

平成27年度安全研究計画 (その1)

平成27年7月

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(AO1) 国産システムコードの開発	担当	安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	1. 原子炉施設 ○ 解析手法・解析コードの整備		
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年 7 月に新しい実用発電用原子炉に係る新規制基準 (以下「新規制基準」という。) が施行された。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、信頼性の高い解析コードの整備が必要となっている。 新規制基準で要求する炉心損傷防止対策等の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、最新システムコードにも残る多くの重要な技術的課題を解決して解析上の不確かさを低減させたシミュレーションモデル (以下「モデル」という。) 及び解析コードの開発が必要である。また同コードには、国内外で今後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等を適時に反映していく必要がある。 一方で、モデルの開発等に当たっては、シミュレーションの信頼性の確保のための最新の方法論に即して進めることが重要である。さらにこの方法論の下で重要と評価された熱流動現象、核熱結合現象、燃料伝熱挙動、事故の総合効果等に対して実験等を実施し、新たに開発するシステムコードの妥当性確認等に必要な熱流動現象に係る技術的知見を整備する必要がある。		
4. 目的	以下を目的とする国産システムコードを開発する。 - 十分な妥当性確認及び不確かさの定量化を経た信頼性の高い解析コードを整備する。 - 新たな規制ニーズ及び最新知見に対応して継続的に国産システムコードの高度化を図るとともに、重大事故等の解析及びこれに係る課題等の知見を集積した技術的知見の整備に有効活用できるように、上流側・下流側コードとの連携及び入出力処理の自動化を進め、解析作業の効率性、説明性、追跡可能性及び品質を高める。 また、同コードの妥当性確認等に必要となる次の技術的知見を取得する。 - 重要な熱流動現象、核熱結合現象、炉心損傷前までの燃料伝熱特性及び事故の総合効果特性、並びにスケーリング効果の把握に必要な熱流動挙動に関する技術的知見		
5. 知見の活用先	重大事故等対策の高度化、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 대응することのできる、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 (以下「基盤部」という。) を開発し、平成 30 年度までに現行のシステムコードの基本的な解析機能を備える。これにより、多重故障事故の解析・評価を実現する。また、同コードの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知見等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。 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 では一次元版を開発し、代表的なシステムコードの一次元版の基本機能と同等の機能を実装することを目指す。続くフェーズ 2 では三次元化するとともに、平成 30 年度までに、既開発の一次元解析機能と組み合わせることで実プラントの多重故障事故等に適用できることを確認する。開発スケジュールの概要を図 3 に示す。 国産システムコードの開発方針は次のとおりである。 - 一貫性のある構成及びプログラミング技法を適用し、オブジェクト指向によるパッケージ化、拡張性のあるデータ構造の実装を推進して、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むようにする。また、必要に応じて、プログラム設計の想定不足等により蓄積されたコードの性能劣化要因を除去するための抜本的見直し等を実施する。 - 高度化機能部の基盤部への実装については、基盤部の進捗に応じて可能なものから実施する。 - 国内外の現行の最新コードの不確かさ拡大の要因となる種々の解析機能及び解析の対象となる現象を調査し、関連するモデルへの要求を、シミュレーションの信頼性の確保のための最新の方法論に従って当該モデルが対象とする現象の重要度及び知見の充実度を系統的に評価することにより定める。コードの階層毎の個別開発方針は次のとおりである。 - 多重故障事故等への適用に当たって不確かさが拡大する可能性のある、既存の最新コードの核・熱流動・燃料伝熱挙動に関する基礎方程式系について、重要度・優先度の評価を踏まえて必要な高度化を図る。 - 多相多成分多速度場流体、詳細な核及び燃料挙動モデル等を考慮し結合したコード体系を目指す。 - 不安定かつ忠実度の不十分な数値解析アルゴリズムを改良し、高忠実度かつ頑健な数値解析アルゴリズムを実装する。 - 原子炉の低圧時の沸騰、高圧時の沸騰状態の変化の影響等、モデル化が不十分又はモデル自体が欠落する熱流動モデル等の高度化を進める。 - コードの検証及び妥当性確認 (V&V) に当たっては、シミュレーションの信頼性の確保のための最新の方法論に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。 上記の方針の下で、平成 30 年度までの国産システムコードの開発を次のように進める。 - 基盤部については、平成 30 年度までに現行のシステムコードに具備された基本的な解析機能を備える。これにより、実炉の多重故障事故の解析及び評価を実現する。		

- 高度化機能部については、平成 28 年度を目途に基礎式の改良、数値解析アルゴリズムの開発、核特性評価部の設計等の基礎開発を完了する。続いて、重要なコンポーネントモデル、沸騰・熱伝達・摩擦などのモデル、核特性評価部等の開発を平成 30 年度までに完了する。
- また、妥当性確認等に用いる実験的知見の整備を次のように進める。図 4 に整備工程を示す。
- 平成 27 年度までを目途に低圧時サブクール沸騰実験を実施し、沸騰及び伝熱に関する基礎データを取得する。また、平成 28 年度を目途に事故時における蒸気ボイドの燃料集合体内横方向伝播挙動等に関する実験を実施し、技術的知見を整備する。さらに、平成 29 年度を目途に出力運転中の沸騰遷移に係る実験データを取得する。
 - 事故時の原子炉に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、図 5 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関する実験を実施する。平成 26 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、平成 27 年度より高圧の水・空気を用いた熱流動実験を開始する。平成 27 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）の挙動に係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ルモデル実験を実施する。

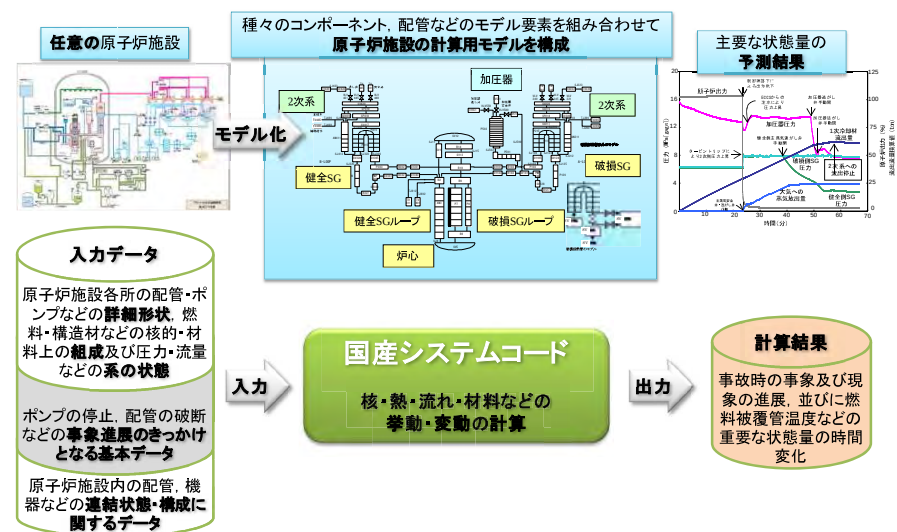


図 1 国産システムコードのイメージ

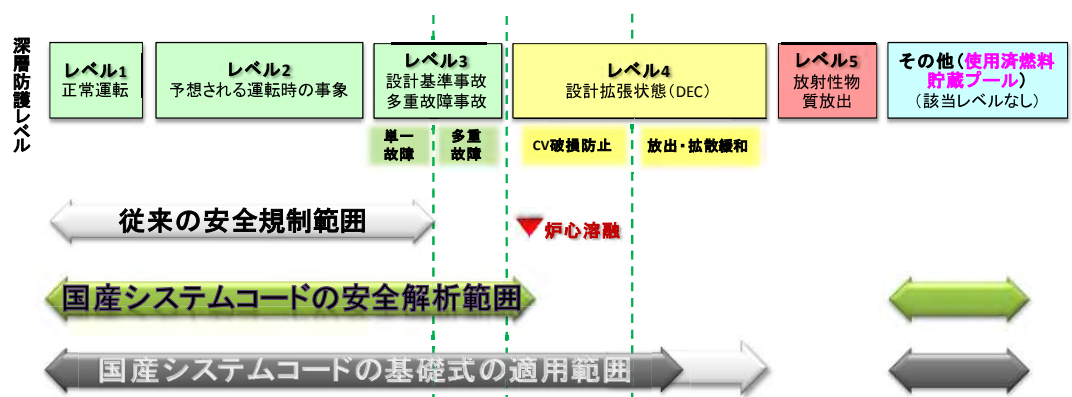


図 2 国産システムコードの開発範囲及び適用対象の拡大

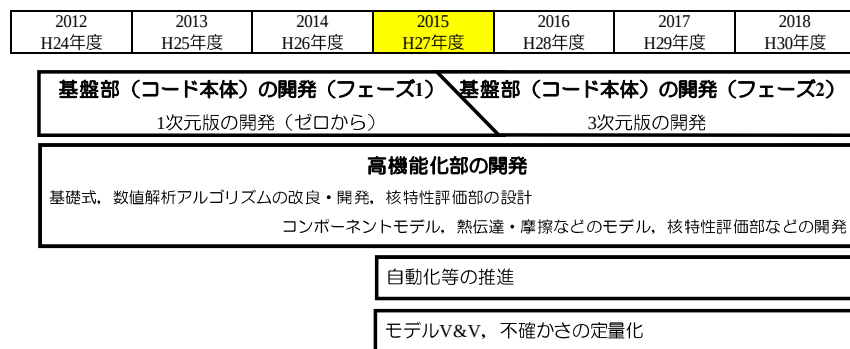


図3 国産システムコードの開発工程

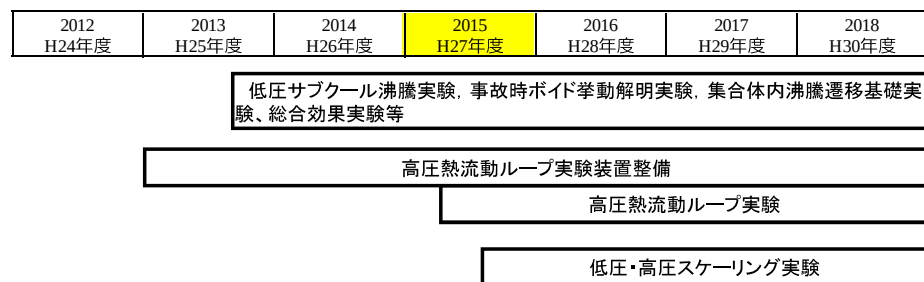


図4 妥当性確認等に用いる実験的知見の整備工程

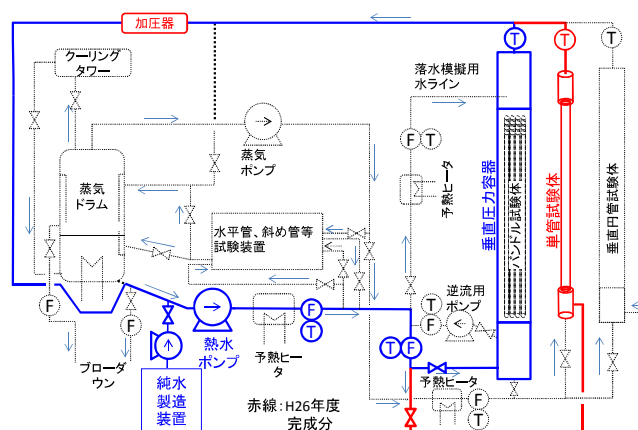


図5 高圧熱流動ループの実験装置

7. 平成 27 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、続いて径方向一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一次元版のプログラムを整備し、動作確認を実施する。また、三次元版プログラムのデータ構造の設計を実施する。 ・ 高度化機能部については以下のとおり。 ➢ 三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、固体、液体及び気体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。 ➢ 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拡散モデル等の個々の解析モジュールの相互結合を図り、既往の事故等の試験データによる妥当性確認、結合した機能による一貫計算を開始する。 ➢ 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。 ・ ブリ・ポストプロセッサ機能の整備のため、国産システムコードの入出力データに係るファイル構造を決定し、設計する。 ・ 妥当性確認等に用いる実験的知見の整備については、次のとおり。 ➢ 急激で急峻な出力の時間的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平成 26 年度に継続して実施する。特に伝熱面温度に関する詳細なデータを取得して、機構論的な強制対流サブクール沸騰モデルの開発につなげる。 ・ 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関連する平成 26 年度取得データ、並びに平成 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としてまとめる。 ➢ 高圧熱流動ループについては、次の項目を実施する。 ・ 単管伝熱実験として、前年度までに整備した高圧熱流動ループ及び単管試験体を用いて、ドライアウト後の熱伝達及び重大事故時等のリウエット伝播速度に係る実験 ・ 高圧熱流動ループ整備の継続として、高圧熱流動ループに設置する蒸気発生器の製作。また、燃料バンドル模擬試験体の詳細設計 ➢ スケールモデル実験については、スケール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、気液二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。また、事故時及び重大事故時等の PWR ホットレグ配管を模擬した試験体を用いて、斜め配管内の対向流制限（CCFL）に着目した実験を行う。 ➢ PWR 総合効果実験については、PWR の事故時熱水力挙動を模擬する総合効果実験装置を用いて、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全対策の有効性評価に資する実験を行う。この実験では、高圧注入系不作動時の対策として実施される蒸気発生器二次側減圧による一次系減圧において、蓄圧注入系の隔離失敗によって流入される窒素ガスの影響を検討する。
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	安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード		
3. 背景	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、平成25年7月に新規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、国内外の運転中のトラブルや事故の分析・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に対する熱流動及び核特性の安全解析手法の継続的な整備が必要である。		
4. 目的	(1) 熱流動安全解析手法の整備 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、従来の保守的な評価とは異なる最適評価を志向する国際的動向を踏まえて解析精度を確保するために、安全解析手法及び最適評価解析コードの整備を行う。また設計基準事故を超える事象のうち重大事故に至るおそれがある事象に対しては、事故時の事象進展や影響のある現象等を把握するために必要な安全解析手法の整備を行う。 (2) 核特性解析手法の整備 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事象の解析に係る核特性解析コードを高度化するとともに、これらの解析に必要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に対する基準の整備と適合性審査での妥当性確認(設計基準事象評価への最適評価の適用) ・ 重大事故に至るおそれがある事象の対策に対する基準の整備と有効性評価の適合性審査での妥当性確認 ・ 安全性向上評価に対する基準の整備と妥当性確認 ・ 事故・トラブルの原因究明及び安全対策の妥当性確認 ・ 国産コード開発における要求仕様への反映と解析コード妥当性確認のためのデータの活用		
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最適評価解析コードの整備 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、不確かさを考慮した安全評価を行うため、冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)等に対して原子炉容器内の多次元熱流動を考慮できる TRACE コード^(※1)をベースとして、同コードの格納容器挙動評価モデルに多次元熱的非平衡のGOTHICコード^(※2)、燃料変形を考慮できるFRAPTRANコード^(※1)等の詳細解析コードを組み込むこと等によって、設計基準事象に対する最適評価解析コードを整備する。 ② 重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備 重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関して、解析コード及びプラントデータを整備する。重大事故に至るおそれがある事象の対策の妥当性評価においては、炉心の特性、一次系の熱流動及び格納容器の応答の評価が重要である。このため、これまでの設計基準事象安全解析コード RELAP5 及び核熱結合解析コード SKETCH/TRACE に、事象の評価に必要な解析機能を付加する。なお、重大事故に至るおそれがある事象では、格納容器の圧力及び温度挙動が重要となるため、ランブ(集中)モデルによる格納容器解析コードに必要な解析機能を整備する。また、プラントデータについては、本プロジェクトでこれまで整備してきた設計基準事象解析用データを基に、重大事故に至るおそれのある事象の解析に必要なデータについて根拠資料を含めて整備する。 ③ 海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認 重大事故に至るおそれがある事象の安全解析手法に関する海外の最新知見を収集するため OECD/NEA 等の海外共同研究プロジェクトに参画し、同プロジェクトで得られた研究成果を基に、解析コードの妥当性確認を行う。参画するプロジェクトは、OECD/NEA PrimärKreislauf-versuchsanlage (primary coolant loop test facility) -3 Project (PKL-3; 4 ループ PWR を模擬したドイツ PKL 試験設備による熱水力試験プロジェクト)、OECD/NEA Advanced Thermal-hydraulic Test Loop for Accident Simulation Project (ATLAS; 韓国原子力研究所 (KAERI) の ATLAS 試験設備による熱水力試験プロジェクト)、OECD/NEA Expert Group on Uncertainty Analysis in Modelling (UAM; 不確かさ解析モデリングプロジェクト)、IAEA Fuel Modeling in Accident Condition Project (FUMAC; PWR 大破断 LOCA における燃料棒挙動の定量的評価プロジェクト)、NRC/ Code Application and Maintenance Program (CAMP; 熱流動解析コードの適用と保守に関する協定)である。 (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 CASMO コードに付加する。また、実測データとの比較解析を行うことで CASMO/SIMULATE コードの不確かさを評価する。 ② 核熱結合解析の整備(核動特性モデル) 重大事故等のうち原子炉停止機能喪失事象では、事故時の炉心の反応度フィードバック特性が重要となる。このため、炉心三次元核熱結合解析コード SKETCH/TRACE の核動特性モデル部分である SKETCH コード用の核特性データ(実機平衡炉心用)を、CASMO/SIMULATE コードにより整備する。 また、SKETCH コードは中性子拡散理論に基づくコードであるが、核特性コードの高度化を目的として中性子輸送理論に基づ		

