

平成 26 年度安全研究計画

平成 26 年 9 月

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(A01) 国産システムコードの開発	担当部署	基盤技術グループ 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 （1-1）解析手法・解析コードの整備 （1-2）軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を踏まえ、平成 25 年 7 月に新しい原子力規制基準(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、解析コードの整備が必要となっている。 規制基準で求めている炉心損傷防止対策等の安全性向上評価の妥当性を、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、最新のシステムコードにも潜む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国産コードの開発が必要である。また、別途開発する格納容器損傷防止対策の妥当性確認に適用する国産コードと連携を図り、適用対象及び現象について漏れのない一貫した体系とする必要がある。さらに、国内外で今後も得られる最新知見、安全規制等を通じて必要となる解析機能を、所定の予測性能及び定量化された不確かさの下で適時にコードに反映していく必要がある。 すなわち、適用対象の幅広いシステムコードを自主開発するとともに、格納容器損傷防止対策の安全性向上評価の妥当性の確認に用いる解析コードとも密に連携して効率的に安全対策を評価できる仕組みを整備していく必要がある。 また、詳細が未解明の熱流動現象、核熱結合現象、燃料挙動等に対して実験等を実施し、新たに開発する国産システムコードの妥当性確認等に必要熱流動実験データベースを整備する必要がある。		
4. 目的	以下を目指した国産システムコードを開発することを目的とする。 - 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、解析及びこれに係る知見を集積した解析データベース等を整備する。 - 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。 - 重要な熱流動試験を漏れなく選定するために必要となる適確で一貫した方法論の下で必要な試験・実験を実施し、詳細が未解明な熱流動現象、核熱結合現象、燃料挙動等に関する技術的知見を取得することによって、熱流動実験データベースを整備する。		
5. 知見の活用先	重大事故等、重大事故等に関連した最新知見の蓄積、規制要求の深化等の安全規制上のニーズの拡大に適時かつ適確に応えることのできる、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活用する。		
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（基盤部）をゼロから開発するとともに、不確かさ低減の鍵となり、将来基盤部に組み込む高度化機能部を現状の最新技術に基づいて開発する。高度化機能部については、基盤部の開発と並行して当初から開発を進めることとし、全体の作業工程を効率化する。また、必要な V&V（Verification and Validation：検証及び妥当性確認）を実施し、信頼性の高い解析コードとする。 具体的には、基盤部については、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 1 次元版を開発し、代表的なシステムコードの基本機能と同等の機能を実装することを目標とする。続くフェーズ 2 では 3 次元化するとともに、系統的な妥当性確認を実施して不確かさを定量化し、コードを実用化することを目標とする。開発スケジュールを図 3 に示す。 また、国産システムコードの具体的な開発方針を次のように整理する。 - 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実装を推進して、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。 - 既存の最新コードにおける過渡・事故事象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核・熱流動・燃料挙動に関する基礎方程式系の技術的課題について、重要度・優先度を判定した上で、モデルの高度化を図る。 - また、不安定かつ忠実度の不十分な数値解法を改良し、高忠実度で頑健な数値解析アルゴリズムを実装する。 - 原子炉の低圧時を始めとして、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の高度化を進める。 - 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、同解析機能への要求を最新知見に基づき必要な性能で計画的に反映する。 - モデルへの要求定義法及びその信頼性確保に用いる適確で一貫した方法論を選定して、解析の対象となる現象の重要度及び知見の充実度を系統的に評価することで、開発上の優先度付け及び開発内容の展開を適切に実施する。 - コードの V&V に当たっては、コード性能評価のための方法論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適確に設定する。 - また、詳細が未解明の熱流動現象、核熱結合現象、燃料挙動等に関する実験等を実施することによって、モデルの高度化及びその妥当性確認のための熱流動実験データベースを整備する		

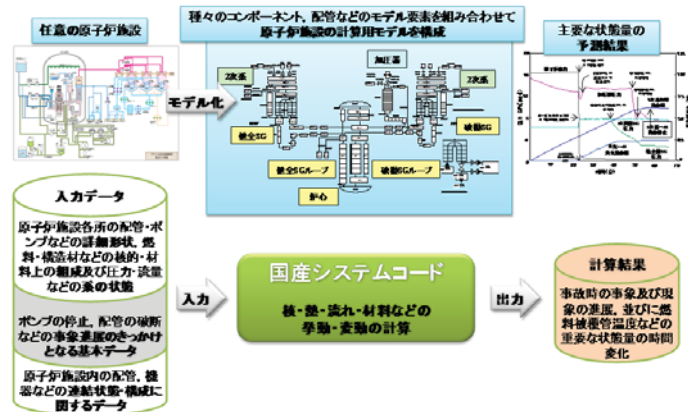


図1 国産システムコードのイメージ

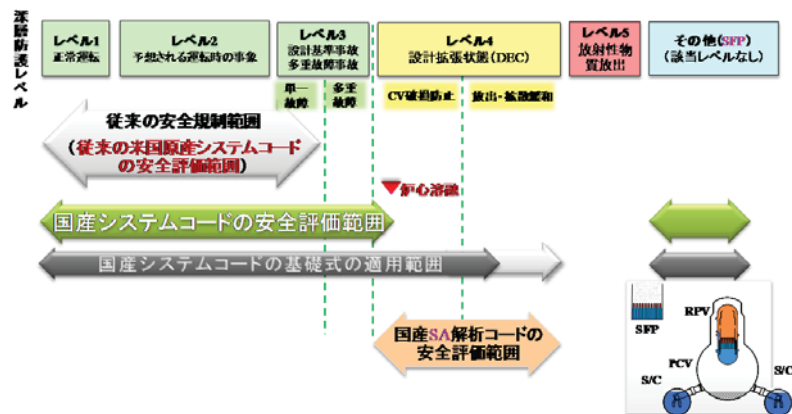


図2 国産システムコードの開発範囲及び適用対象の拡大

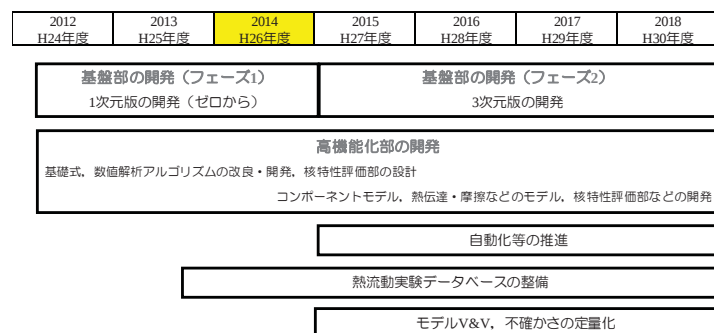


図3 国産システムコードの開発工程

7. 平成 26 年度実施計画	・ 基盤部については、ノード・ジャンクション法に基づく 2 流体 1 圧力熱流動解析部並びに半陰解法及び完全陰解法の数値解析アルゴリズム（ソルバ）をベースとするコンポーネント間のネットワークモデルを作成し、続いて径方向 1 次元の燃料棒熱伝達部、種々の事象進展シナリオ等の模擬に用いる制御ロジック部等を組み込んだシステムコードの 1 次元版のプログラムを整備し、動作確認を実施する。 ・ 高機能化部については以下のとおり。 ➤ 3 次元の多成分多相流 CFD コンポーネントモデルについて、汎用 Newton-Raphson ソルバ、界面積濃度輸送方程式等の数値解析アルゴリズムを適正化する等、前年度成果をベースに継続して開発するとともに、動作確認、検証及び妥当性確認を実施する。 ➤ 熱水力部に実装する次世代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・ベクトル移流型基礎方程式系のソルバを開発するとともに、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。 ➤ コード開発に活用するために、固気液の各接触面等における質量、エネルギー、運動量の輸送に係る種々の構成式（相関式）の来歴、特徴、適用範囲、不確かさ、妥当性確認結果、課題等について、最新の構成式を含めて幅広く調査して情報を整理する。 ➤ 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を実施する。 ➤ 急激で急峻な出力の時間的な変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な変化の解明に活用するため、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の設計・製作を実施する。 ➤ 伝熱面近傍で複雑な相互作用を呈する熱伝達上の素過程に着目した原子炉低圧時の水－蒸気系サブクール沸騰試験を実施し、機構論的な強制対流サブクール沸騰モデルを開発する。 ・ 熱流動実験データベースの整備作業として、上記にて実施する伝熱機構に着目したサブクール沸騰試験データ及び平成 25 年度に取得した沸騰機構に着目した試験データを、沸騰気泡スケールの原子炉低圧時の水－蒸気系強制対流サブクール沸騰データベースとして整備する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

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)
2. カテゴリー・研究分野	1. 原子炉施設 (1-1) 安全解析手法・解析コードの整備 (1-2) 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえて、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事象に加えて、重大事故等への対策を要求している。このため、重大事故等の安全審査に向け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、安全性向上評価制度が導入され、同制度では、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妥当性確認に向けて、国内外の運転・保守実績、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係る最適評価解析コードを高度化するとともに、重大事故等に係る安全解析手法の整備を行う。 (2)核特性解析手法の整備 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等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な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活用される。 ・ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全審査 (設計基準事象評価への最適評価の適用) ・ 重大事故等対策の有効性評価の安全審査 ・ 安全性向上評価の妥当性確認 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に対する解析コードの高度化 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安全評価を行うため、LOCA (冷却材喪失) 事象に対して原子炉容器内の多次元熱流動を考慮できる TRACE コードをベースとして、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 GOTHIC コード、燃料変形を考慮できる FRAPTRAN コード等の詳細解析コードを組み込むこと等によって、設計基準事象の安全解析手法を高度化する。 ② 重大事故等に対する安全解析手法の整備 重大事故等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。重大事故等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である RELAP5 及び核熱結合解析コードである SKETCH/TRACE に、重大事故等事象の評価に必要な解析機能を付加する。なお、重大事故等事象では、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を高度化する。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、重大事故等事象の解析に必要なデータを拡充する。 ③ 海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの検証 重大事故等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 等の研究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解析コード整備に反映する。 (2)核特性解析手法の整備 ① 炉心核特性解析コード 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、熱流動と同様に最適評価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付加することによって CASMO/SIMULATE コードを高度化する。 ② 核熱結合解析の高度化 (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 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。		

	工程表				
	分 野	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度以降
熱流動解析	①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析コードの高度化	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 格納容器挙動コード 実機解析	燃料詳細挙動コード 格納容器挙動コード 実機解析 不確かさ機能整備
	②重大事故等事象の安全解析手法の整備	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)高度化 データ整備(PWR,BWR)	解析コードの検証 格納容器解析コード(集中モデル)高度化 データ根拠書作成	解析コードの検証 データ根拠書作成
核特性解析	①炉心核特性解析コード	不確かさ機能組込(CASMO)	CASMO/SIMULATE 高度化	CASMO/SIMULATE 高度化	CASMO/SIMULATE 機能確認
	②核熱結合解析の高度化(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 コードの実機への適用
共同研究	海外共同研究プロジェクト等*	PKL-3、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP	ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP
・ (*)PKL-3、ATLAS 及び UAM は OECD/NEA、FUMAC は IAEA の共同試験研究プロジェクト、また CAMP は NRC との解析コード保守協定である。これらで得られた研究成果を用い、解析コードの検証・妥当性確認を行う。					
7. H26年度実施計画	(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に対する解析コードの高度化 ・ 燃料挙動解析コード FRAPTRAN について、システム熱流動解析コード TRACE との結合機能及び被覆管破裂時の燃料挙動モデルの改良を行い、実験解析により解析コードの妥当性を検討する。 ・ 燃料集合体における熱水力及び燃料挙動を評価するため、複数燃料棒過渡挙動解析コード FRETA-B の改良を行う。 ・ 格納容器解析コード GOTHIC について、格納容器応答の予測性能の向上を図るため熱流動解析コード TRACE との結合機能の改良を行い、実機プラントの解析に適用する。 ② 重大事故等事象に対する安全解析手法の整備 ・ BWR-5 と ABWR プラントを対象に、原子炉停止機能喪失事象の炉心損傷防止対策の有効性評価の安全審査に必要となる解析機能として SKETCH/TRACE コードの高度化を行う。またランプモデルに基づく格納容器解析コードの高度化を行う。 ・ RELAP5 コードの炉心一点炉近似モデルを利用して同事象の解析を行い、炉心の三次元効果に関する知見を蓄積する。 ・ PWR 及び BWR プラントに対してベースデータの拡充を行う。 ③ 海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの検証 ・ OECD/NEA PKL-3、ATLAS、IAEA FUMAC 等の国際共同研究プロジェクトの研究成果を取得し、解析コードの検証に適用する。				
	(2) 核特性解析手法の整備				
	① 炉心核特性解析コード ・ BWR-5 と ABWR プラントを対象に、原子炉停止機能喪失事象の解析を可能とするため、三次元炉心動特性解析コード SKETCH で必要となる実機平衡炉心核特性データを CASMO/SIMULATE コードにより整備する。 ② 核熱結合解析の高度化(核動特性モデル) ・ PARCS コードを導入し国際的にベンチマーク解析を実施することによって、同コードの解析精度を確認する。				
	国内の実機プラント解析に PARCS コードを適用する場合の課題(崩壊熱モデル、断面積モデル等の妥当性)について検討する。				
8. 備考					

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A03)多重故障事象の安全評価手法の整備	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	1. 原子炉施設 (1-1) 安全解析手法・解析コードの整備 (1-2) 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえて、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の仮定を踏まえたプラントの異常な過渡変化及び設計基準事象に加えて、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、規制側のコードで重大事故等の解析を実施することにより、多重故障事象のプラント挙動及び事象進展を把握し、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、安全審査等に活用していく必要がある。 また、安全性向上評価(FSAR)制度が導入されたことに伴い、重大事故等対策の有効性評価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の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の対策、及び個別 PRA 評価によりあらたに追加された多重故障事象について、解析により事象進展を把握し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 ECCS 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」に示された、評価すべき具体的な事象について、解析モデルを高度化することによって、解析により事象進展を把握し、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に関する安全審査や安全性の向上のための評価(FSAR)に関する妥当性確認に活用される。		

6. 安全研究概要
(始期：H25年度)
(終期：H28年度)

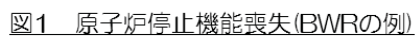
- ①多重故障事象の技術的知見の整備
- 1) 基本解析
- 新規制基準で示された、最低限評価すべき具体的な事象（下記 PWR8 ケース、BWR7 ケース）を解析するため、解析モデルを高度化する。
- ＜PWR＞「2 次系からの冷却機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却水系機能喪失」、「格納容器除熱機能喪失」、「原子炉停止機能喪失（ATWS）」、「ECCS 注入機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」、「格納容器バイパス」
- ＜BWR＞「高圧注水・減圧機能喪失」、「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失（ATWS）」、「LOCA 時注水機能喪失」、「格納容器バイパス」
- 2) 感度解析
- 上記解析モデルを用いて、各種の想定条件について感度解析を実施し、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) 新規制基準の「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」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」、「原子炉冷却材の流出」及び「原子炉未臨界維持失敗」について、解析モデルを高度化する。
- 2) 上記基本解析モデルを用いてをベースとして、各種の想定条件について感度解析を実施し、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（PWR）	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・感度解析（BWR）
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（BWR）	・感度解析
停止時事故の技術的知見の整備	—	・基本解析（PWR）	・基本解析（BWR）	・感度解析

7. H26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）
- ABWR 及び BWR-5 の重大事故等に対する対策の有効性評価事象について、RELAP5/MOD3.3 コード等により解析を行い、事象進展の把握及び影響パラメータの抽出等を行う。
 - 重大事故等の対策の有効性評価に関し、RELAP5/MOD3.3 コードに CONTEMPT 系コードの組込み等を行い格納容器モデルを高度化する。
- ②設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備
- PWR を対象に、SG 伝熱管の複数本の破断事象について、初期条件、運転員操作条件、機器条件等を検討し、RELAP5/MOD3.3 コード等により解析を行い、事象進展を把握し、影響パラメータを抽出する。
- ③停止時事故の技術的知見の整備（図 2 参照）
- PWR の原子炉停止時重大事故等対策の有効性評価事象のうち、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失事象等について解析モデルを用いて評価を行う。
 - 停止時の PWR を対象にした OECD 共同プロジェクトの試験データ等を取得し、解析モデルを高度化する。



A03-3

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(AO4) 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官(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 (1-2) 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備 (1-3) 重大事故に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえて、平成25年7月に新しい規制基準(以下、「新規規制基準」という。)が施行された。新規規制基準では、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)の発生時の炉心損傷防止対策等を事業者要求している。これらの有効性評価の妥当性確認等のため、詳細が未解明の熱流動現象、核熱結合現象、燃料挙動等に関する技術的知見を蓄積し、安全審査における技術的判断の根拠等としていく必要がある。現状では、軽水炉の事故時熱流動に係る以下の技術的知見を整備する必要がある。 - これまで想定が不足していた事象の炉心及び格納容器の熱流動に係る技術的知見 - 実験規模から実機規模への推定手法(スケーリング効果)に係る技術的知見		
4. 目的	軽水炉の事故時熱流動に係る以下の技術的知見を取得する。 (1) 炉心損傷前までの燃料伝熱特性 (2) スケーリング効果の把握に必要な詳細な熱流動挙動 (3) 格納容器における炉心損傷後の熱流動挙動 (4) 格納容器における放射性物質の移行 (5) 重大事故対策の効果		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は以下に活用される。 (1) 設計基準事象及び重大事故等に係る安全審査 (2) 原子力規制委員会で開発を進める国産解析コードの高度化及びその妥当性確認		
6. 安全研究概要 (始期: H24年度) (終期: H31年度)	(1) 原子炉熱流動実験 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1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。H26年度までに、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、H27年度より高圧の水-空気を用いた熱流動実験を開始する。H27年度以降、実験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、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。 (2) 格納容器実験 事故時の格納容器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、実機に対して高さが約1/3の大型の格納容器実験装置(図2)を用いた熱流動実験を実施する。この実験では、格納容器における炉心損傷後の流動現象(噴流、密度成層、自然循環等)及び放射性物質の移行挙動に係る実験的知見を取得するため、格納容器内に蒸気及び/又は非凝縮系ガスを注入し、粒子画像計測装置を用いた流速分布計測、多数の熱電対による温度分布計測、ガス濃度分析装置による濃度分布計測等を実施する。また、大型の格納容器実験装置に対し、外部プール、冷却ジャケット、スプレー等の格納容器内外の冷却系を整備し、重大事故対策の効果に係る知見を取得する。 具体的には、H26年度までに大型格納容器実験装置の基本部分、供給系、格納容器冷却系、基本的な計装装置を整備し、H27年度より、水素移行、過温破損等の格納容器に脅威となる事象を対象とした実験を実施する。H27年度以降も、供給系の増強、計測系の増設、スクラビング実験のための装置の改造、スクラビング実験等を引き続き実施していく。 なお、上記の二つの実験における実験条件の予備的な評価等のため、数値流体力学(CFD)による解析コードを整備する。		

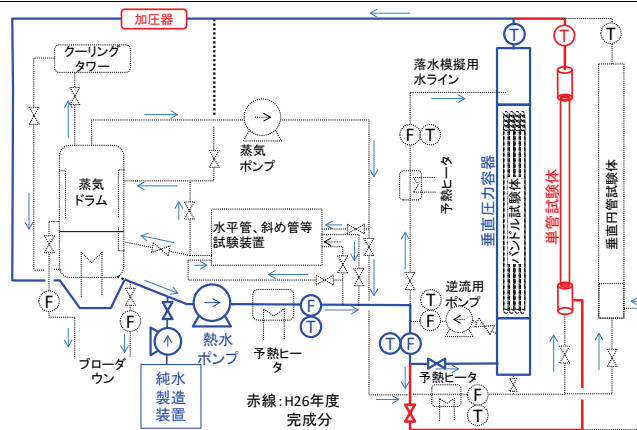


図 1 高圧熱流動ループの実験装置

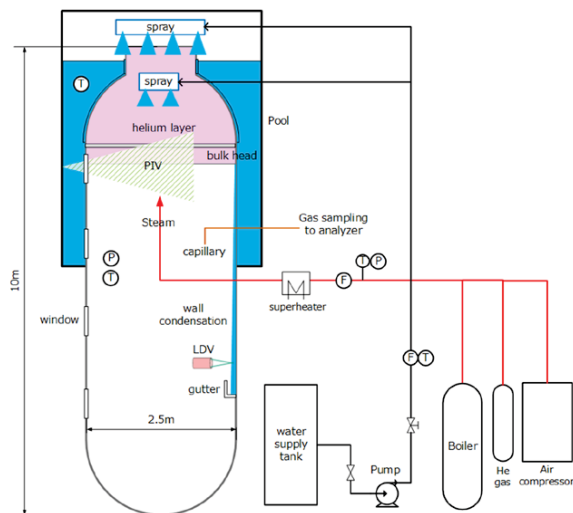


図 2 大型格納容器実験装置

工程表

	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31
(1) 原子炉熱流動実験	基本ループ、単管試験体の製作			高圧蒸気ループ化、燃料バンドル模擬試験体の製作等				
	単管試験体、燃料バンドル模擬試験体による実験等							
(2) 格納容器実験	格納容器基本部分の製作等			機能拡張		スクラッピング実験部の製作等		
	格納容器内流動実験、スクラッピング実験等							

7. H26年度実施計画	(1) 原子炉熱流動実験 ・高圧熱流動ループの整備 前年度までに整備された熱流動ループを高温・高圧化するとともに、計装系等の追加を行う。また、過渡条件を含む種々の BWR 条件における燃料伝熱特性の実験を行うための単管試験体を設置する。 ・スケーリング実験 スケーリング効果を検討するため、低圧における空気・水を用いた垂直大口径配管実験を実施し、気液 2 相流挙動の流路サイズ及び物性値への依存性を評価する。この実験では、ボイド率分布、界面積濃度分布等の詳細な空間分布に係るデータを取得する。 (2) 格納容器実験 ・大型格納容器実験装置の整備 前年度までに整備された実験建屋に、大型格納容器装置、種々の気体を広い温度条件で注入させるための供給・排気系、格納容器冷却プール等の付属設備を設置する。
8. 備考	

1. プロジェクト名	(A05) 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 (1-3) 重大事故に係る技術的知見の整備	研究範囲※	① 規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究 ② 原子力安全規制等を実施する際の判断に必要な技術的な知見の取得 ③ 技術基盤の維持/構築	
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえ、平成25年7月に新しい原子力規制基準(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使用済燃料プール(以下、「SFP」という。)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、安全性向上評価制度等において、スプレイ冷却を使用した対策等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	大量の水が漏えいし、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。 ・ 実験条件を変更し、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時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に関する留意点を整理する。			
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: H28年度 予定)	(1) SFPの重大事故時の安全上の限界(クリフエッジ)の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る。 ・ SFPのLOCA時にプール水位が燃料の有効加熱部最上部高さを下回ったのち、重大事故等の対策によりスプレイ注水設備を用いて外部注水する状況において、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、2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、水位、スプレイ注水状況等の実験条件を変更し、事故時の安全上の限界(クリフエッジ)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 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に具備される解析モデルを高度化し、上記実験データに基づき妥当性を確認し、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に関する留意点を整理する。			

図 1. SFP の LOCA 時の熱水力実験

図 2. 重大事故時の挙動評価の解析体系例

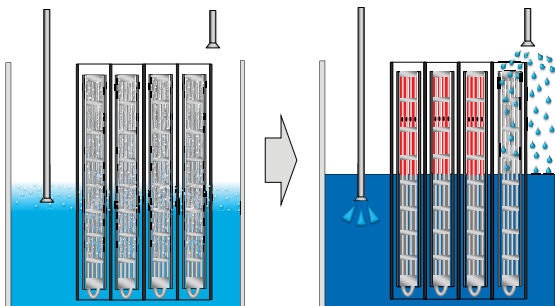


図 1. SFP の LOCA 時の熱水力実験

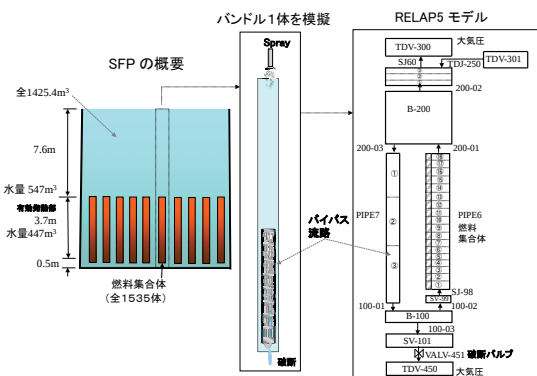


図 2. 重大事故時の挙動評価の解析体系列

工程表

	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)
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					
熱流動実験装置の製作					
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. H26 年度
実施計画

- 1) SFP の重大事故時のスプレイ冷却による定量的効果を評価するための熱水力実験装置の製作
5x5 正方格子の実長の模擬燃料集合体を製作するとともに、スプレイ冷却設備及び SFP を模擬する容器を製作し、あわせてスプレイ液滴特性、2 相水位、燃料温度等に関する計測系を用意し、上記実験装置とともに組み立てる。
- 2) 予備解析の実施
次年度の実験に先立って、SFP 内で水位が大幅に減少した場合に生じる事象及び現象に対し、既存の原子炉システムコードによる事象進展評価解析及び CFD コードによるスプレイ特性評価解析を実施し、解析上の課題について事前整理を行う。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A06) 使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価 (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	9. 横断的課題 (9-2) 使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備		
3. 背景	- 我が国の軽水炉においては、使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵量が増加している。現在、使用済燃料を中間貯蔵キャスクに移動し、敷地内で一定期間保管管理するための申請がなされ、審査が行われているところである。また、米国では、中間貯蔵キャスクの臨界安全評価について、燃焼度クレジットを適用しており、我が国の事業者においても、経済性の観点から燃焼度クレジットを適用してくる可能性がある。 - 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、多量の燃料デブリの取出しが必要になるため、この取出し、収納・輸送・保管について、臨界防止の観点から、未臨界評価を行う必要がある。多量の燃料デブリの取出し・収納・輸送・保管を合理的に行うためには、臨界評価において燃焼度クレジットを考慮する必要がある。		
4. 目的	軽水炉における使用済燃料の中間貯蔵キャスクの敷地内での保管管理及び東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリの取出し・収納・輸送・保管において、燃焼度クレジットを適用した臨界防止に係る臨界評価手法を整備する。 注) 「燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備」で検討される燃料デブリの臨界評価手法については、燃焼度クレジットの取入れを対象としていない。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、軽水炉における使用済燃料の中間貯蔵キャスクでの保管管理や東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリの取出し、収納・輸送・保管に関し、燃焼度クレジットを適用した未臨界評価に対する安全審査に活用される。		

- (1) 使用済燃料に対する仏国の高燃焼度燃料臨界実験（HTC 臨界実験）データの調査・取得
 燃焼度クレジットの適用を目的として、仏国で実施された使用済燃料に対する HTC 臨界実験データを取得し、ベンチマークデータを整備する。図 1 に HTC 臨界実験に用いられた Valduc 臨界実験装置の外観を、表 1 に HTC 臨界実験における試験項目の概要を示す。
- (2) HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析
 HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析を行い、使用済燃料に対する核データ及び核計算コードの評価精度を検証し、臨界防止裕度を定量化する。
- (3) 燃焼度クレジットを適用した臨界評価手法の整備
 HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析結果に基づき、燃焼度クレジットを適用した臨界評価手法を整備する。



図 1 Valduc 臨界実験装置の外観

表 1 HTC 臨界実験における試験項目の概要

フェーズ	炉心配置(図X-1参照)	主なパラメータ	ケース数
1	単一格子(純水)	・燃料ピンのピッチ(1.7~2.3cm) ・燃料格子構造	18
2	単一格子(ホウ素溶液及びガドリニウム溶液)	・燃料ピンのピッチ(1.3~1.9cm) ・燃料格子構造 ・ホウ素溶液濃度(約0.1~0.6g/l) ・ガドリニウム溶液濃度(約0.05~0.2g/l)	41
3	集合体4体(遮へい体なし)	・集合体間水ギャップ(0~18cm) ・側面板なし/あり(ホウ素添加ステンレス、BORAL [®] 、カドミウム)	26
4	集合体4体(ステンレス及び鉛遮へい体付き)	・集合体間水ギャップ(0~12cm) ・側面板なし/あり(ホウ素添加ステンレス、BORAL [®] 、カドミウム)	71
合 計			156

6. 安全研究概要
 (始期：H25年度)
 (終期：H27年度)

工程表

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	
調査及びデータ取得	(1)使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの 調査	(1)使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの 取得		
評価手法の整備			(3)HTC 臨界実験デ ータを用いたベン チマーク解析 (4)燃焼度クレジット を適用した臨界評価 手法及び基準の整備	

【1】 使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの取得

(1) 必要な実験データの取得

- ・使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの中から、再処理施設を対象としたガドリニウム溶液試験データ等を除き、使用済み燃料プールを対象とした試験データを選定し、実験データを取得する。

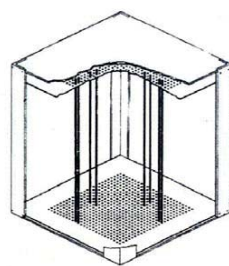
HTC 臨界実験及びデータの概要は、以下のとおりである。

- ・HTC 臨界実験は、フランス放射線防護原子力安全研究所（IRSN）と AREVA 社が共同出資し、フランス原子力庁（CEA）の Valduc 臨界実験装置（図 1 参照）で 1988～90 年に実施した一連の臨界実験であり、PWR の燃焼燃料の組成を忠実に模擬することにより、使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器に適用される燃焼度クレジットの検証を目的としたものである。
- ・この試験のために、濃縮度 4.5% の PWR 燃焼燃料（燃焼度 37.5GWd/t）の組成を正確に模擬するべく、プルトニウム及びウランの組成を調整した約 2500 本の燃料棒が製造された。表 2 に HTC 試験燃料棒の燃料組成を PWR 燃焼燃料（燃焼度 4 及び 40GWd/t）の組成と比較して示す。
- ・実験は大きく分けて、核データの検証に重点を置いた均一体系の物理的ベンチマーク試験（フェーズ 1,2）と、使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での集合体配置を模擬した工学的ベンチマーク試験（フェーズ 3,4）の 4 つのフェーズからなる。各フェーズでの試験項目の概要は、表 1 に示すとおりである。図 2 に各フェーズでの炉心配置を示す。
- ・表 1 に示すとおり、フェーズ 1～4 の実験において、全 156 件の実験データが取得されている。

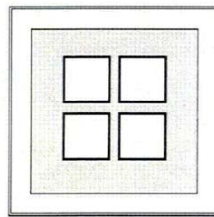
表 2 燃焼による PWR 燃料中の Pu 蓄積と HTC 実験の模擬性

HTC Fuel and Industrial Case Fuel Characteristics

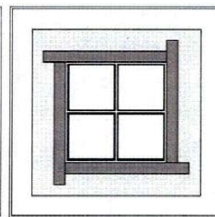
Characteristic	HTC Fuel	4 GWd/tonne U	40 GWd/tonne U
Fuel density (g/cm ³)	10.333	10.50	10.50
Stoichiometry O/(Pu + U) (atomic ratio)	1.9971	2	2
Pu/(Pu + U) (wt%)	1.104	0.2	1.13
Isotope	Weight Percent	Weight Percent	Weight Percent
²³⁴ U	0.013	—	—
²³⁵ U	1.570	4.562	1.733
²³⁶ U	0.001	0.087	0.622
²³⁸ U	98.416	95.351	97.645
²³⁸ Pu	1.304	0.029	1.769
²³⁹ Pu	59.226	94.079	59.513
²⁴⁰ Pu	24.334	5.029	20.678
²⁴¹ Pu	10.080	0.818	13.130
²⁴² Pu	5.056	0.016	4.197
²⁴¹ Am	1.429	0.028	0.714



Phases 1 & 2



Phase 3



Phase 4

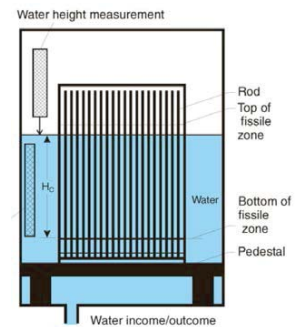


図 2 HTC 臨界実験の炉心配置及び炉心の縦断面図

(2) ベンチマークデータの整備

- ・(1) で取得したデータを、臨界解析コードのベンチマークデータとして整備する。

1. プロジェクト	(A07) 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 (1-4) 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備 (1-1) 安全解析手法・解析コードの整備		
3. 背景	通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性の判断基準を策定・見直しをするため、以下の最新技術知見の整備及び予測精度向上を図った燃料挙動解析コード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)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、今後審査マニュアル等の作成に向けて技術的知見を整備していく必要がある。 (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。最近の研究により核燃料の炉内使用期間の長期化に伴い水素吸収量は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、現行基準の妥当性を評価する必要がある。 (3) 燃料挙動解析コードの高度化 安全審査等において原子炉運転中の燃料挙動を適切に評価するため、最新の技術知見に基づき、燃料温度、燃料被覆管応力等の燃料挙動を解析する燃料挙動解析コードを改良し予測精度を向上していく必要がある。		
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の発生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 燃料の炉内使用期間の長期化に伴う燃料被覆管の水素吸収量増加に対する燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見を整備し、機械的健全性に係る現行基準(被覆管1%塑性歪)の妥当性を評価する。 (3) 燃料挙動解析コードの高度化 原子炉運転中の燃料の内圧増加、ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI; Pellet-Cladding Mechanical Interaction)等の挙動を適切に評価するため、これまで各種試験結果、国際プロジェクト等から得られた最新の燃料挙動データに基づき、燃料挙動解析コードの高度化を図る。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、安全審査、燃料健全性評価に関するガイド等の妥当性の評価、その必要な見直し等に活用される。 *1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 ・運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止(第十三条) ・炉心等(第十五条) *2 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針等、発電用軽水型原子炉施設の燃料設計手法について等		
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 外面割れ破損に関しては、使用済燃料被覆管単体を用いて水素熱拡散試験により被覆管外面水素化物析出条件、外面割れ模擬試験により初期亀裂発生応力、亀裂進展試験により亀裂進展速度等の結果を得る。これらの被覆管単体試験結果を検証するために、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、外面割れ発生過程を再現して被覆管の状態を調べる。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)により外面割れ機構を確認する。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発生条件を解析評価する。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（平成 23 年度）。また、水素化物析出状態が異なる試験片を調製し、被覆管の歪み（変形）速度をパラメータとした内圧破裂試験を実施する。同試験において水素吸収量が加速度的に増加することによって水素化物の析出形態が異なる場合の被覆管の強度、延性等の機械的特性にどのような影響を与えるかを調べ、被覆管の機械的健全性に関する技術的知見を整備するとともに、被覆管機械的健全性に関する判断基準の妥当性を評価する。

