

平成26年度安全研究成果調査票
(中間評価)

平成27年7月

目次

番号	プロジェクト名	ページ
A01	国産システムコードの開発	1
A04	軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備	11
A05	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）	21
A07	燃料破損限界に関する研究	30
A08	混合酸化物燃料特性評価に関する研究	40
A10	燃料等安全高度化対策事業	50
A11	軽水炉燃材料詳細健全性調査	59
A12	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	67
A17	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	77
B01	シビアアクシデント試験と国産解析コード開発	87
B05	被ばく評価手法の高度化研究	97
C02	破損燃料輸送に係る技術調査	104
C04	加工施設のリスク評価に係る研究	114
C05	再処理施設のリスク評価に係る研究	124
C06	商用再処理施設保守管理技術等に係る研究	134
C07	使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究	143
D02	地震動評価技術の整備	154
D06	外部事象に係る構造健全性関連研究	164
D07	地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備	175

A：主担当 安全技術管理官（システム安全担当）付

B：主担当 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

C：主担当 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

D：主担当 安全技術管理官（地震・津波担当）付

※上記以外のプロジェクトについては、事後評価又は年次評価の調査票を参照

(A01) 国産システムコードの開発

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 30 年度）

新規基準が要求する炉心損傷防止対策等の有効性評価等に係る安全性向上評価の妥当性を、安定的、継続的に、かつ適確に確認していくためには、多重故障事故等に対して、既存の解析コードを単に結合させるだけではなく、最新のシステムコードでも未解決な多くの重要な技術的課題を解決して解析上の不確かさを低減させた国産システムコードの開発が必要である。別途開発する格納容器損傷防止対策等の妥当性確認に適用する国産コードと連携を図り、適用事象及び現象について漏れなく一貫させる必要もある。また、国内外で今後得られる最新知見、安全規制等を通じて必要となる解析機能を、所定の予測性能及び定量化された不確かさの下で適時にコードに反映するとともに、詳細が未解明の熱流動、核熱結合、燃料挙動等の現象に対して実験等を実施し、同コードの妥当性確認等に必要熱流動実験データベースを拡充する必要がある。

本事業では、運転時の異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象に、最新の知見・技術に基づき、かつ柔軟で堅牢なコード基盤をもつシステムコードを自主開発するとともに、その上下流側コードとの間の自動化を推進し、連携を強化することで、今後得られる知見及び安全対策に対しても適時に対処でき、安全性向上評価制度の下での規制及び安全性の継続的な向上に貢献できる技術的評価手段を整備する。

国産システムコードでは、全体の作業工程の効率化のため、新規にプログラムを作成して柔軟に拡張でき、かつ堅牢なプログラミング及びデータ構造をもつコード基盤を提供するコード本体（基盤部）と、不確かさ低減の鍵となり、現状の最新技術に基づいて開発し将来基盤部に組み込む高度化機能部とに分離し、両者を並行して作業することで効率的に開発を進める。また、必要な V&V（Verification and Validation：検証及び妥当性確認）を実施し、信頼性の高い解析コードとする。これまで実施した作業は次のとおりである。

基盤部では、開発のための有効な方法論を定めることから始めた。次にこの方法論にのっとり簡単なパイロットプログラムを作成し、オブジェクト指向によるパッケージ化及びデータ構造が、所期の目的どおりに有効に設計されていることを確認した。さらに、最新の原子炉システムコードの構成及び構造を調査し、その結果を考慮して最終的な設計方針を固めた。これらの成果に基づき、基盤部に組み込む熱水力モジュール及び熱伝導モジュールの詳細な設計仕様を決定し、本格的なデータ構造の設計に着手した。

一方、高度化機能部については、まず PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table: 重要度ランク表）の作成等を実施して開発要件を系統的に定め、個々の要件に詳細な開発仕様を検討した。次に 2 相流熱流動場の基礎方程式の追加又は変更、数値解析手法の堅牢化及び高度化、コンポーネントレベルへの詳細熱流動解析機能の追加等を実施した。さらに、3 次元コンポーネントモジュールの高度化に関する設計検討、サブクール沸騰試験データの拡充、ボイド挙動試験の仕様検討等を実施した。

2. 平成 26 年度までの主要作業

2.1 基盤部の開発

平成 26 年度までに基盤部（コード本体）の開発について次の作業を実施した。なお、平成 25 年度までの作業は（独）原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）で実施した。

2.1.1 開発のための方法論の選定

平成 24 年度は開発のための方法論を選定した。大規模な計算コード等をゼロから開発するには、まず開発のための有効な方法論を定めることが必要となる。例えば、基本的な開発工程は 1. 概念構築、2. 要求定義、3. 設計、4. コーディング、5. 統合とコード検証、6. インストール、7. 運用及び保守に分けられる。国産システムコード

の基盤開発においても、開発のための方法論を適切に選定して取り入れることとした。特に1. から4.の4項目を重点的に検討することで、長期かつ継続的な開発を行うコードの基盤の構築に資することに主眼をおいた。

(1) 概念構築

国産システムコードの基盤開発の概念構築では、コードの開発並びに継続的な活用及び発展のために基本方針及びこれに基づく開発方針を定めた。

- ・ スクラッチから（新規にゼロから）のコード開発、高機能化部機能を統合可能な骨格作りの実現、柔軟なコード改良に対応する開発手法の採用及び開発を通じた人材育成、技術継承の実施

これらは機能性と操作性とを両立させ、既存の知的財産権に抵触しない独自コードの開発、設計基準外事象まで適用範囲拡大を想定した基本設計、今後の規制要件等の高度化に柔軟に対応する設計等に基づき方針化した。また、この基本方針に基づいて一貫性のある構成・書式の実現、オブジェクト指向型によるパッケージ化の徹底及び拡張性のあるデータ構造の構築を開発方針として目指すこととした。

(2) 要求定義

要求定義では、国産システムコードの活用目的を構成する要件を含めた様々な観点から検討し、基盤部の基本要件及び仕様を決定した。その一例として東京電力（株）福島第一原子力発電所事故からの教訓・知見として要求される事項をまとめる。まず設計基準外事象の対応として、必要な安全設備等の拡充に対応できること、対応マニュアル等の整備等のための広範な数値実験ができること、不確かさを含めた安全評価を実現できることが要求事項として挙げられた。また、多号機立地での事象進展、号機間の相互作用を考慮できること、並びに適切な設備配置の検討及び評価ができることが挙げられた。さらに、多重故障・多重起因事象評価の重要性から、低確率、高影響事象・現象に対する安全評価ができることが挙げられた。

(3) 設計及びコーディング

基盤部の設計においては基本要件を満たすための基本設計として、データ構造の検討を行った。また、基本設計の全体像を把握するため、仮実装としてC++言語でのコーディングを開始した。その際に独自のコーディング規則及び命名規則を作成するとともに、最新のソフトウェア開発における規則及び標準的な手法等の動向を調査し、適宜取り入れた。さらに基本設計の最適化を図り、必要に応じて更新前の基本設計等に容易に戻ることを可能とするバージョン管理ツールを導入した。

なお基本設計案の確認のため、簡易流体ソルバの実装を行った。基礎式は必要最低限の構成式を含む2流体1圧力モデルとし、非圧縮性流体を仮定した。この作業ではデータアクセスの実効性の確認を主眼に、その適切性、基本設計の見直しの要否等を確認した。こうした検討によりクラス等の分類を大枠で確立した。

2.1.2 パイロットプログラムの作成

平成25年度は、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、オブジェクト指向によるパッケージ化及びデータ構造が、所期の目的の通りに有効に設計されていることを確認した。さらに、最新のシステムコードの構成及び構造を調査し、その結果を考慮して最終的な設計方針を固めた。

(1) コントローラ的设计

解析コードを構成する要素を大枠でくくり、個々の機能を効率的かつ柔軟に実装、処理及び管理するために、機能ごとにコントローラ・モジュールで分割し、プログラム上、独立させた。表1にその構成例を示す。

表1 主要なコントローラの構成例

Table 1 Examples of a Framework of Major Controller Modules

コントローラ名	概要
Command Controller	UIからのコマンドの判別、及び後段処理の決定
Database Controller	各種データベースの管理
;	:
Postprocess Controller, Preprocess Controller	ソルバの演算後処理の管理、同前処理の管理
Solver Controller	ソルバエンジンの管理
Time Controller	演算に関する時間パラメータを管理する
Variables Controller	コード内で使用される全変数を管理する

(2) クラス分類の考え方

特定の機能をもつ要素の全体はコントローラ・モジュールで一括管理するが、関連するクラス分類の考え方に

ついて、数値計算アルゴリズムをメソッドとして記述するソルバ・コントローラを例に説明する。ソルバ・コントローラ・クラスでは数値計算アルゴリズムに従って処理に必要なソルバ要素を呼び出すため、基礎方程式、対象領域等により、流れ場、温度場、熱伝達、中性子動特性等に対するソルバを分類し大分類項目とした。さらに大分類の下で、中・小の下位レベルを分類し、個別の数値解法等のアルゴリズムを記述するクラスを中分類項目、構成方程式等の個々の解析モデルを小分類項目として階層化した。小分類項目中の要素は、中分類の数値解法クラスから呼び出される構成とした。このように、類似のソルバ要素を階層ごとに分類し整理して、インスタンス化すべきオブジェクトの整理、コードの可読性、保守性の向上等を目指した。

これらの設計想定に基づいてパイロットプログラムを作成し、データ構造が有効に機能することを確認した。

(3) 現行コードの調査及びコード開発方針の検討

Fortran 言語でプログラムが記述された現行の最新版システムコード⁵⁾について、パッケージ化並びにコードの堅牢化及び合理化の実現レベルを評価する観点から調査を実施した。この結果、当該コードにおいても、Module 機能を用いて機能ごと・データ構造ごとにパッケージ化が推進され、各 Module 内でのデータ使用の合理化及びデータアクセス制御による堅牢化が達成されていることが確認できた。一方で、今回新たに開発する国産システムコードでは、様々な時空間スケールの基礎式、構成式等が混在し、これらを時空間精度の異なる複数の数値解法の下で実装することとなる。これは、同一の物理プロセスに対しても、数値解法等によって、単純なスカラー量から、数値解法に固有の変数及び想定精度に対応した異なるヤコビ行列を構成する必要が生じることを意味する。

データ構造には、コード全体にわたる詳細処理及びデータの流れを熟知した上で、今後の拡張性を考慮した設計がなされることが求められる。これは、今後の新知見及び新機能への要求、すなわち必要となる変数データの内容・構成・構造の未知なモデル化対象に対し、基礎式、数値解法等を予め特定した上でデータ構造を決定するのが困難であることによる。ただし、開発プロセスの合理化のため、既知の最新コードの構造等を念頭に、前項に示したクラス分類の考え方を踏まえ、さらに基礎式、数値解法等の開発計画から想定される一定の拡張性を考慮してデータ構造を定める。また、新知見、新たな機能要求等の反映が必要となる場合には、データ構造から見直すことの要否を検討した上で、アドホックな拡張も許容するなどして段階的な拡張を目指す。

なお、開発に当たっては、モデリング&シミュレーションの方法論に則り、モデル V&V の手順に従ってコードの検証及び妥当性確認を系統的に実施することにより、コードの信頼性の尺度となる不確かさを定量化するとともに、開発作業全体を整合的に進めるために品質管理及び文書化にも積極的に取り組む。

2.1.3 システムコード1次元版プログラムの作成

平成 26 年度は、平成 25 年度に実施した最新の原子炉システムコードの調査結果等を踏まえて、国産システムコード基盤部で使用する解析手法の詳細かつ具体的な仕様を決定した。具体的には、熱水力モデルに係る仕様(基礎式、離散式、構成式、流体の物性値、数値解法)、熱伝導モデルに係る仕様(基礎式、離散式、構造体の物性値、数値解法)、原子力施設内の各機器の制御システムを模擬する制御系モデルの仕様を決定した。加えて、これらのモデルを用いて原子炉施設内の各機器を模擬する様々なコンポーネントモデルの仕様を決定した。

ここで、熱水力モデルについては、気相及び液相の 2 流体を対象とした質量、運動量及びエネルギーの保存式に基づく基礎式、完全陰解法及び半陰解法を用いた離散式等を導出した。また、界面及び壁面のせん断力、界面及び壁面の熱伝達等を評価する構成式を選定した。なお、基礎式については、3 流体場(気相、液連続相、液分散相)の保存式を 2 圧力(気相、液相)で取り扱うように拡張する計画である。熱伝導モデルについては、集中定数系、1 次元の円筒座標系及び直交座標系の熱伝導方程式に基づく基礎式等を導出した。制御系モデルについては、これを構成する論理モデル等を選定した。さらに、以上をまとめた文書として、詳細な技術仕様書を作成した。また、上記にて決定した解析手法に基づいて、基盤部に要求される個々の具体的なデータ及びそのデータ間の関連性に従いオブジェクト指向によるプログラムのパッケージ化の下で想定されるデータ構造を決定した。

2.1.4 システムコードのプリ・ポスト処理ツール試作版の作成

国産システムコードを用いた安全解析において、作業負荷を低減し効率及び品質を向上させることを目的として、操作性に優れたプリ・ポスト処理ツールを開発している。このプリ・ポスト処理ツールに要求される操作性の検討及びプリ・ポスト処理で取り扱うデータベースの構造の調査を目的として、試作版を作成した。

試作版は、簡易原子炉システムコードを対象に、その入力ファイルを作成するプリ処理機能、バイナリ形式の出力ファイルを読み込み、解析結果を可視化するポスト処理機能を有する。試作版のコンソールウィンドウにおいて、同コードで用いる熱水力解析モデルの解析体系ノード図を簡易、断面、立体の3種の図で記述し、これらのノード図を直接操作することで、入力データ作成及び解析結果の可視化を実施できる(図1)。解析結果の可視化においては、コンソールウィンドウ上で指定したノードのパラメータについて、空間分布及び時系列挙動のグラフを記述できる(図2)。試作版の作成においては、使用者が必要な操作を直感的に実施できることを設計方針として、GUI(Graphical User Interface)を使用すると共に、簡潔かつ少ない操作で実行できる機能を実装した。

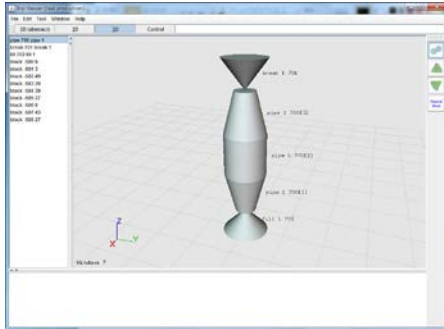


図1 熱水力解析モデルのノード図表示機能

Fig. 1 A Screen Display Function for TH Model Noding

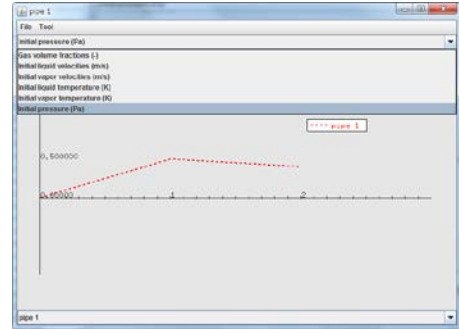


図2 解析結果のグラフ描画機能

Fig. 2 An Example of Graph Drawing Function

2.2 高機能化部の開発

平成26年度までに高機能化部の開発について次の作業を実施した。

2.2.1 開発要件の抽出(H24年度の作業)

高機能化部では、現行の米国NRCの最新システムコードTRACE 5.0の技術レベルを前提条件とし、新規基準に必要な機能及び性能について、不確かさの低減を主眼に同コードのもつ技術的課題を分析して具体的な要改良項目を抽出し、優先度を付けて整理した上で、優先度の高い項目について基盤部の開発工程に対し先行的に開発している。平成24年度はその開発要件を整理した。

開発内容の絞込み及び要求定義としては、安全評価コードに対する系統的なモデル開発のための方法論として、米国NRCが提唱するEMDAP(RG 1.203¹⁾及びSRP 15.0.2²⁾に記載に記載され、安全評価上の課題及び開発項目の決定に試用するツールとして、PIRT¹⁾、³⁾、MCM(Model Capability Matrix)及び評価マトリックス(Assessment Matrix)⁴⁾を作成し、活用した。これらのツールは、米国NRCの最新システムコードTRACE 5.0⁵⁾の開発においても使用され、TRACG⁶⁾等の米国産業界コードでも同様に活用されている。

なお、高機能化部では、2流体及び/又は多流体場の熱水力基礎式、ノード・ジャンクション法を用いた圧力場によるコンポーネント結合を前提に、原則として開発モデルをモジュール化し、基盤部に組み込みやすいように構成する。しかし、開発の効率化の観点から、使用言語については、構造化及び可能な範囲でのモジュール化が実現できることを要件化するにとどめ、現行コードとも親和性が高く、必要に応じてモジュールレベルで現行コードに組み込んで機能を確認できるよう、Fortran 95以降のFortran言語を使用することとした。

(1) 開発要件の抽出(PIRT、MCM、評価マトリックスの作成)

PIRTは、安全評価対象とする事象のすべてに対し、原子炉施設内各領域で生じる現象を漏れなく同定し、さらに当該事象に即した安全上の判断基準に基づいて重要度を判定するためのツールであり、原子炉施設の安全評価及び安全評価に使用する解析コードの要求定義を整理するために用いる基盤ツールとして、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故からシビアアクシデントに至るまで幅広く活用されている。

平成24年度は、安全性向上評価で想定される技術支援を実施する上で、システムコードが取り扱うべき優先度の高い重要現象を抽出した。まず国産システムコードの適用対象プラントとして、次を選定した。

- ・ BWRプラント： BWR2からBWR5、及びABWR(SBWR及びESBWRは対象外)
- ・ 国内に設置された従来PWR及びAPWR(EPRは対象外)

適用対象とする燃料をBWR用：7×7、8×8、9×9及び10×10、PWR用：17×17等の既存燃料とした。物理領域については、圧力容器及びその内部機器・配管・弁、格納容器及びその内部機器・配管・弁、並びに使用済燃料

貯蔵プールとした。運転・事故状態のカテゴリについては、運転時の異常な過渡変化、事故、BDBA (Beyond DBA) として多重故障 (炉心損傷前まで) 及び炉心損傷後の超長期冷却とした。さらに、これらにかかわる判断基準を表す FoM (Figure of Merit : 性能評価指標) に、燃料の設計許容限界、燃料被覆管の健全性限界及び圧力容器の健全性限界を選んで、表 2 のように PIRT を作成した。同 PIRT では BWR で約 300 項目、PWR で約 220 項目の現象を同定し、対象とするすべての運転・事故状態のカテゴリに対して個別に重要度のランク付けを実施した。

続いて PIRT に従って MCM (Model Capability Matrix) を作成し、現行システムコードの課題を抽出した。MCM は、PIRT により新規規制基準への対応のため抽出された種々の重要現象に対する解析能力をコードのモデル階層ごとに整理するもので、開発すべきモデルの特定に使用される。国産システムコードの高機能化部の開発においては、MCM に基づき、不確かさ低減の観点で現行の最新コードに対する改良の要否を決定した。

この結果、モデル改良が必要となる重要現象として、PIRT における重要度が高であり、かつ現行最新システムコードでモデルが欠落しているか又は重大な不確かさを生じる可能性が想定される現象を選定した。さらに重要な現象に対する知見の充実度レベルが低い場合には、数学モデル又は数値モデルのレベルだけでなく、概念モデルのレベルにまで遡った開発も必要とした。このようにして、対応すべき重要現象に対するモデルが不備と判断される項目が具体的かつ網羅的に抽出された。抽出された項目が属するコード中のモデル階層は次のとおりである。

- ・ 2 相流基礎式、数値解法 (ソルバ) 、3 次元多群中性子動特性、物理モデル/構成式及び物性値

なお、初年度における改良対象として、開発期間を要する案件を優先するとともに、コードの異常終了、不適切な解析結果を防止する基礎的な機能の改良を最初実施するのが望ましいとの観点から、上記のコード階層中で、EUROFASTNET における提言⁷⁾も参考として次を選定することとした。

- ・ 2 相流基礎式の改良として、3 流体化、界面積濃度輸送方程式 (以下「IATE」

(Interfacial Area Transport Equation) という。) の組み込み及び 2 圧力化

- ・ 2 相流ソルバの開発として、堅牢なソルバ (従来ソルバの枠内での改良) 、高性能ソルバ (新規に開発し、高忠実度かつ数値的に堅牢なソルバ) 及び汎用 Newton-Raphson (以下「NR」という。) ソルバ

評価マトリックスについては、平成 24 年度はプロトタイプ版を TRACE 5.0 コードの妥当性評価用試験を参考に、国産システムコード開発プロジェクト中で高機能化部に組み込むモデルの実現象模擬性能を評価するために、個別効果、総合効果、コンポーネント、実機等の現象階層ごとに、比較対象とする試験又は実験をマトリックスの要素として展開した。なお、同マトリックスは、PIRT により抽出された種々の重要現象に対してコードの妥当性評価のため実施すべき試験を、生じる現象の階層ごとに整理するものである。

最後に、以上の作業について、専門家のレビューを受けた。そもそも PIRT の作成は、一人又は少数の専門家で取り組むだけでは十分ではない。PIRT は、作成対象とする分野の隣接領域も含め、複数の高度な専門家の十分な審議を経ることで、網羅性及び客観性を高めなくてはならない。また、完成後も最新知見に基づいて適宜更新して行かなければならない。このような観点から、JNES では、外部有識者による発電炉安全解析評価検討会、

表 2 BWR 用 PIRT の例
Table 2 Example of PIRT for BWR

原子力学会“熱水力安全評価基盤技術高度化検討 SWG2 スケーリング”、その他等で専門家に説明し、一定のフィードバックを得た。今後も専門家レビューを幅広く受ける必要がある。

(2) 作業計画の立案

H24年度は、摘出された開発要件について、次の項目に関する具体的な作業計画を立案した。

- ・ 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、システムコードの3流体化、高性能システムコードソルバの開発、圧力異常振動に堅牢なソルバの開発、システムコードへのIATEの組込み並びに汎用NRソルバの開発

(3) 実施した作業

圧力異常振動に堅牢なソルバの開発、IATEの組込み及び汎用NRソルバの開発に着手した。

圧力異常振動に堅牢なソルバの開発として、TRAC系コードのICE (Implicit Continuous Eulerian) 法ベースのソルバを構成する圧力補正型2流体数値解法において、凝縮誘起水撃現象、Water Packing等の圧力場の異常振動が生じるボイド率不連続面を含むノード及びその上下のノードの計3ノードに対し、予測子ステップにおける液相の流速補正項に対し、数値振動を抑制するための物理的なメカニズムとして仮想質量効果及び界面せん断力を大幅に増加させる等のプログラム修正を実施し、その改善効果が有意となる調整範囲についても調べた。また、数値流束項について圧縮性の効果を反映する修正を行った。凝縮誘起水撃現象に対してはこれらの物理的なメカニズムに基づく修正は有効ではなかったが、移流項への圧縮性効果の反映については、図4に示すように、凝縮誘起水撃(CIWH)現象に対しても、異常な振動が大きく緩和される結果を得、改良ソルバの有効性を確認した。

IATEの組込みについては、過渡的な変化に対する固定流動様式マップの適用性に対する懸念を払拭し、合わせて不確かさの小さい界面積濃度の予測値を得るために実施した。このためには、気液間の熱的、力学的な相互作用を機構論的に評価するモデルが必要となることから、最も有望とされるIATEに基づくモデルとして、1次元1群IATE¹⁶⁾を現有のシステムコードの1次元モデルに組み込み、垂直円管体系内2相流に関する既往試験を対象に計算を実施し、水-蒸気系の試験結果と比較することによりその性能を評価した。その結果を図5に示す。IATEを考慮(図中の“モデル有り”)することで、ボイド率予測性能が向上した結果が得られた。

また、汎用NRソルバについては、JNESが開発した既往の多相多流体場を対象とし質量及び運動量の保存式を陰的に結合した大規模行列を同時に解く結合解法を採用したソルバを対象に、可読性に優れ構造化プログラミングが可能な最新のFortran 2003を使用してモジュール構造化した上で、原子炉システムを単純化した体系を対象に試作したソルバの性能を評価するための解析を実施し、所期の結果が得られることを確認した。

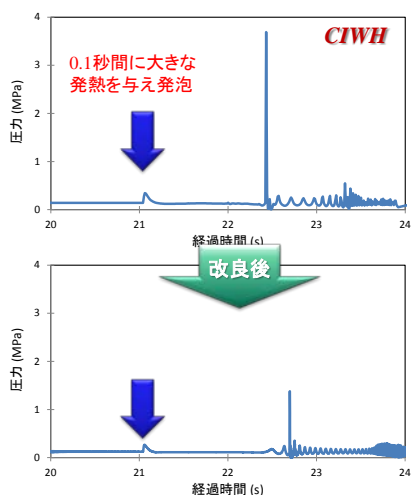


図4 凝縮誘起水撃現象時の圧力異常振動の抑制効果

Fig.4 Suppression of Numerical Pressure Oscillation in CIWH

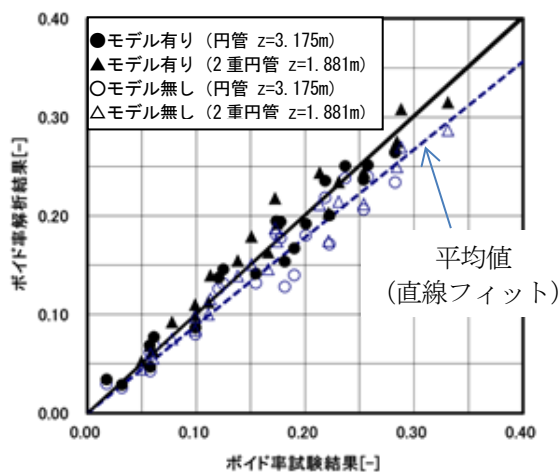


図5 IATEの有無による比較

Fig.5 Comparison of Void Fraction w/o IATE

2.2.2 平成25年度の作業

以下に平成25年度における高機能化部の開発内容をまとめる。

(1) 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

設計基準事故及び多重故障事故にて生じる低圧・高サブクール条件下での沸騰-凝縮現象の発生時、LOCA時

の ECC 水注入時等においては、冷水注入による急激な凝縮に誘起される CIWH 現象、再冠水時の解析時等で生じる Water Packing に伴う圧力及び/又は圧力に関する数値的な異常振動及び解析の異常終了に対処するため、1 次元 2 流体モデルを対象に、界面圧力と液相部の圧力差をモデル化して運動量式に反映することで、圧力を 2 圧力化したプログラムを作成し、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対象に 1 圧力場及び 2 圧力場で解き、圧力の異常振動に対し、2 圧力化による振動低減効果を確認した (図 6)。また、サブクール沸騰試験装置の設計及び組立てを実施し (図 7)、低圧時の強制対流サブクール沸騰の機構論的モデル化に活用するための気泡離脱機構に関する実験データを取得した。

(2) システムコードの 3 流体化及び構成式開発

システムコードの 3 流体化又は多流体化は、平成 24 年度に作成した PIRT^{1), 3)} 及び MCM にて、設計基準事故及び多重故障事故にて生じる現象に対して 3 流体化が重要であることを示した。EUROFASTNET⁷⁾ においても、2 流体モデルの予測性能上の課題である蒸気発生器に流入する 2 種の径の液滴場による Steam Binding、沸騰遷移及びその後の伝熱面の冷却、スプレー冷却等の解析について、多流体場への拡張が必要と結論付けている。平成 25 年度は、1 次元 2 流体モデル、基礎式、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 流体化を進めるとともに、改良又は組込みが必要となる構成式を実装し、機能を確認した。

(3) 高性能ソルバの開発

高圧時の振動現象、低圧時の沸騰・凝縮現象、臨界流等の評価を始め、システムコードを適用する広範囲の現象の多くで、解析の信頼性の基礎となるソルバの忠実度は十分でない。また従来型ソルバの場合、2 流体基礎方程式の不適切性のため、忠実度と堅牢性とは二律背反する。平成 24 年度に作成した PIRT^{1), 3)} 及び MCM にてこの問題への対処が重要であることを示したが、そのためには基礎式又は数値解法を双曲化した上で数値解法を高精度化することで、忠実度、堅牢性をともに向上させる新ソルバの開発が必要となる。EUROFASTNET⁷⁾ においてもソルバの忠実度向上を対処すべき課題として提言している。このため、Strang の演算子分離法^{10), 11)} を用い、時間 2 次精度、空間 5 次精度¹²⁾⁻¹⁴⁾ のソルバを開発し、ベクトル移流方程式のヤコビ行列に対し、スペクトル分解して解く方法及び最大固有値評価に基づき分離法を一意にしてベクトルの成分ごとに解く二つの方法を検討した。また、単相流、2 相流のベンチマーク問題を解き、解検証を実施した。図 8 にリーマン問題¹⁵⁾ を解いた結果を示す。不連続な状態変化がある問題に対しても、1.3 次の空間精度が得られ、良好な解析精度が達成された。

(4) 3 次元 CFD コンポーネントの開発

重大事故等の結果、ECCS 注水により PWR コールドドラッグ内での温度成層の形成及び 2 相水平層状流の相分離、ダウンカマ内の低温プルームの形成の 3 次元的な流れ及び/又は熱流動の挙動が生じ、安全評価パラメータの変化に重要な影響を及ぼす。相分離したコールドドラッグ内等で 1 次側急減圧時に生じる CIWH も 3 次元熱流動現象である。また、PWR の小破断 LOCA 時、給水喪失過渡時等で ATWS 事象が発生すると、高出力条件下での自然循環冷却状態となる結果、蒸気発生器の伝熱管群内で、非凝縮性ガス及び蒸気泡と冷却水との間で複雑な 3 次元 2 相流動が生じ、炉内の冷却水流れに影響を及ぼす。EUROFASTNET⁷⁾ においても解決すべき課題として 3 次元熱流動現象への的確な対処を提言している。平成 25 年度は、前年度開発した汎用 NR ソルバをベースに、ノード・ジャンクションモデルに柔軟に結合できる 3 次元 PIPE、TEE 及びダウンカマの各 CFD コンポーネント並びに 3 次元熱構造体コンポーネントのコーディングを実施し、機能をおおむね確認した。

(5) システムコードへの IATE の組込み

平成 24 年度作業の結果、2 次元 1 群 IATE を用いた実験解析では、界面濃度分布が実験結果と合うにもかかわらず、ボイド率及び気液流速分布が実験結果と整合しないことが判明した。平成 25 年度は、最新の乱流統計理論を適用して界面と乱流との相互作用を定式化するにより多次元 IATE そのものを見直す作業を実施した。また、1 次元 1 群 IATE を組み込んだシステムコードを用いて水、水蒸気の垂直 2 重円管内 2 相流に関する既往試験¹⁷⁾⁻²¹⁾ を対象に計算を行った。低圧条件を対象とした試験結果と比較して IATE の有無にかかわらず蒸気発生量を過小評価することが分かり、低圧条件への適用に課題のあるシステムコード側の強制対流サブクール沸騰モデルについて、正味の気泡離脱条件、離脱気泡径、離脱気泡に対する相対流速等のモデルを組み込む等の修正を行った。

(6) 汎用 NR ソルバの開発

汎用 NR ソルバは、設計基準事故から重大事故等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を提供することを目標に開発を進めている。このソルバでは、多流体モデルに基づいて任意数の質

量、運動量及びエネルギーの保存式を取り扱うことができる。平成 25 年度は、昨年度開発した汎用 NR ソルバの性能を評価するため次の 3 種類の計算を実施し、安定な計算ができることを確認した。

- ・ 配管沸騰流れ (1 次元定常体系；質量、運動量、エネルギー保存則がそれぞれ 2 本)
- ・ 沸騰 (UO₂) プール挙動 (2 次元非定常体系；質量、運動量、エネルギー保存則がそれぞれ 2 本)
- ・ 原子炉建屋内水素流動 (3 次元非定常体系；質量、運動量、エネルギー保存則がそれぞれ 6、2、4 本)

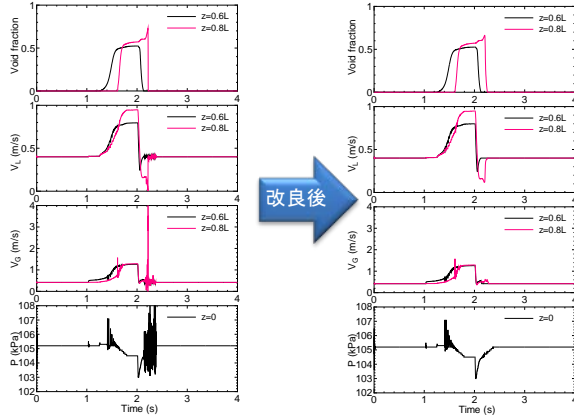
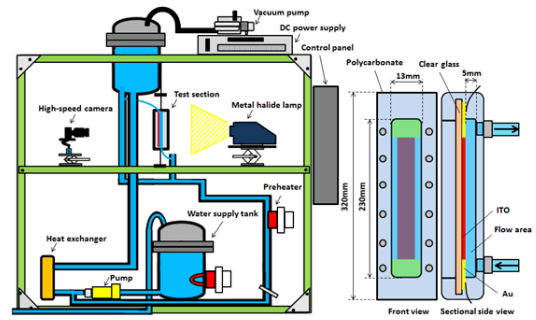


図 6 2 圧力化による CIWH 時の圧力振動の低減効果

Fig. 6 Pressure Oscillation Suppression Effect



(a) 沸騰ループ (b) 試験部

図 7 強制対流サブクール沸騰試験装置

Fig. 7 Schematic of Experimental Apparatus

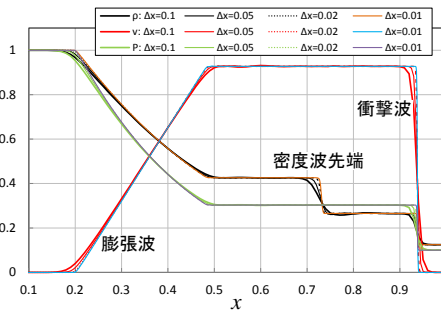


図 8 リーマン問題¹⁵⁾に対する高性能ソルバの解析結果

Fig. 8 Analytical Results of a Riemann Problem with the use of High Performance Solver

2.2.3 平成 26 年度の作業

以下に平成 26 年度における高機能化部の開発内容をまとめる。

(1) 低圧時サブクール沸騰挙動解明試験

平成 25 年度にて設計・製作した実験装置及び試験部 (図 7) を改良し、必要な試験部及び計測装置を設計・製作して拡充するとともに、強制対流サブクール沸騰時の沸騰熱伝達特性の解明のために、可視化観察並びに水温及び伝熱面温度の計測を実施した。この結果、液温分布、沸騰核密度、伝熱面上の気泡面積割合、気泡径等の実験データを取得できた。また、離脱前後の気泡凝縮熱伝達特性に着目して、凝縮熱伝達率、気泡径、界面積等の実験データを取得した。

(2) 事故時ボイド挙動解明試験

熱流動試験を実施して BWR 燃料集合体内の事故時のボイド挙動を解明するために、試験の目的、必要性、実施内容等に関する作業計画書を作成するとともに、電気加熱による模擬燃料棒を複数本装荷する模擬燃料集合体及び試験条件について、詳細を定めた。試験装置の具体的な設計、組立て等は平成 27 年度に実施する。

(3) 3 次元 CFD コンポーネントモデルの開発

3 次元 CFD コンポーネントモデルは、複雑な多次元多流体の流れを数値的に安定して解くために、全ての物理量を一括して NR 法の反復で解くソルバ (SOAR 法) を採用している。しかし、平成 25 年度の作業の結果、次の特定の条件下でこの SOAR 法が不安定になることが明らかになり、その対策方法を整理した。

- ・ 蒸気相体積比が非常に小さいとき、蒸気流速及び温度の変化に敏感になり、NR 反復が不安定化
- ・ ヤコビアンを要素とする行列が正則であるにも係わらず、反復行列解法が破綻する流動状態の存在

また、解析性能の向上策として次に示す方法を検討し、相間運動量交換に関する一部モデルの改良を実施した。

- ・ 形状模擬性向上のための直交格子 AMR 法の採用、界面積濃度輸送式の改良及び新たな相間運動量交換モデルの開発並びに $k-\varepsilon$ 乱流モデルの採用による乱流解析モデルの取扱いの汎用化

(4) 高性能ソルバの開発

平成 25 年度に開発した高性能ソルバを更に高度化し 2 相流への適用性を高めるための技術的な詳細を固めるとともに、その性能を評価する方法及び技術仕様を整備した。開発及び機能確認は平成 27 年度に実施する。

(5) システムコードの構成式の調査

BWR 及び PWR の炉心内で生じる種々の現象を国産システムコードで解析するに当たって必要となる構成式を網羅的かつ系統的に調査するために、必要な技術仕様を検討し整備した。調査は平成 27 年度に実施する。

3. まとめ

国産システムコードの本体である基盤部の要求仕様を固めプログラミングを開始した。また、並行して基盤部に将来組み込む機能を先行開発する高機能化部の開発として、実施項目を系統的に整理・抽出し、その結果に基づいて 2 圧力化による数値振動の低減を達成し、さらに高性能ソルバ、3 流体化、3 次元 CFD コンポーネント等の開発に着手した。

4. 今後の展開

平成 27 年度に基盤部の 1 次元版プログラムを整備し、動作確認を実施する。また、3 次元版プログラムのデータ構造の設計を実施する。以降、3 次元版プログラムの作成・整備、高機能化部として先行開発した機能の基盤部への組み込み、自動化の推進、熱流動実験データベースの整備、モデル V&V の推進を通じた不確かさの定量化等の作業を進める。

5. 今後の成果の活用について

5.1 安全性向上評価制度の運用における国産システムコードの活用

重大事故等、重大事故等に関連した最新知見の蓄積、規制要求の深化等の安全規制上のニーズの拡大に適時かつ適確に応えることのできる不確かさの小さなシステムコードを、安全性向上評価の妥当性確認等に活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討会・WG

- (A) 原子力安全基盤機構、第 10 回発電炉安全解析評価検討会、平成 24 年 10 月 5 日
- (B) 原子力安全基盤機構、第 11 回発電炉安全解析評価検討会、平成 26 年 1 月 28 日
- (C) 原子力安全基盤機構、原子力安全研究評価委員会 プラント技術分科会 平成 24 年度、平成 24 年 5 月 15 日
- (D) 原子力安全基盤機構、原子力安全研究評価委員会 プラント技術分科会 平成 24 年度、平成 25 年 2 月 20 日
- (E) 原子力学会 熱流動部会、熱水力安全評価基盤技術高度化検討 WG、平成 24 年 10 月 30 日

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (F) T. Morii, "Modelling of the Interfacial Area Concentration in the Two-phase CFD Code," *the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal hydraulics, NURETH-15, Pisa, Italy, May 12-15, 2013*
- (G) T. Okawa, "Enhancing Numerical Stability of a Two-fluid Model by the Use of Interfacial Pressure Terms," *J. Nucl. Eng. Rad. Sci.* (査読中、掲載予定)

6.4 学会発表

- (H) 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、2014 年 3 月
- (I) 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、2014 年 3 月
- (J) Effect of Interfacial Pressure Term on Numerical Stability of a Two-Fluid Model, *Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE 22)*、30580、チェコ、2014 年 7 月

文 献

- 1) USNRC Regulatory Guide 1.203, “Transient and accident analysis methods,” Dec. (2005).
- 2) Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition — Transient and Accident Analysis (NUREG-0800, Chapter 15) - Review of Transient and Accident Analysis Method. Rev.0, 2007.
- 3) B. E. Boyack, G. E. Wilson, “Lessons Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process”, ANS International Meeting on Updates in Best Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2004), Washington, D.C., Nov. 14-18, 2004, 222-230 (2004).
- 4) B. E. Boyack, M. Straka, L. W. Ward, “TRAC-M Validation Test Matrix,” NUREG/CR-6720, July (2001).
- 5) “TRACE V5.0 Theory Manual – Field Equations, Solution Methods and Physical Models,” USNRC.
- 6) GEH Licensing Topical Report NEDO-32176, Revision 4., TRACG Model Description, January 2008.
- 7) EUROFASTNET (EUROpean project for Future Advances in Sciences and Technology for Nuclear Engineering Thermal-hydraulics), Final Synthesis Report, Sep. 2000.
- 8) D. Jamet, *et al.*, “Towards a Multi-Scale Approach of Two-Phase Flow Modelling in the Context of DNB Modelling”, CFD for Nuclear Reactor Safety Applications (XCFD4NRS) Workshop Proceedings, Grenoble, France, 10-12 Sept. (2008).
- 9) D. Bestion, “The Difficult Challenge of a Two-Phase CFD Modelling for All Flow Regimes”, CFD4NRS-4 The Experimental Validation and Application of CFD and CMFD Codes in Nuclear Reactor Technology OECD/NEA and IAEA Workshop Proceedings, Daejeon, Korea, 10-12 Sept. (2012).
- 10) W. Wang, *et al.*, “High order finite difference methods with subcell resolution for advection equations with stiff source terms,” *J. Comput. Phys.*, **231**, 1 (2012), pp. 190-214.
- 11) L. T. Tran and M. Berzins, “IMPICE Method for Compressible Flow Problems in Uintah,” *Int. J. Numer. Meth. Fluids*, Note: Published online, 20 (2011).
- 12) Z. Xu and C. W. Shu, “Anti-diffusive flux corrections for high order finite difference WENO schemes,” *J. Comput. Phys.*, **205**, 2 (2005), pp. 458-485.
- 13) C. W. Shu, “Essentially non-oscillatory and weighted essentially non-oscillatory scheme for hyperbolic conservation laws”, NASA/CR-97-206253, ICASE Report No. 97-65 (1997).
- 14) G. Jiang *et al.*, “Efficient implementation of weighted ENO schemes”, *J. Comput. Phys.*, Vol. 126, pp. 202-228 (1996).
- 15) E. F. Toro, “Riemann solvers and numerical methods for fluid dynamics”, Springer Verlag, Berlin (2009).
- 16) T. Worosz, *et al.* “Predictions of One-Group Interfacial Area Transport in TRACE,” *Proc. of ICAPP '12*, Chicago, USA, June 24-28, Paper 12263 (2012).
- 17) T. Lee, *et al.*, “Axial development of subcooled boiling flow in a Vertical concentric annulus,” 13th *International Conference on Nuclear Engineering*, paper ICONE13-50757, Beijing, China, May 16-20, 2005.
- 18) R. Situ, T. Hibiki, X. Sun, Y. Mi, M. Ishii, “Axial development of subcooled boiling flow in an internally heated annulus,” *Experiments in Fluids* 37 (2004) 589–603.
- 19) R. Situ, T. Hibiki, X. Sun, Y. Mi, M. Ishii, “Flow structure of subcooled boiling flow in an internally heated annulus,” *International Journal of Heat and Mass Transfer* 47 (2004) 5351–5364.
- 20) T. H. Lee, H. S. Park, S. O. Kim, T. Hibiki, M. Ishii, R. Situ, M. Mori, J. Y. Lee, “Local measurements of interfacial area and void concentration profiles in subcooled boiling flow of water,” *The 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-12)* Log Number: 207, Sheraton Station Square, Pittsburgh, Pennsylvania, U.S.A. September 30-October 4, 2007.
- 21) M. D. Bartel, M. Ishii, T. Masukawa, Y. Mi, R. Situ, “Interfacial area measurements in subcooled flow boiling,” *Nuclear Engineering and Design*, **210** (2001) 135–155.

(A04) 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. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 31 年度）

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を踏まえて、平成 25 年 7 月に新しい規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでのプラントの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）の発生時の炉心損傷防止対策等を事業者に要求している。これらの有効性評価の妥当性確認等のため、詳細が未解明の熱流動現象、核熱結合現象、燃料挙動等に関する技術的知見を蓄積し、審査における技術的判断の根拠等としていく必要がある。現状では、軽水炉の事故時熱流動に係る次の技術的知見を整備する必要がある。

- ・ これまで想定が不足していた事象の炉心及び格納容器の熱流動に係る技術的知見
- ・ 実験規模から実機規模への推定方法（スケーリング効果）に係る技術的知見

本研究では、上記に関連して原子炉熱流動実験及び格納容器実験を実施する。

原子炉熱流動実験では、事故時の原子炉内で生じる熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、汎用性を有する高圧の熱流動ループ並びに炉心及び燃料を模擬する試験体を整備し、炉心損傷前までの燃料伝熱特性等に係る実験を実施する。平成 24 年から実験装置の設計・組立を実施し、平成 26 年度までに、熱流動ループの基本部分、計装、電源及び単管の試験体を整備した。H27 年度より高圧の水-空気をを用いた熱流動実験を開始する予定である。平成 27 年度以降、実験の整備を継続的に実施することで、高圧における水-蒸気による熱流動ループ及び燃料バンドルを模擬した試験体を完成し、より広い範囲の実験条件及び実験対象におけるデータを取得する。また、実験装置と実機との規模（スケーリング）の違いによる影響の把握に必要な詳細な熱流動挙動、特に気液 2 相流の挙動についての詳細データを取得することを目的として、炉心及び主要な機器を対象としたスケーリング実験を実施する。

また、格納容器実験では、事故時の格納容器に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、実機に対し高さで約 1/3 の大型格納容器実験装置を用いた熱流動実験を実施する。この実験では、格納容器内に蒸気及び／又は非凝縮性ガスを注入し、粒子画像計測装置を用いた流速分布計測、多数の熱電対による詳細温度分布計測、ガス濃度分析装置による濃度分布計測等により、格納容器における炉心損傷後の流動現象（噴流、密度成層、自然循環等）及び放射性物質の移行挙動に係る実験的知見を取得する。また、格納容器実験装置に対し、外部プール、冷却ジャケット、スプレー等の格納容器内外の冷却系を整備し、重大事故対策等の効果に係る知見を取得する。なお、平成 26 年度までに実験設備の概念及び詳細設計、スケーリング評価、既往研究に基づく研究課題の設定、並びに一部機器の組立を実施した。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 原子炉熱流動実験装置の製作

平成 26 年度までに原子炉熱流動実験装置の製作について次の成果が得られた。

2.1.1 原子炉熱流動実験装置の概念設計

平成 24 年度は実験装置の概念設計及び実験計画等の検討を実施した。以下に整理する。

沸騰水型軽水炉（BWR）及び加圧水型軽水炉（PWR）における事故及び運転時の異常な過渡変化時の圧力（大気圧～12MPa）及び流量の下で運転可能で、スクラム前の定常運転時炉心出力条件を模擬可能な大容量電源を備える高圧熱流動ループの基本設計を実施した。このループの完成は平成 28 年度以降となるが、主要部分を段階的に製作して行くことで、限定された実験条件ではあるが実験を早期に着手しつつ、並行して装置の整備を進めている。図 1 に高圧熱流動ループの概要図を示す。

また、炉心内の流動及び伝熱を詳細に模擬・計測する炉心コンポーネント（炉心伝熱実験装置）の概念設計を行った。炉心コンポーネントでは、実機定常出力に近い条件からの post-BT 等の過渡変化及び再冠水条件を模擬するものとし、3次元流動及び伝熱を高空間・時間分解能で把握するため、多数の計測器の設置を考慮する設計とした。さらに、高圧熱流動ループの基本部として、大気圧条件での運転が可能な水-空気ループ、炉心コンポーネントを収容する垂直圧力容器（図2）、ポンプ等の機器用電源設備及びデータ収録機器からなる系統を製作した。

上記に関連して計測設備も整備した。例えば、スケーリング実験コンポーネント整備の一環として、既設の大口径垂直管実験装置用ワイヤメッシュセンサを、2相流の詳細計測用機器として購入し、コントローラ及び制御用ソフトを除く本体部分の製作を実施した。また、開発中の4センサプローブを用いた計測の準備として既設の大口径垂直管実験装置を用い、触針式ボイドプローブによる2相流の詳細計測を実施した。

以下にループを構成する主要機器について検討した結果を説明する。

(1) 蒸気ドラム

軽水炉の定常運転条件を模擬するための、以下の諸元を持つ大容量蒸気・熱水源である。

- ・ 容積：6.5 m³（内径：1.3 m、高さ：6 m）
- ・ 加熱ヒータ出力 0.2MW×3台+0.25MW×1台=0.85 MW（0.2MW=固定、0.25MW=サイリスタ（SCR）制御）
- ・ 任意の高さに水位調節して、試験体への高温水の流出を可能とする

(2) 配管

最大 12MPa での運転を行うため、材質を SUS304、管厚を Sch120 とする。放熱による温度低下を防止するため、配管長を可能な限り短縮するように最適化する設計とする。また、配管には十分な厚さの保温材を巻き、さらにトレースヒータによる放熱補償を行う。

(3) 加圧器

蒸気ドラム未使用時の圧力調節用に設置し、内径 500mm、高さ 3.5m とし、ヒータ出力は 200kW 程度とする。

(4) 蒸気用ポンプ

BWR 定格運転時の炉心中の蒸気流量相当条件を模擬可能な容量を持つ流量可変キャンドポンプとする。最大流量は 12 MPa において 700m³/h とする。

(5) 熱水用ポンプ

BWR 定格運転時の炉心中の冷却水流量相当条件を模擬可能な容量を持つ流量可変キャンドポンプとする。最大流量は 12 MPa において 170m³/h、揚程は 46m 以上とする。

(6) 垂直圧力容器

図2に写真を示す。垂直圧力容器は、内部に模擬燃料集合体を設置するためのもので、下部に熱水及び蒸気又は空気の流入口を持つ、内径 108mm、高さ約 8m の SUS304 製容器である。模擬燃料集合体を用いた実験において、圧力バウンダリを模擬燃料集合体のチャンネルボックスより外側の圧力容器（本機器）とすることにより、模擬燃料集合体から外部への放熱をほぼなくすることができ、特に過渡現象に対する模擬性を高めることができる。本圧力容器には多数のノズルを設け、模擬燃料集合体内部の圧力、温度、流速、ボイド率、2相水位等を計測するための各種計測器を設置することを可能とした。また、炉心上部からの落水による液膜流下条件を模擬するため、模擬燃料集合体の電源ケーブルを圧力容器下部から取り出すことで、圧力容器上部に十分な空間を確保し、そこに落水模擬用のバイパス配管を設置する。さらに、過去の LOCA 実験において観察された炉心からコールドレグへの冷却水の逆流現象を模擬するため、圧力容器下部に逆流ライン及び逆流専用ポンプを設置する。なお本圧力容器は、内部に模擬燃料集合体を設置しない状態では垂直円管内水-空気又は水-蒸気2相流実験装置として用いることが可能であり、後述する大口径垂直円管試験体との垂直管内2相流の円管サイズ依存性の比較実験に使用できる。また多数のノズルを有することから、各種計測器の開発用基礎試験にも適用可能である。

(7) 電源

本実験装置では、運転時の異常な過渡変化から炉心損傷前の重大事故等にて経験される炉内状態のほぼ全域で実験条件設定を可能とするため、スクラム以前の定常運転時の炉心出力を模擬することが可能な大容量の電源を整備する。炉心伝熱試験体に必要な電源容量は、BWR 燃料集合体を模擬する場合、最大線出力密度を 50kW/m、燃料棒有効長を 3.7m とすると、4×4 程度の縮小バンドルに対し約 3MW である。この他、蒸気ドラムに 0.85MW、ヒータ、ポンプ及びその他機器に約 0.8MW の電源容量が必要であり、合計で約 4.6MW の電源を製作する。平成

24年度は、ポンプ等の機器用電源（750kVA）及びデータ収録機器を備えた制御盤の製作を実施した。

(8) 炉心コンポーネント

実機定格出力に近い条件からの post-BT 等の過渡及び再冠水条件を模擬する炉心コンポーネントを設計した。モデル開発のため、3次元流動及び伝熱を高空間・時間分解能で把握できる多数の計測器を設置する。炉心コンポーネントとして、単管試験体、単一模擬燃料棒試験体及びバンドル試験体の製作を計画している。

バンドル試験体では、BWR 及び PWR の燃料集合体を模擬する 2 種の試験体を整備する。BWR 模擬燃料集合体は 9×9 燃料 A 型を模擬した 4×4 バンドルで、インコネル 600 製の模擬燃料棒は有効長 3700mm、外径 11.2mm、ピッチ 14.4mm とする。出力は、模擬燃料棒 1 本当り最大 185kW、バンドル全体で 3MW である。PWR 模擬燃料集合体は 17×17 型を模擬した 5×5 バンドルで、模擬燃料棒は有効長 3700mm、外径 9.5mm、ピッチ 12.6mm とする。出力は、模擬燃料棒 1 本当り最大 120kW、バンドル全体で 3MW である。両試験体とも、軸方向 9 か所に設置するスパーサは、液膜、液滴等の挙動に強い影響を与えることから、可能な限り実機形状を模擬する。

流路壁にはバンドル内の 2 相水位を計測するため、電気式ボイドセンサを軸方向に 12 か所設置する。また、模擬燃料棒間をトラバースするボイドセンサ及びビデオプローブを設置し、バンドル内のボイド率分布及び流動状況を計測する。加熱面における熱伝達挙動を把握するために、被覆管に周方向 30 度間隔で軸方向に切った溝に埋め込んだ熱電対により模擬燃料棒の表面温度を測定する。沸騰遷移相関式等のモデルの高精度化には、液膜の存在位置、進展挙動の詳細な把握が不可欠なため、軸方向の温度分布を 10mm 程度の間隔で測定可能とする。

2.1.2 原子炉熱流動実験装置の製作

高圧熱流動ループは平成 24 年度より段階的に製作を実施しており、これまでに大気圧で運転可能なループの基本部及びポンプ用電源設備を整備した。平成 25 年度は、次年度以降実施予定のループの高温・高圧化するための改造及び炉心伝熱試験体の設置の準備として、ヒータ用電源設備（トランス、高圧分岐盤及びサイリスタ盤）を購入した。電源の用途及びトランス容量は次のとおりである。

- ・ 電源 1：メインループ熱水予熱ヒータ及び落水予熱ヒータ用 1000KVA ×1 台
- ・ 電源 2：バンドル試験体ヒータ用 750KVA ×1 台
- ・ 電源 3：単管試験体ヒータ用 300KVA ×1 台
- ・ 電源 4：配管トレースヒータ等用 300KVA ×1 台

平成 26 年度は、平成 25 年度までに製作したループに加圧器等を追加設置し、最高圧力 12.6MPa の単管実験用高圧熱水ループを完成した。また、炉心内での post-BT、再冠水、落水によるトップダウンクエンチ等を模擬する単管熱伝達実験装置を製作した。伝熱挙動を詳細に計測するため、単管表面には 56 本の熱電対を設置し、また液滴群の濃度測定のために等速吸引プローブを設置した。さらに、スパーサの効果を調査するため、3 か所に模擬スパーサを設置した。

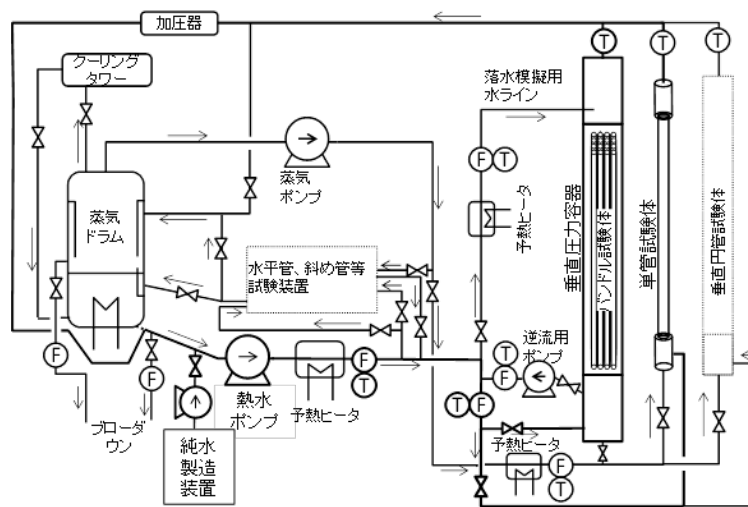


図 1 高圧熱流動ループの概要

Fig. 1 Schematic of High Pressure Thermal-Hydraulic Loop

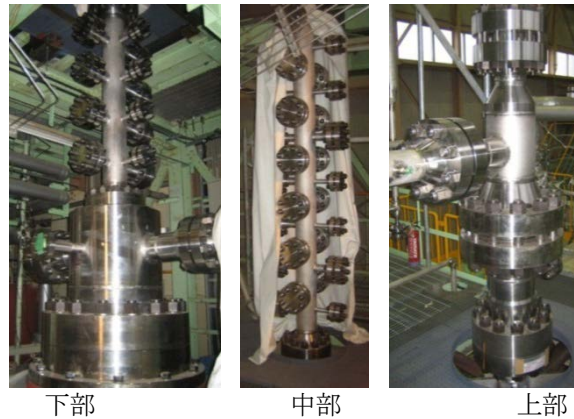


図2 垂直圧力容器

Fig. 2 Vertical Pressure Vessel

2.2 格納容器実験装置の製作

平成 25 年度及び 26 年度に格納容器実験装置の製作を実施した。以下に整理する。

2.2.1 平成 25 年度の成果

平成 25 年度は大型格納容器実験装置（以下、「実験装置」という。）の整備開始の初年度として次を実施した。

- ・ 実験装置の設置場所の整備
- ・ 実験装置の計画設計及び一部材料の調達
- ・ 実験装置の電源の製作
- ・ ガス濃度計測システムの製作

設置場所については、実験建屋として日本原子力研究開発機構の大型再冠水実験棟を利用することとした。計画設計に関しては、実験部の格納容器とその周辺のガス供給・排気系についての概要を決め、純水製造装置、装置材料及び一部計測器の調達を行った。電源の製作では、計画設計段階での整備内容に合わせて、装置運転に使用する電源の製作を行った。ガス濃度計測システムの製作では、採用予定のガス濃度計測に対し分析装置の校正ループを製作した。以下、本項では計画設計及び電源の製作について整理する。

(1) 実験装置の実験部及びガス供給・排気系

実験装置は、原子炉の重大事故時等に格納容器内で生じる様々な現象について、特に、容器内の加熱及び冷却に関わる熱水力現象、並びに水素リスクを対象とした気体混合に関して、現象の解明と詳細な実験データベース構築を意図して設計・製作される。今年度は実験部及びその周辺機器の計画設計を進めた。現在までに検討された実験部及び系統図の概要を図 3 及び図 4 に示す。実験装置はステンレス製の円筒形状耐圧容器で、高さ約 10m、直径約 2.5m、容積約 60m³、耐圧は約 1.5MPa-abs とし、欧州の代表的な実験装置に匹敵する仕様とした。

既存装置との比較から、実験装置の特徴として挙げられるものに供給蒸気の高い過熱度と外部冷却システムがある。既存装置の多くは容器の耐圧で決まる蒸気飽和温度が“平均”の耐熱温度となっており、局所的には過熱度 100K 程度以下の過熱蒸気を注入している実験が多い。本装置では格納容器の過温破損挙動を幅広く調査できるように、容器壁耐熱を従来装置より約 100K 程度高い設計とし、さらに、注入蒸気も重大事故時の高い過熱度を再現できるように、過熱器から蒸気注入ノズルまでの領域は約 973K の耐熱目標として設計する。これとは別に、実験容器の上部にヘリウム成層を形成するためのヘリウム注入ラインを別途設ける。ヘリウム注入による容器内での凝縮を防止するために本ラインには小型の過熱器を設置する。これらの注入ラインでは、流量、温度等の境界条件の設定後に容器内への注入を開始することから、条件設定のためのバイパスラインを併設する。

格納容器壁バウンダリの境界条件に関しては、既存の代表的装置は容器外壁全体を断熱材で覆って断熱境界とするか（PANDA）、断熱材の内側の壁一部を二重壁構造にして隙間に冷却材を通すことで熱的な境界条件を制御できるシステムとしている（THAI、MISTRA）^{1),2)}。後者は壁の伝熱特性（壁厚さと熱伝導率で決まる熱抵抗等）と独立に熱的な境界条件を制御できる利点がある。本装置では基本的に容器全体を断熱境界とするが、容器の頂部は外周部にプールを設け、プールの外側には断熱材を設置し、プール内部にはスプレーにより外壁に冷却水を噴射させ流下液膜によって積極的に壁冷却できる機構を設ける。これは既存炉及び新設炉の格納容器冷却及びアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）策の有効性評価を意図したものであり、本システムにより実効

的な冷却条件の把握及び冷却挙動解明が期待できる。なお、流下液膜による静的格納容器冷却システム（PCCS）は次世代型受動安全システム炉である AP-600 炉にも採用されている。本冷却プールはプール底面のレベルを変更可能な構造にすることで実効伝熱面積を変更でき、プールには水を貯めることもできる。

ガス供給実験の際に実験部容器内の圧力を任意に制御するためにベントラインを接続する。ベントラインには排気量を概算で見積もるための渦流量計及び流量を制御するための流量調節弁を設置し、容器内圧力を一定に保つための自動制御を実現するシステムを組み込む。ベントラインは容器頂部と下部に設置し、後者は容器上部での流れを乱すことなく容器内圧力を制御するのに有効である。また、容器冷却に伴う減圧によって容器の破損を防ぐためにバキュームブレーカーも設置する。

本装置は平成 27 年 3 月の完成を目標としており、その後は改造により随時機能拡張を図る。初年度は、蒸気発生器が 200kW とやや小規模で、冷却水も循環させず温度制御の機構も設けていないが、将来的には蒸気発生出力を 1000MW まで増強し、熱交換器及び予熱器を製作して冷却もループ状にして実験範囲を拡張する予定である。

本装置のもう一つの特徴として各種計装の多点計測が挙げられる。温度測定のための熱電対は空間及び壁に従来装置の 2 倍以上の密度で設置し、濃度測定のサンプリングラインも高密度で配置した。

(2) 採用予定の主な計装及びその特徴

本装置では、流体及び壁内温度、圧力及び差圧、流量、ヒータ出力、ガス濃度並びに気体流速の計測を行う計画である。これらのセンサーは、実験系統及び補助設備を含む装置コンポーネント全体に装備される。以下では特徴的な計装について概略を説明する。格納容器内の熱流動は広い空間内の 3 次元的な挙動が特徴となるため、それを把握するためには多くの測定点数が要求される。縦断面については全領域を網羅するように計測点を設け、特に対流挙動が複雑と予想される容器上部領域の点数密度を増やした。横断面の配置は、蒸気及びガスの注入方向、並びに流動の対称性を考慮した配置としている。

温度は、配管、容器内空間及び壁内に設置した細径のシース熱電対を用いて計測する。シース径は設置位置によって異なるが、容器内空間のガス温度計測では直径約 1mm 程度を採用予定とした。境界での熱流束評価用に壁の内側及び外側に熱電対をペアで設置する。壁・空間ともに、高さ・周方向・半径位置を広く網羅するような配置とし、容器の上部はガス混合及び外壁冷却の上で挙動が複雑化することが予想されるためより密に設置する。

空間部の熱電対の近傍にはガス濃度計測のための細径配管を設置し、混合ガスをサンプリングする。細径配管は、管路途中での蒸気凝縮を防止するために高温に過熱され質量分析計（Mass Spectrometer；以下 MS）に接続される。細径配管はまず切り替え弁に接続され、1 本ずつシーケンシャルに MS に送られて分析にかけられる。此一連のシステムにはスイス PSI の PANDA 装置¹⁾にも採用されている Hidden Analytical 社の QIC Biostream Multistream Gas Analysis System を利用する計画であり、平成 25 年度はこの分析装置を組み込んだガス濃度較正ループを製作した。

空間の流速分布は 2 次元粒子画像流速計測法（Particle Image Velocimetry. 以下「PIV」という。）を利用する。これはレーザー光をシリンダリカルレンズで薄くシート状に照射し（Laser Light Sheet. 以下「LLS」という。）、レーザーシートを通過する気体中の粒子が反射するレーザー光を追跡することで 2 次元平面の流速分布を求めるものである。本手法で重要となるのが容器に設置される窓の設計である。PIV セットアップのために LLS 窓及びカメラ窓は 90 度配置となり、これらの大きさ、詳細位置、個数等は検討段階であるが、可能な限り大きい視野角とレーザー照射範囲を得るために、LLS 照射窓は細い縦長スリット状とし、カメラの丸窓面積も大きくとる計画である。また、窓ガラスは蒸気凝縮による曇りを排除するための設計上の工夫も行う。

他の計測として、容器内の蒸気凝縮量の分布を知るために、容器内壁に高さを変えてガターを設置する。空間凝縮した液滴を容器の底に蓄積させ、配管によりリザーバタンクに導き、その水位変化により凝縮量を見積もる。

供給ガス配管及び容器内の障害物は、実験パラメータとして柔軟に変更できるような設計とし、様々な事故シナリオ、炉内コンポーネント、AM 等を模擬できる設計とする。

(3) 電源設備の整備

平成 25 年度は、前節の実験装置の製作に先立って、装置の運転に必要な電源の製作を行った。

平成 25 年度の製作内容は、蒸気発生器用電源（SCR 制御 200kW）、蒸気過熱器用電源（SCR 制御 200kW）、格納容器内ヒータ電源（SCR 制御 15kW）、ヘリウム注入ライン過熱器用電源（SCR 制御 15kW）、ガスサンプリングライン保温ヒータ用電源（10kW）、供給水のメイクアップ及び給水用のポンプ電源という構成である。

(4) 文献調査

格納容器実験装置に関する研究課題の抽出及び反映のため文献調査を実施した。調査は、水素挙動に関連して、(財)原子力発電技術機構(以下「NUPEC」という。)で実施された可燃性ガス混合燃焼挙動実験、OECD/SETH2プロジェクト、OECD/THAIプロジェクトについて実施した^{1),2)}。また、非凝縮性ガス内での凝縮及び噴流による密度成層の浸食挙動についてまとめた。さらに、プールスクラビングに関する既往研究についてもまとめた。

NUPECの可燃性ガス混合燃焼挙動実験については、ヘリウムガス放出による自然循環流のみでも混合は良好で、水蒸気付加により更に混合が促進され、濃度がほぼ均一化したこと及び上部区画へのヘリウム/水蒸気混合ガスの放出ケースでは温度成層化現象が見られたが、格納容器スプレイ作動により成層化は解消したとされている。ヘリウム濃度が1点でしか計測されていない点を含め、実験条件等を精査し、格納容器中の水素濃度分布に関連して次の項目を本実験研究の検討課題として抽出した。

- ・ 破断位置、口径、向き、破断流ガス成分等の噴流挙動及び密度成層の形成、浸食等に対する影響
- ・ AM策としての外面冷却及びファンクーラ冷却の効果
- ・ 蒸気凝縮による水素濃度の上昇
- ・ ベントによる排気時の分布
- ・ 事故後の復旧時での窒素ガス注入による置換の効果
- ・ 幾何形状の影響

OECD/SETH2プロジェクトについては、PANDA及びMISTRA実験に関するFinal Summary Report (NEA/CSNI/R(2012)5, 2012 April)¹⁾を調査するとともに、SETH-2解析セミナー(2011/09/12-13)に出席し、重大事故における水素移行、水素成層形成及び崩壊、蒸気凝縮等と同プロジェクトが取り組んでいること、及び将来の課題として次の点が同プロジェクトで提起されていることを把握した。

- ・ 邪魔板(垂直/水平壁)と基礎的な流れの構造(jet/plume)との相互作用のデータベースの構築
- ・ 安全機器の複雑な組合せ(リコンバイナ二つ、クーラーとスプレイの同時使用)
- ・ より現実的なハッチ開放実験。ハッチ開放と安全機器との複合効果
- ・ 異なる実験構成。例えば噴流がより広がる条件など
- ・ 実験中の流速場のより詳細な計測(PIVの高精度化)
- ・ 数値及び物理モデルの改善。特に浮力流れの拡散過程と乱流
- ・ 非均質な雰囲気内での、異なる工学安全機器の影響
- ・ 格納容器内のコンパートメントの影響
- ・ 実験装置から実機への実験結果のスケールアップ

OECD/THAIプロジェクトについては、事故時格納容器内の熱水力挙動のほか、ヨウ素、エアロゾル、ヘリウム流動、水素の燃焼伝播等の挙動、PAR性能等に焦点を絞った実験が実施され、その最終報告書²⁾の記載に基づいて技術的知見を整理し、本実験研究の参考情報とした。

格納容器内中に非凝縮性ガスが存在する場合の水蒸気凝縮に関する既存研究については、国際標準問題ISP-47で行われた模擬格納容器内熱流動実験の報告書中の重要な結果並びに格納容器内凝縮のレビュー論文及びいくつかの凝縮解析の論文の内容に基づいて解析、モデリング手法等における考慮すべき技術的知見を整理した上で、本実験研究へ反映すべき事項として解析的アプローチを主体に次の点を把握した。

- ・ 壁凝縮モデル及び乱流モデルの改良並びにこれらの妥当性確認の必要性
- ・ 壁凝縮解析におけるLES、DNS等の詳細解析を実施してRANS解析と比較し、適切なRANSモデルの選択及び壁関数の取扱いに関する課題を明確にすることの必要性

格納容器内密度成層挙動の浸食/崩壊については、International Standard Problem ISP-47 on Containment Thermal Hydraulic³⁾及びそれ以降に行われた代表的な研究を調査し、浮力等による成層内での乱流拡散挙動を精度よく解析すること、成層化による乱流減衰効果の取扱いのための乱流モデルの高次化、集中定数系コードの補完、スケールリング則の必要性等について技術的知見を整理した上で、本実験研究へ反映すべき事項として次を把握した。

- ・ 大型格納容器にCFD解析を適用する際、計算資源の関係からRANS解析を選択せざるを得ないが、LESによる詳細解析等を行い、実験結果との整合性を十分に確認した上で、実験結果を補完する解析データベースとして、RANSモデル及び集中定数系コードの精度向上に役立てる必要がある。

プールスクラビングについては、OECD/NEA/CSNI が 2009 年にまとめた STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS⁴⁾ (以下「エアロゾル研究の現状報告書」という。)と題するレポートを主体に、従来の研究成果を整理し、課題として次の点を把握した。これに基づき、本実験研究では 2 相流挙動の基礎的な実験及び解析検討をまず行ない、次にエアロゾルの除染に着目した検討を実施する。また、格納容器ベントの作動により生じる減圧沸騰の効果の除染への影響を検討することも重要である。さらに、このような基礎的な検討を踏まえ、湿式のフィルタ付きベントについても、必要に応じ、基本現象に着目し検討することとした。

- ・ 大気泡及び噴流から気泡群が生成される時の除染効果が重要なこと
- ・ 異なるコード間で使用されるモデルの間で予測結果に大きな違いがあること
- ・ 重要な流動現象（噴流注入、大口径気泡の分裂、チャーン流、気泡の振動・変形の効果等）は現状のモデルで考慮されていないか、極めて限定的な実験式でしか考慮されていないこと
- ・ 飽和条件近傍の高温水の場合でも除染係数が 1 よりはるかに大きいこと
- ・ 解析の妥当性を事故時の幅広い条件で系統的に評価するための実験データベースが不十分なこと
- ・ 従来ほとんど研究されていない現象として、噴流から気泡生成の際の除染効果、気泡形成後の合体・分裂、水中の構造物の影響等があること
- ・ プールスクラビングに関する従来データが大きくばらついていることから補完的な実験として、エアロゾルの粒径分布を高い精度で制御し、プール内での構造物の影響、有機ヨウ素の除染及びヨウ素の長期的な安定性に関する研究を行うことが必要とされていること

(5) 格納容器実験装置のスケーリング検討

実験装置の設計に関連して、重大事故時に生じる格納容器内の様々な現象に対するスケーリングの考察を行った。大型容器の高さ、体積及び熱出力は、Zuber(1991)による階層的二層スケーリング解析 (hierarchical two-tiered analysis; H2TA) に基づいて最適選択するのが伝統的方法とされている。これは実機を主要な物理領域に分割し、各物理領域には事象シーケンスに応じた現象が関連づけられ、各幾何形状内において保存則と輸送過程によって支配される場の方程式 (長さ及び時間スケールで特徴づけられる) が適用されることで、装置とのスケーリングを検討する方法である。これに基づいて格納容器に対し適用された最新のスケーリング則に従って本実験研究で製作する大型装置内の次の現象についてスケーリング解析結果を整理した^{5),6),7)}。

- ・ 強制対流噴流について、エントレインメント速度と噴流体積流束とで定まる無次元数及び噴流からプルームへの遷移条件にかかわる無次元数を決定した
- ・ サプレッションチェンバ内ガス放出については、2 相 Richardson 数を使用
- ・ 格納容器内自然循環流については、蒸気凝縮及び流下液膜に関する無次元数を、壁での境界層厚さを代表厚さとし、境界層へのエントレインメントをモデル化した無次元式を採用することとした。

以上のスケーリング則を用いて、実験装置及び実機についてスケーリングパラメータを評価し、スケーリング比を算出した。

なお、近年では OECD プロジェクトを通じて容器内に形成される水素密度成層の蒸気噴流による崩壊挙動に対する詳細な知見が蓄積されつつあり、Studer(2012)⁸⁾らによって、interaction Froude number 及び second Froude number という二つの Fr 数 (無次元数) が提案され、水素移行が分子拡散混合支配及び希釈支配、並びにそれらの中間条件における複合効果として整理されている。ただし、初期条件パラメータのみで算出した Fr 数では水素浸食の時間変化過程をうまく説明できないため、成層初期体積と噴流体積流量で定義される特性時間で経過時間を規格化するという評価も行っている。この場合、Fr > 1 付近の中間領域を除いて、局所濃度変化のトレンドがよく一致するが、Fr 数の中間領域では現象は複雑となり、規格化に使用できる単一の特性時間を導くことはできないとされており、この領域での希釈過程の支配因子を特定するために詳細な CFD 解析が重要と指摘されている。

2.2.2 平成 26 年度の成果

平成 26 年度は実験装置の整備を継続した。格納容器試験部と試験部への供給系、排気系及び冷却系の製作を行った。試験部本体の写真を図 5 に示す。図 5 に示した試験部は、直径約 2.5m、高さ約 10m の円筒容器で、容器内部の気体の温度分布と濃度分布を測定するためのセンサーを数 100 点取り付け、また、気体の流速分布を可視化観察により測定するために容器周囲には可視窓ノズルを多数設置した。容器周囲には冷却プール及び冷却ジャケットを多段に設け、格納容器試験部を壁越しに冷却する仕様とした。試験部には蒸気供給に加えて、空気、水

素を模したヘリウム等の非凝縮性ガスも供給できることとし、容器内で生じた凝縮水を受け止めて凝縮水量を計測するための容器及び容器内圧力を制御するための排気系も設けた。これらにより、原子炉の事故時を想定した様々な境界条件のもとで、格納容器試験部内の気体濃度分布、温度分布、流速分布を測定し、水素移行を含む気体の混合挙動や格納容器冷却挙動に関する実験を実施する計画である。

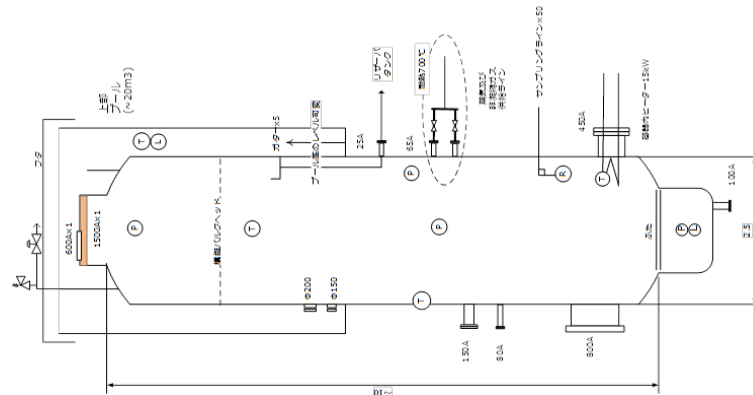


図3 大型格納容器実験部の概要

Fig.3 Schematic of Experimental Section of Large Containment Vessel System

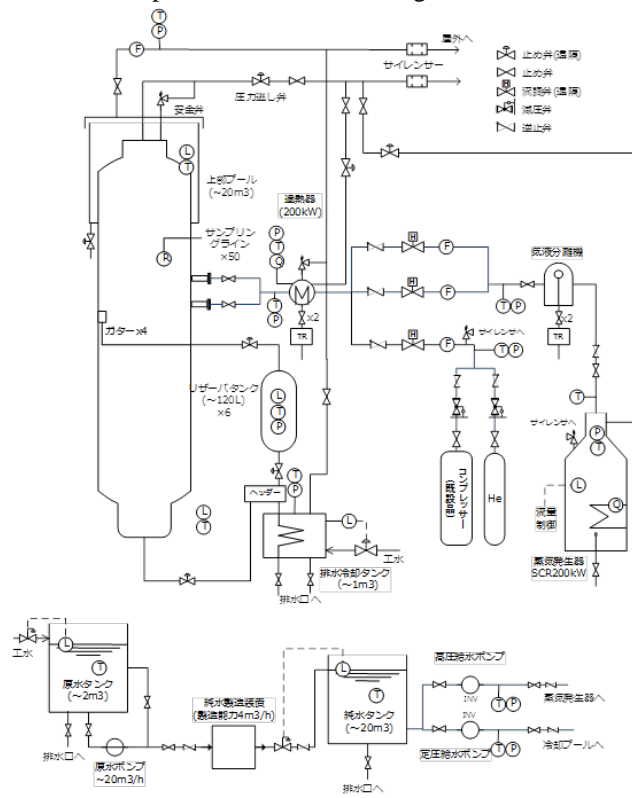


図4 大型格納容器系統図の概要

Fig.4 Diagram of Large Containment Vessel System

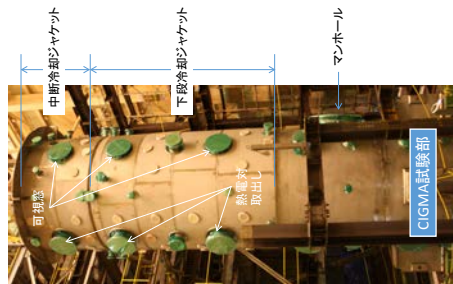


図5 大型格納容器実験部

Fig.5 Experimental Section of Large Containment Vessel System

3. まとめ

事故時の原子炉に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、汎用性を有する高圧の熱流動ループ並びに炉心及び燃料を模擬する試験体を整備し、炉心損傷前までの燃料伝熱特性等に係る実験を実施する。平成24年から実験装置の設計・組立を実施し、平成26年度までに、熱流動ループの基本部分、計装、電源及び単管の試験体を整備した。

また、格納容器実験では、事故時の格納容器に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得することを目的として、実機に対し高さで約1/3の大型の格納容器実験装置を用いた熱流動実験を実施する。平成26年度までに実験設備の概念及び詳細設計、スケーリング評価、既往研究に基づく研究課題の設定並びに一部機器の組立を実施した。

4. 今後の展開

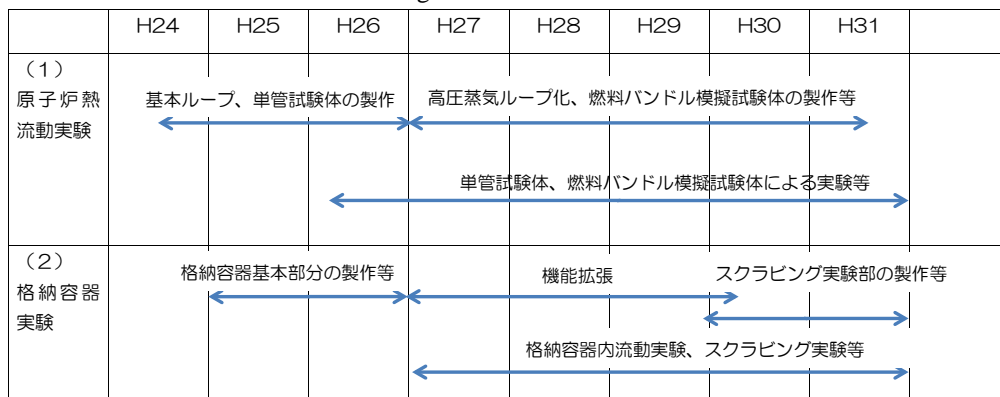
表1にこの研究の全体工程を示す。

平成27年度から、原子炉熱流動実験においては、実験の整備を継続的に実施することで、高圧における水-蒸気による熱流動ループ及び燃料バンドルを模擬した試験体を完成し、より広い範囲の実験条件及び実験対象におけるデータを取得する。また、実験装置と原子炉実機との規模（スケーリング）の違いによる影響の把握に必要な詳細な熱流動挙動、特に気液2相流の挙動に係る詳細データを取得することを目的として、炉心及び主要な機器を対象としたスケーリング実験を実施する。

また格納容器実験では、平成27年度から、事故時の格納容器に係る熱流動現象を適切に評価するために必要な技術的知見を取得するための熱流動実験を実施し、格納容器における炉心損傷後の流動現象（噴流、密度成層、自然循環等）及び放射性物質の移行挙動に係る実験的知見を取得する。特に、格納容器内に蒸気及び／又は非凝縮性ガスを注入し、粒子画像計測装置を用いた詳細な流速分布計測、多数の熱電対による温度分布計測、ガス濃度分析装置による濃度分布計測等を実施する。

表1 研究の全体工程

Fig. 1 Process Chart



5. 今後の成果の活用について

5.1 設計基準事故及び重大事故等に係る安全審査

原子炉熱流動に係る実験の成果は、設計基準事故及び重大事故等で生じる燃料被覆管温度が急昇するときの燃料及び炉心の健全性に係る安全評価及びその解析手法の妥当性に係る審査、従来から種々用いられる縮小実験等を用いた解析手法の妥当性に関する科学的合理的な審査のための重要な技術的知見となる。

また、格納容器に係る実験の成果は、格納容器損傷に影響を及ぼす水素等の流動を高精度で捉えることにより、重大事故対策の有効性評価の審査時の判断の根拠となる技術的知見を与える。

5.2 原子力規制委員会で開発を進める国産解析コードの高度化及びその妥当性確認

設計基準事故及び重大事故等における審査上重要な現象を解明するための基礎データを成果として取得するこ

とにより、これらの事象を解析評価対象とする国産解析コードの開発におけるモデル化及びその妥当性確認のための基礎データとして活用できる。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

(A) なし

6.4 学会発表

(B) なし

6.5 その他

International Experts Meeting on Strengthening Research and Development Effectiveness in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Vienna, Austria, Feb. 16 – 20, 2015 にて “The ROSA-SA Project on Containment Thermal Hydraulics” と題して報告

文 献

- 1) OECD/SETH-2 Project PANDA and MISTRA Experiments Final Summary Report, NEA/CSNI/R(2012)5.
- 2) OECD/NEA THAI Project Final Report, NEA/CSNI/R(2010)3.
- 3) OECD/NEA, “International Standard Problem ISP-47 on Containment Thermal Hydraulics Final Report”, NEA/CSNI/R(2007)10, 2007.
- 4) OECD/NEA, “State-Of-The-Art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.
- 5) Peterson, P.E., Scaling and analysis of mixing in large stratified volumes. Int. J. Heat Mass Transfer, 37, 97-106 (1994).
- 6) Peterson, P.E. et al., Scaling for integral simulation of mixing in large, stratified volumes. Nucl. Eng. Des., 186,213-224 (1998).
- 7) Brown, W.L., Scaling of the AP600 containment large scale test facility, ICONE-7043 (1999).
- 8) Studer, E., Brinsterb, J., Tkatschenkob, I., Mignotc, G., Paladinoc, D., Andreanic M., 2014. Interaction of a light gas stratified layer with an air jet coming from below: Large scale experiments and scaling issues, Nucl. Eng. Des., 253, 46-412.

