

平成 28 年度安全研究計画

平成 28 年 6 月 20 日
原子力規制庁

中間評価及び平成 27 年度安全研究に係る年次評価の結果を踏まえ、平成 28 年度安全研究計画をプロジェクトごとに作成した。

表 平成 28 年度安全研究を実施するプロジェクト

A [主担当 安全技術管理官（システム安全担当）付]

番号	プロジェクト名	実施期間
A 0 1	国産システムコードの開発	H 2 4－H 3 0
A 0 2	熱流動・核特性安全解析手法の整備（P h a s e－2）	H 2 5－H 2 9
A 0 3	多重故障事象の影響評価に関する研究	H 2 5－H 2 8
A 0 4	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（P h a s e－1）	H 2 4－H 2 9 （外的要因により 1 年延長）
A 0 6	燃料破損限界に関する研究	H 1 9－H 3 3
A 0 7	混合酸化物燃料特性評価に関する研究	H 1 9－H 2 8
A 0 8	事故時燃料冷却性評価に関する研究	H 2 5－H 3 0
A 0 9	燃料等安全高度化対策事業	H 1 8－H 3 0 （外的要因により 1 年延長）
A 1 0	軽水炉照射材料健全性評価研究	H 1 8－H 3 1
A 1 1	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	H 2 3－H 2 8
A 1 2	高速炉に対する S A 対策の評価に関する研究	H 2 5－H 2 9
A 1 3	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	H 2 6－H 3 3
A 1 4	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	H 2 3－H 2 8 （研究範囲の拡張 により 1 年延長）
A 1 5	人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	H 2 6－H 3 0
A 1 6	事故時等の安全に係る技術的知見の整備に用いる熱流動実験	H 2 4－H 3 0 （年次評価により A 0 1 から分離）

B [主担当 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付]

番号	プロジェクト名	実施期間
B 0 1	軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発	H 2 2－H 2 8
B 0 2	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	H 2 2－H 3 1
B 0 3	軽水炉の重大事故に係る知見の整備	H 2 2－H 2 8
B 0 5	被ばく評価手法の高度化研究	H 1 8－H 2 8
B 0 6	P R Aの活用に係る検討と基盤整備	H 2 6－H 2 8
B 0 7	防護対策の実効性向上のための整備	H 2 6－H 2 8
B 0 8	緊急時対応要員スキル向上方策研究	H 2 6－H 2 8

C [主担当 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付]

番号	プロジェクト名	実施期間
C 0 1	福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物の取扱いに関する研究	H 2 6－H 3 1
C 0 2	破損燃料輸送に係る技術調査	H 2 4－H 2 8
C 0 4	加工施設のリスク評価に係る研究	H 2 4－H 2 8
C 0 5	再処理施設のリスク評価に係る研究	H 2 4－H 2 8
C 0 6	商用再処理施設保守管理技術等に係る研究	H 2 4－H 2 8
C 0 7	使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究	H 1 7－H 2 8

D [主担当 安全技術管理官（地震・津波担当）付]

番号	プロジェクト名	実施期間
D 0 1	震源断層評価技術の整備	H 2 5－H 2 8
D 0 2	地震動評価技術の整備	H 2 4－H 2 8
D 0 3	津波ハザード関連評価技術の整備	H 2 5－H 2 8
D 0 4	原子力施設における地質構造等に係る調査・研究	H 2 5－H 3 0 (外的要因により 1年延長)
D 0 5	外部事象に係る構造健全性関連研究	H 2 4－H 2 8
D 0 6	地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備	H 2 4－H 2 8
D 0 7	火山影響評価に係る技術的知見の整備	H 2 5－H 3 0

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A01)国産システムコードの開発	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリ・研究分野	（１）原子炉施設 ○解析手法、解析コード		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年 7 月に実用発電用原子炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでのプラントの異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、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を事業者に要求している。これらの対策等に係る安全性向上評価等の妥当性の確認等を行うため、信頼性の高い解析コードの整備が必要となっている。 新規制基準で要求する炉心損傷防止対策等の妥当性を、海外の政策、整備状況等に左右されずに安定的、継続的に、かつ適確に確認していくためには、多重故障事故等に対して、既存の解析コードを単に結合させるだけではなく、最新システムコードにも残る多くの重要な技術的課題を解決して解析上の不確かさを低減させたシミュレーションモデル（以下「モデル」という。）及び解析コードの開発が必要である。また同コードには、国内外で今後也得られる最新知見、安全規制等を通じて必要となる解析機能等を適時に反映していく必要がある。 なお、近年、モデルの開発等に当たっては、シミュレーションの信頼性の確保のための最新の方法論に即して検証及び妥当性確認（以下「V&V」という。）を進めることが欧米等で重要な共通課題として挙げられている。		
4. 目的	以下を目的とする国産システムコードを開発する。 - 十分な妥当性確認及び不確かさの定量化を経た信頼性の高い解析コードを整備する。 - 新たな規制ニーズ及び最新知見に対応して継続的に国産システムコードの高度化を図るとともに、重大事故等の解析及びこれに係る課題等の知見を集積した技術的知見の整備に有効活用できるように、上流側・下流側コードとの連携及び入出力処理の自動化を進め、解析作業の効率性、説明性、追跡可能性及び品質を高める。		
5. 知見の活用先	新たな重大事故等対策、重大事故等に関連した最新知見の蓄積、安全上の判断基準及び指針類等の改定等の安全規制上のニーズの拡大に適時かつ適確に應えることのできる、不確かさの小さなシステムコードを安全性向上評価の妥当性確認等に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H24 年度） （終期：H30 年度）	国産システムコード（図 1 及び 2 参照）では、コード本体及び基本解析機能（以下「基盤部」という。）をゼロから開発し、平成 30 年度までに現行のシステムコードの基本的な解析機能を備える。これにより、多重故障事故の解析・評価を実現する。 基盤部のコード本体については、開発を二つのフェーズに分けて推進する。フェーズ 1 では一次元版を開発し、代表的なシステムコードの一次元版の基本機能と同等の機能を実装することを目指す。続くフェーズ 2 では三次元化するとともに、平成 30 年度までに、既開発の一次元解析機能と組み合わせて実プラントの多重故障事故等に適用できることを確認する。開発スケジュールの概要を図 3 に示す。 国産システムコードの開発方針は次のとおりである。 - 一貫性のある構成及びプログラミング技法を適用し、オブジェクト指向によるパッケージ化、拡張性のあるデータ構造の設計を推進して、コード開発及び維持・管理を容易化し、新たな解析機能を柔軟かつ円滑に組み込めるようにする。また、必要に応じて、プログラム設計の想定不足等により蓄積されたコードの性能劣化要因を除去するための抜本的見直し等を実施する。 - 国内外の現行の最新コードの不確かさ拡大の要因となる種々の解析機能及び解析の対象となる現象を調査し、関連するモデルへの要求を、原子力学会のガイドライン等のシミュレーションの信頼性の確保のための最新のモデル化及びシミュレーションの方法論（以下「モデル V&V」という。）に従って当該モデルが対象とする現象の重要度及び知見の充実度を重要度ランク及びモデル性能の観点で系統的に評価することにより定める。コードの階層ごとの個別開発方針は次のとおりである。 - 多重故障事故等への適用に当たって不確かさが拡大する可能性のある既存の最新コードの核・熱流動・燃料伝熱挙動に関する基礎方程式系について、重要度・優先度の評価を踏まえて必要な高度化を図る。 - 多相多成分多速度場流体、詳細な核及び燃料挙動モデル等を考慮し結合したコード体系を目指す。 - 不安定かつ対象とする微分方程式系等に対する数値解の忠実性（fidelity）が不十分な数値解析アルゴリズムを改良し、忠実で頑健な数値解析アルゴリズムとする。 - 原子炉の低圧時の沸騰、高圧時の沸騰状態の変化の影響等、モデル化が不十分又はモデル自体が欠落する熱流動モデル等の高度化を進める。 - コードの V&V に当たっては、モデル V&V において個々に要求される不確かさの定量化及びその統合に用いる技術的手段を活用する。 - 上・下流側コードの仕組み、用法及び今後の方向性について調査し、自動化方針及びその方法を的確に設定する。 上記の方針の下で、平成 30 年度までの国産システムコードの開発内容を次のように進める。 - 基盤部については、平成 30 年度までに現行のシステムコードに具備された基本的な解析機能を備える。また、主要な		

数値解析アルゴリズム、機器モデル、沸騰・熱伝達・摩擦などのモデルを組み込み、動作確認する。これにより、実炉の多重故障事故の解析等を実現する。

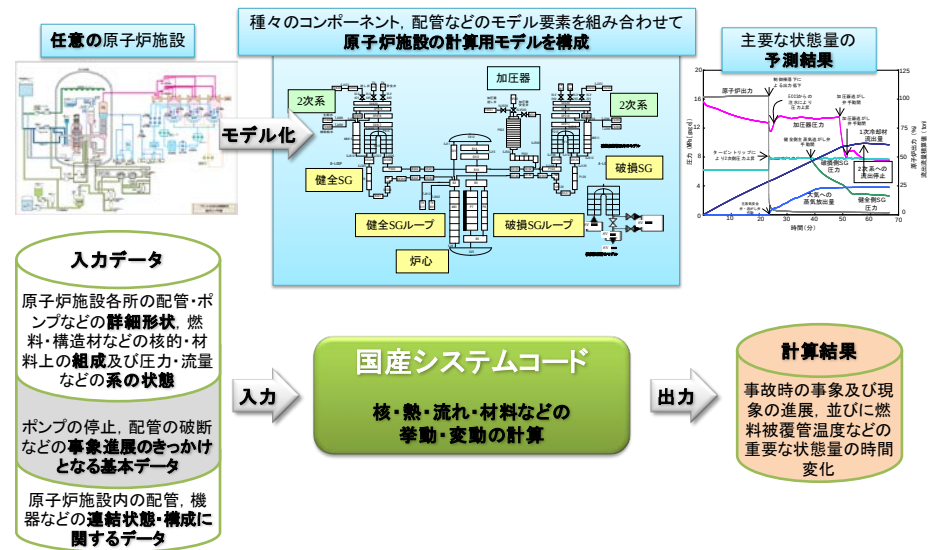


図 1 国産システムコードのイメージ

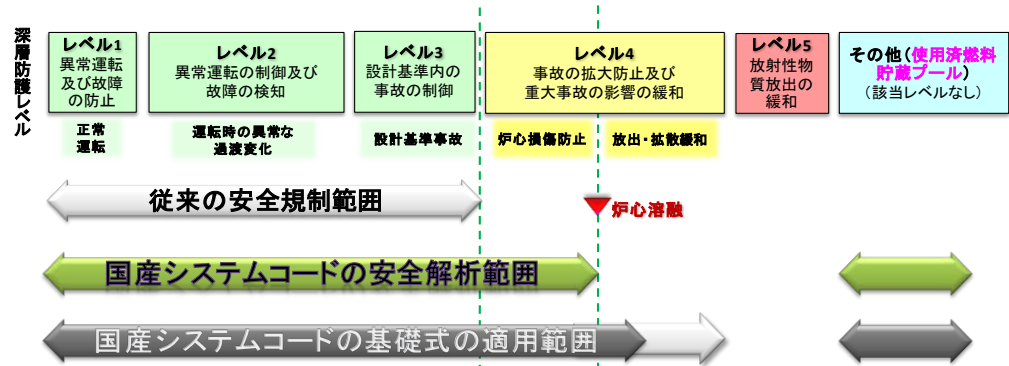


図 2 国産システムコードの開発範囲及び適用対象の拡大

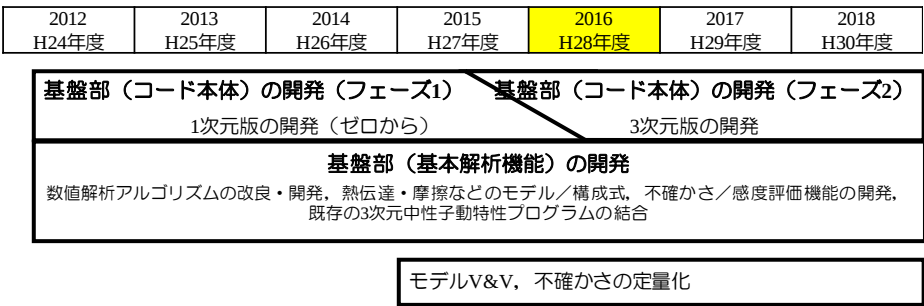


図 3 国産システムコードの開発工程

7. 平成 28 年度実施計画

- 平成 28 年度は、基盤部（コード本体及び基本解析機能部）の開発に注力し、次の作業を実施する。
- 平成 27 年度に作成した 2 流体 1 圧力の基礎式をベースとする一次元版プログラムの基本的なコンポーネントに、一点炉近似動特性モデル等の解析機能を追加し、動作確認を実施する。また、三次元版プログラムの基本的なコンポーネントを作成し、動作確認を実施する。
 - 平成 27 年度に調査した構成式（相関式、モデル等）の情報整理等に基づき、基盤部（コード本体）に新たに組み込むべき構成式を選定し、組み込み法を検討する。
 - 熱水力部に実装する頑健な数値解析アルゴリズムとして、時空間的に高精度で、ボイド率フロント等の急峻な密度変化面について、その発生及び移動を適切に解析できる 2 流体モデルのソルバを高度化するとともに、頑健性及び忠実度をはじめとするソルバの性能・機能を検証する。
 - 平成 27 年度の調査結果を基に、基盤部で試作したプログラムを対象に、感度解析及び不確かさ評価（以下「SAUQ」という。）機能の試作版を作成する。また、SAUQ 機能試作版を用いて試解析を行い、不確かさ評価及び感度解析上の知見を拡充するとともに、得られた課題の解決法について調査する。
 - 既存の 3 次元中性子動特性解析コード PARCS の結合方法等について検討する。また、燃料集合体内外で組成上の大きな非均質性が現れた場合に、集合体内外の中性子束分布と水密度分布等とが空間的・エネルギー的に結合して現れる可能性のある核熱結合非均質特性について、その時間的な変化を現実的に取り扱える輸送ノード法ベースの中性子動特性解析手法の基本設計等に係る調査を実施する。

8. 備考

1. プロジェクト	(A02)熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、平成25年7月に新規制基準が施行された。同基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に加えて、重大事故等への対策を要求している。このため、重大事故等の審査に関して原子炉熱流動及び核特性に対する安全解析手法の整備が必要である。 また、安全性向上評価が導入され、同評価では、プラント安全対策の有効性を継続的に確認していくことを求めている。この安全性向上評価の手法等の妥当性確認に資するため、国内外の運転中のトラブル、事故の分析・評価等の新知見を踏まえた運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等事象に対する熱流動及び核特性の安全解析手法の継続的な整備が必要である。		
4. 目的	(1) 熱流動安全解析手法の整備 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、従来の保守的な評価とは異なる不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえて、最適評価コードを用いた安全解析手法の整備を行う。また、設計基準事故を超える事象のうち重大事故に至るおそれがある事象に対しては、事故時の事象進展、影響のある現象等を把握するために必要な安全解析手法の整備を行う。 (2) 核特性安全解析手法の整備 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象の解析に係る核特性解析コードを高度化するとともに、これらの解析に必要となる炉心データを整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、以下に資する。(平成27年度までに実施済みのものも含む。) - 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する基準の整備 (設計基準事象評価への最適評価の適用) - 重大事故に至るおそれがある事象の対策に対する基準の整備と有効性評価の妥当性確認 - 安全性向上評価における評価手法の妥当性確認 - 事故・トラブルの原因究明及び安全対策の妥当性確認		
6. 安全研究概要 (始期：H25年度) (終期：H29年度)	(1) 熱流動安全解析手法の整備 ① 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の最適評価コードの整備 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、これまでは WREM コードや RELAP5 コードにより保守的な安全評価が行われてきたが、近年の最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、不確かさを考慮した最適評価手法 (以下「BEPU 手法」という。) の整備を行う。特に、冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。) 等に対して原子炉容器内の多次元熱流動の影響を考慮できる TRACE コード^(※1) をベースとして、同コードの格納容器挙動評価モデルに多次元熱的非平衡の格納容器挙動コード GOTHIC^(※2)、燃料変形を考慮できる燃料詳細挙動コード FRAPTRAN^(※1) 等の詳細解析コードを組み込む。 ② 重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備 重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関して、解析コード及びプラントデータを整備する。重大事故に至るおそれがある事象の対策の妥当性評価においては、炉心の特性、1 次系の熱流動及び格納容器の応答の評価が重要である。このため、これまでの設計基準事象安全解析コード RELAP5 及び核熱結合解析コード SKETCH/TRACE に、事象の評価に必要な解析機能を付加する。なお、重大事故に至るおそれがある事象では、格納容器の圧力及び温度挙動が重要となるため、ランプ (集中) モデルによる格納容器解析コードに必要な解析機能を整備する。また、プラントデータについては、本プロジェクトでこれまで整備してきた設計基準事象解析用データを基に、重大事故に至るおそれのある事象の解析に必要なデータについて根拠資料を含めて整備する。 ③ 海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認 重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関する海外の最新知見を収集するため OECD/NEA 等の海外共同研究プロジェクト (熱水力試験 (PKL-3、ATLAS 等) 及び燃料挙動試験 (FUMAC) に関するプロジェクト) に参画し、同プロジェクトで得られた研究成果を基に、解析コードの妥当性確認を行う。 (2) 核特性安全解析手法の整備 ① 炉心核特性解析コードの整備 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、熱流動と同様に BEPU 手法を志向する国際的動向を踏まえ、適切な不確かさを考慮した安全評価を目指し、核特性の不確かさを扱える機能を CASMO コードに付加する。また、実測データとの比較解析を行うことで CASMO/SIMULATE コードの不確かさを評価する。 ② 核熱結合解析の整備 (核動特性モデル) 重大事故等のうち原子炉停止機能喪失事象では、事故時の炉心の反応度フィードバック特性が重要となる。このため、炉心 3 次元核熱結合解析コード SKETCH/TRACE の核動特性モデル部分である SKETCH コード用の核特性データ (実機平衡炉心用) を、CASMO/SIMULATE コードにより整備する。		

	また、SKETCH コードは中性子拡散理論に基づくコードであるが、核特性コードの高度化を目的として中性子輸送理論に基づく PARCS コードを整備する。 ③ 臨界安全解析コードの整備 新規制基準では、使用済燃料貯蔵プールに対して、事故時においても未臨界を確保することを要求するなど、より厳密な臨界安全評価を求めている。今後の安全性向上評価等の技術的支援に的確に対応するため、臨界安全評価に係る技術的知見の拡充及び解析コードの高度化に向けた継続的な整備を行う。 工程表 <table><tr><th></th><th>分 野</th><th>H25 年度</th><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度計画</th><th>H29 年度計画</th></tr><tr><td rowspan="3">熱流動安全解析</td><td>①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の最適評価コードの整備</td><td>燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証</td><td>燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析</td><td>燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備</td><td>BEPU 手法の確立 大破断 LOCA 解析コードの整備 -燃料挙動評価 -格納容器挙動評価</td><td>BEPU 手法の確立 LOCA 解析コード精緻化（燃料挙動、格納容器挙動）</td></tr><tr><td>②重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備</td><td>核熱結合解析コード高度化（PWR） データ整備（PWR）</td><td>核熱結合解析コード高度化（BWR） 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備（PWR、BWR）</td><td>解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備,根拠書作成</td><td>核熱結合解析の整備（TRACE/PARCS） -核熱水力安定性への適用性（原子炉停止機能喪失（原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）不安定性） -反応度事故への適用性</td><td>重大事故等評価手法の精緻化、信頼性向上 妥当性確認解析 安全性向上評価への対応</td></tr><tr><td>③海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認</td><td>PKL-3、CAMP</td><td>PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP</td><td>PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP</td><td>PKL-3,4,ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP</td><td>ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP</td></tr><tr><td rowspan="3">核特性安全解析</td><td>①炉心核特性解析コードの整備</td><td>不確かさ機能組込（CASMO）</td><td>CASMO/SIMULATE データ整備</td><td>CASMO/SIMULATE データ整備</td><td>CASMO/SIMULATE の不確かさ評価機能整備</td><td>CASMO/SIMULATE 機能確認</td></tr><tr><td>②核熱結合解析の整備（核動特性モデル）</td><td>実機平衡炉心核特性データ整備（PWR）</td><td>PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備（BWR）</td><td>PARCS コード データ整備と検証解析</td><td>PARCS コードの改良（計算高速化）</td><td>PARCS コードの実機への適用</td></tr><tr><td>③臨界安全解析コードの整備</td><td>-</td><td>-</td><td>臨界安全解析コードの整備</td><td>臨界安全解析コードの整備</td><td>臨界安全解析コードの整備</td></tr></table> （*1）TRACE 及び FRAPTRAN は米国 NRC が開発した解析コードであり、NRC/CAMP 協定を通じて導入している。 （*2）GOTHIC は米国 Numerical Applications Inc.（NAI）が開発し EPRI が所有する格納容器解析コードである。		分 野	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度計画	H29 年度計画	熱流動安全解析	①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の最適評価コードの整備	燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証	燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析	燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備	BEPU 手法の確立 大破断 LOCA 解析コードの整備 -燃料挙動評価 -格納容器挙動評価	BEPU 手法の確立 LOCA 解析コード精緻化（燃料挙動、格納容器挙動）	②重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備	核熱結合解析コード高度化（PWR） データ整備（PWR）	核熱結合解析コード高度化（BWR） 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備（PWR、BWR）	解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備,根拠書作成	核熱結合解析の整備（TRACE/PARCS） -核熱水力安定性への適用性（原子炉停止機能喪失（原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）不安定性） -反応度事故への適用性	重大事故等評価手法の精緻化、信頼性向上 妥当性確認解析 安全性向上評価への対応	③海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認	PKL-3、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL-3,4,ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP	ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP	核特性安全解析	①炉心核特性解析コードの整備	不確かさ機能組込（CASMO）	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE の不確かさ評価機能整備	CASMO/SIMULATE 機能確認	②核熱結合解析の整備（核動特性モデル）	実機平衡炉心核特性データ整備（PWR）	PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備（BWR）	PARCS コード データ整備と検証解析	PARCS コードの改良（計算高速化）	PARCS コードの実機への適用	③臨界安全解析コードの整備	-	-	臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備
	分 野	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度計画	H29 年度計画																																								
熱流動安全解析	①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の最適評価コードの整備	燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証	燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析	燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備	BEPU 手法の確立 大破断 LOCA 解析コードの整備 -燃料挙動評価 -格納容器挙動評価	BEPU 手法の確立 LOCA 解析コード精緻化（燃料挙動、格納容器挙動）																																								
	②重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備	核熱結合解析コード高度化（PWR） データ整備（PWR）	核熱結合解析コード高度化（BWR） 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備（PWR、BWR）	解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備,根拠書作成	核熱結合解析の整備（TRACE/PARCS） -核熱水力安定性への適用性（原子炉停止機能喪失（原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）不安定性） -反応度事故への適用性	重大事故等評価手法の精緻化、信頼性向上 妥当性確認解析 安全性向上評価への対応																																								
	③海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認	PKL-3、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL-3,4,ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP	ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP																																								
核特性安全解析	①炉心核特性解析コードの整備	不確かさ機能組込（CASMO）	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE の不確かさ評価機能整備	CASMO/SIMULATE 機能確認																																								
	②核熱結合解析の整備（核動特性モデル）	実機平衡炉心核特性データ整備（PWR）	PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備（BWR）	PARCS コード データ整備と検証解析	PARCS コードの改良（計算高速化）	PARCS コードの実機への適用																																								
	③臨界安全解析コードの整備	-	-	臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備																																								
7. H28 年度実施計画	（1） 熱流動安全解析手法の整備 ① 大破断 LOCA に対する不確かさを考慮した最適評価手法（BEPU 手法）の整備 - 大破断 LOCA の安全評価手法について、最新知見に基づいた解析手法整備を行う（DBA 評価手法）。これにより、FFRD 現象^{（*）}を燃料挙動評価へ取込み、格納容器詳細応答評価及びこれらを含めたシステム解析手法を確立する。 - BEPU 手法適用に向けた調査・整備を行う。特に、大破断 LOCA 解析における各種入力パラメータの不確かさの調査を行う。 ② 3 次元核熱結合解析コード（TRACE/PARCS）の設計基準事象及び重大事故等事象への適用拡大に向けた整備 - TRACE/PARCS コードの計算時間を現行の約 1/5 に短縮する（PARCS 側の核断面積の内挿方法の改良）。 - BWR-ATWS 時の核熱水力不安定性評価に関して、CASMO/SIMULATE により炉心データを作成し、TRACE/PARCS による不安定性挙動評価の妥当性確認解析を行う。また、領域安定性評価に向けて炉心高次モード計算機能を PARCS コードに追加する（Ringhals 炉等での安定性試験を対象とする）。 - 反応度事故解析への TRACE/PARCS コード適用性に関して、SPERT-Ⅲ実験を対象に、これらのコードの妥当性確認を行う（大気圧試験及び出力試験を対象）。 —以上のコード改良・整備作業においては、海外共同研究プロジェクトでの情報収集や成果を活用して効率的に進める。 （*）FFRD: Halden 炉での高燃焼度燃料 LOCA 実験で観測された、燃料ペレットの細片化、被覆管膨れ部への移動、被覆管破裂部からの放出等（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）の現象。現在、各国で評価方法等を検討中。 （2）核特性安全解析手法の整備 ① 炉心核特性解析コード - CASMO/SIMULATE コードに評価済核データ JENDL-4 で整備された共分散データに基づく不確かさ評価機能を整備する。 ② 臨界安全解析コードの整備 - 燃焼燃料に対する炉物理試験データを連続エネルギーモンテカルロコード MVP 等により解析し、燃焼燃料に対する臨界安全評価データを整備するとともに、燃焼に伴う不確かさを評価する。																																													
8. 備考																																														

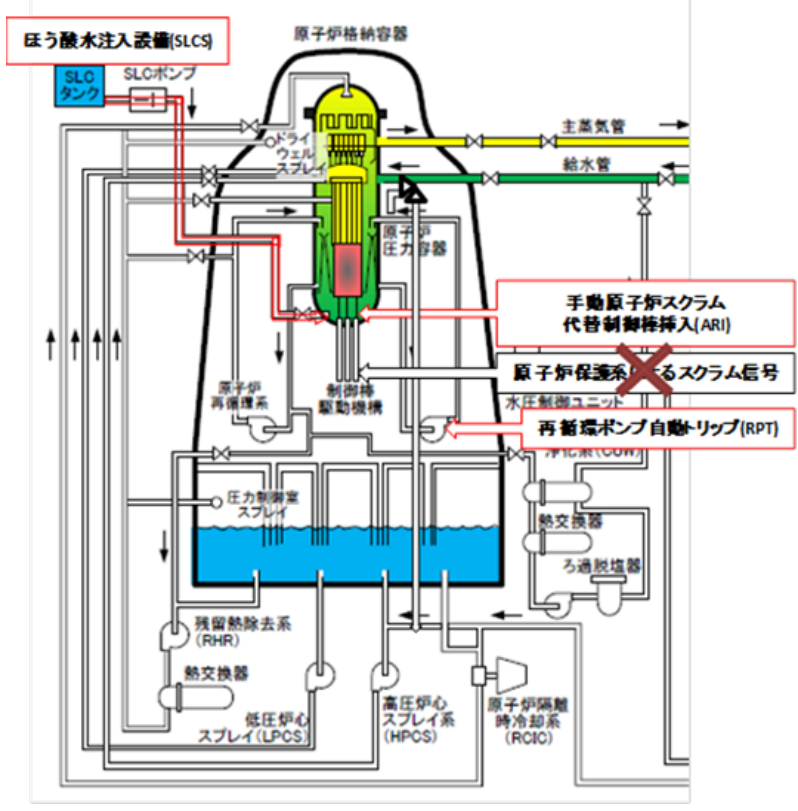
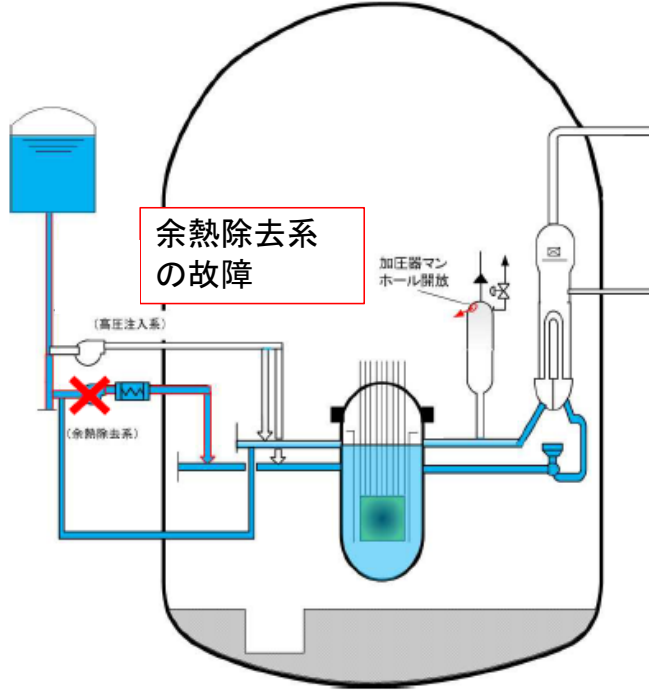
1. プロジェクト	(A03) 多重故障事象の影響評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード ○重大事故対策		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、平成 25 年 7 月に新しい規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでの単一故障によるプラントの異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、多重故障による重大事故等（設計基準を超える事故）への対策を要求している。重大事故等の対策の有効性に関しては、規制側で整備した解析コードで重大事故等の解析を実施することにより、多重故障事象発生時のプラント挙動及び熱流動に関する事象進展を把握し、進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見として整備し、審査等に活用していく必要がある。また、安全性向上評価が導入されたことに伴い、重大事故等対策に関する事象解析の妥当性確認のための技術的知見の整備が必要である。		
4. 目的	① 多重故障事象の技術的知見の整備 PWR 及び BWR プラントの重大事故に至るおそれのある事象を対象とした炉心損傷防止対策の有効性評価に関し、新規制基準に示された評価すべき事象について、解析により熱流動に関する事象進展を把握し、進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見として整備する。 ② 設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備 PWR 及び BWR プラントの設計基準を超える外部事象への対応の評価に関連し、大規模な自然災害等により非常用炉心冷却装置（以下「ECCS」という。）の容量を超えるような配管破断事故について、解析により事象進展等を把握し、進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見として整備する。 ③ 停止時事故の技術的知見の整備 PWR 及び BWR プラントの停止時事故の燃料損傷防止対策の有効性評価に関し、実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）に示された、評価すべき具体的な事象について、解析により熱流動に関する事象進展を把握し、進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見として整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、炉心損傷防止対策等及び安全性向上評価に関する妥当性確認に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H25 年度） （終期：H28 年度）	①多重故障事象の技術的知見の整備 1) 基本解析 新規制基準で示された、最低限評価すべき具体的な事象（下記 PWR8 ケース、BWR7 ケース）の評価に資するため、解析条件等を整備する。 〈PWR〉「2 次系からの冷却機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却水系機能喪失」、「格納容器除熱機能喪失」、「原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）」、「ECCS 注入機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」、「格納容器バイパス」 〈BWR〉「高圧注水・減圧機能喪失」、「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「ATWS」、「冷却材喪失事故（以下「LOCA」）時注水機能喪失」、「格納容器バイパス」 2) 感度解析 上記基本解析を踏まえて、各種の想定条件について感度解析を実施し、熱流動に関する事象進展への影響を評価する。 ②設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備 ECCS の容量を超えるような配管破断事故について、破断の規模を変更した感度解析等により、プラント挙動及び炉心損傷回避の条件を把握し、技術的知見を整備する。 ③停止時事故の技術的知見の整備 1) 基本解析 「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（平成 25 年原子力規制委員会決定）に示された、停止時に評価すべき具体的な事象である、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」について、解析条件等を整備する。		

2) 感度解析

上記基本解析手法を踏まえて、各種の想定条件について感度解析を実施し、熱流動に関する事象進展への影響を評価する。

工程表

	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
多重故障事象の技術的知見の整備	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・福島事故を反映した解析手法 ・基本解析（PWR）	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・基本解析（BWR）	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・感度解析	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・感度解析 ・分析及びまとめ
設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備	—	・基本解析（PWR）	・基本解析	・感度解析 ・分析及びまとめ
停止時事故の技術的知見の整備	—	・基本解析（PWR）	・感度解析	・感度解析 ・分析及びまとめ

7. H28年度実施計画	① 多重故障事象の技術的知見の整備（図 1 参照） ・PWR の有効性評価について、RELAP5/MOD3.3 コード等により国内プラントの各領域の体積等の相違に関する感度解析を行う。 ・ABWR 及び BWR-5（80 万 kWe 級）に対して、RELAP5/MOD3.3 コードと CONTEMPT 系コードを結合したコード等により、安全上重要な現象等を更に詳細に検討する観点から、感度解析を行い、影響を評価する。また、出力の違いによる影響を評価するために BWR-5（110 万 kWe 級）についてもデータを整備し、代表的なシーケンスグループの解析を実施する。 ・これらの結果から、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器及び運転員操作等の影響を技術的知見としてまとめる。 ② 設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備 ・PWR の蒸気発生器伝熱管の複数本破断事象については、RELAP5/MOD3.3 コード等により、感度解析（破断本数等の変更）を充実し、炉心損傷を回避できる条件、事象進展に重要なパラメータをまとめる。 ③ 停止時事故の技術的知見の整備（図 2 参照） ・PWR 停止時の「崩壊熱除去機能喪失」事象等について、RELAP5/MOD3.3 コード等により、感度解析を充実させ、事象進展に重要なパラメータをまとめる。また、BWR 停止時の事故シーケンスについても、有効性評価の妥当性について確認する。				
	 図1 原子炉停止機能喪失(BWRの例)				
	 図2 停止時の崩壊熱除去機能喪失（PWR の例）				

8. 備考	本プロジェクトは「B02 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」と関連しており、本プロジェクトで実施した事象進展解析結果を「B02 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」で活用する。				
-------	--	--	--	--	--

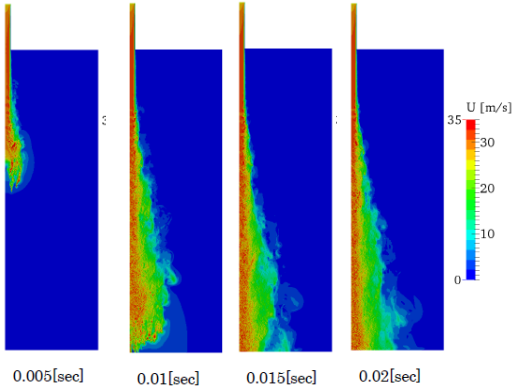
1. プロジェクト	(AO4)使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成25年7月に新しい実用発電用原子炉に係る新規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。同基準では、使用済燃料プール（以下「SFP」という。）の冷却等のための対策等を規定している。その中で、大規模損壊が発生してSFPから大量の水が漏えいし、SFP水位が異常に低下した場合の重大事故に対する対策・設備（冷却設備、臨界防止策等）が要求されている。しかし、欧米も含めて、SFP水位が異常に低下した重大事故時に想定される熱水力挙動、燃料損傷等に関する技術的知見は十分に整備されていない。このため、今後、安全性向上評価等において、スプレイ冷却を使用した重大事故対策を事業者が提出した場合に、その定量的効果の妥当性の確認に活用するための実験データが必要となる。また、このようなSFPの挙動を評価する解析コードの整備も必要である。		
4. 目的	大量の冷却水の漏えいによる冷却水の全量損失など、水位が異常に低下したSFPの重大事故時について次の技術的知見の整備等を行う。 (1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備 ・ 想定される事象の進展（熱水力・伝熱挙動等）をより精緻に把握するための実験データを取得する。 ・ 重大事故時に作動するスプレイ冷却の定量的効果を確認するための実験データを取得する。 ・ 冷却水が全量損失する場合を主体に、燃料の冷却が厳しくなる状態を対象として実験条件を種々変更し、スプレイ冷却に係る安全上の限界（クリフエッジ）を実験的に把握する。 ・ 燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する。 (2) SFPの挙動を評価する解析コードの整備及び重大事故の評価 ・ 想定される事象の進展に対処する重大事故対策の有効性を確認するために、より高い信頼性の下でSFPの重大事故時の挙動（熱水力挙動等）を評価できる解析コードを整備する。 ・ SFPの重大事故時の対策を審査する際に必要となる液滴径等のスプレイ冷却特性に係る技術的課題を整理する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、SFPの重大事故等対策に係る安全性向上評価の妥当性の確認等に活用される。		
6. 安全研究概要 (始期：H24年度) (終期：H29年度)	(1) SFP の重大事故時の安全上の限界把握に関する熱流動実験 ・ 実験計画を立案し、事象進展等の把握及び実験条件の設定に関する予備的な解析評価を実施する。 ・ 実験装置を設計し組み立て、冷却材喪失事故等により SFP の水位が異常に低下し、プール水が全量喪失した場合等において、重大事故対策によりスプレイ注水設備を用いて外部注水する際の、スプレイ水による冷却効果及びその拡がり、偏り等のスプレイ特性についての定量的効果を評価するための実験データを取得する。同実験データ等に基づき、スプレイ冷却の有効性、熱水力現象による冷却上の制約、冷却が困難となる状況等に関する技術的知見を整備する。また、二相水位、燃料被覆管の温度挙動等の実験データを取得する。 ・ 崩壊熱出力レベル、スプレイ注水状況、水位等の実験条件を変更し、事故時の安全上の限界を把握する。 (2) SFP の重大事故時を模擬した臨界防止能力確認実験の実施（平成 25 年度完了） BWR の SFP の重大事故時を模擬した臨界実験を実施し、燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する。 (3) SFP の重大事故時の挙動を評価する解析モデルの高度化 SFP の重大事故時の挙動（伝熱・流動）を評価する原子炉システムコードのシミュレーションモデルを高度化し、上記実験データに基づいて妥当性を確認し、同コードの適用性を評価する。 (4) SFP の重大事故の評価 SFP の事故時の挙動に関する実験結果及び解析結果に基づき、SFP の重大事故時の対策を審査する際に必要となる液滴径等のスプレイ冷却特性に係る技術的課題を整理する。 		

図 1. SFP 熱流動実験装置の全容

図 2. スプレイ流況の事前評価結果（流速分布）

	工程表 <table><tr><th></th><th>平成24年度 (2012)</th><th>平成25年度 (2013)</th><th>平成26年度 (2014)</th><th>平成27年度 (2015)</th><th>平成28年度 (2016)</th><th>平成29年度 (2017)</th></tr><tr><td>実験計画, 事象進展等の予備的な解析評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>熱流動実験装置の製作</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>熱流動実験の実施</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>臨界防止能力確認実験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>解析モデルの高度化</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>重大事故の評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>		平成24年度 (2012)	平成25年度 (2013)	平成26年度 (2014)	平成27年度 (2015)	平成28年度 (2016)	平成29年度 (2017)	実験計画, 事象進展等の予備的な解析評価							熱流動実験装置の製作							熱流動実験の実施							臨界防止能力確認実験							解析モデルの高度化							重大事故の評価						
	平成24年度 (2012)	平成25年度 (2013)	平成26年度 (2014)	平成27年度 (2015)	平成28年度 (2016)	平成29年度 (2017)																																												
実験計画, 事象進展等の予備的な解析評価																																																		
熱流動実験装置の製作																																																		
熱流動実験の実施																																																		
臨界防止能力確認実験																																																		
解析モデルの高度化																																																		
重大事故の評価																																																		
7. H28 年度 実施計画	1) SFP の重大事故時のスプレー冷却による定量的効果を評価するための熱水力実験及び 4 バンドル体系実験装置の製作 平成 27 年度に製作した 7×7 正方格子の実長の模擬燃料集合体、スプレー冷却設備等の実験装置を用い、空気冷却に対する実験条件を設定してスプレー冷却特性を把握するための実験を実施する。これにより、気液対向流制限（CCFL）特性、スプレー液滴特性、二相水位、燃料温度等に関する実験データを取得し整理する。また、燃料集合体ごとの出力の相違によるスプレー冷却特性の差を平成 29 年度実施の実験にて把握するため、 4 バンドル体系の実験が可能となるよう前述の実験装置を拡張し組み立てる。 2) 解析モデルの高度化 SFP 内で水位が大幅に減少した場合のスプレー冷却特性について、原子炉システムコード及び汎用 CFD コードによる 平成 27 年度に実施した事前解析で把握されたボイド率等の二相流パラメータの振動、プール内横方向流れの不安定性、スプレーのモデル化等の数値解析上の課題を踏まえた解析を実施し、スプレー冷却特性の予測に活用できるよう解析的知見を蓄積する。また、実験データが整理された段階で定性的な比較を実施し、必要に応じて、解析上の課題を見直す。さらに、これらの解析を通じて原子炉システムコード等で改良が必要な解析モデル等を抽出し、その改良法を検討する。 3) 重大事故の評価 プール内の燃料配置の検討などに基づいて、空気冷却時、水位が著しく低下した条件等における重大事故時の燃料冷却性を評価する。																																																	
8. 備考																																																		