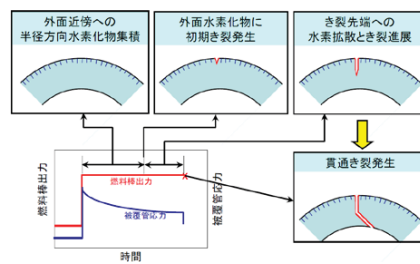


図 1 出力急昇試験による亀裂発生状況(イメージ)

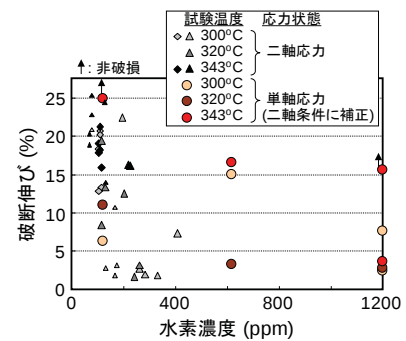


図 2. 内圧破裂試験による破断伸びと水素濃度の関係

(3) 燃料挙動解析コードの高度化

ウラン燃料及び MOX 燃料に関する各種試験、国際プロジェクト等から得られた燃料挙動に関する情報から、データベースを整備し、継続的に登録を行う。また、同データベースを用いて従来の燃料挙動解析コードに比べて解析機能や予測精度に優れた燃料挙動解析コードに高度化する。なお、整備の母体となるコードは、公開コード等から適用性、機能性、考慮されているモデル等を比較・検討し、選定する。

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	平成 29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				
(3)燃料挙動解析コードの高度化	燃料挙動解析コードの整備					
国際プロジェクト	OECD/NEA スタスピック被覆管健全性プロジェクトⅡ ^{*1}		OECD/NEA スタスピック被覆管健全性プロジェクトⅢ			
	OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト ^{*3}					
	IAEA FUMEX-Ⅲプロジェクト ^{*4}					
	*1：SCC、DHC、過歪などによる燃料破損研究 *2：炉外 LOCA 試験など *3：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 *4：燃料棒挙動解析コードの検証プログラム					

(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

出力急昇試験は海外試験炉（ハルデン炉）への試験燃料棒の船積み港が東北地方太平洋沖地震で被災したため中断していたが、試験の再開を目指して、国内試験炉（JMTR）での実施も含め、試験実施可能な試験炉の状況、試験条件及び試験を実施するまでに必要な技術整備項目等を調査する。これに基づいて今後の試験計画を策定する。

(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

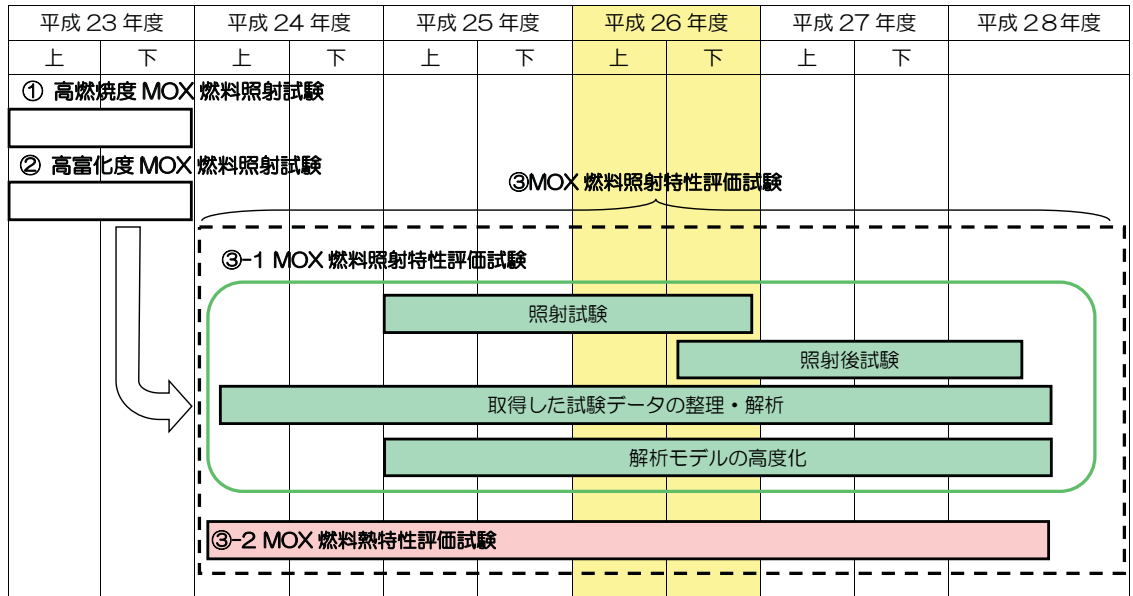
使用済燃料被覆管に水素を添加し、水素化物析出方位調整処理^(注)を施した試験片の内圧破裂試験を実施し、強度、破断伸び等の機械特性を測定する。この結果とこれまでに得られている水素化物析出方位無調整の試験片についての試験結果を比較検討することによって水素吸収量及び水素化物析出形態の相違が被覆管の機械特性に及ぼす影響を整理し、被覆管の機械的健全性に関する現行基準の妥当性を評価する。

7. H26 年度実施計画

	(注)：円周方向応力下では水素化物が被覆管半径方向に配向する傾向があるため、運転中の PCMI または燃料棒内圧上昇を模擬して試験片に円周方向応力を負荷した状態で水素添加 (3) 燃料挙動解析コードの高度化 - 解析用データベースの整備及び解析の実施 燃料棒 62 本分の試験データ（これまで実施した事業、国際プロジェクト等から入手）について燃料仕様、照射条件、照射試験、照射後試験結果等の情報をまとめた解析用データベースを整備する。また、これらのデータベースを利用して解析用入力値を作成し、日本原子力研究開発機構が開発した FEMAXI-7（コード整備の母体として選定した）による解析を実施する。さらに、解析結果と試験結果を比較整理する。 - 燃料挙動解析コードのモデル改良 ペレット熱伝導度に関して、FEMAXI-7 に組み込まれたモデルの検証を行うため感度解析を実施し、モデル改良の検討を行う。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A08)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 (1-4) 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備		
3. 背景	以下に示す MOX 燃料固有のふるまいに関する燃料健全性評価上重要な技術的知見を整備し、軽水炉で使用されるプルサーマル燃料(混合酸化物(MOX)燃料)に関する審査マニュアルの整備等を行っていくことが課題である。 (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、核分裂生成ガス(FP ガス)の挙動がウラン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)の組成がウラン燃料と異なることなどから、熱伝導率の燃焼度依存性がウラン燃料と異なり、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、以下の産業界動向が挙げられる。 ○ 軽水炉では、現在、海外の MOX 燃料加工工場で生産された MOX 燃料が装荷されているが、日本原燃(株)(JNFL)のホームページによれば、将来は国内 MOX 燃料加工工場(J-MOX)で生産した MOX 燃料を実用化する計画とされている。具体的には、J-MOX は平成 29 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 31 年度頃以降に事業が開始されると見込まれるため、早ければ、平成 30 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	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 ガス挙動や燃料ペレットの熱特性(熱伝導率、燃料棒温度等)に関するデータを取得するとともに FP ガス放出挙動解析モデルを改良し、これらより MOX 燃料に関するマニュアルの作成等に向けた技術的知見を整備する。 ① 高燃焼度 MOX 燃料照射試験 MOX 燃料ペレットの高燃焼度領域における FP ガス挙動の把握及び FP ガス放出挙動解析モデルの高度化 ② 高富化度 MOX 燃料照射試験 高富化度 MOX 燃料ペレットの FP ガス挙動の把握及び FP ガス放出挙動解析モデルの高度化 ③ MOX 燃料特性評価試験 ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 FP ガス放出挙動と MOX 燃料ペレットの製法等との関係の把握及び FP ガス放出挙動解析モデルの高度化 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 照射済み MOX 燃料ペレットの熱特性(熱伝導率、燃料棒温度等)の把握		
5. 知見の活用先	知見の活用先 <1> MOX 燃料の健全性評価の判断基準の検証・見直し <2> MOX 燃料の健全性評価のに係る審査のための技術的根拠(データ)及び審査マニュアル(解説書を含む) 規 則*¹ 規則の解釈 MOX 燃料の健全性評価根拠*^{2,3}の検証・見直し MOX 燃料挙動に関する最新知見整備 (1) 照射挙動(FP ガス挙動等) (2) 熱特性(熱伝導率) *1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 ・炉心等(第十五条) *2 発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について *3 発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について MOX 燃料の健全性評価のための技術的根拠(データ)及び審査マニュアル(解説書を含む)の <活用先>		
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、ピーク約 74GWd/t におけるデータを取得して、FP ガス放出挙動、熱伝導度特性等を把握するとともに、FP ガス放出挙動解析モデルの高度化を行った。 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: 約 54GWd/t)におけるデータを取得して、FP ガス放出挙動等を把握するとともに、FP ガス放出挙動解析モデルの高度化を行った。 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 ①で照射された MOX 燃料に関し、ペレット内の FP ガス分布を測定し、FP ガス挙動を把握する。また、高燃焼度での FP ガス放出挙動データを取得するため、BR-2 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。これらの結果を用いて、FP ガス放出挙動解析モデルの高度化を行う。 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 - MOX 燃料とウラン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		

トの熱拡散率をレーザフラッシュ法により測定し、熱伝導率を評価する。



MOX 燃料特性評価試験

(1) MOX 燃料照射特性評価試験

- 照射試験
BR-2 炉で追加照射を行い、MOX 燃料要素の燃焼度を増加させる。また、最終サイクルには高出力での照射を行い、燃料温度を上昇させることにより FP ガスの放出を促進させ、FP ガス放出挙動を把握する。
- 照射後試験
照射試験後には非破壊ガンマ線測定を行い、燃料要素プレナム部に放出された Kr-85 の量を評価する。照射履歴から生成した Kr-85 量を計算し、放出量/生成量から FP ガス放出率の評価を行う。
- FP ガス放出挙動解析モデルの高度化
公開燃料挙動解析コードが、MOX ペレット内の FP ガス分布データを再現できるよう、FP ガス放出挙動解析モデルの高度化を行う。具体的には、FP ガス拡散係数温度依存性、粒界ガス再固溶モデル、粒内気泡モデル、粒界ガス保持モデル等の調整・改良を行う。

(2) MOX 燃料熱特性評価試験

- 熱伝導率測定
ドイツの ITU 研究所で照射済み MOX 燃料ペレットの熱拡散率をレーザフラッシュ法により測定する計画であり、測定のために必要な輸送等の準備を行う。また、輸送済みの未照射燃料について熱拡散率を測定し、密度等のデータと合わせて、熱伝導率を評価する。未照射燃料データは照射済み MOX 燃料熱伝導率の参照データとする。
- MOX 燃料熱伝導率に関する文献調査
照射済み MOX 燃料熱伝導率の検討に用いるために文献調査を行い、MOX 燃料熱伝導率の燃焼度依存性、Pu 富化度依存性、ペレット微細組織依存性、密度依存性、燃焼度依存性、温度依存性、測定評価方法等を整理する。

7. H26 年度実施計画

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A09) 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 (1-4) 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備		
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(LOCA)時の燃料に関する制限値(被覆管最高温度(PCT) $\leq 1200^{\circ}\text{C}$、酸化量(ECR) $\leq 15\%$、以下「LOCA基準」という。)は、LOCAの過程で燃料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のある現象に関する最新知見として、国際的には下記(1)～(3)に示す現象があげられており、これらの現象が燃料や炉心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) 被覆管水素脆化 通常運転での燃焼に伴い燃料被覆管に吸収された水素により LOCA 時に被覆管の脆化が短時間に進行し、機械的健全性が損なわれる現象 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 PCT 制限値より低温の約 $800\sim 1000^{\circ}\text{C}$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現象 (3) FFRD 現象 (FFRD: Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal) ● 燃焼に伴う燃料ペレットの破砕、微細化(フラグメンテーション) ● 内圧上昇等による被覆管膨れ(バルーニング)及び破砕、微細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) → 流路閉塞による燃料冷却性低下、局所出力の上昇、被覆管の機械的特性の低下等をもたらす懸念がある。 ● 内圧上昇等による被覆管破裂及びそれに続く燃料ペレット片放出(ディスペサル) → 流路閉塞による燃料冷却性低下、再臨界等をもたらす懸念がある。 (II) LOCA後の長期炉心冷却性 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、LOCA 後の長期冷却期間中における地震発生等を考慮した燃料冷却性に係る具体的な基準の策定が必要である。		
4. 目的	(I) LOCA時の燃料冷却性 現行 LOCA 基準の検証等を行うため、下記の技術的知見を取得する。 (1) 被覆管水素脆化 通常運転での燃焼に伴い被覆管には水素が吸収され、被覆管の脆化が進行する。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した被覆管は、現行 LOCA 基準の制限範囲内の PCT 又は ECR であっても機械的健全性確保に対する余裕が減少している可能性がある。水素吸収量が増加した被覆管の LOCA 再冠水急冷時の機械的特性に及ぼす影響に関して、高燃焼度燃料を使用した総合熱衝撃試験等によりデータを取得する。 (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機械的特性に及ぼす影響に関して、被覆管等温酸化試験によりデータを取得する。 (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ーが FFRD 現象、ひいては燃料冷却性に及ぼす影響については必ずしも明らかではない。FFRD 現象が LOCA 時の燃料冷却性に及ぼす影響に関して、LOCA 模擬試験により、データを取得する。 (II) LOCA後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期冷却期間中に地震が発生した場合に燃料集合体に働く荷重や、LOCA により高温酸化し、非常用炉心冷却系(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取得する。 本プロジェクトで得られる知見は下記に活用する。		
5. 知見の活用先	(I) LOCA時の燃料冷却性 水素脆化、ブレークアウェイ酸化、FFRD 現象が LOCA 時の燃料冷却性に及ぼす影響を踏まえた現行 LOCA 基準の検証、必要な見直し案の作成及び解説書等の整備 (II) LOCA後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期冷却期間中における地震発生を考慮した燃料冷却性に係る基準案の作成、解説書等の整備		

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
- (1) 被覆管水素脆化
- 水素脆化を考慮した上で現行 LOCA 基準の検証等を行うため下記を実施する。
- ① 我が国の LOCA 基準の根拠となったデータ等を調査し、その考え方を整理する。また、米国、仏国等についても同様の調査、整理を行う。
 - 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脆化に関する知見を取得する。
- (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化
- PCT 制限値（1200℃）より低温での酸化加速現象が燃料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ークアウェイ酸化に関する知見を取得する。また、必要に応じて、被覆管等温酸化試験等を実施することでそれらのデータを取得する。
 - ② 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データを調査し、必要な評価を実施する。
 - ③ ①で得られたブレークアウェイ酸化に関するしきい値のデータと②で得られた解析結果を比較し、実機でのブレー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ーが FFRD 現象に及ぼす影響に関する技術的知見を取得する。
 - ② バルーンリング及びリロケーションによる局所出力、被覆管温度の上昇等について解析を行い、燃料冷却性に及ぼす影響を評価する。
 - ③ 照射済み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 燃料ペレット片の放出量、放出される燃料ペレット片の粒度分布が燃料冷却性に及ぼす影響を調査する。
- (II) LOCA後の長期燃料冷却性
- LOCA 後の長期冷却期間中に地震が発生した場合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知見を取得するため下記を実施する。
- ① LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けたバンドルの変形状況等について、既存のバンドル体系での試験結果を基に調査する。
 - 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、調査し、必要に応じて試験により機械的特性に関するデータを取得する。
 - ③ LOCA後の長期冷却期間において、実機を想定して地震が発生した場合に燃料集合体に働く応力等について解析を実施する。

	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 基準の検証等 （（１）及び（２）について）		現行 LOCA 基準の検証等 （（３）について）	
（１）被覆管 水素脆化	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の調査			
			被覆管等温酸化試験（必要な場合）			
			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					
			照射済燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験			
			ディスペーサル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 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 LOCA 後の被覆管の機械的特性に関するデータ取得 長期冷却中に地震が発生した場合の燃料集合体に働く応力等の解析 長期冷却中における地震発生を考慮した基準案の作成
7. H26 年度実施計画	(I) LOCA時の燃料冷却性 (1) 被覆管水素脆化 水素脆化に関する国内外の最新動向を調査する。 NRC（米国原子力規制委員会）、IRSN（フランス放射線防護原子力安全研究所）等の海外機関との協力により収集した、又は、国内外で公表された技術情報及び試験データから、水素吸収量が LOCA 時の被覆管の機械的特性に与える影響について調査、整理する。 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 ブレークアウェイ酸化に関する国内外の最新動向を調査する。 国内外で公表された技術情報及び試験データから、ブレークアウェイ酸化が発生する LOCA 時被覆管温度及び高温継続時間を調査する。 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データの調査を継続する。また、国内プラントにおいて小破断/中破断 LOCA が生じた際の被覆管温度の時間推移に関する解析に向けた検討を行う。 (3) FFRD 現象 FFRD 現象に関する国内外の最新動向を調査する。 OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト及びスタズピック被覆管健全性プロジェクトⅢに参画し、これら国際プロジェクトを通じて燃焼度、燃料温度、燃料棒内圧、線出力履歴等がフラグメンテーションに与える影響に関する技術的知見及び LOCA 時被覆管温度、燃料棒内圧等が破裂開口部の大きさに与える影響に関する技術的知見を取得する。 パルーニング及びリロケーションによる局所出力、被覆管温度の上昇等について解析を継続することによって燃料冷却性への影響を評価する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 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。 LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた被覆管を用いた4点曲げ試験等の既存データを調査する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A10) 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 （1－4）燃料の規制基準に係る技術的知見の整備		
3. 背景	PWR 及び BWR 改良型燃料^(*)については「燃料高度化ロードマップ」（日本原子力学会核燃料部会、平成 21 年）等）に示される開発が進められており、規制当局は改良型燃料が申請された場合に実施する安全審査に備える必要がある。燃料の安全審査では、想定される事故時の燃料の健全性や、燃焼に伴う燃料の伸び（照射成長）等が確認されるため、次の知見を取得し判断基準の根拠を整備することが必要である。 ① 改良型燃料について、現行の燃料に対して加えられた種々の改良が、原子炉の事故(RIA、LOCA)時の安全性に及ぼす定量的影響に関する知見 事故時における燃料の変形、破損などは、原子炉停止能力、炉心冷却性、圧力バウンダリの健全性に直接的な影響を及ぼす因子であり、その影響を把握する。 ② 改良型燃料に採用される計画の改良合金被覆管の照射成長に関する知見 改良型燃料に採用される計画の改良合金被覆管について、原子炉内使用中の燃料棒及び燃料集合体に過度の変形をもたらす可能性のある照射成長に関する知見を把握する。 (*)「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 6 月 28 日）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	本プロジェクトで得られた成果は、燃料健全性の規制判断に必要な技術的根拠として、改良型燃料が装荷された原子炉の安全審査に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H18 年度) (終期：H29 年度 予定)	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、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、表 1）、燃料の破損限界（図 2）、破損の様子、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 図 2 RIA 条件下での燃料破損マップ (平成 19 年度までの成果)		

表 1 RIA 模擬試験数（計画数）			
燃料タイプ		被覆管	RIA 模擬試験
燃料タイプ	炉型		
UO ₂	PWR	M-MDA	4（内、H26：2）
		ZIRLO	1
		M5	2（内、H26：1）
	BWR	Zr'y-2	2
MOX	PWR	M5	2

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。

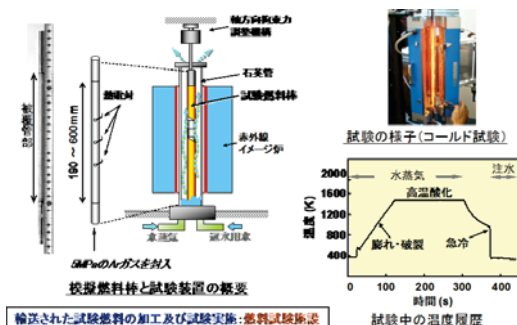


図3 LOCA 模擬試験のイメージ図

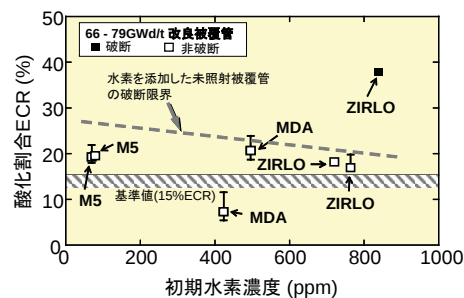


図4 LOCA 条件下での燃料破断マップ
(平成 19 年度までの成果)

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		
UO ₂	PWR	M-MDA	2
		ZIRLO	2 (内、H26:2)
		M5	2
	BWR	Zr'y-2	4

③ 改良合金被覆管の照射成長試験

米国や仏国ですで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 1.2×10^{22} n/cm²程度、燃焼度 60 GWd/t 程度を目標)、試料の長さ、重量、外観等の変化と高速中性子照射量との関係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。

工程表工程表

年度	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～
実施項目					
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				
② LOCA 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

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 用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 模擬試験を行い、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。

H26 年度は、RIA 模擬試験として、3 試験を実施する。

(2) RIA 試験を実施した燃料に対してホットラポ施設を利用した試験及び分析を行い、RIA 試験前後の燃料の状態に関するデータを取得する。RIA 試験後の燃料に関して取得されたデータを RIA 試験前に取得したデータ等と比較することによって、RIA 時のペレットからの核分裂生成ガス放出等に関する知見を得るとともに、これらの燃料挙動が RIA 時の原子炉の安全性に及ぼす影響を評価する。

H26 年度は、H24、H25 年度に RIA 試験を行った 2 試料について実施する。

(3) 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適切に模擬できる試験機を用いて未照射の PWR 用改良被覆管を

	対象とした機械特性試験を実施し、応力の多軸性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。 (4) PWR 用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、平成 24、H25 年度に実施した改良型燃料の RIA 試験結果について、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 試験条件の決定のため、燃料仕様の確認、ベース照射履歴等に基づく燃焼解析、ベース照射時挙動解析、RIA 試験解析を行う。 H26 年度は、3 試験についての解析を実施する。 上記(1)～(4)の試験及び解析により、PWR 用改良型燃料の RIA 時の破損限界、破損の様子及び破損の影響に関するデータを取得する。 ② 改良型燃料についての冷却材喪失事故(LOCA)模擬試験 PWR用改良型燃料被覆管を対象として、LOCA 時の被覆管の状態を模擬した試験等を実施する。 H26 年度は、LOCA 模擬試験を2試験実施するとともに、H24、H25 年度に LOCA 模擬試験を行った2試験試料の照射後試験を実施する。 また、LOCA 時温度条件を模擬した高温酸化試験を2試験実施するとともに、H24、H25 年度に高温酸化試験を行った2試験試料の照射後試験を実施する。 上記試験により、被覆管急冷時の耐破断特性、膨れ挙動、酸化挙動、水素吸収挙動等の改良型燃料の LOCA 時安全性を評価するために必要なデータを取得する。 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））を用いて M5 合金被覆管等の改良燃料被覆管を対象として照射成長試験を実施し、照射成長データを取得する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A11)軽水炉燃材料詳細健全性調査	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. 原子炉施設分野 (1-5) 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		
3. 背景	高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度において点検・評価の対象となる設備、機器、構築物に想定される経年劣化事象の発生及び進展に係る技術的知見の拡充を行うことが重要である。このため、高経年化技術評価の妥当性確認のための技術的知見の取得、運転期間延長認可制度に係る長期保守管理方針及び特別点検結果の妥当性確認のための技術的知見の取得を行う必要がある。		
4. 目的	高経年化技術評価の妥当性確認において必要となる、設備、機器、構築物に想定される経年劣化事象の発生、進展及び影響評価に関する研究を実施するとともに、従来の高経年化技術評価手法の高度化を図り、審査マニュアル案を作成する。また、運転期間延長認可制度の導入等の新しい規制制度に対応するための技術的知見を整備するとともに、これらの審査マニュアル案を作成する。 さらに、想定される経年劣化事象のうち、特に原子炉圧力容器の中性子照射脆化については、関連温度の予測式を用いて一定の誤差の範囲内で脆化傾向を評価できるものの、高照射量領域における破壊靱性値（破壊に対する材料の抵抗力を示す値）のばらつき等が存在するため、照射試験等による実証データを取得し、妥当性確認のための技術的知見をより確実に整備していく。		
5. 知見の活用先	(1) 高経年化技術評価の妥当性確認及び運転期間延長認可制度に係る特別点検結果の妥当性確認のための技術的知見の整備及び審査マニュアル案の作成。		

6. 安全研究概要
(始期：H18年
度)
(終期：H30年
度)

- ① 照射試験装置の整備等
- 試験装置に要求される諸条件等の技術要素について検討する。これらに対応可能な試験装置の概念設計を行い、試験条件及び試験計画を策定する。
- 【照射脆化試験】
- 実機の原子炉圧力容器鋼の化学成分の変遷等を参考に、試験に供する鋼材を製作する。平面歪破壊靱性値が測定可能な4インチ厚さまでのCT試験片のマスターカーブ法による試験を実施し、破壊靱性値の試験片寸法・形状効果に関する非照射材のデータを取得する。引張特性、シャルピー衝撃特性等に関するデータも取得する。
- 【照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）試験】
- 低炭素ステンレス鋼でBWR実機炉心シュラウド溶接部を模擬した溶接継手を製作し、そこから照射試験に供する試験片の加工を行う。照射キャプセル内で試験片に荷重を負荷するための機構、亀裂長さの測定方法、試験片周辺の水環境を評価する方法など照射下試験に必要な技術開発を行うとともに、照射キャプセルを設計・製作する。また、照射材データと比較するために必要な非照射材のデータを取得する。

- ② 照射試験
- 【照射脆化試験】
- 監視試験片サイズの小型試験片の他、マスターカーブ法での標準サイズである1T-CT試験片を装荷した照射キャプセル（図1）を、JMTRによって $1\sim 2\times 10^{24}\text{n/m}^2$ まで中性子照射する。また、既往事業での照射済材を活用し、照射による破壊靱性値の低下、すなわち参照温度 T_0 の高温側へのシフトとシャルピー延性脆性遷移温度（DBTT）のシフトを求め、それらを比較することにより、現行のシャルピー衝撃試験に基づく間接的な破壊靱性評価手法の妥当性を高脆化材で確認する（図2左側）。照射材で破壊靱性値に及ぼす試験片形状・板厚の効果を調べ、監視試験片サイズの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とともに、高脆化材でのマスターカーブの形状、すなわち破壊靱性値の温度依存性を1T-CT試験片のデータによって確認する（図2右側）。さらに、中性子照射された材料の組織分析を行い、高照射量領域での脆化因子を確認する（図2左上）。

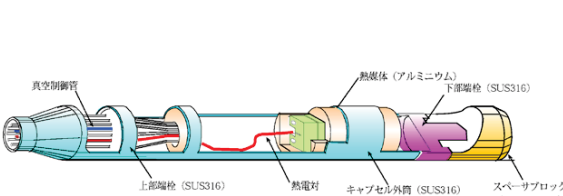


図1 1T-CT試験片を装荷した照射キャプセル（模式図）

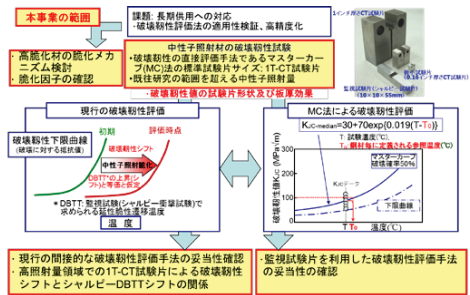


図2 照射脆化試験の概要

- 【IASCC試験】
- 0.5T-CT試験片を用いて、中性子照射量が $約1\times 10^{25}\text{n/m}^2$ 以上までの予備照射（ベース照射）試験をJMTRにて実施する。また、予備照射した試験片、既往事業での照射済試験片について、原子炉の炉内の水質条件や応力拡大係数などをパラメータとして、照射下及び照射後に亀裂進展試験を実施するとともに、照射材料の特性評価試験を実施する。照射下試験と照射後試験データの比較を行い、照射下で起こる現象がIASCC進展挙動に及ぼす影響を明らかにすることにより、照射後試験データ等に基づくIASCC健全性評価手法の妥当性を確認する。

工程表

	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度
① 照射試験装置の整備等		照射試験装置の整備						
			未照射材試験・照射キャプセルの製作等					
② 照射試験			既往事業での照射済試験片による試験					
						試験炉照射		

7. H26年度実施計画	① 照射試験装置の準備等 - 照射キャプセルを製作する。 - 原子炉圧力容器鋼の化学成分の変遷等を参考に、試験片を製作する。 - 照射材データと非照射材データを比較するため、製作した試験片について、破壊靱性値の試験片寸法・形状効果、引張特性、シャルピー衝撃特性等に関するデータを取得する。具体的な項目を以下に示す。 - 原子炉圧力容器鋼の照射脆化に関する微細組織分析 - 原子炉圧力容器鋼の亀裂伝播停止等試験 - 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性試験 - 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性試験片の力学解析 - CT試験片の亀裂内皮膜分析 - 水中における亀裂進展試験片の荷重付与による変形評価試験 - 照射ステンレス鋼等の変形と亀裂進展挙動への照射等の環境影響評価試験 ② 照射試験 - 既往事業の照射済試験片を用い、原子炉圧力容器鋼の照射材試験を行うとともに、炉内構造物用ステンレス鋼の照射材試験を継続する。
8. 備考	既に試験条件及び試験計画は具体化されているものの、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震以降 JMTR が運転停止状態であるため、照射試験が実施できないことから、当初 6 年（H23～H28）と予定していた事業計画を 8 年（H23～H30）に変更するなど、試験計画の変更を随時行う。

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A12) 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. 原子炉施設分野 (1-5) 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		
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」と言う。）を要求することとなった。 このため、以下の技術的知見を整備する必要がある。 (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のための技術的根拠に関する知見の取得 (2)運転期間延長認可制度に係る長期保守管理方針及び特別点検結果の妥当性確認のための技術的根拠に関する知見の取得 (3)運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る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を評価する技術的知見の取得		
4. 目的	高経年化技術評価の妥当性確認において必要となる、機器・構造物に想定される経年劣化事象の発生、進展及び影響に係る評価手法の高度化に向けた研究を実施し、従来の高経年化技術評価の高度化を図るとともに、運転期間延長認可制度の導入等の新しい規制制度への対応に関する技術的知見の整備・拡充、審査マニュアル案の作成、高経年化対策技術基盤の整備等に資することを目的とする。具体的には以下のとおり。 (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のため、重大事故環境下における劣化ケーブル・計装設備の健全性等に関する技術的知見を整備し、審査マニュアル案を作成する。 (2)運転期間延長認可制度に係る長期保守管理方針及び特別点検結果の妥当性確認のため、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下等に関する技術的知見を整備し、審査マニュアル案を作成する。 (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を整備し、高経年化対策技術資料集データベースへ反映する。 (4)高経年化技術評価の妥当性確認のために、常に最新知見を拡充し、高経年化対策技術資料集データベースへ反映する。		
5. 知見の活用先	以下の項目に関して、技術的妥当性の確認及び技術的知見として活用する。 (1)高経年化技術評価の妥当性確認 (2)運転期間延長認可制度に係る長期保守管理方針及び特別点検結果の妥当性確認 (3)常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物、並びに運転期間延長認可制度に係る高経年化技術評価の妥当性確認		

6. 安全研究概要
(始期：H23年度)
(終期：H28年度)

- ① 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究（実施期間：平成 23～28 年度、知見の活用先：(1),(3)）
高経年化技術評価、運転期間延長の妥当性確認において活用する、安全系電気・計装設備の長期健全性評価に関する審査マニュアルの策定を行うため、重大事故対処設備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、安全系電気・計装設備に対する状態監視技術の調査を行う。
 - ① -1) 常設重大事故等対処設備のうち、電気・計装設備の健全性評価手法の策定（平成 25～28 年度）
重大事故環境条件（温度、圧力、線量、雰囲気と継続時間）及び同環境下で機能維持が求められる電気・計装設備を調査し、これら設備の健全性を評価するための手法を策定する。
 - ① -2) 電気・計装設備の長期健全性評価手法の策定（平成 23～28 年度）
安全上重要なケーブルについて、適用可能と考えられる状態監視技術のうち、全長に亘る非破壊診断技術について、測定精度、測定距離範囲及び測定劣化度範囲を調査するとともに、実機適用性を検証し、長期健全性評価手法を策定する。
- ② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究（実施期間：平成 23～28 年度、知見の活用先(2)）
運転開始後 30 年を超えて運転するプラントの健全性評価をより高度化するため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、コンクリート材料の経年劣化進展に伴う構造機能の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図り、コンクリート構造物の長期健全性評価手法の高度化を行う。
 - ② -1) コンクリート構造物の複合劣化評価（平成 23～27 年度）
材料劣化及び構造性能の低下に及ぼす中性化、塩害、熱等の複合劣化要因の影響を調査し、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、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し、経年劣化進展を推定するためのコンクリート構造物の長期健全性評価の枠組を構築する。
 - ② -2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価（平成 23～28 年度）
ガンマ線並びに中性子線の累積照射量の制限値の設定根拠の妥当性確認及び放射線がコンクリートの強度特性に及ぼす影響を把握するため、ガンマ線並びに中性子線の照射試験を実施し、実部材の構造性能について数値解析的検討を行う。
 - 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）
最新知見を収集する目的でアルカリ骨材反応に関する学術論文の調査、国内外の規格類を調査し、骨材の反応性を十分に評価できているかどうかを検証し、アルカリ骨材反応に対する課題を抽出する。
 - ② -4) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究（平成 26～28 年度）
遅延膨張性骨材を含むすべての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ない状況を踏まえ、すべての反応性骨材のアルカリ骨材反応に関するデータを整備し、最新の知見に基づくアルカリ骨材反応の評価方法を策定する。
- ③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究（実施期間：平成 23～27 年度、知見の活用先：(3)）
運転開始後 30 年を超えて運転するプラントの健全性評価を確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、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の導入や予測精度の改善を図る。
 - 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の整備（平成 26～27 年度）
プラントの安全裕度を体系的に評価できる手法を構築する。具体的には、プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の感度解析評価手法として、特に深層防護レベル4層を考慮した評価指標と評価手法を整備する。
 - ③ -3) 加圧水型原子力発電所（PWR発電所）に対する基本感度解析（平成 26～27 年度）
加圧水型原子力発電所（PWR発電所）に対する基本感度解析を実施し、経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出する。
 - ③ -4) 沸騰水型原子力発電所（BWR発電所）に対する基本感度解析（平成 27 年度）
沸騰水型原子力発電所（BWR発電所）に対する基本感度解析を実施し、経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出する。
- ④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化（実施期間：平成 23～27 年度、知見の活用先：(3)）
運転開始後 30 年を超えて運転する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、高経年化技術評価に対して国内外の最新情報や知見を収集し、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予測手法の検討や導入を図る。
 - ④ -1) 原子炉圧力容器に関する調査研究（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、確率論的評価手法の適用性・標準化に関する調査を行う。
 - ④ -2) 一次系配管に関する調査研究（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) シビアアクシデント時の圧力バウンダリ機器の健全性評価に関する調査（平成 26～27 年度）
シビアアクシデント時に、高経年化の影響を受けた機器で構成される圧力バウンダリの事故時健全性評価を行うための調査や解析的検討を行う。
- ⑤ 高経年化対策技術基盤調査（実施期間：平成 23～27 年度、知見の活用先：(1)）