(A05) 使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要 (実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度)

福島第一原子力発電所の事故では、使用済燃料プール (Spent Fuel Pool。以下「SFP」という。) の重大事故発生が課題となった。すなわち、燃料被覆管破裂時には環境に放射性物質を直接放出する可能性、臨界の可能性、隣接号機間の影響、給水・除熱、水位計測、閉込め、遮蔽等、SFP に関する多くの課題が認識された。この教訓に基づき、平成 25 年 7 月に新規規制基準が制定された。同基準では、SFP の冷却等のための対策等を規定している。しかし、欧米も含めて、SFP 水位が異常に低下した重大事故時に想定される熱水力挙動、燃料損傷等に関する技術的知見は十分に整備されていない。このため、今後、安全性向上評価制度等において、スプレイ冷却を使用した対策等を事業者が提出した場合に、その定量的効果の妥当性の確認に活用するための実験データが必要となる。また、このような SFP の挙動を評価する解析コードの整備も必要である。実施項目は次のとおりである。

- (1) SFP の重大事故時の安全上の限界 (クリフェッジ) の把握に関する熱流動実験
- (2) SFP の重大事故時を模擬した臨界防止能力確認実験
- (3) SFP の重大事故時の挙動を評価する解析モデルの高度化
- (4) SFP の重大事故の評価

平成 24 年度は、1 次元システムコードにより、福島第一原子力発電所事故時の 4 号機の SFP を対象に、複数の事故事象シナリオを想定して予備解析を実施し、重大事故発生時の冷却特性及び熱流動上の課題の抽出を行った。また、重大事故時の SFP の臨界解析を実施して関連する課題の抽出を実施した。

平成 25 年度は、熱流動実験の計画立案のための解析を継続するとともに実験計画を立案した。また、臨界防止能力確認実験を実施し、関連する解析コードの整備を進めた。

平成 26 年度は、熱流動実験の試験計画の詳細仕様を定めるとともに、SFP における重大事故時の熱流動挙動を高い信頼性をもって予測評価できる解析コードを整備することを目的として、3 次元システムコードによる熱流動解析を実施し、課題を抽出した。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 SFP の事故時の安全上の限界 (クリフェッジ) の把握に関する試験に係る熱流動実験

平成 24 年度は、SFP 事故時の安全上の限界 (クリフェッジ) の把握に関する冷却試験の計画立案のため、SFP の重大事故時における熱水力上の課題を解析結果に基づいて検討し抽出した。SFP の重大事故を対象とした熱水力解析は、1 次元 2 流体モデルに基づく RELAP5 コードにより実施した。解析対象とした事象は、大量のプール水漏えい事故 (以下「LOCA」という。) 及びプール水冷却機能喪失事故である。以下にそれぞれの解析結果を報告する。

2.1.1 LOCA 時の熱水力解析

平成 24 年度の実施項目として、図 1 に解析に用いたモデルを示す。解析モデルは、プールに貯蔵されている複数の使用済燃料集合体のうち 1 体を取り出し、それに対応するプールの水量等を対象とした。破断箇所はプールの下面とし、破断開始により LOCA 事象が開始するものとした。燃料集合体の冷却のため、上部からスプレイ注水を行うこと

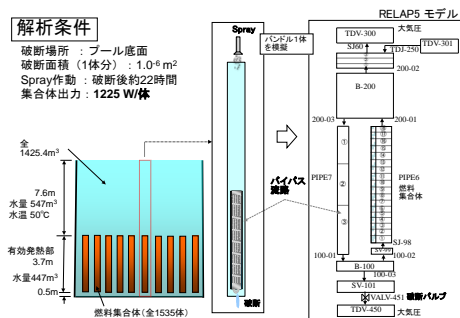


図 1 LOCA 解析モデル
Fig.1 Analytical Model for LOCA

とした。作動条件は、解析の目的から実機条件を模擬したものではなく、冷却に係る課題を抽出するために作動開始時刻や注入流量等を過渡変化に応じて設定した。

解析結果を図2に示す。破断と同時にプール水位は低下し、この水頭圧に対応した破断流が形成される。燃料集合体が露出後、約22時間後からスプレイ注水を開始するが、当初この影響による燃料被覆管温度の低下が上部の2ノードに現れるものの、その後、再び上昇に転ずる。このため、スプレイ流量を更に増加させることで、約28時間後から燃料被覆管温度の低下が生じ、全ての位置で冷却が完遂されるに至っている。

以上のLOCA時の事象推移を模式的に示したのが図3である。事故開始時は、(a)に示すように燃料集合体はプール水に覆われているため、燃料集合体内の冷却水とプール水との間の自然循環のために燃料棒の冷却が良好に行われる。その後、(b)に示すように、燃料集合体上部がプール水面上に露出すると、自然循環が停止し、燃料集合体内で沸騰が生じるため、燃料棒露出部は蒸気により冷却が行われるが、この状態で、低温水をプールに注入すると燃料集合体中に下部から流入するプール水のサブクール度が増加するため蒸気発生が抑えられ、燃料棒露出部は断熱に近い状態に置かれることになる。このため、このような状況では燃料被覆管温度が急上昇し、安全上の限界（クリフエッジ）に至ることが懸念される。このような状況で、燃料棒の破損を緩和するためにスプレイ水を注入した状況を示したのが(c)である。図2に示すように、スプレイ水を注入した当初はスプレイ注入流量の30%程度しか集合体内部に流入しないため、十分な冷却が行われなかった。また、流量を増加することにより燃料集合体全体の冷却を達成することができた。スプレイ冷却の有効性が予備解析の下で確認できたことから、試験を実施して、上部タイプレート部でのCCFL特性、液滴径、温度等のスプレイの注入仕様による冷却への影響に関する技術的知見を取得することが重要であることが分かった。

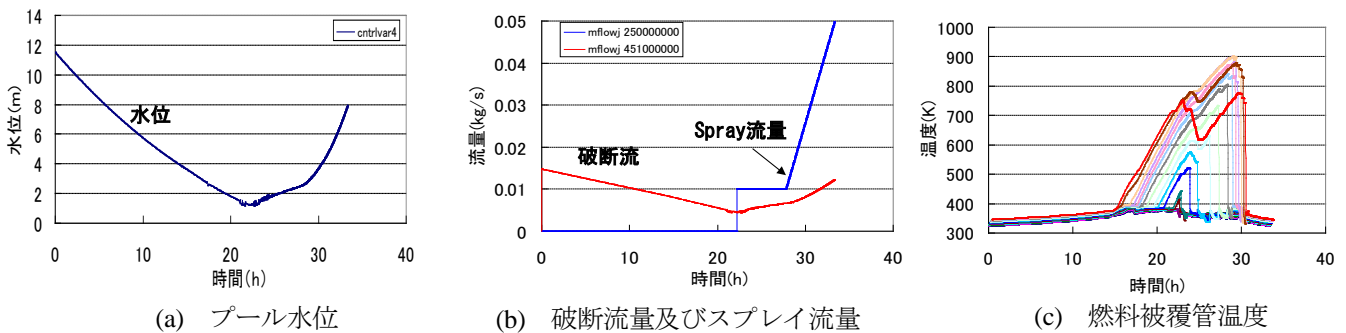


図2 LOCA 解析結果
Fig.2 LOCA Analysis Results

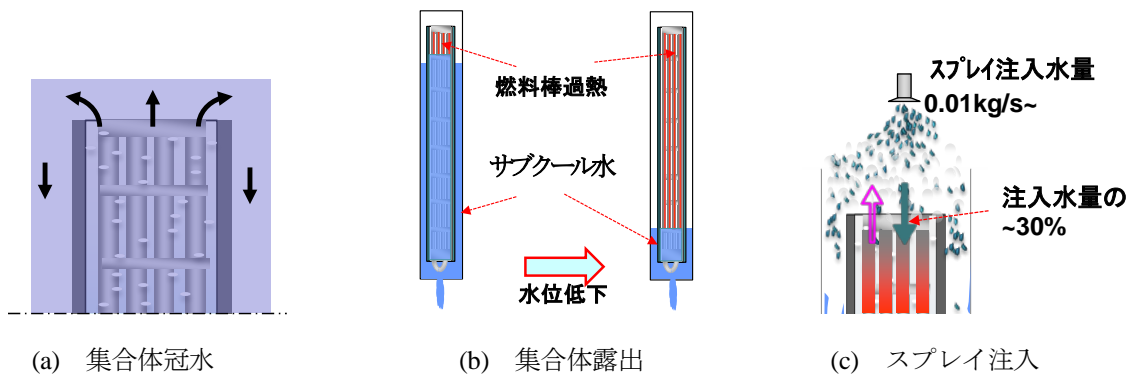


図3 LOCA 時事象推移の模式図
Fig.3 Summary Illustration of LOCA Transient History

2.1.2 冷却機能喪失事故時の熱水力解析

また、平成 24 年度及び平成 25 年度の実施項目として、プール水冷却機能が喪失し、沸騰により燃料が露出した際に生じる集合体内外の水位差（図 5 参照）と、臨界性（実効増倍率）との関係に関する臨界計算結果を図 4 に示す。図 4 によると、ほう素入りアルミラックに関しては、未臨界状態が保たれるものの、アルミラック及びステンレスラックについては、水位差が大きくなると実効増倍率が 1 を越え、臨界になる可能性が示されている。このことから、水位差を精度良く評価することが求められることが分かる。

そこで、図 5 に示すモデルで水位差と集合体出力の関係を求める解析を行った。得られた結果を図 6 に示す。ここに、RELAP5 コードのオリジナルモデルを用いたケースと相間摩擦を 10 分の 1 に変更したケースを示す。RELAP5 コードは、相間摩擦を大きく評価することがこれまでの経験で分かっていることから、ここに示した水位差は過大評価されていると考えられ、真の水位差は、参考として計算した相間摩擦 10 分の 1 のケースの水位差との間にあると推定される。SFP 事故時の臨界性の評価のためには、今後、水位差の予測精度を向上させる必要がある。

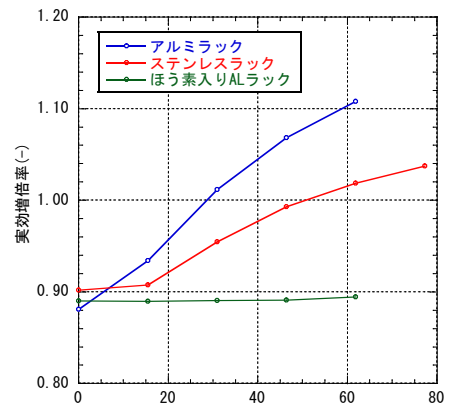


図 4 水位差と臨界性に関する臨界計算結果
Fig.4 Relationship between Water Level and Multiplication Factor

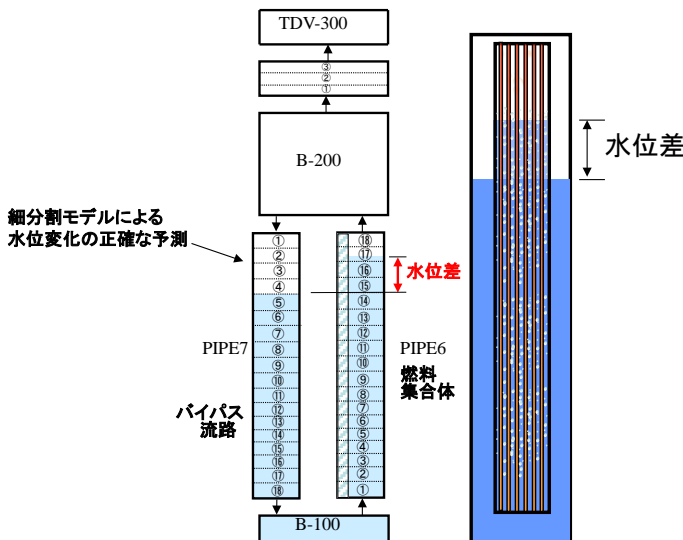


図 5 冷却機能喪失事故解析モデル
Fig.5 Analytical Model for Loss of Cooling Function Accident

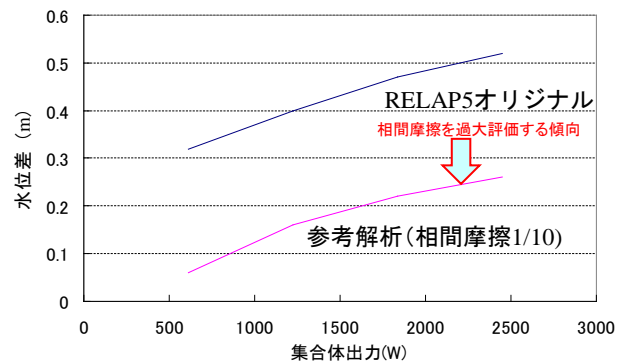


図 6 集合体内外水位差の出力依存性
Fig.6 Dependency of Water Level Difference on Bundle Power

2.1.3 3次元最適評価コードによる SFP の LOCA 特性解析

平成 26 年度は、平成 24 年度及び平成 25 年度の RELAP5 コードによる予備解析の整理にて課題として提起された燃料集合体内外の水位差を始めとして、重大事故時の使用済燃料プールにおける熱流動挙動を高い信頼性をもって予測評価できる解析コードを整備することを目的として、3次元最適評価コードである TRACE 5.0 コードを選定し、次項に述べる試験計画にて想定する試験装置を対象として同コードを用いた熱流動解析を実施した。ここでは、単一の使用済燃料集合体及び複数体の使用済燃料集合体を想定対象とした解析体系のそれぞれについて、平成 24 年度の解析時の事象想定と同様に長期冷却機能喪失及び大量の水の漏えいの 2 種の重大事故の事象進展を評価した。図 7 に単一燃料集合体における解析体系を示す。これらの評価結果を分析することによって、多次元効果を含む低速の自然循環沸騰 2 相流の除熱問題に対する数値解法上の課題を始め、現状のシステムコードの予測性能に係る課題を抽出し、整理した。

2.1.4 SFP の LOCA 試験計画の立案

平成 25 年度は、平成 24 年度に実施した熱水力解析の結果を踏まえて、2 相流挙動、スプレー注水効果、破断条件、崩壊熱レベル、バンドル配置又は冷却材分布による多次元効果、空気冷却等の課題の解決を目的に、SFP におけるスプレー冷却の定量的効果等に関するデータを取得するための試験計画の立案を実施した。図 8 に単バンドル試験のイメージの一例を示す。

また、平成 26 年度は、平成 25 年度に立案した試験計画について、単一燃料集合体及び複数燃料集合体の試験体及び試験条件に関する仕様、計測方法等の詳細仕様を詰めるとともに、IRSN 等で計画中の SFP LOCA 試験等、国内外で計画されている試験計画との関係を整理し、酸化、燃焼が生じるような高温に至る試験を対象としない本試験の有効性及び実施意義を確認した。

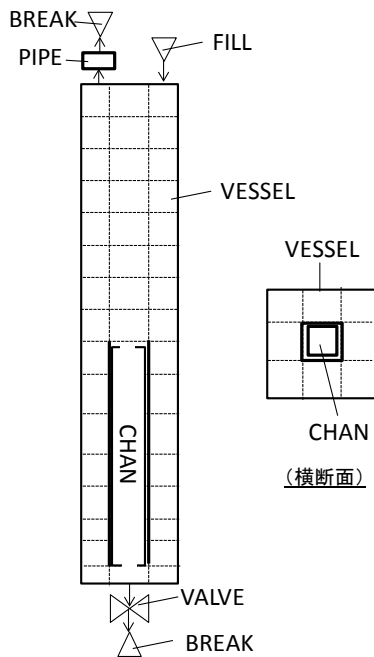


図 7 単一集合体体系の解析モデル
Fig. 7 Modeling for Single Bundle System Analysis

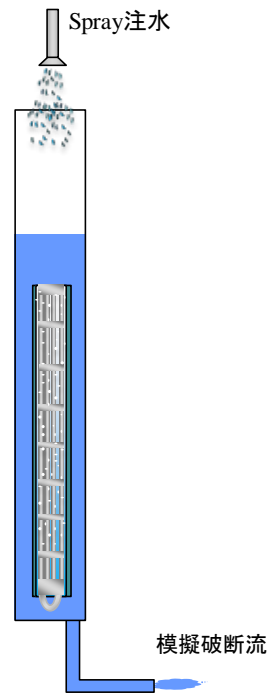


図 8 単一集合体での LOCA 試験のイメージ
Fig. 8 Image of Single Bundle System during LOCA Test

2.2 SFP の事故時を模擬した臨界防止能力確認実験

新規規制基準では、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防止能力の解析評価のための妥当性確認データの整備を目的として、BWR の SFP 事故時を模擬した臨界実験を実施した。

BWR の SFP では、表 1 に示す臨界管理方法の異なる 3 タイプのラック材が用いられており、それぞれのラック材に格納された燃料集合体の例を図 9 に示す。

表 1 BWR 燃料貯蔵ラックの種類と臨界管理
Table 1 Rack Types used in BWR Spent Fuel Pool and Criticality Control

燃料貯蔵ラックの種類	臨界管理方法
アルミラック	集合体間の距離による未臨界確保
ステンスラック	ラックの中性子吸収と集合体間の距離による未臨界確保
ほう素入りアルミラック ほう素入りステンスラック	ラックの中性子吸収による未臨界確保

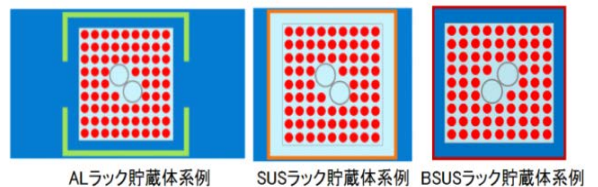


図 9 使用済燃料集合体の貯蔵形態
Fig.9 Storage Forms of BWR Spent Fuel Assembly

2.2.1 臨界特性の解析

平成 24 年度は、BWR の SFP に装荷されるアルミラック、ステンスラック、ホウ素入りラック等の燃料貯蔵ラックを対象に、プール水の沸騰及び水位低下が発生した場合の臨界特性の解析を実施した。この解析により、SFP 水位が低下した場合に、燃料集合体内で二相水位が生じるために集合体の内外で水位差が生じることがあり、燃料貯蔵ラックの種類によっては、生じる水位差によって実効増倍率が有意に増加する可能性が示された。今後、熱流動解析の信頼性を高めるとともに、実験を通じて二相水位特性を確認する必要性が提起された。

2.2.2 臨界防止能力確認のための実験設備の概要

平成 25 年度は臨界防止能力確認のための実験を実施した。まず実験設備の概要を示す。

実験は、東芝臨界実験装置 NCA(Toshiba Nuclear Critical Assembly) を用いて実施した。NCA は、(1) SFP に格納される 1.0~4.9wt% の低濃縮酸化ウラン燃料の利用が可能であること、(2) 表 1 に示す 3 タイプの臨界管理方式の異なる貯蔵ラック模擬体が利用できること、(3) 事故時の SFP の低水密度状態を模擬した試験が実施可能であることから試験施設として選定した。NCA は、水位と燃料配置によって臨界状態を達成する装置である。NCA の主な仕様を表 2 に、NCA 実験体系を図 10 に示す。

表 2 NCA の主な仕様
Table 2 Main Features of NCA

(1)最大出力	200W
(2)燃料要素	形状 棒状アルミニウム被覆 ペレット 焼結二酸化ウラン (直径 10mm、濃縮度 1.0~4.9wt%) 燃料有効長 1500mm
(3)炉心	炉心 水対燃料体積比 0.2~3.0 (1) 正方格子 (2) BWR格子 (3) 稠密格子
(4)減速材	軽水(≦ 80℃)
(5)反応度制御	水位 微調整板 板状ステンレスシース1枚 安全板 板状ステンレスシース5枚 中性子吸取材 加ドウム
(6)緊急停止	緊急排水

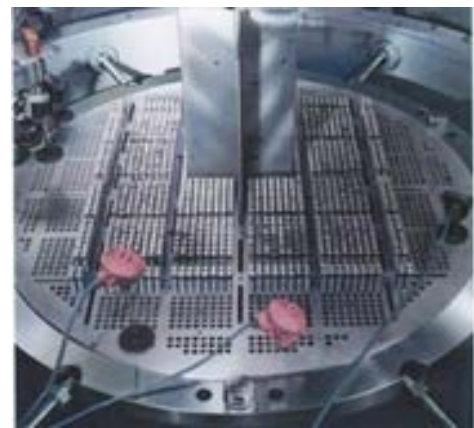


図 10 NCA 実験炉心

Fig. 10 Experiment Core at NCA

2.2.3 臨界防止能力確認実験の結果

事故時を模擬した臨界試験体系の例を図 11 に示す。試験体系では中央にテスト領域を配置している。テスト領域は、使用済燃料貯蔵プールに格納される実機 BWR 燃料 (9×9 燃料) を模擬する配置とした。テスト領域の外側には、ラック材模擬領域を設けた。その周辺に水排除アルミ (以下「AL」という。) プレートと設け、さらにその周囲に中空 AL 管を配置した。この領域は、事故時に生じる可能性のあるボイドを模擬するとともにテスト領域とラック模擬領域の結合状態を調整する役割を果たす。最外周には、臨界状態を達成するためのドライバ領域を設けた。この例では、中空 AL 管領域とドライバ領域の間に水チャンネルを設けているが、これは臨界状態の達成を容易にするためのものである。

ラック模擬材として、AL、ステンレス鋼 (以下「SUS」という。) 及びホウ素入りステンレス鋼 (B-SUS) を使い、テスト領域にボイド模擬管の有無、ラック模擬領域とドライバ領域の間に設ける水ギャップ (全長及び部分長の中空 AL 管又は水領域) の列数をパラメータとして臨界試験を行い、臨界水位 (実効水位: 1000~1400mm で実験) 及びペリオドを測定した。試験体系は、AL ラック材体系であり、各ケース 2 回の測定を行い、臨界水位について 1 mm (反応度値: 約 1¢) 以内の再現性を得た。試験結果の例として AL ラック材体系の測定結果を図 12 に示す。試験項目は、ラック材模擬領域とドライバ領域の水ギャップ (2 列) 系 12 ケース、SUS ラック材体系 8 ケース、B-SUS 材体系 8 ケースの合計 28 ケースにおける水排除ボイド管の有無をパラメータとした体系 (テスト領域: ボイド管なし、周辺水ギャップ 2 列) からなっている。

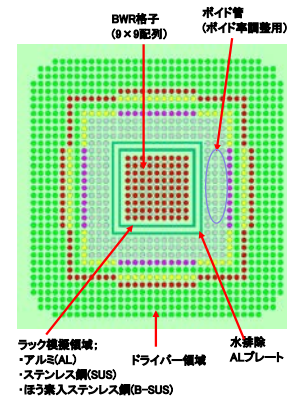


図 11 BWR 使用済燃料貯蔵プール模擬体系
Fig.11 BWR Spent Fuel Pool Mock-up System

水排除ボイド管を増やすと、ドライバ領域からテスト領域へ中性子の流れ込みが増加することすることが臨界水位の低下及びドライバ燃料の減少(臨界状態を達成するのに必要な燃料数の減少)という結果に表れている。

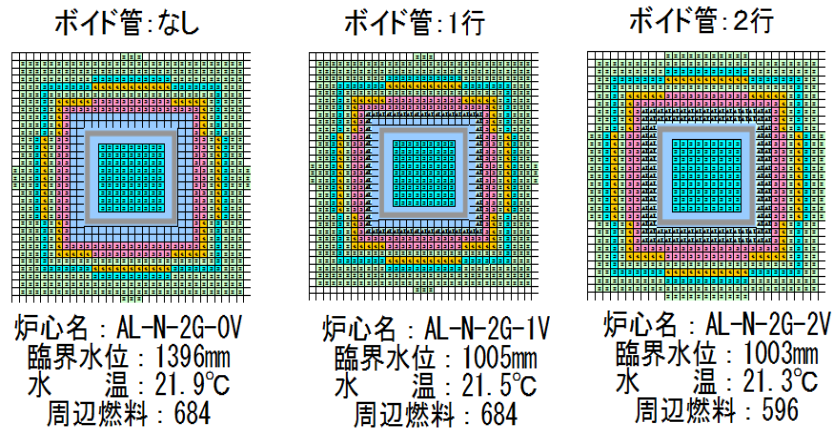


図 12 AL ラック体系の測定結果
Fig.12 Measured Results in AL Rack Experiments

2.2.4 臨界防止能力確認実験の解析

事故条件下での SFP の臨界評価に用いられる解析コードの妥当性を確認するため、原子力安全基盤機構 (JNES) が許認可解析のクロスチェックで使用するコード、MVP 及び SCALE、並びに ENDF/B7 核データライブラリを用いた試験解析を AL ラック材体系で行った。解析は、実験体系を忠実に模擬した三次元モデルによるモンテカルロ手法に基づいて行った。解析で得られた実効増倍率 (臨界固有値) の比較結果を図 13 に示す。また、得られた知見を下記にまとめる。

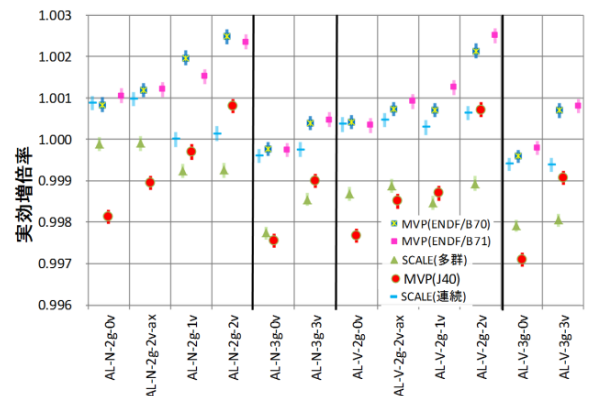
- (1) 臨界固有値は各コードとも 0.997~1.003 と良好で、実験ケース毎のばらつきも小さい。
- (2) MVP (連続エネルギーモンテカルロコード) を用いた場合、ボイド率に対する臨界固有値の依存性がわずかに存在する。
- (3) 多群 (238 群) と連続エネルギーのモデルの違いによって、系統的な差異が認められた。(要因分析は、今後行う予定)

実験体系の SFP 解析体系に対する模擬性については、TSUNAMI-IP コードを用いて、実験体系と評価対象 (SFP 解析体系) の模擬性の指標となる Ck 値を比較し、ほとんどのケースについて 0.9 を上回る良好な結果が得られたことを確認した。以上により、本実験データは、SFP の解析体系における解析コードの妥当性確認用データとして活用できることが分かった。

2.2.5 使用済燃料プールの事故時のふるまいを評価する解析コードの整備

(1) 目的

BWR 燃料は、通常はチャンネルボックスを装荷したまま SFP で冷却されている。冷却喪失によるプール水の蒸発又は SFP LOCA による水位低下が発生し、チャンネルボックス上端より水位が低下するとチャンネルボックス内外の密度差によって、水位差が発生する。この水位差の大きさは、使用済燃料の崩壊熱、集合体の格納体数、冷却水の粘性抵抗等の様々な要因に依存する。水位差が発生している集合体上部領域では、中性子相互干渉が増加するため反応度が上昇する可能性がある。集合体間の相互干渉の大きさは、燃料貯蔵ラックの種類、集合体の配置、燃焼度分布に依存するため、SFP の事故時の臨界特性を評価するために詳細モデルである 3 次元核熱モデ



中性子発生数: 2000 万(1000×200 バッチ)
(標準偏差: 0.02%Δk 以下)

図 13 臨界固有値の比較
Fig.13 Comparison of Critical Eigenvalues

ルで評価する必要がある。そのため、炉心の事故解析評価に使用している 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 の事故時のふるまいを評価するためのコード整備を行った。

(2) 実施内容

臨界防止能力確認に用いる解析コードの整備のための予備解析として、RELAP5 コードによる SFP の水位挙動解析を実施した。解析対象は、東京電力福島第一原子力発電所 4 号機の SFP であり、初期水位は計算時間節約のため燃料発熱部上端から約 0.7m とした。燃料配置は 1 体のみをモデル化した無限配列とし、軸方向については組成及び崩壊熱とも均一とした。燃料貯蔵ラックは、4 号機の SFP で使用されているステンレスラックとした。燃料集合体は、BWR の SFP の臨界解析で用いられる冷温時の無限増倍率が 1.3 のモデルバンドルとし、崩壊熱をパラメータとしてチャンネルボックスの内外水位差の臨界性に及ぼす影響を評価した。SFP の実効増倍率の評価は SKETCH コードを使用するが、高ボイド状態での評価となることを考慮して連続エネルギーモンテカルロコード MVP での評価も併せて実施した。

SKETCH コードによる実効増倍率の評価結果を図 14 に示す。SFP の除熱機能喪失を仮定しているため、プールの水位は時間の経過とともに低下し、プール水位がチャンネルボックス上端を下回るとチャンネルボックス内外の水密度差によって水位差が発生する。この水位差は、崩壊熱の大きさに依存して増加していくが、チャンネルボックス外側の水位がさらに低下していくと燃料下部の水圧が小さくなるため縮小していく。そのため、SFP の実効増倍率は初期の 0.9 程度から増加していくが、最大値 0.97 程度にとどまりその後減少していく。また、図 15 に示す MVP コードとの比較では、SKETCH コードの評価結果は MVP の結果をやや上回っているものの、事象進展を通してよく一致しており事故時の臨界防止能力の確認のための評価に適用できることが分かった。現在、燃料貯蔵ラックの種類、燃料の配置、軸方向の崩壊熱分布、水位差の特性を決定する熱水力パラメータ等についての感度解析を実施しており、BWR の SFP 事故時臨界特性について検討していく予定である。

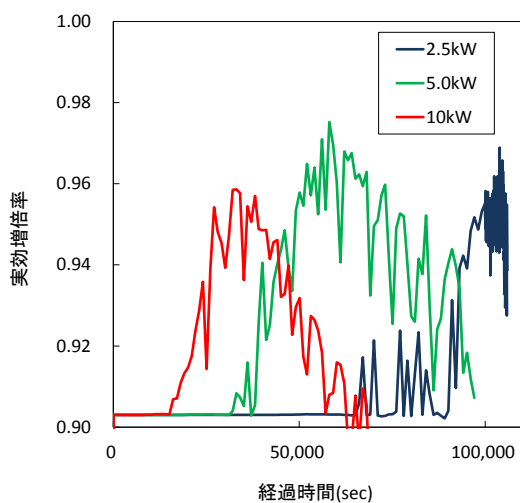


図 14 実効増倍率の推移
Fig 14 k_{eff} vs time

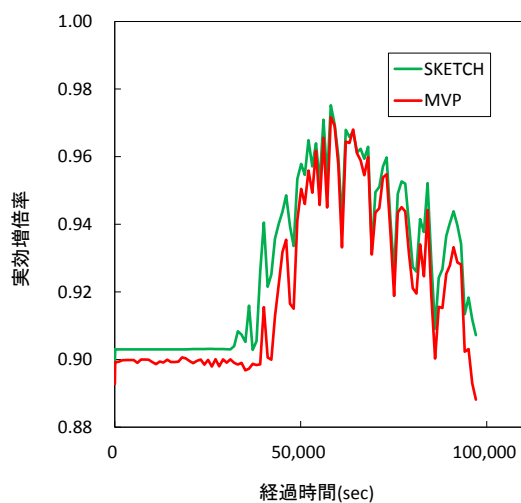


図 15 MVP と SKETCH の比較
Fig 15 Comparison of MVP and SKETCH

2.2.6 空間線量評価技術の整備

(1) 目的

SFP では、圧力容器や格納容器を持つ原子炉本体と異なり、事故により水位が低下し、燃料集合体が水面上に露出すると周辺の空間線量が急激に上昇する。SFP からのガンマ線や中性子線は、基本的に遮蔽物がない上空へ放射されるが、その一部が空中のスカイシャイン効果によって地上に到達すると考えられる。新規規制基準では、重大事故の対策（可搬式給水施設の敷設等）について、現場へのアクセス性を含めた適合性審査を行っており、SFP の事故については、SFP を起源とする空間線量を考慮した解析を行う必要がある。また、福島第一原子力発電所事故では、複数の原子炉や SFP で事故が同時発生し、各々が線源となるほか、爆発によって散乱した瓦れき

に付着した線源からも放射線が放出される等、これまでの遮へい解析では想定しない状況が現出した。このように、重大事故を想定した空間線量評価は、発電所の敷地全てを含む広範な地域を対象として、様々な要因による複数の線源分布の重畳効果を考慮する必要がある等、評価技術上の課題が多い。本研究は、代表プラントにおいて SFP の重大事故を想定した空間線量の試評価を行い、技術上の課題を抽出することを目的としている。

(2) 実施内容

代表プラントとしては、4 基が隣接する BWR プラントを選定した。重大事故対応の観点から重要な評価点として、SFP オペレーションフロア、SFP 直下の居室、モニタリングポスト、緊急対策所等を選定し、個々の場所におけるガンマ線と中性子線の双方について線量評価を行った。線量評価においては、プール内水位をパラメータとし、各々の SFP が単独で線源となる場合に加えて、複数の SFP が線源になる場合や、周辺に瓦礫によるバックグラウンド線量が存在する場合を想定した。

3. まとめ

SFP の重大事故時の安全上の限界の把握に関する熱流動実験熱水力研究では、軽水炉の 1 次元システムコード RELAP5 を用いて、LOCA 及び冷却機能喪失事故の解析を行い、安全評価に影響する SFP 特有の熱水力現象を抽出し、これを基に SFP の試験計画を策定した。これらの解析からスプレイ設備作動時の上部タイプレート部気液対向流制限 (CCFL) 特性、燃料集合体の冷却特性及び臨界防止能力の確認に係る集合体内外の水位差評価等が重要であることが示された。また、3 次元最適評価コードによる SFP の試験に係る LOCA 及び冷却機能喪失事故の解析を実施し、多次元効果を含む低速の自然循環沸騰 2 相流の除熱問題に対する数値解法上の課題を始め、現状のシステムコードの予測性能に係る課題を抽出し、整理した。なお、SFP の試験計画は、平成 26 年度に試験体仕様、計測方法等の詳細仕様を詰めるとともに、国内外で計画される試験計画との関係を整理し、酸化、燃焼が生じるような高温に至る試験を対象としない本試験の有効性等を確認した。

また、SFP の事故時を模擬した臨界防止能力確認実験では、BWR の SFP を模擬した臨界実験を行い、臨界解析評価で用いる解析コードの妥当性確認用データの整備を行うとともに、アルミラック材を用いた試験について解析を行い、良好な結果を得た。さらに、SFP 事故時の臨界防止能力の確認のための解析コードとして 3 次元核熱結合解析コード SKETCH/TRACE 及び空間線量評価技術の整備も実施した。

4. 今後の展開

表 2 に平成 28 年度までの研究の実施工程を示す。SFP の重大事故時の安全上の限界の把握に関する熱流動実験熱水力研究では、平成 25 年度に実施した解析評価及びこれに基づいて策定した試験計画に従って、平成 27 年度に装置製作を行い、平成 28 年度に BWR 燃料集合体試験を行い、SFP 重大事故時のスプレイ冷却性能の把握に活用する試験データを取得する予定である。得られた結果は、3 次元最適評価コード及び国産システムコードの整備に活用する。

なお、この研究に引続き、平成 29 年度以降に PWR 燃料集合体試験を実施することが望ましいことから、表 2 には平成 29 年度の実施内容も示している。

表 2 研究の実施工程

Table 2 Process Chart

	平成24年度 (2012)	平成25年度 (2013)	平成26年度 (2014)	平成27年度 (2015)	平成28年度 (2016)	平成29年度 (2017)
実験計画, 事象進展等の予備的な解析評価						
熱流動実験装置の製作						
熱流動実験の実施						
臨界防止能力確認実験						
解析モデルの高度化						
重大事故の評価						

5. 今後の成果の活用について

5.1 安全性向上評価への活用

取得した実験データは、SFPの重大事故時に他の可搬式注水施設等が機能しない場合に、可搬式等のスプレイ冷却を使用した対策等を事業者が提出した場合に、その定量的効果の妥当性及び留意点の確認に活用する。

5.2 SFPの重大事故解析コードの整備

取得した試験データに基づいて、3次元最適評価コード及び国産システムコードのスプレイ冷却性能解析に用いる物理モデルの開発、改良等に活用し、安全性向上評価制度の運用の下で事業者が実施する対策等の有効性評価の妥当性の技術的評価に用いる。

6. 成果の公表等

6.1 委員会・検討会・WG

(A) JNES、発電炉検討会、平成26年1月28日

6.2 NRA技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

(B) 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、日本原子力学会 2014 春の年会、2014 年 3 月

(C) 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 [2]事故時を模擬した臨界実験、日本原子力学会 2014 春の年会、2014 年 3 月

(D) 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 [3] AL貯蔵ラックを使用した臨界実験の解析、日本原子力学会 2014 春の年会、2014 年 3 月

6.5 表彰・受賞

なし

文 献

なし

(A07)燃料破損限界に関する研究

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 19 年度～平成 33 年度）

過去に実施した高燃焼度燃料を用いた試験炉での出力過渡模擬試験において、従来の応力腐食割れによる被覆管内面からの破損とは異なる燃料被覆管の外面に発生した亀裂による燃料破損（外面割れ）が新たに見出された（図 1）。燃料被覆管は、原子炉運転中に冷却水との酸化反応で生じた水素の一部を吸収し、ジルコニウム水素化物（以下「水素化物」という。）を生じるが、外面割れは、燃料被覆管外面近傍に析出した半径方向の水素化物が起点となって燃料被覆管外面に微小な初期亀裂が生じ、これが時間遅れを伴って内面方向に進展することにより発生すると考えられている。また、これまで燃料の使用期間が長期化すると燃料被覆管中の水素濃度が加速度的に増加する傾向を示すデータが得られており（図 2）¹⁾これに伴って破断伸びも低下し、異常過渡時の燃料被覆管の機械的健全性に係る基準（燃料被覆管塑性歪み<1%）に対する余裕が少なくなっているといった知見が得られている（図 3）²⁾。

外面割れは、従来の燃料健全性評価手法では考慮されておらず、高燃焼度燃料の健全性を評価する上で重要な事象である。これについて、平成 23 年度までに使用済燃料を用いた炉外試験により、外面割れを支配する燃料被覆管外面近傍への水素拡散、析出挙動と初期亀裂発生条件及び亀裂進展挙動を調べ、外面割れ発生条件を明確化した。それらの炉外試験及び評価結果については、今後使用済燃料から採取した試験燃料棒を用い試験炉において出力過渡を模擬した炉内試験を実施し、その妥当性を確認する。それにより、外面割れを考慮した燃料被覆管の機械的健全性評価手法を整備する。

燃料被覆管中の水素濃度が大幅に増加した場合の機械的健全性については、水素添加、水素化物析出方位調整を施した使用済燃料被覆管を用いた内圧破裂試験等により、燃料被覆管の強度、延性等に及ぼす水素濃度、水素化物析出形態等の影響を調べ、現行基準の妥当性を評価する（実施期間：平成 22 年度～平成 28 年度）。また、過渡時の燃料健全性を適正に判断するために、それらの成果を総合的に評価するとともに、国内外の最新知見も踏まえて、燃料被覆管が機械的に破損する条件を表す指標及び技術的判断根拠を整備する。

また、平成 24 年度より燃料挙動解析コードの高度化として、過去に実施した各種試験結果及び国際プロジェクト等から得られた燃料挙動に関する情報のデータベースとしての整備、最新の燃料挙動データに基づく予測精度向上、その検証解析を開始した。これにより、原子炉運転中の核分裂生成ガス放出率、燃料中心温度等を適切に評価可能な燃料挙動解析コードを整備する。

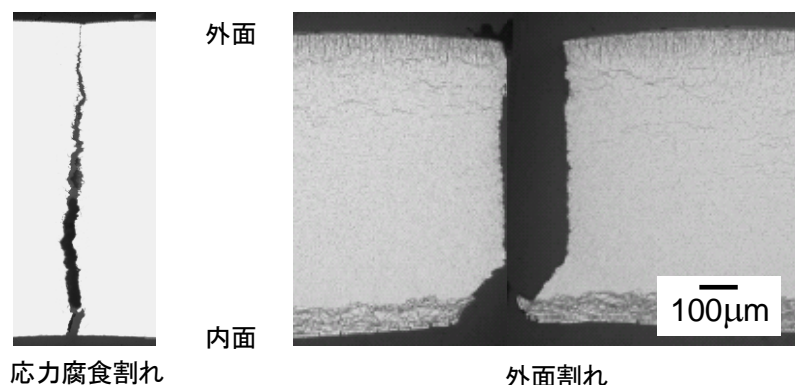


図 1 応力腐食割れと外面割れの断面比較

Fig. 1 Comparison of the cross-section between stress corrosion cracking and outside-in cracking

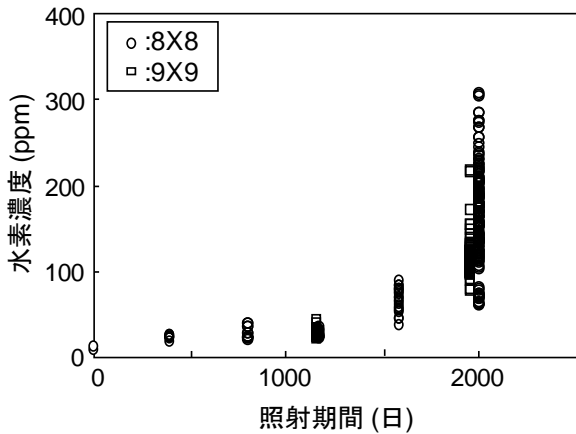


図2 燃料被覆管中の水素濃度と照射期間の関係
Fig. 2 Hydrogen content of cladding in relation to irradiation time

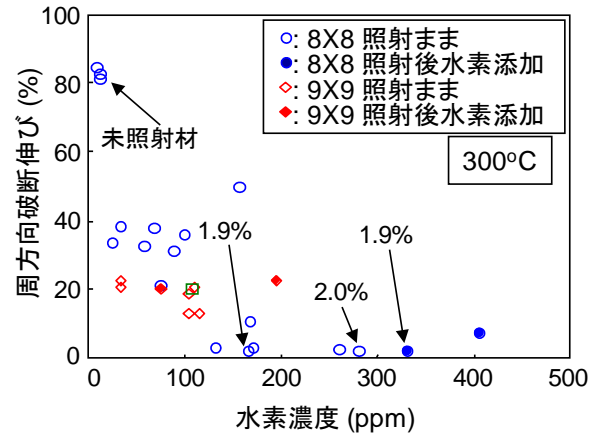


図3 燃料被覆管の内圧破裂試験による破断伸びと燃料被覆管中の水素濃度の関係
Fig.3 Fracture elongation in relation to hydrogen content

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備

2.1.1 外面割れ破損限界に係る炉外試験

外面割れによる燃料破損について、その発生機構を図 4 に示すように、(1) 燃料被覆管外面近傍への半径方向水素化物析出、(2) 外面初期亀裂発生及び (3) 亀裂進展の各要素に区分し、各過程の支配因子を水素熱拡散試験、外面割れ模擬試験、亀裂進展試験等の炉外試験により定量評価した。これらの試験は、中心ヒータによる熱流束下で燃料被覆管に内圧を負荷する試験装置 (図 5) を用いて実施した。また、それらの結果を総合的に評価し、過渡時における燃料健全性の技術的判断根拠として整備した。

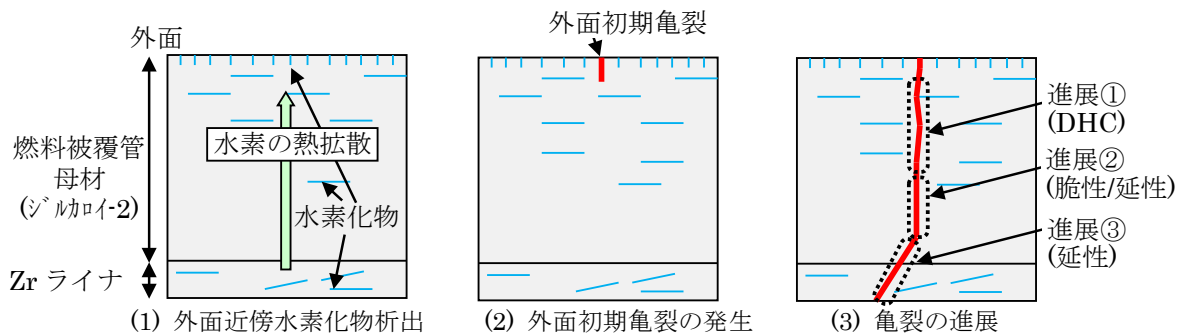


図 4 外面割れ発生機構の模式図
Fig. 4 Schematic illustrations of the outside-in cracking process

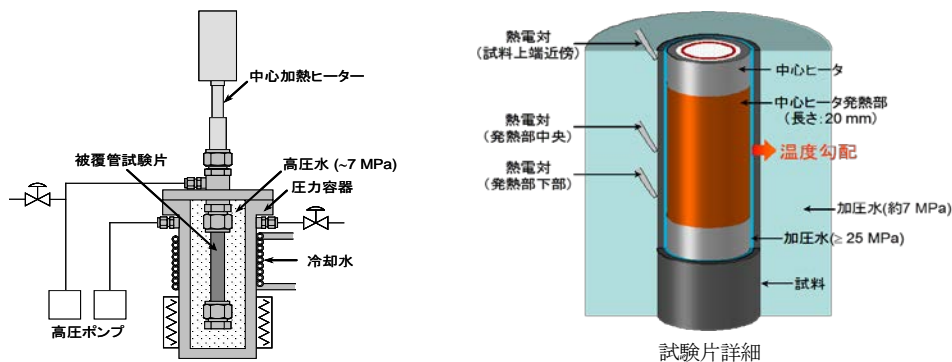


図 5 温度勾配下内圧負荷試験装置の模式図
Fig. 5 Schematic diagrams of the device of internal pressure loading test under temperature gradient

外面近傍への水素化物析出挙動を調べるため、照射済み 8X8 型、9X9 型燃料被覆管に温度勾配下で比較的低い応力(200~400MPa)を負荷、保持する水素熱拡散試験を実施した。試験後、断面金相を観察し外面近傍への水素化物析出の有無を確認した。試験条件を表 1 に、試験後の金相写真例を図 6 に、試験結果を図 7 に示す。なお、試験結果は中心ヒータの偏心により生じる周方向の温度不均一の影響を解析により補正した実効線出力を用いて整理した。また、得られた試験結果に基づき、温度勾配下での水素拡散挙動を解析する手法を構築した。通常運転時の平衡状態での水素濃度分布を仮定した解析により得られた水素化物が外面近傍に析出するまでの時間と線出力の関係を図 7 に併せて示す。

外面初期亀裂発生条件について調べるため、照射済み 8X8 型、9X9 型燃料被覆管に温度勾配下で内圧を負荷、保持して破断を調べる外面割れ模擬試験を実施した。試験条件を表 2 に、試験結果から得られた燃料被覆管外表面応力と線出力の関係を図 8 にそれぞれ示す。亀裂が発生する燃料被覆管外表面応力の最小値は 640MPa であった。

外面初期亀裂発生後の亀裂進展挙動について調べるため、予亀裂を形成した照射済み 8X8 型、9X9 型燃料被覆管(図 9)に、温度勾配下で比較的低い応力(200~400MPa)を負荷、保持する亀裂進展試験を実施した。試験条件を表 3 に示す。試験後の破面形態からその進展の過程を①DHC (Delayed Hydride Cracking; 遅れ水素化割れ)、②脆性と延性が混在した亀裂(以下「脆性/延性」という。)、③延性亀裂に分類した。また、試験結果より求めた亀裂進展速度と応力拡大係数との関係を図 10 に示すように整理した。亀裂が進展しなかった試料(亀裂進展速度が 0)以外では、照射材は未照射材と比べて大きな亀裂進展速度を示した。

以上の結果に基づいて、外面割れ模擬試験の試験条件下での破損時間を計算し、試験における破損までの時間と比較した結果を図 11 に示す。計算においては、外表面応力 640 MPa で外面初期亀裂が発生し、水素化物が外面近傍に析出するまでの時間及び水素化物成長時間は線出力(温度勾配)に依存し、また亀裂進展は応力拡大係数に応じて 2 段階の進展速度となるとした。破損時間の計算値はばらつきが大きいものの、外面割れ模擬試験結果の傾向を比較的良く説明していると考えられる。

表 1 水素熱拡散試験の試験条件
Table 1 Conditions of hydrogen diffusion test

供試材	水素濃度 (ppm)	ヒータ出力 (kW/m)	周応力 (MPa)	保持時間 (min)
5 サイクル照射材 (8X8 型)	231	45	200	120
	208		400	
	220		650	
5 サイクル照射材 (9X9 型)	301	30	200	120
	269	35	200	120
	253	45	200	30
	264			60
	103			120
	261			
	249	400	120	

表 2 外面割れ模擬試験の試験条件

Table 2 Conditions of simulated outside-in cracking test

供試材	水素濃度 (ppm)	ヒータ出力 (kW/m)	周方向応力 (MPa)	保持時間 (min)	備考
5 サイクル照射材 (8X8 型)	220	45	650	120	
	212	35	700	120	
	239	40		120	
	169	45		94	
	196	35	750	34	
	205	40		26	
	193	45		15	
5 サイクル照射材 (9X9 型)	295	40	600	120	水素添加、徐冷
	280	45		120	
	281	35	700	75	
	266	40		53	
	258	45		28	
	100	45		39	

表 3 亀裂進展試験の試験条件

Table 3 Conditions of crack propagation test

供試材	水素濃度 (ppm)	ヒータ出力 (kW/m)	周方向応力 (MPa)	保持時間 (min)	予き裂長さ(mm)	
					発熱部	非発熱部
5 サイクル照射材 (8X8 型)	188	40	200	30	0.28	0.27
	179	40	300	30	0.24	0.28
	186	30		30	0.30	0.21
	194	20		17	0.15	0.24
	173	40	400	4	0.22	0.20
5 サイクル照射材 (9X9 型) (水素添加、徐冷)	268	40	300	5	0.27	0.33
	259	30		10	0.18	0.29
	258	20		19	0.28	0.31

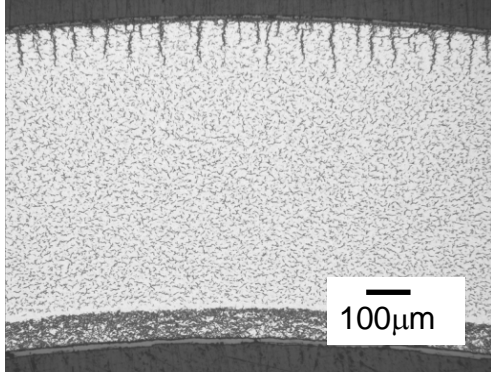


図6 水素熱拡散試験後の金層写真例
Fig. 6 Example of optical microscope of the specimen after hydrogen diffusion test

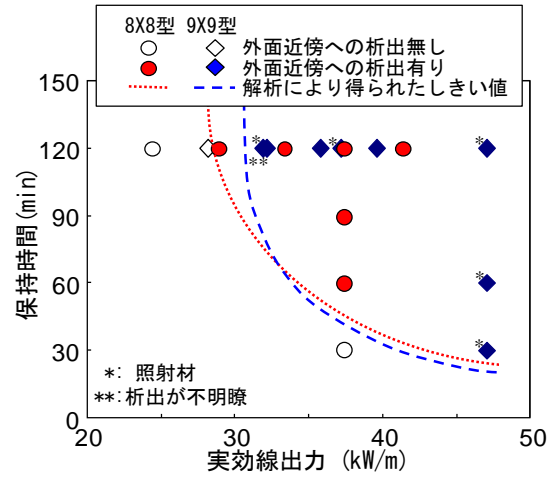


図7 外面近傍に半径方向水素化物が析出するまでの時間と線出力の関係
Fig. 7 Diffusion time and heat generation rate relations for outer rim hydride precipitation

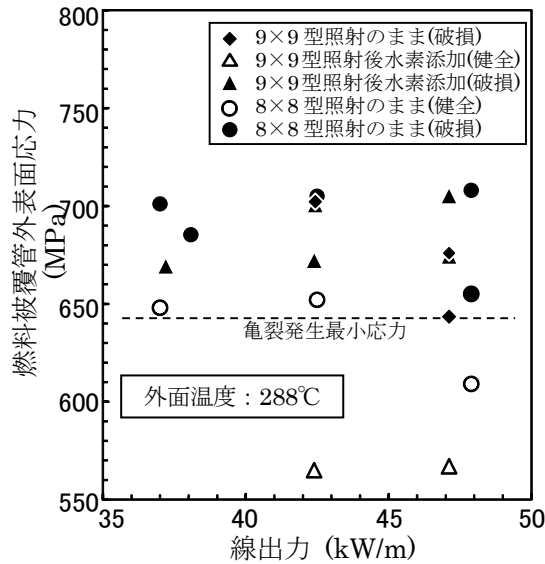


図8 外面割れ模擬試験における破損の有無と燃料被覆管外表面応力及び線出力の関係
Fig. 8 Presence or absence of cladding failure in the relationship of outer surface stress and heat generation rate during the outside-in cracking simulation test

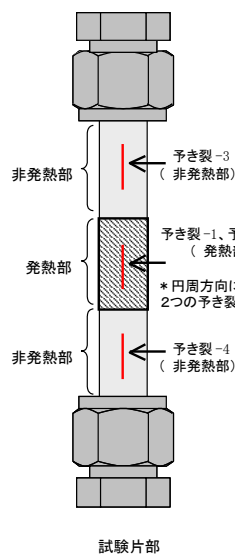


図9 予亀裂を形成した試験片の模式図
Fig. 9 Schematic diagram of a pre-cracked specimen

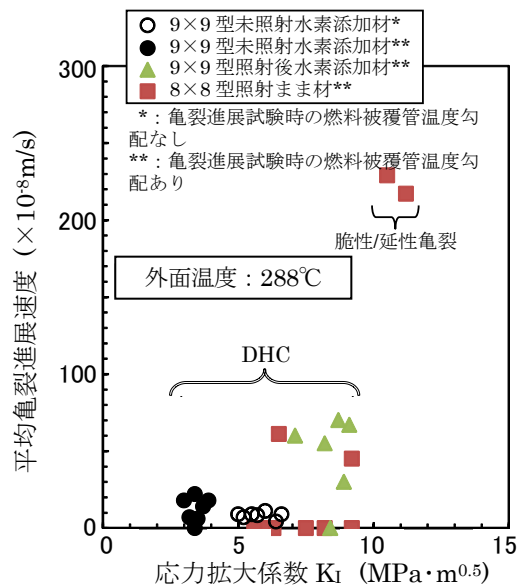


図10 平均亀裂進展速度と応力拡大係数の関係
Fig. 10 Average crack propagation velocity in relation to stress intensity factor

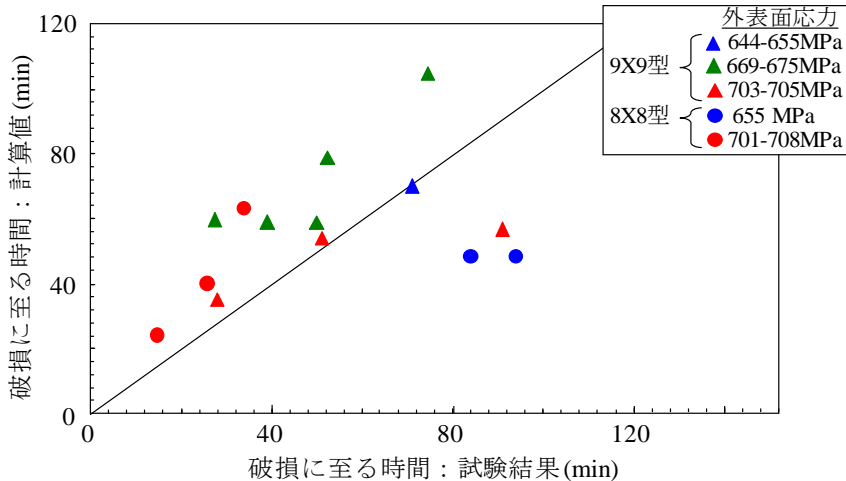


図 11 外面割れ破損に至るまでの時間の計算値と試験結果の比較
Fig. 11 Comparison of time to fracture between test result and calculation

2.1.2 炉内試験による外面割れ発生条件の妥当性確認

使用済燃料から採取した試験燃料棒を用い試験炉において出力過渡を模擬した炉内試験（以下「出力急昇試験」という。）を実施し、炉外試験により明確化した外面割れ発生条件の妥当性を確認する。出力急昇試験は、国内商用 BWR（Boiling Water Reactor；沸騰水型原子炉）で 5 サイクル燃焼した使用済燃料から採取して国内照射後試験施設で保管中の試験燃料棒をノルウェーの試験炉（ハルデン炉）に輸送して実施する計画としていたが、試験燃料棒を海外に輸送するための船積み港が東北地方太平洋沖地震で被災したため計画を中断した。船積み港は平成 28 年度から利用可能となる見通しであるが具体的な輸送計画策定には至っておらず、出力急昇試験計画の中断は継続している。今後も試験の再開を目指して、国内試験炉（JMTR）での実施も含め、試験実施可能な試験炉の状況及び、試験燃料棒輸送上の制約等を調査、検討する。

2.2 燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備

燃料被覆管中の水素濃度吸収量が増加した場合、破断伸びが低下し、異常過渡時の燃料被覆管の機械的健全性に係る基準（燃料被覆管塑性歪み<1%）に対する余裕が少なくなっているといった知見が得られている。燃料被覆管中の水素濃度が燃料被覆管の強度、延性等に及ぼす影響を調べ、現行基準の妥当性を評価するため、PWR（Pressurized Water Reactor；加圧水型原子炉）燃料及び BWR 燃料それぞれについて、水素を添加した使用済燃料被覆管を用いて以下のとおり内圧破裂試験を実施した。

2.2.1 PWR 燃料被覆管の内圧破裂試験

商用 PWR で燃焼度約 70Gwd/t を超えた高燃焼度照射 MDA¹被覆管燃料棒より水素濃度の高い上部から 3 試料、濃度の低い下部から 2 試料を採取した。水素濃度は上部で約 800ppm、下部で約 250ppm であり、上部の水素濃度は従来得られている水素濃度データの上限に近い値であった。また、別の M - MDA²被覆管燃料棒から 200ppm 程度の 2 試料を採取した。試験方法は、二軸応力条件として従来行われてきた両端閉じ内圧破裂試験とした。この試験方法による燃料被覆管の周方向対軸方向応力比は 2：1 である。

本試験で得られた破断伸びと水素濃度との関係を既存の PWR 用ジルカロイ-4 データとともに図 12 に示す。なお、MDA、M-MDA それぞれにおいて破断伸びが測定不可能であった試料が 1 つずつあったため、当該データは載せていない。また、破断伸びは外径測定を基に破裂開口幅を補正して算出した。破断伸びデータのばらつきは大きいものの、水素濃度約 200～800ppm の範囲で、MDA、ジルカロイ-4 いずれも破断伸びの水素濃度依存性は小さい。

2.2.2 BWR 燃料被覆管の内圧破裂試験

¹ Mitsubishi Developed Alloy 改良ジルコニウム合金 Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr

² Modified MDA MDA の成分を更に改良したジルコニウム合金 Zr-0.5Sn-0.5Nb-0.3Fe-0.4Cr

商用BWRで5サイクル使用した高燃焼度8×8型及び9×9A型燃料被覆管から採取した試験片に水素を添加し、水素濃度及び試験温度をパラメータとした内圧破裂試験を実施した。水素濃度は表4に示す値を目標とし、予備試験により設定した条件で水素添加を行った。また、水素化物の析出には方向性があり、燃料被覆管の強度、延性等の機械特性は水素濃度のみならず水素化物析出方位に影響を受けると考えられることから、水素添加時に内圧を負荷することで水素化物析出方位を調整した試験片を作製し、同様に内圧破裂試験を実施した。試験はオープンエンド内圧破裂方式とし、評価時に二軸応力条件(周方向対軸方向応力比2:1)に補正した。なお、試験片の水素濃度は内圧破裂試験後に分析した。

得られた燃料被覆管中の水素濃度と破断伸びの関係を図13に示す。破断伸びはばらつきが大きいものの水素濃度の増加とともに低下する傾向を示し、水素濃度1200ppmでの破断伸びは約2.4%であった。

表4 試験片の水素濃度(推定値または目標値)

Table 4 Hydrogen content of test specimens

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

●: データ整理済み (図13)

○: 試験実施済み

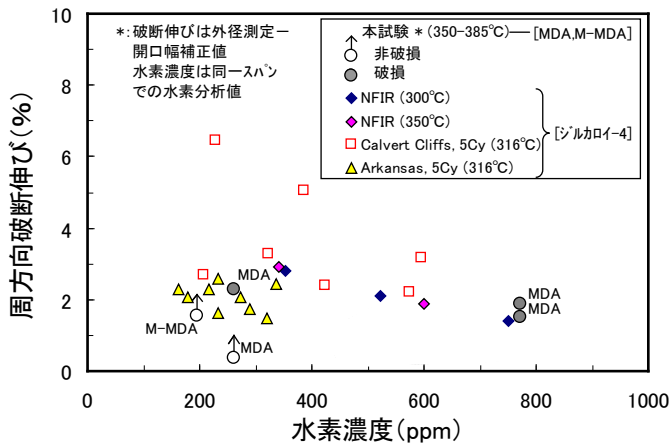


図12 内圧破裂試験による破断伸びと燃料被覆管中の水素濃度の関係 (PWR)

Fig.12 Fracture elongation in relation to hydrogen content (PWR)

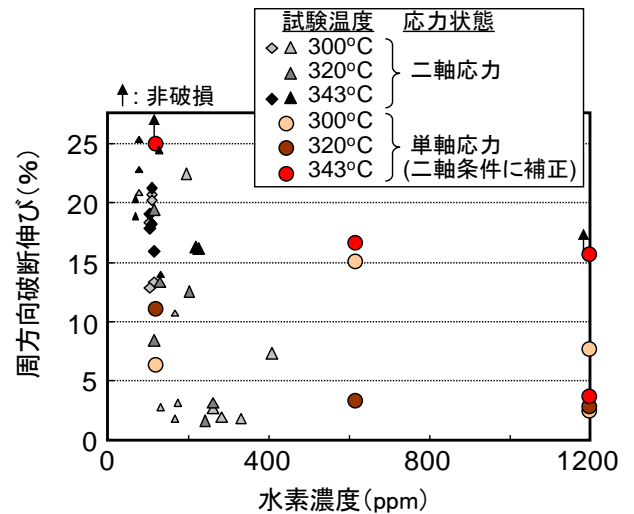


図13 内圧破裂試験による破断伸びと燃料被覆管中の水素濃度の関係 (BWR)

Fig.13 Fracture elongation in relation to hydrogen content (BWR)

2.3 燃料挙動解析コードの高度化

核燃料の設計に関する安全評価の妥当性確認を適切に実施するために、モデル改良等により燃料挙動解析コードの予測精度を向上させる必要がある。そのため、これまで実施した使用済燃料の照射後試験及び国際プロジェクト等より、燃料挙動解析コードの検証等に必要となる情報（燃料仕様、照射条件、照射試験結果、照射後試験結果等）を62本分収集し、データベースとして整備した。

さらに、上記データベースを用いて入力ファイルを作成し、燃料挙動解析コード FEMAXI-7³⁾により62件の解析を実施した。得られた解析結果と測定値を比較した結果、核分裂生成ガス放出率、燃料中心温度等において不一致が見られた。今後、感度解析等を実施し、それらモデルの改良項目を検討する。

3. まとめ

これまでに、高燃焼度燃料における外面割れ燃料破損発生機構の過程ごとに支配因子を定量評価する各種の試験及び解析を実施し、初期亀裂基点となる水素化物が燃料被覆管外面近傍に析出するための時間と出力との関係、初期亀裂が発生する燃料被覆管外表面応力並びに初期亀裂が進展する応力拡大係数の範囲及び亀裂進展速度を定量化し、高燃焼度燃料の外面割れ発生条件を明確化した。

使用済燃料から採取した燃料被覆管試料を用い、水素添加により水素濃度及び水素化物の析出状態が異なる試験片を作製し、内圧破裂試験を実施することで、燃料被覆管の水素吸収量が大幅に増加した場合の燃料被覆管の強度、延性等を調査した。

燃料挙動解析コードの高度化に用いる燃料挙動データベースに、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62本分を登録した。また、登録したデータを用いて62件の解析を実施した。得られた解析結果と測定値を比較した結果、核分裂生成ガス放出率、燃料中心温度等において不一致が見られた。今後、感度解析等を実施し、それらモデルの改良項目を検討する。

4. 今後の展開

今後、試験炉において使用済燃料を用いた出力急昇試験を実施することで、これまで炉外試験により取得、整理した外面割れ発生条件の妥当性を評価する計画である。

また、国内外の最新知見も踏まえて被覆管中の水素濃度の増加、水素化物の析出方位が燃料被覆管の機械的健全性に及ぼす影響を評価し、燃料被覆管が機械的に破損する条件を表す指標及び技術的判断根拠を整備する。

さらに、今後継続して燃料挙動データベースを充実させるとともに、感度解析及び得られた解析結果と試験結果との比較により抽出した項目について改良を実施し、予測精度を向上した燃料挙動解析コードを整備する。なお、別途実施している「A08 混合酸化物燃料特性評価に関する研究」等で得られた混合酸化物燃料特有の照射挙動をモデル化しコードへ組み込むことを検討する。

5. 今後の成果の活用について

5.1 外面割れ破損限界に関する審査マニュアル

高燃焼度燃料における外面割れ燃料破損発生機構に関して取得、整理したデータは、外面割れを考慮した審査マニュアルの作成に活用する。

5.2 燃料機械的健全性に係る現行基準の妥当性評価

燃料被覆管中の水素濃度が大幅に増加した場合の燃料被覆管の強度・延性等に関して取得、整理したデータは、燃料機械的健全性に係る現行基準の妥当性評価に活用する。

5.3 予測精度を向上した燃料挙動解析コードの整備

設計構築したデータベース、登録したデータ、それを用いて得られた解析結果は燃料挙動解析コードの高度化に活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (A) Progress in the Research Programs to Elucidate Axial Cracking Fuel Failure at High Burnup, Proc. 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco, Sept. 30 – Oct. 3 (2007).
- (B) Separate Effects of Factors Affecting Outside-in Cracking of High Burnup Fuel Cladding, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Seoul, Seoul, Korea, Oct. 19-23, 2008.
- (C) Ab-initio Study of the Influence of Pressure on the Hydrogen Diffusion Behavior in Zirconium Hydrogen Solid Solution, Materials Science and Technology 2008, Pittsburgh, USA, Oct. 5-10, 2008.
- (D) The Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Irradiated Zircaloy-2 and Microscopic Modelling of Hydrogen Behavior, Journal of Nuclear Materials, 389, pp. 127-136, 2009.
- (E) Effects of Heat Flux on Hydrogen Diffusion and Hydride Induced Crack Propagation in Zr-lined Zircaloy-2 Cladding Tube, Proc. Top Fuel 2009, Paris, Sept. 6-10, 2009.
- (F) Hydrogen Thermal Diffusion and Crack Propagation Behaviors in Irradiated Zircaloy-2 Cladding Tubes, Proc. 2010 LWR Fuel Performance Meeting, Orlando, USA, Sept. 26-29, 2010.
- (G) In Situ Scanning Electron Microscope Observation and Finite Element Method Analysis of Delayed Hydride Cracking Propagation in Zircaloy-2 Fuel Cladding Tube, Journal of ASTM International, Vol.8, No. 3, 2011.
- (H) Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes, Proc. Top Fuel 2012, Manchester, UK, Sept. 2-6, 2012.
- (I) Conditions to Cause Cladding Failure by Hydrogen-Induced Cracking, Proc. 2013 LWR Fuel Performance Meeting, Charlotte, USA, Sept. 15-19, 2013.

6.4 学会発表

- (J) Study on the Hydrogen Assisted Cracking of Zircaloy Fuel Cladding at High Burnup, 15th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Sunriver, Oregon, USA, June 24-28, 2007.
- (K) Progress in the Research Programs to Elucidate Axial Cracking Fuel Failure at High Burnup, 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco, Sept. 30 – Oct. 3, 2007.
- (L) Research Program on the Key Factors Controlling Outside-in Cracking Fuel Failure, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, Norway, May 18-23 .2008.
- (M) Separate Effects of Factors Affecting Outside-in Cracking of High Burnup Fuel Cladding, 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Seoul, Korea, Oct. 19-23, 2008.
- (N) 高燃焼度燃料破損限界試験 (1)温度勾配下における燃料被覆管中水素の再分布試験、日本原子力学会 2008 年秋の大会、2008 年 9 月。
- (O) 高燃焼度燃料破損限界試験 (2)燃料被覆管半径方向亀裂進展速度の微視的評価、日本原子力学会 2008 年秋の大会、2008 年 9 月。
- (P) 高燃焼度燃料破損限界試験 (3)有限要素法による亀裂先端近傍の水素拡散解析、日本原子力学会 2008 年秋の大会、2008 年 9 月。
- (Q) Effects of Heat Flux on Hydrogen Diffusion and Hydride Induced Crack Propagation in Zr-lined Zircaloy-2 Cladding Tube, Top Fuel 2009, Paris, Sept. 6-10, 2009.
- (R) 日本原子力学会 2009 年秋の大会 (4)燃料被覆管半径方向亀裂進展速度の微視的評価Ⅱ、日本原子力学会 2009 年秋の大会、2009 年 9 月。
- (S) 日本原子力学会 2009 年秋の大会 (5)有限要素法による亀裂近傍の水素流量評価、日本原子力学会 2009 年秋の大会、2009 年 9 月。
- (T) 日本原子力学会 2009 年秋の大会 (6)熱拡散による燃料被覆管外周部への水素化物集積条件評価試験、日本原子力学会 2009 年秋の大会、2009 年 9 月。

- (U) (F) Hydrogen Thermal Diffusion and Crack Propagation Behaviors in Irradiated Zircaloy-2 Cladding Tubes, 2010 LWR Fuel Performance Meeting, Orlando, USA, Sept. 26-29, 2010.
- (V) 日本原子力学会 2010 年秋の大会 (7)照射済み燃料被覆管の半径方向水素熱拡散試験、日本原子力学会 2010 年秋の大会、2010 年 9 月.
- (W) 日本原子力学会 2010 年秋の大会 (8) 外面割れ亀裂発生模擬試験、日本原子力学会 2010 年秋の大会、2010 年 9 月.
- (X) Hydrogen-Induced Crack Initiation and Propagation in Zr-Lined Zircaloy-2 Cladding Tubes, 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Chengdu, China, Sept. 11-14, 2011.
- (Y) 高燃焼度燃料破損限界試験 (9)外面初期亀裂発生条件の評価、日本原子力学会 2011 年秋の大会、2011 年 9 月.
- (Z) Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes, Top Fuel 2012, Manchester, UK, Sept. 2-6, 2012.
- (AA) 高燃焼度燃料破損限界試験(10) 燃料被覆管の外面割れによる破損条件の検討、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月.
- (BB) Conditions to Cause Cladding Failure by Hydrogen-Induced Cracking, 2013 LWR Fuel Performance Meeting, Charlotte, USA, Sept. 15-19, 2013.

文 献

- 1) Y. Hirano, et al., Irradiation Characteristics of BWR High Burnup 9X9 Lead Use Assemblies, Proc. 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Oct. 2-6, 2005.
- 2) 平成 18 年度高燃焼度燃料安全裕度確認試験 成果報告書、(独) 原子力安全基盤機構、07 基炉報-0003、平成 19 年 11 月
- 3) 鈴木元衛、他、軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造、JAEA-Data/Code 2010-035、2011 年 3 月

(A08) 混合酸化物燃料特性評価に関する研究

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 19 年度～平成 28 年度）

本研究では、混合酸化物（Mixed Oxide。以下「MOX」という。）燃料に関する審査マニュアルの作成等に向けた技術的知見の整備のために MOX 燃料の健全性上重要な因子である核分裂生成物（Fission Products。以下「FP」という。）ガスの挙動や燃料ペレットの熱的物性等に関するデータを取得するとともに、燃料挙動解析コードの改良を行う。

技術的知見の整備に当たって、図 1 に示すとおり、MOX 燃料の許認可範囲を代表するパラメータが燃焼度とプルトニウム（Pu）含有率であることから、これらのパラメータに着目して照射データを取得し燃料挙動を解明することとし、燃焼度に着目した試験として高燃焼度 MOX 燃料照射試験及び Pu 含有率に着目した試験として高富化度 MOX 燃料照射試験を実施した。また、これらの試験で照射した燃料を用いて、現在、MOX 燃料特性評価試験を進めている。表 1 に各試験の概要をまとめる。

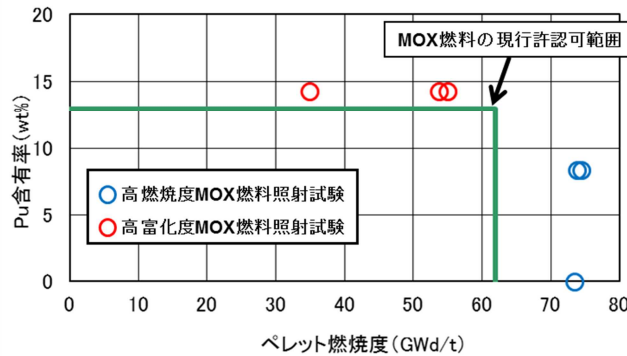


図 1 MOX 燃料許認可範囲と試験条件の関係

Fig.1 Relation between license condition and test condition

表 1 MOX 燃料特性評価のために実施した試験の概要

Table 1 Outline of the tests for characterization of MOX fuel

試験研究名	Pu 含有率 (%)	ペレット 燃焼度 (GWd/t)	主な試験	試験研究期間
高燃焼度 MOX 燃料照射試験	8.4	74.4 ^{*1}	・照射試験（中心温度測定等） ・照射後試験（元素分析等）	H19～H23 年度
高富化度 MOX 燃料照射試験	14.3	53.7 ^{*1}	・照射試験（非破壊 FP ガス放出量測定等） ・照射後試験（微細組織観察、ペレット密度測定等）	H19～H23 年度
MOX 燃料特性 評価試験	14.3	56 ^{*2}	・追加照射試験（高出力照射）	H24～H28 年度
	8.4	70 ^{*3}	・照射後試験（熱伝導率測定、FP ガス放出量測定等）	
	14.3	50 ^{*3}		

*1：照射試験到達燃焼度、*2：照射試験到達燃焼度暫定値（今後、詳細評価実施）

*3：供試材燃焼度暫定値（今後、詳細評価実施）

許認可燃焼度を包絡する高燃焼度 MOX 燃料のデータ取得を目的とした高燃焼度 MOX 燃料照射試験では、既に高燃焼度まで燃焼させた MOX 燃料 2 本及び UO₂ 燃料 1 本をノルウェーの試験炉（以下「ハルデン炉」という。）

で中心温度等を測定しながら約 100 日間の追加照射試験を実施した。また、照射後試験として、非破壊試験及び破壊試験を実施した。本照射試験では MOX 燃料製造方法の照射挙動への影響を調べるために、MIMAS

(Micronized Master Blend; MOX ペレット製造法の一つ) 法により製造された MOX 燃料及び SBR (Short Binderless Route ; MOX ペレット製造法の一つ) 法によって製造された MOX 燃料を用いた。また、リファレンス燃料として UO₂ 燃料を用いた。これら 3 本の燃料要素の追加照射、照射後非破壊試験及び照射後破壊試験は平成 23 年度までに完了した。

許認可 Pu 含有率を包絡する高富化度 MOX 燃料のデータ取得を目的とした高富化度 MOX 燃料照射試験では、燃料要素平均で 25GWd/t 程度までベース照射された Pu 含有率約 14wt% の高富化度 MIMAS-MOX 燃料を用い、ベルギーの試験炉 (Belgium Reactor-2。以下「BR2 炉」という。) にて追加照射を行った。照射サイクル間の中間試験及び照射後試験から高富化度 MIMAS-MOX 燃料の照射挙動に関するデータを取得した。高富化度 MOX 燃料照射試験は平成 23 年度までに完了した。

主に、FP ガス放出及び熱伝導率に関するデータを取得するために、平成 24 年度より MOX 燃料特性評価試験を開始した。ここでは、比較的高い出力で照射された高富化度 MIMAS-MOX 燃料の FP ガス放出挙動を調べるために、燃料要素平均で 30GWd/t 程度までベース照射された高富化度 MIMAS-MOX 燃料を用い、BR2 炉にて追加照射し、中間試験及び照射後試験を実施する。平成 26 年度末までに追加照射を完了し、照射後試験を平成 28 年度まで実施する。また、MOX 燃料の熱伝導率燃焼度依存性を調べるために、未照射燃料及び照射済み燃料の熱伝導率をドイツの超ウラン元素研究所 (Institute for Transuranium Elements。以下「ITU」という。) で測定する。照射済み燃料については、今後、ハルデン炉で照射した燃料から 3 試料 (SBR-MOX、MIMAS-MOX、UO₂ 各 1 試料)、BR2 炉で照射した燃料から 2 試料 (MIMAS-MOX 2 試料) を ITU へ輸送する。未照射燃料の 4 試料 (SBR-MOX、UO₂ 各 1 試料、MIMAS-MOX 2 試料) については輸送を完了した。さらに、MOX 燃料挙動解析技術の高度化として、照射試験及び照射後試験から得られたデータを用いて、公開燃料挙動解析コードである FEMAXI の改良を行う。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 高燃焼度 MOX 燃料照射試験

2.1.1 試験燃料概要

高燃焼度 MOX 燃料照射試験では、ハルデン炉にて追加照射中の燃料要素の中心温度を測定しており、燃料中心温度測定値から MOX ペレットの熱伝導特性を評価した。また、電子線マイクロアナライザ (Electron Probe Micro Analyzer。以下「EPMA」という。) と 2 次イオン質量分析装置 (Secondary Ion Mass Spectrometry。以下「SIMS」という。) により、燃料ペレット中に保持されている FP ガスであるキセノン (Xe) の分析を行った。高燃焼度 MOX 燃料照射試験に供された MOX 燃料要素の仕様を表 2 に示す。また、ハルデン炉での追加照射により到達した燃焼度を表 3 に示す。これらの試験燃料要素について、照射中の計装及び照射後試験から燃料挙動に関するデータを取得した。

表 2 高燃焼度 MOX 燃料照射試験の燃料要素の仕様
Table 2 Specification of high burnup MOX fuel irradiation test rods

燃料要素種類		SBR-MOX	MIMAS-MOX	UO ₂
燃料ペレット	製造者	BNFL	CEA	IFE
	製造方法	SBR	MIMAS	—
	Pu _f 富化度 (wt%)	6.12	6.12	—
	Pu _t 濃度 (wt%)	8.4	8.4	—
	U-235 濃縮度 (wt%)	劣化	劣化	8.0
	直径 (mm)	8.19	8.05	8.19
	密度 (%TD)	95	95	95
被覆管	材質	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
	外径/内径 (mm)	9.50/8.36	9.50/8.22	9.50/8.36

燃料要素	スタック長さ (mm)	243.9	242.5	245.2
	封入ガス	ヘリウム	ヘリウム	ヘリウム
	封入ガス圧 (bar)	5	5	5

表 3 追加照射試験終了時の燃焼度

Table 3 Burnup of MOX fuel rods at the end of irradiation test

燃料要素種類	SBR-MOX	MIMAS-MOX	UO ₂
燃料要素平均燃焼度(GWd/t)	70.0	69.4	69.1
ピーク燃焼度(GWd/t)	74.4	73.8	73.5

2.1.2 MOX ペレットの熱伝導特性に関する検討

高燃焼度 MOX 燃料照射試験においては照射中の燃料要素の中心温度を熱電対で測定しており、測定中心温度の線出力依存性からペレット熱伝導特性を評価した。MOX 燃料要素 2 本 (SBR-MOX 及び MIMAS-MOX) と UO₂ 燃料要素 1 本について、平均燃焼度約 70GWd/t において測定された中心温度と温度測定位置の線出力との関係を図 2 に示す。

図 2 に示すように、線出力に対する中心温度の傾きは UO₂ 燃料要素の方が MOX 燃料要素より大きくなっている。これは、UO₂ 燃料要素の方が MOX 燃料要素より熱抵抗が大きい可能性を示している。主な熱抵抗要素としては、被覆管の酸化膜、ペレット - 被覆管間のギャップ、ペレットの熱伝導がある。3 本の燃料要素の破壊試験の結果によれば、ペレット-被覆管間のギャップは照射中は 3 本とも閉塞していたと考えられ、ギャップコンダクタンスはほぼ同等だったと推定される。また、被覆管の酸化膜の厚さも同等であった。従って、傾きの違いは、主にペレットの熱伝導率の差によるものと推定される。この場合、線出力に対する温度の傾きが小さい方が熱抵抗は小さい、すなわちペレットの熱伝導率が高いことになるため、MOX ペレットの熱伝導率の方が UO₂ ペレットより高いと評価される。未照射の場合、MOX ペレットの熱伝導率の方が低いことが知られており、燃焼による熱伝導率の低下の程度は MOX ペレットの方が UO₂ ペレットより小さい可能性がある。なお、SBR-MOX ペレットと MIMAS-MOX ペレットでは、線出力に対する中心温度の傾きは同等であるため、熱伝導率も同等と考えられる。

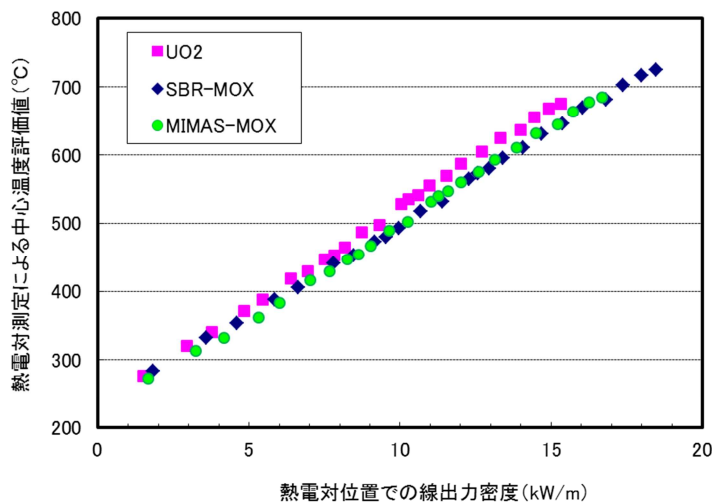


図 2 平均燃焼度約 70GWd/t における燃料要素の線出力と測定温度の関係

Fig.2 Relation between Linear power and fuel element center temperature at about 70GWd/t in rod average burnup

2.1.3 FP ガス放出挙動に関する検討

Pu 濃度分布が均一な SBR-MOX ペレットに比べて、Pu 濃度分布が不均一な MIMAS-MOX ペレットは UO₂ ペレットの照射挙動とは異なる特有の挙動を示すと考えられるため、以下、MIMAS-MOX ペレットに注目する。

MIMAS-MOX ペレットの不均一 Pu 濃度分布の例として、高富化度 MOX 燃料照射試験で実施した EPMA より得られた Pu 平面分布分析結果を図 3 に示す。MIMAS-MOX ペレットは Pu 濃度の高い Pu スポット、U 濃度の高い U スポット及び中間相（以下「非 Pu スポット」という。）から成ることが分かる。

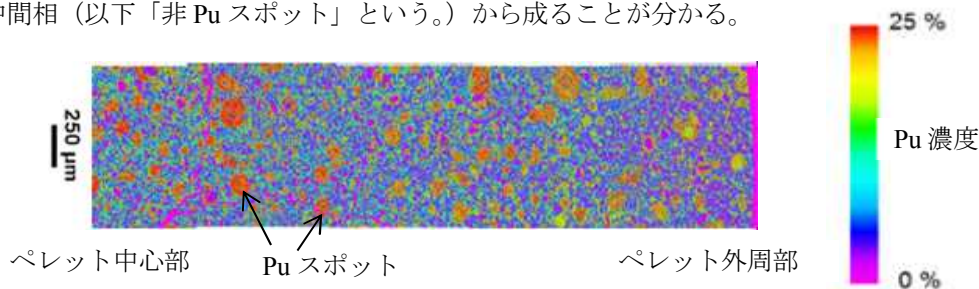


図 3 MIMAS-MOX 燃料の Pu 濃度平面分布

Fig.3 Planar distribution of Pu concentration analysed by EPMA for MIMAS-MOX fuel

高燃焼度 MOX 燃料照射試験では燃料ペレットからの FP ガス放出挙動を調べるため、EPMA と SIMS による Xe 分析を行った。MIMAS-MOX ペレットの EPMA と SIMS による径方向 Xe 濃度分布分析結果を図 4 に示す。ペレット中に存在する Xe（以下「残留全 Xe」という。）は、FP ガスが集合して形成された微小気孔中に存在するもの（以下「気孔中 Xe」という。）及び結晶粒内の格子中と結晶粒界に存在するもの（以下「固溶 Xe」という。）から成る。すなわち、残留全 Xe 濃度は気孔中 Xe 濃度と固溶 Xe 濃度の合計である。SIMS は、残留全 Xe 濃度と固溶 Xe 濃度を測定することができるので、残留全 Xe 濃度と固溶 Xe 濃度の差から気孔中 Xe 濃度を評価することができる。EPMA は固溶 Xe 濃度しか測定できず、EPMA の測定結果は SIMS の固溶 Xe 濃度の測定結果にほぼ相当する。

図 4 において、Pu スポット部の SIMS 分析結果に注目すると、残留全 Xe 濃度は径方向相対位置 0（以下「中心部」という。）で小さく、径方向相対位置 0.6 から径方向相対位置 1（以下「外周部」という。）へかけて増加している。すなわち、中心部においてペレット外への Xe 放出が進んでいる。これは、ペレット中心部は温度が高く FP ガス原子の拡散が活発になり、また、ペレットには熱応力による割れが存在するため、中心部から割れを通じてペレット外へ多くの FP ガス (Xe) が放出されるためである。一方、固溶 Xe 濃度は全体にわたって非常に小さくなっており、Pu スポット部に保持されている Xe のほとんどは気孔中 Xe である。特に、径方向相対位置 0.6 から外周部の領域に気孔中 Xe が多く存在している。

非 Pu スポット部の SIMS 分析結果を見ると、中心部から外周部へ向けて残留全 Xe 濃度が増加しており、中心部でペレット外への Xe 放出が進んでいることが分かる。中心部では僅かであるが、残留全 Xe 濃度と固溶 Xe 濃度に差が認められ、気孔中 Xe が存在する。径方向相対位置 0.4 から外周部までは、残留全 Xe 濃度と固溶 Xe 濃度に差がほとんどなく、Xe は結晶粒内の格子中及び結晶粒界に存在している。

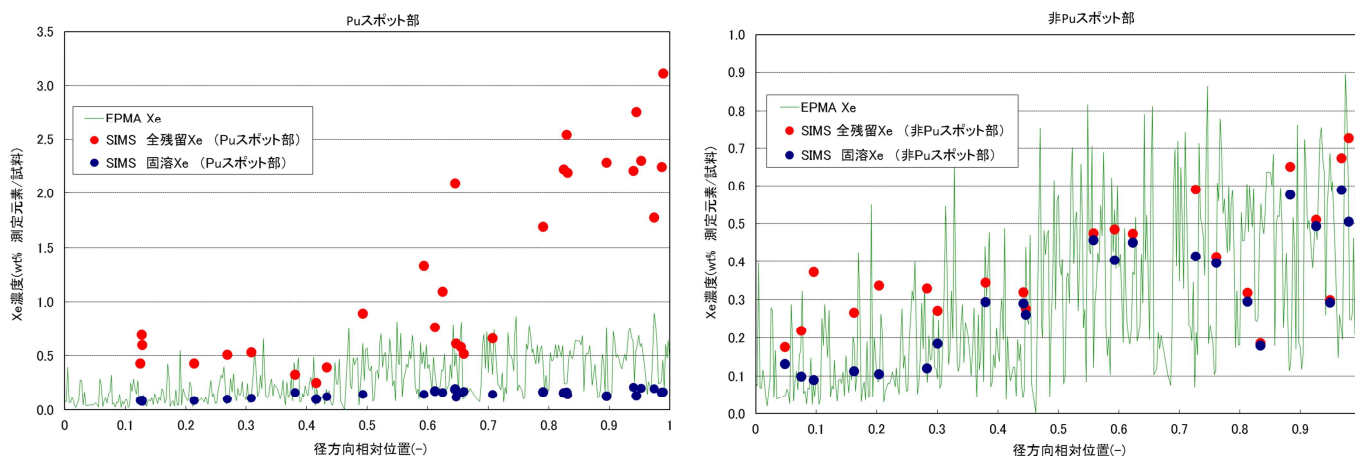


図 4 EPMA 及び SIMS により測定した高燃焼度 MIMAS-MOX 燃料の径方向 Xe 濃度分布

Fig.4 Radial distribution of concentration of Xe measured by EPMA and SIMS for high burnup MIMAS-MOX fuel

2.2 高富化度 MOX 燃料照射試験

高富化度 MOX 燃料照射試験において、照射試験に供された MOX 燃料要素の仕様を表 4 に示す。本試験では、Belgium Reactor-3（以下「BR3」という。）炉及び BR2 炉でベース照射を終了した 2 本の燃料要素（F6673 及び F6677）を用いて試験を実施してきた。これらのうち、F6673 は追加照射なしで照射後試験を行った。F6677 は追加照射を実施した後、照射後試験を行い、平成 23 年度までに全ての試験を完了した。表 5 にベース照射完了時及び追加照射完了時の燃焼度を示す。

表 4 高富化度 MOX 燃料照射試験の燃料要素の仕様
Table 4 Specification of high Pu content MOX fuel irradiation test rods

燃料ペレット		被覆管	
製造者	BN 社	材質	ジルカロイ-4
製造方法	MIMAS	外径/内径 (mm)	9.637/8.437
Puf 富化度 (wt%)	10.14	燃料要素	
Put 濃度 (wt%)	14.32	スタック長さ (mm)	1000.75
U-235 濃縮度 (wt%)	0.404 (劣化)	封入ガス	ヘリウム
直径 (mm)	8.23	封入ガス圧 (MPa)	2.1
密度 (%TD)	93.54		

表 5 照射試験完了時の燃焼度

Table 5 Burnup of MOX fuel rods at the end of irradiation test

燃料要素	BR3/BR2 ベース 照射完了時燃焼度 (GWd/t)		BR2 追加照射完了時 燃焼度 (GWd/t)	
	要素平均	軸方向ピーク	要素平均	軸方向ピーク
F6673	24.3	34.9	—	—
F6677	26.0	37.0	35.7	53.7

(1) 照射履歴

F6673 及び F6677 とも、ベース照射中の最大線出力は 300W/cm 前後であり、追加照射を実施した F6677 の線出力は最大 270W/cm 程度であった。

図 5 に、FEMAXI-6 を用いて解析した F6673 及び F6677 の燃料中心温度を示す。横軸の燃焼度単位は、MWd/t_{MOX} である。ベース照射中の燃料中心温度履歴は F6673 及び F6677 とも同様である。追加照射時の F6677 の燃料中心温度は 1200℃前後であるが、照射終了直前で線出力が上がっているため、約 1700℃程度まで上昇している。

