温ガス炉の実証炉の設計検

No.	安全研究プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
	技術の構築に関する研究		討が進められている。これら次世代炉の審査を円滑に進めるためには、事業者が行う安全評価の妥当性確認に必要な事故解析技術と解析から得られる技術的知見が必要となる。高速炉においては、既存の炉（常陽・もんじゅ）にはないタンク型炉等の新規技術の開発動向を踏まえて、事故解析・評価手法を改良・整備するとともに、解析評価を行い、適合性審査の支援で必要となる技術的知見を取得する。また、高温ガス炉については、適用できる事故解析手法がこれまで整備されていないことから、その特徴を踏まえた事故解析手法を新たに構築し、技術的知見を取得する。
12	事故耐性燃料等の事故時挙動研究	R6-R10	国内事業者により、従来とは異なる被覆管材料を用いた事故耐性燃料（ATF）の予備的導入及び本格的導入への道筋が示されている。ATF 導入に際し、審査を遅滞なく進めるためには、審査に必要な知見の取得を速やかに開始する必要がある。本研究は、核燃料を取り扱うことが可能な試験施設や研究炉において、国内で最も早期の実用化が見込まれる Cr コーティング Zr 合金被覆管等を対象に事故を模擬した試験等を実施し、従来型燃料との比較を通じて事故時に高温状態となった場合の挙動に関して知見を取得する。また、燃料ペレットの破碎・細片化、破裂部からの放出（FFRD）等、ATF 及び従来型燃料の双方で発生しえて原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあり、かつ知見の蓄積が十分でない事象について知見を拡充する。
13	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ 2）	R7-R11	電気事業法の改正に伴い、60 年超運転の申請が可能となったため、長期運転に伴い顕在化する可能性のある経年劣化事象に関する知見を蓄積し、規制基準等への適合性審査の際の判断根拠として活用し、長期運転に対する安全性を確認することが必要である。このため、スウェーデンのリングハルス 2 号機（PWR）の実機材料等を用いた試験を実施して、中性子照射脆化による破壊靱性の変化を調べ、従来知見との比較を行う。また、炉内構造物の実機材料を用いた試験を実施し、破壊靱性低下に関する評価の保守性を確認する。併せて予防保全対策施工箇所に対する長期健全性評価研究として、実機材料の応力測定を実施し長期健全性を確認する。さらに、PWR 炉内構造物の長期健全性評価として、実

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
			機材料を用いた IASCC 感受性に関する研究の実施可能性を検討する。
14	デジタル計 装制御の信 頼性評価に 関する研究	R8-R11	原子力発電所を建て替える際に最新の計装制御装置を全面的に導入する場合に加え、既設の原子力発電所の計装制御装置の更新時にも、それらを構成する機器に対して最新のデジタル技術が適用されつつあり、今後もこの流れは加速することが想定される。こうした計装制御装置へのデジタル技術の適用において課題となると考えられる、導入が想定されるデジタル技術の信頼性評価に関する知見、計装制御装置の電磁両立性に関する知見及びソフトウェア共通要因故障(デジタル CCF)対策で課題となった国内の安全保護系へのデジタル技術適用状況に関する知見を蓄積する。
15	東京電力福 島第一原子 力発電所燃 料デブリ分 布の放射線 計測に基づ く推定方法 に関する研 究	R7-R11	東京電力福島第一原子力発電所では燃料デブリが大きなリスク源となっており、東京電力ホールディングス株式会社は令和10年度以降に段階的な取出し規模の拡大を計画している。燃料デブリの本格的な取出し作業、また廃炉作業に当たっては、作業を安全かつ効率的に進めるうえで、その分布に関する情報を得ることは重要であり、規制側としても技術的な妥当性確認に向けて知見を取得する必要がある。そのため、燃料デブリが発する放射線(主に中性子を想定)の測定データやシミュレーション計算結果を基に放射線源の分布を推定する手法について特徴を整理し、実験施設における測定実験をととして知見を取得し、上記手法の有効性について検証を行う。
16	再処理施設 等における 重大事故等 のリスク評 価に関する 研究	R8-R12	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。また、再処理施設及び MOX 燃料加工施設における安全性向上評価では事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠を原子力規制委員会が確認することとされている。本研究では、上記施設におけるこれらの評価及び確認に対する将来的なリスク情報の活用に備えて、施設全体のリスクを評価し整理する手法の検討を行う。また、再処理施設の重大事故等シナリオにおける様々な不確かさ低減のため、同施設における重大事故の一つである冷却機能喪失事象について知見を拡充する。

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
17	第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究	R7-R11	特定放射性廃棄物の最終処分に関して、原子力発電環境整備機構によるサイト選定が進められているところである。原子力規制委員会は、第2期中期目標に引き続き、第3期中期目標においても最終処分の安全確保に関する研究を進めることを定めた本研究では、最終処分の安全確保に係る規制基準の整備及び審査等に必要な科学的・技術的知見を整備することを目的に、最終処分の安全確保に必要な人工バリアの各部材及び天然バリアの長期的な変化等に着目し、将来の処分システムの性能を判断するための科学的・技術的知見及び処分システムの安全性の指標として行う被ばく線量の評価の妥当性を確認するための科学的・技術的知見を取得する。
18	放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究	R7-R10	廃止措置・クリアランス分野では、放射能レベルが極めて低く表面汚染が主体のクリアランス対象物から放射化物も含む比較的高い中深度処分対象廃棄体まで、その特性に応じて廃棄物に含まれる放射能の濃度を適切に測定し、測定の不確かさを含めて評価する必要がある。クリアランスについては、熔融クリアランスを含む新規のクリアランス対象物の性状に対応した知見の蓄積が必要となる。また、廃棄体等の安全性確認については、事業者及び今後技術評価の対象として要望されている学協会規格の動向を把握しつつ、知見の蓄積を行う必要がある。さらに、原子力施設の廃止措置・エンドステートに関しては、IAEA COMDEC等で国際的に議論が立ち上がっている。本研究では、上記の各評価に必要な技術的要素の抽出及び調査、試験等を通じた評価結果の信頼性確保のための科学的・技術的知見の蓄積を行うとともに、放射性核種分析・測定等要素技術に関して最新の知見及び技術を反映した技術基盤を維持・整備する。
19	放射線防護のための線量評価及び健康リスク評価の精度向上と放射線規制への展開に関する研究	R9-R13	我が国の放射線防護を科学的かつ合理的で、また国際的に調和のとれたものとするために、放射線防護の両輪である線量評価と放射線健康リスク評価の精度向上を中核として、国際的な議論や国内の原子力・放射線利用の進展を踏まえ、個人モニタリングや環境モニタリング、線量・リスク評価、災害対策や防護措置の意思決定までを有機的、一体的に結び付けるための技術基盤の整備を進める。内部被ばくに関して、ICRP2007年勧告に基づく実効線量係数モデルを実装し、バイオアッセイ等の測定結果を活用

No.	安全研究 プロジェクト	計画期間 (年度)	概要
			した精緻な内部被ばく評価を可能とする調査研究を進め、計算コードに反映する。外部被ばくのモニタリングに関して、線量計による新たな実用量測定への対応に向けた研究を進める。日本の疫学・保健統計データを反映した放射線健康リスク評価を高精度化して計算コードの機能を拡充し、規制活動及び原子力災害対応に必要なツールを整備する。