運転認可延長について、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化状況把握のための検査、技術的評価等に関する最新知見の収集・調査を行う。また、主要国の長期運転への取組みに関する最新知見の収集・調査を行う。

⑤ -1) 運転期間延長認可制度の技術基盤に関する調査（平成 26～27 年度）

原子炉その他の設備の劣化状況の把握のための検査・点検手法（特別点検）に関する国内外の最新動向の調査を行う。
また、延長しようとする期間における原子炉その他の設備の劣化状況に関する技術的な評価を行う。

⑤ -2) 高経年化対策制度の技術基盤に関する調査（平成 23～27 年度）

機器・構造物の経年劣化に係る評価に関する国内外の最新動向の調査を行う。

⑤ -3) 安全性向上のための評価の技術基盤に関する調査（平成 26～27 年度）

安全性向上評価に係る妥当性の確認に関する国内外の最新動向の調査を行う。

工程表

	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度～
① 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究			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				----- 審査マニュアル案の作成	-----	▼
② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究	②-1) コンクリート構造物の複合劣化評価					----- 審査マニュアル案の作成	▼
	②-2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価						
	②-3) 反応性骨材に関する調査			②-4) 構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究			
③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究	③-1) 安全評価指標及び手法に関する調査				----- データベースへの反映	-----	▼
	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の整備						
				③-3) PWR 発電所に対する基本感度解析			
				③-4) BWR 発電所に対する基本感度解析			
④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化	④-1) 原子炉圧力容器に関する調査研究			④-2) 一次系配管に関する調査研究			
	④-3) シビアアクシデント時の圧力バウンダリ機器の健全性評価に関する調査				----- データベースへの反映	-----	▼
⑤ 高経年化対策技術基盤調査			⑤-1) 運転期間延長認可制度の技術基盤に関する調査				
	⑤-2) 高経年化対策制度の技術基盤に関する調査						
			⑤-3) 安全性向上のための評価の技術基盤に関する調査				
	-----	-----	-----	-----	-----	データベースへの反映	-----

【項目① 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究】

① -1) 常設重大事故等対処設備のうち、電気・計装設備の健全性評価手法の策定

重大事故環境条件（温度、圧力、線量、雰囲気と継続時間）及び同環境を模擬する試験設備設定のための調査を行う。また、重大事故環境下で機能維持が求められる電気・計装設備、及び対象機器の劣化評価部位を抽出するとともに、これらの絶縁機能が喪失する限界環境の把握を行う。また、調査結果をもとに、健全性評価のための手法の検討を行い、試験案の作成を行う。

① -2) 電気・計装設備の長期健全性評価手法の策定

空間電荷蓄積測定法の低圧ケーブルの劣化状況把握手法への適用性を含め状態監視技術の開発状況の把握と各技術の能力比較のためのデータを取得する。また、状態監視装置が検知できる劣化信号と機器分析による劣化データとの相関性から、劣化度及び劣化位置評価手法を策定する。

【項目② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究】

② -1) コンクリート構造物の複合劣化評価

複合劣化因子と材料の劣化度の関係の定式化に必要な文献収集、熱影響を受けたコンクリートのひび割れ発生に関する検討、複合劣化を受けた鉄筋コンクリートのひび割れ発生に関する検討、複合劣化を受けた鉄筋腐食に関する検討、鉄筋とコンクリートの付着割裂試験及び腐食促進試験を実施し、長期健全性評価全体の枠組を整備する。

② -2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価

熱の影響について温度条件を変化させた試験、ガンマ線照射によるセメントペーストや骨材の変質に関するデータの取得・

7. H26年度実施計画

	分析を行うとともに、中性子線の影響については照射後サンプルの分析を実施し基礎データを取得する。また、水分移動やセメントの変質等に関してコンクリートの照射による強度劣化を予測評価するコードを高度化する。 ② -3) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究 試験用試料を入手し、これらの使用材料の化学組成、鉱物組成を確認するため、X線回折や偏光顕微鏡観察等による試験を実施する。 【項目③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究】 ③ -1) プラントを体系的に捉えた安全裕度の解析手法の整備 新規制基準適合性に係る審査における深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備を抽出・分析し、プラントを構成する機器、構造物、計装系等の設備について、プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の評価指標及び評価手法を検討する。 ③ -2) 加圧水型原子力発電所（PWR発電所）に対する基本感度解析 加圧水型原子力発電所（PWR発電所）における3ループプラントを代表プラントとして、上記で検討した評価手法による基本感度解析を試行的に実施する。また、得られた評価結果から経年プラントにおける総合的な安全裕度について定量的に示すとともに、同結果を用いて深層防護レベル4層として注目すべき機器、構造物、計装系等の設備を抽出する。 【項目④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化】 ④ -1) 原子炉压力容器に関する調査研究 平成25年度成果を踏まえ、原子炉压力容器について、健全性評価手法に係る調査及び確率論的評価手法の適用性・標準化に関する調査を行う。 ④ -2) 一次系配管に関する調査研究 一次系配管について、破損確率評価に関する技術調査により考慮すべき経年劣化事象を整理し、解析モデルや解析コードの整備に向けて検討を行う。 ④ -3) シビアアクシデント時の圧力バウンダリ機器の健全性評価に関する調査 シビアアクシデント時に、高経年化の影響を受けた機器で構成される圧力バウンダリの、事故時健全性評価を行うための破損様式、破損クライテリア等に関する知見を得るための調査及び試解析を行う。 【項目⑤ 高経年化対策技術基盤調査】 ⑤ -1) 運転期間延長認可制度の技術基盤に関する調査 原子炉压力容器、原子炉格納容器、コンクリート等に係る経年劣化事象の調査を行う。 ⑤ -2) 高経年化対策制度の技術基盤に関する調査 原子炉压力容器等に関する経年劣化事象の抽出、機器・構造物の健全性評価、保守管理の有効性・追加保全等に関する調査を行う。また、日常劣化管理事象に関する劣化傾向監視等劣化管理の考え方、方法、計画、実績等の調査を行う。 ⑤ -3) 安全性向上のための評価の技術基盤に関する調査 保全活動の有効性評価（中性子脆化、照射誘起応力腐食割れ及び低サイクル疲労の劣化評価及び劣化傾向の監視）の調査を行う。また、保全活動における確率論的評価手法による安全性向上の妥当性確認手法等に関する調査を行う。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A13) 原子力発電施設等安全調査 (原子炉水質管理技術高度化対策事業)	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 (1-6) 原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備																						
3. 背景	国内軽水炉の3分の1以上は既に30年以上の長期供用がなされている。新規制基準では、供用期間が30年及び40年目に重要設備の高経年化防止対策の状況を確認することを目的として高経年化技術評価を行い、必要な高経年化対策については保安規定に反映させることが求められている。また、40年を超えて運転する際には運転期間延長認可を受けることが求められている。これらの妥当性確認を実施するため、最新知見を踏まえた材料の経年劣化の予測手法や健全性評価手法の高度化に関する技術的知見を整備する必要がある。 高経年化に係る劣化事象のうち応力腐食割れの防止対策に関し、炉水の溶存水素濃度を管理して炉水の溶存酸素濃度を低減させ応力腐食割れを防ぐ検討が進められている。応力腐食割れに関しては、原子炉冷却材中の材料の腐食電位 (ECP) が腐食環境の評価指標となるため、原子炉冷却系各部におけるECPを評価する必要がある。 今後の応力腐食割れに関する高経年化技術評価の妥当性確認では、炉水の溶存水素濃度の管理による応力腐食割れ防止対策及び原子炉冷却材腐食環境の評価に関する技術的知見の整備が必要である。																						
4. 目的	BWR及びPWRを対象に、水の放射線分解による水質変化の定量的把握とそれに伴う腐食環境の変化を評価する手法を作成する。																						
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果は以下に活用される。 (1) 高経年化技術評価及び運転期間延長認可において経年劣化事象に対する評価点が適切に抽出されていることや評価の妥当性確認。 (2) 今後想定されるPWR及びBWRの炉水の溶存酸素濃度の低減 (最適化) に係る保安規定の変更申請がなされた際の炉内腐食環境評価の結果の妥当性確認。																						
6. 安全研究概要 (始期: H24年度) (終期: H26年度)	軽水炉の水質管理に関する現在の動向と課題を整理する。その結果に基づき、腐食環境を評価する指標である腐食電位 (ECP) を用いて、放射線場での腐食環境を評価する手法として「ECP解析コード」を作成する。 ① 計画の検討・試験準備 軽水炉の水質管理に関して国内外の現在の動向と課題を整理する。特に、ラジオリシス (中性子やガンマ線等による放射線分解) 解析に関する最近の研究成果を調査する。さらに予備的な解析検討により試験計画を立案・具体化するとともに試験装置等の整備を行う。 ② ECP解析コードの作成 放射線場での腐食環境を評価する手法としてECP解析コードを作成する。また③ECP解析コードの検証の結果に基づき、作成したコードの改良を行う。 ③ ECP解析コードの検証 ECP解析コードより得られるECP計算値が、実験で得られた値 (ECP実験値) と合致しているのかを検証する。相違した場合はその要因等を考察し、②ECP解析コードの作成に反映する。放射線環境下及び非放射線環境下でのECP測定結果及び放射線環境下で生成された酸化被膜の分析により、多面的に検証を行う。 ④ 腐食環境パラメータ、ECPと経年劣化事象に関する文献調査等 応力腐食割れ環境緩和の観点から加圧水型原子炉 (PWR) では溶存水素濃度の低減化が検討されている。PWRの1次系で用いられているニッケル基合金やステンレス鋼について、溶存水素濃度の低減によるECP及び経年劣化事象への影響に関する知見を得るため、文献調査を実施する。 工程表 <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>平成 24 年度</th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①計画の検討・試験準備</td><td style="background-color: #cccccc;"></td><td style="background-color: #cccccc;"></td><td></td></tr> <tr> <td>②ECP解析コードの作成</td><td></td><td style="background-color: #cccccc;"></td><td style="background-color: #cccccc;"></td></tr> <tr> <td>③ECP解析コードの検証</td><td></td><td></td><td style="background-color: #cccccc;"></td></tr> <tr> <td>⑤ 腐食環境パラメータとECPと経年劣化事象に関する文献調査等</td><td></td><td></td><td style="background-color: #cccccc;"></td></tr> </tbody> </table> 放射線場ECP解析手法				平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	①計画の検討・試験準備				②ECP解析コードの作成				③ECP解析コードの検証				⑤ 腐食環境パラメータとECPと経年劣化事象に関する文献調査等			
	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度																				
①計画の検討・試験準備																							
②ECP解析コードの作成																							
③ECP解析コードの検証																							
⑤ 腐食環境パラメータとECPと経年劣化事象に関する文献調査等																							
7. H26年度実施計画	① ECP解析コードの作成 沸騰水型原子炉 (BWR) 及び加圧水型原子炉 (PWR) を対象とした、放射線場での腐食環境を評価する手法としてECP解析																						

コードを作成する。ECP 解析コードは、ラジオリシス（中性子やガンマ線等による放射線分解）解析のモジュール及びECP 解析のモジュールより構成する。

ラジオリシス解析のモジュールは、放射線量、温度、圧力、溶存酸素濃度、溶存水素濃度等を入力して、水の放射線分解を考慮した後の溶存酸素濃度、溶存水素濃度及び過酸化水素濃度を出力するものである。このラジオリシス解析のモジュールは前年度に作成したプログラムを改良する形で作成する。

ECP 解析のモジュールは、ラジオリシス解析のモジュールによる出力値に基づき、ECP 計算値を出力するものである。このECP 解析のモジュールは今年度新たに作成する。

② ECP 解析コードの検証

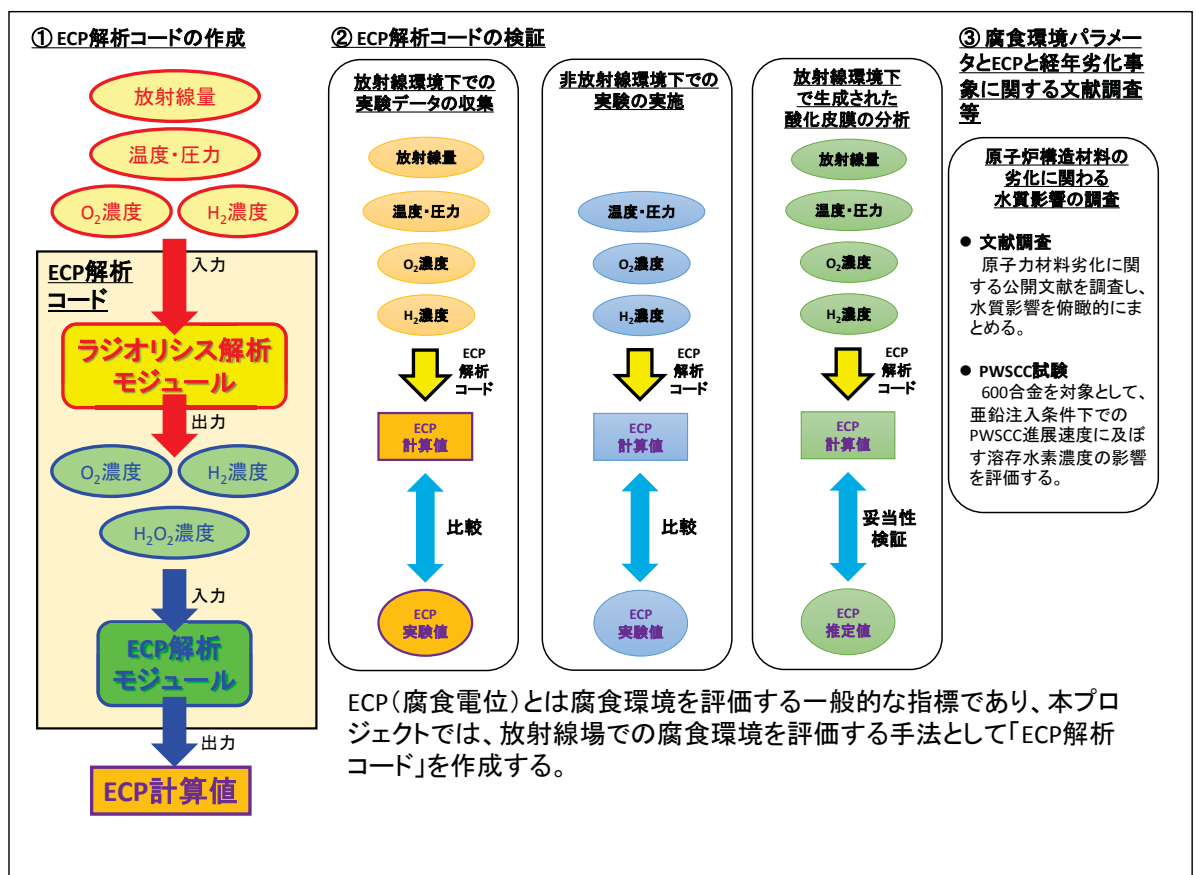
ECP 解析コードより得られるECP 計算値が、実験で得られた値（ECP 実験値）と合致しているのかを検証する。相違した場合はその要因等を考察し、ECP 解析コードの作成に反映する。

- （１）ノルウェーハルデン炉にて実施された放射線環境下での実験について、当時の実験環境のパラメータをECP 解析コードに入力して得られたECP 計算値と、当時のECP 実験値を比較することによりECP 解析コードを検証する。
- （２）ECP 解析コードの入力値の一つである放射線量に着目してコードを改良するため、（１）と放射線量の条件以外が同一の条件でECP 測定実験を実施する。
- （３）放射線量以外のECP 解析コード入力値に着目してコードを改良するため、溶存水素濃度や溶存酸素濃度を変更し、非放射線環境下の多様な水質条件でのECP 実験値を得る。
- （４）ECP 解析コードを検証するため、放射線環境下で生成したステンレス鋼等の表面酸化皮膜の分析評価を行う。

③ 腐食環境パラメータとECPと経年劣化事象に関する文献調査等

PWRの1次系で用いられているニッケル基合金やステンレス鋼について、溶存水素濃度の低減によるECP及び経年劣化事象への影響に関する知見を得るため、文献調査及びPWSCC（一次系環境下応力腐食割れ）試験を実施する。

文献調査では、原子力材料劣化に関する公開文献を調査し、水質影響を俯瞰的にまとめる。



(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A14) 高速炉(もんじゅ)に対するSA対策の安全審査要件の整備	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	9. 横断的課題 (9-3) 技術基盤の確保・維持		
3. 背景	H25年7月に新規規制基準が施行され、高速炉についてもSA対策が規制要件化されたところ、今後、高速炉の特徴を踏まえ、新規性基準のSA対策について見直しを行い、充実させる必要がある。また、高速原型炉「もんじゅ」についても実用炉と同様、原子炉設置者に対し、使用前検査合格後に「安全性向上評価」を行うことが要求されている。これらを踏まえ、当面の高速炉に係る安全規制(SA安全審査を含む)を遂行する上で、以下が必要である。 (1) 高速炉の新規制基準の見直し (2) 審査ガイド及び審査マニュアルの作成 (3) 安全性向上評価に関する運用ガイドの作成		
4. 目的	本プロジェクトは、上記の「3. 背景」を踏まえ、「高速炉の新規制基準の見直し案の作成」、「審査ガイド案及び審査マニュアルの作成」及び「安全性向上評価に係る評価ガイド案の作成」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) 新規規制基準で要求するSA対策の選定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)」の要件の選定に必要な技術的知見を取得する。 (2) SA対策の有効性評価に係る技術的知見の取得 審査ガイド案、審査マニュアルの作成に必要な、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。 (3) もんじゅの安全性向上評価に関する運用ガイド案に係る技術的知見の取得 安全性向上評価に関する運用ガイド案に記載すべき「安全性向上評価の内容」、「届出書記載事項」等についての技術的知見を取得する。 (4) 安全解析手法・解析コードの整備 上記(1)～(3)に関連し、安全審査等に必要な安全解析手法・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手法の整備並びに並列計算機等による計算時間短縮化を行う		
5. 知見の活用先	(1) 高速炉の新規制基準の見直し案の作成 (2) 審査ガイド案及び審査マニュアルの作成 (3) 安全性向上評価に係る運用ガイド案の作成		
6. 安全研究概要 (始期: H25年度) (終期: H29年度予定)	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)新規規制基準で要求するSA対策の選定に係る知見及び(2)SA対策の有効性評価に係る知見を得るために以下のa～dを、また、(3)もんじゅの安全性向上評価の運用ガイド案に係る知見を得るために以下のe、安全性向上評価に向けた検討を実施する。さらに、(4)安全解析手法・解析コードの整備として以下のf、安全審査等に必要な安全解析手法の整備を実施する。 a. SA対策Ⅰの有効性評価に係る検討 著しい炉心や使用済燃料損傷の防止対策の有効性の妥当性確認に係る検討として、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、EVST(炉外燃料貯蔵槽)冷却)の有効性を検討(新規規制基準第37条対応) ② ULOF(炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象)防止対策の有効性を検討(新規規制基準第56条対応) b. 地震起因による著しい炉心損傷の可能性検討 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、上下動の評価(新規規制基準第37条、第39条対応) ② 地震時のフラジリティデータの整備、地震PRAの実施(新規規制基準第37条) c. 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、原子炉力バー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、S-TOP(地震時反応度挿入事象)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(新規規制基準第37条、第56条対応) 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(新規規制基準第37条、第56条対応) d. SA対策Ⅱの有効性評価に係る検討 炉心損傷時の格納容器の健全性を維持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(新規規制基準第37条、第56条対応) 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、ATWS(原子炉停止機能喪失)時の炉心溶融物挙動評価、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(新規規制基準第37条、第49条～第53条対応及び第55条～第56条対応) 新規規制基準で要求される格納容器破損防止対策等の有効性に関し、格納容器の破損防止対策の有効性に係る解析・評価、水素爆発による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。
- e. 安全性向上評価に向けた検討
- 原型炉もんじゅの使用前検査合格後に必要となる「安全性向上評価」に向け必要となる運用ガイドに反映すべき事項の検討及び安全性向上評価の妥当性確認のための知見を取得するための検討を実施する。
- f. 安全審査等に必要な安全解析手法の整備
- 上記のa～e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、H26 年度中に完了する。
- 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 ブ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（ブ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

工程表

H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度
	新規基準の見直し案検討		
	審査ガイド案、審査マニュアルの検討		
	安全性向上評価に係る運用ガイド案の検討		
a. SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討			
b. 地震起因による著しい炉心損傷の可能性検討			
c. 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討			
d. SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討			
	e. 安全性向上評価に向けた検討		
f. 安全審査等に必要な安全解析手法の整備（H26 年度までに開発、H27 年度以降は実機への適用性評価と併せて検証・改良を実施）			

- 【SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討】
- 崩壊熱除去機能確保対策の有効性評価

停止時を含む炉心の自然循環除熱の成立性について、ブラント動特性解析コード ADYTUM による解析を行い、ナトリウム凍結の課題を含め検討する。また、EVST の自然循環除熱についても、同様に ADYTUM による解析に基づき検討する。
 - ULOF 防止対策の有効性評価に係る検討

ULOF 防止対策として、主炉停止系、後備炉停止系以外の対策の有効性について、ADYTUM を用いた炉心動特性解析により、検討する。
- 【地震起因による著しい炉心損傷の可能性検討】
- 地震時の炉心群振動解析

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のある事象として、炉心構成要素の地震時の群振動挙動による反応度挿入事象及び上下動による燃料集合体と制御棒の相対位置変化による反応度挿入事象を対象に検討を行う。
 - 高速炉の地震 PRA

高速炉の地震時フラジリティデータの整備及びこれを用いた地震 PRA を実施し、重大事故の事象選定根拠となるイベントツリー（定量的な要素を含む）の作成や性能目標との整合性の確認に資する。
- 【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

ULOF に対する評価方法の確立と上限エナジェティックスの評価論理構築のため、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。また、炉心プールの形成された場合の放出エネルギー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を実施し、放出エネルギーの評価論理の検討に反映する。
 - ULOF 時のナトリウム噴出量評価

ULOF 時の格納容器健全性を確認するために必要となる炉心膨張過程における炉容器上部へのナトリウム噴出量を評価する。
- 【SA 対策Ⅱ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

ULOF による炉心損傷時の炉心溶融物挙動を AZORES-ATWS を用いて解析するとともに、炉心溶融物の挙動及びその冷却に影響する溶融燃料とナトリウム及び B_4C との反応を実験的に解明する。
 - 格納容器破損防止対策の有効性に係る検討

高速炉の炉心損傷時の格納容器破損防止対策の効果を AZORES を用いて解析する。また、損傷炉心から放出される放射性物質の 1 次系内移行挙動を評価する。
- 【安全性向上評価に向けた検討】

7. H26 年度実施計画

	上記の検討に基づき、運用ガイド案に反映すべき事項の検討を行う。 【安全審査等に必要な安全解析手法の整備】 • 高速炉炉心損傷解析コード ASTERIA-FBR の整備 高速炉の炉心損傷事故の起因過程から遷移過程を経て、炉心膨張過程に至る一貫した解析が可能なコードとして ASTERIA-FBR を整備する。一貫解析に必要なモデルの整備と CABRI 試験（仏の試験専用の CABRI 炉を用いた試験）結果に基づくモデルの検証を実施する。併せて並列計算による高速化を図る。また、高速炉の典型的な炉心損傷事故である ULOF の事象進展の調査、評価論理の検討と ASTERIA-FBR のレビューを行う。 • 高速炉炉心損傷事故の簡易解析コードの整備 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、均質流モデルを用いた解析コード ASTERIA-dash を整備する。 • 高速炉レベル2PRA の定量化手法の検討 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 ULOF 時や地震時の評価に適用し、格納容器機能喪失における事故シーケンスの選定根拠の妥当性を確認する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A15) 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 (2-2) 燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備		
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、2020年上半期までに燃料デブリの取出しを開始し、開始後10～15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としている(冠水法)。 - 冠水法では、燃料デブリが臨界となる可能性のある水中での取出し作業となるので、取出し後の収納・輸送・保管までを含めて、性状の不確かさを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、燃料デブリの管理、取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管等についての安全性の確認を目的として、性状の不確かさを考慮した臨界評価基準に関する技術的知見の取得及び燃料デブリの臨界リスク(臨界に至る可能性)を評価する手法の整備が必要である。 *：「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(平成25年6月27日、原子力災害対策本部 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)		
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。 - 燃料デブリの体積及び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臨界リスク評価基準の検証		
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、臨界リスク評価基準の検証データ等を整備することによって、事業者が行う臨界防止策の妥当性確認に活用される。		

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
燃料デブリの性状をパラメータとして臨界に至る可能性（臨界リスク）を判断するためのデータベース「臨界リスク評価基準」を、臨界安全研究で実績のある解析手法を用いて整備する。（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した際の、作業者被ばく、放射性物質環境放出等の環境影響評価を目的として、臨界超過シナリオ及びそれに基づく環境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検証
上記(1)で整備する臨界リスク評価基準を、臨界実験データを取得して検証し、精度を向上させる。検証のための臨界実験を、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、UO₂燃料棒を使用する炉心設備に改造する（図2）。また、デブリ模擬体を調製・分析する設備もNUCEF内に整備し、効率的に実験を実施する。
- 改造したSTACYを用いて、核燃料と構造材を混合した試料「デブリ模擬体」の反応度値測定、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行い、取得した実験データにより臨界リスク評価基準を検証し、精度を向上させる。

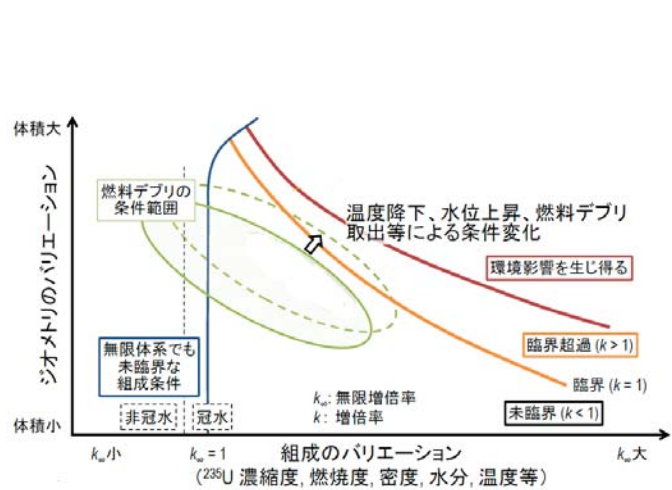


図1 臨界リスク評価基準の整備

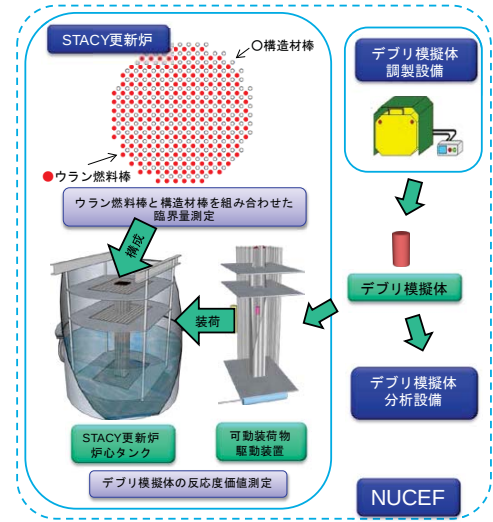


図2 STACY 改造炉による燃料デブリ臨界実験の概念

STACY 改造炉による実験は平成 30 年度に開始し、平成 32 年度以降に計画されている燃料デブリ取出し開始までに、検証済みの臨界リスク評価基準、環境影響評価手法を整備する。（事業計画参照）

事業計画

事業内訳	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
①臨界リスク評価基準の整備		臨界リスク評価手法及び基準の整備				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への影響評価手法の整備				臨界超過時の環境影響評価の実施		
③臨界実験による臨界リスク評価基準の検証	設計	臨界実験装置 STACY の改造				燃料デブリ模擬臨界試験の実施		
(参考) 1F の廃炉工程 (※)				格納容器内部調査サンプリング		炉内調査サンプリング		

- (1) 臨界リスク評価基準の整備
- 燃料デブリの性状（密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等）をパラメータとして、計算コード MVP 等を用いて臨界特性を系統的に解析することにより、燃料デブリの臨界リスクを評価する基準の作成に着手する。
- (2) 環境影響評価手法の整備
- 燃料デブリが臨界を超過した際の、作業者被ばく、放射性物質の放出等の環境影響評価を目的として、臨界超過シナリオ及びそれに基づく環境影響評価手法の整備に着手する。
- (3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証
- 燃料デブリを模擬した臨界実験を実施するため、溶液燃料を使用する臨界実験装置 STACY を、UO₂ 燃料棒を使用する炉心設備に改造する必要がある。このため、図 3 に示す既存の STACY の設備から炉心タンク等を撤去し、新たに設計・製作した炉心タンクを、既存設備撤去後の炉室に据え付ける。STACY 改造炉の主要な系統図を図 4 に示す。STACY 臨界実験設備の改造に係る以下の作業を実施する。
- a) STACY 改造炉の設計

燃料デブリを模擬した臨界実験を実施するための STACY 改造炉の炉心、給排水系等、実験装置・設備の基本設計を進める。
 - c) デブリ模擬体調製設備の設計

燃料デブリを模擬した試料（デブリ模擬体）を調製する設備の基本設計を進める。
 - e) デブリ模擬体分析設備の設計

燃料デブリを模擬した試料（デブリ模擬体）を分析する設備の基本設計を進める。
 - g) ドライバ燃料調達

ドライバ燃料及びデブリ模擬体原料の調達計画を策定する。

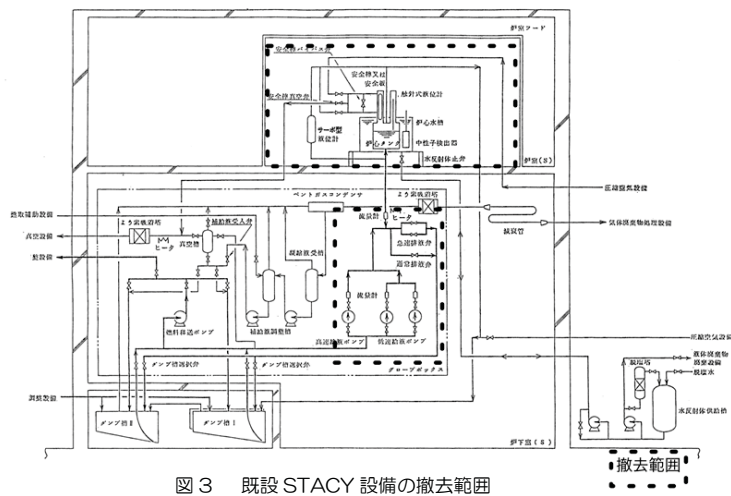


図 3 既設 STACY 設備の撤去範囲

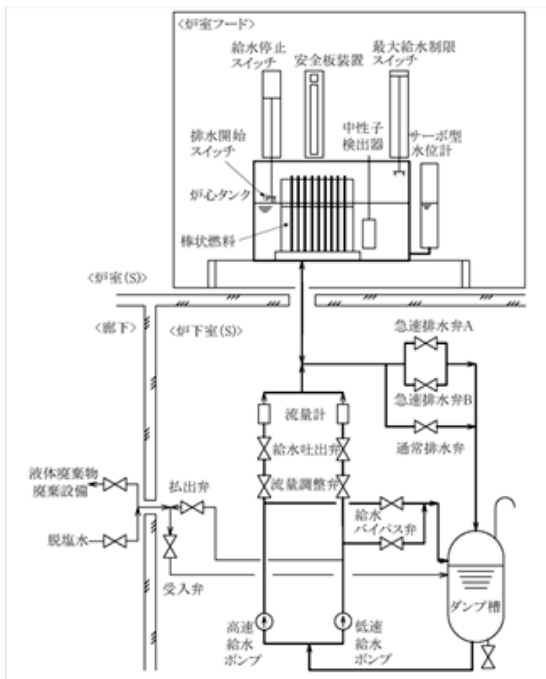


図 4 STACY 改造炉の主要系統図

7. H26年度実施
計画

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A16) 海水腐食評価事業	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	9. 横断的課題 (9-3) 技術基盤の確保・維持		
3. 背景	2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故では原子炉及び使用済燃料プールに海水が注入された。また、2011 年 5 月には、中部電力浜岡原子力発電所 5 号機において主復水器細管損傷に伴い原子炉への海水流入事象が発生した。 これらの事象に対する対策等については、各々、経済産業省の「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」や原子力規制委員会の「浜岡原子力発電所 5 号機の海水流入事象に関する監視・評価検討会」において検討されているところ^{注)}。これらの検討内容を踏まえれば、今後、事業者が海水流入事象に関する原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済燃料プール等に対する対策について原子炉設置変更許可申請をすることが想定される。そのため、事業者の取組みの妥当性を確認するために海水にさらされた後の腐食挙動に関する技術的知見を整備し、腐食評価手法を整備する必要がある。 注) ● 「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」では、現在のプラント状態及び原子炉格納容器の冠水までに想定されるプラント状態について、腐食速度データに基づく暫定評価期間(15 年)分の腐食減肉を考慮した耐震評価を実施することとしている。 ● 「浜岡原子力発電所 5 号機の海水流入事象に関する監視・評価検討会」では、中部電力の点検・調査状況等を把握し、「海水流入の影響に関する事象の分析」、「原子炉施設の健全性評価」等について検討を行い、中部電力の今後の対応策等について監視・評価を行うこととしている。		
4. 目的	原子力発電所で海水にさらされた機器・設備の材料(具体的には、炭素鋼、ステンレス合金(ステンレス鋼及び高ニッケル合金)、アルミニウム合金等)において懸念される腐食事象の発生や進展に係る技術的知見を取得するとともに、腐食評価手法を整備する。		
5. 知見の活用先	・ 特定原子力施設の検査への技術的支援 特定原子力施設の検査に対して腐食進展等に係る技術情報を提供する。 ・ 原子力規制委員会の浜岡原子力発電所 5 号機の海水流入事象に関する監視・評価検討会への技術的支援 腐食評価データ等の技術情報を取得し、浜岡原子力発電所 5 号機の海水流入事象に関する監視・評価検討会に対して技術的支援を行う。 ・ 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支援 炭素鋼の腐食評価手法を整備し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る規制活動に技術的知見を提供する。		