	く PARCS コードを整備する。 ③ 臨界安全解析コードの整備 新規基準では、使用済燃料貯蔵プールに対して、事故時においても未臨界を確保することを要求するなど、より厳密な臨界安全評価を求めている。今後の安全性向上評価制度等の技術的支援に的確に対応するため、臨界安全評価に係る技術的知見の拡充及び解析コードの高度化に向けた継続的な整備を行う。 工程表 <table><tr><th></th><th>分 野</th><th>H25 年度</th><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度以降</th></tr><tr><td rowspan="2">熱流動解析</td><td>①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の最適評価解析コードの整備</td><td>燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証</td><td>燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析</td><td>燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備</td><td>燃料詳細挙動コード整備 格納容器挙動コード実機解析 不確かさ機能整備</td></tr><tr><td>②重大事故に至るおそれがある事象の安全解析コード及びデータの整備</td><td>核熱結合解析コード高度化 (PWR) データ整備 (PWR)</td><td>核熱結合解析コード高度化 (BWR) 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備(PWR、BWR)</td><td>解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備、根拠書作成</td><td>解析コードの妥当性確認 データ整備、根拠書作成</td></tr><tr><td rowspan="3">核特性解析</td><td>①炉心核特性解析コード</td><td>不確かさ機能組込 (CASMO)</td><td>CASMO/SIMULATE データ整備</td><td>CASMO/SIMULATE データ整備</td><td>CASMO/SIMULATE 機能確認</td></tr><tr><td>②核熱結合解析の整備 (核動特性モデル)</td><td>実機平衡炉心核特性データ整備 (PWR)</td><td>PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備 (BWR)</td><td>PARCS コード データ整備と検証解析</td><td>PARCS コードの実機への適用</td></tr><tr><td>③臨界安全解析コードの整備</td><td></td><td></td><td>臨界安全解析コードの整備</td><td>臨界安全解析コードの整備</td></tr><tr><td>共同研究</td><td>海外共同研究プロジェクト等</td><td>PKL-3、CAMP</td><td>PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP</td><td>PKL-3、ATLAS、FUMAC、CAMP</td><td>ATLAS、UAM、FUMAC、CAMP</td></tr></table> ・ (*1) TRACE 及び FRAPTRAN は米国 NRC が開発した解析コードであり、NRC/CAMP 協定を通じて導入している。 ・ (*2) GOTHIC は米国 Numerical Applications Inc. (NAI) が開発し EPRI が所有する格納容器解析コードである。		分 野	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度以降	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最適評価解析コードの整備	燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証	燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析	燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備	燃料詳細挙動コード整備 格納容器挙動コード実機解析 不確かさ機能整備	②重大事故に至るおそれがある事象の安全解析コード及びデータの整備	核熱結合解析コード高度化 (PWR) データ整備 (PWR)	核熱結合解析コード高度化 (BWR) 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備(PWR、BWR)	解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備、根拠書作成	解析コードの妥当性確認 データ整備、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 データ整備	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE 機能確認	②核熱結合解析の整備 (核動特性モデル)	実機平衡炉心核特性データ整備 (PWR)	PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備 (BWR)	PARCS コード データ整備と検証解析	PARCS コードの実機への適用	③臨界安全解析コードの整備			臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備	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
	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最適評価解析コードの整備	燃料詳細挙動コード改良 格納容器挙動コード検証	燃料詳細挙動コード検証 格納容器挙動コード実機解析	燃料詳細挙動コード改良・検証 実機評価手法整備	燃料詳細挙動コード整備 格納容器挙動コード実機解析 不確かさ機能整備																																			
	②重大事故に至るおそれがある事象の安全解析コード及びデータの整備	核熱結合解析コード高度化 (PWR) データ整備 (PWR)	核熱結合解析コード高度化 (BWR) 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備(PWR、BWR)	解析コードの妥当性確認 格納容器解析コード(集中モデル)への機能追加 データ整備、根拠書作成	解析コードの妥当性確認 データ整備、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 データ整備	CASMO/SIMULATE データ整備	CASMO/SIMULATE 機能確認																																			
	②核熱結合解析の整備 (核動特性モデル)	実機平衡炉心核特性データ整備 (PWR)	PARCS コード検証解析 実機平衡炉心核特性データ整備 (BWR)	PARCS コード データ整備と検証解析	PARCS コードの実機への適用																																			
	③臨界安全解析コードの整備			臨界安全解析コードの整備	臨界安全解析コードの整備																																			
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																																			
7. H27 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最適評価解析コードの整備 ・ 単一燃料棒過渡挙動解析コード FRAPTRAN について、LOCA 時の被覆管破裂時の単一燃料棒挙動の妥当性を実験解析により検討し、燃料挙動評価モデル改良を行う。 ・ 複数燃料棒過渡挙動解析コード FRETA-B について、LOCA 時の被覆管破裂時の燃料集合体挙動の妥当性を実験解析により検討する。 ・ 実機プラントの LOCA 時の炉心全体の燃料被覆管破損挙動を評価する手法を整備する。 ② 重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析コード及びデータの整備 ・ 重大事故に至るおそれがある事象に対する解析コードの検証を OECD /NEA の海外共同研究プロジェクト試験(ATLAS(重大事故等事象)及び PKL (停止時))、GE レベルスエール試験等を対象に行う。また解析コード妥当性確認のため、重大事故に至るおそれがある事象で得られた知見に基づき重要現象の整理等を行う。 ・ BWR の重大事故に至るおそれがある事象を解析するため、圧力容器挙動解析コード RELAP5 及び TRACE に結合して用いる格納容器解析コード (CONTEMPT 等) の整備を行う。 ・ 安全性向上評価に向けて RELAP5 コード及び TRACE コードの標準プラントデータに重大事故に至るおそれがある事象に必要なデータを整備し同データの根拠をまとめた根拠書を作成する。 ③ 海外共同研究プロジェクトに基づく解析コードの妥当性確認 ・ 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、解析コードの妥当性確認を行う。 (2) 核特性解析手法の整備 ① 炉心核特性解析コード ・ PWR4 ループプラント及び BWR-4 プラントを対象に、原子炉過渡事象の解析を可能とするため、三次元炉心動特性コード 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。 ・ CASMO/SIMULATE コードの燃焼計算の不確かさを評価するため、実測データとの比較計算を実施する。 ② 核熱結合解析の整備 (核動特性モデル) ・ TRACE/PARCS コードによる原子炉停止機能喪失事象の解析を実施して、同コードの実機解析への適用性を確認する。さらに、一点炉近似計算に必要な反応度係数等を計算するための摂動計算機能等を PARCS に追加する。 ・ 反応度事故を模擬した SPERT-Ⅲ実験の解析を TRACE/PARCS コードを用いて実施し、同コードの妥当性及び解析精度を評価する。 ③ 臨界安全解析コードの整備 ・ 使用済燃料を模擬した臨界実験を連続エネルギーモンテカルロコード MVP 等により解析し、燃焼度クレジットの検証に必要な臨界データを整備するとともに、同コードの不確かさを評価する。																																							
8. 備考																																								

(プロジェクト個票)

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

	工程表				
		H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
	多重故障事象の技術的知見の整備	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・福島事故を反映した解析手法 ・基本解析（PWR）	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・基本解析（BWR）	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・感度解析	炉心損傷防止対策の有効性評価 ・感度解析 ・分析及びまとめ
	設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備	—	・基本解析（PWR）	・基本解析（BWR）	・感度解析 ・分析及びまとめ
7. H27年度実施計画	停止時事故の技術的知見の整備	—	・基本解析（PWR）	・感度解析	・感度解析 ・分析及びまとめ
	① 多重故障事象の技術的知見の整備（図 1 参照） ・PWR の重大事故に至るおそれのある事象に対する対策の有効性評価事象について、RELAP5/MOD3.3 コード等により熱流動に関する事象進展等に影響を与える重要パラメータに関して感度解析を行う。 ・ABWR 及び BWR-5 の重大事故に至るおそれのある事象に対しても、感度解析や RELAP5/MOD3.3 コードと CONTEMPT 系コードを結合したコードに関して格納容器を含めた解析条件等を整備する。 ・これらの結果から、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見としてまとめる。 ② 設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備 ・BWR を対象に、ECCS の容量を超えるような配管破断事故について、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、熱流動に関する事象進展を把握し、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） ・BWR の停止時における燃料損傷防止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評価を行う。PWR の原子炉停止時事象に関して感度解析を行う。 ・停止時の事故事象を対象にした OECD/NEA 共同プロジェクトの試験データ等を取得し、解析条件等を整備する。 ・これらの結果から、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を技術的知見としてまとめる。				
	図1 原子炉停止機能喪失(BWRの例)				
	図2 余熱除去系（RHR）の故障による停止時冷却機能喪失（PWRの例）				
	本プロジェクトは「B02 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」と関連しており、本プロジェクトで実施した事象進展解析結果を「B02 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」で活用する。				
8. 備考					

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A04) 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	安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○ 重大事故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の教訓を踏まえ、平成25年7月に新しい実用発電用原子炉に係る新規規制基準(以下「新規規制基準」という。)が施行された。同基準では、使用済燃料プール(以下「SFP」という。)の冷却等のための対策等を規定している。その中で、大規模損壊が発生してSFPから大量の水が漏えいし、SFP水位が異常に低下した場合の重大事故に対する対策・設備(冷却設備、臨界防止策等)が要求されている。しかし、欧米も含めて、SFP水位が異常に低下した重大事故時に想定される熱水力挙動、燃料損傷等に関する技術的知見は十分に整備されていない。このため、今後、安全性向上評価制度等において、スプレイ冷却を使用した重大事故対策を事業者が提出した場合に、その定量的効果の妥当性の確認に活用するための実験データが必要となる。また、このようなSFPの挙動を評価する解析コードの整備も必要である。		
4. 目的	冷却水の全量損失など、水位が異常に低下したSFPの重大事故時について次の技術的知見の整備等を行う。 (1) 想定される事象の把握及び技術的知見の整備 - 想定される事象の進展(熱水力・伝熱挙動等)をより精緻に把握するための実験データを取得する。 - 重大事故時に作動するスプレイ冷却の定量的効果を確認するための実験データを取得する。 - 冷却水が全量損失する場合を主体に、燃料の冷却が厳しくなる状態を対象として実験条件を種々変更し、スプレイ冷却に係る安全上の限界(クリフエッジ)を実験的に把握する。 - 燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する。 (2) SFPの挙動を評価する解析コードの整備及び重大事故の評価 - 想定される事象の進展に対処する重大事故対策の有効性を確認するために、より高い信頼性の下でSFPの重大事故時の挙動(熱水力挙動等)を評価できる解析コードを整備する。 - SFPの重大事故時の対策を審査する際に必要となる液滴径等のスプレイ冷却特性に係る技術的課題を整理する。		
5. 知見の活用先	本プロジェクトの成果は、SFPの重大事故等対策に係る安全性向上評価の妥当性の確認等に活用される。		
6. 安全研究概要 (始期:H24年度) (終期:H28年度)	(1) SFPの重大事故時の安全上の限界把握に関する熱流動実験 - 実験計画を立案し、事象進展等の把握及び実験条件の設定に関する予備的な解析評価を実施する。 - 実験装置を設計し組み立てる。 - 冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)等によりSFPの水位が異常に低下し、プール水が全量喪失した場合等において、重大事故対策によりスプレイ注水設備を用いて外部注水する際の、スプレイ水による冷却効果及びその拡がり、偏り等のスプレイ特性についての定量的効果を評価するための実験データを取得する。同実験データ等に基づき、スプレイ冷却の有効性、熱水力現象による冷却上の制約、冷却が困難となる状況等に関する技術的知見を整備する。また、二相水位、燃料被覆管の温度挙動等の実験データを取得する。 - 崩壊熱出力レベル、スプレイ注水状況、水位等の実験条件を変更し、事故時の安全上の限界を把握する。 (2) SFPの重大事故時を模擬した臨界防止能力確認実験の実施(平成25年度完了) BWRのSFPの重大事故時を模擬した臨界実験を実施し、燃料貯蔵ラックの臨界防止能力を確認する。 (3) SFPの重大事故時の挙動を評価する解析モデルの高度化 SFPの重大事故時の挙動(伝熱・流動)を評価する原子炉システムコードのシミュレーションモデルを高度化し、上記実験データに基づいて妥当性を確認し、同コードの適用性を評価する。 (4) SFPの重大事故の評価 SFPの事故時の挙動に関する実験結果及び解析結果に基づき、SFPの重大事故時の対策を審査する際に必要となる液滴径等のスプレイ冷却特性に係る技術的課題を整理する。		

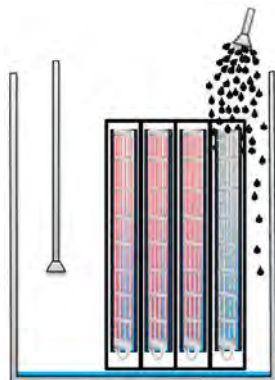


図 1. SFP の LOCA 時の熱水力現象のイメージ

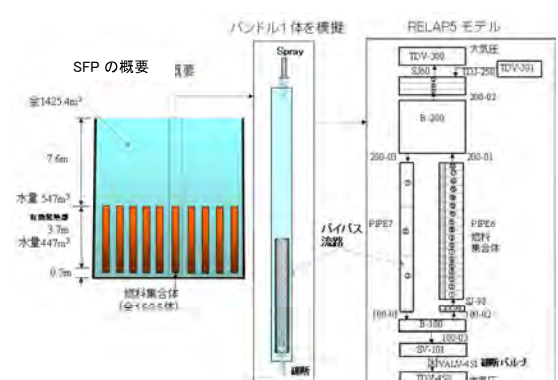


図 2. 重大事故時の SFP 挙動評価に用いる解析体系列

	工程表 <table><tr><td></td><td>平成24年度 (2012)</td><td>平成25年度 (2013)</td><td>平成26年度 (2014)</td><td>平成27年度 (2015)</td><td>平成28年度 (2016)</td></tr><tr><td>実験計画, 事象進展等の予 備的な解析評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>熱流動実験装置の製作</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>熱流動実験の実施</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>臨界防止能力確認実験</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>解析モデルの高度化</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>重大事故の評価</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>		平成24年度 (2012)	平成25年度 (2013)	平成26年度 (2014)	平成27年度 (2015)	平成28年度 (2016)	実験計画, 事象進展等の予 備的な解析評価						熱流動実験装置の製作						熱流動実験の実施						臨界防止能力確認実験						解析モデルの高度化						重大事故の評価					
	平成24年度 (2012)	平成25年度 (2013)	平成26年度 (2014)	平成27年度 (2015)	平成28年度 (2016)																																						
実験計画, 事象進展等の予 備的な解析評価																																											
熱流動実験装置の製作																																											
熱流動実験の実施																																											
臨界防止能力確認実験																																											
解析モデルの高度化																																											
重大事故の評価																																											
7. H27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 7×7 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、二相水位、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のスプレイ冷却特性について、汎用数値流体力学（CFD）コード及び原子炉システムコードにより燃料集合体レベル及びプール全体レベルでの解析を実施し、解析上の課題について事前整理を行う。																																										
8. 備考																																											

1. プロジェクト	(A05) 使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価 (Phase-1)	担当	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 ○使用済燃料の臨界評価																										
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 (株) 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 (株) 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。																										
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 (株) 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審査に活用される。																										
6. 安全研究概要 (始期:H25 年度) (終期:H27 年度)	(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 <table><tr><th>フェーズ</th><th>炉心配置 (図X-1参照)</th><th>主なパラメータ</th><th>ケース数</th></tr><tr><td>1</td><td>単一格子 (純水)</td><td>・燃料ピンのピッチ (1.7~2.3cm) ・燃料格子構造</td><td>18</td></tr><tr><td>2</td><td>単一格子 (ホウ素溶液及びガドリニウム溶液)</td><td>・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)</td><td>41</td></tr><tr><td>3</td><td>集合体4体 (遮へい体なし)</td><td>・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)</td><td>26</td></tr><tr><td>4</td><td>集合体4体 (ステンレス及び鉛遮へい体付き)</td><td>・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)</td><td>71</td></tr><tr><td colspan="3">合 計</td><td>156</td></tr></table>			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
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																								
工程表 <table><tr><th></th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th><th></th></tr><tr><td>調査及びデータ取得</td><td>(1) 使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの調査</td><td>(1) 使用済燃料に対する HTC 臨界実験データの取得</td><td></td><td></td></tr><tr><td>評価手法の整備</td><td></td><td></td><td>(2) HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析 (3) 燃焼度クレジットを適用した臨界評価手法の整備</td><td></td></tr></table>					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			(2) HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析 (3) 燃焼度クレジットを適用した臨界評価手法の整備										
	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			(2) HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析 (3) 燃焼度クレジットを適用した臨界評価手法の整備																								

- 【1】 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解析精度を検証し、臨界防止裕度を定量化する。HTC 臨界実験の体系及び使用した HTC 燃料棒仕様の概要を下記に示す。
- 【2】 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の不確かさに関する知見を整備し、基準の整備に活用する。

■ HTC 臨界実験及びデータの概要

平成 26 年度に取得した 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 1988～1990 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 及び 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 及び 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

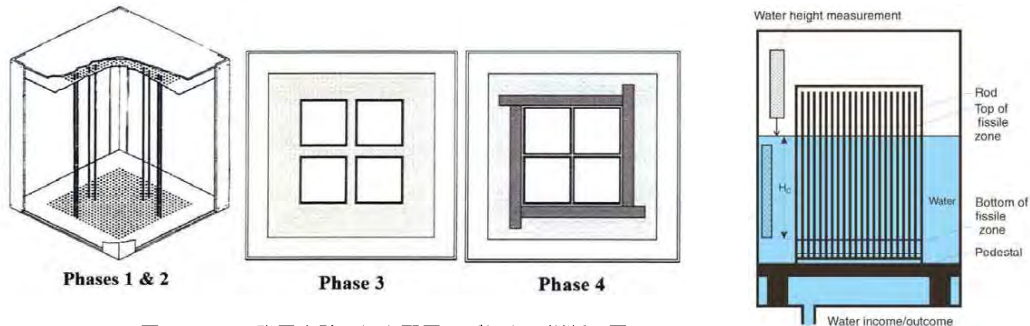
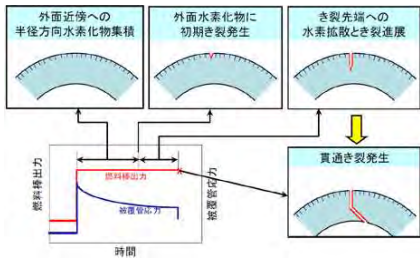
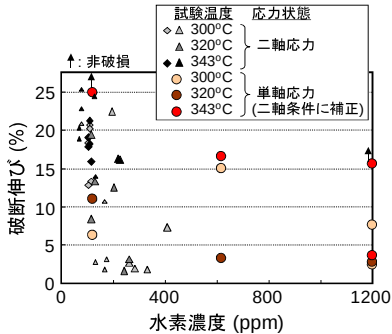


