

平成 25 年度安全研究成果調査票

平成 26 年 9 月

プロジェクト名：(A11) 安全評価技術の整備、核特性評価技術の整備 (Phase-2)

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

本研究では、原子力安全に対する規制活動に活用するため、原子力プラントに係わる熱流動及び核特性評価技術を整備している。「安全審査対応」、「規制高度化対応」、「事故・トラブル対応」の三つを柱とし、これらの共通の基盤として熱流動及び核特性の安全解析コードを整備するとともに必要に応じて熱流動及び核特性関連の試験を実施し、安全評価技術の向上を目指している。

平成 25 年度は、「安全審査対応」として多重故障事象に必要な 3 次元核熱結合解析手法の整備を、「規制高度化対応」として LOCA 解析コードの高度化整備等を実施した。

(1) 3 次元核熱結合解析手法の整備及び原子炉停止機能喪失事象解析

平成 25 年 7 月に施行された新規規制基準に示された炉心損傷防止対策の有効性評価事象を検討するため、平成 25 年度は多重故障事象のうち PWR プラントの原子炉停止機能喪失事象（以下、「ATWS 事象」という。）に対して 3 次元核熱結合コード SKETCH-INS/ TRACE5.0 を整備し、「主給水流量喪失からの ATWS 事象」の解析を実施した。解析結果より ATWS 事象の核熱水力的な事象進展を把握し、主要な物理量である原子炉圧力に影響する物理現象を抽出した。さらに一点炉近似動特性モデルを採用した RELAP5/MOD3.3 コードによる解析を併せて実施し、結果の比較検討を行った。

本事象では、①減速材温度上昇による負のフィードバック効果が原子炉出力の低下に影響し、②SG 除熱量の低下を伴うため 1 次冷却材圧力上昇が生じ、③加圧器逃し弁及び安全弁からの冷却材放出により 1 次系圧力上昇が抑制されることが分かった。

また、1 次系圧力が高めとなるものの、事象の全体的な挙動を一点炉近似動特性モデルでも概ね解析することができた（図 1）。

(2) PWR 炉心 ATWS 解析用標準データの整備

ATWS 事象の解析評価に必要な炉心データとして、平成 25 年度は、3 次元核動特性解析コード SKETCH-INS で ATWS 解析に使用する PWR 平衡サイクル初期炉心の核定数を整備した。また一点炉近似熱流動解析コード RELAP5 の ATWS 解析用の核動特性部分のデータについても整備した。

図 2 に ATWS 解析において原子炉の出力挙動に大きな影響を与える減速材温度反応度係数を示す。PWR 炉心の減速材温度反応度係数は、減速材中のほう素濃度が高いほど絶対値が小さくなり、ATWS 解析で保守的な評価結果を与えるため、平衡サイクル初期の臨界ほう素濃度とほう素濃度を高めて減速材温度係数の絶対値を小さくした 2 種類の炉心について核定数の整備を行った。その結果、このほう素濃度の調整の影響は出力分布やドップラ係数には大きな影響を与えないことが明らかとなった。本研究により、3 次元核熱結合解析による ATWS 解析が可能となった。

(3) LOCA 解析コードの高度化整備

本プロジェクトでは、最適評価手法に基づく LOCA 事象の解析コード整備を実施している。平成 25 年度は、燃料挙動解析コード FRAPTRAN 及び格納容器内挙動解析コード GOTHIC を原子炉熱流動解析コード TRACE5.0 に結合することで LOCA 時の燃料及び格納容器挙動の同時評価を可能とするとともに、整備したコードの妥当性を検証するため実証解析を実施した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

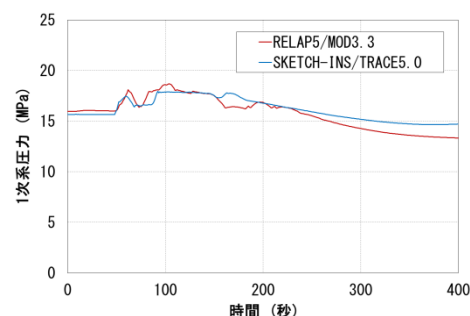


図 1 ATWS 事象解析の 1 次系圧力挙動

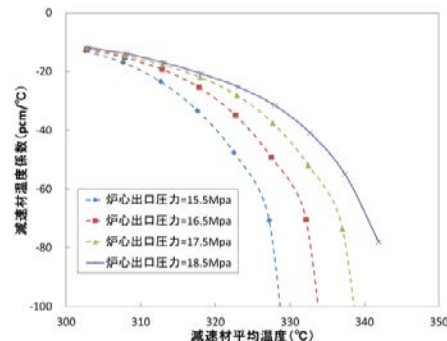


図 2 解析に用いた減速材温度反応度係数

プロジェクト名：(A12) 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

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 制御室居住性に係る解析評価対応

本プロジェクトでは、重大事故時の制御室・緊急時対策所の居住性の妥当性（被ばく評価）を確認するために標準的な評価手法及び判断基準を定めたガイド案（以下、「制御室・緊急時居住性に係る被ばく評価ガイド案」という。）を作成した。このガイド案は、平成 25 年 7 月に施行した「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に反映され、新規制基準の適合性審査に活用された。

また、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission ; 原子力規制委員会) の“Regulatory Guide 1.78, Revision 1, Evaluating the habitability of a nuclear power plant control room during a postulated hazardous chemical release” (2001 年 12 月) (以下、「RG1.78」という。)を参考として、原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド案の検討を開始した。

RG1.78 では、有毒化学物質の発生源（固定源（化学工場等）及び移動源（車両や船等））に対するスクリーニング基準を設けており、同基準以下であれば詳細な原子炉制御室居住性評価を必要としないとされている。このスクリーニング基準値は、解析コードによる計算結果に基づいて決められているため、今後は、米国 NRC で実施した計算を参考として解析を行い、日本版のスクリーニング基準値案をまとめる等、当該ガイド案の検討を続ける予定である。

(2) シビアアクシデント時の被ばく評価手法高度化対応

本プロジェクトでは、内部事象及び外部事象によるシビアアクシデントを対象に、敷地境界における実効線量を評価する手法の一環として、ソースタームの設定、気象シーケンスの選定、大気拡散及び沈着の評価、被ばく線量評価、並びに、不確実さ解析及び感度解析の実施手法を検討した。この実施手法は、平成 25 年 12 月に施行した「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」に反映された。

平成 25 年 7 月に施行した「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」では、重大事故対策の有効性評価の判断基準の一つに放射性物質の放出量が挙げられており、今後、放射性物質の放出量、地表面濃度及び被ばく線量を評価する手法を整備する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

制御室・緊急時居住性に係る被ばく評価ガイド案を作成し、平成 25 年 7 月に原子力規制委員会が審査ガイドとして施行した。また、当該ガイド案は、新規制基準の適合性審査において活用されている。

プロジェクト名：(A13) 国産システムコード開発

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 国産システムコードの基盤部の開発

国産システムコード本体部の開発に先立ち、想定するデータ構造の機能確認を主眼とした簡単なパイロットプログラムを作成し、プログラムを機能的に部品化し構造化するオブジェクト指向の下で想定データ構造が有効であることを確認した。さらに、最新のシステムコードの構成についての調査結果に基づき、国産システムコード本体部の設計方針を固めた。

(2) 最新知見に基づく国産システムコードの基礎式、モデル・構成式、数値解法の開発

・システムコードの 2 圧力化及びサブクール沸騰モデルの開発

冷水注入による急激な凝縮に誘起される凝縮誘起水撃（CIWH）現象、Water Packing 現象などは、従来コードの数値解法（1 圧力場）の下では、圧力の異常振動につながり、ときに解析の異常終了に至る。低圧時の垂直上昇水-蒸気単管体系における急激凝縮問題を 2 圧力場で解く手法を開発し、圧力の異常振動に対して 2 圧力化による振動低減効果を確認した（図 1 参照）。

・システムコードの 3 流体化及び構成式開発

1 次元 2 流体モデル、数値解法部、関連する構成式及び入出力処理部に対して 3 流体化し、水平及び鉛直上昇流の高圧の水-蒸気発熱体系で定常計算及び過渡計算を実施した。

・高性能ソルバの開発

解析の信頼性の基礎となるソルバ（数値解法）の忠実度を向上させると、一般に数値的に不安定になる。基礎式を双曲化した上で高精度な数値解法を採用することで、忠実度、数値安定性をともに向上させる新ソルバを開発し、1 次元圧力波伝播の標準問題でその性能を確認した。

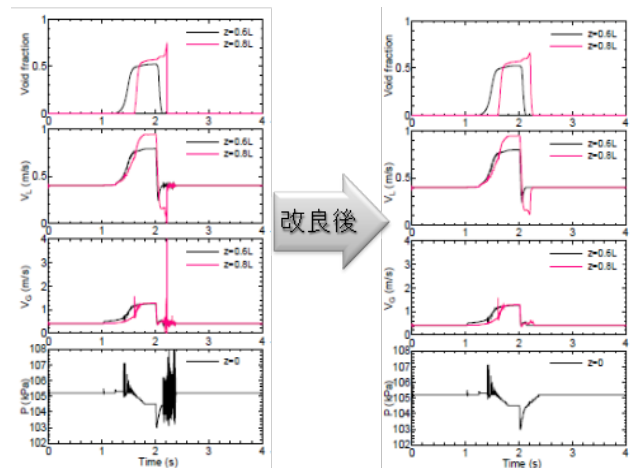


図 1 2 圧力化による CIWH 圧力振動の低減効果

・3 次元 CFD（数値流体力学）コンポーネントの開発

ECCS 注水による PWR コールドレグ内での温度成層の形成などの、事故時に原子炉施設内で生じる複雑な 3 次元 2 相流動現象を模擬するため、後述の汎用 Newton-Raphson ソルバをベースに 3 次元の CFD コンポーネント及び熱構造体コンポーネントの基礎部分を開発し、検証を実施した。

・システムコードへの界面積濃度輸送方程式の組み込み

気液相間の運動量・熱交換の評価のため必要となる界面積濃度及び 2 相流流動様式の予測性能を向上させるため界面積濃度輸送方程式を改良し、水-水蒸気の垂直 2 重円管内 2 相流実験による妥当性確認を行った。また、最新の乱流統計理論を適用して方程式のさらなる改良も実施した。

・汎用 Newton-Raphson ソルバの開発

別途開発中の重大事故（SA）を対象とした国産総合 SA 解析コードと連携し、設計基準事故から SA まで一貫した解析を実施するための重要かつ基盤的な数値解析手法の一つとして開発している汎用 Newton-Raphson ソルバについて一連の計算を実施し性能を評価した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- (A) 強制対流サブクール沸騰中の気泡生成特性に関する実験的検討、日本原子力学会 2014 春の年会、H26 年 3 月
 (B) 強制対流サブクール沸騰中のボイド率発展機構に関する研究、機械学会関東支部代 20 期総会講演会、H26 年 3 月

プロジェクト名：(A14) 多重故障事象の安全評価手法の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 多重故障事象の安全評価

新規制基準において、重大事故等に対して「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性評価」を実施することが規定された。このうち炉心損傷防止対策の有効性評価では、加圧水型軽水炉（PWR）プラントについては 8 つの事故シーケンスグループが評価対象として示されている。各代表シーケンスにおける核熱水力的な事象進展を把握するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等の主要な物理量に影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を検討することを目的として、プラント過渡熱流動解析コードを用いて解析を実施した。

(2) PWR プラントにおける多重故障の検討

平成 25 年度は、上記事故シーケンスグループのうち、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「ECCS 注入機能喪失」及び「ECCS 再循環機能喪失」の代表シーケンスに対してプラント過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3 等により解析した。なお、原子炉停止機能喪失事象については、解析コードを別途整備したことから別プロジェクト（安全評価技術の整備、核特性評価技術の整備（Phase-2））で実施した。

図 1 に、2 次冷却系からの除熱機能喪失事象の 1 次系圧力及び 1 次系保有水量を示す。この事象では高圧注入系及び加圧器逃し弁を用いたフィードアンドブリード運転により 1 次系圧力が低下し、燃料被覆管温度は 1,200℃以下に留まることが分かった。

また図 2 に、ECCS 再循環機能喪失事象の炉心及びダウンカマコラプスト水位を示す。この事象ではスチームバインディング現象が、炉心及びダウンカマ水位の挙動に影響し、さらに燃料被覆管温度の上昇に関連している重要な現象であることが分かった。

このように、多重故障事象の解析から各事故シーケンスグループの代表シーケンスに対する事象進展や重要なパラメータ等を把握した。今後は、BWR プラントについても同様な検討を実施していく。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・「PWR 全交流電源喪失事象の解析（1）2 次側冷却時の解析手法の検討」、日本原子力学会 2013 年秋の大会、H25 年 9 月
- ・「PWR 全交流電源喪失事象の解析（2）2 次側冷却失敗時の解析手法の検討」、日本原子力学会 2013 年秋の大会、H25 年 9 月

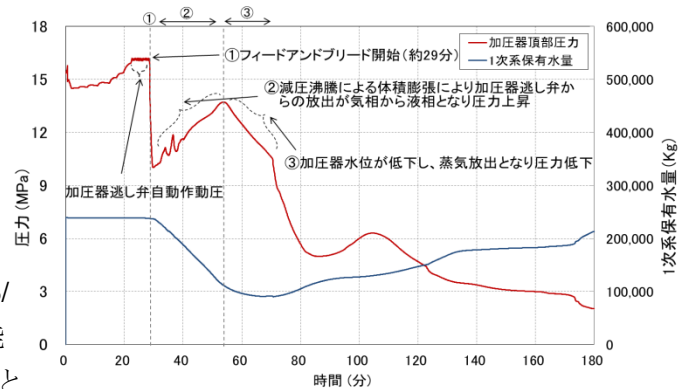


図 1 1 次系圧力及び 1 次系保有水量の関係
(2 次冷却系からの除熱機能喪失)

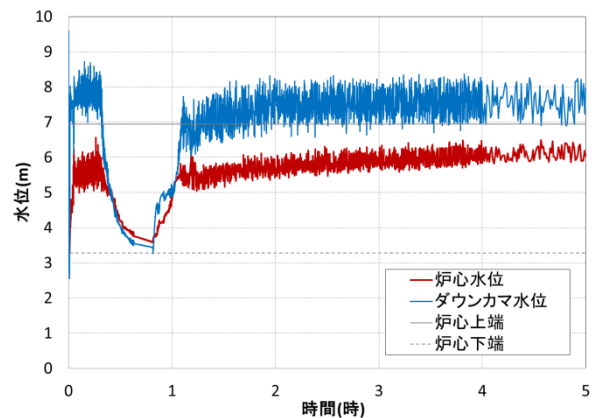


図 2 炉心及びダウンカマの水位
(ECCS 再循環機能喪失)

プロジェクト名：(A21) 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

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 使用済燃料プール (SFP) の事故時の安全上の限界 (クリフエッジ) の把握に係る熱水力研究

本研究は、事故時に SFP で大量の水が喪失した場合に使用済燃料を冷却するための対策の一つとして設置が見込まれるスプレイ冷却設備の性能及び特性、並びに使用済燃料集合体の冷却性について、審査に必要な情報を整備するために熱水力試験を実施する。平成 25 年度は、この試験に関する実施計画を策定するとともに、燃料集合体及びスプレイ冷却設備からなる試験装置、燃料被覆管温度などを測定する計測装置、水位、蒸気流、スプレイ特性などに係る計測項目、冷却性能及び蒸気流とスプレイ流との相互作用にかかわる試験条件などに関する試験仕様を定めた。

(2) SFP の事故時を模擬した未臨界性確認実験

新規基準では、SFP に対して重大事故発生時にも未臨界が確保されることを要求している。この要求で想定される条件の下での臨界解析の妥当性確認用データの取得を目的として、BWR の SFP 事故時を模擬した東芝臨界実験装置 (NCA) を用いた臨界実験を、実運用されている 3 種類の燃料貯蔵ラック材に対し実施した。

試験項目は、AL ラック材体系 12 ケース、SUS ラック材体系 8 ケース、B-SUS ラック材体系 8 ケースの合計 28 ケースであり、ボイド率を模擬する水排除ボイド管を用いたラック材内外のボイド率をパラメータにした体系を構成している。

試験では、臨界水位について 1 mm (反応度価値: 約 1 セント) 以内の再現性が得られた。また、試験結果を連続エネルギー及び多群モンテカルロコードで評価し、良好な再現結果を得た。

(3) SFP の事故時のふるまいを評価する解析コードの整備

炉心を含む原子炉施設全体の設計基準事故の解析評価などに使用している 3 次元核熱結合解析コード SKETCH/TRACE を SFP の事故時評価用に修正し、SFP の事故時の未臨界性を確認するためのコード整備を行った。

修正した解析コードの検証として、SFP の除熱機能喪失を仮定した事象について、同コードによりプール水位及び SFP の実効増倍率の変化を評価した。プールの水位がチャンネルボックス上端を下回ると、プール水位及び崩壊熱に依存した集合体内外での水位差が発生し、ラック材の種類によってはこの水位差が SFP の実効増倍率を増加させる可能性があることが明らかとなった。

また、連続エネルギーモンテカルロコードとの比較では、SKETCH/TRACE コード中で核特性の計算を担う SKETCH コードの実効増倍率評価結果がやや上回っているものの、想定した様々な水位及び水位差を通してよく一致した。

以上の研究成果から、事故時の SFP の未臨界性の評価に SKETCH/TRACE コードを適用できる見通しを得た。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

(A) 3 件を日本原子力学会 2014 春の年会で発表： BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [1]事故条件下での臨界評価、[2]事故時を模擬した臨界実験、[3] AL 貯蔵ラックを使用した臨界実験の解析、H26 年 3 月

プロジェクト名：(A22) 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

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 研究概要

本研究では、核データ及び核計算コードの PWR 使用済燃料に対する臨界防止裕度を定量的に評価し、燃焼効果を取り入れた使用済燃料の臨界防止に係る判断基準策定のための技術的知見を整備する。平成 25 年度は、PWR 使用済燃料に対する臨界防止裕度を定量的に評価するために必要なデータの調査を行うと共に、ベンチマークデータとして優先的に取り入れるべき実験データを選定するための情報について調査した。その結果、我が国の燃料取り扱い施設の現状を踏まえて、HTC*臨界実験データを入手することとした。その準備として、データの所有者である IRSN の担当者とデータ入手に関する交渉を開始した。以下に HTC 臨界実験についての調査結果の概要を示す。

HTC 臨界実験は、IRSN と AREVA 社が共同出資し、CEA の Valduc 施設で 1988～90 年に実施した一連の臨界実験であり、PWR の燃焼燃料の組成を忠実に模擬することにより、使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器に適用される燃焼度クレジットの検証を目的としたものである。

燃焼度クレジットの適用対象となるのは主に燃焼度 37.5GWd/tU 程度の燃料であるため、本実験においては、濃縮度 4.5% の PWR 燃料が当該燃焼度まで燃焼した時点の組成を模擬するべく、プルトニウム及びウランの組成を調整した約 2,500 本の燃料棒を新規に製造し、実験に使用した。

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実験 (フェーズ 1,2) と、使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での集合体配置を模擬した工学的ベンチマーク実験 (フェーズ 3,4) の 4 つのフェーズからなる。表 1 に各フェーズでの実験データの概要を、図 1 に各フェーズでの炉心配置を示す。本データは、高燃焼度燃料に対する臨界実験データであることから、使用済燃料の臨界防止裕度を定量的に評価するために有用なデータである。

平成 26 年度に、PWR 使用済燃料に対する HTC 臨界実験データを仏国より取得し、ベンチマークデータを整備する。

* : Hauts Taux de Combustion、仏語で「高燃焼」をいう。

表 1 HTC 臨界実験データの概要

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

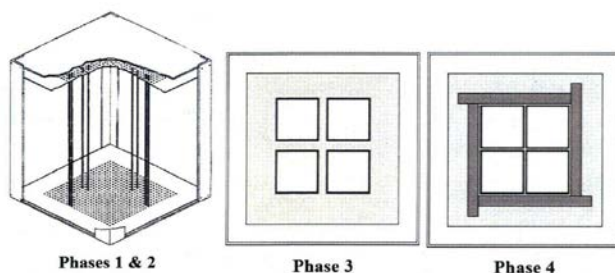


図 1 HTC 臨界実験の炉心配置

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

特になし。

プロジェクト名：(A31) 燃料破損限界試験

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 出力急昇試験

被覆管単体試験で得られた外面割れ発生条件を検証するための出力急昇試験は、試験燃料棒を海外試験炉(ハルデン炉)へ輸送するための船積み港が東北地方太平洋沖地震により被災したため、平成 23 年度に計画を中断した。平成 25 年度においても船積み港の復旧予定は明確にはなっておらず、平成 26 年度以降に延期することとした。

(2) 被覆管機械的健全性評価試験

燃料被覆管の強度、延性等の機械特性は、水素濃度及び水素化物析出状態の影響を受ける。これまでに、燃料の使用期間が長期化すると被覆管の水素濃度が加速的に増加し、これに伴って被覆管の破断伸びも低下する傾向を示す知見が得られている。被覆管の機械特性は、異常過渡時の被覆管の機械的健全性に係る基準(被覆管 1%塑性歪)の観点から考慮すべき課題であり、水素濃度及び水素化物析出状態が機械特性に及ぼす影響を調べることを目的として被覆管機械特性試験を開始した。

被覆管の機械特性は内圧破裂試験により評価することとし、具体的には商用 BWR で 5 サイクル使用した高燃焼度 8×8 型及び 9×9 型燃料集合体から被覆管試料を採取し、水素化物析出方位を調製するために内圧負荷条件下で水素を添加することにより第 1 表に示す水素濃度を目標値とする試験片を作製した。これら試験片は、平成 26 年度に内圧破裂試験に供し、強度、延性を評価する計画である。

第 1 表 試験片の水素濃度（推定値または目標値）

試験片種類		水素濃度		水素添加材				
		照射まま材 推定値 (ppm)		目標値 (ppm)				
タイプ	水素化物方位	100	200	200	400	600	800	1200
8×8 型	調整なし		○		試験済 ^{*2}			
	調整あり ^{*1}				○		○	
9×9 型	調整なし	○		試験済 ^{*2}	試験済 ^{*2}	試験済 ^{*2}		試験済 ^{*2}
	調整あり ^{*1}			○	○		○	

○：本試験のために作製した試験片

^{*1}：内圧負荷下で水素添加 ^{*2}：平成 24 年度までに本プロジェクトで試験を実施済

(3) 燃料挙動解析コードの整備

これまで、JNES 事業として実施してきた照射試験、国際プロジェクト等から得られた燃料照射挙動に関する情報を整理することを目的として燃料挙動データベースを設計・構築するとともに、今後、燃料挙動解析コードとして FEMAXI-7 を基本に改良・整備するコードを用いることとしており、この改良のための検討項目を抽出した。

平成 25 年度は上記に引き続き国際プロジェクト等で得られた燃料照射挙動情報をデータベースに登録した。今後のコード整備においては、FEMAXI-7 の開発元である日本原子力研究開発機構との協力を円滑に行うため、本データベースは両者共通に使用するものとして運用する。

また、FEMAXI-7 の改良のための検討項目の一つであるクラッドによる燃料棒外面温度上昇モデルを組み込み、燃料挙動データベースを用いた動作検証等を実施した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- 燃料挙動に関する国際会議に発表及び論文投稿

K. Ogata, T. Baba, K. Kamimura, T. Higuchi, K. Sakamoto, Y. Etoh and A. Sawada, Conditions to Cause Cladding Failure by Hydrogen-Induced Cracking, Proc. 2013 LWR Fuel Performance Meeting, Charlotte, USA, Sept. 15-19, 2013.

プロジェクト名 : (A32) 混合酸化物燃料特性評価試験

担当 : 安全技術管理官 (システム安全担当) 付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 照射試験及び照射後試験

UO₂燃料とは異なる MOX 燃料固有の挙動、特に、燃料の健全性評価上重要な燃料棒温度と内圧に影響する熱伝導率及び FP ガス挙動に関して知見を蓄積し、MOX 燃料の安全規制に活用することを目的として、MOX 燃料の照射試験及び照射後試験を実施している。平成 25 年度は、ベルギーの BR2 炉において MOX 試験燃料棒の 6 サイクルの追加照射を実施し、燃焼度を増加させた。また、照射試験を終了した MOX 試験燃料棒については、照射後試験として密度測定試験を実施し、MOX 燃料の体積変化に関する知見を得た。

(2) 解析評価

平成 25 年度は、温度測定値補正のための解析を行い、MOX 燃料の熱伝導率を再評価した。また、MOX 燃料からの FP ガス放出量について、燃料挙動解析コードの予測性能を向上させるために、MOX 燃料 FP ガス放出モデルの改良に向けて検討を行った。以下にそれぞれの概略を示す。

ノルウェー・ハルデン炉で実施した高燃焼度 MOX 試験においては、照射中の試験燃料棒の中心温度を測定しており、測定温度の線出力依存性から燃料熱伝導率特性を評価した。平成 25 年度は、金相観察から得られた熱電対(TC)位置に基づいて、有限要素法解析により中心温度の詳細解析を行い、燃料棒線出力と中心温度の関係を再評価した。この結果を図 1 に示す。図 1 において、同じ線出力で中心温度を比較すると、MOX 燃料の方が中心温度は低く、MOX 燃料の熱伝導率は UO₂燃料より高いと評価できる。今後、レーザフラッシュ法による熱伝導率評価も実施し、MOX 燃料の熱伝導率データベースを整備していく。

また、2 次イオン質量分析装置 (SIMS) による MOX 試験燃料の Xe 濃度分析データをもとに、MOX 燃料の FP ガス放出モデルを改良する検討を行った。検討の結果、FP ガス放出モデルの拡散係数等を調整することにより、燃料ペレットに保持されている FP ガス量について、分析データを精度よく再現することができ (図 2 参照)、燃料挙動解析コードの予測性能を向上させることができた。

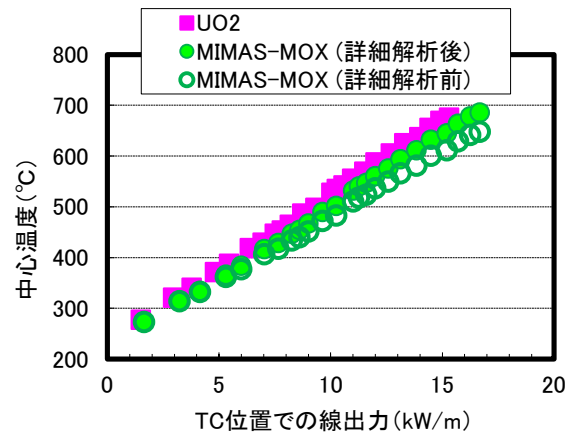


図 1 燃料棒線出力と中心温度の関係

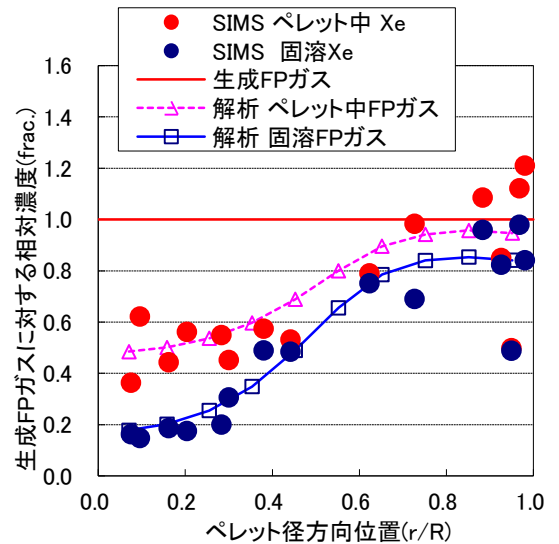


図 2 径方向 Xe 濃度分布に関する測定値と解析値の比較 (非 Pu スポット部)

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

“Thermal Property Change of MOX and UO₂ Irradiated up to High Burnup of 74 GWd/t”,
J. Nucl. Mater., Vol.440, (2013) p.515-523.