6. 安全研究概要
(始期：H24 年
度)
(終期：H27 年
度)

- ① 国内外の既存知見の調査
 - ・国内外の既存の技術的知見について調査を行い、東京電力福島第一原子力発電所事故及び中部電力浜岡原子力発電所 5 号機における海水流入事象について、海水注入から現在までの状況等を考慮して、想定される腐食形態を抽出する。
- ② 原子炉格納容器及び炭素鋼配管の腐食試験の実施
 - ・原子炉格納容器材料である炭素鋼板及び炭素鋼配管について、冷却水の塩化物イオン濃度（海水に由来）等を試験パラメータとして試験を実施し、腐食データを取得する。
- ③ ステンレス合金の腐食試験の実施
 - ・ステンレス鋼合金について、塩化物イオン濃度（海水に由来）、温度等を試験パラメータとして、局部腐食の発生・腐食の進展に関する試験を実施し、試験方法の確立を図るとともに局部腐食データを取得する。
- ④ アルミニウム合金の腐食試験の実施
 - ・アルミニウム合金について、塩化物イオン濃度（海水に由来）、pH、温度等を試験パラメータとして、海水腐食に関する試験を実施し、局部腐食及びアルミニウム合金とステンレス鋼の燃料プールライニング材との異種金属接触腐食を考慮した腐食データを取得する。
- ⑤ 腐食評価手法の検討
 - ・上記①から④の試験結果を踏まえ、炭素鋼、ステンレス鋼合金及びアルミニウム合金の海水腐食評価手法並びにアルミニウム合金とステンレス合金との異種金属接触腐食の評価手法を整備する。

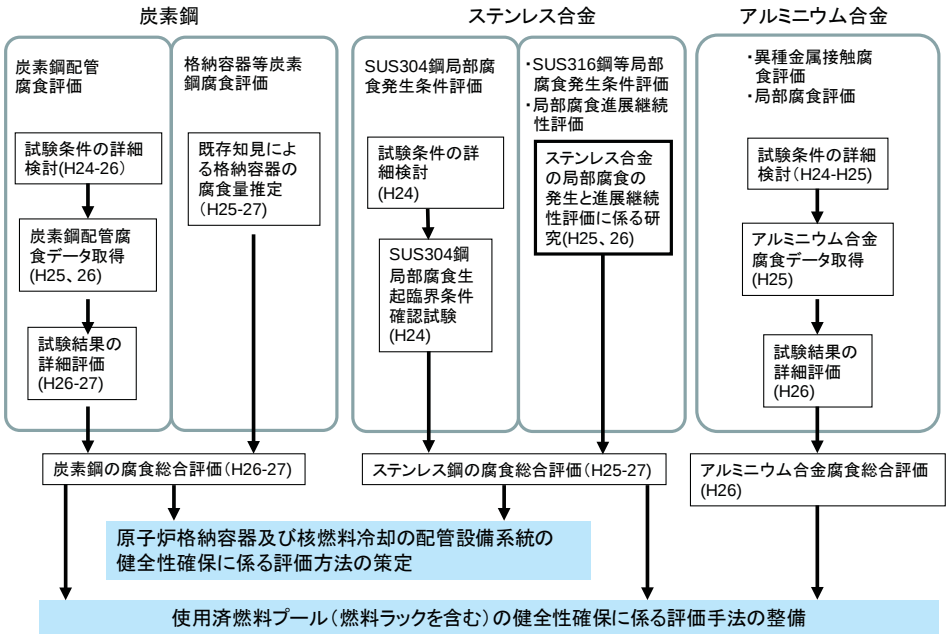


図1 業務フロー

		工程表			
		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
炭素鋼	炭素鋼配管腐食試験				
	格納容器炭素鋼試験				
	総合評価				
ステンレス合金	SUS304 鋼の局部腐食発生条件検討				
	ステンレス合金局部腐食試験				
	総合評価				
ウム合金	腐食試験				
	総合評価				

- ① 国内外の既存知見の調査
 - ・国内外の既存の技術的知見について腐食関係学会等の文献等を調査し、必要に応じて研究計画を見直す。
- ② 炭素鋼配管の海水腐食試験と原子炉格納容器の腐食挙動評価の実施

7. H26年度実施計画

- ・東京電力福島第一原子力発電所使用済燃料プールの冷却系配管を模擬した炭素鋼配管について、塩化物イオン濃度 20ppm 及び 100ppm、温度 40℃の水を通水して 6,000 時間の腐食試験を実施し、腐食データを取得する。
- ・総合評価として、原子炉格納容器の腐食について、炭素鋼の腐食進展予測モデルを用いて腐食進展挙動を評価する。

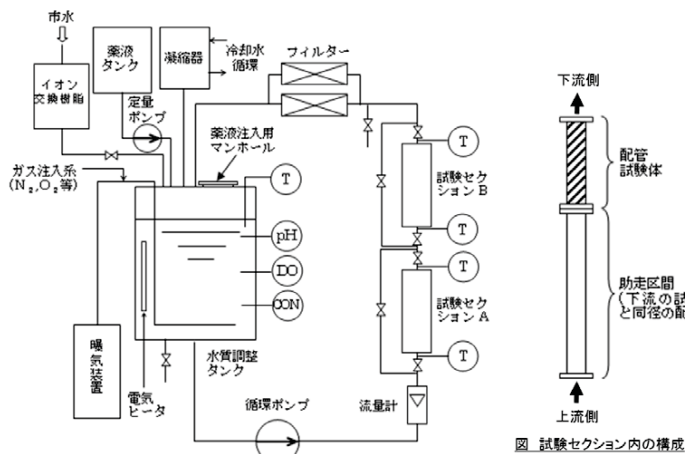


図2 炭素鋼配管腐食試験装置の構成

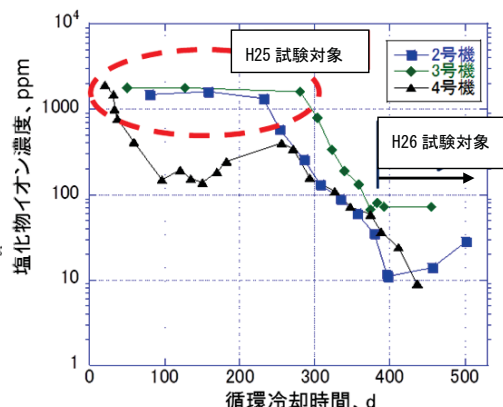


図3 福島第一原子力発電所の使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の経時変化

③ ステンレス合金局部腐食試験の実施

- ・炉内構造物等に用いられているステンレス合金について、局部腐食の発生・進展に係る試験を実施し、試験方法の確立を図るとともに、局部腐食データを取得し海水注入の影響を評価する。また、海水が注入（流入）された環境でのステンレス合金の局部腐食発生感受性と一旦発生した局部腐食がその環境が浄化された後に進展するかどうかを検討する。

④ アルミニウム合金の腐食進展挙動の評価

- ・平成 25 年度に取得したアルミニウム合金の海水腐食データ及びアルミニウム合金と燃料プールライニング材（ステンレス鋼）との異種金属接触腐食データを整理して腐食評価方法を整備し、腐食進展挙動を評価する。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(A17) 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 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 (3-5) 火災防護に係る審査のための技術的知見の整備		
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対策が求められていたが、平成 25 年 7 月の新規規制基準の施行後は、従来の火災防護対策に加え、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)を維持するための火災防護対策が求められている。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(株)女川原子力発電所において発生した新たな火災形態である高圧電源盤アーク(雷状の放電)火災事象の解明による新たな火災防護規制を検討する必要がある。		
4. 目的	(1) 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とともに、火災危険性を簡易的に評価する火災力学ツール等を整備する。 (2) 火災試験データベースの整備 火災防護対策の有効性を定量的に評価するために必要な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、高エネルギーアーク事象における電気盤の二次的火災に関するデータ等を取得する。取得したデータは、火災試験データベースとして整備するとともに、火災解析コードのモデル V&V(検証と妥当性確認を通じたモデル改良及び不確かさの定量化)にも活用する。 (3) 東北電力(株)女川原子力発電所で発生した電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明 電源盤のアーク火災に対応する火災防護規制を検討するために、東北電力(株)女川原子力発電所で発生した高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムを解明する。		
5. 知見の活用先	以下の項目に関して、新規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) 火災防護対策の有効性評価 (2) 電気盤アーク火災の評価基準 (3) ケーブル火災の評価基準 (4) 消火設備等の評価基準		
6. 安全研究概要 (始期: H23 年度) (終期: H27 年度)	(1) 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備 火災解析コードを用いて、OECD 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、火災危険性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。 ・3次元シミュレーションによる火災の評価 ・火災事象の解析 ・火災解析コードの検証 ・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) (2) 火災試験データの取得等 原子力発電所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、高エネルギーアーク事象における電気盤の二次的火災に関するデータ等を取得する。 ・ケーブル火災試験 ・油火災試験 ・高エネルギー・アーク火災試験 ・火災試験データの評価・分析・データベース化 (3) 東北電力(株)女川原子力発電所で発生した高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明 東北電力(株)女川原子力発電所で発生した高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムを解明するために、高圧電源盤アーク火災事象について調査する。また、アークエネルギー値、アーク発生時間、アーク発生箇所周辺の温度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。 ・東北電力(株)女川原子力発電所の高圧電源盤アーク火災事象の調査 ・電源盤アーク火災の解析コードによる検証 (4) 国内外の火災防護情報の収集・分析		

- ・米国等の最新規制動向及び事業者規制対応状況の調査
 - ・NUCIA 等国内外原子力施設火災発生情報の収集・分析
- (5) 国際共同研究プロジェクトへの参画等
- ・OECD/NEA FIRE プロジェクト
 - ・OECD/NEA HEAF プロジェクト
 - ・OECD/NEA PRISME2 プロジェクト
 - ・海外規制機関とのワークショップ等の開催

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
(1) 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備				
				3次元シミュレーション による火災の評価
	火災事象の解析、火災解析コードの検証			
		火災力学ツールの整備		
(2)、(3) 火災試験データの取得等(新たな火災形態への対応)				
	火災試験データの取得・評価・分析			
	東北電力女川原子力発電所の電源盤アーク火災事象の調査			
(4) 国内外火災防護情報の収集				
	米国等の最新規制動向及び事業者動向の調査			
(5) 国際共同研究プロジェクトへの参画等				

7. H26年度実施計画

- (1) 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備
火災危険性を簡易的に評価する火災力学ツールを整備する。
- ・火災力学ツールの整備
 - ① 火災力学ツールの開発
火災力学ツールを開発し、その試用版を完成させる。
 - ② 火災力学ツールを用いた試評価
モデルプラント等のデータを用いて火災力学ツールの動作確認を行う。
- (2) 火災試験データの取得等
原子力発電所の対象可燃物として考えられるケーブル及び電気盤について、火災防護に係る審査の判断基準に活用される火災試験データ等を取得する。
- ・ケーブル火災試験
 - ① ケーブル絶縁損傷試験
原子力施設で使用されている多芯のケーブルについて、火災時の絶縁抵抗の推移、発熱速度、ケーブル温度等のデータを取得する。
 - ② 多段ケーブルトレイの実規模火災試験
NUREG/CR-7010 Vol. 1 (CHRISTIFIRE: Cable Heat Release, Ignition, and Spread in Tray Installations During Fire) に記述される内容に基づき、多段ケーブルトレイの実規模火災試験を実施する。
 - ・高エネルギー・アーク火災試験
 - ① 隣接する高圧電源盤アーク試験
東北地方太平洋沖地震時における高圧電源盤火災事象を模擬するために5連の電源盤を並べて、6.9kVのアーク火災試験を実施し、隣接する電源盤の損傷状況を確認する。
 - ② 配電盤アーク試験
配電盤単体でアーク発生場所を上部に設定し、480Vのアーク試験を実施する。
 - ③ 電源盤延焼防止対策確認試験
隣接する電源盤においてケーブルへの二次火災延焼による火災の拡大防止対策の確認試験を実施する。試験結果から、拡大防止対策の有効性について評価する。
 - ・火災試験データの評価
 - ① アーク火災の影響範囲の評価
上記試験の結果より、電気盤周辺においてアーク火災が影響を及ぼす範囲を評価する。
- (3) 国内外の火災防護情報の収集・分析
火災防護対策の高度化に取り組むために国内外の火災防護に係る最新知見等を調査する。
- (4) 国際共同研究プロジェクトへの参画等

	• OECD/NEA FIRE プロジェクト 国際的な原子力施設の火災事象情報の交換及びデータベースへの事例等の登録作業を行う。また、各国の火災防護対策や規制動向に関する情報を得る。 • OECD/NEA HEAF プロジェクト プロジェクト参加各国と協力して、電気盤のアーク火災試験を実施する。基本的なアーク事象形態、機器の損傷及び二次的火災に関するデータを取得する。 • OECD/NEA PRISME2 プロジェクト PRISME 2（マルチルーム火災試験）データを使用して火災解析コードの検証解析を実施する。また、2015 年に実施予定の Campaign4 試験に対し、試験条件等を提案する。 • 海外規制機関等とのワークショップの開催 仏国 IRSN との定期的なワークショップを開催し、国際的な火災防護対策に係る情報を収集分析する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(A18) 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 (9-1) 人的・組織的要因に係る技術的知見の整備		
3. 背景	(I) 人的要因、組織要因、安全文化等のソフト面の安全規制対応に関する背景 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安全性・信頼性の観点から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からも充実させる必要がある。複雑に組み合わされている「Man：人」、「Technology：技術」、「Organization：組織」の3つの要素のバランスをとることで安全を確保するというMTO（Man Technology Organization）の研究は、OECD/NEAのハルデン炉プロジェクトの主要テーマにもなっている。なお、ソフト面には、品質保証、安全文化醸成、人的過誤事象発生低減など様々な側面がある。 ソフト面の安全規制に活用できる知見を抽出する目的で、人的過誤事象に該当する法令報告対象事象についてはその人的要因分析、教訓事項の抽出、継続的なデータベースへの蓄積を行ってきた。分析結果は、1980年代以降、ハードウェアに関する事故・トラブルが減少していく中、1990年代後半以降は全事象に占める人的過誤事象の比率が相対的に上昇していることを示している。また、人的過誤事象の背後には組織の問題点（組織要因）や安全文化・組織風土の劣化があることが分かってきた。脆弱な安全文化がある期間継続すると、安全実績の低下の徴候が現れる。その徴候に気付かず、脆弱な安全文化を是正せずに放置すると、遂には組織要因が顕在化し安全問題が現実のものとなって現れる。 ソフト面の安全規制を強化する観点から、下記の取組がなされてきた。 ・新検査制度の検討の一環として、保安規定に「根本原因分析に関する手順」及び「安全文化の醸成に係る体制」を明記することが要求された。（平成19年） ・上記の記載要求事項について事業者を評価するために、JNESは以下のガイド案を作成した。 －「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」 －「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」 －「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン」 ・法令により、全ての原子力施設に対して根本原因分析及び安全文化醸成活動の実施を要求（平成22年） 保安検査によるソフト面の安全規制が定着されつつあったが、東京電力福島第一原子力発電所事故が発生し、その教訓として、事業者のみならず規制当局も安全文化が不足していたことが指摘され、原子力業界における安全文化の構築が求められている。 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、「高信頼性組織の要件」、「National Culture が安全文化に与える影響」など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、ガイド等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 事業者の事故・トラブル報告書には、本来記載されるべき、事象の経緯、問題点の特定、人的要因、是正処置の記載等が不足するなど、記載の程度にバラツキがある場合があり、人的要因の分析が困難なことがある。 (3) 事業者の安全文化を醸成する仕組みに関する課題 これまでの事業者の安全文化醸成活動の評価は、発電所単位で行っていたが、今後は、本店を含めた事業者全体の安全文化を評価していくことが必要である。		
4. 目的	人、技術、組織の3つの要素のバランスをとることで安全を確保するというMTOモデルに基づいて考えると、原子力施設において技術が変更された場合、あるいは新技術が導入された場合、従来の運転方法や手順が変更・追加されることやマニュアル類の変更・追加といった人や組織の要因を考慮する必要が生じる。本プロジェクトでは、MTOのうち、特に人や組織に関する要因に着目し、人的・組織的要因に係る国内外の規制動向・技術動向等の調査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活用するガイド案、あるいは既存ガイドの改訂案を作成する。具体的には以下の知見を整備し、整備した知見に基づいてガイド・マニュアル等の案を作成することを目的とする。 ① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成に係る知見 ② 「根本原因分析（RCA）評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の案の作成に係る知見 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」の案の作成に係る知見 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		

5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見は、以下の4つのガイド案等の作成に活用する。 ① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案 作成したガイド案は、各施設の規制部門及び原子力規制事務所が、事業者の不適合管理活動の評価及び安全文化醸成活動の評価を実施する際に使用する。 ② 「根本原因分析（RCA）評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の案 作成したマニュアル案は、各施設の規制部門及び原子力規制事務所が、根本原因分析報告書受理後の事業者による長期に亘る処置の実施活動や実施した処置の有効性の評価活動を評価する際に使用する。 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」の案 作成したガイド案は、各施設の規制部門の事故・トラブル事象及び保安規定違反事象の評価担当者が、報告書の内容の妥当性を確認し、人的要因分析を実施し、追加情報の提出指示や情報共有等に関する文書発出の要否を判断する際に使用する。 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 最新の事故・トラブル事象の人的要因を分析する際の視点、留意点、パフォーマンス指標等として傾向分析結果、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整理する。整理した知見は各施設の規制部門が活用する。具体的な活用方法等については、知見の整理結果に基づいて検討する。												
6. 安全研究概要 （始期：H26年度） （終期：H30年度）	人的・組織要因に係る技術的知見の整備については、以下の①～④を実施する。各項目の整備時期を工程表に示す。 ① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成に係る知見 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。また、改訂案に反映すべき国内外の最新の研究テーマを選定し、当該研究成果を調査することによって、最新知見を把握する。さらに、現行のガイドの運用実態について調査する。これらの調査結果等を踏まえ、ガイドの改訂案を作成する。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 「根本原因分析（RCA）評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の案の作成に係る知見 「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の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し、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。これらの調査・検討結果を踏まえ、マニュアルの案を作成する。 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」の案の作成に係る知見 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・整理し、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。これらの調査・検討結果を踏まえ、ガイドの案を作成する。 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 継続的にデータベースに蓄積してきた人的過誤事象に該当する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、具体的に規制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。 工程表 <table border="1"> <thead> <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> </thead> <tbody> <tr> <td>H26</td><td>① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 ② 根本原因分析評価プロセス運用マニュアル案の作成 ③ 報告書記載内容妥当性評価ガイド案の作成 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</td></tr> <tr> <td>H27</td><td>① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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</td></tr> <tr> <td>H28</td><td>① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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</td></tr> <tr> <td>H29</td><td>① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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</td></tr> <tr> <td>H30</td><td>① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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</td></tr> </tbody> </table>	年度	人的・組織要因に係る技術的知見の整備関係	H26	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 ② 根本原因分析評価プロセス運用マニュアル案の作成 ③ 報告書記載内容妥当性評価ガイド案の作成 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	H27	① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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	H28	① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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	H29	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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	H30	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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
年度	人的・組織要因に係る技術的知見の整備関係												
H26	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 ② 根本原因分析評価プロセス運用マニュアル案の作成 ③ 報告書記載内容妥当性評価ガイド案の作成 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												
H27	① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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												
H28	① 事業者の安全文化プロセス監査方法に係る知見の整備、及びソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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												
H29	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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												
H30	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 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												

7. H26年度実施計画	平成26年度は以下の①～④を実施する。 ① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成 ・ ガイドの改訂案の作成に必要な新知見の抽出 ✓ 既存ガイドの改訂案の作成に必要な新知見を抽出 ・ JEAC4111-2013 の記載内容の精査 ✓ JEAC4111-2013 の記載内容のうち、根本原因分析及び安全文化に関する記載の整理 ・ 事業者の安全文化プロセス監督方法の調査 ✓ 調査結果の整理 ② 根本原因分析（RCA）評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）の案の作成 ・ 「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の調査 ✓ 調査結果の整理 ・ 各原子力規制事務所での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についての調査 ✓ 調査結果の整理 ・ 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、評価手順等の検討 ✓ 評価項目、評価手順等の明確化 ・ 「RCA 評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の案の作成 ✓ 「RCA 評価プロセス運用マニュアル（報告書受理後編）」の案の作成 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」の案の作成 ・ 海外の規制機関が定める事故報告書記載要求事項の調査 ✓ 調査結果の整理 ・ 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の整理 ✓ 分析結果の整理 ・ 事故・トラブル事象が人的過誤事象に該当するか否かの判断基準の明確化 ✓ 判断基準の明確化 ・ 人的過誤事象に対する、報告書記載事項及び原因等の分類体系の検討 ✓ 報告書記載事項及び原因等の分類体系の明確化 ・ 「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案の作成 ✓ 「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案の作成 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 ・ 人的要因分析結果に対する傾向分析等の角度、視点の検討 ✓ 傾向分析等の角度、視点の整理 ・ 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するための視点の検討 ✓ 東京電力福島第一原子力発電所事故発生前後の人的過誤事象の傾向の差異を分析するための視点の整理
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(BO1)シビアアクシデント試験と国産解析コード開発			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）付、安全技術管理官（システム安全）付
2. カテゴリー・研究分野	1. 原子炉施設 (1－1)解析手法・解析コードの整備 (1－3)重大事故に係る技術的知見の整備	研究 範囲※	①規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究 ③技術基盤の維持/構築		
3. 背景	(Ⅰ)新規規制基準に沿った国内原子力発電所の申請と認可 平成 25 年に施行された新規規制基準及び実用発電用原子炉施設の安全性向上評価は、原子力施設の安全性向上のための継続的な取り組みを基本方針としている。このためには、重大事故に係る技術的知見を整備して、事業者の行う重大事故対策の有効性評価の妥当性の確認及び安全性向上のための規制上の継続的な取り組みのために活用する必要がある。また、我が国として継続的かつ安定的に、国内外の新たな技術的知見に基づいて安全審査を行い、規制を高度化するためには国産シビアアクシデントコード（以下、「国産 SA コード」という。）を整備する必要がある。 (Ⅱ)東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 福島第一原子力発電所事故の分析結果から得られる、新たに安全性向上のために考慮すべき事項については、関連する技術的知見を適時に整備するとともに、国産 SA コードに当該知見を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 新たな重大事故シーケンスを検討し、これらのシーケンスに基づく確率論的安全評価等から得られる安全性向上指標の妥当性の確認等のためには、重大事故対策の補強等に関連する技術的知見を適時に整備するとともに、国産 SA コードを高度化して規制に活用していく必要がある。				
4. 目的	(1) 福島第一原子力発電所事故に関わる技術的知見及び国産 SA コードの整備（3. との関係；(Ⅰ)(Ⅱ) (Ⅲ)） 福島第一原子力発電所事故による教訓の反映のために、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、これらの分析等を踏まえた未解明分野の試験を実施して技術的知見を整備するとともに、取得された技術的知見等に基づく最新知見を反映した国産 SA コードを整備する。 (2) 審査への対応（3. との関係；(Ⅰ)(Ⅱ) (Ⅲ)） 新規規制基準における適合性審査及び安全性向上評価の妥当性確認のために、上記技術的知見を適合性審査に関わる解析や審査マニュアルの作成に活用する。 (3) 溶融デブリ形成過程挙動説明モデル（3. との関係；(Ⅰ)(Ⅱ)） SA 対策で不確かさの大きい炉心損傷・溶融進展に関する知見を整備するために、これらの事象進展において規制上重要となる物理現象を抽出し、実験的に解明することにより、重大事故時の炉心損傷・溶融進展を詳細に追跡可能な解析モデルを整備する。				
5. 知見の活用先	(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見及び解析コードの整備 ・このプロジェクトの成果は、重大事故時に生じる規制上重要な現象に係る実験データベース及びその技術的知見等を反映した国産 SA コードであり、重大事故対策の適合性審査及び安全性向上評価の妥当性確認に活用される。 (2) 審査に必要な知見の整備 ・このプロジェクトの成果は、重大事故対策について、その妥当性確認に適用する解析技術、リスク評価に必要な技術的知見・解析手法等、及びこれらに関する実験データベースを含む知識ベース等であり、適合性審査及び安全性向上評価の妥当性確認に活用される。 (3) 燃料デブリ形成過程挙動説明モデルの整備 ・このプロジェクトの成果は、溶融デブリの挙動に係る詳細な解析モデルの整備及び溶融デブリの挙動を整理した実験データベースであり、重大事故対策の適合性審査及び安全性向上評価の妥当性確認に活用される。				

(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備（目的の（1）、（2））

重大事故及び重大事故対策の定量的な分析及び審査のために、新たに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実施する。

1) 格納容器ベント評価試験（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要求仕様等について検討する。また、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ブルスクラビング効果等に関する試験を実施する。得られた成果は、ベント時の放射性物質除去についての解析モデルに反映する。

2) 海水注入影響評価試験（図 2(a)、図 2(b)）

海水注水時に、沸騰濃縮などによる塩析出が燃料及び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について検討する。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・コードに反映する。

3) ヨウ素挙動評価試験（図 3）

事故時のヨウ素挙動について、窒素酸化物との相互作用が重要な反応の一つとして指摘されているが、現状のモデルには窒素酸化物とヨウ素の酸化還元反応が組み込まれていない。ここでは、実験的知見が不足する窒素酸化物の影響を受けない不活性な系での無機ヨウ素の挙動について試験により把握する。



図 2 試験容器の例

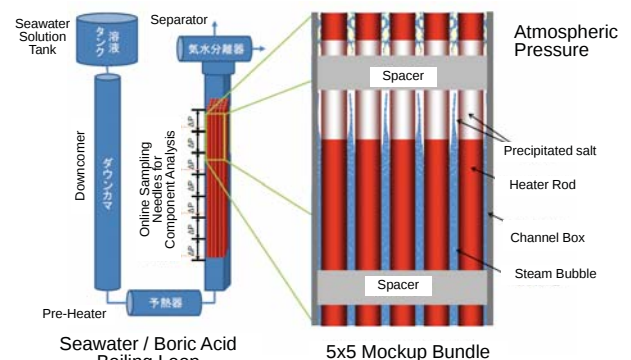


図 2(a) 海水注入影響評価試験装置（燃料バンドル）

図 1 プールスクラビング試験装置

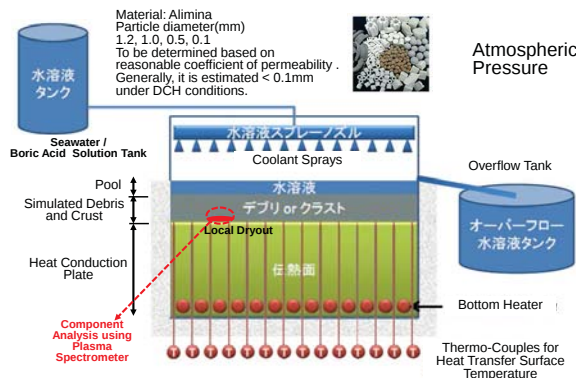


図 2(b) 海水注入影響評価試験装置（デブリベッド）

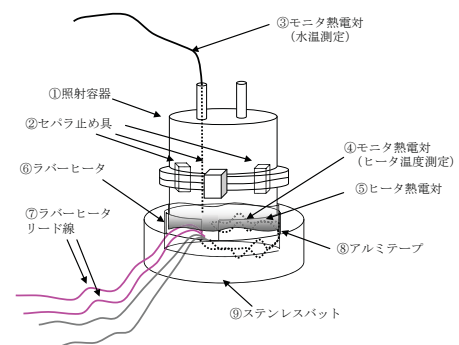


図 3 ヨウ素挙動評価試験装置

(2) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討（目的の（3））

実験により知見を取得して溶融燃料デブリの詳細な形成過程の解明を進め、核・熱・燃料のカップリングを考慮した詳細な重大事故解析コードを整備する。このため、炉心溶融からデブリベット形成までの挙動解明のため小規模な基礎試験から大規模試験を行い、燃料デブリ形成過程に係る解析モデル等を作成する。なお、重大事故解析コードとしては、熱水力挙動について多相多成分多速度場流体、化学反応、共晶反応等、核特性についてデブリの非均質性、燃料挙動について炉心損傷初期過程、燃料溶融過程等を評価できるコードシステムを整備する。

(3) 国産 SA コードの開発（目的の（1）、（2））

福島第一原子力発電所事故の教訓及び新規規制基準の要求に基づいて解析機能を抽出してコードに反映し、可読性、柔軟性に優れたプログラミング技術の採用により、最新の知見を適時に導入し反映できる、重大事故時の原子炉施設全体を総合的に取り扱う重大事故解析コードの自主開発を行う。

1) コード開発の基盤構築

- 既存の総合 SA コード、詳細コード等を用いて、福島第一原子力発電所事故の分析を行い、国産 SA コードが具備すべきモデル仕様に関する要求を抽出する。
- 重要度ランクテーブル (PIRT) による重要物理現象の同定、既存コードのモデル検討を通じて、コード設計及び整備計画（設計、テスト、検証、妥当性確認）を立てる。

2) 国産 SA コードの開発

(a) 1)の成果を基盤として性能要件を定め、国産 SA コードを整備し、検証及び妥当性確認を行う。

(b) 本プロジェクトの成果を含め、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、妥当性確認に用いる。

工程表

	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
① 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備	・フィルタベントシステム性能要件の検討、ブルスクラビング試験計画の立案 ・海水注入試験計画の立案 ・ヨウ素挙動試験計画	・フィルタ性能要件各試験計画、一部試験実施 ・海水注入試験装置の設計及び製作 ・ヨウ素挙動試験データ取得	・フィルタ各試験データ取得 ・海水注入時の燃料バンドル及び模擬デブリでの析出挙動評価	・ブルスクラビング試験実施。FP 除去効果の確認 ・海水注入影響試験実施と炉心への影響把握	・ブルスクラビング試験実施。解析モデルへの反映 ・海水注入影響試験実施。解析モデルへの反映
② 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討	・核特性、熱流動、燃料挙動モジュールのベースモデル整備 ・過去の妥当性確認試験調査・整理 ・炉外炉内試験設備調査	・重要事象を選定し、解析モジュールに反映すべき事項を検討 ・試験内容を具体化 ・基礎試験を開始 ・重大事故発生時の炉心の核種組成及び崩壊熱についての詳細評価手法を検討	・解析モジュールの結合、個々の妥当性確認 ・基礎試験 ・実機模擬試験を計画 ・ベースモデルの改良	・結合解析モジュールの妥当性確認 ・基礎試験 ・実機模擬試験の準備 ・ベースモデルの改良	・MCCI 挙動等の解析モジュールの整備 ・基礎試験 ・実機模擬試験 ・解析手法の高度化
③ 国産 SA コードの整備	・OECD/BSAF 計画の解析用詳細モデルを整備 ・PCV トップヘッドフランジ部温度評価のための CFD モデル整備 ・国産コードの性能要件及び開発工程の策定	・OECD/BSAF 計画での共通ケースの解析実施 ・PCV トップフランジ漏洩特性モデル化 ・国産総合 SA コードの整備開始 ・新基準適合性評価の妥当性確認のためのコード環境整備及び感度解析	・福島第一原子力発電所の詳細事故解析 ・国産コードのコーディング（熱水カモデルなど）及び妥当性確認	・詳細解析を継続 ・国産コードのコーディング（熱伝導など）及び妥当性確認	・詳細解析の整理 ・国産コードの妥当性確認

【項目①】重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備（目的の（1）、（2））

1) 格納容器ベント評価試験

a) 格納容器ベント評価試験

昨年度までに製作した試験装置の動作確認を実施する。このために、BWR のサブプレッションプール中でのエアロゾル除去効果データを取得した文献記載の既往の試験装置の形状及び試験条件を模擬した試験を実施する。また、除染係数（DF）等に関する試験データを取得し、前述の既往試験装置による試験データと比較して試験装置、計測系の適格性を確認するとともに、相違するデータについての整理及び検討を系統的に実施する。

b) スクラビング個別効果試験

プール中における単一気泡の放出及び移動による DF 特性を把握するための小規模な熱水力試験装置の製作及び先端的な計測技術の適用検討を行い、難溶性性エアロゾルを用いて素過程に関する個別効果に着目したブルスクラビング試験を、大気圧条件の下で系統的に実施する。可視化技術などを用いて、気泡内外の難溶性性エアロゾルの詳細な輸送挙動及び気泡の 2 相流動挙動、並びに両者の相関／相互作用を高い時空間分解能で計測して把握し、ブルスクラビング素過程に関する既往の現象理解及び解析コード中のモデリングに対して検討すべき課題を抽出し整理する。

2) 海水注入影響評価試験

短尺の模擬燃料バンドルを対象に、海水及びホウ酸の混合溶液の注入による析出物の特性及びその詳細な 3 次元分布の把握並びに冷却水の除熱性能への影響を定量化するため、大気圧の下で種々の試験条件にて熱水力試験を系統的に実施する。また、クラックを有する模擬デブリベッドに対し、海水注入による塩析出特性の評価試験を大気圧にて実施し、除熱性能への影響を把握する。さらに、既設の長尺の模擬燃料集合体を用いた試験を実施するために必要となる熱水力試験装置、制御系及び関連装置を製作する。

【項目②】燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討（目的の（3））

- ・ 熔融デブリの格納容器ドライウェル床への着床時及び着床後における伝熱、冷却などの特性及びその変化、伝熱面の形状及びその変化、物質分離などの種々の挙動について、詳細な重大事故解析コードに具備する解析モデルの作成に活用できるように、基礎及び応用試験を計画するとともに、関連する既往試験の情報を調査・収集して本プロジェクトで計画する試験装置の選定等に活用する。
- ・ 多相多成分多速度場モデル、任意形状に適用できる中性子輸送モデルなどの機構論モデルからなる個々の解析モジュールの相互結合、既往の重大事故試験データによる妥当性確認、結合した全機能による一貫計算等を開始する。
- ・ 事故時の炉心内の物質分離及び任意形状のデブリの崩壊熱に対する詳細解析手法の妥当性確認を実施し、さらに重大事故発生時の炉心解析を実施する。