図 2 HTC 臨界実験の炉心配置及び炉心の縦断面図

7. H27年度実施
計画

8. 備考

本研究の成果は、（A13）「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」で検討される燃料デブリの臨界リスク評価基準の整備に活用される。

1. プロジェクト	(A06) 燃料破損限界に関する研究	担当	安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性の判断基準を策定・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（以下「外面割れ」という。）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、評価ガイド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。		
4. 目的	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 外面割れ破損限界の判断根拠等を明らかにするため、燃料被覆管外面割れ破損を支配する因子及び外面割れ発生を適切に判断する条件に関する知見を整備する。 (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い水素吸収量が大きく増加した燃料被覆管が機械的破損に至る応力、歪等に関する知見を整備し、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。		
5. 知見の活用先	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 得られた成果は、適合性審査及び外面割れを考慮した燃料健全性評価に関する評価ガイド等の作成に活用する。 (2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備 得られた成果は、適合性審査及び燃料被覆管の機械的健全性に係る基準の妥当性評価に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期:H19 年度) (終期:H33 年度)	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 - 出力急昇試験 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の妥当性を確認するために、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		

	工程表 <table><tr><td></td><td>平成 24 年度</td><td>平成 25 年度</td><td>平成 26 年度</td><td>平成 27 年度</td><td>平成 28 年度</td><td>平成 29 年度～</td></tr><tr><td>(1)外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備</td><td></td><td></td><td></td><td colspan="3"> 出力急昇試験 </td></tr><tr><td>(2)被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備</td><td></td><td colspan="4"> 被覆管機械特性試験 </td><td></td></tr><tr><td rowspan="3">国際プロジェクト</td><td colspan="3"> OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅡ*1 </td><td colspan="3"> OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅢ*2 </td></tr><tr><td colspan="6"> OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*3 </td></tr><tr><td colspan="6"> *1：SCC、DHC、過歪などによる燃料破損研究 *2：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 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 </td></tr></table>		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					国際プロジェクト	OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅡ*1			OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅢ*2			OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*3						*1：SCC、DHC、過歪などによる燃料破損研究 *2：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 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					
	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																																							
国際プロジェクト	OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅡ*1			OECD/NEA スタズビック被覆管健全性プロジェクトⅢ*2																																					
	OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト*3																																								
	*1：SCC、DHC、過歪などによる燃料破損研究 *2：SCC 発生緩和策、温度過渡時健全性及び炉外 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																																								
7. H27 年度実施計画	(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備 ・ 出力急昇試験 試験燃料棒の再加工を開始する。 (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 被覆管の機械的健全性に関する現行基準の策定根拠等と本プロジェクトでこれまでに得られた被覆管機械特性試験結果を比較、整理し、水素濃度が増加した場合の被覆管の健全性を評価する上での安全裕度を確認する。																																								
8. 備考																																									

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A07) 混合酸化物燃料特性評価に関する研究	担当	安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー ・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	混合酸化物(以下「MOX」という。)燃料では燃料棒温度や内圧の評価に影響する核分裂生成ガス(以下「FP ガス」という。)放出や熱伝導率の燃焼度依存性等がUO_2燃料と異なることを示唆する知見が得られている。軽水炉で使用される MOX 燃料の通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性に係る事業者評価の妥当性を確認するためには、次に示す MOX 燃料固有のふるまいに関する技術的知見を整備する必要がある。 (1) MOX 燃料ではプルトニウム(Pu)濃度の高い領域(Pu スポット部)が存在し、この領域では他の領域より多くの核分裂が生じる。このような核分裂密度の不均一性などにより、FP ガスの挙動がUO_2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UO_2燃料と異なることなどから、熱伝導率の燃焼度依存性がUO_2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。 軽水炉で使用される MOX 燃料は、現在、海外の MOX 燃料加工工場で製造されているが、日本原燃(株)の計画によれば、将来は国内 MOX 燃料加工工場(以下「J-MOX」という。)で製造した MOX 燃料を実用化し、軽水炉で使用するとされている。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、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	事業者が実施する MOX 燃料健全性評価の妥当性確認を行うために必要な技術的知見の整備として、以下の試験研究を実施し、MOX 燃料の健全性評価上重要な因子である FP ガスの挙動や燃料ペレットの熱特性(熱伝導率、比熱等)に関するデータを取得する。また、取得したデータを基に FP ガス放出挙動解析モデルを改良する。 ① 高燃焼度 MOX 燃料照射試験 整備する知見：MOX 燃料ペレットの高燃焼度領域における照射挙動(FP ガス放出挙動、燃料中心温度等) ② 高富化度 MOX 燃料照射試験 整備する知見：高富化度 MOX 燃料ペレットの照射挙動(FP ガス放出挙動等) ③ MOX 燃料特性評価試験 ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 整備する知見：FP ガス放出挙動及び FP ガス放出挙動解析モデルの改良 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 整備する知見：照射済み MOX 燃料ペレットの熱特性(熱伝導率、比熱等)		
5. 知見の活用先	(1) MOX 燃料健全性評価に係る審査のための技術的根拠として活用する。 (2) MOX 燃料健全性評価のための規制基準等の妥当性確認へ活用する。		
6. 安全研究概要 (始期:H19年度) (終期:H28年度)	① 高燃焼度 MOX 燃料照射試験(平成 23 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UO_2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、燃料中心温度等を把握するとともに、FP ガス放出挙動解析モデルの改良を行う。 ② 高富化度 MOX 燃料照射試験(平成 23 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 ガス放出挙動等のデータを取得する。 ③ MOX 燃料特性評価試験(平成 24 年度より継続実施中) ③-1 MOX 燃料照射特性評価試験 - 高燃焼度での FP ガス放出挙動データを取得するため、試験炉での MOX 燃料追加照射試験を実施し、照射後の非破壊ガンマ線測定及びパンクチャー試験によって FP ガス放出率の評価を行う。また、破壊試験により、照射後 MOX 燃料ペレットの微細組織等を調べるとともに、ペレット内の FP ガス分布を測定し、FP ガスの挙動を把握する。これらの結果を用いて、FP ガス放出挙動解析モデルの改良を行う。 ③-2 MOX 燃料熱特性評価試験 - MOX 燃料とUO_2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 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し、熱伝導率を評価する。		

	平成 23 年度	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
	① 高燃焼度 MOX	燃料照射試験				
	② 高富化度 MOX	燃料照射試験		③MOX 燃料照射特性評価試験		
		③-1 MOX 燃料照射特性評価試験				
		照射試験				
				照射後試験		
		取得した試験データの整理・解析				
		解析モデルの高度化				
		③-2 MOX 燃料熱特性評価試験				
7. H27 年度実施計画	③MOX 燃料特性評価試験 ③-1MOX 燃料照射特性評価試験 - 照射後試験 照射後試験として非破壊試験及び破壊試験を実施する。非破壊試験として、外観観察、形状測定、被覆管酸化膜厚さ測定及びパンチャー試験を行う。また、破壊試験として、MOX 燃料ペレットの光学顕微鏡観察を行う。 - SIMS 分析準備 照射済み MOX 燃料ペレット内の FP ガス分布を測定するためにフランス CEA カダラッシュ研究所にて SIMS 分析を実施する計画であり、平成 27 年度はベルギー SCK・CEN から CEA カダラッシュ研究所へ照射済み MOX 燃料ペレットサンプルを輸送する。 - MOX 燃料照射挙動解析調査 照射試験データを整理して、JAEA が開発した燃料挙動解析コード（FEMAXI-7）の入力を作成し、燃料挙動解析を実施する。解析結果と試験測定結果とを比較し解析精度を評価する。 ③-2MOX 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等をレーザフラッシュ法により測定する計画であり、H27 年度は照射済み MOX 燃料ペレットサンプルをベルギー SCK・CEN から ITU へ輸送する。					
8. 備考						

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A08) 事故時燃料冷却性評価に関する研究	担当	安全技術管理官 (システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	(I) LOCA 時の燃料冷却性 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示されている冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。) 時の燃料に関する制限値 (被覆管最高温度 (PCT) $\leq 1200^{\circ}\text{C}$、化学量論的酸化量 (ECR) $\leq 15\%$、以下「LOCA 基準」という。) は、LOCA の過程で被覆管がその延性を極度に失うことなく、冷却可能な状態に炉心の形状を維持することを保証するという観点で設定されている。LOCA 時の燃料挙動に影響を及ぼす可能性に関する最新知見として、国際的には下記 (1) ~ (3) があげられており、これらが燃料の冷却性に及ぼす影響について検討する必要がある。 (1) 被覆管脆化への水素の影響 LOCA 以前の通常運転中に被覆管に吸収された水素の量が LOCA 時の被覆管酸化による脆化の程度に影響する可能性がある。 (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可能性がある。 (3) FFRD 現象 (FFRD : Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal) ● 燃焼が進んだ燃料ペレットの場合、細粒化 (フラグメンテーション) する可能性がある。 ● 被覆管温度及び燃料棒内外差圧の上昇等により被覆管が膨れ (バルーニング)、その膨れ部へ細粒化した燃料ペレット片が移動 (リロケーション) することによって局所出力が上昇し、被覆管の温度上昇及び被覆管の機械的特性の低下等をもたらす可能性がある。 ● 被覆管が破裂し、それに続き燃料ペレット片が燃料棒外に放出 (ディスパースル) されることによる流路閉塞によって、燃料冷却性の低下等の可能性がある。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 東京電力 (株) 福島第一原子力発電所事故の教訓及び知見を踏まえ、LOCA 後の燃料の長期保管期間中に地震が発生した場合の燃料冷却性に及ぼす影響について検討する必要がある。		
4. 目的	(I) LOCA 時の燃料冷却性 最新知見を踏まえて現行 LOCA 基準の見直しの必要性を検討するため、下記の技術的知見を取得する。 (1) 被覆管脆化への水素の影響 通常運転での燃焼に伴い被覆管には水素が吸収され、燃料の炉内滞在期間の長期化等により水素吸収量が増加する。水素吸収量が多い場合は、現行 LOCA 基準の制限範囲内の PCT 又は ECR であっても燃料の冷却可能形状維持に対する余裕が減少する可能性がある。 (2) 被覆管ブレークアウェイ酸化 PCT 制限値 (1200°C) より低温での酸化加速現象が燃料の冷却可能形状維持性能に影響する可能性がある。 (3) FFRD 現象 FFRD 現象が発生した際、局所出力の上昇、流路閉塞等により燃料冷却性の低下を招くとされているが、燃焼度等のパラメータが FFRD 現象、ひいては燃料冷却性に影響する可能性がある。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期燃料冷却性に係る判断基準を検討するため、地震が発生した場合の燃料冷却性の判断に必要な技術的知見を取得する。		
5. 知見の活用先	(I) LOCA 時の燃料冷却性 現行 LOCA 基準の見直しの必要性が確認された場合、同基準見直し及びその解釈、評価ガイドの作成に活用する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 LOCA 後の長期燃料冷却性に係る基準及びその解釈、評価ガイドの作成に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期:H25 年度) (終期:H30 年度)	(I) LOCA 時の燃料冷却性 最新知見を踏まえて現行 LOCA 基準の見直しの必要性を検討するため、下記の技術的知見を取得する。 (1) 被覆管脆化への水素の影響 ① 我が国、米国、仏国等の LOCA 基準の根拠となったデータや考え方を整理する。これらにより水素の影響に関する技術的知見を取得する。 ② 国内外の技術情報及び試験データを収集、調査することによって水素の影響に関する技術的知見を取得する。 ③ 高燃焼度燃料の被覆管を使用した LOCA 模擬試験によりデータを取得する。 (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技術的知見を取得する。 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結果等を調査する。 ③ ①で得られたブレークアウェイ酸化に関する技術的知見と②で得られた解析結果等を比較し、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		

	① 国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査により、燃焼度等のパラメータが FFRD 現象に及ぼす影響に関する技術的知見を取得する。 ② バル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の解析等を通じ、燃料冷却性に及ぼす影響を評価する。 ③ 照射済みの燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験を実施し、燃料棒内部のペレットの変化や燃料棒外に放出されるペレット片の量等についての技術的知見を取得する。 ④ 燃料棒外に放出されるペレット片の放出量等が燃料冷却性等に及ぼす影響についての技術的知見を取得する。 (II) LOCA 後の長期燃料冷却性 下記の技術的知見を取得し、LOCA 後の燃料の長期保管期間中の燃料冷却性に係る具体的判断基準を整備する。 このため、下記を実施して LOCA 後の燃料の長期冷却期間中に燃料集合体に働く荷重や、LOCA により高温酸化し、ECCS からの注入水による急冷がもたらす熱衝撃を受けた被覆管の機械的特性等の技術的知見を取得する。 ① LOCA後の長期燃料冷却性に関する国内外の最新動向を調査する。 ② LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた燃料の変形状況等について、既存の試験結果等を調査する。 ③ LOCAにより高温酸化し、急冷による熱衝撃を受けた被覆管の機械的特性について国内外の技術情報及び試験データを収集、調査する。 ④ LOCA後の燃料の長期保管期間において、実機を想定して燃料に働く応力等について解析データ等を調査する。																																														
	<table border="1"> <thead> <tr> <th></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><th>平成 29 年度</th><th>平成 30 年度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(I) LOCA 時の燃料冷却性</td><td></td><td> 現行 LOCA 基準の見直しの必要性検討 </td><td> 〔(1)、(2) について〕 </td><td></td><td> 〔(3) について〕 </td><td></td></tr> <tr> <td>(1) 被覆管脆化への水素の影響</td><td> 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 </td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化</td><td> 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 国内プラントを対象とした高温継続時間の解析データ等の調査 実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性検討 </td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(3) FFRD 現象</td><td> 国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 LOCA 時被覆管温度等に及ぼす影響の解析、評価 高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験 放出されたペレット片放出が燃料冷却性に及ぼす影響の調査 </td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(II) LOCA 後の長期燃料冷却性</td><td> 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 </td><td></td><td> 長期冷却中に燃料集合体に働く応力等の調査 </td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table>							平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	(I) LOCA 時の燃料冷却性		現行 LOCA 基準の見直しの必要性検討	〔(1)、(2) について〕		〔(3) について〕		(1) 被覆管脆化への水素の影響	現行基準の技術的根拠の整理 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査						(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 国内プラントを対象とした高温継続時間の解析データ等の調査 実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性検討						(3) FFRD 現象	国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 LOCA 時被覆管温度等に及ぼす影響の解析、評価 高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験 放出されたペレット片放出が燃料冷却性に及ぼす影響の調査						(II) LOCA 後の長期燃料冷却性	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査		長期冷却中に燃料集合体に働く応力等の調査		
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度																																									
(I) LOCA 時の燃料冷却性		現行 LOCA 基準の見直しの必要性検討	〔(1)、(2) について〕		〔(3) について〕																																										
(1) 被覆管脆化への水素の影響	現行基準の技術的根拠の整理 国内外の技術情報及び試験データの収集、調査																																														
(2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 国内プラントを対象とした高温継続時間の解析データ等の調査 実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性検討																																														
(3) FFRD 現象	国際プロジェクトへの参画並びに国内外の技術情報及び試験データの収集、調査 LOCA 時被覆管温度等に及ぼす影響の解析、評価 高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験 放出されたペレット片放出が燃料冷却性に及ぼす影響の調査																																														
(II) LOCA 後の長期燃料冷却性	国内外の技術情報及び試験データの収集、調査		長期冷却中に燃料集合体に働く応力等の調査																																												
7. H27 年度実施計画	(I) LOCA 時の燃料冷却性 (1) 被覆管脆化への水素の影響 - NRC（米国原子力規制委員会）、IRSN（仏国放射線防護・原子力安全研究所）の海外機関との協力等により収集した技術的知見について、水素吸収量が LOCA 時の被覆管の機械的特性に与える影響を調査、整理、検討する。 - 高燃焼度まで照射した被覆管を使用した LOCA 模擬試験によりデータを取得する。（別事業（A09）燃料等安全高度化対策事業において、データを取得する。） (2) 被覆管ブレイクアウェイ酸化 - 国内外の技術情報及び試験データを収集し、ブレイクアウェイ酸化が発生する LOCA 時被覆管温度、高温継続時間等を検討する。 - 国内プラントにおける LOCA 時被覆管温度、高温継続時間等の解析結果を調査する。また、条件の異なる LOCA 解析の必要性について検討を行う。 (3) FFRD 現象 - OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト及びスタズビック被覆管健全性プロジェクトⅢに参画し、これら国際プロジェクト等を通じて FFRD 現象に関する最新知見を収集し、燃焼度等のパラメータの影響について調査、検討する。 - 照射済燃料棒を用いた LOCA 模擬試験の準備を開始する。 - 燃料棒外に放出されるペレット片の燃料集合体内でのふるまいについて調査するための炉外バンドル試験の実施の可能性について検討する。																																														

	(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模擬試験を経験した未照射被覆管の曲げ試験等の結果について調査、整理する。 • LOCA模擬試験を経験した照射済み被覆管の曲げ試験の実施の可能性について検討する。 • LOCA後の長期冷却期間中に燃料集合体に働く荷重等を調査する。
8. 備考	