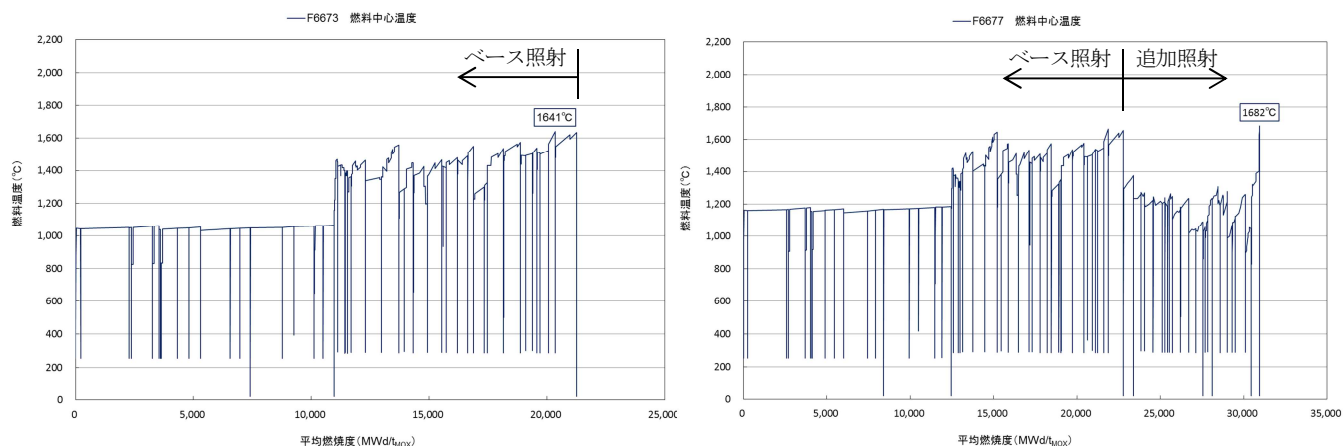


図 5 BR2 炉照射下高富化度 MOX 燃料の中心温度解析値

Fig.5 Analysis of fuel centreline temperature in high Pu content MOX fuel under irradiation in BR2 reactor

(2) 照射後試験結果

主な照射後試験結果を以下に示す。表 6 に非破壊γスペクトル測定によって求めた FP ガス放出率を示す。ベース照射終了時における FP ガス放出率は、F6673 が 13.8%、F6677 が 13.5%と同程度であった。また、追加照射終了時の F6677 の FP ガス放出率は 14.0%であった。追加照射前の値と大きく変わっていないが、これは、追加照射中に更に FP ガスが生成されるが、放出される割合はベース照射時と同程度であり、それ以外はペレット中に残存していることを示している。

表 7 に密度測定結果を示す。F6673 は合計 11.43g のペレット片から、F6677 は合計 15.73g のペレット片から、ガスピクノメーターにより密度測定を行った。製造時のペレット密度については幾何形状と重量から計算した。F6673 及び F6677 とも製造時に比較して、密度が大きくなっている。一般に、燃料ペレットは燃焼開始とともに、焼きしまり（体積収縮による密度増加）とスウェリング（体積膨張による密度減少）が生じるが、ここでは焼きしまりがスウェリングに比べて優位であるため、製造時より密度が大きくなっている。また、F6673 と F6677 を比較すると、燃焼度の高い F6677 の密度が小さくなっており、スウェリングによる体積増加が生じていると考えられる。

表 8 にグロスガンマスキャン測定結果から評価したスタック長さの変化を示す。F6673 及び F6677 とも製造時に比較して燃料スタック長さは減少しており、密度測定結果と傾向は一致している。また、F6677 は燃焼度の進展とともに燃料スタック長さが回復している。焼きしまりは燃焼がある程度進むと飽和するため、スウェリングによる体積膨張が優勢となり燃料スタック長さの回復として観察されていると考えられる。

表 6 非破壊γスペクトル測定による FP ガス放出率

Table 6 Fission gas release rate measured by non-destructive gamma spectrometry

燃料要素	燃料要素平均燃焼度 (GWd/t)	FP ガス放出率(%)
F6673	24.3	13.8
F6677	26.0	13.5
	35.7	14.0

表 7 高富化度 MOX 燃料密度測定結果

Table 7 Results of density measurement for high Pu content MOX

燃料棒—試料番号	ペレット燃焼度 (GWd/t)	密度 (g/cm ³)	理論密度比* (%T.D.)	測定法
製造時ペレット	0	10.32	93.5	幾何形状法
F6673-spare 1	34	10.50	95.2	ガスピクノメーター
F6677-spare 1	52	10.38	94.1	ガスピクノメーター

* 理論密度は、UO_{2.00}の理論密度 (10.96g/cm³)、PuO_{2.00}の理論密度 (11.46g/cm³) 及び Pu 濃度 (14.3wt%) を用いて算出し、11.03g/cm³とした。

表 8 グロスガンマスキャン測定による燃料スタック長変化

Table 8 Change of fuel stack length measured from gross gamma scanning data

燃料棒	燃料要素平均燃焼度 (GWd/t)	燃料スタック長変化 (mm)	燃料スタック長変化率 (%)
F6673	24.3	-6.3	-0.62
F6677	26.7	-8.3	-0.82
	32.4	-7.8	-0.77
	35.7	-7.5	-0.74

2.3 MOX 燃料特性評価試験

2.3.1 BR2 炉照射試験の状況

比較的高い出力で照射された高富化度 MIMAS-MOX 燃料からの FP ガス放出挙動を調べるために BR3 炉及び BR2 炉でベース照射を終了した燃料要素 F6678 の追加照射を平成 25 年度より開始し、平成 26 年度末までに 11 サイクルの追加照射を完了した。最終の 11 サイクル追加照射時に高出力で照射した。9 サイクル追加照射終了時点での燃料棒ピーク線出力履歴、燃料要素平均燃焼度履歴及びピーク燃焼度履歴を図 6 に示す。燃料要素平均燃焼度で 35.5GWd/t、ピーク燃焼度で 53.3GWd/t まで到達している。追加照射試験終了後は、非破壊試験及び破壊試験を実施していく。照射試験に供された MOX 燃料要素の仕様は、表 4 に示す高富化度 MOX 燃料照射試験と同様である。

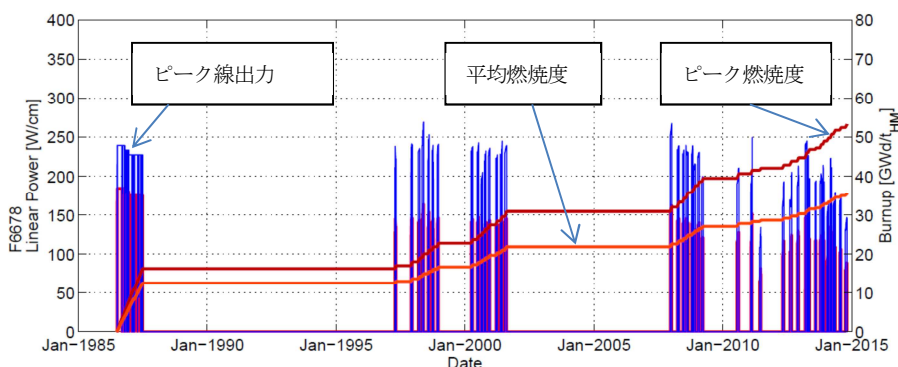


図 6 試験燃料要素 F6678 の照射履歴
Fig.6 Irradiation history of the fuel element F6678

2.3.2 熱伝導特性評価試験

2.1.2 項では、燃焼による熱伝導率の低下の程度は MOX ペレットの方が UO_2 ペレットより小さい可能性があることが判明した。熱伝導率は、燃料挙動を評価する上で重要なパラメータであるため、高燃焼度 MOX 燃料及び高富化度 MOX 燃料から採取したペレットの熱伝導率を直接測定することとした。

熱伝導率測定に関する計画を策定し、測定実施場所としては照射済 MOX 燃料の熱拡散率測定実績を有する ITU を選定した。測定試料として、ハルデン炉で照射した燃料から 3 試料 (SBR-MOX、MIMAS-MOX、 UO_2 各 1 試料)、BR2 炉で照射した燃料から 2 試料 (MIMAS-MOX 2 試料)、未照射燃料から 4 試料 (SBR-MOX、 UO_2 各 1 試料、MIMAS-MOX 2 試料) の計 9 試料を採取した。未照射燃料試料は ITU へ輸送済みであり、照射燃料試料は、今後、ハルデン炉及び BR2 炉から ITU へ輸送される。

2.3.3 FP ガス解析モデルの改良

燃料挙動解析コード FEMAXI-6 を用いて、図 4 に示す残留全 Xe 濃度分布と固溶 Xe 濃度分布の解析を行った。しかし、Pu スポット部、非 Pu スポット部とも解析結果は分析結果と一致しなかった。一致しない原因として、FP ガス原子拡散や気孔生成及び気孔中 FP ガス保持の模擬が不十分であることが考えられた。そこで、FEMAXI-6 の FP ガス挙動に関係するモデルの改良を実施した。改良点は以下のとおりである。

(1) FP ガス原子拡散モデルの改良

高温部であるペレット中心部での Xe 放出が増加するように (残留全 Xe 濃度が低下するように)、FP ガス原子拡散モデルの温度依存性を変更した。

(2) 粒内気孔モデルの改良

ペレット中心部の気孔中 Xe 濃度が増加するように、粒内気孔密度を増加させた。

(3) 粒界ガス再固溶モデルの改良

ペレット外周部の粒界気孔中 Xe の粒内への再固溶を減少させるために、細粒化が生じるしきい温度を高くして、細粒化領域を広げた。

(4) 粒界ガス保持モデルの改良

ペレット外周部での粒界気孔中 Xe 濃度が増加するように、粒界 FP ガス飽和濃度を増加させた。

以上の改良を施した FEMAXI-6 を用いて解析した結果を図 7 に示す。図 7 の縦軸は生成 Xe に対して規格化している。改良の結果、Pu スポット部及び非 Pu スポットとも、解析結果と分析結果はよく一致している。

表 9 に、パンクチャー試験から得られた高燃焼度 MIMAS-MOX 燃料要素の FP ガス放出率と改良した FEMAXI-6 解析から得られた FP ガス放出率を示す。FEMAXI-6 を用いた解析では、ペレット全てが Pu スポット部組織（粒径約 $1\mu\text{m}$ ）と仮定したケースと非 Pu スポット部組織（粒径約 $7\mu\text{m}$ ）と仮定したケースの二つの解析を実施しているため、Pu スポット部と非 Pu スポット部が混在している実際の MIMAS-MOX ペレットの FP ガス放出率を評価する場合は、Pu スポット部と非 Pu スポット部での FP ガス生成割合を考慮して、二つの解析結果を補正する必要がある。FP ガス生成割合は、Pu スポット部と非 Pu スポット部の存在割合とそれぞれ燃焼度（核分裂数）から求めることができる。当該 MIMAS-MOX ペレットの EPMA 面分析から存在割合を求めるとともに、Nd 分析から燃焼度を求め、Pu スポット部：非 Pu スポット部（中間相）：U スポット部の FP ガス生成割合を約 2：6：2 と評価した。ここで、U スポット部の面積割合は大きく、FP ガス生成割合は 2 割となっているが、主成分は劣化ウランであり、燃焼度が低いことを考慮すると、FP ガス放出は進んでいないと考えられるため、U スポット部からの FP ガス放出をゼロと仮定する。この場合、全体の FP ガス放出率は、 $0.2 \times \text{Pu スポット部放出率} + 0.6 \times \text{非 Pu スポット部放出率}$ で計算でき、FP ガス生成割合を考慮した加重平均は 18.4% となる。測定値の 16.5% に比べて加重平均は若干大きいものの、FP ガス放出率の解析評価値としては妥当なものであると考えられる。今後、FP ガス放出率に関するデータベースを充実させ、解析精度を向上させていく。

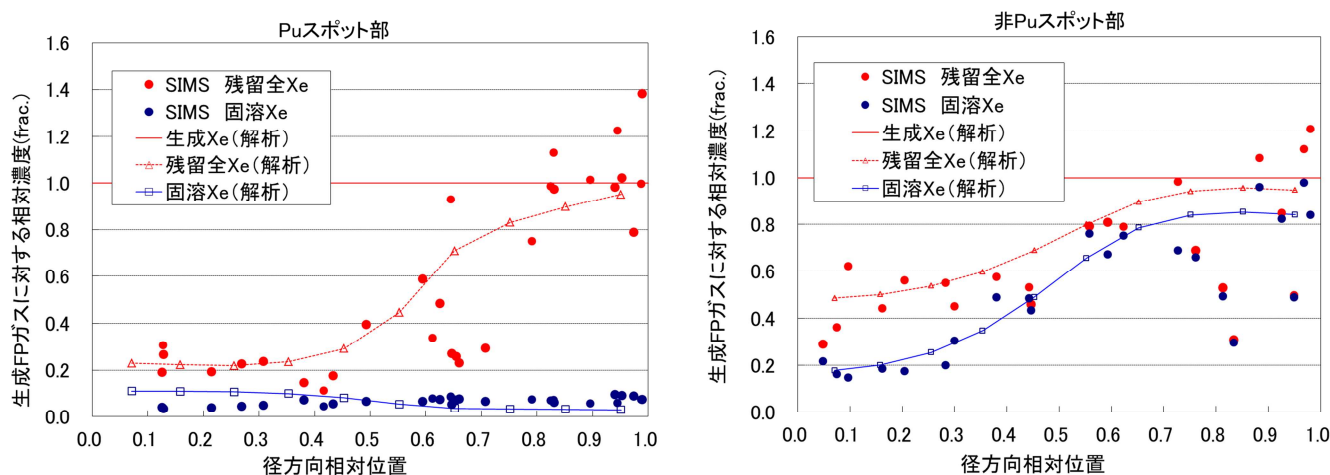


図 7 MIMAS-MOX 燃料の径方向 Xe 濃度分布に関する SIMS 分析結果と解析結果の比較

Fig.7 Comparison between SIMS analysis and numerical analysis for radial distribution of Xe in high burnup MIMAS-MOX fuel

表 9 高燃焼度 MIMAS-MOX 燃料の FP ガス放出率の比較

Table 9 Comparison of fission gas releases rate from numerical analysis and puncture test for high burnup MIMAS-MOX fuel

	FP ガス放出率(%)
解析 Pu スポット部	33.7
解析非プルスポート部	19.4
加重平均 (FP ガス生成割合考慮)	18.4
パンクチャー試験測定値	16.5

3. まとめ

高燃焼度 MOX 燃料照射試験において、燃料中心温度と線出力密度を整理した結果、MOX ペレットの熱伝導率の方が UO_2 ペレットより高くなっていた可能性が示唆された。SIMS 分析からは Pu 濃度分布が不均一である MIMAS-MOX 燃料についてペレット中の固溶 Xe と気孔中 Xe の分布に関する知見を得た。燃料挙動解析コード FEMAXI-6 を用いて、MIMAS-MOX 燃料の Pu スポット部と非 Pu スポット部での Xe 分布を解析したところ、SIMS 分析結果と解析結果の差異が見られたため、FEMAXI-6 の FP ガス放出モデルを改良した。その結果、SIMS 分析結果を再現でき、FP ガス放出率についてもパンクチャー試験測定値とほぼ一致した。高富化度 MOX 燃料照射試験においては、照射試験及び照射後試験を完了し、高富化度 MOX 燃料の FP ガス放出率データ、体積変化（密度変化）データ等を取得した。

MOX 燃料特性評価試験として、平成 25 年度より高富化度 MOX 燃料を用いた追加照射を開始し、平成 26 年度末までに追加照射を完了した。今後、照射後試験を実施する。また、MOX 燃料の熱伝導率について、より詳細な検討を行う必要があるために、ITU においてレーザーフラッシュ法による熱伝導率（熱拡散率）測定の準備を開始した。

4. 今後の展開

燃料に生じる種々の現象は燃料温度に依存しており、MOX 燃料挙動を把握する上で、MOX 燃料の熱伝導率データを整備することは重要である。高燃焼度 MOX 燃料照射試験において、燃料中心温度と線出力密度を整理した結果、MOX ペレットの熱伝導率の方が UO_2 ペレットより高くなっていた可能性が示唆された。一般に、未照射の場合、MOX ペレットの熱伝導率の方が低いことが知られており、今後、レーザーフラッシュ法による照射済み MOX ペレットの熱伝導率測定を実施し、MOX ペレットの熱伝導率データを整備していく。

FP ガスの挙動は通常運転時の燃料棒内圧の増加に寄与するだけでなく、ペレット内に保持されている FP ガスは反応度事故時や冷却材喪失事故時の燃料挙動に影響を与えることが示唆されており、通常時の燃料挙動のみならず事故時の燃料挙動の把握に資するため、MOX 燃料の FP ガス挙動に関するデータ整備を進めていく。SIMS 分析は、ペレットマトリックス中に固溶している FP ガス (Xe) だけでなく、ペレット内に気泡として存在する Xe も測定することができ、FP ガス挙動に関するデータ整備に有用である。今後、高富化度 MOX 燃料ペレットの Xe 分布について SIMS を用いて分析していく。

また、MOX 燃料挙動解析技術の高度化として、照射試験及び照射後試験から得られたデータを用いて、燃料挙動解析コード FEMAXI の改良を進めていく。

5. 今後の成果の活用について

5.1 指針類の妥当性確認

軽水炉に装荷されている MOX 燃料は、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」^{文献1)}等の旧原子力安全委員会によって了承された指針類に基づいて、その健全性の評価がなされている。「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」の結論では、知見の蓄積に基づいて見直しがなされるものと考えられ、本研究から得られた知見は、MOX 燃料関連指針類の妥当性確認及び見直しに活用することができる。

5.2 国内製造 MOX 燃料審査

軽水炉では、現在、海外の MOX 燃料加工工場で生産された MOX 燃料が装荷されているが、産業界は将来的には国内の日本原燃（株）の MOX 燃料加工工場（以下「J-MOX」という。）で生産した MOX 燃料を装荷する計画である。本研究で整備されたデータは、原子力規制委員会／原子力規制庁の規制判断に必要な技術的根拠として、審査マニュアルへの反映及び指針類の妥当性確認を通して、J-MOX で製造された燃料の審査の際に活用できる。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし。

6.2 NRA 技術報告

なし。

6.3 論文投稿

- (A) “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.

6.4 学会発表

- (B) “Trend in Plutonium Content of MOX in Thermal Reactor Use and Irradiation Behavior of MOX with High Plutonium Content”, 2009 LWR Fuel Performance Meeting, Proceedings of TOP FUEL 2009, 7-9, September, 2009, Paris, France.
- (C) “Irradiation Behavior of MOX Fuel under High Burnup,” Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance /TopFuel/ WRFPM, Orlando, Florida, USA, September 26-29, 2010, Paper 007.
- (D) “Study on Irradiation Behavior of MOX Fuel Used In LWR,” Proceedings of International Symposium FONTEVRAUD 7, Avignon, France, September 26-30, 2010, Paper A046-T09.
- (E) “Thermal Property Change of MOX and UO₂ Irradiated up to High Burnup”, Proceedings of NuMat 2012, Osaka, Japan, October 22-25, 2012.
- (F) “Changes of Plutonium Distribution and Fission Gas Release in Irradiated MOX Fuel”, Proceedings of TopFuel2012 Manchester, UK, September 2-6, 2012.
- (G) “Fission Gas Release of MOX Irradiated to High Burnup”, Proceedings of TopFuel2012 Manchester, UK, September 2-6, 2012.
- (H) “Fission Gas Release Mechanism of MOX and UO₂ Fuels,” Proceedings of 2013 LWR Fuel Performance Meeting / Top Fuel, Charlotte, USA, September 15-19, 2013, Paper 8344.
- (I) “Fission Gas Release of MOX with Heterogeneous Structure,” Proceedings of International Symposium FONTEVRAUD 7, Avignon, France, September 14-18, 2014, Paper O-T09-112.
- (J) 「ハルデン炉での高燃焼度 MOX 燃料照射試験 (その 2) 高燃焼度まで照射された SBR-MOX 燃料の FP ガス放出挙動について」 日本原子力学会 2012 年秋の大会
- (K) 「ハルデン炉での高燃焼度 MOX 燃料照射試験 (その 3) FP ガス放出挙動に及ぼす MOX 燃料製造法の影響」 日本原子力学会 2012 年秋の大会
- (L) 「ハルデン炉での高燃焼度 MOX 燃料照射試験 (その 4) 高燃焼度まで照射された MIMAS-MOX 燃料の FP 分布状態について」、日本原子力学会 2012 年秋の大会
- (M) 「ハルデン炉での高燃焼度 MOX 燃料照射試験 (その 5) FP ガス放出挙動モデル」、日本原子力学会 2013 年秋の大会
- (N) 「BR2 炉での高富化度 MOX 燃料照射試験 (その 4) 高富化度 MOX 燃料照射試験結果」、日本原子力学会 2014 年春の年会

6.5 表彰・受賞

なし。

参考文献

- 1) 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」平成 7 年 6 月 19 日、原子力安全委員会了承

(A10) 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. 研究概要（実施期間：平成 18 年度～平成 29 年度）

国内の加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）事業者及び沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）事業者は、既存の発電炉の更なる有効利用及び安全性向上を目的とした改良型燃料の開発を進めてきており、原子力規制委員会は、これら改良型燃料の申請に対する審査に備える必要がある。

改良型燃料は、従来の規格の範囲を超えて合金元素含有量を変更した新合金被覆管の採用及び結晶組織を変更した燃料ペレットの採用により、現行型の燃料に比べ、主に通常運転時の燃料被覆管の腐食や水素吸収による劣化、燃料棒内圧の上昇等の抑制を図ったものである。

本プロジェクトでは、国内 PWR 及び BWR 事業者が近い将来発電炉への導入を見込んでいる改良型燃料の照射試験で得られた燃料試料を入手し、反応度事故（以下「RIA」という。）模擬試験、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）模擬試験を実施し、事故時の燃料挙動に関する以下のデータ・知見を取得する。

- ・ RIA 時の燃料挙動に関し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響
- ・ LOCA 時の燃料挙動に関し、被覆管の酸化速度、急冷時破断限界、膨れ及び破裂挙動

これらのデータ・知見は審査時に活用するものであり、破損防止の判断、事故時の被ばく評価の判断、炉心冷却性や圧力バウンダリ健全性の確保の技術的判断根拠に係るものである。RIA 模擬試験で得られた結果に関しては、計算コード等を用いた解析的評価を行い、改良型燃料の RIA 時の挙動を確認する。

また、改良型燃料に採用されるジルコニウム (Zr) - ニオブ (Nb) 二元系合金被覆管の照射に伴う伸び（照射成長）が当該合金を使用した燃料集合体の変形に及ぼす影響を評価するために、Zr-Nb 二元系合金を含む被覆管合金をわが国の商用軽水炉条件を適切に模擬できる原子炉で照射し、照射成長に関するデータを取得する。

平成 18～21 年度にかけては第 1 期として現行型燃料の事故時挙動に必要なデータ及び知見を取得した。第 2 期として平成 22 年度にはさらに高燃焼度まで照射された改良型燃料を欧州から日本に輸送し、平成 23 年度からこれらを対象とした RIA 模擬試験及び LOCA 模擬試験を実施するとともに、ノルウェーのハルデン炉において Zr-Nb 二元系合金を含む被覆管試験片の照射成長試験を実施している。

今後、平成 29 年度までに試験及び分析評価を完了し、審査マニュアルを整備する計画である。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 改良型燃料についての反応度事故（RIA）模擬試験及び解析

平成 18～19 年度には、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）が所有する原子炉安全性研究炉（以下「NSRR」という。）を用いて現行型の高燃焼度二酸化ウラン（以下「 UO_2 」という。）及び混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料を対象とした RIA 模擬試験を実施し、高燃焼度燃料を装荷した原子炉の審査における判断材料となるデータ及び知見を取得した。具体的には、RIA 時の燃料破損しきい値に関するデータの範囲を 61,000 から 77,000 MWd/t まで拡大し、燃焼の進んだ燃料の使用に係る審査のための知見を蓄積するとともに、旧原子力安全委員会が定めた「破損しきい値のめやす」において暫定的であった 65,000 から 75,000 MWd/t の範囲における安全余裕を確認した。また、高燃焼度燃料の破損限界に関して、これまでの室温大気圧条件下に加え高温高圧条件下での RIA 模擬試験を実施することによって、燃料の初期温度が RIA 時挙動に及ぼす影響に関するデータを取得した。高温高圧条件下では室温大気圧条件下に比較して破損時の燃料エンタルピの増分が上昇し、これまでの破損限界が保守的であることを確認した。さらに、商用炉照射 MOX 燃料（燃焼度 64,000

MWd/t 程度まで) を対象とした試験も実施してその破損限界に関するデータを取得し、 UO_2 燃料との間に差異がないことを明らかにした。

また、高燃焼度 UO_2 燃料及び MOX 燃料を対象とした照射試験の実施によってペレット熱伝導率、FP ガス放出しきい温度、ペレット-被覆管機械的相互作用 (Pellet-Cladding Mechanical Interaction、以下「PCMI」という。) 等に関するデータを取得し、高燃焼度燃料の RIA 時挙動を評価する上で必要な知見を取得した。

平成 20~26 年度には、高燃焼度改良型燃料を対象とした RIA 模擬試験を NSRR にて実施した。試験マトリックスを表 1 に示す。また、NSRR における RIA 模擬試験方法の概要を図 1 に示す。RIA 模擬試験は照射済実炉燃料から加工した試験燃料を実験用カプセルに入れ、NSRR 炉内でパルス状の出力を与えることにより、RIA 時の燃料挙動を調べるものである。

RIA 模擬試験結果として、RIA 条件下における燃料の PCMI 破損マップを図 2 に示す。青及び赤で示すデータは本プロジェクトで取得されたものであり、点線の丸で囲んだものは改良型燃料のデータである。同図より、燃焼度が 80,000 MWd/t 程度の改良型燃料については、破損時の燃料エンタルピ増分が、同図中に破線で示される PCMI 破損しきい値を上回っていることが分かる。

以上の結果から、改良型燃料については、現行型燃料で確認した 75,000 MWd/t までの燃焼度を上回る範囲まで、現行の PCMI 破損しきい値を適用することの妥当性が示唆された。

表 1 RIA 模擬試験マトリックス
Table 1 RIA test matrix.

燃料タイプ		被覆管	RIA 模擬試験			
燃料	炉型		総数	平成 26 まで実績数	平成 27 計画数	平成 28 以降計画数
UO_2	PWR	M-MDA	4	4		
		ZIRLO	1		1	
		M5	3	1		2
	BWR	Zry-2	3		2	1
MOX	PWR	M5	3			3

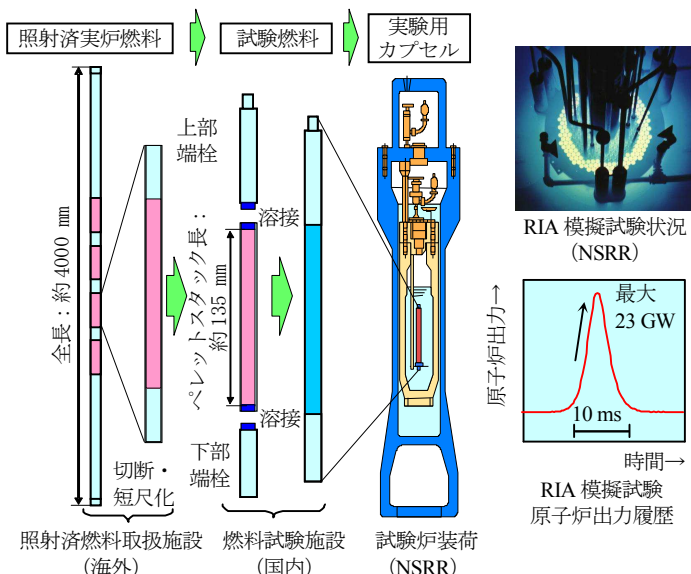


図 1 RIA 模擬試験方法概要
Fig. 1 Schematic of RIA test.

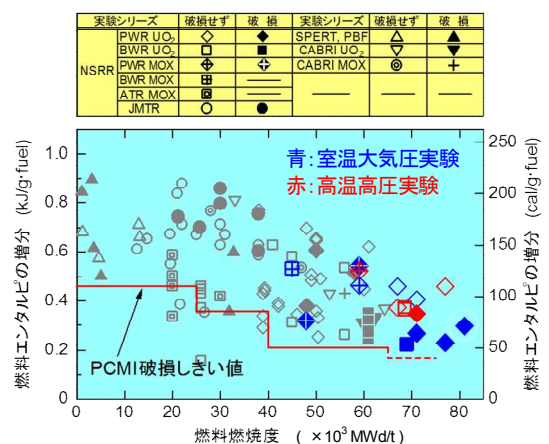


図 2 RIA 条件下における燃料の PCMI 破損マップ
Fig. 2 PCMI failure map under RIA condition.

2.2 改良型燃料についての冷却材喪失事故 (LOCA) 模擬試験

平成 18～19 年度には、現行型燃料被覆管を対象とした LOCA 模擬試験を実施し、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）作動による急冷時の燃料破断限界及び高温水蒸気中酸化挙動に関するデータの燃焼度範囲を 44,000 から 78,000 MWd/t に拡大し、現行の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）（以下「ECCS 性能評価指針」という。）における基準が高燃焼度燃料にも適用できることを確認した。

平成 20～26 年度には、高燃焼度改良型燃料被覆管を対象とした LOCA 模擬試験及び高温水蒸気中酸化速度評価試験を実施した。LOCA 模擬試験の試験マトリックスを表 2 に示す。また、JAEA 燃料試験施設における LOCA 模擬試験方法の概要を図 3 に示す。LOCA 模擬試験は、照射済実炉燃料から採取した被覆管（燃料ペレットを除去）を試験燃料棒に加工（アルミナ製の模擬ペレットを挿入し、アルゴン（Ar）ガスを封入）し、LOCA を模擬した履歴（加熱、被覆管膨れ・破裂、高温水蒸気中酸化、再冠水急冷）を与えることにより、LOCA 時の燃料挙動を調べるものである。

LOCA 模擬試験装置にて現在までに得られている結果を図 4 及び 5 に示す。図 4 には、温度 1,450 から 1,500 K 程度、酸化量 20 から 40 % 程度の温度・酸化量条件下で再冠水急冷したときの燃料被覆管の破断・非破断マップを示す。同図より、高燃焼度改良型燃料被覆管（M-MDA^{*1}及び M5^{*2}）は、現行の ECCS 性能評価指針での基準である燃料被覆管最高温度（PCT：Peak Clad Temperature）1,200 °C（1,473 K）以下かつ等価被覆酸化量（ECR^{*3}：Equivalent Cladding Reacted）15 % 以下の範囲（図中の四角の領域）の外側の領域においても破断していないことが分かる。

また、図 5 には、現行型（Zry-4^{*4}）及び改良型被覆管（M-MDA）の高温水蒸気中における酸化反応速度定数の温度依存性を示す。高温水蒸気中酸化反応速度定数とは下記の定数 K_w で表されるものであり、 K_w が大きいほど酸化反応が速い。

高温水蒸気中酸化反応速度定数：

Zr 合金の水蒸気中酸化反応は約 1,273 K（1,000 °C）以上において下記の放物線則に従うことが確かめられている。

$$w^2 = K_w t \quad (1)$$

ここで、 w ：酸化重量増、 K_w ：酸化反応速度定数、 t ：酸化反応時間である。

また、 K_w の温度依存性は、以下のようなアレニウス式で示される。

$$K_w = A \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right) \quad (2)$$

ここで、 A ：定数、 Q ：酸化反応の活性化エネルギー、 R ：ガス定数、 T ：反応温度（K）である。

現行の ECCS 性能評価指針での基準においては、LOCA 時の酸化量について Baker-Just の酸化速度式を用いて計算することを求めている。図 5 より、改良型被覆管である M-MDA の酸化反応速度定数は現行型被覆管と同等であり、燃焼の進んだ場合でも 1,473 K（1,200 °C）において Baker-Just 式を用いた評価値を上回っていないことが分かる。これらのことから、改良型被覆管である M-MDA に関し、LOCA 時の酸化量計算において同式を適用することの妥当性が示唆された。

以上の結果から、平成 26 年度までに LOCA 模擬試験を実施した高燃焼度改良型燃料被覆管（燃焼度約 80,000 MWd/t）について、現行の ECCS 性能評価指針での基準を適用することの妥当性が示唆された。

*1 M-MDA：Modified Mitsubishi Developed Alloy 改良ジルコニウム合金、組成：Zr, 0.5Nb, 0.5Sn, 0.3Fe, 0.4Cr

*2 M5：AREVA Zr-Nb 二元系改良ジルコニウム合金、組成：Zr, 1.0Nb

*3 ECR：酸化反応に伴い Zr 合金被覆管中に吸収された酸素量を化学量論的に換算した時に酸化物（ZrO₂）となる金属相の厚さ（ t_{eq} ）の、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ（ t_0 ）に対する割合（ t_{eq}/t_0 ）

*4 Zry-4：PWR 燃料被覆管合金、組成：Zr, 1.2-1.7Sn, 0.2Fe, 0.1Cr

表2 LOCA 模擬試験マトリックス
Table 2 LOCA test matrix.

燃料タイプ		被覆管	LOCA 模擬試験			
燃料	炉型		総数	平成 26 まで 実績数	平成 27 計画数	平成 28 以降 計画数
UO ₂	PWR	M-MDA	2	2		
		ZIRLO	2	2		
		M5	2	2		
	BWR	Zry-2	4		2	2

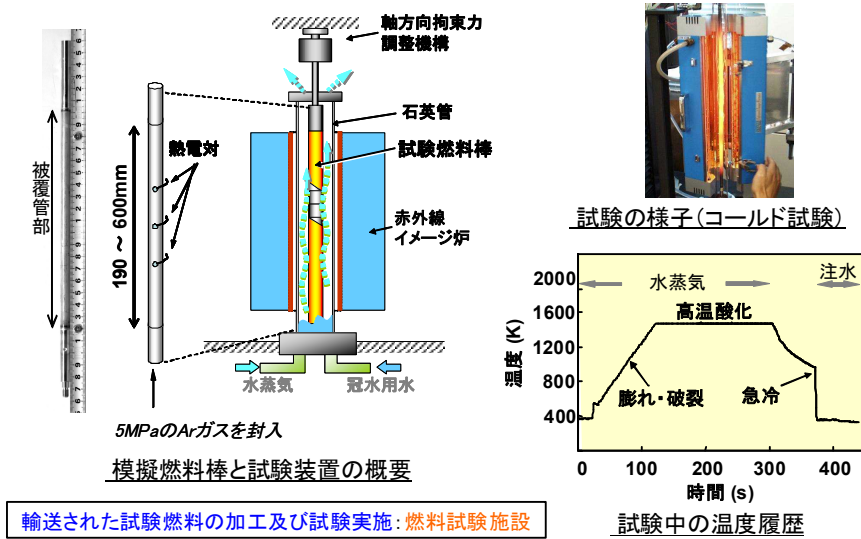
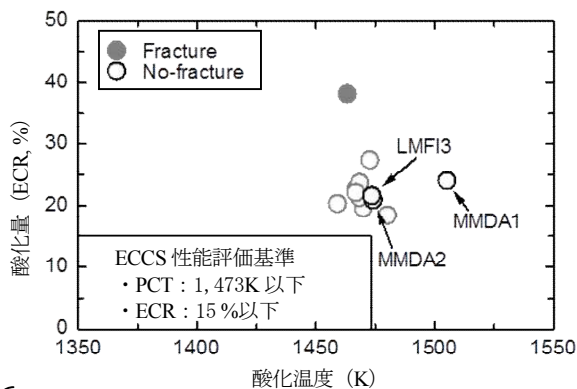


図3 LOCA 模擬試験方法概要
Fig. 3 Schematic of LOCA test.



MMDA1, MMDA2 (以上, M-MDA) 及び LMF13 (M5) が改良型燃料被覆管のデータ、その他は本事業で取得した現行型燃料被覆管のデータである。

図4 LOCA 条件下での燃料被覆管破断マップ¹⁾
Fig. 4 Fuel cladding failure map under LOCA condition.

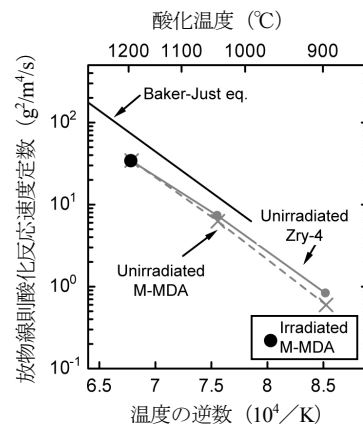


図5 被覆管の高温水蒸気中酸化速度定数の比較¹⁾
Fig. 5 High temperature oxidation coefficient of fuel cladding.

2.3 改良合金被覆管の照射成長試験

改良合金被覆管について、原子炉内での使用中に燃料棒及び燃料集合体に過度の変形をもたらす原因となり得る高速中性子による照射成長挙動に関する知見を把握するため、平成22年度より、Zr-Nb 二元系合金を含む主にPWRに使用される改良被覆管試験片（合金組成の種類として10種類。被覆管製造時の圧延条件及び熱処理条件の他、燃焼に伴う水素吸収を模擬したパラメータを設定）の照射成長試験をハルデン炉にて実施している。

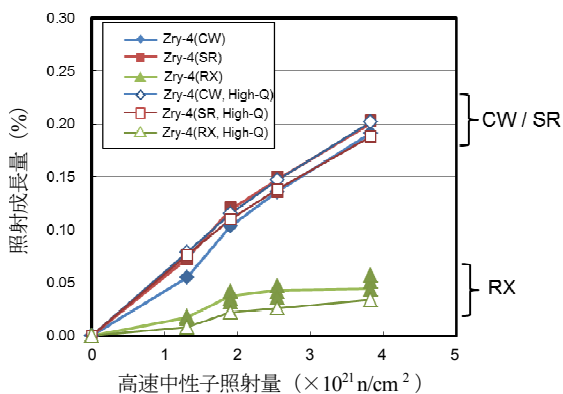
試験は、二つの照射試験リグを用い、照射中の試験片の温度を240、300及び320℃に設定している。ここで、温度300及び320℃は、それぞれPWRの平均的な冷却材温度及び出口側冷却材温度に相当する。また、温度240℃はハルデン炉の冷却材温度に相当し、照射成長の温度依存性を調べる観点で選定している。

平成23年度に照射を開始したのち平成26年度までに、被覆管合金の照射成長に係るデータを約 $4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ までの高速中性子照射量範囲で取得した。この照射量における照射成長量は0.02~0.20%であり、照射成長量の高速中性子照射量依存性は合金に添加された元素の種類や製造時熱処理条件によって異なる傾向が見られた。

図6には、現行被覆管合金であるZry-4について、被覆管圧延条件、熱処理条件をパラメータとした試料の照射成長量を示す。現行のZry-4では応力除去焼鈍材（以下「SR」という。）が用いられており、その照射成長量は、冷間加工材（CW）及び被覆管製造時の圧延条件（Q値）を変化させたSR材料と同等である。一方、再結晶焼鈍材（RX）については、現行のZry-4 応力除去焼鈍材に比べて照射成長量は小さい。従来から、再結晶焼鈍材は応力除去焼鈍材及び冷間加工材に比べて照射成長量が小さいことが知見として得られていたが、製造時の熱処理や圧延条件が照射成長に及ぼす影響についてはほとんど明らかとなっておらず、この試験の実施によって、同一合金成分で熱処理や圧延条件を変えた被覆管試料を直接比較できるデータを初めて取得した。

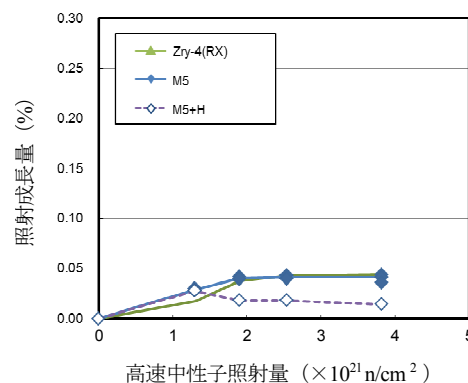
また、図7には、現行型燃料被覆管Zry-4と改良型燃料被覆管M5の照射成長量の比較を示す。M5については、あらかじめ水素を約200ppm程度添加した材料についてもデータを取得した。ともに再結晶焼鈍材のZry-4とM5では、照射成長量は同等であり、水素添加したM5は、照射成長量が抑えられ、ほぼ一定の量で推移する傾向が見られる。

今後、更に照射量を高めたデータを取得し、被覆管の製造条件や合金成分がその照射成長挙動に与える影響を評価する。



CW：冷間加工材、SR：応力除去焼鈍材、RX：再結晶焼鈍材
High-Q：被覆管製造時の肉厚減少率対外径減少率の比（Q値）を高くした比較対照用材料

図6 Zry-4 試験片の照射成長挙動
(照射温度：300℃)
Fig. 6 Irradiation growth of Zircaloy-4.
(Irradiation temperature : 300°C)



M5：Zr-Nb 二元系合金
M5+H：通常運転中に被覆管に吸収される水素量を模擬し、水素約200ppmをあらかじめ添加した比較対照用材料

図7 Zr-Nb 二元系合金試験片の照射成長挙動
(照射温度：300℃)
Fig. 7 Irradiation growth of Zr-Nb binary alloy.
(Irradiation temperature : 300°C)

3. まとめ

平成26年度までに、高燃焼度改良型燃料に対するRIA模擬試験、RIA模擬試験の前後に行う照射後試験、RIA

模擬試験に係る計算コードを用いた解析、LOCA模擬試験並びにハルデン炉においてZr-Nb二元系合金を含む改良型燃料被覆管の照射成長試験を実施した。

RIA模擬試験結果としては、現行型燃料でPCMI破損しきい値の妥当性を確認した75,000 MWd/tまでの燃焼度を上回る範囲まで、改良型燃料について適用することの妥当性が示唆された。

LOCA模擬試験結果としては、平成26年度までにLOCA模擬試験を実施した高燃焼度改良型燃料被覆管（燃焼度約80,000 MWd/t）について、現行のECCS性能評価基準を適用することの妥当性が示唆された。

照射成長試験結果としては、照射成長量の高速中性子フルエンス依存性は合金に添加された元素の種類や製造時熱処理条件によって異なる傾向が見られており、被覆管の製造条件や合金成分がその照射成長挙動に影響を及ぼすことが示唆される結果を得た。

4. 今後の展開

RIA模擬試験においては、平成27年度以降にPWR燃料、BWR燃料及びPWRのMOX燃料についてもデータを取得する計画である。

また、LOCA模擬試験においては、平成27年度以降にBWR燃料被覆管についてのデータ・知見の取得を図る。

これらのデータ及び知見は、高燃焼度改良型燃料に対するRIA時の燃料挙動に関しては、燃料破損限界、破損挙動等、LOCA時の燃料挙動に関しては、膨れ及び破裂挙動、被覆管の酸化速度、急冷時破断限界等に関わる安全審査に活用する。

さらに、平成29年度までに、改良合金被覆管の試験炉照射及び照射後試験を実施し、照射成長に関するデータ・知見を取得する計画である。これらのデータ・知見は、審査のための技術的根拠となるものであり、燃料の変形・破損に対する裕度を確認することに活用する。

5. 今後の成果の活用について

得られた成果は、規制判断に必要な技術的根拠として、審査ガイド及び審査マニュアルへの反映を通して、改良型燃料が装荷された原子炉の審査に活用される。

6. 成果の公表等（事業開始平成18年度から平成26年度まで）

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (1) “Behavior of 60 to 78 MWd/kgU PWR Fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 43[9], 1080 (2006).
- (2) “RANNS Code Analysis on the Local Mechanical Conditions of Cladding of High Burnup Fuel Rods under PCMI in RIA-Simulated Experiments in NSRR,” J. Nucl. Sci. Technol., 43[9], 1097 (2006).
- (3) “Analysis of Pellet-Clad Mechanical Interaction Process of High-burnup PWR Fuel Rods by RANNS Code in Reactivity-Initiated Accident Conditions,” Nucl. Technol., 155[9], 282 (2006).
- (4) “Thermal Stress Analysis of High Burnup LWR Fuel Pellet Pulse-Irradiated in Reactivity-Initiated Accident Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 45[11], 1155 (2008).
- (5) “Failure of high burnup fuels under reactivity-initiated accident conditions,” Annals of Nuclear Energy 36, 380 (2009).

- (6) “High Temperature Oxidation of Nb-containing Zr Alloy Cladding in LOCA Conditions,” Nuclear Engineering and Technology, 41[2], 163 (2009).
- (7) “Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 46[7], 763 (2009).(8) “Thermal Conductivity Change in High Burnup MOX Fuel Pellet,” J. Nucl. Sci. Technol., 46[9], 944 (2009).
- (9) “Fuel Safety Limits: Experimental Results and Pending Questions,” EUROSAFE Tribune, 16, 13 (2009).
- (10) “Evaluation of Initial Temperature Effect on Transient Fuel Behavior under Simulated Reactivity-Initiated Accident Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 47[5], 439 (2010).
- (11) “Thermal conductivity evaluation of high burnup mixed-oxide (MOX) fuel pellet,” J. Nucl. Mater., 414, 303 (2011).
- (12) “Ring-compression ductility of high burn-up fuel cladding after exposure to simulated LOCA conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 48[11], 1369 (2011).

6.4 学会発表

- (1) “Results from Recent RIA Tests with High Burnup Fuels,” Fuel Safety Research Meeting, Tokai, Japan, April, 2006.(2) “Results from LOCA studies at JAEA,” OECD/NEA/CSNI/SEGFSM Ad-hoc Meeting on Status of LOCA Tests for Burn-up Dependent LOCA Criteria, Paris, France, June, 2006.
- (3) “反応度事故時における軽水炉燃料の挙動について “，原子力システム研究懇話会(掲載資料名：原子力システムニュース)，東京，2006年6月.
- (4) “反応事故条件下における高燃焼度 PWR 燃料の挙動(1) 出力過渡時の被覆管変形及び FP ガス放出”，日本原子力学会 2006 年秋の大会，2006 年 9 月.
- (5) “LOCA 条件下における燃料棒－グリッド間相互作用”，日本原子力学会 2006 年秋の大会，2006 年 9 月.
- (6) “Behavior of High Burnup PWR fuels during Simulated Reactivity-Initiated Accident Condition,” TopFuel 2006, Salamanca, Spain, October, 2006.
- (7) “Safety Research on High Burnup LWR Fuel in JAEA,” AESJ-KNS Joint Seminar on Nuclear Materials and Fuel, Gyeong-Ju, Korea, November, 2006.
- (8) “Development of High Temperature Capsule for RIA-simulating Experiment with High Burnup Fuel,” Research Reactor Fuel Management (RRFM)/ International Group Operating Research Reactors (IGORR), Lyon, France, March 11-15, 2007.
- (9) “パルス照射された高燃焼度燃料ペレットに発生する熱応力の解析”，日本原子力学会 2007 年春の学会，2007 年 3 月.
- (10) “NSRR high temperature test,” Fuel Safety Research Meeting, Tokai, Japan, May, 2007.
- (11) “反応度事故時における高燃焼度燃料の挙動；(1) 日本原子力研究開発機構における研究”，日本原子力学会 2007 年秋の大会，2007 年 9 月.
- (12) “改良合金を備えた高燃焼度 PWR 燃料被覆管の LOCA 時挙動”，日本原子力学会 2007 年秋の大会，2007 年 9 月.
- (13) “JAEA Studies on High Burnup Fuel Behaviors during Reactivity-Initiated Accident and Loss-of-Coolant Accident,” 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco, California, September, 2007.
- (14) “A Comparative Analysis of CABRI CIP0-1 and NSRR VA-2 Reactivity Initiated Accident tests,” Eurosafe 2007, Berlin, Germany, November, 2007.
- (15) “LOCA Criteria in Japan and Recent Test Results,” USNRC Regulatory Information Conference, North Bethesda, USA, March, 2008.
- (16) “M5 被覆管の高温酸化におよぼす水素の影響”，日本原子力学会 2008 年春の年会，2008 年 3 月.
- (17) “Failure of high burnup fuels under reactivity-initiated accident conditions,” International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR 2008), Interlaken, Switzerland, September, 2008.
- (18) “Behavior of 66 to 77 MWd/kg fuel cladding under LOCA conditions,” PHYSOR 2008, Interlaken, Switzerland, September, 2008.

- (19) “反応度事故(RIA)及び冷却材喪失事故(LOCA)条件下における高燃焼度燃料の挙動 (1) 研究計画の概要”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, 2008 年 9 月.
- (20) “Progress in Fuel Safety Research at JAEA,” 16th Pacific Basin Nuclear Conference, Aomori, Japan, October, 2008.
- (21) “PWR Fuel Behavior in RIA-simulating Experiment at High Temperature,” 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM), Seoul, Korea, October, 2008.
- (22) “Fracture resistance of high burnup PWR fuel cladding under simulated LOCA conditions,” WRFPM 2008, Seoul, Korea, October, 2008.
- (23) “Fracture Resistance and Embrittlement of High Burnup Fuel Cladding under LOCA Conditions,” Fuel Safety Research Meeting, Tokai, Japan, May, 2009.
- (24) “Numerical Analysis on the Cladding Fuel Behavior of High Burnup PWR Fuels in NSRR Experiments,” Fuel Safety Research Meeting, Tokai, Japan, May, 2009.
- (25) “Current RIA-related Regulatory Criteria in Japan and Their Technical Basis,” OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accident, Paris, France, September, 2009.
- (26) “Applicability of NSRR Room/High Temperature Test Results to Fuel Safety Evaluation under Power Reactor Conditions,” OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accident, Paris, France, September, 2009.
- (27) “リング圧縮試験による酸化・急冷した高燃焼度燃料被覆管の延性評価”, 日本原子力学会 2010 年春の大会, 2010 年 3 月.
- (28) “Simulation analysis with wider pulse for the high burnup fuel rods failed by PCMI at NSRR,” Fuel Safety Research Meeting, Tokai, Japan, May, 2010.
- (29) “高温条件下の反応度事故模擬実験における高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料挙動”, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 2010 年 9 月.
- (30) “Behavior of High Burnup LWR Fuels during Design-basis Accidents; Key Observations and an Outline of the Coming Program,” 2010 LWR Fuel Performance Meeting/Top Fuel/WRFPM, Orlando, USA, September, 2010.
- (31) “Thermal conductivity Evaluation of High Burnup Mixed-oxide (MOX) Fuel Pellet,” Nuclear Materials 2010, Karlsruhe, Germany, October, 2010.
- (32) “Failure behavior of LWR fuel cladding under accident conditions, Key observations from fuel safety research program at JAEA,” 1st Asian Zirconium Workshop, Daejeon, South Korea, June, 2011.
- (33) “Influence of Coolant Temperature and Power Pulse Width on Fuel Failure Limit under Reactivity-Initiated Accident Conditions,” 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Chengdu, China, September, 2011.
- (34) “Fuel safety research at JAEA,” IAEA Technical Meeting on Fuel Behaviour under Modelling under Severe Transient and LOCA Conditions, Mito, Japan, October, 2011.
- (35) “Status of RIA-related fuel safety research at JAEA,” IAEA Technical Meeting on Fuel Behavior under Modeling under Severe Transient and LOCA Conditions, Mito, Japan, October, 2011.
- (36) “Experimental and analytical study on MOX fuel behavior under RIA-simulating conditions in the NSRR,” IAEA Technical Meeting on Fuel Design and Licensing of Mixed Cores for Water Cooled Reactors, Vienna, Austria, December, 2011.
- (37) “被覆管多軸応力負荷試験装置の開発と特性試験結果”, 日本原子力学会 2012 年春の大会、2012 年 3 月.
- (38) “Irradiation Behavior of High-Burnup LWR-MOX (Mixed-Oxide) Fuel,” 2014 TMS Annual Meeting and Exhibition, Radiation Effects in Oxide Ceramics and Novel LWR Fuels, San Diego, USA, February, 2014.
- (39) “Current studies at JAEA on fuel behaviors under accident conditions,” Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM) 2014, Sendai, Japan, September, 2014.
- 他、54 件
- (58) “Behavior of High Burnup Advanced Fuels for LWR during Design-basis Accidents,” TopFuel 2015, Zurich, Switzerland, September 13-17, 2015. (発表予定)

文 献

- 1) M. Amaya, F. Nagase, T. Sugiyama, et al., “Current studies at JAEA on fuel behaviors under accident conditions,” Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM) 2014, paper No. 100086, Sendai, Japan, September, 2014.

(A11) 軽水炉燃材料詳細健全性調査

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 18 年度～平成 30 年度）

本プロジェクトでは、原子炉材料（原子炉压力容器、炉内構造物等）の放射線による劣化現象について、照射脆化や照射誘起型応力腐食割れ（Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking、以下「IASCC」という。）に関する試験を行い、破壊に対する材料の抵抗値（破壊靱性）や亀裂進展などに関するデータを取得し、運転期間延長認可制度、高経年化技術評価等の審査に必要な技術的知見を収集・整備することを目的としている。

本プロジェクトの材料照射試験に関する全体計画について図 1 に示す。

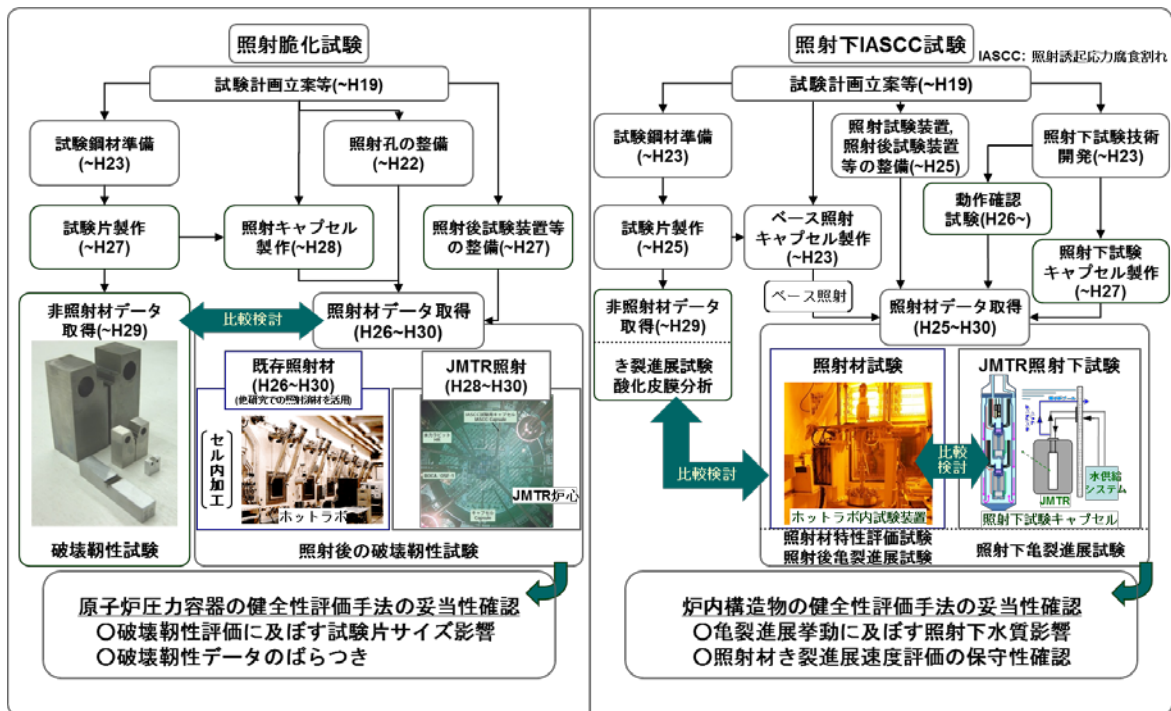


図 1 材料照射試験に関する全体計画

Fig.1 Plan for material irradiation experiments

本プロジェクトを開始した平成 18 年度には、照射環境下での燃料及び材料の健全性に関する研究課題を整理し、実施すべき試験項目と必要な技術要素について検討した。

平成 19 年度は、実施すべき試験項目に対応した照射試験装置を実現するために必要な試験技術の検討と試験装置の詳細設計を実施した。試験計画立案の結果、照射試験は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が所有する材料試験炉（Japan Materials Testing Reactor、以下「JMTR」という。）を活用して行うこととした。

これを受けて、平成 20 年度からは中性子照射脆化試験、IASCC 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の製作設計及び材料入手等を行い、設備整備を進めるとともに、照射キャプセル及び付随する炉外装置等の製作を進めた。また、照射後試験の実施に必要な装置の製作、整備を行った。並行して、試験実施に必要な技術の確立を行うとともに、非照射材の特性を調べる試験を実施し、照射挙動を評価するために必要な基礎的な非照射データの整備を進めた。

当初計画では、平成24年4月からの本格的な照射試験の開始を予定していたが、平成23年3月に発生した東北地方太平洋沖地震後の状況を踏まえ、軽水炉利用の高度化に関連した燃料異常過渡試験は凍結し、既設炉の高経年化対策に関連する材料照射試験については規模を縮小して実施することとした。また、整備を進めていた材料照射試験装置等は予定どおり整備を完了させた。なお、試験研究用等原子炉施設の新規制基準が平成25年12月に施行され、JMTRの適合性確認が必要となったことからJMTRの再稼働に時間を要することとなった。

このような状況を踏まえ、平成24年度からは装置性能維持のための保守点検を実施している。材料照射試験では、平成24年度までに照射キャプセルに高温高压水を供給するための材料照射試験装置の整備を完了し性能確認試験を実施した。また、照射下及び照射後に照射脆化、応力腐食割れ等を評価するために必要な試験装置の整備を行うとともに、材料照射キャプセル内で試験片に荷重を負荷するための機構、亀裂長さの測定、試験片の水環境の測定に関する技術開発を継続し、これらの技術等を確認するための照射キャプセルを製作した。さらに、照射脆化及び応力腐食割れ特性等を評価するための非照射材の試験を継続し、非照射データの整備を進めた。

平成25年度及び平成26年度にはIASCC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、中性子照射脆化試験及びIASCC試験の材料照射試験に先立ち、非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な基礎的な非照射データを拡充するとともに、既往研究等で使用した照射済み材を活用した試験について、試験計画の検討・策定を進め、試験を実施している。

2. 平成26年度までの主要成果

2.1 照射試験装置の整備等

2.1.1 照射脆化試験用キャプセルの製作

照射脆化研究として、原子炉圧力容器鋼の破壊靱性値の試験片形状・寸法効果を調査するため、図2に示すように、照射脆化評価用大型試験片キャプセル及び照射脆化評価用キャプセルを用い、照射試験を行う予定である。

平成26年度までに11体のキャプセルを製作し、今後4体のキャプセルの製作を予定している。

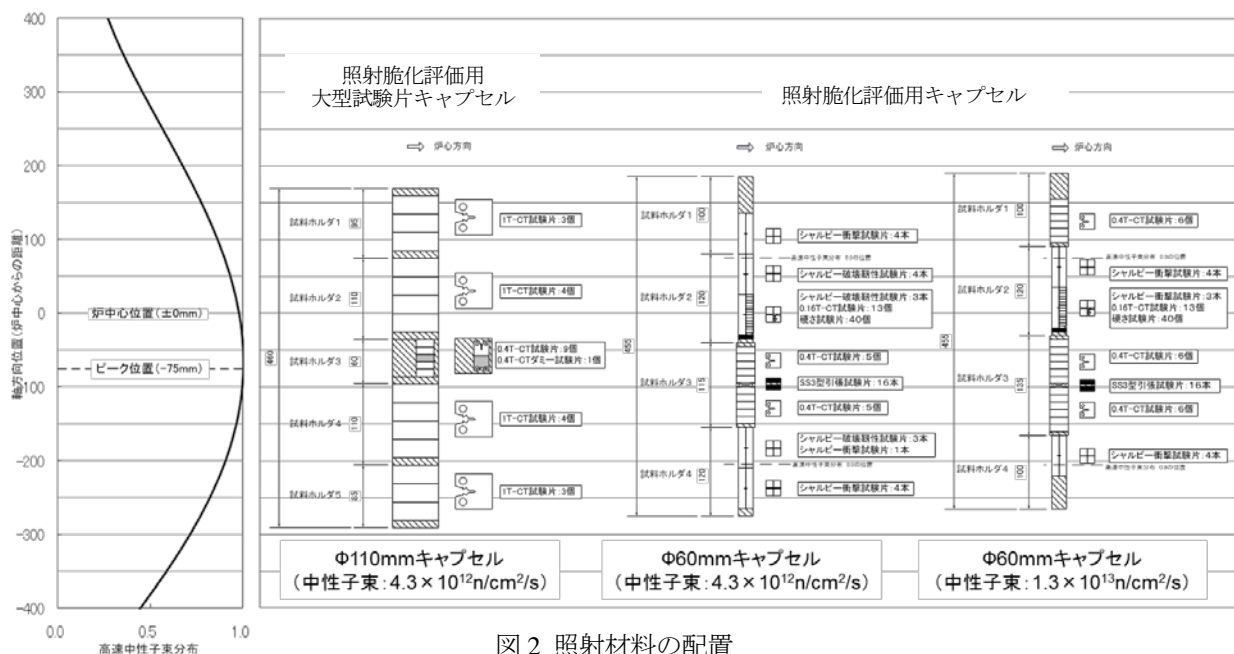


図2 照射材料の配置
Fig.2 Placement of irradiation material

2.1.2 IASCC 照射用キャプセルの製作

IASCC 研究として、軽水炉水環境を模擬した照射条件下で原子炉構造材等の IASCC 亀裂進展挙動を調査するため、高温高圧水中でコンパクトテンション（以下「CT」という。）試験片に荷重を加えながら CT 試験片の亀裂長さの変化を測定する亀裂進展試験を実施する。この照射試験は、ウイング溶接型 0.5 インチ厚さコンパクトテンション型（以下「ウイング溶接型 0.5T-CT」という。）試験片を組み込んだ亀裂進展試験用テコ式荷重負荷ユニットを IASCC 照射用キャプセルに装荷して行うものである。

IASCC 照射用キャプセルは、キャプセル本体部、保護管下部及び保護管上部から構成される。キャプセル本体部は、二重管気密構造であり、外筒と内筒の間に真空温度制御を行うためのギャップ層を設けている。図 3 に示すように、内筒の内側には仕切管を配置し、その内側に亀裂進展試験ユニット及びウイング溶接型 0.5T-CT 試験片、腐食電位センサー及びキャプセル構成部品が配置される。

平成 26 年度までに 9 体のキャプセルを製作し、今後 5 体のキャプセルの組立てを予定している。

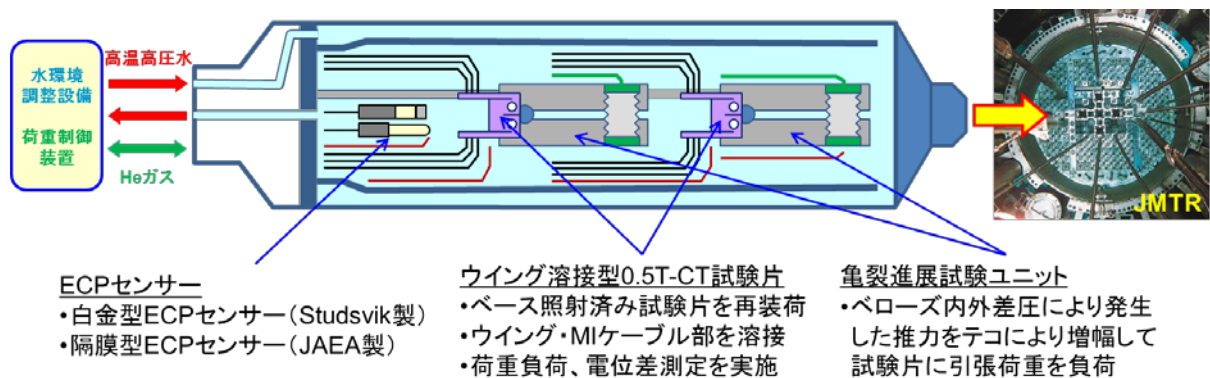


図 3 亀裂進展試験キャプセル（イメージ）

Fig.3 Crack propagation test capsule

2.2 照射試験

2.2.1 照射脆化試験

本試験では、監視試験片サイズの破壊靱性試験片と破壊靱性評価手法の一つであるマスターカーブ法の標準サイズ破壊靱性試験片 1 インチ厚さコンパクトテンション型破壊靱性（以下「1T-CT」という。）試験片等の中性子照射を実施し、破壊靱性値の試験片形状・寸法効果を明らかにする。

本試験で使用した鋼材は表 1 に示すような化学成分であり、実機と同等の条件で作製された不純物含有量の異なる 3 種の鋼材（JRL 材、JRM 材及び JRH 材）、溶接継手部試験体（JRW 材）及び PWR 標準材の 5 種類の鋼材を使用しており、平成 26 年度までは未照射材を対象にした試験を行っている。

表 1 鋼材の化学成分
 Table 1 Chemical composition

	Si	P	Cu	Ni	区分	備考
S1	0.27	0.009	0.10	0.65	母材	PWR 標準材
JRH 材	0.23	0.014	0.15	0.57	母材	高不純物量
JRM 材	0.24	0.010	0.09	0.59	母材	中不純物量
JRL 材	0.20	0.004	0.02	0.59	母材	低不純物量
JRW 材	0.30	0.016	0.20	1.15	溶接金属	高不純物量

(1) マスターカーブ法による破壊靱性試験

マスターカーブ法での参照温度（以下「 T_0 」という。）に及ぼす鋼材種類と試験片種類の影響を明らかにするため、シャルピー型破壊靱性（以下「PCCv」という。）試験片、0.16 インチ厚さコンパクトテンション型破壊靱性（以下「0.16T-CT」という。）、0.4 インチ厚さコンパクトテンション型破壊靱性（以下「0.4T-CT」という。）、

1T-CT 試験片の計 4 種類の試験片に対し、それぞれ有効試験数が 8 回以上となるよう破壊靱性試験を行い、 T_0 を求め、図 4 にまとめた。試験は、ASTME1921-13¹⁾ に準拠したマスターカーブ法により行った。

不純物の多い材料である JRW 材の T_0 が最も高温となった。材料ごとに 1T-CT 試験片を基準として PCCv 試験片、0.16T-CT 試験片及び 0.4T-CT 試験片を比較すると、JRH 材の PCCv 試験片は 1T-CT 試験片との差がやや大きくなり、0.16T-CT 試験片は 1T-CT 試験片と差が小さく、十分な精度の T_0 が求められていると考えられる。

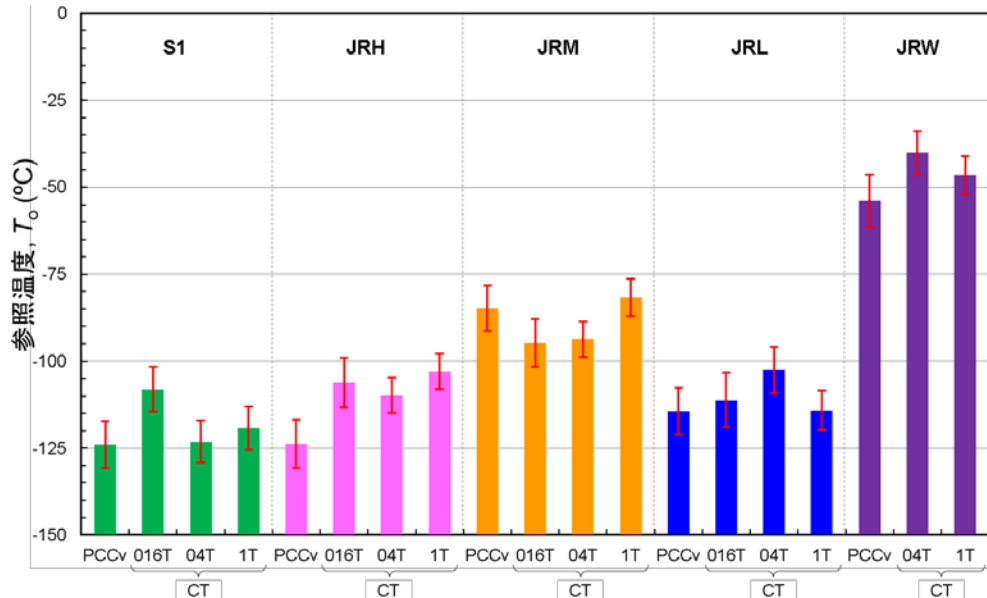


図 4 参照温度 T_0 と試験片の関係

Fig.4 Relation of T_0 and specimen

(2) 板厚内の機械的特性分布

原子炉圧力容器の健全性評価において、加圧熱衝撃事象（以下「PTS」という。）の評価で想定する欠陥深さの位置は圧力容器内面の表面から 10mm としているのに対し、照射脆化の把握及び破壊靱性データを取得する監視試験片の採取位置は表面から 1/4t 位置（t：板厚、約 200mm）である。

圧力容器鋼は、一般に、板厚中央部よりも表面に近いと冷却速度が大きく、破壊靱性は良好と考えられる。したがって現行の PTS 評価手法においては、破壊靱性データ採取位置の観点から、ある程度の保守性を有しているといわれている。このことを確認するために、不純物含有量の異なる 3 種類の圧力容器鋼板（JRL 材、JRM 材及び JRH 材）について板厚内の機械的特性の分布を調査した。

ここでは、主に JRM 材を対象に板厚内分布をシャルピー試験及び破壊靱性試験を行い測定した。板厚内の試験片採取位置は、鋼板の上面を基準に 1/16t ~ 15/16t とした。また、鋼板の圧延方向に対する機械的特性のばらつきを調査するために、1/4t 及び 3/4t 位置については TOP（圧延終了位置近傍）、BOTTOM（圧延開始位置近傍）及び MIDDLE（圧延方向の中央近傍）の 3 点について試験片を採取した。

試験片採取位置について図 5 に示す。

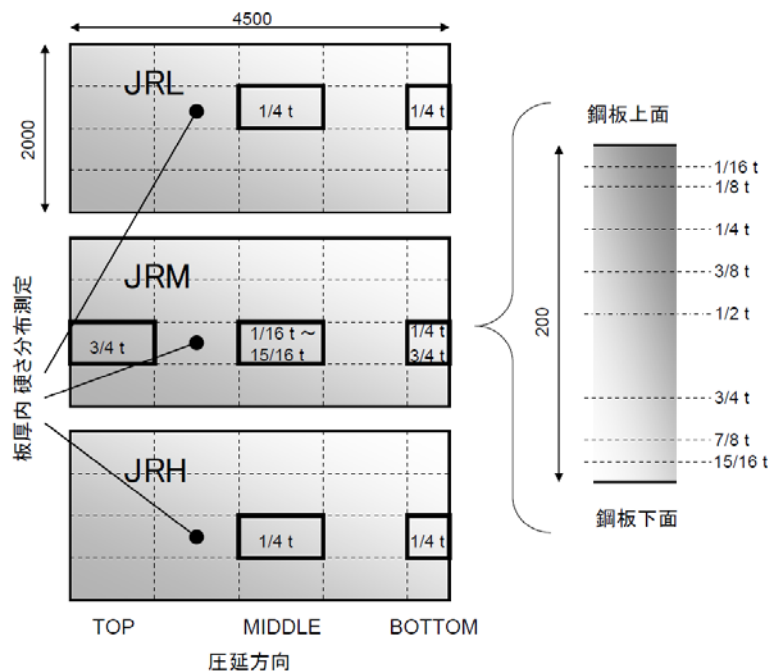


図 5 試験片採取位置

Fig.5 Specimens sampling position

①シャルピー試験結果

シャルピー特性の板厚内分布に関して、JRM 材を対象に測定した。圧延方向に関しては、JRL 材、JRM 材、JRH 材を対象に板厚内 1/4t 位置に関して、MIDDLE と BOTTOM を測定した。また、JRM 材のみ、板厚内 3/4t 位置に関して、TOP、MIDDLE 及び BOTTOM を測定した。

それぞれ 12 本の試験を行った結果、図 6 に上部棚吸収エネルギー（以下「USE」という。）、図 7 に遷移温度（以下「 T_{41J} 」という。）の板厚内分布と圧延方向分布を示す。上部棚吸収エネルギーについては、板厚表面近傍と板厚中央部で低くなっている。一方、 T_{41J} については板厚表面に近いほど低い値を示す。すなわち、板厚中央は USE が低く T_{41J} は高いため、靱性が低い傾向にある。また、圧延方向に関しては全ての材料でシャルピー特性に大きな変化は見られない。

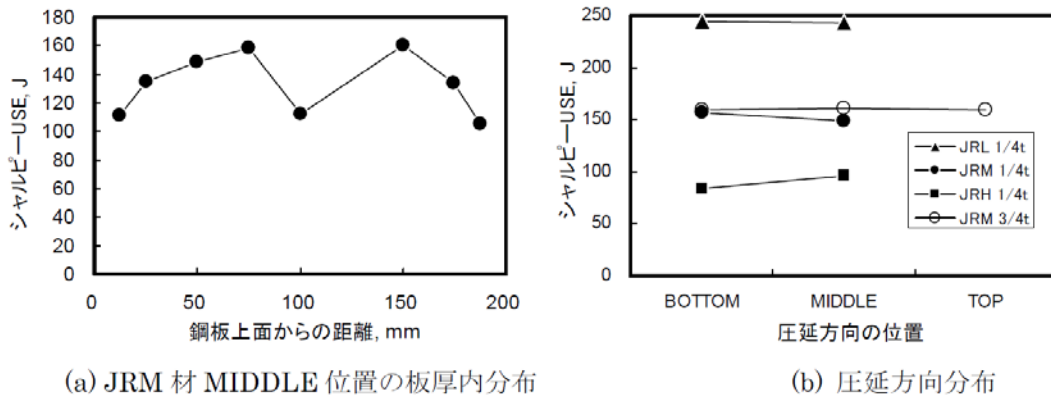


図 6 上部棚吸収エネルギー分布
Fig.6 USE distribution

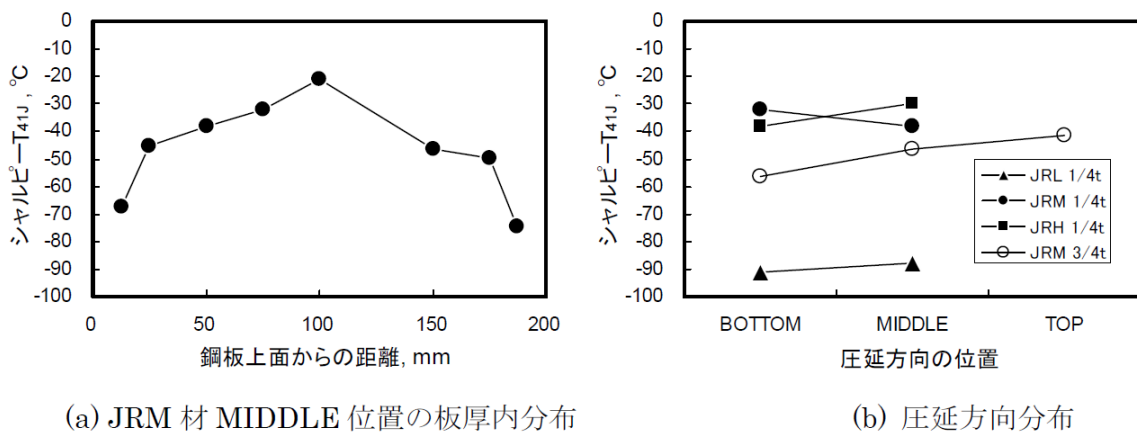


図 7 遷移温度分布
Fig.7 T_{41J} distribution

②破壊靱性試験結果

破壊靱性の板厚内分布に関して、シャルピー試験と同様に JRM 材を対象に測定した。圧延方向に関しては、JRL 材、JRM 材及び JRH 材を対象に板厚内 1/4t 位置に関して、MIDDLE と BOTTOM を測定した。また、JRM 材のみ、板厚内 3/4t 位置において TOP、MIDDLE 及び BOTTOM を測定した。試験は、ASTM E1921-13¹⁾に準拠したマスターカーブ法により 0.4T-CT 試験片を用いて、有効試験数が 8 回以上となるよう破壊靱性試験を行い、 T_0 を求めた。

試験結果より求めた T_0 の板厚内分布と圧延方向分布を図 8 に示す。

T_0 については、シャルピー T_{41J} とよく似た分布を示し、板厚表面に近いほど低い値となった。すなわち、板厚の表面近傍では高い破壊靱性を示した。

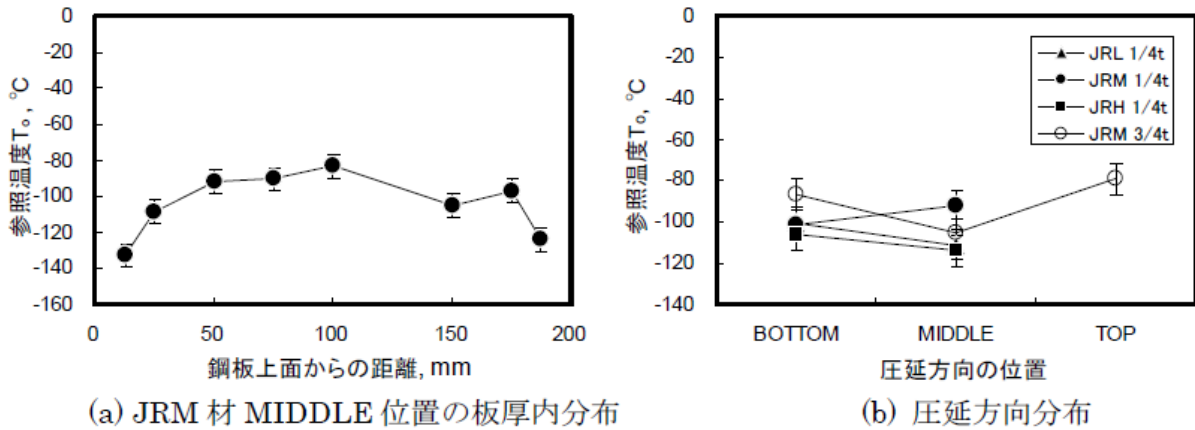


図8 参照温度 T₀ 分布
Fig.8 T₀ distribution

2.2.2 IASCC 試験

本プロジェクトでは JMTR 炉心において照射下での亀裂進展試験の実施を計画中であり、そこでは外圧とベローズ内圧（ガス圧制御）によって生じる内外圧差でベローズを収縮させ、これを推力として 0.5T-CT 試験片に荷重を負荷する荷重負荷ユニットを用いることとしている。

一般に CT 試験片を用いた高温水環境での亀裂進展試験は、オートクレーブ中に設置したプルロッドを用いて CT 試験片へ荷重を負荷し、ロードセルにより荷重を計測しながら試験を行うものであるが、荷重負荷ユニットを用いた亀裂進展試験では、その構造上、試験中に荷重荷重を直接モニターできないという制約がある。そこで本プロジェクトでは、試験実施に先立ち、CT 試験片に類似した形状の高温水用ロードセルを用いて、荷重負荷ユニットの推力（ベローズ差圧）と荷重荷重の関係を事前に求め、ベローズ差圧を制御することで CT 試験片への荷重荷重を設定する方法の確立を進めている。

(1) ひずみゲージ貼付場所の検討

試験片の開口量から荷重荷重を間接的に評価するための試験実施に先立ち、試験片の開口量評価のために適切なひずみゲージ貼付場所の検討を目的として、有限要素法を用いた三次元弾塑性解析により、荷重を負荷した時の試験片全体における変形（ひずみ）分布と開口変位量の関係を評価した。温度 290°C におけるウイング溶接型 0.5T-CT 試験片（亀裂 1.2 mm）の弾塑性解析の結果では、亀裂長さが長くなるほど試験片先端部の開口変位や応力集中が増加する傾向があり、図 9 に示したサイドグループ付ウイング溶接型 0.5T-CT 試験片に対する解析結果から、荷重荷重 6 kN 程度までの間では開口量と荷重荷重の関係はおおむね線形状態となっていることが確認できる。

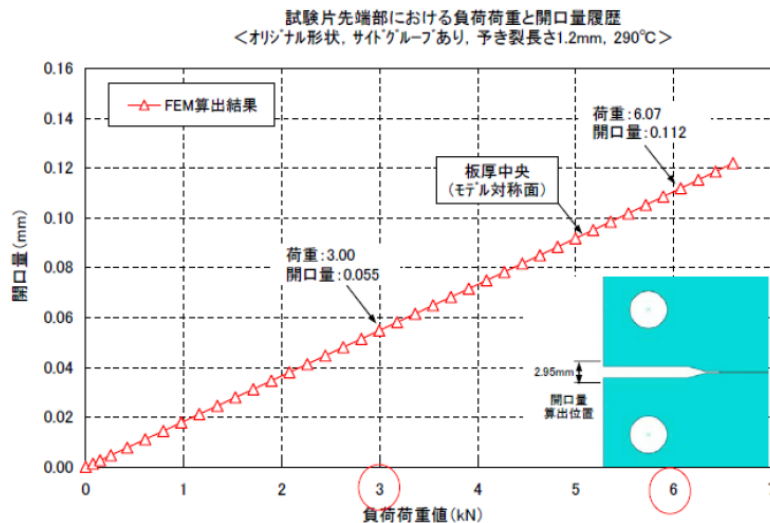


図9 開口変位量と荷重荷重の関係
Fig.9 opening displacement and the applied load

次にウイング溶接型 0.5T-CT 試験片の背面ひずみ量について検討した結果、図 10 に示すように、ウイング溶接型 0.5T-CT 試験片の試験片先端開口量と試験片背面ひずみ量の関係は、CT 試験片の開口とともに試験片背面中央部にひずみが生じることや、開口量とひずみの関係が把握できることが分かる。

以上のことより、CT 試験片背面中央部近傍にひずみゲージを貼付することで、CT 試験片の開口量を間接的に測定できる見通しが得られた。

試験片先端部の開口量と試験片背面中央部のひずみ履歴
 <オリジナル形状, サイドグループあり, 予き裂長さ1.2mm, 290°C>

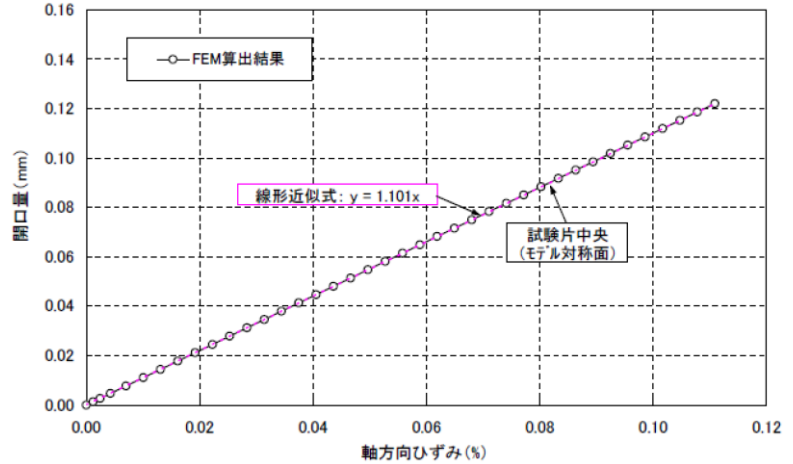


図 10 先端開口変位量と背面ひずみ量の関係
 Fig.10 Tip opening displacement and back strain

(2) 背面ひずみ測定

直接荷重負荷方式による試験を行った結果、ウイング溶接型 0.5T-CT 試験片の開口量と背面ひずみの試験結果と解析を比較した結果を図 11 に示す。この結果より、解析と実験の結果は良く一致しており、今般実施した解析が妥当であることを確認できた。

本試験では、テコ比 1:6 の荷重負荷ユニットを用いるため試験機によって付与する荷重は 1/6 とした。

試験で得られた荷重負荷ユニットによる負荷荷重と背面ひずみ量の関係を解析と実験で求めた結果の比較を図 12 に示すが、この図からも分かるように、試験機で付与した荷重をテコ比である 1:6 で補正した結果と解析結果とでは、大きく差異がみられた。このことから、実際にユニットを介して試験片に負荷される荷重が、テコ比倍よりも小さくなっていることが示唆される。これまでの検討から、原因としてユニット自身の変形 (たわみ) やベローズの収縮に伴うバネ反力、支点ピンとユニット本体の摩擦等の影響が考えられる。試験ユニットのたわみ等を考慮すると、今回実施した試験においては高圧水中での荷重負荷ユニットの挙動を定性的に良く再現できているものと考えられる。

開口量とひずみ量の関係比較(試験/解析)
 <オリジナル形状, サイドグループあり, 290°C>

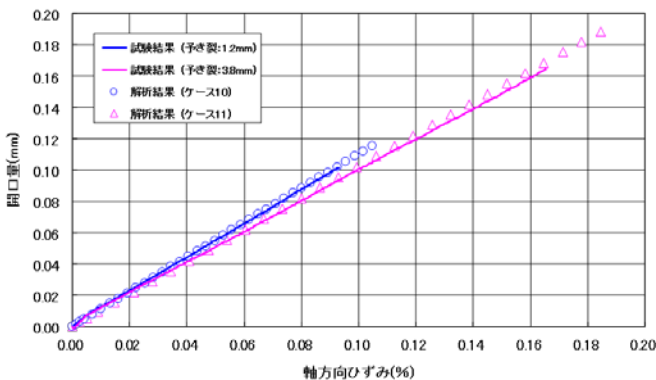


図 11 直接荷重負荷方式による試験結果

Fig.11 The test results by direct applied load method

負荷荷重とひずみ量の関係比較(試験/解析)
 <オリジナル形状, サイドグループあり, 290°C>

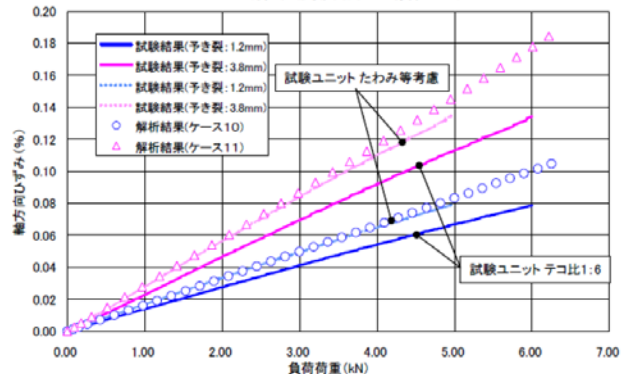


図 12 負荷荷重と背面ひずみ量

Fig.12 applied load and back strain

以上の検討及び事前に求めた荷重負荷ユニットの推力 (ベローズ差圧) と負荷荷重の関係から、ベローズ差圧の制御により CT 試験片への負荷荷重を設定及び評価する方法についての見通しが得られた。

3. まとめ

既存の照射データと比較することを考慮して既往研究と共通の材料を使用することや、鋼材の化学成分と照射量の組合せで脆化量等を包絡できるようにするとの観点で照射試験マトリクスについて検討し、供試材の調達を行うとともに、照射キャプセルの製作、マスターカーブ法の基本となる 1T-CT 試験片が照射可能である照射設備、照射下 IASCC 試験に必要な高温高压水を供給するための試験装置等の整備を行ってきた。

また、破壊靱性試験等を行い、照射材データと比較するために必要な未照射材のデータ取得を行った。

既往研究で使用した照射済み材を活用した破壊靱性や高温水中亀裂進展速度に関する照射データの先行取得に着手するとともに、次年度以降の本格的な照射材試験に使用する試験片加工等を行った。

4. 今後の展開

既往研究で使用した照射済試験片を用いて、原子炉圧力容器鋼の引張特性、シャルピー衝撃特性等に関するデータを取得し、破壊靱性評価手法の妥当性を確認する。また、PTS の評価に与える原子炉圧力容器内面ステンレスオーバーレイクラッド溶接の影響を把握し、PTS 評価手法の妥当性を確認する。

さらに、炉内構造物用ステンレス鋼の照射材試験を継続し、照射後試験データに基づく IASCC 健全性評価手法の妥当性を確認する。

5. 今後の成果の活用について

5.1 原子炉圧力容器の照射脆化、炉内構造物用ステンレス鋼の IASCC に係る知見の拡充

運転期間延長認可制度及び高経年化技術評価書の審査のための技術的知見として活用するとともに、日本機械学会等の民間規格基準の技術評価に活用する。

6. 成果の公表等

6.1 委員会・検討会・WG

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

なし

6.5 表彰・受賞

なし

文 献

- 1) ASTM、Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range、2013

(A12) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る 技術的知見の整備に関する研究

担当：安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 23 年度～平成 28 年度）

本研究では、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査時の技術的妥当性の確認において必要となる、機器・構造物に想定される経年劣化事象の発生、進展及び影響に係る評価手法の高度化に向けた研究を実施している。具体的には、従来の高経年化技術評価手法の高度化を図るとともに、経年劣化に係る技術的知見の整備・拡充、高経年化対策技術基盤の整備等に資することを目的とし、以下の 5 項目を実施している。

- (1) 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究（実施期間：平成 23 年度～28 年度）
- (2) コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究（実施期間：平成 23 年度～28 年度）
- (3) 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究（実施期間：平成 23 年度～27 年度）
- (4) 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化（実施期間：平成 23 年度～27 年度）
- (5) 高経年化対策技術基盤調査（実施期間：平成 23 年度～27 年度）

(1) 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究では、重大事故等対処施設の電気・計装設備に関する長期健全性評価手法に関する研究及び安全上重要なケーブルの長期健全性評価手法の高度化を図ることを目的としたケーブル状態監視技術に関する研究を行っている。

重大事故等対処施設の電気・計装設備に関する研究では、平成 25 年度は重大事故（Severe Accident、以下「SA」という。）環境条件の調査及び劣化特性に係る試験を行った。また、平成 26 年度も SA 環境条件の調査及び劣化特性に係る試験を継続して実施した。

ケーブル状態監視技術に関する研究では、平成 23 年度から平成 25 年度は、広帯域インピーダンス分光法（Broadband Impedance Spectroscopy、以下「BIS 法」という。）について、難燃エチレンプロピレンゴム（以下「難燃 EP ゴム」という。）ケーブルを対象とし、実ケーブル布設環境を模擬したモックアップの製作、未劣化ケーブルを用いた初期データの測定、熱・放射線同時劣化により部分的に劣化したケーブルを用いた劣化位置標定性能の検証等を行った。また、平成 26 年度は、BIS 法でシリコンゴムケーブルを対象としてデータの取得を行うとともに、空間電荷測定法、線路共鳴解析法（Line Resonance Analysis、以下「LIRA 法」という。）についても、劣化評価の能力を調査した。

(2) コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究では、コンクリート材料の経年劣化評価及び劣化進展に伴う構造性能の低下に係るコンクリート構造物の長期健全性評価手法の高度化を行うことを目的に、コンクリート構造物の複合劣化評価、放射線照射によるコンクリート強度劣化評価及びコンクリート構造物のアルカリ骨材反応（Alkali Silica Reaction、以下「ASR」という。）に関する調査研究を実施している。

コンクリート構造物の複合劣化評価では、平成 23 年度から平成 25 年度は、コンクリート構造物の材料劣化及び構造性能の低下に及ぼす中性化、塩害、温度等の劣化要因による影響を調査した。平成 26 年度は、複合劣化を受けたコンクリートのひび割れ発生メカニズム、複合劣化による鉄筋腐食と強度の関係及び鉄筋腐食を受けた鉄筋コンクリート部材の構造性能について検討し、経年劣化進展を評価するためのコンクリート構造物の長期健全性評価手法を検討した。

放射線照射によるコンクリート強度劣化評価では、平成 23 年度から平成 25 年度は、劣化メカニズムの解明等のため、ガンマ線及び中性子線の照射試験を計画し、照射試験を開始した。また、放射線照射の影響を予測する評価手法に関する検討を開始した。平成 26 年度は、ガンマ線及び中性子線の照射試験を継続しデータ取得・分析を実施した。また、予測評価手法について、物理特性を評価する手法の検討を行った。

コンクリート構造物の ASR に関する調査研究では、平成 23 年度から平成 24 年度は、遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を対象にした有効な ASR の評価手法がない状況を踏まえ、アルカリ骨材反応に関する国内外の学術論文及び規格類を調査し、骨材の反応性試験及び構造物の ASR 診断に関する課題を抽出した。また、最新知見を基に検討した骨材試験方法と ASR 診断方法からなる総合的な ASR の評価手法⁽⁴⁾を検討した。平成 26 年度は、骨材試験に用いる材料（急速膨張性骨材、遅延膨張性骨材等）を選定・入手し、化学組成及び鉱物組成を確認した。また、骨材試験方法の実証試験として、従来から行われている国内の試験方法と最新知見に基づき提案されている海外の試験方法を比較し、国内の急速膨張性骨材と遅延膨張性骨材に対する有効性を確認するための試験を開始した。ASR 診断方法については、国内外の既往の ASR 診断方法を調査し、今後実施すべき内容を検討した。また、ASR の影響を予測評価する手法について調査した。

(3) 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究では、経年プラント全体の体系的な安全裕度評価に関する技術的知見を整備している。平成 23 年度から平成 25 年度までは、経年プラント全体の安全裕度の考え方を整理するとともに、プラントシステムを構成する機器、構造物、計装系等の点検・補修・取替に係るプラント固有の保全履歴等も考慮した健全性を確認するための知見を調査した。平成 26 年度は、SA 対策が規制の対象となったことを踏まえ、深層防護レベル 4 層を考慮した評価指標と評価手法を整備した。また、評価手法の検証のために、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor、以下「PWR」という。）に対する試験解析を実施し、経年による機器、構造物、計装系等の安全裕度の低下がプラントのシステムの安全性に及ぼす影響についての評価を開始した。

(4) 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化では、経年プラントの原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel、以下「RPV」という。）及び一次系配管について、考慮すべき経年劣化事象を整理し、各機器の機能喪失確率評価に関する技術的知見を整備している。平成 23 年度から平成 25 年度は、現行の RPV 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確認した。また、炉心領域部以外の健全性評価方法に関する技術的課題を整理した。また、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。平成 26 年度は、RPV の健全性評価に関わる確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics、以下「PFM」という。）評価手法の標準的解析要領案を検討した。また、原子炉一次系機器として、一次系配管を対象とした機能喪失確率評価及び事故時の圧力バウンダリ機器の健全性評価に関する最新研究の調査を開始した。

(5) 高経年化対策技術基盤調査では、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency、以下「IAEA」という。）や経済協力開発機構／原子力機関（Organization for European Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency、以下「OECD/NEA」という。）における原子力発電所の高経年化対策や経年劣化に関連する国際会合等に参加し、平成 23 年度から高経年化対策制度の技術基盤に関する調査を開始し、照射脆化研究の動向、応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking、以下「SCC」という。）進展の挙動、保全技術の有効性、コンクリート構造物に関する経年劣化、潜在的劣化事象に関する知見を得た。平成 24 年度は、保全技術の有効性確認の知見及びコンクリート構造物に関する経年劣化に関する知見を取りまとめた。平成 25 年度は、これまで得られた知見や新規規制基準施行等の規制環境の変化を反映して、調査内容の再編成を行った。また、平成 26 年度からは、運転期間延長認可制度について、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化状況把握のための検査、技術的評価等に関する最新知見の収集を行うとともに、主要国の長期運転への取組みに関する最新知見の収集・調査を行っている。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究

2.1.1 常設重大事故等対処施設のうち電気・計装設備の健全性評価手法の策定（実施期間：平成 25 年度～平成 28 年度）

平成 23 年に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故では、原子炉格納容器（Containment Vessel、以下「CV」という。）内の温度が、1 号機で 500℃以上、2 号機で約 280℃、3 号機で 400℃以上になったと推定され¹⁾、CV 内の計装系で機能しないものが発生するとともに、計測値にもばらつきが見られた。そのため、原子力規制

委員会の定める新規制基準において、事故時における計装設備の信頼性の確保、プラント状態の監視機能の強化及び事故時モニタリング機能の強化²⁾が重大事故等対処施設に対する要求事項となった³⁾。

これまでのSA環境条件を検討した研究として、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」がある⁴⁾。この中で、最終確定ではないとしているものの、PWRのCV内では、アクシデントマネジメント（Accident Management、以下「AM」という。）が機能した場合にはSA環境での温度を200℃、できなかった場合には300℃と想定している⁴⁾。この想定温度を基に、平成25年度はCV内で使用されている難燃EPゴムケーブル及びシリコンゴムケーブルの絶縁材料について、熱分析（示差走査熱量分析及び示差熱重量分析）を行うとともに、予備実験として200℃-24h、300℃-24hの条件下における形状変化を調査した。その結果、シリコンゴムは200℃及び300℃の温度条件において形状を維持した一方、難燃EPゴムは200℃では形状を維持したが、300℃では著しく劣化が進行することを確認した。また、平成26年度はSA環境条件及び同条件を模擬する試験設備を検討するため国内外の技術情報の調査を行った。SA環境条件については、調査内容を検討した結果、新規制基準適合性審査の過程で電気事業者より申請のあった原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力に相当する200℃及び2Pd（設計圧力の2倍）とすることとした。また、温度の立ち上がり条件は、SAシナリオから、常温から200℃への温度上昇が1分間以内であるものをPWR用、5分間以内を沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor、以下「BWR」という。）用とした。このSA環境条件のうち200℃の温度条件下において、シリコンゴムケーブル及び難燃EPゴムケーブルの絶縁抵抗値の変化を測定したところ、両ケーブルとも大幅な低下は見られなかった。

2.1.2 電気・計装設備の長期健全性評価手法の策定（実施期間：平成23年度～平成28年度）

安全上重要な電気・計装設備は、供用期間末期に設計基準事故による厳しい環境条件にさらされた場合においてもその機能を維持することが要求されている。これらの設備の長期健全性は、IEEE（Institute of Electrical and Electronics Engineers；電気・電子工学学会（米国））規格等に基づき、通常運転時の経年劣化及び事故時の厳しい環境条件による劣化を模擬する型式試験（以下「環境認定試験」という。）結果を用いた解析等による評価が行われている。しかしながら、環境認定試験結果には種々の不確実性が含まれていることが指摘されており⁵⁾⁶⁾、プラント供用年数が長期化する状況においては、機器の状態監視結果に基づく経年劣化管理を確立していくことの重要性が高まっている。本プロジェクトでは、安全上重要なケーブルについて、適用可能と考えられる状態監視技術のうちケーブル全長にわたる非破壊診断技術について、測定精度、測定距離範囲及び測定可能劣化度の調査を行い、長期健全性評価手法を策定する。

平成23年度から25年度は、ケーブルの状態監視技術のうちBIS法について調査を実施した。平成23年度は、実ケーブル布設環境におけるケーブル劣化位置標定の準備として、布設環境を模擬したモックアップを製作し、未劣化ケーブル（難燃EPゴムケーブル、シリコンゴムケーブル、架橋ポリエチレンケーブル及び特殊耐熱ビニルケーブル）をモックアップに設置した状態で、インピーダンスアナライザ及びネットワークアナライザを使用して初期データを測定した。この結果、平積み布設、垂直曲げ布設及び俵積み布設の布設環境はインピーダンスデータにほとんど影響を与えないことを確認した。また、測定周波数域の高周波数化はS/N比（Signal（信号量）/Noise（雑音）比）の向上に有用であることが分かった。さらに、ケーブル接続部の改良により、300MHzあるいは400MHz程度の高周波数域の信号の減衰を低減できることが分かった。

平成24年度は、熱・放射線（ガンマ線）同時劣化により部分的に劣化した難燃EPゴムケーブルについて、実布設環境におけるケーブルの劣化位置標定の可能性を検証した。この

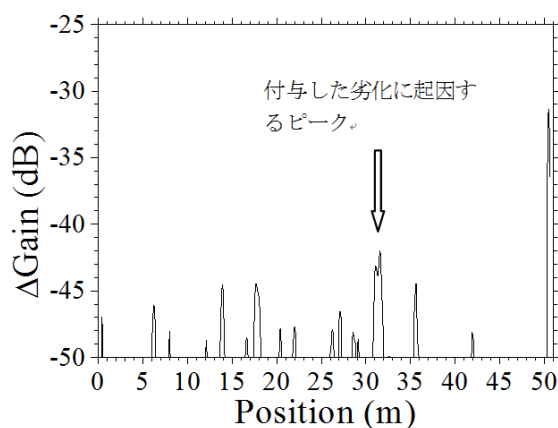


図1 BIS法による難燃EPゴムケーブルの劣化位置標定（劣化条件：100℃-1kGy/hで750時間。劣化付与位置：30m）

Fig. 1 Detection and location of the aged position of FR-EPR (Flame Retardant - Ethylene Propylene Rubber) cable by BIS method (Ageing condition: 100℃-1 kGy/h for 750 h, aged position: 30 m.)