1. プロジェクト	(A06) 燃料破損限界に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性を判断するため、以下の技術的知見の整備が必要である。 (1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 これまでの高燃焼度燃料の出力急昇試験において、被覆管の外面からの亀裂による燃料破損（外面割れ破損）という新たな破損形態があることが明らかとなったため、その発生条件に関する技術的知見を整備する必要がある。 (2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 燃料被覆管は炉内使用中に冷却水との酸化反応によって発生した水素の一部を吸収する。また、水素吸収量は核燃料の燃焼期間の長期化、すなわち高燃焼度化に伴い加速度的に増加する傾向にあることが明らかとなっている。水素吸収量の増加により燃料被覆管の延性が低下（水素脆化）し、燃料被覆管の過歪による機械的破損の基準（被覆管 1%塑性歪）に対する余裕が少なくなるため、燃料被覆管の水素脆化に関する技術的知見を取得し、現行基準の見直しの要否を検討する必要がある。		
4. 目的	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 外面割れ破損限界の判断根拠等を明らかにするため、燃料被覆管外面割れ破損を支配する因子及び外面割れ発生を適切に判断する条件に関する技術的知見を整備する。 (2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 燃料被覆管の機械的健全性に係る基準（被覆管 1%塑性歪）の見直しの要否の判断に資するため、高燃焼度化に伴い水素吸収量が大きく増加した燃料被覆管が機械的破損に至る応力、ひずみ等に関する知見を整備する。		
5. 知見の活用先	得られた成果は、事業者が実施する燃料健全性評価の妥当性確認、燃料被覆管の機械的健全性に係る基準の見直しの要否の検討等に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H19 年度） （終期：H33 年度）	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 - 出力急昇試験 これまで照射済燃料被覆管単体を用いた炉外試験により、被覆管外面水素化物析出条件、初期亀裂発生応力、亀裂進展速度等に関するデータを取得し、外面割れ破損発生条件を明確化した。この条件を検証するため、試験炉で異常過渡時を模擬して試験燃料棒の出力を急上昇させ、外面割れ破損発生過程を再現して被覆管の状態を調べる出力急昇試験を実施する。具体的には最高出力と保持時間の関係を考慮した試験条件（図 1）により外面割れ破損機構を確認する。また、被覆管単体試験の結果に基づく破損時間評価結果と合わせて外面割れ破損発生条件を検討、評価する。これらにより、外面割れ破損限界に関する技術的知見を整備する。 (2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 - 被覆管機械特性試験 これまでに使用済燃料被覆管の内圧破裂試験により、破断伸びと水素濃度（水素吸収量）の関係に関する知見（図 2）を得た。また、水素化物析出状態が異なる試験片を使用した内圧破裂試験により、水素化物の析出形態が被覆管の強度、延性等の機械的特性に与える影響を調べた。これらの技術的知見を整理し、被覆管機械的健全性に関する判断基準の見直しの要否を検討する。 外面近傍への半径方向水素化物集積 外面水素化物に初期き裂発生 き裂先端への水素拡散とき裂進展 貫通き裂発生 燃料棒出力 被覆管応力 図 1 出力急昇試験による亀裂発生状況(イメージ) 試験温度 ◇△ 300℃ ▲ 320℃ ◆▲ 343℃ ○ 300℃ ● 320℃ ● 343℃ 応力状態 二軸応力 単軸応力 (二軸条件に補正) ↑: 非破損 破断伸び (%) 水素濃度 (ppm) 図 2 内圧破裂試験による破断伸びと水素濃度の関係の例		

	<table><tr><th colspan="7">工程表</th></tr><tr><th></th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th>平成 28 年度</th><th>平成 29 年度</th><th>平成 30 年度</th><th>平成 31 年度～</th></tr><tr><td>(1)外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備</td><td></td><td colspan="5"> 出力急昇試験 </td></tr><tr><td>(2)被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備</td><td colspan="3"> 被覆管機械特性試験 </td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="4">国際プロジェクト</td><td colspan="5"> OECD/NEA スタズビク被覆管健全性プロジェクトⅢ*1 </td><td></td></tr><tr><td colspan="5"> OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*2 </td><td></td></tr><tr><td colspan="5"></td><td></td></tr><tr><td colspan="5"></td><td></td></tr><tr><td colspan="7"> *1：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 LOCA 試験など *2：ウラン燃料、MOX 燃料の通常時燃料ふるまい及び LOCA 試験など </td></tr></table>	工程表								平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度～	(1)外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備		出力急昇試験					(2)被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備	被覆管機械特性試験						国際プロジェクト	OECD/NEA スタズビク被覆管健全性プロジェクトⅢ*1						OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*2																		*1：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 LOCA 試験など *2：ウラン燃料、MOX 燃料の通常時燃料ふるまい及び LOCA 試験など						
工程表																																																													
	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度～																																																							
(1)外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備		出力急昇試験																																																											
(2)被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備	被覆管機械特性試験																																																												
国際プロジェクト	OECD/NEA スタズビク被覆管健全性プロジェクトⅢ*1																																																												
	OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*2																																																												
*1：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 LOCA 試験など *2：ウラン燃料、MOX 燃料の通常時燃料ふるまい及び LOCA 試験など																																																													
7. H28年度実施計画	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 ・ 出力急昇試験 燃料ペレットの炉外加熱試験により、出力急昇時の核分裂生成ガス放出のしきい温度、FP ガス放出率等のデータを取得する。 (2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 ・ 被覆管機械特性試験 本プロジェクトでこれまでに得られた試験データについて、照射済被覆管中の水素化物析出状態を分析し、水素化物の方位、長さ等を表す指標と強度及び破断伸びの値の相関を定量評価する。																																																												
8. 備考																																																													

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A07) 混合酸化物燃料特性評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料では燃料棒温度や内圧の評価に影響する核分裂生成ガス（以下「FP ガス」という。）放出や熱伝導率の燃焼度依存性等が UO₂ 燃料と異なることを示唆する知見が得られている。軽水炉で使用される MOX 燃料の通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性に係る事業者評価の妥当性を確認するためには、次に示す MOX 燃料固有のふるまいに関する技術的知見を整備する必要がある。 (1) MOX 燃料ではプルトニウム (Pu) 濃度の高い領域 (Pu スポット部) が存在し、この領域では他の領域より多くの核分裂が生じる。このような核分裂密度の不均一性などにより、FP ガスの挙動が UO₂ 燃料と異なるとの知見が得られており、燃料棒内圧等に影響する可能性がある。 (2) MOX 燃料では核分裂によって生成される核分裂生成物 (FP) の組成が UO₂ 燃料と異なることなどから、熱伝導率の燃焼度依存性が UO₂ 燃料と異なり、燃料棒温度等に影響する可能性がある。 また、MOX 燃料の審査に関連し、次のような産業界動向が挙げられる。 軽水炉で使用される MOX 燃料は、現在、海外の MOX 燃料加工工場で製造されているが、日本原燃(株) (JNFL) の計画によれば、将来は国内 MOX 燃料加工工場で製造した MOX 燃料を実用化し、軽水炉で使用するとされている。国内 MOX 燃料加工工場は平成 31 年度に竣工する計画であることから、性能確認など各種試験を考慮すると平成 32 年度頃以降に事業が開始されると見込まれ、早ければ、平成 31 年度に設計認可申請書が提出され、審査を開始することになると考えられる。		
4. 目的	事業者が実施する MOX 燃料健全性評価の妥当性確認を行うために必要な技術的知見の整備として、以下の試験研究を実施し、MOX 燃料の健全性評価上重要な因子である FP ガスの挙動や燃料ペレットの熱特性（熱伝導率等）に関するデータを取得する。また、取得したデータを基に FP ガス放出挙動解析モデルを改良する。 ①高燃焼度 MOX 燃料照射試験 整備する知見：MOX 燃料ペレットの高燃焼度領域における照射挙動（FP ガス放出挙動、燃料中心温度等） ②高富化度 MOX 燃料照射試験 整備する知見：高富化度 MOX 燃料ペレットの照射挙動（FP ガス放出挙動等） ③MOX 燃料特性評価試験 ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 整備する知見：FP ガス放出挙動及び FP ガス放出挙動解析モデルの改良 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 整備する知見：照射済み MOX 燃料ペレットの熱特性（熱伝導率等）		
5. 知見の活用先	(1) MOX 燃料健全性評価の妥当性確認に資する (2) MOX 燃料健全性評価のための指針類の見直しの要否の検討に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H19 年度） （終期：H28 年度）	① 高燃焼度 MOX 燃料照射試験（H23 年度までに完了） - 既に照射された MOX 燃料要素 2 本（Pu-total：8.3%、SBR-MOX、MIMAS-MOX）及び UO₂ 燃料要素（レファレンス）1 本を追加照射し、ピーク燃焼度約 74GWd/t におけるデータを取得して、FP ガス放出挙動、燃料中心温度等を把握するとともに、FP ガス放出挙動解析モデルの改良を行った。 ② 高富化度 MOX 燃料照射試験（H23 年度までに完了） - 既に照射された高富化度 MOX 燃料要素 3 本について、1 本は追加照射なしで破壊試験、2 本は追加照射した上で非破壊試験及び破壊試験を実施し、高富化度（Pu-total：14.3%）、高燃焼度（ピーク燃焼度：約 54GWd/t）におけるデータを取得して、FP ガス放出挙動等のデータを取得した。 ③ MOX 燃料特性評価試験（H24 年度より継続実施中） ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 - 高燃焼度での FP ガス放出挙動データを取得するため、試験炉での MOX 燃料追加照射試験を実施し、照射後の非破壊ガンマ線測定及びパンクチャー試験によって FP ガス放出率の評価を行う。また、破壊試験により、照射後 MOX 燃料ペレットの微細組織等を調べるとともに、ペレット内の FP ガス分布を測定し、FP ガスの挙動を把握する。これらの結果を用いて、FP ガス放出挙動解析モデルの改良を行う。 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 - MOX 燃料と UO₂ 燃料の燃焼進展に伴う熱伝導率等の変化の相違について検討する。このため、照射済み MOX 燃料ペレットの熱拡散率等を測定し、熱伝導率を評価する。		

	工程表 <table><tr><th>平成 23 年度</th><th>平成 24 年度</th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th>平成 28 年度</th></tr><tr><td>① 高燃焼度 MOX</td><td>燃料照射試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>② 高富化度 MOX</td><td>燃料照射試験</td><td></td><td>③MOX 燃料特性評価試験</td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>③-1 MOX 燃料照射特性評価試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>照射試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>照射後試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>取得した試験データの整理・解析</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>解析モデルの高度化</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>③-2 MOX 燃料熱特性評価試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	平成 23 年度	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	① 高燃焼度 MOX	燃料照射試験											② 高富化度 MOX	燃料照射試験		③MOX 燃料特性評価試験										③-1 MOX 燃料照射特性評価試験						照射試験						照射後試験						取得した試験データの整理・解析						解析モデルの高度化						③-2 MOX 燃料熱特性評価試験										
平成 23 年度	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度																																																																				
① 高燃焼度 MOX	燃料照射試験																																																																								
② 高富化度 MOX	燃料照射試験		③MOX 燃料特性評価試験																																																																						
	③-1 MOX 燃料照射特性評価試験																																																																								
	照射試験																																																																								
	照射後試験																																																																								
	取得した試験データの整理・解析																																																																								
	解析モデルの高度化																																																																								
	③-2 MOX 燃料熱特性評価試験																																																																								
7. H28年度実施計画	③ MOX 燃料特性評価試験 ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 ・照射後試験 ベルギー原子力エネルギー研究所(SCK・CEN)の試験炉にて照射試験を完了した高富化度 MOX 燃料ペレットに対して、走査型電子顕微鏡(SEM)観察、電子線マイクロアナライザ(EPMA)分析、密度測定及び燃焼度分析を行う。 ・二次イオン質量分析 フランス CEA カダラッシュ研究所にて照射済の高富化度 MOX 燃料ペレットの二次イオン質量分析 (SIMS)を実施し、燃料ペレット内の FP ガス分布を測定する。。 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 ・熱伝導率評価 照射済みの高燃焼度 MOX 燃料及び高富化度 MOX 燃料から取り出したペレットサンプルを用いて、ドイツ超ウラン元素研究所(ITU)にて熱拡散率及び比熱を測定し、熱伝導率を評価する。																																																																								
8. 備考																																																																									

1. プロジェクト	(A08) 事故時燃料冷却性評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	(I) LOCA 時の燃料冷却性 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示されている冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時の燃料に関する制限値（被覆管最高温度（PCT）$\leq 1200^{\circ}\text{C}$、化学量論的酸化量（ECR）$\leq 15\%$、（以下「LOCA 基準」という。)) は、LOCA の過程で被覆管がその延性を極度に失うことなく、冷却可能な状態に炉心の形状を維持することを保証するという観点で設定されている。LOCA 時の燃料挙動に影響を及ぼす可能性に関する最新知見として、国際的には下記（1）～（3）があげられており、これらが燃料の冷却性に及ぼす影響について検討する必要性がある。 (1) 被覆管脆化への水素の影響 LOCA 時には被覆管の脆化が進む。この脆化の程度に、LOCA 時以前に被覆管に吸収された水素が影響する可能性。 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 PCT 制限値より低温の約 $700\sim 1000^{\circ}\text{C}$ において水蒸気中に長時間被覆管を暴露した際に被覆管の酸化が加速し、機械的健全性が損なわれる可能性。 (3) FFRD 現象（FFRD：Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal） ● 燃焼に伴う燃料ペレットの細粒化（フラグメンテーション） ● 被覆管温度及び燃料棒内外差圧の上昇等による被覆管膨れ（バルーニング）及び細粒化した燃料ペレット片の膨れ部への軸方向移動（リロケーション） → 局所出力の上昇による被覆管温度上昇、被覆管の機械的特性の低下等をもたらす可能性。 ● 被覆管破裂及びそれに続く燃料ペレット片放出（ディスパーサル） → 流路閉塞による燃料冷却性低下等の可能性。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 LOCA 後に地震が発生した場合の長期間にわたる燃料の冷却性に及ぼす影響について検討する必要性がある。		
4. 目的	(I) LOCA 時の燃料冷却性 最新知見を踏まえて現行 LOCA 基準の見直しの要否を検討するため、下記の技術的知見を取得する。 (1) 被覆管脆化への水素の影響 通常運転での燃焼に伴い被覆管には水素が吸収され、燃料の炉内滞在期間の長期化等により水素吸収量が増加する。水素吸収量が多い場合は、現行 LOCA 基準の制限範囲内の PCT 又は ECR であっても燃料の冷却可能形状維持に対する余裕が減少する。 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 PCT 制限値（1200°C）より低温での酸化加速現象が燃料の冷却可能形状維持性能に影響する。 (3) FFRD 現象 FFRD 現象が発生した際、局所出力の上昇、流路閉塞等により燃料冷却性の低下を招くとされているが、燃焼度等のパラメータが FFRD 現象、ひいては燃料冷却性に影響する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期燃料冷却性に係る判断基準の見直しの要否を検討するため、地震が発生した場合の燃料冷却性の判断に必要となる技術的知見を取得する。		
5. 知見の活用先	(I) LOCA 時の燃料冷却性 現行 LOCA 基準の見直しの必要性に応じて同基準見直し案及びその解釈、評価ガイドの作成に活用する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期燃料冷却性に係る基準の見直しの必要性に応じて同基準見直し及びその解釈、評価ガイドの作成に活用する。		

6. 安全研究概要
(始期：H25 年度)
(終期：H30 年度)

- (I) LOCA 時の燃料冷却性
- 最新知見を踏まえて現行 LOCA 基準の見直しの要否を検討するため、下記の技術的知見を取得する。
- (1) 被覆管脆化への水素の影響
- ① 我が国の LOCA 基準の根拠となったデータや考え方等を整理する。また、米国、仏国等についても同様の調査、整理を行う。これらにより水素の影響に関する技術的知見を取得する。
 - ② 国内外の技術情報及び試験データを収集、調査することによって水素の影響に関する技術的知見を取得する。
 - ③ 高燃焼度燃料の被覆管を使用した LOCA 模擬試験によりデータを取得する。(別事業(A09)燃料等安全高度化対策事業において、データを取得する。)
- (2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化
- PCT 制限値(1200℃)より低温での酸化加速現象が被覆管の機械的強度特性に及ぼす影響に関するデータを取得するため、下記を実施する。
- ① 国内外の技術情報及び試験データを収集、調査することによってブレイクアウェイ酸化に関する技術的知見を取得する。
 - ② 現行及び改良型被覆管に関する高温酸化試験データを継続して収集・整理する。
 - ③ 国内プラントにおける LOCA 時被覆管温度及び高温継続時間に関する解析結果等を調査する。
 - ④ ①及び②で得られたブレイクアウェイ酸化に関する技術的知見と③で得られた解析結果等を比較し、実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性について検討する。
- (3) FFRD 現象
- FFRD 現象に関する技術的知見を取得するため下記を実施する。
- ① 国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査により、燃焼度等のパラメータが FFRD 現象に及ぼす影響に関する技術的知見を取得する。
 - ② バルーンニング及びリロケーションによる局所出力増加、被覆管温度の上昇等についての解析等を通じ、燃料冷却性に及ぼす影響を評価する。
 - ③ 照射済みの燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験を実施し、燃料棒内部のペレットの変化や燃料棒外に放出されるペレット片の量等についての技術的知見を取得する。
 - ④ 燃料棒外に放出されるペレット片の放出量等が燃料冷却性等に及ぼす影響についての技術的知見を取得する。
 - ⑤ 解析手法の整備として LOCA 解析コードへ FFRD モデルを組み込み、解析により実プラントへの影響を評価する。
(A02)熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)にて実施)
- (II) LOCA 後の長期燃料冷却性
- LOCA 後の燃料の長期保管期間中の燃料冷却性に係る基準の見直しの要否を検討するため、LOCA 後の燃料の長期冷却期間中に燃料集合体に働く荷重や、LOCA により高温酸化し、ECCS からの注入水による急冷がもたらす熱衝撃を受けた被覆管の機械的特性等の技術的知見を下記を実施して取得する。
- ① LOCA後の長期燃料冷却性に関する国内外の最新動向を調査する。
 - ② LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた燃料の変形状況等について、既存の試験結果等を調査する。
 - ③ LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた被覆管の機械的特性について国内外の技術情報及び試験データを収集、調査する。
 - ④ LOCA後の地震発生時に実機を想定して燃料に働く応力等について解析データ等を調査する。

工程表						
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
(I) LOCA 時の 燃料冷却性		現行 LOCA 基準の 見直しの必要性検討	〔(1)、(2) について〕		〔(3) について〕	
(1) 被覆管 脆化への水素 の影響	現行基準の技術的根拠の整理					
	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査					
(2) 被覆管 ブレイクアウ エイ酸化	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査					
	国内プラントを対象とした高温継続時間の解析データ等の調査					
	実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性検討					
(3) FFRD 現象	国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査					
	LOCA 時被覆管温度等に及ぼす影響の解析、評価					
	高燃焼度燃料 LOCA 模擬試験					
	放出されたペレット片放出が燃料冷却性に及ぼす影響の調査					
(II) LOCA 後の 長期燃料冷却 性	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査					
	長期冷却中に燃料集合体に働く応力等の調査					

7. H28 年度実施計画	(I) LOCA 時の燃料冷却性 (1) 被覆管脆化への水素の影響 ・リング圧縮試験に基づく延性維持基準と LOCA 模擬急冷破断試験に基づく強度維持基準について解釈の明確化を図る。 ・強度維持基準として LOCA 模擬急冷破断試験結果を LOCA 基準の基礎データとする場合、燃焼度、被覆管酸化・水素濃度、急冷時軸方向拘束力、被覆管合金組成等の試験パラメータの寄与及び基準における取扱いを検討し、LOCA 時の破断限界を評価する。 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 ・改良型被覆管に関する高温酸化試験データを収集・整理し、ブレークアウェイ酸化の発生条件を評価する。 ・LOCA 解析シナリオについて PCT 及びその継続時間の解析結果を収集・整理し、ブレークアウェイ酸化の考慮の可否を評価する。 (3) FFRD 現象 ・国際プロジェクト（ハルデン原子炉プロジェクト及びスタズビック被覆管健全性プロジェクト）によって得られる技術情報を収集・整理し、しきい燃焼度の評価、モデルの開発状況の確認・評価及び FFRD の影響の評価を行う。 ・FFRD 現象に関する詳細データを取得するため高燃焼度照射済の実燃料入り燃料棒を用いた LOCA 模擬試験を計画しており、今年度は照射済燃料を試験するための装置を設計する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 ・LOCA 模擬急冷破断試験後の膨れ・破裂した被覆管（前年度までに試験を実施した被覆管試料）を用いて 4 点曲げ試験を実施し、破断曲げモーメントに関するデータを取得し、LOCA 後の燃料被覆管の破断強度を評価する。 ・LOCA 後の地震時に被覆管に作用する地震荷重を評価する。 ・これらの結果に基づき、LOCA 後の燃料に地震荷重が作用した場合に燃料冷却形状が維持されるための基準の見直しの可否について、検討・評価する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A09)燃料等安全高度化対策事業	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付																																											
2. カテゴリー・研究分野	（１）原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価																																													
3. 背景	既存炉の安全性の向上等を目的とした PWR 及び BWR 改良型燃料^(*)について、想定される事故時の燃料冷却性、燃焼に伴う燃料棒の延び（照射成長）等の確認に資するため、次の知見を取得する必要がある。 ① 改良型燃料についての種々の改良が、原子炉の事故時において、原子炉停止能力、炉心冷却性、圧力バウンダリの健全性等に影響を及ぼす可能性があることから、その影響に関する定量的な知見 ② 原子炉内使用中の被覆管の照射成長が、燃料棒及び燃料集合体に過度の変形をもたらす可能性があることから、改良合金被覆管についての照射成長に関する定量的な知見 (*) 実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 7 号）第八条に被覆管合金元素含有量に関する JIS 規格が引用されているが、この JIS 規格の範囲を超えて合金元素含有量を変更した新合金被覆管の採用、及び結晶組織を変更した燃料ペレットの採用により、現行型の燃料に比べ、主に通常運転時の燃料被覆管の腐食や水素吸収による劣化、燃料棒内圧の上昇等の抑制を図った燃料。																																													
4. 目的	① 改良型燃料についての反応度事故（RIA）模擬試験及び解析 ・RIA における燃料の破損限界、破損挙動及び破損影響に関する技術的知見を取得する。 ② 改良型燃料についての冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験 ・LOCA 時の炉心冷却性維持基準に関する技術的知見を取得する。 ③ 改良合金被覆管の照射成長試験 ・合金成分や被覆管の加工及び熱処理条件が照射成長挙動に及ぼす影響に関する技術的知見を取得する。																																													
5. 知見の活用先	改良型燃料の事故時安全性に係る規制基準作成に資するとともに、改良型燃料の燃料健全性確認に資する。																																													
6. 安全研究概要 （始期：H18 年度） （終期：H30 年度）	① 改良型燃料についての反応度事故（RIA）模擬試験及び解析 燃料挙動解析コードを用いた試験前の予測解析により試験条件を決定する。 PWR 燃料、BWR 燃料及び MOX 燃料について、決定された試験条件により研究用原子炉を用いて出力を急激に上昇させる RIA 模擬試験を行い（図 1 及び表 1）、燃料の破損限界（図 2）、破損の様子及び破損が原子炉に与える影響を調べ、RIA 時の原子炉停止能力、炉心冷却性及び圧力バウンダリの健全性に関するデータ並びに一般公衆の被ばく評価に必要な基礎データを取得する。 予測解析結果と試験後の測定結果を比較評価し、RIA 時の燃料挙動に関する知見を取得する。 図 1 RIA 模擬試験のイメージ図¹⁾ 図 2 RIA 条件下での燃料破損マップ²⁾ 表 1 RIA 模擬試験数（計画数） <table><tr><th colspan="2">燃料タイプ</th><th rowspan="2">被覆管</th><th colspan="4">RIA 模擬試験</th></tr><tr><th>燃料タイプ</th><th>炉型</th><th>総数</th><th>H27 まで実績数</th><th>H28 計画数</th><th>H29 以降計画数</th></tr><tr><td rowspan="4">UO₂</td><td rowspan="3">PWR</td><td>M-MDA</td><td>4</td><td>4</td><td></td><td></td></tr><tr><td>ZIRLO</td><td>1</td><td></td><td>1</td><td></td></tr><tr><td>M5</td><td>1</td><td>1</td><td></td><td></td></tr><tr><td>BWR</td><td>Zry-2</td><td>4</td><td></td><td>1</td><td>3</td></tr><tr><td>MOX</td><td>PWR</td><td>M5</td><td>1</td><td></td><td></td><td>1</td></tr></table>			燃料タイプ		被覆管	RIA 模擬試験				燃料タイプ	炉型	総数	H27 まで実績数	H28 計画数	H29 以降計画数	UO ₂	PWR	M-MDA	4	4			ZIRLO	1		1		M5	1	1			BWR	Zry-2	4		1	3	MOX	PWR	M5	1			1
燃料タイプ		被覆管	RIA 模擬試験																																											
燃料タイプ	炉型		総数	H27 まで実績数	H28 計画数	H29 以降計画数																																								
UO ₂	PWR	M-MDA	4	4																																										
		ZIRLO	1		1																																									
		M5	1	1																																										
	BWR	Zry-2	4		1	3																																								
MOX	PWR	M5	1			1																																								

② 改良型燃料についての冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験

PWR 及び BWR 燃料被覆管を試験用模擬燃料棒に組み立て、水蒸気中で 1200℃程度に加熱後、水で急冷するという LOCA 模擬試験を行い（図 3、表 2）、燃料の破断限界（図 4）や破断の様子を調べる。これにより、LOCA 時に燃料が破断することなく原子炉の冷却性が維持されることを確認するとともに、一般公衆の被ばく評価に必要な基礎データを取得する。

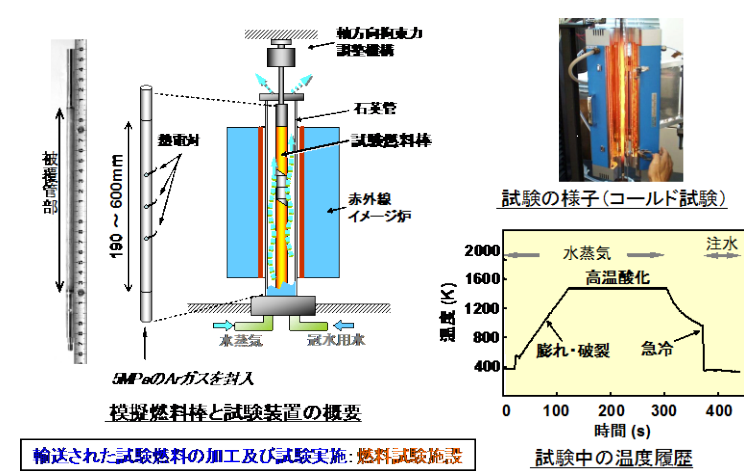


図 3 LOCA 模擬試験のイメージ図³⁾

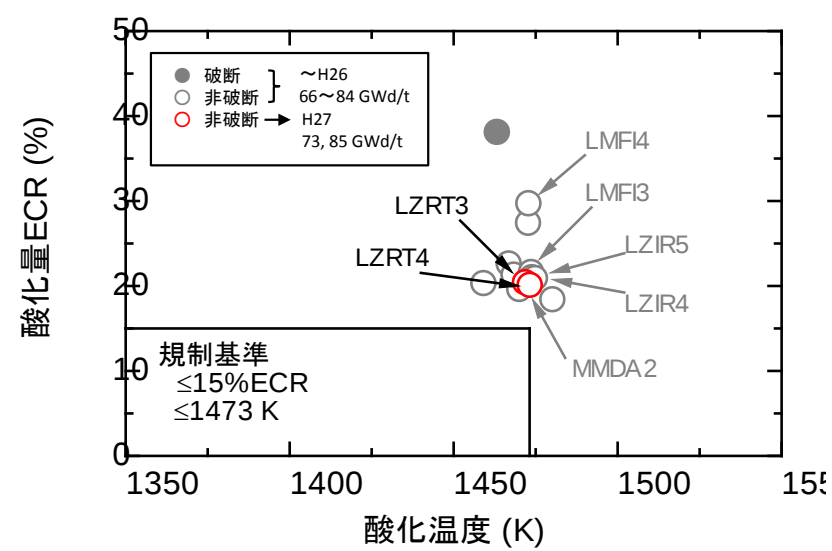


図 4 LOCA 条件下での燃料破断マップ⁴⁾
(拘束試験)

表 2 LOCA 模擬試験数（計画数）

燃料タイプ		被覆管	LOCA 模擬試験		
燃料タイプ	炉型		総数	H26 まで実績数	H27 実績数
UO ₂	PWR	M-MDA	2	2	
		ZIRLO	2	2	
		M5	2	2	
	BWR	Zry-2	2		2

③ 改良合金被覆管の照射成長試験

米国や仏国で既に導入されている改良燃料被覆管であるM5 合金被覆管等を試験研究炉において PWR 条件（300～320℃）を模擬した環境で6年程度照射し（高速中性子照射量 1.2×10²² n/cm²程度、燃焼度 60 GWd/t 相当を目標）、試料の長さ、重量、外観等の変化と照射量との関係性を評価することによって、M5 合金被覆管等の照射成長に関するデータを取得する。

工程表						
年度 実施項目	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度
① RIA 模擬試験及び 解析	PWR 燃料試験					
			BWR 燃料試験			
				MOX 燃料試験		
	RIA 試験解析					
②LOCA 模擬試験	PWR 燃料試験					
			BWR 燃料試験			
③照射成長試験	試験研究炉照射					
	▽ 照射成長データ取得	▽	▽	▽	▽	照射後試験

出典：

- 1) T. Fuketa, “Outline of Fuel Safety Research at JAERI”, Summary of Fuel Safety Research Meeting 2004, March 1-2, 2004, Tokyo, JAERI-Review 2004-021 (2004). （出典先の図を参考として作図）
- 2) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書（平成 26 年 3 月、独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター）（出典先の図を参考として作図）
- 3) F. Nagase, T. Fuketa, “Fracture Behavior of Irradiated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol. 43(9) 1114-1119 (2006). （出典先の図を参考として作図）
- 4) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書（平成 28 年 3 月、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター）（出典先の図を参考として作図）

7. H28年度実施計画	今年度の事業は、原子力規制庁から国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施する。 ① 改良型燃料についての反応度事故（RIA）模擬試験及び解析 （１） PWR 及び BWR 改良型燃料を対象とし、研究用原子炉を使用して室温及び高温条件下における RIA 模擬試験を 2 試験程度実施し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響に関するデータを取得する。 （２） RIA 試験前後の燃料に対して試験及び分析を行い、RIA 試験前後の被覆管酸化・水素化の状態、破損燃料の被覆管破面状態、核分裂生成ガスの放出率、微粒子化した燃料ペレットの状態等に関するデータを取得する。 （３） 改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、これまでに実施した高燃焼度改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた解析を行う。また、試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定に資するため、実機での燃料照射状況などに基づき燃焼解析、ベース照射解析及び RIA 試験解析を行う。 （４） RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を模擬した被覆管試験を実施し、応力の多軸性等が改良型燃料の破損に及ぼす影響に関するデータを取得する。 上記（１）～（４）の試験及び解析の結果により、改良型燃料の RIA 時の破損限界、破損状況及び破損の影響を評価する。 ② 改良型燃料についての冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験 照射済改良合金 2 種類程度について高温酸化試験を実施し、高温での酸化加速現象に関するデータを取得する。 LOCA 模擬急冷試験後の照射済改良合金の燃料被覆管試料について 4 点曲げ試験を 2 試験程度実施する。 上記試験の結果により、改良型燃料の LOCA 時安全性を評価するための LOCA 時の酸化挙動、LOCA 後の耐荷重性能に係る燃料破断限界を評価する。 ③ 改良合金被覆管の照射成長試験 試験研究炉（ハルデン炉（ノルウェー））において加圧水型軽水炉条件（300～320℃）を模擬した環境下で、これまで照射してきた改良被覆管材料を含む試験片に、高速中性子照射量 $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) 程度の追加照射を行う。試験片外観状態を観察するとともに、照射に伴う伸びデータ及び酸化重量増加データを取得し、照射成長挙動を評価する。
8. 備考	

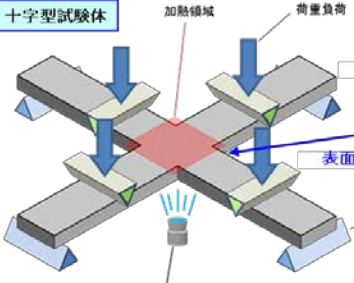
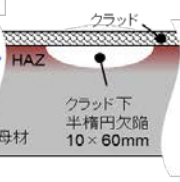
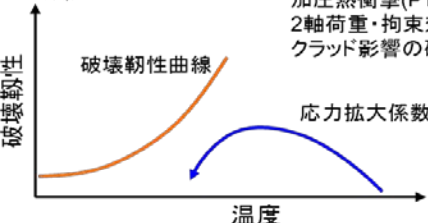
1. プロジェクト	(A10)軽水炉照射材料健全性評価研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○運転期間延長及び高経年化対策		
3. 背景	原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)は一次系耐圧機器の中で最も重要な機器の一つであり、最新の科学的・合理的な評価を行い、その健全性を維持する必要がある。そのためには現在整備されている基準及び民間規格の安全裕度を常に最新の知見で見直し、改善を図ることが重要である。現在反映する必要のある課題として、高照射域の照射データ(参照温度、破壊靱性等のデータ及び予測法)の拡充、民間規格や海外の規格に採用されているクラッドを考慮した評価及び負荷履歴を考慮した評価の反映が挙げられる。 また、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ(以下「IASCC」という。)については、亀裂の健全性評価を実施する際に実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈(平成26年8月6日原子力規制委員会。以下「亀裂の解釈」という。)において適用を要求している亀裂進展速度よりも速い亀裂進展データが実験室レベルで得られており、より実機に近い環境にて現行規制の妥当性を確認する必要がある。		
4. 目的	以下の知見を整備する。 ① RPV の中性子照射脆化(以下「照射脆化」という。)について、照射材等を用いた破壊靱性データを取得するとともに、脆化予測法の妥当性確認のための知見。 ② IASCC について、現行規制の妥当性を確認するために必要となる照射材の亀裂進展挙動等に関する知見。		
5. 知見の活用先	運転期間延長に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認並びに民間規格の技術評価のための技術的知見の整備、拡充を図る。また、必要に応じて亀裂の解釈等の規制要求事項の更新に資する。		
6. 安全研究概要 (始期: H18 年度) (終期: H31 年度)	① 照射脆化 安全上最も重要で交換が困難な機器である RPV の健全性を評価する際には、最も厳しい条件として加圧熱衝撃事象(以下「PTS 事象」という。)を想定している。PTS 事象とは、冷却材喪失事故等の際に非常用炉心冷却水が注入され、RPV の内面が急冷されて引張応力が発生する過渡事象であり、健全性評価においては RPV の内面に欠陥があることを想定した上で、PTS 事象が生じても破壊しないことを確認している。原子炉の高経年化に伴い RPV の照射脆化が進行していることから、照射材の破壊靱性値等のデータを拡充し、健全性評価手法の妥当性を確認する。 a. 破壊力学的評価手法 全体イメージを図1に示す。 - 破壊靱性評価に係る試験等 - 健全性判定に係る試験等 - 破壊力学評価に係る試験等 中性子照射した RPV 鋼を用いて破壊靱性試験等を実施し、破壊靱性値に及ぼす試験片形状・板厚の効果を明らかにすることにより小型試験片から参照温度 * (T_0) を評価することの妥当性を確認する。また、想定欠陥位置であるクラッド下溶接熱影響部の照射脆化感受性を明らかにすることにより、板厚の 1/4 位置から採取される監視試験片の保守性を確認する。 荷重-温度履歴を変化させる破壊靱性試験を実施し、一般社団法人日本電気協会電気技術規程(以下「JEAC」という。)4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」の最新版に取り入れられる高温予荷重効果(以下「WPS 効果」という。)の妥当性を確認する。また、参照温度(T_0)と亀裂伝播停止破壊靱性(K_{Ia})の相関の確認や計装シャルピーデータを利用した K_{Ia} 評価法を整備し、同じく JEAC4206 の最新版に取り入れられる K_{Ia} 遷移曲線の妥当性を確認する。 RPV 鋼の脆化を模擬した鋼材にクラッドを溶接した材料を用いて、クラッド下欠陥及び母材表面欠陥を付与した平板曲げ試験を実施し、現行の応力拡大係数評価手法の保守性を確認する。また、同じく欠陥を付与した十字型試験体を用いて加圧熱衝撃を模擬する試験を実施し、亀裂の拘束効果、2 軸荷重、クラッドの影響を含めた破壊評価を行い、健全性評価手法の保守性を総合的に確認する。 *: 温度により値が変化する材料の破壊に対する抵抗力は破壊靱性曲線として与えられる。この曲線が温度軸のどの位置にあるかを示す指標を参照温度という。一般にこの曲線は多数の破壊靱性試験データの下限となるように設定されたり、データの 95%信頼限界を示すように設定される。 破壊靱性評価 - 照射脆化感受性 - 試験片形状・板厚効果  破壊靱性試験片 照射炉 ホットラボ試験  遠隔操作での試験 健全性判定に関する評価 - 高温予荷重(WPS)効果 - 亀裂伝播停止(K_{Ia}) 照射材の破壊靱性データ等の拡充 十字型試験体  加熱領域 荷重負荷 破壊力学評価  クラッド HAZ クラッド下半楕円欠陥 10×60mm 母材 表面亀裂を付与 支持点 冷却水スプレイノズル  破壊靱性曲線 応力拡大係数 温度 十字型試験体による加圧熱衝撃(PTS)時の2軸荷重・拘束効果やクラッド影響の確認 PTS時の健全性評価手法の妥当性を総合的に確認		

図1 RPV の照射脆化に係る破壊力学的評価手法の全体イメージ

	b. 脆化予測手法 監視試験データの統計解析により、JEAC4201-2007〔2013 年追補版〕「原子炉構造材の監視試験方法」における脆化予測法に関わる検討を行う。また、3 次元アトムプローブ法等により中性子照射された材料の組織分析を行い、高照射量領域における脆化因子を把握する。 ② IASCC ・照射材亀裂進展速度評価 中性子照射したステンレス鋼について、公開されている材料特性の照射データを収集・整理し、健全性評価に使用できる知見を整備する。中性子照射したステンレス鋼の亀裂進展試験等で取得するデータ及び整備した知見を基に、照射材に対する亀裂進展速度の評価手法を検討する。 ・照射下亀裂進展試験等 照射が材料と水環境に与える影響を考慮し、BWR 炉心シュラウドに使用されている低炭素ステンレス鋼を用いて、照射炉を使用した照射下亀裂進展試験を実施するとともに、亀裂先端近傍の酸化皮膜、変形組織の観察・分析等により、亀裂進展挙動に及ぼす照射下水環境の影響に関する知見を取得する。その知見により、前項で検討した照射材亀裂進展速度評価手法の健全性評価への適用性を確認する。 工程表 <table><tr><th></th><th>H23 年度</th><th>H24 年度</th><th>H25 年度</th><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度</th><th>H29 年度</th><th>H30 年度</th><th>H31 年度</th></tr><tr><td rowspan="3">①照射脆化 a. 破壊力学的評価手法</td><td></td><td></td><td></td><td>破壊靱性評価に係る試験等</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>健全性判定に係る試験等</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>破壊力学評価に係る試験等</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>b. 脆化予測手法</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>監視試験データの統計解析等</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="2">②IASCC</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>照射材亀裂進展速度評価</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>照射下亀裂進展試験等</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>		H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	H30 年度	H31 年度	①照射脆化 a. 破壊力学的評価手法				破壊靱性評価に係る試験等									健全性判定に係る試験等											破壊力学評価に係る試験等				b. 脆化予測手法						監視試験データの統計解析等				②IASCC						照射材亀裂進展速度評価								照射下亀裂進展試験等				
	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	H30 年度	H31 年度																																																											
①照射脆化 a. 破壊力学的評価手法				破壊靱性評価に係る試験等																																																																
				健全性判定に係る試験等																																																																
						破壊力学評価に係る試験等																																																														
b. 脆化予測手法						監視試験データの統計解析等																																																														
②IASCC						照射材亀裂進展速度評価																																																														
					照射下亀裂進展試験等																																																															
7. H28 年度 実施計画	今年度の事業は、原子力規制庁から国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施する。 ① 照射脆化 a. 破壊力学的評価手法 (1) 破壊靱性評価に係る試験等 既実施の研究の照射材から試験片を加工するとともに、引張試験、破壊靱性試験等を行い、破壊靱性参照温度とシャルピー延性脆性遷移温度の中性子照射による移行量について両者の相関を確認する。また、照射試験に用いる鋼材、溶接継ぎ手及びクラッド用材料を製作する。 (2) 健全性判定に係る試験等 未照射材を用いた WPS 効果に関する試験を行い、WPS 効果に及ぼす試験片の寸法、亀裂の形状及び荷重-温度履歴の影響について検討を行う。また、過年度までに取得した試験データも用いて WPS 効果の解析手法の整備を進める。 (3) 破壊力学評価に係る試験等 クラッドを考慮した破壊力学評価に関する試験を行うため、既往の研究成果や課題を踏まえて、照射脆化を模擬した鋼材の製作等に着手する。 b. 脆化予測手法 脆化メカニズム等に関する最新情報に基づいて、統計的解析手法を用いた評価、RPV 鋼等の微細組織観察を行う。また、材料中に偏析した元素を分析するための装置を整備する。 ② IASCC 既実施の研究の照射材等を用いた高温水中亀裂進展試験を実施するとともに、過年度までに同試験に供した試験片も含めて試験片亀裂先端近傍の変形組織、酸化皮膜等、試験片の詳細観察・分析を行う。また、炉内構造物等の照射挙動評価に必要な既往研究のデータを調査・整理し、試験条件の設定及び試験結果の評価に使用する。																																																																			
8. 備考																																																																				