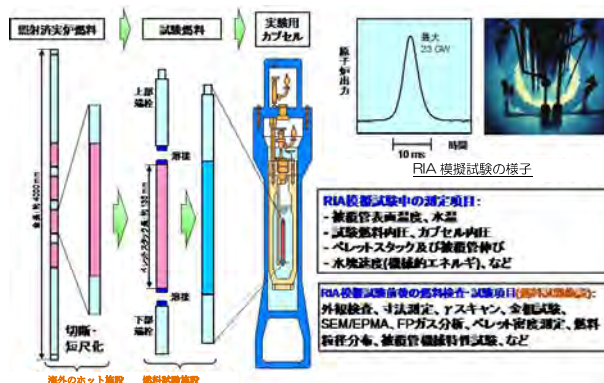
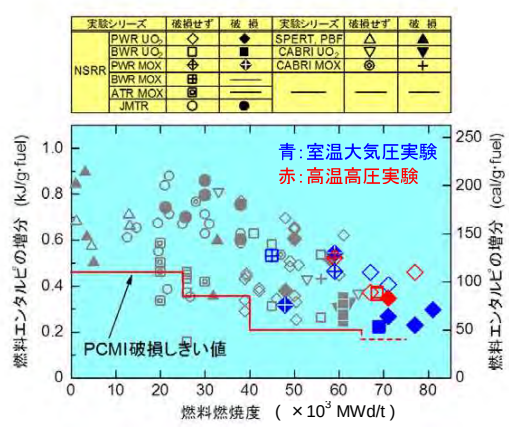
1. プロジェクト	(A09) 燃料等安全高度化対策事業	担当	安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○燃料の健全性及び安全性評価		
3. 背景	既存炉の安全性の向上等を目的とした PWR 及び BWR 改良型燃料^(*)について、これらを装荷した原子炉の規制基準適合性審査では、想定される事故時の燃料冷却性や、燃焼に伴う燃料棒の伸び（照射成長）等を確認するため、次の知見を取得する必要がある。 ① 改良型燃料についての種々の改良が、原子炉の事故時において、原子炉停止能力、炉心冷却性、圧力バウンダリの健全性等に影響を及ぼす可能性があることから、その影響に関する定量的な知見 ② 原子炉内使用中の被覆管の照射成長は、燃料棒及び燃料集合体に過度の変形をもたらす可能性があることから、改良合金被覆管についての照射成長に関する定量的な知見 (*)「実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則」（平成 25 年 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により規制基準案を作成するとともに、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規制基準適合性審査に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H18年度) (終期：H29年度)	① 改良型燃料についての反応度事故（RIA）模擬試験及び解析 燃料挙動解析コードを用いた試験前の予測解析により試験条件を決定する。 PWR 燃料、BWR 燃料及び MOX 燃料について、決定された試験条件により研究用原子炉を用いて出力を急激に上昇させる RIA 模擬試験を行い（図 1 及び表 1）、燃料の破損限界（図 2）、破損の様子及び破損が原子炉に与える影響を調べ、RIA 時の原子炉停止能力、炉心冷却性及び圧力バウンダリの健全性に関するデータ並びに一般公衆の被ばく評価に必要な基礎データを取得する。 予測解析結果と試験後の測定結果を比較評価し、RIA 時の燃料挙動に関する知見を取得する。  図 1 RIA 模擬試験のイメージ図  図 2 RIA 条件下での燃料破損マップ		

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		総数	H26 まで実績数	H27 計画数	H28 以降計画数
UO ₂	PWR	M-MDA	4	4		
		ZIRLO	1		1	
		M5	3	1		2
	BWR	Zry-2	3		2	1
MOX	PWR	M5	3			3

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 及び表 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。

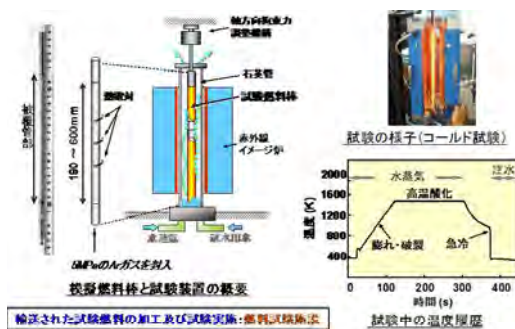


図 3 LOCA 模擬試験のイメージ図

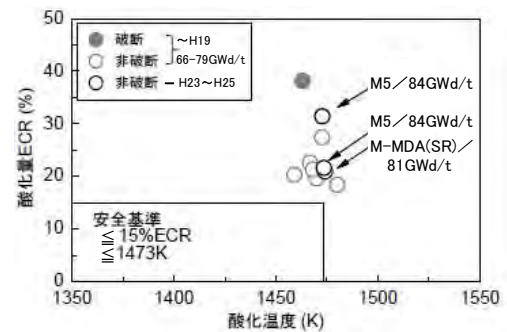


図 4 LOCA 条件下での燃料破断マップ
(拘束試験)

表 2 LOCA 模擬試験数（計画数）

燃料タイプ		被覆管	LOCA 模擬試験			
燃料タイプ	炉型		総数	H26 まで実績数	H27 計画数	H28 以降計画数
UO ₂	PWR	M-MDA	2	2		
		ZIRLO	2	2		
		M5	2	2		
	BWR	Zry-2	4		2	2

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 相当を目標）、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

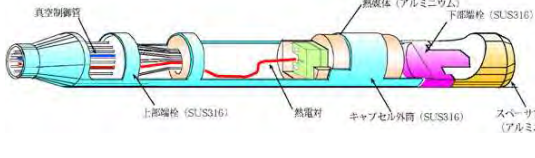
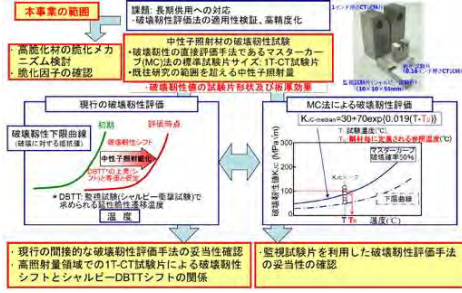
年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度～
実施項目					
① RIA 模擬試験及び解析	PWR 燃料試験				
			BWR 燃料試験		
				MOX 燃料試験	
	RIA 試験解析				
②LOCA 模擬試験	PWR 燃料試験				
			BWR 燃料試験		
③照射成長試験	試験研究炉照射				
	▽ 照射成長データ取得	▽	▽	▽	照射後試験

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

- PWR 用及び BWR 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 3 試験実施し、燃料破断限界、破断挙動及び破断影響に関するデータを取得する。
- 平成 26 年度までに RIA 試験を行った 3 試料についてホットラボ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。
- 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。
- 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 26 年度及び平成 27 年度に実施した改良型燃料の 3 件の RIA 試験結果について、燃料挙動解析コードを用いた解析を行う。また、試験実施予定の 3 件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。

7. H27 年度実施計画

	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 BWR 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 2 件の試験を実施する。 また、平成 26 年度に LOCA 模擬試験を行った 1 試験試料の試験後試験を実施する。さらに、LOCA 時温度条件を模擬した高温酸化試験を 3 試験実施するとともに、平成 26 年度に高温酸化試験を行った 1 試験試料の試験後試験を実施する。 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高速中性子照射量 $0.6 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ 程度までの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	

1. プロジェクト	(A10) 軽水炉照射材料健全性評価研究	担当	安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○運転期間延長及び高経年化対策		
3. 背景	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度において点検・評価の対象となる設備、機器、構造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、運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認のための技術的知見の取得、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、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整備していく。		
5. 知見の活用先	運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認、並びに高経年化技術評価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:H31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(以下「RPV」という。)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。また、加圧熱衝撃(以下「PTS」という。)事象に対するRPV内面のステンレスクラッド溶接の影響に着目した照射試験及び材料試験を実施する。 【照射誘起型応力腐食割れ(以下「IASCC」という。)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環境整備を行うとともに、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、材料試験炉(以下「JMTR」という。)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)。また、原子炉圧力容器内面ステンレスクラッド溶接の供試体への照射試験等を実施し、破壊靱性などの材料特性を取得するとともに、PTS事象評価手法への影響を把握する。  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	H31 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							
						PTS 事象に対する RPV 内面のステンレスクラッド溶接の影響に関する調査等				
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. H27 年度実施計画	① 照射試験装置の整備等 - RPV 鋼の化学成分の変遷等を参考に、試験片を製作する。 - PTS 事象に対する RPV 内面のステンレスクラッド溶接の影響に関する既往研究の調査、課題の抽出、試験計画の策定及び供試体の材料準備等を行う。 - 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。 - RPV鋼の照射脆化に関する微細組織分析 - RPV鋼の亀裂伝播停止等試験 - RPV鋼の破壊靱性試験 - RPV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、RPV 鋼の照射材試験を行う。									
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 が運転停止状態のため照射試験が実施できず、当初計画どおりの事業の進捗が望めないことから、当初 6 年（平成 23 年度～平成 28 年度）と予定していた事業計画を 9 年（平成 23 年度～平成 31 年度）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	(A11) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	担当	安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○運転期間延長及び高経年化対策		
3. 背景	新規制基準施行に伴い、新たに常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物設備が劣化評価の対象となり、また、40 年を超えて原子炉を運転する場合には、劣化状況の把握のための点検（以下「特別点検」という。）を要求することとなった。 このため、以下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 (2) 運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認のための技術的根拠に関する知見 (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		
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以下の知見を整備する。 (1) 常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物に係る高経年化技術評価の妥当性確認のため、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する。 (2) 運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価並びに高経年化技術評価の妥当性確認のため、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下等に関する技術的知見を整備する。 (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並びに経年プラントの原子炉圧力容器、一次系配管及び炉内構造物に対する確率論的破壊力学評価手法に関する技術的知見を整備する。		
5. 知見の活用先	以下の項目に活用する。 (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特別点検結果及び劣化状況評価の妥当性確認 (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劣化状況評価の妥当性確認		
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に係る研究(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、運転期間延長認可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技術的知見の整備を行うため、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、全長にわた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経年プラントの高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れ、コンクリート材料の経年劣化評価及び劣化進展に伴う構造性能の低下に係る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) コンクリート構造物の材料劣化及び構造性能の低下に及ぼす中性化、塩害、熱等の劣化要因による複合劣化の影響を調査し、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手法を検討する。 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) ガンマ線及び中性子線累積照射量の制限値としている目安値設定根拠の妥当性検証並びに放射線がコンクリートの物理特性に及ぼす影響を把握するため、ガンマ線及び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、反応性骨材を十分に評価できているかどうかを確認し、アルカリ骨材反応に対する課題を抽出する。また、最新知見を基に、反応性骨材を対象にした骨材試験方法と診断方法からなる総合的なアルカリ骨材反応の評価手法を検討する。 ② -4) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究(平成 26～28 年度) 遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を対象にしたアルカリ骨材反応の評価方法がない状況を踏まえ、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、最新知見を基に検討した総合的なアルカリ骨材反応の評価手法の適用性と有効性を確認する。		

- ③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究（実施期間：平成 23～27 年度、知見の活用先：（3））
 運転開始後 30 年を超えて運転する経年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）
 経年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、経年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に対する試解析（平成 26～27 年度）
 加圧水型原子力発電所に対する試解析を実施し、経年プラントの深層防護レベル 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に対する試解析（平成 27 年度）
 沸騰水型原子力発電所に対する試解析を実施し、経年プラントの深層防護レベル 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に係る研究（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経年プラントの重要機器の健全性評価の妥当性確認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、確率論的破壊力学評価手法の適用性・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) 圧力バウダリ機器の事故時構造評価に関する研究（平成 26～27 年度）
 高経年化の影響を受けた機器で構成される圧力バウダリの事故時構造評価を行うための調査や解析的検討を行う。

工程表

	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度～
① 電気・計装設備の長期健全性評価に係る研究			①-1) 常設重大事故等対象設備の健全性評価手法の策定				
	①-2) 長期健全性評価手法の策定				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研究	③-1) 安全評価指標及び手法に関する調査		③-2) 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の解析手法の整備		データベースへの反映		▼
			③-3) 加圧水型原子力発電所に対する試解析				
			③-4) 沸騰水型原子力発電所に対する試解析				
④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究	④-1) 原子炉圧力容器に関する研究			④-2) 一次系配管に関する研究			
	④-3) 圧力バウダリ機器の事故時構造評価に関する研究					データベースへの反映	▼
							-

7. H27 年度実施計画

【項目① 電気・計装設備の長期健全性評価に係る研究】

- ① -1) 常設重大事故等対処設備のうち、電気・計装設備の健全性評価手法の策定
 平成 26 年度に検討した重大事故環境条件（温度、圧力、線量、雰囲気と継続時間）をもとに、熱・放射線で同時劣化させたケーブル供試体を用いて、重大事故環境試験条件下でのケーブル供試体の絶縁特性の変化を調査する。試験後、供試ケーブルの化学的、物理的分析を行い、劣化状態を把握する。これら調査・検討から、重大事故環境におけるケーブルの健全性評価試験法に係る技術的知見を得る。
- ① -2) 電気・計装設備の長期健全性評価手法の策定
 広帯域インピーダンス分光法、空間電荷積測定法等の低圧ケーブルの状態監視技術について、実ケーブル布設状態を模擬

	した熱・放射線同時劣化ケーブルで劣化位置の標定を行い、測定精度、測定距離範囲及び測定可能劣化度範囲等の能力を調査・検討する。併せて、各材料の劣化特性を明確にし、劣化が高分子構造、電気的特性、機械的特性、難燃性に与える影響を検討する。これら検討結果より、状態監視技術手法と高分子劣化現象の関連を明確にし、状態監視技術手法の適用可能な劣化度の範囲の設定に係る技術的知見を得る。 【項目② コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究】 ② -1) コンクリート構造物の複合劣化評価 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コンクリートの鉄筋腐食に関する検討及び鉄筋コンクリート部材による構造性能に関する検討を実施し、これまでの成果を取りまとめる。 ② -2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価 ガンマ線の影響については、ガンマ線による照射試験を実施し、照射による骨材の変質、長期間の照射によるコンクリートの強度・剛性の変化に関するデータ取得と分析を行う。中性子線の影響については、中性子線による照射試験を実施し、照射によるセメントペーストや骨材の変質、長期間の照射によるコンクリートの強度・剛性の変化に関するデータ取得と分析を行う。熱の影響については、乾燥と温度の影響を区分した物性変化とメカニズムを解明するための実験、水分移動に関する実験を実施する。数値解析的検討については、平成 26 年度までに実施した長期健全性評価手法の内容を取りまとめる。 ② -3) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究 総合的なアルカリ骨材反応の評価手法のうち、骨材のポテンシャル評価のための骨材試験方法については、国内の急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材を用いた試験を実施し、長期膨張特性を評価する。さらに、平成 26 年度当該事業で実施した試験結果と併せて、有効と考えられる試験方法を選択し必要な改善を行い、骨材試験方法の根拠データを取得する。総合的なアルカリ骨材反応の評価手法のうち、既存コンクリート構造物の診断方法については、コアを用いた外観観察、岩石学的評価等によるコンクリート構造物の反応性評価と促進膨張試験による残存膨張のポテンシャル評価に関する試験を実施し、診断方法の根拠データを取得する。アルカリ骨材反応による部材性能の経年変化については、平成 26 年度当該事業で調査した予測評価手法の有効性の可否を検討する。 【項目③ 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究】 ③ -1) 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 加圧水型原子力発電所及び沸騰水型原子力発電所に対する試解析で活用した深層防護レベル 4 層を考慮した評価指標及び評価手法、並びに評価結果の整理方法について、一連の流れをまとめた作業手順書を整備する。 ③ -2) 加圧水型原子力発電所に対する試解析 平成 26 年度に実施した試解析により、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した結果及び同評価結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下が経年プラントのシステム安全に及ぼす影響について、高経年化技術評価における経年劣化事象との関係を整理する。 ③ -3) 沸騰水型原子力発電所に対する試解析 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究で提案された評価指標及び評価手法と同様の感度解析及び評価結果の整理を沸騰水型原子力発電所に対して実施する。 【項目④ 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究】 ④ -1) 原子炉圧力容器に関する研究 平成 26 年度成果を踏まえ、原子炉圧力容器について、健全性評価手法に係る調査及び確率論的破壊力学評価手法の適用性・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) 圧力バウダリ機器の事故時構造評価に関する研究 高経年化の影響を受けた機器で構成される圧力バウダリの、事故時構造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。
8. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A12) 高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究	担当	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		
3. 背景	平成 25 年 7 月にシビアアクシデント対策(以下「SA 対策」という。)が規制要件化された研究開発段階炉を対象とした新規制基準が施行された。この新規制基準については、今後、高速炉の特徴を踏まえた SA 対策に対する要求事項の具体化等、内容を充実させる必要があることから見直しを行うことになっている。また、使用前検査合格後には、実用発電用原子炉と同様、安全性向上評価を行うことを原子炉設置者に対し要求している。これらを踏まえ、高速炉に係る安全規制(新規制基準適合性に係る審査を含む。)を遂行する上で以下が必要であり、そのための最新の知見の取得が必要である。 (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、研究開発段階の高速炉を対象として、「高速炉の新規制基準の見直し」、「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運用ガイド案の作成」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、新規制基準で要求すべき「炉心の著しい損傷を防止するための対策(SA 対策Ⅰ)」及び「格納容器の破損を防止するための対策(SA 対策Ⅱ)」の満たすべき要件の検討に必要な技術的知見を取得する。 (2) SA 対策の有効性評価に係る技術的知見の取得 審査ガイド案及び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) 高速炉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、適合性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 手法の整備を行う。		
5. 知見の活用先	以下の項目に活用する。 (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)	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、b を、また、(3)高速炉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 c 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 d を実施する。 a. SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討 1) 内的事象に対する SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討 炉心や使用済燃料の著しい損傷を防止するための対策の有効性評価に係る検討として、以下を実施する。 ① 崩壊熱除去機能確保対策(自然循環による炉心冷却、EVST(炉外燃料貯蔵槽)冷却)の有効性を検討(新規制基準第 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(新規制基準第 56 条対応) 2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討 外的要因のうち地震によって著しい炉心損傷に至る可能性に係る検討のため、以下を実施する。 ① 地震時の炉心構成要素(燃料集合体など)の群振動、上下動評価(新規制基準第 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(新規制基準第 37 条) b. SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討 1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討 高速炉の炉心損傷時の格納容器の健全性評価の条件設定に関連し、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリの健全性に係る以下の評価を実施する。 ① ULOF、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(新規制基準第 37 条、第 56 条対応) 2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討 炉心損傷時の格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価に係る検討として以下を実施する。 ① 炉心損傷事故後の熱除去に係る検討(新規制基準第 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（新規制基準第 37 条、第 49 条～第 53 条対応及び第 55 条～第 56 条対応） 著しい炉心損傷が生じた場合の格納容器の健全性確保に係る解析・評価として、著しい炉心損傷時の原子炉冷却材及び原子炉カバース等のパウダリの健全性に係る解析・評価、溶融燃料が原子炉容器から流出した場合も含めた原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の有効性に係る解析・評価、放射性物質の放散防止対策の有効性に係る解析・評価及び放射性物質の移行挙動評価を実施する。 c. 安全性向上評価に向けた検討 高速炉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。 d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備 上記の a～c の評価、検討に必要な安全解析手法、解析コードの整備を行う。基本的なコード開発は、平成 26 年度中に完了し、平成 27 年度以降の実機適用性評価のために、コード改良、モデル整備が必要となった場合には、実機適用性評価と合わせて実施する。 ① 炉心耐震安全評価手法：上下動を考慮した群振動解析手法の整備（高速炉燃料集合体群振動挙動解析コード ASSIST） ② 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																																								
	<table><tr><th colspan="4">工程表</th></tr><tr><th>H26 年度</th><th>H27 年度</th><th>H28 年度</th><th>H29 年度</th></tr><tr><td colspan="4">a. SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="4">1) 内的事象に対する SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td></td><td>2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討</td><td></td><td></td></tr><tr><td colspan="4">b. SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="4">1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討</td></tr><tr><td colspan="4">2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討</td></tr><tr><td></td><td colspan="3">c. 安全性向上評価に向けた検討（PRA 含む）</td></tr><tr><td>d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備</td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	工程表				H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度	a. SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討				1) 内的事象に対する SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討					2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討			b. SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討				1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討				2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討					c. 安全性向上評価に向けた検討（PRA 含む）			d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備			
工程表																																									
H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度																																						
a. SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討																																									
1) 内的事象に対する SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討																																									
	2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討																																								
b. SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討																																									
1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討																																									
2) 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討																																									
	c. 安全性向上評価に向けた検討（PRA 含む）																																								
d. 適合性審査等に必要な安全解析手法の整備																																									
7. H27 年度実施計画	【SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討】 ➤ 内的事象に対する SA 対策Ⅰの有効性評価に係る検討 - 崩壊熱除去機能確保対策の有効性評価 空気冷却器出口止め弁の「開」失敗（3 ループとも）時に、炉心冷却を行うための対策として考えられている空気冷却器出口止め弁バイパス弁の「開」（3 ループとも）による自然循環除熱の有効性について、ブラント動特性解析コード ADYTUM による解析により検討する。 また、補助冷却設備による炉心冷却が行えない場合の対策として考えられる蒸気発生器による除熱やメンテナンス冷却系の緊急起動による炉心冷却の有効性について、ADYTUM による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に係る検討 - 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について、これらの重畳事象を含めて、解析モデルの改良を含む解析検討を実施し、地震起因の事故シーケンスの妥当性を検討する。 【SA 対策Ⅱの有効性評価に係る検討】 ➤ 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討 - ULOF 時の放出エネルギーの検討 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、炉心プールが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。さらに、溶融炉心の流出挙動について、ASTERIA-FBR による EAGLE 試験結果等の評価を行い、実機モデルへの反映を検討する。また、KIT による高速炉の典型的な炉心損傷事故である ULOF の事象進展と実験的知見に基づいた統計的評価論理の検討及び 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による炉心損傷解析 高速炉の炉心損傷事故の事象推移に係る熱流動事象を短時間で計算できる解析手法として整備した均質流モデルを用いた解析コード ASTERIA-dash を用いて、高速炉の炉心損傷解析を実施し、ASTERIA-FBR による解析結果との比較、計算時間の短縮効果等、その有用性を確認する。 • 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等へのナトリウム噴出量について、不確かさ評価を含めて検討する。 ➤ 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討 • ULOF 時の事故後崩壊熱除去過程の検討 ULOF による炉心損傷時の炉心溶融物挙動及びその冷却特性を AZORES-ATWS を用いて解析するとともに、炉心溶融物の挙動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 との反応等についての確認、実験相関式を用いた試計算を行う。 • 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の健全性について、AZORES を用いた解析を実施し検討する。また、損傷炉心から放出される放射性物質の移行挙動を評価する。 【安全性向上評価に向けた検討】 ➤ 高速炉の事故シーケンスに係るレベル 1PRA、レベル 2PRA の検討を実施する。 ➤ 高速炉の地震 PRA に関し、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法（CMMC 法）を用いた高速炉レベル 2PRA 手法を地震時の評価に適用し、格納容器機能喪失に係る事故シーケンスの妥当性確認に係る知見を得る。
9. 備考	