結果、1~400 MHz の周波数域での劣化位置標定では、(独)原子力安全基盤機構が実施した原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究 (Assessment of Cable Aging for Nuclear Power Plants。以下「ACA 研究」という。)において策定された劣化管理指標値⁷⁾よりも小さい劣化度で劣化した位置の標定が可能であることが分かった(図1参照)。

平成25年度は、部分的に熱・放射線同時劣化中の難燃 EP ゴムケーブルについて、1.0MHz~1.5GHz の周波数域で劣化位置標定を行った結果、劣化が軽度であると考えられる状態においても、劣化付与位置付近に高温による誘電率の変化に起因した特性インピーダンスの変化によるピークが検出できることを確認した。

平成26年度は、BIS法でシリコンゴムケーブルを対象としてデータの取得を行うとともに、空間電荷測定法及びLIRA法についても劣化評価の能力を調査した。これらの結果とインデントーモジュラス法での測定結果の比較を行い、機械的測定と電氣的測定との相関を調査、検討を開始した。また、ACA研究で作製したケーブル劣化供試体の機器分析を行い、高分子構造の変化が電氣的・機械的特性に与える影響についての検討を開始した。

2.2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究

2.2.1 コンクリート構造物の複合劣化評価 (実施期間：平成23年度~平成27年度)

(1) 長期健全性評価手法の検討

複合劣化によるコンクリート構造物の材料劣化及び構造性能の低下の評価式について文献調査を行い、塩害、中性化、温度等の単独劣化の組合せにより複合劣化の劣化度を推定する方法として、図2に示す鉄筋コンクリート構造物の劣化度評価ダイアグラムによる長期健全性評価手法を策定中である。

(2) 複合劣化を受けたコンクリートの材料劣化の検討

- ① 劣化因子として実機と同等の熱と中性化の影響を受けたコンクリートについて、100℃未満で熱を与えた試験並びに熱及び中性化を与えた試験を行い、ひび割れの発生状況及び強度変化を把握した。その結果、熱単独による強度への影響は小さいが、中性化が加わるとひび割れが発生しやすくなることが分かった。
- ② 鉄筋が埋め込まれたコンクリート供試体に、高温、中性化、塩水等を作用させ、一定期間ごとにX線検査及び表面ひび割れ測定を行い、鉄筋腐食の経時変化と表面ひび割れの関係を把握するとともに、表面ひび割れ測定の結果から鉄筋腐食度を推定する方法を作成中である。

- ③ コンクリート内部に埋め込まれた鉄筋及び鉄筋単体に塩水噴霧(温度35℃、NaCl濃度3%)を行い、断面減少率と物理特性(降伏点、引張強度及び静弾性係数)の関係を把握するとともに、鉄筋腐食と物理特性の関係式を検討中である。

(3) 複合劣化を受けたコンクリート部材の構造性能低下の検討

- ① 鉄筋腐食による付着劣化を受けた梁部材のひび割れ挙動、破壊メカニズム、強度特性を明らかにすることを目的に、横補強筋量、主筋径、補強筋とコンクリート強度の関係を実験により把握し、付着・定着強度の分布を評価する手法を作成中である。
- ② 柱部材の鉄筋の腐食膨張によるひび割れ挙動、付着劣化、コンクリートの引張強度劣化、せん断耐力劣化を実験・解析によって明らかにし、ひび割

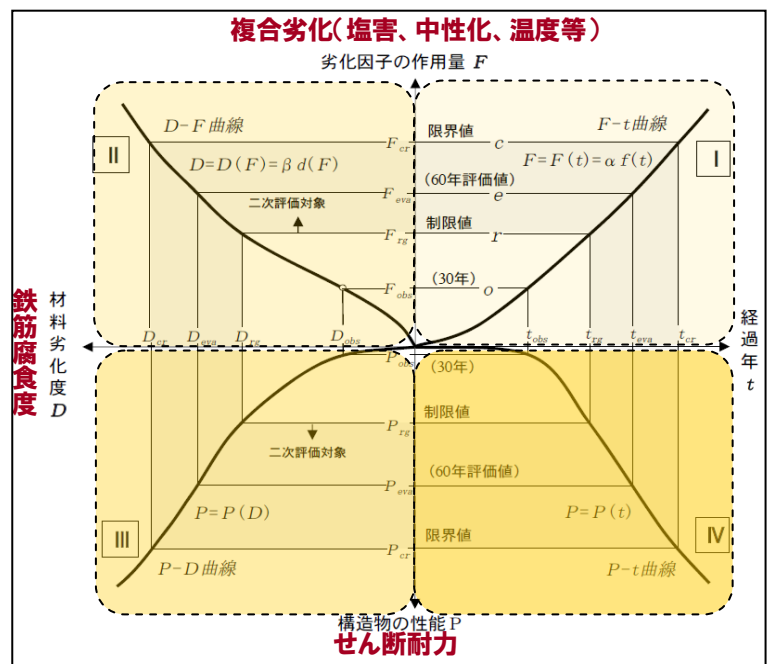


図2 鉄筋コンクリート構造物の劣化度評価ダイアグラム
Fig.2 Degradation evaluation diagram of the reinforced concrete structure

れ幅から鉄筋腐食量を推定する手法を作成中である。

2.2.2 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価（実施期間：平成23年度～平成28年度）

(1) ガンマ線照射の影響評価

コンクリートのガンマ線照射による劣化メカニズムの解明並びに強度及び剛性を評価するため、ガンマ線の照射試験を平成24年度から実施している。コンクリート試験体を用いた物性試験では、 1×10^5 kGy までの照射試験を実施したところ、累積照射量の増加に伴い圧縮強度がやや増加する傾向が見られた。最終的には60年間断続運転した時点での累積照射量を超える照射を行う予定である。

(2) 中性子照射の影響評価

コンクリートの中性子照射による劣化メカニズムの解明並びに強度及び剛性を評価するため、中性子線の照射試験を平成25年度から実施している。照射試験体の物性試験では、 1.50×10^{19} n/cm²までの照射試験を実施したところ、加熱のみの未照射の試験体と同程度に静弾性係数が減少する傾向を示した。最終的には、60年間断続運転した時点での累積照射量を超える照射を行う予定である。

(3) 照射環境下のコンクリート物性変化予測手法の検討

放射線照射を受けたコンクリートの諸物性（強度、静弾性係数、水分量、熱容量、熱伝導率、その他）をコンクリートの調査条件、用いられた材料の物性、セメントの鉱物組成、水和率、温湿度履歴等によって予測することのできる評価手法を作成中である。

2.2.3 コンクリート構造物のASRに関する調査研究（実施期間：平成23年度～平成28年度）

(1) 骨材のASRポテンシャル評価手法の検討

① 収集した国内の骨材（急速膨張性：2種、遅延膨張性：3種）に対して岩石学的試験を実施し、反応性鉱物としてトリデマイト、クリストバライト、ガラス及び隠微晶質石英を確認した。

② 国内外の骨材試験方法による比較試験を継続して実施中である。

(2) コンクリート構造物のASR診断手法の検討

最新知見に基づいて検討したASR診断方法を検証するため、今後行うべき検討項目として、各種評価方法の課題（岩石学的試験と促進膨張試験によるポテンシャル評価の検証、構造物及びコアの外観観察の適用性とモニタリングとの整合化等）を抽出した。

(3) コンクリート構造物のASR予測評価手法の調査

既設コンクリートにおけるASR膨張が長期的に部材性能に及ぼす影響の予測評価を可能とするASR膨張モデルに関する既往研究を調査した。

2.3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究

2.3.1 経年プラントの安全評価指標及び手法に関する調査（実施期間：平成23年度～平成25年度）

経年プラント全体の安全性を体系的に評価する手法として、まず、評価指標の整備・体系化について検討し、次に、経年プラントの安全評価指標として、保全活動を通常運転時の評価（深層防護レベル1～3層）と事故時の評価（深層防護レベル4層）の二つに分けて手法を検討した。

通常運転時の評価は、原子力プラントの経年変化やトラブル情報及びその対策としての保全活動の情報をベースに、プラントの持つシステムの機能喪失リスクを評価する方法である。検討では、分解点検等の保全活動の内容を意図的に変化させた試験解析を行い、その変更前後における機能喪失確率等の比較により、システムの機能信頼性を評価する手法の可能性を示した。

また、事故時の評価は、原子力プラントの事故シナリオに対するマネジメントシナリオを展開し、対応（機械）及び対応（人）の成功確率、更に時間の経過による影響も考慮に入れ、システムの機能喪失リスクとしてマネジメント能力を評価する方法である。検討では、「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⁸⁾」（以下「審査ガイド」という。）で想定されている事故シーケンスを活用してマネジメントシナリオを展開させた試験解析を行い、AMの成功確率と掛かる時間を考慮することで事故の収束確率としてマネジメント能力を評価する手法の可能性を示した。

2.3.2 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法の整備（実施期間：平成26年度）

平成25年7月に新規基準が施行されSA対策が規制の対象となったことを踏まえ、2.3.1での事故時の評価に関する検討成果を活用し、評価指標と評価手法を整備した。具体的には、まず、SA時のAMにより、著しい炉心損傷への進展を防止できる設計対策（以下「SA対策-I」という。）及び格納容器の機能損失を防止できる設計対策（以下「SA対策-II」という。）のそれぞれの対策により、原子力発電所が安全機能を回復する能力（以下「レジリエンス指標」という。）を解析することで、AMの影響度合いについて経年劣化を加味して概略的に把握する。次に、レジリエンス指標の解析により抽出されたSA対策設備について、機器レベル以下にまでモデル化し、時間による劣化の進展を考慮した機器の故障確率を用いた指標（以下「リスク指標」という。）を算出する手法とした。

(1) レジリエンス指標によるSA対策設備の抽出

ハザードを起因とするSAによりプラントの安全機能レベルが一時的に低下したと仮定し、ハザードの大きさに応じたAMの展開による安全機能レベルの回復について、回復レベル ΔL 、回復時間 ΔT 及び確率 ΔX を用いて評価することで、経年プラントの安全裕度に影響を与えるSA対策設備を抽出する手法とした。評価では審査ガイド等で想定された事故シーケンスを対象にAMシナリオを展開し、選択したAMシナリオを構成する各AMパスについて ΔL 、 ΔT 及び ΔX を評価し、そのAMパスが時間リミット曲線と交わらない確率（AMの成功確率）からレジリエンス指標を求める手法とした（図3参照）。

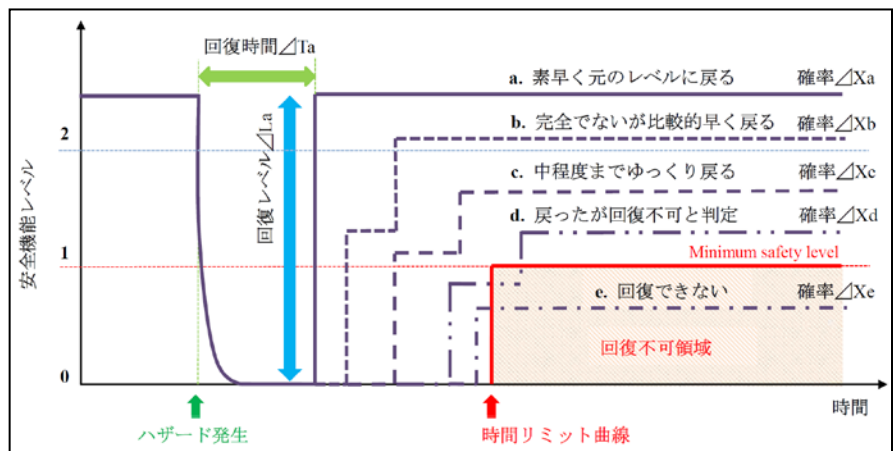


図3 レジリエンス指標の導入イメージ
Fig.3 Resilience index for system safety assessment

(2) リスク指標による時間による劣化の進展を考慮した機器の故障確率の算出

SA対策設備を機器レベル以下にモデル化し、着目した機器の保全活動の前後における炉心損傷確率(CDP; Core Damage Probability)、条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP; Conditional Containment Failure Probability)等の増分(ΔCDP 、 $\Delta CCFP$ 等、以下「リスク増分」という。)を考慮することで、経年変化に対しても適用可能な評価手法とした。評価では、現在の状態を基準として、各機器についてこれまでのリスク増分と今後のリスク増分を足し合わせた確率をリスク指標として求める手法とした(図4参照)。

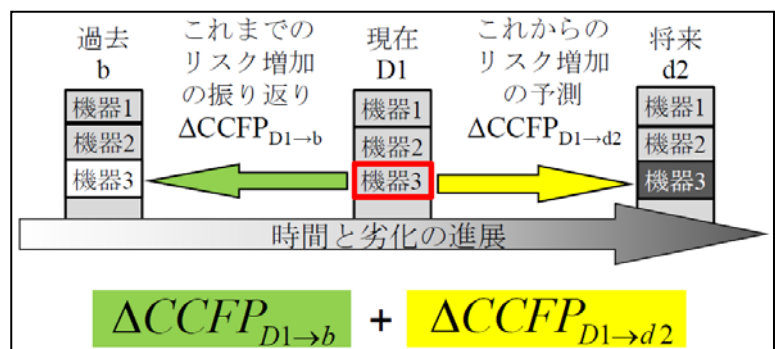


図4 リスク指標の導入イメージ
Fig.4 Risk index for system safety assessment

2.3.3 PWRに対する試解析（実施期間：平成26年度～平成27年度）

「全交流動力電源喪失」のシナリオを対象に、PWRにおける3ループプラントを代表プラントとして、2.3.2で整備した評価手法によりAMのモデルを構築した試解析を開始した。

2.4 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化

2.4.1 RPVに関する調査研究（実施期間：平成23年度～平成27年度）

炉心領域部の健全性評価で想定すべき荷重条件の検討として、熱水解析を実施し、現行手法の保守性及び荷重の不確かさに関わる知見を得た。また、耐圧機能喪失に関して、亀裂伝播停止破壊靱性を収集・分析し、ばらつきを含む評価手法の整備を進めた。

炉心領域部の健全性評価におけるPFM解析技術の活用に向けて、PFM解析コードPASCAL3（PFM analysis of Structural Components in Aging LWR（Light Water Reactor）Ver.3）により耐圧機能喪失頻度を算出するための手順を明確化し、個別のデータ及び手法の選定やその根拠の整理を進めるとともに、標準的入力データ案及び解析手法の整備を進めた。また、PASCAL3の信頼性に関して、主な確率変数と評価式等の一部について確認方法を検討するとともに、専門家の意見も踏まえて妥当性確認を進めた。また、原子炉圧力容器の健全性評価に関わるPFM解析の標準的解析要領を検討している。

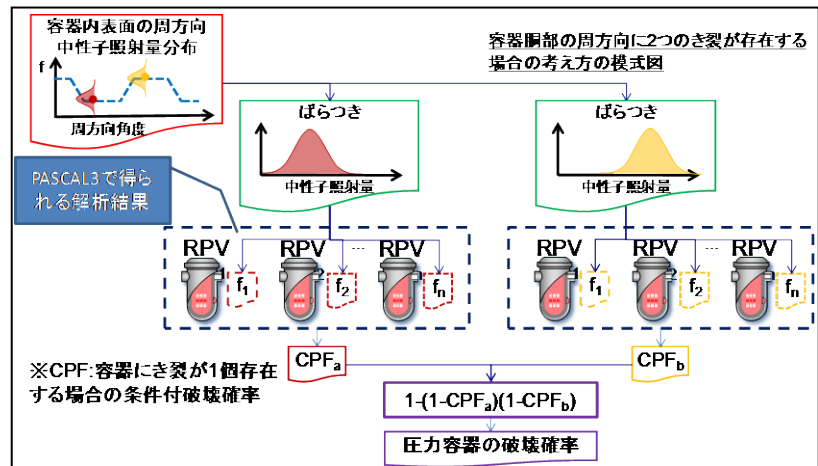


図5 RPV内の中性子照射量の分布を考慮する場合の模式図
Fig.5 Considering the distribution of neutron irradiation dose of RPV

RPV管台等の部位における一次冷却水中SCC（Primary Water Stress Corrosion Cracking、以下「PWSCC」という。）による損傷事例の調査を進めるとともに、亀裂進展評価手法の改良を行った。また、実機のPWSCCによる損傷事例等を対象に、これまでに整備したPFM評価手法による試解析を実施し、手法の高度化に向けた課題を抽出した。

2.4.2 一次系配管に関する調査研究（実施期間：平成26年度～平成27年度）

一次系配管を対象とした機能喪失確率評価に係る最新知見の調査を行うとともに、PWSCC、ニッケル基合金のSCC（Ni-based alloy Stress Corrosion Cracking、以下「NiSCC」という。）、熱時効等の重要な経年劣化事象を対象に、PASCAL-SP（PASCAL - Stress Corrosion Cracking at Welded Joints of Piping）、PASCAL-NP（PASCAL - NiSCC / PWSCC）等のPFM解析コードの機能整備を進めた。また、試解析を実施し、PFM評価手法の高度化に向け改善すべき課題を抽出した。

2.4.3 圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する調査（実施期間：平成26年度～平成27年度）

PWRを中心に、圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する最新研究の調査を行い、代表的なシナリオ及び機器を対象とした試解析を実施し、詳細検討に向けた課題を抽出した。

2.5 高経年化対策技術基盤調査

2.5.1 高経年化対策制度の技術基盤に関する調査（実施期間：平成23年度～平成27年度）

機器・構造物の経年劣化に係る評価に関する国内外の最新動向について、IAEAやOECD/NEAの高経年化対策や経年劣化に関する国際会合等に参加し、主要経年劣化事象や日常劣化管理事象を対象に、関連する運転経験、規制要件、検査監視、経年劣化予測評価、劣化緩和・補修取替、関連研究等の調査を行った。機器・構造物の経年劣化に係る評価に関して、国際機関や海外の組織では、主な取組として以下の事項を継続して実施しているか又は計画中である。また、本調査結果により本プロジェクトにおける各実施項目の必要性を再確認した。

- ・RPVの中性子照射の影響評価手法の高度化
- ・疲労寿命に及ぼす環境影響の評価
- ・PWSCCに関する亀裂検出技術の高度化・影響緩和技術の長期間有効性の検証
- ・ASRのコンクリート構造物への影響評価
- ・電気・計装設備に関する性能評価手法・長期運転での状態監視技術の評価
- ・配管減肉の測定方法や余寿命評価手法の高度化

2.5.2 運転期間延長認可制度の技術基盤に関する調査（実施期間：平成26年度～平成27年度）

機器・構造物の劣化状況の把握のための検査・点検手法に関する国内外の最新動向の調査を行った。また、延長しようとする期間における機器・構造物の劣化状況に関する調査を行った。長期間の運転に伴い考慮すべき取り組みとして、米国では、原子炉容器の照射脆化評価、PWSCCの検出・評価・影響緩和、電気ケーブルの状態監視技術、コンクリートの強度低下・性能劣化に関する経年劣化管理をあげているなど、我が国の高経年化対策と同様な取り組みに力点を置いていることが認められた。

今後、我が国の高経年化対策に関する制度の整備や安全研究に反映すべき事項があるかどうかの検討に資するため、米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission、以下「NRC」という。）における第2回目の運転認可更新（60年を超える運転）申請の動きや関連するドキュメントの整備状況の他、フランスでの第3回目の10年ごと原子炉停止時検査（VD3；La 3ème Visite Décennale）に向けた定期安全レビューに関する経年劣化事象の評価や経年劣化管理のレビューや第4回目の10年ごと原子炉停止時検査（VD4；La 4ème Visite Décennale）に向けた定期安全レビューの取組に注目していくこととした。

2.5.3 安全性向上のための評価の技術基盤に関する調査（実施期間：平成26年度～平成27年度）

安全性向上評価に係る妥当性に関する国内外の動向調査を行った。特に、PFMに関して、構造健全性評価への活用を含め、広範囲にわたる現状の活動状況の調査を行った。その結果、国内外の機関や組織では、材質劣化（熱時効等）評価にPFMが適用されていることが認められた。また、長期間運転等における検査範囲、検査頻度、欠陥検出精度等をパラメータとして、その変化が炉心損傷確率にどの程度影響するか等の評価が行われている。

表1 高経年化対策に関する国内外の主な動向（配管減肉の例）

Table 1 Current major approaches related to ageing management technical evaluation (Example of pipe wall thinning)

主な劣化事象	主な調査事項	主な内容	最近の主な動向
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	<ul style="list-style-type: none"> ・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） ・配管外面から減肉事象考慮した配管肉厚管理 ・配管分岐合流部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、減肉傾向監視等の管理方法（曲げ管の曲がり部、エルボ、ティ、レジュサ等） ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・配管減肉管理法の改良・実用化に向けた調査研究分科会で、配管減肉の国内外トラブル事例、国内外研究の最新知見及び最近国内で開発中の予測手法の性能、適用方法と課題、今後の取り組みとして、次のとおり取りまとめている。 <ul style="list-style-type: none"> - 流れ加速型腐食や液滴衝撃エロージョンによる減肉の測定方法の高度化、余寿命評価手法の高度化、保守・補修（肉盛溶接等）に関する検討。 - 配管減肉管理のための技術規格の継続的な改訂など。 ・CSNIのジョイントプロジェクトであるOECD/NEA機器運転経験損傷経年化プログラム（CODAP）のトピカルレポートで、配管減肉に関する現状知見を取りまとめている（2014年）。 ・CODAPの第2期が開始された（2015年）。

CSNI（Committee on the Safety of Nuclear Installations）；原子力施設安全委員会

CODAP（Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme）；機器運転経験損傷経年化プログラム

3. まとめ

3.1 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究

SAの環境条件に関する研究では、SA環境条件及び同条件を模擬する試験設備を検討するため国内外の技術情報の調査を行った。また、ケーブル供試体を用い、SA環境条件のうち温度条件のみを設定し模擬試験を実施した。この調査結果を基に、平成27年度以降に実施する試験案の作成を行った。一方、設計基準事故の環境条件に関する研究では、状態監視技術手法のうちBIS法、空間電荷測定法及びLIRA法で、シリコンゴムケーブルを対象としてデータの取得を行った。加えて、ACA研究で作製した劣化供試体の機器分析を行い、高分子構造の変化が電氣的・機械的特性に与える影響について検討を行った。

3.2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究

複合劣化、放射線照射及びASRによる経年劣化評価・劣化進展に伴う構造性能の低下に係るコンクリート構造物の長期健全性評価手法の構築のための調査及び各種試験を実施し、コンクリート材料の材料劣化評価及びコンクリート構造物の劣化進展に伴う構造性能の低下に係る知見を得ることができた。

3.3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究

レジリエンス指標及びリスク指標を活用することにより、機器、構造物、計装系等の設備が経年プラントのシステム安全に及ぼす影響を評価する手法を整備した。また、PWRの3ループプラントを代表プラントとして試験解析を開始した。

3.4 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化

RPVの炉心領域部の健全性評価におけるPFM解析技術の活用に向け、耐圧機能喪失頻度を算出するための手順を明確化し、個別のデータ及び手法の選定やその根拠の整理を進めるとともに、PFM解析の標準的解析要領案を取りまとめた。一次系配管を対象とした機能喪失確率評価及び圧力バウンダリ機器の事故時構造評価については、それぞれ試験解析を実施し、詳細検討に向けた課題を抽出した。

3.5 高経年化対策技術基盤調査

運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度の技術基盤並びに安全性向上のための評価の技術基盤に関する国内外の最新知見を収集した。また、これまで取得した最新知見の一部を整理、分析し、「原子力発電所の電気・計測制御設備の環境認定プログラムに関する調査報告(仮)」^(A)を取りまとめた。

4. 今後の展開

4.1 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究

これまでの成果を基に、熱・放射線による同時劣化で供用期間中の経年劣化を模擬したケーブル供試体を用いて、SA環境試験条件下でのケーブル供試体の絶縁特性試験により供試ケーブルの劣化状態を把握するとともに、ケーブルの長期健全性評価試験法に係る技術的知見を整備する。また、ケーブルの状態監視技術について、実ケーブル布設状態を模擬した熱・放射線同時劣化ケーブルで劣化位置の標定を行い、測定精度、測定距離範囲及び測定可能劣化度を調査する。合わせて、各材料の劣化特性を明確にし、劣化が高分子構造、電気的特性、機械的特性及び難燃性に与える影響を検討する。これら検討結果より、状態監視技術手法と高分子劣化現象の関連を明確にし、状態監視技術手法の適用可能な劣化度の範囲の設定に係る技術的知見を得る。

4.2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究

複合劣化の影響に関する研究については、これまでに得られた文献調査及び各種試験の成果を整理し、長期健全性評価手法を取りまとめる。放射線の影響に関する研究については、ガンマ線及び中性子線とも照射試験の実施、照射した試験体の物性試験を継続して行い、劣化メカニズムの解明及び累積照射量の制限値として参考としている目安値の妥当性を確認する。ASRの影響に関する研究については、最新知見に基づいて検討している骨材試験方法及びASR診断方法の適用性と有効性を確認する。

4.3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究

PWR及びBWRに対して経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度として注目すべき設備・機器を抽出し、個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステムの安全性に及ぼす影響について、高経年化技術評価における経年劣化事象との関係を整理する。

4.4 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化

抽出された課題に対し、検討を行い、PFM解析コードの機能整備を進める。また、ソースコードを公開しベンチマーク解析により信頼性の確認を行うとともに、PFM評価の活用方策に係る検討を行う。

4.5 高経年化対策技術基盤調査

高経年化対策基盤調査については、機器・構造物の経年劣化に係る評価に関しては、引き続き、これらの活動内容や動向に関する情報を収集する。また、原子炉その他の設備の劣化状態を把握する技術的内容の拡充を図るため、米国の認可更新及びフランスの定期安全レビューに関する情報を収集し、整理及び分析を行う。

5. 今後の成果の活用について

5.1 電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究

電気・計装設備の長期健全性評価に係る技術的知見を整備し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査に活用する。

5.2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究

コンクリート構造物の長期健全性評価に係る技術的知見を整備し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査に活用する。

5.3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究

経年プラント全体の体系的な安全性を評価する手法の検討及び試解析を通じて取得した技術的知見をデータベースへ反映し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査時の妥当性確認に係る技術的知見として活用する。

5.4 原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化

経年プラントのRPV及び一次系配管について、考慮すべき経年劣化事象を整理し、各機器の機能喪失確率評価手法を検討した技術的知見をデータベースへ反映し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査時の妥当性確認に係る技術的知見として活用する。

5.5 高経年化対策技術基盤調査

国内外における最新知見の収集及び調査で得られた技術基盤情報をデータベースへ反映し、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査時の妥当性確認に係る技術的知見として活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

なし

6.5 その他

- (B) (独)原子力安全基盤機構、原子力用コンクリートの反応性骨材の評価方法の提案、JNES-RE-2013-2050、平成26年2月

文 献

- 1) (独)原子力安全基盤機構、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価、JNES-RE-2011-0002、平成23年9月
- 2) 原子力安全・保安院、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について、平成24年3月
- 3) 原子力規制委員会、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第52条及び58条、平成25年6月19日原子力規制委員会決定
- 4) 日立GEニュークリア・エナジー株式会社・株式会社東芝・三菱重工業株式会社、過酷事故用計装システムに関する研究(フェーズI)研究成果について、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「過酷事故用計装システムに関する研究」、平成24年6月
- 5) IAEA、Assessing and Managing Cable Ageing in Nuclear Power Plants、No.NP-T-3.6、2012
- 6) Sandia National Laboratories、Nuclear Power Plants Cable Materials: Review of Qualification and Currently Available Aging Data for Margin Assessment in Cable Performance、2013
- 7) (独)原子力安全基盤機構、原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(p256表5-3)、JNES-SS-0903、2009年
- 8) 原子力規制委員会、実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド、原規技発第13061915号、平成25年6月19日

(A17) 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

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 23 年度～平成 27 年度）

本研究では、平成 23 年から平成 27 年にかけて原子力施設における火災防護規制の高度化を目的に、対策の有効性を定量的に評価する手法の整備及び火災試験データの取得並びに東北電力女川原子力発電所で発生したような高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明を行う。さらに、国内外の火災防護情報の収集・分析による最新知見や火災影響評価結果に基づいて、火災防護規制への意思決定情報の提供、火災防護に係る審査基準等の作成支援業務等を行う。平成 23 年度～平成 26 年度にかけては、以下に示す区分で研究プロジェクトを推進した。

① 火災防護に係る審査のための基準類の整備

平成 25 年度に火災防護に係る新規制基準及び火災影響評価ガイドが策定された。本研究では、平成 24 年度までに実施してきた国内外の基準類の調査・検討及び安全研究の成果を活用して、上記の火災防護に係る新規制基準（案）及び火災影響評価ガイド（案）を作成した。

② 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備

OECD (Organization for Economic Co-operation and Development ; 欧州経済協力開発機構) / NEA (Nuclear Energy Agency ; 原子力機関) のマルチルーム火災試験 (PRISME/PRISME2) を対象に、火災解析コード FDS (Fire Dynamics Simulator) の妥当性確認を行うなどして、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備した。

③ 火災試験データの取得等

原子力施設における対象可燃物の発熱速度及び輻射熱、想定シナリオに基づく火災影響等のデータ、高エネルギーアーク (High Energy Arcing Fault ; HEAF) 事象における電気盤（電源盤、配電盤等及びモーターコントロールセンタ）のアーク火災に関するデータ等を取得した。特に、電気盤の HEAF 事象については、アークに起因する火災の発生に必要なアークエネルギー値の目安を得た。

④ 火災防護情報の収集・分析のための国際共同研究プロジェクトの参画等

OECD/NEA の火災事象情報交換 (FIRE) プロジェクトに参画し、国際的な原子力施設の火災事例情報等を入手した。また、仏国 IRSN 及び米国 NRC と定期的なワークショップを開催し、両国の火災防護対策に係る最新情報を入手した。特に適合性審査における懸案事項であったケーブルの系統分離方法、格納容器内の火災対策、中央制御室における火災対策等については、米国 NRC より審査の情報を入手後、適合性審査で活用された。

2. 平成 26 年度までの主要成果**2.1 火災防護に係る審査のための基準類の整備**

原子力発電所の火災防護に係る規制に関しては、新規制基準の施行前は、火災の発生防止、火災の検知・消火及び火災の影響の軽減を組み合わせた火災防護対策が求められていた。平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、従来の火災防護対策に加え、新たに“(原子炉を) 止める、冷やす、閉じ込める”機能（以下、「安全機能」という。）を維持するための火災防護対策を事業者に求めるように改定された。本プロジェクトでは、深層防護の観点から、それぞれの対策に応じた火災防護に係る新規制基準及び火災影響評価ガイドの案を作成した。

2.1.1 火災防護に係る審査基準及び影響評価ガイドの整備

表 1 に火災防護の各基準類と関連安全研究について示す。行政手続法の審査基準に該当するものとして、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がある。また、基準に関するものとして、原子力発電

所の内部火災影響評価ガイド及び外部火災影響評価ガイドがある。これら基準類の案を、平成 24 年度までに実施してきた国内外の基準類の調査・検討及び安全研究の成果を活用して作成した。

図 1 に内部火災対策とガイド類の関係を示す。審査基準（規制要求事項）としては、基本設計段階と詳細設計段階があるが、基本設計段階と詳細設計段階を分けず一貫して審査ができるようにガイド類（案）を作成した。また、詳細設計段階では、火災影響評価結果に基づく火災防護対策の有効性を評価する内容とした。

表 1 火災防護の各基準類と関連安全研究

Table 1 Fire protection guidelines/guides and related safety research

基準類	関連安全研究
内規:(行政手続法の審査基準に該当するもの)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 国内外の火災防護基準類の調査・検討(米国、IAEA等世界標準の考え方の導入) ■ 火災防護計画の調査・検討
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	<ul style="list-style-type: none"> ■ 火災影響(ハザード)評価手法の整備 ■ ケーブル類等の燃焼性状データの取得 <p>→上記に基づく基準案の提示</p>
内規:(基準に関するもの)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 火災ハザード解析手法の整備 ■ 実験による火災防護評価データの収集と整備
内部火災影響評価ガイド	<ul style="list-style-type: none"> ■ 火災解析モデル整備と検証 <p>→上記に基づくガイド案の提示</p>
内規:(基準に関するもの)	<ul style="list-style-type: none"> ■ IAEAガイド等に基づく外部火災ハザードの同定
外部火災影響評価ガイド	<ul style="list-style-type: none"> ■ 外部火災評価手法の導入・整備 ■ 福島第一発電所周辺の森林火災の評価 <p>→上記に基づくガイド案の提示</p>

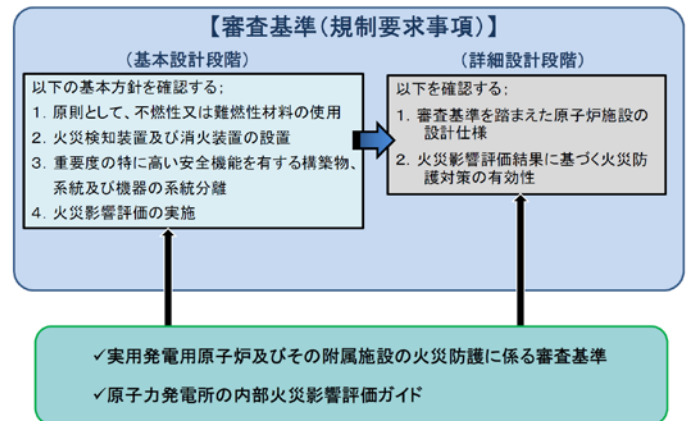


図 1 内部火災対策とガイド類の関係

Fig.1 Relationship of internal fire protection measures and guideline/guide

2.1.2 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド

平成 24 年度に整備した火災ハザード解析手法をもとに原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(案)を作成した。本評価ガイドは原子力発電所の原子炉施設又はその附属設備において、火災により、安全機能が喪失することのないように、適切な防護対策が施されているか否かを確認するための手順を示したものである。図 2 に内部火災影響評価の手順を示す。

以下に、評価手順を示す。

(1) 火災区域/火災区画の設定

火災影響評価の対象となる建屋を、火災区域に分割し、さらに必要に応じて火災区画に細分化する。火災区域は、耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域(部屋)である。火災区画は全周囲を耐火壁で囲まれている必要は必ずしもなく、隔壁や扉の配置状況を目安に設定する。

(2) 情報及びデータの収集、整理

情報及びデータの収集、整理として火災区域/区画内の可燃性物質、機器、ケーブル、隣接区域(区画)との関係等の火災区域(区画)の特徴を示す「火災区域(区画)特性表」を作成する。

(3) スクリーニング

火災による影響評価を効率的に実施するため、火災区域ごとに、全可燃性物質の燃焼、全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止、低温停止に影響が及ばない火災区域を除外(スクリーンアウト)する。

(4) 火災伝播評価

スクリーンアウトされない火災区域を対象に、当該火災区域を構成する火災区画における個別の可燃性物質の発火の可能性を想定し、他の火災区画への影響を評価し、原子炉の安全停止に対する影響の有無を確認する。影響が及ぶ場合は、火災防護対策の強化が必要になる。

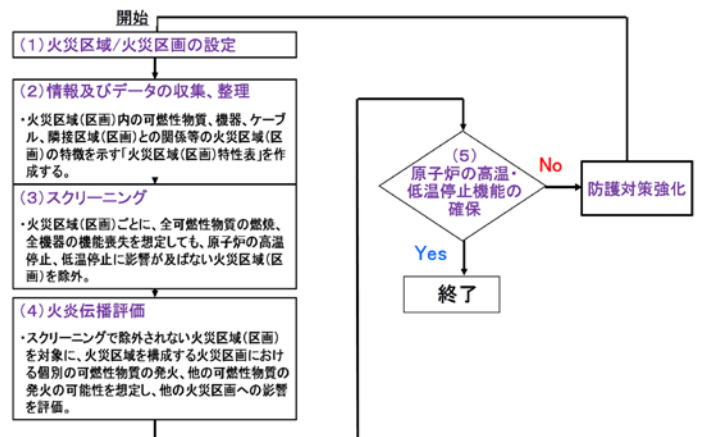


図 2 内部火災影響評価の手順

Fig.2 Procedure of internal fire hazard evaluation

(5) 原子炉の高温・低温停止機能の確保の判断

対象火災区域及び伝播先の火災区域内の火災の影響により、原子炉の高温・低温停止機能の確保が出来ない場合は火災防護対策を強化して、再度、内部火災の影響評価を実施する。原子炉の高温・低温停止機能の確保が出来る場合は内部火災の影響評価を終了する。

2.1.3 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド

平成 24 年度に調査した IAEA ガイド等を参考に原子力発電所の施設外のハザードを抽出し、それらの火災ハザードに対応した評価手法をもとに原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（案）を作成した。外部火災は、原子力発電所の敷地外の火災及び敷地内であっても内部火災影響評価ガイドに包括されない敷地内タンク火災などを対象にした。原子力発電所の外部火災としては、主に、森林火災、近隣の産業施設（石油コンビナート等）、発電所敷地への航空機の墜落及び敷地内のタンク火災がある。本評価ガイドは、外部火災が原子炉施設へ迫った場合でも安全機能を有する構築物、系統及び機器を内包する原子炉施設に影響を及ぼさないように、適切な防護対策が施されているか否かの評価を定量的に行うための手順を示すものである。

図 3 に外部火災影響評価の手順を示す。

以下に、評価項目を示す。

①耐火性能

原子炉施設が十分な防火機能を有すること。

②防火帯、危険距離、危険限界距離

想定火災に対し、原子力施設が十分に離隔されていること。

③二次的影響に対する防護対策

二次的影響に対する防護対策が考慮されていること。

本評価ガイドにおいて、森林火災に対する評価項目は、①耐火性能、②防火帯、危険距離、③二次的影響に対する防護対策である。近隣の産業施設に対する評価項目は、①耐火性能、②危険距離、危険限界距離、③二次的影響に対する防護対策である。発電所敷地への航空機の墜落に対する評価項目は、①耐火性能、③二次的影響に対する防護対策である。

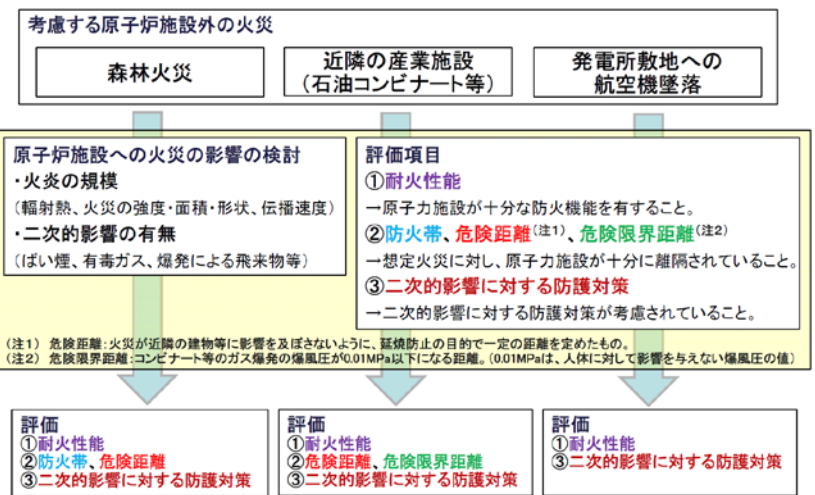


図 3 外部火災影響評価の手順

Fig. 3 Procedure of external fire hazard evaluation

2.1.4 核燃料施設の火災防護に係わる審査基準

核燃料施設の火災防護に係わる基準類について、平成 24 年度の核燃料施設火災防護ガイドライン作成後、新規規制基準の策定に先立ち、事前に核燃料施設の内部火災影響評価ガイド(案)、核燃料施設の火災防護検査手順書(案)及び再処理施設に関する火災防護計画(案)を作成した。しかしながら、核燃料施設に関しては、施設数も限られており、特徴も異なることから、個々の審査で個別に対応することになり、基準・ガイド類は特に策定はされなかった。なお、原子炉施設、核燃料施設について共通する一般火災については、原子炉施設の新規制基準・ガイド類が核燃料施設の審査において参考とされている。

2.2 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備

OECD/NEA PRISME2 プロジェクト試験の結果を用い FDS コードの妥当性確認を行い、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備した。妥当性確認に用いる試験としては、換気空調系と開口部でつながった複数の部屋での火災試験のうちの電気盤を火災源とした試験を選定した。図 4 に示すように三つの部屋と通路からなる試験体系を計算格子幅 10cm でモデル化した。計算格子数は全部で約 70 万である。通路 (Corridor) と Room01 に入りが一つずつ、Room03 に出口が一つ設置されている換気空調系は FDS コードの空調モデルで模擬した (図 5)。また、試験体系から外部へのガスの漏えいもモデル化した。FDS コードの入力とした熱放出率(HRR)は火災源である電気盤の前面部に設定した (図 6)。これは、これまで国内外で実施された数多くの火災試験解析で HRR が計算結

果に最も大きな影響を与えることが分かっており、試験で得られた電気盤火災のHRRを解析コードの入力としたためである。

燃焼室(図4中のRoom02) 雰囲気圧力、温度及び酸素濃度の時間変化並びに燃焼室と隣接室(図4中のRoom01)との間のドアを流れるガス流速の垂直分布の計算結果及び試験結果を図7にそれぞれ示す。空調ダンパー閉止後の燃焼室の圧力上昇並びに燃焼室の上部、中部及び下部の雰囲気温度挙動は試験結果と良く一致していることが分かる。燃焼室の酸素濃度に関しては部屋下部の酸素濃度の減少速度がやや過小評価ではあるが、それ以外の濃度は良く一致している。最後に開口部でのガス流速分布は、開口部上方で負(高温の燃焼ガスが燃焼室から隣接室へ)、下方で正(低温の隣接室雰囲気ガスが隣接室から燃焼室へ)となっており、試験値と良く一致している。以上、換気空調系と開口部でつながった四つの部屋の一つで発生した電気盤火災の影響として、燃焼室の圧力挙動、雰囲気温度分布、酸素濃度分布及び開口部でのガスの流れといった3次元的な挙動をFDSコードは良く再現しており、コードの妥当性が確認された。

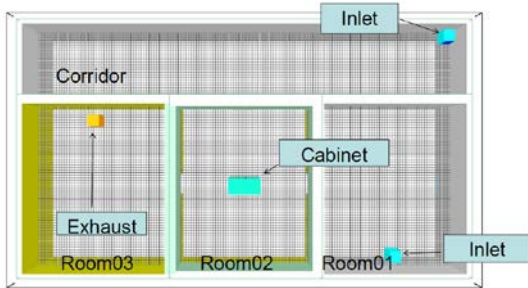


図4 施設のFDSコードによるモデル化
Fig.4 Modeling of facilities for FDS

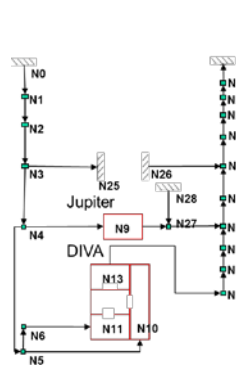


図5 FDSコードの空調モデル図
Fig.5 Air conditioning model of FDS

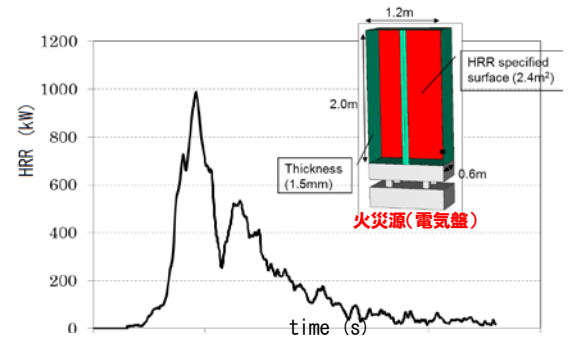


図6 熱放出率と火災源
Fig.6 Heat release rate and fire source

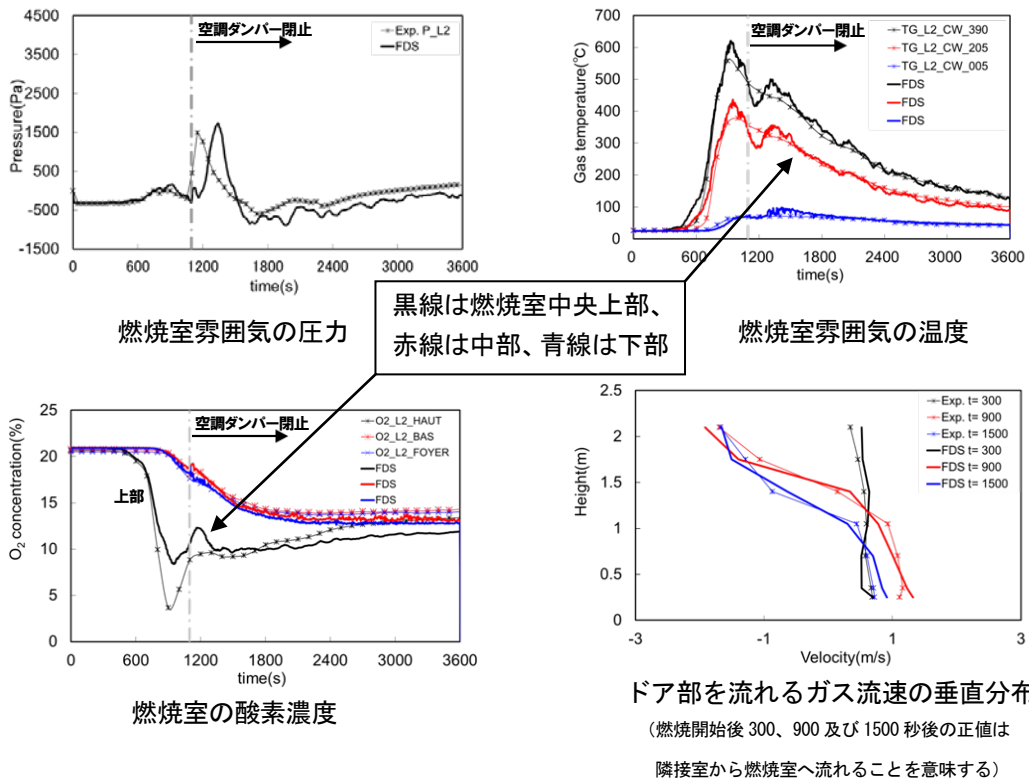


図7 計算結果と試験結果との比較
Fig.7 Comparison between calculation results and tests

今回の計算では試験で得られた電気盤火災のHRRを解析コードの入力としたが、HRRは同じ火災源でも部屋の形状や換気空調系の運転状況などに強く影響を受けるため、実機プラントでの火災解析に必要なHRRは必ずしも事前に与えられるわけではない。したがって、入力データとしてのHRRを必要としないFDSコードの燃焼モデルの妥当性確認が今後必要であると考えられる。

2.3 火災試験データの取得等

火災データハンドブックとして取りまとめるため原子力発電所における対象可燃物（ケーブル、油及び電気盤）の発熱速度及び輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータ、高エネルギーアーク事象における電気盤の二次的火災に関するデータ等を取得した（表2）。

表2 原子力発電所における対象可燃物と取得データ

Table 2 Target flammables in a nuclear power plant and acquisition data

対象可燃物	取得データ	発熱速度	輻射熱	周囲温度	二次的火災
ケーブル		○	○	○	-
油		○	○	○	-
電気盤(HEAF)		○	○	○	○

2.3.1 ケーブル火災試験

図8にケーブル火災試験における中規模カロリメータ試験の様子を、図9にコーンカロリメータ試験の様子をそれぞれ示す。中規模カロリメータ試験は米国材料試験協会 ASTM (American Society of Testing Material) 1623、また、コーンカロリメータ試験は ASTM D 6113 に基づいて、原子炉施設用動力ケーブル、多芯の制御ケーブル及び計装ケーブルの火災試験を実施し、発熱速度、質量減少率等を測定した。取得したデータは、ケーブル火災に対する火災防護対策の妥当性を判断するために活用される。

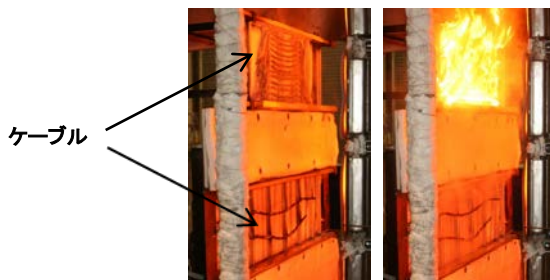


図8. 中規模カロリメータ試験
Fig.8 Intermediate scale calorimeter test



図9. コーンカロリメータ試験
Fig.9 Cone calorimeter test

2.3.2 HEAF 試験

HEAF 試験の概要を図10に示す。HEAF 試験は、東北地方太平洋沖地震において女川原子力発電所で発生した HEAF 事象を再現し電源盤の延焼メカニズムを解明すること、及び一般的な HEAF 事象を把握するために実施した。なお、女川原子力発電所の HEAF 事象では、電源盤内が大きく損傷するとともに盤内及び盤外のケーブルなどの可燃物が延焼し、大規模な火災が発生した。

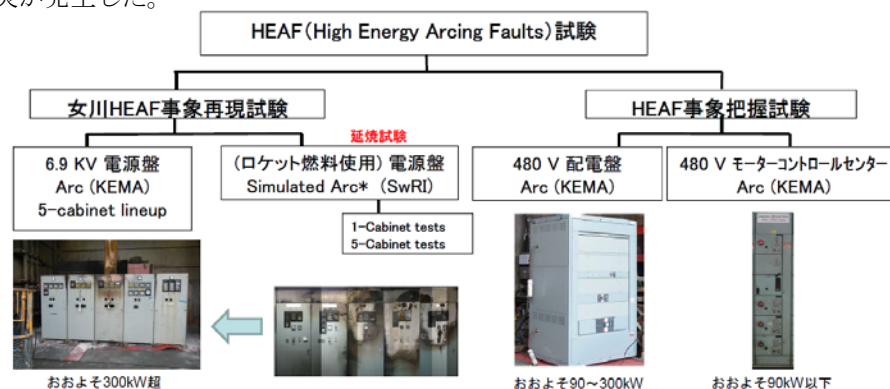


図10. HEAF 試験の概要
Fig.10 Outline of HEAF tests

HEAF 試験に用いた回路を図 11 に示す。図中の TD の部分が電気盤に相当する。アークは、電気盤内の三相短絡によって発生させた。

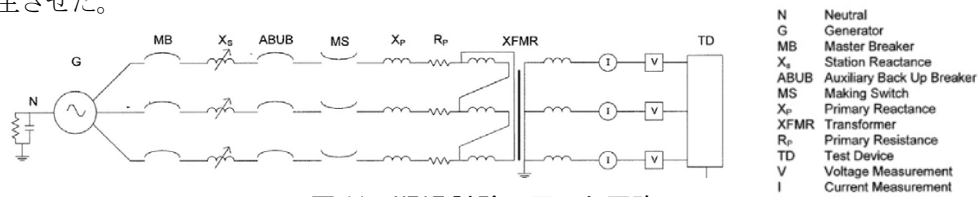


図 11. HEAF 試験に用いた回路
Fig.11 Circuit for the HEAF test

(1) 配電盤のアーク試験

原子力施設で使用されている配電盤の短絡時の知見を得るために配電盤のアーク試験を、IEEE(Institute of Electrical and Electronics Engineers)C37.20.7に基づいて実施した。試験の様子を図 12 及び 13 に示す。配電盤内の母線において電圧 480V 及び短絡電流 52.3kA の印加条件でアークを発生させた結果、アークは盤内に納まりきれず一部盤外へ漏えいした。3 回試験を実施した結果アーク火災が 2 回起こった。配電盤のアーク火災が起こるかどうかについては、発生するアークエネルギーの値に依存した。本 HEAF 試験で用いた配電盤の場合、火災が起こるアークエネルギーのしきい値は 25.3~26.9MJ の間に存在することが示唆された。



図 12. 試験前の配電盤
Fig.12 Distribution Panel before arc test



図 13. 配電盤のアーク試験
Fig.13 Arc test status of Distribution Panel

(2) モータコントロールセンター(MCC)のアーク試験

原子力施設で使用されている MCC の短絡時の知見を得るために MCC のアーク試験を実施した。試験の様子を図 14 及び図 15 に示す。MCC 内の母線において電圧 480V 及び短絡電流 63.5kA の印加条件でアークを発生させた。試験直後、爆音とともにアーク光が MCC を包み、直後に MCC 内部の圧力が急上昇しアークが外部に噴出した。アーク噴出後、大量の金属蒸気等が発生した。アーク及び金属蒸気等は、試験セル内 (縦 7m×横 5.5m) の全域に広がった。

試験を 4 回実施したが、本 HEAF 試験の標準のアーク発生時間である 2 秒間継続して短絡 (アーク発生) させることはできなかった。試験に用いた MCC の母線が、発生したアークの衝撃に耐えられず、破損したことが原因であると考えられる。また、配電盤のアーク試験とは異なり、MCC のアーク火災は起こらなかった。火災が起こらなかった理由として、アーク発生の時間が短かったこと、試験に使用した MCC の構造強度が弱くアークが MCC 内から外部へ噴出したために火災が起こるほど MCC 内の温度が高くならなかったこと等が考えられる。

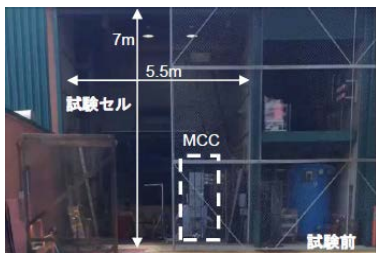


図 14. 試験前の MCC
Fig.14 MCC before arc test

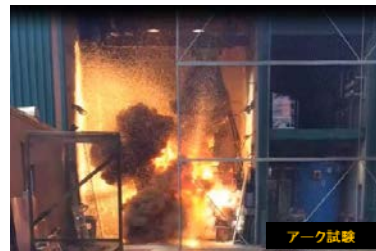


図 15. MCC のアーク試験
Fig.15 Arc test status of MCC

(3) 高圧電源盤のアーク試験

東北電力女川原子力発電所で発生した高圧電源盤のアーカ火災を再現するために、5連の高圧電源盤のアーカ試験を実施した。試験の様子を図 16 及び 17 に示す。高圧電源盤内の母線において電圧 7.1kV 及び短絡電流 24kA の印加条件でアーカを発生させた直後、アーカは盤内に納まりきれず一部盤外へ漏洩した。また、大量のばい煙が発生した後にアーカ火災が起こった。鎮火後に盤内を調査した結果、難燃/非難燃のケーブル及びびりレー等の可燃性部品だけではなく、盤上の垂直トレイの中にある難燃ケーブルも延焼していた。また、二次的 fire に加え盤内のアーカ発生箇所周辺が大きく損傷するなど、女川原子力発電所での HEAF 事象と類似の状況が再現できた。



図 16. 試験前の高圧電源盤

Fig. 16 Metal-Clad Switch Gear before arc test



図 17. 高圧電源盤のアーカ試験

Fig. 17 Arc test status of Metal-Clad Switch Gear

(4) アーク発生時間とアークエネルギーの関係

図 18 に示すように電気設備、印加電圧及び短絡電流が異なっても、アーク発生時間とアークエネルギーとの間に直線的な関係が認められた。したがって、アーク発生時間を短くしアークエネルギーを小さくすることでアーク火災を抑制できる可能性があると考えられる。

設計基準において HEAF 事象後のアーク火災を抑制する火災防護対策としては、電気設備の保護回路の起動時間（短絡時にアークが発生する時間）の最小化が有効と考えられる。一方、女川原子力発電所で確認されている地震・余震による複数回の短絡あるいは開閉器等の不具合で短絡時間が長くなる等の設計基準を超える様な HEAF 事象に関しては別途火災防護対策を検討する必要があると考えられる。

(5) 高圧電源盤の延焼試験

女川原子力発電所で発生した高圧電源盤火災の延焼状況を模擬するために、ロケット燃料(固体の燃料と酸化剤を混練した燃料)を用いてアークの熱発生を再現した 5 連の高圧電源盤の延焼試験を実施した。

図 19 には試験前の高圧電源盤を、図 20 には試験中の高圧電源盤をそれぞれ示す。試験結果から、高圧電源盤内の気密性が高まるほど、隣接する高圧電源盤への延焼が激しくなることが分かった。

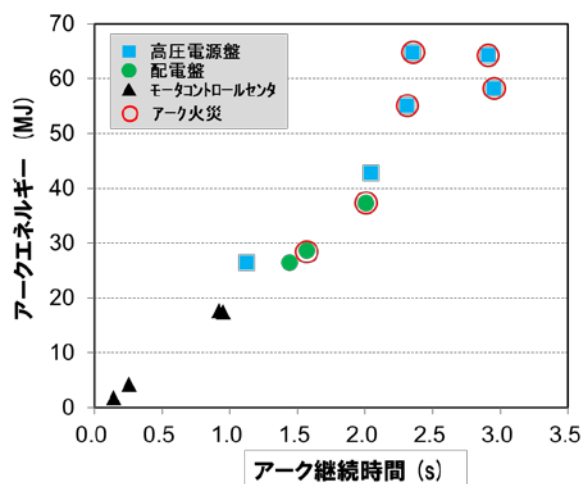


図 18. アーク発生時間とアークエネルギーの関係
Fig. 18 Relation between the arc duration time and the arc energy



図 19 試験前の高圧電源盤

Fig. 19 Metal-Clad Switch Gear before burned test



図 20 高圧電源盤の延焼試験

Fig. 20 Burned test status of Metal-Clad Switch Gear

(6) 東北電力(株)女川原子力発電所で発生したような高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明

高圧電源盤の延焼試験結果を FDS コードで解析し、高圧電源盤の延焼状況を評価する手法を整備した。まず、ロケット燃料を用いた高圧電源盤の火災伝播試験を対象とした火災伝播解析により高圧電源盤の火災伝播モデルを検討した上で、高圧電源盤の HEAF 事象の評価モデルを検討した。

a. 高圧電源盤火災伝播モデルの検討

5連の高圧電源盤の延焼試験を対象に火災伝播解析モデル(図 21)を作成し、試験で得られた発熱条件(図 22)を境界条件として FDS コードを用いて解析した結果、FDS コードで高圧電源盤内のケーブル等を詳細にモデル化すれば、高圧電源盤内のケーブル等の燃焼状態を再現することが可能であることが分かった。

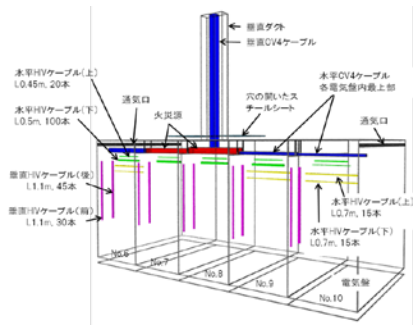


図 21 高圧電源盤の解析モデル

Fig. 21 Metal-Clad Switch Gear analysis model

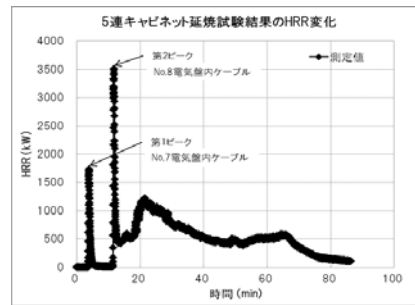


図 22 高圧電源盤解析の HRR

Fig. 22 HRR of the Metal-Clad Switch Gear analysis

b. 高圧電源盤アーク現象評価モデルの検討

a. で検討した解析モデルを用いて高圧電源盤のアーク現象のモデル化が可能か検討を行った。アーク試験における HRR の測定データでは、3 秒間で 58.2MJ のエネルギーが得られている。FDS コードの解析パラメータである Radiative ファクター (Ra F; 火災の熱が周囲の物体に伝わる割合を示す定数) を 0.35~0.90 の間で感度解析した結果、Ra F 0.6 とした場合に全ての高圧電源盤内のケーブルが燃焼するとともにアーク試験で得られた高圧電源盤内のケーブル燃焼状態が模擬できた (図 22)。したがって、FDS コードの Ra F を 0.6 に設定すれば、高圧電源盤内のケーブルの燃焼状態を評価することが可能であると考えられる。

女川原子力発電所で発生した高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明のため、FDS コードを用いて電源盤内のケーブルの延焼状況及び所定エリア内での火災のシミュレーション解析を実施した (図 23)。本シミュレーション解析では、アークに起因する二次的 fire を FDS コードで評価する際の知見を数多く得ることができた。

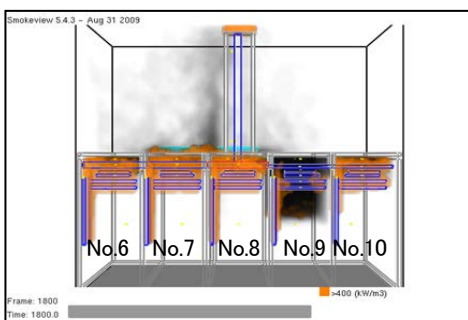


図 23. Ra F=0.6 での熱放出分布図

Fig. 23 Heat release distribution at Ra F=0.6

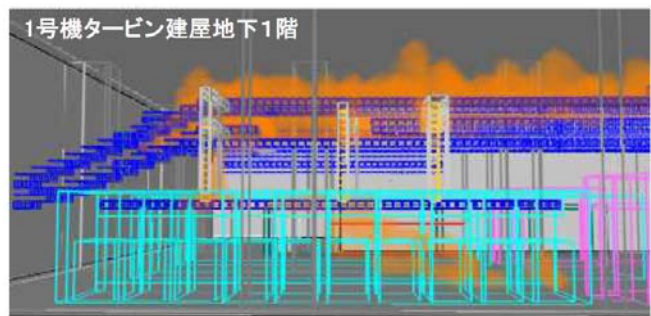


図 24 女川原子力発電所の火災事象のシミュレーション

Fig. 24 Simulation of the Onagawa NPP Fire event

3. まとめ

本研究では、①平成 24 年度までに実施してきた国内外の基準類の調査・検討及び安全研究の成果を活用して、火災防護に係る新規制基準(案)及び火災影響評価ガイド(案)を作成した。②マルチルーム火災試験を対象に、FDS コードの妥当性確認を行うなどして、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法を整備した。③原子力

施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく火災影響等のデータ、高エネルギーアーク事象における電気盤のアーク火災に関するデータ等を取得した。

4. 今後の展開

平成 27 年度は、平成 26 年度までの研究成果を NRA 技術報告書として纏めるとともに引き続き①火災防護に係る新規制基準及び火災影響評価ガイドの改訂の検討を行う。②火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備を行う。③原子力施設の対象可燃物等の火災試験データを取得する。④火災防護対策の高度化に取り組むために国内外の火災防護に係る最新知見等を調査する。⑤国際共同研究プロジェクトに参画するとともに仏国 IRSN 及び米国 NRC と定期的なワークショップ等を開催し、国際的な火災防護対策に係る最新情報を入手する。

5. 今後の成果の活用について

5.1 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備

整備した評価手法を用い、典型的な火災発生シナリオに基づき実機評価の試行を行う。また、HRR は同じ火災源でも部屋の形状や換気空調系の運転状況などに強く影響を受けるため、実機プラントでの火災解析に必要な HRR は必ずしも事前に与えられるわけではないため、入力データとしての HRR を必要としない FDS コードの燃焼モデルの妥当性について検討を行う。

5.2 火災試験データの取得等

取得した国内の可燃物試験データを米国等の海外データと比較し、安全評価への適用性を検討した上で米国等の既存のデータに加えて、評価用データベースの拡充を図るとともに FDS コード等の入力データとして活用する。

5.3 国内外の火災防護情報の収集・分析

決定論ベースの評価における米国での課題（安全停止回路解析、運転員マニュアルアクション（OMA）等）に対する米国の動向を調査し、性能規定ベースの評価手法の検討を継続する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

(A) Clogging of the HEPA Filter by Soot at the Fire Event in the Nuclear Fuel Cycle Facilities, Nuclear Technology, Vo. 187, p57-68 (2014).