プロジェクト名：(A33) 事故時燃料冷却性評価試験

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料挙動に関する新知見として、水素吸収による被覆管延性低下（水素脆化）、被覆管ブレークアウェイ酸化、燃料微細化、燃料軸方向移動（リロケーション）、被覆管膨れ（バルーニング）、被覆管破裂及び燃料放出等が得られており、これらの現象が燃料冷却性に及ぼす影響を考慮した上で、現行 LOCA 基準の妥当性を再評価する必要がある。これに対し、平成 25 年度は下記の知見整理、解析等を行った。

(1) 技術的知見の整理・収集

上で述べた LOCA 時の燃料挙動に関し、約 80 件の公開・非公開資料を収集し、各現象について現在得られている技術的知見を整理した。また、これらの現象が燃料冷却性に及ぼす影響、現行基準への影響等について米国 NRC と議論するとともに情報収集を行った。

(2) バルーニング及びリロケーションによる温度変化解析

バルーニング及びリロケーションが LOCA 時の被覆管温度に与える影響に関する評価として、燃料棒 1 本体系（17×17 型 PWR 仕様で燃料有効長さ 50cm を軸方向に 9 分割）における LOCA を模擬した解析を実施した。解析条件は、1000 秒まで冠水状態で被覆管温度が約 400K となるよう線出力を設定（軸方向線出力分布はほぼ一定）、その後、1000 秒時点で冠水状態から水蒸気雰囲気へと切替えると共に線出力を被覆管温度が約 1120K となるよう設定した。また、1550 秒で線出力をゼロとし、2000 秒まで解析を実施した。その間、被覆管温度上昇が飽和の傾向を示す約 1250 秒で軸方向中心部においてバルーニング及びリロケーションを模擬した。バルーニングを発生させた場合をケース 1、バルーニングが発生し、膨れ部に燃料ペレット片が移動（リロケーション）した場合をケース 2 とした。バルーニング歪み及びリロケーションによる燃料充填率は共に 70% と HALDEN 炉における試験結果 [1] に比べ大きく設定した。解析には FRAPTRAN コード [2] を使用した。なお、本解析では燃料棒 1 本を対象としておりバンドル体系と異なり流路閉塞効果を考慮していない。

ケース 1 ではバルーニングにより被覆管外表面と冷却材との接触面積が増加したことにより被覆管温度は約 40K 減少した（図 1）。ケース 2 ではリロケーションにより出力が上昇するため、ケース 1 とは異なり被覆管温度は上昇し、その温度上昇幅は約 100K に達している（図 2）。今後パラメータサーベイを進め、現行基準への影響を評価する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

参考文献

- [1] P. A. C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident,” NUREG-2121 (2012).
- [2] K. J. Geelhood, W. G. Luscher, C. E. Beyer and J. M. Cuta, “FRAPTRAN 1.4: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods,” NUREG/CR-7023 (vol. 1); PNNL-19400 (vol. 1), 2011.

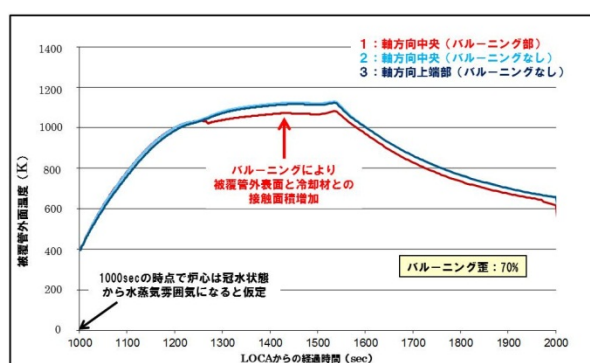


図 1 被覆管温度解析結果（ケース 1：燃料軸方向移動無し）

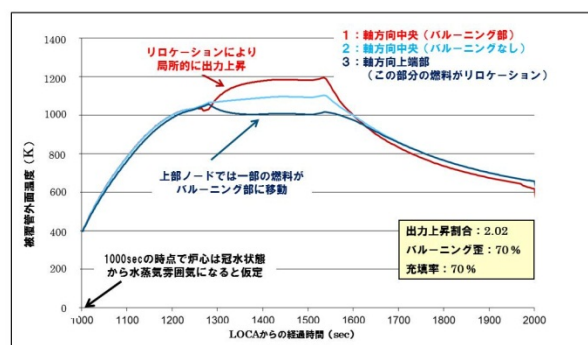


図 2 被覆管温度解析結果（ケース 2：燃料軸方向移動有り）

プロジェクト名：(A41) 震源断層評価技術の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

新規制基準では、将来活動する可能性のある断層等の認定に当たっては、「後期更新世の複数の地形面又は連続的な地層が欠如する等、後期更新世の活動性が明確に判断できない場合には、約 40 万年前以降まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」とされている。これを受け、本研究では約 40 万年前以降に対応した活断層の年代評価手法の整備等を行っている。以下に主な成果概要を示す。

(1) 火山灰層序学的年代評価手法の整備

平成 25 年度は JAMSTEC 地球深部探査船「ちきゅう」によって採取された深海底堆積物を用いて、堆積物中の火山ガラスの多産層準を指標に火山灰（テフラ）候補 16 個を抽出し、対比及び編年を検討した。これらテフラの年代を基にした堆積年代モデルは、約 30 万年前までほぼ一定の堆積速度であり、既報よりも信頼性の高い年代軸を構築でき（図 1 参照）、高精度の火山灰層序学的年代評価手法を整備できる見通しを得た。

今後、より古い時代のテフラ対比、化石年代・地球軌道要素年代との比較・検証を行い、年代モデルを検討することで、約 40 万年前以降に対応した火山灰層序学的年代評価手法を整備する。

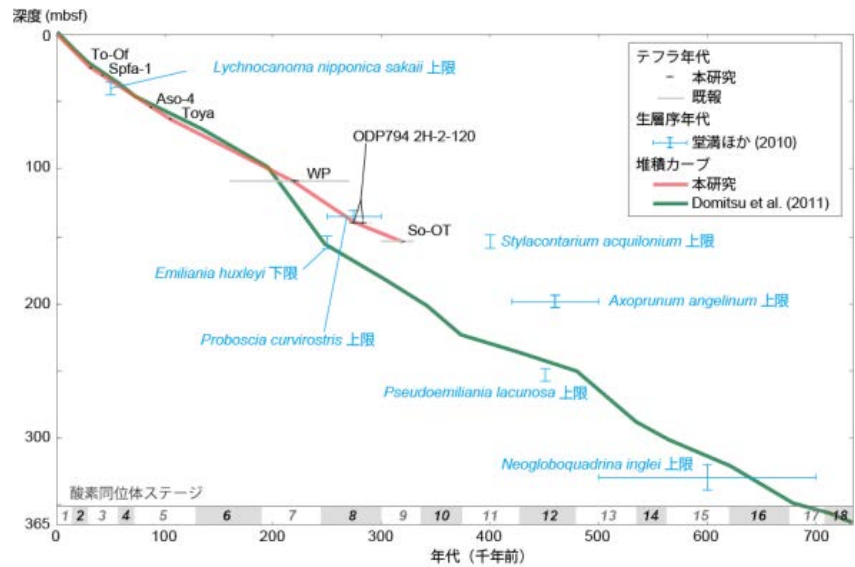


図 1 JAMSTEC ちきゅう C9001C コアの深度-年代プロット

(2) 断層破砕物質を用いた活動評価手法の開発

活断層から直接活動時期や活動性の情報を得る方法の 1 つとして、断層破砕物質の色彩を用いた評価手法を検討している。平成 25 年度は断層破砕物質の色彩変化と経過時間の関係を推定するため、断層破砕物質の母岩を対象として加熱色彩変化実験を実施した。その結果、色彩値の時間変化は曲線で近似でき、色彩値の変化を、加熱時間と加熱温度の関係式で表現できる可能性が示された。

今後、本手法については、適用性の検証を行い信頼性を把握するとともに、評価手順を詳細化・標準化し、地震ハザード評価等への適用方法を検討する。

2. その他（成果の公表）

・ Late Quaternary uplift rate inferred from marine terraces, Shimokita Peninsula, northeastern Japan: A preliminary investigation of the buried shoreline angle、Geomorphology 209、1-17 頁、2014 年

・ 活断層の位置・形状評価及び活動性評価に関する手法の整備、JNES-RE-2013-2040、平成 26 年 2 月

プロジェクト名：(A42) 地震動評価技術の整備（その 1）

研究テーマ名：断層モデルを用いた地震動評価手法の高度化

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 断層モデル評価手法・不確かさ評価手法の高度化

①海溝型巨大地震の震源特性化手法の高度化

平成 25 年 7 月に施行された新規制基準は、プレート間地震に関して、世界で起きた大規模な地震を踏まえ、震源領域の設定を行うことが規定されている。本研究では、強震動観測網で初めて記録された海溝型巨大地震の東北地方太平洋沖地震（以下、3.11 地震と呼ぶ）を対象に、地震動再現解析や動力学解析等を行い、海溝型巨大地震の震源特性化手法の高度化を図ることとしている。本年度は、中長周期地震から得た断層モデルを基に震源断層パラメータの高精度化や不確かさを検討したほか、位相情報を活用した非定常地盤特性の評価手法を導入して精度の高いグリーン関数を得た。同関数を用いた地震動解析では、振幅情報のみを用いた場合と比べて観測地震動の特性をよく再現できた（図 1）。

また、3.11 地震のような強震動は、震源特性として、地震動の異なる周期成分が異なる深さで生成される特徴を有しているが、本年度は、このような強震動生成メカニズムと強く関連する断層の破壊挙動に関する解析的な検討を行った。今後は、得られた知見に基づき、海溝型巨大地震の震源モデルに関する新たな設定手法を構築する予定である。

②震源特性パラメータの設定手法の高度化

内陸大地震を対象に、断層破壊に関するシミュレーション解析を実施した。その結果、従来のすべり量の指標に加え、新たに最大すべり速度を考慮して設定したアスペリティの面積や応力低下量等と地震モーメントとの関係式はこれまでの経験則と良く一致しており、震源特性パラメータの設定の新たな手法として有効であることが分かった。

上記①と②の成果は、今後、審査マニュアルの作成に活用していく。また、②については、IAEA の EBP（特別拠出金事業）を通して、断層モデルを用いた評価手法に関する Safety Report の作成に貢献した。

(2) 震源極近傍の地震動評価手法の整備

新規制基準では、内陸地殻内地震について選定した検討用地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、地表に変位を伴う断層全体を考慮すること、又は、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえることが規定されている。震源の極近傍における地震動について、2000 年鳥取県西部地震と 2008 年岩手・宮城内陸地震の観測記録が得られており、それらを対象とした地震動再現解析を実施した。平成 25 年度は、それらの解析結果を整理して断層破壊シナリオの適切な設定の重要性や留意点を提示するとともに、海外被害地震の地震動再現解析に関する既往の研究成果も分析し、断層モデル法の適用性及び課題をまとめ、震源極近傍地震動の評価手法を整備した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

「基準地震動策定のための地震動評価手引き：震源極近傍の地震動評価」（JNES-RE-2013-2044）

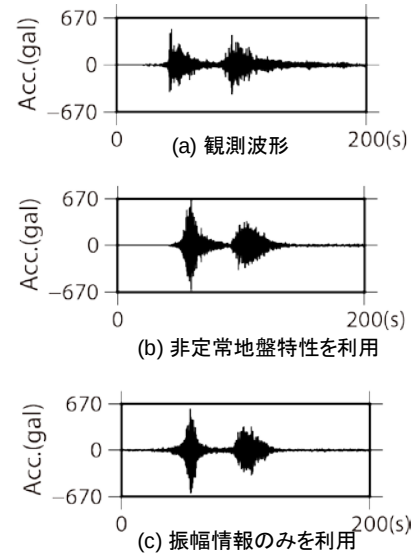


図 1 非定常地盤特性の利用による合成波形 (b) と観測波形 (a) との比較

プロジェクト名：(A42) 地震動評価技術の整備（その2）

研究テーマ名：地震動伝播経路特性・サイト特性の評価手法の高度化

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 三次元地下構造モデル評価手法の高度化

新規制基準に基づく基準地震動の策定においては、三次元の地下構造を反映した地震動評価が要求されることとなった。本研究では、三次元地下構造を反映した地震動評価手法の高度化に向けて、水平アレー地震動観測、微動アレー探査、重力探査、反射法・屈折法地震探査等によるデータを使用し、複数のデータを同時に整合的に説明できる地下構造モデルを推定する逆解析法（ジョイントインバージョン法）により、地震基盤に至る高精度な三次元地下構造モデルを構築する手法を提案した。提案手法により作成した三次元地下構造モデルの妥当性を地震動シミュレーションにより確認するとともに、地震動観測と物理探査による総合的な地下構造調査・評価法（図 1）を確立した。

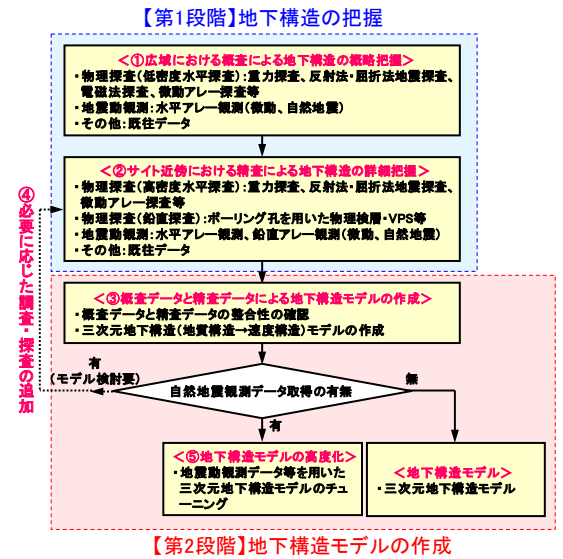


図 1 地下構造調査・評価の流れ

(2) 地震動の空間変動や地震基盤波の推定結果の不確かさの検討

新規制基準における「震源を特定せず策定する地震動」の評価に際し、観測地震動から解放基盤面上の地震動算定のための標準的な手法を整備する必要がある。本研究では「震源を特定せず策定する地震動」の評価法の高度化に向けて、強震時の地表観測記録（地震動 H/V スペクトル）に基づく解放基盤における水平方向の地震動評価法を提案した。提案手法は「強震記録から地盤同定解析により地震動を評価する方法」、並びに「強震記録から等価線形解析により地震動を評価する方法」の 2 種類であり、両手法を用いて地震動評価を行い結果の整合性を取ることで、地震動評価結果の精度向上（不確かさの低減）を図った。提案手法により、地質・地盤情報並びに地震動記録が豊富な第四紀地盤テストフィールドにおいて、小地震～大地震（東北地方太平洋沖地震）の地表観測記録から解放基盤相当（深度 300m、S 波速度 560m/s の硬質地盤）における地震動を評価し、手法の適用性を確認した。

課題(1)及び(2)の成果は、何れも原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査に活用されている。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 論文投稿

- ・PS 検層による地盤の S 波の減衰定数の評価に関する検討 —鉛直アレー観測による減衰定数との比較—、物理探査、第 66 巻、第 3 号、pp. 153-165、平成 25 年 6 月

(2) 学会発表

- ・Development of seismic observation system in deep borehole, The 11th SEGJ International Symposium, Japan, 平成 25 年 11 月
- ・Estimation of S-wave velocity structure of deep sedimentary layers using geophysical data and earthquake ground motion records, The 11th SEGJ International Symposium, Japan, 平成 25 年 11 月
- ・Construction of 3-D S-wave velocity model by joint inversion method, The 11th SEGJ International Symposium, Japan, 平成 25 年 11 月

(3) 委員会報告

- ・サイト敷地の地下構造の詳細な把握の必要性について、原子力規制委員会、原子力規制委員会第 4 回大飯発電所 3・4 号機の現状に関する評価会合、平成 25 年 5 月 10 日

(4) 技術レポート

- ・地震動評価のための三次元地下構造モデルの作成手引き、JNES-RE-2013-2016、平成 25 年 11 月
- ・震源を特定せず策定する地震動に係る評価手引き、JNES-RE-2013-2045、平成 26 年 2 月
- ・硬岩サイトにおける深部地震動観測システム構築と観測記録、JNES-RE-2013-2046、平成 26 年 2 月

プロジェクト名：(A43) 津波ハザード関連評価技術の整備 (その2)

研究テーマ名：構造物への作用波力評価手法の高度化

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波では、原子力発電所に来襲した津波によって、敷地内の防波堤や重油貯蔵タンクが損傷した。また、一般の構造物では、津波波力に対して十分な耐性があると考えられてきた鉄筋コンクリート製の構造物等が、津波波力によって倒壊・流失した。国内の原子力発電所では、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を教訓として、防潮堤を構築する等の津波対策が講じられつつある。原子力発電所の津波リスク評価の観点からは、防潮堤の損傷・越流により敷地内へ津波が流入することも想定し、防潮堤背後の建屋等施設への作用波力評価手法を整備する必要がある。

このような背景を踏まえ、本研究を図 1 の枠組みにより推進しており、本年度は、津波波力検証用の水理模型実験データを取得した。上記の水理模型実験では、陸域に 3 種類の建屋模型（○型、◇型、□型）を並べて設置し、各模型の前面、側面、背面での波圧、水位、流速を計測することとし、入射波高、防潮堤条件、防潮堤と建屋間の距離の組合せで 32 ケースの実験を行い、データを取得した。建屋模型に津波が作用する様子を図 2 に示す。実験結果の内、防潮堤がある場合の○型模型の前面波圧について以下に述べる。波圧の 1st Peak（衝撃的な作用）と 2nd Peak（ほぼ静水圧的な作用）に区分して分析を行った結果、1st Peak は、防潮堤の越流量が小さいケースでは、防潮堤と建屋が接近している場合に波圧が最も大きく、防潮堤と建屋間の距離が離れるほど小さくなるが、防潮堤の越流量が大きいケースでは、防潮堤と建屋が最も接近した場合よりも、若干離れた場合の方が大きな波圧となることが分かった。

一方で 2nd Peak は、防潮堤と建屋間の距離が離れるほど小さくなることが分かった。

今後、得られたデータを用いて 3 次元解析コードの検証及び適用性確認を行い、確率論的津波リスク評価（津波 PRA）における津波フラジリティ評価に活用していく。

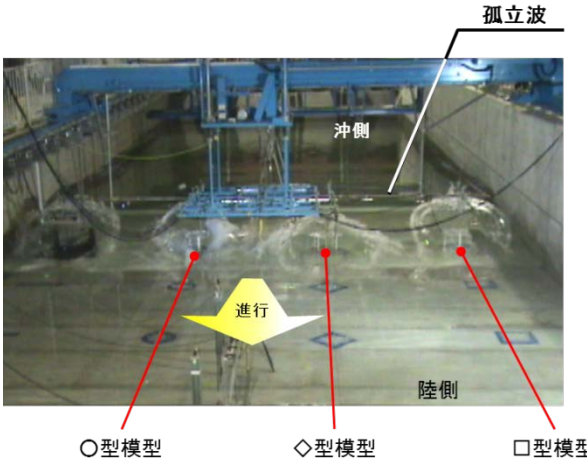
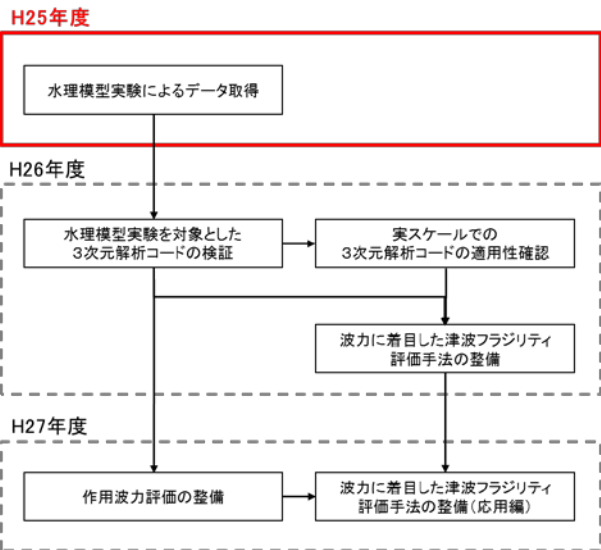


図 1 構造物への作用波力評価手法の整備研究の枠組み

図 2 建屋模型に津波が作用する様子

プロジェクト名：(A43) 津波ハザード関連評価技術の整備 (その3)

研究テーマ名：津波堆積物による波源推定手法の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

津波堆積物は、過去の津波（古津波）によって海底の土砂等が陸上に移動・堆積してできたものであり、津波規模（波源の広がり）の情報が得られる証拠の1つと考えられる。このような情報は、耐津波設計および津波リスク評価（確率的ハザード評価を含む）の際に活用される必要がある。しかし、津波堆積物の調査からは、対象地点での、過去の津波の襲来時期や回数に関する情報（頻度の情報）は得られるが、その津波規模に関する情報は直接的には得られない。既往研究では、津波堆積物の分布が浸水域と同等であると仮定して津波規模を推定しているが、実際には、平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波からも、堆積物の分布範囲と浸水範囲は一致しないことが報告されており、津波堆積物から波源を推定する手法の精度向上を図る必要がある。そこで、本プロジェクトでは、既知の波源に対応した津波堆積物の形成プロセスを明らかにし、津波堆積物からより正確な津波規模の情報を得るため、波源を推定する手法を整備する(図 1)。

具体的には、(1) 津波堆積物に係る現地調査（データの収集）、(2) 津波による陸上土砂移動・堆積に係る水理実験（津波堆積物の形成メカニズムの理解）、(3) 津波による陸上土砂移動・堆積のモデル化及び解析コードの改良と検証を実施し、現地調査から得られたデータと水理実験の結果を融合させることにより、土砂移動解析コードの有効性を検証し、波源推定手法を構築する。

本年度の主な成果としては以下のとおりである。

- 現地調査では、気仙沼湾内の津波堆積物のコア採取・分析を行い、平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波により流入した堆積物の堆積構造を確認した(写真 1)。これは、津波の流向・流速の変化に対応している可能性が高い。また、仙台平野の同津波による堆積物のデータを分析することで、浸水深と堆積層厚に相関があることが明らかになった。これらの情報は、平成 26 年度に実施する解析コードの検証に活用される予定である。
- 水理実験では、土砂移動モデルおよび堆積モデルを検討するため、陸上の土砂移動および堆積過程を模擬する実験水路の製作を行った(写真 2)。今後、同実験水路を用いて、移動砂の粒径分布の把握や飽和浮遊砂濃度の検討を行う予定である。

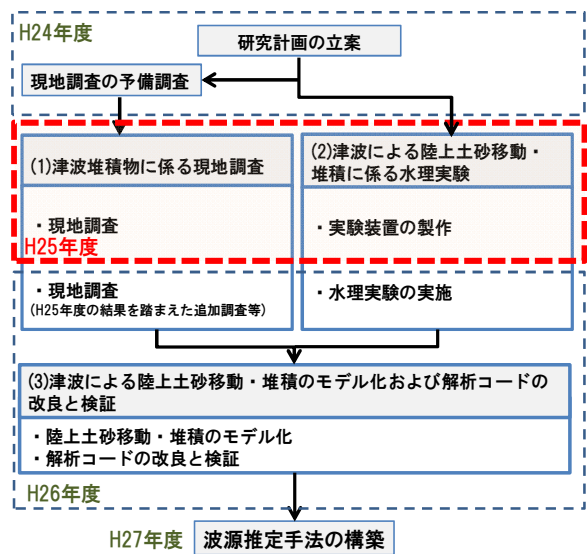


図 1 津波堆積物による波源推定手法の整備



写真 2 実験水路 (ゲート部)

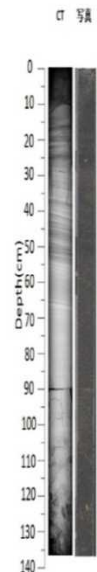


写真 1 津波堆積物の堆積構造

プロジェクト名：(A51) 外的事象に係る構造健全性関連評価技術の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度の成果概要

新規制基準に基づいた審査マニュアルを作成することを目的に、技術的知見を整備し、下記の手引きを作成した。

(1) 「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」の作成

新規制基準において津波に対する損傷の防止が要求されたことを踏まえ、「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」を作成した。作成に当たっては、平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波により影響を受けた一般施設の現地調査等で得られた知見を整備するとともに、土木・建築・機械等の学識経験者を招集して「津波設計・評価手引き策定分科会」を設置し、耐津波設計及びリスク評価に関する各分野の専門家の意見や知見を集約した。特に、防潮堤の構造強度、津波の遡上、建屋内への浸水等に関する現行の解析・設計手法の調査を行うとともに、試解析により解析手法の適用性や妥当性を検討した。

これらの研究成果を踏まえた手引きの特徴を以下に示す。

- ・設計段階の審査とリスク評価段階の審査の両体系における考え方をまとめた。
- ・設計段階では、基準津波に対して十分な余裕を有する高さの敷地の選定、あるいは防潮堤等の設置を行い、津波のサイト内浸入を防止し得る構造であることを求めた。
- ・リスク評価段階では、津波のばらつきが大きいことを配慮した上で、炉心損傷頻度が性能目標を満足することを求めた。

(2) 「免震構造の審査手引きの提案」の作成

緊急時対策所を有する免震重要棟が設置されたことを踏まえ、「免震構造の審査手引きの提案」を作成した。作成に当たっては、学識経験者で構成する「免震基準分科会」を設置し、免震構造の審査手引きに関する意見を収集・検討した。特に、建屋免震と機器免震での耐震重要度の相違や免震構造採用による波及的影響の考慮、免震装置の許容限界の設定の考え方等の検討、整備を行った。これらの研究成果を踏まえた手引きの特徴を以下に示す。

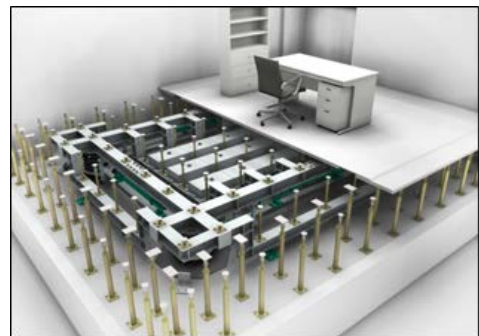


図 1 床免震システムの例

- ・免震構造は建屋免震及び床免震を含む機器免震を、また、免震方向は、水平方向免震、鉛直方向免震及び水平・鉛直方向同時免震を対象とした。
- ・審査の段階として、設計段階（重要度分類、免震装置性能要求等）、評価段階（リスク低減効果の評価）、建設段階（使用前検査方法）及び運転管理段階（地震後の免震性能確認方法等）における考え方をまとめた。
- ・非免震時よりも地震応答が厳しくなる設備（渡り配管やプールのスロッシング等）に対する要求事項あるいは留意点をまとめた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ①津波に対する構造設計・リスク評価手引き、JNES-RE-Report Series-2013-0007、平成 26 年 1 月
- ②免震構造の審査手引きの提案、JNES-RC-Report Series-2013-1001、平成 26 年 1 月
- ③免震構造の試評価例及び試設計例、JNES-RE-Report Series-2013-2020、平成 26 年 1 月
- ④原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（案）及び解説、

JNES-RE-Report Series-2013-9011、平成 25 年 10 月

プロジェクト名：(A52) 地震・津波等の影響を考慮した経年化関連評価技術の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

国内軽水炉プラントでは、近年、高経年化した設備において亀裂の存在が顕在化している。また、幾つかの国内軽水炉プラントでは、設計地震動を超える大きな地震を経験した。設計地震動下では、これらの設備に存在する亀裂の進展は生じないと想定できるものの、設計を超える地震動下では亀裂の進展の可能性は否定できない。このため、リスク評価の観点から設計を超える地震動下での亀裂の進展について、以下の研究を行った。

(1) 外的事象を考慮した経年化評価手法の整備

平成 25 年度は、亀裂の存在が多数報告されている容器の管台等の異材溶接部に用いられるニッケル基合金溶接部を対象として亀裂進展試験を実施し、亀裂進展評価手法を整備した。

亀裂進展試験については、ニッケル基合金溶接部を含む平板試験片を製作し、溶接部に初期亀裂を導入したうえで、図 1 に示す①規則荷重波、②規則荷重波＋過大荷重波、及び③ランダム荷重波（模擬地震波）を負荷した亀裂進展試験を行い、それぞれの荷重波による亀裂進展量の試験値を取得した。