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A11)運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○運転期間延長及び高経年化対策		
3. 背景	新規制基準施行に伴い、新たに常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物設備が劣化評価の対象となり、また、40 年を超えて原子炉を運転する場合には、劣化状況の把握のための点検（以下「特別点検」という。）を要求することとなった。 このため、以下を整備する。 (1) 常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物に係る高経年化技術評価の妥当性確認に関する技術的知見 (2) 運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認に関する技術的知見 (3) 常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物を含む経年プラントの体系的な安全裕度の評価に関する技術的知見		
4. 目的	高経年化技術評価の妥当性確認に資するよう以下を整備する。 (1) 重大事故環境下におけるケーブルの健全性評価手法。 (2) コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下等に関する健全性評価手法。 (3) 常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物を含む経年プラントの体系的な安全裕度評価に関する技術的知見並びに経年プラントの原子炉圧力容器及び一次系配管に対する確率論的破壊力学評価手法。		
5. 知見の活用先	(1) 運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認に資する。 (2) 高経年化技術評価の妥当性確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：H23 年度) (終期：H28 年度)	① ケーブルの長期健全性評価に係る研究（実施期間：平成 23～28 年度） 運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認に資する安全系ケーブルの長期健全性評価に関する技術的知見の整備を行うため、重大事故等対処設備に属するケーブルに関する国内外の技術情報の収集・分析、同設備の劣化特性に係る試験を行う。また、安全系ケーブルに対する状態監視技術の調査を行い、適用可能な状態監視手法を用いて実環境で使用された経年ケーブルの劣化状態を評価し、加速劣化手法の更なる適正化のための知見を得る。 ① -1) 常設重大事故等対処設備のうち、ケーブルの健全性評価手法の策定（平成 25～28 年度） 重大事故環境模擬条件（温度、圧力、線量、雰囲気と継続時間）を調査し、これを基に、熱・放射線で同時劣化させたケーブル供試体を対象として重大事故環境模擬試験を実施し、絶縁特性の変化を調査する。試験後、供試ケーブルは、下記記載の状態監視手法及び機器分析により、劣化状態を評価する。これら調査・検討から、重大事故環境におけるケーブルの健全性評価試験法を策定する。 ① -2) ケーブルの長期健全性評価手法の策定（平成 23～28 年度） 事故時機能要求のある安全系ケーブルの長期健全性は、環境認定試験結果により評価されている。しかし、環境認定試験には種々の不確実性が含まれていることから、特に高経年化プラントにおいては、機器の状態監視結果に基づく経年劣化管理を実施することが重要であり、事業者の実施する環境認定プログラムにおける劣化管理の妥当性確認に資するため、ケーブルの状態監視に係る技術的知見の整備を行う。広帯域インピーダンス分光法等の状態監視技術を用いて、経年劣化を模擬した熱・放射線同時劣化ケーブル供試体に対する劣化評価能力を調査する。また、一般産業の工場等において長期間使用されたケーブルに対し、実際に布設された状態において前述の状態監視技術により劣化測定を行い、技術的課題を抽出する。さらに、各材料の劣化特性を明確にし、劣化が高分子構造、電気的特性、機械的特性及び難燃性に与える影響を調査する。これらにより、状態監視技術手法と高分子劣化現象の関連を明確にし、安全上重要なケーブルの継続的な健全性確認に対する状態監視技術の適用性を取りまとめる。 ② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究（実施期間：平成 23～28 年度） 運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価並びに高経年化技術評価の妥当性確認に資するため、コンクリート材料の経年劣化評価及び劣化進展に伴う構造性能の低下に係る最新知見を取り入れ、コンクリート構造物の長期健全性評価に関する技術的知見を整備する。 ② -1) コンクリート構造物の複合劣化に関する研究（平成 23～27 年度） コンクリート構造物の材料劣化及び構造性能の低下に及ぼす劣化要因である中性化、塩害及び熱による複合劣化の影響に関する文献を調査し、複合劣化を受けたコンクリートのひび割れ発生メカニズム、複合劣化による鉄筋腐食と強度の関係を試験により確認するとともに、鉄筋腐食を受けた鉄筋コンクリート部材の構造性能について検討する。これらの検討結果に基づき、複合する劣化因子の作用量と材料劣化の関係を定式化し、コンクリート構造物の経年劣化進展を推定するための長期健全性評価に関する劣化度評価ダイヤグラム（構造物の性能、材料劣化度、劣化因子の作用量、経過年の関係）を策定す		

	る。 ② -2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化に関する研究（平成 23～28 年度） ガンマ線及び中性子線を照射した試験体を用いた材料試験を実施し、ガンマ線及び中性子線累積照射量の制限値としている目安値設定根拠の妥当性を検証するとともに、放射線がコンクリートの物理特性に及ぼす影響を把握する。 ガンマ線については、照射量がコンクリート及びコンクリート構成材料（セメントペースト、骨材）の物理特性に及ぼす影響を評価するためのデータ取得と分析を行い、劣化メカニズムを解明するとともに、累積照射量と劣化の関係を評価する。 中性子線については、照射量がコンクリート及びコンクリート構成材料（セメントペースト、骨材）の物理特性に及ぼす影響を評価するためのデータ取得と分析を行い、劣化メカニズムを解明するとともに、累積照射量と劣化の関係を評価する。 その他、放射線の影響と区別することを目的に、非照射で照射試験の温度履歴を模擬した加熱試験を行い、熱単独による劣化メカニズムを解明するためのデータ取得と分析を行う。 ② -3) 原子力用コンクリートの反応性骨材に関する調査（平成23～24年度） アルカリ骨材反応に関する最新の学術論文及び国内外の規格基準類を調査し、遅延膨張性骨材を含む全ての反応性骨材を十分に評価できているか否かを確認し、アルカリ骨材反応に対する課題を抽出する。また、国内外の最新知見を基に、全ての反応性骨材を対象にした骨材試験方法と診断方法からなる総合的なアルカリ骨材反応の評価方法を検討する。 ② -4) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する研究（平成 26～28 年度） 遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を対象にしたアルカリ骨材反応の評価方法が未整備である状況を踏まえ、国内外の骨材試験方法による比較試験を実施し、遅延膨張性骨材に適用可能な試験方法を検討する。また、コンクリート構造物を模擬した劣化進行段階の異なる試験体及び拘束条件の異なる試験体を作製し、コアの外観観察、岩石学的評価、促進膨張試験等による ASR 診断方法の有効性を確認する。 ③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究（実施期間：平成 23～27 年度） 経年プラントの高経年化技術評価に関連する技術的知見として、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法を検討する。 ③ -1) 経年プラントの安全評価指標及び手法に関する調査（平成 23～25 年度） 経年プラントの型式やシステム設計に付随した安全裕度の考え方を整理するとともに、プラントシステムを構成する機器、構造物、計装系等の点検・補修・取替に係るプラント固有の保全履歴等も考慮した健全性を検証するための知見を調査する。 ③ -2) 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法策定（平成 26～27 年度） 経年プラントの安全裕度を体系的に評価できる手法として、経年プラント全体を俯瞰し材料の経年劣化進展に伴う安全裕度が低いと考えられる機器、構造物、計装系等に対して評価指標と評価手法を検討する。 ③ -3) 加圧水型原子力発電所に対する試解析（平成 26～27 年度） 加圧水型原子力発電所に対する試解析を実施し、経年プラントの安全裕度として注目すべき機器、構造物、計装系等を抽出するための方法を検討する。 ③ -4) 沸騰水型原子力発電所に対する試解析（平成 27 年度） 沸騰水型原子力発電所に対する試解析を実施し、経年プラントの安全裕度として注目すべき機器、構造物、計装系等を抽出するための方法を検討する。 ④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究（実施期間：平成 23～27 年度） 運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの重要機器の健全性評価をより高度なものとするため、確率論的破壊力学評価手法（PFM）に係る国内外の最新情報や最新知見を収集し、材料の経年劣化進展に伴う機器レベルの安全裕度の低下に係る評価手法の検討を行い、高経年化技術評価等への導入を図る。 ④ -1) 原子炉圧力容器に関する研究（平成 23～27 年度） 原子炉圧力容器に対する健全性評価手法に係る調査を行うとともに、PFM の適用性・標準化に関する調査を行う。 ④ -2) 一次系配管に関する研究（平成 26～27 年度） 一次系配管の機能喪失確率評価に係る最新知見について調査を行う。 ④ -3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する研究（平成 26～27 年度） 高経年化の影響を受けた機器で構成される原子炉冷却材圧力バウンダリの事故時構造評価を行うための調査や解析的検討を行う。
--	---

	工程表						
		H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
	① ケーブルの長期健全性評価に係る研究			①-1) 常設重大事故等対象設備の健全性評価手法の策定			
				①-2) 長期健全性評価手法の策定			
	② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究						
		②-1) コンクリート構造物の複合劣化に関する研究					
		②-2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化に関する研究					
	②-3) 反応性骨材に関する調査		②-4) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する研究				
	③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究	③-1) 安全評価指標及び手法に関する調査					
		③-2) 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の解析手法に関する研究					
		③-3) 加圧水型原子力発電所に対する試験解析					
		③-4) 沸騰水型原子力発電所に対する試験解析					
	④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究		④-1) 原子炉圧力容器に関する研究				
				④-2) 一次系配管に関する研究			
			④-3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する研究				
7. H28年度実施計画	【項目① ケーブルの長期健全性評価に係る研究】						
	① -1) 常設重大事故等対処設備のうち、ケーブルの健全性評価手法の策定						
	平成 27 年度に検討した重大事故環境模擬条件（温度、圧力、線量、雰囲気及び継続時間）を基に、熱・放射線で同時劣化させたケーブル供試体を対象として重大事故環境模擬試験を実施し、絶縁特性の変化を調査する。試験後、供試ケーブルは、下記記載の状態監視手法及び機器分析により、劣化状態を評価する。これら調査・検討から、重大事故環境におけるケーブルの健全性評価試験法を策定する。						
	① -2) ケーブルの長期健全性評価手法の策定						
	広帯域インピーダンス分光法等の状態監視技術を用いて、経年劣化を模擬した熱・放射線同時劣化ケーブル供試体に対する劣化評価能力を調査する。また、一般産業の工場等において長期間使用されたケーブルに対し、実際に布設された状態において前述の状態監視技術により劣化測定を行い、技術的課題を抽出する。さらに、各材料の劣化特性を明確にし、劣化が高分子構造、電気的特性、機械的特性及び難燃性に与える影響を調査する。これらにより、状態監視技術手法と高分子劣化現象の関連を明確にし、安全上重要なケーブルの継続的な健全性確認に対する状態監視技術の適用性を取りまとめる。						
	【項目② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究】						
	② -2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化に関する研究						
	ガンマ線の影響については、長期間の照射試験の温度履歴を模擬した加熱試験を実施し、コンクリートの物理特性に関するデータ取得及び分析を行う。中性子線の影響については、照射によるセメントペースト及び骨材の物理特性に関するデータ取得及び分析を行う。熱の影響については、物理変化及び水分移動のプロセスを確認するため、セメントペースト及びモルタルの温度をパラメータとした実験を実施する。これらの結果及び過年度までに得られた結果から、放射線照射によるコンクリートの劣化メカニズムに対する知見及び累積照射量の制限値としている目安値に対する見解を取りまとめる。						
	② -3) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する研究						
	総合的なアルカリ骨材反応の評価方法のうち、コンクリートのアルカリ骨材反応ポテンシャル評価のための骨材試験方法については、国内の急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材を用いた試験並びに骨材試験方法の改善案を含む試験による結果の比較・分析を行い、長期膨張特性を総合的に評価し、過年度の研究で実施した試験結果と併せて、適用可能な骨材試験方法を検討する。						
	総合的なアルカリ骨材反応の評価方法のうち、供用期間中のコンクリート構造物のアルカリ骨材反応の診断方法については、その有効性を確認するため、コアを用いた外観観察、岩石学的評価等によるコンクリート構造物の反応性評価と促進膨張試験によるポテンシャル評価に関する試験を実施し、有効なアルカリ骨材反応の診断方法を検討する。これらの検討結果より、骨材試験方法及び診断方法からなる総合的なアルカリ骨材反応の評価方法を取りまとめる。						
	8. 備考						

1. プロジェクト	(A12)高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当） 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年に研究開発段階炉及び試験研究炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。平成 25 年に施行された新規制基準では、研究開発段階炉（高速増殖原型炉もんじゅが該当）に対するシビアアクシデント対策が規制要件化された。試験研究炉（高速実験炉常陽が該当）については、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれのある事故の拡大を防止する対策が要求されている。以下、研究開発段階炉に対するシビアアクシデント対策と試験研究炉に対する対策を合わせて、SA 対策という。 上記を踏まえ、高速炉の安全規制の円滑な実施のためには、適合性審査における SA 対策の有効性評価を、最新の知見に基づき実施できるよう準備する必要がある。		
4. 目的	本プロジェクトは、上記の「3. 背景」を踏まえ、高速炉を対象として、SA 対策の有効性評価に必要な技術的知見を得るとともに、そのために必要となる高速炉の安全解析コードの整備を行うことを目的とする。具体的には、以下の知見の取得及び安全解析手法・解析コードの整備を行う。 (1) 規制基準で要求する SA 対策の選定及び SA 対策の有効性評価に係る技術的知見の取得 高速炉の特徴を踏まえた炉心の著しい損傷に至る事故シーケンス及び格納容器破損モードについて、解析を含めた検討を行い、新規制基準で要求すべき「炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策－Ⅰ）」及び「格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策－Ⅱ）」の満たすべき要件の検討に必要な技術的知見を取得するとともに、SA 対策の有効性評価に適用すべき解析条件（事故シーケンスを含む。）及び設計対策例をその効果を含めて検討・整理する。また、リスク情報を活用した安全規制に向けた技術的知見を取得する。 (2) 安全解析手法・解析コードの整備 上記(1)に関連し、適合性審査等に資する安全解析手法・解析コードの整備を行う。具体的には、炉心耐震安全評価手法の整備、プラント安全評価手法の整備、炉心損傷事象評価手法の整備、格納容器健全性評価手法の整備、線源挙動評価手法の整備、内的事象 PRA 手法の整備及び外的事象（地震）PRA 手法の整備を行う。		
5. 知見の活用先	以下の項目に活用する。 (1) 試験研究炉の審査のための技術的知見の整備 (2) 高速炉に係る規制課題に対応するための人材育成及び技術的基盤の維持・構築		
6. 安全研究概要 (始期:H25 年度) (終期:H29 年度)	シビアアクシデント対策として、炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策－Ⅰ）及び格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策－Ⅱ）を対象として、「4. 目的」で示した(1) 規制基準で要求する SA 対策の選定及び SA 対策の有効性評価に係る技術的知見を得るために以下の a、b 及び c を実施する。さらに、(2) 安全解析手法・解析コードの整備として以下の d を実施する。また、これらの検討等に海外の最新情報や新知見を反映できるよう、国際協力等を積極的に活用する。 a. SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 1) 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 炉心や使用済燃料の著しい損傷を防止するための対策の有効性評価に係る検討として、以下を実施する。 ① 崩壊熱除去機能確保対策（自然循環による炉心冷却、炉外燃料貯蔵槽（以下「EVST」という。）冷却）の有効性を検討 ② 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象（以下「ULOF」という。）防止対策の有効性を検討 2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討 外的要因のうち地震によって著しい炉心損傷に至る可能性に係る検討のため、以下を実施する。 ① 地震時の炉心構成要素（燃料集合体など）の群振動、上下動評価 ② 地震時のフラジリティデータの整備、地震 PRA の実施 b. SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討 1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討 高速炉の炉心損傷時の格納容器の健全性評価の条件設定に関連し、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリの健全性に係る以下の評価を実施する。 ① ULOF、地震時反応度挿入事象（以下「S-TOP」という。）等における起因過程及び遷移過程での放出エネルギー評価 ② ULOF 時等の原子炉容器健全性及びナトリウム噴出量評価 2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討 炉心損傷時の格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価に係る検討として以下を実施する。 ① 炉心損傷事故後の熱除去に係る検討 事故後に炉心下部の受皿に落下した炉心物質の冷却に係る検討として、原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）時の炉心熔融物挙動評価、受皿上の炉心物質の冷却性評価及びウラネート形成とデブリベッドの再臨界の可能性評価を実施する。 ② 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討 著しい炉心損傷が生じた場合の格納容器の健全性確保に係る解析・評価として、著しい炉心損傷時の原子炉冷却材及び原子		

	炉カバーガス等のバウンダリの健全性に係る解析・評価、熔融燃料が原子炉容器から流出した場合も含めた原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の有効性に係る解析・評価、放射性物質の放散防止対策の有効性に係る解析・評価及び放射性物質の移行挙動評価を実施する。 c. リスク情報を活用した安全規制に向けた検討 高速炉を対象としたリスク情報を活用した安全規制に向け、リスク評価手法に係る技術的知見を取得するための検討を実施する。 d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備 上記のa～cの評価、検討に必要な安全解析手法、解析コードの整備を行う。基本的なコード開発は、平成 26 年度中に完了し、平成 27 年度以降の実機適用性評価のために、コード改良、モデル整備が必要となった場合には、実機適用性評価と合わせて実施する。 ① 炉心耐震安全評価手法：上下動を考慮した群振動解析手法の整備（高速炉燃料集合体群振動挙動解析コード ASSIST） ② プラント安全評価手法：自然循環解析モデル整備、その他の SA 対策防止策評価のための解析モデル整備（プラント動特性解析コード ADYTUM） ③ 炉心損傷事象評価手法：ULOF 炉心膨張過程解析に必要なモデル整備、既往試験結果に基づく検証（高速炉炉心損傷解析コード ASTERIA-FBR、高速炉炉心損傷簡易解析コード ASTERIA-dash） ④ 格納容器健全性評価手法：SA 対策－Ⅱの有効性評価のためのモデル改良（高速炉格納施設応答解析コード AZORES） ⑤ 線源挙動評価手法：希ガス随伴セシウムの Na 中への拡散モデルの検証。構造材表面への拡散モデル改良（高速炉線源移行挙動解析コード ACTOR） ⑥ PRA 手法：CMMC（連続マルコフ連鎖モンテカルロ）手法、PRD（現象相関ダイアグラム）等の整備 <table><tr><th colspan="4">工程表</th></tr><tr><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度</th><th>H29 年度</th></tr><tr><td colspan="4">a. SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 1) 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="2">2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討</td><td></td><td></td></tr><tr><td colspan="4">b. SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討 1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="4">2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="2"></td><td colspan="2">c. リスク情報を活用した安全規制に向けた検討</td></tr><tr><td>d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備</td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	工程表				H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	a. SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 1) 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討				2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討				b. SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討 1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討				2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討						c. リスク情報を活用した安全規制に向けた検討		d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備			
工程表																																	
H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度																														
a. SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 1) 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討																																	
2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討																																	
b. SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討 1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討																																	
2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討																																	
		c. リスク情報を活用した安全規制に向けた検討																															
d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備																																	
7. H28年度実施計画	【SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討】 ➤ 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討 - 崩壊熱除去機能喪失時の対策の有効性評価 SA 対策として考えられている崩壊熱除去機能喪失時（空気冷却器ダクトの損傷を含む。）の対策（自然循環除熱、メンテナンス冷却系等による除熱及び蒸気発生器を活用した崩壊熱除去）の有効性について検討する。高速実験炉の自然循環試験を対象とした動特性解析コード ADYTUM による解析結果等から、解析・評価モデルの改善点を抽出し、それによる高速炉の自然循環除熱特性評価への影響を検討する。 【SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討】 ➤ 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討 - ULOF 時の放出エネルギーの検討 高速炉の典型的な炉心損傷事故である ULOF 事象において、炉心プールが形成された場合に生じ得る放出エネルギーの上限値（上限エナジェティックス）の発生機構の確認及び評価論理を構築する。上限エナジェティックスの発生機構を確認するため、スロッシング挙動を模擬した水流動試験及び再現解析を実施する。EAGLE 試験等の既往試験結果を用いて、ASTERIA-FBR のモデルの妥当性を確認する。さらに、独国カールスルーエ工科大学のスロッシングに起因するエネルギー放出の解析的知見と実験的知見を活用し、統計的評価論理を検討するとともに、ASTERIA-FBR のレビューを行う。 また、現象イベントツリーに基づく ASTERIA-FBR によるパラメータ解析を行い、放出エネルギーの確率分布を検討する。 - 高速炉炉心損傷事故の簡易解析コードによる炉心損傷解析 高速炉の炉心損傷事故の事象推移に係る熱流動事象を短時間で計算できる解析手法として整備した均質流モデルを用いた解析コード ASTERIA-dash の実機解析への適用性を確認する。 - ULOF による影響評価 ULOF 時の発生エネルギーによるバウンダリ健全性への影響について、炉心損傷時の CDA 気泡の成長メカニズムに基づく CDA 気泡の膨張及び圧力挙動に基づく影響評価手法を検討する。 - 高速実験炉の ATWS 時の挙動評価																																

	高速実験炉の ATWS 時における挙動について炉心損傷解析コード等を用いた解析を実施し、その事象進展及び影響を把握する。 ➤ 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討 • ULOF 時の事故後崩壊熱除去過程の検討 ULO F による炉心損傷時の炉心溶融物挙動（燃料及び制御棒集合体内、炉心支持板近傍等の詳細流動）及びその冷却特性を AZORES-ATWS を用いて解析するとともに、炉心溶融物の挙動評価を実施する。 • 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討 高速炉における著しい炉心損傷事故時の原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響する事象及びその影響評価手法について検討する。さらに、AZORES を用いた解析を実施し、高速炉の炉心損傷時の格納容器の健全性について評価を行う。また、損傷炉心から放出される放射性物質の移行挙動を検討・評価する。 【リスク情報を活用した安全規制に向けた検討】 ➤ 高速炉の事故シーケンスに係るレベル 1PRA 及びレベル 2PRA の検討を実施する。 ➤ 高速炉の PRA に関し、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法（CMMC 法）を用いた高速炉レベル 2PRA 手法を原子炉容器液位喪失（LORL）事象の評価に適用し、格納容器機能喪失に係る事故シーケンスの妥当性確認に係る知見を得る。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A13)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	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(2) 特定原子力施設 ○燃料デブリの臨界評価		
3. 背景	- 原子力災害対策本部が策定した廃止措置等に向けた中長期ロードマップ*では、2021 年下期以降に燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が熔融し再度固化した状態のもの）の取出しを開始し、開始後 20～30 年で燃料デブリの取出しを完了するとされている。この際、作業者の被ばく低減を考慮し、格納容器上部までを冠水させて燃料デブリを取り出すことが検討されている（冠水法）。 - 冠水法を考慮すると、今後の水中での取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管に至るまで、性状の不確かさも考慮した燃料デブリの慎重な臨界管理が必要である。 - このため、燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理の適否を判断するため、性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界リスク（臨界に至る可能性）を評価する手法及び基準並びに臨界を超過した際の環境影響を評価する手法の整備が必要である。 *「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」（平成 27 年 6 月 12 日、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議）		
4. 目的	燃料デブリの取出しに係る様々な局面で、事業者が行う臨界管理に関して、規制機関として安全性を確認するために必要となる以下の技術的知見を整備する。 －燃料デブリの性状を踏まえた臨界リスク評価基準の整備 －燃料デブリが臨界を超過した際の環境影響評価手法の整備 －臨界実験装置を用いた実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認		
5. 知見の活用先	燃料デブリの臨界リスク評価基準、臨界を超過した際の環境影響評価手法等を整備することによって、臨界防止策の妥当性確認に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H26年度） （終期：H33年度）	(1) 臨界リスク評価基準の整備 燃料デブリの性状（核燃料の燃焼度、炉内構造物の混合割合等）をパラメータとして臨界リスクを判断するためのデータを取りまとめた「臨界リスク評価基準」を、臨界安全研究で実績のある解析コードを用いた解析により整備する（図 1）。 (2) 環境影響評価手法の整備 燃料デブリの臨界リスクを評価する手法の整備の一環として、燃料デブリが臨界を超過するシナリオ（臨界超過シナリオ）及びその際の放射性物質が周辺環境に与える影響を評価する手法を整備する。 (3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認 上記（1）で整備する臨界リスク評価基準を、臨界実験装置を用いた実験により取得されるデータを用いて、その妥当性を確認する。妥当性確認のための臨界実験については、委託事業の一部として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）が保有する燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）の定常臨界実験装置（STACY）を用いて実施する。既存の STACY は、溶液燃料を使用する臨界実験装置であるため、燃料デブリを模擬した臨界実験を実施するために STACY を、ウラン燃料棒を使用する炉心設備に改造する（図 2）。また、核燃料と構造材を混合した試料（デブリ模擬体）を調製・分析する設備を NUCEF 内に整備し、効率的な実験データの取得を図る。 改造した STACY を用いて、デブリ模擬体の反応度価値測定、ウラン燃料棒と構造材棒を組み合わせた体系の臨界量測定等の臨界実験を実施し、取得した実験データを用いて臨界リスク評価基準の妥当性を確認する。 図 1 臨界リスク評価基準の概念図 （出典：東京電力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事業報告書（平成 26 年度）（ただし、一部説明を追記））		

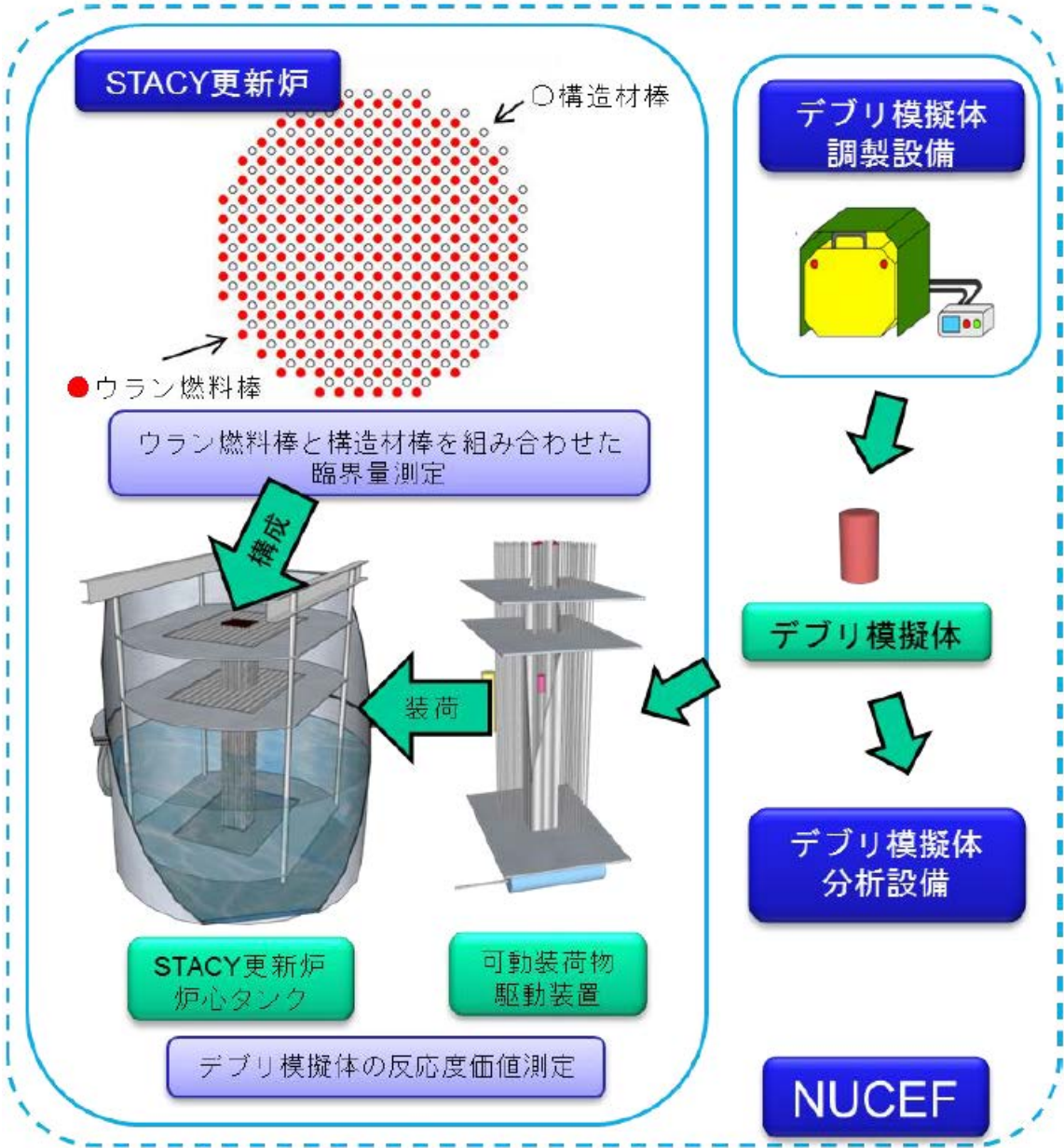


図 2 STACY における臨界実験の概念図
(出典：東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業報告書（平成 26 年度））

研究計画は以下のとおりであり、平成 30 年度までに臨界リスク評価基準の作成、環境影響評価手法の構築及び臨界超過シナリオの検討並びに STACY の改造及び核燃料の調達を実施する。平成 30 年度以降は、STACY を用いて臨界実験を実施するとともに、取得した実験データを用いて臨界リスク評価基準の妥当性確認を実施する。また、臨界超過シナリオ及び過去の事例を用いた環境影響評価により、環境影響評価手法の検証を実施する。

工程表								
事業内訳	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度	平成 33 年度
①臨界リスク評価基準の整備		臨界リスク評価基準の作成				臨界リスク評価基準の検証		
②環境影響評価手法の整備	燃料デブリの臨界超過時における環境影響評価手法の構築及び 臨界超過シナリオの検討					臨界超過シナリオ及び過去の事例を用いた 環境影響評価手法の検証		
③臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認	STACY の改造に係る設計			STACY の改造及び核燃料の調達		臨界試験		
(参考) 福島第一原子力発電所 廃炉工程 *	格納容器内部調査・サンプリング							

*「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」（平成 27 年 6 月 12 日、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議）

7. H28年度実施計画

- 今年度の事業は、原子力規制庁から国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施する。
- (1) 臨界リスク評価基準の整備
 - (a) 臨界リスク評価基準のデータベースの拡充
炉心溶融時の集合体同士の混合の影響を明らかにするため燃料デブリの燃焼度を変数として臨界特性の解析を行い、臨界リスク評価基準のデータを拡充する。
 - (b) 臨界リスク評価基準の高精度化
燃料デブリの不均一組成及び体系を取扱うことが可能な新規モンテカルロ計算ソルバーの基本設計及びプロトタイプ作成を

	進める。また、燃焼計算コードの妥当性確認に資する軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定を実施する。 (2) 環境影響評価手法の整備 (a) 環境影響評価に係る技術整備 平成 27 年度に検討した放射性物質環境放出等の環境影響評価の技術課題に基づき、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した環境影響評価に必要な放射性物質移行計算モデルを整備する。 (b) 環境影響評価の検証 上記 (a) で整備した放射性物質移行計算モデルを取り入れた環境影響評価の支援ツールを作成し、当該支援ツールを用いて典型的な事象に対する環境影響評価を試みる。 (3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認 (a) 臨界実験装置の改造 臨界実験装置について、上記 (1) (a) において検討した燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見に基づき、実験炉心の構成を検討する。また、平成 26 年度及び平成 27 年度に実施したモックアップ試験と合わせて、臨界実験装置の設計を確定し、解体・製作・取付けの工事及び燃料の製作を順次進める。 (b) デブリ模擬体調製・分析設備 臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する設備について、平成 27 年度に実施した詳細設計に基づき、製作・据付けの工事を順次進める。また、当該設備の試運転に着手し、性能を確認する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A14)火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 ○火災防護		
3. 背景	原子力発電所の火災防護に係る規制に関しては、新規制基準の施行前は、火災の発生防止、火災の検知・消火及び火災の影響の軽減に重点を置いた火災防護規制が求められていたが、平成 25 年 7 月の新規制基準の施行後は、従来の火災防護規制に加え、新たに“（原子炉を）止める、冷やす、閉じ込める”機能（以下「安全機能」という。）を維持するための火災防護規制が求められている。安全機能を維持するための火災防護対策の妥当性を確認するためには、火災が各安全機能にどのように影響するかを評価する必要がある。さらに、火災防護規制をより高度なものとしていくためには、火災防護対策の有効性を定量的に評価する必要がある。このため、対象可燃物の燃焼特性に関するデータベースや火災評価解析手法を整備する必要がある。 また、東北地方太平洋沖地震により東北電力女川原子力発電所において発生したような新たな火災形態である高圧電源盤アーク（雷状の放電）火災事象の解明等により、影響評価ガイド等を検討する必要がある。 今後、火災防護規制の高度化に必要なデータ及び技術的知見としては以下のとおりである。 ・原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ ・火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法 ・高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）が発生した場合の電気盤の破損、アーク火災、影響範囲等のデータ		
4. 目的	(1) 火災試験データベースの整備 基準の見直し等に活用できる火災評価データハンドブックを作成するため及び火災防護対策の有効性を定量的に評価するため、原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ等を整備する。 (2) 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備 火災影響評価の解析手法に係る技術的知見を蓄積することにより、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備する。 (3) HEAF に係る基礎的データ等の整備 東北電力女川原子力発電所で発生したような電源盤アーク火災の延焼メカニズム等を解析するため及び HEAF に係る規制基準等について検討するため、HEAF が発生した場合の電気盤の破損、アーク火災、影響範囲等のデータ等を整備する。		
5. 知見の活用先	以下の項目に関して、新規制基準に基づく評価ガイド等の必要な改訂に活用される。 (1) 基準の見直し等に活用できる火災評価データハンドブック (2) 火災防護対策の有効性評価 (3) HEAF に係る影響評価ガイド等		
6. 安全研究概要 （始期：H23 年度） （終期：H28 年度）	(1) 火災試験データベースの整備 原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ等を取得する。 ・ケーブル火災試験 ・油火災試験 ・フィルタ火災試験 ・有機溶媒火災試験 ・火災試験データの評価・分析・データベース化 (2) HEAF に係る基礎的データ等の整備 HEAF が発生した場合の電気盤の破損、アーク火災、影響範囲等のデータ等を整備する。また、東北電力女川原子力発電所で発生したような高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズム等を推定するとともに、解析コードによる二次的火災の検証も行う。 ・電気盤の HEAF 試験 ・電源盤アーク火災の解析コードによる検証 (3) 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備（H28 年度で完了） 火災解析コードを用いて、OECD/NEA PRISME2（マルチルーム火災）プロジェクト試験及び電気盤のアーク火災試験の検証と妥当性確認を行い、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備する。また、火災リスクを簡易的に評価する手法として、火災力学ツール等を整備する。 ・火災解析コード(FDS)の検証と妥当性確認 ・火災事象の解析 ・三次元シミュレーションによる火災の評価 ・火災力学ツールの整備（プラントウォークダウン時等の支援ツール）		

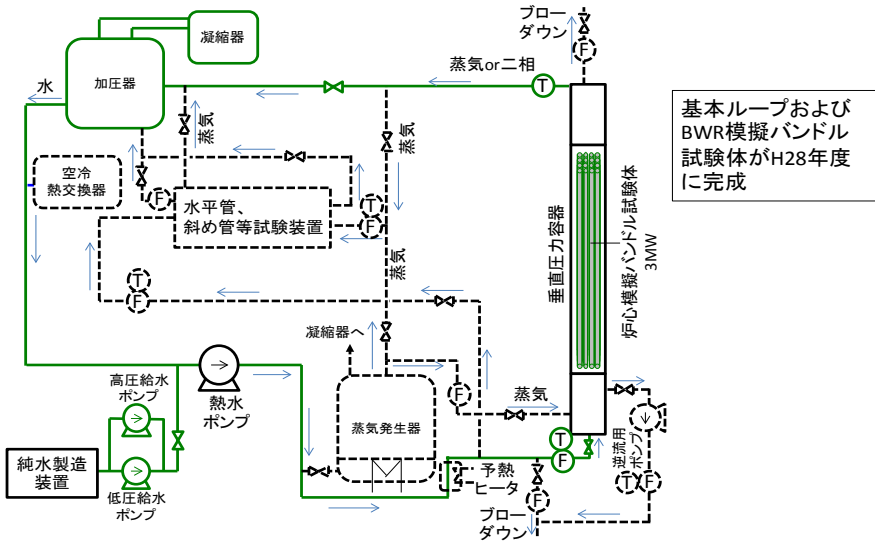
	工程表					
	平成 23 年度	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
		(1) 火災試験データベースの整備				
		ケーブル火災試験				
		油火災試験				
		フィルタ火災試験				
				有機溶媒火災試験		
		(2) HEAF に係る基礎的データ等の整備				
		東北電力女川原子力発電所で発生したアーク火災の調査				
			電気盤の高エネルギーアーク試験			
			HEAF 事象の解析コードによる評価モデルの検討			
7. H28年度実施計画	平成 27 年度までに実施した火災防護対策に係る安全研究成果について、さらに規制基準等への反映を進めるため、平成 28 年度は以下の項目を実施する。 (1) 火災試験データベースの整備 ■有機溶媒火災試験 - 再処理施設での重大事故の一つとして取り上げられているセル内有機溶媒火災に着目し、事故に伴う施設外への放射性物質放出量及び速度を定量的に求めるために必要な放射性物質の放出・移行・閉じ込めに係るデータ等を取得する。 - 平成 26～27 年度は有機溶媒火災試験装置の製作及び予備試験を実施した。平成 28 年度は火災防護に係る基準の見直し等に活用される火災試験データ等を本格的に取得するとともに、セル内有機溶媒火災の評価手法の骨子を作成する。 (2) HEAF に係る基礎的データの整備 ■電気盤の高エネルギーアーク試験 - HEAF が発生した場合の電気盤の破損、HEAF の爆発的なエネルギー放出の影響、アーク火災の発生、アーク火災によるケーブルの損傷、アーク火災の影響範囲等のデータを整備する。 - 平成 26～27 年度は実際に原子力発電所等で使用されている電気盤を用いて HEAF 試験を実施した。平成 28 年度は電気盤を簡易的に模擬した試験体を用いて要素試験を実施し、基準等に活用される爆発影響等の技術的知見を整備する。 ■HEAF 事象の解析コード等による評価モデルの検討 - 平成 28 年度はアーク放電時に発生するエネルギーの評価モデルについて検討する。 - 平成 28 年度は解析コード等を用いてアーク放電時の爆発的な影響等について検討する。					
8. 備考						

1. プロジェクト	(A15) 人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(9) 横断的課題 ○人的・組織的要因		
3. 背景	原子力発電施設等において高い安全性及び信頼性を確保していくためには、設備、機器等のハード面を充実することに加え、設備や機器の運転保守を担っている人間や組織といったソフト面の活動も充実させ、原子力施設全体の安全性・信頼性を維持・向上させる必要がある。なお、ソフト面には、人的過誤事象発生低減、安全文化醸成、品質保証等様々な側面がある。 上記背景を踏まえ、新検査制度の検討の一環として、事業者のソフト面の安全に係る活動を規制当局が評価するためのガイド等を（独）原子力安全基盤機構が作成し、保安検査等に活用された。しかし、東京電力福島第一原子力発電所事故が発生し、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）の最終報告では、「事業者及び規制当局いずれについても、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあった」と指摘された。 また、近年の国内及び海外の技術動向として、以下のことが挙げられる。 ・ 国際原子力機関（IAEA）において「安全のためのリーダーシップとマネジメント」（DS-456）が承認され平成 28 年度中に正式発行される予定であり、それを受けて日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」（JEAC4111-2013）が改訂されることが予想される。同規程は旧原子力安全・保安院がエンドース済みの JEAC4111-2009 の改訂規格である。 ・ ISO9000 及び ISO9001 の改訂を受けて、JIS Q 9000:2015 及び JIS Q 9001:2015 が制定され、この改訂内容についても JEAC4111-2013 の改訂に反映されることが予想される。 ・ IAEA が米国原子力規制委員会（USNRC）の標準審査指針のうち「第 18 章 ヒューマン・ファクター・エンジニアリング（HFE）」を参考にした安全ガイドの策定を進めている。 現状では、ソフト面の安全規制の課題として以下の三点があげられる。 （1） ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂に関する課題 東京電力福島第一原子力発電所事故後、IAEA 等の国際機関や諸外国の規制機関を中心に、「設計段階における HFE の考慮」、「事業者の組織変更の評価」等に関する検討が行われており、我が国としてもこれらの検討に積極的に参加し、詳細に調査した上で、ソフト面の安全規制に反映していく必要がある。 （2） 人的過誤事象に該当する事故・トラブル報告書に関する課題 ソフト面の安全規制の課題の抽出や効果の測定の際の基礎資料となる事業者の事故・トラブル報告書には記載の程度にばらつき等があり、人的要因の分析が困難な場合が多い。また、事業者の事故・トラブル報告書は根本原因分析のための情報源として活用するため、報告書記載内容の改善が必要である。 （3） 総合規制評価サービス（IRRS）において明らかになった課題 平成 28 年 1 月に原子力規制委員会に対して実施された IAEA の IRRS において、人的及び組織的要因を設計段階で体系的に考慮することが提言された。これに対する対応として、「人的・組織要因を考慮した原子炉制御室に関するガイドの策定」、「根本原因分析評価ガイドの策定」及び「安全文化醸成活動評価ガイドの策定」を挙げている。		
4. 目的	本プロジェクトでは、原子力安全の一層の向上を目指して、人や組織に関する要因に着目し、人的要因、組織要因、安全文化等に係る国内外の規制動向・技術動向等の調査・分析を介して技術的知見を整備し、これらを踏まえてソフト面の安全規制に係る規制要求事項の策定及び要求事項に係る審査・検査等に資するガイド等を作成する。 ① 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド等の改訂 ② 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動に関するガイドの改訂 ③ 法令報告対象事象等の報告書記載内容妥当性評価ガイドの作成 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見の整備 ⑤ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備 ⑥ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の整備 ⑦ 事業者の組織変更に係る評価ガイドの作成		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見に基づいて作成・改訂するガイド等は、ソフト面の安全に係る審査・検査等の円滑な実施に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H26 年度） （終期：H30 年度）	人的・組織的要因に係る技術的知見を整備し、以下の①～⑦に示すガイド等を改訂・作成するために必要な研究を実施する。各項目の整備時期を工程表に示す。 ① 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド等の改訂のために必要な研究 ➤ 事業者のマニュアル等の改訂状況及び不適合管理活動等の実態を調査する。 ➤ 関連する国内外の最新研究成果を調査し、その知見を把握する。 ➤ 現行のガイド等の運用実態について調査する。 ➤ 調査結果等を踏まえ、ガイド等を改訂する。特に、安全文化プロセス監督方法を強固なものとするための仕組みを検討する。		