6.4 学会発表

(B) 原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (1) 原子力施設火災防護対策の高度化に係わる安全研究の取り組み 原子力学会 2011 秋の大会 2011 年 9 月

(C) 原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (2) 火災ハザード解析手法の整備 原子力学界 2011 秋の大会 2011 年 9 月

(D) 原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (8) ケーブル火災試験データによるケーブル温度予測式の評価 原子力学会 2012 秋の大会 2012 年 9 月

(E) 原子力施設火災防護対策の高度化 副題名 (9) 福島第一原子力プラント周辺の想定林野火災の延焼評価 原子力学界 2011 秋の大会 2012 年 9 月

(F) 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 2013 年 9 月

(G) 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 2013 年 9 月

(H) 火災伝播及び影響評価手法の高度化(1)火災試験と火災伝播解析コードを用いた火災力学式の検証 原子力学
会 2014 秋の大会 2014 年 9 月

6.5 その他

(I) (独) 原子力安全基盤機構、福島第一原子力発電所への林野火災に関する影響評価, JNES-RC-Report Series
JNES-RC-2012-002、2012 年 6 月

(J) NRC/JNES 火災防護安全研究ワークショップ米国にて実施、2012 年 6 月 11, 12 日

(K) 米国 EPRI Fire Protection information forum にて女川高圧電源盤火災事象と JNES 高圧アーク火災試験計
画を発表、2012 年 9 月 11, 12 日

(L) 仏国 IRSN/JNES 火災防護安全研究ワークショップ東京にて実施、2012 年 10 月 24, 25, 25 日

(M) 米国 KEMA 研究所にて JNES/NRC/EPRI/SNL/NIST/SWRI 他との高圧アーク火災試験評価にて JNES 主催のワークシ
ョップ開催、2013 年 1 月 31 日

(N) ORCD/NEA 第 4 回 PRISME2 解析ワーキンググループ会合 (仏国) にて “Validation of FDS on PRISME2 Integral
Tests 6 and 4” と題する研究成果を報告、2013 年 5 月 22 日

(O) 米国 KEMA 研究所にて JNES/NRC/EPRI/SNL/NIST/SWRI 他との高圧電源盤アーク火災試験評について JNES 主催の
ワークショップ開催、2013 年 6 月 20 日

(P) 仏国 IRSN/JNES 火災防護安全研究ワークショップ (仏国) にて日本の火災防護の新規制基準及び火災防護の
研究活動について報告、2013 年 10 月 14-17 日

(Q) ORCD/NEA 第 4 回 PRISME2 解析ワーキンググループ会合 (仏国) にて “Simulation of PRISME2 CFS tests with
FDS” と題する研究成果を報告、2013 年 11 月 5 日

(R) IRSN と NRA との火災安全研究に関するワークショップを東京にて開催、研究協力に係るアクションプログラ
ムを作成、2014 年 10 月 20~22 日

(B01) シビアアクシデント試験と国産解析コード開発

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

2011 年 3 月 11 日に福島第一原子力発電所において発生した重大事故¹の教訓を踏まえ、原子力規制委員会では、既存の原子力施設に対して、新規規制基準及び実用発電用原子炉施設の安全性向上評価等の新たな規制を開始した。事業者が行う重大事故対策の有効性評価の妥当性を確認するためには、重大事故に係る最新の技術的知見を整備し、継続的に規制に反映していく必要がある。また、国内外の最新の技術的知見等をタイムリーに解析コードに反映し、規制の高度化に活用していくためには、国産シビアアクシデントコード（以下「国産 SA コード」という。）等の解析ツールを開発する必要がある。

こうした背景から、本プロジェクトにより以下の 3 項目に選定されるテーマについて実験・整備・開発を行う。

- ① 短期的に必要な実験的知見：スクラビング個別効果実験、格納容器ベント評価実験、海水注入影響評価実験、ヨウ素挙動評価実験
- ② 中長期的に必要な実験的知見：炉心損傷初期過程、熔融デブリ形成過程挙動、熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性
- ③ 事故進展を俯瞰するための国産総合シビアアクシデント（Severe Accident、以下「SA」という。）コード、これを詳細に分析するための国産詳細 SA コードの開発、個別 SA 現象の整備・開発

短期的に必要な実験的知見として、平成 24 年度には格納容器ベント評価実験及び海水注入影響評価実験を、平成 26 年度にはスクラビング個別効果実験を開始し、計画に沿って実施している。ヨウ素挙動評価実験については、平成 24 年度から平成 25 年度にかけて実験を実施し、平成 26 年度にはその実験結果を評価した。

中長期的に必要な実験的知見においては、新規規制基準に沿って申請された重大事故対策に即して、解明すべき現象を検討した。炉心損傷初期過程については、冷却材喪失事故時の再冠水急冷時の冷却可能形状維持性能に関連する燃料ペレット破碎・再配置・放出事象等について、平成 26 年度から「(A09) 事故時燃料冷却性評価に関する研究」で行うこととした。熔融デブリ形成過程挙動については、炉心損傷・熔融進展現象に係る実験を検討した結果、事業者が適用する加圧水型炉（Pressurized Water Reactor、以下「PWR」という。）のキャビティ注水や、沸騰水型炉（Boiling Water Reactor、以下「BWR」という。）のペダスタル注水の観点から、熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性に係る実験的知見の優先度が高いと判断し、平成 26 年度から同実験の実施に向けた検討を開始した。

国産総合 SA コードの開発においては、熱流動部及び熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性に相当する部分の開発を行っている。また、国産詳細 SA コードの開発においては、炉心損傷・熔融進展機構論に相当する部分の開発を進めている。

さらに、福島第一原子力発電所詳細プラントデータの基づく事故分析については、平成 24 年度から平成 26 年度までに、OECD/NEA /CSNI（Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency/Committee on the Safety of Nuclear Installations：経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会）の国際プロジェクトに参加し、事故分析の基本的な解析を行った。熔融燃料－冷却材相互作用及び熔融炉心－コンクリート相互作用に関するモデルの課題の検討及びデータ調査においては、最新の実験的知見及び国産コードによる解析的知見を蓄積した。さらに、重大事故時における放射性物質の環境への影響評価手法の高度化に資する解析的取組を行った。

¹ 本調査票では、新規規制基準に合わせて“シビアアクシデント”を“重大事故”と表記する。また、シビアアクシデントコード等、組み合わせて用語として定着している場合には、従来の表記を維持する。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備

2.1.1 スクラビング個別効果実験

プール水中のスクラビング現象は、BWR の重大事故におけるウェットウェルからの格納容器ベントや、PWR の蒸気発生器中の細管破断等において、放射性物質の除去メカニズムとして重要である。重大事故時には、プール水が減圧により沸騰する可能性があり、更にプールへ大量の非凝縮性ガスが流入することが考えられる。しかしながら、このような条件下でのエアロゾル挙動及び二相流挙動、更には双方の詳細な相互関係についての知見が不十分である。そこで、本実験では、スクラビング時に生じる現象を個別に分離した実験を段階的に実施し、気泡とエアロゾル挙動の相互関係を詳細に調べ、放射性物質の除去効果を定量的に評価するための基礎データを取得した。本実験は、後述の格納容器ベント実験と相補的に計画・実施する。

平成 26 年度には、単一気泡を用いて、気泡内エアロゾル挙動の可視化実験を行った。図 1 に実験装置の概略図を示す。エアロゾルを含んだガス気泡をプール水中に発生させ、その気泡が液面まで上昇する過程での気泡内のエアロゾル挙動を可視化した。可視化用カメラ及びビレーザシートを気泡と同じ速度で上昇させることによって、当該気泡内のエアロゾル挙動を計測した。図 2 に示すように、ノズルから発生する気泡内で、エアロゾルがガス流によって気泡内を上昇し、気泡表面へ到達する様子を観測できた。これにより、今後の現象解明に適用する可視化技術に見通しを得た。

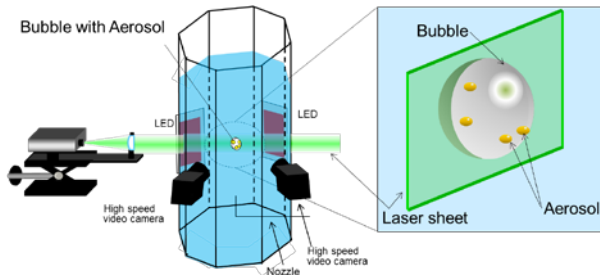


図 1 スクラビング個別効果実験装置概略
Fig. 1 Setup of Scrubbing Separate Effect Test

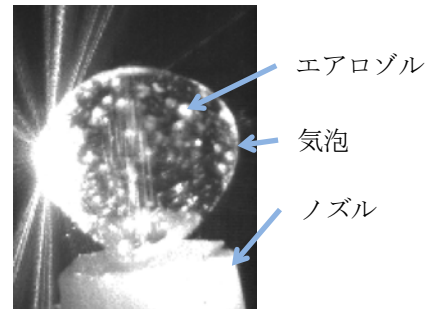


図 2 気泡内エアロゾル挙動計測結果
Fig.2 Aerosol Behavior in Bubble

2.1.2 格納容器ベント評価実験

本実験では、上述のプール水中の減圧沸騰時のプールのスクラビング効果を実機規模の設備で検証することを目的とし、平成 24 年度から実施している。平成 25 年度までに大規模スクラビング実験装置の製作を終了し、平成 26 年度には、図 3 に示す装置や計測系の適格性を確認するための実験を行った。実験は、放射性物質を模擬したエアロゾルのスクラビング実験容器及び配管壁面への付着量の評価実験、並びに既往実験¹と同条件での実験の 2 種類とした。壁面への付着量評価実験では、実機減圧沸騰開始時に想定される圧力、温度、ガス蒸気割合の条件下でスクラビング実験容器内に設置したエアロゾル混入ガスの吹き出しノズルを水面から露出させ、ガスの容器

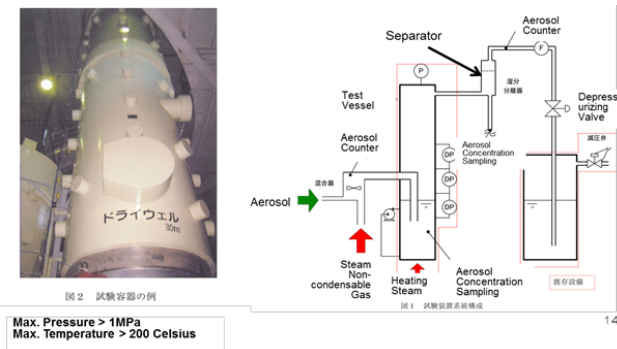


図 3 格納容器ベント評価実験装置概略
Fig. 3 Setup of Containment Vent Test

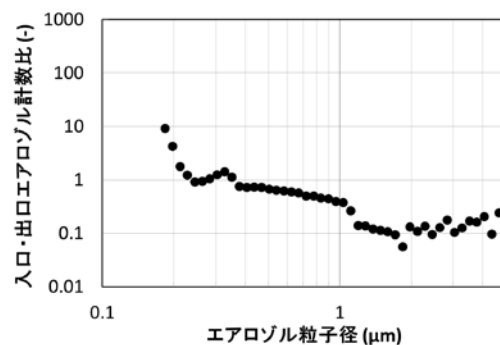


図 4 入口・出口エアロゾル計数比結果
Fig.4 Inlet-Outlet Aerosol Counting Ratio Data

入口と出口でエアロゾルの粒子数を計測し、装置壁面への付着等、テストセクションが有するバックグラウンドの除去を測定した。図4には代表的な入口・出口エアロゾル計数比の測定結果を示す。この結果が示すとおり、粒径が 0.2μ から 1.0μ という有意な計数値が得られる領域において、入口粒子数/出口粒子数が1程度となっていることがわかる。プール水中を通過する場合の除去係数は100を超えると考えており、この実験結果により装置が有するバックグラウンド除去メカニズムによる影響を無視できることを確認した。また、既往実験と同条件のスクラビング実験でも、ほぼ既往実験と同程度のエアロゾル計数比が得られており、装置及び計測系が適格であることが示される結果が得られた。

2.1.3 海水注入影響評価実験

PWR及びBWRの重大事故対策では、海水を代替水源として位置付けている。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。また、このような高濃度の海水とホウ酸水の相互作用についても知見を集積していく必要がある。そのため、模擬バンドルと模擬クラストデブリベッドに対し、実験による除熱性能の評価を行っている。

図5には、発熱棒を 5×5 格子に組んだ短尺模擬バンドルを用い、X線CTスキャナによって析出物生成過程を観察するための装置を示す。平成25年度の海水のみを注入した条件に引き続き、平成26年には海水ホウ酸混合溶液の注入条件下での塩分の析出による流路閉塞状態を観察した。また、図6に海水のみと海水ホウ酸混合溶液の塩析出結果を比較した。同図が示すとおり、平成25年度に実施した海水のみの実験と比較して、混合溶液による実験では、塩濃度が高くなるにつれて析出量が相対的に多くなる傾向が見られた。

模擬クラストに覆われるデブリベッド除熱特性に関しては、析出物により表面のクラストの亀裂が閉塞し、冷却性能を低下させる可能性がある。平成26年度には、海水・ホウ酸注入条件下でのデブリベッド除熱特性を評価するため、塩分の析出による除熱性能を計測する実験装置を製作した。平成27年度以降に試験を実施する。

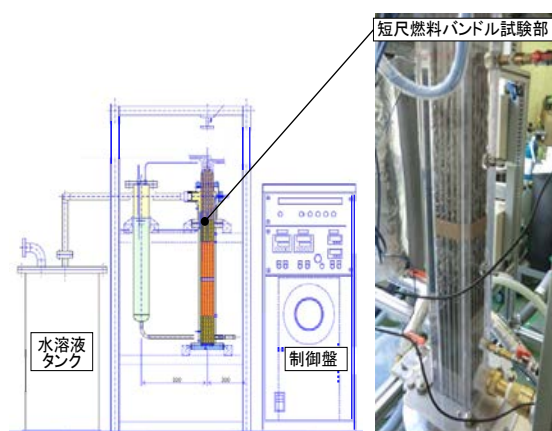


図5 模擬バンドル実験装置概略
Fig. 5 Setup of Mockup Bundle Test

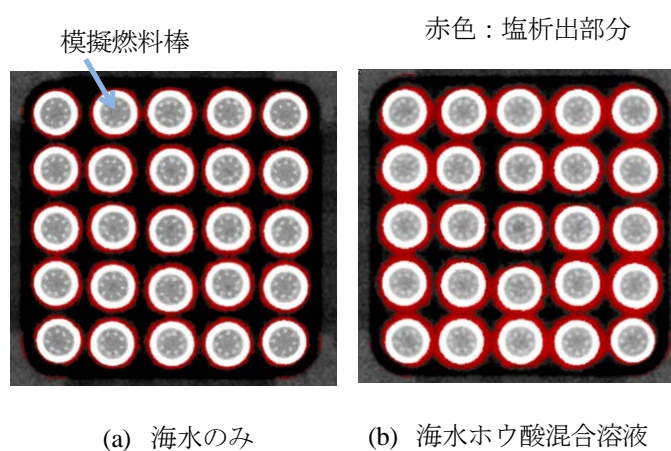


図6 代表的な模擬バンドル内析出物分布
Fig.6 Typical Deposition Distribution in Mockup Bundle

2.1.4 ヨウ素挙動評価実験

重大事故時の無機ヨウ素及び有機ヨウ素の生成・移行に係る化学的挙動に関する実験は、これまでに国内外で多数実施されており、また、OECD/NEA/CSNIでの国際共同実験BIP-2が今年度終了した。しかし、これら既往化学的挙動実験の大多数は定圧条件下で実施されている。BWRでは、圧力抑制室のプールスクラビングによりエアロゾル状態のヨウ素をプール水中に溶解し、気相への放出を抑制している。しかし、ベントにより急速な減圧が発生すると、気相のヨウ素が系外に放出される。この状況では、気液の平衡が破れ、気相と水相のヨウ素の分配はプール中のpHにより定まる平衡状態に収束せず、液相に溶解しているヨウ素が気相へ放出されることが

予想される。このため、これまでの実験を補完するために、本実験では急激な減圧過程でのヨウ素挙動をピーカースケールで実験した。

窒素で不活性化した容器中に無機ヨウ素を溶解させた水溶液を封入し、高温・高圧に維持した後に、急速に減圧し、容器から放出されるヨウ素を定量した。また、水相の pH を変化させて、上記と同様の実験を実施し、ヨウ素が水中にとどまる条件を調べた。減圧速度は、福島第一原子力発電所事故時の格納容器の減圧速度を参考にして、250 ~ 400 (kPa/h) を目標として条件を設定した。実験装置は図 7 に示す構成とし、約 50 (cm³) の実験溶液及び所定の組成のガスを密閉できる容器とした。また、実験溶液を所定温度に保温が可能で、かつ、溶液温度を測定できる構成とした。本実験では、化学分析に適した濃度の非放射性ヨウ素溶液を用い、滴定、分光光度法、ICP-発光光度法等の分析を実施し、ヨウ素化学種の情報の取得を試みた。その結果、今後の大型試験等に活用できる実験技術に関する課題を抽出することができた。

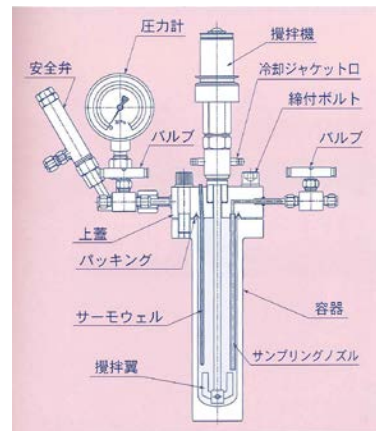


図 7 ヨウ素挙動評価装置

Fig. 7 Iodine Behavior Measurement Apparatus

2.2 燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討

2.2.1 原子炉圧力容器内炉心損傷・熔融進展モデル検討

BWR の原子炉圧力容器 (Reactor Pressure Vessel. 以下「RPV」という。) 内の炉心損傷挙動に係わる物理化学現象の分析、既往詳細 SA コードの解析モデルを比較検討し、炉心損傷・熔融進展モデルの性能要件及び開発計画を策定した。平成 26 年度には、炉心損傷中の燃料デブリ形成過程を、①炉心部熔融デブリ移行挙動、②熔融デブリ RPV 下部ヘッダ着床時挙動、③デブリ RPV 下部ヘッダ着床後挙動に分類して、各挙動に係わる文献を調査・分析した。さらに欧州研究機関の研究状況を実地調査した。

2.2.2 原子炉圧力容器外熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討

北欧諸国では、BWR では、圧力容器下部ヘッダ貫通により熔融デブリが格納容器内に落下した場合の対策として、事前にペDESTAL に注水し、熔融デブリを粒子化することによりデブリベッド形成後の冷却性を向上させる方法が採用されている。また、この有効性評価に必要な実験及び解析モデルが開発されている。こうした RPV 外の熔融デブリ冷却に関する先行研究を文献及び OECD/NEA 参加機関との情報交換により調査し、解析コード開発に必要な知見を整理した。

図 8 に示すように、熔融デブリは、水との相互作用によって一部は粒子化し、一部は大きな塊のままに床面に堆積する。このようなデブリベッド形成に関する現象、更には、複雑な多孔質体であるデブリベッド内の熱流動に関する現象を調査することによって、熔融デブリ落下からデブリベッド形成、デブリベッド冷却を不確かさによる現象の幅を含めて扱える解析コードを開発する。平成 26 年度には、苛酷事故の安全評価における不確かさの低減に関する欧州専門家会合 (European Expert Network for the Reduction of Uncertainties in Severe Accident Safety Issues. 以下「EURSAFE」という。) による重要現象ランキング表 (Phenomena Identification Ranking Table. 以下「PIRT」という。) 等をベースにして、考慮する必要があると考えられる現象を図 8 のように分類した。

- (1) 熔融デブリの水中での崩壊 (ブレイクアップ)、細粒化、堆積
- (2) 熔融粒子の集積、平坦化 (セルフレベルリング)、再配置、稠密化 (パッキング) 等
- (3) 熔融デブリの床面状での拡がり
- (4) 内部水路を形成する構造物による冷却
- (5) 堆積した発熱非均質多孔質体中の二相流動及び沸騰遷移と再熔融
- (6) 堆積した発熱非均質多孔質体上に、更に発熱熔融物が落下した場合の挙動及び再熔融

解析コード開発の観点から、これらの関係を図 9 のように階層化した。文献としては、ジャーナル、国際会議、シビアアクシデント研究に関する専門家ネットワーク (Severe Accident Research Network of Excellence. 以下「SARNET」という。)、スウェーデン王立工科大、日本国内等を中心に、合計 50 件以上の文献を収集し、さらに、

既存のシビアアクシデント総合解析コード MELCOR の理論マニュアルを合わせて、これらの現象に関する実験的知見及びモデル化に関する知見を収集した。

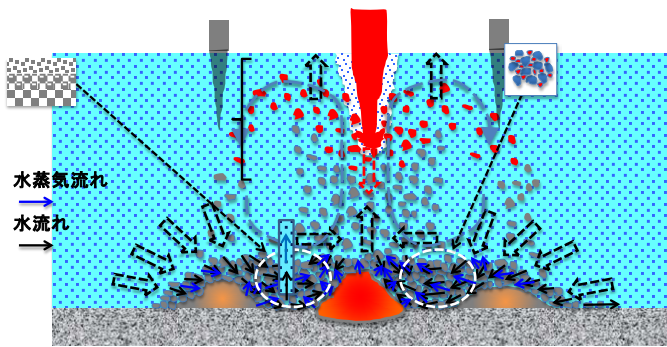


図8 デブリベッド形成及び冷却に係る現象分解
Fig.8 Decomposition of Phenomena Relevant to Debris Bed Formation and Coolability

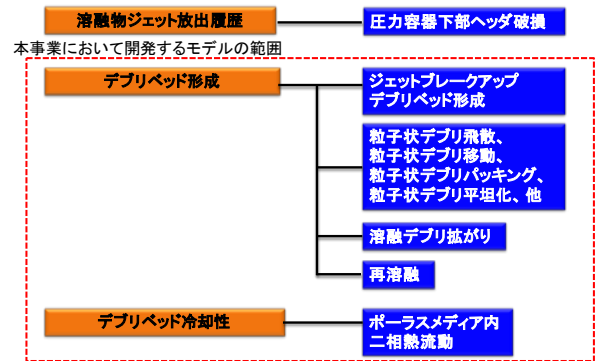


図9 デブリベッド形成及び冷却概念図
Fig.9 Concept of Debris Bed Formation and Coolability

2.3 国産 SA コードの開発

2.3.1 原子炉压力容器内炉心損傷・溶融進展コード開発

図10に示す個別事象について、詳細解析を行うための炉心損傷・溶融進展コードを開発している。

計算制御モジュールについては、核特性-熱水力-燃料挙動モジュール間のデータ授受、時間ステップの決定、リスタート制御、並列計算の制御の役割を担うためのシステム設計を実施した。平成26年度には、核特性-熱水力-燃料挙動計算モジュールのそれぞれの計算モジュール間のデータ受け渡し変数について検討を行い、計算モジュールの結合を実施した。

核特性計算モジュールについては、3次元時間依存拡散に基づき、BWRの原子炉压力容器内を対象として、燃料融点までの主要核種の温度依存、ボイド率依存断面積テーブルを作成し、温度及びボイド率に応じた断面積処理ルーチンを整備中である。熱流動計算モジュールについては、XYZ3次元体系、3速度場・3相・多成分を取り扱える解析モデルとし、炉心損傷時の詳細な事象進展の把握が可能となるモデルを整備している。燃料挙動計算モジュールについては、被覆管破裂、被覆管脆化破損、共晶的反応モデル、被覆管溶融破損を評価するために、定常状態の燃料挙動解析の実績がある燃料熱機械解析コード FEMAXI をベースに、既往の SA 機構論コード相当のモデルを導入・整備している。

平成26年度に実施した既往 SA 実験によるコードの妥当性確認では、米国サンディア国立研究所 (SNL) の ACRR 炉において実施された BWR の炉心損傷初期過程を調べる炉内実験 DF-4 及び BWR の Fuel Support 部を含む燃料溶融挙動を調べる炉外実験 XR2-1 の結果を対象とした解析を実施した。また、福島第一原子力発電所の事故1号機への適用性を確認するための試解析を実施するとともに、炉心損傷・溶融進展コード開発に必要な既往 BWR 炉心損傷実験 (ACRR-DF、CORR 及び SANDIA-XR) 等の結果から炉心損傷中の物質移動の知見を分析した。

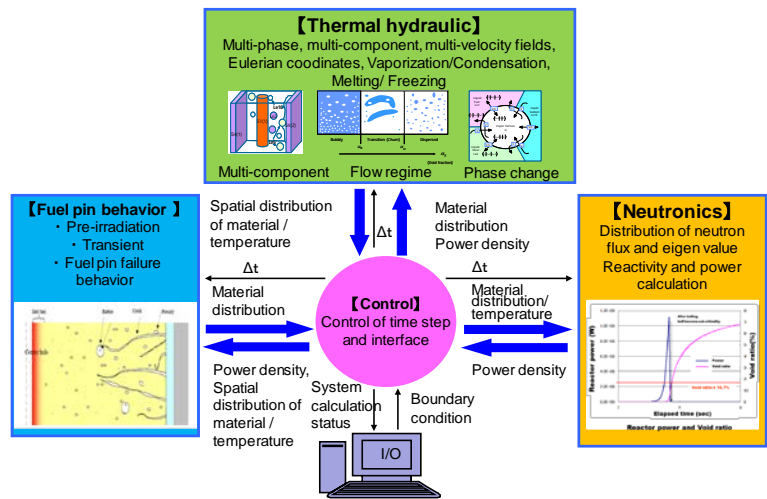


図10 炉心損傷・溶融進展コードの基本構成
Fig.10 Structure of Core Degradation and Relocation Code System

2.3.2 原子炉压力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性コード開発

総合 SA コード開発では、平成 24 年度には、総合 SA 解析コード THALES2 (BWR 版及び PWR 版) 及び ART Mod.2 を調査し、開発の基本方針及び具体的な実施計画を立案した。平成 25 年度には、同解析コードの熱流動解析部の開発に着手し、ノード・ジャンクション法により、プラント熱水力挙動の解析機能の開発を進めた。

平成 26 年度からは、RPV 下部ヘッドが貫通した後、冷却水が張られたキャビティ又はペDESTAL に溶融デブリが落下した際のデブリベッド形成と冷却性に関する解析コードの設計を実施した。2.2.2 から得られる関連現象に関するモデル化検討結果に基づき、発熱非均質多孔質体の堆積形状形成と冷却性の解析コードシステムの基本設計を実施した。

コードの基本機能としては、RPV 下部ヘッド又はキャビティにおける溶融デブリ落下から、デブリベッド形成、デブリ冷却 (固化、クラスト形成等を含む)、デブリ再溶融、デブリベッド内二相伝熱流動等を解析するものとする。関連する現象の中には、確率論的過程とみなすべきものがあり、一方で、定式化するのに十分な知見が得られていない過程も含まれている。こうした現象に関しては、広範囲の感度解析を行う必要があることが予想されるため、解析コードの詳細度と実用性を考慮することが必要である。そのため、モデル化における離散化レベルとしては、集中定数モデル、粗メッシュモデル及び詳細メッシュモデルの複数段階を併用することとした。

2.3.3 福島第一原子力発電所詳細プラントデータの基づく事故分析

平成 24 年度から、OECD/NEA/CSNI により、福島第一原子力発電所事故 (1 号機、2 号機及び 3 号機) に関して国際的なベンチマークプロジェクト (以下「BSAF」という。) が実施されている。BSAF では、東京電力、プラントメーカー等から、詳細なプラントデータ等が参加機関に開示された。これまでに、公開された事故シナリオ解析結果、事業者らによる報告書^{2,4)}、様々なワークショップ等における議論を参考として、MELCOR による解析を見直し、詳細なノード分割により新規の解析モデルを作成した。また、境界条件を詳細に検討し、1 号機～3 号機の事故進展解析を実施し、事故分析等を実施している。

平成 26 年度には、BSAF における議論を通じて、1 号機、2 号機及び 3 号機に関して、MELCOR、MAAP 及び欧州を中心とした他の SA 解析コードを用いた事故分析結果を調査し、ベースモデルのプラントノード分割及び個別物理モデルを選択した。また、各号機における事故のタイムライン、注水量、崩壊熱等の境界条件については、公式資料等に基づきベースモデルの境界条件等を設定した。また、圧力抑制プールの局所的な温度上昇、温度成層化を考慮するため、図 12 に示すように圧力抑制室を分割し、原子炉隔離時冷却系の蒸気排出口近傍を細分化した。さらに、事故時に計測されたチャートデータ等に基づき、事故時の安全機能の動作状況を号機ごとに整理した。

本成果に基づき、OECD/NEA/CSNI-BSAF へ提出する報告書に掲載する解析結果を確保するとともに、「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」における議論に資するような解析的知見を得た。

2.3.4 最新実験知見に基づく溶融燃料—

冷却材相互作用に関する不確かさ解析及びモデル課題検討

酸化ウランと酸化ジルコニウム及び主な炉心構成材料を混合した溶融デブリを用いた溶融燃料—冷却材相互作用に関する OECD/NEA/CSNI による国際協力プロジェクト SERENA2 において、2 種類の専用実験設備である

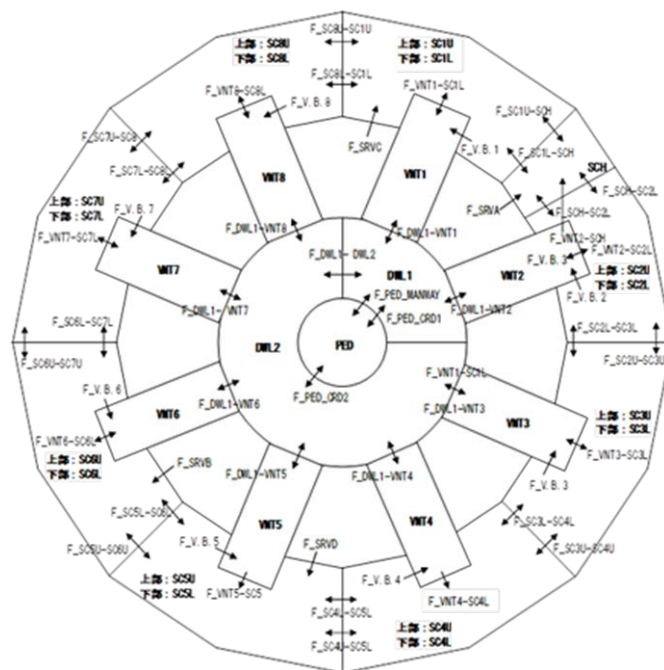


図 11 サプレッションチェンバーのノード分割
Fig.11 Discretization of suppression chamber

KROTOS 装置及び TROI 装置における比較実験結果に基づく専門家の見解がまとめられている。平成 26 年度には、これらの知見に基づく溶融燃料-冷却材相互作用解析コード JASMINE による評価を実施した。ここでは、各実験ケースに対応するベースケース解析条件を確立し、これを中心に粗混合、トリガ、微粒化、膨張及び水蒸気爆発の各段階で支配的な入力パラメータを感度解析により抽出し、その確率分布を既往の文献及び実験レポートに基づき設定した。また、別途開発したラテン・ハイパー・キューブ法に基づくサンプリングプログラムによって作成した入力セットに基づき主要ケースの統計評価を実施した。図 12 には、溶融ジェット径をパラメータとした外部トリガ付与時のデブリ分布解析例を示す。

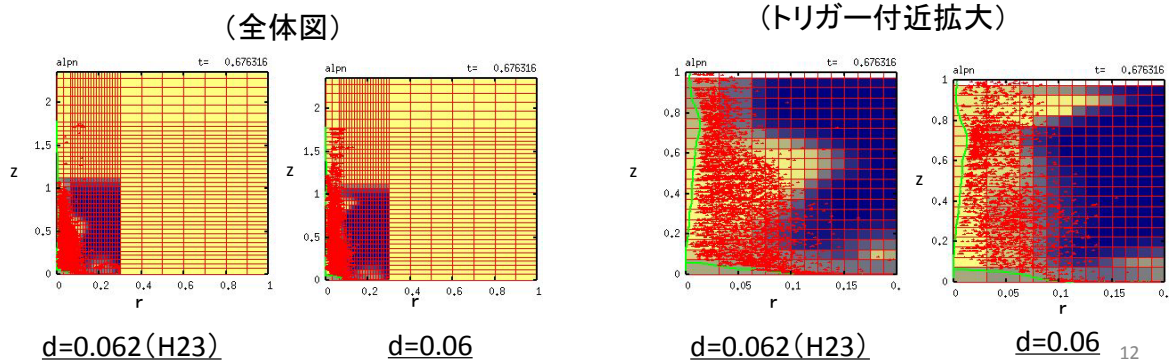


図 12 TROI CASE1 における溶融デブリジェット径を感度とする外部トリガ付与時のデブリ分布状況
Fig.12 Sensitivity of Distributions of Debris at External Trigger Timing on Melt Jet Diameter for TROI CASE1

2.3.5 最新実験知見に基づく溶融炉心-コンクリート相互作用に関するモデル課題検討及びデータ調査

酸化ウランと酸化ジルコニウム、複数種コンクリート及びその他の炉心構成材料を混合した溶融デブリを用いた溶融炉心-コンクリート相互作用に関する OECD/NEA/CSNI による国際協力プロジェクト MCCI の 7 ケースの実験結果に基づき、現在専門家による知見を整理した報告書が編集されている。平成 26 年度には、こうした最新の知見をベースに、溶融炉心-コンクリート相互作用解析コード COCO のモデル化に関する課題を抽出した。その後、珪酸系コンクリート侵食における異方性については、ドイツ及びフランスが共同開発している解析コードにおいて、溶融炉心-コンクリートインターフェイス構造及び伝熱モデルに関する先進的なモデル化の試みについて報告されている。平成 27 年度には、こうした知見を考慮しつつ、COCO の改良を進めるべく研究計画を立案した。

2.3.6 福島第一原子力発電所事故時空間線量分析

総合 SA 解析コードの主な目的として、環境への放射性物質の放出量の時刻歴（ソースターム）の高度化が挙げられる。福島第一原子力発電所事故の事故進展解析では、プラント状態に関する情報量の不足により、解析モデルや初期・境界条件における不確かさが大きく、これによりソースタームの評価結果に大きな幅が生じる。そのため、平成 25 年度から、プラント近傍の空間線量率からソースタームを逆推定する相補的アプローチの有用性を検討してきた。

平成 25 年度には、2011 年 3 月 11 日から 3 月 15 日までの約 4 日間について、福島第一原子力発電所を中心とする 10 km×10 km×2 km（高さ）の広域の風向・風速を数値流体力学の解析により求めた。気象データとして地表計測データ及び GPV（Grid Point Value）データを用いた。GPV データには MSM（メソスケールモデル、1 日 8 回気象庁より公表）を利用した。広域の解析により、福島第一原子力発電所近傍の狭域気流場を解析するための境

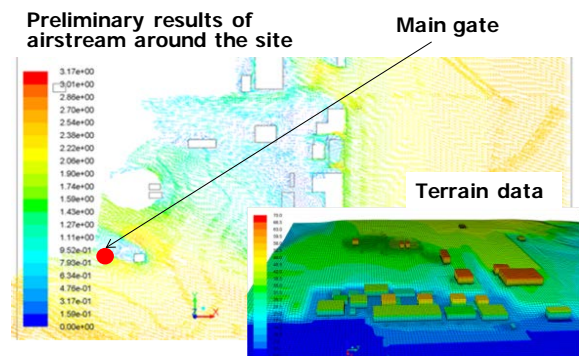


図 13 事故時福島第一サイトでの気流場解析結果
Fig. 13 Calculated Stream Field in Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Site Under Accident

界条件を求めた。これらに基づき、図 13 に示すように、福島第一原子力発電所近傍（2 km×2 km×400 m（高さ））の風向・風速を求めた。

平成 26 年度には、上記で得られた発電所近傍の風向・風速を用い、任意時刻での単位時間幅において単位濃度の放射性核種の放出・拡散による敷地内の放射能濃度を計算し、メッシュ濃度データベースを作成した。また、このデータベースから、線量率の空間分布を計算するシステムの基本設計を次のとおり実施した。拡散させる粒子は、化学的特性に基づき希ガス及びその他のエアロゾル粒子とした。

拡散の過程で発生するヨウ素の沈着等により線源内領域内に評価点が入る場合があることを考慮し、直接線、スカイシャイン及びグラウンドシャインを同時に計算した。このために、モニタリングポスト等の評価点での線量率を計算し、線量データベースを構築した。作成したメッシュ濃度データベースと線量データベースを組み合わせ、各時間及び各メッシュの放射性核種濃度からモニタリングポスト位置での線量率を計算する。線量計算では、線量率評価の時間（時刻）と、線源の放出時刻と放出量を設定する。システムについては、入力された線量率評価の時間と線源より、関係する線源と時間のデータベースを自動的に計算に読み込むように設計した。

3. まとめ

重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備では、4 種類の実験を実施中あるいは終了している。格納容器ベント評価実験について大型積分実験を実施するとともに、プールスクラビングに関する個別効果実験を開始し、それぞれの実験において得られた知見を相互に反映しながら実施内容を調整しつつ進めている。海水注入影響評価実験については、短尺バンドル実験について塩析出に関する定量データを得たとともに、長尺バンドル実験及びデブリベッド実験を実施中である。ヨウ素挙動評価実験については、実験を終了し、事故時のヨウ素と窒素酸化物との相互作用に関する実験的知見を得ることができた。

燃料デブリ形成過程挙動解明モデル検討では、原子炉圧力容器内の炉心損傷・溶融進展モデル検討を進めるとともに、原子炉圧力容器外のデブリベッド形成過程とデブリベッド冷却性を評価するための解析コード開発を開始し、そのモデルを検討した。

国産 SA コードの開発として、炉心損傷・溶融進展コードの開発を継続させるとともに、溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コード開発については、次年度以降の解析コード開発に向けて解析コードの基本設計及び組み込むべきモデルの定式化を進めた。福島第一原子力発電所詳細プラントデータの基づく事故分析では、OECD/NEA/CSNI-BSAF 及び「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」における議論に資するような解析的知見を得た。

溶融燃料-冷却材相互作用に関する不確かさ解析及びモデル課題検討では、最新の実験に基づく国産解析コードのベースケース及び不確かさの知見を得た。さらに、溶融炉心-コンクリート相互作用に関するモデル課題検討及びデータ調査では、最新の実験及びコード間のモデル比較により今後の国産解析コードの改良目標について明確にするとともに、追加的に実施された早期注水条件下の実験情報を調査した。ここで調査した知見は、新規制基準の適合性審査における溶融炉心-コンクリート相互作用等の議論において有効に活用された。

さらに、福島第一原子力発電所事故時空間線量分析では、重大事故時の環境影響評価手法の開発を行った。

4. 今後の展開

4.1 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備

プールスクラビング個別効果実験及び格納容器ベント評価実験については、それぞれのスケールにおける注目を明確化して、相補的關係を維持して進める。海水注入影響評価実験は、バンドル実験からは定量評価に資する情報を取得するとともに、本格的に開始されたデブリベッド実験について評価に繋がる定量的成果を確保する。ヨウ素挙動評価実験については、これまでの実験で得られた成果をまとめ、解析モデルの改良に反映する。

4.2 国産詳細 SA 解析コード開発

国産詳細 SA コードの開発では、解析的検証及び既往の実験に基づく妥当性確認を中心に解析コード開発を継続する。

4.3 国産総合 SA 解析コード開発

国産総合 SA コードの開発では、各年度に実用的な成果が得られるように、段階的な開発計画を建てて解析コード開発を着実に進める。また、再溶解現象等の既往の実験的知見が不足している領域についての実験計画を立案し、その実現に向けて取組を展開する。

4.4 その他の SA 解析コード整備

熔融燃料－冷却材相互作用及び熔融炉心－コンクリート相互作用について、引き続き最新知見の収集に努め、これを国産 SA コードのモデル改良に反映していく取り組みを継続する予定である。重大事故時の環境影響評価手法については、ここで整備した手法を OECD/NEA/CSNI-BSAF Phase II に適用し、各国の専門家との議論を通じてブラッシュアップする予定である。

5. 今後の成果の活用について

5.1 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備

プールのスクラビングについては、実験的知見に基づくプールのスクラビングモデルの改良を検討している。本成果は、福島第一原子力発電所事故の影響評価に適用すると同時に、他のプラントにおける環境評価にも適用することを検討している。海水注入影響評価実験では、最終水源として海水を用いて炉心冷却を行った場合のデブリ冷却性に関する実験的知見が得られ、事業者が策定するアクシデントマネジメントガイドの評価の際に利用することになる。さらに、ヨウ素挙動評価実験により、無機、有機ヨウ素の挙動に関する実験データが得られ、既往の国産ヨウ素化学解析コードへ知見として反映する予定である。

5.2 国産詳細 SA 解析コード開発

国産詳細 SA コードの開発では、炉心損傷・熔融進展機構論モデル整備を進め、各モジュールを結合することによって、福島事故の一貫解析が可能な段階である。今後、本コードの改良・検証を積み重ねることにより、事故進展の解明のみならず、燃料デブリの管理、取出作業、取出後の収納・輸送・保管時に役立つ技術的知見として資することが可能となる。

5.3 国産総合 SA 解析コード開発

国産総合 SA コードの開発では、熔融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性コードの開発を進め、文献調査、考慮すべき現象の同定、及び定式化を行い、今後コーディングの段階へと進む。本解析コードによりキャビティ注水又はペダスタル注水条件でのデブリ冷却性について、詳細なモデルに基づく、定量的な評価が可能となる。

5.4 その他の SA 解析コード整備

福島第一原子力発電所詳細プラントデータに基づく MELCOR 解析は平成 27 年度も継続して行う。また、熔融燃料－冷却材相互作用及び熔融炉心－コンクリート相互作用における国産 SA コードの整備についても、新たな実験的知見を反映する取組を継続する。一方で、これらの取組で得られた知見は、新規規制基準の適合性審査において随時活用していく予定である。重大事故時の環境影響評価手法高度化の成果は、福島第一原子力発電所事故の影響評価に適用していると同時に、その汎用化を促進することによって、他のプラントにも適用することを考えている。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

(A) 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、平成 25 年 10 月 7 日

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (B) Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions, Proc. of 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 22), Prague, Czech Republic, July 7-11, 2014
- (C) Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing (1) - Verification of Experimental Apparatus -, The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16) , Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015 (投稿中)

6.4 学会発表

- (D) 軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験、試験構想、日本原子力学会 春の年会、平成 25 年 3 月
- (E) 炉心損傷初期過程評価試験 (その 1) 試験計画概要、日本原子力学会 春の年会、平成 25 年 3 月.
- (F) 福島第一原子力発電所の規制に向けた機構論炉心損傷解析コード開発と検証実験の計画、日本原子力学会 2013 年秋の年会, H42, (2013) .
- (G) 福島第一原子力発電所の炉心損傷事故進展解析及び損傷炉心の再臨界評価-II (2) 損傷炉心デブリベッドの冷却挙動評価, 日本原子力学会 2013 年秋の年会, H43, (2013) .
- (H) 福島第一原子力発電所の炉心損傷事故進展解析及び損傷炉心の再臨界評価 (II) - (2) デブリ組成の非均質性評価, 日本原子力学会 2013 年秋の年会, H44, (2013) .
- (I) Development of Mechanistic Core Degradation Analysis Code and Plan for Validation Experiments toward the Regulation of Fukushima Daiichi NPS, 2013 ANS Winter Meeting and Technology Expo, Washington, DC, November 10-14, (2013) .

6.5 表彰・受賞

なし

6.6 その他

- (J) Core Disruptive Accident Analysis and Core Debris Re-criticality Evaluation for Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, IRSN-JNES Severe Accident Workshop, Cadarache, France, October 18, (2013) .
- (K) BSAF: Analytical model modification for phase II, IRSN-JNES Severe Accident Workshop, Tokyo, Japan, October 20-21, (2014) .
- (L) Scrubbing R&D Program Separate effect and Integral effect Tests, IRSN-JNES Severe Accident Workshop, Tokyo, Japan, October 20-21, (2014) .
- (M) Seawater and Boric Acid Injection Experimental Programs, IRSN-JNES Severe Accident Workshop, Tokyo, Japan, October 20-21, (2014) .
- (N) Phenomena Identification of Coolability of Fragmented & Lumped Debris, IRSN-JNES Severe Accident Workshop, Tokyo, Japan, October 20-21, (2014) .

文 献

- 1 「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」特別専門委員会報告書、平成 22 年 4 月、社団法人日本原子力学会
- 2 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、「最終報告」、平成 24 年 7 月 23 日.
- 3 原子力災害対策本部、「"原子力安全に関する I A E A 閣僚会議に対する日本国政府の報告書、－東京電力福島原子力発電所の事故について－」、平成 23 年 6 月.
- 4 原子力安全・保安院、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」、平成 24 年 3 月.

(B05) 被ばく評価手法の高度化研究

担当：安全技術管理官(シビアアクシデント担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 18 年度～平成 30 年度）

1.1 制御室居住性に係る解析評価対応

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（以下「省令 62 号」という。）の第 24 条の 2（原子炉制御室）においては、平成 17 年に性能規定化のための改訂が行われ、この際、原子炉制御室の居住性に関する規定は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 43 との整合性等を図った改訂がなされた。また、平成 16 年 8 月に関西電力株式会社美浜発電所 3 号機で発生した二次系配管破損事故において、原子炉制御室に二次系の蒸気が侵入するという事象が発生した。これらを踏まえて、平成 18 年 7 月に、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）の中に制御室居住性検討ワーキングチームが設置され、原子炉制御室の居住性に関する検討が開始された。本プロジェクトでは、第一段階としては、放射線防護に対する居住性から検討を、第二段階としては、有毒ガス防護に対する居住性を検討する。

(1)制御室居住性のガイド案策定

本プロジェクトでは、制御室・緊急時対策所（以下「緊対所」という。）を対象にした放射性物質及び有毒ガスによる影響の評価手法並びにその判断基準を定めたガイド案を検討する。

平成 18～19 年度に、中央制御室居住性に係る被ばく評価ガイド案及び空気流入率測定試験ガイド案を作成し、平成 20～21 年度に、保安院内規化のために、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会 安全評価ワーキンググループ(中央制御室の居住性)での審議及びその後のパブリックコメント対応の後に、第一段階として、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(以下「保安院内規」という。)を制定した。第二段階として、有毒ガス防護に対する居住性評価手法の検討を開始したが、平成 23 年 3 月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故によって、検討は中断された。事故を踏まえ、平成 24～25 年度に、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室・緊急時対策所居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下「制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド」という。)案を作成した。また、平成 25～26 年度には、「設計基準事故時における原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」(以下「原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」という。)案を検討した。

(2)制御室居住性に係る評価コードの整備

また、本プロジェクトでは、既設炉の新規制基準への適合性審査の際に、事業者の制御室・緊対所居住性の放射線防護及び有毒ガス防護に関する評価手法の妥当性を確認するとともに、最新知見を踏まえた評価ガイドの継続的な見直しのために、制御室・緊対所居住性評価手法及び評価コードを整備する。

平成 20 年度には、「保安院内規」に基づいた被ばく評価コードを、平成 26 年度には、「制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド」に基づいた被ばく評価コードをそれぞれ整備した。平成 27～28 年度には、有毒ガス影響評価コードを検討する。

1.2 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究

平成 25 年 7 月に施行された「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」(以下「重大事故対策の有効性評価ガイド」という。)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いる。また、平成 25 年 12 月に、新規制制度の一環とし

て「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（以下「安全性向上評価ガイド」という。）が施行され、リスク指標の一つに原子力発電所敷地境界における実効線量が挙げられている。

(1) 重大事故時の被ばく評価に係るガイド案の策定

本プロジェクトでは、重大事故時の被ばく評価に係るガイド案を作成する。

平成 25 年 12 月の「安全性向上評価ガイド」の施行においては、原子力発電所敷地境界における実効線量を評価する手法を検討した。

(2) 重大事故時の線量評価コードの整備

また、本プロジェクトでは、重大事故時の被ばく評価手法を整備・高度化する。

平成 26～27 年度に、大気中に放出された放射性物質の環境及び人への影響を評価するために、地表面濃度及び被ばく線量を評価する手法を整備する。新規基準の見直し及び安全性向上評価の確認のために重大事故時の被ばく評価手法及び評価コードを整備する。

さらに、「安全目標」及び「安全性向上評価ガイド」の線量評価手法の継続的な見直しのために、平成 28～30 年度に、重大事故時の被ばく評価手法を高度化する予定である。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 制御室居住性に係る解析評価対応

2.1.1 原子力安全・保安院内規化支援

保安院は、改正された省令 62 号の施行に当たり、制御室居住性の実態を把握するため、事業者に対して、事故時における原子炉制御室等における運転員の被ばく評価を指示し、平成 18 年 6 月に、事業者からの被ばく評価結果の報告を受けた。全既設炉ともに、問題のないことを確認したものの、想定事故、評価手法等が統一されていなかった。このため、これまでの手法を全面的に見直し、統一的に使用できる被ばく評価手法を定めた中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案を平成 18～19 年度に作成した。

従来の事業者評価と中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案の主な相違点は、次のとおりである。

- 想定事故は、従来の事業者評価では、沸騰水型軽水炉と加圧水型軽水炉では統一されていなかった。そこで、中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案では、炉心から格納容器への放射性物質の放出量を保守的に想定して、立地評価における仮想事故相当に統一した。
- 大気拡散計算は、従来の事業者評価では、風下方位とは無関係に敷地境界以遠で発生する最大濃度になるような条件を設定していた。このため、中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案では、風向に影響を受ける放出源近傍の建屋による気流の巻き込み条件及び評価方法を規定した。図 1 に、建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位を示す。
 - ① 放出源近傍の建屋による気流の巻き込みを保守的に評価するために、巻き込みに寄与する建屋を限定した。
 - ② 放射性物質の拡散が建屋後流の巻き込み影響を受ける場合は、複数の風上方位を対象にしてすべての評価対象方位について風下軸上の最大濃度を加算することとした。
 - ③ 放出高さを無視して風速を小さめにとり保守的な評価となるように、気象データは地上のものを用いることとした。
 - ④ 拡散パラメータの計算に必要な形状係数は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に記載されている値のうち、被ばく評価上厳しくなる最小値を使用することとした。
- 原子炉制御室内の被ばく評価手法については、従来の事業者評価では、空気取り入れ率を 1 回/h と仮定していたが、中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案では、別途、空気流入率測定試験ガイド案を作成し、空気流入率測定試験から求めた空気流入率を適用した。

その他、実際の敷地内の立地状況を考慮し、入退域の被ばく評価では、評価地点までの距離減衰、遮蔽効果等を考慮した。

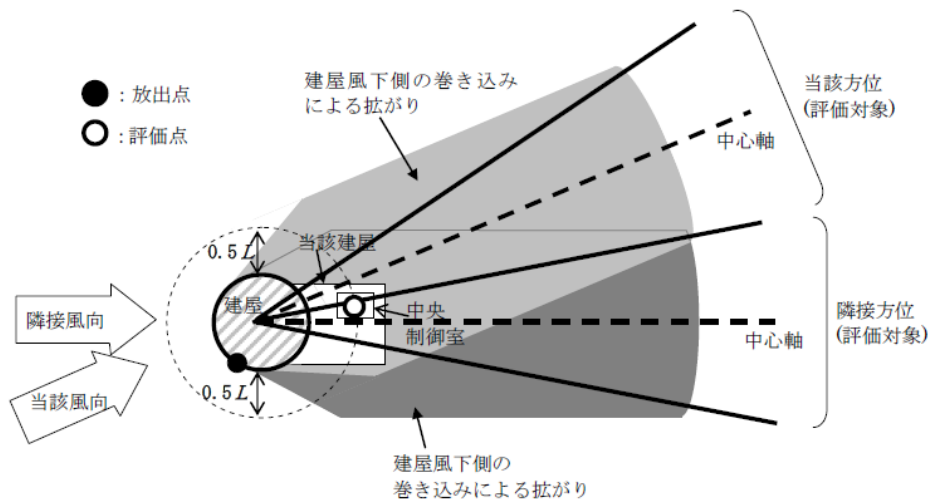


図1 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位¹⁾

Fig.1 Target evaluation azimuth with building effect

2.1.2 原子力規制委員会の新規制基準等策定支援

(1) 重大事故時の制御室・緊対所の居住性に係る被ばく評価のガイド案策定

平成 24～25 年度には、重大事故時の制御室・緊対所の居住性に係る被ばく評価について、新たな標準評価手法を定めた重大事故時の制御室等居住性に係る被ばく審査ガイド案を作成した。当該ガイド案の主な概要は、次のとおりである。

- 評価対象施設は、原子炉制御室、緊急時制御室及び緊対所の 3 施設とした。
- 原子炉制御室の想定事故は、格納容器破損防止対策のうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとした。例えば、「炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合」²⁾であるとした。緊急時制御室及び緊対所の想定事故は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放出量を伴う事故シーケンスとした。
- 原子炉制御室の居住性評価では、放射性物質の格納容器内への放出割合、格納容器内での沈着、フィルタ除去、大気中への放出開始時刻、放出継続時間等は、想定事故で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件及びソースターム解析結果を基に設定することとした。
- 緊急時制御室又は緊対所の居住性評価では、放射性物質の大気中への放出割合、放出開始時刻及び放出継続時間等は、原子力規制庁「拡散シミュレーションの試算結果（総点検版）」（平成 24 年 12 月）を基に設定することとした。
- 評価対象核種グループは、3 施設とも、「保安院内規」で想定した希ガス類及びヨウ素類のほかに、セシウム類などを含めて、合計 8 核種グループを想定した。
- 大気拡散計算については、「保安院内規」に準拠することとした。ただし、放射性物質の地表面への沈着評価は、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算することとした。
- 被ばく経路は、「保安院内規」における被ばく経路に加えて、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）も評価することとした。図 2 に、居住性評価における被ばく経路を示す。
- 同じ敷地内に複数の原子炉が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が発生すると想定した。
- 判断基準は、運転員又は対処要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこととした。

(2) 原子炉制御室居住性に係る有毒ガス影響評価のガイド案の検討

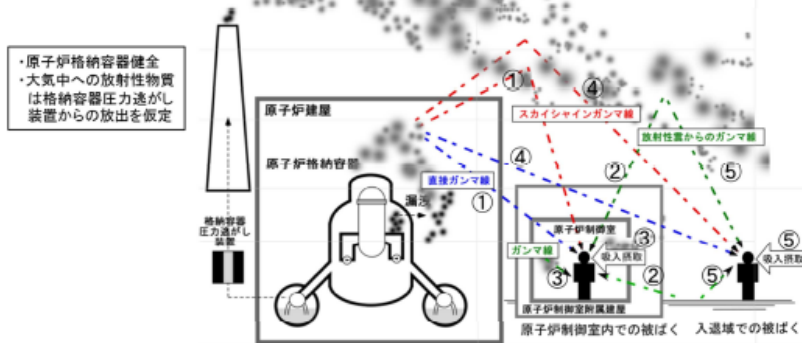
また、平成 25～26 年度には、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission ; 原子力規制委員会) の“Regulatory Guide 1.78, Revision 1, Evaluating the habitability of a nuclear power plant control room during a postulated hazardous chemical

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を検討した。

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値を設けており、同基準値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。このため、本プロジェクトでは、スクリーニング基準値の導出方法から日本版のスクリーニング基準値の考え方及び判断基準となる毒性限界値の設定の考え方等について検討した。

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路	
原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく) ③外気から原子炉制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

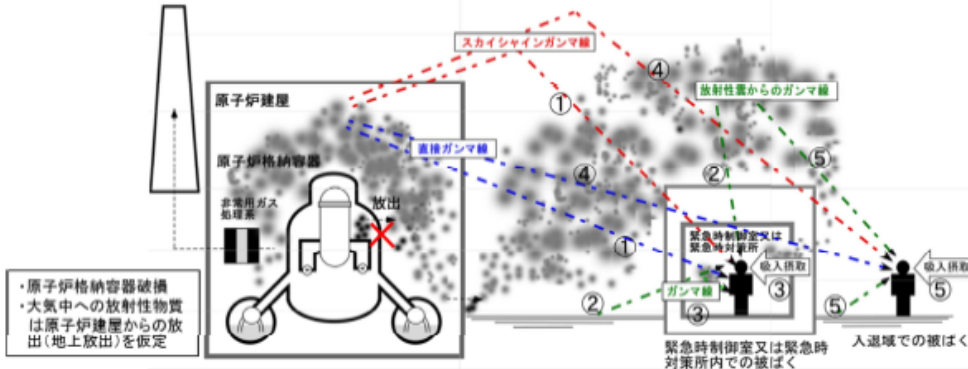
ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路	
緊急時制御室又は緊急時対策所内の被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく) ③外気から緊急時制御室又は緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

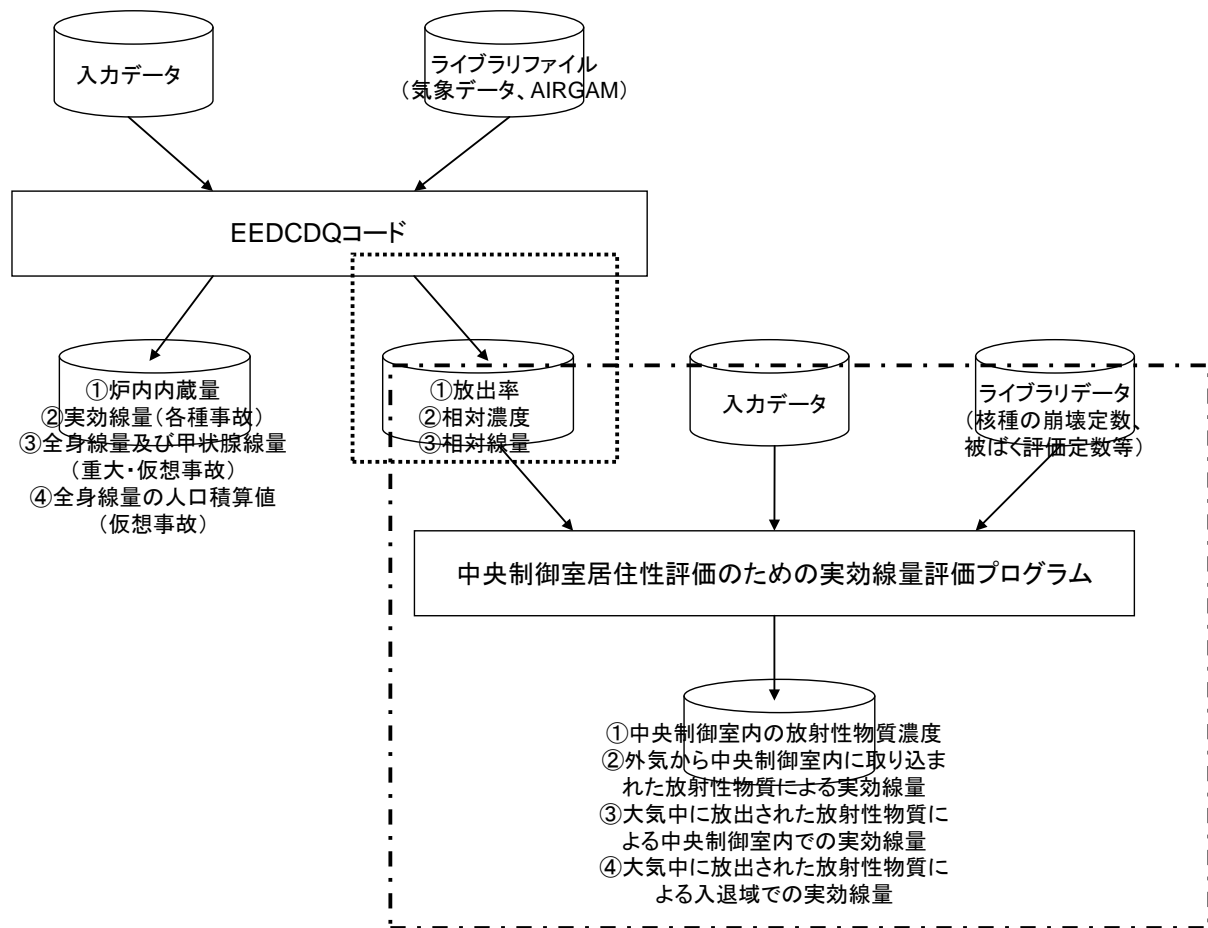
図2 居住性評価における被ばく経路³⁾

Fig.2 Exposure pathways for evaluation of control room habitability

2.1.3 評価コードの整備

平成 20 年度には、「保安院内規」の基となった中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案に対応して、設計基準事故時の制御室居住性に係る被ばく評価ができるように、既存の事故時被ばく評価コード EEDCDQ に新たな計算機能を追加整備した⁴⁾。

制御室居住性に係る被ばく評価では、原子炉制御室の近傍に存在する放射性物質の影響が問題となるため、大気拡散に対する建屋後流での巻き込みの影響が重要となる。このため、既存の EEDCDQ コードに、①建屋による気流の巻き込み影響を受ける場合の放出源高さでの濃度の計算機能、②建屋による気流の巻き込み影響を受ける場合の長時間放出時の相対濃度の計算機能、③複数方位からの寄与を考慮した評価点における相対濃度及び相対線量の計算機能を追加した。また、外気から原子炉制御室内に取り込まれた放射性物質による原子炉制御室内での被ばく評価ができるように、実効線量評価プログラムを整備してモジュール化し、EEDCDQ コードに追加した。これによって、追加整備した EEDCDQ コードでは、運転員が原子炉制御室内に滞在した場合の被ばく評価及び運転員が原子炉制御室から班交替する場合の入退域での被ばく評価を行うことが可能となった。図 3 に、追加整備した EEDCDQ コードの構成図を示す。



⋯⋯は、既存 EEDCDQ コードに機能追加した部分

⋯⋯は、既存 EEDCDQ コードに組み込むために、新たに整備したプログラム部分

図 3 追加整備した EEDCDQ コードの構成図⁴⁾

Fig.3 Outline of revised EEDCDQ code

平成 26 年度には、「制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド」に基づき、重大事故により原子炉格納容器内及び大気中へ放出された放射性物質による制御室等での実効線量を計算する評価コードを整備した。また、

被ばく経路のうち、①大気中に放出された放射性物質のグランドシャイン、並びに、②原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による制御室等内と入退域での被ばく線量を3次元遮蔽計算プログラム Pre / GAM-D 及び散乱ガンマ線計算プログラム Pre / GAM-S を用いて試算し、設定条件が線量に及ぼす影響を確認した。

2.2 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究

2.2.1 原子力規制委員会の新規制基準等策定支援

平成 24～25 年度では、「安全性向上評価ガイド」に対応する評価手法の検討のために、内部事象及び外部事象を起因とする重大事故時の敷地境界における実効線量の評価手法を対象として、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、不確かさ解析及び感度解析の実施手法を検討した。

2.2.2 重大事故時の被ばく評価手法の整備

重大事故時の被ばく評価手法の整備の初年度として、平成 26 年度は、重大事故時の被ばく評価手法のうち、クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく評価について、線量計算の数値積分法として5つの積分法を検討し、外部被ばく線量評価モデルに対して、二重指数関数型数値積分 (Double Exponential formula ; (以下「DE 公式」という。)) が最適であることを明らかにした。また、同積分公式を用いた線量計算プログラムを作成するとともに、米連邦指針報告書No.12 (FGR12) を基に、ICRP90 年勧告及び 2007 年勧告の組織加重係数に基づく線量換算係数を整備した。これらの検討結果に基づいて、重大事故時の被ばくを体系的に一貫して評価するための手法 (大気中への放出量、大気拡散及び線量評価モデル) の基本設計を行った。

3. まとめ

平成 18～19 年度に作成した中央制御室居住性に係る被ばく評価のガイド案及び空気流入率測定試験ガイド案は、平成 21 年 8 月に保安院が制定した「保安院内規」に反映された。平成 24～25 年度に作成した制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド案は、平成 25 年 7 月に施行した「制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド」に反映された。これらのガイド類は、新規制基準の適合性審査に活用された。

また、平成 24～25 年度に検討した原子力発電所敷地境界における実効線量を評価する手法は、平成 25 年 12 月に施行された「安全性向上評価ガイド」に反映された。

4. 今後の展開

4.1 制御室居住性に係る解析評価対応

今後は、原子炉制御室の有毒ガス防護に関する評価ガイド (案) の継続的な検討のために、有毒ガス影響評価手法及び評価コードの整備を行う予定である。

4.2 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究

今後は、「安全目標」及び「安全性向上評価ガイド」の線量評価手法の継続的な見直しのために、重大事故時の被ばく評価手法を整備するとともに、三次元拡散シミュレーションモデルでの補完を検討する予定である。

5. 今後の成果の活用について

5.1 制御室居住性に係る解析評価対応

制御室・緊対所の放射線防護等に関する既設炉の新規制基準への適合性審査の際の事業者の評価手法の妥当性を確認に活用されるとともに、「保安院内規」及び「制御室・緊対所居住性に係る被ばく審査ガイド」等の継続的な見直しに活用する。

5.2 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究

安全性向上評価における事業者の評価手法の確認に活用するとともに、「安全目標」及び「安全性向上評価ガイド」の線量評価手法の継続的な見直しに活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力委員会・検討会・WG

- (A) 保安院、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会 安全評価ワーキンググループ（中央制御室の居住性）第1回、平成20年7月
- (B) 保安院、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会 安全評価ワーキンググループ（中央制御室の居住性）第2回、平成20年7月
- (C) 保安院、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会 安全評価ワーキンググループ（中央制御室の居住性）第3回、平成20年12月
- (D) 保安院、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会 安全評価ワーキンググループ（中央制御室の居住性）第4回、平成21年1月
- (E) 原子力規制委員会、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム会合第17回、平成25年3月

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (F) 非スプレイ空間を含む格納容器内のエアロゾル状放射性物質のスプレイ除去に関する簡易解析手法の開発、日本原子力学会和文論文誌、Vol.14, No.1, p.69-74、2015年3月

6.4 学会発表

なし

文 献

- 1) 原子力・安全保安院、平成21・07・27 原院第1号「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」、23頁、平成21年8月
- 2) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」、176頁、平成25年6月
- 3) 原子力規制委員会、「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」、21頁、平成25年6月
- 4) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、JNES/SAE09-021、「中央制御室居住性に係る被ばく評価手法の整備」、2-18頁、平成21年5月

(C02) 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. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

東日本大震災により、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料には破損が生じていると推定されている。そこで、「福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」¹⁾に対応して破損燃料の輸送開始までに技術基準の適合性確認及び安全評価に必要な知見（安全評価手法等）の蓄積を行い、適正かつ合理的な安全審査を実現することに資するため以下の研究を実施する。なお、(8)～(14)の項目については、(6)の結果をもって必要に応じ実施する。また、(7)については、今後取出しスケジュールが明確になった時点で具体的な調査を検討する。

平成24年度は(2)及び(3)並びに4号機について(1)、(4)及び(5)を実施し、平成25年度は(6)を実施した。また、平成26年度は3号機について(1)を、さらに、(3)に係る試験を実施した。

- (1) プール内燃料の号機ごとの情報収集
- (2) 破損燃料等の輸送に係る文献調査
 - ①国内外の破損燃料輸送調査
 - ②安全評価手法に係る調査
 - ③安全評価に必要なデータに係る調査
- (3) 輸送物中に水素が発生した際の安全評価
- (4) (1)～(3)の情報を基に破損燃料を収納した場合の輸送物の推定
- (5) 調査結果のフィードバック（(1)から(3)の結果より、燃料を搬出する際の安全審査を想定し、技術基準適合性確認及び不足している技術的根拠（知見等）の抽出及び整理）
- (6) (5)にて抽出された課題の検討及び解決
- (7) 燃料デブリの調査検討（1号機～3号機）
- (8) 試験データ等の取得計画立案（(8)～(14)は(6)の結果より抽出された課題が机上にて解決できない場合に適用）
- (9) 評価手法の整備
- (10) 試験装置の設計
- (11) 試験装置の製作
- (12) 試験データ取得
- (13) 評価システムの構築・試運用
- (14) 試験の成果のレビュー・修正他

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 破損燃料輸送に係る技術調査

2.1.1 破損燃料輸送に係る技術調査

技術調査の基本的な考え方としては1. 研究概要に示した調査を実施し、現行の知見の範囲を超える場合や技術基準に適合しないケースが発生した場合には審査基準や評価ガイドを策定することを想定している。これらの流れを図1に示す。

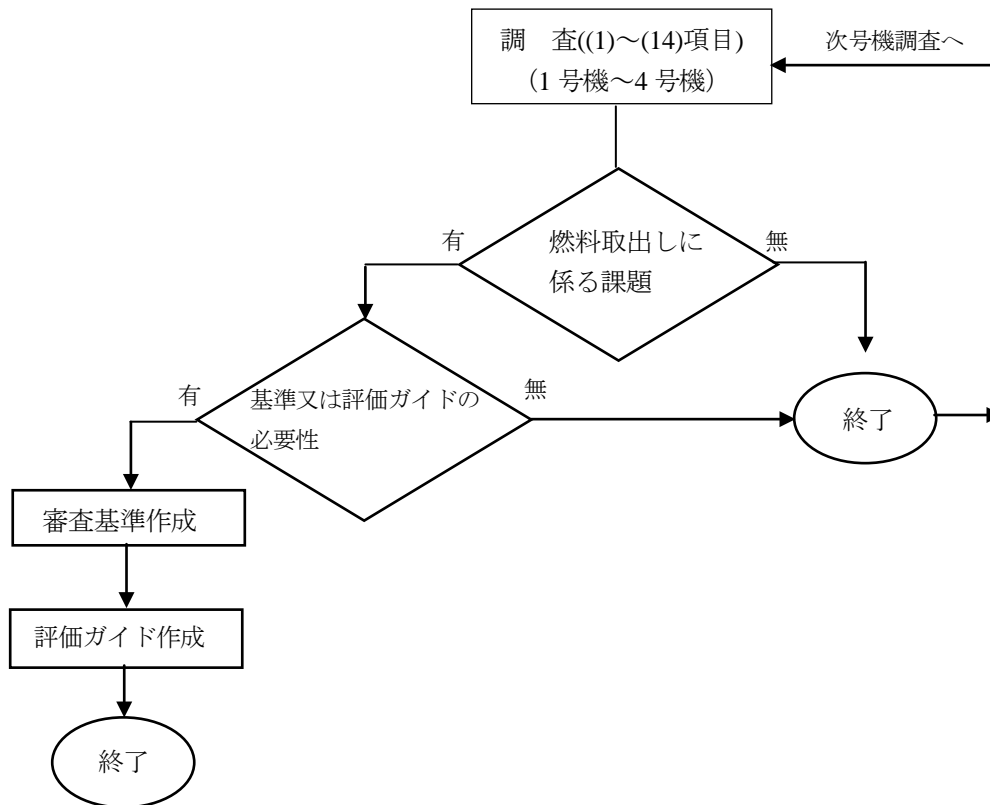


図1 技術調査の基本的な考え方
Fig.1 Fundamental flow of technical research

2.1.1.1 平成24年度の成果

破損燃料輸送に係る文献調査を IAEA、放射性物質の輸送に係る国際会議 (PATRAM) 及びその他公開文献等を中心に実施した。その成果として海外における破損燃料輸送実績を表1に示す。さらに4号機の燃料情報を取得し、それらの燃料が輸送容器に装荷されたとして輸送物の推定を実施した。その結果、輸送された輸送物の状況は既存の知見の範囲内であることから技術基準の拡充は特段必要とされないことが判明した。

表1 海外における破損燃料輸送実績

Table 1 Experience of damaged fuel transportation in overseas

No	搬出元	搬出先	使用輸送容器	乾式/ 湿式	燃料タイプ
1	TMI-2 (米)	アイダホ研究所 (米)	NuPac 125-B	乾式	PWR 燃料
2	パクシュ発電所 (ハンガリー)	マヤク再処理施設 (ロシア)	TUK-6	乾式	VVER 燃料
3	コネチカット ヤンキーハダム ネック発電所 (米)	バッテリー コロンバス研究所 (米)	NAC-1E	乾式	PWR 燃料
4	Western New York Nuclear Service Center (米)	ドレスデン発電所 (米)	TN-9	乾式	BWR 燃料
5	Western New York Nuclear Service Center (米)	オイスタークリーク発電所 (米)	TN-9	乾式	BWR 燃料
6	Western New York Nuclear Service Center (米)	アイダホ研究所 (米)	TN-REG TN-BRP	乾式	PWR 燃料、BWR 燃料
7	ハンフォード (米) 貯蔵プール	キャニスタ貯蔵建屋 (構内)	MCO	乾式	MarkIV燃料
8	GKSS研究所 (独)	キャダラッシュ研究センター (仏)	NCS45	湿式/ 乾式	原子力船燃料
	キャダラッシュ研究センター (仏)	ZIN 中間貯蔵施設 (独)	CASTOR KNK	乾式	
9	ステファン研究所 (スロベニア)	アイダホ研究所 (米)	不明	不明	研究炉燃料
10	イグナリア発電所 (リトアニア)	発電所内貯蔵施設	CONSTOR RBMK-1500/M2	乾式	RBMK 燃料
11	ドコバニ発電所 (チェコ)	発電所内貯蔵施設	CASTOR 440/84	乾式	VVER 燃料
12	テジョン研究炉 (韓国)	アイダホ研究所 (米)	NAC-LWT	不明	PWR 燃料
13	試験炉 (ヴェネズエラ)	サバンナリバー研究所 (米)	GE-2000	不明	研究炉燃料

2.1.1.2 平成 25 年度の成果

平成 25 年度は前年度の調査にて抽出された課題について、追加調査を実施した。具体的には、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、破損燃料を収納する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水素発生量に与える影響について調査した。以下に追加調査結果の概要を示す。

(1) 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燃料の健全性が確認されていない燃料を検査のためハンドリングすることは懸念が生じるため、4 号機での運用が検討されていた燃料集合体上部タイプレートの変形量測定が有用であることが判明した。

(2)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

収納缶は破損した燃料が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、輸送規則に適合させる観点から遮蔽や密封機能を持たせることを中心とした求められる機能を整理した。

(3)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

破損燃料の周囲に水分が存在し、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方法が必要であることも判明した。

2.1.1.3 平成26年度の成果

平成26年度には3号機について4号機と同様な調査を実施した。しかし、使用済燃料プールからの瓦れきや落下物の撤去作業が5か月遅延したことから、貯蔵されている使用済燃料に係る情報が得られなかったが、3号機にて使用される構内輸送容器については情報が公開された。燃料の破損の有無にかかわらず未臨界性は求められることから、この輸送容器を破損燃料輸送にも使用される場合を想定して破損燃料を収納した輸送物に関する臨界評価手法について整理した。

(1)燃料仕様

臨界評価には初期濃縮度を用いそれが最も高い燃料を対象とすることが安全側の評価となるため、3号機の使用済燃料プール貯蔵されている燃料から最も初期濃縮度の高いSTEP3-A型燃料を採用した。

現在、3号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については、ガレキ等の落下の影響による破損状態が確認されていない。したがって、幾つかの破損状態を想定し、破損状態に応じて燃料モデルを設定した。以下に想定した破損状態を記述する。

①燃料棒に変形がある場合：

燃料棒に曲がり等の変形が生じ、燃料棒の配列が健全な位置からずれている場合

②燃料棒がスペーサから脱落している場合：

燃料集合体が破断し、燃料棒が上下部タイプレート及びスペーサから外れて抜け落ちること等により配列を維持していないような場合

③燃料棒からペレットが放出されている場合：

燃料棒が破損し、ペレットが燃料棒から輸送容器キャビティ内に放出された場合

なお、収納する破損燃料の体数についてもパラメータとして影響評価を行う。

(2)評価ケース

①燃料棒に変形がある場合

燃料棒に曲がり等の変形が生じ、燃料棒の配列が健全な位置からずれている場合を想定して、燃料棒ピッチが収納缶内で均一に拡大したモデルで評価を行う。

②燃料棒がスペーサから脱落する場合

燃料集合体が破断し、燃料棒が上下部タイプレート及びスペーサから外れて抜け落ちること等により9×9型等の配列を維持していないような場合を想定して、燃料棒が収納缶内で最適ピッチに配列されたモデルで評価を行う。

③燃料棒からペレットが放出される場合

燃料棒が破損し、ペレットが燃料棒から輸送容器キャビティ内に放出された場合を想定して、ペレットが収納缶内に拡散したモデルとキャビティ内全域に拡散したモデルで評価を行う。

2.1.2 輸送物中に水素が発生した際の安全評価

2.1.1(3)の調査結果より、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から、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（放射線分解により発生する水素の収率）の測定に係る試験方法を立案した。

平成25年度の調査結果では、海水成分やよう素等のハロゲンが共存すると、水の放射線分解に影響を与え、水素発生量が増加すると報告されている。そこで、平成26年度は海水成分等の影響を考慮した輸送容器内での水素発生量評価手法を確立するため、先述の環境における水の放射線分解により発生する水素の定常濃度の測定試験を実施した。

(1) 試験条件

図2に試験装置の構成を示す。また、試験条件を表2に示す。各イオン（塩素、よう素及び臭素）単独での濃度依存性を室温と150℃で測定し、さらによ素イオンが高濃度で存在するときの海水成分濃度依存性を測定する。これらの試験内容のまとめたものを表3に示す。

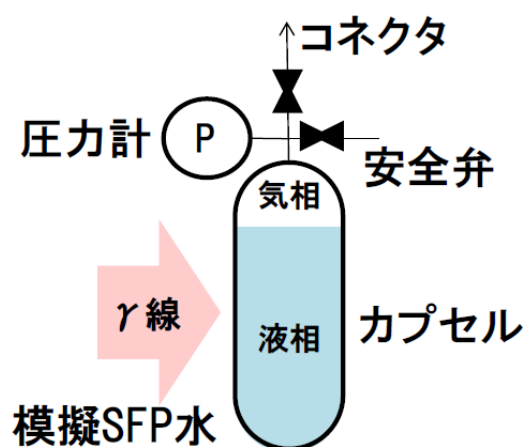


図2 試験装置の構成

Fig.2 Structure of experimental equipment

表2 試験条件

Table 2 Test conditions

項目	条件
試験水量(g)	290cm ³ 付近で平衡圧力が得られるように設定する。150℃の場合、密度変化(0.92 g/cm ³)を考慮して267g程度の量を初期設定値とする。
照射カプセル内容積(cm ³)	300
線量率(Gy/h)	~10 ³
試験温度(℃)	室温、150
試験時間(h)	100 (最大)

表3 試験マトリックスと水質条件

Table 3 Test parameters for water temperature and constituent

試験項目	温度(℃)	水質条件					
		塩素イオン (希釈人工海水を使用)		よう素イオン		臭素イオン	
		mol/l	mg/l	mol/l	mg/l	mol/l	mg/l
1	室温	1.40E-03	49.6				
2	室温	2.80E-03	99.3				
3	室温	1.40E-02	496.3				
4	室温	1.40E-03	49.6	1.00E-04	12.7		
5	室温	2.80E-03	99.3	1.00E-04	12.7		
6	室温	1.40E-02	496.3	1.00E-04	12.7		
7	室温			1.00E-04	12.7		
8	室温			1.00E-05	1.3		
9	室温			1.00E-06	0.1		
10	室温					1.00E-04	8.0
11	室温					1.00E-05	0.8
12	室温					1.00E-06	0.08
13	150	1.40E-03	49.6				
14	150	2.80E-03	99.3				
15	150	1.40E-02	496.3				
16	150	1.40E-03	49.6	1.00E-04	12.7		
17	150	2.80E-03	99.3	1.00E-04	12.7		
18	150	1.40E-02	496.3	1.00E-04	12.7		
19	150			1.00E-04	12.7		
20	150			1.00E-05	1.3		
21	150			1.00E-06	0.1		
22	150					1.00E-04	8.0
23	150					1.00E-05	0.8
24	150					1.00E-06	0.08

(2) 試験結果

照射カプセルの内圧は水素発生と共に上昇することから、内圧の変化量から生成した水素の量を見積もった。カプセル内の水に溶解している水素の濃度は図3に示すヘンリー定数²⁾を用いて気相水素圧力から求めた。

①希釈人工海水系

図4に吸収線量と圧力変化の関係を示す。図4が示すとおり照射開始から水素発生による圧力上昇が見られ、その後累積照射量が増加しても飽和傾向を示した。また、得られたデータに基づきヘンリー定数を用いて液相中の溶存水素濃度を評価した。その結果、図5に示すとおり、 1.4×10^{-3} mol/lでは約110ppb、 2.8×10^{-3} mol/lでは約150ppb、 1.4×10^{-2} mol/lでは約210ppbの水素が溶存していると推定された。

②希釈人工海水系とよう素イオン共存系

図6に吸収線量と圧力変化の関係を示す。図6が示すとおり各濃度データは重なっており、希釈人工海水濃度に関係なくよう素イオン濃度が水素発生量を支配することが判明した。また、得られたデータに基づきヘンリー定数を用いて液相中の溶存水素濃度を評価しようとしたが、図7に示すとおり試験中水素が発生し続けたため平衡に達せず定常値が確認できなかった。

③よう素溶液系

図8に吸収線量と圧力変化の関係を示す。図8が示すとおりよう素イオン濃度依存性が認められた。また、得られたデータに基づきヘンリー定数を用いて液相中の溶存水素濃度を評価した。その結果、図9に示すとおり 1.0×10^{-6} mol/lでは約80ppb、 1.0×10^{-5} mol/lでは約520ppbの水素が溶存していることが判明したが、 1.0×10^{-4} mol/lでは平衡に達せず定常値が確認できなかった。

④臭素溶液系

図10に吸収線量と圧力変化の関係を示す。図10が示すとおりヨウ素イオンと同様に濃度依存性が認められた。また、得られたデータに基づきヘンリー定数を用いて液相中の溶存水素濃度を評価した。その結果、図11に示すとおり 1.0×10^{-6} mol/lでは約20ppb、 1.0×10^{-5} mol/lでは約80ppb及び 1.0×10^{-4} mol/lでは約650ppbの水素が溶存していると推定された。

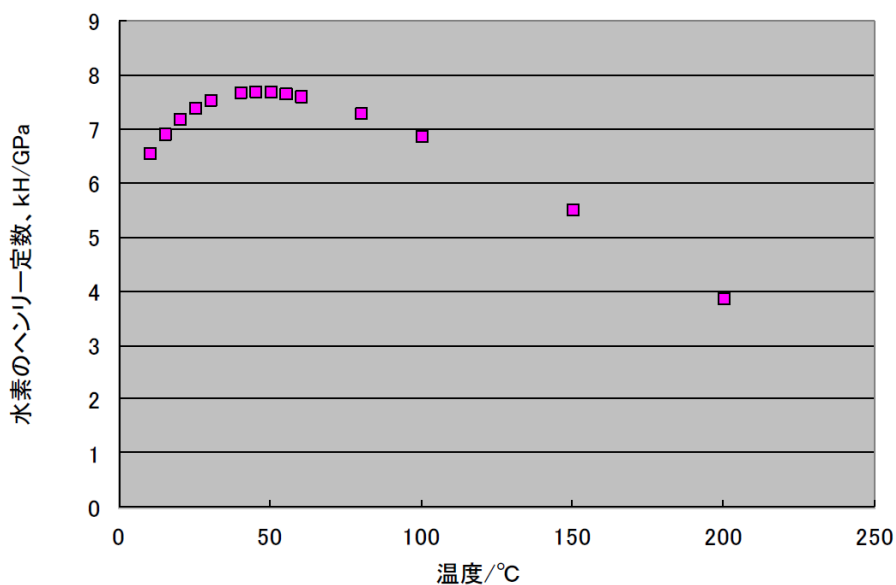


図3 水素のヘンリー定数の温度依存性

Figure 3 Temperature dependence of the Henry's constant for hydrogen

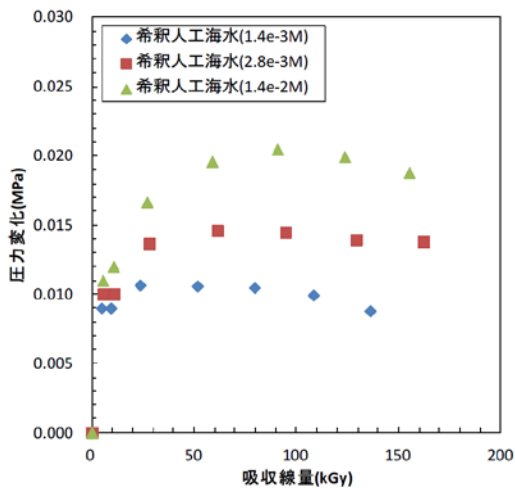


図4 希釈人工海水からの水素発生
(吸収線量-圧力変化)

Fig. 4 Hydrogen generation from the dilution of artificial seawater
(Absorbed dose - pressure change)

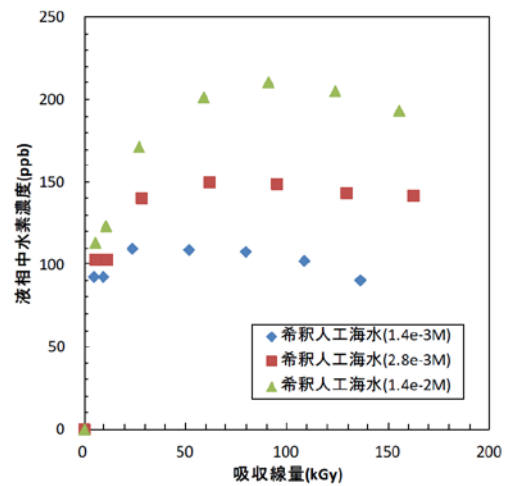


図5 希釈人工海水からの水素発生
(吸収線量-液相中水素濃度)

Fig. 5 Hydrogen generation from the dilution of artificial seawater
(Absorbed dose - the hydrogen concentration in liquid phase)

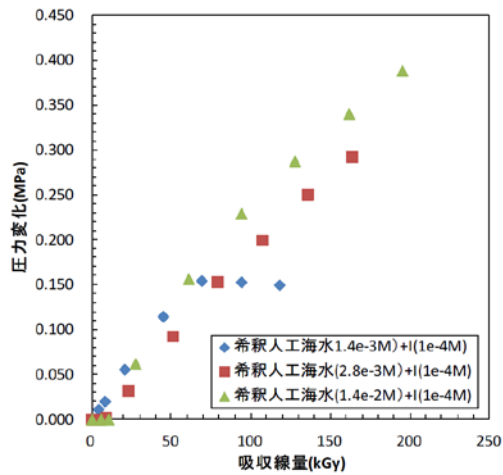


図6 希釈人工海水系とヨウ素イオン共存系からの水素発生 (吸収線量-圧力変化)

Fig.6 Hydrogen generation from the coexistent with the diluted artificial seawater and iodine ion (Absorbed dose - pressure change)

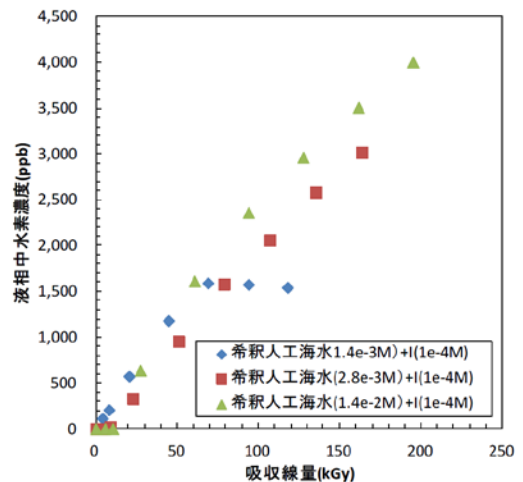


図7 希釈人工海水とヨウ素イオン共存系からの水素発生 (吸収線量-液相中水素濃度)

Fig.7 Hydrogen generation from the coexistent with the diluted artificial seawater and iodine ion (the hydrogen concentration in liquid phase)

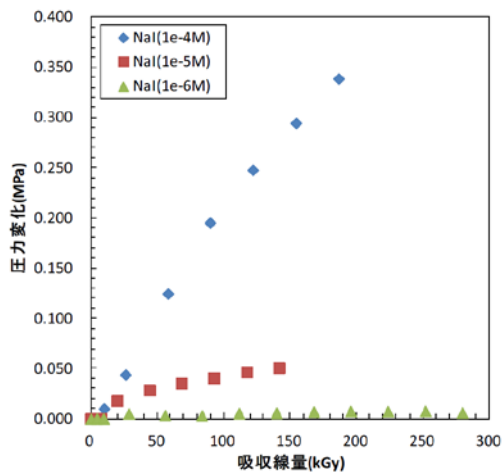


図8 よう素溶液からの水素発生
(吸収線量-圧力変化)

Fig. 8 Hydrogen generation from the iodine solution (Absorbed dose - pressure change)

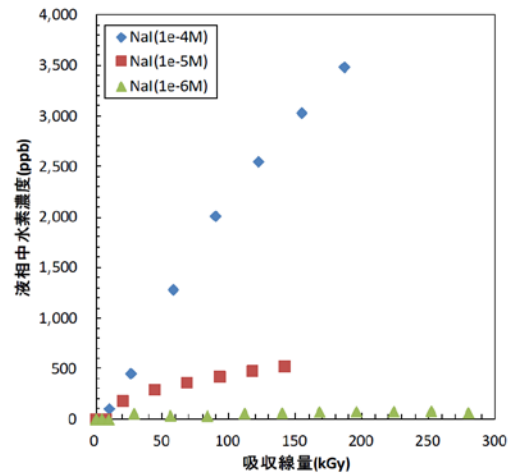


図9 よう素溶液からの水素発生
(吸収線量-液相中水素濃度)

Fig. 9 Hydrogen generation from the iodine solution (Absorbed dose - the hydrogen concentration in liquid phase)

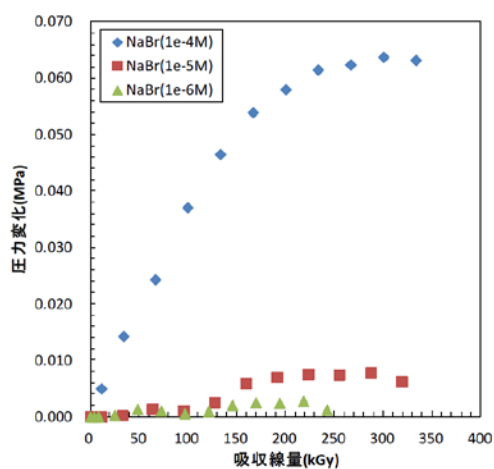


図10 臭素溶液からの水素発生
(吸収線量-圧力変化)

Fig. 10 Hydrogen generation from the bromine solution (Absorbed dose - pressure change)

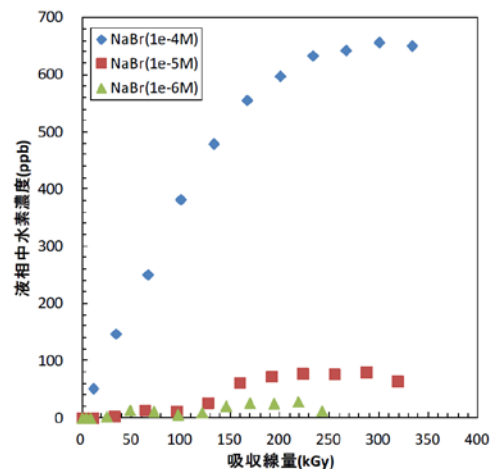


図11 臭素溶液からの水素発生
(吸収線量-液相中水素濃度)

Fig. 11 Hydrogen generation from the bromine solution (Absorbed dose - the hydrogen concentration in liquid phase)

3. まとめ

「福島第一原子力発電所 1~4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に対応して研究活動を実施しており、これまで破損燃料輸送に係る知見の取得に努めるとともに、4 号機からの燃料搬出においては、事前に貯蔵されている燃料の情報から輸送物の推定を実施し、輸送物が既存の知見の範囲内にあることが確認されたため、実施計画については現行の技術基準にて審査が実施され、搬出作業は平成 26 年 12 月に安全に終了した。

4. 今後の展開

水素発生に係る試験について、平成 26 年度取得した定常水素濃度測定データと平成 27 年度取得する G 値のデータを基に放射線分解モデルを用いた水素発生量に係る総合評価を実施する。

5. 今後の成果の活用について

各号機の使用済燃料が搬出される際の実施計画認可申請の安全審査に活用する。また、その審査を支援するため、必要に応じて破損燃料輸送に係る審査基準案及び破損燃料輸送に係る評価ガイド案を作成する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

使用済燃料からの水素発生に係る試験について、平成 27 年度における試験結果が出れば成果をとりまとめ、原子力学会にて発表する。

6.5 表彰・受賞

なし

文 献

- 1) 原子力災害対策本部 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議 東京電力(株)福島第一原子力発電所 1~4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ 平成 25 年 6 月 27 日
- 2) R. F. Prini and R. Crovetto, "Evaluation of Data on solubility of Simple Apolar Gases in Light and Heavy Water at High Temperature", J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol. 18, No. 3, 1231 (1989)

(C04) 加工施設のリスク評価に係る研究

担当：安全技術管理官(核燃料廃棄物担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 24 年 6 月に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）が改正され、加工施設及び再処理施設に係る条文については、平成 25 年 12 月に施行された。これにより加工事業者に対し、①施設の安全性について事業者自ら評価すること（以下「安全性向上評価」という。）及び②新たに重大事故を規定し、その重大事故に対して発生防止、拡大防止及び影響緩和の対策（以下「重大事故対策」という。）を整備することが義務づけられた。

①について「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」¹⁾では、加工事業者は施設の安全性について自ら評価することとされており、ここで実施するリスク評価においては総合安全解析（Integrated Safety Analysis、以下「ISA」という。）手法、イベントツリー、フォールトツリー等の活用が想定されている。原子力規制委員会は安全性向上評価において、加工事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠等を確認することが定められており、本確認のためには、これらに関する技術的知見が必要となる。

（独）原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）では平成 23 年度に内部事象に関するウラン加工施設 ISA 実施手順書案²⁾を作成していた。本研究では本手順書案に基づき、地震を含む外部事象及び混合酸化物（Mixed Oxide、以下「MOX」という。）燃料加工施設に適用する ISA 実施手順を整備することとした。平成 26 年度までに文献調査により発生頻度評価手法、リスクレベルマトリックス等について検討した。また、MOX 燃料加工施設の代表的な工程の閉じ込め機能喪失に係る事故シナリオに対し、地震 ISA 試解析を行い、地震 ISA を実施する上での着眼点・留意点を整理した。平成 27 年度以降は、MOX 燃料加工施設の臨界事故及び地震起因時のハザード解析手法等について検討し、地震 ISA 実施手順を取りまとめる。

平成 25 年 7 月 17 日の第 15 回原子力規制委員会において、重大事故として六フッ化ウラン（以下「UF₆」という。）の漏えいによる化学的影響について事業者に評価及び適切な対策を要求することが決定された³⁾。これを受け、平成 25 年度には、UF₆の化学的影響の評価方法と判断基準の検討に資するため、UF₆の化学的影響及び米国、仏国、英国での規制の現状の調査及び我が国の規制に適用する際の検討を行い報告書^(A)に取りまとめた。本成果は、原子力規制委員会がウラン加工事業者に対して実施する確認事項⁴⁾の取りまとめ及び原子力規制委員会指示⁵⁾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。平成 26 年度には、UF₆の屋内漏えいによる従事者への化学的影響の評価手法についても検討した。ISA では放射線影響だけでなく化学的影響を評価することとなっているため、本成果は化学的影響評価手法として ISA 実施手順に反映できる。

平成 26 年度には、地震以外にも内部火災に対する ISA の検討を開始し、MOX 燃料加工施設におけるグローブボックス火災に対して試解析を行った。平成 27 年度以降は、これに加えて再処理施設における火災に関しても検討し、加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法について留意点等を整理する。

②について、平成 24 年度に加工施設及び再処理施設の重大事故及びその対策についての「基本的考え方」及び「要求事項」について検討した。検討結果は報告書^{(B)(C)}として取りまとめられ、規則、その解釈等策定のために活用された。本成果のうち外部事象時の事故シナリオの抽出等の地震を起因とした ISA と共通する部分については、地震起因の ISA 実施手順に取り入れている。

上記で得られた技術的知見を基に、安全性向上評価におけるリスク評価手法及びその根拠の適切性を原子力規制委員会が確認するための着眼点・留意点を整理していく。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 加工施設のリスク評価に係る技術的知見の整備

本研究では、事業者が安全性向上評価において実施すると想定されるリスク評価手法等の適切性を確認するための技術的知見を整備し、リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点・留意点を整理することを目的としている。整備する技術的知見の内容は次のとおりである。

(1) ISA 実施手順の整備

JNES はウラン加工施設の内部事象 ISA 実施手順を整備していたが、地震を含む外部事象及び MOX 燃料加工施設については未整備であった。このため、地震及び MOX 燃料加工施設に ISA 実施手順を拡張する際の課題について文献調査等により検討することとした。平成 26 年度には、MOX 燃料加工施設の閉じ込め機能喪失に係る事故シナリオに対して試解析を実施した。

(2) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

ISA では従事者及び公衆への放射線影響だけではなく、化学的影響についても評価する。平成 25 年度には UF₆ の化学的影響及び米国、仏国及び英国での規制の現状について調査及び我が国の規制に適用する際の検討を行い、報告書^(A)に取りまとめた。本成果は、原子力規制委員会がウラン加工事業者に対して実施する確認事項⁽⁴⁾の取りまとめ及び原子力規制委員会指示⁽⁵⁾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。また、平成 26 年度には UF₆ の屋内漏えいによる従事者への化学的影響の評価手法についても検討しており、これらの成果は、化学的影響評価手法として ISA 実施手順に取り込む予定である。

(3) 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

平成 24 年度に、加工施設及び再処理施設の重大事故及びその対策についての「基本的考え方」及び「要求事項」について検討した。結果は報告書^{(B)(C)}として取りまとめられ、規則等策定のために活用された。地震を含む外部事象起因の重大事故の選定方法等の ISA と共通な部分については(1)に活用した。

(4) 加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討

ISA 検討の一環として火災影響評価手法の検討を平成 26 年度から開始し、MOX 燃料加工施設のグローブボックス火災について試解析を行った。

(5) リスク評価に係る着眼点及び留意点の整理

(1)の試解析の成果を基に、MOX 燃料加工施設において地震 ISA を実施する際の着眼点・留意点を特定した。

2.2 ISA 実施手順の整備

JNES で取りまとめたウラン加工施設の内部事象に対する ISA 実施手順⁽²⁾を基に、平成 24 年度から MOX 燃料加工施設及び地震に対する ISA 実施手順の検討を開始した。外部事象の中でも地震を優先的に検討したのは、我が国では地震が共通要因故障を引き起こす原因として最重要と考えられること、また、安全性向上評価における「事故の発生及び拡大の防止措置を講じたにもかかわらず、重大事故の発生に至る可能性がある場合、その可能性」に関する調査及び分析の方法において中心的課題となることが考えられることによる。検討においては、まず地震及び MOX 燃料加工施設に ISA 実施手順を拡張する際の課題を抽出した。次に、文献調査を行い、地震起因の発生頻度評価手法等について検討し、図 1 に示す地震 ISA フロー案を作成した。平成 26 年度には本フロー案に従って MOX 燃料加工施設の代表工程に対する試解析を行った。