亀裂進展評価手法については、平成 24 年度までに炭素鋼管やオーステナイト系ステンレス鋼管を対象に、亀裂進展試験を行い、地震時の不規則な荷重による亀裂先端の塑性ひずみ領域の変動を考慮した亀裂進展評価手法を整備している。平成 25 年度は、この評価手法を参考にして、ニッケル基合金溶接部を対象とした上記①、②の荷重波による亀裂進展試験の結果を用いて、亀裂進展評価手法を整備した。

図 2 は、上記③のランダム荷重波（模擬地震波）による亀裂進展試験で得られた亀裂進展量の試験値と、上記で整備した亀裂進展評価手法を用いた亀裂進展量の計算値を比較したものである。図 2 から試験値と計算値は良く一致し、精度の高いニッケル基合金溶接部の地震時の亀裂進展評価手法が整備できた。

今後、実際に配管溶接体を製作して、亀裂進展試験を行い、本亀裂進展評価手法の実配管の異材溶接部への適用性について確認する。

(2) 経年設備フラジリティ評価コードの整備

高経年化した配管等に存在する亀裂を対象に、地震による不確実さを考慮したフラジリティ評価を確率論的破壊力学により実施する評価コード PRAISE-JNES を整備している。本年度は、地震時の亀裂進展評価について、簡易手法を用いて巨大本震と余震の重畳効果を考慮した経年設備の損傷確率解析機能を整備するとともに、代表的な損傷解析事例をまとめた。今後、上記(1)の亀裂進展評価手法を取り入れて、評価コードの高精度化を図る予定である。

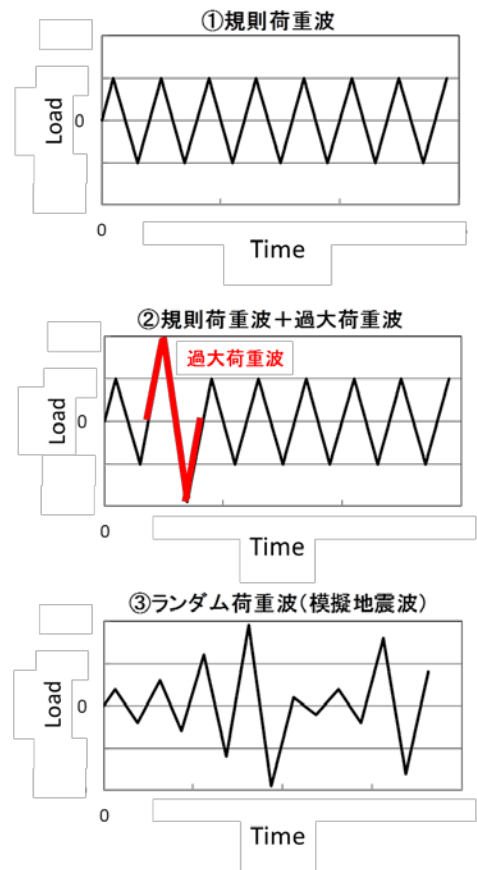


図 1 亀裂進展試験に用いた荷重波

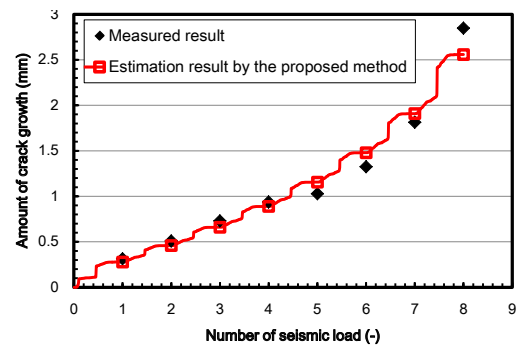


図 2 ランダム荷重波（模擬地震波）による亀裂進展量

プロジェクト名：(A53) 地震・津波に係る調査・試験に基づく耐力評価関連技術の整備（その1）

研究テーマ名：津波防護施設（防潮堤）の耐波性評価に係る試験

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

防潮堤はサイト敷地内への津波の浸水を抑制する重要な構造物である。このため、津波の波力特性を適切に把握し、防潮堤の津波に対する構造健全性を評価する必要がある。

構造物に作用する津波波圧の特徴を図 1 に示す。一般的には津波先端部の砕波等により生じる動波圧(段波波圧)、次に津波の水位上昇に対応する持続波圧(重複波圧、遡上波圧)が作用する。本研究では、防潮堤を模擬した堤体模型を用いた水理試験により、津波波力特性、防潮堤の応答等に関する試験データを取得し、防潮堤の構造健全性評価を行う。

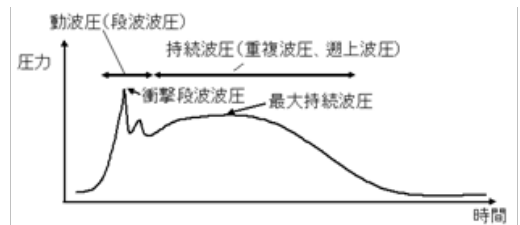


図 1 津波波圧の特徴

本年度は、長さ 105m の中規模水路装置及び長さ 184m の大規模水路装置を用いた試験を実施した。試験は、独立行政法人港湾空港技術研究所への委託研究として実施したものである。

大規模水路装置を用いた試験で得られた波圧の高さ方向分布の一例を図 2 に示す。本図は、堤体模型を海岸線に相当する位置に設置した場合の最大持続波圧であり、整理に当たっては堤体模型高さ z と波圧 p を通過波高 η に基づいて無次元化して示している。ここで、通過波高とは、堤体模型を設置しない状態で、津波が堤体模型設置位置を通過するときの最大波高である。

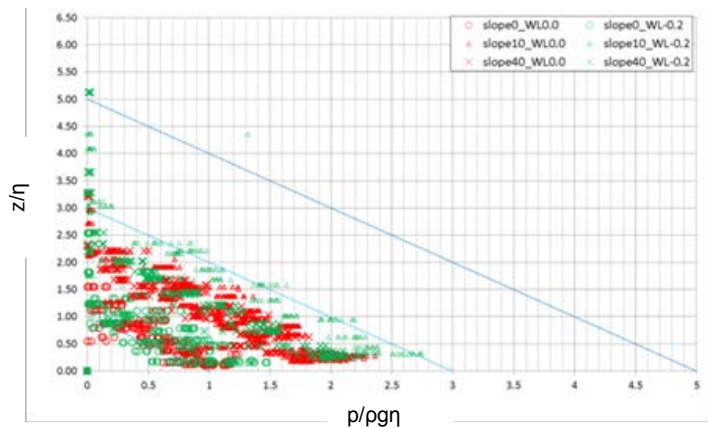


図 2 津波の波圧分布(最大持続波圧)

中規模試験及び大規模試験の結果から、段波波圧と持続波圧について以下のことが言える。

- 持続波圧について、通過波高を用いた圧力係数($p/\rho g \eta$)は堤体模型の位置により異なり、海岸線付近では最大で 3.0 となるものの、海岸線から離れるに従い大きくなり 3.0 を超える場合がある。
- 持続波圧について、通過波高ではなく、堤体模型がある場合の堤体模型前面における津波の最大波高（せり上がり波高）を用いれば、波圧係数は 1.0 以下となる。これより、持続波圧に対する設計を行うためには、せり上がり波高を正確に求めることが重要である。
- 段波波圧については、津波が砕波する位置によっては非常に大きな波圧係数となることがある。これは、砕波により衝撃的な波圧が生じるためであるが、波の条件によって圧力の大きさ、作用時間等のばらつきが大きく、これらを踏まえて防潮堤に与える影響を精査する必要がある。防潮堤の構造健全性評価に当たっては、段波波圧の影響及び持続波圧の波圧係数の取り扱いが課題であることから、平成 26 年度以降、引続き水理試験及び解析による検討を行う計画である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- 原子力安全基盤機構、JNES2013 シンポジウム、一新たな原子力規制の構築に向けて一、第三部 地震・津波、平成 25 年 10 月

プロジェクト名：(A53) 地震・津波に係る調査・試験に基づく耐力評価関連技術の整備 (その2)

研究テーマ：斜面安定性評価に係わる試験データの取得

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度の成果概要

これまで、原子炉建屋の周辺斜面に対しては「力のつり合い」のみに基づいた安定性評価が行われていた。しかし、平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえ、設計で想定する地震動の増大に伴い地盤の応答挙動が複雑になり、かつ、ばらつきも大きくなるため、地震時における斜面の安定性評価手法を高度化する必要がある。

そこで本研究では、従来の安定性評価手法に加えて、新たに「変形・ひずみ」の評価指標を導入した斜面の安定性評価手法を整備することを目的とする。

平成 25 年度は、地震時における斜面崩壊時の応答挙動に着目した 2 種類の加振試験を実施し、斜面の安定性評価を行う上で損傷判断基準となる、変形やひずみに関するデータを取得した。

以下に加振試験の概要及び試験結果を示す。

(1) 3 層模型による振動台試験

応力・ひずみ特性の異なる複数の地盤材料で構成された斜面に対して、図 1 に示す 3 層模型の振動台試験を実施し、地震時の加速度応答挙動や変位応答挙動に関する試験データを取得した。

(2) 遠心载荷試験

今回の遠心载荷試験では、高さ約 1m の斜面模型を用いた。これに最大 50G ($G:9.80665\text{m/s}^2$) の遠心加速度を作用させることにより、高さ 50m 相当の斜面の地震時挙動を再現した。

図 2 に試験結果の一例として、斜面崩壊時を模擬した遠心载荷試験による最大せん断ひずみの分布を示す。

(1)、(2) の加振試験より、斜面崩壊時の地盤に生じる変形量（すべり量に対する斜面円弧の長さ）の限界値は、0.2%~1.0%程度であることが明らかになり、地震時における斜面安定性に係る評価基準の一つの指標となる見通しを得た。

今後、本研究結果を踏まえて、マニュアルを作成するための技術的知見を整備・拡充する予定である。

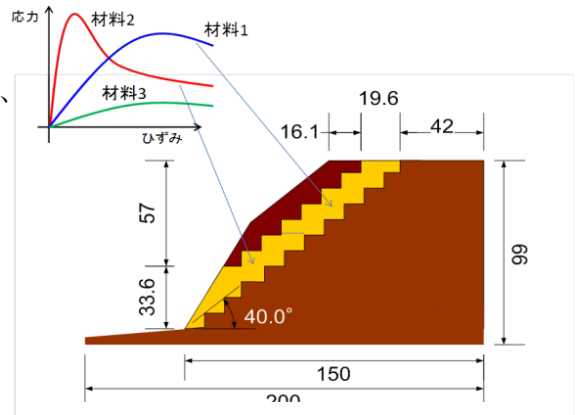


図 1 振動台試験に用いた 3 層模型

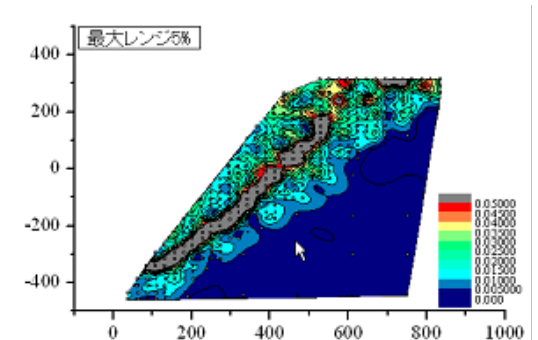


図 2 遠心载荷試験による最大せん断ひずみ

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- (1) FEM および MPM による大型斜面模型の振動台実験の解析的検討、第 48 回地盤工学研究発表会、平成 25 年 7 月
- (2) 斜面および地盤の安定性に関する設計・リスク評価手引き、JNES-RE-2013-2037、平成 26 年 2 月

プロジェクト名：（ A61）地震・津波に係るリスク評価関連手法等の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付、安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

平成25年11月に、原子力規制委員会は、「発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の運用ガイド」を制定した。その一環として、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の反映状況を調査し、それらによる安全性の向上の効果について確率論的リスク評価（PRA）または安全裕度評価により検討することを求めている。本研究では、事業者が報告する重大事故等対処設備を含むPRAに関する評価手法の妥当性を確認することを目的に、PRA手法の構築及び精度向上（試評価含む）を行って技術基盤を整備するとともに、関連するガイド案の作成及びガイド案を作成するための技術的知見の整備を実施する。以下に、本年度の成果を示す。

(1) 地震・津波に対する PRA 手法及びコード体系の高度化

①マルチユニットにおけるリスク評価手法に係る検討

平成 23 年東北地方太平洋沖地震によりマルチユニットが同時に重大事故を起こした知見を踏まえ、レベル 1PRA では、地震時のプラント間機器の損傷相関を考慮したサイトにおける炉心損傷頻度（CDF）評価手法を整備した。また、レベル 3PRA では、マルチユニットにおける放出カテゴリ別格納容器機能喪失頻度評価コードを整備した。

②津波 PRA による重大事故等対処設備の有効性評価

平成 23 年東北地方太平洋沖地震後、各原子力発電所において新たに設置されている津波に対する重大事故対処等設備の有効性を検証することを目的として、BWR の簡易的な津波 PRA モデルを整備し、防潮堤の設置、屋外設備の高台移設、海水ポンプの水密化対策、原子炉建屋及びタービン建屋の水密扉を設置した場合の CDF への影響について確認を行い、得られた知見を「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」へ反映した。

③レベル 2PRA のための格納容器破損防止対策の検討

フィルタ付格納容器ベント時の放射性物質の放出量を定量評価し、その有効性を確認することを目的として、シビアアクシデント事故進展総合解析コード MELCOR にフィルタ付格納容器ベントシステムの解析モデルを構築した。

④使用済み燃料プール（SFP）の津波 PRA モデルの整備

平成 23 年東北地方太平洋沖地震により SFP の冷却機能が喪失した事例を教訓とし、重大事故等対処設備を含めた地震・津波 PRA モデルの検討を行い、地震後の津波で海水ポンプが機能喪失する場合の条件付燃料損傷確率の試解析を実施した。

(2) 地震・津波以外の外的事象 PRA 手法の整備

「発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の運用ガイド」で示される地震及び津波以外の外的事象について適切な外的事象が選定されていること確認することを目的として、米国における地震・津波以外の外的事象に対するリスク評価の状況について公開文献を対象に調査を行い、外的事象評価に関するスクリーニング基準、強風・竜巻に対するPRAの実施手順等に関する技術的知見をとりまとめた。今後、強風・竜巻に対するPRA技術の国内適用性について検討する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・原子力安全基盤機構、JNES2013 シンポジウム、一新たな原子力規制の構築に向けて一、第三部 地震・津波、平成 25 年 10 月
- ・津波に対する構造設計・リスク評価手引き、JNES-RE-Report Series-2013-0007、平成 26 年 1 月

プロジェクト名：(A62) 外的事象に係る原子力防災関連評価技術・原子力リスクのコミュニケーション手法等の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

「原子力災害対策指針」（平成 25 年 9 月改正）では、基本的な考え方として「住民の視点に立った防災計画を策定すること。」等が示された。原子力防災の実効性を向上させるためには、リスク情報を住民に分かりやすく説明することが重要であり、原子力施設等立地地域の大学である新潟工科大学と協力して、市民参加型の実践的研究を通じて、(i)地震、津波等外的事象を考慮した住民避難計画策定方法の高度化に向けた防災システム、(ii)外的事象に係る原子力リスクのコミュニケーションに関する技術基盤及び手引きを整備する。平成 25 年度の成果は以下のとおり。

(1) IAEA/JNES による地震・津波に対する原子力防災システム (TiPEEZ*) の高度化

① TiPEEZ の適用に関する手引きの整備

立地地域における地震・津波等外的事象に対する原子力災害対策に関し、地域防災計画や防災訓練計画の実効性の評価等に TiPEEZ を適用するための手引きを整備した。

② TiPEEZ の適用に関する手引きに基づく柏崎・刈羽地域での実践

上記の手引きに従って、柏崎・刈羽地域を例に TiPEEZ を具体的に適用し、地域ニーズを反映した機能追加等のカスタマイズを実施した（図 1）。手引きの内容及び柏崎・刈羽地域への適用事例は、IAEA の技術文書（TECDOC）への反映が採択され、原稿の作成を完了した。



図 1 TiPEEZ のカスタマイズ例（安否確認機能）

(2) 地震・津波等外的事象に係る原子力リスクのコミュニケーション手法の整備

地震・津波等外的事象に係る原子力のリスク情報に関し、市民と専門家の双方向コミュニケーションを実施する手法を提案し、整備を進めている。本年度は、地震、津波 PRA からの有用情報を同定するとともに、平成 24 年度に柏崎・刈羽地域で実施したヒアリング調査結果（理解度情報・分かりにくい要因等）に基づき、説明資料を改良し、再度、柏崎・刈羽地域でのヒアリング調査を実施することによって改良効果を検証した。改良効果として、「受け手」の理解度の向上が確認できた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・ International application of risk communication system considering evacuation in case of multiple disaster involving Earthquake, Tsunami and Nuclear Disaster, PSAM Topical Conference in Tokyo, 2013.4
- ・ Practical study on Nuclear Risk Communication based on the Seismic- Tsunami PRA, PSAM Topical Conference in Tokyo, 2013.4

* 地震・津波等外的事象に対する原子力災害対応システム TiPEEZ : (Protection of nuclear power plants against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone)

プロジェクト名：(A71) 高速炉(もんじゅ)に対する SA 対策-I までの安全審査要件の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

高速炉、特に高速増殖原型炉もんじゅに適用される、著しい炉心損傷を防止するための対策（SA 対策-I）を対象に、新規制基準の見直し案、審査ガイド案の作成に必要な知見や、安全審査における SA 対策-I の有効性評価に必要な知見を得ることを目的として、SA 対策-I の有効性確認に係る検討と地震起因による著しい炉心損傷の可能性検討を行い、以下の成果を得た。

(1) SA 対策-I の有効性確認に係る検討

全交流電源喪失事故時の炉心冷却について、高速炉の特徴である空気冷却器の空気（大気）を除熱源としたナトリウムの自然循環除熱の有効性に係る検討として、高速炉用プラント動特性解析コード ADYTUM を用いた「もんじゅ総合機能試験における 2 次系自然循環試験」解析を行った。この試験は、1 次系、2 次系をポンプ入熱で升温したのち、空気冷却器からの放熱によって生じる 1 次系、2 次系のナトリウムの自然循環による冷却挙動を確認したものある。図 1 に、2 次系の間熱交換器と空気冷却器の出入口温度の試験結果と ADYTUM による解析結果の比較を示す。図 1 に示すように、試験結果と解析結果は良く一致しており、ADYTUM の自然循環除熱解析への適用が可能であることを確認した。

また、炉外燃料貯蔵槽（EVST）の使用済み燃料の冷却に関しても、全交流電源喪失時の対策として、原子炉冷却系と同様、空気冷却器によるナトリウム系の自然循環除熱が考えられており、EVST の自然循環除熱に ADYTUM を適用するための解析モデルの整備を進め、自然循環除熱解析に適用できることを試解析により確認した。

(2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性検討

高速炉において、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投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投入事象が挙げられる。これらの事象に関し、集合体単体解析（集合体 1 体と両側の壁の衝突挙動の解析）による集合体振動特性の把握やパッド間距離の影響の確認、上下方向振動時の集合体振動挙動（パッド外れが生じる加振レベル）の把握等を行った。さらに、炉心構成要素の地震時群振動に伴う反応度投入量の精度を向上させるため、別途準備した反応度マップを用いて、反応度の経時変化を評価できる手法を整備した。

また、地震 PRA に関連して、重大事故の事象選定根拠となるイベントツリーの定量化に適用するため、地震フラジリティーデータの取得を行った。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

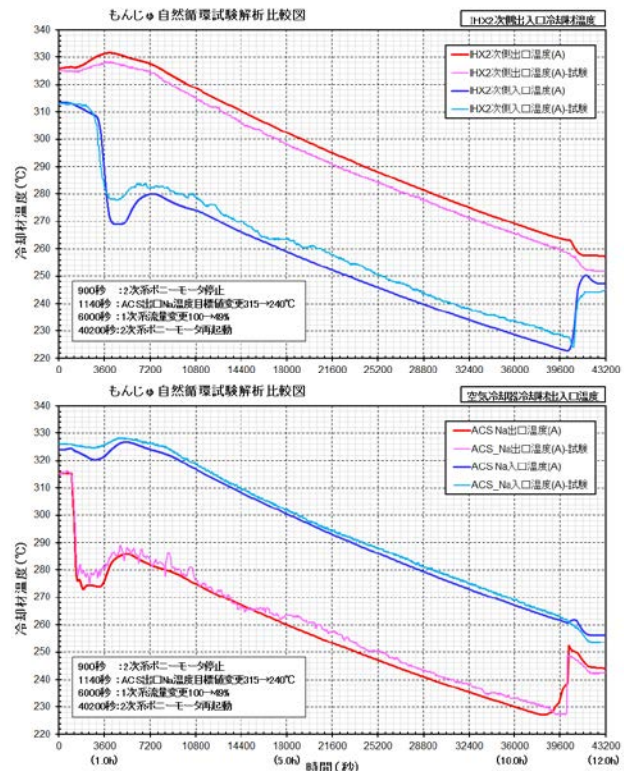


図 1 自然循環除熱解析と試験結果の比較
(試験結果は動燃技報 No.93 (「もんじゅ」の総合機能試験)による)

プロジェクト名：(A72) 高速炉(もんじゅ)に対する SA 対策-Ⅱまでの安全審査要件の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

高速炉、特に高速増殖原型炉もんじゅに適用される、格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-Ⅱ）を対象に、新規制基準の見直し案、審査ガイド案の作成に必要な知見や、安全審査における SA 対策-Ⅱの有効性評価に必要な知見を得ることを目的として、炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討と SA 対策-Ⅱの有効性確認に係る検討を行い、以下の成果を得た。

(1) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討

炉心損傷事故後の格納容器健全性評価に必要な炉心損傷事故の原子炉容器からのナトリウム等の放出量の算出に必要な炉心膨張過程における機械的エネルギーの評価及び原子炉容器、遮蔽プラグの変形挙動に関する予備評価を 1 次冷却材流量減少時原子炉停止機能喪失事象（ULOF）を対象に、高速炉の炉心損傷解析コード SIMMER-III、構造解析コード ADVENTURE Cluster 及び耐衝撃解析コード AUTODYN を用いて実施した。図 1 に解析モデル例を示す。これ

までは、機械的エネルギーの大きな条件を対象として、原子炉容器及び遮蔽プラグの変形の有無や、変形挙動の特徴の把握に着目した検討を進めてきた。今後、より現実的な条件を含めた検討を進める予定である

(2) SA 対策-Ⅱの有効性確認に係る検討

高速炉の新規制基準において、格納容器破損防止のために要求されている

対策のうち、原子炉格納容器の損傷を防止するための設備に関連し、格納容器内の水素の蓄積、燃焼挙動について高速炉格納施設応答解析コード AZORES を用いて解析し、この結果に基づいて水素爆発に伴う原子炉建屋の健全性について検討した。高速炉の場合、漏えいしたナトリウムと床コンクリートの反応により生成される水素の影響評価が重要である。水素再結合器の設置の有無をパラメータとした解析を行い、水素燃焼による格納容器破損の防止に対する水素再結合器設置の効果を確認した。条件によっては、格納容器フィルタベント等の他の対策と組み合わせた対策が必要となる可能性も考えられ、今後も、解析条件の妥当性や他の対策を含めた事故緩和と性能について解析を進める予定である。

また、同じく AZORES コードを用いて、ULOF 時に原子炉容器上方にナトリウムが噴出した場合の影響について解析を行い、ナトリウム噴出による格納容器内の圧力及び温度への影響を評価しナトリウム噴出条件による格納容器の圧力上昇や温度上昇への影響を把握した。今後、(1)の結果得られるナトリウム噴出量を用いた検討を実施する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

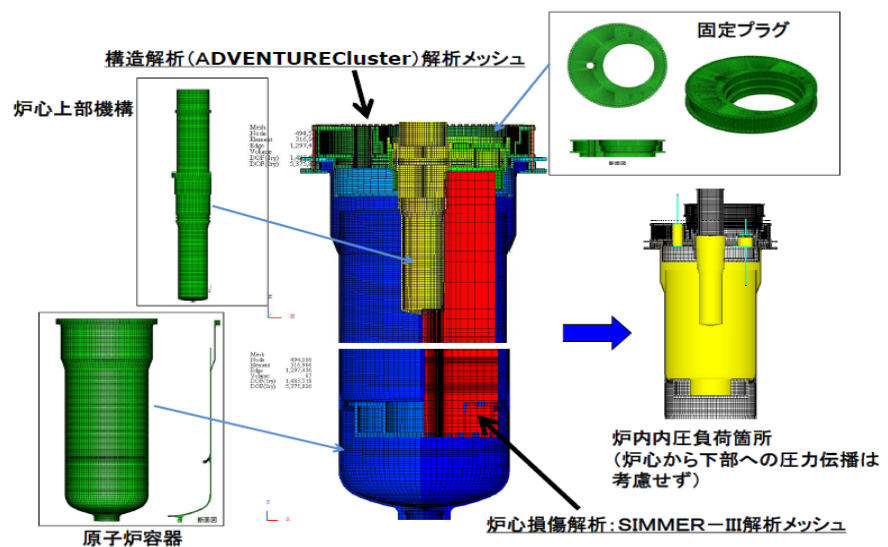


図 1 解析モデル

プロジェクト名：(A73) 高速炉の安全規制に必要な安全評価手法、解析コードの整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

SA 対策の有効性評価等、高速炉の安全規制に必要な安全評価手法、解析コードの整備に関し、以下の成果が得られた。

(1) 炉心耐震安全評価手法

燃料集合体の地震時の上下動を扱うことのできる群振動解析コードの整備に向け、一列群モデルによる上下動挙動解析手法の検討を行った。

(2) プラント安全評価手法

プラント動特性解析コード ADYTUM の空気冷却器の冷却に係る制御モデルの整備等を行った。

(3) 炉心損傷事象評価手法

高速炉の 1 次冷却材流量減少時原子炉停止機能喪失事象 (ULOF) の起因過程、遷移過程、炉心膨張過程に対応できる解析コード ASTERIA-FBR を開発中であり、平成 25 年度には、ASTERIA-FBR の全計算部を連動させて起因過程・遷移過程の連続解析を実施した。既往コードと同様に、制御棒案内管の溶融破損・燃料流出挙動とそれに伴う反応度変化が計算できることを確認した (図 1 参照)。

ULOF 時の発生エネルギーの上限値を把握するための研究として、損傷炉心のプールスロッシングを模擬した水流動試験を実施した。

また、多様な事象進展の全体の把握を容易にするため、ASTERIA-FBR の熱流動解析モデルを簡易化し、解析時間を短縮することを目的とした、ASTERIA-dash の整備に着手した。

(4) 格納施設健全性評価手法

格納施設応答解析コード AZORES は、高速炉シビアアクシデント時の格納施設内の炉心物質の挙動 (ナトリウム-コンクリート反応、デブリー-コンクリート反応、エアロゾル挙動、炉心溶融挙動など) を総合的に解析するものである。事象の進展をより現実的に解析できるようにするため、炉心溶融時に溶融炉心の再臨界を評価するための B₄C 制御棒の溶融モデルの整備に着手した。

(5) 線源挙動評価手法

シビアアクシデント時に破損燃料から放出される放射性物質の高速炉 1 次系内の移行挙動を扱える高速炉線源移行挙動解析コード ACTOR の整備の一環として、高速炉の特徴である、希ガス気泡に随伴されて破損燃料から放出されたセシウムとヨウ素のナトリウム中への移行挙動に着目した検討を実施した。

(6) PRA 手法

レベル 2 PRA のシナリオ定量化手法として、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法 (CMMC 法) を用いた手法の開発を継続して実施中である。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