	② 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動に関するガイドの改訂のために必要な研究 ➤ 事業者のマニュアル等の改訂状況及び不適合管理活動等の実態を調査する。 ➤ 「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」の制定後に実施した根本原因分析報告書の評価活動に関する情報や各原子力規制事務所で根本原因分析報告書提出後の事業者の活動のフォロー状況等について調査する。 ➤ 調査結果に基づいて根本原因分析報告書受理後の長期にわたる事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等について検討する。 ➤ 調査・検討結果を踏まえ、「根本原因分析評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」を作成する。 （平成 26 年度終了） ➤ 既存の「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」、「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」及び「根本原因分析評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の内容を統合し、事業者が実施した直接原因分析及び根本原因分析の内容を包括的に評価するための「原因分析結果評価ガイドライン」を作成する。 ➤ JIS Q 9000:2015 及び JIS Q 9001:2015 の改訂内容並びに JEAC4111-2013「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」の改訂状況等を踏まえ、「事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン」を改訂する。 ③ 法令報告対象事象等の報告書記載内容妥当性評価ガイドの作成のために必要な研究 ➤ 海外の規制機関が定める事故報告書記載要求事項や国内外の人的過誤事象に該当する事故報告書の人的要因分析結果等について調査・整理する。 ➤ 事業者が提出する報告書の内容を適切に評価・判断するために必要な記載事項や原因等の分類体系を検討する。 ➤ 調査・検討結果を踏まえ。ガイドを作成する。（平成 26 年度終了） ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究 ➤ 継続的にデータベースに蓄積してきた国内外の事故報告書に関する人的要因分析結果に対して、様々な角度、視点から傾向分析等を実施する。 ➤ 傾向分析結果等から規制活動に活用可能な知見を抽出し、具体的に検査部門が活用できるような形式に整理する。特に、東京電力福島第一原子力発電所事故発生の前後の人的過誤事象の傾向の差異を分析し、知見を整理する。 ⑤ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備のために必要な研究 ➤ 国内外の最新規制動向、特に米国の規制に活用が予定されている IDHEAS（An Integrated Decision-Tree Human Event Analysis System）手法について調査・分析し、知見を把握する。 ➤ シミュレータの活用を視野に入れ、原子炉制御室の設計におけるヒューマンファクターの考慮に対する適用性や要員が高ストレス状態であることを考慮したアクシデントマネジメント対策の評価に対する適用性等を検討する。 ⑥ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の作成のために必要な研究 ➤ 関連する国内外の最新規制動向、特に米国の規制制度等を調査・分析し、その知見を把握する。 ➤ 原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の追加箇所及び追加方法を検討する。 ➤ 人的・組織要因を現行の規制要求事項に反映する。 ⑦ 事業者の組織変更に係る評価ガイドの作成のために必要な研究 ➤ 関連する国内外の最新研究成果を調査・分析し、その知見を把握する。 ➤ 調査・分析結果を踏まえ、評価ガイドを作成する。 工程表 <table><tr><th>年度</th><th>人的・組織要因に係る技術的知見の整備関係</th></tr><tr><td>H26</td><td>①、②、③、④</td></tr><tr><td>H27</td><td>①、④</td></tr><tr><td>H28</td><td>①、②、④、⑤、⑥、⑦</td></tr><tr><td>H29</td><td>②、④、⑤、⑥、⑦</td></tr><tr><td>H30</td><td>④、⑤、⑦</td></tr></table>	年度	人的・組織要因に係る技術的知見の整備関係	H26	①、②、③、④	H27	①、④	H28	①、②、④、⑤、⑥、⑦	H29	②、④、⑤、⑥、⑦	H30	④、⑤、⑦
年度	人的・組織要因に係る技術的知見の整備関係												
H26	①、②、③、④												
H27	①、④												
H28	①、②、④、⑤、⑥、⑦												
H29	②、④、⑤、⑥、⑦												
H30	④、⑤、⑦												
7. H28年度実施計画	平成 28 年度は以下の①、②及び④～⑦を実施する。 ① 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド等の改訂のために必要な研究 ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の安全文化醸成活動を評価するガイドの改訂 ✓ 平成 27 年度に作成したガイド改訂案の精査 ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討 ✓ 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイドの改訂												

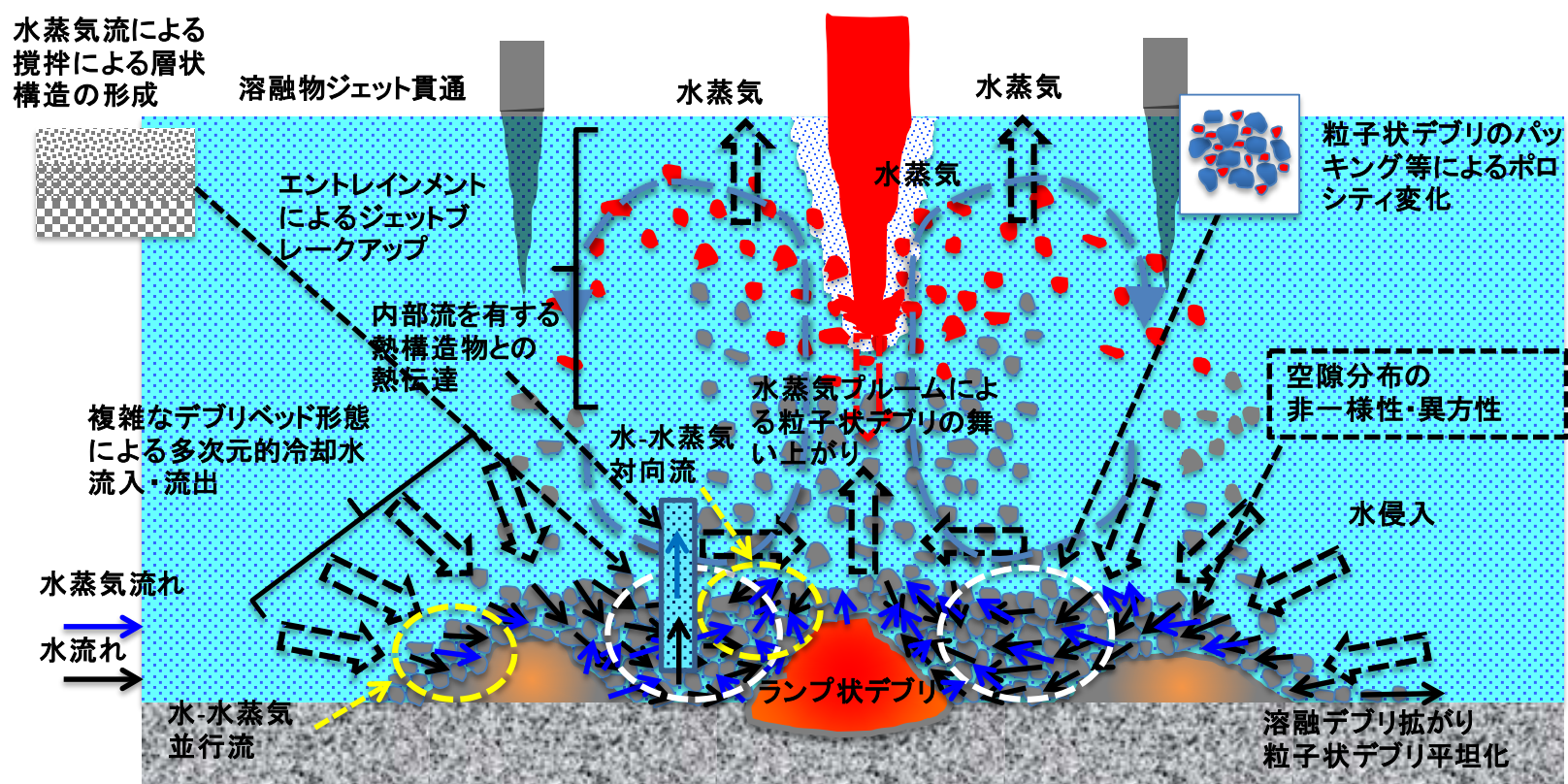
	② 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動に関するガイドの改訂のために必要な研究 ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイドの改訂 ✓ 平成 27 年度までに作成した報告書記載内容妥当性評価ガイド、根本原因分析評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）等を踏まえた「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」と「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」の統合の検討 ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討 ✓ 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイドの改訂の作成 ・ 規制要求事項の整理・整備及び事業者の品質保証活動を評価するガイドの改訂の検討 ✓ JIS Q 9000:2015 及び JIS Q 9001:2015 の改訂内容の精査 ✓ 「事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン」の改訂検討 ✓ 規制に関する法的根拠及び規制要求事項の検討 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究 ・ 人的要因分析結果に対する傾向分析 ✓ 傾向分析の視点の整理（データベース構造の改良の検討を含む。） ✓ 規制に活用できる傾向分析を実施するために必要な分析内容の検討及び分析結果を格納するデータベースの構造の改善の検討 ✓ データベースに蓄積されている既存分析結果に対する傾向分析の試行（従来実施してきた人的要因分類項目以外の作業場所及び過誤タイプに関する傾向分析の検討） ⑤ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備のために必要な研究 ・ 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備 ✓ 人間信頼性解析手法について、海外規制機関、特に米国の IDHEAS 手法の具体的活用方法等に関する最新規制動向の調査・分析 ⑥ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の作成のために必要な研究 ・ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項の検討 ✓ 海外規制機関、特に米国の実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する要求事項等の調査・分析 ✓ 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の追加箇所及び追加方法の検討 ⑦ 事業者の組織変更に係る評価ガイドの作成のために必要な研究 ・ 事業者の組織変更に関する評価の視点の検討 ✓ 海外規制機関等における事業者の組織変更に関する評価の視点等の調査
8. 備考	

(プロジェクト個票)

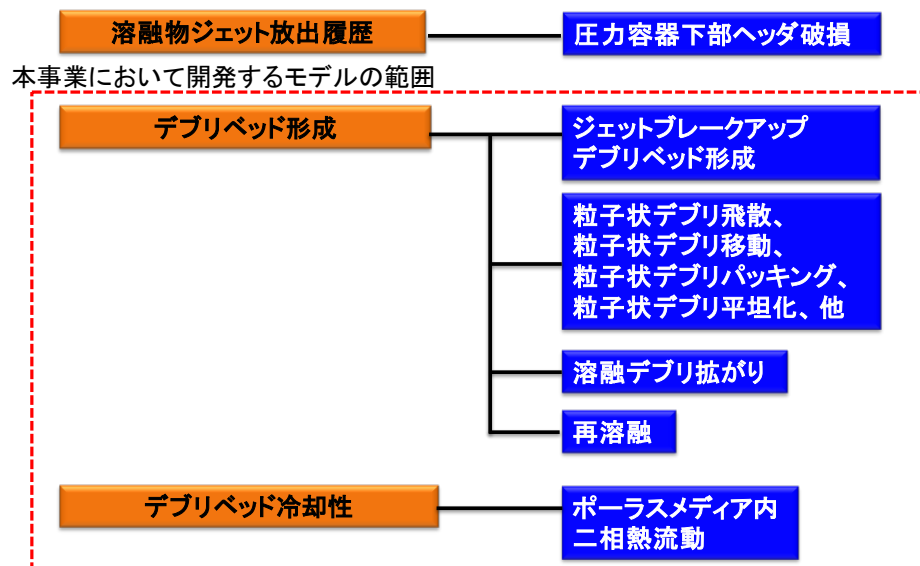
1. プロジェクト	(A16)事故時等の安全に係る技術的知見の整備に用いる熱流動実験	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付						
2. カテゴリ・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード								
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年 7 月に実用発電用原子炉に係る新規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでのプラントの異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等を事業者に要求している。これらの有効性評価、安全性向上評価等の妥当性の確認には、詳細が未解明の熱流動現象に対する適切な実験データの取得が重要である。 このため、安全規制上重要と評価される熱流動現象、核熱結合現象、燃料伝熱挙動、事故の総合効果等に対し大型実験等を実施して安全規制に活用できる技術的知見を整備する必要がある。また、この技術的知見を、原子力規制庁で開発する実用発電用原子炉のシステム解析コード等の解析手法の妥当性確認等に活用することが重要である。								
4. 目的	安全規制に活用できる技術的知見の整備、開発する解析手法の妥当性確認等に必要となる次の技術的知見を取得する。 重要な熱流動現象、核熱結合現象、炉心損傷前までの燃料伝熱特性及び事故の総合効果特性並びにスケーリング効果の把握に必要な熱流動挙動に関する実験的知見								
5. 知見の活用先	炉心損傷前までの重大事故等対策の審査及び評価並びにこれを技術的に支援する解析手法の高度化に資する。								
6. 安全研究概要 （始期：H28年度） （終期：H30年度） （H25 年度～H27 年度は AO1 等の別プロジェクトにて実施）	平成 30 年度を目途として、実験的知見の整備を次のように進める。図 1 に整備工程を示す。 - 平成 28 年度までを目途に低圧時サブクール沸騰実験を実施し、沸騰及び伝熱に関する基礎データを取得する。また、同年度までを目途に事故時における蒸気ボイドの燃料集合体内横方向伝播挙動等に関する実験を実施し、技術的知見を整備する。さらに、平成 30 年度を目途に出力運転中の沸騰遷移に影響するスパーサ特性及び燃料集合体内流路における過熱蒸気特性に係る実験データを取得する。 - 事故時の原子炉に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、図 2 に示すような汎用性を有する高圧の熱流動ループ並びに炉心及び燃料を模擬する試験体を整備し、炉心損傷前までの燃料伝熱特性等に係る実験を実施する。また実験装置の整備を継続的に実施することで、高圧における水-蒸気による熱流動ループ及び燃料バンドルを模擬した試験体を完成し、より広い範囲の実験条件及び実験対象におけるデータを取得する。 - また、平成 28 年度より、実験装置と原子炉実機との規模（スケーリング）の違いによる影響の把握に必要な詳細な熱流動挙動、特に気液二相流（空気、蒸気等と水等とが混合した流れ）の挙動にかかわる詳細データを取得することを目的として、炉心及び主要な機器を対象としたスケーリング実験を実施する。 <table><tr><td>2013 H25年度</td><td>2014 H26年度</td><td>2015 H27年度</td><td>2016 H28年度</td><td>2017 H29年度</td><td>2018 H30年度</td></tr></table> 低圧サブクール沸騰実験, 事故時ボイド挙動解明実験, 集合体内沸騰遷移基礎実験、総合効果実験等 高圧熱流動ループ実験装置整備 高圧熱流動ループ実験(単管実験を含む) 低圧・高圧スケール効果実験(大口径, 斜め管) 図 1 妥当性確認等に用いる実験的知見の整備工程  基本ループおよび BWR模擬バンドル 試験体がH28年度 に完成 図 2 高圧熱流動ループの実験装置			2013 H25年度	2014 H26年度	2015 H27年度	2016 H28年度	2017 H29年度	2018 H30年度
2013 H25年度	2014 H26年度	2015 H27年度	2016 H28年度	2017 H29年度	2018 H30年度				

7. 平成 28 年度実施計画	実験的知見の整備に係る平成 28 年度の研究を次のように進める。 - 平成 27 年度に製作した縮小バンドル体系を対象とした水－蒸気系熱流動試験装置を用いて、急激で急峻な出力の時間的变化及び非一様性が極めて高い燃料棒出力分布が生じる事故時等の燃料集合体における冷却水内のボイド挙動の時空間的变化に係る実験データを取得し整理する。また、BWR 沸騰遷移時等に影響するスパーサ効果の把握のための実験装置を設計・製作する。 - 原子炉低圧時の水－蒸気系サブクール沸騰試験を前年度に継続して実施する。特に伝熱面近傍の温度境界層内を成長する蒸気泡の詳細な挙動に関する実験データを取得して、強制対流サブクール沸騰モデル、特に気泡離脱に関わる力学的モデルの高度化を図る。 - 高圧熱流動ループ等については、次の項目を実施する。 - 単管伝熱実験として、前年度までに整備した高圧熱流動ループ及び単管試験体を用いて、ドライアウト後の熱伝達及び運転時の異常な過渡変化を超える事象時のリウェット挙動に着目して、ドライアウト領域の拡大・縮小挙動、噴霧流熱伝達特性等に係る実験を行う。 - 炉心伝熱基礎実験装置を整備し、リウェット挙動を説明する重要な因子の一つである先行冷却等に関連した基礎的な実験を実施することにより、パラメータ間の相関を検討する - 既設の高圧熱流動ループについてバンドル試験部に係る一部の試験設備を整備するとともに、高圧熱流動ループに設置するバンドル試験部を製作する。バンドル試験部では、実機 9 行 9 列燃料集合体を電気ヒータを備えた 4 行 4 列バンドル及びスパーサで模擬する。 - 実験装置と原子炉実機の物性値等の熱水力条件の違いの影響を検討するスケーリング実験の一環として、低圧で空気・水を用いた大口径垂直配管及び PWR ホットレグ模擬配管を用いた実験を行う。大口径垂直配管実験では、ワイヤメッシュセンサ等の計測器を使用し、界面面積濃度分布等の詳細データを取得する。一方、PWR ホットレグ模擬配管実験では、斜め配管内の対向流制限(CCFI)のパラメータ依存性に着目した実験を実施する。 - PWR 総合効果実験については、PWR の事故時熱水力挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全対策の有効性評価に資する実験を行う。この実験では、高圧注入系不作動時の対策として実施される蒸気発生器二次側減圧による一次系減圧において、蓄圧注入系の隔離失敗によって流入される窒素ガスの影響を事故条件（破断口の位置・大きさ等）及び安全対策の方法を変えた実験を実施することで検討する。
8. 備考	平成 26 年度までに、軽水炉事故時熱流動調査プロジェクトの下で、図 2 に示す熱流動ループの基本部分、計装、電源及び単管の試験体を整備し、平成 27 年度より国産システムコード開発プロジェクト下で高圧の水-空気をを用いた熱流動実験を開始した。

1. プロジェクト名	(BO1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付 安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード ○重大事故対策 (2) 特定原子力施設		
3. 背景	(Ⅰ) 新規制基準に沿った国内原子力発電所の設認可 平成 25 年に施行された新規制基準では、シビアアクシデント（以下「重大事故」という。）の発生防止及び重大事故が発生した場合の重大事故対策の的確な実施を要求している。事業者が行う重大事故対策の有効性評価の妥当性の確認及び審査ガイドの継続的改善を行うために、重大事故に係る技術的知見を整備する必要がある。また、国内外の新たな技術的知見に基づき、国産重大事故コードを開発・整備する必要がある。 (Ⅱ) 東京電力福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析結果から安全性向上のために新たに考慮すべきと判断される事項については、関連する技術的知見を整備する必要がある。さらに、当該知見を国産重大事故コードに適確に反映していく必要がある。 (Ⅲ) 安全規制の継続的な改善 実用発電用原子炉施設の安全性向上評価では、設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等を、確率論的リスク評価手法等により評価することを求めている。その評価の妥当性を確認し、評価結果を継続的に規制に反映していくためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに確率論的リスク評価に係る技術的知見の拡充等が必要がある。		
4. 目的	(1) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討 重大事故対策の有効性評価、安全性向上評価及び東京電力福島第一原子力発電所事故分析の観点から、特に重要であり、かつ評価モデルの高度化ニーズが高いと判断される①炉心損傷・溶融進展、②溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性等について、既存評価手法を改良、あるいは新たな評価手法の開発を優先的に推進する。 (2) 国産重大事故コードの開発及び整備 重大事故の発生防止、重大事故の拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる物理化学現象及び重大事故対策の有効性等に関連する最新の技術的知見を用いて、国産重大事故コード及び解析モデルを整備する。具体的な最新知見としては、東京電力福島第一原子力発電所事故分析、「(BO2) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」及び「(BO3) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備」によって得られる解析的及び実験的知見を利用する。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - 整備したコードは、適用範囲を踏まえて、重大事故対策の有効性評価及び安全性向上評価の妥当性確認並びに基準類の継続的な改善等に活用する。 (2) 審査等に必要な知見の整備 - 重大事故事象の評価に関する技術レポート、文献等を作成し、新規制基準における適合性審査等に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：H22年度) (終期：H28年度)	(1) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討 重大事故解析では、多くの物理化学現象が複雑に相互作用する事象に対する技術的知見の蓄積が重要である。特にモデルの詳細化の必要性が高い「原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展」及び「原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性」について、現段階で得られる技術的及び既存手法による解析的知見に基づき、物理化学現象を十分に分析した上で、解析モデルを検討する。 ① 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討 重大事故時の原子炉圧力容器内（炉心部、炉心支持板近傍、原子炉圧力容器底部）で想定される事象、すなわち水位低下による被覆管温度上昇・酸化・脆化、制御棒崩落、燃料・集合体の溶融、溶融デブリの集合体下部への流下・デブリベッド形成及び溶融デブリの炉心支持板への流出・支持板損傷を一貫して扱う核特性-熱水力-燃料挙動解析を強結合した解析モデルを検討する。 ② 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討 プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリの一部は水との相互作用によって一部は細粒化し、一部は大きな塊のまま床面に堆積する。(図 2 (a)) このようなデブリベッド形成の詳細な過程を物理化学現象に分解し(図 2 (b))、さらに、複雑な多孔質体であるデブリベッド内の熱流動に係る解析モデルを検討する。		



(a) デブリベッド形成概念図



(b) デブリベッド形成に係る現象の分解

図2 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

(2) 国産重大事故コードの開発及び整備

「(BO2) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」、「(BO3) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備」にて得られる知見及び(1)で得られた成果に基づき、国産重大事故コードを開発する。さらに、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等については、これまで開発を進めてきた個別重大事故現象に係る国産コード又は評価システムの改良・整備を継続する。また、東京電力福島第一原子力発電所事故において重要と判断される現象について活用できるコードについては、事故の分析への活用を検討する。

① 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発

東京電力福島第一原子力発電所事故、過去の重大事故事例及び炉外・炉内において実施された既往の BWR 炉心損傷試験を調査・分析し、重要な物理現象を抽出し、原子炉圧力容器内の炉心損傷・溶融進展解析コードの設計及び整備計画（設計、テスト、検証及び妥当性確認）を立案する。得られた成果を基盤とし性能要件を定め、解析コードを整備し、妥当性確認及び検証を行う。また、国内外の実験データを、データ品質等を勘案した上でデータベース化して、解析コードの妥当性確認に用いる。

② 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コード開発

重要現象ランクテーブルに基づき、原子炉圧力容器貫通による高温溶融物放出、原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性を解析する解析コードの整備計画（設計、テスト、検証及び妥当性確認）を立案し、基本設計及び詳細設計並びに開発を進める。

③ 個別重大事故現象解析コードの改良及び整備

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等の個別重大事故現象について、解析コードの改良及び整備を推進する。

以上の①、②、③項の内容を踏まえて、国産重大事故コードの詳細設計を検討する。

	工程表					
		H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
	(1)燃料デブリ形成糧挙動解明モデル検討					
	①原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討	←既存知見の集約・整理	既存知見の集約・整理	解析モデルの課題抽出	解析モデル改良の方針立案	解析モデル改良
	②原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討			←解析モデルの課題抽出	溶融デブリ形成・冷却のモデル検討等	溶融デブリ形成・冷却のモデル検討等
	(2)国産重大事故コードの開発及び整備					
	①原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発	←既存知見の集約・整理	既往試験による妥当性確認	既往試験による妥当性確認	核特性モジュールの精度確認	解析モデル改良
	②原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性コード開発	←既存知見の集約・整理	解析コードの課題抽出	デブリベッド冷却等に係る物理現象の定式化	デブリ冷却モジュール開発 デブリ形成モジュール開発	デブリ冷却モジュール改良 デブリ形成モジュール開発
7. H28 年度実施 計画	③個別重大事故現象解析コードの改良及び整備	←既存知見の集約・整理	個別コード毎の課題の抽出	個別コードの改良	個別コードの改良 評価実施手順作成	個別コードの改良 評価実施手順作成
	(1) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討 ① 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討 - 重大事故時の原子炉圧力容器内（炉心部、炉心支持板近傍及び原子炉圧力容器底部）で想定される事象を効率よく解析するために、被覆管温度上昇・酸化・脆化、制御棒崩落、燃料・集合体の溶融、溶融デブリの集合体下部への流下・デブリベッド形成及び溶融デブリの炉心支持板への流出・支持板損傷を一貫して扱う解析モデルを検討する。 ② 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討 - 原子炉圧力容器貫通による溶融デブリの落下、プール水中での溶融デブリのブレークアップ、粒子状・集積状・ランプ状デブリの着床及びデブリベッド形成に係る既往の研究情報に基づき、解析モデルを検討する。 (2) 国産重大事故コードの開発 ① 炉心損傷・溶融進展解析コード開発 - 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討の結果に基づき、核特性-熱水力-燃料挙動解析を強結合した解析コードのプロトタイプを開発する。 ② 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コード開発 - 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成（溶融デブリ落下、溶融物ジェットブレークアップ、溶融物粒子化及びデブリベッド形成）及びデブリベッド冷却等に係る物理現象に対する定式化をはかり、デブリベッド形成過程を扱うコード群と、形成されたデブリベッド内の詳細伝熱流動を扱う解析コード群、さらには物性値を扱う解析コード群に分けて開発を進める。 - デブリベッド詳細伝熱流動コード群については、それぞれが単独で実行可能な共通の基盤部分を作成し、数値的な検証等を完了し、さらに IKE DEBRIS 実験結果等に基づく妥当性確認を進め、界面摩擦を考慮した CCFL 挙動の再現性を確認する。 - デブリベッド形成過程解析コード群については、デブリベッド詳細伝熱流動解析コード群との連動により、デブリベッド形成から冷却の問題を一貫して評価する解析コード体系の原型を開発する。 - 物性値解析コード群については、物性値ライブラリの構築を行うとともに、必要となる物性値を導出するアルゴリズム及びデータベースの形式を検討する。 ③ 個別重大事故現象解析コードの改良及び整備 - 溶融燃料-冷却材相互作用については、前年度に整備した標準評価手法に構造応答解析を含めた格納容器機能喪失確率の評価手法を追加整備する。 - 溶融炉心-コンクリート相互作用に係る実験で確認された現象及び定式化に係る文献を調査し、これに対応する解析コード及び評価手法を整備する。 - 低圧時の原子炉圧力容器貫通による高温溶融物放出現象についての知見をまとめ、解析モデル開発計画を立案する。 - 事故時に原子炉建屋等から放出される放射性物質のサイト内の移行挙動と空間線量の評価手法を整備する。					
8. 備考						

1. プロジェクト名	(BO2) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	(Ⅰ) 新規制基準に沿った国内原子力発電所の設認可 平成 25 年に施行された新規制基準では、重大事故の発生防止及び重大事故が発生した場合の重大事故対策の適確な実施を要求している。その中で格納容器破損に対する重大事故対策の有効性評価においては、手順、現象及びモデルの不確かさを考慮することが求められている。この有効性評価の妥当性を確認するためには、格納容器破損に影響を及ぼす重要現象及び安全機器の特性に係る知見を広く調査するとともに、これらの妥当性確認を行うための手法を整備する必要がある。 (Ⅱ) 東京電力福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及びその分析結果を踏まえて、具体的な重大事故の発生防止対策及び重大事故対策の有効性評価の妥当性を確認する必要がある。特に格納容器破損に係る事象進展の評価において、安全性に係る一般的に考慮すべき事項を抽出することが重要である。 (Ⅲ) 安全規制の継続的な改善 実用発電用原子炉施設の安全性向上評価では、設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等について、確率論的リスク評価等による評価を求めている。その評価の妥当性を確認するためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに確率論的リスク評価に係る知見の拡充等を行い、現行の評価手法を高度化するために、現象に関する知見の蓄積が必要な重大事故に係る実験データを取得する必要がある。		
4. 目的	(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備 東京電力福島第一原子力発電所事故による教訓を反映するために、重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる現象及び関連する重大事故対策について分析し、既往の実験から得られた知見を整理する。これらを踏まえて技術的知見を整備すべき分野を同定し、国内外の施設を用いた実験を実施する。 (2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備 燃料デブリの形成過程におけるデブリ挙動の定量的な分析のために、新たに技術的知見の取得が必要なキャピティ内デブリベッドの形成、冷却性及び原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験を行う。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - スクラビング効果、海水注入、格納容器冷却効果、ソースターム及び燃料及び溶融デブリの形態及び冷却性等に係る実験データを取得し、安全性向上評価の妥当性確認に資する。 (2) 審査等に必要な知見の整備 - 新規制基準における重大事故対策の有効性評価、適合性審査等の妥当性確認に資する。 (3) 重大事故コードのモデル検討及び妥当性確認への利用 - 取得した実験データは、「(BO1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」で開発する国産重大事故コード及び既存の重大事故コードの妥当性確認のために利用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H22年度) (終期：H31年度)	(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策の定量的な分析及び審査のために、更なる技術的知見の取得が必要であると判断される以下の項目について試験を行う。 ① 格納容器ベント評価試験 1) スクラビング除去効果試験 (図1) 海外の先行設計及び我が国の設計の現状を調査し、フィルタベントに対する試験・計測条件の要求仕様等を検討する。また、東京電力福島第一原子力発電所事故時に発生したと考えられる減圧沸騰条件下での格納容器ベント時のプールスクラビング効果等に係る試験を実施する。得られた成果は、ベント時の放射性物質除去の解析モデルに反映する。 2) スクラビング個別効果試験 (図2) プールスクラビング効果をより正確に予測評価するため、要素試験により、スクラビングにおける二相流動挙動及びエアロゾル挙動について、個別及び相互関係を詳細に計測評価する。得られた成果はベント時の放射性物質除去の解析モデルに反映する。なお、③シビアアクシデント時格納容器熱流動試験においてもスクラビングにおけるエアロゾル移行・除去に関しての個別効果実験を実施し、双方の実験でスクラビングに関する多様なパラメータを変化させたデータベースを構築する。 ② 海水注入影響評価試験 (図3(a)、図3(b)) 海水注水時に、沸騰濃縮などによる塩分析出が燃料及び溶融炉心の除熱に及ぼす影響について、燃料バンドル体系及びデブリベッド体系を対象に熱水力試験を実施し、重大事故対策としての海水注水の適用性を検討する。また、海水注水に加えて、ホウ酸注入時の影響についても試験により把握する。得られた成果により、塩分/ホウ酸の影響を評価するとともに、解析モデルに反映する。 ③ シビアアクシデント時格納容器熱流動試験 (図4) 大型の格納容器模擬装置及び小型の個別効果装置を製作し、高温・高圧条件下における冷却効果、可燃性ガス - 空気 - 水蒸気混合挙動及びエアロゾル移行・除去挙動について高解像度の実験を行い、実機において導入が検討される重大事故対策に関連した知見を得るととも		

に、詳細解析モデルの構築及び妥当性確認を行う。

④ ソースターム試験（図5）

事故時に燃料から放出された後の放射性物質の化学形態を調べるために、国際共同実験 VERDON5 実験に参加する。また、同試験を補完するために、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した試験を実施し、放射性物質の化学形態に係るデータを取得する。得られたデータは、事故時のソースタームの解析モデルに反映する。



図 2 試験容器の例

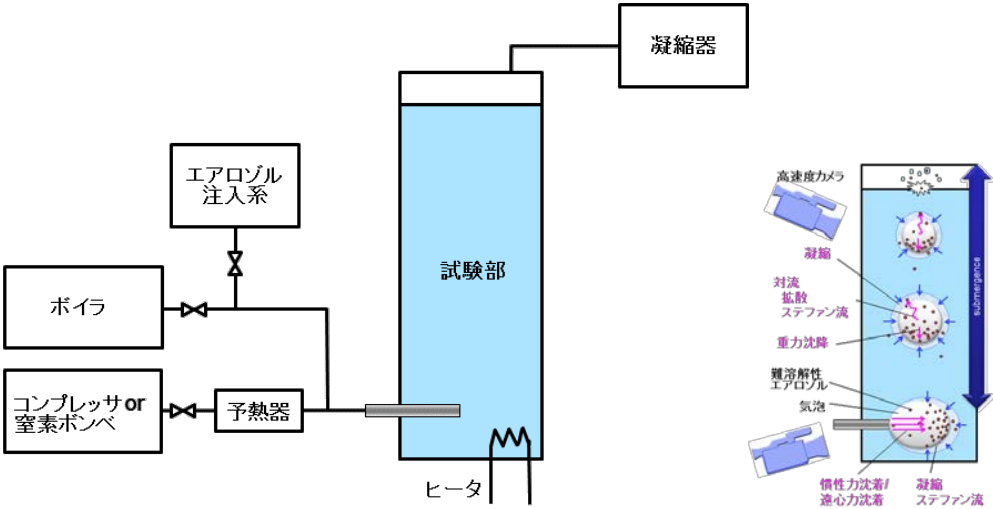


図 2 スクラビング個別効果試験装置

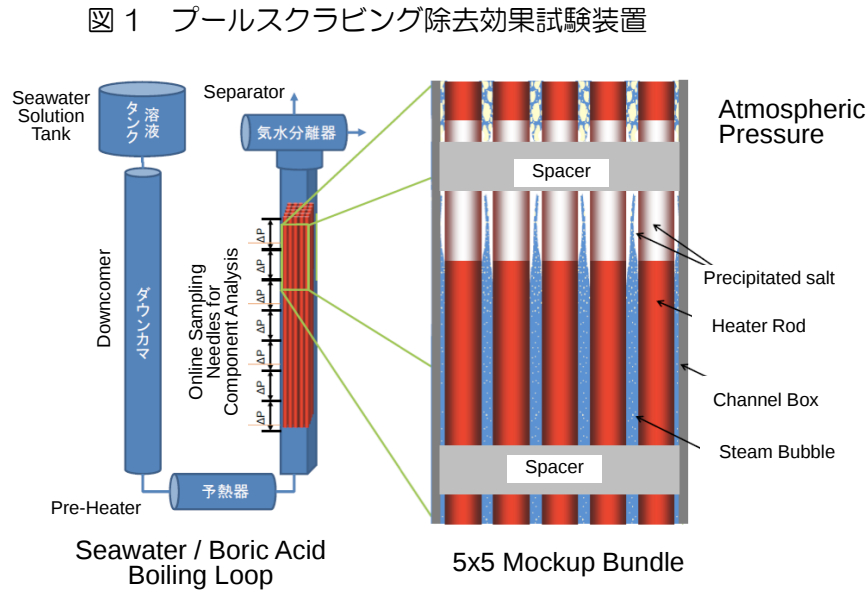


図 3 (a) 海水注入影響評価試験装置（燃料バンドル）

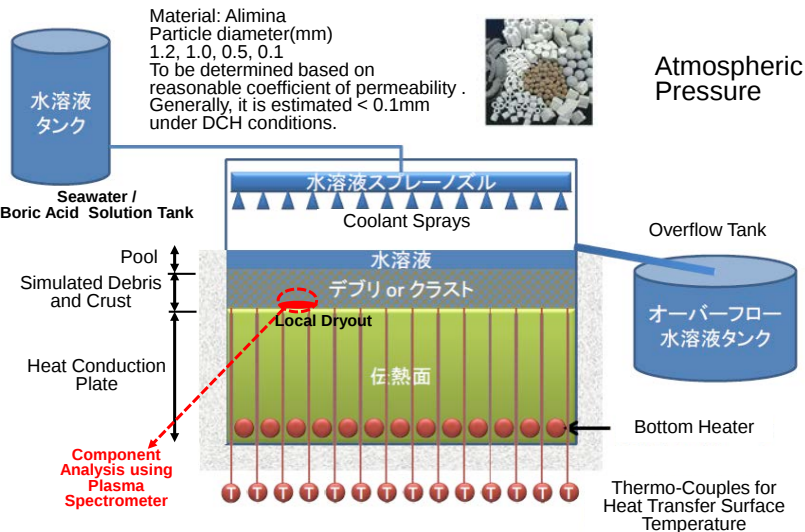


図 3 (b) 海水注入影響評価試験装置（デブリベッド）



図 4 シビアアクシデント時格納容器熱流動試験

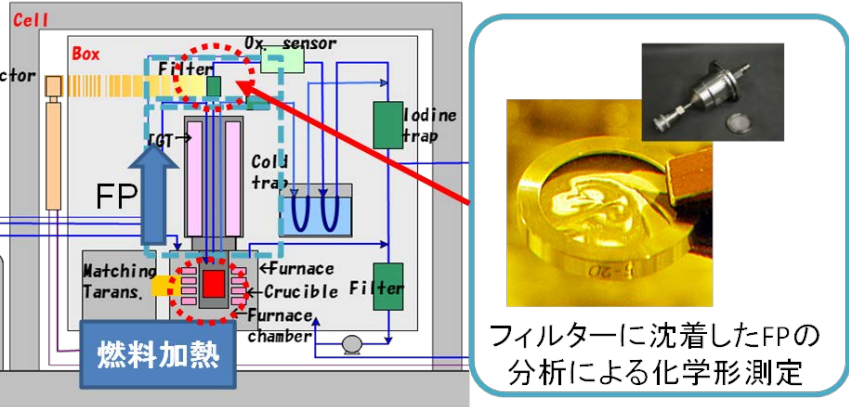


図 5 ソースターム試験

(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備

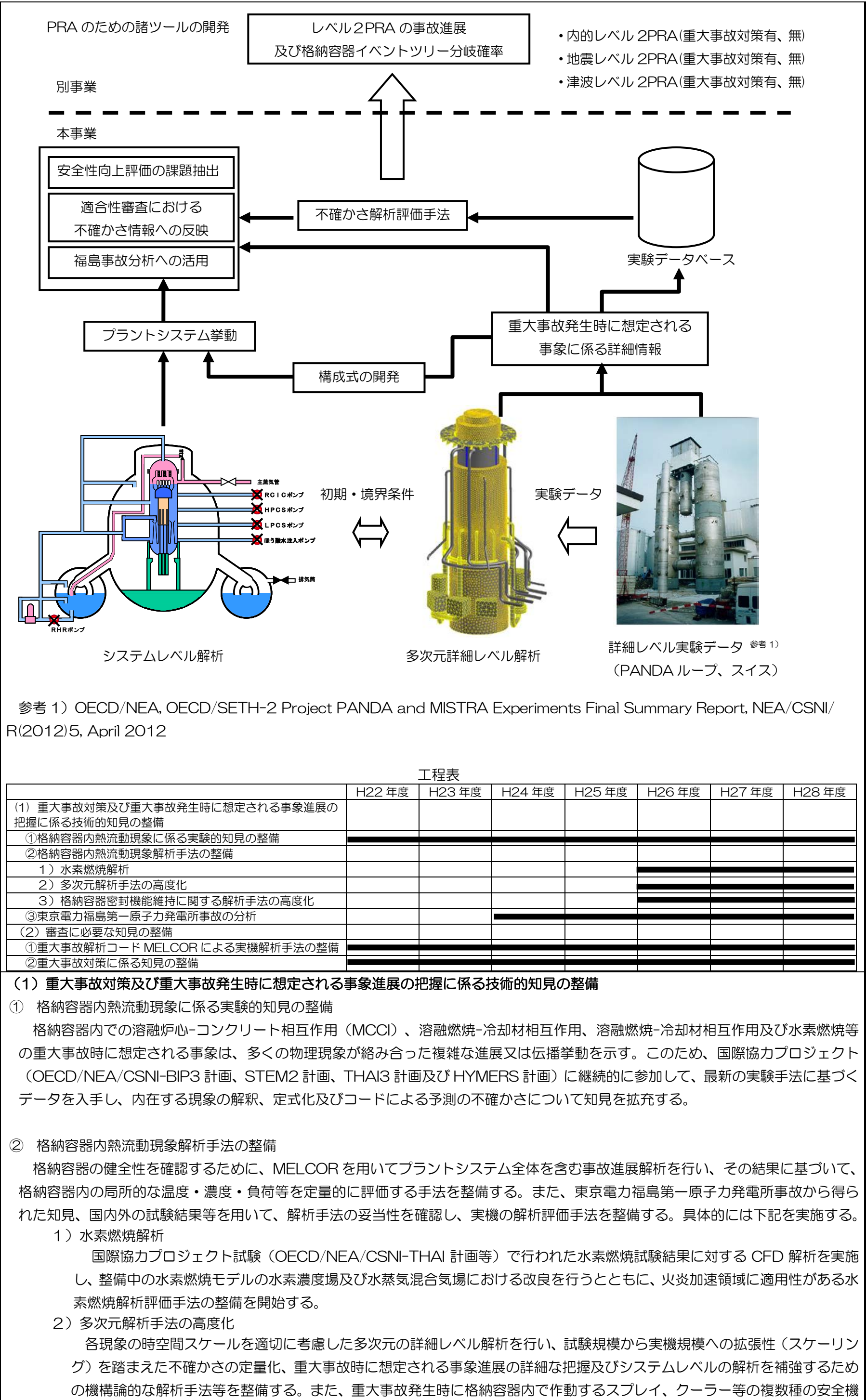
燃料デブリの形成過程におけるデブリ挙動の定量的な分析のために、更なる技術的知見の取得が必要と判断される以下の項目について試験を行う。

① キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験

水張りされたキャビティ内デブリベッドの挙動を明らかにするための個別効果実験を実施する。酸化物溶融物と金属溶融物の混在、粒子状デブリと溶融デブリの相互作用、粒子状デブリ再溶融及び床面上の溶融デブリ拡がり等を含む現象をできるだけ個別に観察可能とする実験を行い、挙動を把握して評価するとともに、解析モデルに反映する。