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A13) 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	担当	安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(2) 特定原子力施設 ○燃料デブリの臨界評価		
3. 背景	- 原子力災害対策本部が策定した廃止措置等に向けた中長期ロードマップ*では、2021 年下期以降に燃料デブリの取出しを開始し、開始後 20～30 年で燃料デブリの取出しを完了するとされている。この際、作業者の被ばく低減を考慮し格納容器上部までを冠水させて燃料デブリを取り出すこととしている(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燃料デブリの臨界リスク(臨界に至る可能性)を評価する手法及び基準、並びに臨界を超過した際の環境影響を評価する手法の整備が必要である。 *：「東京電力(株) 福島第一原子力発電所 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コードを用いた解析により整備する(図 1)。 (2) 環境影響評価手法の整備 燃料デブリの臨界リスクを評価する手法の整備の一環として、燃料デブリが臨界を超過した際の、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、基準の妥当性を確認する。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、UO_2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」の反応度価値測定、ウラン燃料棒と構造材棒を組み合わせた体系の臨界量測定等の臨界実験を行い、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、基準の妥当性を確認する。		

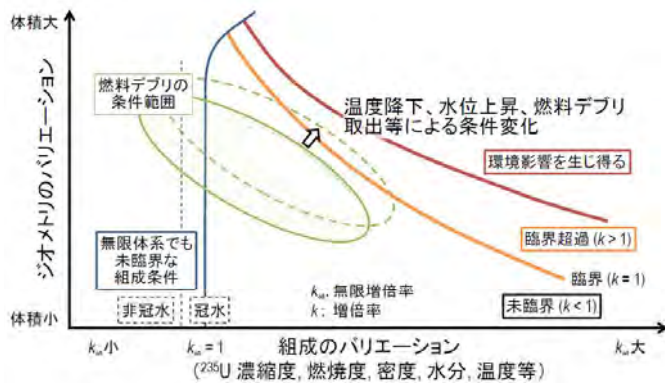


図 1 臨界リスク評価基準の整備

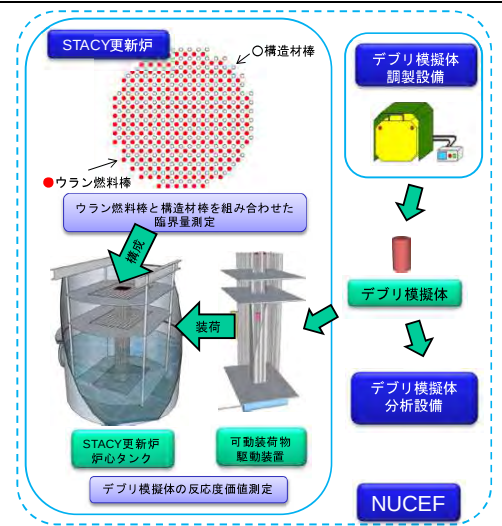


図 2 STACY 改造炉による燃料デブリ臨界実験の概念

STACY 改造炉による実験は平成 30 年度に開始し、平成 33 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及び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作成				臨界リスク評価基準の検証		
②環境影響評価手法の整備		燃料デブリの臨界超過時における環境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		

7. H27 年度実施計画

(1) 臨界リスク評価基準の整備

炉心溶融時に炉心、圧力容器等の主な構造材である鉄を取り込んだと考えられる燃料デブリについて、臨界特性の解析を行い、平成 26 年度事業で整備に着手した臨界リスク評価基準を拡充する。また、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定し、代表的な事例の臨界リスク評価に必要な技術を検討する。

(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、作業員被ばく、放射性物質環境放出等の影響が生じる条件を明らかにし、環境影響を評価する手法を検討する。これは、前述の臨界リスク評価基準、シビアアクシデント解析コードによる評価又は実地調査に基づく 1～3 号機の状態及び燃料デブリ所在の情報、並びに作業内容等を組み合わせてリスクを評価するツールとなる。

(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

上記(1)で検討を行う臨界リスク評価基準の検証実験に向けた施設の整備として、平成 26 年度事業で実施した設計等の成果を用いて、臨界実験装置 STACY、並びに燃料デブリを模擬した材料(デブリ模擬体)を調製及び分析する設備の設計・製作・工事を進める。また、整備する設備の性能確認に資するモックアップ試験を実施する。

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、 UO_2 燃料棒を使用する炉心設備に改造する。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 の改造

- ・旧 STACY の解体・撤去

燃料デブリを模擬した臨界実験を実施するため、旧 STACY の炉の解体、撤去を進める。

- ・新 STACY の製作・据付け

平成 26 年度事業で実施した設計等の成果を用いて、新 STACY の詳細設計・製作・工事を進める。

b) デブリ模擬体調製設備の設計

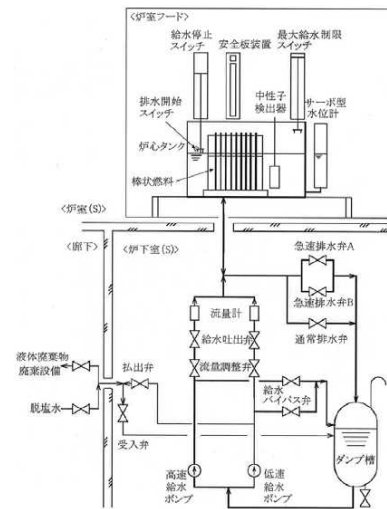
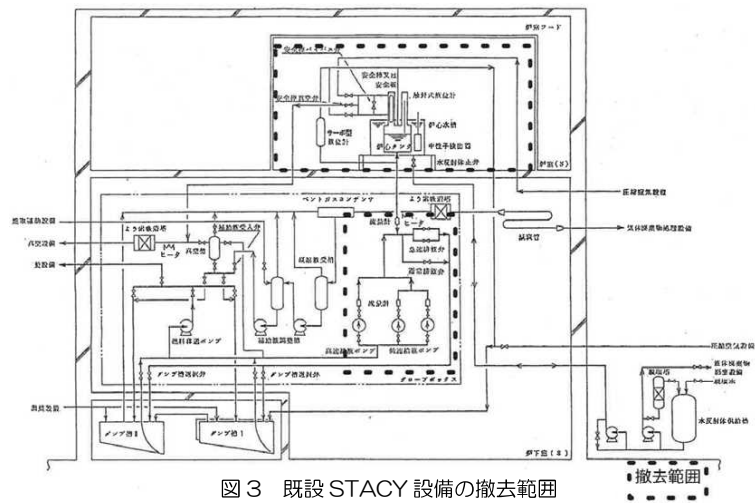
平成 26 年度事業で実施した設計等の成果を用いて、デブリ模擬体を調製する設備の詳細設計・製作を進める。

c) デブリ模擬体分析設備の設計

平成 26 年度事業で実施した設計等の成果を用いて、デブリ模擬体を分析する設備の詳細設計・製作を進める。

d) ドライバ燃料調達

平成 26 年度事業で策定したドライバ燃料及びデブリ模擬体原料の調達計画に基づき燃料等の調達を進める。



8. 備考

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(A14) 火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	担当	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 ○火災防護		
3. 背景	原子力発電所の火災防護に係る規制に関しては、新規制基準の施行前は、火災の発生防止、火災の検知・消火及び火災の影響の軽減に重点を置いた火災防護規制が求められていたが、平成 25 年 7 月の新規制基準の施行後は、従来の火災防護規制に加え、新たに“（原子炉を）止める、冷やす、閉じ込める”機能（以下「安全機能」という。）を維持するための火災防護規制が求められている。安全機能を維持するための火災防護対策の妥当性を確認するためには、火災が各安全機能にどのように影響するかを評価する必要がある。さらに、火災防護規制をより高度なものとしていくためには、火災防護対策の有効性を定量的に評価する必要がある。このため、対象可燃物の燃焼特性に関するデータベースや火災評価解析手法を整備する必要がある。 また、東北地方太平洋沖地震により東北電力女川原子力発電所において発生したような新たな火災形態である高圧電源盤アーク（雷状の放電）火災事象の解明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。 (3) 電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明 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) 油・ケーブル等の火災影響評価データ		
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/NEA PRISME2（マルチルーム火災）プロジェクト試験及び電気盤のアーク火災試験の検証と妥当性確認を行い、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備する。また、火災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 ・火災解析コードの妥当性確認 ・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 原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ、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（有機溶媒等）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) 高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明 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。 ・電源盤アーク火災の事象進展の把握 ・電源盤アーク火災の解析コードによる検証 ・火災が発生するアークのエネルギーレベルの推定		

	<table><tr><th colspan="5">工程表</th></tr><tr><th>平成 23 年度</th><th>平成 24 年度</th><th>平成 25 年度</th><th>平成 26 年度</th><th>平成 27 年度</th></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td colspan="4">(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</td></tr><tr><td></td><td colspan="4">火災事象の解析、火災解析コードの検証</td></tr><tr><td></td><td></td><td colspan="3">火災力学ツールの整備</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td colspan="4">(2)、(3) 火災試験データの取得等（新たな火災形態への対応）</td></tr><tr><td></td><td colspan="4">火災試験データの取得・評価・分析</td></tr><tr><td></td><td colspan="4">高圧電源盤等アーク火災事象の調査</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr></table>	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					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					高圧電源盤等アーク火災事象の調査								
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																																																							
	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																																																							
	高圧電源盤等アーク火災事象の調査																																																							
7. H27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 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法及び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。 ・3次元シミュレーションによる火災の評価 - 火災解析コードを用いて、OECD/NEA PRISME2（マルチルーム火災）プロジェクト試験の妥当性確認等を行う。 ・火災力学ツールの整備（火災力学ツールの開発及び火災力学ツールを用いた試評価） - 火災力学ツールを開発し、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 原子力施設の対象可燃物として考えられるケーブル、油（有機溶媒等）及び電気盤について、火災防護に係る審査の判断基準等に活用される火災試験データ等を取得する。 ・原子力施設における対象可燃物の火災試験 - 原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ、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。 ・原子力発電所等ケーブルの熱影響による性能確認試験 - 原子炉施設で用いる動力・制御・計装ケーブルを対象として、原子力ケーブル燃焼装置を用いて火災を模擬した高温環境中でのケーブルの電気的性能を評価する。 ・核燃料サイクル施設における火災事故時影響評価試験 - 再処理施設で用いる有機溶媒を対象として、火災時ソースタム試験装置等を用いて、施設への影響評価をするための火災試験データ等を取得する。 (3) 高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明 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、アークエネルギー値、アーク発生時間及び火災が発生するアークのエネルギーレベルに関する技術的知見を整理する。 ・アークエネルギーとアーク発生時間との関係性の把握 ・火災が発生するアークのエネルギーレベルの推定																																																							
8. 備考																																																								

1. プロジェクト	(A15) 人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	担当	安全技術管理官（システム安全担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(9) 横断的課題 ○人的・組織的要因		
3. 背景	(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の活動も充実させ、原子力施設全体の安全性・信頼性を維持・向上させる必要がある。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。 これまでの研究における法令報告対象事象についての人的要因分析結果から、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も分かってきた。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。これらを解決するためには、MTOの要素を含めて原因を分析し人的要因の背後にある組織要因を見出すことが重要である。 上記背景を踏まえ、ソフト面の安全規制を強化する観点から、下記の取組みがなされてきた。 ・新検査制度の検討の一環として、平成19年には保安規定に「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。また、平成22年には法令により、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が要求された。 ・上記の記載要求事項について事業者の活動を規制当局が評価するために、IB JNES は以下のガイドを作成し、保安検査等に活用された。 －「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」 上記のガイドラインの整備により、主として保安検査を通じてソフト面の安全規制に取組みつつあったが、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故が発生し、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その教訓として指摘された。 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（株）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、ソフト面の安全規制に反映していく必要がある。 (2) 人的過誤事象に該当する事故・トラブル報告書に関する課題 ソフト面の安全規制の課題の抽出や効果の測定の際の基礎資料となる事業者の事故・トラブル報告書には、本来記載されるべき、事象の経緯、問題点の特定、人的要因、是正処置の記載等の不足など、記載の程度にバラツキ等があり、人的要因の分析が困難な場合が多い。また、事業者の事故・トラブル報告書は根本原因分析のための入力情報として活用するため、報告書記載内容の改善が必要である。 (3) 事業者等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、それでは不十分であり、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	人的・組織的要因に係る技術的知見の整備に係る研究を実施することによって、国内外の最新知見を反映したソフト面の安全規制に係るガイドの改訂や、トラブル報告書の記載内容や本店を含む事業者の安全文化醸成活動を評価するための視点の明確化を図ることができ、それによって事業者による原子力安全の維持・向上のための活動をソフト面から適切に評価し、更なる改善を促すことが可能となる。 本研究では、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モデルの考え方にに基づき、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以下のガイド案・マニュアル案の新規作成あるいは既存ガイドの改訂案の作成及び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 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 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 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見の整備		

5. 知見の活用先	本プロジェクトで得られた知見に基づいて作成・改訂する以下の4つのガイド案等は、検査部門や原子力規制事務所が保安検査等でソフト面の安全規制に係る事業者の活動の確認・評価を実施する際に活用する。 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、各施設の検査部門及び原子力規制事務所が、保安検査等において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、各施設の検査部門及び原子力規制事務所が、保安検査等において根本原因分析報告書受理後の事業者による長期にわた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、各施設の検査部門の事故・トラブル事象及び保安規定違反事象の評価担当者が、法令報告対象事象等の報告書の記載内容の妥当性等の確認において、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（株）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、各施設の検査部門が保安検査、保安調査、トラブル情報の傾向分析等において活用する。
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を整備し、以下の①～④に示すガイド案等を改訂・作成するために必要な研究を実施する。各項目の整備時期を工程表に示す。 ① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成のために必要な研究 ➢ 事業者のマニュアル等の改訂状況及び不適合管理活動等の実態を調査する。 ➢ 関連する国内外の最新研究成果を調査し、その知見を把握する。 ➢ 現行のガイドの運用実態について調査する。 ➢ 調査結果等を踏まえ、ガイド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）」の案の作成のために必要な研究 ➢ 「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する。 ➢ 調査結果に基づいて根本原因分析報告書受理後の長期にわたる事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等について検討する。 ➢ 調査・検討結果を踏まえ、マニュアルの案を作成する。 （平成 26 年度終了） 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」の案の作成のために必要な研究 ➢ 海外の規制機関が定める事故報告書記載要求事項や国内外の人的過誤事象に該当する事故報告書の人的要因分析結果等について調査・整理する。 ➢ 事業者が提出する報告書の内容を適切に評価・判断するために必要な記載事項や原因等の分類体系を検討する。 ➢ 調査・検討結果を踏まえ、ガイドの案を作成する。 （平成 26 年度終了） ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究 ➢ 継続的にデータベースに蓄積してきた国内外の事故報告書に関する人的要因分析結果に対して、様々な角度、視点から傾向分析等を実施する。 ➢ 傾向分析結果等から規制活動に活用可能な知見を抽出し、具体的に検査部門が活用できるような形式に整理する。特に、東京電力福島第一原子力発電所事故発生の前後の人的過誤事象の傾向の差異を分析し、知見を整理する。