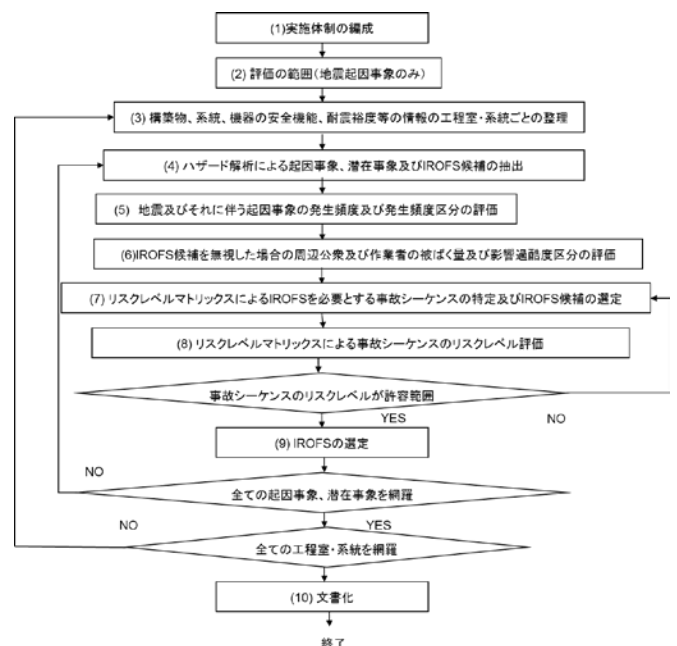


図 1 地震 ISA 実施フロー案

Fig.1 An example procedure flow of aseismic ISA

2.2.1 加工施設における ISA 手法等に関する調査

平成 26 年度には、地震起因事象の発生頻度評価手法に着目して文献調査を実施した。また、ISA における判断指標としてのリスクレベルマトリックスは、従来、設計基準事故の範囲までを対象としていた。今回の新規制基準では、重大事故への対応が求められることとなったため、重大事故範囲に拡張したリスクレベルマトリックスを検討した。

(1) 地震 ISA における発生頻度評価手法の検討

我が国の原子力発電所に対する耐震安全性の評価法としては、地震確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment、以下「PRA」という。) 手法が日本原子力学会標準の形で文献⁶⁾がまとめられており、現在、その改訂が進められている。これは、原子力発電所に対しては厳密かつ適切な評価法ではあるが、ISA の対象となることが想定されるウラン加工施設や MOX 燃料加工施設に適用するには重厚・煩雑すぎると考えられる。そこで、これら加工施設に適した簡易な地震起因事象の発生頻度評価手法について、国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency、以下「IAEA」という。)⁷⁾、原子力規制委員会 (米国) (Nuclear Regulation Commission、以下「NRC」という。)^{8),9)}、電力研究所 (米国) (Electric Power Research Institute、以下「米国 EPRI」という。)^{10),11)}、その他^{12)~14)}による公開文献を調査・分析することにより検討した。

文献^{7)~11)}調査の結果によれば、既設の原子炉等施設に対する耐震安全性の評価法には、決定論的耐震裕度評価 (Seismic Margin Assessment、以下「SMA」という。) 法 (「EPRI SMA 法」とも呼ばれる。)、NRC SMA 法及び確率論的な地震確率論的安全評価 (Seismic Probabilistic Safety Assessment、以下「SPSA」という。) 法の三つがある。SMA 法は、炉心損傷といった限られた重大事故に関する施設の耐震性 (裕度) を評価するのに適している。一方、加工施設では、重大事故が多様であることから耐震性 (裕度) を評価するというよりは、リスク指標に基づく安全性評価が重要なので、SPSA 法に準じた手法が適切と考えられる。文献 12) では、保守的な決定論的損傷裕度 (Conservative Deterministic Failure Margin、以下「CDFM」という。) 法で求めた高信頼性低損傷確率 (High Confidence of Low Probability of Failure、以下「HCLPF」という。) 耐力を用いて地震ハザード曲線から施設の損傷頻度を簡易に推定するため SMA と SPSA の双方の利点を結合した簡易ハイブリッド法が紹介されている。日本原子力学会の地震 PRA 手法と加工施設の比較を表 1 に示す。加工施設の地震 ISA には、簡易ハイブリッド法が最も適していると考えられる。ただし、地震起因事象の発生頻度評価において我が国の発電炉の地震 PRA 手法⁶⁾と比較した場合の保守性の程度を確認する必要がある。

表 1 日本原子力学会の地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の比較

Table.1 Comparison of seismic PRA and simplified hybrid method

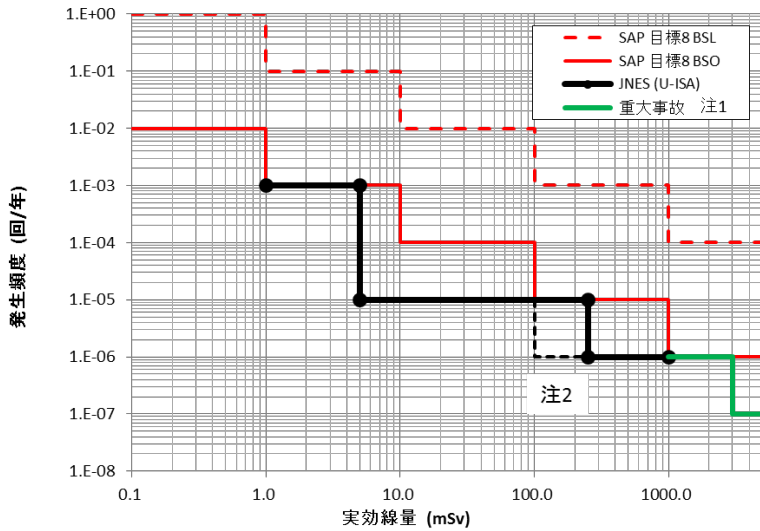
項目	日本原子力学会の地震 PRA 手法	簡易ハイブリッド法
地震ハザード	ハザード曲線	平均ハザード曲線
地震脆弱性	脆弱性曲線	①CDFM 法による HCLPF 耐力の推定 ②複合対数標準偏差 β の近似的な推定 ③損傷確率 $C_{10\%}$ を計算し、対応するハザード超過頻度 $H_{10\%}$ を決定
プラント損傷状態脆弱性	各地震動レベルにおける損傷状態確率からプラント損傷状態脆弱性を推定	①Min/Max 法による損傷状態 HCLPF 耐力の推定 ② β の近似的な推定
損傷状態地震リスク	ハザード曲線と脆弱性曲線の数値的畳み込みにより地震リスクを計算	③損傷確率 $C_{10\%}$ を計算し、対応するハザード超過頻度 $H_{10\%}$ を決定 ④損傷状態地震リスクを計算

(2) 重大事故範囲に拡張したリスクレベルマトリックスの検討

リスクレベルマトリックスに関連する米国^{15)~19)}、英国²⁰⁾、仏国²¹⁾及び日本^{2),22)}の参考文献を調査し、その内容を分析・考察した。その結果、リスクレベルマトリックスに関する適用の範囲・内容等が各国で異なることが分かった。NRC の FC (Frequency-Consequence) 曲線を参考に、重大事故範囲に拡張したリスク階段線図案とし

て、図2を作成した。このリスク階段線図を基にリスクレベルマトリックスの境界を設定する。本図の主な利用目的は、事故シーケンスの発生頻度と公衆の被ばく量を図2にプロットすることによって階段線図より上にある事故シーケンスを重大事故の候補を選定する際の目安とすることにある。

また、対象施設のリスクプロファイルを図2にプロットすることによって、現状の当該施設におけるリスクの全容の把握及び当該施設の安全性向上の程度の視覚的な理解にも役立つと考えられる。ただし、今回作成したリスク階段線図案については今後更に検討が必要である。



注1) SAP (Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities; 基本安全原則 (英国))、BSL (Basic Safety Levels; 基本安全レベル)、BSO (Basic Safety Objectives; 基本安全目標)、JNES U-ISA (JNES のウラン加工施設内部事象 ISA 実施手順)

注2) 重大事故範囲へ拡張した ISA 用のリスク階段線は、JNES (U-ISA)と重大事故を結合したものである。なお、JNES (U-ISA)では「原子炉立地審査指針」に基づき 250 mSv を採用しているが、最近の ICRP Pub.103 によれば、100 mSv より高い線量では確定的影響の増加やがんの有意なリスクがあるとされるため、250 mSv を 100 mSv (黒の点線) に変更することも考えられる。

図2 重大事故範囲に拡張したリスク階段線図案 (周辺公衆・放射線被ばく)

Fig.2 Draft risk stepwise diagram extended to severe accident region (Radiation exposure to the public)

2.2.2 MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

平成 25 年度には、MOX 燃料加工モデルプラントの内部事象に対してハザード解析を行い、MOX 燃料加工施設に対応した起因事象検討手順シートの改良等を実施した。平成 26 年度には、同モデルプラントを対象として、粉末工程及び焼結工程の閉じ込め機能喪失事象について試解析を実施した。内部事象から抽出した起因事象及び地震特有の起因事象 (what-if 手法による) を基に潜在事象を抽出し、発生頻度評価は上述の簡易ハイブリッド法を用い、機器・構築物のフラジリティは耐震重要度に基づいて設定した。

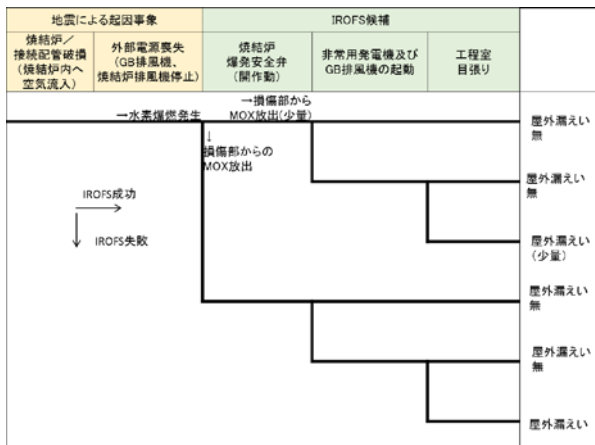


図3 試解析で作成したイベントツリー (焼結工程での水素爆発)

Fig.3 Event tree developed in the trial analysis (hydrogen explosion in sintering furnace)

		発生頻度区分				
		1	2	3	4	5
		< 10 ⁻⁷ /year	10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁶ /year	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁵ /year	10 ⁻⁵ ~10 ⁻³ /year	> 10 ⁻³ /year
影響過酷度区分	5					
	>3Sv					
	4					
	0.25Sv~3Sv					
	3			● ●	●	● ●
5mSv~0.25Sv						
2			■ ■		■	
1mSv~5mSv						
1			■ ■		●	
<1mSv						

図4 試解析における IROFS を無視した場合の事故シーケンスの公衆に対するリスクレベル (粉末工程及び焼結工程)

Fig.4 Risk level results of the trial analysis, to the public in an accident sequence without IROFS (powder conditioning and blending process and sintering process)

注) ●は粉末工程、■は焼結工程の事故シーケンスを表す。灰色のセルは IROFS を必要とすることを表す。

試解析結果の例として、焼結工程での水素爆発について作成したイベントツリーを図3に、IROFS 候補を無視した場合の公衆に対するリスクレベル評価結果を図4に示す。

本試解析により、当初設定したフロー案(図1)によって、ISAが行えることを確認した。また、MOX燃料加工施設において地震ISAを実施する上での主な着眼点・留意点を整理した。これらについては2.6節に示す。

2.3 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

UF₆は漏えい時に大気中の水分と反応し、フッ化水素(HF)及びフッ化ウラニル(UO₂F₂)を生じる。HFは人への健康影響が大きいため、UF₆漏えい事故の影響評価においてはHFの発生も考慮する必要がある。影響評価においては、UF₆並びにその反応生成物であるHF及びUO₂F₂の濃度を評価すること、及び何らかの基準により、どの程度、従事者又は公衆にとって有害かを判断することが必要である。公衆への化学的影響評価について平成25年度に報告書^(A)として取りまとめた。本内容を2.3.1項に示す。平成26年度には従事者への影響評価として屋内でのUF₆漏えい事象の評価を行った。本内容を2.3.2項に示す。

2.3.1 六フッ化ウラン漏えい事故時の屋外での化学的影響の評価手法及び判断基準

(1) UF₆及び反応生成物の屋外での濃度評価方法

UF₆の熱力学的・化学的特性により、漏えい事故時には図5に示すような複雑な現象を生じるため、その影響評価ではこれらを考慮する必要がある。米国においては、UF₆を取り扱う施設での漏えい事故時の濃度評価には、気象指針(R.G.1.145)²³⁾に基づく方法又は計算コード(HGSYSTEM/UF6コード又はRASCAL)で評価する方法が採用され、いずれもNRCにより承認されている。英国では気象指針(NDRP R-9)²⁴⁾に基づき実施されている。

これらの方法のうち、米国の気象指針及び日本の気象指針に基づく簡易計算法並びにRASCALコード又はHGSYSTEM/UF6コードを用いる方法で、UF₆の大気拡散・移行に関する

幾つかのシナリオについて検討を進めた。シリンダのバルブが破損し液体UF₆が漏えいしたシナリオに対するウランの吸入摂取量の計算結果を例として図6に示す。検討の結果、次の事項が判明した。これらに留意して評価手法を選定する必要がある。

- ・建物による巻き込み影響なしの場合、気象指針(日本と米国で評価式は同じ。)による簡易計算法が最も大きな濃度となった。
- ・建物による巻き込み影響ありの場合は、巻き込み影響が問題となる近距離範囲では、米国の気象指針による簡易計算法の方が日本の気象指針よりも相対的に大きな濃度となった。
- ・液体UF₆の放出の場合には、破損部からの揮散現象を取入れているHGSYSTEM/UF6コードの方がRASCAL4.2コードよりも詳細な解析が可能であることから、より適切であると考えられる。

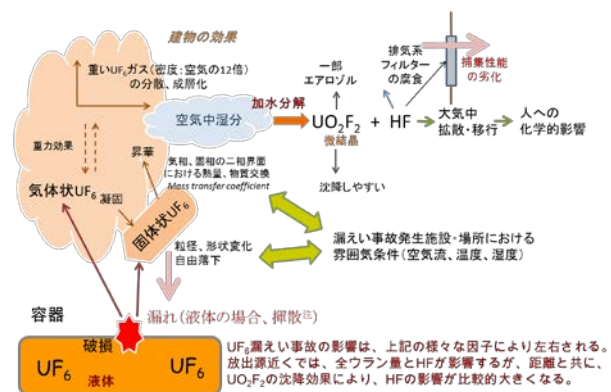


図5 UF₆漏えい時の現象の概略

Fig.5 Chemical reaction and physical change of leaked UF₆
 (注) 揮散 (flash) とは、シリンダの破損口から噴出した直後のUF₆の状態をいう。高温・加圧の液体状態から大気圧下に放出されたUF₆は、固体と気体に変化する。

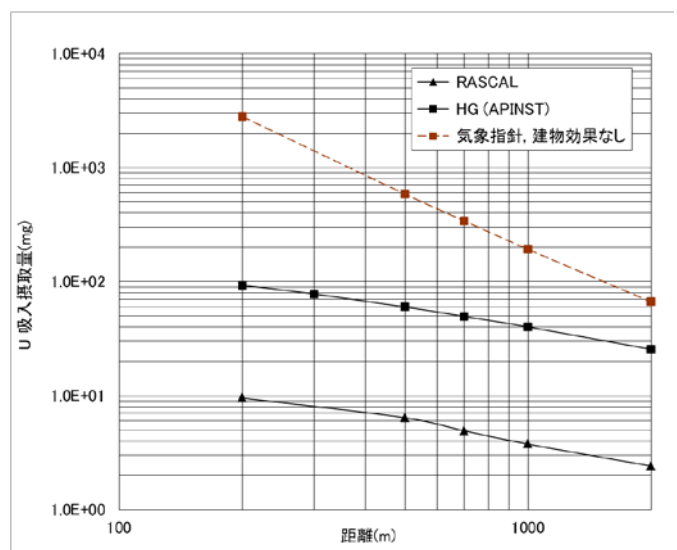


図6 放出点からの距離に対するウランの吸入摂取量^(A)
 (30B シリンダのバルブ破損による液体UF₆放出事故)

Fig.6 Inhaled uranium amount (Liquid UF₆ accidental release from a 30B cylinder by valve damage)

(2) 化学的影響の判断基準

米国、仏国及び英国における UF₆及び HF 等の有害化学物質に対する基準としては表 2 に示すようなものがある。我が国では、UF₆に対しては、毒物及び劇物取締法による届出・登録義務はあるが、事故時の公衆及び従事者に対する量的な制限値はない。HF については、大気汚染防止法等により排気・作業環境管理のための基準は存在するが事故時を対象としていない。このため、事故時における化学的影響の判断基準とするには国内基準は参考にならない。化学的影響評価の判断基準としては次の理由から米国の環境保護省が制定した AEGL (Acute Exposure Guideline Level)²⁵⁾ が適切であると考えられる。

- ・利用可能な公開参考資料が多く、専門家による厳しい審査が行なわれており、信頼性が高い。
- ・感受性の高い個人も検討対象としており、他の基準よりも保守的に設定されている。
- ・米国のほとんどの UF₆関連施設の評価において用いられている。

UF₆及び HF の AEGL の値を表 3 に示す。なお、暴露時間については、施設の条件に応じて妥当な値を設定することが必要である。

(3) UF₆漏えい事故の影響評価項目

上記の検討結果を踏まえて、UF₆漏えい事故の評価方法について整理した結果を次に示す。

① 特定した各事故のソースターム評価

- ・事故のソースターム評価には、保守的な簡易評価法である五因子法²⁶⁾の採用が望ましい。五因子法で行う場合には、用いる数値の根拠について、また他の方法で行う場合には、その方法及び用いる数値について妥当性が説明される。
- ・工程室内の従事者、敷地内の職員及び敷地境界近くの周辺公衆のそれぞれについて化学的影響が評価できるよう、事故のソースタームは、建物内及び建物外のそれぞれについて求める。
- ・事故によって漏えいする UF₆及びその反応生成物の移行経路を明確にする。

② 有害化学物質の暴露濃度評価

- ・暴露濃度は、UF₆、UO₂F₂及び HF について評価する。
- ・建物外の大気拡散を考慮した評価は、次の a.によるのが保守側となるが、保守的すぎる場合は b.によって UF₆の化学的・熱力学的影響を考慮した評価を行うことができる。

a. 気象指針に基づく評価方法

(a). 単一の厳しい気象条件 (大気安定度 : F 型、風速 : 1 m/s

など) を仮定して相対濃度を求める。その際、建物による影響を考慮する必要がある場合は、米国の気象指針に準拠する。

(b). 気象観測データが利用できる場合は、気象指針に沿った統計処理をして、相対濃度を求める。

b. 実証・検証された計算コードを用いて評価する方法

表 2 米国、仏国及び英国における有害化学物質の基準値^(A)

Table.2 Standard for toxic chemicals of the US, France and UK
注) HF に対する毒性負荷量の値は存在するが UF₆に対するものはない。

米国	AEGL (Acute Exposure Guideline Level) ERPG (Emergency Response Planning Guidelines) TEEL (Temporary Emergency Exposure Limits) IDLH (Immediately Dangerous to Life or Health)
仏国	仏国急性毒性しきい値 SP (Seuil de Perception) SER (Seuils des Effets Réversibles) SEI (Seuils des Effets Irréversibles) SPEL (Seuils des Premiers Effets Létaux) SELS (Seuils des Effets Létaux Significatifs)
英国	毒性負荷量 ^{注)} SLOT (Specified Level Of Toxicity) SLOD (Significant Likelihood Of Death)

表 3 UF₆及び HF に対する AEGL の値²⁵⁾

Table.3 AEGL values for UF₆ and HF

		AEGL 2011年11月版				
		UF ₆ (mg UF ₆ /m ³)				
暴露時間レベル		10-min	30-min	1-hr	4-hr	8-hr
AEGL-1		3.6	3.6	3.6	NR	NR
AEGL-2		28	19	9.6	2.4	1.2
AEGL-3		216	72	36	9.0	4.5

		AEGL 2011年11月版				
		HF (ppm)				
暴露時間レベル		10-min	30-min	1-hr	4-hr	8-hr
AEGL-1		1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
AEGL-2		95	34	24	12	12
AEGL-3		170	62	44	22	22

<http://www.epa.gov/oppt/aegl/pubs/final.htm>

注) AEGL-1 は、それを超えると感受性の高い個人も含めた公衆 (general public) が、著しい不快感、軽度の炎症又はその他の非感覚的で自覚症状のない徴候が生じる可能性のある空気中の濃度、AEGL-2 は、それを超えると、感受性の高い個人も含めた公衆に不可逆的な又はその他の重篤かつ長期にわたる健康影響又は避難能力の欠如が生じる可能性のある空気中の濃度、AEGL-3 は、それを超えると、感受性の高い個人も含めた公衆に致命的影響又は死亡が生じる可能性のある空気中の濃度である。

RASCAL コードよりも HGSYSTEM/UF6 コードの方が液体 UF₆ の破損部からの揮散現象を取り入れていることから、より適切であると考えられる。ただし、計算コードを用いた UF₆ の濃度評価の方法については適用範囲を明らかにするために更に検討を進める必要がある。

③ 暴露時間の評価

- ・従事者、職員及び周辺公衆それぞれに仮定する暴露時間は、対象施設の条件を基に妥当な値を設定し、その根拠を示す。

④ 漏えい事故の影響評価

- ・漏えい事故による影響を暴露濃度と暴露時間に基づいて評価する。

平成 25 年 12 月 11 日の原子力規制委員会指示⁵⁾により、濃縮事業者及び再転換事業者に、UF₆漏えい事故時に UF₆が一般公衆に及ぼす化学的影響を評価し、その結果を原子力規制委員会に報告することが要求された。上記の報告書の内容は原子力規制委員会による事業者の評価結果の確認事項⁴⁾に反映されており、判断基準として AEGL 値を用いること、解析に気象指針、HGSYSTEM/UF6 等のコードが推奨されることが記載されている。また、平成 26 年度には、上記の知見を用いて、原子力規制委員会の要求に基づく事業者の解析結果のレビューを実施した。

2.3.2 屋内での六フッ化ウラン漏えい事象評価

従事者への化学的影響評価については、加工施設の特徴を踏まえた屋内での UF₆ の拡散の他、UF₆ の漏えいに伴い発生する HF 及び UO₂F₂ の挙動も合わせて考慮する必要がある。このような評価手法の整備を行うため、シビアアクシデント進展解析コード MELCOR を用いた評価手法の検討を進めた。

MELCOR コードは、炉心損傷で発生したエアロゾルの移行を伴う原子炉施設での過酷事故を解析するために開発された計算コードであるが、加工施設及び再処理施設の換気システム内の事故状況を解析する際にも有効であるとされており²⁶⁾、また、屋内での UF₆漏えい事象への適用を検討した例がある²⁷⁾。そこで、本コードを用いて解析を行うこととした。MELCOR コードによる解析時の体系を図 7 に、解析結果の例を図 8 及び図 9 に示す。

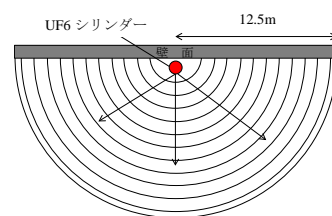


図 7 UF₆漏えい事象計算体系概念図
Fig.7 Conceptual diagram of UF₆ leakage analytical model

解析の結果、MELCOR コードの使い方について次の留意点が明らかになった。

- (1) UF₆と水分の反応過程を模擬する機能を有していないため、漏えいした UF₆は全量が大気中の水蒸気と反応して HF と UO₂F₂を生成するものと仮定し、直接 UF₆を取り扱わずに HF と UO₂F₂として取り扱う必要があり、これらの物性値も解析者が設定する。
- (2) エアロゾルの流動を評価できるため UO₂F₂の性状をエアロゾル粒子として取り扱う必要がある。
- (3) 分割した解析領域の熱流動を一点近似で解くため、個々の解析領域内部で三次元的な流動を追跡できない。解析者はこの点を踏まえて解析領域の設定を行うとともに、隣接する領域間の HF や UO₂F₂の物質移動に注意しながら解析を行う必要がある。

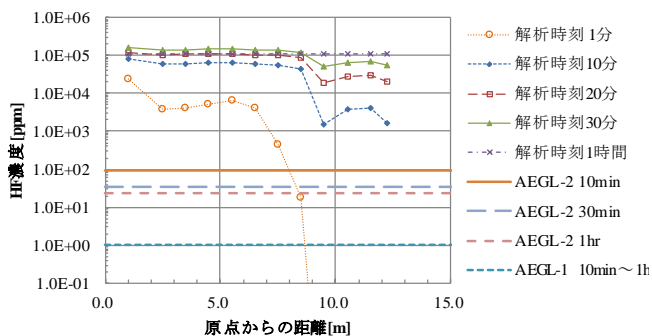


図 8 拡散領域における HF 濃度評価例

Fig.8 Example of HF concentration in dispersion area
注) 解析時刻は UF₆ 放出時を 0 分としてからの経過時間を表す。

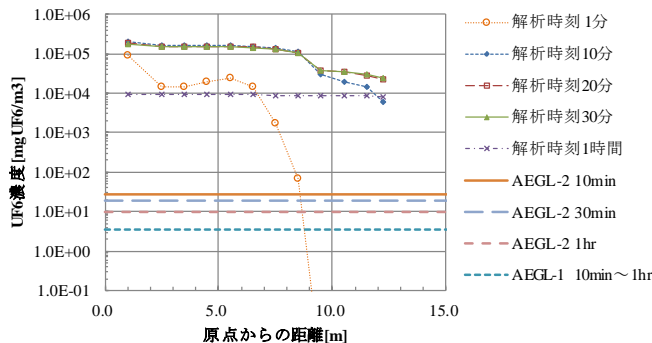


図 9 拡散領域における UF₆ 濃度評価例

Fig.9 Example of UF₆ concentration in dispersion area

- 注 1) UF₆ 濃度は UO₂F₂ 濃度からの換算値
注 2) 解析時刻は UF₆ 放出時を 0 分としてからの経過時間を表す。

2.4 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

原子炉等規制法の改正に伴う、加工施設及び再処理施設の新規制基準整備に関して、重大事故及びその対策についての「基本的考え方」及び「要求事項」について検討し、報告書^{(B)(C)}として取りまとめた。概要は「(05) 再処理施設のリスク評価に係る研究」の調査票に記載されている。本成果のうち、重大事故の特定に係る部分等は ISA 実施手順と共通であるため、本手順の検討に活用できる。

2.5 加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討

加工施設及び再処理施設火災影響評価に関する知見を整備する一環として、MOX 燃料加工施設におけるグローブボックス（以下「GB」という。）火災について試解析を行った。

本試解析では、GB 火災のシナリオを三つ（電源盤火災が GB に延焼、廃棄物火災が GB に延焼、GB 内での火災）作成し、IRSN（Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire；放射線防護・原子力安全研究所（仏国））が開発したゾーンモデルコードである SYLVIA コードを用いて工程室温度等を評価した。本コードでは、室内の温度を高温層と低温層の 2 層に分け、それぞれの層は均一であると仮定している。評価結果の一例を図 10 に示す。また事象進展に関する条件（GB の温度が一定値以上になると GB に引火する等）を設定し、評価結果と比較した。

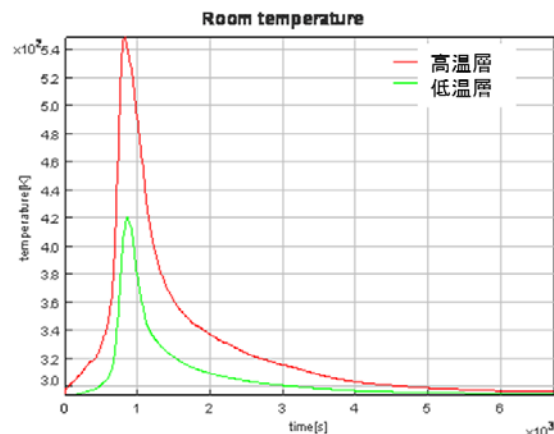


図 10 GB 火災時の工程室内温度の時間変化評価例
Fig.10 Example of room temperature change during GB fire

2.6 リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

2.2.2 項の試解析を実施し、地震 ISA を実施する際の着眼点・留意点を特定した。主なものを次に示す。

- (1) 起回事象は、内部事象のものに地震特有のものを加え抜け落ちなく抽出されていること。
- (2) ソースターム評価は、機器・構築物の損傷度合いの適切な想定に基づき、行われていること。
- (3) 発生頻度評価には、保守的な方法が用いられていること。
- (4) IROFS は、時間余裕、作業環境を考慮して選定されていること。

3. まとめ

平成 24 年度には、加工施設及び再処理施設における重大事故及びその対策の考え方について検討し、報告書として取りまとめた。本成果は、新規制基準策定に活用された。

平成 25 年度は、六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響評価手法について検討し、報告書として取りまとめた。本成果は UF₆漏えい事故時の化学的影響評価方法については、原子力規制委員会がウラン加工事業者に対して実施する確認事項⁴⁾の取りまとめ及び原子力規制委員会指示⁵⁾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。

平成 24 年度から 26 年度にかけては、MOX 燃料加工施設の地震に対する ISA 実施手順の検討として、地震 ISA における発生頻度評価手法、重大事故の領域にまで拡張したリスクレベルマトリックスについて検討し、これらを用いて MOX 燃料加工施設の代表工程に対して地震 ISA 試解析を行った。試解析結果に基づき地震 ISA 実施時の主な着眼点・留意点を整理した。

また、平成 26 年度には加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討の一環として、MOX 燃料加工施設におけるグローブボックス火災について試解析を実施した。

上記の成果は、現在実施されている新規制基準の適合性審査において、適宜、事業者への確認事項の明確化に活用している。

4. 今後の展開

4.1 ISA 実施手順の整備

次年度以降の実施事項を以下に示す。

(1) 臨界事象に関するハザード解析の実施

解析コード等を用いて臨界の成立条件を明確化した上で地震起因の臨界事象に対してハザード解析を行う。

(2) 内部事象用の起因事象検討手順シートの充実

新規制基準審査で得られた情報を基に、粉末工程及び焼結工程以外のシートを整備する。

(3) 簡易ハイブリッド法の保守性の確認

簡易ハイブリッド法と我が国の発電炉の地震 PRA 手法による発生頻度を比較し、手法の保守性及び適用範囲を確認する。

(4) ソースターム及び従事者の被ばくの評価手法の充実

屋内での被ばく量評価手法に係る文献調査等を行い、適切な評価手法について検討する。

(5) 地震 ISA の実施手順の作成

内部事象 ISA 実施手順及び平成 26 年度までの研究成果を基に詳細な地震 ISA 実施手順を整備する。

4.2 加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討

加工施設の火災事象について試解析を行い、本成果を再処理施設の事故シナリオにも適用することによって、加工施設及び再処理施設において火災影響評価を行う上での留意点等を整理する。

4.3 リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

4.1、4.2 の成果及びこれまでの研究成果を基に、加工施設の安全性向上評価において、事業者が実施するリスク評価手法の技術的根拠を確認するための着眼点・留意点を整理し、取りまとめる。

5. 今後の成果の活用について

本研究で得られた知見は、安全性向上評価の結果等を記した届出に対する原子力規制委員会の適合性審査の際に活用される。また、現在実施されている新規制基準への適合性審査における確認事項の明確化に活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

なし

6.5 その他

- (A) JNES、JNES-RE-2013-2021、「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」、平成 25 年 12 月
- (B) JNES、JNES-RE-2013-0003、「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」、平成 25 年 5 月
- (C) JNES、JNES-RE-2013-0004、「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」、平成 25 年 5 月

文 献

- 1) 原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原管研発第 1311279 号原子力規制委員会決定、平成 25 年

- 2) (独) 原子力安全基盤機構、「ウラン加工施設総合安全解析 (ISA) 実施手順等の整備」、11 廃輸報-0003、平成 23 年
- 3) 原子力規制委員会、「ウラン燃料加工施設において取り扱われる六フッ化ウランに関する対応について(案)」、第 15 回原子力規制委員会、資料 1、平成 25 年
- 4) 原子力規制委員会、「六フッ化ウランが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する確認事項 (案)」、第 38 回原子力規制委員会、資料 1-2、平成 26 年
- 5) 原子力規制委員会、NRA-11d-13-023、「ウラン燃料加工施設における六フッ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報告の提出について (指示)」、原子力規制委員会、平成 25 年
- 6) 日本原子力学会、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」、AESJ-SC-P006:2007、平成 19 年
- 7) IAEA, “EVALUATION OF SEISMIC SAFETY FOR EXISTING NUCLEAR INSTALLATIONS”, Safety Guide No. NS-G-2.13, 1992
- 8) NRC, “GUIDANCE ON PERFORMING A SEISMIC MARGIN ASSESSMENT IN RESPONSE TO THE MARCH 2012 REQUEST FOR INFORMATION LETTER”, JLD-ISG-2012-04, 2012
- 9) NRC, “An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-4334, 1985
- 10) EPRI, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1)”, EPRI NP-6041-SL, Revision 1, 1991
- 11) EPRI, “Methodology for Developing Seismic Fragilities”, EPRI TR-103959, 1994
- 12) R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Tokyo Japan, 1999
- 13) O. Coman, et al., “SEISMIC SAFETY ASSESSMENT OF NUCLEAR FACILITIES OTHER THAN NPPS”, Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17), Prague, Czech Republic, 2003
- 14) K. Hirata, et al., “Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures”, 15 WCEE, 2012
- 15) NRC, “Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility”, NUREG-1520 Rev.1, 2010
- 16) NRC, “Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication Facility”, NUREG-1718, 2000
- 17) NRC, “Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities”, SECY-11-0163, 2011
- 18) NRC Interoffice Working Group, “Developing the Staff’s Response to Fukushima Task Force Recommendation 1”, Public Stakeholder Meeting, 2012
- 19) NRC, “Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing”, NUREG-1860, 2007
- 20) ONR, “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities: 2014 Edition, Revision 0”, 2014
- 21) CEA, “Application of the Probabilistic Approach to the UP3-A Reprocessing Plant”, IAEA-TECDOC-711, pp.95-107, 1992
- 22) 原子力規制庁、「安全目標に関する原子力委員会近藤委員長への訪問の結果について」、原子力規制庁、平成 25 年
- 23) NRC, “Technical Basis for Regulatory Guide 1.145, Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-2260, 1981.
- 24) National Radiological Protection Board, “A Model for Short and Medium Range Dispersion of Radionuclides Released to the Atmosphere,” NRDB R91, 1979
- 25) EPA, “Acute Exposure Guideline Levels,” <http://www.epa.gov/oppt/aegl/index/htm>, 2012
- 26) NRC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook,” NUREG/CR-6410, 1998
- 27) S.H. Kim, et.al, “MODELING AND ANALYSIS OF POSTULATED UF₆ RELEASE ACCIDENTS UN GASEOUS DIFFUSION PLANT,” 1995

(C05) 再処理施設のリスク評価に係る研究

担当：安全技術管理官(核燃料廃棄物担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 24 年 6 月に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）が改正され、加工施設及び再処理施設に係る条文については平成 25 年 12 月に施行された。改正された主な内容は、①新たに規定した重大事故に対する発生防止、拡大防止及び影響緩和の対策（以下「重大事故対策」という。）の要求及び②施設の安全性について事業者自らの評価（以下「安全性向上評価」という。）の実施の要求である。ここで、加工施設及び再処理施設の安全性向上評価を行うための運用ガイド¹⁾によると、確率論的リスク評価（PRA）については、必要なデータの拡充を図るとともに PRA の成熟状況に応じて、積極的に活用することとされている。

このような動向を踏まえ、原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は上記①及び②に関する安全研究として、①については「再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討」を、②については「再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備」を実施してきている。

「再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討」では、原子炉等規制法の改正から施行に至るまでの期間に、同法の施行に向けた規則及びその解釈（以下「規則及び解釈」という。）策定に関する検討作業に資することを目的として、以下の項目について安全研究を実施した。

- (1) 重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項の検討
- (2) 放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討

これらの安全研究は既に終了し、検討結果は、規則及び解釈の策定のために活用された。

「再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備」では、事業者のリスク評価の実施に備えて、その手法及び技術的根拠の妥当性を確認するために、必要な技術的知見を整備することを目的として、以下の項目について安全研究を実施している。

- (1) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験
- (2) 地震を起因とした PRA 試解析
- (3) 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備
- (4) 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査
- (5) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

規制庁は原子炉等規制法の改正から施行に至るまでの期間に、規則及び解釈の策定に関する検討作業に資することを目的として、安全研究を実施した。主要成果を以下に記す。

2.1.1 重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項の検討

(1) 加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討

加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的な考え方について検討を行い、検討結果を報告書²⁾に取りまとめた。本検討の主な検討項目、検討結果及び活用先を表 1 に示す。また、表 1 の①に関する検討結果の一例として、報告書²⁾に記載した加工施設及び再処理施設の深層防護の階層を表 2 に示す。表 2 では、

報告書⁽⁴⁾でまとめた重大事故の考え方を踏まえて、IAEAのNS-R-5²⁾(核燃料サイクル施設の安全要件をまとめた文書)を基に重大事故への対応を階層3及び4に明確化した。

表1 重大事故とその対策についての基本的考え方の主な検討項目、検討結果及び活用先

Table 1 Summary of the study on severe accidents and their management

主な検討項目	主な検討結果	検討結果の活用先
①加工施設及び再処理施設の深層防護の階層の考え方	IAEAのNS-R-5 ²⁾ 及び参考文献 ³⁾ 等に記されている原子炉施設に関する深層防護の各階層の施設状態及び目的並びに本検討で整理した施設の特徴等を参考として、深層防護の階層の考え方を明確にし、報告書 ⁽⁴⁾ に整理した。	報告書 ⁽⁴⁾ に記載の考え方を参考に、新規基準において、深層防護の考え方が取り入れられた。
②加工施設及び再処理施設の重大事故の定義及び種類	深層防護の階層及び想定される事象の特徴に基づき、重大事故の定義 ^{注1)} 及び種類を提案した。	新規基準の重大事故の定義及び種類の策定に係る検討に活用された。
③加工施設及び再処理施設の重大事故の選定及び対策の考え方	重大事故対策の達成目標及び基本要件を整理し、従来のPRA/ISA試解析の結果等に基づき、重大事故シーケンス及び重大事故対策の選定の妥当性確認フローの例を作成した。	整理した重大事故の選定及び対策の考え方は、新規基準の重大事故対策の有効性評価の考え方の策定のために活用された。

注1 「核燃料物質が臨界事故状態になること。その他設計基準事故を超える事故であって、閉じ込め機能を喪失する又は喪失するおそれがある事故」と定義した。

表2 加工施設及び再処理施設における深層防護の階層の整理結果⁽⁴⁾

Table 2 Levels of defence in depth for fabrication and reprocessing facilities⁽⁴⁾

階層	施設の状態	目的	重要な手段
階層1	通常運転状態	異常発生防止	保守的設計・高い品質
階層2	運転時の異常な過渡変化状態	異常拡大防止	異常検知、回復、停止、監視機能等
階層3	設計基準事故状態	著しい放射線被ばくの回避 ^{注2)} 及び重大事故の発生防止	閉じ込め機能の確保、重大事故の発生防止のための工学的安全の仕組み及び恒設、可搬式設備による対策 ^{注3)}
階層4	重大事故状態	重大事故の拡大防止、放射性物質等の放出抑制及び管理された状態への回復	AM策 ^{注3)}
階層5	大規模な放射性物質の放出・拡散状態	サイト内外の防災	緊急時計画、緊急時手順の整備等

注2 工学的安全の仕組み及び事故対応の手順による。

注3 階層3の重大事故の発生防止対策と階層4のAM(Accident Management)策を合わせて「重大事故対策」とした。

(2) 加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る要求事項についての検討

上記(1)の検討結果を踏まえた上で、重大事故対策に係る基本的な要求事項を報告書^(K)に取りまとめた。本取りまとめの内容を表3に示す。

表3 重大事故対策に係る基本的な要求事項

Table 3 Fundamental requirements for severe accident management

項目	要求内容
① 臨界事故に関する対策	臨界事故の発生が想定される場合には、合理的に実行可能な範囲で、それを防止するための措置を講じること。また、臨界事故の発生に備え、臨界を収束・停止させ管理された状態にするための対策を講じること。
② 閉じ込め機能に関する対策	閉じ込め機能の喪失をもたらす重大事故の発生が想定される場合には、それを収束させ管理された状態にするための対策を講じること。
③ 使用済燃料貯蔵プールに関する対策	使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故が想定される場合には、収束させ管理された状態にするための対策を講じること。
④ 同時多発事故に関する対策	先行して発生する事故によって、後から発生が想定される事故のために準備していた対策が影響を受け、十分にその機能を発揮できない可能性を解析、評価し、対策を講じること。 また、それらの時間余裕、影響の大きさ等を解析、評価して対策を講じる事故及び処置に優先順序を付け、対策に当たる人員、機材等に不足のないように適切に整備すること。
⑤ 安全裕度向上による対応	設計基準を超える自然現象及び外部人為事象に対して、合理的に実行可能な限り、設計基準事故対処設備の安全裕度を向上させるための対策を講じること。
⑥ 可搬式の設備等による対応	施設が大規模に損傷した状況において、崩壊熱の冷却が必要な機器（高レベル濃縮廃液貯槽等）の冷却、放射性物質の放出の最小化等の手順書を作成するとともに、手順書に従って活動を行うための体制及び可搬式の設備等の資機材を整備すること。
⑦ 拡散抑制対策	閉じ込め機能を有する施設の著しい損傷に至った場合、使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷に至った場合など様々な事象に対処するために、敷地外への放射性物質の拡散を抑制する手段を整備すること。有害化学物質の生成と放出が伴う場合にも同様に敷地外への放射性物質の拡散を抑制する手段を整備すること。
⑧ 重大事故対策の有効性評価	想定する重大事故について、事故シーケンスを適切に検討した上で、最適な重大事故対策を整備すること。また、その重大事故対策の有効性を評価すること。

2.1.2 放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討

(1) 背景

再処理施設及びMOX燃料加工施設^{註4}（以下「再処理施設等」という。）においては、重大事故対策として、加工施設及び再処理施設の「位置、構造及び設備の基準に関する規則」^{4),5)}（以下「事業指定・許可基準規則」という。）及びその解釈^{6),7)}により、工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることが求められている。

原子力規制委員会は、事故の発生に伴う大量の放射性物質の環境への放出を抑制することを目的として、再処理施設等に先立って、原子炉施設に対する審査ガイド⁸⁾を策定した。そこでは、重大事故対策の有効性評価に当たり、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を、想定する格納容器破損モードに対して、「セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていること」と定めた。

再処理施設等においても、事故による大量の放射性物質の環境放出を抑制することが求められるが、これらの施設で取り扱われている放射性物質の組成、存在量及び性状が原子炉施設とは異なるため、これらの施設の特徴を踏まえた上で、同等の安全性を確保するための基準を示す必要があった。

注 4：加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及びその解釈において、工場等外への異常な水準の放出の防止が求められているのはプルトニウムを取り扱う加工施設と記載されていることから、加工施設については、MOX 燃料加工施設を対象とした。

(2) 検討結果

原子炉施設における「セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていること」という放出基準の策定の経緯及び考え方を確認し、これを基に、再処理施設等における放出基準の解釈について検討した。その際の留意事項は以下のとおりとした。

- ・ 事故時に環境に放出される放射性物質の種類が原子炉施設と異なること。
- ・ 放射性物質が施設内に広く分散しており、事故の種類が多様であること。
- ・ したがって、事故時に放出される放射性物質の種類が事故の種類によって異なること。
- ・ このため、再処理施設等においては、原子炉施設におけるセシウム137のように、ある一つの放射性物質ではなく、事故時に環境に放出される放射性物質の全体を考慮する必要があること。
- ・ ただし、原子炉施設におけるセシウム137と同じ被ばく影響の考え方によること。

上記の留意事項を念頭に、セシウム137換算の適用性について、IAEA-TECDOC-1162⁹⁾等に基づく、重大事故に伴い放出される放射性物質による外部被ばく及び地表からの再浮遊物質吸入による内部被ばくを考慮した簡易的な評価法及び放出された放射性物質による被ばく線量評価コードであるRASCAL4.2コードによる試解析を行い、以下の点を明らかにした。

- ・ 再処理施設等では、セシウムよりもルテニウム又はプルトニウムの影響が支配的である。
- ・ 被ばくに対する寄与については、セシウム又はルテニウムの場合はグランドシャインが、プルトニウムの場合は再浮遊による吸入摂取が支配的である。
- ・ セシウム137を基準として、対象とする核種と相対比較することにより、再処理施設で特徴的なルテニウム、MOX燃料加工施設にも共通するプルトニウム等による影響を、セシウム137による影響に換算できる。

(3) 規制への反映

上記の結果は、加工施設及び再処理施設の事業指定・許可基準規則の解釈^{6),7)}における重大事故対策の有効性評価の判断基準を検討する際に活用された。なお、事業指定・許可基準規則では、「異常な水準の放出を防止」について、次のとおり記され、「セシウム137換算」が規定されている。

- ・ 放射性物質の放出量がセシウム137換算で100テラベクレルを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いことをいう。
- ・ 「セシウム137換算」については、例えば、放射性物質が地表に沈着し、そこからのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊による吸入摂取による内部被ばくの50年間の実効線量を用いて換算することが考えられる。

2.2 再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備

加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド¹⁾では、安全性向上評価のための調査及び分析の方法の例として、PRA手法によるリスク評価を挙げている。一方、同運用ガイドでは、事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠の妥当性を確認するとしている。したがって、規制庁としては、事業者のリスク評価の実施に備えて、確認の際に必要と考えられるリスク評価に係る技術的知見を整備しておく必要がある。この必要性に基づき平成26年度までに実施した安全研究の主要な成果を以下に述べる。

2.2.1 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

(1) 放射性物質移行挙動試験の実施

再処理施設内液体状放射性物質の放射エネルギーの大部分は高レベル濃縮廃液中にある。高レベル濃縮廃液は核分裂生成物の崩壊熱を有し、沸騰を防止するために常時冷却する必要がある。そこで、その貯槽の冷却機能が長期に喪失した事象を想定し、廃液が沸騰して乾固状態にまで至る過程(以下「蒸発乾固過程」という。)における気相への放射性物質移行挙動について、模擬廃液及び実廃液を用いてコールド試験及びホット試験を行った。本試験研究は、平成21年度から平成25年度まで実施し、平成25年度に最終報告書¹⁾を作成した。

本試験研究では、高レベル濃縮廃液が乾固するまでの過程における廃液からの核種の気相への移行及び移行経路における核種の挙動の評価に必要なパラメータとして、次にに関するデータを取得した。

- ・ 気相への移行割合 (ARF: Airborne Release Fraction)
- ・ 移行経路での低減率 (LPF: Leak Path Factor)

試験装置の一例 (ホット試験) を図 1 に、試験結果の一例 (ARF の測定結果) を図 2 に示す。図 2 より、ルテニウムの ARF 値が他の元素の ARF 値に比べて大きい傾向となっていることが分かる。

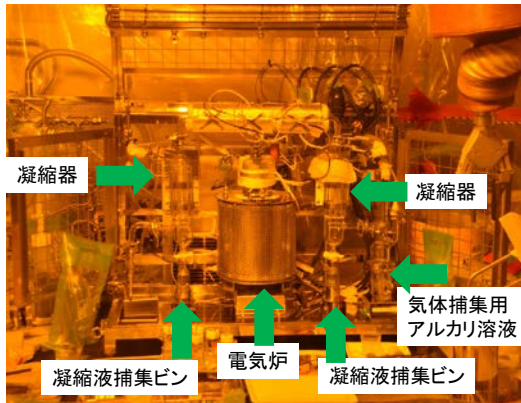


図 1 ARF 測定に用いた装置(ホット試験)
Fig.1 Equipment for measurement of ARF
(in Hot Laboratory)

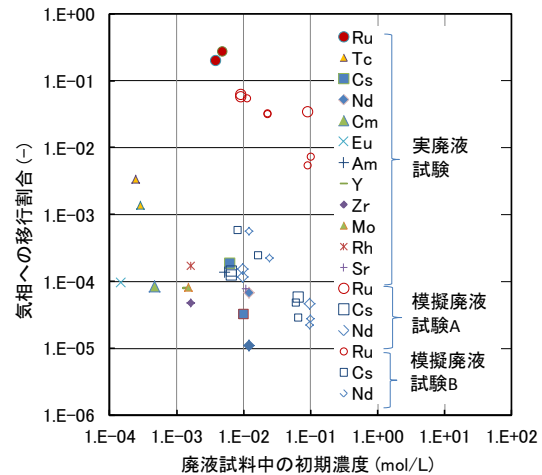


図 2 ARF の測定結果
Fig.2 Result of measurement of ARF

(2) 蒸発乾固過程における核種の移行挙動評価に係る検討

上記(1)の試験の結果及び既往の知見¹⁰⁾から、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固過程における放射性物質の廃液から気相への移行メカニズムは大きく分けて以下の二つに分類される。

- ① 非揮発性物質としての飛沫同伴による気相移行
- ② 揮発性物質としての気相移行

このうち、上記②の揮発性物質としては主にルテニウムが想定され、海外の文献¹⁰⁾では廃液温度約 120°C 以上で酸濃度約 6mol/L を超えると、揮発性ルテニウムが廃液中で生成し気相に移行する量が急激に増加すると報告されており、上記(1)のホット試験においても同様の傾向が認められた。したがって、仮に高レベル濃縮廃液の沸騰が発生したとしても、揮発性ルテニウムの気相移行が急激に増加する条件に至る前に拡大防止策が成功する場合には、上記②ではなく、①のメカニズムによる放射性物質の気相への移行が支配的と考えられる。

①のメカニズムによる放射性物質の気相への移行量を評価するフローとして検討した結果を図 3 に示す。

沸騰により発生する水蒸気 (以下「蒸気」という。) の流量が既知のとき、その流量に飛沫同伴率 (= 単位面積当たりの飛沫流量/単位面積当たりの蒸気流量) を乗じることで、飛沫の流量が得られ、さらに飛沫中の核種成分濃度から核種成分の気相移行量が求められる。廃液中の核種成分濃度は、蒸発による廃液量の減少によってあるいは沸騰を抑制するために注水が行われる場合には廃液量の増加によって核種成分濃度が変化するので、その変化を考慮した上で、気相移行量を評価することが必要である。

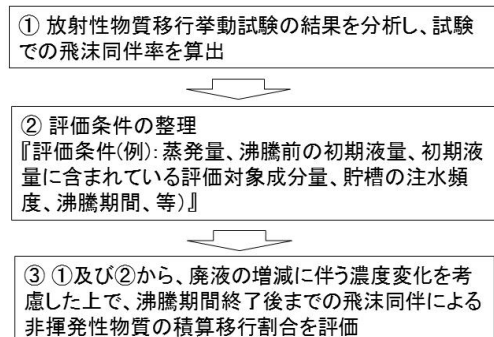


図 3 飛沫同伴による気相移行量の評価フロー
Fig.3 Flow of ARF evaluation for entrainment

(3) 蒸発乾固過程で発生する蒸気の凝縮に伴うエアロゾルの挙動評価

高レベル濃縮廃液の蒸発乾固過程で発生する蒸気の凝縮に伴うエアロゾルの挙動の理解は、蒸発乾固重大事故の対策を評価するに当たり重要である。

そこで、蒸気の凝縮に伴うエアロゾルの挙動の理解に重要な着眼点・留意点を明確にするため、シビアアクシデント進展解析コード MELCOR による解析を行った。なお、米国の核燃料サイクル施設事故解析ハンドブック¹¹⁾によれば、本コードは原子炉施設での重大事故のみならず、核燃料サイクル施設の換気系統内の事故状況を解析する際にも有効であることが述べられている。

本解析では、高レベル濃縮廃液の沸騰によって生じる蒸気が誘導される経路を想定し、セル、ダクト等で凝縮・沈着する凝縮水及び核分裂生成物 (Fission Product、以下「FP」という。) の量を計算した。この際、凝縮・沈着に影響すると考えられるパラメータについて感度解析を行い、その影響の度合いを調べ、着眼点・留意点を抽出した。

解析結果の例を図4～図6に示す。また、解析結果を踏まえて抽出した着眼点・留意点を下に記す。これらは、蒸発乾固重大事故の対策の妥当性の確認に活用する。

- ① セル・ダクト・配管・壁等の幾何形状及び位置
- ② エアロゾルの粒径分布モデル
- ③ FPの放出量への排気設備の影響
- ④ 壁面温度の上昇速度
- ⑤ エアロゾルの沈着に及ぼす各沈着機構（重力沈降、熱泳動等）の寄与の割合

2.2.2 地震を起因としたPRA試解析

(1) 単独の事故事象発生時のPRA試解析の実施

リスク評価に係る技術的知見の整備の一環として、平成24年度から平成26年度までに、高レベル濃縮廃液貯槽での蒸発乾固事象、使用済燃料貯蔵プールでの使用済燃料の損傷及び臨界事象並びにMOX粉末貯蔵ホールでの臨界事象について地震PRA試解析を実施した。上記のうち、蒸発乾固事象及び使用済燃料の損傷事象については、重大事故対策を仮定した上で試解析を実施した。蒸発乾固事象のイベントツリーの例を図7に示す。試解析結果を基に抽出した、地震を起因としたPRA解析を実施する際の主な着眼点・留意点は以下のとおりである。

- ① 起因事象は、内部事象のものを参考に地震特有のものを考慮し、抜け落ちなく抽出されていること。
- ② ソースターム評価は、機器・構築物の耐震クラス及び耐震裕度を考慮し、損傷度合いを適切に想定して行われていること。
- ③ 起因事象の発生から事故事象発生までの時間余裕は、施設の状態や事故事象の発生箇所を考慮し、適切な条件の下で評価されていること。
- ④ 対策は、実施体制、実施に必要な機器、電源等、時間余裕及び作業環境を考慮して選定されていること。

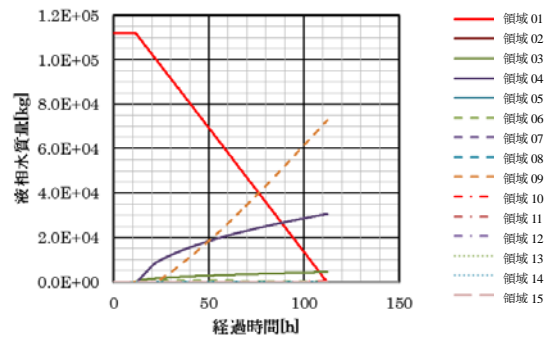


図4 各解析領域での凝縮水量の時間変化 (例)

Fig.4 Time dependency of condensate water mass in each region

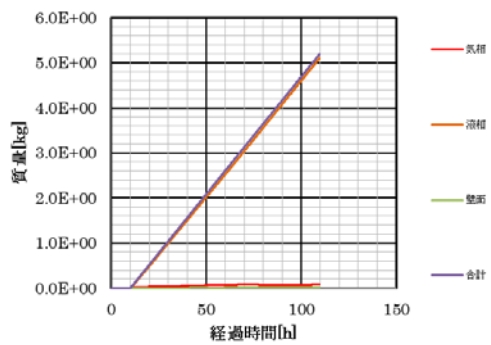


図5 各相のエアロゾル量の時間変化 (例)

Fig.5 Time dependency of aerosol mass in each phase

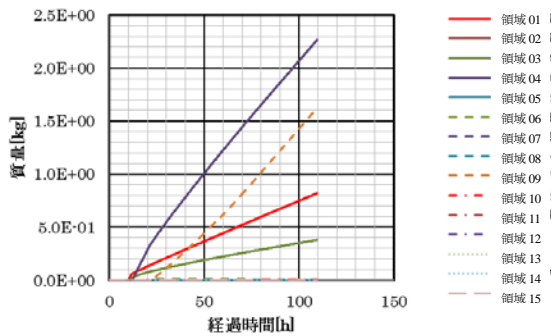


図6 各解析領域での凝縮水中のFP量の時間変化 (例)

Fig.6 Time dependency of FP-mass in condensate water

⑤複数の貯槽等で単独の事故事象が同時に発生する場合を考慮し、事故事象の相互影響（対策の実施の可否、放出量の増加等）が適切に考慮されていること。

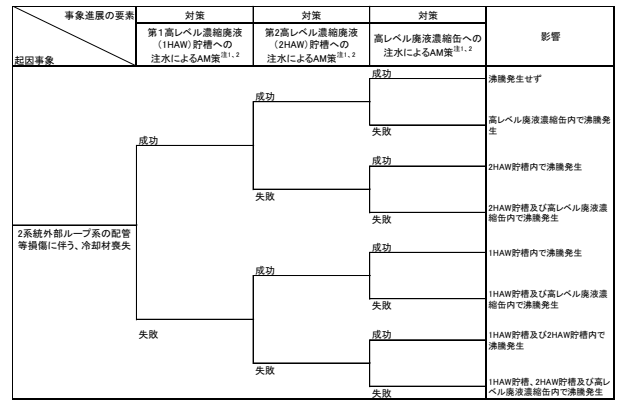
(2) 複数の事故事象の同時発生を考慮した PRA 試解析手法の検討

PRA 試解析は、これまで上記(1)のような単独の事故事象を対象に実施してきた。しかしながら、地震により複数の安全機能が喪失する場合には、設備内で複数の事故事象が同時に発生することが想定され、平成 25 年 12 月に施行された事業指定・許可基準規則の解釈⁷⁾においても「重大事故の発生を防止するための設備又は拡大を防止するための設備が有効に機能するかを確認する際には、重大事故の単独での発生のみならず、同時に又は連鎖して発生することを想定して評価する」旨が記載されている。

このため、複数の事故事象の同時発生を反映した PRA を実施するための具体的な方法及びそれに伴う課題についての技術的知見を蓄える必要がある。

そこで、図 8 に示す検討フローに基づき、設備内における複数の機能喪失を想定した場合の高レベル濃縮廃液の沸騰及び水素爆発事象に関する事象進展シナリオの検討を行った。本検討で得られた、複数の事故事象の同時発生を考慮した PRA におけるシナリオ作成、システムのモデル化、定量的解析等の具体的な PRA の作業段階における主な課題を表 4 に示す。

現在は、上記の検討結果を踏まえて事象進展シナリオのイベントツリー化を行い、これまでに得られている課題の解決に加え、PRA 実施に伴うより具体的な技術的課題について検討中である。



注1: 中型移送ポンプによる内部ループへの直接注水
注2: 消防ポンプによる冷却コイルへの直接注水

図 7 イベントツリーの例

Fig.7 Example of event tree

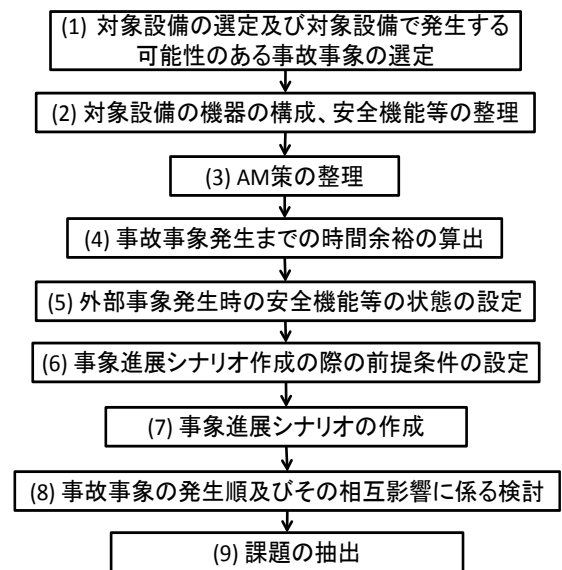


図 8 事象進展シナリオの検討フロー

Fig.8 Flow of study on accident scenarios

表 4 複数の事故事象の同時発生を考慮した具体的な PRA の作業段階における主要な課題

Table 4 Major issues for multi-hazard PRA of reprocessing facilities

対象	主要な課題
全設備共通	①各機器の耐震裕度を評価し、損傷状況をより精度良く予測することによる事象進展シナリオの精度向上
	②外部事象発生時に共通要因による複数箇所での事故の同時発生を想定することによるより広範囲を対象とした事象進展シナリオの作成
	③AM策実施の際におけるより具体的な設備状態、作業環境等の把握によるAM策の実現性の確認
高レベル濃縮廃液貯槽	④水素爆発による影響解析を実施し、損傷箇所及び損傷の度合いを明確にすることによる事象進展シナリオの精度向上
	⑤溶液沸騰時のミスト発生量及びフィルタのミスト負荷限界量に関する評価を実施することによるより定量的な放出量評価

2.2.3 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備

放射線分解に伴って溶液貯槽に発生する水素が水素掃気機能の喪失により蓄積することによる爆発事象について、着眼点・留意点を明確にするため、水素爆燃解析コード FLACS を用いて試解析を行った。なお、FLACS コードの適用性確認のため、単純な体系(円筒容器)における水素爆燃試験結果¹²⁾とコードによる計算結果とを比較し、FLACS コードによる解析結果の保守性を確認した。

本試解析では、高レベル濃縮廃液貯槽において、放射線分解水素が槽内気相部に均一に分布しているとして過圧力を計算した。この際、計算モデルは、定容断熱とし、貯槽内機器(冷却コイル等)は考慮せず、過圧力の推移を求めた。試解析結果の例を図9に示す。過圧力は、貯槽内機器等の障害物を考慮していないため、火炎伝ばにおいて乱れが生じにくく、極大値は発生していない。

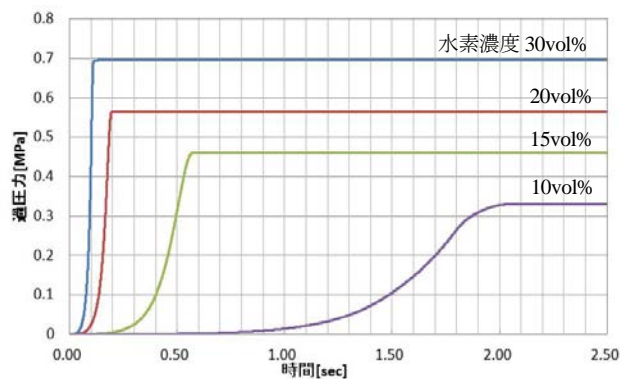


図9 過圧力の時間変化

Fig.9 Time dependency of calculated over pressure

2.2.4 諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査

リスク評価に係る技術的知見の調査の一環として、核燃料サイクル施設における放射性物質の放出量評価に係る文献調査^{11), 13)}、英国及び仏国で実施された加工施設及び再処理施設に対するストレステストの文献調査等を実施した。

2.2.5 リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

原子炉の地震 PRA 実施基準¹⁴⁾及び2.2.2項の PRA 試解析結果を基に、原子炉と再処理施設における地震 PRA 実施手順の相違点について検討した。基本的な評価の進め方において両者に大きな違いはないが、再処理施設の特徴として、核燃料物質が施設内に分散しており、また事象の種類が多いことから、同一設備又は異なる設備での事象の同時発生といった観点が求められる。これを踏まえて、原子炉と再処理施設の地震 PRA 実施手順の相違点について整理中である。

3. まとめ

2.1 節の「再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討」のうち、2.1.1 項の「重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項」では、検討結果を二つの報告書に取りまとめた。これらの報告書での提言事項は規制に活用された。2.1.2 項の「放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討」では、検討結果であるセシウム 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、事業指定・許可基準規則の解釈^{6), 7)}における重大事故対策の有効性評価の判断基準を検討する際に活用された。

2.2 節の「再処理施設のリスク評価に係る技術的知見の整備」では、事業者のリスク評価の実施に備えて、その手法及び技術的根拠の妥当性を確認するために、必要な技術的知見を整備した。2.2 節の研究成果は、新規基準の適合性審査等において審査確認事項を明確にするため、活用している。

4. 今後の展開

次年度以降に予定している主な実施事項を以下に示す。

(1) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

放射性物質、特に揮発性ルテニウムの移行挙動(気相中での固体への化学変化に留意することが必要)をより明確にするため、次に関する試験データを取得する。

- ・気相中を移行するルテニウム化学種の同定

- ・蒸気凝縮を伴う移行経路でのルテニウムの LPF データの取得
- (2) 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備
これまでの試解析結果を踏まえ、今後は下記の解析及び評価を予定している。

- ・圧力に影響すると考えられるパラメータに関する感度解析
- ・火炎伝播に影響すると考えられる槽内機器（障害物）を考慮した解析
- ・水素爆燃により発生する圧力が貯槽へ与える影響の解析
- ・水素爆燃から爆ごうへの転移（DDT）の可能性の評価

- (3) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

原子炉と再処理施設における地震 PRA 実施手順の相違点の検討結果及びこれまでの安全研究の成果を基に、再処理施設の地震 PRA 実施手順を明確にする。その後、2.2.2 項(1)に加えて、さらに着眼点・留意点を整備していく。

5. 今後の成果の活用について

5.1 新規制基準適合性審査への活用

2.2.1 項(2)の沸騰時の移行挙動評価に係る検討、2.1.1 項(3)の蒸発乾固過程で発生する蒸気の凝縮に伴うエアロゾルの挙動の評価、2.2.3 項の水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備を始めとする 2.2 節で得られた全ての成果は、今後の再処理施設の新規制基準適合性審査に活用される予定である。

5.2 安全性向上評価への活用

5.1 節と同様、2.2 節で得られた全ての成果は、安全性向上評価において再処理事業者のリスク評価の実施に備えて、その手法及び技術的根拠の妥当性を確認する際に活用される予定である。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

- (A) “Fundamentals for Reviewing Accident Managements of Reprocessing Facilities”, Proceedings of PSAM Topical Conference in Tokyo, April (2013).

6.4 学会発表

- (B) 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－(1) 背景及び対象事象、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月
- (C) 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－(2) 高レベル濃縮廃液の冷却システムと冷却機能喪失事象、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月
- (D) 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－(3) 試験研究計画概要、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月
- (E) 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－(4) コールド基礎試験（その 1）模擬廃液を用いた ARF 測定試験、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月
- (F) 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－(5) コールド基礎試験（その 2）熱分解反応速度の計算、日本原子力学会 2012 年秋の大会、2012 年 9 月
- (G) 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－(6) コールド基礎試験（その 3）FP 濃度の影響、日本原子力学会 2013 年春の年会、2013 年 3 月
- (H) 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 年春の年会、2014 年 3 月

(I) 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－(8) コールド工学試験、日本原子力学会 2014 年春の年会、2014 年 3 月

6.5 その他

(J) 独立行政法人原子力安全基盤機構、JNES-RE-2013-0003、「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」、2013 年 5 月

(K) 独立行政法人原子力安全基盤機構、JNES-RE-2013-0004、「加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る要求事項についての検討」、2013 年 5 月

(L) 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ、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、2014 年 2 月

文 献

- 1) 原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、2013 年
- 2) IAEA, “Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities”, Safety Requirements No. NS-R-5, 2008
- 3) 原子力安全・保安院、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」、2012 年
- 4) 原子力規制委員会、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、2013 年
- 5) 原子力規制委員会、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、2013 年
- 6) 原子力規制委員会、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、2013 年
- 7) 原子力規制委員会、「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」、2013 年
- 8) 原子力規制委員会、「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」、2013 年
- 9) IAEA, “Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency”, IAEA-TECDOC-1162, 2000
- 10) M.Philippe et al, “Behavior of Ruthenium in the Case of Shutdown of the Cooling System of HLLW Storage Tanks”, Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., NUREG/CP-0116 Vol.2., p.831, 1990
- 11) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410, 1998
- 12) 独立行政法人新エネルギー・産業技術総合開発機構、水素社会構築共通基盤整備事業水素基礎物性の研究「水素の有効利用ガイドブック」、2008 年
- 13) U.S. Department of Energy, “Airborne release fractions/rates and respirable fractions for nonreactor nuclear facilities Volume 1 - Analysis of Experimental Data”, DOE-HDBK-3010-94, 1994
- 14) 社団法人日本原子力学会、原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準、2007 年

(C06) 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. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

原子力規制委員会は法令等^{1,2,3)}に基づき事業者が実施し、報告された再処理施設の高経年化対策に関する報告書の妥当性を確認する。これまでは、研究用再処理施設についての妥当性評価に資するための技術的根拠を取得する安全研究を平成 18 年度～平成 23 年度まで実施した⁴⁾。本研究では、商用再処理施設を対象とした。

商用再処理施設は、仏国及び英国などの技術を導入して設計されており、腐食環境の厳しい設備に対する腐食抑制対策が研究用再処理施設とは異なる⁵⁾。腐食対策として溶解槽及びプルトニウム濃縮缶にはジルコニウムを採用し、高レベル廃液濃縮缶には使用温度を下げるために減圧蒸発技術を採用している。また、ジルコニウムの採用に伴い、周囲のステンレス鋼製機器との間の取り合い部分の配管については、インサート材としてタンタルを使用した爆着接合法による異材接合継手部（ステンレス、ジルコニウム及びタンタル）が採用されている。

商用再処理施設については、技術導入元の海外施設における腐食トラブル情報⁶⁾及び関連する既存研究の成果^{7~10)}を踏まえると、これまでの研究用再処理施設の安全研究で得た技術的知見とは異なる有意な経年変化事象が発生する可能性がある。このため、商用再処理施設を対象とした、妥当性評価のための技術的根拠を取得するために、腐食等の特徴と使用材料の組合せに基づき、以下の劣化事象を試験研究テーマとして選定し、H24 年度から 5 か年計画で安全研究を実施している。

- ・デポジット腐食^{*1}（ステンレス鋼）
- ・応力腐食割れ（ジルコニウム）
- ・水素吸収脆化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）

平成 24 年度からこれまでに得られた成果の概要を示す。

デポジット腐食については、平成 26 年度までに主要な試験設備を整備し、デポジットの性状を把握するとともに浸漬条件でのデポジットが腐食に及ぼす影響についてのデータを取得した。

応力腐食割れについては、平成 25 年度までに主要な試験設備を整備し、プルトニウムを用いた電気化学データの一部取得及び電位負荷定荷重引張試験装置を用いた試験を実施し成果の一部が得られた。

水素吸収脆化割れについては、平成 24 年度までに主要な試験設備を整備し、ジルコニウムの水素吸収脆化に及ぼす影響を把握するための基礎試験データを取得するとともに水素環境下での引張試験装置を用いた試験を実施し成果の一部が得られた。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 デポジット腐食（ステンレス鋼）

2.1.1 目的

本テーマは、減圧操作により沸点を下げて加熱濃縮する商用再処理施設の高レベル廃液濃縮缶を想定している。近年、海外の事業者や規制機関より高レベル廃液濃縮缶の寿命にはデポジ

*1沈殿物が影響する腐食

ットの形成や溶液中の高酸化性イオンであるネプツニウムが大きく影響し、また、ネプツニウムの酸化力に影響する亜硝酸の挙動が重要であることが報告されている^{11~14)}。

本テーマは、我が国の商用再処理施設に導入された減圧条件で運転するステンレス鋼製の高レベル廃液濃縮缶の腐食メカニズム及び腐食支配因子の影響を明らかにし、これらの知見に基づいて硝酸溶液中のステンレス鋼において発生する粒界腐食の腐食進展評価式を策定することを目的とし実施する。表1にデポジット腐食に関する試験計画を示す。試験はデポジットが腐食に及ぼす影響を確認するための腐食試験、模擬金属イオンを用いた溶液組成及び運転条件が腐食に及ぼす影響因子評価のための試験（コールド試験）及び実金属イオン（ネプツニウム）を用いた腐食試験（ホット試験）を実施する（電気化学データの取得を含む。）。

表1 デポジット腐食（ステンレス鋼）に関する試験計画

Table1 Research work plan of deposit corrosion test (stainless steel)

	24年度	25年度	26年度	27年度	28年度
試験装置の整備	—————				
腐食試験（デポジットの性状確認及びデポジットを用いた腐食試験を含む。）		—————			
影響因子評価のための基礎データ取得試験	コールド試験	—————			
	ホット試験		—————		
腐食進展メカニズムの検討					—————

2.1.2 これまでの成果

(1) 腐食試験（デポジットの性状確認及びデポジットを用いた腐食試験を含む。）に関するこれまでの成果例

腐食に及ぼすデポジット（沈殿物）の影響に関する検討を行うため、試験に用いるコールド模擬デポジットの調整方法を検討し、試作して、その物性を調べた。調整後の溶液と沈殿物の全体写真を図1に、溶液に形成されたデポジットの走査型電子顕微鏡（以下「SEM」という。）による分析写真を図2に示す。デポジットの詳細について物性調査を実施した結果、バリウムストロンチウム硝酸塩とモリブデン酸ジルコニウム酸化物で構成されていることが分かった。

次に、デポジットが実機の非伝熱面の腐食に及ぼす影響を評価するための減圧下浸漬試験装置の概略図を図3に、腐食試験結果を図4に示す。図3に示すとおり、試験片は、硝酸溶液中のみに浸漬、硝酸溶液とデポジット中（堆積層）に半分づつ浸漬、デポジット中のみ浸漬する3種類の異なる条件で試験を実施した。

腐食試験の結果、浸漬条件ではデポジットは腐食速度を抑制するような傾向を示した。現在、伝熱面の腐食に及ぼす影響について検討を行っている。



図 1 調整後の全体写真

Fig.1 Observations of deposit formation

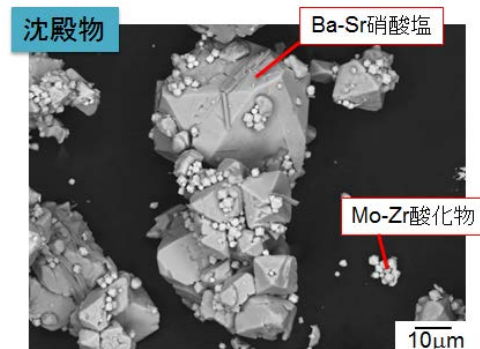


図 2 デポジット（沈殿物）の SEM 写真

Fig.2 SEM observations of the deposit

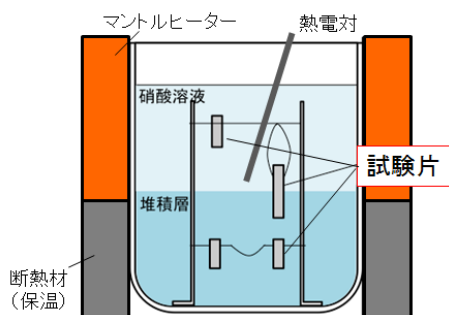


図 3 減圧下浸漬試験装置の概略図

Fig.3 Schematic view of corrosion test cell under reduced pressure

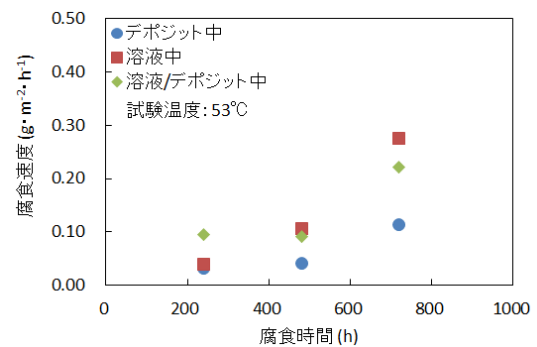


図 4 腐食試験結果

Fig.4 Result of corrosion test

(2) 影響因子評価のための基礎データ取得試験（コールド試験）に関するこれまでの成果例

減圧式浸漬腐食試験装置及び減圧式伝熱面腐食試験装置を整備し、減圧環境下（沸騰/非沸騰、伝熱面/浸漬）における温度、減圧度、硝酸濃度及びバナジウム等の複数の高酸化性イオンの原子価別の濃度が腐食速度、反応速度定数、活性化エネルギー等に及ぼす影響に関するデータを取得するための試験を開始した。それぞれの試験装置を用いて、腐食速度と表面温度の逆数で整理した試験結果を図 5 に示す。100°C 付近を境に温度が腐食速度に及ぼす影響の傾向が異なるような結果となっているが、この理由については、今後更にデータを取得し、検討する予定である。

なお、高酸化性金属イオンを含む硝酸溶液中における腐食メカニズムを解明するためには、イオンの再酸化に影響する亜硝酸イオンの挙動を明らかにする必要があり、亜硝酸の分析法の検討を行った。その結果、試料を採取後、冷やしたアルカリ溶液で直ちに中和（液中の亜硝酸の安定化）し、更に測定に影響するバナジウムをネオジウムで共沈除去した後にナフチルエチレンジアミン吸光度法（JIS K0102）により測定する方法を確立し、現在分析を実施中である。

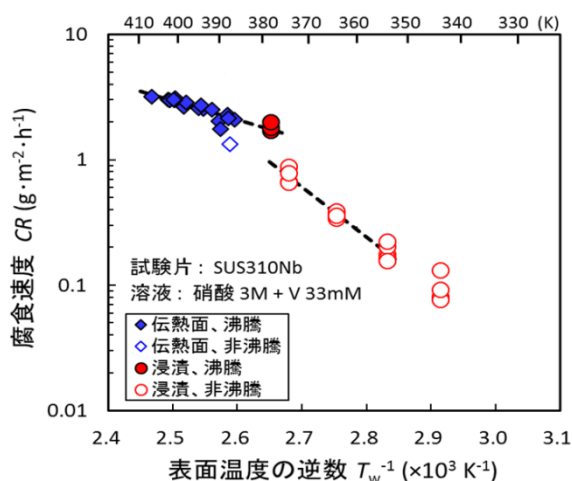


図5 腐食速度と表面温度の逆数で整理した結果

Fig.5 Comparison of corrosion rate and reciprocal temperature

(3) 影響因子評価のための基礎データ取得試験（ホット試験）に関するこれまでの成果

実機環境を評価するための試験装置を整備し、平成 26 年度より高酸化性イオンであるネプツニウムが腐食挙動に影響すると推定されることからネプツニウムの原子価データ等の取得を開始した。また、平成 27 年度よりネプツニウムを使用した腐食試験を開始できるように、腐食試験装置の整備を実施した。

2.2 応力腐食割れ（ジルコニウム）

2.2.1 目的

商用再処理施設では、研究用再処理施設とは異なり、腐食対策としてステンレス鋼よりも硝酸耐食性に優れるジルコニウムを一部の機器に採用したが、海外の既往の試験研究で再処理施設の環境（沸騰硝酸溶液中）でも応力腐食割れの感受性があることが示唆された¹⁵⁾。本テーマは再処理工程において最も腐食電位が高い溶液を扱うジルコニウム製の加熱機器であるプルトニウム濃縮缶を対象に応力腐食割れの発生に関する技術的知見（メカニズム、発生条件（しきい値））を試験研究等により取得し、経年劣化評価のための技術的根拠として整備することを目的として実施する。表 2 に応力腐食割れ（ジルコニウム）に関する試験計画を示す。

表 2 応力腐食割れ（ジルコニウム）に関する試験計画

Table1 Research work plan of stress corrosion cracking test (zirconium)

	24 年度	25 年度	26 年度	27 年度	28 年度
試験装置の整備	████████████████████				
実機環境評価試験(各種条件下でのプルトニウム溶液の電気化学データの取得)			████████████████████		
実機環境模擬環境下試験(電位負荷定荷重試験)	パラメータ:	応力	腐食電位	硝酸濃度	溶液温度
発生条件(しきい値)の評価					████████

2.2.2 試験装置等の整備及び成果例

(1) 実機環境評価試験装置（電気化学データ取得）の整備及び成果例

高濃度（数百 g/L）のプルトニウム溶液中におけるジルコニウムの電気化学特性（アノード分極曲線、電位及びプルトニウム原子価）に関するデータをプルトニウム濃度、硝酸濃度及び温度をパラメータとして取得し、評価することを目的に電気化学データ取得試験装置を平成 25 年度までに整備し、平成 26 年度より電気化学データの取得を開始した。プルトニウム濃度が変化（100g/L、150g/L 及び 200g/L）することにより、腐食電位の傾向が変化するものと考えていたが、電気化学データを取得した結果、プルトニウム濃度変化による腐食電位の大きな差異は見られなかった。今後、硝酸濃度をパラメータとした電気化学データを取得し、硝酸濃度、プルトニウム濃度及び腐食電位との関係性について成果をまとめて行くとともにその結果を応力腐食割れ試験に反映し、最終的に応力腐食割れ試験の試験結果をまとめていく予定である。

(2) 実機環境模擬環境下試験装置（電位負荷定荷重試験）の整備、性能試験及び試験成果例

応力腐食割れの発生条件(しきい値)及び発生部位に関する技術知見を取得することを目的に、実機の環境を模擬した沸騰硝酸溶液中におけるジルコニウムの定荷重引張試験を実施し、破断時間に対する応力依存性、腐食電位依存性、濃度依存性及び温度依存性に関するデータを取得する。このため、低ひずみ速度引張試験装置を整備し、平成 25 年度から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取得を開始した。図 6 に、定荷重引張試験結果及び試験後の破断面(丸棒試験片を使用)を示す。アノードチャージ法による試験片負荷電位 1.50V の場合は低い応力（50MPa）でも破断するが、1.45V の場合は 100MPa では試験片が破断していないため、応力腐食割れに対する腐食電位のしきい値は現在取得している試験条件（硝酸濃度 7mol/L、沸騰条件）では 1.45V～1.50V の範囲に存在すると思われる。また、破断した試験片の表面には、黒色に変色した皮膜を形成していることから、ジルコニウムでは、変色皮膜が生成し破断する応力腐食割れと考えることができる。今後、電位依存性についてデータを継続的に取得するとともに、硝酸濃度依存性及び温度依存性についても同様に試験を実施し、硝酸溶液中でのジルコニウムの応力腐食割れの発生条件を確認する予定である。

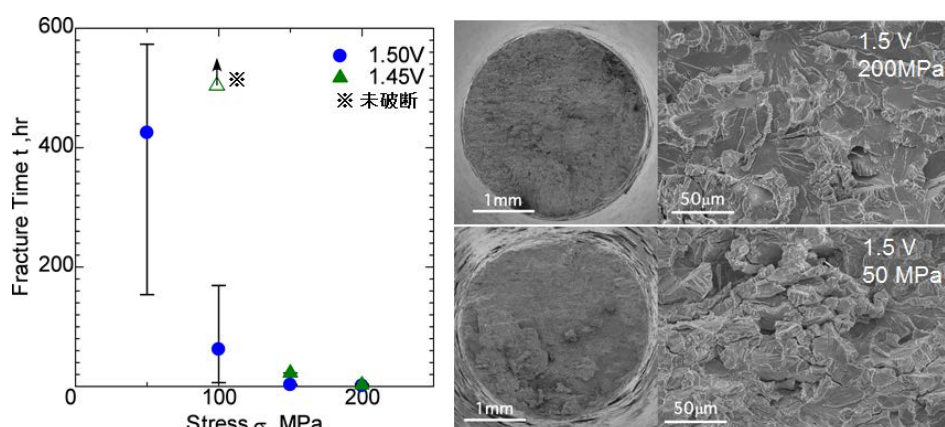


図 6 定荷重引張試験の結果と破断面

Fig.6 Result of tension test of constant load and SEM observations of the fracture surface

2.3 水素吸収脆化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）

2.3.1 目的

ジルコニウムとステンレス鋼の異材接合継手にはインサート材として水素固溶量大きいタンタルの薄板が使用されている。既往の国内の試験研究によりジルコニウムとタンタルの界面部には水素吸収脆化の感受性の高い領域があることが報告されている^{9,10)}。

試験研究においては、異材接合継手を構成するジルコニウム、タンタル及びステンレスのうちのジルコニウム及びタンタルに注目し、単体ごと及び界面部について、硝酸溶液中において水素が発生する環境下での定荷重引張試験及び影響因子評価のための基礎データの取得試験を実施し、その成果に基づいてメカニズム及び水素吸収脆化割れに及ぼす各種影響因子を評価・検討し、異材接合継手の水素吸収脆化割れに係る高経年化対策の妥当性確認のための技術的根拠として整備することを目的として実施する。表3に水素吸収脆化割れの試験計画を示す。

表3 水素吸収脆化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）に関する試験計画

Table3 Research work plan of hydrogen embrittlement test (zirconium, Tantalum and Stainless Steel)

	24年度	25年度	26年度	27年度	28年度
試験装置の整備					
発生条件検討のための基礎データの取得試験		Zr	Ta	Zr/Ta/ステンレス鋼	
水素吸収脆化試験		Zr	Ta	Zr/Ta/ステンレス鋼	
発生条件（しきい値）の評価					

2.3.2 これまでの成果

(1) 発生条件検討のための基礎データ取得試験

カソードチャージ法により試験片に水素を添加し、異材接合継手を構成する金属のうちのジルコニウムについて、定応力試験や定ひずみ試験などにより、水素吸収脆化に及ぼす応力及びひずみの影響を評価した。その結果、試験片表面に形成される水素化物をSEMにより確認するとともに、水素脆化により試験片表面がもろくなり、表面から剥離するような現象が確認できた。また、水素化物の厚みから換算したジルコニウムの水素拡散係数を測定した。なお、現在、タンタルを対象に同様のデータを取得中である。

(2) 水素吸収脆化割れ評価試験

(1)においてジルコニウムが水素を吸収し、試験片表面がもろくなり、剥離するような現象が確認できたことから、カソードチャージ法により発生させた水素環境下での引張試験及び放射線（ γ 線）により発生させた水素環境下での引張試験を実施している。

カソードチャージ法により発生させた水素環境下での引張試験の結果を図7に、試験後の試験片SEM写真を図8に示す（丸棒試験片を使用）。写真観察の結果、試験片表面には応力方向とは垂直な円周方向に開口した亀裂が見られた。この結果、試験片表面には水素による脆化相（水素化物）ができていられると思われる。この結果は、基礎試験の結果と同様の結果を示している。一方、破断面では、試験片が大きく絞れているとともに延性の特徴であるディンプルが観察された。

このことから、本試験条件ではジルコニウム中の水素の固溶限は小さく、表層にジルコニウムの水素化物が形成され、これが試験片中央部までの水素侵入の障壁となることが明らかとなった。ただし、試験片表面の脆化部分が剥離することにより、その箇所を起点にき裂が発生する可能性があることも示唆している。なお、現在、タンタルを対象に同様の試験を実施中である。

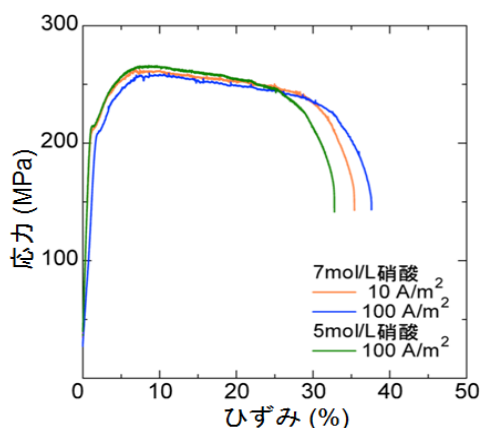


図7 カソードチャージ法による水素添加引張試験結果
Fig.7 Result of tension test under hydrogenation by the cathode charging

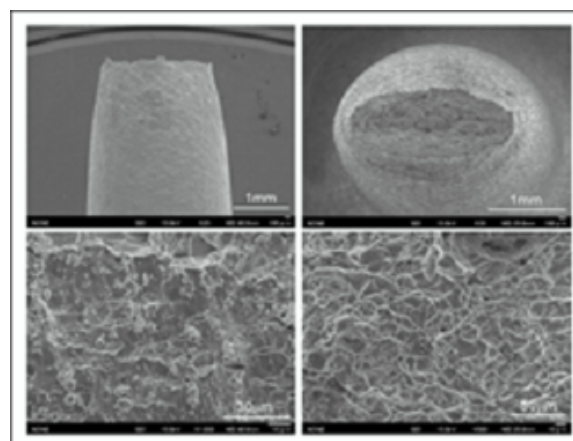


図8 試験後の試験片 SEM 写真結果
Fig.8 SEM observations of the fracture surface

3. まとめ

(1) デポジット腐食（ステンレス鋼）

- ・ 模擬デポジットを試作し、物性を調査した結果、バリウムストロンチウム硝酸塩とモリブデン酸ジルコニウム酸化物で構成されていることが分かった。
- ・ 模擬デポジットを使用した腐食環境下において、減圧条件での浸漬腐食試験を実施した結果、浸漬条件ではデポジットは腐食速度を抑制する効果があることが分かった。
- ・ 100℃付近を境に、温度が腐食速度に及ぼす影響の傾向が異なるような結果となっているが、今後更に検討する必要がある。

(2) 応力腐食割れ（ジルコニウム）

- ・ 電気化学データを取得した結果、プルトニウム濃度が高く（100g/L、150g/L 及び 200g/L）なっても、プルトニウム濃度が腐食電位に影響しないことが示唆される結果が得られたが、プルトニウムの原子価を考慮した検討が今後必要である。
- ・ 応力をパラメータとして電位負荷定荷重試験を実施した結果、負荷応力が小さくなるほど破断時間は長くなるが、応力腐食割れに対する腐食電位のしきい値が、現在取得している試験条件（硝酸濃度 7mol/L、沸騰条件）では 1.45V～1.50V の範囲に存在することが示唆された。

(3) 水素吸収脆化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）

- ・ 異材接合継手を構成する金属ジルコニウム、タンタル及びステンレスのうちのジルコニウムについて、発生条件検討のための基礎試験を実施した結果、ジルコニウムは水素を吸収し、試験片表面は水素吸収による脆化が見られるとともに剥離を起こすことが確認できた。

- ・ 本試験条件ではジルコニウム中の水素の固溶限は小さく、表層にジルコニウムの水素化物が形成され、これが試験片中央部までの水素侵入の障壁となることが明らかとなった。

4. 今後の展開

引続き、試験を表 1、2 及び 3 に示す計画に基づいて平成 28 年度まで実施し、必要なデータを取得する。

5. 今後の成果の活用について

今後、取得した成果については、事業者が実施した再処理施設の高経年化対策の評価に活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

(A) 硝酸溶液中におけるジルコニウムの水素脆化に関する研究 (投稿予定)

6.4 学会発表

(B) 金属イオン含有硝酸中のステンレス鋼腐食の温度依存性、腐食防食協会 第61回材料と環境討論会、2014年11月

(C) 硝酸溶液中におけるバナジウムの価数変化と亜硝酸イオンの関係、腐食防食協会 第61回材料と環境討論会、2014年11月

(D) カソード電解水素チャージによる純Zr表面の剥離挙動の観察、日本金属学会 2014年秋期講演大会、2014年9月

(E) 水素チャージによる純 Zr 表面の剥離挙動に及ぼす定荷重及び定ひずみの影響、日本金属学会 2014 年秋期講演大会、2014 年 9 月

(F) ジルコニウムの硝酸中における γ 線照射環境下での放射線分解水素吸収挙動、日本原子力学会 2014 秋の大会 2014 年 9 月

(G) 使用済核燃料再処理施設のステンレス鋼製高レベル廃液濃縮缶の腐食の研究- (1) 温度と圧力の影響の検討-、日本原子力学会 2015 春の年会 2015 年 3 月

(H) 使用済燃料再処理施設のステンレス鋼製高レベル廃液濃縮缶の腐食の研究 -(2) 缶内析出物とその腐食への影響の検討-、日本原子力学会 2015 春の年会 2015 年 3 月

6.5 表彰・受賞

なし

6.6 その他

なし

文 献

- 1) 「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」(昭和 46 年 3 月 27 日総理府令第 10 号 最終改正：平成 22 年 7 月 26 日総理府令第 44 号)
- 2) 原子力安全・保安院、加工施設及び再処理施設の定期的な評価の実施について(平成 15・12・12 原院第 3 号)、平成 15 年 12 月
- 3) 原子力安全・保安院、加工施設及び再処理施設の高経年化対策に関する当院への報告について (平成 15・12・12 原院第 4 号)、平成 15 年 12 月
- 4) 原子力安全基盤機構、再処理施設の高経年化対策に関する技術評価マニュアル (JNES-RE-9036)、平成 26 年 2 月
- 5) 田中紀一、鈴木一弘、「再処理施設における材料面での特徴」、原子力工業、第 38 巻、第 8 号 (1992)
- 6) “QUARTERLY REPORT FOR OCTOBER TO DECEMBER 2006” , BNFL SELLAFIELD AND DRIGG AND UKAEA WINNDSSCALE LOCAL LIAISON COMMITTEE REPORT , Health and Safety Executive, U.K. (2006)
- 7) H.KAJIMURA and H.NAGANO, Corrosion, 48,391(1992)
- 8) 日本原子力研究所、「平成 8 年度再処理施設新材料耐食安全性実証試験に関する成果報告書」、平成 9 年 3 月
- 9) (社)日本溶接協会、「平成 11 年度異材接合部耐食安全性実証試験総合報告書」、平成 12 年 3 月
- 10) 才田一幸、藤本哲哉、西本和俊、「Ta/Zr 接合界面における水素脆化割れの特徴と Zr 母材の水素脆化機構、溶接学会論文集、第 28 巻、第 2 号 (2010)
- 11) P.BRETAULT,J.SCHNEIDER,C.HUEL,E.BOSSE,A.JUVENELLE and M.MASSON, “Highly Active Liquid Waste Concentration using the formaldehyde denitration process in the French reprocessing plants”, Proceedings of Global2009, Paris, France, September 6-11,2009
- 12) A.J.DOBSON and C.PHILLIPS, “High Level Waste Processing in the U.K.-Hard Won Experience that can Benefit U.S. Nuclear Cleanup Work” , WM’06 Conference,February26-March 2,Tucson, AZ, United States, 2006
- 13)“The storage of liquid high level waste at BNFL, Sellafield, Addendum to February 2000 Report”, Health and Safety Executive, U.K. (2000)
- 14)“QUARTERLY REPORT FOR OCTOBER TO DECEMBER 2004” , BNFL SELLAFIELD AND DRIGG AND UKAEA WINNDSSCALE LOCAL LIAISON COMMITTEE REPORT , Health and Safety Executive, U.K. (2004)
- 15) J.A.Beaver, J.C.Griess and W.K.Boys, “Stress Corrosion Cracking of Zirconium in Nitric Acid.”,Corrosion, 36, 292(1981).