	② 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験 キャビティ内デブリベッド形成の初期・境界条件である原子炉圧力容器貫通において重要な、酸化物溶融物と金属溶融物の混在、粒子状デブリと溶融デブリの混在割合、構造物浸食、構造物貫通、貫通口プラグイング等を含む現象に係る知見の収集を行い、個別効果試験の必要性について、その実現性を含めて検討する。																																																																																																																																				
	<table><tr><th colspan="11">工程表</th></tr><tr><th></th><th>H22 年度</th><th>H23 年度</th><th>H24 年度</th><th>H25 年度</th><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度</th><th>H29 年度</th><th>H30 年度</th><th>H31 年度</th></tr><tr><td>(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>①格納容器ベント評価試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>1) スクラビング除去効果試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>2) スクラビング個別効果試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>②海水注入影響評価試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>③シビアアクシデント時格納容器熱流動試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>④ソースターム試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>①キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>②原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に係る実験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	工程表												H22 年度	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	H30 年度	H31 年度	(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備											①格納容器ベント評価試験											1) スクラビング除去効果試験											2) スクラビング個別効果試験											②海水注入影響評価試験											③シビアアクシデント時格納容器熱流動試験											④ソースターム試験											(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備											①キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験											②原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に係る実験										
工程表																																																																																																																																					
	H22 年度	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	H30 年度	H31 年度																																																																																																																											
(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備																																																																																																																																					
①格納容器ベント評価試験																																																																																																																																					
1) スクラビング除去効果試験																																																																																																																																					
2) スクラビング個別効果試験																																																																																																																																					
②海水注入影響評価試験																																																																																																																																					
③シビアアクシデント時格納容器熱流動試験																																																																																																																																					
④ソースターム試験																																																																																																																																					
(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備																																																																																																																																					
①キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験																																																																																																																																					
②原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に係る実験																																																																																																																																					
7. H28 年度実施計画	(1) 重大事故時に生じる物理化学現象及び重大事故対策に係る技術的知見の整備 ① 格納容器ベント評価試験 1) スクラビング除去効果試験 格納容器ベントによるサブプレッションプールの減圧沸騰が及ぼす除染係数への影響を評価するために、平成 26 年度に製作した試験装置を用いて、前年度に開始した減圧沸騰条件における除染係数取得試験を引き続き実施する。実機において想定される減圧率を含む広範な減圧率条件での試験を実施し、除染係数への影響を評価する。 2) スクラビング個別効果試験 従来の解析コードにおいてモデルの検証が十分でない、プールスクラビング時におけるガス噴出から液面到達までの二相挙動について、前年度までに製作した比較的小規模な試験装置を用い、ボイド率分布、気泡上昇速度及び界面積濃度等について詳細計測を行い、検討すべき課題を抽出し整理する。また、気泡とエアロゾルの相互挙動に関しても検討可能とするため、エアロゾル計測装置を整備する。 ② 海水注入影響評価試験 長尺の模擬燃料バンドルを対象として、析出挙動試験を行う。短尺の模擬燃料バンドル試験データを用いて構築したバンドル内析出予測手法について、実長とした場合の試験によって多段スペースと水位変動が及ぼす析出挙動への影響等に関するデータを取得し、実機適用性を検討する。また、デブリベッドに関しては、模擬クラストを対象として、析出による除熱性能評価試験を行う。 ③ シビアアクシデント時格納容器熱流動試験 前年度までに整備した大型格納容器実験装置 CIGMA を用いてシビアアクシデント時の水素ガスや過熱気体の熱流動挙動に関する実験を行うとともに、制御系計測器、弁等の附属設備を整備する。また、スプレイ及び液膜によるエアロゾル除去に関する実験及びプールスクラビング実験の準備のために、実験装置を整備する。 ④ ソースターム試験 燃料から放出された後の放射性物質の化学形態に関する解析モデル作成を目的として、国際共同実験 VERDON5 実験に参加しデータを取得する。また、前年度までに製作した試験装置を用い、前述の試験を補完して温度・雰囲気ガス等の条件を変更した試験データを取得する。さらに、熱化学平衡理論に基づく放射性物質の化学形推定に必要となる化学反応データベースを活用した解析モデルを作成し、検証解析を実施する。 (2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備 ① キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験 「(BO1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」で実施する溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コードの開発に必要なデータを採取するため、前年度に引き続き実験を実施し、デブリベッド形状やメルトの広がり等の詳細データを採取する。 ② 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に係る実験 キャビティ内デブリベッド形成の初期・境界条件になる原子炉圧力容器貫通現象において重要となる、高温の酸化物溶融物と金属溶融物との混合溶融挙動を可視化観察する予備試験を実施する。																																																																																																																																				
8. 備考																																																																																																																																					

1. プロジェクト名	(B03) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	(Ⅰ) 新規制基準に沿った国内原子力発電所の設認可 平成 25 年に施行された新規制基準では、重大事故の発生防止及び重大事故が発生した場合の重大事故対策の適確な実施を要求している。その中で格納容器破損防止に係る重大事故対策の有効性評価においては、手順、現象及びモデルの不確かさを考慮することが求められている。この有効性評価の妥当性を確認するためには、格納容器破損に影響を及ぼす重要現象及び安全機器の特性に係る知見を広く調査するとともに、妥当性確認を行うための手法を整備する必要がある。 (Ⅱ) 東京電力福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 新規制基準に従い、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及びその分析結果を踏まえて、具体的な重大事故の発生防止対策及び重大事故対策の有効性評価の妥当性を確認する必要がある。特に格納容器破損防止に係る事象進展の評価において、安全性に係る一般的に考慮すべき事項を抽出することが重要である。 (Ⅲ) 安全規制の継続的な改善 実用発電用原子炉施設の安全性向上評価では、設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等について、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）等による評価を求めている。そのためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに PRA に係る知見の拡充等を行い、現行の評価手法を高度化するために、重大事故に係る解析及び実験的知見を整備する必要がある。		
4. 目的	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 継続的な安全性向上のために高度な解析技術及び解析データベースを整備するために、国際協力プロジェクト等を活用し、重大事故対策の有効性評価及び関連する基準類の整備に必要な解析手法及び解析結果等の技術知見を整備する。 (2) 審査に必要な知見の整備 新規制基準に対する適合性審査に資するよう、上記の技術的知見及び解析手法を用い、適合性審査に係る解析、安全性向上評価制度における PRA を高度化するための解析等を実施して解析データベースを整備する。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - 技術的知見、解析手法等を整備し、重大事故対策に係る事業者の有効性評価に対する確認において定量的分析に資する。 「(B01) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」で開発する国産重大事故コードの検証及び妥当性確認のために解析及び実験的知見を整備する。 (2) 審査に必要な知見の整備 - 新規制基準への適合性審査等の妥当性確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：H22 年度) (終期：H28 年度予定)	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 軽水炉の重大事故に係る国外試験研究成果等を広く調査するとともに、重大事故対策に係る既往研究等から得られる技術的知見及び試験データを比較検討し、技術的課題を抽出して整理する。また、未解明の重大事故発生時に想定される事象を把握し、重大事故対策の有効性の定量的分析に必要となる試験データベースを整備する。これらの知見及びデータベースに基づき、現象の発生メカニズムを踏まえて、影響評価及び発生確率の評価の観点から解析手法を整備する。 解析コードについては、重大事故シーケンスの解析において、重大事故時のプラント全体の過渡応答を解析するシステムレベルの解析コードのみならず、流動、力学的相互作用等の多次元性又は個別現象を扱うための詳細解析手法（数値流体力学（以下「CFD」という。）解析コード、構造（以下「FEM」という。）解析コード等）等を整備する。また、国際協力プロジェクトから得られる東京電力福島第一原子力発電所事故に係る詳細データに基づき、他の参加組織との技術的意見交換を通じて、既存の重大事故解析コード MELCOR（以下「MELCOR」という。）等により、事故分析及びソースターム評価に資する解析を実施する。 (2) 審査に必要な知見の整備 新規制基準に係る判断基準及び重大事故対策の有効性評価の定量的分析に係る技術的根拠、知見、試験データ等を整備する。また、新たに制度化される安全性向上評価において、PRA が個別プラントにおける種々の重大事故時の事象進展の分析及び影響評価に用いる解析手法として位置付けられているため、重大事故発生時に想定される事象進展の分析及び影響評価に係る知見を取得する。		



	器の作動時に生じる熱流動上の相互作用が格納容器内の多次元空間熱流動に及ぼす影響を把握するため、国際協力プロジェクト（OECD/NEA/CSNI-HYMERES 等）に参加して、関連する解析評価技術に係る情報交換を進め、技術的知見を取得する。 3）格納容器密封機能維持に関する解析手法の高度化 重大事故発生時に格納容器内に生じる局所性を含めた雰囲気条件の評価法及びフランジシール部などの高温環境下脆弱部の密封機能評価手法を整備する。 ③ 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 東京電力福島第一原子力発電所事故の原因、環境へ多量の放射性物質が放出された経緯等を分析するために、2011 年 3 月末までの 1 号機から 3 号機の事故進展解析を行い、原子炉建屋及び環境への放射性物質の移行挙動等を評価する。 また、国際協力プロジェクト（OECD/NEA/CSNI-BSAF2）において、他機関の解析結果等に基づく分析を行う。 （2）審査に必要な知見の整備 ① 重大事故解析コード MELCOR による実機解析手法の整備 重大事故対策の有効性を定量的に分析するため、MELCOR による解析的検討を行う。具体的には、個別プラントにおける重大事故対策を反映した入力データの整備を行うとともに不確かさ情報の定量化を進める。これらの解析結果を、今後の有効性評価及び PRA において活用することを目的としてデータベース化を図る。また、重大事故発生時に想定される現実的なソースターム評価のために、国内外の最新知見に基づき、放出経路の同定、フィルター付ベントの効果の確認等のために、MELCOR の入力データの見直しを行う。 ② 重大事故対策に係る知見の整備 TMI 事故等の調査結果に基づき、BWR プラントにおける重大事故時の原子炉容器内の溶融炉心の状況、炉内構造物の損傷状態、圧力容器バウダリの健全性等に関する知見を整備する。
8. 備考	

1. プロジェクト名	(B05) 被ばく評価手法の高度化研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コードの整備		
3. 背景	(Ⅰ) 規制機関による制御室居住性に係る評価 原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）では、平成 16 年 8 月の関西電力株式会社美浜発電所 3 号機の二次系配管破断事故時に蒸気が中央制御室に漏入したことから、中央制御室の居住性に関わる規制上の要求事項及び判断基準を検討し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日保安院制定））（以下「保安院内規」という。）を平成 21 年 8 月に制定するとともに、事業者に対して保安院内規に基づいた既設炉の評価を行うことを要請した。報告期限は、平成 23 年 3 月末（ただし、被ばく低減工事が必要な場合は平成 25 年 3 月末）であったが、東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、事業者からの提出が受理されることはなかった。 原子力規制委員会は、平成 25 年 7 月の新規制基準（設計基準及び重大事故等対策）の一部として、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室・緊急時対策所居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（原規技発第 13061918 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））（以下「制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価ガイド」という。）を施行した。さらに、「原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」を作成する必要がある。 これらのガイドの施行後、同ガイドに基づく既設炉の新規制基準への適合性審査が必要となる。 (Ⅱ) 規制機関による重大事故等対策に関する安全評価 保安院では、原子力発電所における重大事故等対策規制の基本的考え方について検討した。 原子力規制委員会でも、平成 25 年 7 月に重大事故等対策を新規に規制対象とし、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（原規技発第 13061915 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））（以下「重大事故等対策の有効性評価ガイド」という。）を施行した。この中では重大事故等対策に対する評価項目として、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないという観点から炉心損傷防止対策の有効性評価における線量を、放射性物質による環境への汚染の観点から格納容器破損防止対策の有効性評価における放射性物質の放出量を挙げている。また、原子力規制委員会は、平成 25 年 12 月に「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（原規技発第 1311273 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））（以下「安全性向上評価ガイド」という。）を施行した。この「安全性向上評価ガイド」では、リスク指標の一つとして、敷地境界での実効線量が挙げられている。 これらのガイド施行後、同ガイドに基づき、重大事故等対策の有効性評価に関する既設炉の新規制基準への適合性審査及び安全性向上評価に関する届出に対する評価手法の確認が必要となる。		
4. 目的	(1) 制御室居住性に係る解析評価対応 - 制御室・緊急時対策所（以下「緊対所」という。）を対象にした放射性物質及び有毒ガスによる影響の評価手法、判断基準を定めた原子力規制委員会評価ガイド案を作成する。 - 制御室・緊対所居住性の放射線防護及び有毒ガス防護に関する既設炉の新規制基準への適合性審査の際の事業者の評価手法の妥当性を確認するとともに、「制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価ガイド」及び「原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」（以下「制御室・緊対所の居住性評価ガイド」という。）の継続的な見直しのために、制御室・緊対所居住性評価手法及び評価コードを整備する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 「重大事故等対策の有効性評価ガイド」の判断基準の一つである管理放出時の放射性物質放出量の評価項目を検討する上で必要な最新知見を整備する。 「安全性向上評価ガイド」の線量評価手法の見直しを含めた検討を行う上で必要な最新知見を整備する。 - 重大事故等対策の有効性評価に関する既設炉の新規制基準への適合性審査及び安全性向上評価の際の事業者の評価手法の妥当性を確認するとともに、「重大事故等対策の有効性評価ガイド」及び「安全性向上評価ガイド」の継続的な見直しのために、重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードを整備する。		
5. 知見の活用先	(1) 制御室居住性に係る解析評価対応 「制御室・緊対所居住性に係る評価ガイド」案を作成するとともに、同ガイドの継続的な見直しのための基盤整備に活用する。 - 制御室・緊対所居住性の放射線防護及び有毒ガス防護に関する既設炉の新規制基準への適合性審査に活用する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 「重大事故等対策の有効性評価ガイド」及び「安全性向上評価ガイド」の案を作成するとともに、これらのガイド等の継続的な見直しのための基盤整備に活用する。 - 重大事故等対策の有効性評価に関する既設炉の新規制基準への適合性審査に活用する。 - 安全性向上評価のための評価手法の妥当性確認に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H18 年度) (終期：H28 年度)	(1) 制御室居住性に係る解析評価対応 保安院内規化支援 平成 20 年度までに、保安院内規の基となる評価ガイド（被ばく評価ガイド及び空気流入率測定試験ガイド）を作成する。平成 21 年度までに、評価ガイドを保安院内規として制定する。		

	- 原子力規制委員会の新規制基準等策定支援 平成 25 年度までに、「制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価ガイド」案を作成する。 平成 28 年度までに、「制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」案を作成する。 - 評価コードの整備 平成 20 年度までに、保安院内規に基づいた被ばく評価コードを整備する。 平成 26 年度までに、制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価手法及び被ばく評価コードを整備する。 平成 28 年度までに、原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価手法及び評価コードを整備する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 - 原子力規制委員会の新規制基準等策定支援 平成 25 年度までに、「重大事故等対策の有効性評価ガイド」及び「安全性向上評価に関する運用ガイド」の案を作成する。 - 重大事故時の被ばく評価手法の整備 平成 27 年度までに、放射性物質の拡散を抑制するための設備の効果評価手法を検討するとともに、重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードを整備する。 平成 28 年度に、整備した評価コードを用いて重大事故時の被ばく評価の試算を行い、技術的知見を蓄積する。 工程表 <table><tr><td></td><td>H18</td><td>H19</td><td>H20</td><td>H21</td><td>H22</td><td>H23</td><td>H24</td><td>H25</td><td>H26</td><td>H27</td><td>H28</td></tr><tr><td rowspan="3">(1)</td><td></td><td></td><td>保安院内規化支援</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>新規制基準策定支援</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td>評価コード整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>評価コード整備</td><td></td></tr><tr><td rowspan="3">(2)</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>新規制基準策定支援</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>被ばく評価手法の整備</td><td></td></tr></table> (1) 制御室居住性に係る解析評価対応 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究		H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	(1)			保安院内規化支援																新規制基準策定支援						評価コード整備							評価コード整備		(2)																			新規制基準策定支援													被ばく評価手法の整備	
	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28																																																																						
(1)			保安院内規化支援																																																																														
								新規制基準策定支援																																																																									
			評価コード整備							評価コード整備																																																																							
(2)																																																																																	
								新規制基準策定支援																																																																									
										被ばく評価手法の整備																																																																							
7. H28 年度実施計画	(1) 制御室居住性に係る解析評価対応 - 原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド（案）の策定 原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価に関する検討会での有識者との議論を踏まえて、「原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド（案）」を策定する。 - 原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価コードの整備 「原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」の継続的な見直しのために、有毒化学物質の漏えい事故時の原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価手法を検討し、有毒ガス影響評価コードを整備する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 - 重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードの整備 「重大事故等対策の有効性評価ガイド」及び「安全性向上評価ガイド」の継続的な見直しのために、平成 27 年度までに整備した評価コードを用いて、重大事故時の被ばく評価の試算を行い、技術的知見を蓄積する。																																																																																
8. 備考																																																																																	

1. プロジェクト	(B06) PRA の活用に係る検討と基盤整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 ○共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価		
3. 背景	新規制基準では重大事故対策の規制要件化が 1 つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定において確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が活用されている。また、そのほか、原子力安全規制への PRA の効果的な活用については以下のような動向が挙げられる。 (1) 安全性向上評価の導入 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）では、従来の定期安全レビューに代わって、安全性向上評価を実施することを要求している。「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（原規技発第 1311273 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））において、発電用原子炉設置者に対して、安全性向上評価の中で PRA を実施することを要求しており、「原則として 5 年毎に改定することに加えて、大規模な工事を行うなど、確率論的安全性評価又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても改定する」としている。発電用原子炉設置者が実施する PRA については、「（1）故障データ等がその信頼性を踏まえた最新の知見に基づいたものになっていることを確認する。（2）発電用原子炉設置者が採用した評価手法及びその技術的根拠を確認する。（3）PRA 評価手法の成熟状況を踏まえて、評価対象とする事象が選択されていることを確認する。」としている。今後、安全性向上評価の確認作業を適切に行うために、マニュアルを整備する必要がある。 (2) クリアリングハウス 平成 25 年度から技術情報検討会で安全情報の活用が開始され、原子力安全に係る情報の収集及び PRA を活用した前兆事象評価を行い、適時、原子力施設の運転経験に係る知見を原子力安全規制に反映することになった。このため、PRA を活用した前兆事象評価を継続的に実施する必要がある。 (3) 検査分野 「保安検査のあり方について（中間報告その 2）」（平成 25 年 7 月）では、中長期的課題への対応として、「検査の重点化や効率化を図るためには、原子力施設の包括的な状況や連続的な傾向・変化の把握も有効と考えられる。今後、一定期間における原子力施設のパフォーマンス・保安活動の問題点に係る継続的評価、安全の指標・尺度・リスク情報等を保安検査に活用する場合の課題や有効性及びそれらの活用方法などについて検討を進める。」としている。このためには、発電用原子炉設置者の保安活動の瑕疵及び不備が原子力安全に与える影響を的確に評価するための判断指標を検討し、保安検査の重点化及び効率化に取り組む必要がある。また、「保安検査のあり方について（検討結果報告）」（平成 27 年 8 月）では、今後の対応として、「保安検査へのリスク情報の活用については、保安規定違反に応じた対応措置を判断する際に活用していくことを検討していく。」としている。		
4. 目的	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備 • PRA 等の技術基盤の整備を図る。 • 安全性向上評価における PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性確認のための PRA 手法及び PRA モデル、並びに PRA に係る技術的知見を整理する。 (2) クリアリングハウスでの PRA の活用のためのモデル整備 • 国内外の事故・故障事例を対象とした PRA を実施し、技術情報検討会に対して、原子力安全規制に係る有益な情報を提供するために、評価モデルの整備を行う。 (3) 検査制度における PRA の活用のための整備 • 原子力発電所に対する検査の重点化や効率化のための情報を整備する。		
5. 知見の活用先	安全性向上評価における PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性を確認する。また、クリアリングハウスを通じた国内外の最新知見を安全規制に反映し、原子力発電所における検査の重点化と効率化を図る。		
6. 安全研究概要 （始期：H26 年度） （終期：H28 年度）	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備 • 過酷度因子算出手法等の最新知見について検討し、内部火災レベル 1PRA 手法及び PRA モデルを整備する。 • ベイズ更新による溢水発生頻度の算出及び没水や被水による系統・機器の損傷を反映した溢水シナリオの検討により、内部溢水レベル 1PRA 手法及び PRA モデルを整備する。 • 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルを整備する。 • 最新知見を反映した原子力発電所のデジタル安全保護系の信頼性解析手法を整備する。 (2) クリアリングハウスでの PRA の活用のためのモデル整備 • 最新知見を踏まえて、前兆事象評価用の評価モデルを整備する。 (3) 検査制度における PRA の活用のための整備 • 発電用原子炉設置者の保安活動における瑕疵及び不備について、原子力安全に与える影響度合いを示す指標、及び指標を定量化する手法を整備する。また、整備した評価手法を用いた試評価を行い、その適用性を確認する。 • 原子力安全に与える影響の程度に応じた違反区分の設定方法を整備する。		

	工程表			
		平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
	(1) 安全性向上評価におけるPRAの妥当性確認に必要な PRA 手法及びPRAモデルの整備	● (過酷度因子算出方法整備) ●	内部火災レベル 1PRA モデル整備 (火災進展解析及び火災時の人間信頼性解析の実施) ● 内部溢水レベル 1PRA モデル整備 (溢水発生頻度算出方法及び溢水シナリオ検討によるモデル整備) ● 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備 (出力運転時のモデル整備) ● デジタル安全保護系の信頼性評価手法の高度化 ●	
	(2) クリアリングハウスでの PRA の活用のためのモデル整備	●	前兆事象評価モデルの整備	●
7. H28年度実施計画	(3) 検査制度における PRA の活用のための整備	● 原子力安全に与える影響度合いを示す指標、及び指標を評価する手法の整備 (指標及び評価手法の整備) ●	(保安規定違反等の重要度判定へのリスク情報活用手法の検討。リスク指標計算ツールの構築) ●	(リスク指標計算ツールによる試行、並びに評価手法及びツールの改良) ●
	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備 ① 内部火災レベル 1PRA モデルの整備 最新知見を反映した内部火災レベル 1PRA の整備のために、火災進展解析に基づく機器損傷評価モデル及び火災時の人間信頼性解析手法を用いた人的過誤評価モデルを構築する。 ② 内部溢水レベル 1PRA モデルの整備 国内データのベイズ更新による溢水発生頻度の算出手法及び溢水シナリオの検討等により、リスク上重要な溢水区画等を特定する。また、機器故障が引き起こす起因事象に随伴する溢水事象を評価する手法を検討し、内部溢水レベル 1PRA モデルに組み込む。 ③ 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備 代表的な PWR プラント及び BWR プラントを対象に、出力運転時の内部事象レベル 1PRA モデルに重大事故等対処設備を組み込む。 (3) 検査制度における PRA の活用のための整備 原子力安全に与える影響度合いを示す指標及び指標を定量化する手法の整備 平成 26 年度に整備した原子力安全に与える影響度合いを示す指標、平成 27 年度に構築した違反区分の判定基準に基づいて指標を定量化する手法（リスク指標計算ツール）を用いて、発電用原子炉施設における保安検査の指摘事項等を対象に、発電用原子炉施設の安全への影響の評価を試行する。試行の結果に基づいて評価手法及びツールを改良する。			
8. 備考				

1. プロジェクト	(B07) 防護対策の実効性向上のための整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(6) 原子力災害対策・放射線防護 ○緊急時対応の実効性向上に資する技術的知見の整備		
3. 背景	原子力災害対策指針（平成 24 年 10 月 31 日原子力規制委員会決定）（以下「災害対策指針」という。）では、予防的防護措置を準備する区域（Precautionary Action Zone。以下「PAZ」という。）、緊急時防護措置を準備する区域（Urgent Protective Action Planning Zone。以下「UPZ」という。）等の防災対策を重点的に充実すべき地域の考え方、また緊急時活動レベル（Emergency Action Level。以下「EAL」という。）、運用上の介入レベル（Operational Intervention Level。以下「OIL」という。）等の防護措置実施の判断基準が示されている。平成 25 年 9 月の改訂の際には、発電用原子炉施設を対象とした具体的な EAL が示されたことにより、事業者はプラントの特徴を考慮した EAL を策定するとともに原子力規制委員会に対し、EAL の届出を行うことが求められた。この届出に対し、EAL の効果的な運用を確保することを目的として、EAL の確認の方法や観点等をまとめたガイド案を作成する必要がある。 また、避難及び屋内退避等の防護対策のより合理的な実施のためには、これらの防護措置の判断基準やプラントの事故進展情報等を考慮した一連の防護対策の有効性に係る技術データを整備しておくことが望まれる。		
4. 目的	(1) EAL 評価ガイド案の作成 事業者の作成した原子炉施設等における EAL の妥当性を評価する方法を検討し、EAL 評価ガイド案を作成する。 (2) 防護対策評価手法の整備 EAL 評価ガイドに沿った防護措置発動時間及び事故進展時間を時間軸に時間的余裕、環境影響等を確認する防護対策評価のための防護措置運用支援ツールを整備する。		
5. 知見の活用先	(1) EAL 評価ガイド案は、事業者の提出する EAL の妥当性を確認する際に活用する。 (2) 防護対策評価における防護措置運用支援ツールは、防護措置発動時間や緊急時における時間的余裕を確認する際に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H26 年度) (終期：H28 年度)	(1) EAL 評価ガイド案の整備 - EAL 評価ガイダンスの作成 事業者が届出を行った事業者防災計画の EAL 全般について、原子力災害対策指針で求める EAL に従うものであることを確認するガイダンスを作成する。 - EAL の評価手法の整備 (2) EAL に係る事故進展の時間推移データ、リスク情報データ（炉心損傷頻度）等を整理し、整理したデータを用いて EAL を定量的に評価する手法を整備する。さらに事故進展の時間推移データ、リスク情報（炉心損傷頻度）等と米国における EAL 運用体制等に基づき、評価手法を整備し EAL 評価ガイド案を作成する。防護対策評価手法の整備 - レベル 2PRA 結果を用いた新規制基準導入の影響の把握 新規制基準導入前後の事故時における放出量、発生頻度等を比較することにより、防護対策への影響を把握する。 - 防護対策評価手法の整備 EAL 評価ガイドに沿った EAL 実効性確認のために防護措置発動時間のタイミング及び事象進展の時間軸に沿った緊急時の時間余裕、環境影響データ等による防護措置対策を検討する防護措置運用支援ツールを作成する。また、環境影響評価コードの改良整備を行う。 事業内容 EAL評価のためのプラント事故進展データ整備 防護対策を考慮した環境影響データ整備 Accident Sequence Selection Source Term Development Consequence Analysis Risk Significance Determination 米国NRCにおける評価プロセス例 (出典: NUREG/CR-7160 SAND2012-3144P) 緊急時活動レベル(EAL)評価ガイドの作成 緊急事態区分 警戒事態 施設敷地緊急事態 全面緊急事態 事象の推移 EAL: 緊急事態区分を判断する計測量(温度、圧力、線量等)の基準 事業者の提示するEALの技術的根拠の評価 - 対象とする計器 - 判断基準 - 事象想定 - 判断手順/導入条件等 (成果)事業者の届出EALの確認作業の際に活用 防護対策評価手法の整備 プラント事故進展解析 (EAL条件) 防護対策を考慮した環境影響解析 警戒事態 施設敷地緊急事態 全面緊急事態 防護対策A 防護対策B 防護対策規模 時間の推移 (成果)防護対策の事前確認を行うためのデータベースを整備する際に活用		

	工程表			
		H26 年度	H27 年度	H28 年度
	(1) EAL 評価ガイド案の整備	- 米国における EAL 審査の運用に係る調査 - EAL 評価ガイド案作成のための知見の整備	- EAL 評価手法の検討 - EAL の確認項目の作成	- EAL 評価手法の整備 - EAL 評価ガイド案の作成
	(2) 防護対策評価手法の整備	- 防護対策運用評価手法に係る調査 - レベル 2PRA 結果を用いた放射性物質の防護対策への影響の把握 - 避難時間推計のデータ分析	- 防護対策評価手法の検討に必要なとなるデータの整備 - 海外における防護対策の有効性評価手法の我が国への適用性の検討 - 確率論的環境影響評価コードの改良	防護措置運用支援ツールの作成
7. H28 年度実施計画	(1) EAL 評価ガイド案の整備 - EAL の評価手法の検討 - EAL の有効性を条件付炉心損傷確率により確認する米国のプロジェクト（NUREG/CR-7154, Vol.1,2, ‘Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels- A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah’ , Jan.2013）の結果を参考に、我が国におけるリスク情報を活用した評価手法を検討する。 - 代表的な事故シナリオについて、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態における EAL 該当時点から炉心損傷に至る確率（条件付炉心損傷頻度）を試算し、我が国 EAL における評価手法への適用可能性を検討する。 - また既存の事故進展データを用いて、代表的な事故シナリオにおける EAL 該当時点から炉心損傷に至るまでの時間を整理し、我が国における EAL 評価手法への適用可能性を検討する。 - EAL 評価ガイド案の作成 - 事業者が届出を行った事業者防災計画の EAL 全般について、原子力災害対策指針で求める EAL に従うものであることを確認する評価ガイド案を作成する。 (2) 防護対策評価手法の整備 - 防護対策評価手法として防護措置運用支援ツールに必要なとなるデータの整備 - 緊急時の防護措置と被ばく量等に関するデータの整備を行う。 - 防護対策の有効性の評価に必要なデータを整備するため、事故進展データの整理を行い、代表的な事故シナリオにおける EAL 該当時点から格納容器破損に至るまでの時間を推算する。 - 海外における防護対策の有効性評価手法の我が国への適用性の検討 - 防護対策の有効性に係るレポート（SOARCA）等を参考に我が国における防護対策評価手法を検討する。具体的には、環境影響評価手法を用いて環境への影響を試算し、防護対策の有効性の評価手法を検討する。 - 確率論的環境影響評価コードの改良 - 平成 27 年度に引き続き、最新情報に基づき確率論的影響評価コードの計算に必要な気象、人口、農畜産物等のデータをサイト別に整備するとともに、安定ヨウ素剤服用効果計算プログラム等の改良を行う。			
8. 備考				

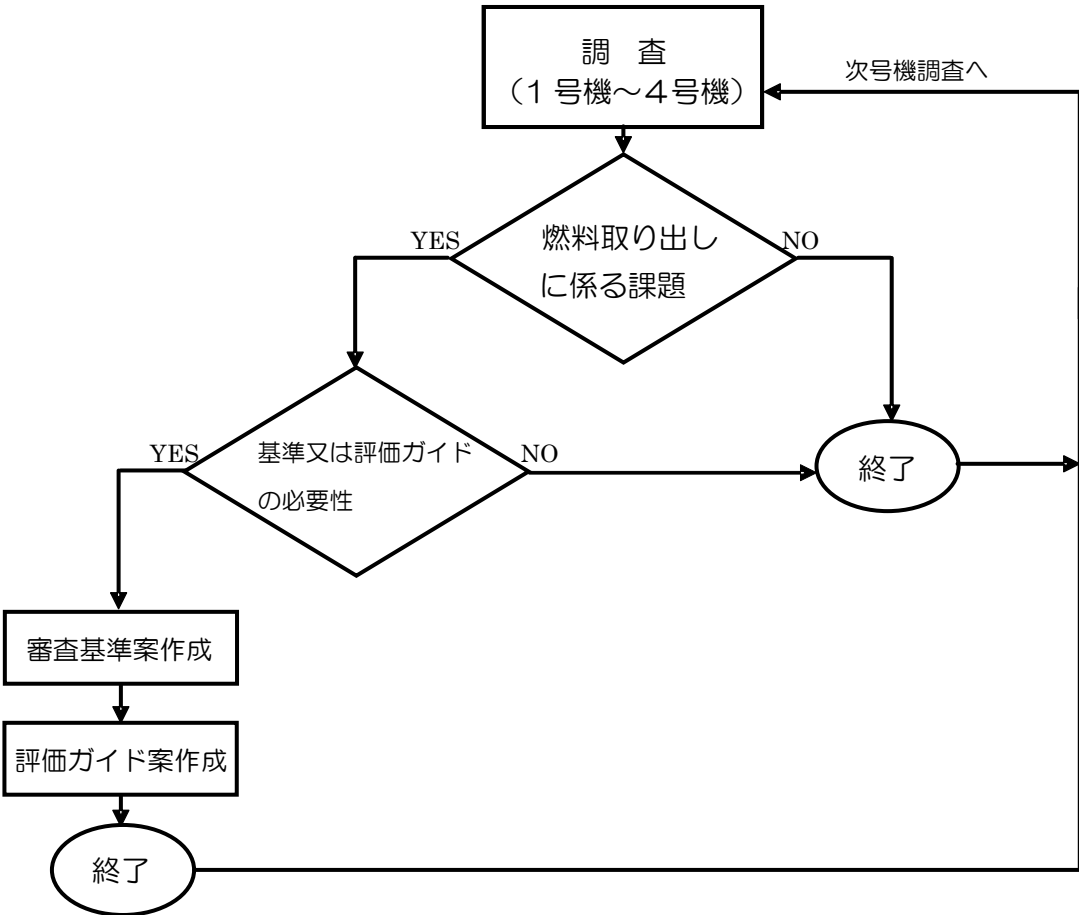
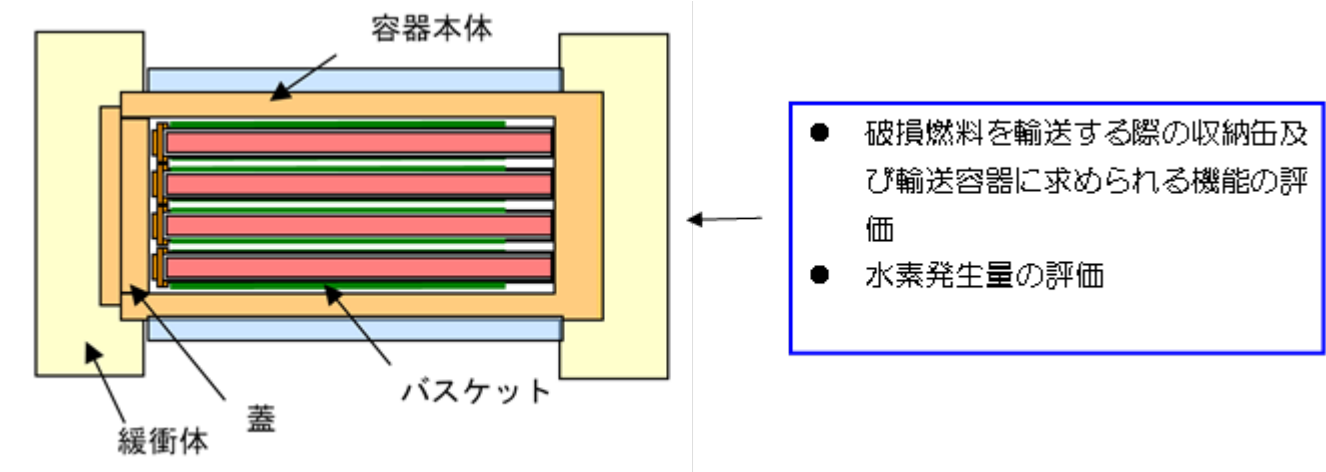
(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(B08) 緊急時対応要員スキル向上方策研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(6) 原子力災害対策・放射線防護 ○緊急時対応の実効性向上に資する技術的知見の整備		
3. 背景	原子力災害対策指針（平成 24 年 10 月 31 日原子力規制委員会決定）（以下「災害対策指針」という。）では、原子力災害時には、原子力事業者、国及び地方自治体は、事故収束や適切な防護対策の実施等への対応に取り組むこととしており、また防災基本計画の中では、原子力災害対策本部（官邸）、緊急時対応センター（Emergency Response Center。以下「ERC」という。）（NRA）、原子力災害現地対策本部（Offsite Center。以下「OFC」という。）、原子力施設事態即応センター（原子力事業者本店等）、緊急時対策所（原子力事業者）、災害対策本部（自治体）、原子力災害合同対策協議会（国、事業者及び自治体）等を組織し、それぞれの責任・役割分担の下で連携した取組を行うこととしている。 特に、官邸及び ERC では、発電所から送られてくる各種プラントパラメータから事故状況・進展を把握し、事業者が行うプラント応急対応への助言、事故進展に対応した緊急時活動レベル（Emergency Action Level。以下「EAL」という。）に基づく予防的措置の判断、放射性物質の計測データに基づく防護対策の有効性判断等を行うことになっており、これらの判断等を行うに当たっての技術的知見を整備しておく必要がある。また、平成 25 年 7 月に施行された新規規制基準において、重大事故対策が新たに要求事項として加わった。これらを含め原子力災害時の事故状況・進展に対応するためのマニュアル等を整備する必要がある。		
4. 目的	緊急事態対応要員が緊急時の状況を適切に判断し、適切な防護対策を行うための支援ツールを整備する。 ・緊急時対応技術マニュアル 緊急時対応要員がプラントパラメータからプラント状態を正確に把握し、事故進展状況・影響を評価するための手順、放射性物質の計測データに基づく防護対策の有効性を判断する手順及びこれらに関連する判断根拠を整備する。		
5. 知見の活用先	・緊急時対応技術マニュアル 原子力災害対応時及び訓練・研修において、官邸及び ERC 等の緊急時対応要員が防護対策等の判断を行う際に、本プロジェクトで整備したマニュアルを活用する。		
6. 安全研究概要 （始期：H26 年度） （終期：H28 年度）	・緊急時対応技術マニュアル プラント状態を正確に把握するために必要となるプラントパラメータ、事故進展状況・影響を評価するための手順、及び技術データ集からなる緊急時対応技術マニュアルを整備する。 -緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の調査 -緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報、計測データ等）の分析・整理 -マニュアル枠組みの策定 -マニュアル整備のための技術データの収集 -マニュアル案の作成 -訓練による検証 -マニュアル改良 なお、技術マニュアルは最新の知見を反映したものとして維持する必要がある、災害対策指針等の改定、新たな知見を含む報告等に留意しつつ整備を進めていくこととする。		

	工程表 <table><tr><td></td><td>H26 年度</td><td>H27 年度</td><td>H28 年度</td></tr><tr><td rowspan="3">緊急時対応技術マニュアル</td><td>・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討</td><td></td><td></td></tr><tr><td>・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析</td><td>・技術データの収集・検討</td><td>・技術データの作成</td></tr><tr><td>・マニュアル枠組みの策定</td><td>・マニュアル案の作成</td><td>・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良</td></tr></table>		H26 年度	H27 年度	H28 年度	緊急時対応技術マニュアル	・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討			・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析	・技術データの収集・検討	・技術データの作成	・マニュアル枠組みの策定	・マニュアル案の作成	・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良
	H26 年度	H27 年度	H28 年度												
緊急時対応技術マニュアル	・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討														
	・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析	・技術データの収集・検討	・技術データの作成												
	・マニュアル枠組みの策定	・マニュアル案の作成	・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良												
7. H28 年度実施計画	緊急時対応技術マニュアルの整備 ・技術データの収集・検討 -我が国のプラントを対象とした既存の事故解析結果を基に、RTM/TECDOC に記載された炉心損傷、事故の影響評価に必要なプラントプロセス量等の値の更新及び必要なプロセス量の挙動等の整理を行う。 -事故の物理現象、プラントの構成情報、事故時のプラント挙動、事故時手順書等のプラント運転方法などを説明する資料の収集・整理を行う。 ・マニュアル案の作成 -既存解析結果参照環境を拡張し、技術データの取り込み、情報間のリンクを設定することによりマニュアル案を作成する。防災訓練等において前記マニュアル案を試用し問題点の抽出を行った上で、改良を行う。														
8. 備考															

1. プロジェクト	(CO1)福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物等の取扱いに関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(2) 特定原子力施設 ○特定原子力施設における放射性廃棄物管理の安全性評価		
3. 背景	使用済燃料の貯蔵については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）や、使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則（平成 12 年通商産業省令第 112 号）、使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則（平成 12 年通商産業省令第 113 号）等において、除熱、遮蔽、臨界防止等の安全確保のために求められる基準が定められている。 また、放射性廃棄物の廃棄については、原子炉等規制法第五十一条の二に事業の許可が規定され、その具体的基準として、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和 63 年総理府令第 1 号）や核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示（昭和 63 年科学技術庁告示第 2 号）等に、処分方式に応じた放射能濃度上限値、廃棄物埋設施設等の技術上の基準、埋設しようとする放射性廃棄物等の技術上の基準等の項目が定められている。 しかしながら、これらの基準は、制御された条件下で原子炉施設から発生する使用済燃料及び廃棄物に対して定められたものであり、東京電力福島第一原子力発電所事故によって発生した燃料デブリの貯蔵や放射性廃棄物管理の安全確保のためには、それぞれの特性を踏まえた新たな技術的知見を整備する必要がある。 さらに、汚染水管理に関しては、現在のタンク貯蔵、地下水建屋内流入の抑制対策や滞留水（汚染水）の漏えい管理等に関する安全確保のための技術的知見を整備する必要がある。		
4. 目的	現在、特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会及び特定原子力施設監視・評価検討会において、福島第一原子力発電所における放射性廃棄物管理及び汚染水対策の安全性について議論が行われており、将来の放射性廃棄物処分の安全性評価を視野に入れて次の研究を行う。 (1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討 事業者が行う東京電力福島第一原子力発電所事故により発生する廃棄物（以下「事故プラント廃棄物」という。）の廃棄物特性（放射性核種濃度等）評価の妥当性確認手法を検討するとともに、廃棄物特性を踏まえて限定再利用の基準及び処分が必要となる廃棄体の技術要件を整理する。 (2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討 燃料デブリ等は従来の使用済燃料と特性が異なることから、燃料デブリ等を安全に保管、輸送及び貯蔵するための技術要件を整理する。 (3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討 ガレキ類、水処理二次廃棄物等の一時保管施設の長期運用に伴う安全確認方法等を整備する。 (4) 汚染水管理に関する技術要件の検討 現在のタンク貯蔵、地下水建屋内流入の抑制対策や滞留水（汚染水）の漏えい管理等に係る安全確保の考え方や技術要件を整理する。また、建屋内における高濃度汚染水の生成量及びその核種濃度低減といった汚染水対策に資するデータ等を取得する。 (5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討 燃料デブリを処分することとした場合の処分に係る安全要件及び処分施設の安全機能等について、従来の高レベル放射性廃棄物の処分と比較し、追加すべき技術要件を整理する。		
5. 知見の活用先	放射性廃棄物の特性評価、放射性廃棄物の管理及び燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術的知見は、審査等に活用されるよう原子力規制部東京電力福島第一原子力発電所事故対策室に提供する。また、当該安全研究の成果として得られた基盤技術及び技術的知見は、特定原子力施設の将来の技術的問題の対策に活用が見込まれる。		
6. 安全研究概要 (始期：H26年度) (終期：H31年度)	事故プラント廃棄物の性状等の情報は、事業者、（独）日本原子力研究開発機構等による廃炉に向けた事業推進あるいは研究開発により逐次明らかにされていくことから、本プロジェクトの工程もその進捗状況を鑑み必要に応じて見直すものとする。 実施内容は以下のとおりである。 (1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討 事故プラント廃棄物の特性を把握するために、廃棄物の特性評価で特に重要となる放射能濃度測定技術について、既存の要素技術を調査するとともに、現地での測定手法の検討に必要な技術情報を収集・整理する。これらを踏まえて、事故プラント廃棄物の限定再利用や廃棄体化を行う際の技術要件及び確認手法を検討する。また、事業者が行う廃棄物の特性評価の妥当性確認の検討に必要な技術情報を収集・整理する。 (2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討 燃料デブリ等について、その性状を把握するとともに、共用プールまでの輸送・暫定保管に係る技術要件、燃料デブリ等収納缶の技術要件等を検討する。また、将来的な燃料デブリ等の長期貯蔵を想定し、燃料デブリ等貯蔵容器の長期健全性等に係る技術要件の検討に必要な技術情報を収集・整理する。 (3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討 ガレキ類、伐採木等の一時保管施設の長期的運用を想定し、施設の長期健全性、地下水流動解析を用いたモニタリングの妥当性等、施設の安全確保に係る留意事項の抽出を行う。あわせて、水処理二次廃棄物の長期保管を想定し、保管を行う際の安全性に係る留意事項を抽出する。 (4) 汚染水管理に関する技術要件の検討 福島第一原子力発電所敷地内の地形、水文、水理地質構造、建屋配置及び地下水流動状況といった水文・地質情報を整理し、建屋内への地下水流入抑制対策といった汚染水対策、滞留水（汚染水）の漏えい管理及び漏えい時の移行経路の評価に関する着眼点、留意事項等を抽出する。また、燃料デブリからのセシウム移行プロセスのモデル化や汚染水中のセシウム起源の特定に係る調査を検討し、高濃度汚染水の生成量やその核種濃度低減に資する情報を整備する。		