	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のために必要な研究 ② 根本原因分析評価プロセス運用マニュアル案の作成のために必要な研究 ③ 報告書記載内容妥当性評価ガイド案の作成のために必要な研究 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
	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のために必要な研究 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
	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のために必要な研究 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
	H29	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成のために必要な研究 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
	H30	① ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成のために必要な研究 ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究
7. H27年度実施計画	平成27年度は以下の①及び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のために必要な研究 - 安全文化醸成に関する本店の活動や経営層のコミットメントの全職員への浸透状況等を保安検査で確認する際の評価の着眼点等の検討 - 安全文化醸成活動の評価指標、安全文化劣化兆候の把握項目の調査・整理 - 保安検査時の評価の着眼点等の検討 - 事業者の安全文化の劣化兆候が確認された要素についてのマネジメントレベルでの確認を行う手法の検討 - 劣化兆候が見られた安全文化要素とQMSに係る検査項目との対応付けの検討 - マネジメントレベルを考慮した（人や組織の要因を考慮した）安全文化劣化兆候の評価手法の検討 - 国内外の巨大システムにおける事故・トラブル事象の原因と組織要因及び安全文化要素との関係の検討 - 過去に収集・整理した国内外の原子力を含む巨大システムにおける事故・トラブル事象の発生原因（人的要因）に関して、その背後にある組織要因及び安全文化要素との関係を整理し、原子力分野のソフト面の安全規制への活用を検討 - 規制当局の安全文化醸成活動に関する検討 - 海外規制機関における内部安全文化醸成活動を調査し、原子力規制委員会として実施すべき活動について検討 ② 根本原因分析評価プロセス運用マニュアル案の作成のために必要な研究（平成26年度終了） ③ 報告書記載内容妥当性評価ガイド案の作成のために必要な研究（平成26年度終了） ④ 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究 - 人的要因分析結果に対する傾向分析 - 傾向分析の視点の整理 - 傾向分析の試行 - 東京電力（株）福島第一原子力発電所で事故後に発生したトラブル事象の分析に基づく知見の抽出 - 東京電力（株）福島第一原子力発電所で事故（平成23年3月11日）後に発生したトラブル事象の収集 - 収集した事象の整理及び人的要因分析の実施 - 原子力規制事務所保安検査官等が検査、日常巡視等で活用できる知見の抽出	
8. 備考		

1. プロジェクト	(BO1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発	担当	安全技術管理官(シビアアクシデント担当) 付 安全技術管理官(システム安全担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コード ○重大事故対策 (2) 特定原子力施設 ○燃料デブリの臨界評価		
3. 背景	(Ⅰ) 新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、事業者が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を行っていく必要がある。また、継続的かつ安定的に、国内外の新たな技術的知見に基づき、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 発電用原子炉施設の安全性向上評価では、発電用原子炉設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等について、確率論的安全評価等による評価を求めている。そのためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに確率論的安全評価に係る技術的知見の拡充等を行い、現行の評価手法の高度化とともに、国産 SA コードを開発し、これらの結果を継続的に規制に反映していく必要がある。		
4. 目的	(1) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討 重大事故対策の有効性評価、安全性向上評価及び福島第一原子力発電所事故分析の観点から、特にニーズの高い①炉心損傷・熔融進展、②熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性、③熔融燃料-冷却材相互作用、④熔融炉心-コンクリート相互作用等について、既存評価手法を改良、あるいは新たな評価手法の開発を優先的に推進する。 (2) 国産 SA コードの開発及び整備 重大事故の発生防止、重大事故の拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる物理化学現象及び重大事故対策の有効性等に関連する最新の技術的知見を用いて、国産 SA コード及び解析モデル整備する。具体的な最新知見としては、福島第一原子力発電所事故分析、「(B2) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」及び「(B3) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備」にて得られる解析的及び実験的知見を利用する。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - 重大事故時に生じる不確かさの大きい物理化学現象に関して技術的知見を整備し、各物理現象のモデルを組み込んだ国産 SA コードを開発する。妥当性を確認したコードは、その適用制限を踏まえて、重大事故対策の有効性評価及び安全性向上評価の妥当性確認等に活用する。 (2) 審査等に必要知見の整備 - 新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及び審査マニュアルの作成に活用する。		
6. 安全研究概要 (始期:H22 年度) (終期:H28 年度)	(1) 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討 SA 解析では、多くの物理化学現象が複雑に相互作用する事象に対する技術的知見が不足している。特にモデルの詳細化の必要性が高い「原子炉圧力容器内炉心損傷・熔融進展」及び「原子炉圧力容器外熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性」について、現段階で得られる技術的及び既存手法による解析的知見に基づき、物理化学現象を十分に分析した上で、計算モデルを検討する。 ① 原子炉圧力容器内炉心損傷・熔融進展モデル検討 重大事故時の原子炉圧力容器内(炉心部、炉心支持板近傍、原子炉圧力容器底部)で想定される事象、即ち水位低下による被覆管温度上昇・酸化・脆化、制御棒崩落、燃料・集合体の熔融、熔融デブリの集合体下部への流下・デブリベッド形成及び熔融デブリの炉心支持板への流出・支持板損傷を一貫して扱う核特性-熱水力-燃料挙動解析を強結合した計算モデル(図 1)を検討する。		

図1 炉心損傷・熔融進展モデル

② 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリの一部は水との相互作用によって一部は細粒化し、一部は大きな塊のまま床面に堆積する。(図2(a))このようなデブリベッド形成の詳細な過程を物理化学現象に分解し(図2(b))、さらに、複雑な多孔質体であるデブリベッド内の熱流動に係る計算モデルを検討する。

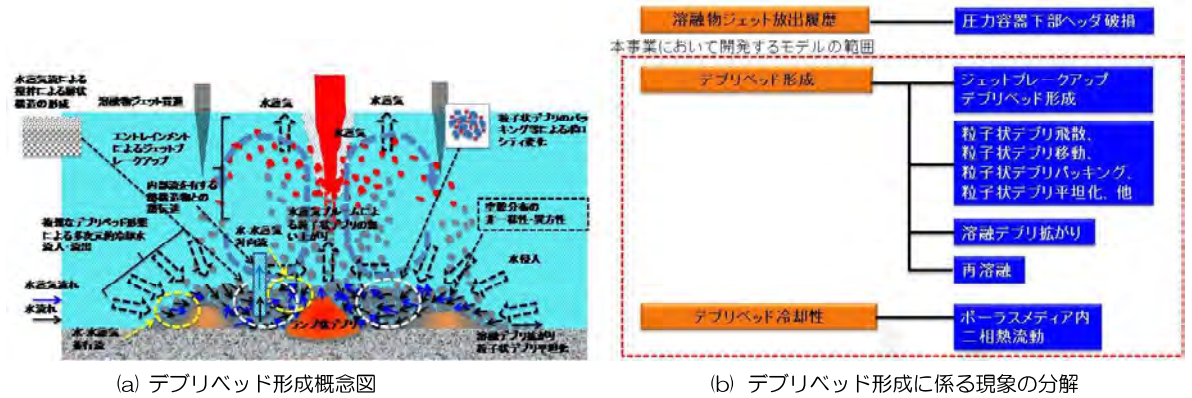


図2 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

(2) 国産 SA コードの開発及び整備

「(B2) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」、「(B3) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備」にて得られる知見及び(1)で得られた成果に基づき、国産 SA コードを開発する。さらに、溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心-コンクリート相互作用等については、これまで開発を進めてきた個別 SA 現象に係る国産コード又は評価システムの改良・整備を継続する。

① 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発

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

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

重要現象ランクテーブルに基づき、原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性を解析する個別 SA 現象解析コードの基本設計を行い、解析コードの整備計画(設計、テスト、検証及び妥当性確認)を立案し、開発を進める。また、開発を進めるこれら個別 SA 現象解析コードは、総合 SA コードと組み合わせることも視野に入れ開発する。

③ 個別 SA 現象解析コードの改良及び整備

溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心-コンクリート相互作用等の個別 SA 現象について、個別 SA 現象解析コード及びこれらを組み込んだ評価システムの改良及び整備を推進する。

以上の①、②、③項の内容を踏まえて、国産総合 SA コードの詳細設計を検討する。

工程表

	H24 年度	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度
(1)燃料デブリ形成糧挙動説明モデル検討					
①原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討	← 既存知見の集約・整理	既存知見の集約・整理	解析モデルの課題抽出	解析モデル改良の方針立案	解析モデル改良
②原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討			← 解析モデルの課題抽出	溶融デブリ形成・冷却のモデル検討等	溶融デブリ形成・冷却のモデル検討等
(2)国産 SA コードの開発及び整備					
①原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発	← 既存知見の集約・整理	既往試験による妥当性確認	既往試験による妥当性確認	核特性モジュールの精度確認	解析モデル改良
②原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性コード開発	← 既存知見の集約・整理	解析コードの課題抽出	デブリベッド冷却等に係る物理現象の定式化	デブリ冷却モジュール開発 デブリ形成モジュール開発	デブリ冷却モジュール改良 デブリ形成モジュール開発
③個別 SA 現象解析コードの改良及び整備	← 既存知見の集約・整理	個別コード毎の課題の抽出	個別コードの改良	個別コードの改良 評価実施手順作成	個別コードの改良 評価実施手順作成

7. H27 年度実施計画	(1) 燃料デブリ形成過程挙動説明モデル検討 ① 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討 - 原子炉圧力容器内（炉心部、炉心支持板近傍及び原子炉圧力容器底部）の、水位低下による被覆管温度上昇・酸化・脆化、制御棒崩落、燃料・集合体の溶融、溶融デブリの集合体下部への流下・デブリベッド形成、溶融デブリの炉心支持板への流出・支持板損傷に係る既往の実験研究技術情報を継続的に収集し、解析モデルで追加・改良すべき現象を抽出し、解析モデル改良の方針立案及び改良を実施する。 - 炉心損傷時に発生する燃料デブリの物性及び化学反応に係る最新の実験的知見を整理し、また、熱力学平衡計算の活用などの利用を検討し、解析モデルの改良を行う。 ② 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討 - 原子炉圧力容器貫通による溶融デブリ落下、プール水中での溶融デブリのブレイクアップ、粒子状・集積状・ランブ状デブリの着床、デブリベッド形成に係る既往の研究情報を継続的に収集し、モデルを検討すべき現象を抽出する。 (2) 国産 SA コードの開発 ① 炉心損傷・溶融進展解析コード開発 - 昨年度調査した米国サンディア国立研究所の DF-4 及び XR-2 等の既往試験を用いた解析コードの妥当性確認に基づき、解析コードの改良を実施する。 - 既往 BWR 試験データを用いて、解析コードの妥当性確認を継続して実施する。 - 実機適用性解析として、福島第一原子力発電所 1 号機の 1/4 炉心体系相当の解析モデルを構築し、事故時の炉心損傷・溶融進展事象を対象とした解析コードによるの試解析を行う。 - 炉心損傷・溶融進展解析コードの核特性モジュールの精度確認のために、連続エネルギーモンテカルロコードとの比較を実施する。 ② 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コード開発 - 前年度に整理した溶融デブリ落下、溶融物ジェットブレイクアップ、溶融物粒子化、デブリベッド形成、デブリベッド冷却等に係る物理現象、及びこれらの定式化に基づき、デブリベッド形成過程を扱うコード群と、形成されたデブリベッド内の詳細伝熱流動を扱う解析コード群、さらには物性値を扱う解析コード群に分けて解析コードの基本仕様を作成する。 - デブリベッド詳細伝熱流動コード群については、それぞれが単独で実行可能な共通の基盤部分を作成し、数値的な検証を中心とした検証を実施する。 - デブリベッド形成過程解析コード群については、デブリベッド詳細伝熱流動解析コード群との連動により、単純なシナリオに基づくデブリベッド形成から冷却の問題を一貫して評価する解析コード体系の原型を開発する。 - 物性値解析コード群については、対象とする可能性のある UO_2、ZrO_2、構造材及び B_4C の組成を設定し、これに対して必要な物性値を導出するアルゴリズム及びデータベースの形式を検討する。 ③ 個別 SA 現象解析コードの改良及び整備 - 溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心-コンクリート相互作用等の個別 SA 現象の最新の解析的及び実験的知見を整理し、解析モデルの改良及び妥当性確認における課題を抽出する。 - 上記課題抽出結果に基づき溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コード及び評価手法を整備する。 - 溶融炉心-コンクリート相互作用に係る解析コード及び評価手法を整備する。 - 事故時に原子炉建屋等から放出される放射性物質のサイト内の移行挙動と空間線量の評価手法を整備する。
8. 備考	

1. プロジェクト	(B02) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	担当	安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	(Ⅰ) 新規制基準に沿った国内原子力発電所の申請と認可 平成 25 年に施行された新規制基準では、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係る知見を広く調査するとともに、これらの妥当性確認を行うための手法を整備する必要がある。 (Ⅱ) 東京電力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。 (Ⅲ) 安全規制の継続的な改善 発電用原子炉施設の安全性向上評価では、発電用原子炉設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等について、確率論的安全評価等による評価を求めている。そのためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに確率論的安全評価に係る知見の拡充等を行い、現行の評価手法を高度化するために、現象に関する知見が不足している重大事故に係る実験データを取得する必要がある。		
4. 目的	(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備 福島第一原子力発電所事故による教訓を反映するために、重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる現象及び関連する重大事故対策について分析し、既往の実験から得られた知見を整理する。これらを踏まえて技術的知見を整備すべき分野を同定し、国内及び国外の施設を用いた実験を実施する。 (2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備 燃料デブリの形成過程におけるデブリ挙動の定量的な分析のために、新たに技術的知見の取得が必要なキャビティ内デブリベッドの形成及び冷却性及び原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験を行う。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - スクラッピング効果、海水注入、格納容器冷却効果、ソースターム及び燃料及び溶融デブリの形態及び冷却性等に係る実験データを取得し、重大事故対策の有効性評価及び安全性向上評価の妥当性確認に活用する。 (2) 審査等に必要知見の整備 - 新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する。 (3) SA コードのモデル検討及び妥当性確認への利用 - 取得した実験データは、「(B1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」で開発する国産 SA コード及び既存の SA コードの妥当性確認のために利用する。		
6. 安全研究概要 (始期:H22 年度) (終期:H31 年度)	(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備 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であると判断される以下の項目について試験を行う。 ① 格納容器ベント評価試験 1) スクラッピング除去効果試験 (図1) 海外の先行設計及び我が国の設計の現状を調査し、フィルタベントに対する試験・計測条件の要求仕様等を検討する。また、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フルスクラッピング効果等に係る試験を実施する。得られた成果は、ベント時の放射性物質除去の解析モデルに反映する。 2) スクラッピング個別効果試験 (図2) フルスクラッピング効果をより正確に予測評価するため、要素試験により、スクラッピングにおける二相流動挙動及びエアロゾル挙動について、個別及び相互関係を詳細に計測評価する。得られた成果はベント時の放射性物質除去の解析モデルに反映する。 ② 海水注入影響評価試験 (図3 (a)、図3 (b)) 海水注水時に、沸騰濃縮などによる塩分析出が燃料及び溶融炉心の除熱に及ぼす影響について、燃料バンドル体系及びデブリベッド体系を対象に熱水力試験を実施し、重大事故対策としての海水注水の適用性を検討する。また、海水注水に加えて、ホウ酸注入時の影響についても試験により把握する。得られた成果により、塩分/ホウ酸の影響を評価するとともに、解析モデルに反映する。 ③ シビアアクシデント時格納容器熱流動試験 (図4) 大型の格納容器模擬装置及び小型の個別効果装置を製作し、高温・高圧条件下における冷却効果、可燃性ガス・空気・水蒸気混合挙動、エアロゾル移行・除去挙動について高解像度の実験を行い、実機において導入が検討される重大事故対策に関連した知見を得るとともに、詳細解析モデルの構築及び妥当性確認を行う。 ④ ソースターム試験 (図5) 事故時に燃料から放出された後の放射性物質の化学形態を調べるために、国際共同実験 VERDON5 実験に参加する。また、同		

試験を補完するために、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した試験を実施し、放射性物質の化学形態に係るデータを取得する。得られたデータは、事故時のソースタームの解析モデルに反映する。