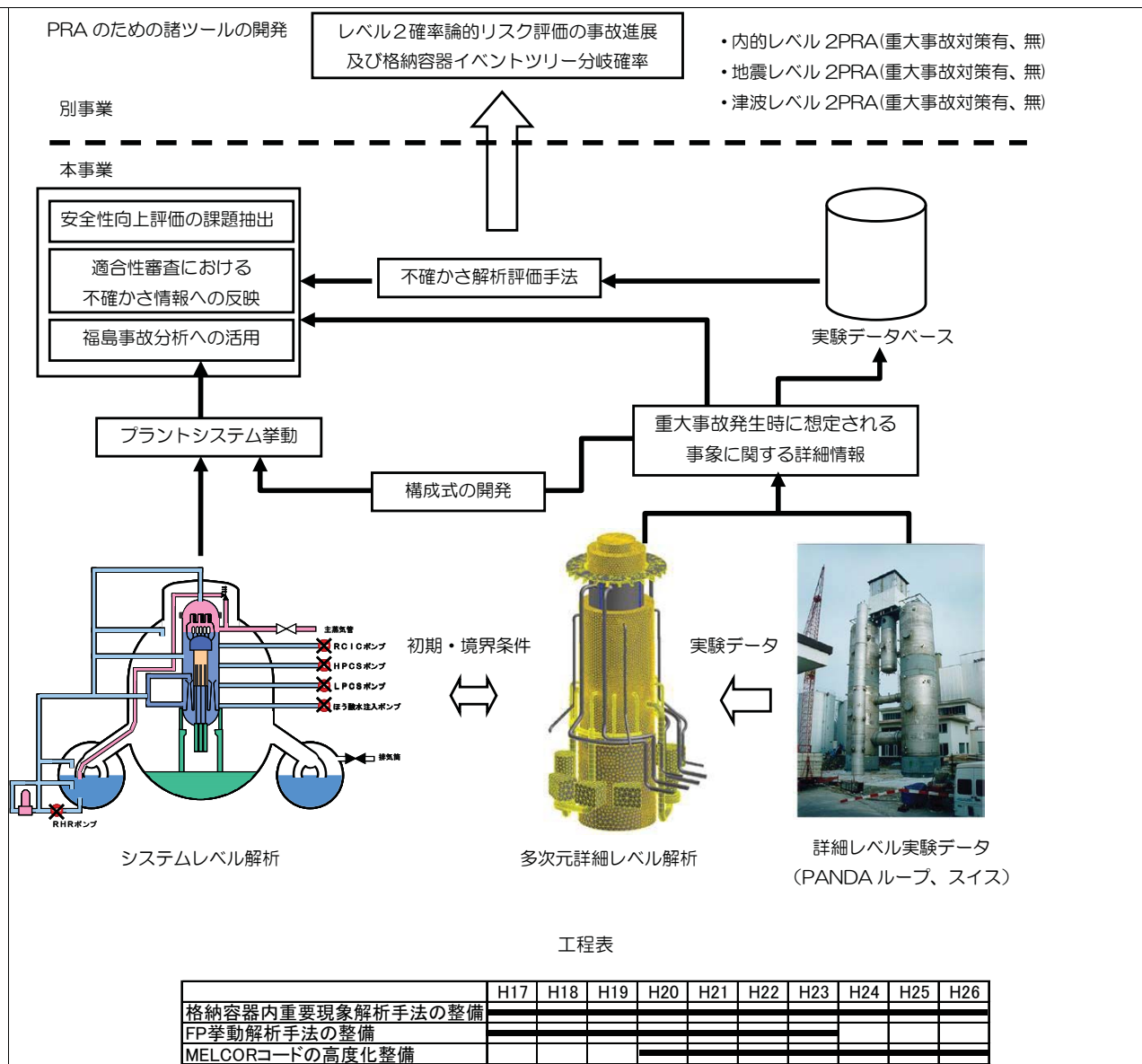
【項目③】国産 SA コードの開発（目的の（1）、（2））

- ・ コード開発の基盤構築として、モデル開発のために必要な、福島第一原子力発電所の詳細事故解析を行う。
- ・ ノード・ジャンクション法に基づく集中定数系に対する 2 流体熱水力モデルについて、構成式及び関係する保存式に基づくヤコビ行列の高度化、熔融燃料の移動等の燃料挙動解析モデルの追加などに関する詳細設計及びコーディングを実施し、その解析機能の動作確認、並びに検証及び妥当性確認を実施する。

7. H26
年度実施
計画

8. 備考

1. プロジェクト名	(B02) アクシデントマネジメントの知識ベース整備	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 (1-3) 重大事故に係る技術的知見の整備	研究範囲※	① 規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究
3. 背景	(Ⅰ)新規規制基準に沿った国内原子力発電所の申請と認可 平成 25 年 7 月に施行された新規規制基準では、重大事故（SA）の発生防止及び SA 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。その中で格納容器損傷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関する知見を広く調査するとともに、これらを妥当性の確認に反映するための手法を整備する必要がある。 (Ⅱ)東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 新規規制基準に従い、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。特に格納容器損傷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。		
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（3. との関係；Ⅰ）（Ⅱ） 重大事故の定量的分析に用いる解析手法を整備するとともに、国際協力試験/国内試験プロジェクトへの参加等により新たな試験データ等の技術的知見を取得するとともに、同知見を用いて解析手法を高度化させる。 ② 審査に必要な知見の整備（3. との関係；Ⅰ）（Ⅱ） 新規規制基準における適合性審査支援等のために、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確率論的リスク評価（PRA）を高度化するための解析等を実施して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、重大事故対策に関する事業者の有効性評価の定量的分析に活用される。 ② 審査に必要な知見の整備 ・新規規制基準における適合性審査及び安全性向上評価の妥当性確認に活用される。		
6. 安全研究概要 (始期：H15 年度) (終期：H26 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国内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、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の把握及び定量化を実施し、更に重大事故対策の有効性の定量的分析に必要な試験データを取得する。これらの知見及びデータに基づき、現象の発生メカニズムを踏まえ、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コード（MELCOR 等）のみならず、流動、力学的相互作用などの多次元性又は個別現象を扱うための詳細解析手法（数値流体力学解析コード、構造解析コード等）を整備する。なお、事象の発生又は分岐確率の評価のベースとして、不確かさ評価を念頭にいた評価手法の確立を目的とする。 ② 審査に必要な知見の整備 新規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、試験データなどを整備する。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、及び影響評価に関する知見を取得し、解析手法を高度化する。		



7. H26年度
実施計画

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

1) 重大事故発生時に想定される事象に係る解析手法の整備

格納容器内での MCCI、FCI、水素燃焼などの重大事故時に想定される事象は、多くの物理現象が絡み合った複雑な進展又は伝播挙動を示し、解析上の不確かさも多い。このような事象が発生した場合の格納容器、格納容器内の構造物などの健全性を評価するために、関係する国内外の最新の詳細レベル実験データによって妥当性を確認しながら解析手法の整備を進める。具体的には各現象の時空間スケールを適切に考慮した多次元の詳細レベル解析を通じ、試験規模から実機規模への拡張性（スケーリング）を踏まえた不確かさの定量化、重大事故時に想定される事象進展の詳細な把握、システムレベルの解析を補強するための機構論的な解析手法の整備等を行う。

また、重大事故発生時に格納容器内で作動するスプレイ、クーラーなどの複数種の安全機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熱流動に及ぼす影響の把握のため、国際協力プロジェクト試験（OECD/NEA-HYMERES 等）に参加し関連する解析評価技術に関する情報交換を進め、技術的知見を取得する。

② 審査に必要な知見の整備

1) 重大事故対策に係る知見の調査

炉心溶融事故の先行例である TMI 事故の調査結果に基づき、BWR 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、圧力容器バウンダリの健全性等について検討を行う。この検討結果は、BWR の重大事故対策の妥当性の確認において用いる、炉内状況、圧力容器破損状況等の重要な境界条件に関する参考情報として整理する。

2) 重大事故解析コード MELCOR の技術ベース構築

重大事故対策の有効性評価の定量的分析のため、重大事故解析コード MELCOR を用いた解析的検討を継続して進める。具体的には、申請された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整備、適合性審査に資するための不確かさ情報の定量化を含め、重大事故対策の有効性の分析に係る MELCOR による解析データベースを構築する。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を実施するため、国内外の最新の知見に基づいて MELCOR コードの入力データの見直しを行い、必要がある場合には追加・修正を行う。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(B03)シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（システム安全担当）付 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 (1-3) 重大事故に係る技術的知見の整備		
3. 背景	新規制基準では発電用原子炉設置者に対し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」では、発電用原子炉設置者は「自主的に講じた措置、及び直近の施設定期検査等において確認された発電用原子炉施設の性能等を踏まえて発電用原子炉施設の現状について安全評価」を実施すること、「原則として5年ごとに改訂することに加え、大規模な工事を行うなど、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、原子力規制委員会は、「発電用原子炉設置者が採用した安全評価及びハザード評価の手法並びにそれらの技術的根拠を確認」することとしている。 安全性向上評価で報告される安全評価及びその技術的根拠を確認するために、報告が想定される国内加圧水型軽水炉（PWR プラント）及び沸騰水型軽水炉（BWR プラント）の種々の事故シナリオについて、事故の進展に係る知見を整備しておく必要がある。		
4. 目的	安全性向上評価で報告される安全評価及びその技術的根拠の確認に活用するために以下の知見を整備する。 (1) 事故シナリオの選定 重大事故対策等の有効性の評価に用いる事故シナリオの選定方法 (2) 事象進展解析 選定した事故シナリオの事象進展解析の解析条件の設定方法及び各事故シナリオにおけるプラント状態の推移 (3) 感度解析 各事故シナリオの事象進展解析結果をもとにした感度解析の解析条件や感度解析におけるプラント状態の推移 また、整備した上記の知見をもとに安全評価及びその技術的根拠の妥当性を確認するためのマニュアルを作成する。		
5. 知見の活用先	・発電用原子炉設置者が実施する安全性向上評価における安全評価及びその技術的根拠の妥当性確認に活用する。		

6. 安全研究概要
(始期：H25年度)
(終期：H27年度予定)

- ① 事故シナリオの選定
- PWRプラント及びBWRプラントの各々代表的な1プラントについて、炉心損傷に至るイベントツリー及び炉心損傷後のイベントツリーをもとに、解析対象とする事故シナリオ（例を図1.に示す。）を選定する。
- ② 事象進展解析
- PWRプラント及びBWRプラントに対してそれぞれ選定した事故シナリオについて解析条件を設定し、事象進展を解析する（例を図2.に示す。）。具体的には、炉心損傷までを対象とする熱流動解析コード（RELAP5等）及び炉心損傷後を対象とするシビアアクシデント総合解析コード（MELCOR等）を用いて解析する。
- ③ 感度解析
- 重大事故対策等の有効性を確認するために必要な感度解析を実施する。
- ④ マニュアルの作成
- 上記の①～③の結果に基づいて、安全性向上評価で提出される重大事故対策等の有効性の評価及びその技術的根拠の妥当性を確認するためのマニュアルを作成する。

工程表

	H25年度	H26年度	H27年度
① 事故シナリオの選定	・PWRプラントの事故シナリオを選定	・BWRプラントの事故シナリオを選定	—
② 事象進展解析	・PWRプラントの事象進展解析	・PWRプラント及びBWRプラントの事象進展解析	・PWRプラント及びBWRプラントの事象進展解析
③ 感度解析	—	—	・感度解析項目の設定と感度解析
④ マニュアルの作成	—	—	・マニュアルの作成

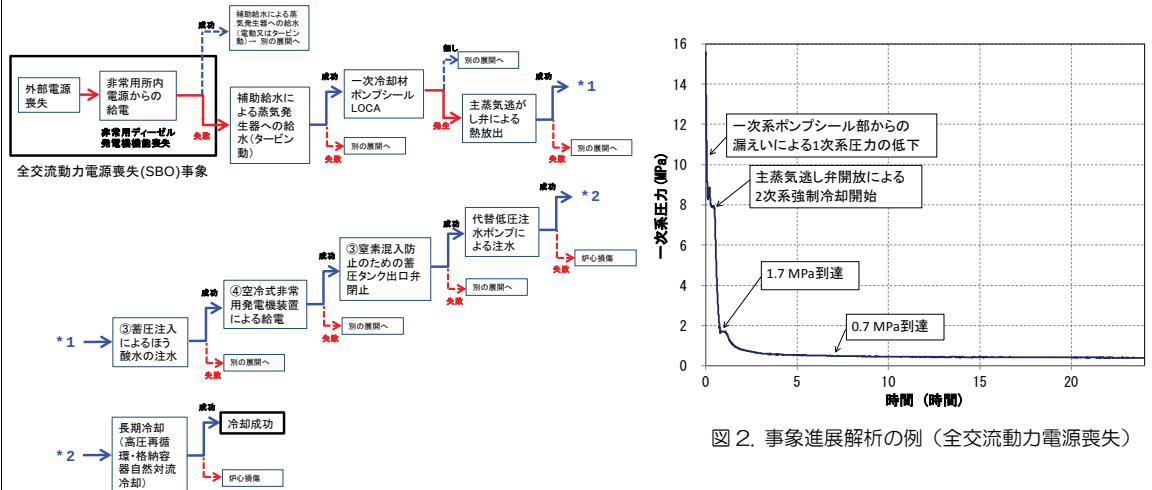


図2. 事象進展解析の例（全交流動力電源喪失）

7. H26年度実施計画

- 【項目①】事故シナリオの選定
- ・代表的なBWRプラントについて、事象進展解析を行う事故シナリオをPRAの知見を活用して選定する。
- 【項目②】事象進展解析
- ・代表的なPWRプラント及びBWRプラントを対象とした事故シナリオについて、熱流動解析コード及びシビアアクシデント総合解析コードを用いて事象進展を解析する。解析結果を整理し、事象進展に係る知見の充実を図る。
 - 熱流動解析コードによる事象進展解析として、代表的なPWRプラント及びBWRプラントを対象とした各々5つの事故シナリオに関して、事故発生から炉心損傷までの事象進展を解析する。
 - シビアアクシデント総合解析コードによる事故進展解析として、代表的なPWRプラント及びBWRプラントを対象とした各々15の事故シナリオについて、主に炉心損傷後の事象進展を解析する。

8. 備考

プロジェクト個票

1. プロジェクト名	(BO4)シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究	担当部署	技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデント）付
2. カテゴリー・研究分野	1. 原子炉施設 (1-3)重大事故に係る技術的知見の整備	研究 範囲※	①規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究
3. 背景	(Ⅰ)新規規制基準に沿った国内原子力発電所の申請と認可 平成25年7月に施行された新規規制基準では、重大事故（SA）の発生防止とSAが発生した場合の対応（アクシデントマネジメント（AM））の的確な実施を要求している。この新規規制基準では、水素発生等による格納容器への静的負荷に対する対策を求めている。また、放射性物質の格納容器からの放出については、発生、移行、緩和系等の不確かさを考慮した評価を行う必要がある。 (Ⅱ)東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故による教訓の反映 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、三度の水素爆発を経験しており、この分析結果から水素発生等の不確かさについての知見が得られている。また、放出されたソースタームについては、モニタリングポストデータ等に基づく詳細な評価が進められている。 (Ⅲ)原子力安全規制の継続的な改善 水素発生量及びソースタームについては、関連する物理化学現象の不確かさによるだけでなく、想定する事故シナリオによっても影響を受けるため、これらの知見の集積に応じて重大事故対策の妥当性について確認していく必要がある。		
4. 目的	エナジェティック事象（水蒸気爆発、水素の燃焼・爆轟、格納容器雰囲気直接加熱等）が収束した後（以下、「SA晩期」という。）に対する規制等の必要性の検討のため、最新の知見に基づく現実的な格納容器ソースタームを解析手法により求めるとともに、BWRのSA晩期のリスク低減に重要な過剰水素処理、ガス状ヨウ素放出等に関する試験データを取得することによって、ソースタームに関する技術的知見を整備する。		
5. 知見の活用先	SA晩期に対する規制に関する審査マニュアルを作成する。本プロジェクトの成果は、新規規制基準への適合性審査及び新知見に基づく重大事故対策の妥当性確認に活用される。		
6. 安全研究概要	SA時には、新規規制基準が要求する重大事故対策により格納容器の健全性を確保することになる。しかしながら、その後残留熱除去系が復旧しても、格納容器の圧力は水素ガスの発生により大気圧より高く保たれたままである。また、ヨウ化セシウム等がガス状ヨウ素に変化して格納容器空間部に蓄積されていく（図1参照）。従って、SA時に生成される水素ガス、SA晩期に生成されるガス状ヨウ素の対策を取らなければ、環境への放射性物質放出のリスクが残る。本研究では、エナジェティック事象（水蒸気爆発、水素の燃焼・爆轟、格納容器雰囲気直接加熱など）が収束した後の格納容器内での放射性物質挙動を評価するため、多数の化学種が存在するヨウ素の移行挙動について知見を整備するとともに、格納容器の過圧要因となる水素の格納容器内での処理方法について規制上の観点から検討する。 1) 現実的格納容器ソースターム評価 SA時の環境への放射性物質の放出量を評価するため、現実的な格納容器ソースターム解析方法を整備する（図2参照）。エナジェティック事象収束後のソースタームを評価するため、プール中の化学反応等も考慮した解析手法を整備する。 2) ガス状ヨウ素再放出試験 SA晩期のガス状ヨウ素再放出抑制に関する重大事故対策の妥当性確認に活用するためのガス状ヨウ素再放出試験を実施し、技術的知見を整備する（図3及び図4参照）。 3) 過剰水素処理試験 SA晩期に格納容器の閉じ込め機能を維持するための過剰水素処理対策に関する技術的知見を整備する。具体的には、格納容器内の崩壊熱を除去する手段が確保されたとしても、SA時に生成された水素により、格納容器圧力は大気圧よりも高く、放射性物質が環境へ放出されるリスクが残ることを踏まえ、酸素を利用できない不活性化された格納容器内での水素処理方法について工学的実現性を検討する。		

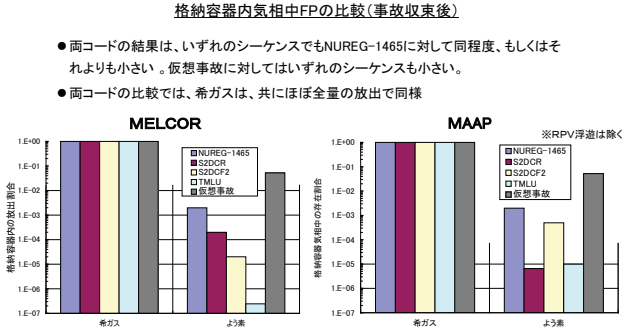


図 2 事故収束後の格納容器内気相中 FP の比較

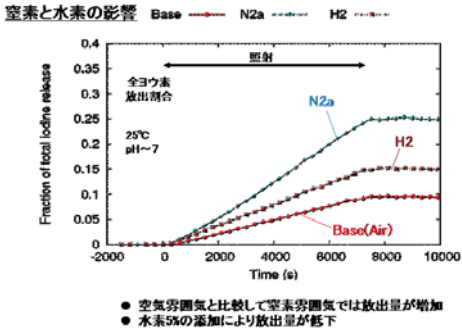


図 4 ヨウ素の気相放出割合

工程表

	H17	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
1) 現実的格納容器ソースターム評価										
2) ガス状ヨウ素再放出試験										
3) 過剰水素処理試験										

7. H26 年度実施計画

- 現実的格納容器ソースターム評価
OECD-BIP2 計画に参画し、ヨウ素挙動に関する最新の試験結果を取得する。取得したデータは、シビアアクシデント時のヨウ素挙動解析モデルにおける壁面への吸着、有機ヨウ素生成モデル等の改良、及びヨウ素解析モデル自体の妥当性確認に用いる。
現行のヨウ素挙動解析モデルは多数の反応式を解く必要があるが、個々の反応速度定数に不確かさが大きいいため、平衡時の濃度を解析可能なモデルに高度化する。
- 過剰水素処理試験
改良した水素処理触媒の性能評価試験を実施し、実機規模での処理能力を評価する。静的機器として水素処理触媒を利用すると、窒素と水素を結合する際に反応熱が生成され、同機器（触媒）周りで自然循環流が形成される。流速の遅い自然循環流による同機器の工学的成立性を評価する。
また、新規制基準の要求を考慮すると、重大事故対策が取られれば代替電源の利用が期待できるため、強制流による高効率の水素処理システムを構築できる可能性がある。このため、水素処理触媒の高速流時の処理能力を評価し、新規制基準に準じ、工学的成立性を評価する。
加えて、核分裂生成物が触媒に付着することによる同触媒の触媒活性への影響を検討する。
さらに、これまでの試験結果をとりまとめ、窒素で不活性化された格納容器内での水素処理の解析手法を構築する。

8. 備考

(プロジェクト個票)

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 (1-1) 安全解析手法、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 旧原子力安全・保安院（以下、「旧保安院」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）」（以下、「旧保安院内規」という。）を平成21年8月に制定するとともに、事業者に対しては、旧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、東京電力株式会社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対策）とともに、「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」（以下、「制御室・緊急時対策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対策に関する安全評価 旧保安院では、原子力発電所における重大事故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、重大事故対策を新規に規制対象とする等した新規制基準を策定した。この中では重大事故対策に対する評価項目として、炉心損傷防止対策の有効性評価における線量、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。特に放射性物質の放出量評価では、環境汚染防止の観点から、放射性物質の地表面濃度による影響を把握することが必要である。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」（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、並びに、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、「緊急時対策所」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・緊急時対策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・緊急時対策所の居住性評価ガイド」の継続的な見直しのために、制御室・緊急時対策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 ・「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」（以下、「重大事故対策の有効性評価ガイド」という。）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。 ・「安全目標」及び「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、「重大事故対策の有効性評価ガイド」、「安全性向上評価ガイド」及び「安全目標」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・緊急時対策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・緊急時対策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 ・「重大事故対策の有効性評価ガイド」、「安全性向上評価ガイド」及び「安全目標」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：H30年度予定)	①制御室居住性に係る解析評価対応																																																																																																									
	・旧保安院内規化支援 平成20年度までに、旧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、評価ガイドを旧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26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、旧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、「重大事故対策の有効性評価ガイド」、「安全目標」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。																																																																																																									
	・重大事故時の被ばく評価手法の高度化 平成30年度までに、重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードを高度化する。																																																																																																									
	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><td>H29</td><td>H30</td></tr><tr><td rowspan="3">①</td><td></td><td colspan="4">旧保安院内規化支援</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 colspan="3">新規制基準策定支援</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td colspan="2">評価コード整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td colspan="2">評価コード整備</td><td></td><td></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 colspan="2">新規制基準策定支援</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></td><td colspan="2">被ばく評価手法の整備</td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td colspan="2">被ばく評価手法の高度化</td><td></td><td></td></tr></table>														H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	①		旧保安院内規化支援																		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														被ばく評価手法の高度化		
	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30																																																																																													
①		旧保安院内規化支援																																																																																																								
							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																																																																																																	
										被ばく評価手法の高度化																																																																																																
	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																																																																																																									
	① 制御室居住性に係る解析評価対応																																																																																																									
	・重大事故時の制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価コードの整備 「制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価ガイド」の継続的な見直しのために、重大事故時の制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価手法を検討し、被ばく評価コードを整備する。																																																																																																									
	・制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド案の作成 有毒化学物質の発生源に対するスクリーニング基準値を検討し、原子炉制御室居住性の妥当性（有毒ガス影響評価）を確認するために標準的な評価手法及び判断基準を定めたガイド案を作成する。																																																																																																									
7. H26年度実施計画	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を検討し、評価コードを整備する。平成26年度は、重大事故時の被ばく評価手法（大気中への放出量、大気拡散及び線量評価モデル）の基本設計を行う。																																																																																																									
8. 備考																																																																																																										

(プロジェクト個票)

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 (3-6) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備		
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 PRA が活用されている。また、その他、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 新規制基準では、従来の定期安全レビューに代わって、安全性向上評価を、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（平成 25 年 12 月施行）に基づいて実施することになった。同ガイドでは、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。」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 平成 25 年 7 月、「保安検査のあり方について（中間報告その 2）」において、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わる継続的評価、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、これらの検討にあたっては、新規制基準の施行による重大事故対策や、プラント運転・停止時の対策に加えて内部火災及び内部溢水への対策を考慮する必要がある。		
4. 目的	(1) PRA の技術基盤の整備と安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアルの整備 ・ PRA 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マニュアルを整備する。 (2) クリアリングハウスでの PRA の活用 ・ 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、原子力安全規制のために有益な情報を提供する。 (3) 検査制度における PRA の活用 ・ 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	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認 (2) クリアリングハウスを通じた国内外の最新知見の安全規制への反映 (3) 原子力発電所における検査の重点化と効率化		

6. 安全研究概要
(始期：H26 年
度)
(終期：H28 年
度予定)

- ① PRA の技術基盤の整備と安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアルの整備
- ・過酷度因子算出手法、回路故障解析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浸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 手法及びモデルを整備する。
 - ・重大事故等対処設備を組み込むことにより、PRA モデルを高度化する。
 - ・最新知見を反映して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高度化する。
 - ・安全性向上評価で発電用原子炉設置者から提出される PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性を確認するために、出力運転時内部事象レベル 1PRA、停止時内部事象レベル 1PRA、内部火災レベル 1PRA 及び内部溢水レベル 1PRA の妥当性を確認するためのマニュアルを作成する。
- ② クリアリングハウスでの PRA 活用
- ・最新知見を踏まえて前兆事象評価用の評価モデルの高度化を図る。また、同評価モデルにより国内外の事故・故障事例を定量評価し、評価結果を技術情報検討会に提供する。
- ③ 検査制度における PRA の活用
- ・プラント出力運転及び停止時の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（保安活動影響評価手法）を整備する。また保安活動影響評価手法の試評価を行い、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。
 - ・内部火災及び内部溢水に係る保安活動における瑕疵及び不備について、保安活動影響評価手法を整備する。

工程表

	H26 年度	H27 年度	H28 年度
① PRA の技術基盤の整備と安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアルの整備	内部火災レベル 1PRA モデル整備 (苛酷度因子算出方法整備) (回路故障解析手法等の整備)		
	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むことによる PRA モデル高度化 (出力運転時のモデル整備) (停止時、内部火災及び内部溢水のモデル整備)		
	デジタル安全保護系の信頼性評価手法の高度化		
	安全性評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアル整備 (出力運転時及び停止時レベル 1PRA) (内部火災レベル 1PRA 及び内部溢水レベル 1PRA)		
② クリアリングハウスでの PRA の活用	前兆事象評価モデルの高度化		
	前兆事象評価、国内外発生事例のリスク重要度評価及び傾向分析		
③ 検査制度における PRA の活用	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（保安活動影響評価手法）の整備		
	(プラント出力運転時及び停止時に対する保安活動影響評価手法整備)	(保安活動影響評価試行)	(内部境及び内部溢水に対する保安活動影響評価手法整備)
	(違反区分設定方法整備)		

7. H26 年度実施計画

- ① PRA 技術基盤の整備と安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアルの整備
- ・内部火災レベル 1PRA における過酷度因子の算出手法の整備
内部火災レベル 1PRA モデルに反映するために、過酷度因子について最新知見を踏まえた算出手法を整備する。
 - ・内部溢水レベル 1PRA モデルの整備
国内データをベイズ更新による溢水発生頻度の算出、溢水シナリオのスクリーニング等を行うことによって、内部溢水レベル 1PRA モデル整備に着手する。
 - ・重大事故等対処設備を組み込むことによる PRA モデルの高度化
代表的な PWR プラント及び BWR プラントを対象に、重大事故等対処設備を組み込むことにより、レベル 1PRA モデルを高度化する。
 - ・デジタル安全保護系の信頼性解析手法の高度化
OECD/NEA CSNI WGRISK で得られた最新知見に基づき、デジタル安全保護系の信頼性解析手法を高度化に着手する。

	- 出力運転時及び停止時内部事象レベル 1PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性を確認するためのマニュアルの整備 安全性向上評価における出力運転時及び停止時の内部事象レベル 1PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性を確認する際に参考とする確認マニュアルを整備する。 ② クリアリングハウスでの PRA の活用 - 前兆事象評価の評価モデルの高度化 主蒸気・給水・復水系及び静的機器（配管、手動弁、逆止弁等）に関する PRA モデルを作成し、前兆事象評価の評価モデルを高度化する。 - 前兆事象評価、国内外発生事例のリスク重要度評価及び傾向分析 これまでに着手していない平成 16 年及び 22 年に発生した事故・故障事例を対象に前兆事象評価を行う。また、すでに評価済みの事例のうち、情報不足のために概略評価のみを行った事故・故障事例について、文献調査等により評価条件の見直しを行い、評価精度を向上させる。 ③ 検査制度における PRA の活用 - 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 プラント出力運転及び停止時の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、事業者の保安活動における瑕疵及び不備が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。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

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	基盤技術グループ 安全技術管理官(シビアアクシデント担当)
2. カテゴリー・研究分野	原子力防災分野(緊急時対応)【研究分野9-3】		
3. 背景	平成24年10月の原子力規制委員会の発足と前後して、災害対策基本法に基づき原子力災害対策指針(以下、「災害対策指針」という)が制定された。この中でPAZ(Precautinary Action Zone)、UPZ(Urgent Protective action planning Zone)等防災対策を重点的に充実すべき地域の考え方、EAL(Emergency Action Level)、OIL(Operational Intervention Level)等の防護措置実施の判断基準が示されている。 さらに、平成25年9月、災害対策指針が改定され、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を策定することとなった。なお事業者には原子力規制委員会に対し、事業者防災業務計画と併せてEALの届出を行うことが求められている。この届出に対し、原子力規制委員会は、災害対策指針に示されたEALとの整合性を確認する必要があることから、EALの効果的な運用を確保することを目的として、確認作業の方法、観点等をまとめたガイド案を作成する必要がある。 また、自治体においては、原子力災害対策特別措置法の定めるところにより、災害対策指針に沿った地域防災計画の策定が求められている。地域防災の実効性を高めるためには、地域の特徴や、事故の進展状況等を踏まえて、指針に示された防護対策を具体化する必要があり、そのための技術的知見の整備が求められる。		
4. 目的	① EAL評価ガイド案の作成 米国におけるEALレビュー方法を参考に、原子炉施設・核燃料施設における事業者の作成したEALの実効性を評価する方法や観点等を検討し、ガイド案を作成する。 ② 防護措置運用要領案の作成 防護措置発動基準、事象進展時間及び避難時間推計(ETE:Evacuation Time Estimate)結果に、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等の防護措置の有効性を勘案することで、原子炉施設における事故進展の時間軸に沿った実効的な防護措置の運用要領案を作成する。 ③ ETEガイド案の作成 ETEの実施手順や基本的考え方をまとめたETEガイド案を作成する。		
5. 知見の活用先	① EAL評価ガイド案を作成する。 ② 防護措置運用要領案を作成する。 ③ ETEガイド案を作成する。		

6. 安全研究概要
(始期：H26年度)
(終期：H28年度)

- ① EAL 評価ガイド案の作成のため以下の項目を実施する。
- ・米国における EAL 審査の運用に関する調査
EAL 審査が確立している米国における審査の観点、技術的根拠等の調査を実施する。
 - ・EAL の定量的評価
事象進展解析や PRA 等を実施することにより、EAL に係わる事象進展の時間推移データやリスク情報データ（炉心損傷頻度）等の整備を実施する。整備されたデータから EAL の定量的な評価を行う。
 - ・EAL 評価ガイド案の作成
上記の調査、及び評価結果をもとに、EAL 評価ガイド案の作成を行う。
- ② 防護措置運用要領案の作成のため以下の項目を実施する。
- ・防護措置運用要領の調査及び案作成
米国を中心に国内外における防護措置の運用に関する調査を行い、その調査結果と、PRA 解析から得られたデータを基に防護措置運用要領の案を作成する。
 - ・レベル2PRA 結果を用いた新規規制基準導入の影響の把握
新規規制基準導入前後の事故時における放出量や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。
 - ・レベル3PRA 手法を用いた防護措置の有効性の評価
レベル3PRA 手法を用いることにより、防護措置（避難、屋内退避、ヨウ素剤服用等）が行われた場合の被ばく線量から、防護措置の有効性の評価を行う。
 - ・防護措置運用要領案の作成
上記の調査、評価及び③で実施する ETE データ整備から得られた情報を基に、プラントの事態推移、EAL を考慮した防護措置（避難、屋内退避、ヨウ素剤服用等）の有効性を考慮して、発電用原子炉施設におけるより合理的な防護措置の運用要領案を整備する。
- ③ ETE ガイド案の作成
平成 25 年度までの安全研究の知見に基づいて、ETE ガイド案を作成する。また自治体において実施された ETE のデータ分析を行い、より効果的な避難方法の検討や防護措置実施手順への活用方法の検討を行う。ここで得られた知見は適宜 ETE ガイド案に反映する。

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 審査の運用に関する調査 ・EAL 評価ガイド案作成のための知見の整備	・EAL の定量的評価	・EAL 評価ガイド案の作成
② 防護措置運用要領案の作成	・防護措置運用要領に関する調査 ・レベル2PRA 結果を用いた放射性物質のオフサイトへの影響の把握	・防護措置運用要領の枠組みの検討 ・レベル2PRA を用いた新規規制基準導入の影響の把握	・レベル3PRA 手法を用いた防護措置の有効性の評価 ・防護措置運用要領案の作成
③ ETE ガイド案の作成	・ETE ガイド案の作成 ・避難時間推計のデータ分析	・避難時間推計のデータ分析	

7. H26年度実施計画

- 【① EAL 評価ガイド案の整備】
- ・EAL 評価ガイド案作成のための技術的知見の整備
これまでに得られた技術的知見の整備を行い、EAL を評価する上で求められるデータを NRA 技術報告としてまとめる。
 - ・米国における EAL 審査運用に関する調査
EAL 審査体制が確立している米国における EAL 審査の運用方法（審査の体制、方法、観点、技術的根拠等）について調査を行う。調査結果をもとに、我が国の EAL 評価ガイドを作成する上で、必要な審査の観点、要求書類や体制等を整理する。
 - a) EAL の確認・検証プロセスの調査
EAL の実効性を検証するために実施されているプロジェクトの実施内容（NUREG/CR-7154, Vol.1,2, ‘Resk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels- A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah’ , Jan.2013）及び進捗状況を調査する。
 - b) NEI エンドースプロセスの調査
米国においては、NRC の示す EAL 策定ガイドである NUREG-0654 付属書 1 の代わりに、原子力エネルギー協会（Nuclear Energy Institute : NEI）の策定したガイドである NEI99-01 がエンドース（承認）され、現在の原子力発電所のほとんどで NEI99-01 を基に EAL が定められていることから、このエンドースプロセス（手順、体制、根拠等）を調査する。
- 【② 防護措置運用要領案の作成】
- ・防護措置運用要領案に関する調査及び試案検討
NUREG-0654 Supplement3 及び NEI12-01 等の緊急時対応機関の防護措置運用に関する海外文献等の調査を行う。具体的には、防護措置手順について、判断根拠や実効性評価の手法を含めて調査を行い、防護措置運用要領案を策定するために必要な知見を得る。
 - ・レベル2PRA 結果を用いた放射性物質のオフサイトへの影響の把握
レベル2PRA 結果を用いて、代表的な事故シナリオにおける、大気中に放出される放射性物質質量、発生頻度等に係わるデータの