	(5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討 従来検討されてきた高レベル放射性廃棄物処分に加え、燃料デブリの核種組成等の特性を踏まえて、それらを追加的に処分する際の安全確保に係る技術要件の検討に必要な技術情報を収集・整理する。 工程表 <table><tr><th> 年度 項目 </th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th>平成 28 年度</th><th>平成 29 年度</th><th>平成 30 年度</th><th>平成 31 年度</th></tr><tr><td>(1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(4) 汚染水管理に関する技術要件の検討</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	年度 項目	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	(1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討							(2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討							(3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討							(4) 汚染水管理に関する技術要件の検討							(5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討						
年度 項目	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度																																					
(1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討																																											
(2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討																																											
(3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討																																											
(4) 汚染水管理に関する技術要件の検討																																											
(5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討																																											
7. H28年度実施計画	(1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討 放射線測定における技術要件の整備のために、海外における廃棄物の再利用に関する事例を調査する。 限定再利用の被ばく評価シナリオの平成 27 年度成果を踏まえた詳細化及び濃度基準の試算を行う。 (2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討 該当なし (3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討 平成 27 年度までに行ってきた水処理二次廃棄物の保管容器の劣化要因の調査結果を踏まえ、すきま腐食についての要素試験を行う。 平成 27 年度に行った高性能容器（HIC）に使われるポリエチレンの単純系での放射線劣化試験を踏まえ、より現実的な系（スラリー付着等）での放射線劣化試験を行う。 (4) 汚染水管理に関する技術要件の検討 福島第一原子力発電所敷地内の水文・地質や地下水に関する情報を収集・整理する。 地下水中の核種濃度等の観測状況より対象となる場の状態を概略で推察するための着眼点・留意事項の抽出を目的とし、地下水中の核種の漏えい箇所の推定といった核種移行状況を類推するための地下水モデリングに関する逆解析法を用いた検討事例を調査する。 燃料デブリ、原子炉建屋内の壁面等を対象に滞留水の汚染源として考えられるものを網羅的に抽出した上で、汚染源として可能性の高いものを絞り込むために有用な要素試験計画を策定する。 (5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討 平成 27 年度までに整備した安全評価コードを改良し、当該コードを用いた解析に基づき将来の処理・処分に向けた技術的要求事項を整理する。 燃料デブリの処分で考慮が必要な超長期の自然事象の考慮に関する、従来研究されてきた隆起・断層活動についての長期の将来予測手法の適用限界を整理し、今後の研究課題を抽出する。																																										
8. 備考																																											

1. プロジェクト	(CO2)破損燃料輸送に係る技術調査	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(核燃料廃棄物担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(2) 特定原子力施設		
3. 背景	使用済燃料の輸送については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）や、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号）等において、除熱、遮蔽、臨界防止等の安全確保のために求められる基準が定められており、これらの基準に基づき審査を行っている。 しかしながら、これらの基準は被覆管に破損の生じていない使用済燃料に対して定められたものであり、破損が生じていると推定される福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の使用済燃料プール（以下「SFP」という。）に貯蔵中の燃料の輸送に関して審査を行うためには、破損している燃料の特性や輸送物の形態を推定し、評価に必要な項目を抽出し、評価手法を整備する必要がある。また、1F の SFP から共用プールへの使用済燃料を輸送する際に、1F の SFP の水質が輸送容器内での水素発生量に与える影響の定量的評価が審査を行うために必要である。		
4. 目的	事業者が実施する 1F の SFP における使用済燃料の破損状況に関する調査結果を基に、想定される輸送物について現行基準への適合性を評価し、必要に応じて基準案等を作成する。また、1F の SFP の水質が輸送容器内での水素発生量に与える影響の定量的評価を行う。		
5. 知見の活用先	抽出した評価項目、整備した評価手法及び水素発生量影響評価結果に基づき、必要に応じて破損燃料輸送に係る審査基準案及び破損燃料輸送に係る評価ガイド案を作成する。		
6. 安全研究概要 (始期：H24年度) (終期：H28年度)	(1) 破損燃料輸送に係る技術調査 ①破損燃料輸送に係る技術調査 図 1 フローチャート参照  図 1 技術評価に係るフローチャート  図 2 想定される破損燃料輸送物		

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(CO4) 加工施設のリスク評価に係る研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(核燃料廃棄物担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○共通原因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価		
3. 背景	・原子炉等規制法改正に伴う加工施設に対する安全性向上評価 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）第二十二條の七の二第一項では、「加工事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、その加工施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該加工施設の安全性について、自ら評価をしなければならない。」（ここで、加工施設における安全性の向上を図るため事業者が自ら行う評価を以下「安全性向上評価」という。）とされており、加工事業者に対し安全性向上評価の実施を要求している。また、原子炉等規制法第二十二條の七の二第三項では、「加工事業者は、第一項の評価を実施したときは、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該評価の結果、当該評価に係る調査及び分析並びに評定の方法その他原子力規制委員会規則で定める事項（第五項において「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。」とされており、原子力規制委員会には安全性向上評価の結果等を記した届出書が提出されることとされている。 これに対して、原子炉等規制法第二十二條の七の二第四項では、「原子力規制委員会は、前項の規定により届け出られた事項のうち、当該評価に係る調査及び分析並びに評定の方法が原子力規制委員会規則で定める方法に適合していないと認めるときは、その届出をした加工事業者に対し、調査若しくは分析又は評定の方法を変更することを命ずることができる。」とされている。そのため、原子力規制委員会は、届出書が原子炉等規制法第二十二條の七の二第四項の「原子力規制委員会規則」である「核燃料物質の加工の事業に関する規則（昭和 41 年総理府令第 37 号。以下「加工規則」という。）」第九条の三の五で定める方法に適合しているか否かを確認しなければならない。 これらを運用するガイドとして原子力規制委員会が策定した加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定。以下「運用ガイド」という。）では、安全性向上評価において実施する「事故の発生及び拡大の防止措置を講じたにもかかわらず、重大事故の発生に至る可能性がある場合、その可能性」に関する調査及び分析の方法として、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている。その際、加工事業者が行うリスク評価に対し、原子力規制委員会は加工事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠を確認することが定められている。 運用ガイドでは、加工施設に係るリスク評価における「適切な評価方法」として総合安全解析（以下「ISA」という。）手法が挙げられているが、現在、その手法が必ずしも成熟していないと記されており、原子力規制委員会が安全性向上評価におけるリスク評価の適切性確認を行う際に必要となる技術的知見を整備しておく必要がある。 混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設及びウラン加工施設に関しては、安全性向上評価の運用ガイドの参考資料として、リスク評価を実施するに当たっての必要事項を例示する「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を作成することとしている。ただし、ウラン加工施設の地震に係るものについては、手法の成熟度合いを踏まえ対応することとしている。		
4. 目的	原子炉等規制法第二十二條の七の二第四項の規定に基づく届出が加工規則第九条の三の五で定める方法に適合していることを確認する際に必要となるリスク評価に関する技術的知見を整備する。 具体的には、運用ガイドではリスク評価における「適切な評価方法」として ISA 手法が挙げられており、加工事業者が安全性向上評価において ISA を実施することが想定されるところ、ウラン加工施設における主要な内部事象のリスク評価に係る技術的知見を ISA 手順書の形式でまとめ蓄積してきたことから、本プロジェクトでは MOX 燃料加工施設の地震及び内部事象に対する ISA 手法を検討するための試解析、調査等を実施した上で、加工施設のリスク評価に関する技術的知見を整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見は「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を作成する際に活用される。		

6. 安全研究概要
(始期：H 24 年
度)
(終期：H28 年
度)

- 以下の研究を実施することにより、加工施設のリスク評価に係る技術的知見を整備する。
- a) MOX燃料加工施設の地震を起因としたISA試解析の実施
MOX燃料加工施設の代表工程に対する内部事象のハザード解析により、MOX燃料加工施設の特徴を整理した上で、地震を起因とするISA試解析を実施する。その際、等級別扱い（グレーデッド・アプローチ）の考えを踏まえたより合理的な評価の観点から、比較的风险の小さいと考えられる加工施設に適した簡易的な地震起因事象の発生頻度評価手法として、米国で提案された簡易ハイブリッド法の適用性について検討する。
- b) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備
ウラン加工施設で取り扱われる六フッ化ウランの化学的影響の基準及び評価方法に関して海外規制の動向調査を行い、評価手法を整備する。なお、本項目については他の項目との優先度を勘案し、当初予定していた期間を前倒しして実施した。
- c) 加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討
加工施設及び再処理施設において想定される火災に対して試解析を行い、火災影響評価を行う上での留意点等を整理する。
- d) リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理
上記研究で得られた成果を基に、MOX燃料加工施設の地震及び内部事象に対するISA実施手順を明確化するとともに、ウラン加工事業者が採用したリスク評価の手法及びその技術的根拠の適切性を原子力規制委員会が確認するための着眼点及び留意点を取りまとめる。さらに、内部事象を対象とした「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の案を作成する。

工程表					
	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
a)MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施					
b) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備					
c) 加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討					
d) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理					

7. H28年度実施計画

- a) MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施
- 施設のフラジリティを算出する際に用いられるMin/Max法について、保守的な評価結果を得るための改良を検討し、試解析によりその改良の妥当性を確認する。
- b) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備
- 平成27年度で終了。
- c) 加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討
- MOX燃料加工施設の火災事象について、火災進展解析コードを用いて換気系システムの応答を含めた試解析を行う。
 - MOX燃料加工施設等の代表的な火災起因事故における人的操作について、人間信頼性解析手法であるスコーピング評価手法、米国EPRIが開発した評価手法等を用いて人的過誤確率を評価し、これらの異なる手法による評価結果の比較を行い考察する。
- d) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理
- 上記a) 及び c) の成果について、昨年度までに整理した「再処理施設及び加工施設の安全性向上評価におけるリスク評価実施手順基本フロー案」及び「加工施設の安全性向上評価におけるリスク評価手法等の適切性確認の着眼点及び留意点案」への反映の必要性を検討した上で、これらに反映する。

8. 備考

1. プロジェクト	(C05) 再処理施設のリスク評価に係る研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
2. カテゴリー・研究分野	（３）共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○共通原因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価		
3. 背景	・原子炉等規制法改正に伴う再処理施設に対する安全性向上評価 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）第五十条の四の二第一項では、「再処理事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、その再処理施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該再処理施設の安全性について自ら評価をしなければならない。」（ここで、再処理施設における安全性の向上を図るため事業者が自ら行う評価を以下「安全性向上評価」という。）とされており、再処理事業者に対し安全性向上評価の実施を要求している。また、原子炉等規制法第五十条の四の二第三項では、「再処理事業者は、第一項の評価を実施したときは、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該評価の結果、当該評価に係る評価及び分析並びに評定の方法その他原子力規制委員会規則で定める事項を原子力規制委員会に届け出なければならない。」とされており、原子力規制委員会には安全性向上評価の結果等を記した届出書が提出されることとされている。 これに対して、原子炉等規制法第五十条の四の二第四項では、「原子力規制委員会は、前項の規定により届け出られた事項のうち、当該評価に係る調査及び分析並びに評定の方法が原子力規制委員会規則で定める方法に適合していないと認めるときは、その届出をした再処理事業者に対し、調査若しくは分析又は評定の方法を変更することを命ずることができる。」とされている。そのため、原子力規制委員会は、届出書が原子炉等規制法第五十条の四の二第四項の「原子力規制委員会規則」である「使用済燃料の再処理の事業に関する規則（昭和 46 年総理府令第 10 号。以下「再処理規則」という。）」第十九条の三の五で定める方法に適合しているか否かを確認しなければならない。 これらを運用するガイドとして原子力規制委員会が策定した「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定。以下「運用ガイド」という。）では、安全性向上評価において実施する「事故の発生及び拡大の防止措置を講じたにもかかわらず、重大事故の発生に至る可能性がある場合、その可能性」に関する調査及び分析の方法として、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている。その際、再処理事業者が行うリスク評価に対し、原子力規制委員会は再処理事業者が採用した評価手法、その技術的根拠等を確認することが定められている。 運用ガイドでは、再処理施設に係るリスク評価手法における「適切な評価手法」として、再処理施設における「内部事象」、「地震」及び「津波」に係る確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）手法等が挙げられているが、現在その手法が必ずしも成熟していないと記されており、原子力規制委員会が安全性向上評価におけるリスク評価の適切性確認を行う際に必要となる技術的知見を整備しておく必要がある。 再処理施設に関しては安全性向上評価の運用ガイドの参考資料として、リスク評価を実施するに当たっての必要事項を例示する「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を作成することとしている。		
4. 目的	原子炉等規制法第五十条の四の二第四項の規定に基づく届出が再処理規則第十九条の三の五で定める方法に適合していることを原子力規制委員会が確認する際に必要となるリスク評価に関する技術的知見を整備する。 具体的には、運用ガイドではリスク評価手法における「適切な評価手法」として、再処理施設における「内部事象」、「地震」及び「津波」に係る PRA 手法等が挙げられていることから、本プロジェクトでは主に地震を対象とした PRA 手法を検討するための試解析、試験、調査等を実施した上で、リスク評価に関する技術的知見を整備する^注。 注：外部事象については、日本で唯一の商業用再処理施設である六ヶ所再処理工場が海拔 55m に建設されていることから津波を除外し、地震を対象とした PRA 手法の整備を優先的に行う。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見は「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を作成する際に活用される。		
6. 安全研究概要 （始期：H24 年度） （終期：H28 年度）	以下の研究を実施することにより、再処理施設のリスク評価に係る技術的知見を整備する。 ① 再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備 再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備に資するため、以下の研究を実施する。 a) 地震を起因とした PRA 試解析 地震を起因として発生が想定され、リスク評価上重要と考えられる事象を対象に PRA 試解析を実施する。また、同時に、又は連鎖して起こる複数の事故事象の発生（以下「事故事象の同時発生」という。）を踏まえた PRA 手法の検討を行う。 b) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験 再処理施設内で想定される重大事故の 1 つである高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象を対象に、施設からの放射性物質放出量評価において重要な放射性物質の移行挙動に関する試験を行い、蒸発乾固事象に関する技術的知見を整備する。 c) 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備 再処理施設で想定される重大事故の 1 つである高レベル濃縮廃液等の貯槽での水素爆発事象を対象に解析を行い、閉じ込め機能の健全性の評価方法に関する技術的知見を整備する。 d) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理 上記研究で得られた成果を基に、地震に対する PRA 実施手順を明確化するとともに、原子力規制委員会が安全性向上評価におけるリスク評価手法及びその技術的根拠の適切性を確認するための着眼点及び留意点を整理する。さらに、内部事象及び地震を対象とした「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の案を作成する。 なお、以下に（独）原子力安全基盤機構で実施した項目の概要を示す。 ② 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討（平成 24 年度まで） ・ 再処理施設における設計上の想定を超える事象及びその対策に関する基礎的な検討を行った上で、その検討結果を基に「加工施		

	設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」及び「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」を取りまとめた。				
	工程表				
		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
	①再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備	a) 地震を起因としたPRA試解析			
		b) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験			
		c) 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備			
		d) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理			
	②再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討（平成 24 年度で終了）				
7. H28年度実施計画	① 再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備 a) 地震を起因とした PRA 試解析 ・昨年度までに整理した「再処理施設及び加工施設の安全性向上評価におけるリスク評価実施手順基本フロー案」の適切性を確認するため、地震を起因とした事故事象に関する事故シーケンス解析、重要度解析、感度解析等のPRA試解析を実施する。 b) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験 ・高レベル濃縮廃液の沸騰・蒸発乾固時に発生が想定される気体状ルテニウム等について、気相雰囲気組成、装置内温度、装置内滞留時間等に応じた化学形の変化及び移行経路中での蒸気凝縮に伴う沈着挙動を把握するための試験を実施する。昨年度は、沸騰晚期から乾固時に想定される気相条件を中心に試験データを取得したが、今年度は気相移行後の施設経路内で想定される広範な気相条件を想定した試験データを取得する。 d) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理 ・上記①の a) の試解析結果等について、昨年度までに整理した「再処理施設及び加工施設の安全性向上評価におけるリスク評価実施手順基本フロー案」及び「再処理施設の安全性向上評価におけるリスク評価手法等の適切性確認の着眼点及び留意点案」への反映の必要性を検討した上で、これらに反映する。				
8. 備考					

1. プロジェクト	(C06) 商用再処理施設保守管理技術等に係る研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(4) 核燃料サイクル ○再処理施設における高経年化対策		
3. 背景	事業者は使用済燃料の再処理の事業に係る規則（昭和 46 年総理府令第 10 号）第十六条の二に基づき、経年変化に関する技術的評価（以下「高経年化技術評価」という。）及び高経年化技術評価に基づいて再処理施設の保全計画のために実施すべき措置に関する 10 年間の計画の策定（以下これらを併せたものを「高経年化対策」という。）が義務づけられている。 これまではこの条項に関する指示文書「加工施設及び再処理施設の高経年化対策に関する当院への報告(平成 15 年原院第 4 号)」に基づいて事業者が実施した再処理施設の高経年化対策について評価するために研究用再処理施設を対象に技術基盤を整備してきた。今後は商用再処理施設を対象に、これまでの成果を活用し、機器材料の相違等の施設の特性を踏まえ、高経年化対策を評価するための技術的知見を整備していく必要がある。		
4. 目的	再処理施設では主要な工程で硝酸を使用するため、材料の耐食性等が課題となる。我が国の商用再処理施設では研究用再処理施設とは異なり、腐食対策として①高レベル廃液濃縮缶及び酸回収蒸発缶に減圧蒸発濃縮技術を採用し、②溶解槽及びプルトニウム濃縮缶の材料としてジルコニウムを使用している。また、③ジルコニウムを使用したことに伴い周囲のステンレス鋼製機器との間で2種類の材料の接続のためタンタルをインサート材とした爆着接合法を用いている。 商用再処理施設の高経年化対策を評価する上では、商用再処理施設の技術導入元の先行再処理施設における有意な腐食進展事象の発生並びに商用再処理施設が採用した材料及び異材接合技術に関する既往の研究成果を踏まえると、更に以下の知見を取得する必要がある。 ・減圧蒸発濃縮下におけるデポジット腐食（ステンレス鋼）に関するデータ ・応力腐食割れ（ジルコニウム）に関するデータ ・水素吸収ぜい化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）に関するデータ		
5. 知見の活用先	商用再処理施設の高経年化対策を評価するための視点・着眼点を技術的な観点から取りまとめた技術資料の作成に活用する。		
6. 安全研究概要 （始期：H24年度） （終期：H28年度）	以下の経年変化事象を対象とし、表-1 に示す工程で試験研究を実施する。 ○ デポジット腐食（ステンレス鋼） 商用再処理施設では、研究用再処理施設とは異なり、腐食対策として一部の機器に減圧蒸発濃縮技術を採用したが、その後、技術導入元の先行再処理施設の減圧方式の高レベル廃液濃縮缶において、デポジットに起因する有意な腐食進展が顕在化した。 模擬デポジットを調製し、高レベル廃液濃縮缶の底部、加熱ジャケット壁部及び加熱コイル部を想定して腐食試験及び影響因子評価のための基礎データの取得試験を行う。その成果に基づいてメカニズム及びデポジット腐食に及ぼす各種影響因子を評価・検討し、デポジット腐食に係る高経年化対策の評価のための技術的知見を整備する。 ○ 応力腐食割れ（ジルコニウム） 商用再処理施設では研究用再処理施設とは異なり、腐食対策としてステンレス鋼よりも耐食性に優れるジルコニウムを一部の機器に採用したが、海外の既往の試験研究で再処理施設の環境（沸騰硝酸溶液中）でも応力腐食割れの感受性があることが示唆された。 再処理工程において最もプルトニウム濃度が高い溶液を扱うジルコニウム製の加熱機器であるプルトニウム濃縮缶を対象に電位負荷定荷重引張試験及び各種条件下でのプルトニウム溶液の電気化学データの取得を実施し、その成果に基づいてメカニズム及び応力腐食割れに及ぼす各種影響因子を評価・検討し、プルトニウム濃縮缶の応力腐食割れに係る高経年化対策の評価のための技術的知見を整備する。 ○ 水素吸収ぜい化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼） 腐食対策としてジルコニウムを使用したことに伴い、我が国の商用再処理施設においては周囲のステンレス鋼製機器との間で 2 種類の材料の接続のため爆着接合法を用いている。ジルコニウムとステンレス鋼の異材接合継ぎ手にはインサート材として水素固溶量が高いタンタルの薄板が使用されている。既往の国内の試験研究によりジルコニウムとタンタルの界面部には水素吸収ぜい化割れの感受性の高い領域があることが報告されている。 試験研究においては、ジルコニウム、タンタル及びステンレスで構成される異材接合継ぎ手のうちのジルコニウム及びタンタルに注目し、単体ごと及び界面部について、硝酸溶液中において水素が発生する環境下での定荷重引張試験及び影響因子評価のための基礎データの取得試験を実施し、その成果に基づいてメカニズム及び水素吸収ぜい化割れに及ぼす各種影響因子を評価・検討し、異材接合継ぎ手の水素吸収ぜい化割れに係る高経年化対策の評価のための技術的知見を整備する。		

	<table><tr><th colspan="7">表ー1 工程表</th></tr><tr><th></th><th>実施項目</th><th>平成 24 年度</th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th>平成 28 年度</th></tr><tr><td rowspan="4">デ ポ ジ ット 腐 食</td><td>試験装置の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>腐食試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>影響因子評価のための 基礎データの取得試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>腐食進展メカニズム等の検討、影響因子 の評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="4">応 力 腐 食 割 れ</td><td>試験装置の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>電位負荷定荷重引張試験</td><td>パラメータ：</td><td>応力</td><td>腐食電位</td><td>硝酸濃度</td><td>溶液温度</td></tr><tr><td>各種条件下でのプルトニウム溶液の電 気化学データの取得</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>メカニズムの検討、影響因子の評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="4">水 素 吸 収 ぜ い 化 割 れ</td><td>試験装置の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>定荷重引張試験</td><td></td><td>Zr</td><td>Ta</td><td>実機相当異材継ぎ手</td><td></td></tr><tr><td>発生条件評価のための 基礎データの取得試験</td><td></td><td>Zr</td><td>Ta</td><td>実機相当異材継ぎ手※</td><td></td></tr><tr><td>メカニズムの検討、影響因子の評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table> ※ジルコニウム（Zr）及びタンタル（Ta）単体並びに Zr/Ta 合金の試験も含む。	表ー1 工程表								実施項目	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	デ ポ ジ ット 腐 食	試験装置の整備						腐食試験						影響因子評価のための 基礎データの取得試験						腐食進展メカニズム等の検討、影響因子 の評価						応 力 腐 食 割 れ	試験装置の整備						電位負荷定荷重引張試験	パラメータ：	応力	腐食電位	硝酸濃度	溶液温度	各種条件下でのプルトニウム溶液の電 気化学データの取得						メカニズムの検討、影響因子の評価						水 素 吸 収 ぜ い 化 割 れ	試験装置の整備						定荷重引張試験		Zr	Ta	実機相当異材継ぎ手		発生条件評価のための 基礎データの取得試験		Zr	Ta	実機相当異材継ぎ手※		メカニズムの検討、影響因子の評価					
表ー1 工程表																																																																																										
	実施項目	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度																																																																																				
デ ポ ジ ット 腐 食	試験装置の整備																																																																																									
	腐食試験																																																																																									
	影響因子評価のための 基礎データの取得試験																																																																																									
	腐食進展メカニズム等の検討、影響因子 の評価																																																																																									
応 力 腐 食 割 れ	試験装置の整備																																																																																									
	電位負荷定荷重引張試験	パラメータ：	応力	腐食電位	硝酸濃度	溶液温度																																																																																				
	各種条件下でのプルトニウム溶液の電 気化学データの取得																																																																																									
	メカニズムの検討、影響因子の評価																																																																																									
水 素 吸 収 ぜ い 化 割 れ	試験装置の整備																																																																																									
	定荷重引張試験		Zr	Ta	実機相当異材継ぎ手																																																																																					
	発生条件評価のための 基礎データの取得試験		Zr	Ta	実機相当異材継ぎ手※																																																																																					
	メカニズムの検討、影響因子の評価																																																																																									
7. H28年度実 施計画	・デポジット腐食については、次の項目について実施する。 a. 非放射性模擬金属イオンを用いた腐食試験及び実機における主要な酸化性金属イオンであるネプツニウムを用いた腐食試験を実施し、酸化性金属イオンの種類や温度が腐食速度に及ぼす影響に関するデータを継続取得するとともに昨年度までに取得したデータとあわせて腐食進展に関する分析を行う。 ・応力腐食割れについては、次の項目について実施する。 a. 電位負荷状態下の定荷重引張試験を実施し、応力腐食割れ発生の影響因子である硝酸溶液の温度が変色皮膜生成及び割れ発生に及ぼす影響に関するデータを継続取得するとともに、昨年度までに取得したデータとあわせて応力腐食割れ発生条件に関する分析を行う。 b.実機を想定した硝酸プルトニウム溶液の温度が腐食電位に及ぼす影響に関するデータを取得するとともに試験片表面の変色皮膜生成状態を目視観察し、a の成果に基づいて実機環境模擬下での応力腐食割れ発生の可能性を検討する。 ・水素吸収ぜい化割れについては、次の項目について実施する。 a. 実機相当の異材接合継ぎ手を用いて、γ線照射による放射線分解水素の吸収量、吸収後の試験片観察及び吸収した水素が引張強度に及ぼす影響に関するデータを定荷重引張試験により継続取得するとともに、電気化学的手法により水素を吸収させ、吸収した水素の拡散係数を金属中水素測定装置等により算出し、昨年度までに取得したデータとあわせて水素ぜい化割れ発生条件に関する分析を行う。																																																																																									
8. 備考	平成 28 年度末までの成果を活用し、商用再処理施設の高経年化対策を評価するための視点・着眼点を技術的な観点から取りまとめる。																																																																																									

1. プロジェクト	(CO7) 使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(核燃料廃棄物担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(4) 核燃料サイクル ○放射性物質の貯蔵・輸送		
3. 背景	(1) 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備 発電所敷地内及び再処理施設敷地内における使用済燃料貯蔵容量が減少している現在、発電所敷地外における使用済燃料中間貯蔵施設のニーズが高くなっている。青森県むつ市に金属カスクを用いる我が国初の使用済燃料の乾式貯蔵施設の建設が進められているが、将来は経済的に優位とされるコンクリートカスクを用いる乾式貯蔵施設も導入される可能性がある。また発電所敷地外に貯蔵施設を建設することから、使用済燃料の貯蔵施設までの輸送、特に高燃焼度燃料の輸送が行われる可能性がある。以上の状況に鑑み、我が国独特の中間貯蔵施設の立地条件を考慮した自然環境データを取得するとともに、乾式貯蔵期間中の使用済燃料等の健全性に関する知見を研究しておく必要がある。さらに、現在貯蔵対象は健全燃料となっているが、国内状況を鑑み破損燃料等の乾式貯蔵についても知見を整備する必要がある。 使用済燃料の乾式貯蔵技術に関して、沸騰水型原子炉では東海第二発電所等において金属カスクを用いた乾式貯蔵の実績があり、貯蔵中の燃料等の健全性確認が事業者により実施されている。一方、加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）についても事業者により試験用金属カスクを用いた乾式貯蔵試験が実施され、試験用金属カスク各部の温度やカスク内部の圧力等が測定される計画である。これら試験状況を正確に把握し、将来提示されることが予想される試験用金属カスク温度分布を正確に再現できる評価ツールの整備が必要である。 さらには中間貯蔵期間の長期化が世界的な潮流であることから、経年変化管理等に係る技術基準について諸外国の規制動向を調査し、把握しておく必要がある。また、高燃焼度燃料の中間貯蔵に備えて高燃焼度燃料破損判断基準について知見を整備する必要がある。 (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第五十九条第三項に基づき輸送容器について承認を受けようとする事業者は、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号）第二十一条に定める書類を原子力規制委員会に提出しなくてはならない。このうち「核燃料輸送物の安全性に関する説明書」に記載のある構造強度、除熱性能、密封性能、臨界防止性能、遮蔽性能等数値解析の結果に基づく説明に対し、原子力規制委員会はその妥当性を評価する必要がある。評価のためには数値解析に関する最新の知見が必要とされるが、近年の米国製コードの配布／公開制限の動きにより、我が国における海外製のコードへの依存度の高さが問題となっており、我が国として継続的かつ安定的に評価を行うために国産コードを開発・整備する必要がある。 (3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験（平成 26 年度にて終了、データ採取を（1）の中で実施） 我が国では、貯蔵施設が塩害を受け得る沿岸部に立地される可能性があるが、コンクリートカスクに用いるキャニスタは溶接構造のステンレス鋼製容器であることから、キャニスタの長期健全性を評価するため、キャニスタの溶接部における応力腐食割れ（以下「キャニスタ SCC」という。）に係る知見の取得が必要である。		
4. 目的	(1) 中間貯蔵施設の規制基準案作成のための技術的知見の整備に向けて、以下の研究を実施する。 ① 乾式貯蔵に係る諸外国の規制動向、最新データの調査・収集・評価 中間貯蔵に関連する最新データや実績のある米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）等の規制機関、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）、欧州経済協力開発機構原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）等の国際機関の規制動向調査、及び関連する学協会規格及びその他の研究動向調査 ② 規制基準案整備のための調査 特にコンクリートカスク貯蔵に関しては溶接技術に着目した評価 ③ 高燃焼度燃料の健全性に関する研究（平成 26 年度にて終了、調査・評価を①と統合して実施）。 ④ PWR 使用済燃料先行貯蔵試験 ⑤ 中間貯蔵施設における自然環境影響評価 (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価に向けて、以下の研究を実施する。 ① 国産遮蔽解析コードの導入 ② 統合熱流動解析コード群（仮称）の開発 (3) 中間貯蔵設備長期健全性等を確認するため、以下の試験を実施する。（平成 26 年度にて終了、データ採取を（1）⑤の中で実施） ① キャニスタ SCC に係る影響因子に関する知見の取得 ② 諸外国におけるキャニスタ SCC に対する規制等の調査		
5. 知見の活用先	(1) 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備 諸外国の規制動向調査や規制基準案整備のための研究、高燃焼度燃料の健全性に関する研究等を横断的に整理してまとめることで、技術基準解釈等の改訂に貢献する。 PWR 使用済燃料先行貯蔵試験で得られた知見を使用済燃料の貯蔵後輸送に係る規制基準等に反映させる。 (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価 事業者が申請時に実施する安全評価の妥当性確認に活用する。 (3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験 コンクリートカスクを用いた乾式使用済燃料貯蔵の規制基準案等の策定に貢献する。（平成 26 年度にて終了、技術要件の見直しが完了）		

6. 安全研究概要
（始期：H17 年
度）
（終期：H28 年
度）

- (1) 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備
- ① 乾式貯蔵に係る諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価
- 輸送貯蔵兼用金属キャスク及びコンクリートキャスクに代表される使用済燃料の乾式貯蔵システム全般について、中間貯蔵に関連する最新データや実績のある NRC 等の規制機関、IAEA、OECD/NEA 等の国際機関の規制動向や、関連する学協会規格及び評価手法並びにその他の研究動向の調査を行う。また、貯蔵される燃料についても、高燃焼度燃料の長期貯蔵をはじめ、破損燃料等まで今後規制課題と想定されるものも調査等の対象とする。
- ② 規制基準案整備のための調査
- 学協会規格の技術評価等の検証するための研究・技術評価を行う。特にコンクリートキャスク貯蔵で用いるキャニスタ蓋部溶接に関する溶接技術については試験実施も考慮して技術的妥当性評価を行う。
- ③ 高燃焼度燃料の健全性に関する研究（平成 26 年度にて終了、調査・評価を①と統合して実施）。
- 貯蔵中の取扱時及び輸送時の落下事故等における燃料の健全性に関し、国内のホットラボにおける試験を実施し、事故時の燃料挙動を評価する。また、米国等における高燃焼度燃料の長期貯蔵に係る試験研究の動向調査等を行い、規制基準解釈への反映について検討する。
- ④ PWR 使用済燃料先行貯蔵試験
- 事業者が実施する試験用金属キャスクを用いた PWR 使用済燃料貯蔵試験の試験状況を正確に把握する。
- ⑤ 中間貯蔵施設における自然環境影響評価
- コンクリートキャスク貯蔵方式において発生が懸念されているキャニスタ蓋部溶接部における応力腐食割れ事象について、発生要因の一つとして考えられる気中塩分濃度及び気中塩分組成測定データの取得・整理を行い、本方式を用いた貯蔵施設の安全規制整備に係る技術要件を整理する。
- (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価
- ① 国産遮蔽解析コードの導入
- 遮蔽解析コードとして導入した粒子・重イオン輸送統合コードシステム PHITS に対して、核燃料輸送物遮蔽解析作業に有効な機能を拡張するためのコード改良作業を行う。
- ② 統合熱流動解析コード群（仮称）の開発
- 安全解析の妥当性の評価解析作業に当たり、作業担当者の持つ技術及び判断に依存する要因を排除するとともに、人為的な誤りの発生を抑制することが可能な解析コードを開発する。
- (3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験（平成 26 年度にて終了、データ採取を（1）⑤の中で実施）
- ① キャニスタ SCC に係る影響因子に関する知見の取得
- 沿岸部での施設の立地が想定される我が国において、コンクリートキャスクでの使用を想定したキャニスタの長期健全性を評価するため、キャニスタ SCC の発生・進展に係る知見を試験等により取得する。
- ② 諸外国におけるキャニスタ SCC に対する規制等の調査
- 既にコンクリートキャスクを用いた乾式使用済燃料貯蔵を実施している諸外国のキャニスタ SCC に係る規制動向、及び研究開発動向について調査し、規制の適切な執行に貢献するため技術的知見等を取得する。

工程表

	平成 17 年度	平成 18 年度	平成 19 年度	平成 20 年度	平成 21 年度	平成 22 年度	平成 23 年度	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
(1) 中間貯蔵施設の規制 基準のための技術 的知見の整備												
(2) 使用済燃料輸送・貯 蔵に係る安全解析 の妥当性評価												
(3) 中間貯蔵設備長期健 全性等試験												

7. H28 年度実施
計画

- (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価
- ① 国産遮蔽解析コードの導入
- 昨年度までのコード改良作業により、タリー（仮想的な検出器）の円柱座標系による領域定義機能、核物質における中性子増倍効果の有無を制御する機能及び分散低減パラメータの自動生成機能等を実装した PHITS コードを用いて、実際の使用済燃料輸送物相当の体系を対象とした解析を実施する。
- 解析作業を通して、構造部材形状のモデル化、分散低減パラメータ設定のための領域分割、タリーやその他の解析条件の設定方法等、信頼性及び精度の高い解析結果を効率よく得るための解析手法について検討する。
- ② 統合解析コード群（仮称）の開発
- これまでに完成している解析対象領域の自動格子分割機能により生成される格子に対し、格子の向き、複数の大きさの格子の接合状態等が計算結果に及ぼす影響を調べる。計算対象として、理論解の求まる単純な解析条件による拡散問題（熱伝導問題）を取り上げ、内部の離散化モデル及び各種境界条件モデルの妥当性を検討する。

8. 備考

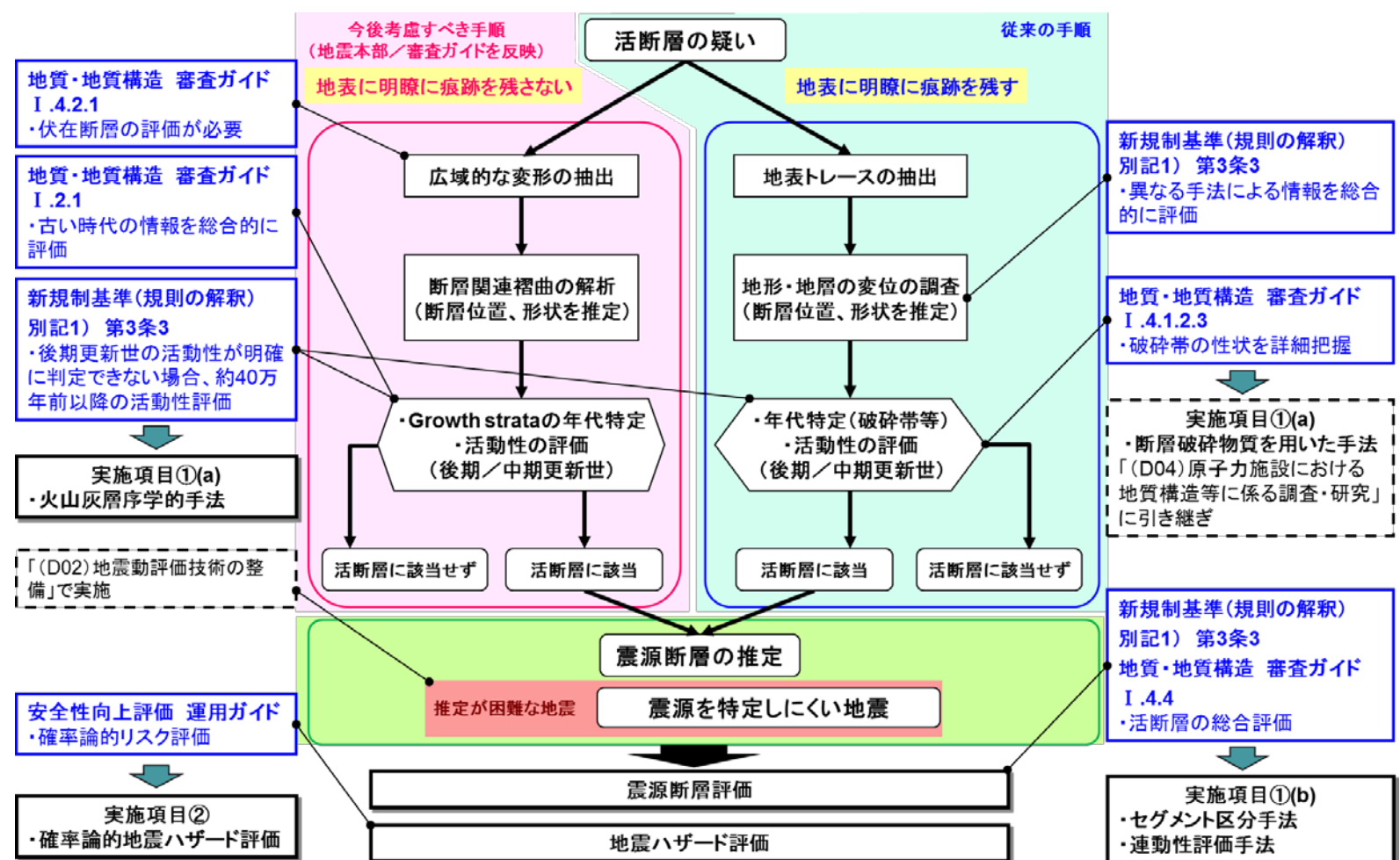
1. プロジェクト	(D01) 震源断層評価技術の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○地震動・地盤評価		
3. 背景	(1) 活断層の活動性評価に関する規制の現状・課題 「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）では「将来活動する可能性のある断層等」が定義されている。また、「その認定に当たって、後期更新世（約 1 2 ～ 1 3 万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」とされている。 - 上記のような活断層の活動時期を把握するために、実用的な年代評価手法の一つとして火山灰層序学的手法が広く活用されている。しかし、後期更新世の火山灰の年代評価には、放射性炭素年代測定法の適用範囲（約 4 万年前）を超えるものがあること、中期更新世の火山灰については年代評価手法の信頼性の向上に加え、火山灰層序を構築する必要があることなど、取り組むべき課題は多い。このため、約 40 万年前以降を含む中期・後期更新世火山灰の分析データ及び評価手順の整備は必要不可欠であり、当該年代に対応した火山灰同士の対比方法や結果の妥当性の評価手法を整備しておく必要がある。 - 断層の活動性評価に有効な堆積層が欠如している等の理由により、活動年代がほとんど不明な断層も多い。このような場合には断層破碎物質に着目して活動性を評価することがある。審査ガイドでは「断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破碎物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある。」とされているため、このような断層の活動年代の評価手法を確立する必要がある。 - 審査ガイドでは「震源断層の連動が考慮される必要がある。」とされており、連動性の評価に関するデータを取得する必要がある。 (2) 地震ハザード評価に関する規制の現状・課題 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（以下「運用ガイド」という。）では、安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析並びに総合的な評価について「原則として 5 年ごとに改訂することに加え、大規模な工事等により確率論的リスク評価又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂する。」こととされており、安全性向上評価の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」（以下「リスク評価」という。）が挙げられている。 - 運用ガイドに付されている参考資料ではリスク評価で用いられる地震ハザード評価に関し「震源モデル及び地震動伝播モデルにおけるハザードの寄与度が高い不確実さ要因に関しては、ロジックツリーを作成して考慮する。作成したロジックツリーにおける各分岐の設定及び重みの根拠を明確に記載する。」とされており、超過確率に影響を及ぼす不確実さ要因の選別及びロジックツリーの分岐の設定方法等の確立が必要である。 2011 年東北地方太平洋沖地震は、従来の地震に比べて余震の規模が大きく、発生数もはるかに多いことが明らかになっている。その知見を踏まえ、地震ハザード評価手法の確立の一環として、巨大地震に伴う余震が地震ハザード評価に与える影響について分析する必要がある。		
4. 目的	本プロジェクトでは、震源断層（活断層）評価及び基準地震動の超過確率の算定に係る審査マニュアル等の作成に有効な技術的知見を整備するため、火山灰層序学的手法及び断層破碎物質を用いた年代評価手法、活断層のセグメント区分の手法並びに連動性評価手法を整備する。また、地震動の超過確率に影響を及ぼす震源断層（活断層）の不確実さの評価方法を確立し、更に巨大地震に伴う余震等を含めたハザードと本震のみのハザードの比較評価に係るデータを取得する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果は、審査ガイドに反映するとともに、審査ガイドの震源断層（活断層）の年代評価及び連動性評価並びに運用ガイドの震源断層（活断層）の不確実さの評価の確認に資する。		
6. 安全研究概要 （始期:H25 年度） （終期:H28 年度）	本プロジェクトの実施に当たっては、新規制基準（審査ガイドを含む）を踏まえた上記の現状・課題の分析を通して研究課題を抽出し、震源断層（活断層）の調査・評価に関するフローに対応させている（下図）。このフローは、文部科学省・地震調査研究推進本部（以下「地震本部」という。）により公表された「活断層の長期評価手法（暫定版）」報告書で示されている課題も踏まえて作成しており、従来の手順のほか、地表に明瞭な痕跡を残さない活断層の評価手順も含めている。本プロジェクトにおける具体的な実施項目を以下に示す。 ①変動地形学、地質学及び地球物理学に基づいた震源断層（活断層）の評価手法の高度化 (a) 火山灰層序学的年代評価手法の整備 約 40 万年前以降（酸素同位体ステージ 11 以降）を含む活断層の年代評価手法の整備の一環として、火山灰層序学的年代評価手法を高度化する。そのために、深海底堆積物を分析し、堆積物試料全体の微化石年代及び地球軌道要素年代と堆積物試料から検出した火山灰との層位関係から、火山灰の噴出年代を高精度で決定する。さらに、検出した火山灰の化学組成データとこれらの火山灰の給源付近において採取した野外試料の化学組成の分析結果との比較を行う。これらの結果をまとめ、信頼性の高いテフラ対比に基づく火山灰層序の構築及び年代決定手法を整備する。 (b) 断層破碎物質等を用いた年代評価手法の整備 年代特定に必要な地層が欠如している断層の活動年代を評価するため、断層破碎物質等を用いた年代評価手法を確立する。その手法の一つとして、断層破碎物質の色彩に着目した評価手法を整備する。本プロジェクトでは、未変質岩石の色彩変化実験を行い「時間-色彩値関係式」を導く。そして、現地調査で取得した断層破碎物質の色彩・鉱物化学組成のデータと比較することにより、断層の活動性（最新活動時期あるいは活動周期）を推定する。また、その他の手法による推定結果との比較及び検証するとともに、断層の活動性を示す他の指標の有効性についても検討する。（平成 26 年度終了。その他の手法による断層破碎物質等を用いた年代評価は、「（D04）原子力施設における地質構造等に係る調査・研究」の中で継続実施）		