図2 試験容器の例

図1 プールスクラビング除去効果試験装置

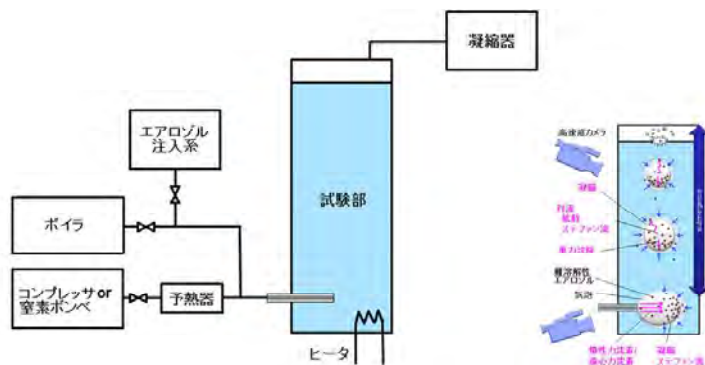


図2 スクラビング個別効果試験装置

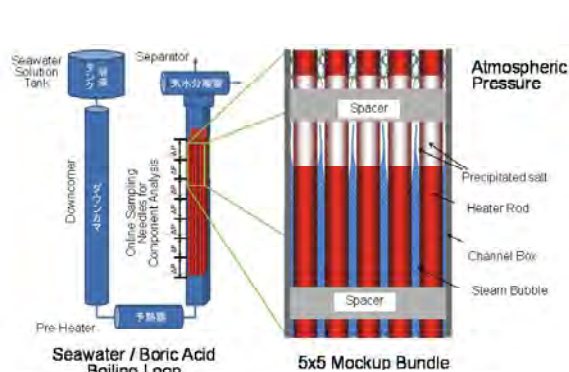


図3 (a) 海水注入影響評価試験装置（燃料バンドル）

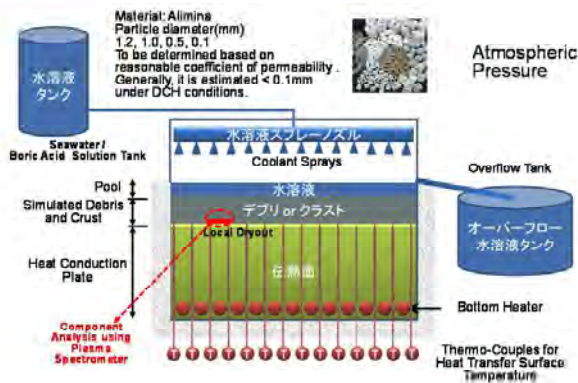


図3 (b) 海水注入影響評価試験装置（デブリベッド）



図4 シビアアクシデント時格納容器熱流動試験

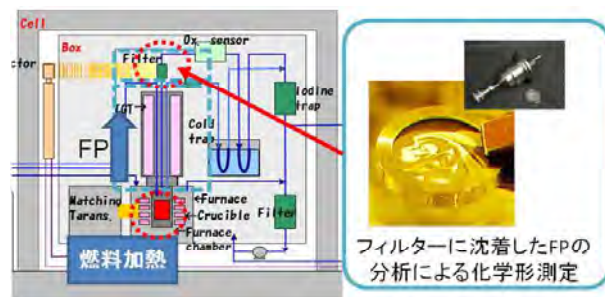


図5 ソースターム試験

(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備

燃料デブリの形成過程におけるデブリ挙動の定量的な分析のために、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行う。

① キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験（図6）

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

② 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験

キャビティ内デブリベッド形成の初期・境界条件である原子炉圧力容器貫通において重要な、酸化物溶融物と金属溶融物の混在、粒子状デブリと溶融デブリの混在割合、構造物浸食、構造物貫通、貫通口プラグング等を含む現象に係る知見の収集を行い、個別効果試験の必要性について、その実現を視野に入れて検討する。

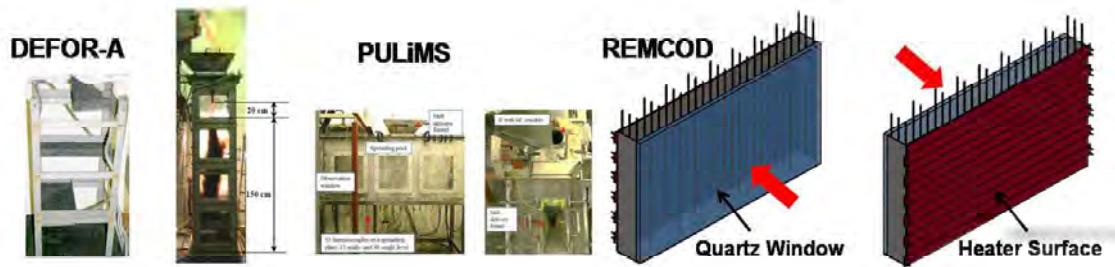


図6 キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験

工程表

	H22年度	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度	H31年度
(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備										
① 格納容器ベント評価試験										
①・1 スクラビング除去効果試験										
①・2 スクラビング個別効果試験										
② 海水注入影響評価試験										
③ シビアアクシデント時格納容器熱流動試験										
④ ソースターム試験										
(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備										
① キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験										
② 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験的知見調査										

7. H27 年度実施計画

(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備

① 格納容器ベント評価試験

1) スクラビング除去効果試験

平成 26 年に制作した試験装置及び計測系を用いて、昨年度実施した適格性評価試験を引き続き実施する。さらに、実機における範囲を包含する減圧沸騰条件における除染係数取得試験を実施する。

2) スクラビング個別効果試験

フルスクラビング時におけるガス噴出から液面到達までの二相挙動について、比較的小規模な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、大気圧条件の下で系統的に試験を実施する。ノズルからの気泡発生後、気泡が分裂しながら上昇する過程での、流動様式変化、ボイド率分布、気泡上昇速度及び界面積濃度等について高い時空間分解能で計測し、フルスクラビング素過程に係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摘出し整理する。

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として、沸騰二相流挙動の X 線 CT スキャナによる計測を行うとともに、この沸騰二相流挙動を模擬した数値流体工学解析を行う。昨年度までに得られた析出データ、今年度の沸騰二相流挙動試験データ及び解析から得られた流動パラメータとの相関を検討し、析出量予測手法の検討を行う。

③ シビアアクシデント時格納容器熱流動試験

H27 年度においては、原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業において前年度までに整備した大型格納容器実験装置 CIGMA を用いてシビアアクシデント時の水素ガスや過熱気体の熱流動挙動に関する実験に着手するとともに、温度条件等の設定のための付属設備を整備する。

④ ソースターム試験

国際共同実験 VERDON5 実験に参加し、燃料から放出された後の放射性物質の化学形態に係るデータを取得する。また、同試験を補完して、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した試験を実施するための試験装置を設計し、データ取得の準備を進める。加えて、熱化学平衡理論に基づいた放射性物質の化学形態推定に必要な化学反応データベースを調査・収集するとともに、同理論を用いた解析モデルに反映する。

(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備

① キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性試験

デブリ冷却に係る実験及び解析に実績のある研究機関と協力し、キャビティ内デブリベッド挙動及び冷却性把握のための試験計画を作成した上で、必要な試験装置の基本設計、製作、改造等を行う。本試験では、キャビティ中のデブリベッドの部分断面を取り出した体系において、間接加熱可能な酸化物、金属等の異種の熔融デブリを用い、可視化窓及び格子状に配置された熱電対により、デブリ冷却、デブリ再熔融、再熔融したデブリの流動を計測する予定としていることから、モデル開発に必要な個別効果を把握するために必要な条件設定について検討し、試験マトリクスを構築する。

② 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に係る実験

既往の熔融デブリ・原子炉圧力容器相互作用に係る文献等を調査する。調査対象としては、欧州で実施された PWR 及び BWR に係る実験、米国で実施された BWR に係る実験、OECD/NEA/CSNI による実験等とする。この中で、制御棒案内管、炉内核計装管等の構造物・貫通部の損傷モードに係る情報を整理する。これらの整理結果に基づき、実験の必要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	(B03) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備	担当	安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○重大事故対策		
3. 背景	(Ⅰ) 新規制基準に沿った国内原子力発電所の申請と認可 平成 25 年に施行された新規制基準では、重大事故（以下「SA」という。）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係る知見を広く調査するとともに、妥当性確認を行うための手法を整備する必要がある。 (Ⅱ) 東京電力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。 (Ⅲ) 安全規制の継続的な改善 発電用原子炉施設の安全性向上評価では、発電用原子炉設置者が自主的に講じた措置を含めた施設の状態等について、確率論的安全評価等による評価を求めている。そのためには、上記 (Ⅰ)、(Ⅱ) で得られた成果とともに確率論的安全評価に係る知見の拡充等を行い、現行の評価手法を高度化するために、重大事故に係る解析及び実験的知見を整備する必要がある。		
4. 目的	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 継続的な安全性向上のために高度な解析技術及び解析データベースを整備するために、国際協力プロジェクト等を活用し、SA 対策の有効性評価及び関連規格基準類の整備に必要な解析手法及び解析結果等の技術知見を整備する。 (2) 審査に必要な知見の整備 新規制基準に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（以下「PRA」という。）を高度化するための解析等を実施して解析データベースを整備する。		
5. 知見の活用先	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 - 技術的知見、解析手法等を整備し、重大事故対策に係る事業者の有効性評価の定量的分析に活用する。 「(B-1) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」で開発する国産 SA コードの検証及び妥当性確認のために解析及び実験的知見を整備する。 (2) 審査に必要な知見の整備 - 新規制基準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する。		
6. 安全研究概要 (始期:H22 年度) (終期:H28 年度)	(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備 軽水炉の重大事故に係る国外試験研究成果等を広く調査するとともに、重大事故対策に係る既往研究等から得られる技術的知見及び試験データを比較検討し、技術的課題を抽出して整理する。また、未解明の重大事故発生時に想定される事象を把握し、重大事故対策の有効性の定量的分析に必要な試験データベースを整備する。これらの知見及びデータベースに基づき、現象の発生メカニズムを踏まえて、影響評価及び発生確率の評価の観点から解析手法を整備する。 解析コードについては、重大事故シーケンスの解析において、重大事故時のプラント全体の過渡応答を解析するシステムレベルの解析コード（MELCOR 等）のみならず、流動、力学的相互作用等の多次元性又は個別現象を扱うための詳細解析手法（数値流体力学解析コード、構造解析コード等）等を整備する。また、国際協力プロジェクトから得られる福島第一原子力発電所事故に係る詳細データに基づき、他の参加組織との技術的意見交換を通じて、既存の重大事故解析コード MELCOR（以下「MELCOR」という。）等により、事故分析及びソースタム評価に資する解析を実施する。 (2) 審査に必要な知見の整備 新規制基準に係る判断基準及び重大事故対策の有効性評価の定量的分析に係る技術的根拠、知見、試験データ等を整備する。また、新たに制度化される安全性向上評価において、PRA が個別プラントにおける種々の重大事故時の事象進展の分析及び影響評価に用いる解析手法として位置付けられているため、重大事故発生時に想定される事象進展の分析及び影響評価に係る知見を取得する。		

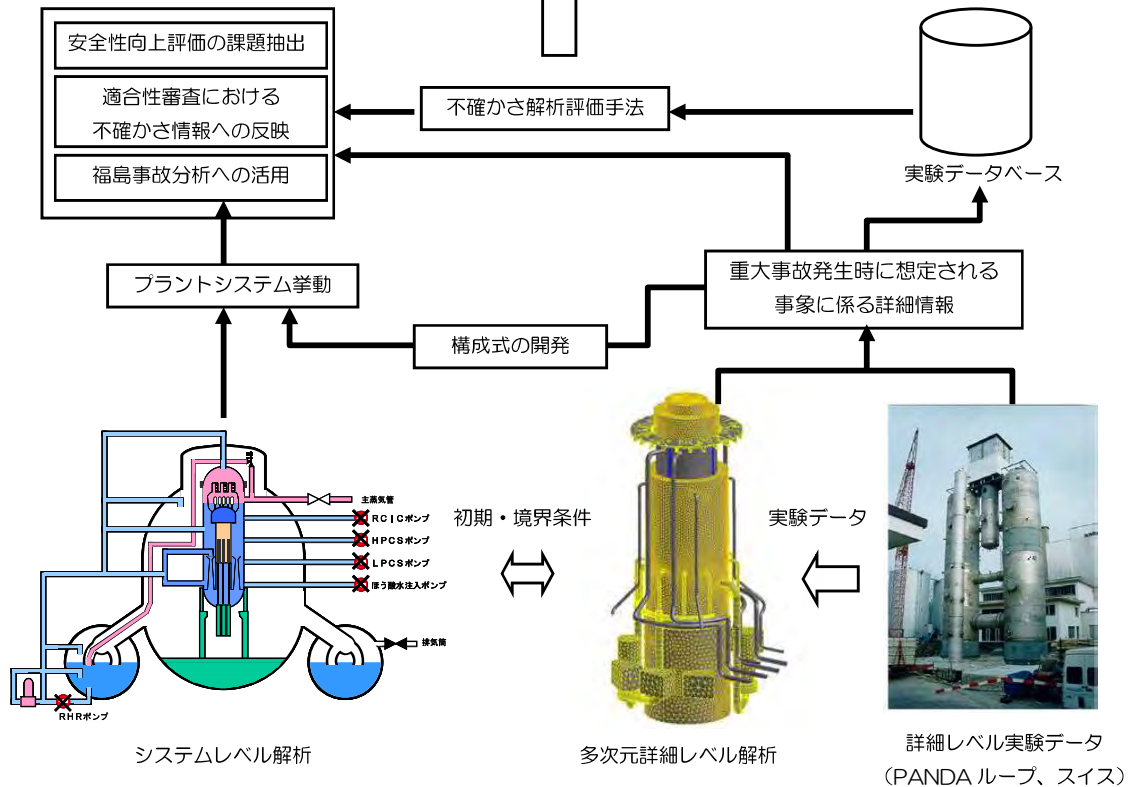
PRA のための諸ツールの開発

レベル2 確率論的リスク評価の事故進展
及び格納容器イベントツリー分岐確率

- ・内的レベル 2PRA(重大事故対策有、無)
- ・地震レベル 2PRA(重大事故対策有、無)
- ・津波レベル 2PRA(重大事故対策有、無)

別事業

本事業



工程表

	H22年度	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度
(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 格納容器内熱流動現象に係る実験的知見の整備							
② 格納容器内熱流動現象解析手法の整備							
②-1 水素燃焼解析							
②-2 多次元解析手法の高度化							
③ 福島第一原子力発電所事故の分析							
(2) 審査に必要な知見の整備							
① 重大事故解析コードMELCORによる実機解析手法の整備							
② 重大事故対策に係る知見の調査							

(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 格納容器内熱流動現象に係る実験的知見の整備

格納容器内での溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI)、溶融燃焼-冷却材相互作用、溶融燃焼-冷却材相互作用及び水素燃焼等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す。このため、国際協力プロジェクトに継続的に参加して、最新の実験手法に基づくデータを入手し、内在する現象の不確かさについて専門家との情報交換等と通じて知見を拡充する。

② 格納容器内熱流動現象解析手法の整備

(1) で対象とする事象の内、溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) 及び溶融燃焼-冷却材相互作用に対する解析手法の検討・整備を行う。それ以外の、水素燃焼等については、商用コード又は海外より導入したコードを用いた解析を行う。ここでは、重大事故時の事故進展を解析し、格納容器の健全性を確認するために、MELCOR を用いて事故進展全体を俯瞰するとともに、格納容器内の局所的な温度・濃度・負荷等を定量的に評価するために手法を整備する。また、福島第一原子力発電所事故から得られた知見、国内外の試験結果等を用いて、解析手法の妥当性を確認し、実機の解析評価手法を整備する必要がある。具体的には下記を実施する。

1) 水素燃焼解析

国際協力プロジェクト試験 (OECD/NEA/CSNI-THAI 計画等) で行われた水素燃焼試験結果に対する CFD 解析を実施し、整備中の水素燃焼モデルの高度化・改良を行うとともに、火災加速領域に適用性がある水素燃焼解析評価手法の整備を開始する。

2) 多次元解析手法の高度化

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行い、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及びシステムレベルの解析を補強するための機構論的な

7. H27年度実施
計画

	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、クーラー等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多次元空間熱流動に及ぼす影響を把握するため、国際協力プロジェクト試験（OECD/NEA/CSNI-HYMERES 等）に参加して、関連する解析評価技術に係る情報交換を進め、技術的知見を取得する。 また、上記多次元解析等を現実的な計算時間内に解析を実施可能な解析環境整備を継続して行う。 ③ 福島第一原子力発電所事故の分析 福島第一原子力発電所事故の原因、環境へ多量の放射性物質の放出に至った経緯等を分析するため、1 号機から 3 号機の事故進展を解析し、原子炉建屋及び環境への放射性物質の移行挙動を評価する。事故後に国内外の報告書等で指摘された格納容器内の局所的な温度上昇等について検討し、MELCOR を用いた解析を行い、放射性物質の漏えい経路等を分析する。 また、国際協力プロジェクト（OECD/NEA/CSNI-BSAF）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、技術的知見を得るとともに、原子炉建屋及び環境への放射性物質の移行挙動の解析結果を報告する。 （2）審査に必要な知見の整備 ① 重大事故解析コード MELCOR による実機解析手法の整備 重大事故対策の有効性評価の定量的分析のため、MELCOR を用いた解析的検討を継続して進める。具体的には、これまでに整備した MELCOR バージョン 1.8.5 の入力データを、最新知見が組み込まれた MELCOR バージョン 2.1 に対応させる。また、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の整備、不確かさ情報の定量化を進め、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のために、国内外の最新知見に基づき、MELCOR 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。 ② 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、圧力容器バウダリの健全性等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	(B04)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	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 ○重大事故対策																						
3. 背景	原子力規制委員会の「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、発電用原子炉設置者は「原子炉等規制法第43条3の6及び第43条の3の14の基準その他関係法令を踏まえ、レベル1PRA及びレベル2PRAを内部事象及び外部事象を対象に実施する」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、そして原子力規制委員会は、「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」することとしている（以下「安全性向上評価」という。）。 安全性向上評価で報告される確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の評価手法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PWRプラント及び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を実施する。 (1) 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に係る知見を整備する。 (2) 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に係る知見を整備する。 また、整備した上記の知見をもとにPRAの評価手法及びその技術的根拠の妥当性を確認するために必要な事象進展に係る結果を整理する。																						
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PRAのうち、下記の設定方法及びその技術的根拠の妥当性確認に活用する。 a. PRAで用いる緩和設備の系統及び機器の成功基準 b. 緩和操作開始までの余裕時間																						
6. 安全研究概要 (始期:H25年度) (終期:H27年度)	(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、PRAの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（図1.参照）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（図2.参照）。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) 事象進展に係る知見の整理 上記の(1)～(3)の結果に基づいて、事故シナリオ毎の事象進展を整理し、事象進展に係る原子炉圧力及び原子炉水位等の解析結果を整理する。 工程表 <table border="1"> <thead> <tr> <th></th><th>H25年度</th><th>H26年度</th><th>H27年度</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事故シナリオの選定</td><td>・PWRプラントの事故シナリオを選定</td><td>・BWRプラントの事故シナリオを選定</td><td>—</td></tr> <tr> <td>(2) 事象進展解析</td><td>・PWRプラントの事象進展解析</td><td>・PWRプラント及びBWRプラントの事象進展解析</td><td>・PWRプラント及びBWRプラントの事象進展解析</td></tr> <tr> <td>(3) 感度解析</td><td>—</td><td>—</td><td>・感度解析項目の設定と感度解析</td></tr> <tr> <td>(4) 事象進展に係る知見の整理</td><td>—</td><td>—</td><td>・事故シナリオ毎の事象進展の整理</td></tr> </tbody> </table>				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) 事象進展に係る知見の整理	—	—	・事故シナリオ毎の事象進展の整理
	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) 事象進展に係る知見の整理	—	—	・事故シナリオ毎の事象進展の整理																				