(C07) 使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

担当：安全技術管理官（地震・津波）付

1. 研究概要（実施期間：平成 17 年度～平成 28 年度）

本研究は、使用済燃料の輸送及び乾式中間貯蔵施設における貯蔵に係る規制の高度化を図るもので、下記の三つの小研究からなる。

(1) 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備(平成 17 年度～平成 28 年度)

使用済燃料の中間乾式貯蔵施設について、安全審査等を適切かつ科学的合理性をもって実施できる環境を整えるためには、必要な技術項目（金属製の輸送貯蔵兼用キャスク（以下「金属キャスク」という。）及び貯蔵される燃料の健全性に係るデータ整備を含む。）等を整備する必要がある。また、金属キャスクを用いる貯蔵施設からの貯蔵後輸送時の発送前検査における技術的確認項目及び我が国の輸送規則並びに IAEA（International Atomic Energy Agency）輸送規則への適合性確認方法等を整備していく必要がある。本研究は、平成 26 年 2 月まで旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）が実施していた調査・研究であり、JNES の解散に伴い原子力規制庁が引き継いで実施している。

- ① 乾式貯蔵に係る諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価
- ② 審査・許可の基準整備に資する調査
- ③ 金属キャスク等に対する溶接技術等の調査及び適用性評価（試験を含む。）
- ④ 輸送・貯蔵中の高燃焼度燃料の健全性に関する研究
- ⑤ PWR（Pressurized Water Reactor；加圧水型原子炉）燃料先行貯蔵試験

なお、上記のうち、②及び③は、研究の進展状況や現在の貯蔵事業の見通しを反映し、平成 26 年度からは①と統合して、調査のみの実施に変更している。また、④についても、平成 26 年度をもって終了し、平成 27 年度以降は、①と統合して調査・評価を実施の予定である。

(2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価(平成 17 年度～平成 28 年度)

輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価の分野では、中間貯蔵施設の安全審査に係るクロスチェック解析に使用する解析手法（解析ツール及び解析モデル）を整備した。また、大規模詳細解析技術の導入と検証を目的に MPI（Message Passing Interface；並列処理用プログラムライブラリ）による並列処理環境を導入し、大規模解析に要する計算機資源を検討した。さらに独自の解析コードであるふく射伝熱解析コード S-FOKS を開発し、検証計算を実施し適用限界（固体表面格子形状等）の明確化等を実施した。

コード開発に合わせて、国産コードの導入・整備も進めており、遮蔽解析に適用する粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を導入し、整備作業中である。

(3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験（平成 24 年度～平成 26 年度）

将来的に建設が予想されるコンクリートキャスクによる使用済燃料の乾式中間貯蔵施設の安全規制のために必要な技術項目について調査検討を実施しておく必要がある。特に、コンクリートキャスク貯蔵において放射性物質の閉じ込め境界を構成するステンレス製のキャニスタの長期健全性が重要である。キャニスタの長期健全性を損なう要因である溶接部における応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking：SCC）に関する評価方法が課題であり、本研究において SCC に関する国内外の研究成果の調査、キャニスタ特有の課題の抽出、抽出した課題解決のための試験計画の立案及び諸外国の規制上における SCC の扱いの調査を実施した。なお、本調査は、当初、平成 28 年度まで実施の予定であったが、当該施設に係る我が国における実用化の動きに鑑み、平成 26 年度をもって一旦中止し、今後の推移に応じて後日対応することとした。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備 (平成 17 年度～平成 28 年度)

(1) 乾式貯蔵に係る諸外国の規制動向、最新データ等の調査・収集・評価

米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission) の NUREG や Interim Staff Guidance 等の調査、IAEA の金属キャスクに関する Safety Case 作成のための手引き作成作業への参加(各国で多数採用されている金属キャスクに係る設計上・安全評価上の考え方を示すもので、二重蓋システムや貯蔵中燃料は健全であること等、日本の規制において採用されている考え方が多く取り入れられている)等を実施した。平成 26 年度は貯蔵キャスクの経年変化に係る規制動向、輸送・貯蔵キャスクに使用されている輸送架台に係る規制動向及びキャスクにおける燃焼度クレジットに係る動向を調査した。

(2) 審査・許可の基準整備に資する調査

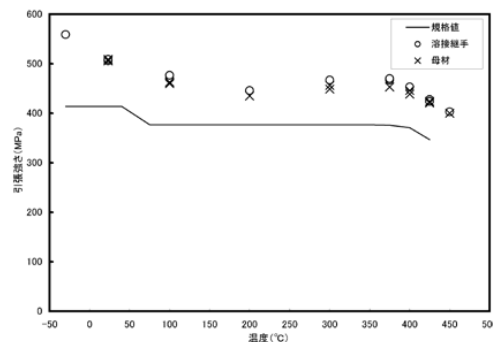
日本機械学会の「使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格:2007」¹⁾及び日本原子力学会の「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010」²⁾の調査とそれに基づく技術評価を実施し、旧原子力安全・保安院(以下「NISA」という。)の技術基準解釈等に反映させた。いずれも、JNES においてそれらの規格基準の技術評価書^{3)、4)}を作成し、旧 NISA の核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ下の検討会において当該技術評価書の妥当性が確認された。

また、本調査の結果は、青森県むつ市に建設中のリサイクル燃料備蓄センターの設計及び工事の方法の認可や溶接の方法の認可等の実務にも反映されている。

(3) 金属キャスク等に対する溶接技術等の調査及び適用性評価(試験を含む。)

金属キャスクやコンクリートキャスク貯蔵システムにおいて閉じ込め境界を構成するステンレス製のキャニスタの候補材料とその使用に際しての確認項目を調査抽出し⁵⁾、抽出された確認項目に係る試験を実施してきた。金属キャスク関係では、金属キャスクの本体胴候補材料である低合金鋼の ASME SA350Gr. LF5 や日本機械学会規格の低合金鋼 GLF1 の母材及び溶接部の材料試験を実施した^{7)、8)、9)}(図 2-1-1⁹⁾参照)。また、キャニスタ関係では、工業製品に使用実績の多い SUS304 や SUS316 に加え、耐環境性に優れるが使用実績が少ない日本機械学会規格 GSUS329J4L 及び ASME S31254 も対象となっていることに鑑み、材料試験及び溶接試験(特に高温で水蒸気やほう酸にさらされる蓋溶接時の環境条件を考慮)^{6)、8)}や、溶接材料(S31254 用)の選定試験⁸⁾及び高温下(最高 200℃を想定)で実施されることを考慮した PT (Penetrant Test) 検査検出性試験⁸⁾を実施した。

これらの試験の結果、上記確認項目については、大きな問題は見いだされなかった。一方、同じく確認項目の一つであるキャニスタ蓋溶接部の UT (Ultrasonic Test) 検査検出性については、キャニスタ蓋溶接部を模擬した人工欠陥(切欠き部)を形成した試験片を準備し、日本機械学会のコンクリートキャスクに関する規格¹⁰⁾に規定された UT 検査を実施した^{8)、9)、12)}。試験結果を表 2-1-1 に示す。表 2-1-1 は、上記規格が構造強度上想定している大きさ・形状の人工想定欠陥(本試験条件では、表 2-1-1 のデータ中、深さ 4mm、長さ 24mm の半楕円状欠陥が該当)に対し規格で示された判断基準により欠陥と判定できるか否かを示すものであるが、付与した人工欠陥を欠陥として判定しないものがある。本試験結果については、日本原子力学会での発表の他、日本機械学会の発電用設備規格委員会使用済燃料貯蔵分科会においても説明を行った。さらに、近年注目されているフェーズドアレイ法による UT 検査についても調査・試験を行い本方法により欠陥検出性が向上することを確認した(図 2-1-2 参照)^{11)、12)}。



注) 図 2-1-1 中の実線は、機械学会規格の GLF1 の設計引張強さ (Su 値) を示す。

図 2-1-1 GLF1 溶接継手の引張強さ

Fig. 2-1-1 Tensile Strength of GLF1

表 2-1-1 日本機械学会規格 (JSME S FB1-2003) に基づく UT 検査判定結果

Table 2-1-1 UT(Ultrasonic Tests) Results Following JSME S FB1-2003

探傷条件	材質	周波数	ルート部欠陥(矩形)			ルート部欠陥(半楕円)			表面欠陥(矩形)			
			No7	No6	No5	No10	No9	No8	No4	No2	No3(封止)	No1
			6d×6L	4d×6L	2d×6L	6d×36L	4d×24L	2d×12L	6d×6L	4d×6L	4d×6L	2d×6L
H21年度 実施結果	前部から 垂直探傷	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	x
		蓋材: S31260 注1)	5MHz	○	○	○	x	x	x	○	x	x
	鋼材: S31260 注1)	2MHz	○	x	x	x	x	x	○	x	x	
	蓋材: SUS304	5MHz	x	x	x	x	x	x	○	○	○	
	鋼材: S31254	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
	蓋材: S31254	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
H23年度 実施結果	鋼材: SUS316	2MHz	○	○	x	○	○	○	○	△	△	
	蓋材: SUS316	5MHz	○	○	○	○	○	○	○	△	△	
H21年度 実施結果	蓋部から 斜角探傷 縦波65°	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
		蓋材: S31260 注1)	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS304	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	鋼材: S31254	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: S31254	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H23年度 実施結果	鋼材: SUS316	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS316	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H21年度 実施結果	蓋部から 斜角探傷 縦波65°	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
		蓋材: S31260 注1)	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS304	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	鋼材: S31254	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: S31254	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H23年度 実施結果	鋼材: SUS316	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS316	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H21年度 実施結果	蓋部から 斜角探傷 縦波80°	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
		蓋材: S31260 注1)	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS304	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	鋼材: S31254	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: S31254	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H23年度 実施結果	鋼材: SUS316	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS316	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H21年度 実施結果	蓋部から 斜角探傷 縦波90°	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
		蓋材: S31260 注1)	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x	
	鋼材: S31260 注1)	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS304	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	鋼材: S31254	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: S31254	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
H23年度 実施結果	鋼材: SUS316	2MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		
	蓋材: SUS316	5MHz	x	x	x	x	x	x	x	x		

注1) S31260 :GSUS329J4Lの代替材
 注2) 判定基準
 ○ きずからの反射波のエコー高さが、標準穴からのエコー高さを超えるもの(CCN-2330-2f判定基準)に従う
 △ きずからの反射波のエコー高さが、標準穴からのエコー高さを超え、長さ6mm以上で検出されたもの
 △ きずからの反射波のエコー高さが、標準穴からのエコー高さを超え、長さ6mm未満のもの
 x きずからの反射波が識別不可、またはエコー高さが判定基準以下のもの

注：図中、赤線は人工欠陥を示す。

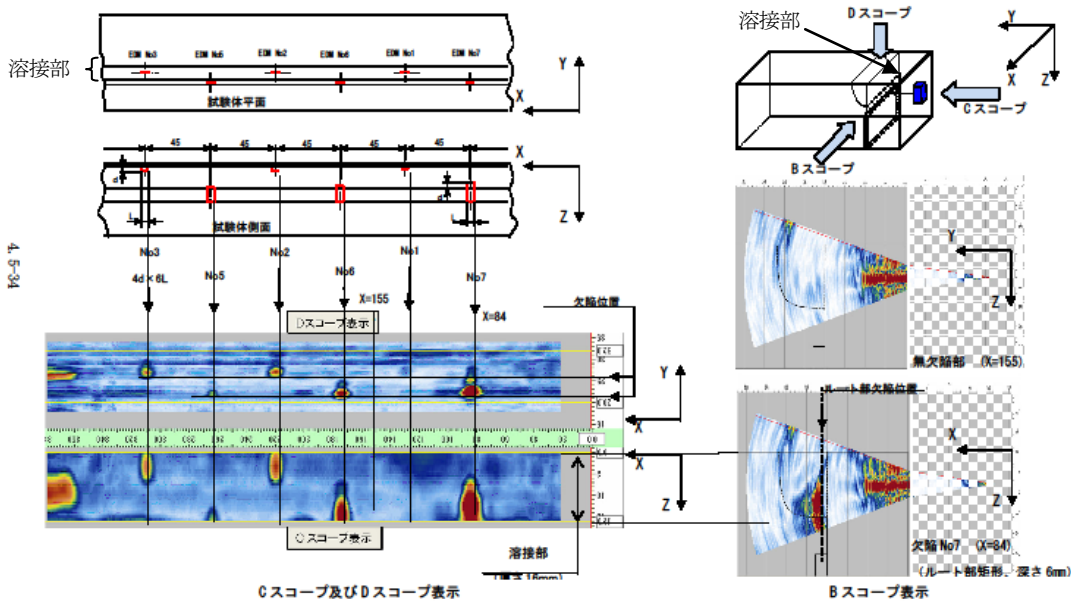


図 2-1-2 フェーズドアレイ法による UT 検査例

Fig. 2-1-2 UT Results with Phased Array Method (Example)

(4) 輸送・貯蔵中の高燃焼度燃料の健全性に関する研究

高燃焼度まで使用された燃料（高燃焼度燃料）における燃料被覆管の水素吸収量増加や乾式貯蔵中の水素化物の径方向再配向の増加は、貯蔵及び輸送時のキャスク落下事故時における燃料健全性に影響すると考えられる。

貯蔵及び輸送時のキャスク落下事故における高燃焼度使用済燃料の燃料健全性評価や安全評価用基礎情報（燃料棒破損時のペレット放出量、粒径分布等）取得を目的として、商業炉で高燃焼度まで使用された BWR（Boiling Water Reactor；沸騰水型原子炉）燃料棒（燃焼度 56Gwd/t、Zry-2/Zr ライナ被覆管）及び PWR 燃料棒（燃焼度 52-55Gwd/t、MDA 被覆管）を使用して、動的荷重条件下における変形、破損及びペレット放出といった燃料棒の機械的挙動の評価試験を実施した。

BWR/PWR 被覆管の動的機械特性を取得するために、短冊状試験片を用いた動的引張り試験（ひずみ速度：最大 10^2 s^{-1} ）を行い軸方向引張り強度及び伸びの情報を得るとともに、動的リング圧縮試験（圧縮速度：最大 4000 mm/s）を行いリング圧縮強度及び破壊扁平率の情報を得た。また、BWR/PWR 燃料棒の動的挙動を評価するために、燃料棒試験片を用いた軸方向及び径方向の動的荷重試験を行い、軸方向及び径方向の圧縮荷重や破損モードを取得した。試験後には、燃料棒の破損挙動を評価するために、破損領域の目視観察、破面観察及び破損部の断面金相観察を実施するとともに、放出されたペレットの質量や粒径分布を測定した。動的リング圧縮試験及び径方向動的荷重試験では、水素化物再配向処理をした被覆管を用いて水素化物配向による被覆管機械的特性に対する影響も評価した。

軸方向動的荷重試験においては、最初の衝撃によるせん断破損又は座屈破損が観察された。図 2-1-2、図 2-1-3 に BWR 燃料棒の試験結果を示すが、圧縮によるせん断破損が生じるとともに亀裂がらせん状に進展し、破損部からの発光が認められた。破損部からはペレット約 2 個分が放出され、一部が微粉末として飛散したと推定された。径方向動的荷重試験においては、ペレットの有無により異なった破損モードが観察された。これらの試験結果を基に、燃料棒破損しきい値（破損限界荷重、ひずみ等）を評価するとともに、貯蔵及び輸送時のキャスク落下事故解析における臨界、被ばく等の安全評価に用いるペレット放出量、粒径分布等を整備した。

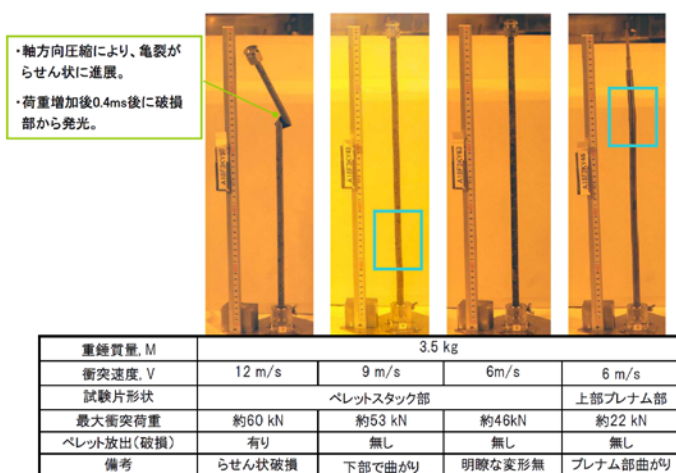


図 2-1-3 軸方向動的荷重試験条件及び結果 (BWR)
Fig. 2-1-3 Test Condition and Results of Dynamic Axial Load Impact Test (BWR)

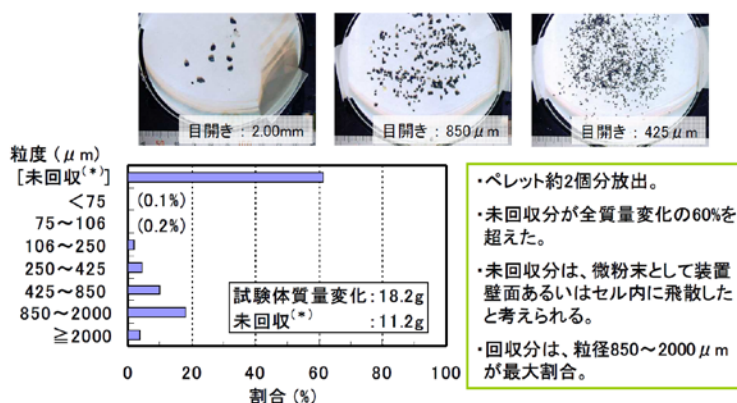


図 2-1-4 軸方向動的荷重試験破損時の放出ペレット粒径分布 (BWR)
Fig. 2-1-4 Particle Size Distribution of Dispersed Pellet in Dynamic Axial Load Impact Test (BWR)

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 燃料先行貯蔵試験

BWR 使用済燃料については、国内において原子力発電所内における乾式キャスク貯蔵の実績があり、適宜、貯蔵中の燃料の健全性確認試験が事業者により実施されている。PWR 使用済燃料についても事業者により同様の確認試験を実施予定であり、事業者による貯蔵中における使用済燃料温度履歴の評価の妥当性を適切に判断することが課題である。

本研究は、上記の判断を行うための貯蔵試験容器温度評価ツールの検証・改良を目的として、使用済燃料温度に影響を与える各種パラメータの感度を調べるための熱流動解析を行うものである。

解析に先立ち試験容器構成材料であるステンレス鋼、炭素鋼、レジン及び内部断熱材（セラミックファイバ）の物性値を取得するとともに試験容器各部温度の予備解析を実施した。その後、試験容器にて電気ヒータを用いた模擬使用済燃料を収納した試験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。当該データを活用して、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の整備中である。

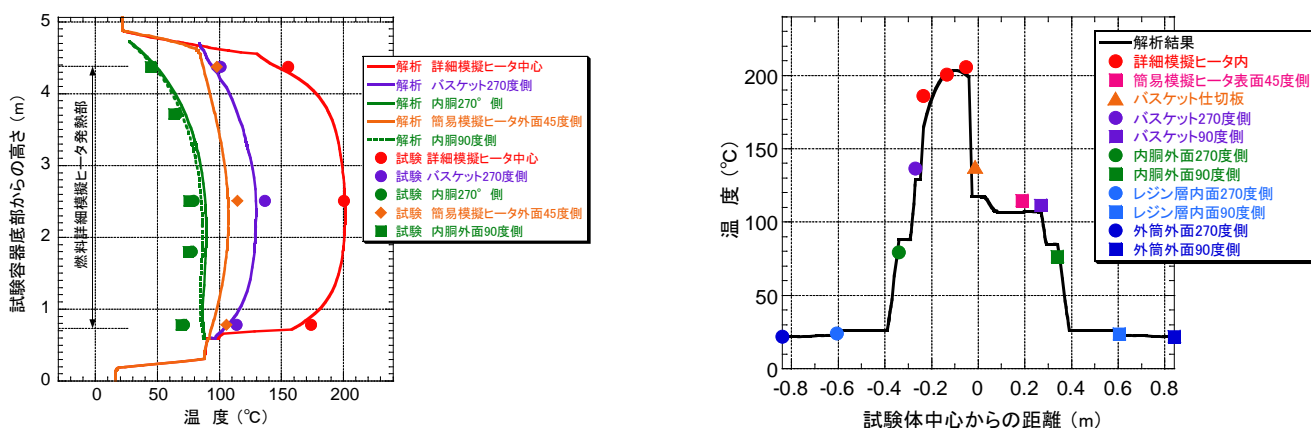


図 2-1-5 伝熱試験における試験容器内の温度分布解析結果と測定データの比較

Fig. 2-1-5 Comparison between analytical and measured temperature distribution in test vessel of preliminary heat-transfer test.

2.2 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価（平成 17 年度～平成 28 年度）

(1) 解析モデル及び解析手法等の調査・整理

使用済燃料中間貯蔵建屋内のふく射伝熱を考慮するために独自に開発したふく射伝熱解析コード S-FOKS と市販の熱流動解析コード Fluent を用いた連成解析を行う機能を整備し、計算に要する時間を従来の数分の一に短縮した。また、貯蔵中の金属キャスクが受ける地震動による「ガタ系振動」を考慮した耐震解析手法及びハンドリング時の落下を想定した落下衝撃解析手法をそれぞれ調査し、数値解析に必要なモデルの規模と必要となる計算機資源等を把握した。その成果に基づき、下記(2)の大規模詳細解析に向けた整理と検証を行った。

さらに、輸送物重量 500kg 未満の仮想的な小型核燃料輸送物が輸送架台に組み込まれた状態を考慮した自由落下時の最大損傷評価のために、陽解法衝撃解析モデルを用いて、落下姿勢、輸送架台強度等が変形量等に及ぼす影響を検討した。

輸送中のキャスクを対象として、内部が水で満たされた状態で輸送される湿式輸送キャスクの熱解析及び液体中性子遮蔽材を用いる金属キャスクの熱解析を行い、内部流体が存在する場合の伝熱モデル及び数値計算手法を整理した。また、輸送中の金属キャスクに対する飛来物衝突による衝撃荷重解析手法を調査し、適用性を検討した。

(2) 大規模詳細解析技術の導入と検証

ふく射伝熱解析コード S-FOKS は前処理として形態係数の設定が必要であり、実規模の使用済燃料中間貯蔵建屋を対象としたモデル（表面格子数約 37 万個）では形態係数の設定に約 50 日を要していた。形態係数の設定の並列化、分割した格子のクラスタ化等の高速化を図り、12 コアを持つ並列計算機でおおむね 100 倍の高速化を実現した。

ガタ系振動を考慮した耐震解析では、通常の荷重・応力評価解析と比べ数 10 倍に及ぶ遷移時間の計算が必要である。詳細な挙動を把握するために、解析精度の低下を伴う計算モデルの規模（格子の数）を縮小することなく並列化により計算時間の短縮を図った。一方、大変形を伴う落下衝撃解析や飛来物による衝撃加重解析では、解析すべき遷移時間は短いが大変形状態を正しく把握するために詳細な格子が必要となる。それぞれの解析を対象に並列化効率を検討して最適となる並列解析条件を把握した。

(3)安全解析コード等の改良及び整備

使用済燃料中間貯蔵建屋では、貯蔵された金属キャスクからの放熱にふく射伝熱の寄与が大きく、また金属キャスクから離れた建屋壁面、柱面のコンクリート温度評価が重要と考えられたため、既存の計算機資源で詳細な計算モデルの利用が可能で、かつ短時間で解析を完了できるように、ふく射伝熱解析コード S-FOKS を開発し、理論解との比較と実体系への適応性の確認を行った。

独立行政法人日本原子力研究開発機構、一般財団法人高度情報科学技術研究機構及び高エネルギー加速器研究機構が共同で開発した粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を導入し（平成 23 年）、核燃料物質による中性子増倍効果の取扱いや、現実的な作業時間内での評価を可能にする機能等、遮蔽解析コードとして必要な機能の整備を実施している。

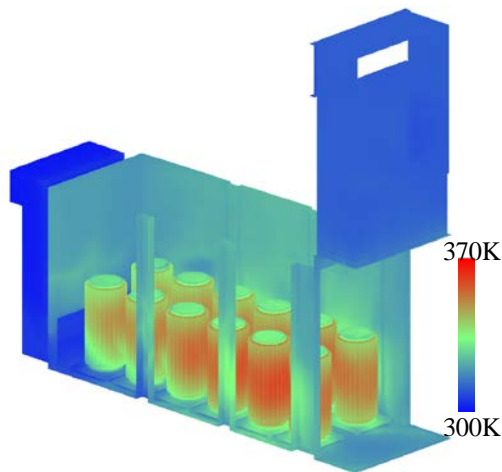


図 2-2-1 S-FOKS コードと Fluent コードを用いた使用済燃料中間貯蔵建屋内の温度分布解析例

Fig.2-2-1 Temperature Distribution in SFSF Calculation Results with S-FOKS code and Fluent code

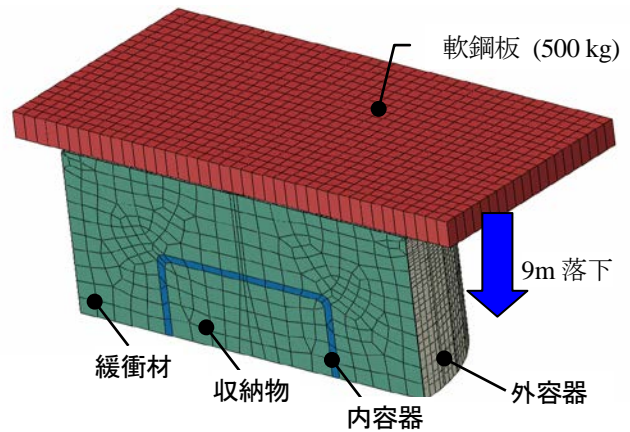


図 2-2-2 輸送物落下衝撃解析に用いる有限要素解析モデルの例

Fig.2-2-2 FEM Model of SF Cask Drop Test Simulations

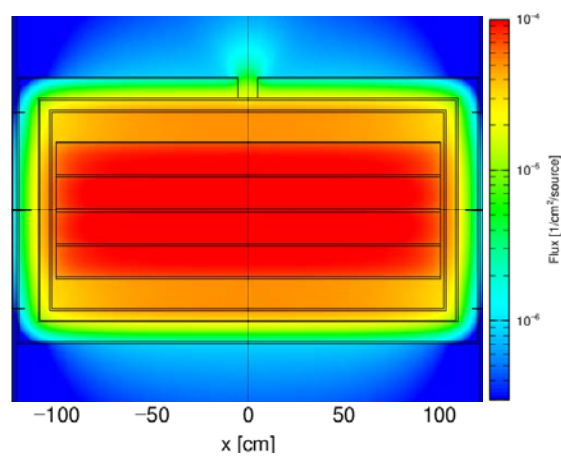
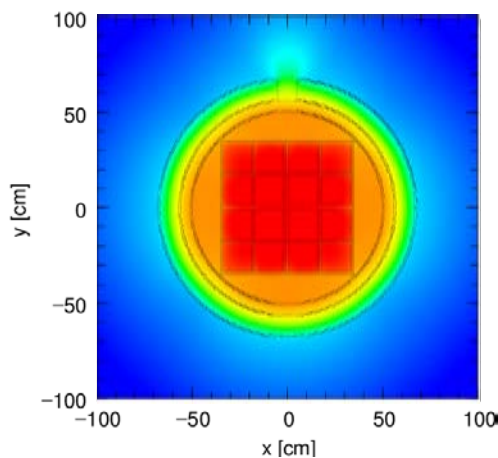


図 2-2-3 PHITS コードによる模擬輸送容器側面の遮蔽体損傷時の中性子線束解析例

Fig.2-2-3 Neutron Flux Calculation Results by using PHITS Code with Shielding-hole on the Wall of SF Package

2.3 中間貯蔵設備長期健全性等試験（平成24年度～平成26年度）

(1) キャニスタ SCC に係る影響因子に関する知見の取得

平成24年度の調査においては、キャニスタ SCC の実証試験の試験計画の立案等を実施した。しかし、平成25年度以降、コンクリートキャスクを使用する貯蔵施設建設の建設時期の見通し等を考慮して実証試験は中止し、文献調査を実施するとともにこれまで調査・試験が行われていない新たな視点からの課題（SCC 発生におけるγ線の影響、影響因子の感度解析等）を抽出し、当該課題に関する調査や試験計画の立案を行った。γ線の影響については、将来実施する試験の計画（試験装置の設計を含む：表2-3-1参照）を作成し、感度解析については、影響因子に係る影響評価（図2-3-1参照）の解析を実施した。また、SCC 発生の条件となる海岸近傍における気中塩分濃度の実測を実施している（図2-3-2参照）。

(2) 諸外国におけるキャニスタ SCC に対する規制動向の調査

NUREG の概要整理、NUREG-1927¹³⁾に基づく初のライセンス更新となったカルバートクリフス発電所の貯蔵施設における貯蔵中のキャニスタの経年変化調査概要及びNUERG/CR-7116¹⁴⁾の内容を調査した。ここでは、①個々の燃料被覆管のデータ、②キャニスタの SCC (亀裂感受性に係る時間と温度の関係等及び遠隔による検査技術)、③被覆管の水素脆化（燃料の再取出し性）、④ボルト密封システムの長期貯蔵及び貯蔵後輸送時における密封システムの健全性、の4点の主要課題を指摘している。

また、日本（「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）に係る技術要件について」（平成18年4月10日 原子力安全・保安院））と米国（NUREG-1567（乾式キャスク貯蔵施設の標準審査指針）¹⁵⁾）の規制要件の比較を行い、両者の主要な相違点又は注目点を抽出した。

さらに、米国以外における貯蔵実績の有無について、貯蔵施設を建設又は計画中のカナダ、スペイン、イギリス、韓国及び台湾についても調査を実施したが、SCC を特定した規制に関する情報は見いだされなかった。

表 2-3-1 SCC に対する γ 線影響評価試験計画

Table 2-3-1 Test Plan for γ-ray Effects on SCC

項目	計画案【代替案】
目的	限界塩分濃度の確認、ガンマ線影響解明
対象材	SUS 304L 【SUS 304L 溶接継手】
試験片 (応力付与方法)	4 点曲げ試験片 【U ベンド試験片、引張試験片】
塩分付与方法	塩化物溶液噴霧* 【塩化物溶液滴下】
試験期間	2000 時間（約84 日）
試験条件	恒温恒湿 【温度サイクル】
検出方法	顕微鏡観察、割れ発生確認

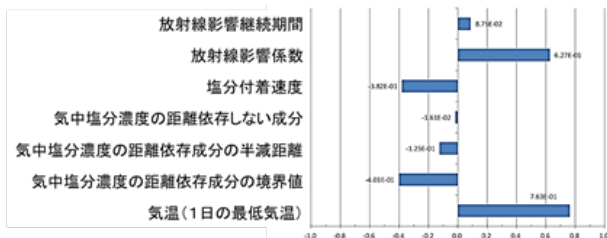


図 2-3-1 SCC 影響因子の感度解析(例)

Fig 2-3-1 Sensitivity Analysis of Factors Effecting on SCC (Example)

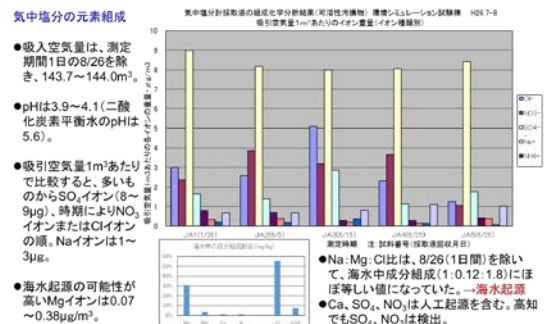


図 2-3-2 気中塩分濃度測定結果(例)

Fig. 2-3-2 Salt Concentration Measurement Data in the Atmosphere (Example)

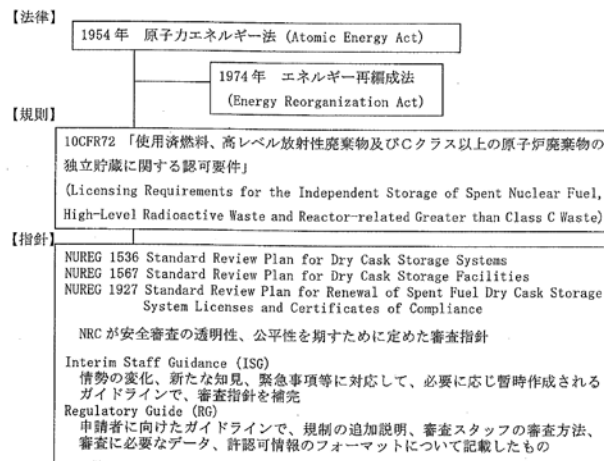


図 2-3-3 米国における使用済燃料貯蔵に係る規制体系

Fig. 2-3-3 U S Regulatory Systems Concerning Spent Fuel Storage

3. まとめ

3.1 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備

規制動向を調査し知見の拡充に努めるとともに必要に応じ審査基準等の検討や試験を実施した。その成果は下記の規制文書等に反映されている。

- (1) NISA 内規「使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する技術基準を定める省令の解釈(内規)の制定について」(平成 21. 02. 26 原院第 7 号)、NISA 内規「使用済燃料貯蔵施設の溶接の方法の認可について(内規)」(平成 21. 02. 26 原院第 9 号)、(社)日本機械学会 「金属キャスク構造規格」の技術評価
- (2) 青森県むつ市のリサイクル燃料備蓄センターに係る設計及び工事の方法の認可における NISA 技術支援に反映
- (3) 日本原子力学会 「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」の技術評価

3.2 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価

それぞれの成果は、リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業許可申請及び変更許可申請（平成 21～22 年）の審査等各クロスチェック解析、NFT 型をはじめとする各種核燃料輸送物の設計承認審査等において、申請書の妥当性評価に活用している。

3.3 中間貯蔵設備長期健全性等試験

現在、コンクリートキャスクを使用する使用済燃料貯蔵施設に関しては審査に係る具体的な計画等はないが、今後の展開を踏まえて既存の技術要件の改訂や解釈策定等に反映する予定である。

4. 今後の展開

4.1 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備

中間貯蔵施設における自然影響評価に資するため気中塩分濃度測定を継続するとともに PWR 燃料先行貯蔵試験については、事業者の試験状況をフォローする。

4.2 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価

現在、整備作業を進めている国産遮蔽解析コード PHITS を対象に、必要な機能の実装を進め、機能の検証作業とともにコードの実行環境の整備を行う。

5. 今後の成果の活用について

5.1 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備

諸外国の規制動向や規制基準案を整備するための研究、高燃焼度燃料の健全性に関する研究等を整理してまとめることで、規制の高度化検討に資するとともにPWR燃料先行貯蔵試験で得られた知見をもとに使用済燃料の貯蔵後輸送に係る確認のための技術検討に反映させる。

5.2 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価

調査、整理した情報や開発、改良整備したコード類はいずれも汎用性があり、今後の貯蔵施設及び輸送物の申請に対する審査に活用する。

5.3 中間貯蔵設備長期健全性等試験

本研究の調査結果は、将来的に規制の高度化検討に反映する予定である。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

- (A) Activities Related to Safety Regulations of Spent Fuel Interim Storage at Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES)、IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors、ウィーン、オーストリア、2010年6月
- (B) 金属キャスク材料(JSME GLF1)の溶接後材料試験(Post-Welding Material Test of JSME GLF1 (Material for Metal Casks)、日本原子力学会春の年会、2011年3月
- (C) 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(Ultrasonic Test Method for Welded Canister Lids for Concrete Casks in Spent Fuel Storage Facility)、日本原子力学会春の年会、2011年3月
- (D) 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(その2)(Ultrasonic Test method for Welded Canister Lids for Concrete Casks in Spent Fuel Storage Facility 2)、日本原子力学会春の年会、2013年3月
- (E) Application for Transportation Cask Geometry with Monte-Carlo Code PHITS to Shielding Analysis, PATRAM2013、サンフランシスコ、アメリカ、2013年8月
- (F) 破損した模擬輸送容器体系シミュレーションにおける遮蔽性能影響評価、日本原子力学会 2012年秋の大会、広島大学 2012年9月
- (G) 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、八戸工業大学 2013年9月
- (H) 反射方向を考慮したふく射伝熱モデルの検討、日本原子力学会 2012年秋の大会、広島大学 2012年9月
- (I) 使用済燃料貯蔵施設内のふく射伝熱解析(ふく射モデルによる実規模建屋内の温度解析の比較)、日本原子力学会 2010年秋の大会、北海道大学 2010年9月
- (J) 使用済燃料貯蔵施設内のふく射伝熱解析、日本原子力学会 2009年秋の大会、東北大学 2009年9月
- (K) 使用済燃料貯蔵施設安全性評価[シリーズ発表] (1) 貯蔵施設建屋内の熱解析、日本原子力学会 2008年秋の大会、高知工科大学 2008年9月
- (L) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験(1) 全体計画、日本原子力学会 2012年春の年会、福井大学 2012年3月
- (M) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験(2) 機械的基礎特性評価試験(BWR燃料被覆管)、日本原子力学会 2012年春の年会、福井大学 2012年3月

- (N) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験 (3) 燃料棒衝撃荷重負荷試験 (BWR 高燃焼度燃料)、日本原子力学会 2012 年秋の大会、広島大学 2012 年 9 月
- (O) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験 (4) 機械的基礎特性評価試験 (PWR 燃料被覆管)、日本原子力学会 2014 年春の年会、東京都市大学 2014 年 3 月
- (P) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験 (5) 燃料棒衝撃荷重負荷試験 (PWR 燃料)、日本原子力学会 2014 年春の年会、東京都市大学 2014 年 3 月
- (Q) 中間貯蔵施設基準体系整備事業 高燃焼度燃料健全性に関する試験 (6) 燃料棒動的軸座屈試験 (PWR 燃料)、日本原子力学会 2014 年秋の大会、京都大学 2014 年 9 月
- (R) Dynamic load impact tests on high burnup spent fuel rods on BWR and PWR、NuMat 2012: the Nuclear Materials conference、大阪、日本、2012 年 10 月 ポスター発表
- (S) Research on Integrity of High Burnup Spent Fuel under Long Term Dry Storage and Transport、NEA/CSNI/R(2013)10、OECD/NEA International Workshop on Safety of Long Term Interim Storage Facilities、ミュンヘン、ドイツ、2013 年 5 月
- (T) Fuel Rod Mechanical Performance under Dynamic Load Condition on High Burnup Spent Fuel of BWR and PWR、17th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials; PATRAM 2013、サンフランシスコ、アメリカ、2013 年 8 月
- (U) Fuel Rod Mechanical Behavior under Dynamic Load Condition on High Burnup Spent Fuel of BWR and PWR、IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: An Integrated Approach to the Back End of the Fuel Cycle、ウィーン、オーストリア、2015 年 6 月 (発表予定)
- (V) Study on Temperature Estimation Method of PWR Spent Fuel Cladding in Dry Storage、ウィーン、オーストリア、2015 年 6 月 (発表予定)

6.5 表彰・受賞

なし

6.6 その他

- (A) 原子力安全・保安院、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ、使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する検討会、平成 20 年 12 月
- (B) 原子力安全・保安院、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会、平成 22 年 6 月 23 日
- (C) International Atomic Energy Agency (IAEA), CS-130 Establish a Working Group on an Integrated Safety Demonstration for the Dual Use Cask for Spent Nuclear Fuel、平成 22 年 11 月
- (D) 原子力安全・保安院、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ、平成 22 年 7 月 15 日
- (E) 原子力安全・保安院、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会、平成 22 年 5 月 25 日
- (F) 原子力安全・保安院、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会、平成 22 年 6 月 23 日
- (G) PHITS の核燃料輸送物遮蔽解析への適用性検討、PHITS 研究会、JAEA 平成 26 年 9 月

文 献

- (1) 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) (JSME S FA1:2007)、2007 年 12 月
- (2) 日本原子力学会、使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010 (AESJ-SC-F002:2010)、2010 年 7 月

- (3) 日本機械学会 金属キャスク構造規格 (JSME S FA1-2007) に関する技術評価書 (案) 核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する検討会 (第2回) 配布資料、2008年12月
- (4) 日本原子力学会標準 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010 (AESJ-SC-F002:2010) に関する技術評価書案、核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法に関する検討会(第3回) 配布資料、2010年6月
- (5) 平成17年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書、06 基シ報 - 0004、独立行政法人原子力安全基盤機構、2006年8月
- (6) 平成18年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書、07 基シ報 - 0005、独立行政法人原子力安全基盤機構、2007年3月
- (7) 平成19年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書、08 基シ報 - 0005、独立行政法人原子力安全基盤機構、2008年12月
- (8) 平成20年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書(中間貯蔵施設基準体系整備)、09 廃輸報-0006、独立行政法人原子力安全基盤機構、2010年3月
- (9) 平成21年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書(中間貯蔵施設基準体系整備)、10 廃輸報-0011、独立行政法人原子力安全基盤機構、2011年3月
- (10) 日本機械学会、使用済燃料貯蔵施設規格 コンクリートキャスク、キャニスタ詰替装置およびキャニスタ輸送キャスク構造規格 (JSME S FB1-2003)、2003年12月
- (11) 平成22年度 中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書(中間貯蔵施設基準体系整備)、11 廃輸報-0010、独立行政法人原子力安全基盤機構、2011年12月
- (12) 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、独立行政法人原子力安全基盤機構、2014年2月
- (13) NUREG-1927、Standard Review Plan for Renewal of Spent Fuel Dry Cask Storage System Licenses and Certificates of Compliance、USNRC、2011年3月
- (14) NUREG/CR-7116、Materials Aging Issues and Aging Management for Extended Storage and Transportation of Spent Nuclear Fuel、USNRC、2011年11月
- (15) NUREG-1567、Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities、USNRC、2000年3月

(D02) 地震動評価技術の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

原子力規制委員会は、平成 25 年 7 月に新規規制基準及び「基準地震動及び耐震設計方針に係わる審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を施行した。新規規制基準及び審査ガイドでは、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」に基づき基準地震動を策定することを求めている。平成 23 年 3 月 11 日に東北地方太平洋沖地震（以下「3.11 地震」という。）の発生を考慮すると、基準地震動や地殻変動・断層変位の評価は、原子力サイトの耐震安全性を評価する上で重要な課題である。本プロジェクトでは、基準地震動の策定や断層変位の評価結果等の妥当性を確認することを目的として、以下の項目の安全研究を実施する。

- (1) 地震動評価における不確かさの評価手法の整備（平成 24 年度～平成 28 年度）：平成 24 年度から 25 年度は、3.11 地震による長周期と短周期地震動それぞれに着目した地震動解析及び動力的シミュレーションを実施し、海溝型巨大地震の地震動評価手法の高度化を図った。また、内陸地殻内地震に対しては、震源極近傍地震動の評価手法を整備した。平成 26 年度から 28 年度までは、内陸地殻内地震の地震動評価における不確かさの評価手法の高度化のため、1995 年兵庫県南部地震以降の複数の国内地震を対象に、強震動記録に基づいた震源逆解析や地震動再現・検証解析を行い、特性化震源モデルにおける震源特性パラメータの設定手法やスケールリング則の向上を図る。
- (2) サイト特性の評価手法の整備（平成 24 年度～平成 28 年度）：平成 24 年度は、軟岩及び硬岩サイトにおいて深部地震動観測を実施し、深部地震動を観測する方法について整備した。平成 25 年度は、軟岩サイトにおける三次元深部地下構造モデルを高精度化するとともに、地下構造の調査手法及びモデル化手法を整備した。平成 26 年度から 28 年度までは、地震動評価のためのサイト特性の評価手法を整備する。
- (3) 断層変位の評価手法の整備（平成 24 年度～平成 28 年度）：平成 24 年度は、断層変位評価における現状と課題を整理した。平成 25 年度から 26 年度は、決定論的評価手法の整備として数値解析により表層地盤の断層変位評価手法の整備を検討した。平成 27 年度以降は、地震発生層から表層地盤まで一体化した断層変位解析手法を整備する。また、確率論的評価手法の整備として、平成 25 年度は横ずれタイプの断層を、平成 26 年度は逆断層タイプの断層を対象に国内の断層変位データを収集し、それぞれの断層変位距離減衰式を構築した。平成 27 年度以降は、海外地震のデータを精査・追加し、断層変位距離減衰式の高度化を図る。
- (4) 震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備（平成 25 年度に完了）：確率論的評価手法をまとめるとともに、観測地震動（地表観測記録）から解放基盤面上の地震動算定のための標準的な手法を整備した。

2. 平成 26 年度までの主要成果**2.1 地震動評価における不確かさの評価手法の整備**

断層モデルを用いた地震動評価手法（以下「断層モデル法」という。）における震源特性パラメータの高精度化及び不確かさによる影響を検討してきた。特に、3.11 地震及び 1995 年兵庫県南部地震以降の国内内陸地殻内地震の検討を重点的に行い、強震動生成域の抽出手法、震源スケールリング則等を改良して断層モデル法の高度化を図った。

2.1.1 海溝型巨大地震の地震動評価手法の高度化**(1) 強震動解析による地震動評価手法の高度化**

本研究は、3.11 地震による長周期及び短周期地震動それぞれに着目し、震源モデルの特性化、強震動解析等を行い、海溝型巨大地震の地震動評価手法の高度化を図った。

① すべり速度に基づく震源特性化手法の高度化

従来の震源の特性化に当たっては、震源モデルの不均質すべり分布を単純化し、矩形のアスペリティを強震動生成域として設定している。しかし、3.11地震では、数十メートルを超える大きなすべり量が発生した海側の浅い震源域で長周期地震動が生成された一方、数メートル程度のすべり量が発生した陸側の深い震源域で短周期地震動が生成されており、従来の最終すべり分布に基づいた手法による強震動生成域の抽出が困難である。

そこで本研究では、最大すべり速度分布に基づいた強震動生成域の抽出手法を検討し、震源特性化手法の高度化を図った(図1(a))。平成24年度は、既往の震源逆解析結果を用いて最大すべり速度の分布に基づいた手法の適用性を示した。平成25年度は、地下構造モデルを高精度化し、中長周期帯域の波形インバージョンによる震源モデルを改善した。得られた震源モデルより、最終すべり分布から求めたアスペリティ領域と、最大すべり速度分布から求めた強震動生成域をそれぞれ取り出し、観測波形への寄与を検討した。その結果、3.11地震の宮城県付近の特徴的な強震動をよく再現できた。

② 短周期地震動の評価手法の高度化

統計的グリーン関数法による地震動評価は、計算時に与える対象地点の地盤増幅特性によって大きく左右される。特に、3.11地震のような長い継続時間を有する地震については、地盤増幅特性を振幅特性のみで評価するのではなく、位相特性も含めた時刻歴特性として定量的に評価することが重要である。そのため、本研究では、3.11地震を対象に、位相特性も含めた非定常地盤増幅特性を導入し、統計的グリーン関数法による地震動シミュレーションを行うことにより、短周期地震動の評価手法の高度化を図った。

平成24年度は、非定常地盤増幅特性を導入した統計的グリーン関数法を検討し、適用性を確認した。平成25年度は、伝播経路特性等を考慮した非定常地盤増幅特性を高精度化し、複数震源モデルによる地震動シミュレーションを実施した。その結果、非定常地盤増幅特性を用いた場合の3.11地震のシミュレーション波形は振幅スペクトルのみを用いた場合と比較して後続波の継続時間が長くなり(図1(b))、地震観測記録の特性を比較的良く再現することができた。

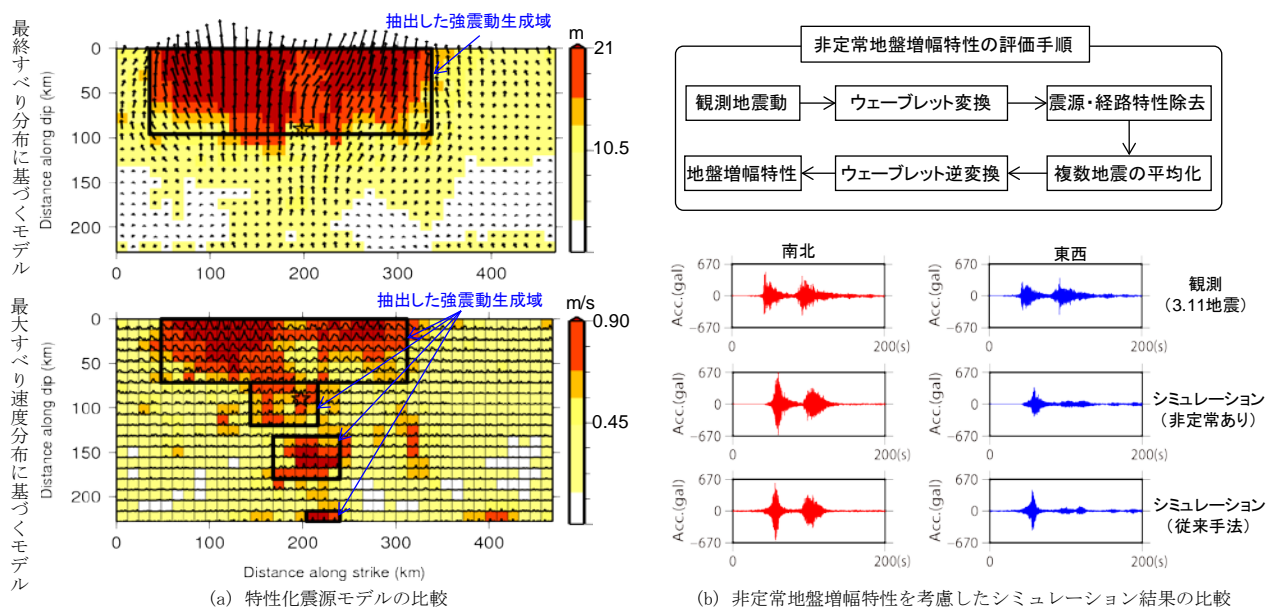


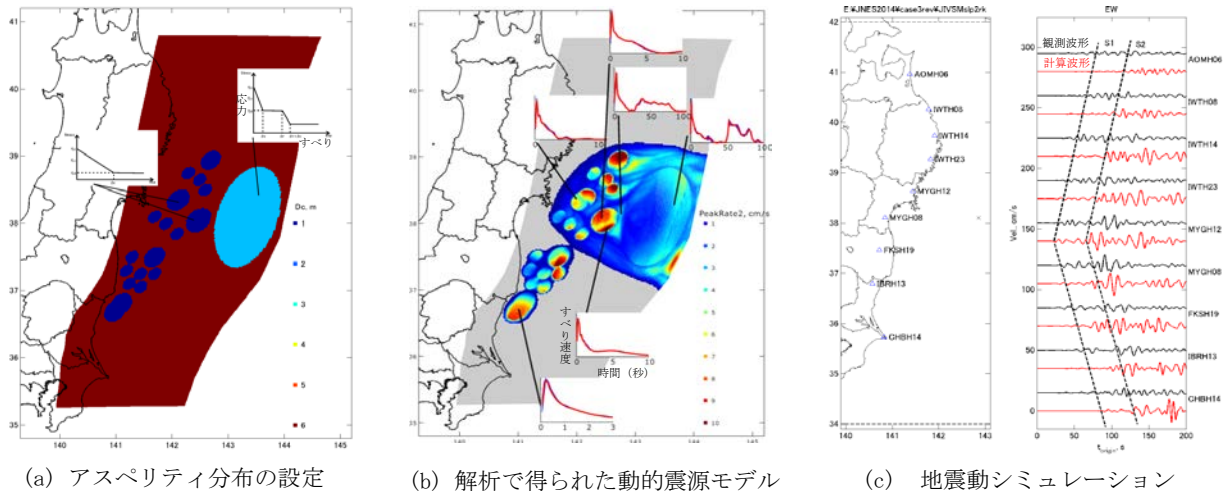
図1 強震動解析による3.11地震の地震動評価手法高度化の検討

Fig. 1 On ground motion evaluation methods for the Tohoku earthquake. (a) Comparison of source characterization based on slip (upper) and slip rate (lower) distribution. (b) Ground motion simulation using non-stationary site effects.

(2) 動学的シミュレーションによる震源特性化の検討

海溝型巨大地震の震源特性化手法を高度化するため、地震規模が非常に大きく再来周期が長い3.11地震を対象に、動学的知見を活用し、海溝型巨大地震の動学的震源特性を解明するとともに、動学的解析で得られた震源モデルを基に強震動シミュレーションを行った。

平成 24 年度は、3.11 地震の強震動生成域の分布が周波数によって異なるとの特性に着目した二次元の動的断層破壊シミュレーション及び再来周期を検討するために境界要素法による地震サイクルシミュレーションを行うとともに、3.11 地震震源のような三次元の断層形状に対応するために、スペクトル要素法の導入に着手した。平成 25 年度は、二次元の動的破壊解析結果を分析した上で、三次元の断層面を設定した 3.11 地震の動的破壊シミュレーションを行った。その結果、運動学的モデルから得られた深さ別に異なるすべり分布やすべり速度時間関数を有する震源の特徴と整合していることが明らかになった。そして、平成 26 年度は、運動学的モデルを参照して深さ別に異なるすべり弱化作パターンを設定し (図 2 (a))、三次元の動力的モデルを改良した (図 2 (b))。さらに、得られた動的すべり時間関数を用い、三次元速度構造を考慮した差分法による強震動シミュレーションを実施した。その結果、パルス波の形状や到達時間が観測地震動とおおむね整合しており、動的震源モデルの有効性が示された (図 2 (c))。



(a) アスペリティ分布の設定

(b) 解析で得られた動的震源モデル

(c) 地震動シミュレーション

図 2 動力的破壊シミュレーションの検討

Fig. 2 Illustration of dynamic rupture simulation: (a) set-up of asperities and friction laws; (b) resultant dynamic source model; (c) ground motion simulation (red: synthetic; black: observation) based on the obtained dynamic source.

2.1.2 内陸地殻内地震の地震動評価手法の高度化

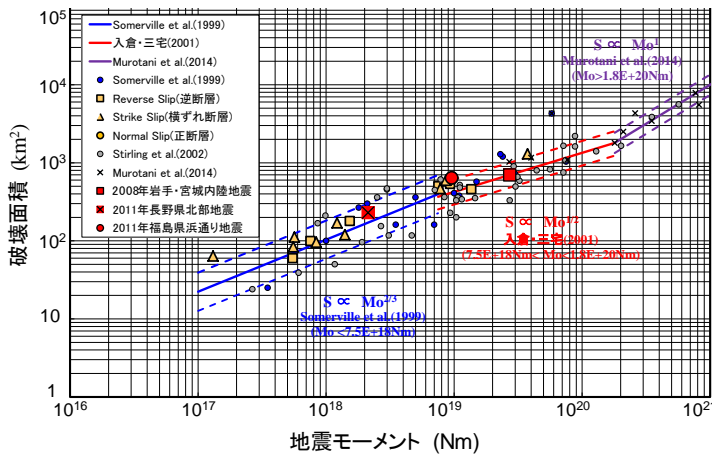
(1) 震源極近傍での地震動評価手法の高度化

新規基準では、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の地震動評価に当たっては、地表に変位を伴う断層全体を考慮すること、又は震源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。震源極近傍での地震動として、2000 年鳥取県西部地震等の観測記録が得られており、平成 24 年度に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、それらの解析結果に加え、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、「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)」を作成した。

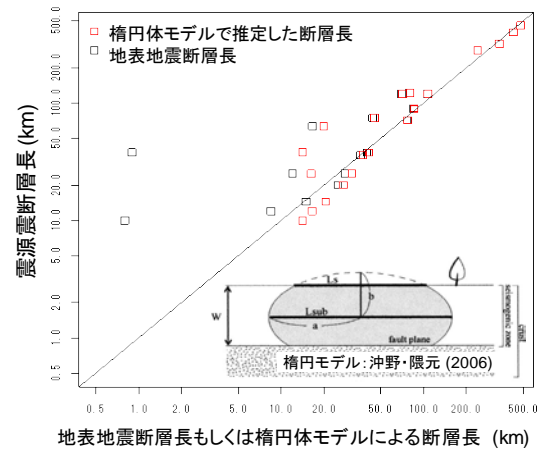
(2) 特性化震源モデルの巨視的パラメータの不確かさ評価手法の高度化

本研究は、断層モデル法における巨視的パラメータの設定において不確かさを把握することを目的としている。平成 26 年度は、1995 年以降に発生した 18 件の国内内陸地殻内地震の震源逆解析から得られる破壊面積、地震モーメント等を収集、整理した (図 3 (a) に黄色及び赤色で表すデータ)。整理した国内データと海外地震を中心とした既往データセット (図 3 (a) に灰色のデータ) から、いずれも、断層モデル法における破壊面積・地震モーメントのスケージング則と対応が良いことが確認できた。また、破壊面積を用いた入倉・三宅 (2001)¹⁾ 式による予測値と観測値との間にはばらつきがあり、常用対数での標準偏差が 0.32 である。

また、内陸地殻内地震に対する震源を特定した地震動の策定では、地表又は表層で想定された活断層情報に基づき震源断層の長さ等を設定する場合が多い。そこで、地震時に地表断層が現れた断層情報のうち断層長さとのデータがそろっている 21 地震の震源断層のデータの整理や見直しを実施し、地表と地中地震断層長さの関係性を調べた。その結果、震源断層長さとの関係性を沖野・隈元 (2006)²⁾ による楕円体モデルを適用した場合に、両者の対応関係が最も良くなることが明らかになった (図 3 (b))。



(a) 破壊面積・地震モーメントスケール則比較図



(b) 地表断層長と震源断層長との比較

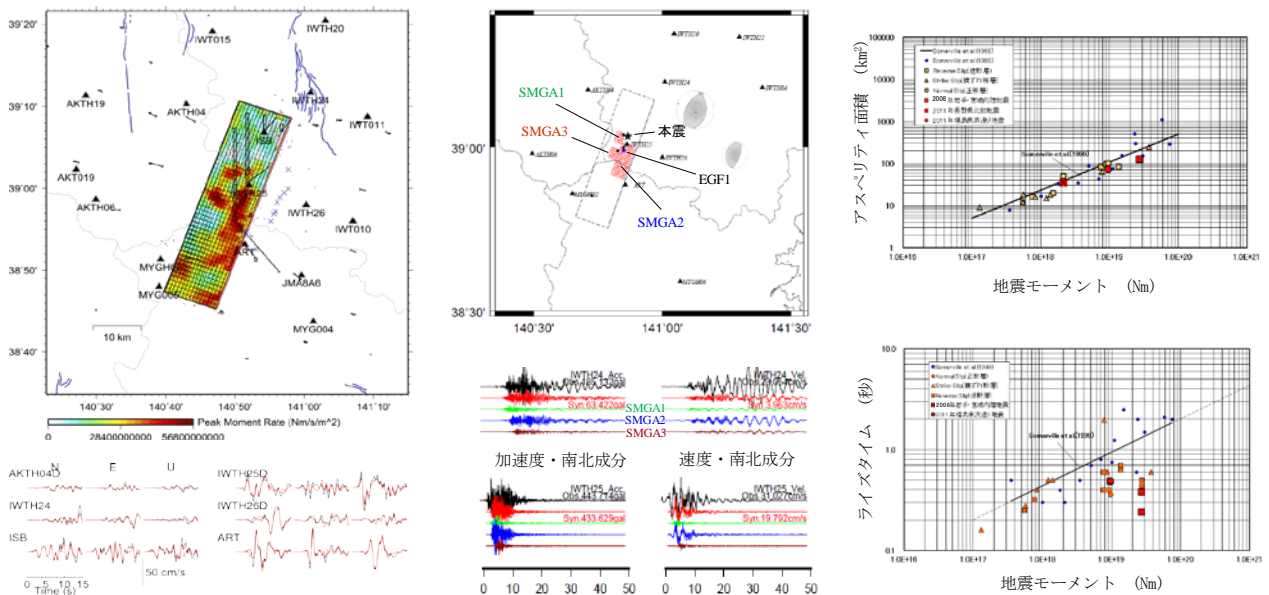
図3 断層長さ、破壊面積、地震モーメント等の巨視的パラメータの検討

Fig. 3 Study on outer fault parameters: (a) The scaling law between seismic moment and rupture area; (b) Comparison of subsurface seismic fault lengths with surface fault lengths.

(3) 特性化震源モデルの微視的パラメータの不確かさ評価手法の高度化

断層モデル法における微視的パラメータを設定するためのスケール則は、主に1995年兵庫県南部地震の前に発生した地震の解析結果から提案された経験式である。一方、3.11地震の後、内陸地殻内地震の活発化により、大加速度の強震動記録が数多く得られている。本研究は、国内内陸地殻内地震を対象に、震源逆解析等を実施し、震源スケール則等を改良して地震動評価手法の高度化を図る。

平成26年度は、2008年岩手・宮城内陸地震 (Mw6.9)、2011年福島県浜通り地震 (Mw6.6) 及び2011年長野県北部地震 (Mw6.2) を対象に、余震の観測地震動を再現できるように地下構造モデルを高精度化し、それぞれの震源逆解析を実施した (図4 (a))。得られた震源モデルに基づき経験的グリーン関数法による震源のフォワードモデリングを実施した結果 (図4 (b))、周波数10Hz程度までの強震動波形を再現できた。さらに、解析結果に基づいたライズタイム等の微視的パラメータを整理した結果、ライズタイムのデータが既往スケール則の予測値を下回る傾向があり (図4 (c) の赤色マーク)、今後の事例蓄積や更なる検証が必要である。



(a) 岩手・宮城内陸地震の震源逆解析 (b) EGFによる地震動シミュレーション (c) 微視的パラメータと経験式との比較

図4 国内内陸地殻内地震を対象とした震源モデルの微視的パラメータの検討

Fig. 4 Study on inner fault parameters. (a) Example of source inversion for the 2008 Iwate-Miyagi Inland earthquake; (b) Ground motion simulation using the EGF method; (c) Comparison of inner fault parameters with relevant scaling laws.

2.2 サイト特性の評価手法の整備

2.2.1 三次元深部地下構造モデル作成手法の高度化

新規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ている。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のため、物理探査、地震動観測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（以下「ジョイントインバージョン法」という。）により、地震基盤に至る高精度な三次元深部地下構造モデルを構築する手法を検討し、平成25年度に「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）」を作成した。上記手引きには、三次元深部地下構造モデルを構築するに当たって必須要件となる手法として、特に、評価対象地点における微動アレー探査及び水平アレー地震動観測並びに各種データのジョイントインバージョン解析が挙げられている。

具体的には、柏崎サイト近傍及び周辺広域（柏崎平野及びその東南東約50kmの範囲）の地下深部の構造を詳細に把握するため、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、電磁法探査等の総合調査・探査による地下構造データを利用し、ジョイントインバージョン法により地震基盤（グリーンタフ基底）に至る高精度な三次元地下構造モデルを作成した（図5）。物理探査及び地震動観測から得られた各種データを用いたフォワード解析並びに三次元地震波動伝播シミュレーション、更に既往JNES2007モデルとの比較から三次元地下構造モデルの妥当性を確認し、深部地震動観測と物理探査による総合的な深部地下構造調査法の適用性・有効性を示した。

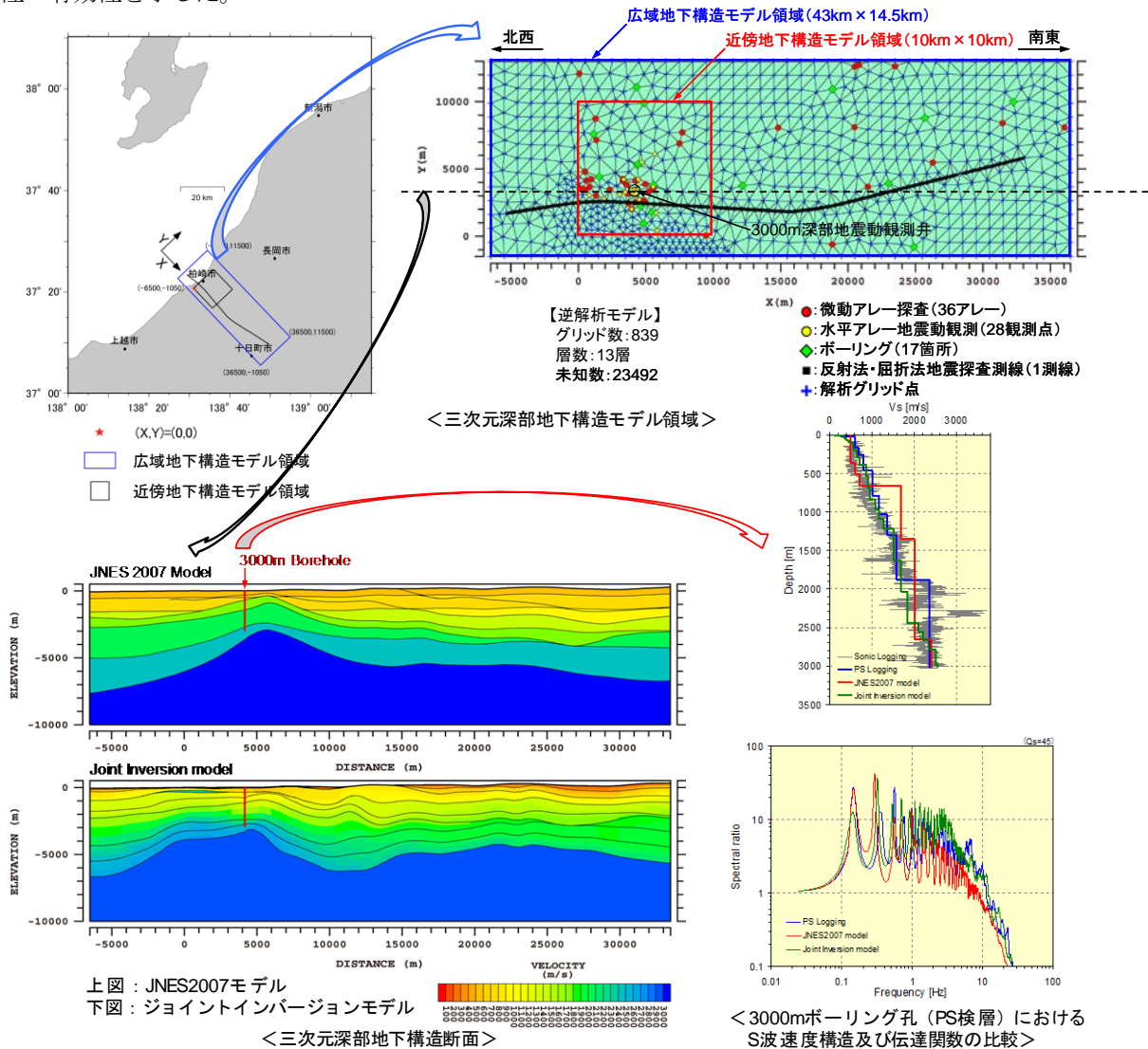


図5 総合調査・探査データを用いたジョイントインバージョン法により高精度化された三次元地下構造
 Fig. 5 High precision three-dimensional subsurface structure by joint inversion method.

2.2.2 広帯域における実用的な三次元地震波動伝播シミュレーション手法の検討

不整形地盤を対象とした地震動評価に用いられる有限差分法等の数値解析手法では、従来、計算機の記憶容量と計算時間の制約から表層地盤（浅部地盤）の低速度層の考慮が困難であった。そのため、これまでの国や自治体による地震動予測等においては、対象地盤を地震基盤から工学的基盤に至る深部地盤及び工学的基盤から表層に至る浅部地盤の二つに分離して、表層の地震動を評価するいわゆる分離解析が行われてきた。このように分離解析を行っている場合、吉田ほか（2005）³⁾は、地震動評価で重要な周波数領域（およそ0.1～10Hz）において地盤増幅率を精度よく評価できていない可能性があることを指摘している。

これらの問題を解決するため、本研究では、浅部地盤の複数層を平均化したいわゆる等価な地盤（以下「浅部等価地盤」という。）を設けて、地震基盤から表層までを一体化した地盤モデルを用いて地震動を計算する手法を提案した（図6）。得られた表層での地震動を重複反射理論により浅部等価地盤下面まで一度引き戻し、その後、本来（真）の浅部地盤を用いて表層における地震動を計算する（以下「提案手法A」という。）。提案手法Aの適用性検討から、従来の分離解析（以下「従来手法」という。）より精度の高い地震動評価が可能となることが示された。本研究で実施した7箇所の観測点サイトにおける地震動評価において、何れも提案手法Aの方が従来手法より理論応答（波形、伝達関数）に対する一致度が高いことを確認した。

また、本研究では数値解析の際の計算機の記憶容量と計算時間の制約を更に抑えるために、先に設定した浅部等価地盤に代わって、工学的基盤の地盤物性をそのまま表層まで反映させた様な浅部地盤（以下「浅部一様地盤」という。）を設けて地震動を計算する手法（以下「提案手法B」という。）も検討した。その結果、提案手法Bは提案手法Aよりも地震動評価の精度はやや劣るものの、従来手法より精度の高い地震動評価が可能となることが示された。両提案手法は、極力正しい地盤増幅率となるようにそれぞれ表層地盤として、浅部等価地盤と浅部一様地盤を設定して一体解析を行っていること及び数値解析を行う際の計算機の制約緩和を図っていることに特長があり、いずれも従来手法より評価精度及び利便性の面で優れている。両提案手法の適用性は一次元及び三次元地盤、更には非線形地盤において適用できることが確認されている。

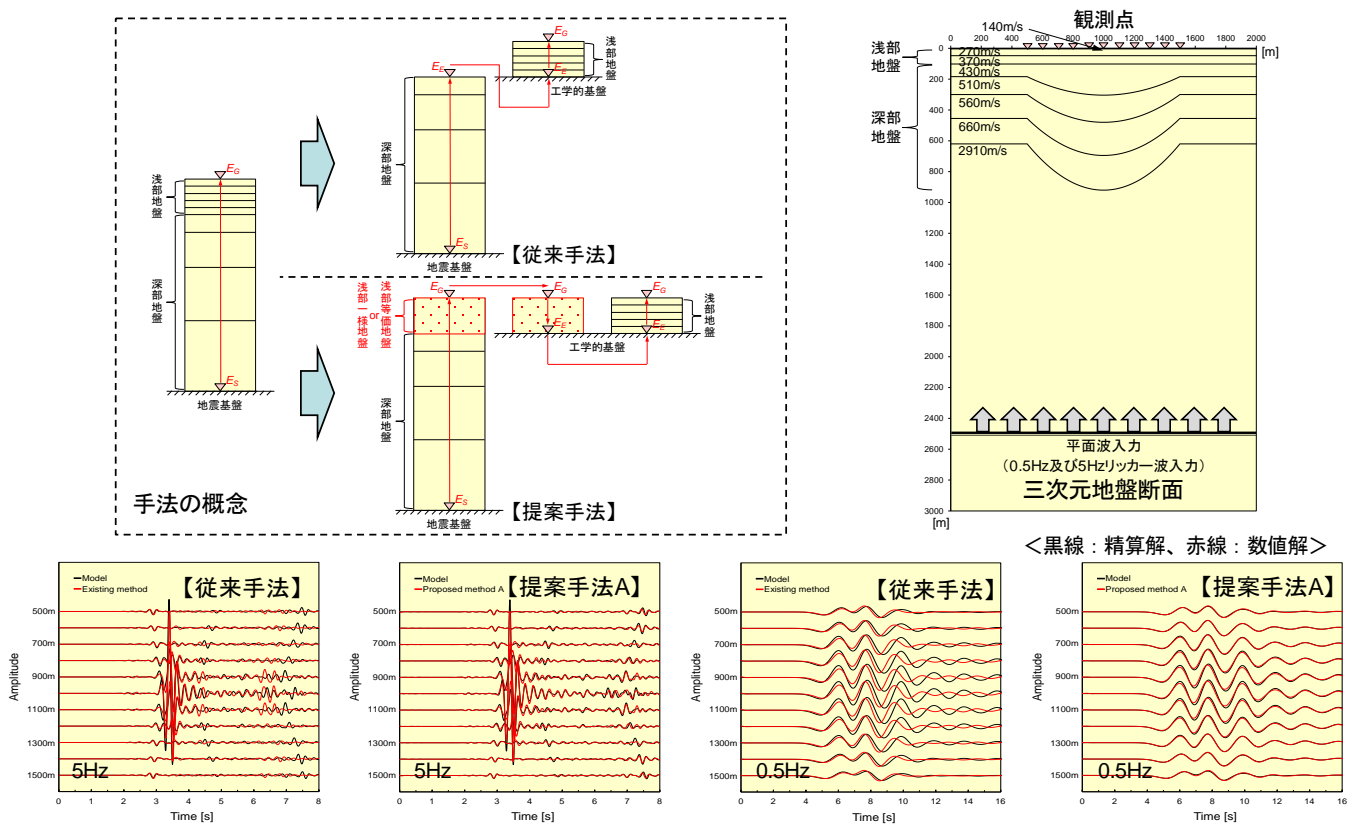


図6 手法の概念及び三次元地震波動伝播シミュレーション（5Hz及び0.5Hzリッカー波入力）結果
Fig. 6 Concept of method and result of three-dimensional seismic wave propagation simulation.

2.3 断層変位評価手法の整備

新規規制基準では、耐震重要施設を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを要求している。本研究は、断層変位評価の現状を把握するため、平成 24 年度は、文献調査により、既往研究で提案された評価手法の課題をまとめた。平成 25 年度以降は、以下に示すとおり、決定論及び確率論的断層変位評価手法の整備を図る。

2.3.1 決定論的評価手法の整備

基準地震動策定における「応答スペクトルに基づく地震評価」と「断層モデル手法による地震動評価」は、いずれも決定論的手法である。本研究では、このような規制要求を踏まえ、数値解析等による決定論的断層変位評価手法を整備する。平成 25 年度は、地表に明瞭な変位が現れた逆断層タイプの 1999 年台湾集集地震を対象に、既往研究結果を参照して動的断層破壊解析を実施した。さらに、同じく逆断層を対象とし、断層変位評価に対する粒子法の適用性について予備検討を実施した。平成 26 年度は、特に破壊の進展過程の再現性向上を目的として、連続体から不連続体への挙動変化に対応するため、個別要素法と粒子法を結合した数値解析手法を検討し、深部からの破壊進展が表層地盤や地表に及ぼす影響を定量的に評価することができた。さらに、粒子法のみを用いて解析を実施した結果、非線形を設定した場合は破壊進展に必要なひずみ局所化を再現でき（図 7）、表層地盤においてより現実的な非線形物性の考慮が重要であることが明らかになった。

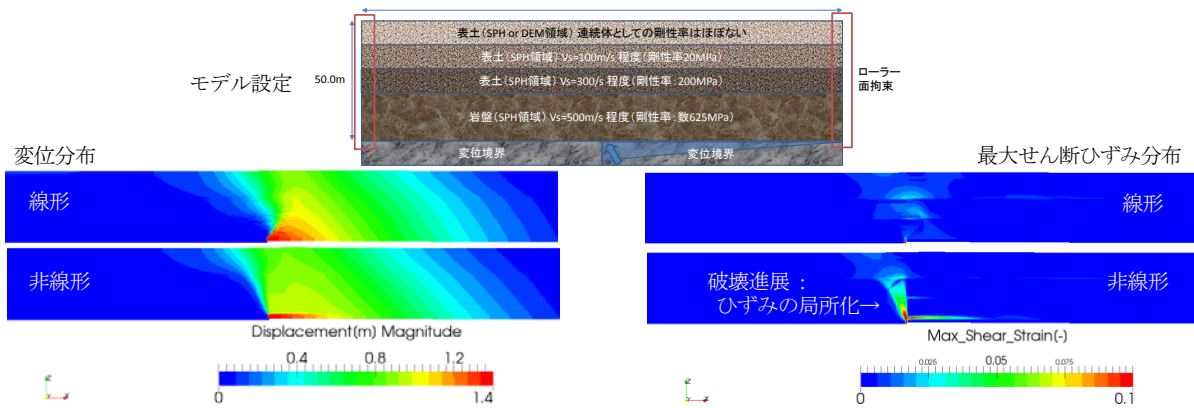


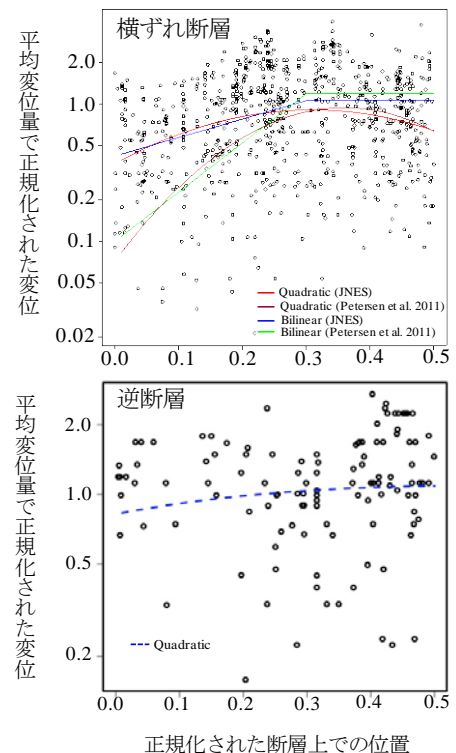
図 7 材料非線形の有無による変位及び最大せん断ひずみ分布の解析結果の比較

Fig. 7 Comparison of simulation results of displacement and maximum shear strain with and without material non-linearity (Upper: Settings; Right Lower: Displacement, Right lower: Maximum shear strain).

2.3.2 確率論的評価手法の整備

IAEA (International Atomic Energy Agency ; 国際原子力機関) の地震ハザード評価指針⁴⁾は、確率論的手法による断層変位ハザードを評価することを推奨している。本研究では、このような国際的安全指針を踏まえながら、国内の観測データに基づく確率論的断層変位評価手法を整備する。具体的には、平成 25 年度は横ずれ断層タイプの、平成 26 年度は逆断層タイプの国内内陸地殻内地震を対象とし、地表変位データ、活断層情報及び震源断層情報を収集し、断層変位の関連データを整理した。さらに、地表変位を伴う活断層と震源断層との関係の検討、地表断層の評価に必要な調査手法の整理及び主断層と副断層の認定手法の検討を行うとともに、断層タイプ別の断層変位距離減衰式を構築した（図 8）。ただし、図中に示すように、観測データのばらつきが大きいので、今後の更なる検討が必要である。

図 8 断層変位データと構築した距離減衰式との比較
Fig. 8 Comparison of fault displacement attenuation relationships
Upper: strike-slip fault; Lower: reverse fault.



2.4 震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備

新規制基準に基づく「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定される必要がある。この場合、地震動評価において大加速度の観測記録が扱われることから、必要に応じて地盤非線形性を考慮した解析を要するなど、解放基盤での地震動を評価するに当たっては幾つかの技術項目について高度化する必要がある。

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に基づく解放基盤における水平方向の地震動評価手法を検討した。評価手法は、地震動 H/V スペクトルを用いて、①弱震記録に基づく地盤同定解析、②強震記録に基づく地盤同定解析及び③強震記録に基づくはざとり解析の三つのステップから、解放基盤における強震時の水平方向地震動を評価するものである。ここでは、拡散波動場理論に基づく地震動 H/V スペクトルを用い、同理論の応用から強震時と弱震時の水平動スペクトル比（強震／弱震スペクトル比）を定義して、両スペクトルの逆解析により線形地盤モデル及び非線形地盤モデルを推定する。強震記録を用いた地盤同定解析では、逆解析において対象層の地盤材料の動的変形特性、すなわちせん断ひずみに応じたせん断定数（S 波速度）と減衰定数を求める。

評価手法の適用性を確認するため、地質・地盤情報及び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、強震時の地表観測記録から解放基盤相当（深度 300m、S 波速度 500m/s 相当の硬質地盤）における地震動を評価した（図 9、図 10）。その結果、十分な地質・地盤情報に基づき評価された地盤モデルを用いた場合、得られる解放基盤相当における地震動は観測地震動を良好に再現しており、新たな地震動評価手法を整備することができた。同成果に基づき「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）」を作成した。

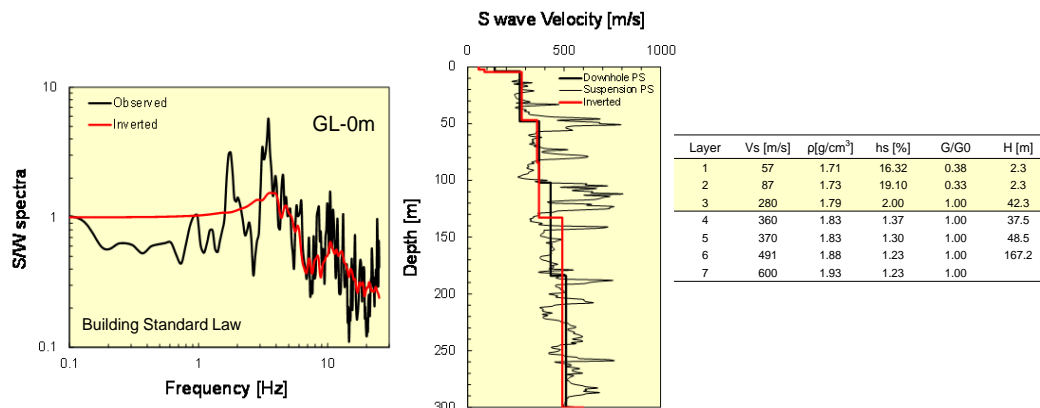


図 9 強震／弱震スペクトル比に基づく地盤同定解析の例（動的変形特性：建設省告示第 1457 号）
Fig. 9 Example of ground identification analysis based on the strong-to-weak motion (S/W) spectral ratio.