	整備を行う。 【③ ETE ガイド案の作成】 • ETE ガイド案の作成 平成 25 年度までに得られた安全研究の知見に基づいて、ETE の基本的考え方及び実施手順等をまとめた ETE ガイド案を作成する。 • 避難時間推計のデータ整備 国内で実施された ETE のデータ整備を行い、避難時間に及ぼす影響因子を抽出することで、効果的な避難方法を検討する。 a) 国内 ETE 結果及び条件の整理 国内で実施された ETE について、避難時間と推計のために設定された解析条件（自家用車避難率、バス避難の有無等）の整理を行う。 b) 要因の影響度の調査 実施条件の中から特に避難時間に与える影響の大きい要因の抽出を行う。その際 NUREG 等の ETE に関する文献の調査を行い、得られた知見を要因抽出する際の参考とする。 c) 避難行動要支援者の避難に関する調査 国内で実施された ETE の設定条件のうち、避難行動要支援者に関する条件（要支援者のタイプに応じた避難開始場所、避難方法等の条件）を抽出する。また緊急時に想定される避難行動要支援者の避難の形態を調査し、今後 ETE で取り扱うべき条件を検討する。 d) 要因の影響度の把握 同傾向にある自治体を分類し、いくつかのモデル地域を作成する。各モデル地域について計算コードを使用して、避難時間に与える影響の大きさ及び避難時間との関係をまとめる。
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	原子力防災分野（緊急時対応）	研究 範囲※	① 制基準の整備、 ② 技術的知見の取得、 ③ 技術基盤の維持/構築		
3. 背景	平成 24 年 10 月、原子力災害対策指針（以下、「災害対策指針」という）が制定された。以降適宜改定され PAZ、UPZ 等防災対策を重点的に充実すべき地域の考え方、EAL、OIL 等の新たな防護対策の基本的な枠組みが導入された。 さらに、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ために、原子力災害対策本部（官邸）、緊急時対応センター（Emergency Response Center: ERC）（NRA）、原子力災害現地対策本部（OFC）、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、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みを行うこととなった。 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 EAL に基づく予防的措置の判断、及び敷地外の放射性物質の計測データに基づく防護対策の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。防護対策また、平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、重大事故対策が大幅に強化されたため、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。 （1）緊急時対応技術マニュアル（オンサイト対応編） 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、これらに関連する判断根拠を整備する。 （2）緊急時対応技術マニュアル（オフサイト対応編） 緊急時対応要員が、敷地外の放射性物質の計測データに基づき、防護対策実施の技術的判断等を行うための手順、関連する判断根拠を整備する。				
5. 知見の活用先	（1）緊急時対応技術マニュアル（オンサイト対応編） ・H26/27 年度：緊急時対応要員（プラント関係）が、原子力総合防災訓練等の訓練時に、本プロジェクトで整備したマニュアルの一部（既存解析結果、EAL 情報等）を活用。 ・H28 年度：緊急時対応要員（プラント関係）が、原子力総合防災訓練等の訓練時に、本プロジェクトで整備したマニュアルドラフトを参照し、その有効性を確認。 （2）緊急時対応技術マニュアル（オフサイト対応編） ・H26/27 年度：緊急時対応要員（放射線関係）が、原子力総合防災訓練等の訓練時に、本プロジェクトで整備したマニュアルの一部（既存解析結果、OIL 情報等）を活用。 ・H28 年度：緊急時対応要員（放射線関係）が、原子力総合防災訓練等の訓練時に、本プロジェクトで整備したマニュアルドラフトを参照し、その有効性を確認。				
6. 安全研究概要 （始期：H26 年度） （終期：H28 年度予定）	（1）緊急時対応技術マニュアル（オンサイト対応編） 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（オンサイト対応編）を整備する。 ・緊急時対応技術マニュアルに係わ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 情報等）の分析 ・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 （2）緊急時対応技術マニュアル（オフサイト対応編） 敷地外の放射性物質の計測データに基づく防護対策実施に関する技術的な判断根拠等を含む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（オフサイト対応編）を整備する。 ・緊急時対応技術マニュアルに係わる海外情報等の調査 ・緊急時対応に必要な防護対策関連情報（OIL 情報等）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。				

			H26 年度	H27 年度	H28 年度
		(1) 緊急時対応技術マニュアル(オンサイト対応編)	・緊急時対応技術マニュアルに係わ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 情報等)の分析 ・マニュアル枠組みの策定	・技術データの収集 ・マニュアル案の作成	・技術データの作成 ・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良
		(2) 緊急時対応技術マニュアル(オフサイト対応編)	・緊急時対応技術マニュアルに係わる海外情報等の調査 ・緊急時対応に必要な防護対策関連情報(OIL 情報等)の分析・整理 ・マニュアル枠組みの策定	・技術データの収集 ・マニュアル案の作成	・技術データの作成 ・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良
7. H26 年度実施計画	(1) 緊急時対応技術マニュアル(オンサイト対応編)の整備 ・海外情報等の調査 緊急時対応技術マニュアルに係わる、 ・TECDOC-955 :Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident (IAEA)、 ・RTM-96 : Response Technical Manual (米) 等を調査し、マニュアルの参考とするとともに、有用な情報については我が国の体制に合わせた活用方法を検討する。 ・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 - 新規制基準を踏まえ、既存の事故解析結果を元に、事故進展状況を判断するために必要となるプラントパラメータを分析、整理するとともに、我が国での EAL 整備状況に対応し、各 EAL に対応するプラント状態の発生を確認するために必要な技術情報を整備する。 - 新規制基準に基づくプラント運転操作マニュアル等から運転操作条件等の技術情報を整備する。 - 新規制基準に基づく事故シーケンスの解析結果(MELCOR 等)を、事故進展状況及び事故の環境影響評価を判断するために必要な技術情報として収集する。 ・マニュアル枠組みの策定 マニュアルの枠組み(目的、範囲、活用方法など)を策定する。 (2) 緊急時対応技術マニュアル(オフサイト対応編)の整備 ・海外情報等の調査 緊急時対応技術マニュアルに係わる、米国 PAG マニュアル、IAEA-TECDOC 等を調査し、マニュアルの参考とするとともに、有用な情報について我が国の体制に合わせた活用方法を検討する。 ・緊急時対応に必要な防護対策関連情報(OIL 情報等)の分析・整理 上記調査結果をもとに、防護対策実施体制等の相違を考慮し、放射線の測定値に基づく防護対策の実施判断等に必要な情報として整理する。 ・マニュアル枠組みの策定 マニュアルの枠組み(目的、範囲、活用方法など)を策定する。				
8. 備考					

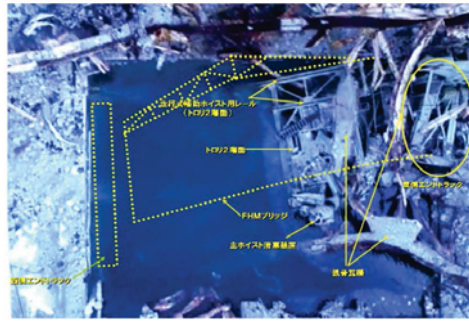
(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(CO1) 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			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 (2-1) 特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備	研究 範囲 ※	② 原子力安全規制等を実施する際の判断に必要な技術的知見の取得		
3. 背景	放射性廃棄物処分(廃棄の事業)に関する規制は核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十三年六月十日法律第百六十六号)(以下「原子炉等規制法」という。)第五十一条の二に規定され、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及び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が定められ、埋設時の飛散防止措置、覆土の施工、危険物を埋設しないこと、容器への封入及び固型化の方法等が示されているが、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廃棄物に対して定められたものである。一方、これらと比べると福島第一原子力発電所事故によって発生する放射性廃棄物は、放射性核種の種類、濃度、形状、材質、他の部材への付着状況、化学物質の共存状況等が異なり、またその量も多いため、その処分に当たって、新たな技術的知見を整備する必要がある。				
4. 目的	(1) 福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物(以下「事故プラント廃棄物」という)の措置に関する基準 事故プラント廃棄物に該当すると考えられるもの(燃料デブリ、破損燃料、原子炉本体、建屋、がれき、吸着塔、処理水、汚染土壌等)に含まれる放射性核種の種類、濃度、形状、材質及び量等の性状を整理し、各廃棄物の輸送、保管、処理、処分等の各段階について、原子炉施設から発生した放射性廃棄物取扱いの基準の適用性を確認し、必要な規制について検討する。 (2) 福島第一原子力発電所敷地内における Sr-90 等の移行評価手法に関する知見 原子炉建屋等の滞留水及び汚染水タンクの管理及び処理が進められている。それらの適切性を判断するために、発電所敷地内の地下水流動状況及び漏えいした汚染水の移行状況を把握する手法が必要である。このため、福島第一原子力発電所敷地内における汚染水の移行タベース化する。また、福島第一原子力発電所敷地内の地質配置、建屋構造を踏まえた水理地質構造モデルに基づく地下水流動解析を実施する。この地下水流動解析結果を踏まえた Sr-90 等の核種移行解析を実施する。 (3) 事故プラント廃棄物の処分による周辺影響を評価するための解析コードの整備 原子炉施設から発生した放射性廃棄物を処分した際の周囲への影響を評価する解析コードの整備を実施してきたところ。これらの解析コードの、事故プラント廃棄物への適用性を確認し、必要な改良を行う。 (4) 燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の立地に係る要件 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設に相当する廃棄物の取扱い施設の立地要件を検討するために必要となる地質環境等の要件について、隆起・侵食、海水準変動等の地質・気候関連事象ごとに整理する。あわせて、地殻変動、火山活動等の自然事象の予測における不確実性を低減するための調査手法を整理し、手法の留意点等を取りまとめる。 (5) 燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の安全評価に向けた検討 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の処分における安全評価及び安全設計並びに回収可能性を含む種々の管理及びモニタリングの在り方に関する基本的考え方の論点と技術的背景を整理する。				
5. 知見の活用先	事故プラント廃棄物や汚染水について、事業者が計画する輸送、保管、処理、処分等に関する妥当性の確認に活用される。				
6. 安全研究概要 (始期: H26年度) (終期: H31 年度予定)	事故プラント廃棄物の性状等の情報は、H26 年度時点では(独)日本原子力研究開発機構等による調査が進められている段階にあり、また、今後実施される減容、分別、固型化、除染等の処理が明らかではないことから、最終的な廃棄体の性状は不確定である。本計画は、H26 年度時点での情報に基づいて作成しており、今後、事業者情報等を考慮し必要に応じて研究計画を再検討するものとする。 実施内容は以下のとおりである。 ① 福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物の取扱いに関する検討 東京電力福島第一原子力発電所事故によって発生した種々の放射性廃棄物の性状について、事業者情報を用いて把握しそれら廃棄物の特性と処分時の廃棄体要件の関係を整理し、処分等における留意点を示す。この際、通常の発電所の運転から発生する廃棄物と放射性核種の種類、濃度、形状、材質、量等が異なることを考慮して、浅地中処分等における安全評価手法並びに保管容器、及び施設等の性能評価手法を整備し、これを用いて当該廃棄物管理に対する安全要件を整理する。 ② 福島第一原子力発電所敷地内における Sr-90 等の移行評価手法の検討 東京電力福島第一原子力発電所敷地内を対象とした地下水流動・核種移行モデルを用いて、種々の条件における汚染水、地下水及び雨水管理の適切性を確認する。 ③ 事故プラント廃棄物の処分による周辺影響を評価するための解析コードの整備 廃棄物取扱いの安全評価において用いる地下水流動解析コード、天然バリア性能評価解析コード、人工バリア性能評価解析コードそれぞれについて、廃棄物への放射性物質の付着状態、漏出地点の状況、地下水への塩分の混入等の事故廃棄物と事故後の福島第一原子力発電所敷地内の特性を考慮した改良の必要性を検討する。 ④ 燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の立地に係る要件 処分に係る規制上の立地要件に必要となる地質環境の長期安定性等に係る要件を整備する。 ⑤ 燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の安全評価に向けた検討				

	燃料デブリ等を安全に取り扱うためにはその特性を適切に考慮する必要があるため、炉内構造物や超長半減期の核種を含む燃料デブリ等の特徴並びに使用済燃料及びガラス固化体との相違点を整理し、その取扱いの考え方を整備する。 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の取扱いを行う際に考慮すべき自然事象等による地下水流動等の処分環境への影響を評価解析する手法の整備を行う。また、これらの解析システムの統合についての課題を検討する。
7. H26 年度実施計画	①福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物の措置に関する検討 - 事故プラント廃棄物に該当すると考えられるもの（燃料デブリ、破損燃料、原子炉本体、建屋、がれき、吸着塔、処理水、汚染土壌等）に含まれる放射性核種の種類、濃度、形状、材質、量等の性状について、最新の情報を整理する。 - 事故プラント廃棄物及び処理を経た廃棄体の推定される性状の、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への適合性を確認し、それらの輸送、保管、処理、処分等の各段階において必要な規制について検討する ②福島第一原子力発電所敷地内における Sr-90 等の移行評価手法の検討 - Sr-90、Cs-137 等の核種について、収着分配係数・拡散係数に関する試験及び調査による知見の取得及びデータベース化を行い、核種移行パラメータとしての代表値と変動幅を把握する。 - 発電所敷地内の水理・地質構造及び建屋等の構造物を考慮した三次元地下水流動モデルを整備し、地下水流動解析を実施する。この結果を踏まえ、地下水流動場における核種移行モデルを整備する。 - 実測値と核種移行モデルによる予測値を比較することでモデルの妥当性を確認するとともに課題を検討する。 ③事故プラント廃棄物の取扱いによる周辺影響を評価するための解析コードの整備 - 廃棄物取扱いの安全評価において用いる地下水流動解析コード、天然バリア性能評価解析コード、人工バリア性能評価解析コードそれぞれについて、事故廃棄物の特性を考慮した改良の必要性を検討する。 ④燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の立地に係る要件の検討 - 地殻変動、火山活動等の自然事象に関する不確実性低減のための複数の相互補完的調査及び従来手法を補う調査技術の検討等を行い、立地選定調査結果の妥当性を判断する際に必要となる、事業者による実施が想定される調査手法の不確実性に係る課題を整理する。 - 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の取扱い施設の立地に係る要件を検討するため、処分地の地質環境等の要件及びその判断指標を取りまとめる。 ⑤燃料デブリ等廃棄物の取扱い施設の安全評価に向けた検討 - 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の取扱いを行う際に考慮すべき地殻変動、火山活動等の自然事象並びに坑道掘削及び閉鎖による地下水流動系への変動について、その要因とその予測手法の整備を行う。 - 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の取扱いを考慮した場合重要となる長期の海面変動等の自然事象について、各事象のモデル化を通して地下水流動への影響の定量的評価手法を整備する。 - 取扱い施設近傍及び広域の地質環境を対象に、自然事象の発生及び熱-水理-応力-化学の特性の連成を考慮した地質環境評価解析モデルを整備するとともに、この解析モデルを利用して自然事象による処分環境への影響を網羅的に検討する。 - 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の処分に係る安全評価を行う際に検討が必要となる、地質気候関連事象発生の時間スケール、発生のメカニズム、発生予測の不確実性に関する知見を取得し、事象の活動予測モデルを整備する。 - 燃料デブリ等廃棄物を含む第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の処分の安全審査に向けた設計の基本的要件及び安全評価の基本的考え方を整備するため、ガラス固化体による高レベル放射性廃棄物処分について検討されてきた考え方を取りまとめた上で、燃料デブリ等の性質を想定した新たな課題の抽出を行う。 - ガラス固化体による第一種廃棄物埋設の対象に相当する廃棄物の処分を念頭に、人工バリアから天然バリア、生物圏までの核種移行を一連で評価するために整備した解析システムを用いて、結晶質岩の仮想サイトを想定した試験解析を行い、地下水流動解析モデルと核種移行解析モデルの連結について確認する。また、同解析システムを燃料デブリ等廃棄物処分の評価において活用するための課題を抽出する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

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	特定原子力施設分野 (2-3)破損燃料輸送に係る技術的知見の整備		
3. 背景	「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の輸送に関する審査をするためには、破損している燃料の特性や輸送物の形態を推定し、安全評価に必要な項目を抽出し、安全評価手法を整備する必要がある。		
4. 目的	事業者が実施する使用済燃料の破損状況に関する調査結果から、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、必要に応じて実施計画の審査に用いる審査基準案等を作成する。		
5. 知見の活用先	実施計画の安全審査に活用する。また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)	・破損燃料輸送に係る技術調査 図1フローチャート参照 ・輸送物中に水素が発生した際の安全評価及びその対策に係る調査 図1 技術評価に係るフローチャート ● 破損燃料を輸送する際の収納缶及び輸送容器に求められる機能の評価 ● 水素発生量の評価		



3号機の使用済燃料プール内に
貯蔵されている燃料の状況に関
する調査

出典：政府・東京電力中長期対策会議
運営会議 第11回会合
(平成24年10月22日) 資料

図3 3号機使用済燃料プール内ガレキ状況

工程表

項 目	年 度	H24	H25	H26	H27	H28
a. プール内燃料の号機ごとの情報収集等		4 号機		3 号機		
b. 破損燃料・輸送物に関する文献調査						
c. 輸送物の推定		4 号機		3 号機		
d. 評価・調査結果からのフィードバック		4 号機		3 号機		
e. 課題の抽出・検討		抽出	解決	抽出	(検討)	
f. 輸送物中に水素が発生した際の安全評価		文献調査		試験	試験 (評価)	評価

7. H26年度実施計画

(1) 1F3号機からの破損燃料輸送に係る技術調査

基本的な調査・検討の流れとしては、6. 図1に示したフローチャートに基づき実施する。平成27年度上期から3号機より使用済燃料の搬出が計画されており、それに先立ち以下の項目を実施する。

① 3号機の使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料の状況に関する調査

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の健全性、破損状態を含めた情報を収集する。

② 破損燃料を収納した輸送物の推定

①にて、燃料に係る情報を取得次第、輸送物の構成を推定する。推定に当たっては湿式・乾式両方式の輸送物についてそれぞれ破損燃料の収納体数を考慮する。

③ 不足している知見等の抽出・整理等

①及び②の結果より、3号機から燃料を搬出することを想定した場合の安全評価を実施する上で、不足している知見等を抽出・整理する。

(2) 輸送物中に水素が発生した際の安全評価

① 使用済燃料からの水素発生に係る試験

海水成分やヨウ素等のハロゲンが共存すると水の放射線分解に影響を与え、水素発生量が増加すると想定されている。そこで、海水成分等の影響を考慮した輸送容器内での水素発生量評価手法を確立するため、水の放射線分解により発生する水素の定常濃度の測定試験を実施する。

8. 備考

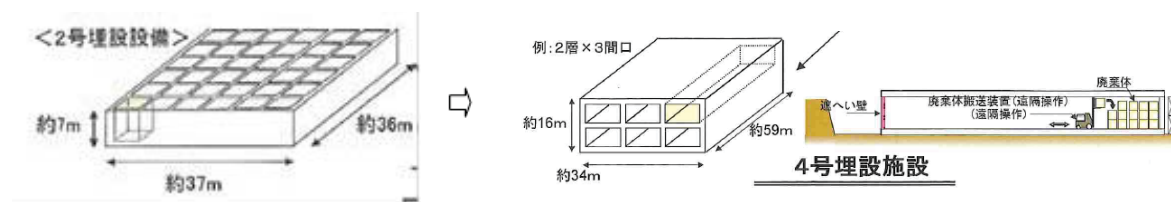
(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(C03) 第二種廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究	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	バックエンド分野 廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備		
3. 背景	第二種廃棄物埋設の既存施設及びそれと同等のトレンチ・ピット処分施設については、平成25年12月に施行された「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「構造等の基準に関する規則」という。）に基づき審査が行われることとなっているが、それ以外の余裕深度処分施設等の第二種廃棄物埋設施設についても同様に構造等の基準に関する規則、それらの規則に基づく告示等を整備する必要がある。具体的には、ピット処分施設については、事業者により新たな廃棄体容器として従来のドラム缶から角型容器への転換や廃棄体容器の定置方法として横入れ多層施設化が検討されているところ、これらの申請に対応すべく現行の「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」（以下「第二種廃棄物埋設の告示」という。）の改正に向けて検討する必要がある。また、余裕深度処分施設については、事業者により処分施設構成や大型廃棄体容器が検討されているところ、これらの申請に対応すべく「構造等の基準に関する規則」の整備及び第二種廃棄物埋設の告示の改定に向けて検討する必要がある。 一方、研究施設等廃棄物については、関連規制法令や放射能に汚染されていない廃棄物の規制の考え方を整理する必要がある。また、ウラン廃棄物等の長半減期核種を含む廃棄物については、安全確保に関する論点を整理し、安全審査に必要な技術的知見を整備する必要がある。具体的には、独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）において、研究施設等廃棄物をトレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分とすることを検討しているところ、これらの申請に対応すべく「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）と「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」（以下「障防法」という。）等との規制制度の関係を整理する必要がある。		
4. 目的	(1) 第二種廃棄物埋設施設の安全審査に向けた規制基準等の整備 (a) トレンチ・ピット処分施設 - 横入れ多層施設に関する審査マニュアル案を作成する。 - 廃棄体の角型容器化による施設性能確認、覆土確認のための確認項目、評価基準等を含めた施設確認運用要領の改正案を作成する。 (b) 余裕深度処分施設（TRU 廃棄物を含む。） - 長半減期廃棄物の処分形態や線量基準等の制度の考え方を取りまとめた上で、余裕深度処分施設（TRU 廃棄物を含む。）に関する審査マニュアル案を作成する。 - 廃棄体の大型容器化による施設性能確認、施設確認のための確認項目、評価基準等を含めた施設確認運用要領の改正案を作成する。 (2) 研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備 (a) 研究施設等廃棄物及びウラン廃棄物の処分施設 - 安全確保に関する基本的考え方及び有害廃棄物の規制の考え方を取りまとめた上で、研究施設等廃棄物の処分施設に関する審査マニュアル案を作成する。 - 廃棄体による施設性能確認、施設確認のための確認項目、評価基準等を含めた施設確認運用要領の改正案を作成する。 (3) 余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整理 余裕深度処分施設について、第一種廃棄物埋設施設との整合性を踏まえ、安全確保の観点から可逆性・回収可能性や長半減期核種を含む廃棄物埋設の制度的管理（モニタリング・サーベイランス、土地利用制限等）についての基本的考え方を整理する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、第二種廃棄物埋設及び研究施設等廃棄物の処分施設に関する審査等に活用される。		

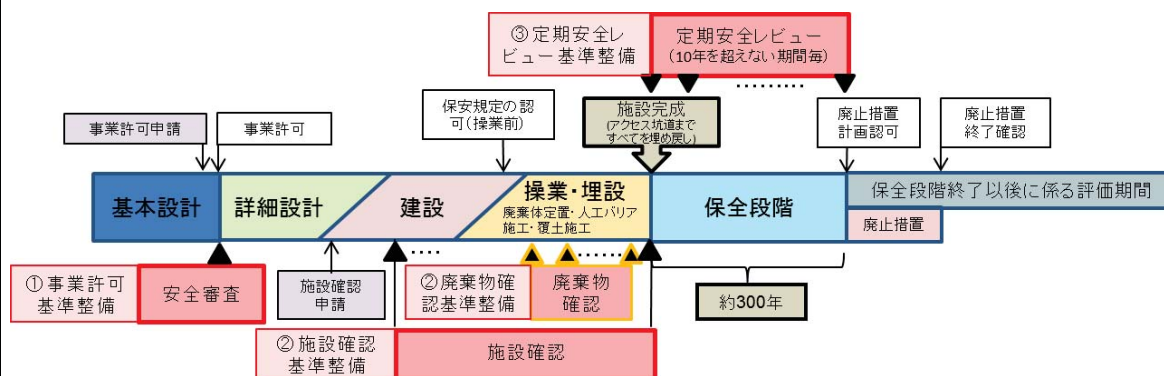
事業者により検討されている廃棄体容器や構造形式等に関する技術的知見を整理し、施設確認運用要領案を整備する。



ドラム缶と大型廃棄体容器（余裕深度8分）



従来ピット処分施設構造と新たな施設形態及び定置施工方式



第二種廃棄物埋設事業に関する安全規制の概要

研究施設等廃棄物及びウラン廃棄物等の処分施設においては、ウラン廃棄物を含む長半減期核種の安全確保に関する論点やラドンによる内部被ばくの取扱いなど国内外の事例や検討状況を調査して整理する。また、研究施設等廃棄物に含まれる可能性がある

	非放射性有害物質の種類、その性状及び含有量の現状を事業者から聴取して整理し、研究施設等廃棄物処分施設の安全確保に関する論点整理を行う。 ii)安全審査に向けた技術的知見の整理 研究施設等廃棄物の埋設処分においては、原子炉等廃棄物とは異なる廃棄物が含まれることから、安全審査に用いる重要核種の選定や濃度上限値の設定を行う。さらに廃棄体についても処理方法や放射能インベントリに関する技術的知見を整備する。また、RI廃棄物や非放射性有害物質が含まれることから原子炉等規制法と障防法との整合性を確認し、安全審査に向けた課題を抽出する。 iii)後続規制の施設確認整備のために必要となる技術的知見の整理 研究施設等廃棄物の埋設処分における施設確認に必要となる技術的知見の整備を行う。 (3)余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整理 余裕深度処分施設について、第一種廃棄物埋設との整合性も踏まえ、安全確保の観点から諸外国の埋設施設の可逆性・回収可能性を調査して、我が国の特徴を加味した可逆性・回収可能性、制度的管理（モニタリング・サーベイランス、土地利用制限、記録保存等）について論点及び実現に当たっての課題や技術的知見を整理する。 <table><tr><th colspan="6">工程表</th></tr><tr><th></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></tr><tr><td>(1)第二種廃棄物埋設施設の安全審査に向けた規制基準等の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(2)研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>(3)余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整理</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	工程表							H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	(1)第二種廃棄物埋設施設の安全審査に向けた規制基準等の整備						(2)研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備						(3)余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整理					
工程表																															
	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度																										
(1)第二種廃棄物埋設施設の安全審査に向けた規制基準等の整備																															
(2)研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備																															
(3)余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整理																															
7. H26年度実施計画	(1)第二種廃棄物埋設施設の安全審査に向けた規制基準等の整備 (a)トレンチ・ピット処分施設 - 新たな角型廃棄体容器に関する形状、特性等について調査し、現行の第二種廃棄物埋設の告示との対比によって規制課題を抽出する。 - ピット処分施設の覆土確認について、ベントナイト混合材料を用いた難透水性覆土の透水性を評価するため、透水試験方法、試料の採取方法・採取場所、採取サンプル数等に関する調査を行う。 (b)余裕深度処分施設（TRU廃棄物を含む。） i)安全確保に関する論点の整理 - 長半減期放射性廃棄物について、処分形態や政令濃度上限値の考え方等を整理する。 - 国内で想定されている余裕深度処分施設の深度、濃度等に相当する諸外国の処分施設について、埋設される放射性廃棄物の種類、核種等や制度的管理の考え方を調査し、国内の廃棄物埋設処分施設への制度的管理の導入に関する課題を抽出する。 ii)安全審査に向けた技術的知見の整理 - 長期時間スケールでのセメント鉱物学的変質に関する技術的知見を調査し、セメント系人工バリアの長期的な状態設定に係る評価指標を整理する。 - ベントナイト系人工バリアの超長期時間スケールにおける変形挙動を評価するため、キプロス共和国に存在する長期荷重を受けたベントナイト層をナチュラルアナログの手法により調査し、変形挙動に係る情報を取得する。 - 地震動を受けた場合の近接配置された処分坑道の挙動の試験解析を行い、地下水シナリオ等に基づく安全評価に地震動が及ぼす影響度を整理する。 - これまでに行った余裕深度処分施設の低透水層を模擬した工学的規模試験体のガス移行試験のデータを用いて再現解析を行い、安全審査に向けた実規模施設の低透水層におけるガス移行挙動評価の適用性を確認する。 - 国内外で実施された地質気候関連事象の長期変動及びその予測、事象の処分施設の安全性への影響評価等について文献調査を行い、閉鎖後10万年までに処分施設に影響を与えうる事象、時期、深度、事象発生の予測可能性（手法、精度、予測可能な期間等）等を取りまとめる。 (2)研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備 i)安全確保に関する論点の整理 - ウラン廃棄物を含む長半減期核種の安全確保に関する論点を諸外国の事例を調査して整理する。 - ラドンによる内部被ばくの取扱いについて、国内外の検討状況を調査して、内部被ばく評価を行うための考え方、評価手法等を整理する。 - 研究施設等廃棄物の埋設処分における重要核種の選定及び濃度上限値の設定を行うために必要となる情報（対象施設、対象廃棄物、廃棄体の放射能インベントリ等）を収集して整理する。 ii)安全審査に向けた技術的知見の整理 - 研究施設等廃棄物に含まれる可能性がある非放射性有害物質の種類、その性状及び含有量の現状を事業者から聴取して整理する。																														

	る。 ・ RI廃棄物について、原子炉等規制法と障防法との整合性を確認し、研究施設等廃棄物の処分施設に関する安全審査に向けた課題を抽出する。 (3) 余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理に関する基本的考え方の整理 ・ 我が国の特徴を踏まえた放射性廃棄物の可逆性・回収可能性について、諸外国の状況を調査することにより、その考え方を整理するとともに、制度的管理の論点を抽出する。
8. 備考	

(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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-6) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備		
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」(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。」(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(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」(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(ISA)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。		
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」として総合安全解析(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、旧原子力安全基盤機構において、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、安全性向上評価の結果等を記した届出に対し、原子力規制委員会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か否かを確認する際に活用される。		

	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の整備する。 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的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。 b) 加工施設における ISA 手法等に関する調査 加工施設における ISA 手法等を検討する上で必要となる情報について文献調査を行う。 c) 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。 d) リスク評価の手法等の適切性を確認する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。 なお、運用ガイドでは、加工事業者は、原子炉等規制法の施行から 3 年 6 か月（平成 29 年 6 月）以降、届出より半年前の状態を対象として第 1 回目の安全性向上評価を実施することとされていることから、平成 28 年 12 月までに、本技術的知見を整備する必要がある^注。 注：〇〇によれば、六カ所 MOX 燃料加工施設は建設中（平成 29 年 10 月に竣工予定）であり、また、ウラン加工施設は運転中であるため、ウラン加工施設の 1 回目の安全性向上評価は平成 28 年 12 月の時点を対象に、MOX 燃料加工施設よりも早く行われることになる。このため、ウラン加工施設を対象に実施するものとする。 <table><tr><th colspan="6">工程表</th></tr><tr><th></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="5">①加工施設のリスク評価に係る技術的知見の整備</td><td></td><td colspan="4">a) MOX燃料加工施設の地震を起因としたISA試解析の実施 </td></tr><tr><td></td><td colspan="4">b) 加工施設における ISA 手法等に関する調査 </td></tr><tr><td></td><td colspan="4">c) 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 </td></tr><tr><td></td><td colspan="4">d) リスク評価の手法等の適切性を確認するための着眼点及び留意点の整理 </td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	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	①加工施設のリスク評価に係る技術的知見の整備		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) 加工施設における ISA 手法等に関する調査 					c) 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 					d) リスク評価の手法等の適切性を確認するための着眼点及び留意点の整理 								
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																																		
①加工施設のリスク評価に係る技術的知見の整備		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) 加工施設における ISA 手法等に関する調査 																																					
		c) 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 																																					
		d) リスク評価の手法等の適切性を確認するための着眼点及び留意点の整理 																																					
6. 安全研究概要 （始期：H24年度） （終期：H28年度）																																							
7. H26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 - 前年度に実施した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結果等に基づき、MOX燃料加工施設の粉末工程及び焼結工程に対し、地震を起因としたISA試解析を実施し、代表的事故シーケンスの抽出から各事故シーケンスのリスクレベルの評価までの一連の作業を行う。 b) 加工施設における ISA 手法等に関する調査 - ISA における地震起因事象の発生頻度評価手法のための文献調査を行う。 - 米国における ISA 活用例である核燃料サイクル施設監視プロセスに関する文献調査を行う。 c) 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 漏洩した六フッ化ウランの屋内での挙動についての評価方法を整備する。 d) リスク評価の手法等を確認するための着眼点及び留意点の整理 - 上記 a)b)c) 及びこれまでの安全研究の成果並びに発電炉における PRA 手順等を参考に、MOX 燃料加工施設における地震を起因とした ISA 手法を実施手順として取りまとめる。 - 上記実施手順及びこれまでの安全研究の成果等を参考に、MOX 燃料加工施設及びウラン加工施設において ISA を実施する上での留意事項を整理する。																																						
8. 備考																																							

(プロジェクト個票)

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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-6) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備		
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」(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。」(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(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」(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及び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 PRA 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。		
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験解析、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：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、安全性向上評価の結果等を記した届出に対し、原子力規制委員会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か否かを確認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、同時期に、又は連鎖して起こる複数の事故事象の発生を踏まえた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。 c) 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査 諸外国における再処理施設を含めた核燃料サイクル施設のリスク評価（ストレステストによるリスク評価等を含む。）に係る技術的知見の調査を行う。 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、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整理する。 なお、運用ガイドでは、再処理事業者は、原子炉等規制法の施行から3年6か月（平成29年6月）以降、届出より半年前の時点の状態を対象として第1回目の安全性向上評価を実施することとされていることから、平成28年12月までに、本技術的知見を整備する必要がある。 また、以下に旧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） 「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。																																																																									
	<table><tr><th colspan="6">工程表</th></tr><tr><th></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="5">①再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備</td><td>a) 地震を起因としたPRA試解析</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td colspan="5"></td></tr><tr><td>b) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td colspan="5"></td></tr><tr><td>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</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></td><td>d) 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td colspan="2"></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td>e) 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</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）</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	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	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) 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査												e) 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）				
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																																																																					
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) 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査																																																																									
	e) 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. H26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 - 地震を起因として発生が想定される高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象及び使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料の高温破損事象を対象に、地震発生後に想定される重大事故対策を考慮したPRA試解析を実施する。その際、溢水・化学薬品の漏えいの影響等についても検討する。また、水素爆発及び有機溶媒火災に関するPRA試解析の一環として、事象進展シナリオを整備する。 b) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験 - 平成25年度までに得られた高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時における放射性物質移行挙動試験の結果の精査などによって、蒸発乾固時の放射性物質の放出量評価の際に重要と考えられるルテニウムの移行挙動を把握するために、今後実施予定の試験で取得するデータを明確にする。 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 - 高レベル濃縮廃液等の貯槽での水素爆発事象を対象に、解析条件等を検討し、試解析を行う。 e) 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 - 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を整理するための準備として、これまでの研究成果を基に、発電炉と再処理施設における PRA 実施手順の相違点について、検討を行う。																																																																									
8. 備考																																																																										