	図 1. 事故シナリオの例（全交流動力電源喪失） 図 2. 事象進展解析の例（全交流動力電源喪失）
7. H27 年度実施計画	（1）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。 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5つ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。 （2）感度解析 ・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、想定事故の規模や重大事故等対処設備の動作開始時間等の感度解析項目を設定する。合計 20 の感度解析項目を設定し、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感度解析を実施する。 （3）事象進展に係るデータベースの作成 ・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の解析結果及び感度解析結果を用いて、事故シナリオ毎の事象進展を整理する。また、事象進展に係る原子炉圧力及び原子炉水位等のパラメータ変化のデータベースを作成する。
8. 備考	本プロジェクトは「A03 多重故障事象の影響評価に関する研究」と関連しており、炉心損傷までの事象進展解析については「A03 多重故障事象の影響評価に関する研究」で実施した解析結果を活用する。また、本プロジェクトは「B07 防護対策の実効性向上のための整備」と関連しており、ここで実施した炉心損傷後の事象進展解析結果は「B07 防護対策の実効性向上のための整備」で活用する。

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	(B05) 被ばく評価手法の高度化研究	担当	安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(1) 原子炉施設 ○解析手法、解析コードの整備		
3. 背景	(Ⅰ) 規制機関による制御室居住性に係る評価 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係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・緊対所居住性に係る被ばく評価ガイド」という。）を施行した。さらに、「原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」を作成する必要がある。 これらのガイドの施行後、同ガイドに基づく既設炉の新規制基準への適合性審査が必要となる。 (Ⅱ) 規制機関による重大事故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、平成 25 年 7 月の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とともに、「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。）を施行した。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「緊対所」という。）を対象にした、放射性物質及び有毒ガスによる影響の評価手法、判断基準を定めた原子力規制委員会評価ガイド案を作成する。 - 制御室・緊対所居住性の放射線防護及び有毒ガス防護に関する既設炉の新規制基準への適合性審査の際の事業者の評価手法の妥当性を確認するとともに、「制御室・緊対所の居住性評価ガイド」の継続的な見直しのために、制御室・緊対所居住性評価手法及び評価コードを整備する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 「重大事故対策の有効性評価ガイド」の判断基準の一つである管理放出時の放射性物質放出量の評価項目を検討する上で必要な最新知見を整備する。 「安全目標」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・緊対所居住性に係る評価ガイド」案を作成するとともに、同ガイドの継続的な見直しのための基盤整備に活用する。 - 制御室・緊対所居住性の放射線防護及び有毒ガス防護に関する既設炉の新規制基準への適合性審査に活用する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 「重大事故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)	(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。																																																																																																																										
	<table><tr><td colspan="14">工程表</td></tr><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="2">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><td></td><td></td></tr><tr><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><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td>評価コード整備</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td 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></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="2">新規制基準策定支援</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></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></td><td></td><td colspan="2">被ばく評価手法の高度化</td><td></td></tr></table> (1) 制御室居住性に係る解析評価対応 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究	工程表															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		
工程表																																																																																																																											
	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																																																																																																																
7. H27 年度実施計画	(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 「原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」の継続的な見直しのために、設計基準事故時の原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価手法を検討し、有毒ガス影響評価コードを整備する。 (2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究 - 重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードの整備 「重大事故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 27 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）の詳細設計を行い、評価コードを整備する。																																																																																																																										
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	安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(3) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 ○共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価		
3. 背景	新規制基準では重大事故対策の規制要件化が 1 つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定において確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が活用されている。また、その他、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 「保安検査のあり方について（中間報告その 2）」（平成 25 年 7 月）では、中長期的課題への対応として、「検査の重点化や効率化を図るためには、原子力施設の包括的な状況や連続的な傾向・変化の把握も有効と考えられる。今後、一定期間における原子力施設のパフォーマンス・保安活動の問題点に係る継続的評価、安全の指標・尺度・リスク情報等を保安検査に活用する場合の課題や有効性及びそれらの活用方法などについて検討を進める。」としている。このためには、発電用原子炉設置者の保安活動の瑕疵及び不備が原子力安全に与える影響を的確に評価するための判断指標を検討し、保安検査の重点化及び効率化に取り組む必要がある。また、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 等の技術基盤の整備を図る。 - 安全性向上評価における PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性確認のための PRA 手法及び PRA モデル並びに PRA に係る技術的知見を整理する。 (2) クリアリングハウスでの PRA の活用のためのモデル整備 - 国内外の事故・故障事例を対象とした PRA を実施し、技術情報検討会に対して、原子力安全規制に係る有益な情報を提供するために、評価モデルの整備を行う。 (3) 検査制度における PRA の活用のための整備 - 原子力発電所に対する検査の重点化や効率化のための情報を整備する。		
5. 知見の活用先	安全性向上評価における PRA 手法及びその技術的根拠の妥当性を確認する。また、クリアリングハウスを通じた国内外の最新知見の安全規制への反映し、原子力発電所における検査の重点化と効率化を図る。		
6. 安全研究概要 （始期: H26 年度） （終期: H28 年度）	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備 - 過酷度因子算出手法、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 1 PRA 手法及び PRA モデルを整備する。 - ベイズ更新による溢水発生頻度の算出及び没水や被水による系統・機器の損傷を反映した溢水シナリオの検討により、内部溢水レベル 1 PRA 手法及び PRA モデルを整備する。 - 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルを整備する。 - 最新知見を反映した原子力発電所のデジタル安全保護系の信頼性解析手法を整備する。 (2) クリアリングハウスでの PRA 活用のためのモデル整備 - 最新知見を踏まえて、主蒸気系、給水系及び復水系等のモデルを構築し、前兆事象評価用の評価モデルを整備する。 (3) 検査制度における PRA の活用のための整備 - 発電用原子炉設置者の保安活動における瑕疵及び不備について、原子力安全に与える影響度合いを示す指標、及び指標を定量化する手法を整備する。また、整備した評価手法を用いた試評価を行い、その適用性を確認する。 - 原子力安全に与える影響の程度に応じた違反区分の設定方法を整備する。 - 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			
		平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度
	(1) PRA の技術基盤の整備と安全性向上評価の 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 (過酷度因子算出方法整備) 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んだ PRA モデルの整備 (出力運転時、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	(回路故障解析手法等の整備)	
	(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整備	
7. H27 年度実施計画	(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の整備 (指標及び評価手法の整備) (違反区分の設定方法整備)	(評価の試行)	(内部火災及び内部溢水に対する評価手法の整備)
	(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備 ① 内部火災レベル 1PRA における回路故障解析手法等の整備 内部火災レベル 1PRA モデルに最新知見を導入するために、回路故障解析手法及び火災時の人間信頼性解析手法の整備に着手する。 ② 内部溢水レベル 1PRA モデルの整備 整備した国内データのベイズ更新による溢水発生頻度の算出手法及び溢水シナリオのスクリーニング手法等を用いて、内部溢水レベル 1PRA モデルを整備し、リスク上重要な溢水区画等を特定する。また、内部事象を起因とする内部溢水事象を評価する手法を整備し、内部溢水レベル 1PRA モデルに組み込む。 ③ 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備 代表的な PWR プラント及び BWR プラントを対象に、内部事象レベル 1PRA モデルに重大事故等対処設備を組み込む。 (2) クリアリングハウスでの PRA の活用 ① 前兆事象評価の評価モデルの整備 BWR の原子炉補機冷却系の機能喪失を起因事象とする評価モデルを構築する。 (3) 検査制度における PRA の活用 ① 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 発電用原子炉施設における保安検査の指摘事項等を対象に、平成 26 年度に整備した原子力安全に与える影響度合いを示す指標、及び指標を定量化する手法を用いて、発電用原子炉施設の安全への影響の評価を試行する。			
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	安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
2. カテゴリー・研究分野	(6) 原子力災害対策・放射線防護 ○緊急時対応の実効性向上に資する技術的知見の整備		
3. 背景	原子力災害対策指針（以下「災害対策指針」という。）では、予防的防護措置を準備する区域（Precautionary Action Zone. 以下「PAZ」という。）、緊急時防護措置を準備する区域（Urgent Protective Action Planning Zone. 以下「UPZ」という。）等の防災対策を重点的に充実すべき地域の考え方、また緊急時活動レベル（Emergency Action Level. 以下「EAL」という。）、運用上の介入レベル（Operational Intervention Level. 以下「OIL」という。）等の防護措置実施の判断基準が示されている。平成 25 年 9 月の改訂の際には、発電用原子炉施設を対象とした具体的な EAL が示されたことにより、事業者はプラントの特徴を考慮した EAL を策定するとともに原子力規制委員会に対し、EAL の届出を行うことが求められた。この届出に対し、EAL の効果的な運用を確保することを目的として、EAL の確認の方法や観点等をまとめたガイド案を作成する必要がある。 また、避難及び屋内退避等の防護対策のより合理的な実施のためには、これらの防護措置の判断基準やプラントの事故進展情報等を考慮した一連の防護対策の有効性に係る技術データを整備しておくことが望まれる。		
4. 目的	(1) EAL 評価ガイド案の作成 事業者の作成した原子炉施設等における EAL の妥当性を評価する方法を検討し、EAL 評価ガイド案を作成する。 (2) 防護対策評価手法の整備 防護措置発動基準及び事故進展時間に、防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）を勧告することで、原子炉施設における事故進展の時間軸に沿った防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備する。		
5. 知見の活用先	(1) EAL 評価ガイド案は、事業者の提出する EAL の妥当性を確認する際に活用する。 (2) 防護対策評価手法は、防護対策に係る技術データベースの作成に活用する。		
6. 安全研究概要 （始期：H26 年度） （終期：H28 年度）	(1) EAL 評価ガイド案の作成のため以下の項目を実施する。 - EAL の評価手法の整備 EAL に係る事故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）等を整理する。整理したデータを用いて EAL を定量的に評価する手法を整備する。 - EAL 評価ガイド案の作成 上記のデータ（EAL に係る事故進展の時間推移データやリスク情報データ）と米国における EAL 運用体制等に基づき、EAL 評価ガイド案を作成する。 (2) 防護対策評価手法の整備のため以下の項目を実施する。 - レベル 2PRA 結果を用いた新規制基準導入の影響の把握 新規制基準導入前後の事故時における放出量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。 - 防護対策評価手法の整備 環境影響評価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、防護措置の有効性を評価する。得られたデータから防護対策評価手法の適用可能性を検討し、さらにプラントの事故進展及び EAL を勧告して、一連の防護対策の有効性の定量的な評価手法を整備する。		

	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 審査の運用に係る調査 ・EAL 評価ガイド案作成のための知見の整備	・EAL の定量的評価手法の検討 ・EAL の確認項目の作成	・EAL の定量的評価手法の整備 ・EAL 評価ガイド案の作成
	(2) 防護対策評価手法の整備	・防護対策運用評価手法に係る調査 ・レベル 2PRA 結果を用いた放射性物質の防護対策への影響の把握 ・避難時間推計のデータ分析	- 防護対策評価手法の検討に必要なデータの整備 ・海外における防護対策の有効性評価手法の我が国への適用性の検討	・環境影響評価手法を用いた我が国防護対策の有効性の評価手法の整備
4. H27 年度実施計画	(1) EAL 評価ガイド案の作成 ・ EAL の評価手法の検討 -EAL の実効性を検証する米国のプロジェクトの実施内容（NUREG/CR-7154, Vol.1,2, ‘Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels- A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah’ , Jan.2013）の進捗状況から、我が国における定量的な評価手法を検討する。 -代表的な事故シナリオについて、警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態における EAL 該当時点から炉心損傷に至る確率（条件付炉心損傷頻度）を試算し、我が国 EAL 評価手法への適用可能性を検討する。 -また既存の事故進展データを用いて、代表的な事故シナリオにおける EAL 該当時点から炉心損傷に至るまでの時間を整理し、我が国 EAL 評価手法への適用可能性を検討する。 ・ EAL の確認項目の作成 -事業者が届出を行った EAL の妥当性を確認する項目を作成する。 (2) 防護対策評価手法の整備 ・ 防護対策評価手法の検討に必要なデータの整備 -緊急時の防護措置に係るデータの整備を行う。 -防護対策の有効性の評価を行うのに必要なデータを整備するため、事故進展データの整理を行い、代表的な事故シナリオにおける EAL 該当時点から格納容器破損に至るまでの時間を推算する。 -新規制基準におけるセシウム 137 の 100TBq 放出時の環境への影響評価及び事故事象の評価（放出頻度等）に基づき、新規制基準導入前後の影響を把握する。 ・ 海外における防護対策の有効性評価手法の我が国への適用性の検討 -防護対策の有効性に係るレポート（SOARCA）等を参考に我が国における防護対策評価手法を検討する。具体的には、環境影響評価手法を用いて環境への影響を試算し、防護対策の有効性の評価手法を検討する。			
8. 備考	本プロジェクトは「B04 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」に関連しており、炉心損傷後の事象進展解析については「B04 シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備」で実施した解析結果を活用する。 また、本プロジェクトは「B08 防護対策要員のスキル向上方策研究」に関連しており、ここで整理した事故進展データ及び環境影響評価結果については「B08 防護対策要員のスキル向上方策研究」に提供する。			

(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	安全技術管理官(シビアアクシデント担当) 付
2. カテゴリー・研究分野	(6) 原子力災害対策・放射線防護 ○緊急時対応の実効性向上に資する技術的知見の整備		
3. 背景	原子力災害対策指針(以下「災害対策指針」という。)では、原子力災害時には、原子力事業者、国及び地方自治体は、事故収束や適切な防護対策の実施等への対応に取り組むこととしており、また防災基本計画の中では、原子力災害対策本部(官邸)、緊急時対応センター(Emergency Response Center。以下「ERC」という。)(原子力規制委員会)、原子力災害現地対策本部(Offsite Center。以下「OFC」という。)、原子力施設事態即応センター(原子力事業者本店等)、緊急時対策所(原子力事業者)、災害対策本部(自治体)、原子力災害合同対策協議会(国、事業者、自治体)等を組織し、それぞれの責任・役割分担の下で連携した取組を行うこととしている。 特に、官邸及びERCでは、発電所から送られてくる各種プラントパラメータから事故状況・進展を把握し、事業者が行うプラント応急対応への助言、事故進展に対応した緊急時活動レベル(Emergency Action Level。以下「EAL」という。)に基づく予防的措置の判断、放射性物質の計測データに基づく防護対策の有効性判断等を行うことになっており、これらの判断等を行うに当たっての技術的知見を整備しておく必要がある。また、平成25年7月に施行された新規規制基準では、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。 ・緊急時対応技術マニュアル 緊急時対応要員がプラントパラメータからプラント状態を正確に把握し、事故進展状況・影響を評価するための手順、放射性物質の計測データに基づく防護対策の有効性を判断する手順及びこれらに関連する判断根拠を整備する。		
5. 知見の活用先	・緊急時対応技術マニュアル 原子力災害対応時及び訓練・研修等において、官邸及びERC等の緊急時対応要員が防護対策等の判断を行う際に、本プロジェクトで整備したマニュアルを活用する。		
6. 安全研究概要 (始期：H26年度) (終期：H28年度)	・緊急時対応技術マニュアル プラント状態を正確に把握するために必要となるプラントパラメータ、事故進展状況・影響を評価するための手順、及び技術データ集からなる緊急時対応技術マニュアルを整備する。 -緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の調査 -緊急時対応に必要なプラント関連情報(既存解析結果、EAL情報、計測データ等)の分析・整理 -マニュアル枠組みの策定 -マニュアル整備のための技術データの収集 -マニュアル案の作成 -訓練による検証 -マニュアル改良 なお、技術マニュアルは最新の知見を反映したものとして維持する必要があり、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。 The diagram illustrates the research process for (B08) Emergency Response Personnel Skill Improvement Strategy Research. It shows a flow from 'Information Collection, Selection, and Systematization' to the 'Development of Emergency Response Manual'. This manual is then used for 'Emergency Response Activities' during an emergency. The diagram also shows the relationship between 'Existing/New Knowledge' and the 'Development of Emergency Response Measures', including 'EAL Evaluation' and 'Response Strategy Development'. A reference to NUREG/CR-7160 SAND2012-3144P is included.		

	工程表 <table><tr><td></td><td>H26 年度</td><td>H27 年度</td><td>H28 年度</td></tr><tr><td rowspan="4">緊急時対応技術マニュアル</td><td> ・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討 </td><td></td><td></td></tr><tr><td> ・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析 </td><td> ・技術データの収集・検討 </td><td> ・技術データの作成 </td></tr><tr><td></td><td></td><td> ・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良 </td></tr><tr><td> ・マニュアル枠組みの策定 </td><td> ・マニュアル案の作成 </td><td></td></tr></table>		H26 年度	H27 年度	H28 年度	緊急時対応技術マニュアル	・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討			・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析	・技術データの収集・検討	・技術データの作成			・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良	・マニュアル枠組みの策定	・マニュアル案の作成	
	H26 年度	H27 年度	H28 年度															
緊急時対応技術マニュアル	・緊急時対応技術マニュアルに係る海外情報等の収集・検討																	
	・緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析	・技術データの収集・検討	・技術データの作成															
			・マニュアル案の作成 ・訓練による検証 ・マニュアル改良															
	・マニュアル枠組みの策定	・マニュアル案の作成																
7. H27 年度実施計画	緊急時対応技術マニュアルの整備 ・技術データの収集・検討 -我が国のプラントを対象とした既存の事故解析結果を元に、RTM/TECDOC に記載された炉心損傷、事故の影響評価に必要なプラントプロセス量等の値の更新及び必要なプロセス量の挙動等の整理を行う。 -事故の物理現象、プラントの構成情報、事故時のプラント挙動、事故時手順書等のプラント運転方法などを説明する資料の収集・整理を行う。 ・マニュアル案の作成 -既存解析結果参照環境を拡張し、上記データの取り込み、情報間のリンクを設定することによりマニュアル案の原型を構築する。																	
8. 備考	本プロジェクトは「B07 防護対策の実効性向上評価」に関連しており、事故進展データ及び環境影響評価結果については「B07 防護対策の実効性向上評価」で得られた結果を利用する。																	