SNA+MC2013 “Core Disruptive Accident Analysis using ASTERIA-FBR”、他に原子力学会

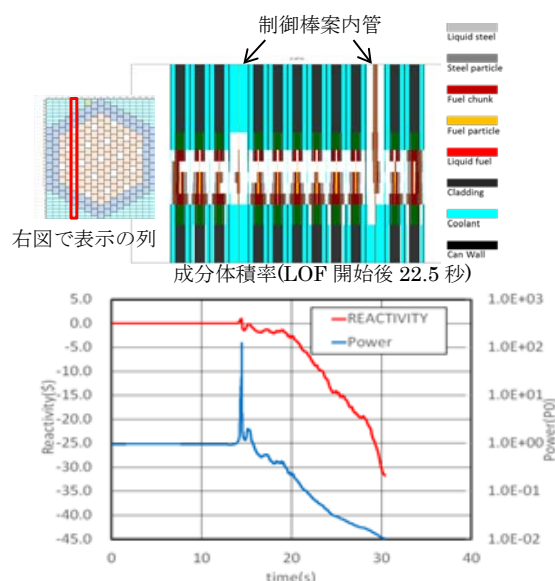


図 1 ASTERIA-FBR 解析結果

プロジェクト名：(B11) 高経年化対策技術基盤調査

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

本研究では、平成 25 年 7 月に施行された新規基準で新たに規定された運転期間延長認可制度、高経年化対策制度対応に関する知見を整備する。具体的な研究項目は、以下のとおり。

- ① 運転期間延長認可制度に係る特別点検に関する技術的知見の整備
 - ・原子炉その他の設備の劣化の状況を把握するための検査、点検手法等
 - ② 長期間運転に伴う劣化状況評価等に関する技術的知見の整備
 - ・長期間運転に伴う材料劣化状況の評価、それに対応した管理技術に関する重要な技術課題、最新の技術的知見、試験研究成果、劣化管理に係る関連規格・基準、原子炉施設の運転経験等
- 平成 25 年度は、初年度として、今後取り組むべき調査事項を整理した。その結果を表-1 に示す。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度の成果の活用、課題等）

本研究結果は、高経年化対策関連の安全研究計画への最新知見の反映のために参照され、平成 26 年度以降の同計画の見直しに活用された。

表 - 1 高経年化対策技術基盤の拡充に関する今後取り組むべき主な調査事項

経年劣化事象	主な調査事項	主な内容
低サイクル疲労	・疲労評価上厳しい部位の経年劣化管理手法	・疲労累積損傷係数が高い部位とその検査手法、経年劣化管理等
	・疲労評価手法の妥当性確認・評価	・疲労監視技術、疲労評価手法及び検査要件、環境影響の考慮、確率論的破壊力学手法の適用等
中性子照射脆化	・原子炉圧力容器の劣化の状況把握に関する劣化管理の調査	・原子炉圧力容器（炉心領域）の中性子照射脆化に着目した点検、検査の方法、範囲、点検時期等
	・原子炉圧力容器の照射脆化評価手法、脆化傾向監視手法の妥当性確認・評価に関する調査	・高照射領域の中性子脆化傾向と影響要因、中性子照射脆化の予測手法、加圧熱衝撃の評価手法、上部棚吸収エネルギー領域の評価手法、温度圧力制限曲線、耐圧試験温度、確率論的評価手法、米国等の関連規則等の改定等
ステンレス鋼鋳鋼の熱時効	・ステンレス鋼鋳鋼の熱時効の健全性評価に関する調査	・ステンレス鋼鋳鋼配管の構造健全性に関する破壊力学的評価方法の妥当性
	・ステンレス鋼鋳鋼の熱時効の脆化予測に関する調査	・欠陥の検出技術の妥当性確認、脆化予測に基づく脆化傾向監視技術の把握、実機材等による脆化予測手法の妥当性確認等
	・ステンレス鋼鋳鋼の長期運転に伴う影響調査	・熱脆化と照射脆化の複合効果の影響等
照射誘起型応力腐食割れ (IASCC)	・IASCC の発生等を考慮した評価手法の妥当性確認等に係る調査	・IASCC の発生及び進展等を考慮した亀裂の評価手法の妥当性確認等
	・IASCC の保安全管理手法の妥当性確認・評価に関する調査	・IASCC に関する運転経験上の知見（上部格子板、炉心シールド等） ・IASCC の点検検査と予防保全策の組合せ、予防保全策の妥当性確認等 ・IASCC に関する研究プログラム（NRC、ZRIP、HRP 等）
電気・計装品の絶縁低下	・電気・計装品の環境認定試験による健全性評価に関する調査	・長期間運転、運転認可更新に関する対応等
	・電気・計装品の絶縁低下評価手法等の妥当性確認・評価に係る調査	・絶縁低下予測評価手法 ・状態監視技術の有効性、予測手法に基づく絶縁性能低下傾向監視手法の有効性、過酷事故時環境等での対応等
コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	・実機材によるコンクリート強度低下、遮蔽能力低下に係る技術調査	・実機データと長期運転、運転認可更新等
	・コンクリート強度低下、遮蔽能力低下の評価手法の妥当性確認・評価に関する技術調査	・実機廃炉材のデータ、予測手法に基づく劣化傾向監視技術、劣化予測技術の妥当性・有効性、コンクリート構造物の非破壊検査、劣化したコンクリートの構造物への影響評価、放射線によるコンクリート強度劣化評価等
配管減肉	・配管減肉の劣化傾向監視の妥当性確認等に関する調査	・配管減肉に関する規制要件とその改訂動向等（留意事項を含む）、配管分岐合流部の補修に関する肉厚管理（構造強度評価手法を含む）、肉厚測定困難部位の余寿命算出、実機の配管データの分析等による配管の減肉傾向の監視等
応力腐食割れ (ステンレス鋼)	・ステンレス鋼 SCC に係る管理手法等の妥当性確認評価等の調査	・SCC の非破壊検査技術・手法、点検検査と予防保全の組み合わせの妥当性確認 ・保全技術（ピーニング、WOL 等）長期間有効性とそれに対する検査要件等
応力腐食割れ (ニッケル基合金)	・原子炉容器の炉内計装筒等の SCC に関する経年劣化管理手法	・原子炉容器の炉内計装筒等の SCC に関する経年劣化管理手法（特に、40 年を超えて運転する場合の取り組み）等
	・PWSCC に関する保守管理・経年劣化管理手法の妥当性確認評価に関する調査	・PWSCC の非破壊検査技術・手法、点検検査と予防保全の組み合わせの妥当性確認、保全技術長期間有効性とそれに対する検査要件 ・690 合金使用部位の運転経験、600 系合金の運転経験（温度依存性等）等

プロジェクト名：(B12)電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究 (Phase-2)

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

シビアアクシデント（SA）環境条件の調査を行い、想定される温度領域での既存ケーブルの耐熱性の評価を行った。また、耐熱性に優れている PEEK ケーブルについて、劣化特性を調査するために熱劣化供試体及び熱・放射線による同時劣化供試体の製作を行った。

(1)SA 環境条件の調査

SA 環境での計装機器の設置場所の最高温度は、他事業^{※1}において BWR、PWR の原子炉格納容器内でそれぞれ 700℃、300℃と設定されている。700℃は、有機材料は分解する温度領域であるが、300℃の場合、有機材料を用いた既存ケーブルであっても機能を維持できる可能性がある。このことから、今年度は、300℃付近の温度領域における既存ケーブルの耐熱性及び劣化特性の調査を行った。

(2)既存ケーブルの耐熱評価

難燃架橋ポリエチレン、難燃エチレン-プロピレン（難燃 EP）ケーブル及びシリコンゴムケーブルについて、ケーブル絶縁体を 200℃及び 300℃で 24 時間熱処理し、絶縁体の変化を観察した。その結果、難燃架橋ポリエチレン及び難燃 EP は、絶縁材料としての機能を維持することは困難であるが、シリコンゴムケーブルでは短時間であれば 300℃程度の温度環境下であっても機能する可能性があることがわかった。今後シリコンゴムについて、電気性能試験を実施し、SA 環境への耐力があるかを調査する。

(3)ケーブルの熱・放射線による同時劣化試験の実施

PEEK ケーブルについて、劣化特性を把握するため、熱劣化及び熱・放射線同時劣化供試体を作製した。熱劣化について、200℃以下では大きな変化はなかったものの、300℃で 30 日間熱劣化させた供試体は、茶色に変色し、劣化が進行しているのが観察された。この温度領域では、低分子量の添加剤、特に酸化防止剤は揮発していることが考えられる。このため、酸化劣化が低温領域より進行しやすい環境になっていると推測される。今後、化学分析及び機械特性試験により劣化特性を調査する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力プラントの電気・計装設備の長期健全性評価、電気学会第 44 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、H25 年 11 月

(2) Research activities on Environmental Qualification Test Method for cable、International Nuclear Plant Electrical Cable Ageing Management Symposium、フランス、H25 年 9 月

※1：資源エネルギー庁発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金事業の「過酷事故用計装システムに関する研究」

プロジェクト名：(B13) 低炭素ステンレス鋼 SCC 進展速度への中性子照射影響実証

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

低炭素ステンレス鋼について、低照射量領域の応力腐食割れ(SCC)進展速度データが不足しているため、SCC 進展試験等を実施した。

(1) 試験片輸送

ハルデン炉で照射が終了した試験片を、平成 25 年 9 月に国内照射試験施設に輸送を行うとともに試験片の検査を行い、傷等がないことを確認した。

(2) SCC 進展試験

BWR 模擬環境中で SCC 進展試験を 6 体実施した。水質条件はいずれも通常水質 (NWC) 条件で、溶接熱影響部 (HAZ) と母材の試験片について、照射量が $5 \times 10^{23} \sim 5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 (E > 1 \text{ MeV})$ 、応力拡大係数 (K) が $20 \text{ MPa m}^{1/2} \sim 8 \text{ MPa m}^{1/2}$ の条件で試験を実施した。試験は、環境中で予亀裂導入操作を行ない、亀裂が成長していることを確認した後、定荷重試験に移行した。亀裂の成長は、電位差法 (potential drop method (PDM)) で測定を行い、試験終了後の破面観察結果により亀裂長さを確定し、SCC 進展速度を算出した。

(3) 照射材基礎特性試験

低炭素ステンレス鋼(316L)の引張特性、継手硬さ、粒界偏析のデータを取得した。これらの基礎特性データに基づいて「すべり酸化モデル」のパラメータ (0.2%耐力、加工硬化指数等) を設定した。

(4) SCC 進展速度データの整理

照射材 SCC 進展速度と照射量の関係を整理した。その結果、本事業のデータは非照射と高照射の中間にあり、HAZ は母材に比べて約 10 倍 SCC 進展速度が大きいことがわかった。照射量が高くなると HAZ と母材の SCC 進展速度の差が小さくなる傾向が得られた。

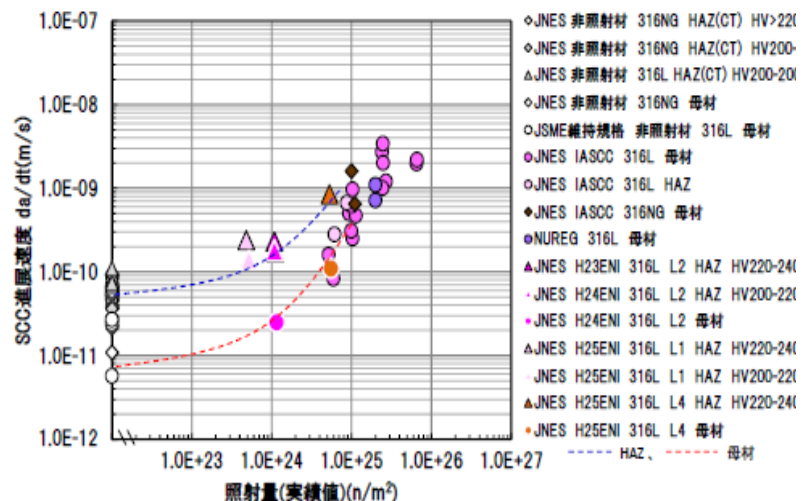


図 照射量と SCC 進展速度の関係 (K=10~30MPa√m)

(5) すべり酸化モデルによる検討

基礎特性試験等の実験データを整理し、すべり酸化モデルの各パラメータを最適化し、SCC 進展速度モデル式を検討した。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

特になし。

プロジェクト名：(B14) PWSCC 健全性評価法検証

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

PWR 一次冷却水環境中でのニッケル基合金溶接金属から低合金鋼（原子炉压力容器）への応力腐食割れ（以下、SCC という。）進展の可能性を調査するため、ニッケル基合金溶接部/低合金鋼異材溶融境界部を模擬した試験片による SCC 進展試験と SCC 進展評価を実施した。

(1) SCC 進展試験：試験片 (TP1、TP3、TP5、TP6、TP8、TP10、TPA、TP15) にて試験実施。

① 変動荷重応力比 R が高かつ繰返し周波数 f が低い ($R=0.5$ 、 $f=0.002\text{Hz}$) 条件下での SCC 進展試験 (TP1、TP3、TP5、TP6、TP8、TP10) では、試験実施後の組織観察によりニッケル基合金溶接金属から低合金鋼に亀裂が進展することを確認した (進展速度は 10^{-8}m/s に相当)。また、亀裂が低合金鋼内に進展した後で、変動荷重応力比 R を小さくすることにより ($R=0.7$ 、 $f=0.002\text{Hz}$)、進展速度を小さくすると亀裂はほとんど進展しなかった (進展速度 10^{-10}m/s 相当)。さらに、定荷重条件にした試験では SCC は進展しないことを確認した。

② 変動荷重応力比 R を小さくした SCC 進展試験 (TPA、TP15、 $R=0.7$ 、 $f=0.002\text{Hz}$) では、ニッケル基合金溶接金属内での SCC 進展速度は小さく ($10^{-9}\text{m/s}\sim 10^{-10}\text{m/s}$ 相当)、また低合金鋼との境界部で SCC は停止した。

(2) 低合金鋼での SCC 進展評価

本試験結果と文献 (NUREG/CR - 6964) を比較した結果、 da/dt_{env} (PWR 一次冷却水環境中において静的 SCC が生じていることを示す環境中き裂進展速度) はおよそ 10^{-10}m/s 付近で飽和することがわかった。この進展速度領域では溶融境界で亀裂は停止する。

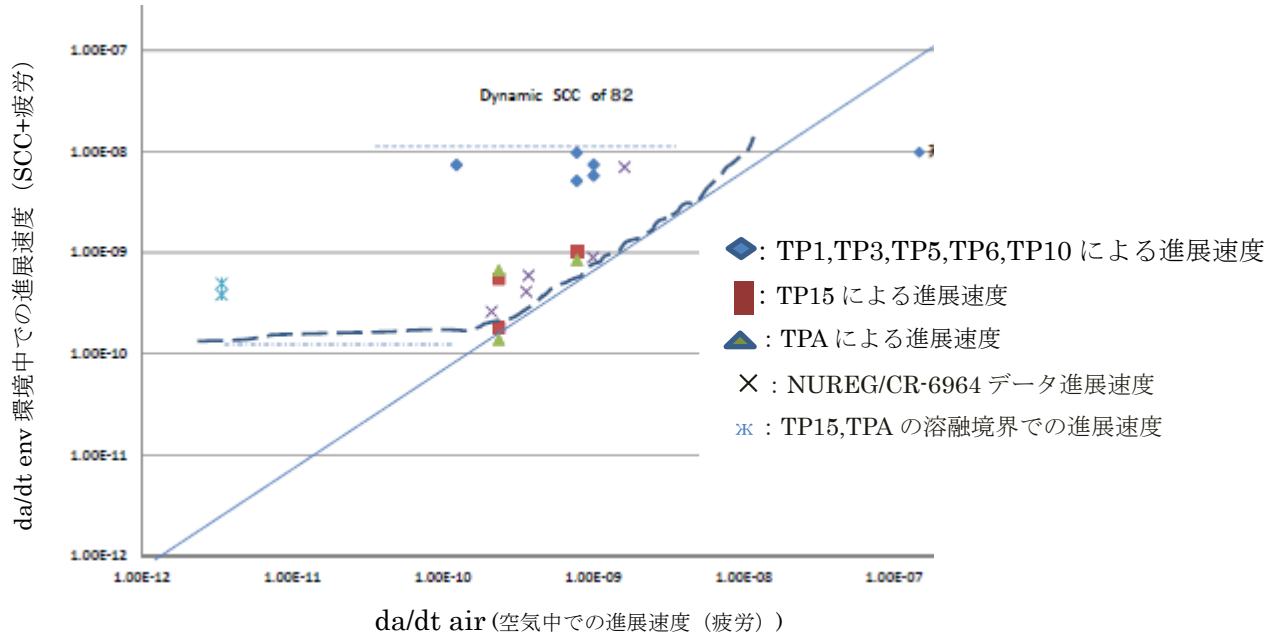


図 低合金鋼異材溶融金属部での各荷重条件での SCC 進展速度の線図

(3) まとめ

以上の結果より、ニッケル基合金溶接金属から低合金鋼への SCC 進展の可能性はないとの知見が得られた。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

特になし。

プロジェクト名：(C11) 商用再処理施設保守管理技術等に係る研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

事業者が実施した商用再処理施設の高経年化対策の妥当性を評価する上において必要な技術基盤を整備することを目的とし、デポジット腐食、応力腐食割れ、水素吸収ぜい化割れに関する試験を実施した。以下に成果の概要を示す。

(1) デポジット腐食について

- ・模擬デポジットを作製し、物性を調査した。
- ・模擬デポジット及び非放射性の高酸化性金属イオンを使用した腐食環境を模擬し、減圧条件下での腐食試験を開始した（図-1 参照）。
- ・平成 24 年度に製作した電気化学データ取得装置等をグローブボックス内に設置し、性能確認を実施した。

(2) 応力腐食割れについて

- ・電位負荷定荷重引張試験装置を整備し、性能確認を行った。その後、応力をパラメータとしたジルコニウムの破断時間データを取得した。

(3) 水素吸収ぜい化割れについて

- ・異材接合継手を構成している金属のジルコニウム、タンタル及びステンレスのうち、ジルコニウムについて、放射線等により水素を発生させた環境中にて試験を実施し（図-2 参照）、水素吸収ぜい化発生の評価のためデータを取得した。



図 1. 腐食試験装置外観

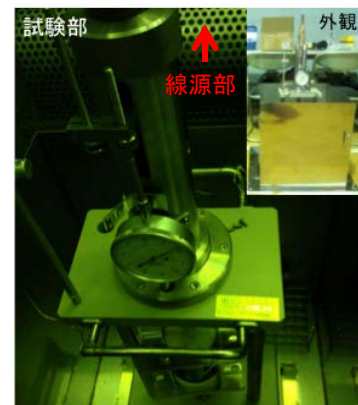


図 2. 放射線環境下定荷重引張試験装置

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・なし(平成 24 年度の成果は装置整備が主であったため、平成 25 年度中での公表等の実績は特になし)

プロジェクト名：(C21) 中間貯蔵施設基準体系整備事業

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付
安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価

IAEA において、輸送貯蔵兼用金属キャスクを対象とした輸送分野と貯蔵分野の統合的セーフティケース作成ガイドの作成が進められていることから、それに参加し、設計上の要求事項や経年劣化への考慮等を各国と共同でまとめ、貯蔵中の使用済燃料の制限温度に関する考え方として反映させた。また、OECD/NEA の長期貯蔵をテーマとした使用済燃料貯蔵ワークショップ等に参加し、長期貯蔵を実現するためには、キャスク及び内部に収納する使用済燃料の経年変化に対するデータを蓄積する必要があるとの知見を得た。

(2) 審査・許可の基準案整備のための調査

輸送貯蔵兼用キャスクとして申請された容器の溶接方法の妥当性を評価するために、「日本機械学会発電用原子力設備規格溶接規格」、「日本機械学会使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格（2007 年版）」等を調査して当該溶接部に関する溶接技術基準を整理した。

(3) 溶接技術等の調査及び評価

これまで実施してきたキャニスタの蓋溶接部を対象とした超音波探傷による検出性試験や当該溶接部の検査に適用可能な最新の超音波探傷検査技術について、これらの成果をレポートとしてまとめ公開した。

(4) 高燃焼度燃料の健全性に関する調査

使用済燃料の乾式貯蔵中のキャスク落下事故時等における燃料健全性評価のために、PWR 17×17 型燃料棒（燃料棒平均燃焼度約 52GWd/t、MDA 被覆管、水素吸収量 200ppm 以下）から、1 スパン長に対応する長さ約 450mm の長尺試験体 3 本と、試験体長さの相違による破損形態への影響を調査する目的で半スパン長（約 230mm）の短尺試験体 2 本を採取し、動的試験装置を用い、質量約 3kg（燃料棒 1 本の質量に相当）の重錘を試験体に衝突させる燃料棒動的軸座屈試験を実施した。ロードセルによる燃料棒軸方向荷重及び高速度ビデオカメラによる燃料棒変形の経時変化を測定し、破損が発生する荷重、変形量等の限界条件及び燃料棒が破損した際のペレット放出量、粒度分布等のデータを取得した。

また、米国等における高燃焼度燃料の長期貯蔵に係る試験研究動向に関し、高燃焼度燃料の被覆管水素化物再配向による被覆管機械特性への影響評価試験、輸送時の振動荷重に対する使用済燃料被覆管の健全性確認試験等の現状について調査した。

(5) PWR 使用済燃料先行貯蔵試験

電気ヒータを用いた模擬使用済燃料を収納した貯蔵容器の伝熱試験を実施して各部の温度データを取得した。また、試験容器外表面の温度データから容器内に収納した使用済燃料の被覆管温度を評価する温度評価ツールを作成した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・使用済燃料貯蔵施設用コンクリートキャスクのキャニスタ蓋溶接部の UT 検査方法の検討（JNES-RE-2013-2030）、平成 26 年 2 月
- ・論文投稿 1 件、学会発表 4 件

プロジェクト名：(C22) 使用済燃料貯蔵施設に係る解析コード改良整備

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

独自に開発し整備したふく射伝熱解析コード S-FOKS / model-1 により、コンクリート壁面のような、拡散反射の仮定が妥当な固体表面におけるふく射伝熱を短時間で解析することが可能となった。過去の使用済燃料貯蔵施設の設計では、建屋構造材表面はコンクリート面で、拡散反射の仮定は妥当であり、また反射率が低いため反射エネルギーの影響は小さい。しかし、新たな施設では、鏡面反射に近い金属研磨面や光沢のある塗装面の導入が想定されているため、鏡面反射を考慮できるふく射モデル model-2 の開発を進めている。

平成 25 年度には、固体表面から放射されたエネルギーが反射／減衰を繰り返し、十分に低いエネルギーとなるまで追跡する Radiosity 法を用いて、定式化し model-2 に反映した。図 1 に固体表面格子から放射されるエネルギーとその方向を、図 2 に反射／減衰の様子を模式的に示す。

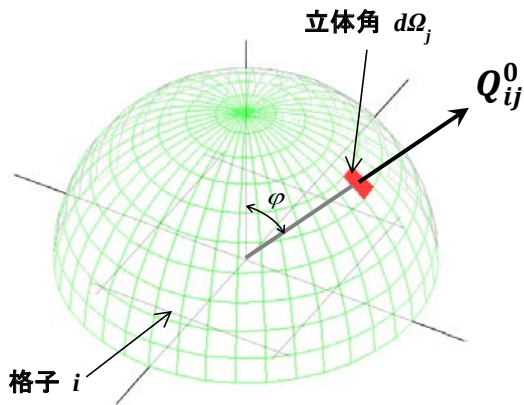


図 1 放射エネルギーの離散化

格子 i から放射される全エネルギーを Q_i^c 、格子 i から j を見込む形態係数を F_{ij} とすると、格子 i から j 方向へ放射されるエネルギー Q_{ij}^0 は以下のように表される。

$$Q_i^c = \sigma \varepsilon T_i^4 A_i \quad F_{ij} = \frac{d\Omega_j}{\pi} \cos \varphi$$

$$Q_{ij}^0 = Q_i^c F_{ij}$$

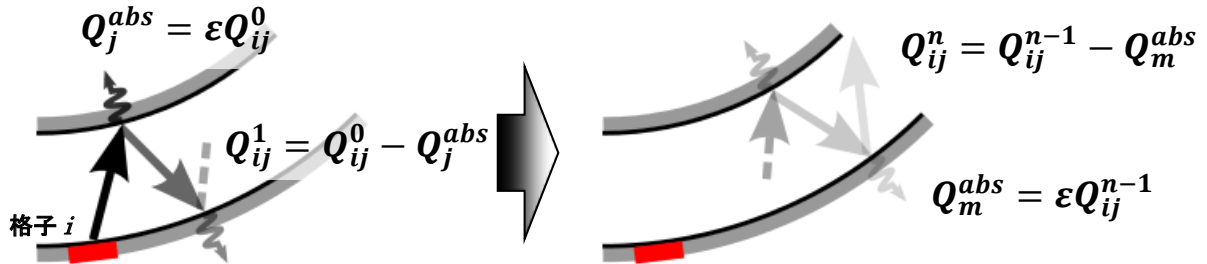


図 2 放射エネルギーの反射、減衰の模式図

図 2 に示すように、格子 i から j 方向へ放射されたエネルギー Q_{ij}^0 は、反射するたびに減衰していくが、計算上無視できるまでエネルギーを減衰させるためには多数回の反射／減衰の模擬が必要となり、エネルギーの到達経路に関する多くの情報が必要となる。そこで、記憶する到達経路は 10～20 段程度とし、反射／減衰を繰り返した後に残るエネルギーが再度最終的に到達した格子から放射されるものとし、再度反射／減衰の計算を繰り返すことで、多くのメモリを要することなく、エネルギーが十分減衰するまでの計算を行うことを可能にした。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

「Radiosity 法を用いたふく射伝熱モデルの検討」日本原子力学会 2013 年秋の大会 2013 年 9 月（査読なし）

プロジェクト名：(C23) 核燃料輸送物に係る解析コード改良整備 / 輸送物落下衝撃荷重解析手法等の改良・高度化

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

輸送物落下衝撃荷重解析手法等の改良・高度化に向けて、衝撃緩衝材を内部に有する輸送物について落下衝撃加速度等への影響因子を把握するために落下試験解析を行い、落下試験のうち国際的に解析事例が少ない落下試験Ⅲ（500kg の物体を 9m の高さから落下させる試験）におけるオフセット落下位置の影響を検討した。

IAEA の安全要求（No. TS-R-1）¹⁾ の 727(c) 項は、落下試験Ⅲを行い、同試験の最大損傷の評価を求めている。垂直姿勢の仮想的な円筒形輸送物へ軟鋼板が水平姿勢で 9m の高さから落下する際に、軟鋼板の重心と輸送物の重心が異なるオフセット落下位置を考慮した落下試験Ⅲの落下試験解析を行い、最大変形への影響を検討した。

図 1 に示す解析モデルは軟鋼板と半径約 400mm の輸送物から構成されるものであり、汎用有限要素解析コード ABAQUS ver6.11 を用いた動的解析を行った。

これらの解析により得られた結果として、輸送物の右側角部近傍における変形量を図 2 に示す。この図から、軟鋼板の重心が容器の中心から 300mm ずれたケースで他のケースに比べ大きな変形が生じることがわかる。

以上より、IAEA/TS-R-1 が求める最大損傷条件における評価のためには、オフセット落下を考慮した落下解析が必要であることが見いだされ、今後の輸送物落下衝撃荷重評価に資する成果が得られた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

Effect of Impact Point Offset of a Solid Mild Steel Plate to the Nuclear Material Transport Cask in Drop Test III, PATRAM2013、米国、2013 年 8 月

《参考文献》

- 1) IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2005 Edition, Safety Requirements No.TS-R-1.