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(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	核燃料サイクル (4-2) 再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備		
3. 背景	事業者は使用済燃料の再処理の事業に係る規則に基づき、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。 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、これまで、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、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ボジット腐食(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	事業者が実施した再処理施設の高経年化対策の評価に活用する。		

6. 安全研究概要
(始期：H24年度)
(終期：H28年度予定)

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手にはインサート材として水素固溶量が大き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、異材接合継手を構成するジルコニウム、タンタル及びステンレス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脆化割れに及ぼす各種影響因子を評価・検討し、異材接合継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。

表-1 工程表

	実施項目	24 年度	25 年度	26 年度	27 年度	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	Zr/Ta/ステンレス鋼	
	影響因子評価のための基礎データの取得試験		Zr	Ta	Zr/Ta/ステンレス鋼	
	メカニズムの検討、影響因子の評価					

7. H26 年度実施計画

- ・デポジット腐食については、以下の項目について実施する。
 - a. 模擬デポジット及び非放射性の模擬金属イオンを用いた腐食試験を行い、腐食挙動に関するデータを取得し、デポジットの影響がない状態と比較する。
 - b. 電気化学データ取得装置を用いて、減圧下での腐食加速金属イオンの価数変化に関するデータ等を取得する。
 - c. 模擬デポジットの基礎物性データを取得し、温度に及ぼす影響を評価する。
- ・応力腐食割れについては、以下の項目について実施する。
 - a. プルトニウム濃度が電気化学特性に及ぼす影響に関するデータを取得し、プルトニウム溶液の腐食電位を評価する。
 - b. 応力腐食割れ発生の影響因子である腐食電位をパラメータとして電位負荷定荷重引張試験を実施し、溶液条件、変色皮膜生成及び割れ発生の関係に関するデータを取得する。
- ・水素吸収ぜい化割れについては、以下の項目について実施する。
 - a. タンタルを対象に、水素を発生させた硝酸溶液中において定荷重引張試験を実施し、水素吸収ぜい化割れの発生を評価するためのデータを取得する。
 - b. タンタルを対象に金属中水素測定装置等を用いて発生条件検討のための基礎データを取得する。

8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(C07) 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 安全技術管理官(システム安全担当) 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	4. 核燃料サイクル (4-1) 放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備 9. 横断的課題 (9-3) 技術基盤の確保・維持		
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 使用済燃料を貯蔵するスペースが少なくなっている現在、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、金属キャ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キャ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に関する技術的知見を研究しておく必要がある。さらには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。 使用済み燃料の乾式貯蔵技術に関して、BWR では、日本原子力発電株式会社 東海第二発電所等において、金属キャスクを用いる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、PWR についても事業者により試験用金属キャスクを用いた乾式貯蔵試験が実施される予定である。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貯蔵試験結果等を適切に評価していくことが必要である。 さらには中間貯蔵の長期化が世界的な潮流であることから、諸外国の規制動向を調査し、把握しておく必要がある。 (2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価 事業者が申請時に実施する安全解析について、その妥当性を評価する必要がある。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する必要がある。 (3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験 我が国では、貯蔵施設が塩害を受けうる沿岸部に立地する可能性があり、コンクリートキャ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(キャニスタ SCC)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 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 NRC 等の規制機関、IAEA、OECD/NEA 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研究 特にコンクリートキャ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 ④ PWR 使用済燃料先行貯蔵試験 (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 (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。 ① キャニスタ応力腐食割れ(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、技術基準解釈案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基に、使用済燃料の貯蔵後輸送に係る規則基準案等に反映させる。 (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 コンクリートキャ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。		

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 諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価
- 輸送貯蔵兼用金属カスク及びコンクリートカスクを含め、中間貯蔵に関連する最新データや実績のある米国 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。
- 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。特にコンクリートカスク貯蔵で用いるキャニスター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
- 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、規制基準解釈案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、試験用金属カスクを用いた PWR 使用済燃料貯蔵試験の試験状況を正確に把握する。
- (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
- コード導入に向けて適用性を確認するために、改良課題を抽出し、対処方針を検討するとともに、課題の解決に向けた作業を進め、核燃料輸送物遮蔽解析に対する検証作業を行う。
- (3)中間貯蔵設備長期健全性等試験
- 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、コンクリートカ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
- 既にコンクリートカ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 に係る安全規制動向、及び研究開発動向について調査し、安全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

	H17 年度	H18 年度	H19 年度	H20 年度	H21 年度	H22 年度	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	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												
(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. H26年度実施計画

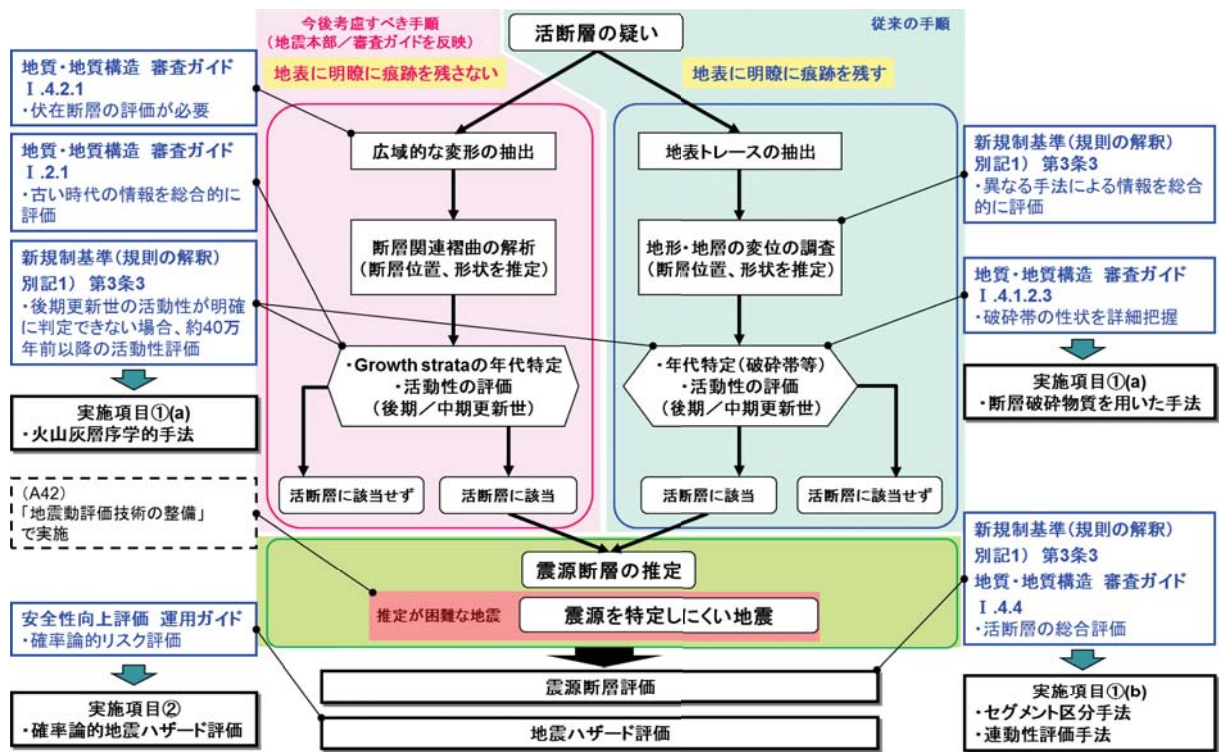
- (1)中間貯蔵施設技術基準案の作成
- ① 諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価
- 諸外国における使用済燃料の貯蔵カスクの各部材に係る経年変化及びその対処方法に係る規制動向を調査する。
 - 貯蔵・輸送カスクの燃焼度クレジットを適用した臨界安全評価に関する技術的知見を収集し整理する。
 - 輸送時にカスクを車両や船舶に積載・固縛するための輸送架台に係る規制動向を調査する。
- ② 規制基準案整備のための調査
- コンクリートカスクに関して関連する学協会規格等の調査を実施する。なお、本研究は本年度以降、①の一部として実施する。溶接技術については H25 年度までに試験計画に関する調査研究が終了しているため、H26 年度及び H27 年度は学協会動向を調査し、28 年度に改めて試験の必要性を再評価した後実施する。
- ③ 高燃焼度燃料の健全性に関する研究
- H25 年度までの試験結果を評価して、乾式中間貯蔵のための輸送貯蔵兼用カスクの落下事故時における燃料の破損判断基準骨子案（破損限界荷重・ひずみ等）をまとめる。
 - カスク落下事故時の臨界評価、被ばく評価等に際しての安全評価用基礎情報（燃料棒破損時のペレット放出量、粒径分布等）をまとめる。
 - 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を調査する。
- ④ PWR 使用済燃料先行貯蔵試験
- 解析コードによる伝熱解析及び熱流動解析の結果を基に、解析結果と伝熱試験の結果とを比較し、貯蔵試験容器温度評価ツール（試験容器の温度測定データから内部の使用済燃料被覆管温度の評価を行うことができる。）の検証等を実施する。
- (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

	- 核燃料物質による中性子増倍効果の取扱いや、現実的な作業時間内での評価を可能にする機能等、遮蔽解析コードとして導入するために必要な機能を PHITS に搭載し、改良したコードの核燃料輸送物遮蔽解析に対する適用性を確認する。 (3)中間貯蔵設備長期健全性等試験 ① キャニスタ SCC に係る影響因子に関する知見の取得 - キャニスタ SCC に関する研究成果及び知見を調査・整理し、現状の課題を抽出する。 - キャニスタ SCC に対する環境条件の影響を評価するために、気中塩分濃度測定試験（環境条件測定試験）を実施する。 - 小規模な予備試験のために必要な機器等を調達し、照射下試験装置等を設計する。 ② 諸外国におけるキャニスタ SCC に対する規制動向の調査 - 諸外国のキャニスタ SCC に係る安全規制動向及び研究開発動向について調査し、適切な安全規制必要な技術的知見等を得る。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-1) 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備		
3. 背景	(1) 活断層の活動性評価に関する規制の現状・課題 ・新規制基準及び「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。 ・上記のような活断層の活動時期を把握するためには、約40万年前以降を含む火山灰の分析データ・評価手順の整備が必要不可欠であり、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砕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「断層破砕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。断層破砕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1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かさ要因に関しては、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かさ要因の選別及びロジックツリーの分岐の設定方法の確立が必要である。 ・2011年東北地方太平洋沖地震では、比較的規模の大きいものも含め多くの余震が発生した。地震ハザード評価手法の確立のためには、巨大地震に伴う余震等に関する分析が必要である。		
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、層位学的(火山灰層序学的)及び断層破砕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及び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)の不確かさの評価方法を確立し、並び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等を各種審査マニュアルに反映し、今後の安全性向上評価の妥当性確認の中で活用していく。また、本成果をIAEA等の国際機関や国際会議にて発信することにより、原子力施設の安全性向上に係る国際貢献等を果たす。		
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あたっては、新規制基準等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、従来の手順の他、地表に明瞭に痕跡を残さない活断層の評価手順も含めている。本研究における具体的な実施項目を下記に示す。 ①変動地形学、地質学、地球物理学に基づいた活断層(震源断層)の評価手法の高度化 (a) 活断層の年代評価手法の整備 1) 約40万年前以降を含む活断層の年代評価手法の整備の一環として、層位学的(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。 2) 断層の上部に堆積した地層や年代特定の鍵となる地層が欠如している断層の活動年代を評価するため、断層破砕物質等を用いた年代評価手法を確立する。そのために、断層破砕物質の色彩に着目し、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砕物質の色彩・鉱物化学組成のデータと比較することにより、断層の活動性を推定する。また、その他の手法による推定結果との比較・検証、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。 (b) 活断層のセグメント区分と連動性の評価手法の整備 1) 活断層のセグメント区分に関するデータ収集及び震源断層の連動性に関する評価手法を整備する。まず、評価対象とする活断層について地表の地形データ、地質データ、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を実施し、結果の信頼性を検討する。そして、これらのセグメント区分及びその根拠となった調査データ、並びに結果の信頼性と、国内外における過去の連動に関する記録を比較することにより、震源断層の連動性を評価する。 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) 1) 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を設定し、震源断層の不確実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・質が地震ハザード評価結果に及ぼす影響も評価する。
 2) 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。



新規制基準等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研究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及びアーカイブ化 - 断層破砕物質の色彩・鉱物化学組成データの蓄積及びアーカイブ化	- 火山灰の化学組成データの蓄積及びアーカイブ化 - 断層破砕物質の色彩・鉱物化学組成データの蓄積及びアーカイブ化並びに各種手法の適用性の検討	- 火山灰の化学組成データの蓄積及びアーカイブ化並びに火山灰の対比に有効な指標の選定 - 断層破砕物質の色彩・鉱物化学組成データのアーカイブ化、断層破砕物質に関する「時間-色彩値関係式」の構築	- 火山灰の噴出年代の決定及び対比手順・手法の取り纏め - 断層破砕物質等を用いた年代評価手順・手法の取り纏め
項目①-(b)	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	地形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	地質データ、地下深部にに関する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	震源断層の連動性評価手法の取り纏め
項目②	- 課題の整理及び評価方針の提案 - 評価サイトへの余震の影響の度合いの調査	- 不確実さ要因の整理、ロジックツリーにおける分岐項目の設定 - 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	具体的な調査データを用いたロジックツリーにおける分岐の設定及び震源断層（活断層）の不確実さを踏まえた地震ハザード評価の実施	震源断層（活断層）の不確実さを踏まえた地震ハザード評価手順・手法の取り纏め

7. H26年度実施計画

①変動地形学、地質学、地球物理学に基づいた活断層（震源断層）の評価手法の高度化

【項目①-(a)】活断層の年代評価手法の整備

1) 層位学的（火山灰層序学的）年代評価手法の高度化

深海底堆積物試料を対象に、火山灰の粒子構成、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。対象とする試料は中期更新世に噴出した火山灰であり、分析に用いた深海底堆積物試料全体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。

2) 断層破砕物質を用いた年代評価手法の確立

加熱温度と加熱時間に依存した岩石の色彩変化に関するデータを拡充し、断層破砕物質に関する「時間-色彩値関係式」の構築手順の整備を目指してデータ拡充を行う。また、上記手法の結果を他の手法により比較・検証するため、並びに活動年代の

	総合評価手法の整備に資するため、断層破碎物質の色彩を利用した方法以外の年代評価手法及び断層活動時の摩擦挙動の再現を目的とした試験の実施可能性についても検討する。 【項目①-(b)】活断層のセグメント区分と連動性の評価手法の整備 1) 活断層のセグメント区分及び連動性に関する地形・地質学的検討 平成 25 年度までに、花崗岩地域における横ずれ断層を対象として河谷の屈曲率分布と断層セグメント境界を比較・検討した結果、河谷の屈曲率分布がセグメント区分の有効な指標となり得ることが確認された。 本年度は、上記手法が様々な地質体が存在する地域における横ずれ断層に対しても適用可能かどうか検討する。検討結果は、次年度以降に実施する震源断層の不確かさの評価手法の整備に資することを目的に整理する。 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】地震ハザード評価のための不確かさ要因の整理 1) 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 山崎断層帯を対象に、地震の発生頻度の不確かさが地震動の超過確率に与える影響を把握することを目的として、地震ハザード解析を実施し、評価の際の留意点を整理する。また、震源モデル等の不確かさが地震動の超過確率に与える影響を把握することを目的として震源モデルの設定に関わる地表～地下深部の各種データを整理する。 2) 本震・余震型地震の地震ハザード評価手法への適用性の検討 平成 25 年度までに、予備検討として東北地方太平洋沖地震を対象に余震の発生状況の調査及び本震・余震を考慮した地震ハザード評価手法に関する文献調査を行った。 本年度は、気象庁による東北地方太平洋沖地震による余震データの再検測作業が終了したことを踏まえ、当該地震の余震を対象に、地震ハザード解析によって求めた余震の超過確率と観測記録による超過確率を比較する。また、本震と余震の地震データによる地震ハザード解析を実施して、余震による地震ハザードへの影響度を把握する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-1) 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備		
3. 背景	平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、断層モデルを用いた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確立する必要がある。 (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確立する必要がある。 (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確立する必要がある。 (3) 断層変位の評価手法 主断層及び副断層による断層変位の評価手法を確立する必要がある。 (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確立する必要がある。		
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を各種審査マニュアルに反映し、今後の安全性向上評価の妥当性確認の中で活用していく。さらに、本成果を IAEA 等の国際機関や国際会議にて発信することにより、原子力施設の安全性向上に係る国際貢献等を果たす。		

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、断層モデル法と応答スペクトル法（距離減衰式）を高度化するほか、震源極近傍地震動、三次元地下構造を考慮したサイト特性、断層変位及び震源を特定せず策定する地震動等のそれぞれの評価手法の高度化・整備に係る研究を行うものである。平成 26 年度以降の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（H28 以降完了）
 - a) 震源極近傍地震動及び震源特性・伝播経路特性等の不確かさの評価手法を整備し、解析コードを高度化する。
 - b) 地震基盤上の距離減衰式・増幅評価式を開発（H 24 終了）し、断層モデル法による解析結果と比較する。
- (2)サイト特性の評価手法の整備（H28 完了）
 - a) 短周期地震動評価における地下構造調査及び地下構造モデル化の適用限界を検討する。
 - b) 高精度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（H28 以降完了）
 - a) 有限要素法や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、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) 数値解析結果を用いて確率論的手法を高度化し、地震・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（H25 完了）
 - 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（H24 完了）。
 - 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 完了）。

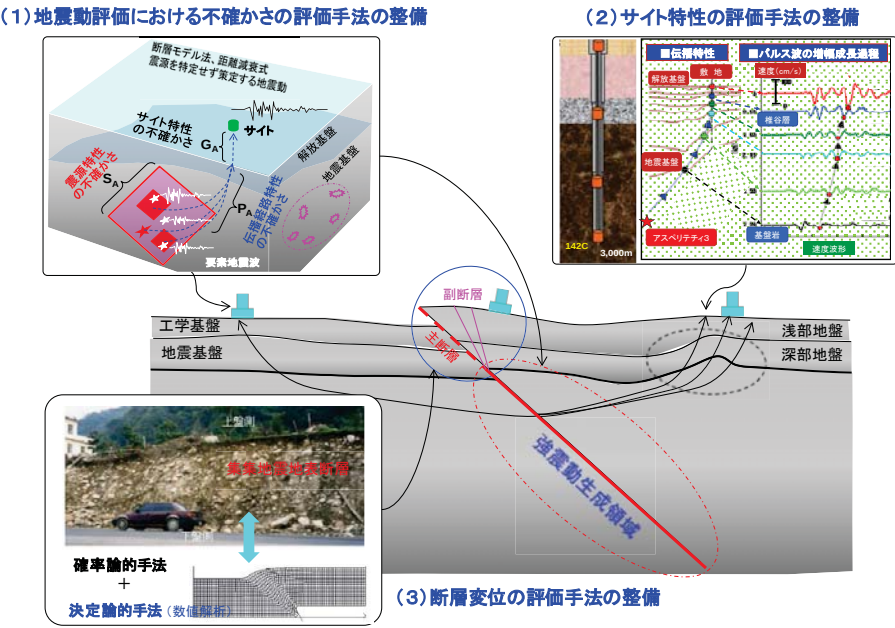


図 1 平成 26 年度以降の研究テーマと概要

工程表

実施項目番号	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 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	断層長さ設定手法の検討：地震動解析、震源過程逆解析、微視的パラメータ設定手法の検証	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経験式の見直し
項目(2)	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、三次元地震波動的伝播解析及び簡便手法の検討	三次元地震波動的伝播シミュレーション、三次元地下構造モデルの検証、三次元地震波動的伝播の簡便手法の開発	サイト特性の地震動評価への影響の定量評価、理論手法の適用限界の確認
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	ハザード解析、横ずれ断層を対象とした断層変位数値解析	断層変位の評価手法の整備
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评价手法の整備	観測地震動から解放基盤面上の地震動評価手法の整備			

6. 安全研究概要
 (始期：H24 年度)
 (終期：H28 年度予定)

7. H26年度実施計画	【項目(1)-a)】地震動評価における不確かさの評価手法の整備 ①震源特性の巨視的パラメータの不確かさ評価手法の高度化 近年の活断層運動性の評価に関する最新の研究成果を踏まえ、活断層情報、地表変位データ等の地質学的情報及び地球物理学的情報に基づき、断層長さの設定について検討するとともに、入倉・三宅(2003)式等による地震モーメントの相違について検討を行う。さらに、活断層調査の結果に基づき、複数の過去の地震を対象とした震源断層を特性化して予測地震動を算定し、観測地震動と比較することにより、巨視的パラメータの不確かさ評価手法を高度化する。 ②震源特性の微視的パラメータの不確かさ評価手法の高度化 1995 年兵庫県南部地震以降で発生した国内内陸地震から、地震動記録のある複数の検討地震を選定し、観測強震動を用いた震源逆解析を実施する。さらに、それらの解析結果に基づき、すべり量や最大すべり速度の面的分布等を分析して特性化震源モデルを構築し、経験的グリーン関数による短周期地震動の再現解析と解放基盤面上の地震動の面的分布の算定を行うとともに、地震動のばらつき評価を実施する。 ③内陸大地震・海溝型巨大地震の震源特性化手法の高度化 内陸大地震や海溝型巨大地震を対象とし、動力学的数値解析を実施し、最大すべり速度領域と最大すべり領域の比較を行う。また、海溝型地震では、2011 年東北地方太平洋沖地震を対象に、これまで得られている動力学モデルによる強震観測点の地震動シミュレーションを実施し、動力学パラメータの検証を行い、断層モデルを用いた地震動評価手法を高度化する。 【項目(2)-a) b)】サイト特性の評価手法の整備 ①地下構造モデルの高度化ならびにモデル設定方法の検討 深部地震動観測システムプロジェクトにより取得した地震動観測や物理探査のデータを地下構造に係る既存データに追加し、三次元地下構造モデルを高精度化する。併せて、地震動評価のための三次元地下構造モデルの精度検証を行う。 ②地下構造モデルパラメータの地震動評価への定量的影響評価 作成した三次元地下構造モデルを用いて三次元地震波動伝播シミュレーションによる地震動評価を行うとともに、モデルパラメータのばらつきが推定地震動の卓越周期や地震動継続時間に及ぼす影響を評価する。 ③地震データベースの作成 深部地震動観測システムプロジェクトにより取得された地震動観測データを整理・分析するとともに、地震データベースを整備する。 【項目(3)-a) b)】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出現した国内外の地震を対象に文献調査を実施し、断層近傍の地表変位、断層周辺における地殻変動及び地震動記録に関するデータを収集するとともに、震源逆解析や動力学的破壊の数値解析を行う。それらの結果を基に、断層変位及び断層極近傍強震動を再現できる特性化震源モデルの構築手法を検討する。さらに、逆断層タイプの地震を対象に粒子法等を用いた数値解析を実施し、表層地盤や地表の断層変位を定量的に評価する決定論的手法を検討する。 ②確率論的断層変位評価手法の整備 逆断層タイプの内陸被害地震を対象に、地表変位等のデータを収集し、活断層の運動に伴う地表変位について震源断層の情報と比較するとともに、主断層と副断層の認定手法を検討する。さらに、整理したデータを基に、確率論的評価に用いる断層変位分布をモデル化し、逆断層タイプの主断層・副断層における断層変位距離減衰式を検討する。また、平成25年度に検討した横ずれ断層タイプの主断層・副断層における断層変位距離減衰式等を用いてハザード計算を行い、断層変位ハザードに関する試解析を行う。
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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-2) 基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備		
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、東京電力株式会社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（PSA）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、東京電力株式会社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作成・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することや、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、新規制基準では、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、設計基準を上回る事象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、新たに得られる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」（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、さら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、防潮堤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、地すべり起因の津波評価等に関する手法並びに解析コードの整備等を目的とする。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果等を各種審査マニュアルに反映し、今後の安全性向上評価の妥当性確認の中で活用していく。また、本プロジェクトの成果を IAEA 等の国際機関や国際会議にて発信することにより、原子力施設の安全性向上に係る国際貢献等を果たす。		
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 PRA（確率論的リスク評価）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。 ②構造物への作用波力評価手法の高度化 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) ③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（古津波）によって海底の土砂等が移動・堆積してきたものであり、津波波源の規模等の情報が得られる証拠の 1 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。 ④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（DB）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。さらに、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。 また、津波堆積物に係る有用情報を一元管理するために、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。 ⑤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他に、海底及び陸上の地すべりも津波の発生要因の 1 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地すべり起因の津波解析コードを整備し、影響因子を変化させた感度解析を行い、データを整備する。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、海底地すべり発生危険度判定方法を整備し、代表海域の海底地すべりマップを作成する。		

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	ハザード試験解析と手引きまとめ			
項目②	波力の試験解析	波力試験の検証解析及び解析コードの改良	作用波力解析コードのばらつき評価	
項目③	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と適用	
項目④	津波痕跡 DB の高度化及び津波堆積物データの収集	津波痕跡・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⑤		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	代表海域の海底地すべりマップ作成

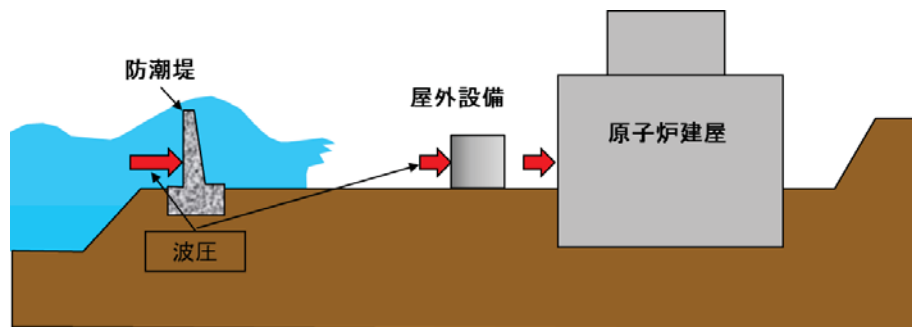


図1 防潮堤等の屋外構造物に作用する波力（実施項目①）

【項目②】 構造物への作用波力評価手法の高度化

平成 25 年度の成果を踏まえて以下の研究を行う。

- 1) 防潮堤等の津波フラジリティ解析の基礎情報を得るために、平成 25 年度に別プロジェクトで取得された防潮堤背後の屋外構造物・設備等に対する作用波力の水理試験データを用いて 3 次元津波解析コード（公開コード）による検証解析を行う。
- 2) 3 次元津波解析コードの実地形への適用性を確認するために、同コードによる東北地震津波の再現解析を行い、観測記録（痕跡高や記録映像）と解析結果を比較する。

【項目③】 津波堆積物による波源推定手法の整備

平成 25 年度の成果を踏まえて以下の研究を行う。

- 1) 陸域遡上における土砂移動・堆積モデルの検証データを取得するため、津波堆積物に係る現地調査を行い、土砂堆積の分布状況と土砂粒径の関係等を把握する。主な調査地点は、東北地方太平洋沿岸及び南海トラフ沿いの沿岸を対象とする。
- 2) 津波による土砂移動・堆積過程における津波の流速、津波波形（周期や波高）、土砂粒径、地形（斜面勾配や湾の形状）等の影響を定量的に把握するために、平成 25 年度に製作した水理試験装置を用いて、津波による土砂移動を模擬した水理試験を行い、データを取得する。
- 3) 実津波による陸域遡上による土砂移動・堆積及び津波堆積物生成を再現するため、上記の水理試験データを踏まえて、従来の土砂移動・堆積モデルでは対応できない、水深が浅く、空間的な流況の変化が強い条件に適用できるモデルを構築し、解析コードを改良する。

【項目④-1】 津波痕跡 DB の整備

平成 25 年度までの成果を踏まえて以下の研究を行う。

- 1) 平成 25 年度までに整備した津波痕跡高データに加えて、検潮記録を一元管理するために、1887 年頃に検潮所が整備されて以降に観測された津波の検潮記録を収集・調査し、時刻歴波形を含めてデータベース化する。
- 2) 1887 年以前の歴史津波を対象に、未調査地域の痕跡記録を調査・収集し、同記録の信頼度を判定する。また、津波到達地点の位置精度や痕跡信頼度の向上が期待できるものについては、現地調査による計測、周辺住民等へのヒアリングを行い、痕跡記録を精査する。
- 3) 既往津波の痕跡情報とともに重要な波源モデルに関する情報を一元管理するために、既往津波の波源モデルに関する文献等を収集・調査・選別し、波源モデル及び断層パラメータ等の情報を抽出し、津波痕跡 DB に登録する。

7. H26年度実施計画

	【項目④-2】津波堆積物 DB の整備 平成 25 年度の成果を踏まえて以下の研究を行う。 1) 津波堆積物の認定に用いるため、津波によって形成されたと考えられている堆積物を対象に、堆積学・古生物学・年代学・化学・古地震学等の観点から詳細な調査及び分析を実施し、平成 25 年度に提案した津波堆積物の認定基準（案）の高度化を図る。 2) 津波堆積物に関わる最新の既往研究を調査し、津波堆積物データベースに登録するための情報を抽出する。また、抽出した情報を平成 25 年度に整備したデータフォーマットに入力・整理し、上記認定基準（案）に基づいた信頼性評価を行う。 3) 上記の津波堆積物に係る情報（分布や頻度等）を有効に活用するため、平成 25 年度に作成した Web-GIS を基盤とした津波堆積物データベースシステムを改良する。 【項目⑤】地すべり起因の津波評価手法の整備 1) 海底地すべり起因の津波の波源としての主要パラメータ（地すべり幅、すべり面深度、地すべり斜面長、斜面傾斜角、平面形等）を把握するために、地すべりの形状に関する既往の文献等を調査し、整理する。 2) 上記の各パラメータが沿岸津波高に及ぼす影響を確認するために、海底地すべり起因の津波波源のモデル化手法及び同解析コードを整備し、主要パラメータを変化させた感度解析を行う。
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	安全規制管理官(地震・津波安全対策)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 (3-1) 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備		
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あるいは推定する（以下、「上載地層法」とよぶ。）。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など、上載地層法によらない新しい手法によりデータが取得され、このような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1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・地質構造及び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枠組みの中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（規制基準や関連ガイド）を継続的に改善していく必要がある。 (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合せた調査結果に基づいて行われている。そのため、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・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。 - 遠方の地震やプレート境界の地震に関する評価は文献調査から得られた解釈をもとに行われることも多い。そのため、これらに関する大学や研究機関等による大規模な調査データが無い場合、深部地質構造を評価するには、データが不十分なことがある。 - 地下深部における大局的な地質構造に基づき、断層の活動性についてしばしば議論されている。しかし、各地層の年代など、具体的なデータに乏しいなどの理由により、客観的な評価が困難な場合がある。 - 断層の地下深部の構造評価にあたっては、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、関連する他のデータ（地下の速度構造、重力異常データなど）との総合評価が必要である。類似の調査の多くは文部科学省の「ひずみ集中帯プロジェクト」など、学術的な目的で実施されているものであり、原子力施設の安全性評価のための手順については整備されていない。 (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、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。 - 基準地震動の超過確率の算出において、断層の活動年代の根拠が、結果に対し大きな影響を与える。上載地層が欠如しているなど、活動年代がほとんど不明な場合には、ロジックツリーの分岐の重みづけを与える何らかの根拠が必要である。これまでの審査では、活断層であるか否かに主眼が置かれがちで、個別の断層の活動年代については必ずしも明確にされてこなかった。		
4. 目的	本研究では、今後、定期的実施される安全性向上評価に資するよう、さら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、震源断層（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	本研究の知見及び成果を活用して関連審査ガイド案を作成することにより、原子力安全規制の継続的改善及び今後の安全性向上評価の枠組みの構築を図る。		

本研究は、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。

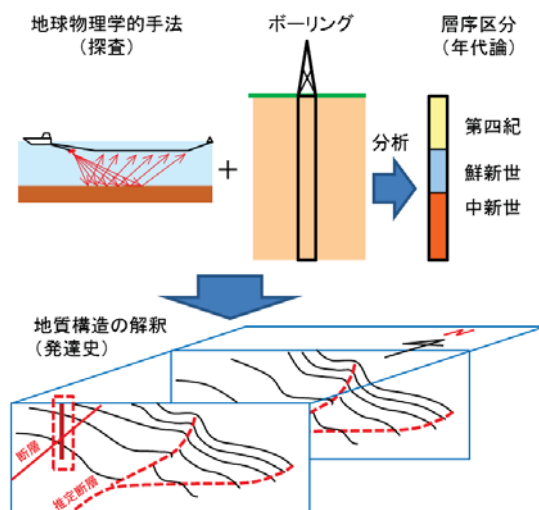
①上載地層法の適用が困難な場合における活断層の活動性評価手法の整備

(a) 地球物理学的調査や深部ボーリング調査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。さらに、これらの調査結果に対し地質構造発達史の解釈を行う（図 1）。

(b) 年代評価手法及び過去の運動方向に基づいた断層の活動性評価手法の高度化

上載層や年代特定の鍵となる地層が欠如している断層の活動年代を評価するため、(a)の調査あるいは地表地質調査等によって得られた断層破砕物質を用いた年代評価手法を高度化する（図 2）。また、断層破砕物質の生成に関する室内力学試験等、手法間の比較検証のプロセスを整備する。さらに、(a)の調査あるいは地表地質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）を取得し、断層の過去の運動方向を復元、その結果と現在の応力場を比較し、断層の活動性評価を行う。