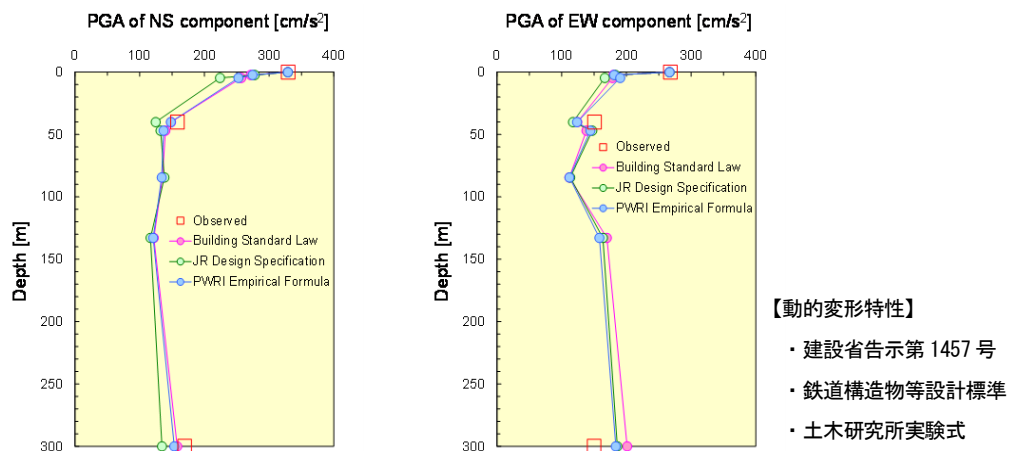


図 10 強震記録に基づく地震動評価
Fig. 10 Evaluation of ground motion based on the strong motion records.

3. まとめ

本プロジェクトでは、地震・地震動評価に関する重要課題の解決を目的として、(1) 地震動評価における不確かさの評価手法の整備、(2) サイト特性の評価手法の整備、(3) 断層変位の評価手法の整備及び(4) 震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備の四課題について研究を実施した。

「地震動評価における不確かさの評価手法の整備」研究では、断層モデル法における震源断層パラメータの高精度化及び不確かさによる影響を検討した。特に、3.11 地震及び 1995 年兵庫県南部地震以降の内陸地殻内地震を対象として、強震動記録による震源逆解析結果を基に特性化震源モデルを構築し、強震動記録の再現解析等により、妥当性を検証するとともに、動力的断層破壊シミュレーションを行い、震源特性パラメータの高精度化やスケーリング則の検討を実施し、断層モデル法の高度化を進めた。

「サイト特性の評価手法の整備」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、物理探査、地震動観測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ジョイントインバージョン法を用い、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整備した。また、不整形地盤を対象とした地震動評価に用いられる有限差分法等の数値解析手法について、計算機の記憶容量と計算時間の制約を緩和させるための検討を行い、およそ 0.1~10Hz の広帯域における実用的な三次元地震波動伝播シミュレーション手法を整備した。

「断層変位の評価手法の整備」研究では、粒子法と個別要素法を結合した解析手法を導入し、数値解析による表層地盤や地表の断層変位の評価手法の整備を進めた。また、国内の内陸地殻内地震を対象に主断層と副断層を判別してそれぞれの変位を収集・分析し、横ずれ断層及び逆断層における断層変位距離減衰式を構築し、横ずれ断層タイプの内陸地殻内地震による断層変位ハザードの試解析を行った。

「震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備」研究では、強震時の地表観測記録（水平動 2 成分、上下動 1 成分）に基づく解放基盤における水平方向の地震動評価手法を整備した。

4. 今後の展開

新規基準では、事業者に対する安全性の向上のための評価（以下「安全性向上評価」という。）の実施を規定し、これに関連する「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、「発電用原子炉施設における安全に関する最新の知見を踏まえて当該施設の安全性向上評価を原則、5 年ごとに実施する」よう記されている。安全性向上評価を行う際に用いられる地震 PRA（確率論的リスク評価）において、確率論的地震ハザードは、地震 PRA の信頼性を左右する重要な要因である。本プロジェクトでは、主に以下の項目について研究を継続することで確率論的地震ハザード評価の高度化を図り、事業者が実施する安全性向上評価の妥当性確認の中で活用していく。

「地震動評価における不確かさの評価手法の整備」研究では、強震動分野における最新知見を踏まえ、変動地形学、地質学や地球物理学等多分野の関連情報を活用すること、及び強震動観測記録を用いた地震動解析等を体系的に実施することにより、特に、国内内陸地殻内地震の検討事例を蓄積し、巨視的・微視的震源特性パラメータの設定手法の高度化を検討する。また、新規基準では、震源極近傍地震動の評価において、地表に変位を伴う断層全体を考慮することが求められている。そのため、表層地盤の震源域やアスペリティにおける応力状態や摩擦構成則等を検討し、動的断層破壊モデルを高度化する。得られた動的モデルに基づく地震動を計算し、地震発生層以浅の震源域による震源極近傍地震動への影響を評価する。平成 28 年度以降に、一連の研究成果をまとめ、審査マニュアルの整備に資する。

「サイト特性の評価手法の整備」研究では、深部地震動観測システムプロジェクトにおいて作成した三次元地下構造モデルを用いて、複数の地震を用いた三次元地震波動伝播シミュレーションによる地震動評価を継続実施し、地下構造の三次元不整形性が推定地震動の卓越周期や地震動継続時間に及ぼす影響を検討・評価する。また、地震動の空間変動や地震基盤波の推定結果の不確かさを検討する。さらに、得られた三次元地震波動伝播シミュレーション結果から地下構造モデルの精度検証を行い、短周期地震動評価における地下構造調査及び地下構造モデル化、数値解析手法（理論的手法）の適用限界を確認する。

「断層変位の評価手法の整備」研究では、地表や表層地盤の断層変位を定量的に評価するため、地表に明瞭な変位が現れた国内外の内陸地殻内地震の観測データを参照しながら、地震発生層から表層地盤までの断層破壊進展に対応できる数値解析手法の一体化を重点的に検討していく。また、地表に明瞭な変位が現れた国内地震の断層変位データに限られており、特に逆断層のデータが希少であるため、今後は、海外の断層変位データを収集整理する。さらに、原子力施設の立地条件を考慮し、岩盤又は堆積層が薄い地域における地表地震断層の変位データを精査・分析、並びに断層変位距離減衰式の高度化を図り、確率論的断層変位評価への影響を検討する。

5. 今後の成果の活用について

本プロジェクトで得られた成果を各種審査マニュアル等に反映し、安全性向上評価の妥当性確認等の中で活用していく。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

(A) 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

6.2 論文投稿

(B) 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

(C) 地盤不均質性を考慮した高周波数領域におけるS波の減衰特性の評価とその解釈、日本地震工学会論文集、第14巻、第5号、pp.82-101、平成26年11月

6.4 学会発表

(D) ピークモーメントレート分布を用いた2011年東北地方太平洋沖地震の特性化震源モデル、日本地球惑星科学連合大会、平成25年5月

(E) Development of seismic observation system in deep borehole, The 11th SEGJ International Symposium, Japan, 平成25年11月

(F) 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

(G) Construction of 3-D S-wave velocity model by joint inversion method, The 11th SEGJ International Symposium, Japan, 平成25年11月

6.5 その他

(H) 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

(I) 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、平成26年2月

(J) 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

(K) 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

(L) Ground motion simulation based on fault rupture modelling for seismic hazard assessment in site evaluation for nuclear installations, Safety Report DD1094, IAEA (In publication)

(M) Diffuse seismicity in seismic hazard assessment for site evaluation of nuclear installations, Safety Report DD1102, IAEA (In publication)

文 献

- 1) 入倉孝次郎・三宅弘恵、シナリオ地震の強震動予測、地学雑誌、110、849-875、2001
- 2) 沖野範子・隈元崇、楯田断層面を仮定した活断層の長さ地震規模の関係、活断層研究、26、29-36、2006
- 3) 吉田望・篠原秀明・澤田純男・中村晋、設計用地震動の設定における工学的基盤の意義、土木学会地震工学論文集、28、No 170、2005
- 4) Internal Atomic Energy Agency, Seismic hazards in site evaluation for nuclear installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9, IAEA, Vienna, 2010

(D06) 外部事象に係る構造健全性関連研究

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

平成 25 年 7 月、新規制基準や関連する審査ガイドが施行され、これに対する適合性審査が進められている。また、平成 25 年 11 月制定の「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、新規制基準を適用したプラントの安全性向上を評価することを求めており、評価方法の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」（以下「リスク評価」という。）が挙げられている。このため、地震・津波に関するリスク評価の観点から、施設・設備のフラジリティに係る以下の評価手法の高度化等を実施している。

(1) 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備

①防潮堤の津波に対するフラジリティ評価

防潮堤の地震による影響を含めた津波に対する設計条件及びフラジリティ評価手法を整備する。平成 24 年度は中規模水理試験設備により、防潮堤を模擬した堤体（以下「堤体」という。）に作用する津波波圧（段波波圧 *¹及び持続波圧 *²）に関する基礎的データを取得した。平成 25 年度は中規模水理試験設備及び大規模水理試験設備による水理試験を行い、水深、流速、段波波圧、持続波圧等のデータを取得した。また、平成 26 年度は持続波圧に着目したシミュレーション解析を行い、水深係数 *³の適用範囲に関する検討を行うとともに、段波波圧に対する堤体の応答挙動に着目した水理試験及び地震との重畳に係る水理試験を実施した。平成 27 年度は堤体前方に障害物が存在する場合の波圧特性に係る水理試験及び解析を実施する。平成 28 年度はこれまでの技術的知見を整理し、フラジリティ評価手法を整備する。

②水密扉の津波に対するフラジリティ評価

水密扉の地震による損傷の影響を含めた津波に対するフラジリティ評価手法を整備する。平成 25 年度に片開き水密扉の試験体作成を開始し、平成 26 年度は片開き水密扉単体試験及び片開き水密扉（鉄筋コンクリート耐震壁（以下「RC 壁」という。）設置型）の実機機能限界試験を行い、地震と津波の重畳事象を踏まえた漏水量等のデータを取得した。平成 27 年度は両開き水密扉単体及び片開き水密扉（建屋内水密区画壁設置型）を対象とした実機機能限界試験を実施する。平成 28 年度はこれまでの技術的知見を整理し、水密扉の型式及び建屋躯体構造ごとのフラジリティ評価手法を整備する。

③構築物、設備の津波に対するフラジリティ評価

平成 28 年度までに、屋外重要構築物、設備のフラジリティ評価手法及び建屋内浸水解析に基づく屋内重要設備のフラジリティ評価手法を整備する。

(2) 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備

①地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価

平成 24 年度は斜面安定性に係る振動台試験を実施し、平成 25 年度はこれに加えて振動台試験の検証解析を実施した。平成 26 年度は斜面崩壊後の土砂や岩塊の転動挙動に係わる試験データを取得した。平成 27 年度は岩塊衝突に係わる試験及び解析を実施し、平成 28 年度は以上の検討結果を取りまとめ、斜面崩壊のフラジリティ評価手法を整備する。

②地震による設備のフラジリティ評価

平成 27 年度は、外部事象及び一般的荷重条件を考慮した亀裂進展評価手法を整備し、経年事象の有無によるフラジリティ評価の比較検討を行う。平成 28 年度は、外部事象を考慮した亀裂・減肉等の有無によるフラジリティ評価の比較検討に基づいて、経年事象に係るフラジリティ評価解析手法を整備する。

③構造物の衝撃に係るフラジリティ評価

平成 26 年度は構造物の衝撃挙動に係る研究の全体計画を立案した。平成 27 年度は衝撃に関するデータを調査する。平成 28 年度は衝撃挙動に係る知見を整備する。

④竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価

平成 27 年度は、竜巻強度、竜巻渦のモデル化、気圧場の非正常性、飛来物のモデル化、飛散初期条件及び想定被害等の条件設定並びに施設への影響について技術的知見をまとめる。平成 28 年度は、最大風速評価、竜巻モデルの分析と比較、飛来物の飛翔形態及び竜巻被害と複合的災害等について技術的知見をまとめる。

*1：津波が最初に防潮堤に衝突する際に与える継続時間の短い波圧

*2：段波波圧の後の継続時間の長い主に静的な波圧

*3：防潮堤に作用する波圧と最大の浸水深（防潮堤がない場合）に相当する静水圧との比率

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備

2.1.1 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価

「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」では、「津波による荷重（波圧、衝撃力）の設定に関して、考慮する知見（例えば、国交省の暫定指針等）及びそれらの適用性」を確認するとしており、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」でも同様の規定がある。

国土交通省が平成 23 年 11 月に取りまとめた「東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針」¹⁾（以下「暫定指針」という。）では、図 1 に示すように設計上考慮する津波波圧は、構造物（防潮堤）の位置において、防潮堤がない場合を想定した津波の浸水深から得られる設計用浸水深の 3 倍（以下「水深係数 3」という。）の高さに相当する静水圧より求めることとしている。一方、津波の大きさや海底面の形状、防潮堤位置等の条件によっては、水深係数 3 を超える場合があることが、既往研究（例えば、榊山, 2012²⁾；Asakura et al., 2002³⁾）から分かる。

なお、防潮堤に作用する津波波圧は図 2 に示すように段波波圧と持続波圧があり、防潮堤設計に当たってはこの 2 種類の津波波圧を考慮する必要がある。

平成 26 年度は既往研究を踏まえ持続波圧を対象に、水深係数 3 を防潮堤設計に適用するに当たって、その適用範囲を明確にすることを目的に、平成 24 年度から 25 年度の中規模水理試験及び大規模水理試験に関するデータを踏まえ、大規模と中規模水理試験結果のシミュレーション解析並びに実規模モデルによる試験解析を実施し適用範囲を確認した。また、段波波圧に対する堤体の応答挙動を把握するための水理試験及び地震と津波の重畳に係る水理試験を実施した。

(1) 持続波圧に係る研究

① 研究の全体構成、試験及び解析に係る検討手順

防潮堤に作用する持続波圧を対象として、水理試験、水理試験結果のシミュレーション解析及び実規模モデルによる試験解析をそれぞれ実施し、これらに基づいた検討を行った。研究の全体構成を図 3 に、試験及び解析に係る検討手順を図 4 に示す。

なお、水理試験及び水理試験データの整理は、委託研究事業の受託者である独立行政法人港湾空港技術研究所が実施した。

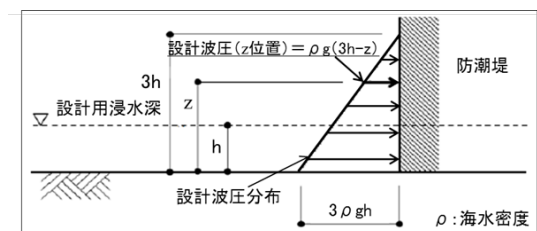


図 1 暫定指針における設計波圧算定手法（一部加筆）
Fig.1 Evaluation method for design pressure by interim guidelines

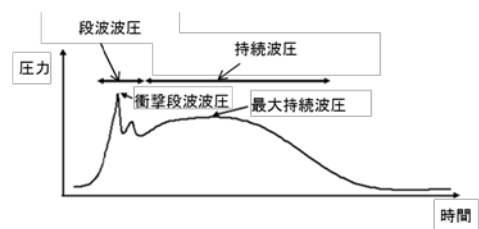


図 2 防潮堤に作用する津波波圧
Fig.2 Tsunami pressure acting on seawall

a.水理試験

- ・水理試験では、津波の海上伝播及び陸への遡上を模擬することのできる水路を用い、造波装置により津波を模擬した作用波を発生させた。
- ・水理試験に用いた水路は、実規模での海岸線から防潮堤までの距離 0m、50m 及び 100m を模擬した中規模水理試験設備（対実規模縮尺：1/40）と、海岸線から防潮堤までの距離 0m、30m 及び 60m を模擬した大規模水理試験設備（対実規模縮尺：1/10）の 2 種類とした。中規模水理試験設備の概要を図 5 に、水理試験の状況を図 6 に示す。
- ・水路底面勾配、作用波形、作用波高を試験パラメータとした。
- ・中規模水理試験と大規模水理試験として以下の 2 種類の試験を実施した。

(a)通過波検定試験

堤体を設置しない場合の作用波の沖側波高 ($h(t)$)、流速 ($v(t)$)、各堤体位置における浸水深 ($\eta(t)$)、流速 ($v_i(t)$) の時刻歴データ及び各堤体位置における作用波の最大浸水深 ($\eta_{i,max}$) とその時点の流速 (v_i) を時刻歴データから得た。

(b)波圧試験

堤体を設置した場合の堤体位置における最大堤体作用波圧 ($P_{i,max}$) を得た。水深係数 (α) は、各堤体位置における最大浸水深 ($\eta_{i,max}$) 及び最大堤体作用波圧 ($P_{i,max}$) から算出した。

b.水理試験結果のシミュレーション解析

中規模水理試験と大規模水理試験のシミュレーション解析を行い、水理試験の結果と比較することにより、フルード数 (Fr)、水深係数 (α) 等に係る解析手法の妥当性を確認するとともに、沖側波高 ($h(t)$) や遡上後の浸水深 ($\eta(t)$)、 $\eta_{i,max}$)、流速 ($v(t)$)、 v_i) 及び最大堤体作用波圧 ($P_{i,max}$) に対する考察を行った。

c.実規模モデルによる試解析

上述の a.及び b.で妥当性が確認されたモデル化手法及び解析手法を用い、実規模モデルに対する試解析を行った。

d.暫定指針における水深係数 3 の適用範囲の検討

上記検討結果より、暫定指針における水深係数 3 の適用範囲について検討した。検討に当たっては水理試験、シミュレーション解析及び試解析の結果を統一的な尺度で比較するため、無次元数であるフルード数 (Fr) を導入し、フルード数 (Fr) と水深係数 (α) の関係について整理を行った。フルード数 (Fr) は、各堤体位置における最大浸水深 ($\eta_{i,max}$) 及びこの時点の流速 (v_i) から算出した。

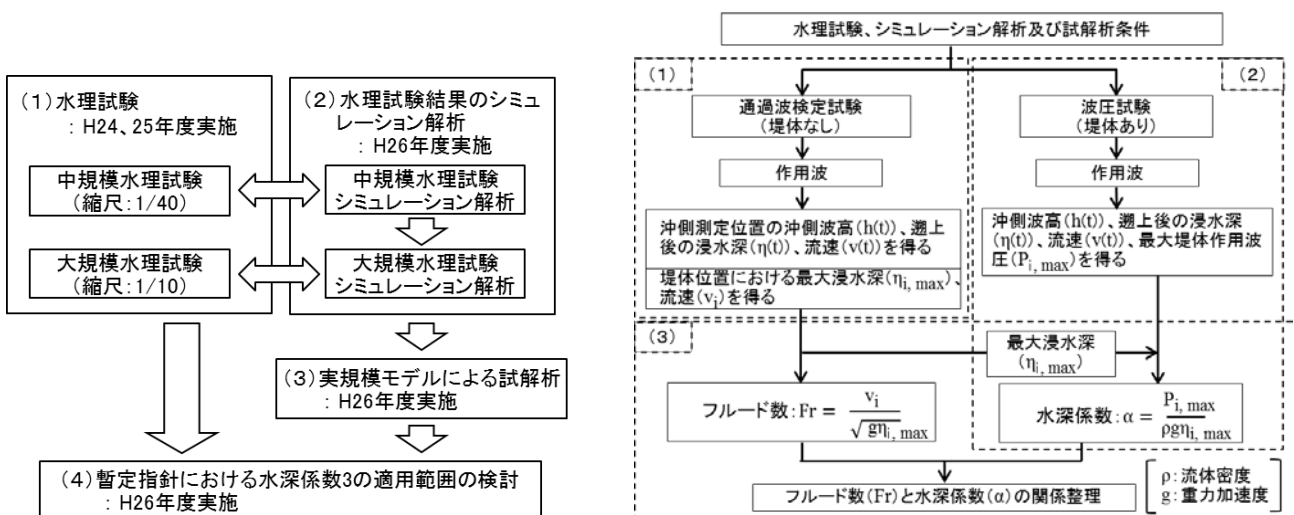


図 3 研究の全体構成
Fig.3 Overall framework of the study

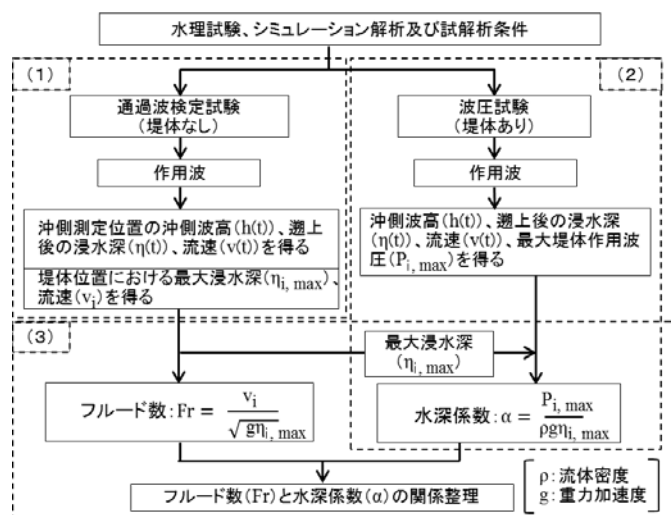


図 4 試験及び解析に係る検討手順
Fig.4 Evaluation procedure of hydraulic test and analysis

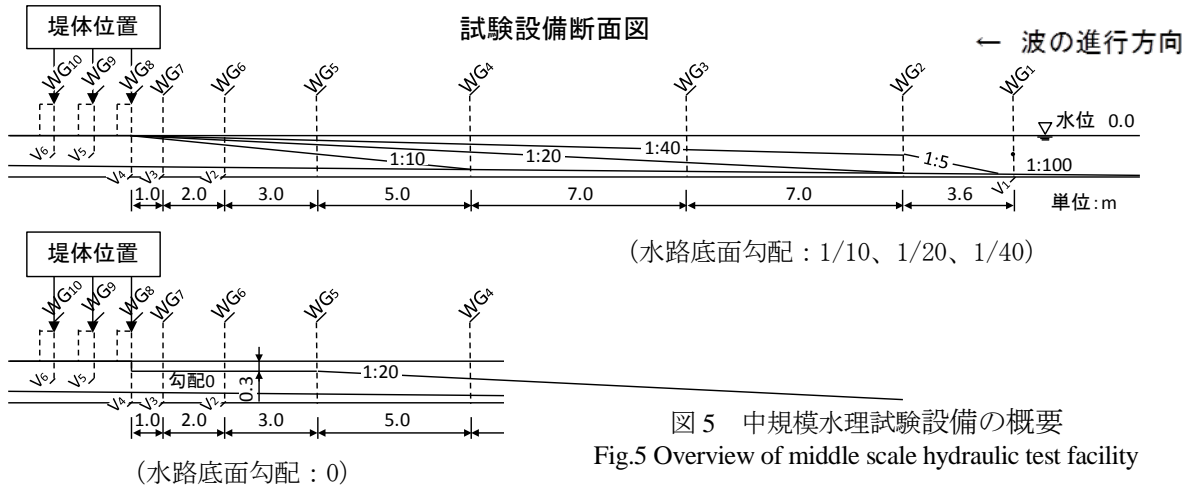


図5 中規模水理試験設備の概要
Fig.5 Overview of middle scale hydraulic test facility

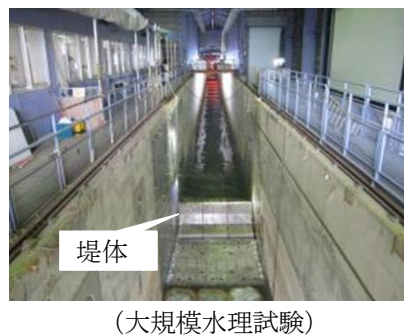
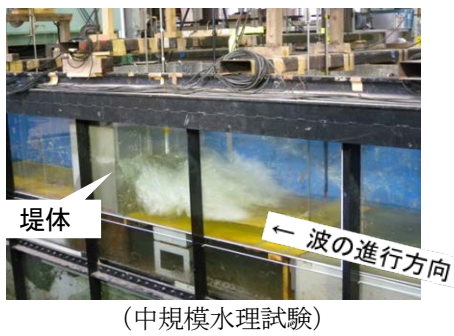


図6 水理試験の状況 (独立行政法人港湾空港技術研究所提供)
Fig.6 Overview of hydraulic test

②検討結果

a.通過波検定試験及び解析

水理試験（中規模水理試験と大規模水理試験）及び解析（中規模水理試験シミュレーション解析と大規模水理試験シミュレーション解析及び実規模モデルによる試験解析）において、作用波は遡上すると、おおむね陸側への進行に伴い流速 (v_i) が速くなる一方で最大浸水深 ($\eta_{i, \max}$) は低くなる傾向が見られた。中規模水理試験における結果の一例を図7に示す。

また、中規模水理試験結果と大規模水理試験結果及び中規模水理試験と大規模水理試験のシミュレーション解析結果の沖側波高 ($h(t)$)、浸水深 ($\eta(t)$) 及び流速 ($v(t)$) の比較において、両者は良く一致した。この解析結果より、モデル化手法とそのシミュレーション解析手法は妥当であると考えられる。中規模水理試験と中規模水理試験シミュレーション解析における沖側波高 ($h(t)$) 及び浸水深 ($\eta(t)$) の時刻歴の比較の一例を図8に示す。

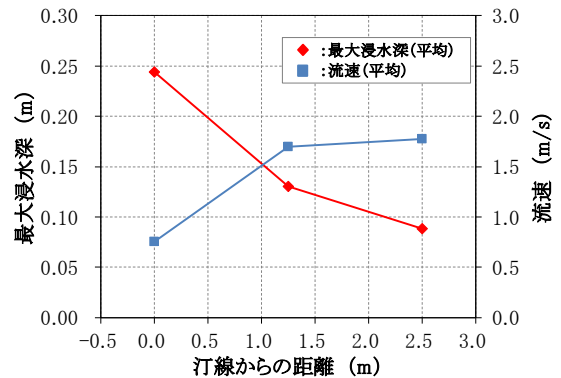


図7 汀線からの距離と最大浸水深 ($\eta_{i, \max}$)、流速 (v_i) の関係

Fig.7 Relationship between distance from shoreline and max. water depth ($\eta_{i, \max}$), flow velocity (v_i)

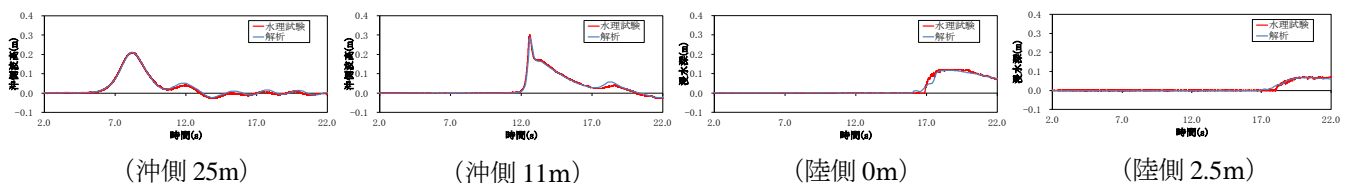


図8 沖側波高 ($h(t)$) 及び浸水深 ($\eta(t)$) 時刻歴
Fig.8 Time history of offshore wave height ($h(t)$) and water depth ($\eta(t)$)

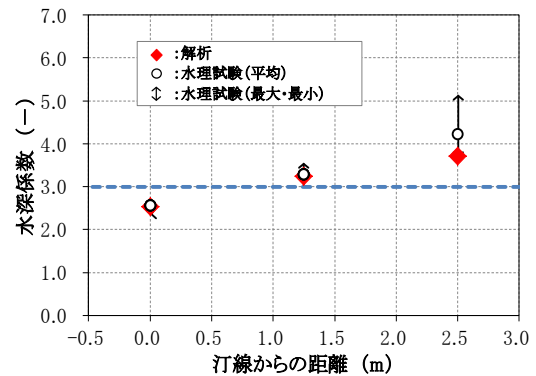
b. 波圧試験及び解析

水理試験（中規模水理試験と大規模水理試験）及び解析（中規模水理試験シミュレーション解析と大規模水理試験シミュレーション解析及び実規模モデルによる試験解析）において、堤体が汀線から陸側に設置されるに従い水深係数（ α ）はおおむね大きくなる傾向が見られた。中規模水理試験及びシミュレーション解析の比較例を図9に示す。

c. 水深係数3の適用範囲

中規模水理試験及び解析（中規模水理試験シミュレーション解析と大規模水理試験シミュレーション解析及び実規模モデルによる試験解析）について、図10に示すようにフルード数（Fr）と水深係数（ α ）の関係を整理した。この結果、フルード数（Fr）が1.5程度を超える領域で水深係数（ α ）が3を超える場合があることを確認した。

一方、フルード数（Fr）が1以下の範囲では水深係数（ α ）が3を超えるデータは得られなかった。



（中規模水理試験：水路底面勾配：0）

図9 水深係数（ α ）と堤体位置の関係
Fig. 9 Relationship between water depth coefficient (α) and seawall position

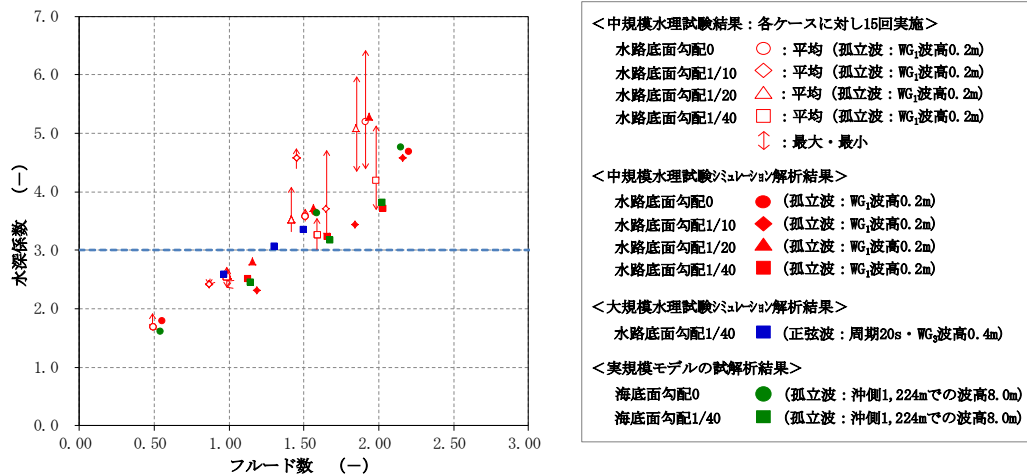


図10 フルード数（Fr）と水深係数（ α ）の関係

Fig.10 Relationship between froude number (Fr) and water depth coefficient (α)

(2) 段波波圧に対する堤体の応答挙動及び地震と津波の重畳に係る研究

段波波圧に対する堤体の応答挙動に係る水理試験及び地震と津波の重畳に係る水理試験を実施した。

段波波圧に対する堤体の応答挙動に係る水理試験に用いた水路は、中規模水理試験設備と大規模水理試験設備の2種類とした。それぞれの設備の水理試験において、段波波圧に対する堤体の応答挙動を把握するため、堤体には柔構造（3～10Hz）及び剛構造（50Hz以上）の固有振動数が異なるものを用い、堤体に対する作用波圧、ひずみ等を計測した。また、中規模水理試験と大規模水理試験との結果を比較し、規模の違いによるスケール効果を検討した。段波波圧に対する堤体の応答挙動に係る水理試験の結果の傾向として、段波波圧の作用時間と堤体の固有振動数の組合せによって異なるひずみ応答を示すことが明らかとなった。

地震と津波の重畳に係る水理試験には水中振動台を有する水路を用い、防潮堤に津波と地震が同時に作用する場合の防潮堤に作用する段波波圧及び持続波圧の特性についての検討を進めている。

2.1.2 水密扉の津波に対する浸水防止機能の評価

(1) 水密扉基礎試験1

平成25年度から平成26年度は、片開き水密扉の地震と津波に対する浸水防止機能把握のための基礎試験として水密扉基礎試験1（水密扉単体）を実施した。平成25年度は1/2縮小モデル試験装置を用いた性能確認試験を行い、

その結果を踏まえ実機機能限界試験装置を設計・製作した。平成26年度はせん断変形と水圧を同時に受ける水密扉の実機機能限界試験を実施し、せん断変形量・水頭圧と漏水量の関係を整理した。

① 1/2縮小モデル試験装置による性能確認試験

実機仕様の片開き水密扉の機能限界試験の準備として、試験装置、水密扉模擬試験体及び水圧タンクの1/2縮小モデルを製作し漏水試験を実施した。図11に試験装置の概略図を示す。せん断変形はせん断载荷フレーム上部に取り付けた静的油圧ジャッキにて付加・保持した。水圧はせん断载荷フレーム、水圧タンク及び反力受け壁を結ぶタイバー（鋼棒）で受け持つ構造とした。せん断変形0μ、+4000μ及び-4000μの3ケースに対し、水頭圧を0.1MPaごとに0.5MPaまで付加・保持し漏水の有無を観察した。

これらの試験の結果を踏まえ、機能限界に係る試験装置を設計した。

②実機機能限界試験

1/2縮小モデル試験結果を踏まえて設計・製作した試験装置を用い、実機機能限界試験を行った。図12に試験装置の外観を示す。試験体は国内の水密扉メーカー3社の実機仕様の製品各1体ずつの計3体とした。水密扉の寸法は幅1m×高さ2m程度であり、設計条件として許容漏水量は静水圧10m時において0.02m³/(h・m²)に設定した。試験体である水密扉の枠にせん断変形（0μ、±1000μ、±2000μ、±3000μ及び±4000μ）を付加・保持した後、水圧装置に水頭圧（5m、10m、15m、20m、25m、30m、50m）をそれぞれ10分間付加・保持し、水密扉と枠との間からの漏水量を測定した。図13に試験ケースとせん断変形の関係を示す。

図14に漏水量測定結果の例を示す。この水密扉の場合、設計条件範囲内では許容漏水量を超える漏水はなく、設計条件範囲を超える水頭圧10m～20mで漏水が生じ、さらに、水頭圧25m程度を超えると漏水量が急増するという傾向が見られた。また、他社製水密扉においても設計条件範囲内では許容漏水量を超える漏水はなく、ほぼ同様の傾向を示すことを確認した。

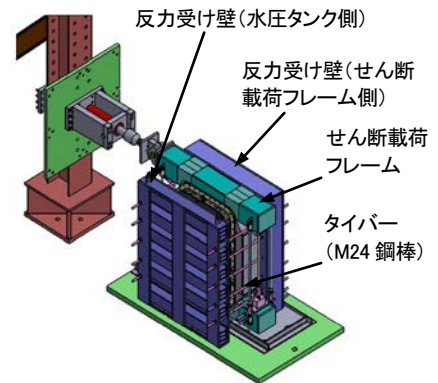


図 11 1/2 縮小モデルの試験装置
Fig.11 1/2 scale model test equipment

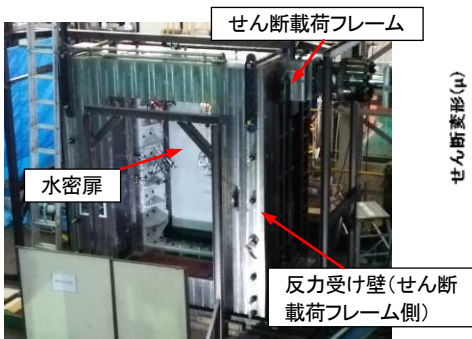


図 12 試験装置外観
Fig.12 Overview of test equipment

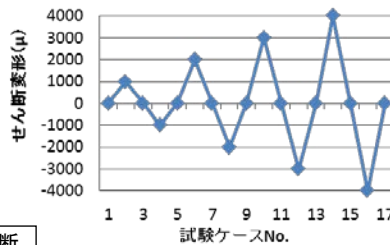


図 13 試験ケースとせん断変形
Fig.13 Test case and shear deformation

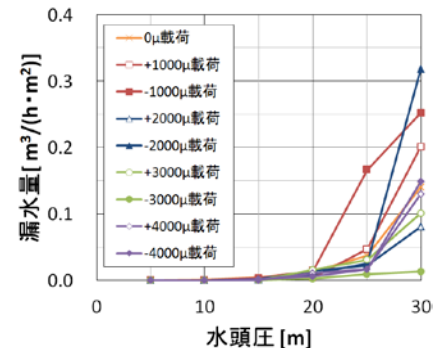


図 14 漏水量測定結果
Fig.14 Test results of water leakage

(2)水密扉基礎試験2

平成25年度から平成26年度は片開き水密扉の地震と津波に対する浸水防止機能把握のための基礎的な試験として水密扉基礎試験2（RC壁設置型）を実施した。平成25年度は事前解析に基づくRC壁・試験装置の設計を実施した。平成26年度はせん断変形と水圧を同時に受ける水密扉の実機機能限界試験を実施し、せん断変形量・水頭圧と漏水量の関係を整理した。

①事前解析及び設計業務

せん断変形と水圧を同時に受けるRC壁・試験装置の挙動を把握するため事前解析を実施し、RC壁・試験装置の設計を行った。図15に示す三次元解析で用いた事前解析モデルのサイズは、高さ6.35m、幅5.5m、奥行き4m、水密扉を設置する開口部は1.25m×2.25mである。

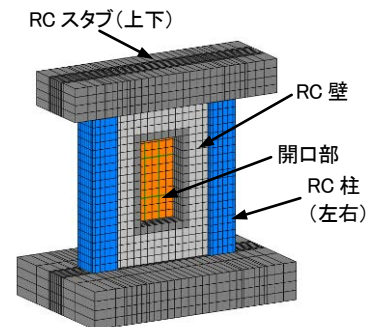


図 15 事前解析モデル
Fig.15 Preliminary analysis model

②実機機能限界試験

事前解析及び設計業務で得られた知見を踏まえ、機能限界に係る試験装置を設計・製作した。試験体は国内の水密扉メーカー1社の実機仕様の製品1体とした。図16に試験装置外観を示す。実機機能限界試験では水密扉基礎試験1と同様に、試験体であるRC壁上部スタブにせん断変形 ($0\mu\sim\pm 4000\mu$) を付加・保持した後、水圧装置に水頭圧 (5m~50m) をそれぞれ10分間付加・保持し、水密扉枠内 (水密扉と枠の間) 及び水密扉枠外 (枠とRC壁の間) の漏水量を測定した。

図17に水密扉枠内の漏水量の試験結果の例を示す。横軸を水頭圧とした場合、漏水量は右上がりの指数曲線状に推移し、水頭圧が20mを超える領域では漏水量のばらつきが顕著となった。また、せん断変形量と漏水量について明確な相関性は見られなかった。図18に水密扉枠外の漏水量の試験結果の例を示す。RC壁にせん断変形を付加した状態 (以下「載荷時」という。) において、水密扉枠外の漏水量は水頭圧に対し右上がりの直線状に推移した。一方、RC壁に付加したせん断変形を除いた状態 (以下「除荷時」という。) において、水密扉枠外の漏水量は極めて低い値を示した。これは除荷時に壁に生じたひび割れや壁とグラウト間との隙間が閉じたためと推察した。

以上より、設計条件範囲内では許容漏水量を超える漏水はなく、水密扉枠内及び枠外ともに漏水量と水頭圧には相関性が見られた。ただし、水密扉枠内については水頭圧が大きい領域で漏水量のばらつきが大きくなる傾向が見られた。また、除荷時における水密扉枠外 (枠とRC壁の間) の漏水は極めて小さく、水密扉に対する載荷時の変形はほとんど影響していないと推察した。

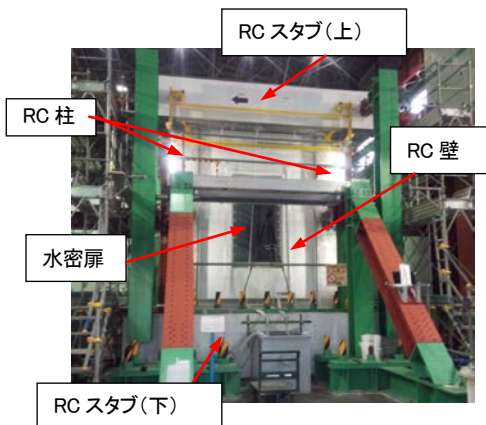


図 16 試験装置外観
Fig.16 Overview of test equipment

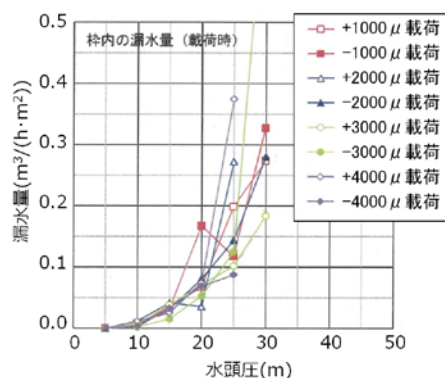


図 17 漏水量測定結果 (枠内)
Fig.17 Test results of water leakage (Inside of the flame)

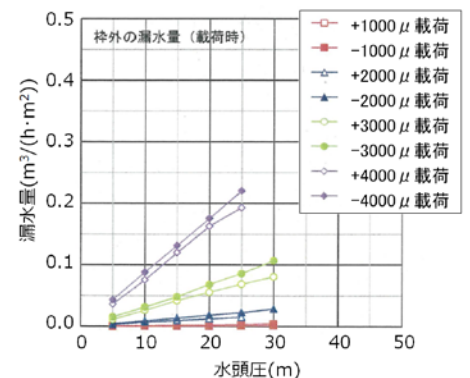


図 18 漏水量測定結果 (枠外)
Fig.18 Test results of water leakage (Outside of the flame)

2.2 地震等の外部事象に関するフラジリティ評価手法の整備

2.2.1 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価

これまで、原子炉施設の周辺斜面の地震時安定性は、設計用基準地震動に対する斜面内の力のつり合いに基づいて算定されたすべり安全率を用いて評価してきた。しかしながら、設計を超える地震力に対するリスク評価においては、斜面崩壊で生じる土砂や岩塊の挙動を考慮した評価が必要である。

そこで本研究では、施設・設備のフラジリティ評価を行う上で起因事象の一つとなる斜面崩壊に係る評価手法を高度化することを目的とする。

検討は地震時における斜面の変形度合いの違いに着目し、斜面崩壊前から崩壊に至るまでと斜面崩壊後に大別して実施した。前者については、種々の斜面模型を用いた振動台試験により、平成 25 年度までに地震時の応答特性に関するデータを取得した。後者については、土砂や岩塊の転動に係る試験を実施し、材料物性のばらつき等の不確かさの観点から得られた試験データの分析を進めている。

(1) 斜面崩壊前から崩壊に至る斜面の応答挙動の検討

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模型に対して、斜面勾配や入力地震動等を変化させた振動台試験を実施し、地震時の加速度や変位応答に関するデータを取得した。得られたデータに対して画像

解析を行い、地盤のせん断ひずみ領域の遷移状況を明らかにした。試験データの一例として、斜面崩壊時のすべり土塊の移動距離と入力加速度の時刻歴並びにせん断ひずみ分布を図19に示す。条件を変えて実施した一連の振動台試験（試験条件等は中村他（2012）⁴⁾を参照）から、斜面の安定性評価の判断材料となる、以下の崩壊形態に関する知見を得た。

- ・滑落型崩壊形態（Case5）は、比較的大きな質量を有するすべり土塊全体が瞬時にのり先まで滑落する崩壊形態である。このため、斜面近傍の原子炉建屋等の重要構造物に及ぼす影響は甚大な崩壊形態となる。
- ・進行型崩壊形態（Case6及び8）は、地震時に斜面崩壊方向に慣性力が作用する際に、徐々にすべり土塊が滑動し、滑動量がさほど大きくない場合には地震が収まるとすべり土塊は制止し得る。このため、安全側に基準値を設定することで斜面の安全性評価をより合理的に行うことが可能となる。
- ・進行型崩壊形態（Case7）は、のり先破壊や表層の破壊を誘引し滑落型崩壊形態に移行する場合もある。振動台試験によるとこうした破壊形態が進行型崩壊形態と共に発生する場合は、斜面の崩壊は脆性的になる傾向もあるため破壊形態の見極めが重要である。

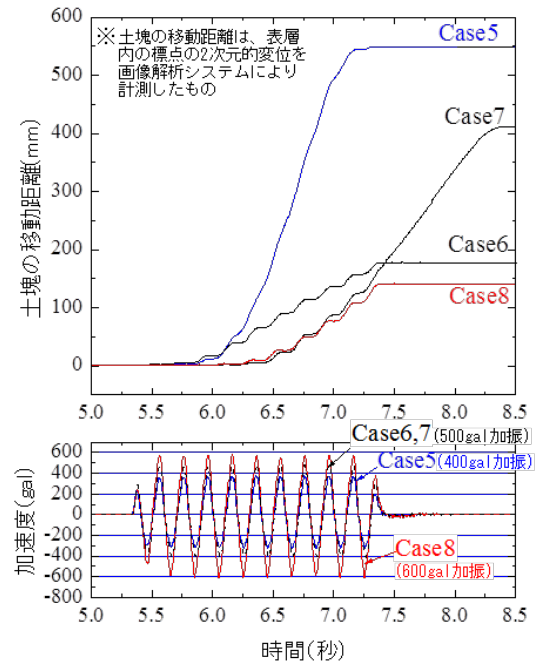
(2)斜面崩壊後の土砂・岩塊の挙動の検討

斜面崩壊後の検討としては、土塊を構成する土砂や岩塊の粒径、形状等を変化させた落下試験を実施し、土砂や岩塊の到達距離、広がり幅及び衝突力等のばらつきに係る試験データを取得し、これらの不確かさ要因について分析する。平成26年度は、このうち到達距離と広がり幅に関して斜面上及びその延長線上の平坦部を運動する土砂や岩塊の挙動の把握のための試験データを取得した。具体的には以下の検討を行った。

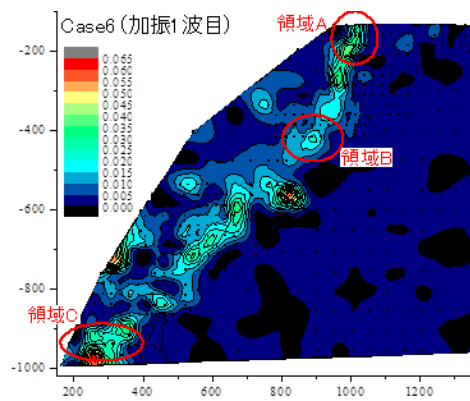
はじめに、試験に用いる土砂や岩塊の材料特性の把握を目的とした要素試験として、跳ね返り係数計測試験、一面せん断試験及び三軸圧縮試験を実施した。次に、土砂や岩塊模型を用いて、これらを単体及び群状態で斜面上を自然落下させる試験を実施した。計測項目は、土砂及び岩塊模型の変位と速度の時刻歴である。ここで、斜面上の土砂や岩塊模型の挙動を三次元的に計測するため、複数台の高速度・高解像度カメラを用いて撮影を行った。撮影した画像に対して、模型に設置した標点を PTV

(Particle Tracking Velocimetry) 法による画像解析で追跡することで、土砂及び岩塊模型の挙動を確認した。図20に側面撮影で得られた、20cm径岩塊模型の変位と速度の軌跡を示す。斜面上を運動する岩塊の速度に着目すると、x方向（斜面接線方向）についてはマクロ的に大きな変動はなくほぼ線形に加速するのに対し、y方向（斜面法線方向）は傾斜角度の異なる境界Aで跳ね返り運動が生じ、その後の速度は正負方向に変動している。他のケースについてもおおむね同様の挙動を示し、岩塊の跳ね返り運動は主に斜面法線方向の速度に影響を与えることが分かった。

2.2.2 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価



a. 土塊の移動距離と入力加速度の時刻歴



b. せん断ひずみ分布

図19 斜面の振動台試験結果

Fig.19 Shaking table test results for the slope

平成 26 年度は、研究の開始に当たり、構造物の衝撃挙動に関する研究の全体計画を立案した。構造物の衝撃挙動については、衝突物の速度、角度、衝突物及び衝突面の部材に大きく依存することから、これらの各項目の内容を明確にし、構造物の衝撃挙動に係る既往の評価手法の適用性を確認していく。

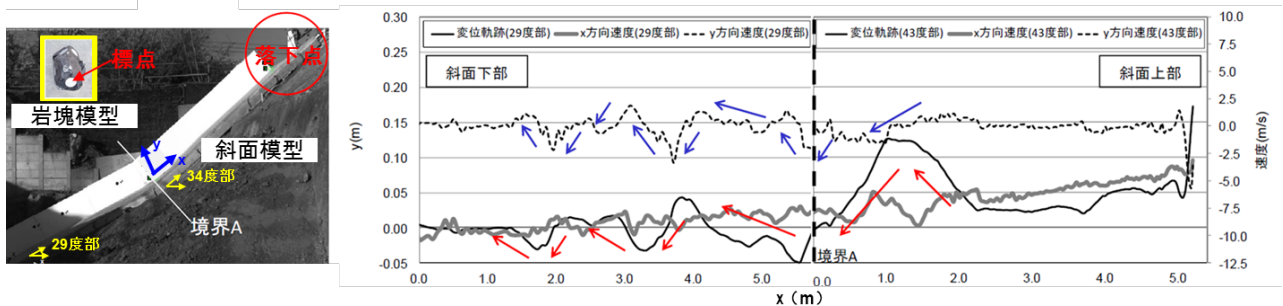


図 20 岩塊模型滑落時の変位と速度の軌跡

Fig.20 Trajectory of displacement and velocity for the rock model at the time of sliding down

3. まとめ

「2.1.1 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価」では、平成 25 年度までに実施した水理試験により取得した水深、流速、波圧等のデータに基づいて、持続波圧に着目したシミュレーション解析を行い、水深係数の適用範囲を明確にした。これらの結果は原子力規制委員会に報告^(A)するとともに、NRA 技術報告^(B)として取りまとめることにより、新規制基準適合性に係る審査における判断基準として貢献した。

「2.1.2 水密扉の津波に対する浸水防止機能の評価」は、国内の水密扉メーカー3社の実機仕様の片開き扉を対象に実機機能限界試験を行い、漏水量と水頭圧との関係等のデータを取得して各水密扉の特徴を把握するとともに、各水密扉とも設計条件範囲内では許容漏水量を超える漏水はないことを確認した。また、RC 壁の載荷時（ひび割れが開いた状態）の RC 壁からの漏水量は水頭圧に比例するが、除荷後は RC 壁のひび割れからの漏水は無く、RC 壁のひび割れは水密扉枠内の漏水量には大きく影響しないことを確認した。

「2.2.1 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価」に関しては、平成 25 年度までに斜面の振動台試験を実施し、地震時の斜面崩壊前の応答特性に関するデータを取得した。試験より得られた斜面崩壊形態に関する知見を基に、地震時の変状を考慮した斜面の影響評価の考え方とその手順をまとめた。平成 26 年度は、斜面崩壊後の土砂や岩塊の挙動を把握するため、これらの落下試験を実施した。その結果、斜面上を滑落する際の軌跡や速度に関する試験データを取得するとともに、模型サイズや斜面勾配の違いが到達距離に及ぼす影響を明らかにした。

「2.2.2 構造物の衝突に係るフラジリティ評価」は平成 26 年度の研究開始に当たり、その全体計画を立案した。

4. 今後の展開

4.1 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価

平成 27 年度は作用波の碎波位置や波形の違い及び堤体前方に障害物（砂丘や森林等を想定）が存在する場合の堤体への作用波圧（段波波圧及び持続波圧）に係る水理試験、シミュレーション解析を実施する。平成 28 年度はこれまで実施した水理試験、シミュレーション解析及び実規模モデルによる試験解析に係る技術的知見を整理するとともにフラジリティ評価手法を整備する。

4.2 水密扉の津波に対する浸水防止機能の評価

平成 27 年度は両開き水密扉を対象とした実機機能限界試験と建屋内水密区画壁に設置される片開き水密扉を対象とした実機機能限界試験を実施し、変位量・水圧と浸水防止機能（漏水量）の関係に係るデータを整理・分析する。平成 28 年度はこれまで実施した水理試験に係る技術的知見を整理し、水密扉の型式及び建屋壁構造ごとのフラジリティ評価手法を整備する。

4.3 構築物、設備の津波に対するフラジリティ評価

平成 28 年度までに、地震と津波の重畳を考慮した屋外重要構築物、設備のフラジリティ評価手法及び建屋内浸水解析に基づく屋内重要設備のフラジリティ評価手法を整備する。

4.4 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価

平成 27 年度は、斜面崩壊後の土砂・岩塊の挙動に関する検討を継続し、これらが構造物に衝突した際の速度と力との関係に関する試験データを取得する。平成 28 年度には、これまで実施した地震時の斜面崩壊に係る技術的知見を整理し、土砂や岩塊の到達距離や構造物への衝突を考慮したフラジリティ評価手法を整備する。

4.5 地震による設備のフラジリティ評価

平成 27 年度は、外部事象及び一般的荷重条件を考慮した亀裂進展評価手法を整備し、経年事象の有無によるフラジリティ評価の比較検討を行う。平成 28 年度は、外部事象を考慮した亀裂・減肉等の有無によるフラジリティ評価の比較検討に基づいて、経年事象に係るフラジリティ評価解析手法を整備する。

4.6 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価

平成 27 年度に衝撃に関する各種データを調査し、平成 28 年度にかけて衝撃挙動に係る技術的知見を整備する。

4.7 竜巻荷重による施設フラジリティへの影響評価

平成 27 年度は、竜巻強度、竜巻渦のモデル化、気圧場の非定常性、飛来物のモデル化、飛散初期条件及び想定被害と発生シナリオ等の条件設定と施設への影響について技術的知見をまとめる。平成 28 年度は、最大風速評価、竜巻モデルの分析と比較、飛来物の飛翔形態及び竜巻被害と複合的災害等について技術的知見をまとめる。

5. 今後の成果の活用について

本プロジェクトで得られた成果を各種審査マニュアル等に反映し、安全性向上評価の妥当性確認等の中で活用していく。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

(A) 第 38 回原子力規制委員会、平成 26 年 11 月 12 日

6.2 NRA 技術報告

(B) NTEC-2014-4001、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について、平成 26 年 12 月

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

(C) 防潮堤に作用する津波波力の評価方法；試験・解析の概要、日本原子力学会「2015 年春の年会」、2015 年 3 月

(D) 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、2013 年 7 月

6.5 表彰・受賞

なし

6.6 その他

(E) JNES-RE-2013-2027、津波に対する構造設計・リスク評価手引き、平成 26 年 1 月

(F) JNES-RE-2013-2037、基礎地盤及び斜面の安定性に係る設計・リスク評価手引き、平成 26 年 2 月

文 献

- 1) 国土交通省、東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針、平成 23 年 11 月
- 2) 榊山勉、陸上遡上津波の伝播と構造物に作用する津波波圧に関する研究、土木学会論文集 B2 (海岸工学)、68、2、pp. I_771- I_775、平成 24 年
- 3) Asakura, R., Iwase, K., Ikeya, T., Takao, M., Kaneto, T., Fujii, N. and Ohmori, M., The Tsunami Wave Force Acting on Land Structures, Proc. of 28th Int. Conf. on Coastal Engineering, ASCE, 128, pp.1191-1202, 2002.

- 4) 中村英孝,村田雅明, 篠田昌弘,渡辺健治,佐名川太亮ら, すべり発生層の特性に応じた岩盤斜面モデルの地震時変形性状に関する検討,土木学会第 66 回年次学術講演会, pp.573-574, 2012.

(D07) 地震・津波等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(シビアアクシデント担当)付
担当：安全技術管理官(地震・津波担当)付

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 28 年度）

東日本大震災等の知見等を踏まえ、平成 25 年 7 月、新規基準及びそれに関連するガイド等が施行され、地震・津波評価が厳格に規定されるとともに、新たに重大事故等対処設備についても規制の対象となった。また、発電用原子炉施設の安全性向上のための評価の一環として、確率的リスク評価又は安全裕度評価に係る届出及び結果の公表が求められ、原子力規制委員会は発電用原子炉設置者が行った評価及びその技術的根拠を確認することとしている。さらに、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、PRA 手法の成熟状況に応じて、地震及び津波の重畳事象（マルチハザード）並びに地震及び津波以外の外部事象、使用済燃料貯蔵設備で発生する事象、多数基で同時に発生する事象（マルチユニット及びマルチサイト）等についても評価範囲を段階的に拡張していくとしている。

本プロジェクトにより、事業者が実施した安全性向上評価の内容を確認するために、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）の知見を反映した地震・津波等に係る PRA 手法を整備、高度化する。さらに、外部事象に関する原子力リスクのコミュニケーションに係る手法を整備するとともに外部事象に対する災害対応システムを整備し同システムに係る適用手引きを作成する。

このため、

- (1) 地震・津波に係る PRA 手法の高度化において、平成 24 年度以来、重大事故等対処設備を含む最新の地震・津波 PRA モデルと評価コードを整備するとともに、平成 26 年度より、設備の同時損傷の影響評価手法、設備の経年影響事象の影響評価手法、マルチハザード評価手法及びマルチユニット評価手法を考慮した PRA 手法の高度化を進めた。
- (2) 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備において、平成 25 年度よりシングルユニットを対象に、竜巻等の外部事象に対するリスク評価の必要性の調査及びリスク評価手法の整備を進めた。
- (3) 1F 事故の教訓として、外部事象に関する原子力リスクのコミュニケーションと原子力災害対策の重要性が改めて認識されたことから、平成 24 年度から平成 26 年度まで、地震・津波に関する原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化及び原子力防災関連評価技術（災害対策支援ツール）を整備した。

2. 平成 26 年度までの主要成果

2.1 地震・津波に係る PRA 手法の高度化

2.1.1 シングルハザード、シングルユニットにおけるレベル 1 から 3 の地震・津波 PRA に関する重大事故等対処設備の構造対策（フィルターベントシステム等）を考慮した整備

(1) レベル 1 地震 PRA

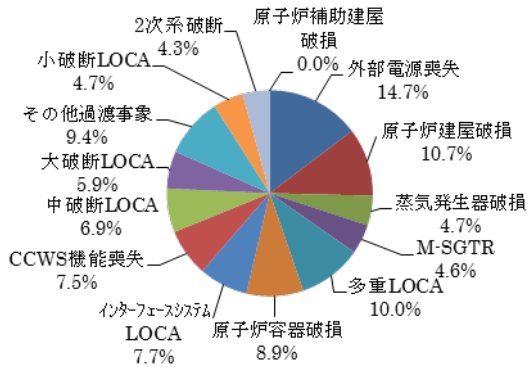
平成 18 年に改訂された耐震設計審査指針に基づく耐震バックチェックを終了したドライ型格納容器（以下「ドライ型」という。）3 ループ PWR プラント及び BWR-5 Mark II 改良型（以下「BWR-5 型」という。）プラントを対象に、設計基準を超える地震において炉心損傷に至る重要事故シーケンスを確認することを目的として、レベル 1 地震 PRA を実施している。

ドライ 3 ループ PWR プラントの PRA では従来、全ての蒸気発生器（以下「SG」という。）に同時に発生する蒸気発生器伝熱管破損事故（以下「MSGTR」という。）を炉心損傷直結の起因事象として考慮したが、平成 26 年度にはフィードアンドブリード等による緩和操作を仮定した事故シーケンスの頻度を試算した。試算結果を図 1 に示す。この結果、炉心損傷頻度は炉心損傷直結とする場合に比べて約 3% 低減した。また、MSGTR

の炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）への寄与は平成 25 年度評価の 10%（炉心損傷直結）から 5%程度（緩和系有り）へと低減した。

BWR-5 型プラントで得られた起因事象別の CDF」の寄与割合を図 2 に示す。なお、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内配管が地震時に同時損傷する重畳 LOCA を起因事象として考慮した。

以上の結果、代表的な PWR 及び BWR プラントの炉心損傷に連なる重要事故シーケンスの寄与率等の知見が得られた。



時期 (年度)	炉心損傷頻度 (/炉年)	MSGTR 寄与(%)
H25	A	10
H26	A×0.97	4.6

図 1 3 ループ PWR プラントの地震 PRA 試行例
Fig.1 Example of seismic PRA of a 3-Loop PWR

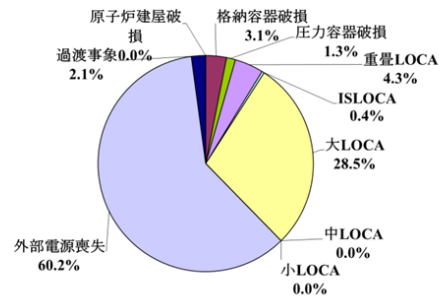


図 2 BWR5Mark II 改プラントの地震 PRA 試行例
Fig.2 Example of seismic PRA of a BWR5, Mark II containment

(2) レベル 2 地震 PRA

① PWR 事故シーケンス試解析

前述のドライ 3 ループ PWR プラントを対象にして、シビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いて、a) 地震直後に SGTR により伝熱管の多数本が破損する事故シーケンス、b)原子炉容器外で炉内計装用シンプル配管の多数本が破損し、格納容器が過圧破損する事故シーケンス、c) 全交流電源喪失で格納容器隔離に失敗する事故シーケンス等を含む炉心損傷事故シーケンスの事故進展を解析した。早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 66%、後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 34%になり、主要な格納容器機能喪失モードは、地震動による SGTR、格納容器過圧破損及び隔離失敗になった（図 3 参照）。

② BWR 事故シーケンス試解析

BWR-5 Mark II 改良型プラントを対象に、MELCOR を用いて、原子炉容器からの配管が複数本ある系統において重畳 LOCA 事象が生じた場合の事故進展を解析した。対象とした系統は、再循環系、主蒸気系、原子炉停止時冷却系、低压注水系及び給水系であり、各系統の全ての配管が破断することより重畳 LOCA が発生するとした。この結果、格納容器機能喪失モードでは過温破損が最も大きな割合を占めた。また、格納容器機能喪失モードのうち、早期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 19%、後期に大規模な放射性物質の放出に至る事故シーケンスは約 81%になり、主な格納容器機能喪失モードは、過温破損 54%、炉心損傷前の格納容器過圧破損 27%、隔離失敗.3%となった。（図 4 参照）

以上により代表的な PWR 及び BWR プラントの格納容器機能喪失モードの寄与割合等が得られた。

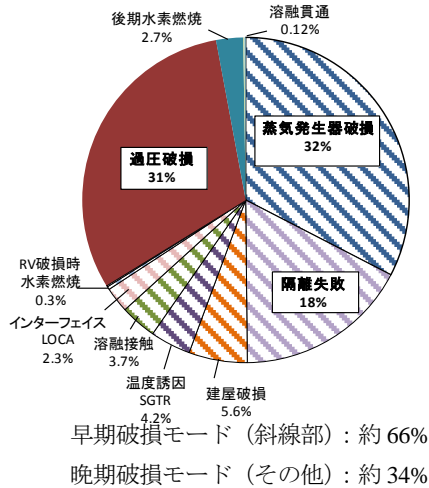


図3 3ループPWRの格納容器機能喪失モード
 Fig.3 Containment Failure Modes for 3Loop PWR

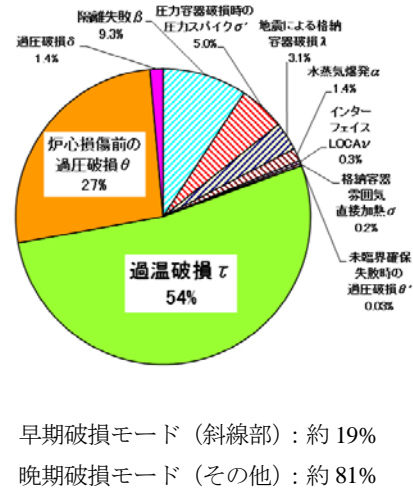


図4 BWR5 Mark II改の格納容器機能喪失モード
 Fig.4 Containment Failure Modes for BWR5 MarkII containment

③ レベル2地震PRAのためのフィルタ付格納容器ベントに関する検討

重大事故時における炉心損傷後の環境への放射性物質放出量の低減を目的に、フィルタ付格納容器ベント（以下「フィルタベント」という。）が追設されることになっている。このため、BWRのフィルタベントの簡易解析モデルをモジュール化して、MELCORに組み込んだ。フィルタベントの解析モデルは、サブプレッションチャンバによる放射性物質の除去と同等のモデルとした。今回はスクラバの除染効果及び金属フィルタによる除染は考慮していない。

整備したMELCORコードを使用して、試解析としてABWRプラントの地震PRAから得られた代表的な事故シーケンスの電源喪失(TB)においてウェットウェルベントを実施する場合について解析し、水フィルタ部の除染効果を検討した。

(3) レベル3地震PRA

平成24年度に、緊急時防護対策を準備する区域(UPZ)内の区域を幾つかに区分し、放射性雲の通過後、各区域で避難開始時間を適切に設定できるような段階的避難モデルを、レベル3PRAコードMACCS2に組み込んだ。整備した避難モデルを用いて段階的避難による線量の低減効果を確認するために、試解析を行った。その結果、数十%から一桁程度の線量の低減効果が認められることを確認した。

平成26年度は、フィルタベント使用時の環境影響を検討するため、まずBWRプラントを対象に、MACCS2を用いて、フィルタ性能として除染係数1000を使用した場合の環境への影響を検討した。

本研究の結果、「原子力災害対策指針」に示される段階的避難による環境影響評価が可能となった。

(4) 経年に伴うフラジリティの検討

基準地震動を超える地震動による経年設備の亀裂進展挙動を明らかにするため、以下の研究を行った。

① 地震荷重を考慮した経年評価技術の整備

a. 地震時亀裂進展評価手法の整備

炭素鋼、ステンレス鋼及びニッケル合金を対象に、大規模な塑性域を考慮した繰り返しJ積分(ΔJ)による進展評価及び地震荷重の不規則性を考慮した進展評価手法の整備を行った。簡易にΔJを算出するため、弾塑性有限要素法解析に基づき、配管内表面の種々のサイズの周方向半楕円亀裂についてJ積分データベースを作成した。地震荷重の不規則性については、過大な荷重による亀裂の鈍化と亀裂先端の応力分布の変化を考慮した疲労亀裂進展評価式を提案し、亀裂進展試験により評価精度を確認した。ニッケル合金について行った本評価式による解析結果と試験結果の比較例を図5に示す。試験結果は、本研究で提案した地震時亀

裂進展評価式と良く一致し、評価手法の有効性が確認された。本手法は、経年事象を考慮したフラジリティ評価手法に係る技術的知見として活用されることが見込まれる。

b. 経年事象による亀裂を対象としたフラジリティ評価手法の整備

確率論的破壊力学解析コード PASCAL-SP に、上記 a.にて整備した炭素鋼及びステンレス鋼を対象とした亀裂進展評価手法に係る機能を追加し、大規模降伏条件における地震時の亀裂進展を考慮したフラジリティ評価手法を整備し、欠陥を有する経年配管のリスク評価を可能にした。

② 複数欠陥の応力拡大係数の相互作用の検討

応力腐食割れによって発生する欠陥では、高アスペクト比欠陥（長さ l よりも深さ a が大きい欠陥）が確認されているが、このような欠陥が複数近接する場合の応力拡大係数の相互作用は明らかにされていない。そこで、有限要素法により隣接する複数欠陥の応力拡大係数を計算し、表面欠陥の相互作用を評価した結果、長さ l を基準にすることで、欠陥のアスペクト比によらない相互作用の評価が可能であることが明らかになった（図6）。

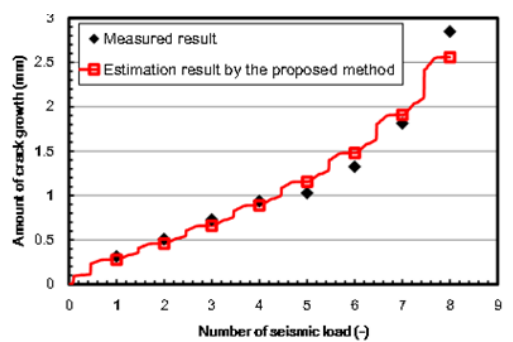


図5 地震波の不規則性を考慮した荷重による亀裂進展量（ニッケル合金）

Fig.5 Amount of crack growth by seismic load of mock seismic wave (Nickel alloy)

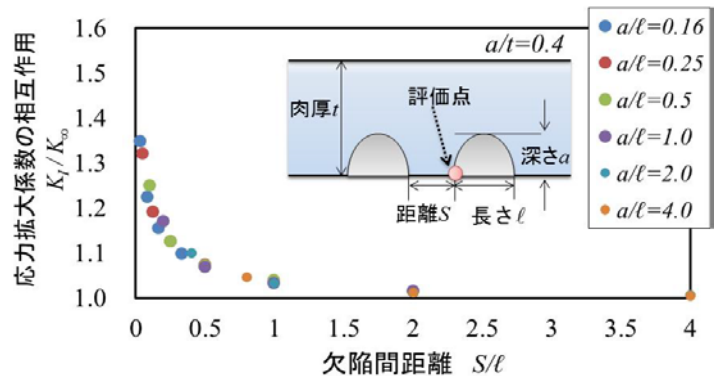


図6 2つの半楕円欠陥の欠陥間距離 S/l と、表面点における応力拡大係数の相互作用

Fig.6 Relationship between distance S/l and stress intensity factor interaction of two similar semi-elliptical flaws at surface point

(5) 津波 PRA 高度化

津波 PRA により津波防護施設、浸水防止設備及び重大事故対策の有効性評価を行った。仮想 BWR プラントを対象として津波 PRA を実施した。本評価では、防潮堤の設置、海水ポンプの防水対策、可搬式設備及び建屋水密扉の設置を考慮した。このうち、建屋水密扉については、「D06 外部事象に係る構造健全性関連研究」で実施している水理試験の結果を踏まえて津波フラジリティの算定を行った。その結果、対策無しの場合と比較し CDF が低減することを確認した。図7に上記の重大事故対策を全て実施した場合（図の実線）と実施しない場合（図の破線）の津波ハザード、炉心損傷確率（CDP）及び CDF カーブの比較を示す。

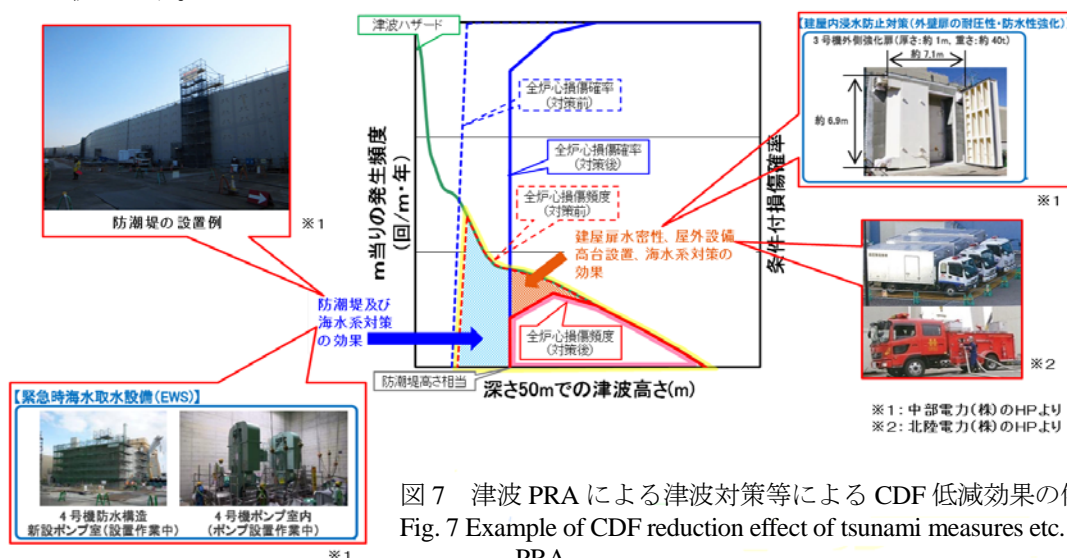


図7 津波 PRA による津波対策等による CDF 低減効果の例

Fig. 7 Example of CDF reduction effect of tsunami measures etc. by tsunami PRA

2.1.2 マルチハザード（地震と津波の重畳）、マルチユニットのレベル1～3PRA手法の整備

(1) 地震による機器損傷の相関評価

強地震動下では、複数の機器が同時に損傷（いわゆる共通原因故障）することが想定される。しかし、同じ規格の機器であっても設置場所の違い等により必ずしも全て損傷するとも限らない。そこで本研究では、地震時に機器が特定の要因（入力地震動、設置位置等）により同時損傷する割合（損傷の相関）に着目しその影響について検討を行う。

ここでは応答の相関は、建屋内の二つの位置における加速度応答スペクトルから算定を行った。加速度応答スペクトルの各固有周期帯 T_i に対して、質点系モデル M_j の質点 G_k の応答スペクトル $S_R(T_i, M_j, G_k)$ を評価する。質点 G_1 の固有周期帯 T_1 の応答 R_1 と質点 G_2 の周期帯 T_2 の応答 R_2 との相関係数 ρ_{R1R2} は以下により評価する。

$$\rho_{R1R2} = \frac{Cov(S_R(T_1, M_1, G_1), S_R(T_2, M_1, G_2))}{\sigma_1 \sigma_2} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $(Cov(S_R(T_1, M_1, G_1), S_R(T_2, M_1, G_2)))$ は $S_R(T_1, M_1, G_1)$ と $S_R(T_2, M_1, G_2)$ の共分散であり、 σ_1 及び σ_2 は $S_R(T_1, M_1, G_1)$ と $S_R(T_2, M_1, G_2)$ の標準偏差を示す。図8に建屋内設置場所及び機器の減衰定数・固有周期の違いによる相関係数の解析例を示す。評価対象のプラントにおいて上記手法により相関係数を算定し、この結果に基づき機器間の同時損傷確率を評価することにより、地震動に起因する機器損傷の相関をより精緻にPRAに反映することが可能となる。

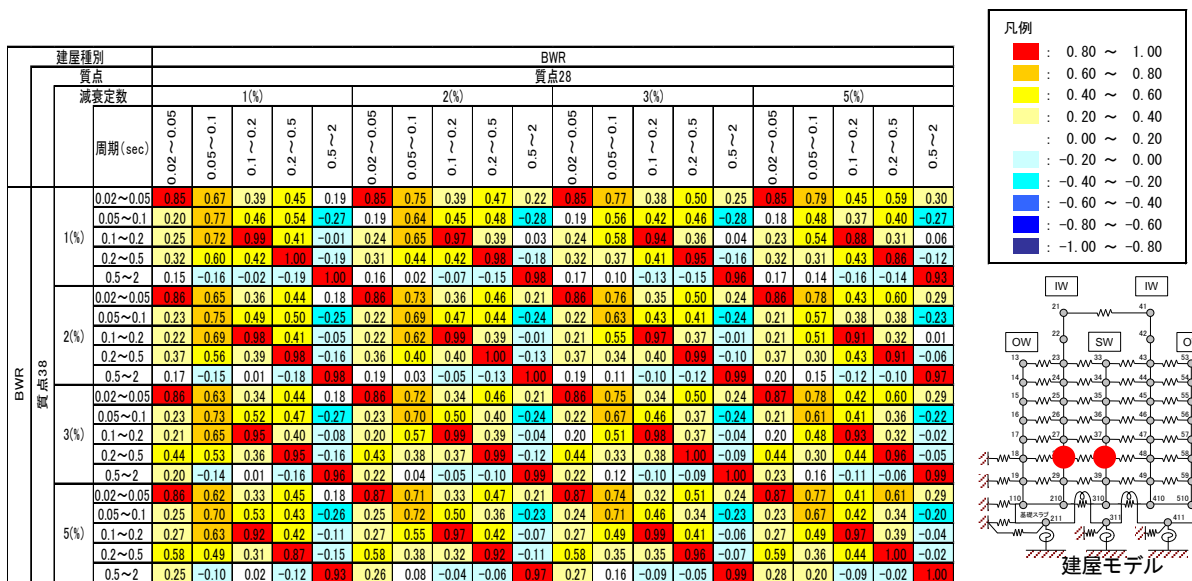


図8 建屋内機器応答の相関係数解析例

Fig. 8 Example of analysis of correlation coefficients for response of different components in the building

(2) マルチユニットの地震PRA試解析

設計が異なるBWRプラント2基が立地するマルチユニットサイトにおいて、モンテカルロ法による地震PRA解析コードであるSECOM2-DQFMコード¹⁾を使用して、マルチユニットサイトのレベル1地震PRAの試解析を実施した。同一系統の同種機器間の損傷には、上記(1)の解析結果を参考に、プラント内については1.0（完全相関）、プラント間については0.75の相関係数を設定した。試解析結果を図9に示す。プラント2基が同時に炉心損傷する割合は、それぞれのプラントが単独で立地するとして評価した炉心損傷頻度の合計値の32%と評価された。

今後は、SECOM2-DQFMコード¹⁾によるPWRサイトの解析も含めてマルチユニットの地震PRA手法整備を進めて行く。



図9 多数基立地サイトの地震 PRA 試解析結果
Fig. 9 Example of seismic PRA of a multi-unit site

(3) マルチユニットのレベル 3PRA のための手法整備

1F 事故の教訓を踏まえ、マルチユニットサイトのレベル 3PRA 手法の整備が必要である。原子力発電所のリスクは、放射性物質の放出頻度と公衆への健康影響の大きさの積和で表される。平成 25 年度は、マルチユニットにおける放射性物質の放出頻度を計算するための計算コードシステムの整備を行った。

本計算コードシステムは、マルチユニットのレベル 1PRA コードが出力する地震動レベル別の同時発生事故シーケンス情報及びレベル 2PRA が出力する放出カテゴリ別条件付格納容器機能喪失確率から、レベル 3PRA 解析に用いる放出カテゴリ別格納容器機能喪失頻度を計算するものである。計算のフローを図 10 に示す。BWR5 プラント及び ABWR プラントの同時損傷を仮定した試解析と手計算との比較により、本計算コードシステムのデータ受け渡し及び計算が正しく実施されていることを確認した。

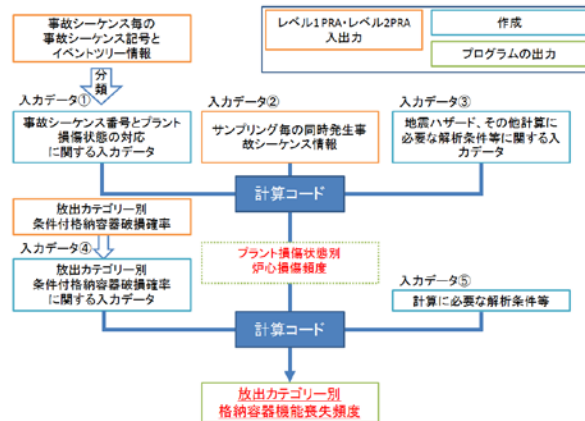


図 10 放出頻度の計算フロー
Fig. 10 Calculation flow of release frequency

2.2 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備

地震・津波以外の外部事象によるリスク評価手法に関して米国における状況を調査した。米国の外部事象の PRA 手法は、NUREG1407 等に示されている。さらに、米国の民間 PRA 標準 (ASME/ANS RA-Sa-2009) のパート 6 に「その他の外部事象」のスクリーニング基準が示され、パート 7 に強風、パート 8 に外部溢水、パート 9 にこれら以外のその他の外部事象の PRA に関する要求事項が記載されている。米国の電気事業者は、外部事象に関する個別プラント安全評価報告書 (IPEEE) において、地震、火災を含む全ての外部事象によるプラントの安全への影響評価を行っている。このうち、竜巻・強風に関しては、上記の民間 PRA 標準の中で、インディアンポイント炉等の IPEEE を参考解析とすることが示されている。

次に、同標準の要求事項に基づき、国内の評価対象サイトの強風・竜巻等に対するハザード評価をインディアンポイント炉の手法を参照しつつ、気象庁の公開情報に基づき行った結果、強風・竜巻に関する PRA でも地震 PRA と同様、ハザード・フラジリティ・事故シーケンス解析の組み合わせで実施できることを確認した。今後はさらに、火山、落雷、外部洪水等に関する PRA 手法の調査・整備を行っていく。

2.3 外部事象に関する原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化

地震・津波 PRA 評価結果等を科学的、合理的に国民に説明することを目的に、地震・津波等の外部事象に関する原子力リスク情報を分かりやすく伝えるための説明技法を構築した。説明技法（説明資料作成手順）の構築には、高田等が提唱する“技術・工学に携わる専門家・技術者が一般市民や他分野の専門家を含めた第三者に自らの意思決定プロセス、決定根拠等を説明・発信するための学問体系⁽²⁾”と定義される「技術説明学」等の知見を活用した。

次に、原子力立地地域の住民を抽出し、それらを対象に、地震及び津波に関する原子力リスク情報に関する説明資料により、提供した情報が住民によってどのように理解されたかを書面によるアンケート、面談によるヒアリング等の手法により調査し、説明技法の有効性を検証した。

以上を基に、リスク情報を分かりやすく伝えるための説明技法の検討プロセスを体系化して、地震及び津波に関する原子力リスク情報を分かりやすく説明するための手引きを作成した。本手引きの構成を表 1 に示す。

表 1 リスク情報を分かりやすく説明するための手引きの構成

Table 1 Configuration of the Manual

	章番号	タイトル	記載内容	
		はじめに	本書の構成	
第一編	分かりやすく説明するための手引き	1	手引きの目的	リスク情報に関する説明資料を作成するための知識や技術の提供
		2	予備知識	技術説明学の10の要件
		3	説明資料作成方法	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 伝達情報整理票を用いた説明資料作成手順 <ul style="list-style-type: none"> ・目的の設定 ・説明構成と内容の検討 ・図表の検討 ➢ 技術説明学の要件に基づくチェック
		4	資料作成に資するノウハウ	アンケート・ヒアリング調査分析結果に基づく注意点
第二編	分かりやすさの検証の手引き	1	分かりやすさの検証の目的	分かりやすさの測定、分かりにくい原因の分析
		2	アンケート・ヒアリング調査方法	<ul style="list-style-type: none"> ・調査対象者の抽出方法 ・聞き手(アンケート調査者へのオリエンテーション) ・調査結果の整理方法(伝達情報整理票の活用) ・調査結果の分析方法(伝達情報整理票の活用)
		3	事例集	<ul style="list-style-type: none"> ・調査結果の整理例 ・調査結果の分析例

2.4 外部事象に関する原子力防災関連評価技術等の整備

原子力災害対策指針策定を踏まえ、災害対策支援ツール「原子力発電所周辺地域を含めた地震・津波に対する防災情報システム」を整備するとともに、ツールの導入・使用に係る手引きを作成した。

手引きに基づき、原子力立地地域を対象に、ツールに対する地域からのニーズの抽出、抽出したニーズを反映した機能追加（渋滞解析機能、災害時情報収集機能等）、原子力防災訓練のシナリオを想定した住民参加によるツールのデモンストレーション等を実施し、手引きの有用性を確認した。

3. まとめ

規制庁では、マルチサイト・ユニットにおける地震・津波ハザードに対する共通原因損傷を考慮した PRA 手法の研究を進めている。

平成 26 年度までは、レベル 1 地震 PRA では原子力発電所のリスクを増大させる要因となる重大事故シーケンスの的確な抽出を行うためのシングルユニットの地震 PRA 手法の高度化を行った。レベル 2 地震 PRA では、PWR における複数 SG における SGTR、BWR における重畳 LOCA を考慮した格納容器機能喪失モード評価並びに ABWR を対象としたフィルタベントのモデル化を行った。レベル 3 地震 PRA では、段階的避難モデルを、規制庁のレベル 3PRA コード MACCS2 に組み込み、段階的避難による線量の低減効果を確認するための試解析を行った。

津波 PRA では、重大事故対処設備によるリスク低減効果を把握するための PRA モデル整備を進めた。

マルチユニットの地震 PRA 手法の整備では、プラント内及びプラント間の機器の同時損傷確率の相関性の評価手法を整備するとともに、BWR2 基が立地するサイトでのマルチユニットの PRA 試解析を行った。

地震・津波以外の外部事象による災害に対して強風・竜巻 PRA 手法の調査・整備するとともに火山、外部洪水等の PRA 手法の調査を進めた。

さらに、地震・津波等外部事象に係る原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化を進め、「原子力発電所周辺地域を含めた地震・津波に対する防災情報システム」を整備した。

4. 今後の展開

平成 27 年度以降においても、マルチサイト・ユニットにおける地震・津波ハザードに対する共通原因損傷を考慮した PRA 手法の高度化を目的として、引き続き以下の項目について、上述した平成 26 年度までの成果を踏まえて研究を進めていく。

(1) 地震・津波に対する PRA 手法及びコード体系の高度化

- ・シングルハザード、シングルユニットの原子炉本体及び使用済燃料貯蔵設備に対する地震・津波 PRA 手法の高度化
- ・マルチハザードに対するリスク評価手法の高度化
- ・マルチユニット／サイトの地震による複数機器損傷の相関を考慮したレベル 1、2、3 地震 PRA 手法の高度化

(2) 地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備

- ・竜巻等の PRA に関する評価手法の整備

5. 今後の成果の活用について

5.1 事業者が報告する重大事故対策を含む PRA の妥当性審査支援

原子力規制委員会による「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」に基づき、事業者が報告する重大事故対策を含む PRA に関する評価結果の妥当性を技術的に審査するために、整備したレベル 1、2、3 シングルユニット、マルチユニット等の外部事象 PRA 手法を活用する。

5.2 原子力リスク情報を分かりやすく説明するための手引き

手引きは、地震や津波に関する原子力リスク情報の評価とその結果についての説明資料を作成する際の参考資料として活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

- (A) ニッケル合金溶接部における地震時き裂進展評価、日本機械学会 M&M カンファレンス、2014 年 7 月
- (B) Development of an Automatic 3D Finite Element Crack Propagation System、PVP2014-28394、米国、2014 年 7 月
- (C) Verification Analysis for Newly Developed Automatic 3D Finite Element Crack Propagation System、PVP2014-28602、米国、2014 年 7 月
- (D) Stress Intensity Factor Interaction between Adjacent Flaws with High Aspect Ratios、ASME Boiler Code Week、米国、2014 年 11 月
- (E) Stress Intensity Factor Interaction between Adjacent Flaws with Large Aspect Ratios、ASME Boiler Code Week、米国、2015 年 1 月
- (F) Level-1 Seismic Probabilistic Risk Assessment for a PWR plant、OECD/NEA International Workshop on PSA of Natural External Hazards including Earthquakes、チェコ、2013 年 6 月
- (G) Development of multi-unit level-1 seismic PRA model、International Technical Workshop on Multi-Unit Probability Safety Assessment (PSA)、カナダ、2014 年 11 月

6.5 その他

- (H) 地震 PRA フラジリティ評価用応答係数・サブ応答係数及び応答の相関係数の評価手順と定量評価例、JNES-RE-2013-2048、平成 26 年 2 月
- (I) 地震及び津波 PRA 技術に基づく耐震及び耐津波裕度評価コード SANMARG の使用手引き、JNES-RE-2013-2047、平成 26 年 2 月
- (J) 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)の適用に関する手引き、JNES-RE-2013-2031、平成 26 年 1 月

文 献

- 1) 劉峭（日本原子力開発機構）、村松健（日本原子力開発機構）、内山智曜（CSAJ）、地震時システム信頼性解析コード SECOM2—DQFM のユーザーズマニュアル、JAEA-Data/Code、2008
- 2) 高田毅士（東京大学）、中村 晋（日本大学）、山口 彰（大阪大学）、中村孝明（篠塚研究所）、広田すみれ（武蔵工業大学）、原子力安全における技術説明学の創成と実践に関する研究、平成 20 年度原子力安全基盤調査研究、2009。