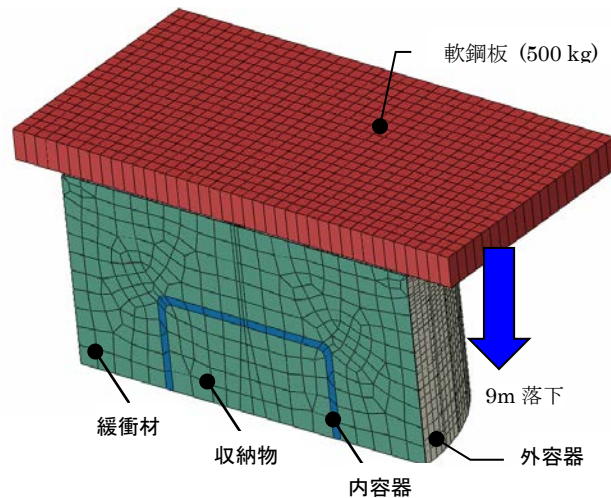


図 1 有限要素解析モデルの例

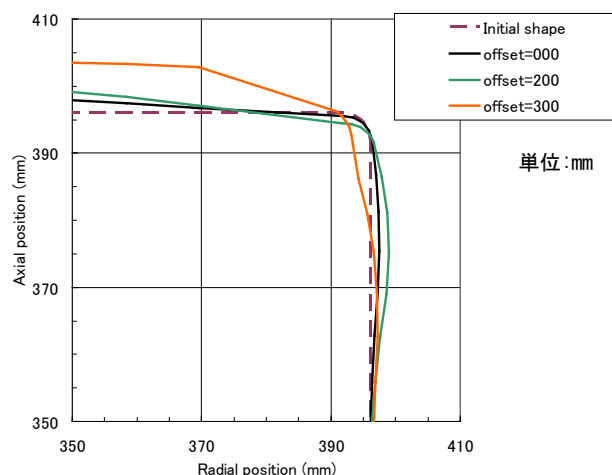


図 2 外殻の右側角部近傍における変形結果の例

プロジェクト名：(C23) 核燃料輸送物に係る解析コード改良整備 / 国産遮蔽解析コードの導入

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

安全解析の妥当性評価における遮蔽性能評価解析コードとして、これまで米国製モンテカルロ輸送計算コード MCNP¹⁾を主に使用してきた。一方、加速器施設的设计等の分野では多くの実績を有する国産のモンテカルロ輸送計算コード PHITS は、MCNP と比肩する性能を有しており、規制に必要な最新知見に基づく技術を継続的かつ安定的に確保する観点等から、国産コードを遮蔽性能評価解析に採用することを検討している。

今年度は PHITS の核燃料輸送物に対する遮蔽性能評価解析への適用性確認、またそれに伴う課題抽出のために、核燃料輸送物模擬体系について PHITS 及び MCNP による解析を行い、これらの結果を比較した。図 1 に PHITS による試解析に使用した核燃料輸送物模擬体系、図 2 に PHITS による燃料有効部を線源とする中性子による線量当量率解析結果の例をそれぞれ示す。PHITS 及び MCNP 両コードによる線量当量率解析結果がよく一致することを確認した。また、Next Event Estimator や Weight Window Generator と言った深層透過を効率的に解析するために有効な機能を持たない現状の PHITS(ver. 2.52) と、上記機能を有する MCNP の解析作業過程や所要時間等を比較することにより、PHITS を遮蔽性能評価解析で使用するための課題を整理した。

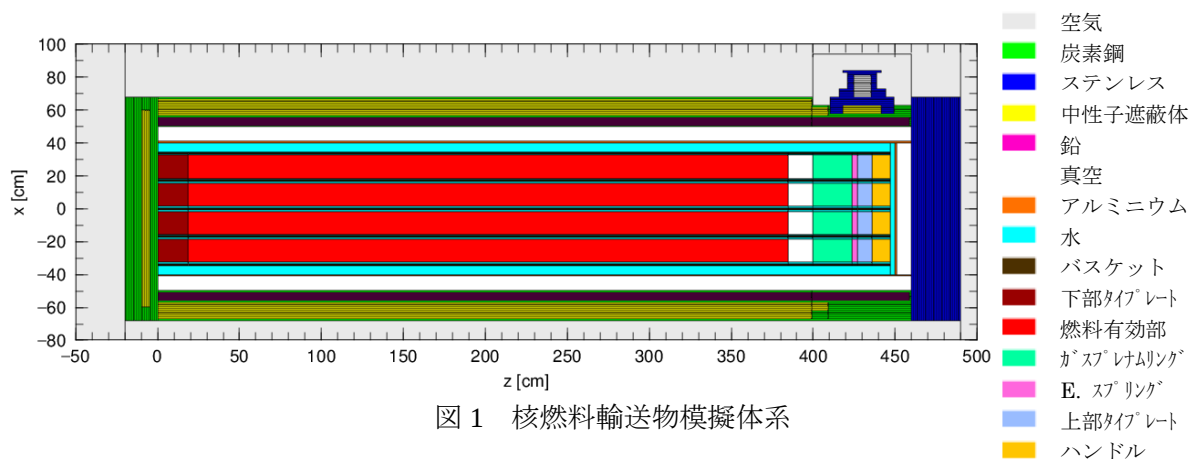


図 1 核燃料輸送物模擬体系

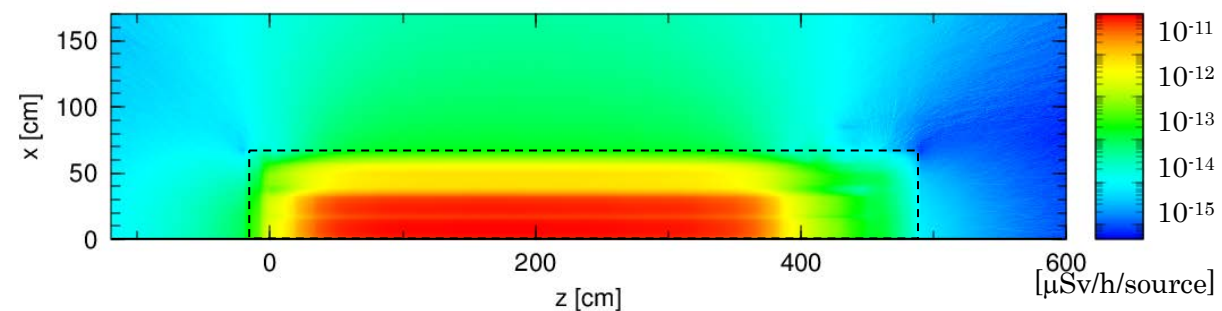


図 2 PHITS による中性子による線量当量率分布解析結果 (図中の点線は輸送容器表面位置を示す)

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

Application for Transportation Cask Geometry with Monte Carlo Code PHITS to Shielding Analysis, PATRAM2013、米国、2013 年 8 月

《参考文献》

- 1) X-5 Monte Carlo Team "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory," LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory (2003)

プロジェクト名：(D11) 廃止措置に関する調査

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 廃止措置規制の継続的改善

IAEA の安全要件の改定を踏まえ、我が国の現行の廃止措置規制の自己評価を行い、規制の実効性向上の観点から改善点を抽出するとともに、海外の廃止措置規制を参考に、我が国の廃止措置規制の改善方策について検討した。

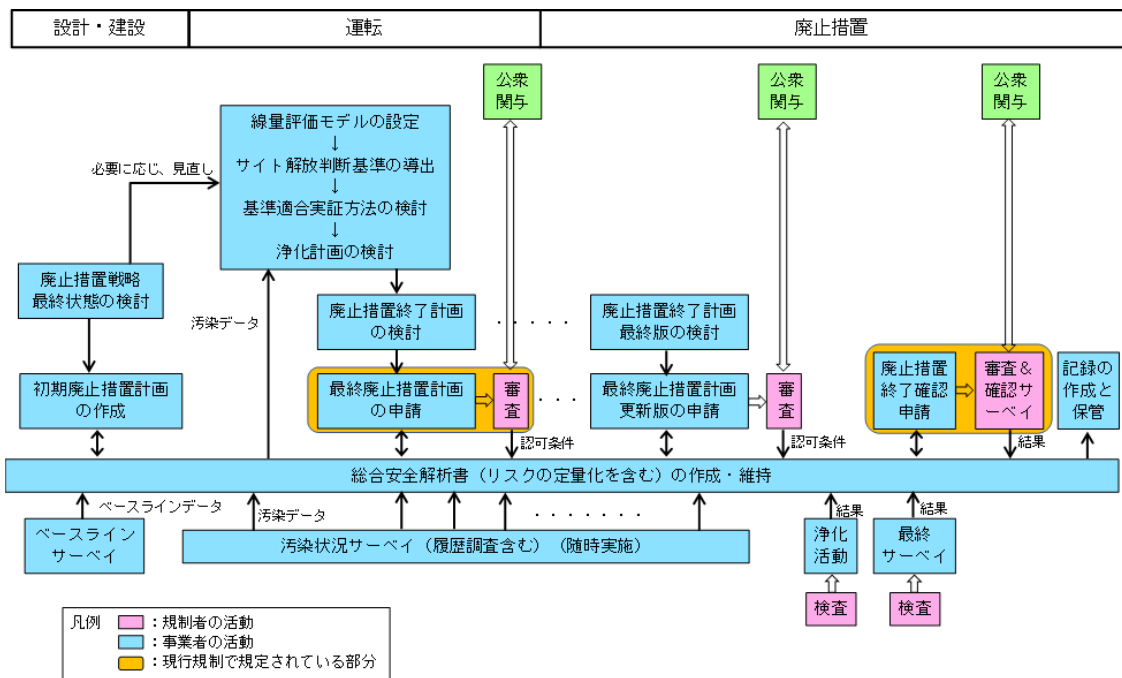
(2) 廃止措置終了確認の具体化

- ・サイト解放基準の基本的考え方の検討

廃止措置の終了確認のための基準（サイト解放基準）の考え方について、平成 24 年度に引き続き検討を行い、現行の終了確認基準の解釈案を作成した。

- ・廃止措置終了時の規制の仕組みの検討

海外の規制状況を参考に、IAEA の安全基準の国内規制への反映を考慮しつつ、我が国の廃止措置終了までの規制の仕組みについて検討し、下図に示す案を作成した。



(3) 解体廃棄物管理の規制要件の具体化

海外の放射性廃棄物の最小化に向けた規制要件等を抽出し、我が国の解体廃棄物管理における規制要件を整理した。

(4) 事故により損傷した原子炉施設の廃止措置に係る知見取得と留意事項整理

平成 24 年度の結果を含め、IAEA の福島第一原子力発電所の廃止措置に関するレビュー報告書も参考に、福島第一原子力発電所の廃止措置の安全規制に係る留意事項をまとめた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- JNES-RE-2013-2015 事故により損傷した原子炉施設の廃止措置に係る考察
- JNES-RE-2013-2034 廃止措置規制の継続的改善に関する考察
- JNES-RE-2013-2035 原子力施設の廃止措置終了における規制の在り方
- JNES-RE-2013-2038 原子力施設のサイト解放基準に関する考察

プロジェクト名：(D12) クリアランス制度に関する調査

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 核燃料サイクル施設におけるクリアランス確認技術調査

ウラン廃棄物のクリアランス制度においては、国による測定・判断方法の認可が必要であり、通常、ウラン代替線源（ウランガラス線源及び Am-241 線源）を用いた測定装置の性能を確認するための試験が行われる。そこで、ウラン代替線源の α 線及び β 線のスペクトルを測定し、電離イオン式測定装置における各線源の検出特性の相違について検討を行うとともに、パッシブ γ 測定装置によりウラン放射能濃度を評価するための計算コードを整備した。

今後、電離イオン式測定装置の実運用における適用条件について検討するとともに、パッシブ γ 測定装置の実運用における留意事項について当該計算コードを用いて検討する。これにより、下図に示すクリアランス制度の流れにおける国による測定・判断方法の認可に必要な技術的知見を整備する。

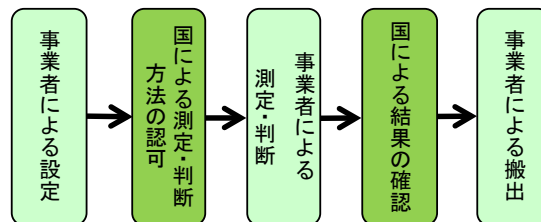


図 クリアランス制度の流れ

(2) クリアランス制度運用状況調査

研究炉等のクリアランス確認時の適切な抜取り数について検討した。また、福島第一原子力発電所の事故によるフォールアウトの影響を考慮した NR（「放射性廃棄物でない廃棄物」）の表面汚染を対象として具体的な測定方法を検討した。さらに、このフォールアウトにより体積汚染した対象物の測定方法を取りまとめるべく、原子力施設内にあるコンクリートガラ山の汚染状況を測定した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 成果の公表

- Evaluation of uranium substitute sources by measurement of alpha and beta spectra、7th International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology、(中国)、平成 25 年 7 月
- 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴うフォールアウト放射能測定方法の検討 ― 表面汚染測定 ―、JNES-RE-2013-2006、平成 25 年 8 月
- α 線及び β 線スペクトル測定によるウラン代替線源の評価、日本原子力学会「2013 秋の大会」、平成 25 年 9 月
- Examination of a measuring method for evaluation the influence of fallout released by the accident of the Fukushima Dai-ichi NPS、8th International Symposium Release of Radioactive Materials Requirements for Exemption and Clearance、(ドイツ)、平成 25 年 10 月

(2) 成果の活用

- 本研究成果は、浜岡原子力発電所に係る放射能濃度の測定及び評価の方法の認可のための審査に活用された。

プロジェクト名：(D21) 第二種埋設事業の安全審査基準等に関する調査

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 余裕深度処分への安全審査に向けた技術的知見の整備

・安全審査に用いる解析手法の整備

余裕深度処分施設の長期の安全評価において、廃棄体の腐食に伴い発生した水素ガスが人工バリア（低透水層）に与える影響を把握することを目的として、平成 24 年度までに実施した 1/5 スケールの工学規模の試験体及びカラム試験体でのガス移行試験結果について、試験結果の解釈及びこれら試験結果の実施設への適用性について検討した。また、安全評価における人為事象シナリオの一つであるトンネル等掘削シナリオの安全評価に関する留意事項について取りまとめた。

・余裕深度処分の後続規制に必要となる技術的知見の整備

余裕深度処分の廃棄物埋設施設の定期的な評価は、実施施設の監視及び測定の結果、あるいは実施施設と同等の条件を模擬した類似環境下での原位置試験の結果、又は原位置試験を補完する室内試験等の結果の組み合わせによって行われる。平成 25 年度は、廃棄体の金属腐食等によって発生するガスの影響に着目して試験形態ごとに必要となるサーベイランス項目及びその確認方法に関する技術的知見を整理した。その結果として、実施施設からの試料のサンプリング方法、室内試験において安全機能を確認する際の試験条件の設定等の課題があることを整理した。

(2) 浅地中処分への安全審査に向けた技術的知見の整備

トレンチ・ピット処分における安全審査に向けた評価手法を整備することを目的として、埋設施設の状態を考慮した評価シナリオに基づくガス移行挙動の評価ツール及び評価結果の判断に必要な技術的知見を整理した。その一部として特に、ピット処分で想定される廃棄物埋設地の状態変化を考慮したガス移行シナリオについて整理した。整理した考えに基づき評価ツールを整備し、ガス発生速度の評価パラメータの影響度を確認した。

(3) 研究施設等廃棄物処分への安全審査に向けた技術的知見の整備

研究施設等廃棄物は放射性物質に加えて非放射性の有害物質を有意に含むものがあるため、その処分において留意すべき点を環境影響評価、廃棄物受入れ基準及び施設設計に分けて整理した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 学会発表

- ・ A study on swelling and gas migration behaviour of the bentonite layer in a Japanese subsurface disposal facility for radioactive waste、EUROSAFE Forum 2013、ドイツ、2013 年 11 月

(2) その他

- ・ 原子力安全基盤機構、低レベル放射性廃棄物処分における偶発的な人為事象に対する埋設施設の物理的抵抗性の検討（JNES-RE-2013-2013）、平成 25 年 11 月
- ・ 原子力安全基盤機構、研究施設等廃棄物の処分における非放射性有害物質の考慮（JNES-RE-2013-0023）、平成 26 年 1 月

プロジェクト名：(D22) 地層処分安全解析コード改良整備等

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 個別事象等を評価するための解析コードの整備

- ・人工バリアの性能として評価すべき事象の抽出

地層処分の安全性を評価するに当たっては、安全評価の対象となる個別事象及び事象間の相互影響を網羅的に特定し、これらと整合性の取れた解析コードを整備する必要がある。

平成 25 年度は、地層処分に関する地下水移行シナリオを想定した安全解析コードにおいて考慮すべき個別事象等を整理することを目的とし、人工バリア性能に関して考慮すべき特質、事象及びプロセス（以下「FEPs」（Features, Events and Processes）という。）並びに FEPs 相互の影響関係図（以下「PID」（Process Influence Digram）という。）を抽出するとともに、JAEA による地層処分の“安全性への影響の可能性に関する相関の判定”との関係について整理を行った。

この結果、崩壊熱によるガラス固化体のひび割れに伴う幾何形状と間隙構造への影響、地下水との化学反応によるオーバーパックの全面又は局部腐食等の影響、緩衝材の温度変化による水理特性への影響等の大部分の FEPs/PID については、安全性への影響の可能性や安全評価のモデル化の必要性及び重要性について整理ができており、これらの FEPs/PID については、過年度に導入した JAEA にて開発された一連の解析コード群にて対応がなされていることを確認した。一方で、ガラス固化体の溶解モデル、放射化金属の腐食モデル等については、長期評価に適用するための知見が一部で十分ではないものもあり、今後、データの蓄積等を図っていくことや最新の知見を解析モデルに反映していく必要があることが明らかとなった。

(2) 核種移行評価システムの整備

本評価システムは、関連する複数の解析コードを用いた解析作業及び解析環境の品質確保、ヒューマンエラーの防止並びに解析作業の効率化を可能とし、導入した解析コードのプラットフォームとなる核種移行評価システムを整備するものであるが、これについてはこれまで想定されてきた地層処分対象廃棄物のみならず、福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物に関する対応も考慮して検討を行う必要があるため、平成 25 年度においては(1)の重点化を図り、本評価システムの整備については計画の見直しを行い延期することとした。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(D23) 地層処分に関する調査

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 将来の安全審査に必要な立地基準における、概要調査段階において必要な規制項目の整理

・立地条件の妥当性判断に必要な概要調査段階の調査・評価項目に関する取りまとめ

第一種廃棄物埋設の事業許可申請に係る審査における立地条件の妥当性判断において、地質環境特性及び地質環境の長期安定性を判断するために重要となる調査・評価項目のうち、概要調査段階で取得されるべきものについて、平成 24 年度までに整備した判断指標（素案）を実際の規制で運用するための「評価の考え方」、「評価手順」及び「評価に際して参考となる知見」を取りまとめた。

・モニタリング装置のデータの整理分析と測定の品質管理

亀裂の発達した堆積岩地域における処分場スケールの地下水流動及び核種移行に係る解析評価を行う際の水理地質構造モデルの妥当性を検討するため、独立行政法人日本原子力研究開発機構幌延深地層研究センター構内のボーリング孔に設置したモニタリング装置によって連続的に地下水圧データを取得し、地下施設建設に伴う発破やグラウト工等の作業の位置及び時間と周辺の地下水圧データの変動との関係を整理した。その整理を基に、地下施設周辺の水理特性（亀裂の水理的連結性、透水性等）を評価する手法について検討した。

(2) 地層処分における設計の基本的要件及び安全評価の基本的考え方の整備

・地質・気候関連事象の将来予測に関する不確実性の検討

地層処分施設の安全評価における評価期間の設定根拠の妥当性を評価するため、第四紀後期の地盤の隆起・沈降傾向について複数の地域を対象として文献調査を行い、将来の隆起・沈降傾向の予測を行うとともに、予測の不確実性の要因及び大きさを把握した。また文献調査により、単成火山群の活動によるマンツルの上昇流が、地表の隆起・沈降挙動に及ぼす影響と、影響の現れる時間スケールについて、文献調査を基に整理した。

・地層処分施設の安全設計に関する調査

地層処分施設の基本設計の妥当性を判断するための基準の策定に向けて、諸外国の処分施設及び国内の地下施設の安全評価及び設計の事例を基に、立地選定の各段階での調査で得られるサイト特性の信頼性と設計時に検討すべき項目の関係を整理した。また、処分施設の持つ安全機能及び安全機能を損なうリスク要因に係る設計要件について、調査時及び建設時に得られるデータの取得時期から設計の妥当性確認の時期及び考え方の整理を行った。

(3) 安全評価における規制としての着眼点の整理

年度内に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故に係る汚染水漏洩対策に係る検討業務等を優先したため、当該業務の実施を取りやめた。

(4) 地層処分共用データベースシステムの整備・運用

地層処分共用データベースシステムに格納するデータの整備として、地層処分の安全規制の技術的根拠として必要となる研究成果について、文献に係る基礎情報の書誌情報及び品質保証に係る情報（ピアレビューの有無、調査や分析に係る追跡可能性等）の抽出、整理を行った。

(5) 直接処分に係る課題及び規制の着眼点の抽出

年度内に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故に係る汚染水漏洩対策に係る検討業務等を優先したため、当該業務の実施を取りやめた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

内田雅大：サイト選定基準、広域地下水流動の不確実性、亀裂モデルの不確実性、第 30 回台日工程技術研究会、平成 25 年 11 月、台北。（学会発表）

プロジェクト名：(D24) 廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

- ・埋設廃棄物の可逆性・回収可能性及び制度的管理に関する検討

余裕深度処分施設に関する可逆性・回収可能性、制度的管理及び埋設した廃棄物等の記録の保存の論点及び実現に当たっての課題や技術的知見、さらに地層処分との整合性を整理するため、諸外国（米国、スウェーデン、フィンランド、フランス、スイス、ドイツ、カナダ及び英国）における安全規制、特に対象廃棄物ごとの規制基準、安全評価の考え方及び制度的管理の整備状況について調査した。

米国の浅地中処分では、連邦政府又は州が土地を所有することとしており、処分事業の許可取得者が閉鎖後 5 年間のモニタリングにより処分サイトの安全性を確認後、土地の所有者である連邦政府又は州に許認可譲渡をすることとなっている。譲渡後は、土地所有者が委員会の決めた期間に制度的管理（モニタリング、サーベイランス等）を行い、処分サイトの性能が持続していることを保証することとしている。

また、人間侵入に対する措置として埋設施設の存在を知らせるマーカー（標識）に関しては、米国及びスイスで設置が求められている。埋設に関する記録の保存については、カナダ以外の国々で永久的な保存の実施が要求されている。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(E11) 複合災害時における原子力防災活動要領の構築

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

本プロジェクトでは、避難時間推計（ETE：Evacuation Time Estimate）を実施する上で必要となる基本的考え方やその手順をまとめた ETE ガイド案の作成に必要な技術的知見を整備することを目的としている。

平成 25 年度は、ETE の実施が事業者者に要求されている米国において、ETE の結果を立地地域自治体等がどのように活用しているかの事例調査を行うとともに、自然災害が ETE へ及ぼす影響も合わせて検討した。

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 米国における ETE 運用状況調査

ペンシルバニア州ビーバー郡及びメリーランド州カルバート郡における、避難ルートの検討、避難の実施段階における避難誘導への ETE 結果の活用方法を調査した。

その結果、ETE の実施にあたり、自治体、事業者が特定する交通許容量、避難所の位置等を踏まえた避難ルートに関する知見や、効果的な避難実施のため設定される避難ルート上のチェックポイント（避難時に交通管理が行われるポイント）の設定等の ETE 結果の避難計画への具体的な活用方法等に関する知見を得た。図 1 にビーバー郡の ETE の実施にあたって特定された避難ルート（ML13007A081 より）例を示す。

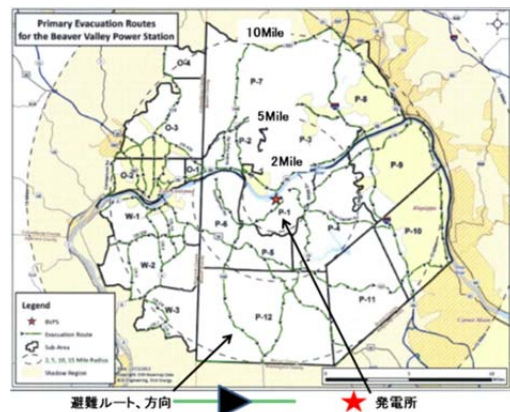


図1 ビーバー郡のETE実施にあたり特定された避難ルート

(2) 米国における自然災害時の避難計画調査

自然災害の種類、避難者（避難行動要支援者等）のタイプに応じて避難方法、避難開始時刻が異なることから平成 25 年度は、米国の状況を調査して分析した。米国では、行動分析等により避難者の行動の把握が図られている。また、ハリケーン情報と避難時間により、避難指示のタイミングを決定する意思決定ツールが整備されている。今後、これらの調査結果を踏まえて、ETE 結果の活用方法の一つとして、自然災害の時間的進展（津波や土砂災害等の避難ルートへの時間的影響の変化）と避難時間を考慮した複合災害時の意思決定ツールの整備を検討する。

(3) 平成 26 年度以降の方針

平成 25 年度までに行った ETE の考え方や実施手順の知見の整備を踏まえ、ETE ガイド案を作成する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(E12) 防護活動における実効性向上の検討

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) EAL に係わる国際的動向の調査

- 海外規制機関の EAL 設定に関する調査

国際的視点に基づいた緊急時活動レベル（EAL：Emergency Action Level）の考え方を整理するために、米国の各緊急事態区分に応じた関係機関の対応及び、V.C,Summer 発電所で行われている具体的な緊急時対応計画に関する調査を行い、EAL の設定条件及び運用方法に関する知見を得た。また IAEA の発行する関連文書における EAL の要件を調査した。

- 米国における EAL 審査に関する調査

原子力災害対策指針(平成 25 年 9 月 5 日改正)に発電用原子炉を対象とする EAL が示されたことにより、事業者は EAL を含めた原子力事業者防災業務計画を原子力規制庁に届出することとなった。そのため、EAL の審査体制が確立している米国原子力規制委員会（NRC）の EAL を含んだ緊急時計画の承認及び EAL 変更プロセス、審査の際に使用される文書、体制や観点等を調査した。調査の結果得られた米国における EAL の審査プロセスを図 1 に示す。

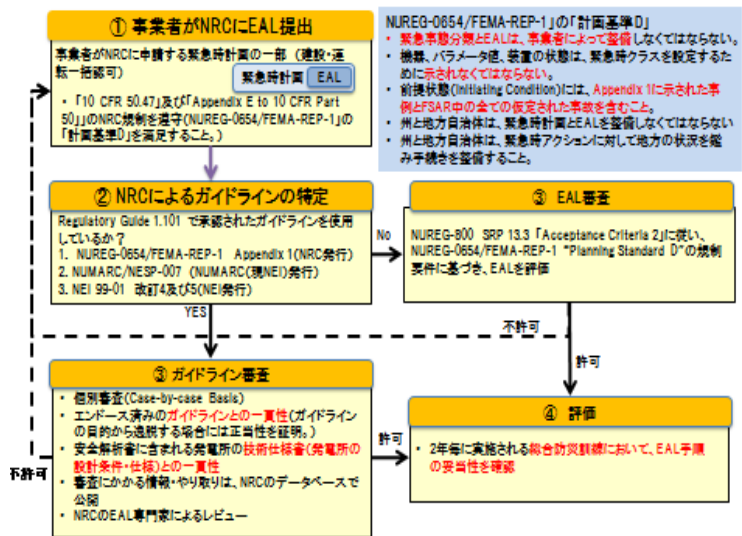


図 1. 米国における EAL 審査プロセス

- 米国の核燃料サイクル施設に関する調査

核燃料施設の防災対策検討時に必要となる要件を整備するために、米国の核燃料施設に関する調査を実施し、緊急時計画の策定条件、EAL の緊急事態区分、考慮すべき事故及び推奨される防護措置範囲等に関する知見を得た。

(2) EAL 評価ガイドの要件検討

事業者が作成した EAL を確認するためのガイドを整備するために、過年度までの調査で得られた知見から、審査ガイド案の作成にあたり必要となる要件、審査の観点を抽出した。また技術根拠資料等の、届け出の際に原子力事業者に対し要求すべき書類を検討した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- 発電用原子炉以外の原子力施設を対象とする EAL 設定に必要なデータ整備

プロジェクト名： (E21) アクシデントマネジメントの知識ベース整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

① 格納容器内重要現象解析手法の整備

溶融炉心－冷却材相互作用(FCI)及び溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)に関する解析手法の整備を目的として、平成 25 年度は OECD SERENA 計画及び MCCI 計画の試験データに基づき、解析コードの改良及び検証解析を実施した。その結果、試験で確認された三次元的な挙動を解析することが可能となった。今後、これらの現象については、最新の実験的知見を踏まえた不確かさ評価手法を整備し、国内外の研究動向を踏まえて成果及び課題をまとめる予定である。