活断層のセグメント区分に関するデータ収集及び連動性に関する評価手法を整備する。まず、歴史地震等から連動性が把握又は推定されている複数の活断層帯を評価対象として変動地形学的データ、地質学的データ及び地下深部の地球物理学的データを収集し、セグメント区分に有用な調査法及び調査データの信頼性について整理する。そして、これらのデータに基づいたセグメント区分を複数の活断層帯について実施するとともに、歴史地震等から得られている実際の連動性に関する知見と比較し、セグメント区分結果の妥当性を確認する。これら一連の作業を通し、活断層の連動性に関する総合的な評価手法を整備する。（平成27年度終了）

(a) 震源断層モデルの不確かさ要因の整理・評価に関する検討

地震ハザード評価手法の高精度化を図るため、地震動の超過確率の評価結果に与える震源断層の不確かさ要因を整理し、評価結果への寄与度を踏まえ、ロジックツリーにおける分岐項目等を設定する。そして、評価対象とする震源断層に関する具体的な調査データを用いて、ロジックツリーにおける分岐等を設定し、震源断層の不確かさを踏まえた地震ハザード評価手法を整備する。その際、データの量及び質が地震ハザード評価結果に及ぼす影響も評価する。

本震・余震型地震のデータを収集し、余震の規模等の検討を行い、必要に応じて地震ハザード評価に反映する。（平成 26 年度終了）



新規制基準を踏まえた震源断層（活断層）の調査・評価に関するフローと本プロジェクトの実施項目との対応

	工程表				
	実施項目番号	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
	項目①-(a)	・火山灰の化学組成データの蓄積	・火山灰の化学組成データの蓄積	・火山灰の化学組成データの蓄積及び火山灰の対比に有効な指標の選定	・火山灰の噴出年代の決定及び対比手順・手法の取りまとめ
	項目①-(b)	・断層破碎物質の色彩・鉱物化学組成データの蓄積	・断層破碎物質の色彩・鉱物化学組成データの蓄積及び各種手法の適用性の検討	・その他の手法による断層破碎物質等を用いた年代評価として、「(D04) 原子力施設における地質構造等に係る調査・研究」の中で継続実施	
	項目①-(c)	・セグメント区分及び連動性評価に関する手法の適用性の検討	・変動地形的データに基づいたセグメント区分の実施及び信頼性の検討	・地質学的データ及び地下深部の地球物理学的データに基づいたセグメント区分の実施及び妥当性の確認	
	項目②-(a)	・課題の整理及び評価方針の提案	・不確実さ要因の整理、ロジックツリーにおける分岐項目等の設定	・震源断層モデル（連動性等）の不確実さについて、調査結果及び専門家の意見を反映したロジックツリー等に基づき、確率論的地震ハザード評価を実施	・項目①-(c)の成果等を活用し、震源断層（活断層）の連動性等の不確実さを踏まえた地震ハザード評価手順・手法の取りまとめ
	項目②-(b)	・評価サイトへの余震の影響の度合いの調査	・本震・余震型地震のデータの収集と地震ハザード評価手法への適用性の検討		
7. H28年度実施計画	①変動地形学、地質学及び地球物理学に基づいた震源断層（活断層）の評価手法の高度化 【項目①-(a)】火山灰層序学的年代評価手法の整備 深海底堆積物試料を対象に、火山灰の粒子構成及び主成分化学組成を分析し、火山灰対比を行うことによって火山灰噴出年代を決定するためのデータを取得する。深海底堆積物の微化石年代及び地球軌道要素年代と検出した火山灰との層位関係を整理する。また、陸上の火山灰給源付近等の地層中に含まれる火山灰の化学組成分析を行う。 平成 28 年度は、これまでの深海底堆積物試料中の火山灰年代評価に係る研究成果（酸素同位体ステージ 5e 以降に対応する最近 12～13 万年間、同 7e 以降に対応する最近 24～25 万年間及び同 9c 以降に対応する最近 32～33 万年間）を踏まえ、酸素同位体ステージ 11 以降に対応する最近 40 万年間の火山灰層序の構築及び火山灰対比の検討を行う。この結果から信頼性の高いテフラ対比に基づく火山灰層序の構築及び年代決定手法を整備する。 ②地震ハザード評価手法の整備（震源断層の評価に関わる範囲） 【項目②-(a)】震源断層モデルの不確実さ要因の整理・評価に関する検討 地震ハザード評価手法の整備の一環として、地震ハザード解析結果への影響が大きい震源断層モデルに関する各パラメータの不確実さを、専門家の意見を集約して分類する。そのうち認識論的不確実さに分類されたパラメータを対象に、ロジックツリーにおける分岐項目の設定等を考慮し、これらの扱い方を整備する。 平成 28 年度は、震源断層の不確実さのうち、地震動の超過確率の評価結果に与える影響の大きい不確実さ（地震規模評価式の選択、項目①-(c)で整理した連動破壊シナリオ及び地震発生間隔の考え方、地震発生間隔のばらつき等）の扱い方について整理し、ロジックツリーにおける分岐項目の設定根拠をまとめる。				
8. 備考					

1. プロジェクト	(D02) 地震動評価技術の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○地震動・地盤評価		
3. 背景	平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、地震動評価に対して、震源特性パラメータの不確かさ、地表に変位を伴う断層、三次元地下構造等による影響を適切に評価することが求められている。このため、以下に示す評価手法を整備する必要がある。 (1)地震動評価における不確かさの評価手法 震源特性や地震動伝播特性等の不確かさの評価手法を整備する必要がある。 (2)サイト特性の評価手法 地震動評価のための三次元地下構造の調査手法及びモデル化手法を整備する必要がある。 (3)断層変位の評価手法 活断層による断層変位の評価手法を整備する必要がある。 (4)震源を特定せず策定する地震動の評価手法 観測地震動（地表観測記録）から解放基盤面上の地震動算定のための標準的な手法を整備する必要がある。		
4. 目的	本プロジェクトでは、基準地震動の策定や断層変位の評価結果等の妥当性を確認することを目的に、地震動評価における不確かさの評価手法、サイト特性の評価手法、断層変位の評価手法及び震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備を行う。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果等は、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の基準地震動の策定及び超過確率の参照や、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」の確率論的地震ハザード評価の確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期:H24 年度) (終期:H28 年度)	本プロジェクトは、基準地震動策定のための地震動評価における課題を踏まえ、断層モデルを用いた地震動評価手法（以下「断層モデル法」という。）と応答スペクトルに基づく地震動評価手法（距離減衰式）を高度化するほか、①震源極近傍地震動、②三次元地下構造を考慮したサイト特性及び断層変位並びに③震源を特定せず策定する地震動のそれぞれの評価手法の整備及び高度化に係る研究を行うものである。特に断層モデル法では、国内内陸地殻内地震を検討し、震源の特性を主要なパラメータで表した震源モデル（以下「特性化震源モデル」という。）の構築手法を整備する。本研究テーマと概要は図 1 のとおりである。 (1)地震動評価における不確かさの評価手法の整備（平成 28 年度終了） a) 震源特性及び伝播経路特性並びに震源極近傍地震動の不確かさの評価手法を整備し、地震動解析コードを高度化する。 b) 地震基盤上の距離減衰式及び増幅評価式を開発し、観測データや断層モデル法による解析結果と比較して地震動評価における不確かさを評価する。 (2)サイト特性の評価手法の整備（平成 28 年度終了） a) 短周期地震動評価における地下構造調査手法及び地下構造モデル化手法の適用限界を検討する。 b) 三次元地下構造モデルの検証方法を確立する。 c) 地震動の空間変動や地震基盤波の推定結果の不確かさを検討する。 (3)断層変位の評価手法の整備（平成 28 年度終了） a) 有限要素法、個別要素法等の数値解析による決定論的手法を整理し、断層変位評価への適用方法を検討する。 b) 被害地震を対象とした地表変位分布データを基に変位ハザード評価に必要な断層変位の距離減衰式を開発する。 c) 断層変位の数値解析結果を用いて確率論的手法を高度化し、地震及び断層変位の総合的な評価手法を整備する。 (4)震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備（平成 25 年度終了） a) 震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的评价手法を整備する（平成 24 年度終了）。 b) 観測地震動から解放基盤面上の地震動の評価手法を整備する（H25 年度終了）。		

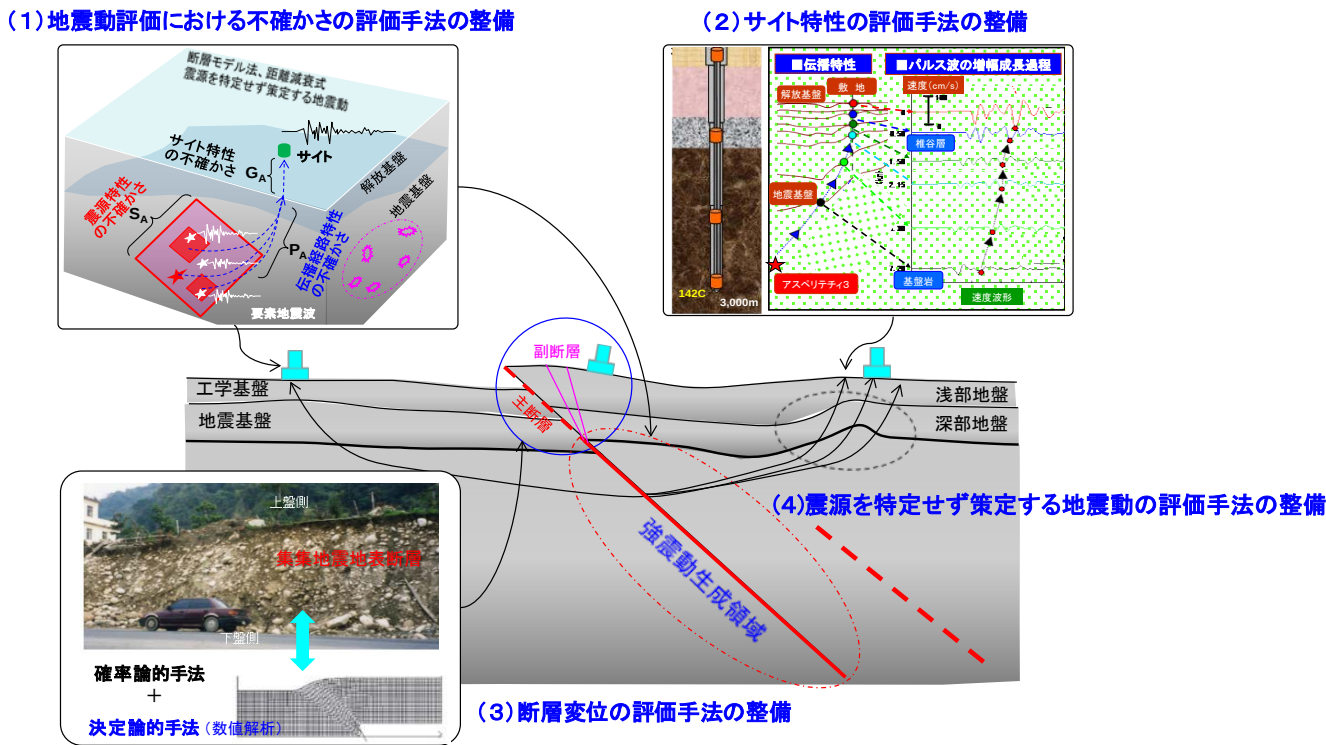


図 1 本研究テーマと概要

	<table><tr><th colspan="6">工程表</th></tr><tr><th>実施項目番号</th><th>平成 24 年度</th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th>平成 28 年度</th></tr><tr><td rowspan="2">項目(1)</td><td>断層モデル法の高度化、距離減衰式検証、地震動ばらつき要因分析</td><td>断層モデル法の高度化、震源極近傍地震動評価手法の整備</td><td>地震規模計算式の検討、地震動解析、微視的パラメータ設定手法整理</td><td>断層長さ等の巨視的・微視的パラメータ設定手法の高度化、地震動評価手法の工学的検証、動力学的シミュレーション、震源極近傍での地震動評価手法の高度化</td><td>断層長さ設定手法整備、震源過程・地震動解析、微視的パラメータの設定手法の高精度化、課題整理</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="2">項目(2)</td><td>軟岩サイト深部地震動観測、「三次元深部地下構造モデル作成手引き案」の策定</td><td>硬岩サイト深部地震動観測、三次元地下構造モデルの作成手引きの完成</td><td rowspan="2">深部地震動等の分析、三次元地下構造モデルの高精度化、三次元地震波動伝播解析及び簡便手法の検討</td><td rowspan="2">三次元地震波動伝播シミュレーション、三次元地下構造モデルの検証、三次元地震波動伝播のシミュレーション簡便手法の高度化</td><td rowspan="2">地震動評価のための三次元地下構造モデル化手法の確立、取りまとめ</td></tr><tr><td></td><td>(観測システム整備終了)</td></tr><tr><td rowspan="2">項目(3)</td><td>断層変位の評価手法の調査と整理</td><td>断層変位データ収集・整理、断層変位距離減衰式の開発、数値解析手法の予備検討</td><td>断層データ分析、ハザード試解析、(逆断層)断層変位数値解析</td><td>国内内陸地震を対象とした断層変位数値解析、断層変位距離減衰式の高度化</td><td>断層変位の評価手法の整備、課題整理</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td rowspan="2">項目(4)</td><td>震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的評価手法の整備</td><td>観測地震動から解放基盤面上の地震動評価手法の整備</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	工程表						実施項目番号	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	項目(1)	断層モデル法の高度化、距離減衰式検証、地震動ばらつき要因分析	断層モデル法の高度化、震源極近傍地震動評価手法の整備	地震規模計算式の検討、地震動解析、微視的パラメータ設定手法整理	断層長さ等の巨視的・微視的パラメータ設定手法の高度化、地震動評価手法の工学的検証、動力学的シミュレーション、震源極近傍での地震動評価手法の高度化	断層長さ設定手法整備、震源過程・地震動解析、微視的パラメータの設定手法の高精度化、課題整理						項目(2)	軟岩サイト深部地震動観測、「三次元深部地下構造モデル作成手引き案」の策定	硬岩サイト深部地震動観測、三次元地下構造モデルの作成手引きの完成	深部地震動等の分析、三次元地下構造モデルの高精度化、三次元地震波動伝播解析及び簡便手法の検討	三次元地震波動伝播シミュレーション、三次元地下構造モデルの検証、三次元地震波動伝播のシミュレーション簡便手法の高度化	地震動評価のための三次元地下構造モデル化手法の確立、取りまとめ		(観測システム整備終了)	項目(3)	断層変位の評価手法の調査と整理	断層変位データ収集・整理、断層変位距離減衰式の開発、数値解析手法の予備検討	断層データ分析、ハザード試解析、(逆断層)断層変位数値解析	国内内陸地震を対象とした断層変位数値解析、断層変位距離減衰式の高度化	断層変位の評価手法の整備、課題整理						項目(4)	震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的評価手法の整備	観測地震動から解放基盤面上の地震動評価手法の整備								
工程表																																																						
実施項目番号	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度																																																	
項目(1)	断層モデル法の高度化、距離減衰式検証、地震動ばらつき要因分析	断層モデル法の高度化、震源極近傍地震動評価手法の整備	地震規模計算式の検討、地震動解析、微視的パラメータ設定手法整理	断層長さ等の巨視的・微視的パラメータ設定手法の高度化、地震動評価手法の工学的検証、動力学的シミュレーション、震源極近傍での地震動評価手法の高度化	断層長さ設定手法整備、震源過程・地震動解析、微視的パラメータの設定手法の高精度化、課題整理																																																	
項目(2)	軟岩サイト深部地震動観測、「三次元深部地下構造モデル作成手引き案」の策定	硬岩サイト深部地震動観測、三次元地下構造モデルの作成手引きの完成	深部地震動等の分析、三次元地下構造モデルの高精度化、三次元地震波動伝播解析及び簡便手法の検討	三次元地震波動伝播シミュレーション、三次元地下構造モデルの検証、三次元地震波動伝播のシミュレーション簡便手法の高度化	地震動評価のための三次元地下構造モデル化手法の確立、取りまとめ																																																	
		(観測システム整備終了)																																																				
項目(3)	断層変位の評価手法の調査と整理	断層変位データ収集・整理、断層変位距離減衰式の開発、数値解析手法の予備検討	断層データ分析、ハザード試解析、(逆断層)断層変位数値解析	国内内陸地震を対象とした断層変位数値解析、断層変位距離減衰式の高度化	断層変位の評価手法の整備、課題整理																																																	
項目(4)	震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的評価手法の整備	観測地震動から解放基盤面上の地震動評価手法の整備																																																				
7. H28年度実施計画	【項目(1)-a) b)】地震動評価における不確かさの評価手法の整備 ①特性化震源モデルの巨視的パラメータの不確かさ評価手法の検討 平成 27 年度に引き続き、5 個程度の国内の内陸地殻内地震を対象に、変動地形学、地質学や地球物理学などの複数分野の関連情報を利用して断層長さや幅の評価を行い、それらに関する既存のデータと比較することで断層長さや幅の設定手法を整備するとともに、地震動評価における不確かさの観点から巨視的パラメータの設定に関する課題を整理する。 ②特性化震源モデルの微視的パラメータの不確かさ評価手法の検討 平成 27 年度に引き続き、兵庫県南部地震(1995)以降に発生した国内の内陸地殻内地震の中から検討用地震を 3 個程度選定し、観測強震動を用いた震源逆解析を実施する。それらの解析結果に基づき、断層面上のすべり量、最大すべり速度分布等进行分析して特性化震源モデルを構築する。得られた特性化震源モデルを用いて経験的グリーン関数法による地震動シミュレーション解析を実施し、短周期成分の再現性について評価し特性化震源モデル設定手法の高精度化を図る。また、特性化震源モデルによる地震動シミュレーション結果を観測強震動データや経験式(距離減衰式)と比較し、断層モデル法による地震動評価の検証を行うとともに、微視的パラメータの設定に関する課題を整理する。 ③内陸地殻内大地震を対象とした特性化震源モデルの検討 上記②では、地震動の観測記録を基に特性化震源モデルを検討するが、観測記録が得られている Mw7.0 以下の地震を対象としたものであり、Mw7.0 以上の地震への特性化震源モデルの適用性を検証する必要がある。そのため、Mw7.0 以上の内陸地殻内地震を対象とし、動力学的マルチサイクル・シミュレーションを実施し、得られた震源モデルから巨視的及び微視的震源パラメータを抽出・分析し、スケーリング則との整合性についてまとめる。 【項目(2)-a) b) c)】サイト特性の評価手法の整備 ①地震動評価のための三次元地下構造モデル化手法の確立 これまで得られた深部地震動観測記録及び詳細三次元地下構造を用いた地震動シミュレーション結果に基づき、短周期地震動評価のための地下構造調査手法及び地下構造モデル化手法の適用限界を総合的に検討し、三次元地下構造モデルの検証方法を確立する。 ②硬岩サイト地震観測記録の整備及び地震動の評価 深部地震動観測システムにより得られた硬岩サイト(鳥取)の鉛直アレー地震動観測データを用いて地震波伝播解析等を行い、硬岩サイトにおける地震動の伝播特性や地震基盤波の推定結果の不確かさ等を検討する。 【項目(3)-a) b) c)】断層変位の評価手法の整備 ①決定論的断層変位評価手法の整備 地表に明瞭な変位が現れた国内外の内陸地殻内地震(横ずれタイプ)を対象に、平成 27 年度までに収集した断層近傍の地表変位や地震動に関する観測データを用いて、特性化震源モデルの修正や動力学的破壊シミュレーションを行う。さらに、それらの結果に基づいて、個別要素法、粒子法及び有限要素法を用いた深部から地表までの断層破壊伝播に関する数値解析を実施し、地表の断層変位評価への適用方法を検討するとともに、決定論的手法に関する課題をまとめる。 ②確率論的断層変位評価手法の整備 平成 27 年度に構築した逆断層タイプの主断層及び副断層の断層変位距離減衰式に加えて、先行研究による断層変位距離減衰式を用いて、実際の地表地震断層を伴った地震に対する確率論的断層変位ハザード解析(PFDHA)を実施し、ハザード計算を行う。また、決定論的評価手法による結果の確率論的断層変位評価への活用方法についてまとめる。																																																					
8. 備考																																																						

1. プロジェクト	(D03) 津波ハザード関連評価技術の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○津波評価		
3. 背景	平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波（以下「東北地震津波」という。）は、福島第一原子力発電所に襲来し、重大な事故を引き起こした。この事故は、同発電所の設計津波水位が低すぎたこと、設計津波水位を超える津波の発生に備えていなかったことに加えて、設計津波水位を超える津波のリスクが存在することを明示する結果となった。この事故を踏まえた政府報告書 *1でも、「設計用津波を上回る津波に対して施設の重要な安全機能を維持できるよう対策を講じることや、確率論的安全評価手法（以下「PSA」という。）を活用したリスク管理を実施すること」等が教訓として示された。 平成 24 年 9 月に発足した原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所の事故を教訓とし、新たな規制基準及び審査ガイドを策定及び施行し、現在、新規制基準に基づく既設原子力発電所の適合性審査を行っている。 新規制基準では、新たに「基準津波」に関する規定を明記している。これに対応する「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」では、津波波源の設定に当たって、「国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構やテクトニクスの背景の類似性を考慮していること」や、「地震や津波の発生域と規模は、過去の事例によるだけではそれをを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならないこと」等に留意するよう記されている。 また、平成 25 年 11 月改正の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律では、事業者に対する「安全性の向上のための評価の実施」を規定し、これに関連する「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、「発電用原子炉施設における安全に関する最新の知見を踏まえて当該施設の安全性向上評価を原則、5 年ごとに実施する」よう記されている。 津波リスク評価の観点からは、設計基準を上回る津波の発生を前提とする必要があり、そのためには、基準津波を超える津波の策定方法や防潮堤等の津波防護施設を越流した後の津波挙動の影響把握等、新たに考慮すべき課題を解決する必要がある。さらに、これらの課題に取り組む中で得られる新たな知見を活用して上記の安全性向上評価の妥当性確認を行い、原子力安全のための取組及び原子力安全規制を継続的に改善していく必要がある。 *1 「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について」（平成 23 年 6 月原子力対策本部）		
4. 目的	本プロジェクトでは、今後、定期的実施される安全性向上評価の妥当性確認に活用するため、更には原子力安全のための取組及び原子力安全規制の継続的改善のため、津波リスク評価に係る確率論的津波ハザード評価とこれに係る断層破壊特性の影響評価、津波防護施設越流後の屋外構造物・設備等への津波の作用波力評価、津波堆積物情報を活用した津波波源推定及び地すべり起因の津波評価等に関する手法・解析コード並びに津波痕跡データベース及び津波堆積物データベースの整備を目的とする。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果等は、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」の基準津波の策定及び超過確率の参照や、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」の確率論的津波ハザード評価の確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期:H25 年度) (終期:H28 年度)	①確率論的津波ハザード評価手法の高度化 原子力施設の津波に対するリスクを定量的に評価するために、津波確率論的リスク評価（PRA）手法整備の一環として、東北地震津波の知見を踏まえて確率論的津波ハザード評価手法を高度化し、手引きとしてまとめる（平成 26 年度終了）。 ②確率論的津波ハザード解析における断層破壊特性の影響評価手法の整備 平成 26 年度までに実施した項目①の研究成果を踏まえると、確率論的津波ハザード評価における津波想定では広大な波源領域の想定が必要であることが分かった。その場合、津波水位に及ぼす断層破壊特性（破壊開始点、破壊伝播速度等）の影響が予想されるため、断層破壊特性に係る不確かさを整理し、津波水位に及ぼす影響を把握して確率論的津波ハザード評価手法に反映する必要がある。そこで、関連分野の既往研究を参考に、断層破壊特性のモデル化や確率論的津波ハザード評価への反映方法を構築する。 ③構造物への作用波力評価手法の高度化（平成 27 年度終了） 屋外構造物・設備等の津波遡上に対する安全対策の有効性を確認するために、防潮堤背後の屋外構造物・設備等に作用する津波波力の評価手法を高度化するとともに、水理試験結果を用いて解析が有するばらつきを把握する。（図 1） ④津波堆積物による波源推定手法の整備 津波堆積物は、過去の津波（以下「古津波」という。）によって海底の土砂等が移動・堆積してできたものであり、津波波源の規模等の情報が得られる証拠の一つであると考えられている。このような津波堆積物生成過程を把握するために、陸上の土砂移動・堆積を対象とした水理実験及び土砂移動解析コードの開発を行う。また、古津波に関する現地調査を行い、同解析コードの検証を行う。これらのデータ及び解析コードを用いて津波堆積物による波源推定手法を整備する。 ⑤津波痕跡データベース及び津波堆積物データベースの整備（津波堆積物データベースについては平成 27 年度終了） 津波解析手法等の検証に用いるために、文献調査に基づく既往津波の痕跡データについて個々に信頼度を付与した津波痕跡データベース（以下「DB」という。）を整備してきた。この津波痕跡 DB の拡充を図るため、歴史津波の痕跡データに係る現地調査及び近年の津波の痕跡データ収集を行い、信頼度評価を行う。また、既往津波（近地）の波源モデルに関する文献調査を行い、DB に登録する。 さらに、津波堆積物に係る有用情報を一元管理するため、津波堆積物データに関する文献調査及び信頼性評価を行い、津波堆積物 DB 及び DB システムを整備する。 ⑥地すべり起因の津波評価手法の整備 地震による断層運動のほかに、海底及び海岸付近の陸上の地すべりも津波の発生要因の一つである。地すべり起因の津波では、地すべりの継続時間や崩壊土量によって沿岸部に到達する津波の波形や津波高が変化する。この影響を定量的に、系統立てて把		

握するために、既往研究を基にして整備した地すべり起因の津波解析コードを用いて影響因子を変化させた感度解析を行い、影響因子と津波高等の関係を整備する。また、海底における将来の地すべり発生の可能性に着目し、確率論的手法に基づく海底地すべり発生危険度判定方法を整備し、ケーススタディとしてモデル海域における海底地すべりマップを作成する。さらに、海底における斜面安定に係る模型実験を行い、同危険度判定手法の精度向上を図る。

工程表				
実施項目番号	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
項目①	ハザード試解析と手引きまとめ	成果の公表と検討課題の抽出		
項目②			断層破壊特性の分析及び津波ハザード試解析	断層破壊特性の不確かさを反映した津波ハザード解析手法の構築
項目③	波力の試解析	波力試験の検証解析及び解析コードの改良	三次元津波解析モデルが有するばらつき評価	
項目④	現地調査及び水理試験装置の製作	水理試験及び土砂移動解析コードの改良・検証	波源推定手法の構築	波源推定手法の検証
項目⑤-1	津波痕跡 DB の高度化（波源モデル、検潮所）	歴史津波の痕跡 DB の拡充及び津波痕跡 DB システムの機能改良	歴史津波の痕跡 DB の拡充（日本海沿岸）	歴史津波の痕跡 DB の拡充（太平洋沿岸）
項目⑤-2	津波堆積物データの収集	津波堆積物 DB システムの整備	津波堆積物データの信頼度評価及び DB 拡充	
項目⑥		海底地すべり起因の津波解析コードの整備と地すべり影響因子による感度解析	海底地すべり発生危険度判定方法の整備及び模型実験等の計画立案	モデル海域の海底地すべりマップ作成及び模型実験等の実施、既往モデルの適用性確認

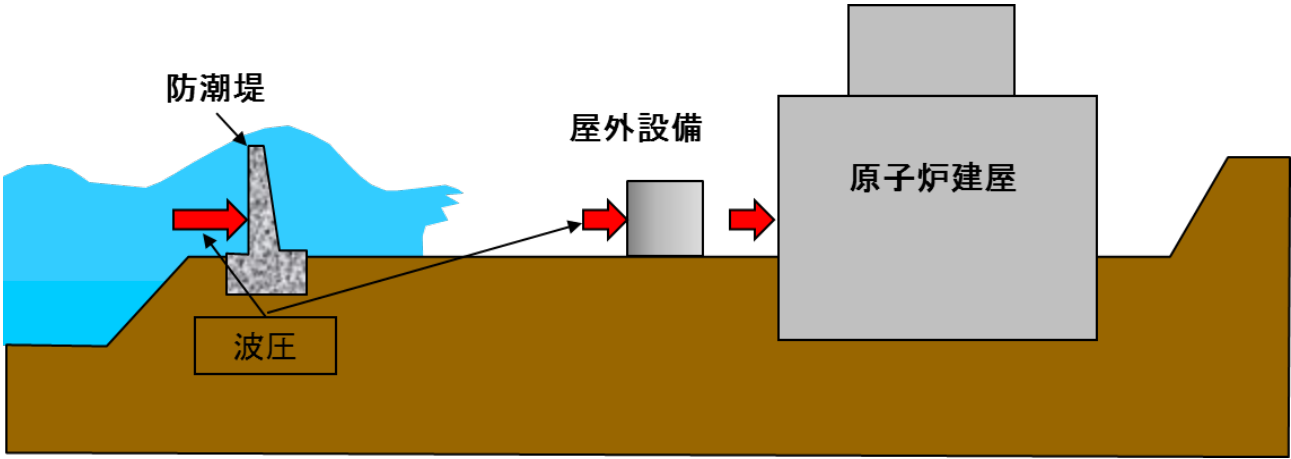


図1 防潮堤等の屋外構造物に作用する波力（実施項目③）

7. H28年度実施計画

- 各研究項目について、平成 27 年度までの成果を踏まえて以下の研究を実施する。
- 【項目②】確率論的津波ハザード評価における断層破壊特性の影響評価手法の整備
- 1) 東北地震津波の再現用波源モデルの断層破壊に係る特性を動的破壊モデルから静的破壊モデルに変更した場合について、同一条件での津波解析を行い、広域沿岸の痕跡高と計算津波高を比較して再現性の変化（ばらつきの変化）を評価する。
- 2) 平成 27 年度までにモデルサイトを対象に実施した、断層破壊特性を考慮した津波伝播解析の結果（最大水位）と上記のばらつきの値を用いることにより、同特性の影響を反映した確率論的津波ハザード評価手法を構築する。
- 【項目④】津波堆積物による波源推定手法の整備
- 1) 平成 27 年度までに実施した陸上土砂移動に関する水理実験について、津波の流速、津波波形（周期及び波高）、土砂粒径、地形（斜面勾配及び湾の形状）等の実験条件を追加変更し、土砂移動に関するデータを得る。実験結果を踏まえて土砂移動解析コードを検証し、必要に応じて同解析コードを改良する。
- 2) 津波堆積物の分布情報を用いて既往津波の波源に係る情報を拡充するために、上記の遡上域での土砂移動解析コードを活用したデータベース方式の波源推定手法を構築する。また、手法の検証対象として日本海溝沿いを選定し、東北地方太平洋沖地震津波による津波堆積物分布及び推定波源等の情報を利用して同波源推定手法を検証し、津波堆積物による波源推定手法としてまとめる。
- 【項目⑤-1】津波痕跡 DB の整備
- 1) 津波痕跡 DB の整備の一環として、学術論文等の文献調査に基づく DB 整備と並行して歴史津波の痕跡データを拡充するために、古文書等の歴史史料の分析調査を行い、これまで知られていなかった痕跡データの存在を確認した。歴史津波の中にはその発生は知られるものの、被害規模を示す情報が歴史史料の中に埋もれ、被害の全容が明らかになっていないものが存在する。こうした課題に対する打開策として、古文書の記事からより多くの痕跡記録を得るために、津波による家屋流失、人的被害等の記事が

	ら間接的に津波高さを推定し、痕跡データを拡充する。平成 28 年度は、太平洋沿岸を対象に、新たな痕跡データを得るために古文書等の歴史史料調査、現地調査及び信頼度評価を実施し、津波痕跡 DB として整備する。 【項目⑥】地すべり起因の津波評価手法の整備 1) 海底地すべり起因津波の確率論的ハザード評価手法整備の一環として、地震時の斜面安定性解析において物性値（土質のせん断強さ等）のばらつきを考慮した確率論的手法による海底地すべり発生危険度判定手法を整備する。また、ケーススタディとしてモデル海域における海底地すべりマップを作成する。 2) 確率論的手法を用いた海底地すべり発生危険度判定手法の説明性向上に資するため、海底環境下における斜面崩壊挙動及び斜面安定性に関する遠心力模型実験等を行い、既往の斜面安定性モデルの適用性を検証する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(D04) 原子力施設における地質構造等に係る調査・研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(地震・津波担当)付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○地震動・地盤評価		
3. 背景	断層の活動年代は通常、断層の上部に堆積した地層の年代に基づき特定又は推定する（以下「上載地層法」という。）（図1）。しかし、地域によってはそのような地層が欠如している等の理由により、上載地層法の適用が難しい場合がある。今後、断層破碎帯を対象にした年代評価等、上載地層法によらない新しい手法により断層の評価を行うことが予測される。また、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、評価の内容の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を挙げているが、このような活動性の判断が難しい断層も評価対象となることが予測される。 断層の活動年代の評価は、地形、地質・地質構造、応力場等の総合的検討を踏まえて行われる。そのため、上記のような断層の活動性評価手法に関する課題は、地質構造等の把握も踏まえた上で解決する必要がある。そして、定期的な安全性向上評価の枠組みの中で新たに得られる知見が活用されることにより、原子力安全のための取組及び原子力安全規制を継続的に改善していく必要がある。本プロジェクトでは、以下の課題を解決し、原子力安全規制に貢献するものである。 (1) 地質構造評価に関する規制の課題 - 活断層の活動性評価は、敷地からの距離及び敷地に与える影響に応じて各種手法を組み合わせた調査結果に基づいて行われている。敷地近傍における調査は詳細に行われるが、表層付近の地層の変位及び変形に基づいた評価が主体となっており、深部地質構造の評価が不十分な場合がある。 - 断層の地下深部の地質構造評価に当たっては、物理探査による構造のイメージングのほか、それを解釈するための地質層序や地層の年代、関連する他のデータ（地下の速度構造、重力異常データ等）との総合評価が必要である。 (2) 活断層の活動性評価に関する規制の課題 - 新規規制基準では、「将来活動する可能性のある断層等」の定義が明文化されるとともに、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」において「その認定に当たって、後期更新世の複数の地形面又は連続的な地層が欠如する等、後期更新世の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」とされている。 - このため、断層を含む地質構造全体の把握、応力場解析等に基づくテクトニクスの把握及び断層破碎物質の性状の把握並びに断層の活動性の評価といった巨視的視点から微視的視点に至る総合的評価手法を構築する必要がある。 図 1 断層の活動年代の評価		
4. 目的	本プロジェクトでは、原子力安全のための取組及び原子力安全規制の継続的改善のため、上載地層法の適用が困難な場合における活断層の活動性評価手法に関する技術的知見を整備することを目的とする。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果は、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」に反映するとともに、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」の断層評価の確認に資する。		

6. 安全研究概要
(始期:H25 年度)
(終期:H30 年度)

本プロジェクトでは、上載地層法の適用が困難な場合における活断層の活動性評価手法の整備を目的として、以下の研究を実施する。

① 地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握

反射法地震探査、重力探査等の地球物理学的調査や深部ボーリング調査を実施し、既存の浅部地質構造調査の結果を踏まえて、活断層も含めた深部の地質構造を三次元的に把握する。また、これらの調査結果に基づいて地質構造の形成過程の解釈を行う。(平成27年度終了)

② 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備(図2)

(a) 深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取

活動時期が既知の断層を対象として深部ボーリング調査、トレンチ調査等を行い、断層破碎物質を採取する。

(b) 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備

(1) 定量的評価手法の整備

定量的な年代測定手法として、深部ボーリング調査、トレンチ調査等で採取した断層破碎物質を用い、ESR 信号検出(断層活動時以降に蓄積した原子レベルの傷の量を信号として検出すること。)等により、断層が活動してからの経過時間を推定する手法を整備する。このためには、a) 断層活動による摩擦熱により年代がリセットされる断層破碎物質の適切な深度を把握すること、及びb) 採取した断層破碎物質の試料から最新の活動面を把握することが重要となる。

a) に関しては、摩擦熱を支配する要因には深度に依存する応力のほか、断層の性状又は岩石の種類等が挙げられることから、断層の活動から発生する摩擦熱を再現できる室内力学試験による検討を行い、摩擦熱と応力状態等との関係を検討し、摩擦熱により年代がリセットされる適切な試料採取深度を求めるためのプロセスを構築する。

b) に関しては、深部ボーリング調査によって得られた断層破碎物質を更に微小間隔のサンプルに分けて年代測定を実施し、年代がリセットする条件との比較及び検証を行うとともに、断層の活動履歴を評価する。これにより、断層破碎物質を用いた年代評価プロセスを構築する。

(2) 定性的評価手法の整備

トレンチ調査等により得られた断層破碎物質から、断層面に記録されている過去の活動による傷(条線等)に関するデータを取得し、過去の応力場と現在の応力場を比較することにより、断層の活動性を評価する手法を高度化する。また、断層破碎物質と鉱物脈との切断関係等、ほかの定性的評価手法についても調査し、評価に当たっての留意点を整理する。

これらの複数の手法から得られた結果を比較及び検証し、上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性に関する総合的な評価手順を提示する(図3)。