変位・変形構造から地下深部の断層を推定

図 1 地質構造調査のイメージ

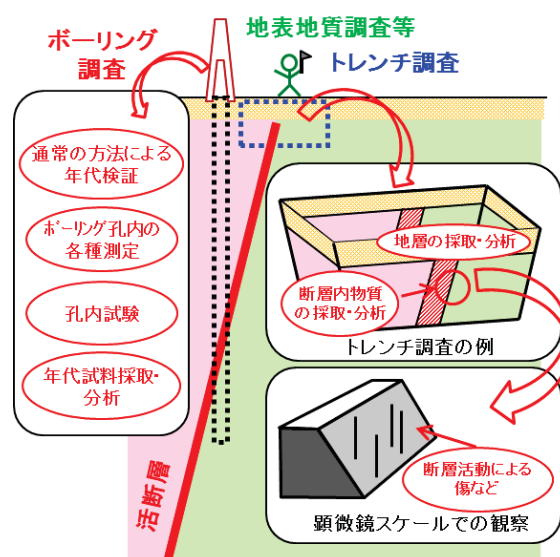


図 2 上載地層法の適用が困難な場合における活断層の活動性評価を目的とした調査イメージ

6. 安全研究概要
（始期：H25 年
度）
（終期：H29 年
度）

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	平成 29 年度
項目①-(a)	・逆断層地域における物理探査の実施 ・予備ボーリング調査の実施 ・既存試料を用いた断層の三次元構造分析	・横ずれ断層地域における物理探査の実施 ・逆断層地域における深部ボーリング調査の実施 ・前年度に取得したデータの分析（構造把握）	・横ずれ断層地域における深部ボーリング調査等の実施 ・前年度に取得したデータの分析（構造把握）	前年度に取得したデータの分析（構造把握）	
項目①-(b)	・文献調査による断層等活動性評価手法の収集・整理	・ボーリング調査等による試料の取得	・取得した試料について、応力に関するデータ取得、古応力解析の実施 ・取得した試料について、年代分析、室内化学分析、室内力学試験機の製作	・取得した試料について、応力に関するデータ取得、古応力解析の実施 ・取得した試料について、年代分析、室内化学分析、室内力学試験機（周辺機器類）の製作、室内力学試験の実施	・応力解析の実施と解析結果のとりまとめ ・室内分析・試験の実施と試験結果のとりまとめ

7. H26年度実施計画	①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 本年度は、本研究の5ヵ年計画の2年目であり、昨年度までの成果を踏まえて以下の研究を行う。 【項目①-(a)】地球物理学的調査や深部ボーリング調査に基づく地質構造の把握 本作業では逆断層地域及び横ずれ断層地域において、活断層も含めた深部の地質構造を把握する目的で地球物理学的調査及び深部ボーリング調査を実施する。 1) 逆断層地域における深部ボーリング調査の実施 平成25年度事業として、逆断層地域である下北半島及び周辺海域を対象に、深度10km程度までの地下深部構造、地下6km程度までの速度構造（地震波伝播速度）、地下3km程度までの詳細な地下浅部構造及び速度構造の把握のため、陸奥湾～下北半島横断～東通沖の測線全長約55kmの区間について、起震車（陸域）やエアガン（海域）を用いた物理探査を実施した。 本年度は、平成25年度に引き続き、下北地域を対象に地下の地質・地質構造の精度向上を図るため、深度約1,500m程度までボーリングを掘削して、以下の調査を実施する。 ✓ ボーリングにより採取したコアの詳細な観察及び分析により、地質層序区分を明確にし、反射法地震探査及び屈折法地震探査により推定された地質構造と対応させることで、地下の詳細な地質構造を把握する。 ✓ 掘削したボーリング孔を利用して、PS検層などの物理検層を行い、地層物性を詳細に調査する。 ✓ 平成25年度事業で取得した反射法地震探査記録の解釈及び速度構造評価を目的として、オフセットVSPを実施し、地下の地質構造の精度向上を図る。 （注）オフセットVSP： ボーリング地点の周辺の地表から起震車を用いて微弱な弾性波を地下に送り、ボーリング孔内に設置した測定器によって地下の地層面からの反射波を取得する物理探査 2) 横ずれ断層地域における地球物理学的調査の適用 本年度は横ずれ断層地域において、活断層も含めた浅部～中深部の地質構造を把握する目的で地球物理学的調査を実施する。本年度の調査結果は、次年度実施予定の深部ボーリング調査結果と併せて、三次元的な地質構造の把握に資する。 【項目①-(b)】年代評価手法及び過去の運動方向に基づいた断層の活動性評価手法の高度化 本年度は①-(a)の調査あるいは地表地質調査等によって試料を取得し、次年度以降で以下の試験・分析等を実施する。 ✓ 応力に関するデータ取得、古応力解析の実施 ✓ 年代分析、室内化学分析、室内力学試験機（周辺機器類）の製作、室内力学試験の実施
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(D05) 福島第一事故を踏まえた震源極近傍の地震動評価の高度化	担当部署	安全規制管理官(地震・津波安全対策)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 (3-1) 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、震源極近傍の地震動評価及び長大な内陸地殻内断層の地震動評価に関する知見を整理するとともに、原子力安全規制に反映させるため、強震動予測レシビを踏まえた強震動予測について整理する必要がある。		
4. 目的	本プロジェクトは、震源極近傍の地震動評価及び長大な内陸地殻内断層の地震動評価に関する知見を整理するとともに、原子力安全規制に反映させるため、地震動評価手法の高度化を図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等を活用し、原子力安全規制の継続的改善を図る。		
6. 安全研究概要 (始期：H25年度) (終期：H26年度)	本プロジェクトは、震源断層近傍における地震動評価に最も適した解析手法である断層モデルを用いた地震動評価について、動力学的アプローチを介して、震源が敷地に極めて近い地震や長大逆断層地震による地震動の評価手法の高度化を行うものである。 ①震源極近傍の地震動評価 震源極近傍の地震動評価手法等の整理に資するため、強震動生成領域（アスペリティ）を地震発生層に設定したうえで、地表までの断層全体の破壊を再現する動力学的破壊シミュレーションを実施し、断層破壊によるすべり時間関数等の特徴を分析する。また、その分析結果を用いた強震動評価を行い、表層地盤の断層のずれによる地震動解析への影響を評価する。 ②長大な内陸地殻内地震の地震動評価 強震動予測レシビには、長大な断層による内陸地殻内地震を対象とした断層パラメータの設定方法が提案されていないことから、動力学的破壊シミュレーション等を実施し、長大な逆断層による内陸地殻内地震を対象としたアスペリティモデルの設定方法を検討する。 一方、本プロジェクトでは、新たに考慮すべき科学的・技術的な知見が得られれば、随時、本プロジェクトに係る調査・研究にそれを反映することが求められている。平成25年度の学識経験者による助言及び指導、並びに新たな知見を収集する過程において、本プロジェクトに反映すべき可能性のある新たな知見が示されたため、同知見が本プロジェクトに反映すべきかどうかを精査した。この結果、以下に示す項目について追加検討等、一部の研究計画を変更する必要が生じたため、平成26年度にこれらを実施する。 ①震源近傍の地震動評価 平成25年検討結果を踏まえ、以下で示す断層タイプや設定条件を考慮して、動力学的シミュレーションを行う。 ・横ずれ断層に関して、設定条件を変化させたパラメータの再設定を行い、種々の条件下で地震動の影響範囲を把握する。 ・逆断層に関して、動力学的破壊シミュレーションのための計算環境を鑑みて、解析方法並びに解析手法の一部を変更する。 ②長大な断層による内陸地殻内地震の地震動評価 - 動力学的シミュレーションによる長大な逆断層による地震の震源特性化手法の整備を再検討する。 - 横ずれ断層と逆断層が混在する断層を対象として、提案した評価手法に基づく試計算を行い、妥当性を確認する。		

工程表

年・月 実施項目	平成 25 年						平成 26 年 (2014)							
	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
(1) 震源極近傍の地震動評価														
(2) 長大な内陸地殻内地震の地震動評価														

7. H26年度実施計画	【項目①】震源極近傍の地震動評価 本年度は、昨年度に引き続き、以下で示す内容を実施する。 • 動力的破壊シミュレーション 震源極近傍における地震観測記録はほとんど記録されていないため、既往の研究を参考にし、動力的破壊シミュレーションにより得られた断層面の最終すべり量及びすべり速度時間関数を設定する。なお、横ずれ断層のモデル化に際して、種々の条件下での地震動の影響範囲を把握するため、アスペリティ配置を断層中央位置としたモデルのほか、アスペリティ配置を断層上方位置に再設定した動力的破壊シミュレーションによる検討を行う。さらに、すべり弱化則を定義する際、表層の臨界すべり量を段階的に大きくした検討を行い、必要によっては、それらの影響を考慮した検討も併せて実施する。 また、逆断層に関して、動力的破壊シミュレーションの制約条件より、試行錯誤的に解析方法並びに解析手法の一部を変更する。 • 理論手法による地震動解析 動力的破壊シミュレーションで得られた断層面のすべり速度時間関数を通じて、震源が極めて敷地に近い地震動を理論的手法により求める。なお、検討に際しては、断層格子グリッド間隔を適切に設定して、より短周期レベルの評価が可能なモデル化設定を試みる。さらに、必要に応じて、以下の方法により、結果の妥当性を確認することが可能である。 ✓ 動力的計算結果のすべり速度関数を足し合わせて震源時間関数を求め、その震源スペクトルと理論モデルを比較する。 ✓ 最終すべり量が平均すべり量の 1.5 倍以上を示す領域の面積を求めて、既往経験式と比較する。 ✓ 複数点の地表地震動を出力し、最大速度と距離減衰式を比較する。 【項目②-a) b)】 長大な内陸地殻内地震の地震動評価 本年度は、昨年度に引き続き、以下で示す内容を実施する。 a) 長大な逆断層による地震の震源特性化手法の整備 • 動力的破壊シミュレーション 一様応力の逆断層を対象とした動力的断層破壊シミュレーションによる既往結果に対して、さらに、応力不均質（アスペリティ）を考慮し、アスペリティ位置を変えた動力的断層破壊シミュレーションを実施する。 • 震源特性化手法における各関係式の見直し 動力的破壊シミュレーションの結果に基づき、任意の面積を有する断層において、地震モーメントが拘束条件に整合する動的応力降下量を試行錯誤的に求めた上で、計算結果を整理して、各断層形状ケースで得られるパラメータにより応力降下量と断層長さ・幅との関係式を求める。また、求めた関係式を用いて、内陸地殻内逆断層地震の既往地震データから平均動的応力降下量及びアスペリティの動的応力降下量の平均値を求め、断層パラメータ間の関係式を見直す。 • 長大な逆断層による地震の震源特性化手法の検討 見直した関係式による特性化震源モデルを構築して地震動評価を行うとともに、距離減衰式や国内外の観測地震動を用いて断層モデルの妥当性、または、特性化手法における既往の経験式と比較して特性化手法の妥当性を確認し、長大な逆断層地震の震源特性化手法を整備する。 b) 横ずれ断層と逆断層が混在する断層による地震動評価の検討 断層長さが長大となった場合、横ずれ断層と逆断層が混在して長大断層を形成することが考えられる。そこで、既往の横ずれ断層を想定した評価方法と本事業で検討した逆断層、それぞれの評価手法を組み合わせたカスケードモデルとして、統計的グリーン関数法を用いた試算を実施する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(D06)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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-3) 地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備		
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、「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、安全性向上評価の 1 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、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	本プロジェクトは、東日本大震災等から得られた知見に基づいた研究を行い、その成果を継続的に必要となる新規制基準等の整備に利用する。さらに、研究成果を PRA を含む安全性向上評価の妥当性確認等に活用することを目的に、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浸水防止機能の評価 水密扉について、地震による損傷の影響を含めた津波に対する浸水防止機能（漏洩量）の評価手法を整備する。 c. 構築物、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構築物、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津波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 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. 大型飛翔体の衝突に係るフラジリティ評価 大型飛翔体の施設への衝突時におけるフラジリティ評価に係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成果を各種審査マニュアル等に反映し、PRA を含む安全性向上評価の妥当性確認等の中で活用していく。また、本成果を IAEA 等の国際機関や国際会議にて発信することにより、原子力施設の安全性向上に係る国際貢献等を果たす。		

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

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、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 26 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浸水防止機能の評価

- ・平成 26 年度までに地震による影響を含め、片開き水密扉の浸水防止機能（漏洩量）に係る試験データを取得する。
- ・平成 28 年度までに水密扉等（片開き、両開き等）の浸水防止機能（漏洩量）に係る評価手法を整備する。

c. 構築物、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構築物、設備の津波に対する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津波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 年度までに材料物性等のばらつきを考慮した地震時の斜面崩壊に係る試験データを取得する。
- ・平成 28 年度までに地震時の斜面崩壊に伴うフラジリティ評価手法を整備する。

b. 大型飛翔体の衝突に係るフラジリティ評価

- ・平成 27 年度までに大型飛翔体の衝突に係る諸条件等のデータを取得する。
- ・平成 28 年度までに大型飛翔体の衝突に伴う詳細な衝撃荷重の算定を行う。併せて、構造物に対する衝撃荷重に係る既往の評価手法の適用性を確認する。

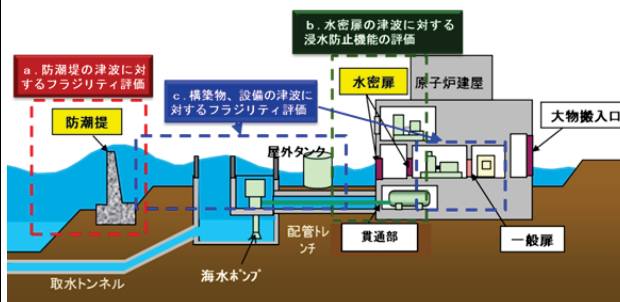


図-1 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備の概要

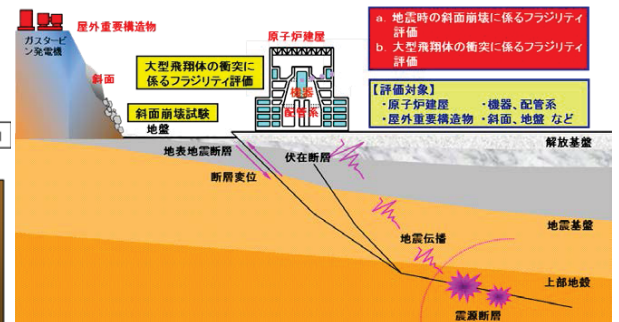


図-2 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備の概要

工程表

実施項目	H24	H25	H26	H27	H28
(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	津波波力に対する試験データの分析	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浸水防止機能の評価		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試験及び解析	水密扉の浸水防止機能に係る評価手法の整備
(1)-c. 構築物、設備の津波に対するフラジリティ評価				構築物、設備のフラジリティ評価に係る解析	構築物、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	岩塊衝突に係る試験及び解析	斜面崩壊に係るフラジリティ評価手法の整備
(2)-b. 大型飛翔体の衝突に係るフラジリティ評価			大型飛翔体の衝突に係る研究の立案	大型飛翔体の衝突に係るデータ取得	大型飛翔体の衝突に係る技術的知見の整備

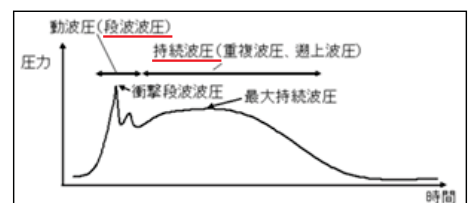
【項目(1)】耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備

(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、持続波圧及びそれらの応答やばらつきに関する試験データ、地震力と重畳した場合の波力特性に関する試験データを取得する。さらに、防潮堤を対象とした解析を実施する。

・防潮堤水理試験

- 1) 防潮堤水理試験では、堤体模型に作用する波圧（段波波圧、持続波圧）とともに、堤体模型の剛性をパラメータとして、波圧作用時の応答変位等



7. H26年度実施計画

	を計測し、堤体模型の挙動を評価する。 2) 堤体には小型と大型の模型を用いて、津波波高や流速等の応答挙動を把握すると共に、試験規模が大きくなった場合のスケール効果の適用性を確認する。 3) 試験で得られた波高、流速、波圧、堤体模型の応答変位等に関するデータを整理する。これをもとに、堤体模型に作用する津波の波圧係数、波圧係数と堤体模型の応答量の関係、段波波圧の作用時間と堤体模型の応答量の関係等を分析する。 4) 地震力重畳試験として、水中振動台を有する水路を用い、津波と地震が同時に作用する場合の防潮堤に作用する津波波力の特性について評価する。 ・解析による評価 1) シミュレーション解析による作用津波の評価 ①津波伝播解析及び遡上解析により防潮堤前面の荷重（波圧）の時刻歴を算定する。解析結果の妥当性確認のため、防潮堤水理試験結果を検証用データとして用いる。 ②海底勾配、津波高さ、防潮堤の剛性等をパラメータとした津波遡上解析を実施し、堤体位置における持続波圧による津波のせり上がり高さを算定し、防潮堤に作用する波圧を評価する。 2) 解析による津波波力が構造物へ与える影響評価 ①津波遡上解析により得られた津波波高や流速を入力条件とし、津波遡上解析と構造解析の連成を考慮した構造物のフラジリティ評価を行う。 (1)-b. 水密扉の津波に対する浸水防止機能の評価 片開き水密扉を対象とした水理試験を実施し、地震影響を含めた損傷モードや浸水防止機能（漏洩量）の評価に係るデータを取得する。 ・片開き水密扉水理試験 1) 片開き水密扉及び扉枠を対象とした試験では、扉枠に対して地震影響を模擬した強制変位を負荷するとともに、津波波力を模擬した水圧を作用させ、漏洩量、部材の変位等を計測し、変位量・水圧と浸水防止機能（漏洩量）の関係に係るデータを整理・分析する。 2) 片開き水密扉、扉枠及び周辺コンクリート躯体を対象とした試験では、周辺コンクリート躯体に対して地震影響を模擬した強制変位を負荷するとともに、津波波力を模擬した水圧を作用させ、漏洩量、部材の変位等を計測し、変位量・水圧と浸水防止機能（漏洩量）の関係に係るデータを整理・分析する。 【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 原子炉建屋周辺斜面の斜面崩壊に係るフラジリティ評価手法整備のため、試験及び解析を実施する。 ・材料特性を把握するための要素試験 1) 岩塊間または岩塊と斜面との跳ね返り特性を把握するため、岩塊の跳ね返り係数計測試験を実施する。 2) 斜面との摩擦特性を把握するため、一面せん断試験を実施する。 3) 岩塊や土砂の試験材料の変形強度特性を把握するため、三軸圧縮試験を実施する。 ・岩塊転動試験 斜面を構成する材料特性に応じて、「岩塊単体」及び「岩塊群」に対する転動試験を実施する。各試験ケースにおいて、岩塊の形状による転がり特性、到達距離と拡がり幅に係るデータを取得し、斜面勾配や岩塊サイズの影響等について分析を行う。 ・岩塊転動試験のシミュレーション解析 上記の「岩塊転動試験」で取得する試験データのシミュレーション解析を粒子法等により実施する。解析の入力パラメータは、「材料特性を把握するための要素試験」から設定する。 (2)-b. 大型飛翔体の衝突に係るフラジリティ評価 大型飛翔体の衝突に係る構造物のフラジリティ評価手法に関する技術的知見を整備するため、大型飛翔体の衝突に関する安全研究を立案する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト名	(D07)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（シニアプロジェクト担当）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 (3-6) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備		
3. 背景	東日本大震災等の知見等を踏まえ、平成 25 年 7 月、新規制基準及びそれに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また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。 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（シングルユニットを対象） (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 手法の整備、高度化を行う。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共に外部事象に対する災害対応システム（TiPEEZ）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 モデルと評価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 手法の高度化を行う。 (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の整備を行う。 (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の整備を行う。 (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：Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone）の適用に関する手引きを整備する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた成果等を各種審査マニュアルに反映することにより、今後の安全性向上評価の妥当性確認の中で活用していく。また、本プロジェクトの成果を IAEA 等の国際機関や国際会議にて発信することにより、原子力施設の安全性向上に係る国際貢献等を果たす。		

6. 安全研究概要

(始期：H24年度)

(終期：H28年度予定)

(1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化

- a. 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（フィルターベントシステム等）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。
 - ・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 手法とツールの整備を行い有効性について確認を行う。
 - ・平成27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データ及びツールの整備を行う。
 - ・平成27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 モデルの整備を行う。
 - ・平成28年度までに、レベル3地震・津波 PRA 手法の高度化を行う。
- b. 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
- ・平成27年度までに、使用済燃料貯蔵設備に対する重大事故等対処設備を考慮した地震・津波 PRA 手法及びツールの整備を行う。
- c. 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1～3 PRA 手法の整備
- ・平成28年度までに、マルチハザード（地震と津波の重畳等）に係わる PRA について影響の把握と手法の検討及びツールの開発を行い、必要に応じて、有用知見について審査マニュアルへの反映を行う。
 - ・平成28年度までに、マルチユニットに係わる PRA について影響の把握と手法の検討及びツールの開発を行い、必要に応じて、有用知見について審査マニュアルへの反映を行う。

(2) 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備

- ・平成28年度までに、竜巻等の外部事象 PRA 手法の検討を行う。

(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

- ・平成25年度までに、原子力リスクのコミュニケーション支援機能を整備する。
- ・平成26年度までに、原子力リスクのコミュニケーション手法を整備し、原子力立地地域におけるヒアリング調査を通して手法の有効性を確認するとともに、原子力リスクのコミュニケーション手法を実践するための手引きを整備する。

(4) 外部事象に係る原子力防災関連評価技術の整備（平成25年度終了）

- ・平成25年度までに TiPEEZ の適用に関する手引きを整備する。

工程表					
実施項目	H24	H25	H26	H27	H28
(1)-a シングルハザード、シングルユニットにおける地震・津波 PRA レベル1から3に関する重大事故等対処設備の構造対策（フィルターベントシステム等）を考慮した整備	[レベル1] 及び[レベル2] ・3 ループ PWR 及び BWR5 を対象とした最新情報に基づく地震 PRA 事故シークエンス解析を実施 ・BWR5 を対象とした津波 PRA 重大事故対処設備を含む簡易的な試解析を実施	[レベル1] 及び[レベル2] ・地震 PRA 高度化（重大事故等対処設備のモデル化等） ・津波 PRA の改良と「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」への津波 PRA 成果の反映 [レベル2] ・格納容器機能喪失の検討の一環として FCVS 解析モデルを整備	[レベル1] ・地震 PRA 高度化（SGTR の検討、重大事故等対処設備のモデル化、重大事故等対処設備の人的過誤率の検討） ・防潮堤、水密扉の水理試験に基づく津波 PRA の高度化 ・地震 PRA に係る経年を考慮した設備のフラジリティ検討及び経年関連解析コード改良 ・機器損傷相関が炉心損傷頻度及び事故シナリオへ及ぼす影響評価 [レベル2] ・重大事故等対処設備を考慮したレベル2PRA 手法の整備 ・FCVS モデルの高度化 [レベル3] ・重大事故等対処設備を考慮したレベル3PRA 手法の整備	[レベル1] ・地震 PRA 高度化（重大事故等対処設備のフラジリティ検討、人的過誤率の検討を含む有効性確認） ・経年を考慮した設備フラジリティを用いた地震 PRA 試解析を実施 [レベル2] ・重大事故等対処設備を考慮したレベル2 PRA 手法の高度化 [レベル3] ・重大事故等対処設備を考慮したレベル3PRA 手法の整備	[レベル1] ・知見の整理とマニュアル案を作成 ・重大事故等対処設備の有効性評価 ・経年を考慮した設備フラジリティのCDF への影響評価検討 [レベル2] ・知見の整理とマニュアル案を作成 [レベル3] ・地震・津波等のレベル3PRA 手法の高度化
(1)-b 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		[レベル1] ・BWR 及び PWR の SFP の地震・津波 PRA 試解析を実施。	[レベル1] ・BWR の SFP の津波 PRA 試解析を実施。	[レベル1] ・SFP の地震・津波 PRA 手法の高度化。	
(1)-c 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1～3PRA 手法の整備	[レベル1] ・耐震裕度評価コードに機器損傷の相関機能を追加し試解析を実施。 ・4 ループ PWR を対象に、ET/FT 法により、地震・津波重畳シナリオに対する事故シークエンス試解析を実施。	[レベル1] ・フロント間の機器損傷相関を考慮した2 ユニットの地震 PRA を実施。 [レベル2] ・BWR5 地震・津波重畳時のレベル2試解析を実施 [レベル3] ・放射性物質の放出頻度を評価するツールの整備	[レベル1] ・地震及び津波重畳に対するマルチユニット PRA 手法の検討。	[レベル1] ・地震及び津波重畳に対するマルチユニット PRA 手法の試解析。 [レベル2] ・PWR 地震・津波重畳時のレベル2 PRA の試解析 [レベル3] ・放射性物質の放出頻度を評価するツールの改良	[レベル1] ・地震及び津波重畳に対するマルチユニット PRA 手法の高度化。 [レベル2] ・PWR 地震・津波重畳時のレベル2 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		[レベル1] ・竜巻、強風の自然災害に関する海外機関の動向を調査	[レベル1] ・竜巻 PRA の試解析。 ・竜巻以外の自然災害に関する海外機関の動向を調査	[レベル1] ・竜巻、強風以外の重要な自然災害に対する PRA 手法の検討	[レベル1] ・竜巻、強風以外の重要な自然災害に対する PRA 手法の検討
(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	1 F 事故時の情報伝達の課題の整理と H I 技術に基づくシステム仕様の検討と基本機能の試作	地震・津波 PRA からの有用情報の同定と原子力リスクのコミュニケーション手法の整備	原子力リスクのコミュニケーション手法の有効性の検証と実践に係る手引きの整備		
(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. H26年度実施計画

- (1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化
- a. 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含めた整備
[レベル1PRA]
- ・防潮堤及び水密扉の水理試験や建屋浸水解析等に基づく津波フラジリティ評価を反映した津波 PRA 手法の検討及び試解析を実施する。
- 配管のニッケル基合金異材溶接部に存在する応力腐食割れに伴う亀裂を対象に、地震時亀裂進展評価手法及びフラジリティ評価手法の検討を行うとともに、亀裂進展解析コードの改良を行う。また、減肉配管のフラジリティ評価手法の検討を行うとともに、関連する解析コードを改良する。
- ・複数機器の損傷相関が炉心損傷頻度及び主要事故シナリオに及ぼす影響を確認する。
 - ・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 を対象とした地震 PRA における複数蒸気発生器伝熱管同時破壊事故（マルチ SGTR）について、熱水力解析に基づき事故シナリオ及び成功基準の設定を行い、地震 PRA モデルの見直しを行う。
- [レベル2PRA]
- ・3 ループ PWR、BWR5 を代表としてそこで考慮されている重大事故等対処設備を反映すべく、イベントツリーの見直しを実施する。
 - ・PWR プラントにおける多重 SGTR 時における重大事故等対処設備の有効性について、事故進展解析を実施する。
 - ・BWR プラントにおいてフィルタ付き格納容器ベントシステム(FCVS)の解析モデルを高度化するとともに FCVS を用いた代表的事故シナリオにおいて、操作手順・運転条件・操作許容時間を踏まえた事故進展解析を実施し、FCVS を考慮した審査モデルを整備する。

	〔レベル 3PRA〕 ・重大事故等対処設備を考慮したレベル 2PRA の結果から明らかとなった主要事故シーケンスを対象にして、代表的な国内プラントのレベル 3PRA を行い、評価手法を整備する。 b. シングルハザード、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 P R A 手法の整備 ・3 ループ PWR と BWR5 の使用済燃料貯蔵設備に対する重大事故等対処設備を含む津波 P R A 手法及びツールを整備し、重大事故等対処設備の有効性を評価する。 c. マルチハザード及びマルチユニットのレベル 1 ～ 3PRA 手法の整備 ・多数基が立地する PWR 発電所を対象として、マルチハザード（地震と津波の重畳）によるマルチユニットに対するモンテカルロ法等に基づく PRA 手法の検討及びツールを整備し試算を行う。 （２）地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備 ・代表的な BWR と PWR を対象として竜巻、強風等による PRA モデルの試作・試解析を行うとともに、外部洪水、火山等によるリスク評価手法の調査を行う。 （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 ・原子力リスクのコミュニケーションの検討プロセスを体系化して、原子力リスク情報をわかりやすく説明するための手引を整備する。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(D08) 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. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 (3-4) 火山影響に係る審査のための技術的知見の整備		
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。評価ガイドでは、原子力発電所に対する火山ハザードを評価するいくつかの手法が記されている。引き続き、以下に示す具体的な評価手法を明確にしておく必要がある。 (1) 火山噴火の可能性の評価手法 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—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予測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手法 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手法 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—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、火山事象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、同様な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	本プロジェクトの成果は、以下の項目に関する審査マニュアルの策定に活用される。 (1) 火山噴火の可能性の評価手法 (2) 噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法 (3) 火山活動モニタリングの評価手法		

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予測には、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。既存の調査に加えて、巨大噴火を起こした火山を中心に調査することにより、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及びモニタリング評価手法作成に利用できるデータの取得が期待できる。また、国内に限らず、カルデラ火山の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 火山活動の可能性評価手法整備
 - 火山活動履歴の情報整備
 - 過去に大規模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-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、あわせて噴出物の年代測定を行うことで、噴出量-時間階段図の高精度化を進める。
 - 大規模噴火の事例検討
 - 過去の大規模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。大規模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。大規模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・検討することで、成果を将来の大規模噴火の可能性評価のための指標策定に反映させる。
 - ② 噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法整備
 - 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-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を抽出する。
 - ③ 火山活動モニタリング評価手法整備
 - 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。

スケジュール

実施内容	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 火山活動の可能性評価手法整備	・ 主要な火山について活動履歴情報（噴火の規模、種類、パターン等）を整備、最新情報に基づいて更新する。 ・ 過去に大規模噴火をした火山の噴火直前の活動について詳細な調査を行い、噴火に至る過程を把握する。（十和田、支笏、阿蘇）		・ 過去に大規模噴火をした火山の噴火直前の活動について詳細な調査を行い、噴火に至る過程を把握する。（鬼界、屈斜路）		
② 噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法整備	・ 大規模噴火した火山の噴出物の詳細分析を行い、噴火直前のマグマの状態を推定する。		・ 大規模噴火した火山の噴出物の詳細分析を行い、噴火直前のマグマの状態を推定する。		
③ 火山モニタリング評価手法整備	・ ①と②の知見を踏まえ、大規模噴火した火山のマグマ溜まりの大きさ、位置（深さ）、性状（含水量、変形性）等を仮定し、地殻変動量を求める数値シミュレーション手法について検討する。				
④ 海外のカルデラ火山調査			・ 活動的カルデラ火山を選定し、カルデラ火山の地下構造の調査法について検討する。		
	・ タウポ(NZ)、カンピ・フレグレイ（イタリア）等、海外のカルデラ火山の活動モニタリングを中心とした調査を行う。				

7. H26年度実施計画

- 【項目①】
- 火山活動履歴の情報整備
 - 関東地方以西の約 30 の活火山やカルデラ火山について、文献から過去数十万年間のマグマ噴出量の時間変化に関する情報を抽出し、噴出量-時間階段図を作成する。また、大規模な噴火を繰り返す火山や終息傾向にある指標策定に重要な火山については、階段図の高精度化に必要な地質調査と年代測定を実施し、噴火イベント・噴出量・噴火年代を認定し直す。これらの成果を平成

	25 年度に作成したデータベースに反映する。 ・大規模噴火の事例検討 10 万年前よりも若い時期に大規模噴火を起こした十和田・支笏・阿蘇カルデラをモデル事例とした野外調査を実施し、大規模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、カルデラ形成に先行する先カルデラ期及びそれに引き続くカルデラ形成期の噴出物の連続サンプリングを目的とした、カルデラ縁辺部における深度 200 m 程度のボーリング掘削調査を実施するとともに、得られた試料の放射年代測定、化学分析等を実施する。また、掘削地点周辺の野外調査や音波探査等によるカルデラ湖底の構造調査も合わせて実施する。それらの結果を基に、十和田火山における先カルデラ期～カルデラ形成期における噴出物層序を確立する。 - 支笏カルデラについては、平成 25 年度までの調査結果を整理するとともに、野外調査に加えてボーリング掘削調査を実施し、支笏火砕流噴火に先行する火山噴出物の存在確認と、支笏火砕流堆積物の連続試料採取による大規模噴火マグマ溜まり内部の多様性の検討を行う。また、野外調査では、支笏カルデラ形成以前の長期の火山活動履歴調査のための地質調査及び火山岩の年代測定を実施する。 - 阿蘇カルデラについては、4 回の大規模火砕流噴火直前の火山活動の確認を目的に、カルデラ壁に露出した噴出物の野外調査を実施する。また比較対象として、先カルデラ噴出物や、カルデラ噴火間の小噴火の噴出物についても調査を実施して、全岩・斑晶鉱物や包有物の化学組成分析に必要な試料採取を行う。また、噴出物の同位体分析を行い、噴火期ごとのマグマの起源について検討する。 【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 - 噴出量-時間階段図データベースで取り上げる火山の中から重要度の高いものについて、噴出物の全岩化学組成（主成分、微量元素、同位体比等）分析や斑晶鉱物の微小領域化学組成分析を行い、噴火をもたらししたマグマ供給系の発達過程を検討する。 - 具体的には、火山噴出物の年代層序がある程度確立された活火山において、年代既知試料について系統的な全岩微量元素分析を実施する。この分析により、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度を明らかにする。また、年代データと合わせて検討し、その時間変化を評価することにより、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化学的知見を整備する。 - また、鬼界カルデラについて、初期に噴出した降下軽石と大規模噴火で噴出した火砕流堆積物について、野外地質調査、採取試料の全岩化学分析、鉱物等の微小領域化学分析を行い、大規模噴火マグマの化学的特徴と温度条件を明らかにする。さらに、斑晶鉱物中のメルト包有物の揮発性成分（H_2O、CO_2、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、大規模噴火をもたらししたマグマ溜まりの圧力条件を検討する。 - 支笏カルデラについても、噴出物の全岩化学分析、鉱物等の微小領域化学分析を行い、先行噴火と大規模噴火のマグマ系の類似点及び相違点を明らかにし、それぞれの噴火準備過程の解析を行う。 【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 25 年度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評価の一つの指標となる広域地殻変動パターンの数値シミュレーションを実施する。具体的には、昨年度成果に国内のカルデラの地球物理学的・地球化学的観測データと現象の文献調査による知見（活動的カルデラでの地震活動・地殻変動・火山ガス噴出率等の観測データの時間変化の事例）を追加した上で、有限要素法・個別要素法によるカルデラ火山の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションを実施して、観測により検出される推定値を求める。そして、この観測データを元に、カルデラ下の、どの深さで、どの程度の量のマグマが移動したか等、シミュレーションによる推定を行う。 【項目④】 - H25 年度に引き続き、ニュージーランドの活動的カルデラ火山であるタウポについて調査を行う。発生頻度の少ない地下のマグマ活動に関連した異常に関する知見を得ることはカルデラ火山の評価のために有益である。 - H26 年度からは、タウポで観測された異常とその他のカルデラ火山で観測された異常を比較し、異常が観測された原因の推定や観測された異常の相違について考察する。
8. 備考	