② 使用済み燃料プール LOCA 解析手法の整備

使用済燃料プールの冷却材が喪失した際の燃料棒の温度上昇や燃料損傷を評価する手法を整備することを目的として、平成 25 年度は OECD SFP 計画での試験データに基づき解析を実施した。その結果、燃料集合体の被覆管温度、集合体入口の流量など、安全評価上重要な特性について、試験結果の傾向をよく再現する結果が得られ、使用済燃料プールの冷却材が喪失した際の燃料集合体の安全評価を実施する上での基礎的な技術が整備できた。

③ シビアアクシデント多次元流動解析手法の整備

格納容器破損モードに係る重要現象のうち、空間の多次元性の影響が大きいと考えられる水素分布に関する評価手法の整備を目的として、平成 25 年度は OECD が主催しているベンチマークを対象に解析を実施した。また、その過程で解析手法上の課題、適切なモデルなどを整理した。

今後、得られた水素分布に関する解析結果と試験データとの比較を通じて評価手法を検証するとともに、爆轟に至るまでの詳細かつ実用的な水素燃焼評価手法の整備を進める。

④ 新規制基準への適合性審査に係る検討

新規制基準に基づく原子炉施設等に対する適合性審査においては、事業者が策定する重大事故対策の有効性を評価する。事故の進展が速く早期の対応が求められる大破断 LOCA 及び全交流動力電源喪失を中心に、PWR の代表プラントデータ及び境界条件に基づき、次のとおり感度解析を実施した。

- a) 大破断 LOCA：代替格納容器スプレイにより、格納容器雰囲気温度が抑制され、格納容器バウンダリ温度は最高使用温度を下回った。また、スプレイ作動時間等による温度挙動への影響を解析した。
- b) 全交流動力電源喪失：加圧器逃がし弁による減圧により高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は防止できることを確認した。また、加圧器逃がし弁作動開始時間等の原子炉容器破損時の圧力挙動に影響する主な不確かさ要因を抽出した。

⑤ 福島第一原子力発電所事故に係る分析

福島第一原子力発電所事故時の 4 号機の原子炉建屋における水素爆発の要因及び爆発の詳細を明らかにするために、これまでの解析結果を分析し整理した。4 号機の水素爆発の要因である 3 号機から 4 号機へのベントラインの逆流を想定し、ベントガスの成分及びベント量を考慮して 4 号機への水素ガスの移行量を推定した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・ OECD/NEA-PSI CFD Benchmark への参加（③関連）
- ・ 原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」の討議に活用（⑤関係）

プロジェクト名：(E22)シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 過剰水素処理試験

BWR 原子炉施設の重大事故時には、格納容器の圧力は多量の水素ガスの発生により大気圧より高く保たれたままになることから、格納容器からの水素漏洩が危惧される。フィルターベントシステムを含む格納容器ベントは、格納容器減圧対策と共に水素リスク緩和策としても位置づけられているが、ベントシステム内での水素爆轟の可能性を抑制するために、ベントシステムの運用及びシステム上の対策が必要である。ベントに変わるシビアアクシデント晩期の格納容器内の過剰水素処理対策として、格納容器内での触媒による水素処理が考えられる。本プロジェクトでは、水素処理の課題の抽出及び技術的知見の蓄積を目的とし、水素処理効率に関する評価モデルを構築するために必要な触媒の基本性能及び触媒の被毒影響を評価する。

平成 25 年度の試験では、触媒活性を向上させるために Ru 触媒に Cs を添加した。本試験では、添加剤が Cs による被毒影響を緩和させていることを確認するため、Cs と同族元素の K を添加した触媒を調製し、水素処理活性を評価した。Cs を添加した触媒では、CsI の付着量により有意な影響は見られなかったが、一方、K 添加触媒では CsI が付着した場合に活性が低下する傾向を示した。これより、触媒に予め Cs を担持させることによって、CsI の被毒の影響を低下できることを確認した。

さらに、触媒活性に対するヨウ化メチルの影響を調べ、低圧の場合は、ヨウ化メチルの影響はほとんど無いことを確認できた。また、圧力が高い場合も有意な差異は見られるものの、極端な性能劣化は確認されなかった。

また、水素吸着材に対するヨウ素種の影響を評価するため、 I_2 に対する試験を実施した。ヨウ素に暴露した水素吸着材について X 線回折装置を用いて測定した結果、加水分解により生成した $Ca(OH)_2$ のピークが確認されたが、ヨウ素との反応生成物のピークは見られなかった。この結果、水素吸着材は I_2 の影響を受けないことが明らかとなった。

以上のように、シビアアクシデント晩期における格納容器内の過剰水素について、触媒による水素処理の成立性及び課題に関する新知見を得た。

(2) 触媒式リコンビナの重大事故条件下でのモデル化に関する実験的知見の調査

触媒式リコンビナ (Passive Autocatalytic Recombiner; PAR) の重大事故条件下での有効性を確認するため、平成 25 年度は実機規模の PAR を用いた OECD/NEA/CSNI の THAI 試験の結果を分析すると共に、水素処理解析モデルを数値流体解析コードに組み込むに当たり留意すべき点を検討した。

OECD/NEA/CSNI/THAI 試験は、水素処理によって発生する反応熱を考慮して、高温領域を含む範囲で PAR の水素処理性能を測定しているのが特徴である。これら OECD/NEA/CSNI/THAI の試験データを詳細に分析し、その結果、PAR の水素処理解析モデル構築において必要な水素再結合速度、PAR 周囲の水素、酸素及び水蒸気などの濃度分布、PAR への流入率、触媒板での反応及び反応熱、発熱により誘引される上昇流、排気条件等、モデル化する際のパラメータを明らかにした。また、過年度までに作成した既存モデルには実験装置と実機の形状、測定データの不確かさなどが内蔵されており、本年度に得られた試験結果及び検討結果によって、同モデルの改良点、数値流体コードに組み込む際の初期・境界条件などに関する技術的知見を得た。

2. その他（論分等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

原子力学会での口頭発表 2 件

プロジェクト名：(E23) シビアアクシデント試験と国産解析コード開発 -国産総合 SA 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

1 平成 25 年度成果概要

(1) 福島第一原子力発電所詳細プラントデータに基づく事故分析

OECD/NEA による、福島第一原子力発電所事故（1～3 号機）に関する国際的なシビアアクシデント（SA）コードベンチマーク（OECD/NEA/BSAF）に参画し、平成 25 年度は国内外の主要な事故分析結果、プラントデータに基づき、解析条件を検討すると共にシビアアクシデント(SA)総合解析コード MELCOR を適用して事象進展を解析した。MELCOR コードの解析条件の設定においては、解析対象とするプラントの適切なノード分割及び個別物理モデルを選択し、また、公式資料等に基づき、各号機における事故のクロノロジ、注水量、崩壊熱等の初期条件・境界条件を設定して、解析のための入力データの基本仕様を決定した。さらに、圧力抑制プールの局所的な温度上昇及び温度成層化を解析できるようにするために、圧力抑制室の適正なノード分割を検討した。今後、解析を続けて更なる検討を進める。

(2) 格納容器フランジ部等の温度分布評価

福島第一原子力発電所 1～3 号機において、過温により格納容器トップヘッドフランジ等からの漏えいが生じた可能性について、数値流体力学コード FLUENT を用い、格納容器内の詳細な形状と熱源を模擬した体系モデルを構築することによって、局所温度分布の変化を詳細に検討した。また、BWR3/Mark- I 格納容器プラントを対象に、平成 24 年度に作成した体系モデルに圧力抑制室を追加した。格納容器内の気相のガス組成は水蒸気／水素／酸素／窒素の 4 化学種から構成されるものとし、水蒸気については水面及び壁面における凝縮を考慮した。乱流モデルは SST $k-\omega$ （低 Re 数オプション）を適用し、伝熱については、熱伝導、対流による熱伝達及び輻射を考慮した。解析の結果、格納容器ヘッドフランジ部よりも下部の格納容器壁面において、格納容器貫通部の温度が早く上昇する結果が得られた。今後、格納容器損傷モードのうち過温・過圧のモードについて検討を進める。

(3) 国産 SA 解析コード等の開発・整備

重大事故に関する新たな技術的知見、対策などを適時に評価ガイド案や基準等に反映できる解析コードを目指して、国産総合 SA 解析コードの開発を進めている。その一環として、平成 25 年度は、同解析コードの熱流動解析モジュールの開発に着手し、物理量を集中定数型としたノード・ジャンクション法により、集中定数化した二つ又は複数のコントロール・ボリュームを、流路モデルを用いて結合する 2 流体モデルのプログラムを作成するとともに、ボイルオフに関する熱流動試験結果を対象にして、作成した熱流動解析部の機能確認を実施した。

(4) 熔融デブリ形成過程挙動解明モデル開発

実炉の複雑な体系における炉心損傷、熔融進展、デブリ堆積、放射性物質の発生・移行挙動、これらの過程における核的影響など、デブリ冷却及びブースターム評価に至る詳細で現実的な解析を可能とする物理モデルの確立を長期的な目標として、H24 年度より熔融デブリ形成過程挙動解明モデルの開発に着手している。本モデルは核特性・熱水力・燃料挙動解析モジュールにより構成され、H25 年度は単一燃料集合体等価セルモデルを用いて、熱水力・燃料挙動解析モジュールを結合すると共に、原子炉圧力容器内の炉心損傷・熔融進展の試解析を実施した。また、 UO_2 燃料と B_4C の物質分離挙動にかかわる基礎試験を実施した。さらに、燃焼が進んだ炉心は多様な燃焼履歴を経た燃料から構成されており、熔融燃料の核種組成、崩壊熱分布などには局所的にも大局的にも非均一性が高いことから、その効果を熔融デブリ形成過程挙動解明モデルに反映するために、事故時の炉心の核種組成等計算手法を検討した。

2 その他（論分成果等の公表、当該年度成果の活用、課題等）

原子力学会等での口頭発表、7 件

プロジェクト名：(E23) シビアアクシデント試験と国産解析コード開発 -SA/AMに関するデータの整備-試験-

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当） 付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 格納容器ベント評価

BWR の重大事故時においてウェットウェルからの格納容器ベントを実施する際には、圧力抑制プール水中でのスクラビング効果により核分裂生成物（FP: Fission Products）の除去効果が期待できる。ベント時などの急減圧時には沸騰が発生し、期待された効果が得られない可能性や環境への放出量を増加させる可能性も想定される。そこで、平成 25 年度は工学規模での試験を実施し、減圧沸騰の有無による FP 除去効果を評価した。図 1 に結果の一例を示す。減圧沸騰による FP 除去効果への影響が比較的小さい結果が得られている。今後は試験の妥当性を検証した後、さらに条件範囲を拡大して試験を実施する計画である。

(2) 海水注入影響評価試験

PWR 及び BWR の重大事故対策では、海水を代替水源としている。海水注入が長期化すると、炉内での崩壊熱による蒸発によって塩分濃度が上昇し、炉心、下部プレナム等、圧力容器の各所に析出物が形成され、これらが局所的に集積し、流路狭隘部を閉塞して除熱性能を劣化させる可能性がある。平成 25 年度の試験においては、燃料バンドル内の詳細析出挙動を把握するため、燃料棒の配列数及び長さを縮小した模擬バンドルを用い、流路断面部における塩析出量を X 線 CT スキャナで可視的に計測した。結果の一例として、図 2 に発熱部上端近傍（TAF 位置）及び燃料スペーサを含む流路狭隘部の二つの断面における塩析出量について、水位を TAF 位置の下方 200mm とし、熱流束を 3 段階に変えて得た撮影結果を示す。塩析出部は薄灰色に広がった領域で表されている。図 2 に示したとおり、スペーサを含む断面と比較して、発熱部上端近傍断面の方が塩析出量が多く、またバンドル中央部での析出がより顕著となることが明らかとなった。

(3) ヨウ素挙動評価試験

BWR では圧力抑制室のプールのスクラビング過程において、揮発性ヨウ素が水相中に溶解し、気相への放出を抑制する。しかし格納容器ベントのように、急速な減圧過程においては系内の化学平衡が破れ、液相に溶解しているヨウ素が気相へ放出され可能性がある。単純形状の容器の液相中に溶解させたヨウ素を対象にして、ヨウ素挙動試験を実施した結果、急激な減圧過程では液相中のヨウ素濃度が減少することを確認した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 学会発表 原子力学会 2013 秋の大会 1 件

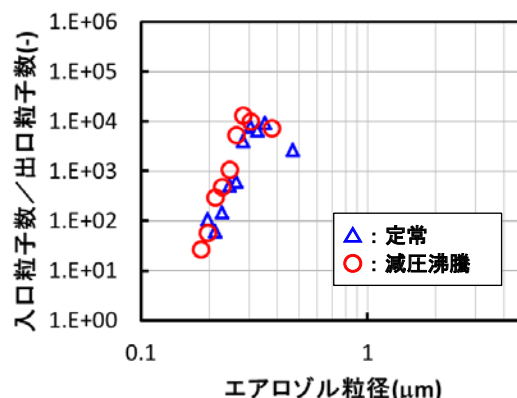


図 1 スクラビング効果への減圧沸騰影響評価試験結果

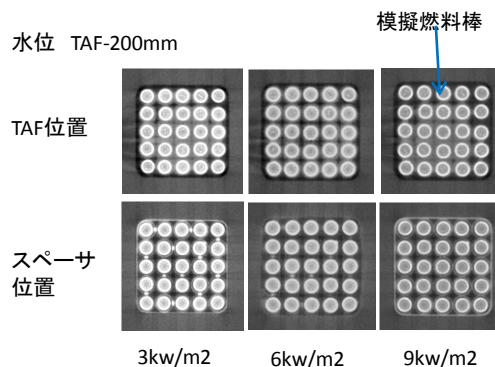


図 2 X線CTによる塩析出状態の撮影結果

プロジェクト名：(E24) シビアアクシデントの事故シナリオに係わる知見の整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

シビアアクシデントに至る種々の事故シナリオについて、事象進展に係る技術的知見を整備するために、平成 25 年度は、代表的な加圧水型軽水炉（代表 PWR プラント）を対象にして、確率論的リスク評価（PRA）のイベントツリーから事故シナリオを選定し、これらの事故シナリオについて事象進展を解析した。

(1) 解析対象とする事故シナリオの選定

代表 PWR プラントの PRA において考慮している 12 の起因事象のうち、起因事象の代表性を考慮して第 1 表に示す 8 つの起因事象を解析対象とした。

これら 8 つの起因事象に対して、PRA のイベントツリーをもとに事象進展解析の対象となる 46 の事故シナリオを選定した。これらの中には、事故発生後に重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できる事故シナリオ及びこれらの設備の機能喪失により炉心損傷に至る事故シナリオが含まれている。選定した例として外部電源喪失の事故シナリオを第 2 表に示す。

第 1 表 解析対象とした起因事象

PRA で考慮している起因事象	解析対象とする起因事象
大破断 LOCA	大破断 LOCA
中破断 LOCA	中破断 LOCA
小破断 LOCA	小破断 LOCA
SGTR	SGTR
ISLOCA	ISLOCA
ATWS	ATWS
外部電源喪失	外部電源喪失
補機冷却水の喪失	主給水喪失
2 次冷却系の破断	解析対象の起因事象
主給水喪失	
過渡事象	
手動停止	

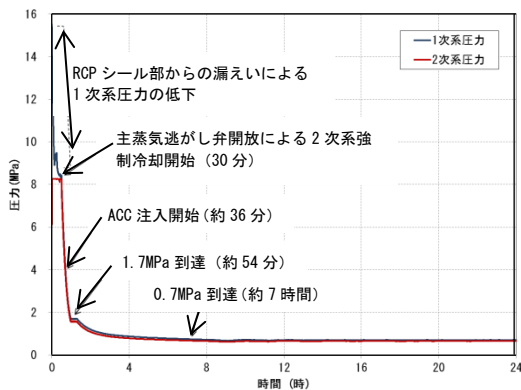
PRA における起因事象

第 2 表 外部電源喪失で解析対象とした事故シナリオの例

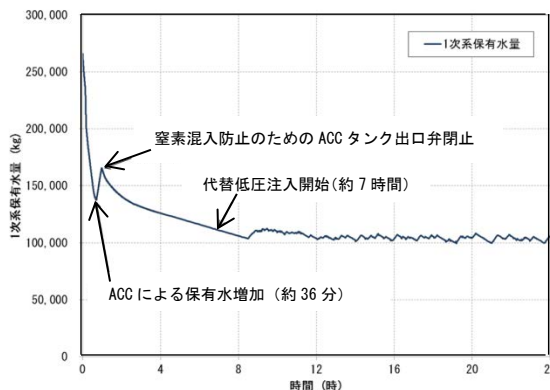
起因事象	事故シナリオ	対策
外部電源喪失 (RCPシール LOCAあり)	非常用所内電源が喪失し、短時間の電源回復失敗し、RCPシールLOCAが発生する。その後、号機間の電源融通及び長時間の電源回復に失敗する。	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁による2次系の強制冷却 ・蓄圧タンク(ACC)による冷却材の注入 ・空冷式非常用発電装置による電源供給 ・代替低圧注入 ・長期冷却 (高圧再循環、格納容器自然対流冷却)

(2) 事象進展解析

選定した事故シナリオを対象に、熱流動解析コード (RELAP5) を用いて事象進展を解析した。解析の例として、外部電源喪失時に 1 次冷却材ポンプ (RCP) シールの LOCA を伴う事故シナリオ (第 2 表の事故シナリオ) の解析結果を第 1 図及び第 2 図に示す。本事故シナリオでは炉心損傷が回避でき、事象が収束することを確認した。



第 1 図 一次系及び二次系圧力変化



第 2 図 一次系保有水量変化

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(E31) 火災防護対策の高度化に係る調査・試験

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 火災防護に係る基準案等の作成

平成 24 年度までに実施してきた国内外の基準類の調査及び安全研究の成果を活用して、新規制基準の火災防護に係る基準案等（実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（案）、原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（案）及び原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（案））を作成した。

(2) 火災防護評価データ等の取得・整備（新たな火災形態への対応を含む）

原子力施設で使用されている電気盤の短絡時の知見を得るために、高圧電源盤、配電盤及びモータコントロールセンタの高エネルギー・アーク（HEAF）試験を実施した。短絡時のアークエネルギー値、発熱速度、電気盤の二次的火災、ケーブルへの延焼についての評価データ等を取得した。本試験条件下では、25MJ 前後のアークエネルギー値が、電気盤の二次的火災が起こるしきい値であることが示唆された。

また、東北地方太平洋沖地震時に東北電力女川原子力発電所で発生したアーク火災事象を再現するために、連結した高圧電源盤の HEAF 試験を実施した。5 連の高圧電源盤の HEAF 試験の様子を図 1 に示す。アーク発生後に起こる電源盤の二次的火災によって盤内のケーブルや可燃性の部品だけではなく、盤上の垂直ケーブル等も延焼した。また、盤内のアーク発生箇所周辺が大きく損傷した状況等から、女川原子力発電所でのアーク火災事象の状況を概ね再現することができたものと考えられる。



図 1. 高圧電源盤の高エネルギー・アーク (HEAF) 試験

(3) 3次元シミュレーションによる定量的火災影響評価手法の整備

火災解析の 3 次元シミュレーションコード (FDS) を用いて、電気盤の火災試験及び OECD マルチルーム火災試験の結果を検証した。その結果、FDS は両試験に対して有効な評価コードであることを確認した。

(4) 国内外の火災防護情報の収集

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の火災影響解析プロジェクト（PRISME2）、高エネルギーアーク試験プロジェクト (HEAF) 及び火災事象情報交換プロジェクト（FIRE）に参画し、原子力施設の火災防護情報、火災防護対策の評価に係る解析モデル及び解析コードの詳細情報を収集した。

米国 NRC より、ケーブルの系統分離及び中央制御室などの火災防護対策に関する規制情報を入手した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

（論文等成果の公表）

- ・原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (10) 配電盤を用いた高エネルギーアーク火災の評価
原子力学会 2013 秋の大会、H25 年 9 月
- ・原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (11) 福島第二原子力サイトの林野火災解析
原子力学会 2013 秋の大会、H25 年 9 月

（当該年度成果の活用）

火災防護に係る以下の基準案等が新規制基準の原案となった。

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（案）
- ・原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（案）
- ・原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（案）

プロジェクト名：(F11) リスク情報活用方策の検討と試行

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) シビアアクシデント対策に係わるリスク情報活用方策の検討

新規制基準の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉設置者の PRA をレビューする際に参照すべき事項をまとめた。また、原子力規制委員会「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」別添参考資料「確率論的リスク評価 (PRA) 実施手法の例」を作成した。

(2) クリアリングハウス機能におけるリスク情報活用方策の検討

- 平成 17 年と平成 18 年に発生した国内事故・故障事例の炉心損傷頻度評価

原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA； Nuclear Information Archives）で公表されている平成 17 年及び平成 18 年の国内事故・故障事例（796 件）から、炉心損傷に至る可能性のある事例（107 件）を選定し、これらの事例を対象に、前兆事象（ASP； Accident sequence precursor）評価手法¹による炉心損傷頻度を評価した。この内、条件付炉心損傷確率(CCDP)が 1×10^{-7} 以上となる 10 件の事例を安全上重要な事例として抽出した。この結果を第 1 表に示す。10 件のうち 6 件は、電源系の故障を原因としたものであった。

第 1 表 抽出した安全上重要な事例

	発電所名	起回事象	故障機器
1	大飯 2 号機	なし	起動変圧器遮断器 B-DG 遮断器 B-DG（自動停止）
2	美浜 1 号機	なし	B-加圧器安全弁
3	美浜 1 号機	冷却材漏えい	A-1 次冷却材ポンプ
4	伊方 1 号機	その他過渡事象	空調装置 B のファン
5	敦賀 1 号機	外部電源喪失	送電線（敦賀線 1 号 及び敦賀線 2 号）
6	大飯 1 号機	外部電源喪失	送電線（大飯幹線及び 第二大飯線）
7	大飯 3 号機	外部電源喪失	送電線（大飯幹線及び 第二大飯線）
8	敦賀 1 号機	外部電源喪失	送電線（敦賀線 1 号 及び敦賀線 2 号）
9	敦賀 2 号機	外部電源喪失	送電線（敦賀線 1 号 及び敦賀線 2 号）
10	伊方 1 号機	その他過渡事象	安全補機開閉器室の 空調装置 B のファン

- 国内事故・故障事例の傾向分析

平成 17 年から 6 年間に発生した国内事故・故障事例のうち、炉心損傷に至る可能性があるとして評価した事例（322 件）を対象に、プラントタイプ、系統、機能及び系統構成の観点から、これらと条件付炉心損傷確率との関係について傾向を分析した。

- 海外事故・故障事例の炉心損傷頻度評価

海外で発生した事故・故障事例を対象に、炉心損傷に至る可能性のある 41 件の事故・故障事例を抽出し、これらの事故・故障事例について炉心損傷頻度を解析した。この内、CCDP が 1×10^{-7} 以上となる 9 件を安全上重要な事例として抽出した。

(3) 新検査制度へのリスク情報活用方策の検討

リスク情報を活用した供用期間中検査（RI-ISI； Risk Informed In-Service Inspection）に係る検討として、これまで米国の RI-ISI 手法を参照して実施してきた評価結果について取りまとめた。決定論的手法に基づく現行の供用期間中検査（ISI； In-Service Inspection）に替えて RI-ISI を用いることにより、非破壊試験等のより詳細な検査が要求される配管部位の数が半分程度に減少することがわかった。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(A) 発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム 平成 25 年 10 月 24 日

- 実用発電原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（案）（パブコメ反映版）

¹ 前兆事象評価手法； 発電用原子炉施設において発生した事故・故障事例を対象に、PRA 手法を用いて、炉心損傷に至る可能性を定量的に評価し、事象の重要度を評価する手法。

プロジェクト名：(F21) 安全規制へのリスク情報活用 (加工施設)

担当：安全技術管理官 (核燃料廃棄物) 付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) ウラン加工施設 ISA*手順の高度化

①六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響評価方法の検討

濃縮施設及び再転換施設で取り扱われる六フッ化ウラン (UF₆) 漏えい事故時の化学的影響評価の方法の検討に資するため、米国、仏国及び英国の現状を調査し、考察し、その結果をとりまとめた。UF₆漏えい影響評価の一例を図に示す。

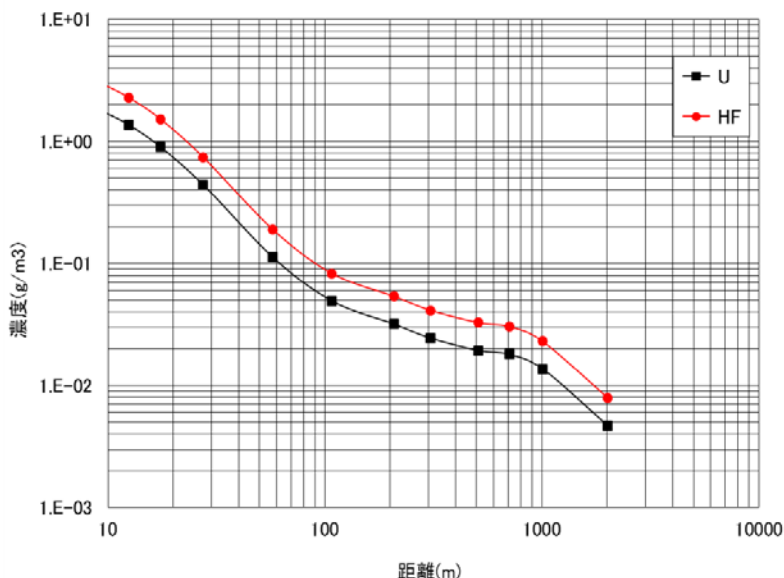


図 建物内で UF₆ が漏えいした場合の影響評価例 (建物端からの距離に対するウラン及び HF の濃度 : HGSYSTEM/UF6 コードによる)

②東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理に関するリスク評価

これまでの ISA に関する知見を活用し、汚染水処理に関し、公開情報を基に、地震、津波の規模等について前提条件を設け、簡略化した ISA 手順を用いて試評価を行い、次の知見が得られた。

- ・ISA 手法は汚染水処理施設のリスク要因の抽出及びリスクレベルの明確化に有効であること。
- ・今後、事業者がリスク評価を ISA によって行う際の参考手順の明確化。
- ・事業者の評価プロセスの妥当性確認のために参考となる視点・着眼点の抽出。

(2) MOX 燃料加工施設 ISA 手順等の整備

①MOX 燃料加工施設の代表工程に対する内部事象ハザード解析の実施

これまでの ISA に関する知見に基づき、公開情報を用いて粉末調整工程及び焼結工程についてハザード解析を実施し、起因事象、潜在事象及び IROFS (安全確保項目) 候補を抽出した。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

[成果の公表]

上記 1.(1)①の成果を JNES ホームページに「六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響とその評価方法 (JNES-RE-2013-2021、平成 25 年 12 月)」として公表した。

[当該年度成果の活用]

上記で公表した成果は、原子力規制委員会の「ウラン燃料加工施設における六ふつ化ウランの取扱いが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する確認の進め方について (案)、平成 25 年 12 月 11 日」の取りまとめ、及び原子力規制委員会指示 (NRA-11d-13-023、平成 25 年 12 月 11 日) に基づき加工事業者が実施した UF₆の化学的影響評価プロセスの妥当性確認に活用された。

*ISA (Integrated Safety Analysis) : 総合安全解析

プロジェクト名：(F22) 安全規制へのリスク情報活用（再処理施設）

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 再処理施設及び加工施設の新規制基準に係る検討

原子炉等規制法の改正に伴う新規制基準に係る検討として、英国及び仏国のストレステストの実施内容、IAEA の安全基準等について調査・整理した。また、重大事故対策の有効性評価指標の考え方に係る検討として、発電炉で評価対象としているセシウム 137 以外で影響が大きいと考えられるプルトニウム、ルテニウム等の核種も考慮して、セシウム 137 の放出量に換算した結果を整理した。