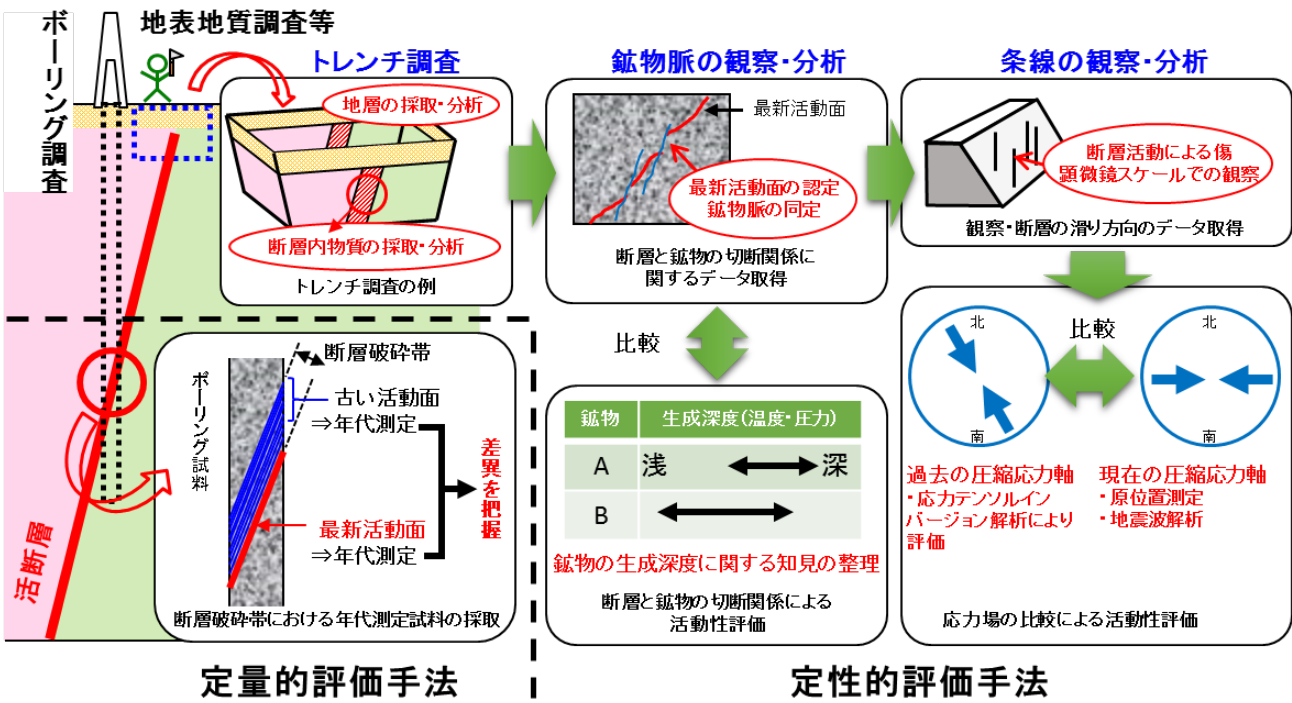


図2 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価に係る調査及び分析の概要

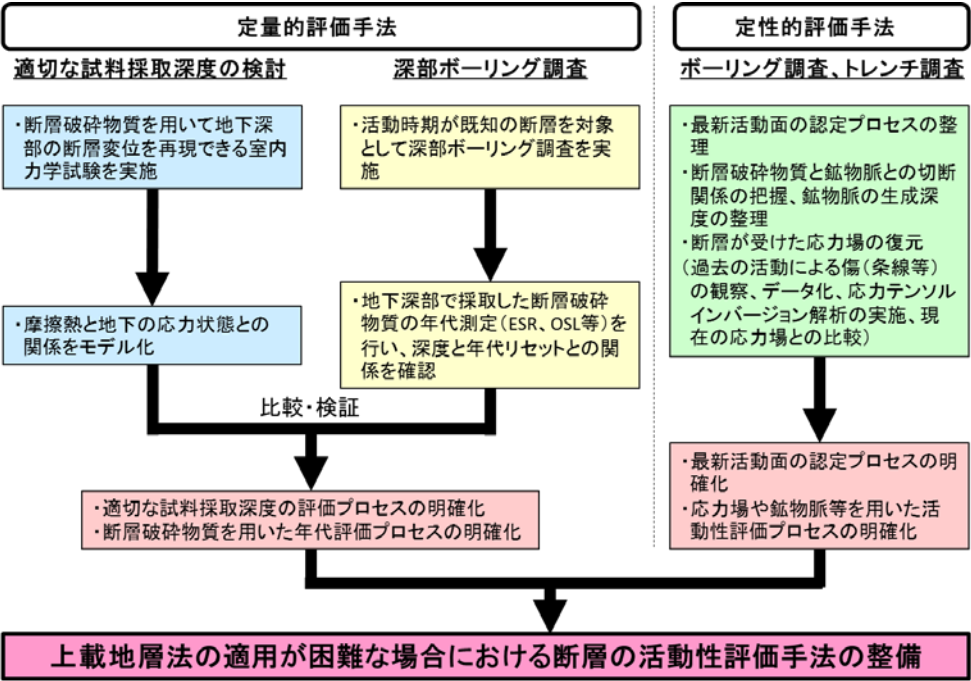


図3 上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性評価の流れ

	工程表						
	実施項目番号	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 2 7 年度	平成 2 8 年度	平成 2 9 年度	平成 3 0 年度
	項目①	・下北地域における物理探査の実施 ・既存試料を用いた断層の三次元構造分析 ・予備ボーリング調査の実施	・下北地域における深部ボーリング調査の実施と取得したデータの分析				
			・若狭地域における物理探査の実施と取得したデータの分析				
	項目②-(a)			・野島断層等における深部ボーリング調査の位置決定 ・野島断層等におけるトレンチ調査	・野島断層等における深部ボーリング調査等の実施と取得したデータの分析	・ボーリング調査等の実施と取得したデータの分析	・地質構造調査及び総合解析結果の取りまとめ
	項目②-(b)	・文献調査による断層等活動性評価手法の収集・整理			・野島断層地域等で取得した試料について、応力に関するデータ取得と応力解析の実施	・取得した断層試料について、応力に関するデータ取得と応力解析の実施	・応力解析結果の取りまとめ
				・野島断層地域等におけるトレンチ調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施	・野島断層地域等におけるトレンチ調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施	・野島断層地域等における深部ボーリング調査で取得した試料について、年代分析、室内化学分析等を実施	・年代分析、室内化学分析等の取りまとめと年代評価手法の整備
				・室内力学試験機の改良	・室内力学試験の実施	・室内力学試験の取りまとめと年代リセット条件の検討	
7. H28年度実施計画	平成 28 年度は、野島断層等において以下の研究項目について実施する。 【項目②-(a)】深部ボーリング調査、トレンチ調査等による断層破碎物質の採取 野島断層等を対象とした深部ボーリング調査、トレンチ調査等を行い、断層破碎物質を採取する。深部ボーリング調査によって深度 250m 程度及び 1,000m 程度の断層破碎物質を採取し、以下の分析及び調査を実施する。 ✓ 深部ボーリング調査、トレンチ調査等により採取した試料から断層破碎物質の薄片を作成し、偏光顕微鏡、電子顕微鏡等により構成鉱物、鉱物脈、せん断面等の微細組織構造を観察する。これらの観察結果等により地質層序区分を明確にし、既往の物理探査やボーリング調査結果等により推定された地質構造と対応させることで、地下の地質構造を把握する。 ✓ 掘削した深部ボーリング孔を利用して、物理検層や孔内試験を行い、温度構造、速度構造、比抵抗構造等の地盤物性を調査する。 【項目②-(b)】断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備 総合的な評価手順構築の一環として、以下の分析や試験、応力場の解析等を実施する。 ✓ トレンチ調査等で採取した断層破碎物質を用いて、年代分析、室内化学分析等を実施する。 ✓ 年代のリセットされる条件を把握するため、岩石試料を用いた高速せん断摩擦試験を行う。 ✓ トレンチ調査等により得られた試料から、断層面に記録されている過去の活動による傷（条線等）に関するデータを取得し、それらのデータを用いた応力場解析を実施する。						
8. 備考							

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○地震・津波等に対する構造健全性評価		
3. 背景	平成 25 年 7 月、新規制基準や関連する審査ガイドが施行された。また、平成 25 年 11 月改正の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律では、「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」を事業者に求め、「原子力規制委員会で定める時期ごとに、当該発電用原子炉施設の安全性について、自ら評価をしなければならない」としている。さらに、平成 25 年 12 月施行の「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（以下「運用ガイド」という。）では、安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析、並びに総合的な評定について「原則として 5 年ごとに改訂することに加え、大規模な工事等により確率論的リスク評価又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂する」こととされており、新規制基準を適用したプラントの安全性向上評価を実施することを求めている。評価方法の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」（以下「リスク評価」という。）が挙げられている。 このため、事業者が自主的に講じた措置の妥当性を規制側として確認するための技術的知見の整備に加え、地震・津波に関するリスク評価の観点から、施設・設備のフラジリティに係る以下の評価手法の高度化が必要である。 (1) 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備 (2) 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備		
4. 目的	本プロジェクトでは、今後、定期的実施される安全性向上評価の妥当性確認等に活用するため、更には原子力安全のための取組及び原子力安全規制の継続的改善のため、以下の評価手法を整備する。 (1) 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備 a. 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価 防潮堤について、地震による影響を含めた津波に対するフラジリティ評価手法を整備する。 b. 水密扉の津波に対するフラジリティ評価 水密扉について、地震による影響を含めた津波に対するフラジリティ評価手法を整備する。 c. 設備の津波に対するフラジリティ評価 遡上津波の波力に対する安全上重要な屋外の設備のフラジリティ評価手法を整備するとともに、建屋浸水解析による屋内水位評価に基づく重要設備のフラジリティ評価手法及び解析コードを整備する。 (2) 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備 a. 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価 材料物性のばらつき等の不確かさを考慮した斜面の安定性評価手法や、設計を超える地震力を受けた場合の非線形性を考慮した斜面のフラジリティ評価手法及びこれらの解析コードを整備する。 b. 地震による設備のフラジリティ評価 亀裂・減肉等の経年事象の有無による設備のフラジリティ評価の比較検討を行い、経年事象を考慮したフラジリティ評価手法及びこれらの解析コードを整備する。また、重大事故等対処設備等の地震フラジリティを整備する。 c. 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価 構造物の衝撃に対するフラジリティ評価に係る技術的知見を整備する。 d. 竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価 竜巻荷重の設定条件等による施設フラジリティへの影響について技術的知見を整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果は、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」の津波や地震に対する設備等の構造健全性評価や、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」のフラジリティ評価等の確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期:H24 年度) (終期:H28 年度)	(1) 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備の概要を図-1 に示す。本プロジェクトでは、平成 28 年度までに津波対策上重要な防潮堤、水密扉及び屋内外設備を対象に、耐津波設計及びフラジリティ評価手法を整備する。 a. 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価 - 平成 27 年度までに防潮堤に作用する津波波力特性、地震と重畳した場合の津波波力特性等の防潮堤のフラジリティ評価に必要な試験データを取得し、シミュレーション解析を行う。 - 平成 28 年度までに防潮堤の津波に対するフラジリティ評価手法を整備する。 b. 水密扉の津波に対するフラジリティ評価 - 平成 26 年度までに地震による影響を含め、水密扉の浸水防止機能（漏水量）に係る試験データを取得する。 - 平成 28 年度までに水密扉の浸水防止機能（漏水量）に係る評価手法を整備する。 c. 設備の津波に対するフラジリティ評価 - 平成 28 年度までに安全上重要な屋外の設備のフラジリティ評価手法を整備するとともに、建屋内浸水解析に基づく屋内重要設備のフラジリティ評価手法を整備する。 (2) 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備の概要を図-2 に示す。本プロジェクトでは、地震等の外部事象に対する原子力発電所の種々の施設・設備のフラジリティ評価手法を整備する。 a. 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価 - 平成 27 年度までに土塊衝突に係る試験及び解析とともに施設への影響評価手法を整備する。		

- ・平成 28 年度までに施設・設備のフラジリティ評価を行う上で、起因事象の一つとなる斜面崩壊に係る評価手法を整備する。
- b. 地震による設備のフラジリティ評価
- ・平成 27 年度までに外部事象及び一般的荷重条件を考慮した亀裂進展評価手法を整備し、経年事象の有無による設備のフラジリティ評価の比較検討を行う。
 - ・平成 28 年度までに外部事象を考慮した亀裂・減肉等の有無によるフラジリティ評価の比較検討に基づいて、経年事象に係るフラジリティ評価手法を整備する。
 - ・平成 28 年度までに安全性向上評価に備えた地震 PRA モデルの整備に資するため、重大事故等対処設備を含む評価対象設備の地震フラジリティを整備する。
- c. 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価
- ・平成 27 年度までに衝撃に係る諸条件等のデータを取得する。
 - ・平成 28 年度までに構造物の衝撃挙動に係る既往の評価手法の適用性を確認し、技術的知見を整備する。
- d. 竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価
- ・平成 27 年度までに、突風関連指数等を用いた竜巻強度、竜巻渦のモデル化や気圧場の非定常性、飛来物のモデル化と飛散初期条件及び想定される被害と発生シナリオ等の条件設定と施設への影響について技術的知見を整備しまとめる。
 - ・平成 28 年度までに、不確定要素を含むデータによる最大風速評価、種々の竜巻モデルの分析と比較や飛来物の飛翔形態及び全世界の竜巻被害事と複合的災害等について評価手順をまとめる。

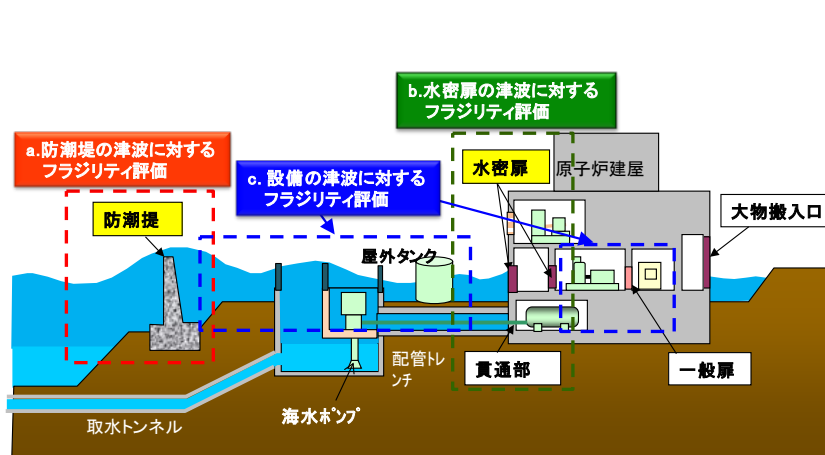


図-1 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備の概要

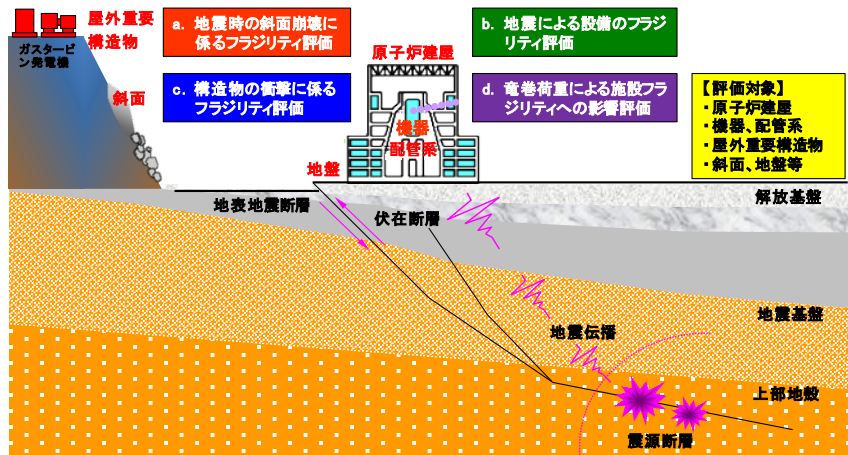
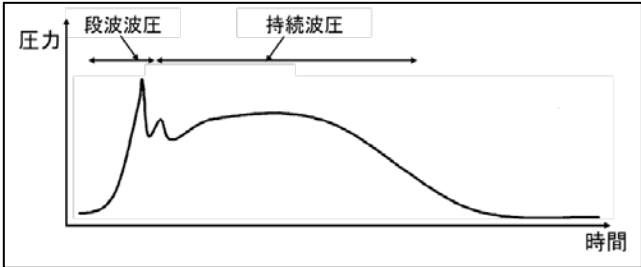


図-2 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備の概要

工程表

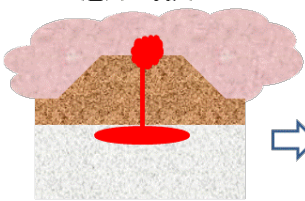
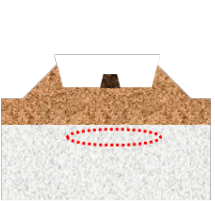
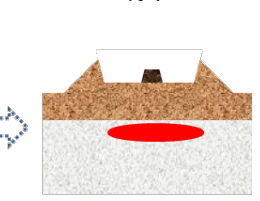
実施項目	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
(1)-a. 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価	防潮堤の津波波力のばらつきに関する基礎試験	防潮堤の津波波力に対するフラジリティに係る試験	津波波力に対するフラジリティ試験及びデータ整理 模型試験の検証解析	津波波力に対するフラジリティ試験及びデータ整理、 模型試験の検証解析	津波波力に対するフラジリティ評価手法の整備
(1)-b. 水密扉の津波に対するフラジリティ評価		水密扉の浸水防止機能に係る試験体製作	水密扉の浸水防止機能に係る試験及びデータ取得	水密扉の浸水防止機能に係るシミュレーション解析	水密扉のフラジリティ評価手法の整備
(1)-c.設備の津波に対するフラジリティ評価				設備のフラジリティ評価に係る解析	設備のフラジリティ評価手法の整備
(2)-a. 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価	斜面安定性に係る振動台試験	斜面安定性に係る試験及び解析	土砂や岩塊の転動に係る試験	土塊衝突に係る試験及び解析並びに 影響評価手法の整備	斜面崩壊に係るフラジリティ評価手法の整備
(2)-b. 地震による設備のフラジリティ評価				経年を考慮した設備のフラジリティ評価手法に係る検討	経年を考慮した設備のフラジリティ評価手法の整備
(2)-c. 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価			衝撃挙動に係る研究の立案	衝撃挙動に係るデータ取得	構造物の衝撃挙動に係る技術的知見の整備
(2)-d. 竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価				竜巻荷重の設定要件の抽出と分析評価	竜巻荷重の設定要件の分析評価と全体まとめ

7. H28年度実施計画	【項目(1)】耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備 (1)-a. 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価 防潮堤を対象とした水理試験を実施し、防潮堤に作用する段波波圧及び持続波圧に関する試験データを取得、整理するとともに、防潮堤を対象とした解析を実施する。また、防潮堤を越流する津波等に関する課題を整理する。 1) 平成 27 年度までの試験データ及び水理試験のシミュレーション解析に基づき、持続波においてフルード数が1を上回る場合の評価手法について検討・整備を行う。 2) 防潮堤に作用する持続波及び段波に関する検討結果に基づき、津波波力に対する評価手法を整備する。 3) 設計を超える津波による防潮堤の越流及び破損を考慮する場合の、波圧特性や洗掘等に係るフラジリティ評価手法の検討を行い、課題を整理する。 (1)-b. 水密扉の津波に対するフラジリティ評価 水密扉の地震影響を含めた損傷モードや浸水防止機能（漏水量）の評価を目的に、水密扉の漏水特性を評価するとともに、水密扉の漏水防止機能に係る評価手法を整備する。 1) 平成 27 年度までの水密扉の試験及びシミュレーション解析に基づいて検討した漏水特性評価手法の精緻化を行う。 2) 水密扉の試験結果及び漏水特性に係る解析結果をまとめて、水密扉の浸水防止機能に係る評価手法を整備する。 (1)-c. 設備の津波に対するフラジリティ評価 上記(1)-a. の防潮堤のフラジリティ評価手法及び(1)-b. の水密扉のフラジリティ評価手法並びに下記に示す評価手法を体系的に検討し、津波に対するフラジリティ評価手法を整備する。 1) 設計を超える津波が遡上する場合の安全上重要な屋外設備のフラジリティ評価手法を整備する。 2) 設計を超える津波が遡上する場合の建屋内浸水解析に基づく安全上重要な屋内設備のフラジリティ評価手法を整備する。 【項目(2)】地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備 (2)-a. 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価 設計を超える地震力を受けた場合の原子炉建屋周辺斜面を対象として、地盤物性値のばらつきや崩壊土塊の挙動の不確かさを考慮した施設のフラジリティ評価手法及び解析コードを整備する。 1) 斜面崩壊に伴う原子力施設へのフラジリティ評価手法を整備し評価事例を示すとともに、評価手法の適用範囲及び実施手順について整理する。 2) 上記 1)の実施手順を踏まえ、地震時の動的安定解析コード SANSSI に斜面崩壊確率の算定機能を追加し、評価ツールを整備する。 (2)-b. 地震による設備のフラジリティ評価 配管の溶接部に存在する亀裂と減肉配管を対象に、亀裂のモデル化手法、地震荷重及び一般荷重作用時の構造健全性・耐震性の評価手法の整備並びにフラジリティ評価手法を検討する。 これらの検討結果に基づいて解析コードを改良し、評価手法を整備する。 1) 平成 27 年度までに検討した亀裂のモデル化手法及び地震時亀裂進展評価手法の妥当性を配管試験体の試験データを用いて検証する。検証結果に基づいて解析コードを改良し、亀裂を有する配管のフラジリティ評価手法を整備する。 2) 平成 27 年度までに整備した減肉配管の地震フラジリティ評価手法に関し、事例評価を行ってフラジリティ評価手法を補強する。 また、地震 PRA モデルの整備に向けて、重大事故等対処設備を含む評価対象設備の地震フラジリティを整備する。 (2)-c. 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価 構造物の衝撃に係る諸条件等のデータを取得し、フラジリティ評価手法に関する技術的知見を整備する。 1) 構造物の局部破壊に係るデータ拡充のため飛翔体を構造物に衝突させる実験を実施し、既往の評価手法の適用性を確認するとともに、構造物の衝撃に係るフラジリティ評価に係る技術的知見を整備する。また、飛翔体の衝突に伴い構造物を伝播する衝撃挙動についても技術的知見を蓄積するとともに課題を整理する。 2) 機器設備（輸送容器を含む。）の衝撃に係るフラジリティ評価手法の検討を行い、課題を整理する。 (2)-d. 竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価 下記の竜巻荷重（風荷重、気圧差及び飛来物の衝撃荷重）に関する技術的知見を整理し、竜巻荷重の標準的な評価手順をまとめる。 1) 「日本版改良藤田スケール」と「藤田スケール」について、両者のスケールにおける階級と風速との差異等を分析し、「日本版改良藤田スケール」を適用した場合の基準竜巻の風速の設定方法に関する知見をまとめる。 2) 平成 27 年度に実施した非定常乱流を模擬した渦の数学モデルによる数値解析結果に対し、風速場及び気圧場の詳細な分析を実施し、非定常性の影響に関する知見をまとめる。 3) 上記の数値解析結果（風速場）を用いて、竜巻による飛来物の飛散解析を実施し、対象飛来物の初期条件及び形状の違いによる飛来特性への影響について知見をまとめる。 4) 平成 27 年度に整理した竜巻被害検討に必要な情報を基に、飛来物による外装材等への影響を実験的に検討する。また、竜巻を伴うサンダーstorm等による複合災害について被害事例等を収集し、被害シナリオの構築を行い潜在的なリスクに関する知見をまとめる。
8. 備考	



1. プロジェクト名	(D06) 地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付 安全技術管理官（地震・津波担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 ○共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価		
3. 背景	東日本大震災等の知見等を踏まえ、平成 25 年 7 月、新規制基準及び関連するガイド等が施行され、地震・津波評価が厳格に規定されるとともに、新たに重大事故等対処設備についても規制対象となった。また、発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の一環として、確率論的リスク評価又は安全裕度評価に係る届出が規定され、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行った評価及びその技術的根拠の妥当性を確認することとしている。さらに、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、PRA 手法の成熟状況に応じて、地震及び津波の重畳事象（マルチハザード）並びに地震及び津波以外の外部事象、使用済燃料貯蔵設備で発生する事象、多数基で同時に発生する事象（マルチユニット及びマルチサイト）等についても評価範囲を段階的に拡張していくとしている。 東日本大震災及び東京電力福島第一原子力発電所事故では、情報伝達の課題についても顕在化した。これを受けて、IAEA 閣僚会議に対する日本国政府報告書では、事故が進行している中でのコミュニケーションにおける透明性、正確性、迅速性のいずれも充足させ、情報公表において今後のリスクを含めて示すこと等が規制課題として挙げられている。また、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力災害対策指針が改訂され、地震、津波等外的事象と原子力災害の複合災害への対応と情報提供体制及び機能の強化が要求されている。そのため、外的事象に対する原子力防災関連評価技術を整備する必要がある。 これらを踏まえた評価手法等の高度化や整備が必要である。 (1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化 (2) 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備 (3) 地震・津波等外部事象に係る原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化 (4) 外部事象に係る原子力防災関連評価技術の整備		
4. 目的	本プロジェクトにより、事業者が実施した安全性向上評価及びその技術的根拠の妥当性を確認するために、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を反映した地震・津波等に係る PRA 手法を整備、高度化する。さらに、外部事象に関する原子力リスクのコミュニケーションに係る手法の整備を行うとともに、外部事象に対する災害対応システム（TiPEEZ：Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone）を整備し、同システムに係る適用手引きを作成する。 (1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化 重大事故等対処設備を含む最新の地震・津波 PRA モデルと解析コードの整備を実施する。また、設備の同時損傷の影響評価手法、設備の経年影響事象の影響評価手法、マルチハザード評価手法及びマルチユニット評価手法を考慮した PRA 手法を高度化する。 (2) 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備 竜巻等の外部事象に対するリスク評価の必要性の調査及びリスク評価手法を整備する。 (3) 原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化 地震・津波等外部事象に係る原子力リスクのコミュニケーション手法を整備する。 (4) 外部事象に係る原子力防災関連評価技術の整備 原子力災害対策指針の策定を受けた原子力立地自治体における地震・津波等外部事象を考慮した原子力防災計画策定スケジュールを考慮し、地震・津波等外部事象に対する原子力災害対応システム（TiPEEZ）の適用に関する手引きを整備する。		
5. 知見の活用先	「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」の地震・津波等に係る外部事象 PRA の確認に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：H 2 4 年度) (終期：H 2 8 年度)	(1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化 ① シングルハザード、シングルユニットにおけるレベル 1 からレベル 3 の地震・津波 PRA に関する重大事故等対処設備の構造対策を考慮した整備 - 平成 27 年度までに、PWR 蒸気発生器伝熱管破損事故（SGTR）の事故シナリオを考慮した解析モデルの高度化及び重大事故等対処設備の人的過誤率の検討等を行う。 - 平成 27 年度までに、水理試験や建屋浸水解析に基づく津波 PRA 手法の高度化を行う。 （水理試験や建屋浸水解析に基づく津波フラジリティ手法の検討については、平成 27 年度から「（D05）外部事象に係る構造健全性関連研究」に移行） - 平成 28 年度までに、亀裂・減肉等の経年事象を考慮した亀裂・減肉等の進展解析を実施しフラジリティ評価手法の整備を行う。 （平成 27 年度から「（D05）外部事象に係る構造健全性関連研究」に移行） - 平成 28 年度までに複数機器の損傷の相関を考慮した地震 PRA 手法とツールを整備し、有効性を確認する。 - 平成 28 年度までに、重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 地震・津波 PRA 事故シーケンス解析に係る手法及びツールを整備する。 - 平成 28 年度までに、重大事故等対処設備を考慮した熱水力解析及びソースターム解析に基づき事故シナリオ及び成功基準の設定を行い、重大事故等対処設備の有効性確認が可能となるよう PRA モデルを整備する。 - 平成 28 年度までに、レベル 3 地震・津波 PRA 手法を高度化する。 ② シングルユニットにおける使用済燃料貯蔵設備に対する地震・津波 PRA 手法の整備		

	(4) 外部事象に係る 原子力防災関連評価 技術の整備 国内適応の枠組みの 検討とシステムの高 度化に係る機能追加 立地地域への適用に 向けた機能追加とカ スタマイズ I A E A 技術文書の 整備			
7. H 2 8 年度実施計画	(1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化 ① シングルハザード及びシングルユニットにおけるレベル 1 からレベル 3 の地震・津波 PRA に関する重大事故等対処設備の構造対策等を含めた整備 〔レベル 1PRA〕 - ABWR を対象とした重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 地震・津波 PRA モデルを整備する。 3 ループ PWR を対象とした重大事故等対処設備を考慮したレベル 1 地震 PRA モデルを整備する。 〔レベル 2PRA〕 - ABWR を対象とした重大事故等対処設備を考慮したレベル 2 地震 PRA モデルを整備する。 3 ループ PWR を対象とした重大事故等対処設備を考慮したレベル 2 地震 PRA モデルを整備する。 ③ マルチハザード（地震と津波の重畳）、マルチユニットのレベル 1 からレベル 3 PRA 手法の整備 - 複数プラントの同時被災時に隣接プラントの事故進展が当該プラントに与える影響を評価する手法を整備するため、考慮すべき項目と課題の抽出を行い、予備検討を実施する。			
8. 備考				

1. プロジェクト	(D07) 火山影響評価に係る技術的知見の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当）付
2. カテゴリー・研究分野	（３）共通原因故障を引き起こす内部・外部事象 ○火山影響評価		
3. 背景	平成 25 年 7 月、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「評価ガイド」という。）が施行された。評価ガイドは、平成 24 年度における最新知見を基に作成されている。原子力施設の安全は持続的改善が求められていることから、引き続き、国内外の火山研究の最新動向や最新知見を収集するとともに、低頻度の自然現象である火山影響について、評価の確度向上を目指し、以下に示す評価指標を明確にしていく必要がある。 （１）火山噴火の可能性の評価 火山噴火の可能性を評価する手法として、過去の火山活動の履歴調査から噴出量一時間階段図を作成し、噴出物や噴火様式等の情報を基に将来の活動を評価するための具体的な評価指標を明確にする。 （２）噴火規模及び影響範囲推定のための評価 サイト周辺の過去の火山噴出物の痕跡調査や噴火の規模、噴火様式等の噴火特性により発生する火山事象について具体的な評価指標を明確にする。 （３）火山活動モニタリングの評価 火山性地震、地殻変動等の火山活動モニタリングにおける評価指標を明確にする。		
4. 目的	火山活動とその特性について整理し、過去の火山活動の情報と将来の活動を評価するための知見を整備する。具体的には、以下の知見を取得する。 （１）火山噴火の可能性の評価手法策定のための知見 国内の主要な火山について過去数十万年間の噴出量一時間階段図を作成し、活動パターン、噴火様式等の火山の特性について知見を整備する。 （２）噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法策定のための知見 過去に大規模な火砕物密度流を伴うような活動をした火山について、噴出物の分布や岩石学的な分析を行い、活動年代や噴火の規模、噴火進展プロセス等の知見を整備する。 （３）火山活動モニタリングの評価手法策定のための知見 大規模なカルデラ噴火を起こした火山の噴出物量は数十～数百 km³程度であり、同様の規模の噴火が起こるためにはこれと同等以上の規模のマグマ溜まりが地下に存在すると考えられることから、モニタリングすべき地下のマグマ溜まりの位置とマグマの蓄積に伴う広域地殻変動の関係に関する知見を整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果は、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」の将来の火山活動の可能性や設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価、火山活動のモニタリング評価等の確認に資する。		
6. 安全研究概要 （始期：H25年度） （終期：H30年度）	現在の火山学的知見では、火山の活動に関して十分な知見が得られていないため長期的評価には不確定性を伴う。その主な要因となっているのが、噴火のメカニズムや前駆活動を把握するための調査例が少ないことにある。本プロジェクトでは、巨大噴火を起こした火山を中心に詳細な噴火履歴や噴火開始から終息までの噴火進展プロセス、噴火に至るまでのマグマ活動等について調査を行い、火山活動の可能性評価手法、噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法並びにモニタリング評価手法作成に利用できるデータを取得する。 具体的には、図 1 に示すように、過去の火山活動において噴火直前のマグマ溜まりの位置（深さ）に関する知見が得られることにより、噴火の準備段階を評価するための指標や調査・観測すべき地下の深さ、マグマ活動と地殻変動量の関係についての評価精度の向上を図ることができる。 また、国内に限らず、カルデラ火山の研究、調査及びモニタリングを行っている海外の研究機関との情報共有や共同研究の体制を構築することも含めた海外調査を実施する。 ① 火山活動評価のための調査研究 - 火山活動履歴の情報整備 - 過去に巨大噴火（火山爆発指数（VEI）6 以上の規模の噴火）を起こした火山や主要な活火山（海底火山や離島、北方四島等を除く。）の活動履歴情報を既存文献から収集し、噴火堆積物を噴出量一時間階段図の形式で整理する。 - これらのうち、評価手法策定に関して重要な火山を選定した上で、必要に応じて地質調査を行い、併せて噴出物の年代測定を行うことで、噴出量一時間階段図の高精度化を進める。 - 巨大噴火の事例検討 - 過去の巨大噴火とその直前の噴出物を対象にしたボーリング掘削を含む地質調査を実施する。巨大噴火準備期の噴出物は、直後の膨大な噴出物で埋没していることが多く、これまでその実態は明らかにされていない。巨大噴火前の休止期から準備期へと至る事例を調査し、活動履歴パターンと比較及び検討することで、調査結果を将来の巨大噴火の可能性評価のための指標策定に反映させる。 - 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討 過去の噴火  噴火のプロセスは？ マグマはどこに蓄積？ いつから蓄積 過去の火山に関する調査 噴出物の分布、堆積状況、年代測定 噴出物の岩石学的検討 現在  マグマの再生？ 再生したマグマはどこに？ 長期評価 噴火の準備段階の評価 観測・調査すべき地下の深さ 将来  マグマの再生？ 地殻変動？ 火山性地震？ モニタリング評価 シミュレーションモデルに基づく 地殻変動量の推定 噴火の準備段階～噴火に至るプロセスに関する知見 マグマの温度・圧力条件(噴火直前のマグマの深さ)に関する知見 (マグマの滞留時間に関する知見) 地下構造調査 地震波トモグラフィ 電磁気探査(MT法) 図1 研究の概要(イメージ)		

	大規模な火砕流を伴う噴火（以下「火砕流噴火」という。）を繰り返し発生した火山を対象に、噴火開始から終息に至るまでの火山活動の変化や時間スケールを検討し、火山活動評価の指標策定に反映する。 ② 噴火規模及び影響範囲推定のための調査研究 ・火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討 火山噴出物の岩石学的検討を行い、マグマ供給系の発達過程を推定し、マグマ供給系の発達と噴出量一時間変化との関係から、将来の活動可能性と噴火規模推定の評価指標策定に利用できる火山活動パターン（噴火様式、マグマプロセス等）を抽出する。 ・噴火規模評価のための降灰シミュレーション手法の検討 降灰シミュレーションと降下火砕物の観測データを比較し、噴火規模評価のためのシミュレーション手法を検討するとともに、噴火による影響範囲を評価の指標策定に反映する。 ③ 火山モニタリング評価のための調査研究 ・活動的カルデラにおける観測データの収集及び整理 カルデラの地球物理学的・地球化学的観測データと現象を文献調査により収集及び整理する。 ・カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備 上記の文献調査及び地質学的調査による結果を踏まえ、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションを実施する。 ・活動的カルデラ火山の地下構造調査 本調査は上記の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルを検証するため、活動的カルデラの地下構造の調査を行う。まず基礎調査として、調査候補となるカルデラ火山を選定し、選定されたカルデラ火山の地理的状況等を踏まえ、地下構造調査に最適な調査方法を検討する。 基礎調査の結果を踏まえ、選定されたカルデラ火山の地下構造の調査を実施する。 ④海外のカルデラ火山調査 海外のカルデラ火山についてモニタリング状況を中心とした動向調査を実施し、火山の監視体制、対応体制等の情報を収集する。																																										
	工程表 <table><tr><th>実施内容</th><th>H25</th><th>H26</th><th>H27</th><th>H28</th><th>H29</th><th>H30</th></tr><tr><td>1.火山影響評価に係る技術的知見の整備事業</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>① 火山活動評価のための調査研究</td><td colspan="6"> 火山活動履歴の情報整備 活動的火山の評価指標の検討 巨大噴火の事例検討（支笏、十和田、阿蘇、鬼界） </td></tr><tr><td>② 噴火規模及び影響範囲推定のための調査研究</td><td colspan="6"> 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討（噴火直前のマグマの温度及び圧力条件） 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討 噴火規模評価のための降灰シミュレーション手法の検討 </td></tr><tr><td>③火山モニタリング評価のための調査研究</td><td colspan="6"> 観測データの収集及び整理 カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備 活動的カルデラ火山の地下構造調査 </td></tr><tr><td>④海外のカルデラ火山調査</td><td colspan="6"> 海外のカルデラ火山調査 </td></tr></table>	実施内容	H25	H26	H27	H28	H29	H30	1.火山影響評価に係る技術的知見の整備事業							① 火山活動評価のための調査研究	火山活動履歴の情報整備 活動的火山の評価指標の検討 巨大噴火の事例検討（支笏、十和田、阿蘇、鬼界）						② 噴火規模及び影響範囲推定のための調査研究	火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討（噴火直前のマグマの温度及び圧力条件） 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討 噴火規模評価のための降灰シミュレーション手法の検討						③火山モニタリング評価のための調査研究	観測データの収集及び整理 カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備 活動的カルデラ火山の地下構造調査						④海外のカルデラ火山調査	海外のカルデラ火山調査					
実施内容	H25	H26	H27	H28	H29	H30																																					
1.火山影響評価に係る技術的知見の整備事業																																											
① 火山活動評価のための調査研究	火山活動履歴の情報整備 活動的火山の評価指標の検討 巨大噴火の事例検討（支笏、十和田、阿蘇、鬼界）																																										
② 噴火規模及び影響範囲推定のための調査研究	火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討（噴火直前のマグマの温度及び圧力条件） 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討 噴火規模評価のための降灰シミュレーション手法の検討																																										
③火山モニタリング評価のための調査研究	観測データの収集及び整理 カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備 活動的カルデラ火山の地下構造調査																																										
④海外のカルデラ火山調査	海外のカルデラ火山調査																																										
7. H28年度実施計画	【項目①】 ・巨大噴火の事例検討 10 万年前よりも若い時期に巨大噴火を起こした十和田・支笏をモデル事例とした野外調査を実施し、巨大噴火準備期の噴火履歴の詳細な調査を行う。 十和田火山については、昨年度取得したボーリングコアの詳細分析を引き続き実施し、カルデラ形成前後のマグマ組成変化の成因を検討し、マグマ供給系の発達過程を再評価する。 支笏カルデラについても同様に昨年度取得したボーリングコアの詳細分析、野外調査及び新たな地点でのボーリング掘削調査を実施する。カルデラ形成噴火については更に広範囲において地表調査を行い、火砕流堆積物に空間的・時間的変化が無いかを																																										

	含めて噴火推移を後述の古地磁気学的手法を用いて検討する。また、支笏湖周辺の複数箇所でのトレンチ調査を行い社台期（支笏カルデラ噴火の一つ前の火山活動期）以前の噴火の有無について再検討する。 また、大山火山についても噴出物の化学組成分析を実施し、その時間変化から将来予測に結びつく大山火山のマグマ噴出率変化の特徴を明らかにするとともに、噴出量－時間階段図パターンを評価ツールとして一般化するために必要な岩石学的検討を実施する。 - 大規模噴火進展プロセス調査手法の検討 - 大規模な火砕流噴火を繰り返し発生した火山を対象に、火砕流噴火に至るまでの火山活動の時間スケールを検討するため、支笏及び鬼界カルデラ起源の噴出物を事例として以下の項目について調査する。 - 古地磁気学的手法を用いて、大規模噴火準備期の噴火の相対的な時間推移を検討する。 - 広範囲において同一層準での試料採取を行い、火砕流堆積時の熱及び変位等の磁化方位に対する影響を検討する。 【項目②】 - 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討 - 支笏、阿蘇、始良及び鬼界カルデラ形成噴出物を対象とした岩石学的検討を実施する。平成 28 年度からは、高い空間分解能を持つ二次イオン質量分析計（SIMS）と電子線マイクロアナライザー（EPMA）を新たに導入し、これまでは困難だった、直径数 μm の斑晶内メルト包有物の揮発性成分濃度測定、微細な斑晶累帯構造の観察と化学組成分析を行い、以下のような事項について検討する。 - マグマの多様性の原因となる結晶分化、地殻混染、マントル物質の不均質等の寄与の程度を明らかにする。 - 項目①で採取した試料の全岩化学分析及び鉱物等の微小領域化学分析を行い、巨大噴火マグマの化学的特徴と温度条件を明らかにする。 - 斑晶鉱物中のメルト包有物の揮発性成分（H_2O、CO_2 及び S）の濃度測定を行い、マグマの揮発性成分濃度を明らかにし、巨大噴火をもたらしたマグマ溜まりの圧力条件を検討する。 - マグマ滞留時間を推定する手法について、元素拡散法を中心に調査を行う。 - 噴火規模評価のための降灰シミュレーション手法の検討 - 降灰シミュレーションに用いるパラメータを検討するため、実測データが充実している噴火事例を対象に火砕物の密度、粒径分布等について地質調査を実施する。得られたパラメータを用い降灰シミュレーション解析を行う。 【項目③】 - カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備 - 平成 27 年度までに、カルデラ火山の活動評価の一つの指標となる広域地殻変動パターンを評価するための解析モデルを構築した。平成 28 年度は、モデルの改良を行うとともに、以下に示す種々のパラメータによる数値実験を実施する。 - 地表面変位の垂直成分と水平成分の時空間変化 - 深さとともに変化する粘性率 (Depth Dependent Viscosity: 以下「DDV」という。) - DDV モデルにおける粘性勾配に依存した有効弾性厚 - 活動的カルデラ火山の地下構造調査 - 上記の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルを検証するため、阿蘇カルデラと始良カルデラを対象とした探査を実施する。また、海底又は湖底におけるマグマ溜まりを捕らえることを目的とした地下構造の探査技術について基礎的な検討を開始する。 - 阿蘇カルデラでは、昨年度の観測点配置を補完するように、表面現象が活発な第一火口周辺の中央火口丘での電磁気探査（MT 法）及びカルデラ全域を含むような東西方向約 50km、南北方向約 5km の広域での MT 法調査を実施する。また、H27 年度に得られた観測データに基づき、予備的な三次元解析を実施し、比抵抗構造を得る。さらに、阿蘇カルデラのマグマ供給系の空間的広がりやマグマ起源揮発性物質のフラックスを明らかにするため、カルデラ及びその周辺の地下水、河川水等の調査を行い、その地下水系の滞留時間及びマグマ起源物質の濃度を検討する。 - 始良カルデラにおいては地震観測及び地盤変動観測により地下構造の調査を行う。また、始良カルデラ深部、特に桜島直下の下部地殻から上部マントルにかけて低周波地震の高精度観測手法を検討することを目的として、地震計アレイ観測について検討する。 【項目④】 - 海外のカルデラ火山モニタリング及びマグマ滞留時間の研究動向について文献調査、現地調査及び海外研究機関との情報交換を行い、項目②及び③の研究成果に最新知見を反映する。 - 具体的には、インドネシアのリンジャニ火山についてマグマ供給系の時間変化、ビショップタフ（米国）、オルアヌイタフ（ニュージーランド）の噴出物のマグマ滞留時間検討手法及びニュージーランドのカルデラ火山活動評価指標に関する情報収集を行う。
8. 備考	