(2) 地震を起因とした PRA 手順の整備

①複数の事故事象の同時発生に係る事象進展シナリオの検討

地震を起因として再処理施設内の同一箇所での複数の事故事象が同時に又は連鎖して発生する場合の事象進展シナリオを整理し、シナリオの詳細化、定量化等の具体的な分析に当たっての課題を抽出した。

②放射性物質の放出量評価に係る調査

事故発生時における放射性物質の放出量を評価するための重要な因子（事故により雰囲気舞上る割合等）に関して、米国 NRC 等の文献を調査し、推奨値及びその設定根拠等を整理した。

③過酷事象時の放射性物質移行挙動試験

高レベル濃縮廃液が沸騰して乾固状態にまで至る過程における放射性物質の移行挙動に関する試験を実施し、揮発性ルテニウム及び非揮発性元素の気相への移行割合及び移行経路における低減率等を取得した。試験結果の一例を図に示す。

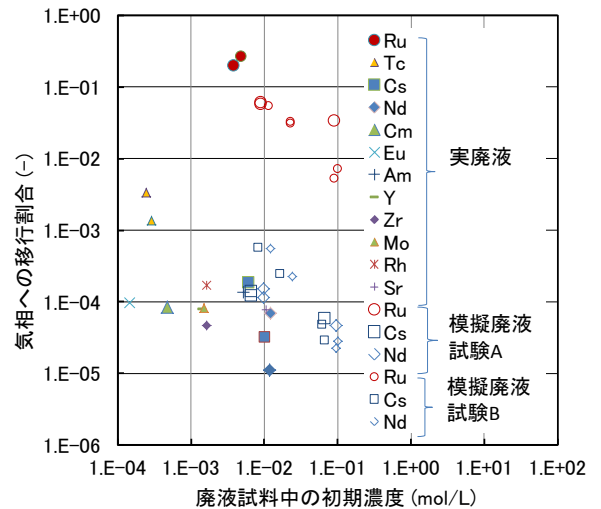


図 元素ごとの廃液試料中の初期濃度と気相への移行割合の関係

2. その他(論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

【成果の公表】

- ・再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書（国会図書館へ納書）2014 年 4 月
- ・再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究
 - －(7)ホット試験、日本原子力学会 2014 年 3 月
 - －(8)コールド工学試験、日本原子力学会 2014 年 3 月

【当該年度成果の活用】

上記 1.(1)の成果は原子炉等規制法に基づく規則等策定のために活用された。例えば、セシウム 137 以外の核種をセシウム 137 の放出量に換算するという考え方が、原子力規制委員会の「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈、平成 25 年 11 月」に明記されている。

上記 1.(2)の②及び③の成果は新規制基準の適合性審査の際に活用され、上記 1.(2)の①の成果は今後活用される見込みである。さらに、上記 1.(2)の成果は事業者が自ら実施する安全性向上評価におけるリスク評価に対する原子力規制委員会の確認に必要な情報として活用される予定である。

プロジェクト名：(F31) 事故・トラブル情報の有効活用のための規制要件整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

1.1 事業者が提出する事故・トラブル報告書に記載する項目、原因等についての分類体系等の検討

1.1.1 ヒューマンエラーに起因する事故原因追及のための HFACS 手法についての調査

ヒューマンエラーに起因する事故原因追及のための HFACS (Human Factors Analysis and Classification System) 手法は米国イリノイ大学の Scott Shappell 博士と Doug Wiegmann 博士が開発した分析手法であり、米海軍と空軍で事故低減に成果をあげている。そこで、オリジナルの HFACS、米国連邦鉄道局や米国連邦緊急事態管理庁での HFACS 改良版の他、航空自衛隊の改良版を調査した。どの機関も従来の分析手法は調査担当者の能力により分析の質が左右されるが、HFACS は個人の能力に関する依存度を低くし、一定以上の質を確保できると報告している。

1.1.2 米国の報告要件、報告書記載項目、原因分類体系等の整理

米国における事故・トラブルの報告種別、報告要件、報告すべき事項について整理した。事象発生後 60 日以内に米国原子力規制委員会に報告書を提出することを定めた「LER 規則 (Licensee Event Reports : 10CFR50.73)」については、「商用原子力発電の設計に精通しているが個別のプラントの詳細までは把握していない読み手が事象の全貌を理解できるようにすること」というような記載基準などが明確に規定されていることが分かった。調査・収集した情報や得られた知見は、平成 26 年度までに予定している法令報告対象事象等の「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案の作成に活用する予定である。

1.2 米国のジェネリック・コミュニケーション（一般連絡文書）の仕組みの整理

米国のジェネリック・コミュニケーションの仕組みを整理した。整理結果と原子力規制委員会が制定している「原子力規制委員会指示文書等発出要領」を比較したところ、原子力規制委員会は米国原子力規制委員会と同等の文書発出が可能であることが分かった。

1.3 根本原因分析報告書の評価プロセスの検討

根本原因分析報告書の評価に係るプロセスについて、継続的に実施してきた評価に係る技術支援経験に基づいて整理し、現行のプロセスにおける以下の問題点を特定した。多くの事業者は実際の是正処置、予防処置を立案、実施し、その有効性を評価する活動を「根本原因分析チーム」以外の組織で実施することとしている。しかも、当該活動は数箇月から数年のスパンをもって継続的に実施されるものである。しかし、現行の評価に係るプロセスは、それらの事業者の活動実態を適切に反映していない。そのため、根本原因分析報告書の評価が終了した後の事業者の処置実施及び処置の有効性評価活動を、規制当局が長期にわたって継続的に確認、評価していくことが困難となっている。

1.4 クリアリングハウス活動における人的要因分析活動の充実の提案

従来のクリアリングハウス活動では、人的過誤事象がスクリーニングの段階でスクリーニングアウトされており、分析、評価は実施されていなかった。本研究の成果として、人的過誤事象の人的要因分析に係るプロセスの構築等に関する以下の提案事項を取りまとめた。

- ① 人的要因分析の専門家をクリアリングハウス活動事務局に含める。
- ② 安全に関わる重要な人的過誤事象については、事象ごとに人的要因を分析し、知見・教訓等を整理する。
- ③ 軽微な人的過誤事象については、事象ごとに人的要因を分析した結果を蓄積し、傾向分析を実施する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

プロジェクト名：(F41) 火山影響評価に係わる技術的知見の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

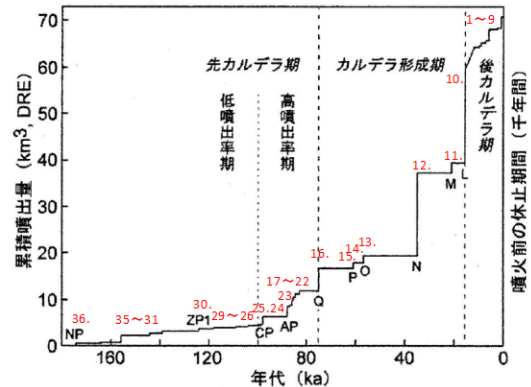
(1) 火山活動の可能性評価手法の整備

- ・火山活動履歴の情報整備

噴出量-時間階段図のパターン情報整備のために、平成 25 年度は 25（北海道～福島）の活火山やカルデラ火山について文献から過去数十万年間のマグマ噴出量の時間変化に関する情報を抽出し、階段図を作成した。また、大規模な噴火を繰り返す火山や終息傾向にある指標策定に重要な火山については、階段図の高精度化に必要な地質調査と年代測定を実施し、噴火イベント・噴出量・噴火年代を認定し直した。

調査結果の一例を第 1 図に示す。

平成 26 年度以降は、関東地方以西の火山について調査を実施する。



第 1 図 十和田火山の年代-累積噴出量階段図 (WP の年代を 190 ka とした場合)。

- ・大規模噴火の事例検討

大規模噴火前の休止期から準備期へと至る事例を調査し、活動履歴パターンと比較・検討し、将来の大規模噴火の可能性評価のための指標策定に反映させる。平成 25 年度は、10 万年前以降に大規模噴火を起こした支笏、阿蘇、十和田カルデラをモデル事例とした地表踏査主体の地質調査を実施し、大規模噴火準備期の噴火履歴の詳細化に着手するとともに、平成 26 年度以降に実施する十和田カルデラ及び支笏カルデラのボーリング調査地点の抽出を行った。また、十和田について、後カルデラ期の噴出物の岩石学的検討を実施し、地下マグマ溜まり深さの推定に関する知見を得た。

(2) 火山モニタリング評価手法の整備

- ・活動的カルデラにおける観測データの収集及び整理

文献調査によるカルデラの地球物理学的・地球化学的観測データと現象の収集及び整理を目的として、ロングバレー（米国）、カンピ・フレグレイ（イタリア）、硫黄島（日本）、Laguna del Maule（チリ）等、国内外 6 ヶ所のカルデラの地球物理学的・地球化学的観測データと現象を調査し、カルデラ噴火の前兆となる広域地殻変動パターンの数値シミュレーションを行うための基礎データを取得した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(G11) 破損燃料輸送に係る技術調査

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) プール内燃料の号機毎の情報収集

輸送容器に燃料を収納した輸送物を推定するため公開情報を中心に東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）のプール内燃料の情報収集を実施した。その結果、現在燃料取出中の4号機において健全ではない燃料が3体あり、そのうちの1体は図1に示すとおり変形している事が判明した。

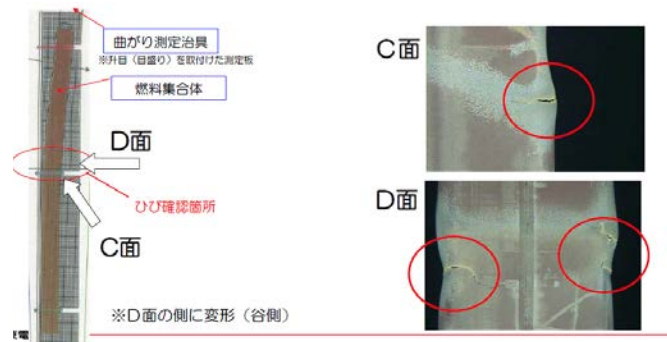


図1 変形が確認された燃料

(2) 破損燃料等の輸送に係る文献調査

情報収集を目的に平成25年8月18日～23日にかけて開催された放射性物質輸送容器及び輸送に関する国際会議 (International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials; PATRAM) にて発表された論文を調査し、その中から破損燃料輸送に関連する文献を7件抽出し、内容を精査した。

(3) 前年度の調査成果から抽出された課題検討

破損燃料輸送に係る共通的な課題として、破損燃料を同定するための技術的な方法、破損燃料を輸送する際の収納缶及び輸送容器に求められる機能並びに水素発生量の評価に関連して湿式輸送における水質が与える影響等が抽出され、追加調査を実施した。

・破損燃料を同定するための技術的な方法

現在原子力発電所で運用されている方法を中心に調査を実施したが、1Fの現場の状況を鑑みると検査器具等の取扱性に懸念が生じるため、現在4号機にて運用されている上部タイププレートの変形量測定が有用であることが判明した。

・破損燃料を輸送する際の収納缶及び輸送容器に求められる機能

収納缶は飛散することによる汚染拡大等を防止する観点及び臨界を防止するため核燃料物質が集積する範囲を限定する等の観点から設ける。また、輸送容器本体では遮蔽や密封機能を持たせることとして求められる機能を整理した。

・水素発生量の評価に関連して湿式輸送における水質が与える影響

海水成分やよう素が共存すると水素の発生量の増加が予想されることが文献調査の結果より判明した。また、破損燃料を輸送する際に輸送容器内で発生する水素の量を適切に評価するためには、水の放射線分解機構を考慮した評価法が必要であることも判明した。これらの結果に対処するため、海水成分とよう素の体系にて水の放射線分解により発生する水素の定常濃度の測定及び水の放射線分解により発生する水素のG値の測定に係る試験方法を立案し、次年度に試験を計画した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(G12) 海水腐食評価事業

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) ステンレス合金の腐食評価

・ SUS304 鋼のすきま腐食発生感受性評価

海水が注入された東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の使用済燃料プールライニング材(ステンレス鋼)のすきま腐食発生感受性について、JIS G 0592 を参照して評価した。

図に 2 及び 4 号機の使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度と温度の推移と試験結果から得た可使用臨界条件を示す。ここで、可使用臨界条件は環境中の塩化物イオン濃度や温度がそれに比較して低い場合に、その環境がすきま腐食に対して発生感受性が低いことを示している。浄化処理が行われた 1F2～4 号機の使用済燃料プールの現在の水質環境(温度 40℃以下、塩化物イオン 100ppm 以下)では、SUS304 鋼のすきま腐食発生感受性は低いと評価された。

・ ステンレス合金の局部腐食の発生と進展継続性評価

ステンレス合金に一度発生した局部腐食の進展が水質の浄化で停止するか否かを確認することを目的として、ステンレス合金の局部腐食生起臨界条件評価及びステンレス合金の局部腐食進展継続性評価に関する研究に着手し、それぞれの評価方法について検討した。

(2) 炭素鋼の腐食評価

・ 炭素鋼配管の腐食試験

1F の使用済燃料プールの循環冷却系炭素鋼配管の腐食量に係る知見を取得することを目的として、実際に使用されている配管と同じ材質・サイズの配管を供して腐食試験を実施した。平成 25 年度は塩化物イオン濃度 100ppm 及び 2000ppm、温度 40℃の条件で、約 3000 時間の通水腐食試験を実施して、腐食量を測定した。平成 26 年度は塩化物イオン濃度 100ppm 等の条件で 6000 時間の試験を実施し腐食挙動の評価を実施する。

・ 炭素鋼の腐食試験

格納容器に使用されている炭素鋼の腐食挙動に及ぼす冷却水への五ホウ酸ナトリウム添加の影響を検討するために、炭素鋼の腐食試験を実施した。淡水に $[B_{10}O_{16}^{2-}]$ として 13.9～41.7epm の濃度となる五ホウ酸ナトリウムを添加したとき、炭素鋼は不動態化傾向を示した。

(3) アルミニウム合金の腐食評価

使用済燃料ラック等のアルミニウム合金の腐食評価に資するため、ガルバニック腐食評価試験及び孔食電位測定を実施した。平成 26 年度は、試験データを考察し、アルミニウム合金の腐食評価手法を検討する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

東京電力福島第一原子力発電所への海水注入影響評価のための Type304 鋼の腐食すきま発生臨界条件の検討、腐食防食学会第 60 回材料と環境討論会、H25 年 9 月（査読なし）、他 7 件

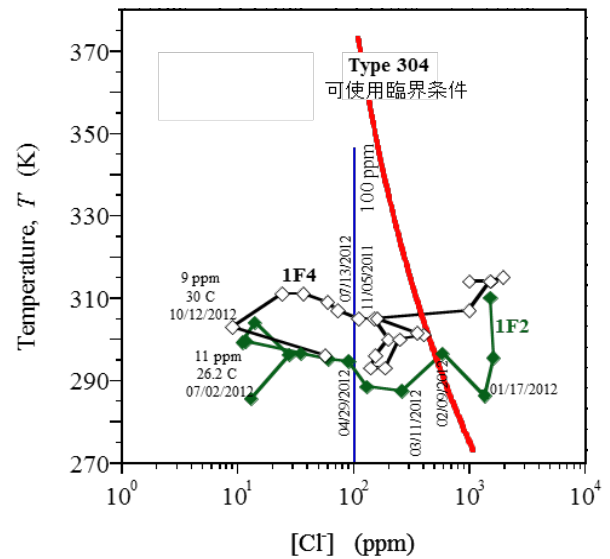


図 1F の使用済燃料プールの塩化物イオン濃度と温度の推移、可使用臨界条件

プロジェクト名：(H11) 周辺住民の被ばく線量評価及び中間貯蔵施設の技術基準等に関する

検討

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 周辺住民の被ばく線量評価に関する検討

福島第一原子力発電所周辺の、「避難指示解除準備区域」、「居住制限区域」等において、住民が種々の生活を送る際の被ばく線量評価ツールの整備を行った。住民は外部被ばく以外に、ダストの吸入による内部被ばく、飲料水や農畜産物、水産物の摂取による内部被ばく等を受ける。このような周辺住民の被ばく線量評価を行うために、福島県内の各地における空気中、土壌中、水中、農畜産物、水産物中の放射能濃度の整理、原子炉設置許可申請、放射性廃棄物埋設事業許可申請等を参考に被ばく経路及びシナリオの構築を行い、これらのデータを基にして、それぞれの世代及び生活パターンごとに被ばく経路別の被ばく線量を試算した。

また、原子力災害現地対策本部からの依頼に基づき、JR 常磐線（広野～竜田間）の保線作業時の作業員への影響、警戒区域内における大規模林野火災の消防士と周辺住民への影響、警戒区域内に残置された化学薬品の汚染状況の測定方法の検討、NEXCO 東日本常磐自動車道を通行する車両の運転手への影響等について検討を行った。

(2) 中間貯蔵施設の検討

環境省に設置された中間貯蔵施設安全対策検討会の作業部会に参加し、土壌中の放射性セシウムの挙動特性の考え方、中間貯蔵施設の構造、安全評価に対して作業部会の事務局にコメントを提出した。なお、JNES が原子力規制委員会に統合されたことに伴い、本検討は終了する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

学会発表

- (A) JR 常磐線（広野駅～竜田駅間）軌道バラスト内の放射性物質分布調査、第 29 回バックエンド夏季セミナー、2013 年 8 月（査読なし）
- (B) Investigation of Radiological Effect due to Living Activities after Fukushima Daiichi-NPS Accident、EUROSAFE Forum 2013、ドイツ、2013 年 11 月（査読なし）
- (C) Evaluation of Radiation Dose by Wild Fire in Evacuation Zone after the Fukushima Accident、IAEA International Experts' Meeting on Radiation Protection after the Fukushima Daiichi Accident、オーストリア、2014 年 2 月 17-21 日（査読なし）

その他

- (D) 原子力安全基盤機構、警戒区域等内の主要道路を通過する車両の運転手被ばく線量について（JNES-RE-2012-0021）、平成 25 年 3 月
- (E) 原子力安全基盤機構、JR 常磐線（広野～竜田間）軌道の放射性物質分布調査（JNES-RE-2013-9007）、平成 25 年 6 月
- (F) 原子力安全基盤機構、常磐自動車道における放射性物質による被ばく評価に関する調査報告書（広野 IC～常磐富岡 IC 間）（JNES-RE-2013-9019）、平成 26 年 1 月
- (G) 原子力安全基盤機構、避難指示区域に残置されている危険物等の放射能の確認手法について（JNES-RE-2013-9042）、平成 26 年 2 月

プロジェクト名 : (J13) 人・技術・組織 (MTO) 分野に関する調査

担当 : 安全技術管理官 (システム安全担当) 付

1. 平成 25 年度成果概要

1.1 安全文化醸成活動に関する調査

- (1) 不測事態 (想定外事象) の発生時に適切に対処できる組織に関して提唱されている「レジリエンス」概念と安全文化との関連性について調査した。また、高信頼性組織における危機管理に対するレジリエンスな事例等について調査した。さらに、レジリエンスの度合いを評価するスケールである RAG (Resilience Analyses Grid) や米国原子力産業界が整備している事業継続ガイド「NFPA1600」を調査した。
- (2) 全国 17 原子力発電所の平成 24 年度安全文化総合評価票に関する原子力規制庁の本庁規制部門による各原子力規制事務所の原子力保安検査官へのヒアリングに同席し、情報収集した。
- (3) 原子力安全基盤機構の内部安全文化醸成活動について計画・立案し、活動のプロセス、最終的な評価を通じて情報収集した。

上記(1)~(3)で調査・収集した情報や得られた知見は、平成 30 年度までに予定している「ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成」に活用する予定である。

1.2 事故・トラブルの人的・組織的要因に関する調査

- (1) 国内外の原子力発電所で発生した 32 件 (国内 : 19 件、海外 : 13 件) の人的過誤事象について、事象を時系列に整理し、人的要因を分析し、データベースに入力可能な形式で再発防止策や教訓事例を整理した。
- (2) 日本原子力研究開発機構・高速増殖原型炉もんじゅの保安規定違反事象 (機器の点検期限の超過) の根本原因分析報告書の評価支援依頼に基づき、ヒアリングに同席し、情報収集した。

上記(1)、(2)で調査・収集した情報や得られた知見は、平成 29 年度までに予定している「人的要因分析結果から得られた規制活動を支援するための知見」の整備及び平成 30 年までに予定している「ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成」に活用する予定である。

1.3 電気・計測制御設備に関する調査

- (1) OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development /Nuclear Energy Agency) の MDEP (Multinational Design Evaluation Program) ・ DICWG (Digital Instrumentation & Control Working Group) において、新設炉の規制に対し、デジタル計測制御に係る共通的な課題を共通見解としてまとめる作業を実施した。調査・収集した情報や得られた知見は、平成 28 年度までに予定している「国内のデジタル安全保護系に係る技術評価に活用できる知見の整備」に活用する予定である
- (2) 米国原子力規制委員会が発行した、Byron 2 号機 (加圧水型軽水炉) において発生した単一相が開回路状態のオフサイト電源回路の 3 相の内の 1 相の喪失に係る事象に係る通達『電力系統設備における設計脆弱性』について調査した。当該案件はプラントの安全機能の健全性に対する阻害要因となり得る事象であることから、技術情報検討会での検討結果の解説並びに今後の施策の提言に調査結果が活用された。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

- The analysis of event reports which the licensees submitted to the regulatory body ;PSAM2013 ;日本 ;H25.4 月
- Who should have been in charge of decision-making in the extreme situation at Fukushima Daiichi? ; IAEA 人・技術・組織に関する専門家会議 ;オーストリア ;H25.5 月
- Questionnaires (Draft version) for Survey on Human Performance Under Extreme Condition ;CSNI WGHOFF ;フランス ;H25.10 月
- What are the Lessons Learned from Fukushima so far? ;CSNI WGHOFF ;スイス ;H26.2 月
- Survey on Safety and Organizational Culture and Influences on the Japanese Accident ; WGHOFF ;フランス ;H26.3 月

プロジェクト名：(一) 地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

本研究では、第一種廃棄物埋設の事業許可申請に係る審査のため、安全設計及び安全評価の基本的考え方の整理並びに人工バリア材の変質・劣化、地質・気候関連事象の発生リスク等の変動要因を考慮した安全評価手法（シナリオ、モデル及びコード）の高度化を行った。

本研究により得られた主な成果は以下のとおりである。

(1) 安全設計の基本要件及び安全評価の基本的考え方の整理

仮想的な堆積岩サイトを想定して、地質環境、地化学環境及び人工バリアを設定した上で、総合的な感度解析を行い、人工バリアに関する設計要件及びその重要な前提条件である地質環境等の調査要件を抽出した。また、個々の人工バリア性能に対する重要パラメータ及び影響因子を取りまとめるとともに、安全評価上不確実性の高い地質・気候関連事象の取扱いや実際のサイト条件への既存モデル適用に向けた検討等、安全評価の基本的考え方に関する課題を抽出した。

(2) 時間スケールや処分環境を考慮した廃棄体・人工バリアの挙動モデルの整備とその適用条件・適用範囲と不確実性の把握

ガラス固化体の溶解、放射化金属の腐食、オーバーパックの腐食及び緩衝材の劣化について整備したモデルの検証を室内実験等によって行い、各モデルを長期評価へ適用することの妥当性を確認するとともに、実際の処分場環境で想定される温度・地化学環境への適用性を取りまとめた。また、現実的な評価に必要なモデル改良上の課題を抽出した。

(3) リスク論的考え方に基づく安全評価シナリオ設定手法の整備

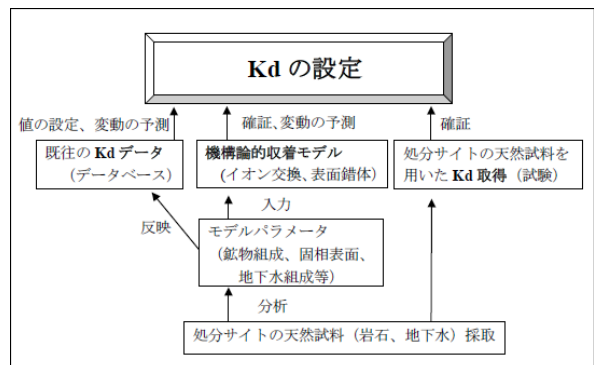
発生確率は低い安全機能への影響が大きい事象を評価するため、人工バリア材の初期欠陥、人工バリア材の変遷及び地質・気候関連事象の発生に係るシナリオ設定手法を取りまとめた。また、サイトを特定しない条件における安全評価対象シナリオの全体像を提示するとともに、シナリオ設定上の課題を整理した。

(4) 人工バリア及び天然バリア中の核種移行評価手法の整備

廃棄体から人工バリア、天然バリアを経由して放出される放射性核種のフラックス及び生物圏における被ばく量評価に至る解析を連結して行うため、要素モデル間・コード間の連結機能を強化するとともに、コードの検証・評価手法について残された課題を整理した。

(5) 核種移行データベースの整備

セシウム、セレン、ネプツニウムを対象として、収着試験、理論的モデル及び既往データの調査結果から分配係数及び拡散係数の設定の考え方を取りまとめるとともに、設定されたパラメータの妥当性を試験データによって確認する手順を整備し、トリウムとプルトニウムについて実験的に取得した収着データを用いて設定手法を検証した。また、溶解度の不確実性解析を実施し、不確実性を低減するための課題を抽出した。



収着分配係数の設定の考え方

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

誌上发表 2 件、学会発表 15 件

プロジェクト名：(一) 中間貯蔵設備長期健全性等試験

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) キャニスタの溶接部における応力腐食割れに係る影響因子に関する知見の取得

コンクリートキャスクを用いた使用済燃料貯蔵施設に必要とされる経年劣化に係る技術要件を抽出・整理し、必要に応じて試験を実施するために下記の項目を調査した。

ア) キャニスタの応力腐食割れに関する研究動向調査

コンクリートキャスクに用いるステンレス鋼製キャニスタの蓋溶接部における応力腐食割れ（以下「キャニスタ SCC」という。）に影響する因子及びキャニスタ SCC のメカニズムに関する知見、並びに各因子の重要度及び因子間の相互作用・相互関係に関する知見をまとめた。また、放射線照射による水の分解生成物、キャスクの炭素鋼ライナ又は炭素鋼ライナの劣化・腐食生成物とキャニスタとの接触、コンクリート溶出成分等をステンレス鋼の腐食進展を促進させる因子として抽出した。

イ) 実環境による影響因子に関する検討

実環境下でのキャニスタの腐食現象を把握するために、試験装置、必要な測定、分析項目、供試体の仕様に関する検討、試験の実施手順等を踏まえた試験計画を立案した。また、限界塩分濃度を確認するための試験及びガンマ線の影響を解明するための試験計画も併せて立案した。

ウ) 自然環境による影響因子に関する検討

我が国では貯蔵施設を沿岸部に立地する可能性があることから、キャニスタ SCC への自然環境による影響因子の一つとして、気中塩分に注目した。気中塩分の影響を把握するために、気中塩分モニタリング装置の適切な設置場所、モニタリング方法及びその他の測定方法との比較並びに海塩粒子の起源について検討した。

(2) 諸外国におけるキャニスタ SCC に対する規制等の調査

諸外国のキャニスタ SCC に対する安全規制動向及び国内外の研究開発動向を調査・整理した。諸外国を調査した結果、キャニスタ SCC の研究は米国を中心に実施されており、米国では検査やモニタリング技術等の実用化に向けた研究が進んでいた。一方、我が国では電力中央研究所により継続的な研究成果が蓄積されていた。また、材料や構造面においてキャニスタ SCC 発生の対策技術及び貯蔵中の検査技術等の知見が重要視されていることが判明した。

動向調査の結果、重要視されている知見の整理及び有識者等への意見聴取の結果に基づき、キャニスタ SCC に係る塩分の影響、キャニスタ母材の影響、モニタリング技術及びキャニスタ SCC 発生の対策技術に関する知見を、我が国の環境下で想定されるキャニスタ SCC 及び安全規制上留意すべき点として抽出した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(一) 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

1. 平成 25 年度成果概要

原子炉施設の安全審査において判断材料となる技術的知見を取得することを目的として、安全性向上等の観点から導入が想定される改良型燃料を対象とした事故模擬試験等を実施した。

(1) 反応度事故 (RIA) 模擬試験

(独) 日本原子力研究開発機構 (JAEA) の原子炉安全性研究炉 (NSRR) を用いて、照射済の加圧水型軽水炉 (PWR) 改良型燃料 (燃焼度：78 GWd/t、被覆管：M-MDA [スズ-鉄-クロム-ニオブ系ジルコニウム基合金] 再結晶焼鈍) を対象とした RIA 模擬試験を実施した。室温条件において、当該燃料を NSRR の最大パルス出力で照射したところ、ペレット-被覆管機械的相互作用 (PCMI) による破損が認められた。過去に実施した応力除去焼鈍 M-MDA 被覆管燃料の RIA 模擬試験結果と比較すると、PCMI 破損時の熱量 (燃料エンタルピー増分) に差が見られ、被覆管熱処理条件の違いによる燃料の破損限界への影響が示唆された。

(2) 冷却材喪失事故 (LOCA) 模擬試験

JAEA の燃料試験施設にて、照射済 PWR 改良型燃料 (燃焼度：84 GWd/t、被覆管：M5 [ジルコニウム-ニオブ系合金] 再結晶焼鈍) から採取した被覆管を対象とした LOCA 模擬急冷破断試験 (図中の LMF14) を実施した。また、同被覆管を対象とした、水蒸気中高温酸化速度評価試験を実施した。

LOCA 模擬急冷破断試験では、試験燃料棒を温度約 1473 K (1200°C) で等温保持し、その間に酸化量約 30% ECR (酸化反応によりすべて ZrO_2 が生成すると仮定した場合の全被覆肉厚に対する ZrO_2 厚さの割合) を与えた後、約 520N の拘束力条件下で冠水により急冷したが、破断しなかった。現行の規制基準値である 15% ECR を超えても破断しないことから、M5 被覆管は 80 GWd/t を超える燃焼度であっても破断限界が現行基準値に比べて著しく低下することはないと考えられる。

水蒸気中高温酸化速度評価試験では、照射済 M5 被覆管の 1473 K における酸化速度が未照射材料と同等であるとの結果が得られた。したがって、この温度における水蒸気中高温酸化速度に対する燃焼度の影響はほとんどないと考えられる。

(3) 照射成長試験

ノルウェーの試験用原子炉にて、燃料被覆管用改良合金を対象とした照射成長試験を実施し、高速中性子照射量約 3.4×10^{21} n/cm² までの照射成長に関するデータを取得した。

試験片の伸び量及び重量増量は合金の種類によって異なる傾向が見られた。それらの関係を定量的に整理するためには、照射を継続しデータを拡充する必要がある。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

- ・ T. Sugiyama, M. Amaya, "Status of ALPS-II Program", 19th Meeting of the OECD IRSN CABRI Water Loop International Project Technical Advisory Group, Paris, France, September (H25 年). (国際会議等報告)、など。

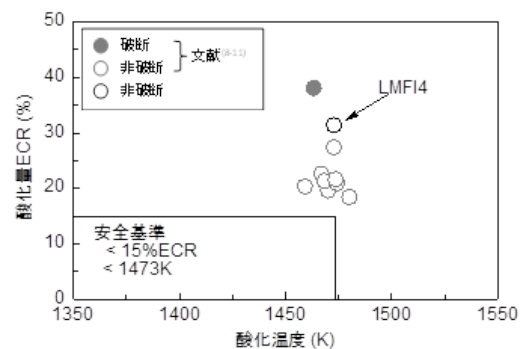


図 LOCA 模擬条件での酸化量と酸化温度に関する燃料被覆管の破断マップ (拘束条件下の結果のみをプロット)

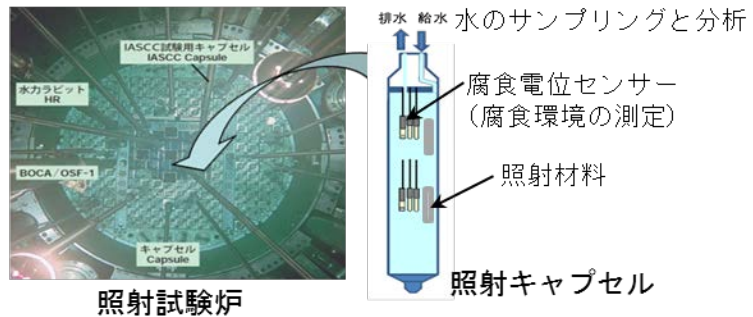
プロジェクト名：(一) 原子炉水質管理技術高度化対策事業

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 照射試験に必要な試験計画の立案及び装置類の整備

原子炉内部の放射線分解による水質変化とそれに伴う腐食環境を正しく評価するための技術的知見の蓄積や評価ツールの整備を目的とした照射試験を想定し、平成 25 年度は材料試験炉（JMTR）の炉内における中性子線及びガンマ線による水の吸収線量率の評価及び JMTR のインパイルループの内部で予想される水化学環境の解析的な評価を行い、平成 24 年度事業の調査内容も踏まえて BWR 条件における照射下水質評価試験の計画の立案を行った。また装置類の整備として、Pt 型腐食電位（ECP）センサー、隔膜型 ECP センサー、微弱発光分光装置及び腐食電位測定装置を整備した。



(2) 水の放射線分解解析コードの改良

水の放射線分解による腐食環境の変化を精度良く評価することを目的として、平成 25 年度は BWR と PWR のそれぞれを対象とした水の放射線分解挙動に関する解析コードの改良を行った。BWR については、炉心の沸騰による気液移行を取り扱うためのプログラムを作成した。また PWR については、 α 線による水の放射線分解の影響を解析コードに導入し、試計算を行った。試計算では、放射線分解に α 線が寄与することで酸化剤の生成が高くなるという結果が示された。

(3) ECP センサーの長期安定使用のための要素技術検討

ECP センサーの耐久性・信頼性の向上のための新たな接合技術の性能の確認を目的として、平成 25 年度は原子炉内各部の中性子線及びセラミックス／金属接合体について接合の技術検討を行った。文献調査による技術検討の結果から、比較的適した結合法であると考えられるメカニカル接合について複数の条件で接合体を試作し、接合試験、耐圧試験、気密性能確認試験及び高温高圧水中での耐圧性能試験を実施した。実験から、耐圧性能試験において昇温昇圧過程で接合体のシール機能が失われる結果が得られた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし

プロジェクト名：(一) 高経年化技術評価高度化事業 (その1 経年プラントの総合的な安全評価体系の整備)

担当：安全技術管理官 (システム安全担当) 付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 技術情報基盤の整備

- ・ 経年プラントの安全評価の体系化及び安全評価手法開発に関する調査研究
プラント全体をシステムとして捉えた評価指標と評価手法、放射性物質漏えいのハザードとしての燃料に関し、使用済燃料プールの健全性評価も含めた燃料安全の評価手法の体系化を検討し、システムの安全評価プログラムのプロトタイプを完成させた。
- ・ 機器の機能劣化に基づくシステム安全評価に関する調査研究
電気・計装システムのケーブルについての絶縁劣化やコンクリート構造物の強度劣化が、それぞれプラントのシステムの安全に及ぼす影響度を定量化するための評価方法を検討し、ケーブルの通常時の絶縁性能に影響を及ぼす環境等の成果を得た。
- ・ システムの安全評価に資する知識ベース構築
規制文書、規格基準類、技術文書などを対象とした知識基盤について、機能要件の整理を行うと共に、知識基盤構築上の課題を明確化した。また、工学的に予見し難い部位で新たに発現する可能性のある経年劣化事象および事象の複合作用として発現する可能性のある経年劣化事象について検討し、各劣化事象に対する感受性レベル、知識レベル及び管理レベルを明示した。

(2) 経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施

- ・ 炉内構造物の経年劣化に係る評価手法の高度化
引張特性、破壊靱性、IASCC 特性、応力緩和、スエリングについて収集評価を完了し、表計算ソフトを用いて照射材データベースを作成した。また、低延性照射材の破壊評価手順と定式化した傾向線による評価により、破壊強度の変化、ばらつきの影響度を確認した。
- ・ 疲労に伴う圧力バウンダリの構造健全性評価と劣化対策の高度化
最新の研究成果、実機評価事例、国外規格改定動向を踏まえ、環境疲労および熱疲労のメカニズムに基づく評価の体系化に向けた知識ベースの集約と技術基盤の構築等を行った。
- ・ 電気・計装システムの長期健全性評価に係る調査研究
原子力環境下での高分子絶縁材料の劣化が、高分子構造や電氣的・機械的特性に与える影響を明確にして、絶縁機能低下メカニズムを明らかにすることにより、非破壊劣化診断法の適用可能な劣化度の範囲に係る判断根拠等の知見を得た。
- ・ コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究
複合劣化に関する既往の研究結果に基づき、中性化、塩害、熱等の複合劣化を受けたコンクリートの強度低下およびひび割れ発生、ならびにコンクリート中の鉄筋の腐食進展および強度低下などの実験により、複合劣化因子の作用量と材料劣化の関係の定式化等の成果を得た。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

特になし。

プロジェクト名：(――) 原子力発電施設等安全性実証解析等（軽水炉燃材料詳細健全性調査（照射前試験等））

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

平成 24 年度までに実施した試験装置の詳細設計・整備、技術的課題を整理した結果等の成果を踏まえて、照射環境下での燃料及び材料の健全性に関する次の試験及び調査を実施した。

(1) 照射試験

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れの試験を実施するために必要な照射下試験技術について、JMTR に整備した材料照射試験装置を運転して炉外で動作確認試験等を実施した。また、材料照射試験に先立ち、未照射材の特性を調べるための試験を継続し、照射挙動を評価するために必要である基礎的な非照射データを拡充するとともに、既往研究等において照射した材料を活用した試験について、試験計画の検討・策定を進め、一部試験を実施した。

・材料照射試験（原子炉圧力容器鋼の照射脆化）

照射試験準備として、平成 25 年度は、未照射材のデータ取得、照射キャプセルの製作等を継続するとともに、加圧熱衝撃時の健全性評価手法を高度化することを目的に、亀裂伝播停止及び高温予荷重効果の評価に関する試験に着手した。

・材料照射試験（炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ）

平成 25 年度は、平成 24 年度までに検討した照射試験計画の内容を踏まえ、照射下及び照射後亀裂進展試験の実施に必要な材料照射キャプセルや試験装置等の準備を行うとともに、照射下亀裂進展試験に用いる荷重負荷ユニットや腐食電位センサーなど必要な試験技術の炉外での特性評価を進めた。更に、照射データの先行取得及び応力腐食割れ亀裂進展挙動の機構論的な検討に資するため、既存の JMTR 照射材及び非照射材等を用いた材料基礎特性評価試験に着手した。

・燃料照射試験

燃料照射試験は平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震以降中断しているが、できるだけ速やかに照射試験が開始できるよう試験装置等の維持管理を継続している。平成 25 年度は、整備した装置の性能を維持するために必要な点検を行った。

(2) 試験設備の点検・整備

中性子照射脆化試験、照射誘起型応力腐食割れ試験及び燃料異常過渡試験を実施するために必要な設備（照射試験装置及び照射後試験装置等）の設計、製作等の整備を進め、据付け・調整を行うとともに、平成 24 年度までに整備した設備を適切に維持・管理するための点検等を行った。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

東北地方太平洋沖地震以降 JMTR が運転停止状態であり、材料照射が行えない状況にある。なお、照射開始は JMTR の新規制基準への適合性確認審査を受け、認可以降となる。

プロジェクト名：(一) 高経年化技術評価高度化事業（その2 原子炉压力容器の健全性評価方法の高度化）

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

高経年化技術評価書の審査に係る原子炉压力容器に対する健全性評価方法の高度化として、現行の炉心領域部に対する健全性評価方法の技術的根拠についての再確認及び炉心領域部以外の健全性評価方法に関する技術的課題の整理、並びに確率論的解析技術の健全性評価への導入を目的とした調査を行った。

(1) 現行の健全性評価方法に関わる調査

- ・ 照射脆化予測法、破壊靱性評価法、高温予荷重効果評価法等について調査を行い、最新知見を反映させた高経年化原子炉压力容器に対する健全性評価方法として重要な項目を整理した。
- ・ 遷移温度領域における K_{Ia} の評価方法、及び K_{Ia} へのマスターカーブ法の適用性についての調査を行い、国内の原子炉压力容器鋼材に対して適切な K_{Ia} 曲線を設定する手法を検討し、最適な評価方法が得られた。

(2) 炉心領域部以外の部位に対する健全性評価方法の調査

- ・ 亀裂進展速度のばらつきに対する合理的な評価法として、Pathania らにより提案されている手法の適用性を検討するとともに、原子炉压力容器下部、計装ノズル貫通部の一次系環境下応力腐食割れ（PWSCC）損傷事例を調査した。
- ・ PWSCC の評価法の整備の一環として、美浜発電所 2 号機の SG 管台割れ及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構で開発した実規模モデルを対象に確率論的破壊力学（PFM）解析コード PASCAL-NP による試解析を実施し、コードの妥当性の確認を行い、解析手法の高度化に向けて課題を抽出した。

(3) 確率論的評価手法の適用性に関する調査

- ・ 想定亀裂、鋼材、中性子照射量の不確かさの取り扱いに関する課題の整理を行い、複数の亀裂及び複数の過渡事象を考慮した場合の亀裂貫通頻度の算出方法に関する情報の整理を行った。
- ・ 米国の欠陥分布データを調査するとともに、PFM 解析コード PASCAL3 を用いて米国の表面欠陥及び母材部の内部欠陥データ事例を参考として PFM 解析を実施し、想定欠陥個数が異なる場合の亀裂貫通頻度を求め、PFM 解析の活用方策の事例を示した。

(4) 確率論的評価手法の標準化に関する調査

- PFM 解析コードを用いた原子炉压力容器の健全性評価手法の標準化に向けて、関連する専門家からの意見等を踏まえて、PFM 解析の標準解析要領としての指針案を作成した。
- 解析コードの信頼性確認方法の検討として、PFM 解析コード FAVOR の信頼性確認方法を参考に、PASCAL3 について一部の項目の信頼性確認を実施した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

プロジェクト名：(一) 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

(1) 原子炉熱流動実験

- ・ 高圧熱流動ループの整備（図 1 参照）

設計基準事象及び重大事故対策に係る審査ガイドに反映する技術的知見の拡充及び開発を進めている国産システムコードなどの事故時の熱流動現象を適切に評価する最適評価コードの整備に必要な技術的知見を取得することを目的として、原子炉熱流動実験を実施する。それに向けて、実機運転圧力を超える圧力までの実験の実施が可能な高圧熱流動ループの整備を継続的に進めている。平成 25 年度においては、大気圧条件を対象とする水-空気系の熱流動ループの基本部分を完成すると共に、平成 26 年度以降に実施する高温・高圧化及び燃料模擬試験体の設置に向けた準備として、加熱用電源設備を調達した。平成 26 年度以降も実験設備などの整備を継続するとともに、平成 27 年度より単管試験体による実験、燃料集合体模擬試験体による実験を順次、実施する予定である。

(2) 格納容器実験

- ・ 大型格納容器実験装置の整備（図 2 参照）

重大事故対策に係る審査ガイドに反映する技術的知見の拡充及び開発を進めている国産コードの整備に必要な技術的知見を取得することを目的とした格納容器内熱流動実験の実施に向けて、実験に用いる大型の格納容器実験装置の整備を継続的に進めている。平成 25 年度においては、実験装置の設置場所の整備を行い、大型格納容器実験装置とその電源の製作を開始するとともに、ガス濃度の計測装置、データロガーなどの整備を進めた。また、大型格納容器実験装置の電気及び機械に関わる設計を実施した他、整備に必要な材料及び計測器類の一部を調達した。平成 26 年度以降も実験装置の整備を継続すると共に、平成 27 年度よりこれまでに整備した装置の基本部分を用いて実験を開始し、格納容器内の気流の熱流動挙動、放射性物質の移行挙動など、重大事故対策の効果にかかわる現象を解明する実験結果を順次、取得する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

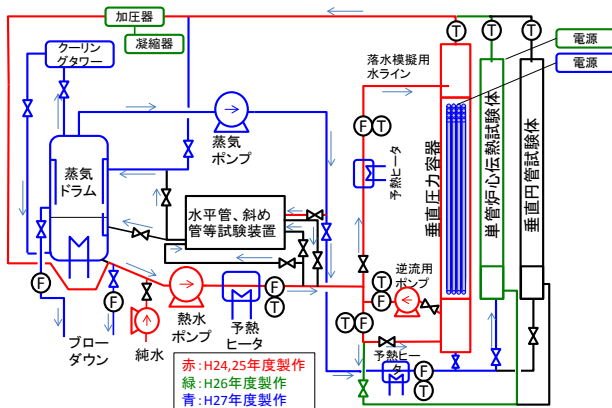


図 1 高圧熱流動ループの実験装置

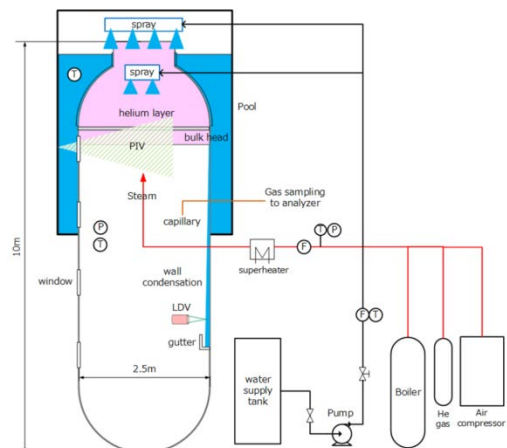


図 2 大型格納容器実験装置

プロジェクト名：(一) 臨界解析コードの信頼性向上に向けた調査

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）を踏まえたシビアアクシデント時の対策の妥当性評価においては、炉心の損傷・溶融の状況、溶融・破損燃料（燃料デブリ）の臨界特性を含む状態等を評価するために、安全評価コードや臨界解析コードの信頼性が重要となる。そこで、本事業では、臨界解析コードの信頼性向上に向けた以下の検討を実施した。

(1) 核燃料物質を扱う施設における臨界管理手法の再確認及び臨界管理の実例調査

核燃料物質を扱う施設における核燃料物質の臨界管理の考え方に関して、既存指針類をレビューし、臨界評価における核燃料物質の組成・形状、取扱設備の設計・施工管理要件、取扱条件（質量、濃度、水分等）の管理要件、燃焼度クレジット導入の要件、臨界解析コードにおける臨界管理に係る不確かさの課題等を抽出した。また、TMI-2(Three Mile Island Unit2)で生じた燃料デブリ取出し作業の実例について、臨界管理手法、及びこれに対する評価について文献調査等を行い、今後の臨界管理における課題等を検討した。

その結果、シビアアクシデント後の廃炉措置の各工程におけるリスク評価手法及びリスク基準の整備が必要であること、並びに燃料デブリの臨界解析に基づく環境への影響等のリスク評価を適切に実施するために臨界解析コードの実験的検証が必要であることが明らかとなった。

(2) 臨界解析コードの精度の実験的確認方法の検討

臨界解析コードの精度の実験的確認にあたり必要な燃料デブリ模擬体の組成を検討するため、過去の TMI-2 事故時の燃料デブリの文献を調査し、燃料デブリの形状・サイズ、組成、空孔率等の臨界特性に与える影響について有益な知見を得た。

これらの結果を踏まえ、燃料に炉心内外の構造材を模擬した材料（鉄、ケイ素、ジルコニウム等）を添加した燃料デブリ模擬体の組成を検討し、19 種類のペレットを試作した。試作を通じ、グリーンペレット成形のためのプレス圧力、ペレット成形が可能な燃料・構造材比率のデータ、焼結のための温度プロファイル等、試料調製に必要な基礎データを取得し、実験試料としての製作可能範囲を確認した。

今後の課題としては、1F 事故においては、コンクリートを含有することにより低密度となりかつ水没により臨界リスクが高い燃料デブリの発生が想定されることから、MCCI（Molten Core Concrete Interaction）を経た燃料デブリに関する情報を収集する必要がある。

上記の燃料デブリ模擬体を用いた実験手法として、軽水減速非均質型臨界実験装置の炉心に実験用装荷物を使用して試料を挿入、反応度値を測定する方法を検討し、当該手法に必要な開閉機構等を備える被覆管及び端栓を試作した。また、試作した装荷物が実験に必要な密封性能等を備えていることを各種試験により確認した。さらに、本事業で試作した燃料デブリ模擬体を当該装荷物により炉心に挿入した場合の反応度値を計算により評価し、臨界実験手法の成立性を確認した。その結果、燃料デブリ模擬体を実験試料として臨界実験装置内に導入し、臨界性への影響を定量的に観察する反応度値測定を実施できる見通しを得た。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

H25 年度における本事業の成果は、H26 年度から新たに開始した「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業において順次活用していく。

プロジェクト名：(一) 地層処分に係る地質評価手法等の整備

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

第一種廃棄物埋設の事業許可申請に係る審査において、処分施設周辺の地質環境等の調査・評価結果の妥当性確認に必要となる知見の整備を目的として、地震、火山等の自然事象及び地下水、岩盤等の地質環境に関するデータベースの更新を行った。また、それらの自然事象及び地質環境に関する調査・評価手法の適用性及び不確実性を把握するための調査、試験及び解析を行った。

さらに、地層処分事業の安全審査においては地質環境データに基づく設計及び安全評価が行われるため、「安全審査の基本的考え方」の策定に資する技術的根拠を整備した。

本事業により得られた主な成果は以下のとおりである。

- ① 第四紀火山、地質断層及び深層地下水に関するデータベースについてデータの拡充・GIS（地理情報システム）化を行った。
- ② 地質断層の再活動性評価手法、侵食速度の定量化手法、マグマ活動位置の評価手法等について、既存手法の高度化及び新たな評価手法の開発を行った。
- ③ 地下水流動の評価の信頼性を確認するための手法の整備として、混合地下水の年代測定技術を改良するとともに過去の海水面変化による海水侵入・流出時期及びその状況に関する評価手法を開発した。また、堆積岩地域の間隙水圧評価に関する室内実験手法・解析手法を構築した。
- ④ 坑道閉鎖後の地化学環境変化に関する将来予測手法の整備のため、地下微生物及び有機物の定量的影響評価手法を整備した。
- ⑤ 深部流体・熱水活動による地下水系への影響について、水温や流量、影響持続期間等に対する評価指標を提示した。また、平成 23 年東北地方太平洋沖地震に伴う温泉水大量湧出の原因を考察した。
- ⑥ 自然事象等の外的因子を考慮した地質環境条件の変化を評価するモデルを整備するため、熱－水理－応力－化学（THMC）特性の観点から自然事象の処分施設への影響及びそれらの連関関係を整理し、断層活動・火山活動による処分施設周辺の地質環境の THMC 特性への影響について取りまとめた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

誌上発表 9 件、学会発表 15 件

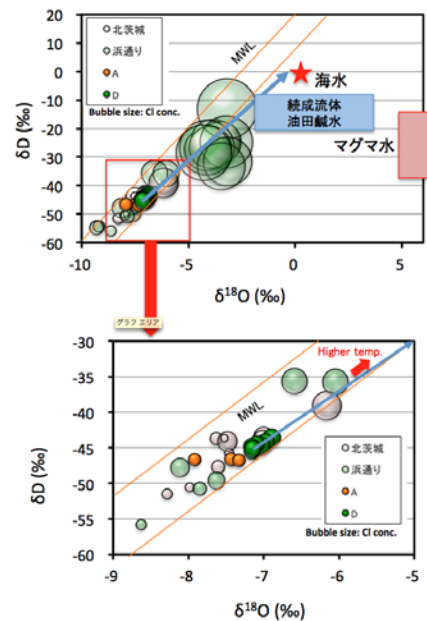


図 いわき市及び周辺部の深層地下水・温泉水の水素・酸素同位体比。Cl 濃度の高い試料（円の大きい試料）では、海水と天水のほか地下深部の粘土鉱物等の生成・分解による続成流体の混合が認められる。

プロジェクト名：(一) 原子力施設における断層等の活動性判定に係る評価手法の調査・研究

担当：安全規制管理官（地震・津波安全対策担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

本事業では、断層の活動性判定手法において、既往の手法となっている上載地層法以外の手法の整備を目的として、第一に、国内外における断層等の活動性評価手法の調査・研究結果等を広く収集・整理し、評価手法の有効性確認のための調査・分析に関する方針を策定した。第二に、断層の活動性判定手法の検討のために、地下深部の地質・地質構造に関するデータを取得した。

(1) 業務の進捗状況

・断層等の活動性評価手法の収集・整理等

断層内物質等を用いた断層の活動性時期の測定・評価手法について、文献からの情報収集を実施すると共に、各種分析手法による測定年代精度評価を目的として、活動性が明らかな下北半島の横浜断層を対象に試料採取（浅層ボーリング調査を平成 26 年 5 月～6 月に実施）及び各種分析を実施中である。

・地質・地質構造データ取得

地質構造探査に関しては、下北半島及び周辺海域における深度 10 km 程度までの地下深部構造、地下 6 km 程度までの速度構造（地震波伝播速度）、地下 3 km 程度までの詳細な地下浅部構造及び速度構造の把握のため、陸奥湾～下北半島横断～東通沖の測線全長約 55 km の区間について、平成 26 年 5 月～6 月に起震車（陸域）やエアガン（海域）を用いた物理探査（反射法及び屈折法地震探査）を行い、現在、取得したデータの解析を実施中である。

(2) 実施計画変更の内容

本事業は、関係各所との調整等に想定以上の時間を要し、平成 25 年度の実施計画を変更する事となった。

具体的には、地質構造探査における陸域調査測線の状況把握と海域測線に関わる関係各所との調整に際して、想定以上の時間を要した。特に、海上調査については、関係各所との調整の上、平成 26 年 5 月から 6 月上旬にかけて実施する工程に変更した。一方、浅層ボーリング調査については、オンサイトでの試料採取と分析作業に関して、また、全コア試料取得に関して、想定以上に準備及び実施作業に時間を要した。

地質構造探査のデータ処理解析作業、浅層ボーリング試料の分析作業及びこれらの結果を総合して断層等の活動性評価手法の収集・整理を完了するには、地質構造探査データ取得後半年程度を要する。

上記の理由により、実施計画の変更を行い、平成 25 年度の実施内容を平成 26 年度に繰り越すこととした。（12 月終了予定）。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(一) 福島第一事故を踏まえた震源極近傍の地震動評価の高度化

担当：安全規制管理官（地震・津波安全対策担当）付

1. 平成 25 年度成果概要

本事業では、震源極近傍の地震動評価及び長大な内陸地殻内断層の地震動評価に関する知見を整理するとともに、原子力安全規制に反映させるため、地震動評価手法の高度化を図った。

(1) 業務の進捗状況

新規制基準を踏まえ、震源極近傍の地震動評価及び長大な内陸地殻内断層の地震動評価に関する知見を収集・整理するとともに、特性化震源モデルの設定手法の検討を実施し、断層モデルを用いた地震動評価手法の高度化を図った。この際、特性化震源モデルのパラメータ設定の精度を上げるための考え方の整理も行った。

①震源極近傍の地震動評価

横ずれ断層を対象として、動力的断層破壊シミュレーションを行い、得られた条件下における断層近傍の地震動レベルを把握した。

②長大な内陸地殻内断層の地震動評価

長大逆断層を対象として、動力的断層破壊シミュレーションを行い、動力的なアプローチから、円形クラック式に代わる応力降下量が算定できる評価手法を検討した。

(2) 実施計画変更の内容

本事業において、新たな知見を収集する過程で、本事業に資する可能性のある新たな知見が示されたため、平成 25 年度の実施計画を変更する事となった。

地震動評価の高度化を目的とする本事業では、新たな科学的・技術的な知見が得られれば、随時、本事業に係る調査・研究にそれを反映することが求められている。そのため、同知見が真に本事業に資するかどうかについて精査する必要がある。この精査においては、地震発生メカニズムの根幹ともいえる断層の性状を決める多数のパラメータを変化させながら多くのパターンでのシミュレーションを行うため、その計算時間に多大な時間を要する。

上記の理由により、実施計画の変更を行い、平成 25 年度の実施内容を平成 26 年度に繰り越すこととした。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし