

平成 27 年度年次評価調査票

プロジェクト名：(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. 平成 27 年度成果概要

軽水型原子炉施設の炉心損傷防止対策等に係る安全性向上評価の妥当性確認に活用できるよう、信頼性の高いシステム解析コードの開発を進めている。平成 27 年度の成果の概要は次のとおりである。

(1) 基盤部の整備

2 流体 1 圧力場の基礎式並びに半陰解法及び完全陰解法の数値解析アルゴリズム（以下「ソルバ」という。）を基盤とするコンポーネント間のネットワークモデルを作成するとともに、集中定数系及び径方向一次元の燃料棒熱伝達部、制御ロジック部等を組み込んだ次元版のプログラムを作成し、動作確認を一部実施した。また、三次元版のプログラムについて、数学的定式化及びデータ構造設計を完了した。

(2) 高度化機能部の整備

高性能ソルバについては、時空間的に高精度で、ボイド率フロント等の急峻な密度変化面について、その発生及び移動を適切に解析するためのソルバを試作して動作を確認するとともに、二相流への適用上の課題を分析した。また、既存の二次精度ソルバの特性の把握を系統的に進め、課題を整理した。

構成式については、質量、エネルギー及び運動量の輸送に係る種々の構成式の来歴、特徴、適用範囲、不確かさ、妥当性確認結果、課題等について幅広く調査して整理し、今後改良が必要な項目を検討した。

三次元多相多成分 CFD（数値流体力学）によるコンポーネントモデルについて、数値解析アルゴリズムを数値解に応じて格子の詳細度を変更できる手法に対応させた。T 字管等を流れる二相流等に適用し検証等を実施した。また、モデル V&V（検証及び妥当性確認）の方法論に従い PIRT（重要度ランク表）を作成して妥当性確認実験の抽出に活用するとともに、噴流等に対する試計算を実施した。

多相多成分多速度場モデル、中性子拡散モデル及び詳細燃料モデルの各モデルの相互結合を図り、結合した機能による一貫計算及び事故等に係る既往の実験データによる妥当性確認を開始した。

(3) プリ・ポストプロセッサ機能の整備

入出力データの構造を決定し、最新の不確かさ及び感度の評価手法について、数学的に手法を分類し、幅広い適用分野を対象に調査し整理した。調査の結果、安全余裕の感度、不確かさ等に関する解析的知見を確立するためには、数 100 万ケースの評価が必要との見込みを得ており、これを現実的な時間内で評価することを目指す。

(4) 妥当性確認等に用いる実験的知見の整備

単管伝熱実験装置を用いて、ドライアウト後の熱伝達及び重大事故時等のリウエット伝播速度に係る実験を先行冷却機構に着目して実施した。また、高圧熱流動ループに対して、加圧器、予熱器等を製作し、4×4 燃料バンドル模擬試験体の詳細設計を完了した。スケーリング実験については、低圧における空気・水を用いた垂直大口徑配管実験を開始し、気液二相流挙動のボイド率分布、界面積濃度等の詳細情報の取得を開始した。PWR ホットレグ配管を模擬した装置を用いて、重大事故時等の斜め配管内の対向流制限特性を評価する実験を開始した。PWR 総合効果実験として、PWR の事故時熱水力挙動を総合的に模擬する大型の実験装置を用い、蒸気発生器（以下「SG」という。）二次側減圧により一次系の減圧を行う高圧注入系不動作時の対策に対し、蓄圧注入系の隔離失敗に起因して SG 伝熱管に流入する窒素ガスの影響等を調べた¹⁾。

事故時ボイド挙動解明実験では、事故時等における燃料集合体内ボイド挙動の時空間挙動の解明に活用するため、縮小バンドル体系を対象とした水-蒸気系熱流動実験装置の設計・製作を完了した。

低圧サブクール実験では、低圧時の水-蒸気系強制対流サブクール沸騰実験を実施し、伝熱面温度に関する詳細なデータを取得した^{2),3)}。また、不確かさの小さい新サブクール沸騰モデルの開発を開始した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2)NRA 技術報告

・なし

(3)論文投稿

・なし

(4)学会発表

・工藤義朗他、原子炉システム解析コードの開発 (1)開発計画、日本原子力学会 2015 年秋の大会、2015 年 9 月
(査読なし)

文 献

- 1) T. Yonomoto, et. al., “THERMAL HYDRAULIC SAFETY RESEARCH AT JAEA AFTER THE FUKUSHIMA DAI-ICHI NUCLEAR POWER STATION ACCIDENT,” 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURET-16), Aug. 30-Sep. 4, Chicago, USA, 2015.
- 2) 大川他、強制対流サブクール沸騰の可視化とボイド率解析、第 53 回日本伝熱シンポジウム講演論文集、2016 年 5 月
- 3) 海保他、サブクール流動沸騰中における気泡生成挙動に関する研究、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2016 年 3 月

自己評価

・平成 27 年度安全研究計画にある目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況

基盤部・高度化機能部の整備及び妥当性確認等に活用出来る実験的知見の整備については、年度初めに定めた当初計画のとおりに進捗した。また、プリ・ポストプロセッサ機能の整備については、平成 28 年度の実施項目として想定していた項目の一部を 1 年早めて実施できた。これらの成果により、平成 30 年度に達成を計画している国産システムコードの実機適用に向け、着実に前進できた。

・平成 27 年度成果のレベル

平成 27 年度は、国産システムコードの全開発期間を通じて初めて計画どおりに開発を進められた年度であるが、開発の過程でなく解析結果に係る成果を外部に発表することが望ましいとの対外公表方針に従って、開発成果の外部発表は実施していない。このため、開発成果のレベルを測る客観的な判断指標は得られなかったが、米国のシステムコードでは未採用のオブジェクト指向プログラミング技法に従って基盤部 1 次元版をゼロから作成し基本機能の動作確認まで開始できる段階まで開発を進めたこと、旧世代のシステム解析コードで種々の課題が見出されている数値解析手法に係る幅広い評価検討を実施し、界面せん断力等の重要な現象を記述する構成式に関する最新の知見を整理できたこと、多重故障事故等の安全評価に重要となる 1) 物理モデルの改良のための基礎資料となる構成式全般に係る系統的な調査、2) 3 次元熱流動現象を評価するためのコンポーネントモデルの整備、3) 事故時等低圧サブクール沸騰実験における蒸気泡離脱時の動力学メカニズムに関する新知見の取得など、重要な成果がこの 1 年で得られたものと考えている。

プロジェクト名：(A03) 多重故障事象の影響評価に関する研究

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

本プロジェクトは、PWR 及び BWR プラントの重大事故に至るおそれのある事象を対象とした炉心損傷防止対策の有効性評価に関し、新規制基準に示された評価すべき事象等について、解析によりプラントの事象進展を把握し、進展に影響を与える物理量を同定するなど技術的知見を継続的に蓄積することを目的としている。

(1) 多重故障事象の技術的知見の整備

代表 BWR として ABWR 及び BWR5（出力 80 万 kWe 級）プラントを対象に、新規制基準で示された BWR の 7 つの事故シーケンスグループのうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」の 5 事象を解析した。BWR では、格納容器ベントの評価が必要となるため、熱流動解析コード RELAP5 と格納容器解析コード CONTEMPT を結合したコードを整備し、一貫した解析を行った。解析結果の一例として、ABWR の「全交流動力電源喪失事象」の原子炉圧力及び格納容器圧力の時間変化を図 1 及び図 2 に示す。

解析から、事象進展は以下ようになった。全交流動力電源喪失事象が発生すると、タービン蒸気加減弁急速閉信号が発信され、原子炉はスクラムする。さらに、給水流量の喪失により原子炉水位は急速に低下し、主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力が上昇し、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が開くことで原子炉水位の低下が続く。原子炉水位低信号により原子炉隔離時冷却系（RCIC）が自動起動することで、原子炉水位は回復し、その後、水位は高い位置で維持される。事象発生から 24 時間以降に、SRV の開操作で原子炉を減圧すると、低圧代替注水による注水により炉心は冠水が維持される。格納容器圧力・温度は、崩壊熱除去機能が喪失しているため、事象発生後約 16 時間は上昇し続けるが、その後、格納容器圧力逃がし装置が作動すると、格納容器圧力・温度は徐々に低下していく。この解析結果から、RCIC の作動、SRV による手動減圧と低圧代替注水によって原子炉水位を維持できること、また、格納容器圧力逃がし装置の作動により格納容器圧力・温度の上昇は抑制されること等の技術的知見が得られた。

他の事象に関しても、例えば、「高圧・低圧注水機能喪失」では、低圧代替注水系が小容量であるため、水位の回復に時間を要し、燃料被覆管温度が上昇すること、原子炉の急速減圧時点での水位の違いが、燃料被覆管温度の上昇に影響を与えること等の技術的知見が得られた。

(2) 設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備

設計基準を超える外部事象として、PWR の地震等による蒸気発生器伝熱管の複数本破断事象について、炉心損傷を回避できる条件を検討した。3 ループプラントの全ての蒸気発生器（SG）が破損（各 SG で 24 本、合計 72 本破損、伝熱管破損割合約 0.7%）し、高圧注入系と加圧器逃し弁の手動開による一次系フィードアンドブリードで除熱する場合について、成功基準シナリオに関する感度解析を行い、高圧注入系が 2 台中 1 台作動の場合でも炉心冷却ができること等を確認した。

(3) 停止時事故の技術的知見の整備

新規制基準で示された停止時に評価すべき事象のうち、PWR の「崩壊熱除去機能喪失事象」について事象進展に影響を与える物理量等を検討した。本事象では、崩壊熱により炉心内で発生した蒸気が加圧器マンホール開口部から流出する過程で、一次系圧力が一時的に上昇し、その後、冷却材の注入流量と流出流量がバランスする。解析から、加圧器開口部の二相流の流動状態等が、事象進展に重要なパラメータであることを確認した。

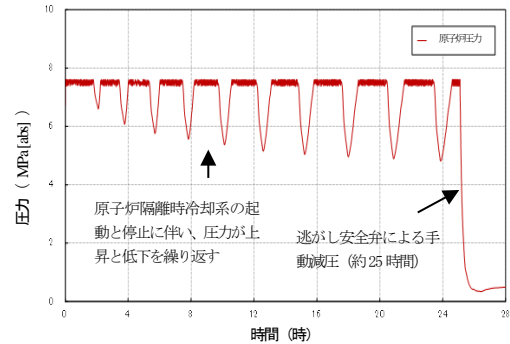


図 1 原子炉圧力
Fig.1 Reactor Pressure

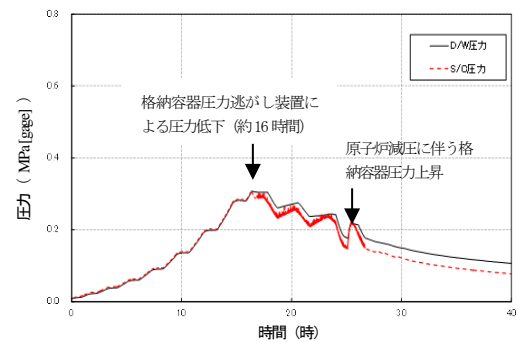


図 2 格納容器圧力
Fig.2 Containment Pressure

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2)NRA 技術報告

・上原宏明他、NTEC-2016-1001、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（BWR）、平成 28 年 3 月

(3)論文投稿

・なし

(4)学会発表

・なし

文 献

・なし

自己評価

- ・ABWR 及び BWR5 プラント両者について、新規制基準に示されている炉心損傷防止対策の有効性を評価すべき 7 つの事故シーケンスグループのうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」の 5 事象を対象に解析を実施して技術的知見を蓄積することができ、平成 27 年度の安全研究計画どおり進捗した。
- ・この解析結果については、下記の NRA 技術報告としてまとめて公表している。また、BWR の有効性評価に活用することができるものであり、十分な成果のレベルに達していると考ええる。
NTEC-2016-1001「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（BWR）」、平成 28 年 3 月

プロジェクト名：(A04) 使用済燃料貯蔵プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

大量の冷却水の漏えいによる冷却水の全量喪失等、水位が異常に低下した使用済燃料貯蔵プール（以下「SFP」という。）の重大事故時のスプレイ冷却に係る技術的知見を蓄積し、得られた知見を同事故の解析、評価等に活用できるよう、平成 27 年度は以下を実施した。

(1) BWR 燃料に対する熱水力実験装置の設計及び製作

平成 27 年度は、SFP の重大事故時のスプレイ冷却による定量的効果を評価するための実験装置の設計及び製作を実施した。図 1 及び図 2 に示すように、7×7 正方格子の実長の模擬燃料集合体、スプレイ冷却設備及び SFP を模擬する容器を製作し、あわせてスプレイ液滴特性、二相水位、燃料温度等の詳細な計測のため、シャドウ法を用いた PTV（Particle Tracking Velocimetry）システム、サブチャンネルボイドセンサ、静電容量計、熱電対等の種々の最新の計測系を用意し、上記実験装置とともに組み立て、所定の動作を確認した。

(2) 予備解析の実施

スプレイ冷却特性の評価のための解析として、SFP 内で水位が大幅に減少した場合のスプレイ冷却特性の評価に関連して、次の項目についての解析を実施し、実験に先立つ事前評価とした。1) SFP で生じる重大事故等として、長期冷却機能喪失及び大量の冷却水喪失に係る予備的な解析をシステム解析コードにて実施し、次年度に実施する熱水力実験の条件設定のための材料とした。2) 汎用 CFD コードを用いた Euler-Lagrange（連続相-分散相）解析及び VOF 解析（簡易界面捕獲法）を用いてスプレイ流を模擬する解析を実施し、解析性能の確認及び実験におけるスプレイ孔から噴出した噴流の崩壊過程の観測範囲等の事前検討に活用した。

また、使用済燃料ごとの崩壊熱の差異を考慮した熱流動解析として次の解析を実施した。1) 2 行 2 列及び 10 行 10 列の使用済燃料集合体配置を対象にシステム解析コードによる熱流動解析を実施し、崩壊熱に分布がある場合の自然循環特性に同コードを適用するときの数値解析、熱伝達等に係る課題を抽出した。2) 汎用の CFD コードを用い、乱流モデルに RANS（渦粘性）モデル及び DES（Detached Eddy Simulation）を選定して、単相流の自然循環に関わる詳細な流況の解析を実施し複数の燃料集合体の実験を実施する際の参考情報とするとともに、現象理解に係るシステム解析コードの改良に資する着眼点等を数値的コード検証の観点に基づき抽出した。

以上の成果は、国産システムコード等の SFP 挙動を現実的に評価するシステム解析コード等の整備にも活用していく。

(3) その他

PWR 燃料に対する SFP スプレイ冷却特性については、IRSN（フランス放射線防護原子力安全研究所）との間で相互の試験等に関する情報交換等を行い、試験データ取得に向け相互に協力することとなった。

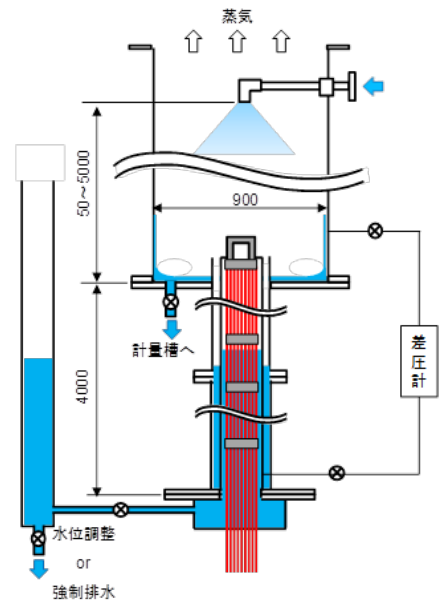


図 1 実験装置の全体概要

Fig. 1 Schematic of Whole Experimental Apparatus

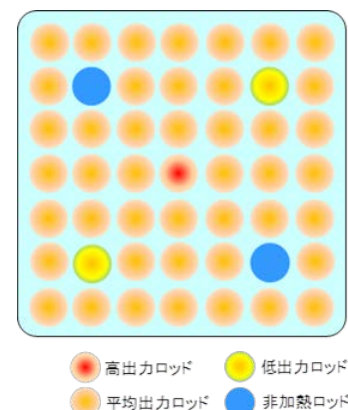


図 2 模擬燃料集合体の出力分布構成

Fig.2 Power Pattern of Simulated Fuel Assembly

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

文 献

・なし

自己評価

・平成 27 年度安全研究計画にある目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況

熱水力実験装置の設計・製作及び予備解析は、年度初めに定めた当初計画のとおりに着実に遂行できた。しかし、平成 28 年度完了を見込んだ本プロジェクトの全体工程からは、1 年の遅れが生じている。これは平成 26 年度に、海外規制機関との研究方式の調整等で当初予見し得なかった状況が生じ試験装置製作等の実施を見送ったこと、新規制基準の適合性審査より得られた経験、先行研究成果等の検証を通じて研究の焦点及び進め方を再検討し、解析についても実施内容を限定したことによる。また、平成 28 年度においても試験装置の拡充を実施するが、年度内に試験装置の設計・製作を行うのが工程上の限界であり、試験の実施は翌年度とせざるを得ない。このため、本プロジェクトは平成 29 年度完了として、当初計画から 1 年延長することが望ましい。

・平成 27 年度成果のレベル

本プロジェクトは規制課題の解決に貢献できるよう、熱水力実験を実施して実験データを取得することが主たる実施目的であるが、実験装置の製作を完了した平成 27 年度はその準備を終えた段階であり、レベルを問うべき成果は得られていない。一方、予備解析については、システム解析コードの数値解析及び熱伝達挙動に係る課題を抽出するとともに、CFD 解析に基づいて現象理解に係るシステム解析コードの改良に資する着眼点等を予備的に抽出でき、次年度に取得する実験データに基づいて実施するシステム解析コードの妥当性確認の際の留意事項を事前に把握することができた。

プロジェクト名:(A05)使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価 (Phase-1)

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

米国原子力規制委員会の暫定スタッフ指針 (ISG-8 Rev.3) では、加圧水型軽水炉 (以下「PWR」という。) 使用済燃料輸送及び貯蔵キャスクのアクチノイドのみを考慮した燃焼度クレジットについて、French **Haut Taux de Combustion** 臨界実験データ (以下実験を「HTC 臨界実験」、そのデータを「HTC 臨界実験データ」という。) に基づいて解析コードの妥当性確認を実施するよう推奨している。

これを踏まえ、本年度は連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 コード (核データライブラリ：JENDL-4.0) 及び米国で臨界評価に標準使用されている臨界解析計算コード SCALE6.1 (核データライブラリ：ENDF/B-VII.0) を用いて、HTC 臨界実験データの解析を実施した。また、使用済燃料を対象とするアクチノイドのみを考慮した臨界評価の検証への HTC 臨界実験データの適用性を検討するため、HTC 臨界実験データと臨界評価対象施設等との相関関係 (類似性) を、これらの相関係数により定量的に評価した。

(1) HTC 臨界実験データの解析

HTC 臨界実験のフェーズ 1~4 実験に対して、MVP-2.0 コードで解析した実験ケースの中性子増倍率について、バイアス ($k_{\text{eff}} - 1$) の平均値、平均値の不確かさ及び不確かさを考慮した総合的な未臨界上限値を整理した結果を表 1 に示す。MVP-2.0 コードの計算値の不確かさは非常に小さく、最大でも 0.006 であった。バイアス及びその不確かさだけを考慮した場合の未臨界上限値は 0.994~0.998 となり、極めて 1 に近くなった。以上により、MVP-2.0 コードを使用済燃料を対象とした臨界評価に適用することの妥当性を確認した。SCALE6.1 コードについては、フェーズ 1 実験及びフェーズ 2 実験 (ガドリニウム溶液) において中性子スペクトルが硬くなるとともに過小評価が顕著になる傾向が見られた。この傾向は、同コードが採用する多群近似の計算誤差によるものと推定される。

表 1 HTC 臨界実験におけるバイアス及びその不確かさ

Table 1 Biases and uncertainties for the HTC critical experiments

項目	平均中性子増倍率 計算値 (k)	バイアス (k-1)*	不確かさ (95%信頼 度/95%確率)	未臨界評価での上 限值**	
フェーズ1 単一格子(純水)	1.000	0.000	0.002	0.998	
フェーズ2 単一格子	ガドリニウム溶液	1.001	0.001 → 0	0.002	0.998
	ホウ素溶液	1.001	0.001 → 0	0.006	0.994
フェーズ3 集合体4体 (遮蔽体なし)	1.000	0.000	0.003	0.997	
フェーズ4 集合体4体	鉛遮蔽体付き	1.001	0.001 → 0	0.003	0.997
	ステンレス遮蔽体付き	0.999	-0.001	0.003	0.996

* バイアスが正值の場合は、保守側評価となるようゼロとみなした。

** 臨界条件 ($k=1$) にバイアスを加算した後、不確かさを差し引いたもの。

(2) HTC 臨界実験データと臨界評価対象施設等との相関関係 (類似性) の評価

SCALE6.1 コードの TSUNAMI-IP モジュールは、類似性の指標として相関係数 C_k を評価する機能を有している。相関係数 C_k 値は、検証用の臨界実験と臨界評価対象施設等の類似性を 0 (相関なし) から 1 (完全相関) までの数値で表したものであり、当該臨界実験データが検証対象に適しているか否かを判断する尺度として用いられる。HTC 臨界実験データは、PWR の使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスクとの C_k 値が極めて高いことが既に報告されている。本年度は、 C_k 値の応用の一例として、臨界評価対象施設等 (使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスク) を具体的に設定し、HTC 臨界実験データとの C_k 値を計算し、既往の報告のように高い C_k 値が得

られるかどうかを確認した。その結果、平均燃焼度を 20 及び 40GWd/t に設定した場合については、既往の報告のとおり高い C_k 値が得られ、HTC 臨界実験データが高燃焼度の使用済燃料を扱う施設等の検証に適していることを確認した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

自己評価

- ・本プロジェクトについては、当初計画どおり進捗した。
- ・平成 27 年度で全ての解析作業を完了したが、解析結果について精査や考察が完了しておらず、年度内での外部発表にまでは至らなかった。今後、感度解析の結果等を駆使して、核データライブラリの差異をより詳細に分析する等の作業を続行した後に、成果を公表していく予定。

プロジェクト名：(A06) 燃料破損限界に関する研究

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備

過去に実施した高燃焼度燃料を用いた出力過渡模擬試験において、被覆管外面からの亀裂による燃料破損（外面割れ破損）という破損形態が認められた。これまでに、外面割れ破損限界を明らかにするため被覆管単体を用いた炉外試験を実施し、得られたデータに基づき外面割れ発生条件を明確にした。その条件を燃料棒体系での炉内試験により検証するため、平成 29 年度から試験炉での出力過渡模擬試験を実施する計画としている。平成 27 年度は、試験炉の状況、試験燃料棒輸送上の制約等の調査及び検討を継続するとともに、粗切断済みの照射済 BWR 燃料棒の定尺（400 mm）切断、乾燥処理、収納容器への装荷、収納容器内の He ガス置換、密封溶接等の試料輸送準備を行った。

(2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備

核燃料の照射期間が長期化する、すなわち高燃焼度化すると被覆管中の水素濃度が加速度的に増加する傾向を示し、それに伴って破断伸び（延性）が低下するとの知見が得られており、これまで内圧破裂試験により被覆管中の水素濃度と延性等の相関に関する知見を取得してきた。

被覆管の延性低下には、被覆管中の水素濃度のみならず析出した水素化物の方位、長さ等（析出形態）も影響していると考えられる。平成 27 年度は、水素化物の析出方位調整（引張応力負荷状態で LiOH 水溶液中に 3、9 及び 21 日間保持し水素添加）を行った照射済 BWR 燃料被覆管（約 50 GWd/t）を用いた内圧破裂試験（試験温度：300℃、周方向単軸条件）によりその周方向引張強さ及び周方向破断伸びを調べ、試験後の断面金相写真の画像解析により求めた水素化物析出形態を表す各種の指標との関係を整理した。その例を図 1 に示す。ここで、Fn(40)は全水素化物個数に対する半径方向に配向した水素化物の割合を表し（JIS H 4751:1998 に規定）、Fnall(45)/A は単位面積当たりの半径方向に配向した水素化物の出現個数を表す。

水素化物析出方位調整時間が 9 日までの試料 (Fn(40):0.05-0.78、Fnall(45)/A : 692-2199 個/mm²、被覆管水素濃度：120-763 ppm) は、周方向引張強さは 722-772 MPa で照射まま材と同等であり、また周方向破断伸びについては最小でも 5%以上の値を示した。一方、水素化物析出方位調整時間が 21 日間の試料 (Fn(40) : 0.61-0.76、Fnall(45)/A : 2640-4777 個/mm²、被覆管水素濃度：1303-1515 ppm) は、周方向引張強さは 546-697 MPa、周方向破断伸びについては 1%未満であり、照射まま材と比較していずれも小さい値を示した。

Fn(40)による整理では同程度の指標値に対して周方向破断伸びの値に幅が見られたが、Fnall(45)/A では値の幅が小さく、指標値増加に伴う周方向破断伸び低下の傾向が比較的明瞭に示された（図 1）。

引き続き、水素化物の析出形態が被覆管の機械的性質に与える影響を評価、整理するための適切な指標について検討を継続し、水素濃度が増大した被覆管の健全性評価に活用する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

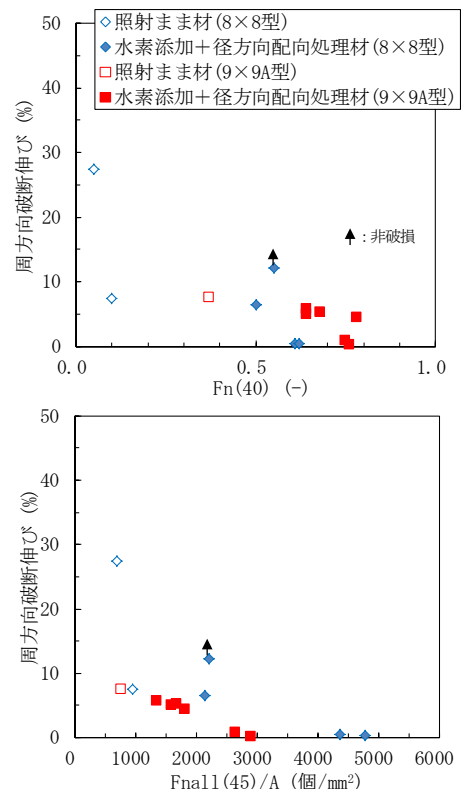


図 1 周方向破断伸びと水素化物析出形態指標の関係
Fig. 1 Circumferential elongation to failure in relation to Zr-hydride morphology index

(3) 論文投稿

- ・なし

(4) 学会発表

- ・山内紹裕他、使用済 BWR 燃料被覆管の機械的性質に及ぼす水素化物析出形態の影響、日本原子力学会 2016 年春の年会、2016 年 3 月（査読なし）

文 献

- ・なし

自己評価

(1) 外面割れ破損限界に関する技術的知見の整備

試験炉の候補として日本の材料試験炉及びノルウェーのハルデン炉を選定し、輸送等に係る許認可等の課題を抽出し、それぞれの試験炉を使用する場合の実施期間、年度展開及び費用を具体化した。また、試験燃料棒についても定尺（400mm）切断、乾燥処理、収納容器への装荷、収納容器内の He ガス置換及び密封溶接を行った。以上により、試験炉の状況、試験燃料棒輸送上の制約等の調査及び検討、試験燃料棒の再加工を完了し、当初設定した平成 27 年度までの計画どおり進捗した。

(2) 被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の整備

これまで取得した被覆管機械特性試験結果の整理を計画どおり完了し、水素化物の析出形態を数値化して水素濃度及び水素化物析出形態が被覆管の強度及び延性に及ぼす影響を整理できる指標を導出した。おおむね当初設定した平成 27 年度までの計画どおり進捗したが、評価精度向上のため指標に関する検討を継続することとし、被覆管健全性評価上の安全裕度確認については平成 28 年度に実施する被覆管機械的健全性の判断基準に関する評価と併せて完了することとした。

これまで得られたプロジェクト成果については、日本原子力学会 2016 年春の年会にて発表した。平成 28 年度も適時事業成果を公表していく。

プロジェクト名：(A07) 混合酸化物燃料特性評価に関する研究

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) MOX 燃料照射特性評価試験

①照射後試験

混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料の核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス放出データ及び熱特性データの取得を目的とし、平成 25 年度から、MIMAS（Micronized Master Blend；MOX ペレット製造法の一つ）法により製造された Pu 含有率約 14 wt % の高富化度 MOX 燃料を用いて、ベルギー原子力研究所（SCK・CEN）の試験炉 BR2 にて照射試験を実施してきた。照射試験は平成 27 年 1 月に終了し、その後、照射後試験を開始した。平成 27 年度は、燃料棒ガンマ線測定、燃料棒外径測定及びパンクチャー試験を完了した。Cs-137 ガンマ線測定から、ピーク燃焼度は 56.7 GWd/t、燃料棒平均燃焼度は 36.4 GWd/t と評価された。（図 1 参照）パンクチャー試験から評価した FP ガス放出率は約 22 % であった。また、ガンマ線測定結果に基づき、金相観察等へ供する試料の採取位置を決定した。

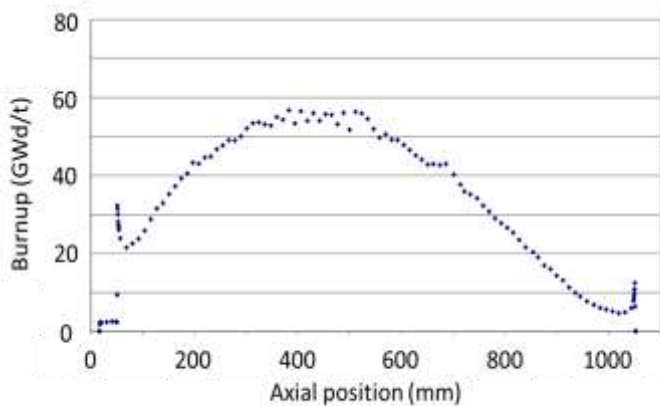


図 1 Cs-137ガンマ線から評価した軸方向燃焼度分布

Fig. 1 Axial burnup distribution evaluated by gamma ray of Cs-137

②MOX 燃料照射挙動解析調査

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）が開発した燃料挙動解析コード

FEMAXI の MOX 燃料 FP ガス放出挙動解析モデルの改良を進めている。平成 27 年度は、FEMAXI-6 において改良した FP ガス放出挙動解析モデルを最新バージョンである FEMAXI-7 に適用し、二次イオン質量分析（Secondary Ion Mass Spectrometry、以下「SIMS」という。）から得られた MOX 燃料ペレット内の FP ガス分布をベースにモデルの調整を行った。

(2) MOX 燃料熱特性評価試験

平成 27 年度は、Pu 含有率約 14 wt% で約 50 GWd/t まで燃焼した高富化度 MOX 燃料ペレットの一部の試料の熱拡散率をドイツ超ウラン元素研究所（ITU）でレーザーフラッシュ法により測定した。これにより、従来の知見と同様の温度依存性を有することが確認できた。

(3) 今後の予定

FP ガス挙動等を調査するため、照射済高富化度 MOX 燃料ペレット試料について、走査型電子顕微鏡、電子線マイクロアナライザ及び SIMS による分析を実施する。また、高富化度 MOX 燃料ペレットと併せ、Pu 含有率約 8.4 wt % で約 70 GWd/t まで燃焼した高燃焼度 MOX 燃料ペレットについても熱拡散率等を測定し熱特性を評価する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

- ・ N. Nakae and H. Akiyama, “MOX IRRADIATION TEST UP TO HIGH BURNUP” , TopFuel 2015, Zurich, Switzerland, Sep. 13-17, 2015 (査読あり)

文 献

・なし

自己評価

- ・ 平成 27 年度に実施を計画していた MOX 燃料の照射後破壊試験、熱特性測定の一部及び SIMS 準備を完了することができた。特に、熱特性測定及び SIMS 準備は照射済 MOX 燃料試料の輸送が含まれており、輸送許認可発給遅れ等のトラブルがあったが、フランス CEA 及びベルギー SCK・CEN と協力して、年度内に完了することができた。計画に対する進捗状況は良好と評価できる。
- ・ 平成 26 年度までに得られた照射後試験結果をまとめ、国際会議 (TopFuel2015) にて 1 件発表することができた。現在、SIMS 等による FP ガス挙動分析やレーザーフラッシュ法による熱特性測定を実施中であるが、全て海外機関に委託しているためプロジェクトマネジメントは必ずしも容易ではない。平成 28 年度は本プロジェクトの最終年度であるため、従来以上にスケジュール管理を密に行い、計画どおりの進捗するように努めるとともに、得られた成果は、順次発表していく予定である。

プロジェクト名：(A09) 燃料等安全高度化対策事業

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

本事業は、既存炉の安全性の向上と資源の有効な活用を目的とした改良型燃料に対して、反応度事故（以下「RIA」という。）及び冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）を模擬した試験等を実施することにより燃料破損限界等のデータ及び技術的知見を取得・整備し、改良型燃料の事故時安全性に係る規制基準の見直しの要否の検討に資することを目的として実施している。平成 27 年度の成果概要は以下のとおりである。

(1) 改良型燃料についての RIA 模擬試験

欧州の原子力発電所において高燃焼度まで照射された改良型燃料について、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。）の原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いて平成 26 年度までに 5 回の RIA 模擬試験を実施した。平成 27 年度には NSRR が稼働しなかったため、RIA 試験を実施しなかったが、前年度までに試験した燃料の照射後試験等を行い、試験結果を整理・評価した。図 1¹⁾にこれまでの試験結果を示し、以下に結果をまとめる。

- ① 燃焼度 81~84GWd/t の改良被覆管 M-MDA（SR：応力除去焼鈍材、VA-7、高温高圧条件）、M5（RX：再結晶焼鈍材、GR-1、室温大気圧条件）の燃料エンタルピー増分は、65~75 GWd/t におけるペレット-被覆管機械的相互作用（PCMI）暫定破損しきい値以上でも非破損であった。また、燃焼度 81 GWd/t の M-MDA（SR、VA-5、室温大気圧条件）は、暫定破損しきい値を上回っての破損であった。
- ② M-MDA の高温高圧条件（VA-7、VA-8）と室温大気圧条件（VA-5、VA-6）の試験結果の比較から、RIA 模擬試験開始時の燃料温度が高い高温高圧条件において破損エンタルピー増分が上昇する傾向が認められた。
- ③ SR の M-MDA（VA-5、VA-7）との比較用として供試された RX の M-MDA（VA-6、VA-8）は、ほぼ暫定しきい値上で破損した。これら RX の破損は、SR との熱処理の違いに起因する水素化物析出状態が影響したものと考えられる。

(2) 改良型燃料についての LOCA 模擬試験

上項(1)と同様の高燃焼度まで照射された改良型燃料について、その被覆管に対する LOCA 模擬急冷破断試験及び高温酸化速度評価試験を JAEA にて実施した。

ジルカロイ-2 被覆管についての LOCA 模擬急冷破断試験では、80GWd/t までの燃焼度範囲において急冷破断限界の著しい低下は認められず、現行の LOCA 基準（被覆最高温度 $\leq 1,200^{\circ}\text{C}$ 、被覆の ZrO_2 等価酸化量 $\leq 15\%$ ）内では破損しなかった。

また、M5 及び低スズ ZIRLO 被覆管についての高温酸化速度評価試験では、80~90GWd/t の高い燃焼度であっても $900\sim 1,200^{\circ}\text{C}$ における酸化速度はそれぞれの未照射材及び未照射ジルカロイ-4 と同等か、それよりも低くなった。これらの結果から、未照射ジルカロイ-4 の酸化速度に対して保守性のある Baker-Just 高温酸化速度式は、高燃焼度 M5 及び低スズ ZIRLO 被覆管に対しても保守性を有すると考えられる。

(3) 改良合金被覆管の照射成長試験

合金組成（10 種類）、製造時の熱処理条件、水素添加量等をパラメータとした被覆管（主に PWR 用）の照射成長試験をハルデン炉で平成 23 年度から継続的に進めている。平成 27 年度は高速中性子照射量約 $5.5 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ ($E>1\text{MeV}$)（暫定評価値）までの照射成長データを取得した。照射成長量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

実験番号	被覆管	燃焼度 (GWd/t)	実験条件
VA-5	M-MDA(SR)	81	室温 大気圧
VA-6	M-MDA(RX)	78	
GR-1	M5(RX)	84	
VA-7	M-MDA(SR)	81	高温(約 280°C) 高圧(約 6.7MPa)
VA-8	M-MDA(RX)	78	

- NSRR/BWR (非破損) ◁ CABRI-MOX (非破損)
- NSRR/BWR (破損) ◀ CABRI-MOX (破損)
- ◇ NSRR/PWR (非破損) ▽ CABRI-UO2 (非破損)
- ◆ NSRR/PWR (破損) ▼ CABRI-UO2 (破損)
- △ SPERT&PBF (非破損) ◻ NSRR/ATR (非破損)
- ▲ SPERT&PBF (破損) ○ NSRR/JMTR (非破損)
- NSRR/JMTR (破損)

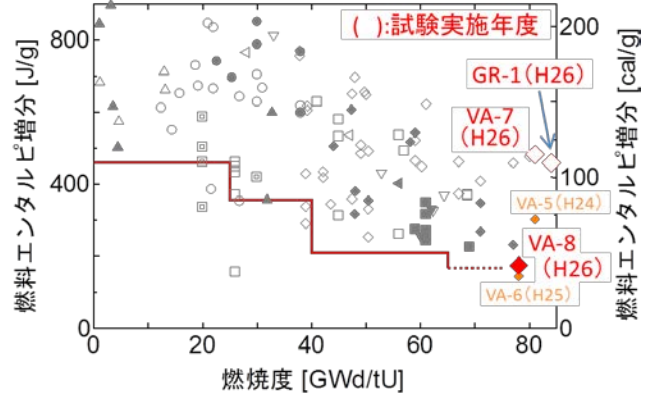


図 1 破損エンタルピーの燃焼度依存性
Fig. 1 Fuel enthalpies at failure as a function of fuel burnup.

って異なる傾向が見られた。ただし、再結晶焼鈍材についてはジルカロイ-4 と M5 で照射成長量が同等であった。今後、更に照射量を高めたデータを取得し、パラメータの影響を評価する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

文 献

- 1) M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara and T. Sugiyama (JAEA), "Behavior of High Burnup Advanced Fuels for LWR during Design-basis Accidents," TopFuel 2015, Sep. 13-17, Zurich, Switzerland, 2015.

自己評価

(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 27 年度には、JAEA 所有の NSRR が稼働しなかったため、RIA 模擬試験が実施できなかった。

そのため、試験用燃料の調整等の準備及び平成 26 年度までに RIA 試験を実施した試料についてのホットラボ施設を利用した試験等を行った。

平成 27 年度に実施を予定していた RIA 模擬試験は、平成 28 年度に実施する計画であるが、本プロジェクトの当初に計画していた RIA 模擬試験数を試験期間内に完了することは困難なため、試験数及び試験期間を検討する。

以上のように、RIA 試験に関しては、当初設定した試験の実施に至らなかった。

(2) 改良型燃料についての冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験

LOCA 模擬急冷破断試験及び高温酸化速度評価試験が計画どおり進捗し、LOCA 時の破断限界に関する知見及び高温酸化速度データ等を取得した。当初設定した LOCA 模擬急冷破断試験計画数を計画どおり完了した。

高燃焼度被覆管における新たな課題としての高温酸化加速現象の確認及びそれに係るデータ取得のため、高温酸化試験を平成 28 年度以降に実施していく。

(3) 改良合金被覆管の照射成長試験

照射成長に関しては、平成 27 年度試験を計画どおり実施した。

ただし、高速中性子照射量は、ハルデン炉の運転出力条件が当初見込みより低く推移したこと、本件以外の照射試験の影響により照射サイクルが短期間となったこと等のため、当初の目標値を下回った。これについては、照射成長の高速中性子照射量依存性を確実に把握するため、試験期間延長の可否を検討する。

プロジェクト名：(A10) 軽水炉照射材料健全性評価研究

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

本プロジェクトでは、原子炉材料（原子炉圧力容器、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）、亀裂進展等に関するデータを取得し、運転期間延長認可制度及び高経年化技術評価等の審査に活用できる技術的知見を収集及び蓄積することを目的としている。平成 27 年度の成果概要は以下のとおりである。

(1) 照射試験装置の整備等

① 非照射材を用いた試験等

温度と応力拡大係数が減少する過程では応力拡大係数が破壊靱性を上回っても脆性破壊が発生しないという高温予荷重（Warm Prestressing、以下「WPS」という。）効果を確認するため、照射材による試験に先立ち、寸法の異なる非照射材の試験片を用いて試験を実施した。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（1T-CT 試験片）及び小型の 0.4T-CT 試験片において破壊靱性に及ぼす WPS 効果を確認した。また、より小型の 0.16T-CT 試験片について、本試験への適用性の検討を行った。

② 破壊試験等に関する調査

加圧熱衝撃時の原子炉圧力容器の構造健全性評価について、現行の評価手法では温度分布を評価する際に原子炉圧力容器内面に肉盛溶接されたステンレス鋼製のクラッドを考慮しているものの、強度評価の際にはクラッドを考慮していない。本評価手法に関する知見の蓄積を目的として、クラッド溶接熱影響部（クラッド下の母材及び溶接金属）の破壊靱性及び照射脆化感受性を調査するための試験計画を立案するとともに、強度的に照射脆化を模擬した供試材（母材、溶接金属（溶接継手部、クラッド））の仕様を検討した。また、クラッド下の半楕円欠陥に対する応力拡大係数評価の妥当性を調査するための試験方法を検討した。

③ 既存の IASCC 関連試験データの収集・整理

IASCC の進展に及ぼす照射下の水化学環境（中性子及びガンマ線の照射による水の放射線分解により、過酸化水素水のような酸化性の強い化学種が生成した環境）の影響に着目し、材料試験炉での照射下におけるオーステナイト系ステンレス鋼の IASCC 進展試験を計画している。本試験に関して、既存の IASCC に関連する試験データ（IASCC の発生・進展データ、引張特性、破壊靱性、応力緩和及びブスエリング）を学術雑誌や国際会議予稿集等の公開文献の報告書から収集・整理し、既存の試験データとの重複を回避する試験条件（中性子照射量、応力拡大係数等）の選定を行うことで、試験マトリクスの合理化を検討した。

(2) 照射試験

既存の照射材（シャルピー試験片の破断片）から製作した 0.16T-CT 試験片を用いて、マスターカーブ法に基づく破壊靱性シフト量 ΔT_0 を評価し、シャルピー遷移温度の移行量 ΔT_{40} との相関を確認した。また、照射後の亀裂伝播停止破壊靱性 K_{Ic} を評価するため、非照射材の K_{Ic} 、破壊靱性 K_{Ic} 及び計装シャルピー試験結果の相関データを取得した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

- ・なし
- (4)学会発表
- ・なし

文 献

- ・なし

自己評価

a. 平成 27 年度成果の評価

JMTR 及び当初使用を予定していたホットラボ施設が使用できなかったものの、代替試験施設を活用する等の計画見直しを行い、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

b. 平成 27 年度成果のレベル評価

本研究では、原子炉圧力容器の照射脆化データ等を系統的に取得する計画であり、試験可能な施設が限定されること及び試験の困難さから世界に類を見ない研究である。平成 27 年度の検討で、WPS 効果の適用範囲等に関する知見が得られ、また計装シャルピーデータの拡充を行った。これらは現行評価法の妥当性確認に寄与する成果である。

平成 27 年度 安全研究年次評価調査票

プロジェクト名：(A11) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究）

担当：安全技術管理官（システム安全担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

運転期間延長認可制度に係る特別点検結果及び劣化状況評価並びに高経年化技術評価の妥当性確認に活用できるよう、コンクリート材料の経年劣化評価に係る最新知見及び劣化進展に伴う構造性能の低下に係る最新知見を取り入れ、コンクリート構造物の長期健全性評価に関する技術的知見を継続的に蓄積する。平成 27 年度の成果概要は以下のとおりである。

(1) コンクリート構造物の複合劣化評価

① 複合劣化を受けた鉄筋コンクリート部材の材料劣化の検討

- a 100°C未満で熱（3年間）、100°C未満で熱と中性化（最大 48 週間）、100°C以上で熱（7 日間）を受けたコンクリートについて、ひび割れ発生状況に関するデータを取得した。
- b 鉄筋が埋め込まれた供試体を中性化させ、各暴露条件（中性化、中性化+塩水噴霧及び中性化+屋外暴露）で、一定期間（最大 24 か月間）ごとに X 線撮影及び表面ひび割れ測定を行った結果、腐食による鉄筋の断面減少率とひび割れ幅に相関が認められた。
- c 鉄筋単体供試体及びモルタル内部に埋め込まれた鉄筋供試体に温度 35°Cで塩水噴霧を行った結果、腐食による鉄筋の断面減少率と物理特性に相関が認められた。

② 鉄筋コンクリート部材の劣化による構造性能変化に関する検討

- a 鉄筋コンクリート部材を想定した小型試験体を用いて、電食による鉄筋の腐食促進実験を行った結果、鉄筋腐食量の増加（ひび割れ幅の増加）に伴う、コンクリートの割裂引張強度の低下傾向を評価するデータが得られた。
- b 昨年度までの実験結果及び既往の研究に基づき、経年劣化したコンクリート材料の物理特性を整理し、材料劣化度（中性化、塩害、熱）から鉄筋コンクリート部材の構造性能に及ぼす影響を評価する方法を整備した。

③ 長期健全性評価の検討

複合劣化による鉄筋コンクリート部材の材料劣化と構造性能の低下に関する文献調査並びに①及び②で実施した各種試験の結果を取りまとめ、中性化、塩害及び熱による複合劣化の長期健全性評価に関する技術的知見を蓄積した。

(2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価

① ガンマ線照射の影響評価

ガンマ線による照射試験（最大 2×10^5 kGy）及びその照射試験中の温度履歴を模擬した加熱試験を行った結果、非照射・非加熱試験の圧縮強度に対して、照射試験では約 1.1～1.2 倍、加熱試験では、ほぼ同等となった。

② 中性子照射の影響評価

中性子照射試験（最大 9.31×10^{19} n/cm²）及びその照射試験中の温度履歴を模擬した加熱試験を行った結果、非照射・非加熱試験の圧縮強度に対して、照射試験では約 0.6～0.7 倍、加熱試験では約 0.9 倍となった。

③ 数値解析的手法の検討

過年度までに検討した放射線照射を受けたコンクリート部材の温度、強度、水分量、累積照射量等の分布と経時変化を予測できる数値解析的手法について、JPDR（Japan Power Demonstration Reactor）のデータを用いて検証した。

(3) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応（以下「ASR」という。）に関する調査研究

① コンクリートの ASR ポテンシャル評価のための骨材試験方法の検討

国内の急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材を用いて国外の骨材試験方法を本研究で一部改良した方法による試験を行った結果、反応性骨材と判定できることを確認した。

② 既存コンクリート構造物の ASR 診断方法の検討

劣化進行度の異なる試験体では岩石学的評価により初期の劣化状態と中期の劣化状態の違いが確認でき、拘束条件が異なる試験体では鉄筋の拘束条件の違いを本研究で提案している促進膨張試験方法で確認することができた。

③ ASR による部材性能の経年変化予測手法の調査

コンクリート部材の内部で生じる ASR 膨張による部材性能の経年変化を予測する数値解析的手法について、国内外の予測手法を調査し、各手法の適用条件、適用範囲等を整理した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

文 献

・なし

自己評価

(1) コンクリート構造物の複合劣化評価

本テーマの最終年に当たり、中性化、塩害及び熱による複合劣化の影響に関する文献調査及び各種試験を計画どおり終了できた。すなわち、複合劣化によるコンクリート部材の材料劣化及び構造性能低下に係るコンクリート構造物の経年劣化進展を評価するための長期健全性評価に関する技術的知見を蓄積できた。

(2) 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価

ガンマ線及び中性子線を照射した試験体を用いた材料試験を計画どおり遂行できた。これにより、コンクリートの物理特性データを取得でき、ガンマ線及び中性子線の累積照射量の制限値としている目安値設定根拠の妥当性を確認できる見通しを得た。本テーマは、世界的にも最先端の研究であり、NRC 及び IRSN が興味を示している。

(3) コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する調査研究

国内外の骨材試験方法の適用性を確認するための比較試験及び診断方法の有効性を確認するため、試験体から採取したコアを用いて外観観察、岩石学的評価、促進膨張試験等の各種試験を計画どおり遂行できた。有効な骨材試験方法及び診断方法を提案できる見通しを得た。

平成 27 年度 安全研究年次評価調査票

プロジェクト名：(A11) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究）

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

原子力発電所重要機器の構造健全性評価をより高度なものとするため、経年劣化事象を考慮した確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics、以下「PFM」という。）評価手法に係る技術的知見の整備を進めている。平成 27 年度の成果概要は以下のとおりである。

(1) 原子炉圧力容器に関する研究

① 健全性評価手法に関する研究

原子炉圧力容器の構造健全性評価において、想定すべき荷重条件として炉心領域部の加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock、以下「PTS」という。）事象を選出し、熱水力挙動・構造詳細解析手法を用いて三次元的な詳細評価を実施し、PTS 事象時の現実的な応力分布を評価した。

② 確率論的評価手法の標準化・適用性に関する研究

PTS 事象等の過渡事象中における原子炉圧力容器炉心領域部の脆性破壊に関して、PFM 評価手法により亀裂貫通頻度（Through-Wall Cracking Frequency、以下「TWCF」という。）を算出するため、過年度までの成果を踏まえて標準的な解析要領、解析手法及び入力データを整備した。本要領は、PTS 状態遷移曲線、破壊靱性遷移曲線等の設定、TWCF の計算等に係る推奨事項を規定する本文、その詳細を説明する解説及び添付資料（解析事例等）で構成されている。今年度は、米国原子力規制委員会が開発した PFM 解析コード FAVOR で用いられている原子炉圧力容器の製造時欠陥の分布モデル、非破壊検査モデル等について調査し、技術的根拠を確認するとともに、当該モデルを考慮した解析手法の改良を行った。また、非破壊検査の有無及び欠陥検出性能の優劣が TWCF に与える影響を評価し、PFM 評価手法が非破壊検査の有効性評価に適用可能であることを確認した。さらに、原子炉圧力容器用 PFM 解析コード PASCAL3^{※1}のソースコードについて、第三者の国内専門家により確率変数、評価フロー、評価式等の各項目の機能を検証し、解析コードの信頼性を確認した。

※1 PASCAL3：PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR（Light Water Reactor）ver. 3

(2) 一次系配管に関する研究

一次系配管の破損確率評価に係る最新知見等について調査を行うとともに、加圧水型原子炉の一次冷却水中応力腐食割れ（Primary Water Stress Corrosion Cracking、以下「PWSCC」という。）、ニッケル基合金の応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking of Nickel-based alloy、以下「NiSCC」という。）、疲労及び熱時効等の重要な経年劣化を評価できるように、ニッケル基合金溶接部用 PFM 解析コード PASCAL-NP^{※2}及び配管溶接部用 PFM 解析コード PASCAL-SP^{※3}について、新規に整備すべき機能や項目を整理し、代表的な経年劣化事象を対象に解析事例を整備した。

※2 PASCAL-NP：PASCAL - NiSCC / PWSCC

※3 PASCAL-SP：PASCAL - Stress Corrosion Cracking at Welded Joints of Piping

(3) 圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する研究

圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に係る最新知見等について調査を行うとともに、代表的なシナリオによる試解析を実施し、高温高圧下のクリープ破壊に係るクリープ構成則等の構造評価への適用性を確認した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

文 献

・なし

自己評価

- ・平成 27 年度実施計画が予定どおり進捗した。
- ・本研究で開発している PASCAL3 は、原子炉圧力容器に対する国内唯一の PFM 解析コードであり、本年度までに整備した標準的解析要領、解析手法及び国内モデルデータについて、今後公表していく予定である。

平成 27 年度 安全研究年次評価調査票

プロジェクト名：(A11) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究）

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法の整備

原子力規制庁では運転延長認可制度及び高経年化対策制度において経年に伴い機器・構造物に性能低下を生じさせる経年劣化事象に対する原子炉設置事業者による評価結果に対する審査を行っている。本プロジェクトでは経年プラントにおける機器・構造物の経年劣化及び保全活動に伴うリスクの変化を確認することにより、今後保守管理においてより重点的に確認すべき内容について検討した。検討の結果、これまでの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）手法では考慮されていなかった保全活動に伴う各機器の故障確率の変化に着目した。具体的には、機器の経年劣化事象への対策として実施した又は実施予定の保全活動に伴い想定される故障確率への影響を考慮する新たな考え方を PRA に導入し、保全活動の見直し前後における PRA 解析結果を比較することで、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）、格納容器破損頻度（以下「CFF」という。）等のリスクに及ぼす影響を比較できる評価手法を整備した。なお、本評価手法は重大事故対策（以下「AM」という。）を対象として整備を進めた。以下に本評価手法の実施手順を記載する。

- ① 評価対象シナリオの選定：解析対象とする起因事象を選定する。（例えば炉心損傷防止に係る起因事象の場合は、加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）で 8 事故シーケンス、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）で 7 事故シーケンスが新規規制基準で示されている。）
- ② AM 設備の選定：内的起因事象や外的起因事象に伴う事故シーケンスを系統的に定義するために、選択した事故シーケンスにおける起因事象に伴うシナリオを想定し、その中で重要と考えられる AM 設備を平成 26 年度に整備したレジリエンス指標^{※1}による評価方法を活用し選択する。
- ③ AM 設備のモデル化：抽出したシナリオ及び AM 設備について、その機器単位のリフトツリー（以下「FT」という。）を解析用データとして作成する。
- ④ 故障確率の設定：各機器の故障確率を用いてイベントツリー（以下「ET」という。）を解析用データとして構築する。ここで、経年劣化への対策として実施した又は実施予定の保全活動に伴う機器の故障確率の影響を考慮し、過去値（設計値又は前回の保全活動に伴う故障確率）、現在値（現在の保全活動に伴う故障確率）及び将来値（経年劣化後又は次回の保全活動に伴い想定する故障確率）の 3 つの故障確率に分類して設定する。
- ⑤ 解析：3 つに分類した故障確率を用いて FT 及び ET による解析を行う。
- ⑥ 解析結果を活用した分析：解析によって得られた過去から現在まで及び現在から将来までの CDF 又は CFF の差を Δ CDF 又は Δ CFF として算出する。

※1 事故シーケンスに対し事故シナリオを展開し、事故事象発生により一時的に喪失した安全機能について同安全機能がどの程度まで回復したのか判断する機能要求レベル、同レベルまでの回復に要する時間及び同レベルまでの回復に成功する確率を用いて失われた安全機能が回復する能力を簡易的に算出する手法。

(2) PWR 及び BWR に対する解析

国内 3 ループ PWR における全交流電源喪失を事故シーケンスとしてレジリエンス指標による評価を行ったところ、外部電源喪失を起因事象としたシナリオとして、機能喪失を阻止又は緩和するための項目のうち炉心損傷防止対策では空冷式非常用発電装置、格納容器破損防止対策では消火スプレイ系の影響度が大きい結果となったことから同機器を AM 設備として選択した。PWR における解析では、本プロジェクトで昨年度までに実施した実績により機器の劣化モデルについて動的機器は直線モデルを活用し、静的機器は指数型モデルを活用する解析を試みた。ここで、設計時における機能喪失確率を過去値、建設後 30 年経過した時点における機能喪失確率を現在値、建設後 40 年経過した時点における機能喪失確率を将来値として設定することとし、現在値の機能喪失確率を基準として、動的機器及び静的機器のそれぞれのモデルにおいて過去値を 0.7 倍及び 0.83 倍に、将来値を 1.1 倍及び 1.2 倍に仮定し解析したところ、解析結果から遮断器の保全活動の見直しが Δ CDF に、電動弁、ディーゼル消火水ポンプ等の保全活動の見直しが Δ CFF に対して比較的大きな影響を与えることが示された。

BWR-5 型についても PWR と同様に全交流電源喪失を事故シーケンスとして解析を実施した。BWR における解析では、代表的な経年劣化事象として減肉損傷に注目した解析を試みた。ここで、流れ加速型腐食による pH10 での配管の累積破断損傷確率¹⁾を参考に、過去値を設計時（運転開始後 0 年）における配管の累積破断損傷確率 0.0、現在値を建設

後 30 年経過した時点における累積破断損傷確率 1.0×10^{-3} 、将来値を建設後 40 年経過した時点における累積損傷確率 1.0×10^{-4} に仮定し解析したところ、解析結果から可搬式電源設備の配管減肉が Δ CDF に、ウェットウェルベント設備の配管減肉が Δ CFF に対して比較的大きな影響を与えることが示された。

前記の新たな考え方を導入した評価手法の整備並びに PWR 及び BWR に対する解析により当初の研究計画のとおり進捗できた。入力条件としてできる限り多くの公開情報を活用し、また AM に限らず過去のトラブル事例に対する情報等も応用するなどにより、今後の保守管理に係る検査において重点的に確認すべき内容を抽出する際のケーススタディ用ツールとして利用が可能と考える。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・なし

文 献

- 1) H. Suzuki, S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, S. Koikari, K. Hasegawa, F. Kojima, S. Koshizuka and D. H. Lister, “RISK EVALUATION OF FLOWACCELERATED CORROSION BASED ON ONE-DIMENSIONAL FAC CODE”, Nucl. Technol. 183, 194 (2013).

自己評価

- ・機器の経年劣化事象への対策として実施した又は実施予定の保全活動に伴い想定される故障確率の影響を考慮する新たな考え方を PRA に導入した評価手法を整備できたことにより、平成 27 年度に研究項目を完了させるとした当初の研究計画どおり進捗した。
- ・構造物、機器等の経年劣化に伴う保全活動の見直しを故障確率の変化として評価手法に取り入れたことは、材料の経年劣化進展に伴うプラントのリスクの変化に係る評価手法の導入や評価精度の改善を図る上で新たな技術的知見であると考えます。
- ・AM への本手法の活用に限定せず、過去のトラブル事例等に対して本手法の考え方を応用することで、機器の今後の保守管理に係る検査において重点的に確認すべき内容を抽出する際のケーススタディ用ツールとして利用が可能と考える。

プロジェクト名：(A11) 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（電気・計装設備の長期健全性評価に係る研究）

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

運転期間延長認可及び高経年化技術評価の審査に活用できる技術的知見の継続的な蓄積を目的として、常設重大事故等対処設備のうち電気・計装設備に関する国内外の技術情報の収集及び分析並びに同設備の劣化特性に係る試験を行うとともに、安全系電気・計装設備に対する状態監視技術の研究を行った。平成 27 年度の成果概要は以下のとおり。

(1) 常設重大事故等対処設備のうち電気・計装設備の健全性評価手法の策定

重大事故条件に係る国内外の関連情報の調査結果を基に、重大事故環境模擬試験条件として、条件①（温度 200℃、圧力 0.49MPa、蒸気雰囲気、継続期間 7 日間）と条件②（温度 138℃、圧力 0.35MPa、蒸気雰囲気、継続期間 7 日間）を設定した。次に、実プラントの常設重大事故等対処設備において使用される低圧ケーブルと同型式の難燃エチレンプロピレンゴム絶縁ケーブル（以下「FR-EPR ケーブル」という。）及びシリコンゴム絶縁ケーブル（以下「SiR ケーブル」という。）に対し、熱・放射線同時劣化処理により経年劣化を模擬した劣化ケーブルを作製した上で、これらを重大事故環境模擬試験装置（蒸気暴露試験装置。図 1、2 参照。）内に設置して前述の試験条件に暴露し、試験中の各ケーブルの絶縁抵抗を測定した。試験後、供試ケーブルの劣化状況を状態監視手法、熱分析等の機器分析手法により評価した。これらの結果を基に、平成 28 年度に実施する重大事故環境模擬試験方法及び試験条件の検討を実施した。



図 1 蒸気暴露試験装置

Fig.1 Steam exposure test chamber



図 2 ケーブル取り付け状態

Fig.2 Cables set in test chamber

(2) 電気・計装設備の長期健全性評価手法の策定

熱・放射線同時照射により劣化を付与した SiR ケーブルを対象として、状態監視手法である広帯域インピーダンス分光法、線路共鳴解析法及びパルス静電応力法により劣化位置評定に関するデータを取得するとともに、機器分析手法により供試体の劣化評価を行った。その結果、広帯域インピーダンス分光法では、SiR ケーブルの劣化位置評定は可能であるが、線路共鳴解析法では評定できないことが分かった。

また、ケーブルの長期健全性評価試験において経年劣化を模擬するために実施する劣化処理が難燃性に与える影響を調査するため、FR-EPR ケーブル及び SiR ケーブルを対象として、熱・放射線同時劣化処理（温度 100℃、⁶⁰Co ガンマ線の線量率 100 Gy/h、劣化時間は FR-EPR ケーブルは 2,885 h、SiR ケーブルは 3,561 h）により経年劣化を模擬した劣化ケーブルを作製した上で、IEEE Std 383-1974¹及び IEEE Std 1202-2006²に準じた燃焼試験並びに ISO 4589-2³に準じた酸素指数測定を実施した。劣化処理をしていないケーブル（未劣化ケーブル）との比較を行った結果、IEEE 規格に準じた燃焼試験では、劣化ケーブルは未劣化ケーブルとほぼ同等の耐燃焼性を示し、両規格の合格基準を満足した。また、ISO 規格に準じた酸素指数測定では、劣化ケーブルの方が未劣化ケーブルよりも高い酸素指数を示した。これらの結果から、FR-EPR ケーブル及び SiR ケーブルの難燃性は、前述の劣化処理条件によっては低下しないことが分かった。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・皆川武史・池田雅昭、原子力発電所用安全系低圧ケーブル絶縁体の劣化状態分析、電気学会論文誌 A、2016 年 9

¹ Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations

² IEEE Standard for Flame-Propagation Testing of Wire & Cable

³ International Organization for Standardization (ISO) Plastics - Determination of burning behavior by oxygen index - Part 2: Ambient temperature test

月号掲載予定（査読あり）

(4) 学会発表

- ・ 皆川武史・池田雅昭、原子力発電所の安全系低圧ケーブル絶縁体の劣化状態分析、電気学会第 46 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、2015 年 9 月（査読なし）
- ・ 皆川武史・池田雅昭、原子力発電所用安全系低圧ケーブルの難燃性に対する経年劣化の影響、電気学会第 47 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、2016 年 8 月（発表予定）

(5) 表彰・受賞

- ・ 皆川武史、原子力発電所用安全系低圧ケーブル絶縁体の劣化状態分析、電気学会第 46 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、シンポジウム MVP セッション優秀発表賞、2015 年 9 月

文 献

・なし

自己評価

- ・ (1)(2)の両テーマとも当初計画に従い、必要な試験・調査を着実に実施できた。特に、(1)の重大事故環境模擬試験については、高温高圧蒸気に耐えうる試験チェンバーの選定、絶縁抵抗の測定方法等数々の課題を解決することで、温度 200℃、圧力 0.49MPa の蒸気中での絶縁抵抗の推移等多数の貴重な知見を収集することができた。
- ・ 平成 26 年度までに得られた供試体の機器分析による劣化評価の成果を電気学会第 46 回電気電子絶縁材料システムシンポジウムにて発表した。発表により、熱・放射線同時劣化によるケーブル絶縁体の破断時伸び率低下と固体構造の変化との関係に対する考え方が学会レベルで認められ、本事業成果の適切性が証明された。その結果、同シンポジウム MVP セッション優秀発表賞を受賞できた。今後とも、学会等での議論に耐えるよう、質の高い研究を行っていく。

プロジェクト名: (A13) 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備

担当: 安全技術管理官 (システム安全担当) 付

1. 平成 27 年度成果概要

廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議が策定した「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(平成 27 年 6 月 12 日)では、平成 33 年以内に初号機の燃料デブリの取出しを開始するとされている。その作業においては、作業員の被ばく低減を考慮し、格納容器上部までを冠水させて燃料デブリを取り出す案(冠水法)が候補の一つとして計画されている。冠水法では、燃料デブリが臨界となる可能性のある水中での取出し作業となるので、取出し後の収納・輸送・保管までを含めて、性状(組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性等)の不確かさを考慮した燃料デブリの慎重な臨界管理が重要である。このため、本プロジェクトでは、燃料デブリを取り出す場合に、様々な局面で事業者が行う臨界管理に関して、規制機関として安全性を確認するために活用できる技術的知見を整備することを目的として、性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界リスク(臨界に至る可能性)を評価する手法及び基準並びに万が一臨界を超過した場合の放射性物質の環境放出等の影響を評価する手法(以下「環境影響評価手法」という。)を整備する。

本年度は、臨界リスク評価基準及び環境影響評価手法の整備として、平成 26 年度成果を踏まえ、臨界リスク評価基準に係るデータを拡充するとともに、環境影響評価手法の整備を進めた。また、臨界リスク評価基準の妥当性確認に資する臨界実験を、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。)が保有する定常臨界実験装置(以下「STACY」という。)を改造して使用することから、これに伴い設置する装置及び燃料デブリを模擬した試料(デブリ模擬体)を調製・分析する設備の設計・製作等を進めた。

(1) 臨界リスク評価基準の整備^{1),2)}

福島第一原子力発電所 1~3 号機の燃料デブリについては、炉心が損傷・溶融した際に、核燃料とコンクリート等の構造材及び鉄を主成分とする炉内構造物が溶融し再度固化した状態となっていると考えられる。そのため、燃料デブリの性状(組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性等)を変化させたときの臨界特性について解析を実施し、燃料デブリが臨界となる条件(燃料デブリと構造材等との混合割合、最小臨界寸法等)を臨界リスク評価基準(図 1)に係るデータとして取得する。

前年度には、コンクリートを含む燃料デブリに着目し臨界特性の解析・評価を行うとともに、臨界リスク評価基準に係るデータを作成した。これを踏まえ、本年度は炉内構造物の主な構造材である鉄を取り込んだと考えられる燃料デブリについて前年度と同様に臨界特性の解析・評価を行った。また、本年度の結果を前年度に取得したデータに追加することで、臨界リスク評価基準に係るデータを拡充した。

(2) 環境影響評価手法の整備

福島第一原子力発電所 1~3 号機における燃料デブリの取出し作業においては、取出し作業に伴う燃料デブリの破碎、混合、拡散等によって臨界特性が変化することが想定されるため、環境影響評価手法の整備を進めている。

本年度は、前年度に実施した概念設計に基づき、環境影響評価手法の評価に重要な、臨界事故に伴う総核分裂数を評価する計算コードの整備を実施した。現時点では、燃料デブリの取出し方法が定まっていないため、本年度は既存の臨界事故評価コードを用いて、過去の臨界事故事例及び臨界実験の試解析を実施し、総核分裂の評価を実施した。

(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認

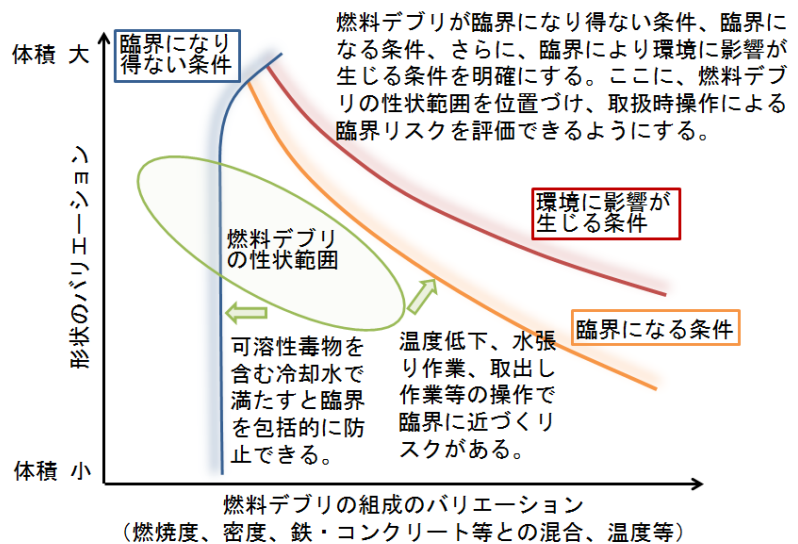


図 1 臨界リスク評価基準の概要
Fig. 1 Overview of criticality risk evaluation

燃料デブリが取り得る性状の範囲を考慮して検討した臨界実験の炉心構成に基づき、改造後の STACY の設計の詳細化及び製作等必要な工事を進めた。なお、一部の工事については、設置変更許可等の審査が予定よりも遅れたことから、当該許可が取得される予定とされている平成 28 年度以降に着手することとした。また、改造後の STACY で用いる棒状燃料については、前年度の調達に係る検討結果を踏まえ海外から調達することとし、本年度は棒状燃料の詳細設計、製作及び燃料輸送方法を検討した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2)NRA 技術報告

・なし

(3)論文投稿

・なし

(4)学会発表

・なし

文 献

- 1) A. Sakon, K. Izawa, H. Sono, K. Tonoike, and Y. Miyoshi, “Representability Evaluation of Fuel Debris Nuclear Characteristics by Heterogenous Core of STACY”, International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2015)、2015 年 9 月
- 2) 植木 太郎、確率的乱雑化による UO_2 ・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ、日本原子力学会 2016 年春の年会、2016 年 3 月

自己評価

- ・臨界リスク評価基準の整備及び環境影響評価手法の整備については、おおむね当初計画どおりに進捗した。臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認については、STACY の改造に伴う設置変更許可等の審査の影響により当初予定よりも進捗が遅れている。
- ・前年度及び本年度の成果について、委託先の JAEA より、臨界安全に関する国際会議 (ICNC2015) において 6 件、日本原子力学会 2016 年春の年会において 1 件の論文等を公表しており、2 年間の発表件数としては平均以上の成果が得られたと考えている。

プロジェクト名：(A14) 火災防護対策の高度化に係わる調査・試験

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 火災試験データベースの整備

適合性審査等に活用できる火災影響評価用データハンドブック作成及び火災防護対策の有効性の定量的評価手法整備のため、原子力施設における対象可燃物の発熱速度、輻射熱、想定シナリオに基づく周囲影響温度等のデータを取得し整備している。本年度の火災試験で得られた知見は以下のとおりである。

①ケーブル火災：原子力発電所で用いられるケーブルの難燃性を評価する方法の一つである IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers) Std 383-1974 による垂直トレイ燃焼試験に着目し、同試験に準拠した試験条件（ケーブル量及び火源強度）が規定の条件と異なる場合にケーブルの難燃性の判断指標である延焼距離に影響を与えるかどうかについて実証試験を行った。その結果、3 種類の代表的な難燃性ケーブル（難燃性耐火ケーブル[外径 9.1mm]、NH-CE [外径 12.8mm]及び F-CVV [外径 10.1mm]）では、ケーブル量及び火源強度をそれぞれ IEEE Std 383-1974 で定められた規程標準の 2 倍まで変化させても、延焼距離には大きな影響を与えないことを確認した。

②有機溶媒火災：再処理施設での重大事故の一つとして取り上げられているセル内有機溶媒火災の影響を評価する予備試験を実施した。この試験では、火災に伴う施設外への放射性物質放出量及び放出速度を定量的に求めるためのデータを取得するとともに、HEPA フィルタによる閉じ込め性の評価を行う上で重要な浮遊粒子化率及び有機溶媒ミストの放出挙動並びに HEPA フィルタの差圧上昇に対する燃焼物組成の影響に関する知見を取得した。

(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

火災影響評価の解析手法に係る技術的知見を蓄積するため、OECD/NEA PRISME2（マルチルーム火災）プロジェクトの試験データを用いて火災解析コード(FDS)の検証と妥当性確認を行っている。本年度は電気盤を火災源とした試験により同コードの検証と妥当性確認を行った。具体的には、換気空調系と開口部でつながった 4 つの部屋の一つで発生した電気盤火災の影響として、隣接する各部屋の圧力挙動、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の三次元的な挙動に係るデータとの比較により、コードの解析機能を確認した。

(3) 高エネルギーアーク損傷に係る基礎的データ等の整備

高エネルギーアーク損傷（以下「HEAF」という。）事象とは、電気設備の故障に起因して発生するアーク放電に伴う爆発的なエネルギー放出により、アーク放電発生箇所の圧力・温度が急激に上昇し、深刻な機器損傷を引き起こす事象である。また、爆発的なエネルギー放出により機器の破壊・変形、給電機器のトリップ等が起こることに加え、アーク放電に起因する火災の発生により周辺のケーブル等に影響を及ぼす場合がある。本年度は HEAF に係る基本的な特性を把握する目的で、昨年度までに得られている HEAF 試験結果の分析を行い、アーク放電のエネルギーモデル及びそのモデルに基づいたアークパワーの評価式について検討した。その結果、アークパワーは単位時間当たりのアークエネルギーであり、アークジェットのエネルギ密度 (J/m^3)、流速 (m/s) 及び断面積 (m^2) を乗じた式で評価可能であり、アーク放電時間によりアークエネルギーの最大値が概ね推定できることを示した。今後、HEAF に係る要素試験等を実施することにより、より詳細なアーク放電のエネルギーモデルを構築し、影響等の評価手法整備に資する予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・第 32 回原子力規制委員会、平成 27 年 10 月 07 日

(2) NRA 技術報告

- ・ 梶島 一・土野 進、NTEC-2016-1002、原子力発電所における高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に関する分析、2016年3月

(3) 論文投稿

- ・ なし

(4) 学会発表

- ・ Hajime Kabashima、Experimental Studies of High Energy Arcing Fault (HEAF) by S/NRA/R of Japan、29th Annual Regulatory Information Conference (RIC2016)、米国、2016年3月 (査読なし)

文 献

- ・ なし

自己評価

- ・ 平成 27 年度安全研究計画にある目的及び安全研究概要への達成状況

平成 27 年度の安全研究で実施した内容は、安全研究計画において、火災防護に係る安全研究に掲げられている「火災影響を定量的に評価する手法の整備及びそのために必要となる科学的・技術的知見を拡充する。」及び「東北電力女川原子力発電所で発生したような HEAF による電気盤火災に係る科学的・技術的知見を整備する。」と整合するものであり、実施計画どおりに安全研究を遂行している。

火災試験データベースの整備に関しては、ケーブル火災試験及び有機溶媒火災試験を予定どおり着実に実施し、必要な知見を取得した。

火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備に関しては、火災解析コード(FDS)を用いて、OECD/NEA PRISME2 (マルチルーム火災) プロジェクト試験により同コードの検証と妥当性確認を予定どおりに実施し、必要な知見を取得した。

HEAFに係る基礎的データ等の整備に関しては、第32回原子力規制委員会にて研究成果を報告した。また、アーク放電のエネルギーモデル及びそのモデルに基づいたアークパワーの評価式について検討し、米国 NRC の RIC2016 にて研究発表するとともに NRA 技術報告として取りまとめ公表した。

- ・ 平成 27 年度成果のレベル

上述のように HEAF に係る安全研究では、平成 27 年度に検討したアーク放電のエネルギーモデルも含めて RIC2016 にて研究発表するとともに NRA 技術報告として取りまとめ公表したことは大きな成果である。このように成果の積極的な公表を図り、有識者の意見、見解等を研究内容に反映できるよう取り組んでおり、研究成果のレベル向上が図られていると判断する。また、HEAFに係る安全研究については国際的にみて日本がリードしており、今後 OECD/NEA HEAF プロジェクトにおいてもこれまでの安全研究の成果を基に中心的な役割を果たすことができると考える。

プロジェクト名：(A15)人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成のために必要な研究

- ① 安全文化醸成活動に関する事業者本店の活動や経営層のコミットメントの全職員への浸透状況等を保安検査で確認する際の評価の着眼点等の検討

保安検査において事業者本店や経営層の安全文化醸成活動の計画や全職員への浸透状況について確認する際の評価の着眼点（例：経営責任者が発信する組織目標、方針及び優先順位が頻繁に変わり、安全に悪影響を及ぼしているようなことはないか）を整理し、既存の「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」の改訂案に反映した。

- ② 事業者の安全文化の劣化兆候が確認された要素についてのマネジメントレベルでの確認を行う手法の検討

過去の保安検査等において抽出した安全文化劣化兆候と考えられる気付き事項と安全文化 14 要素との関連を整理し、それらの各要素と事業者の品質マネジメントシステムの各項目との関連性について、保安検査の重点項目抽出の検討に活用できるように表形式で整理した。

- ③ 国内外の巨大システムにおける事故・トラブル事象の原因と組織要因及び安全文化要素との関係の検討

過去に収集・整理した国内外の巨大システムにおける事故・トラブル事象の原因（主として人的要因）と関連する組織要因及び安全文化 14 要素との関連について整理し、①と同様に既存のガイドラインの改訂案に反映した（例：不適合が適切に報告されなかったことに起因するトラブルが発生した場合は、安全文化要素の「報告する文化」と関連付ける）。

- ④ 規制当局の安全文化醸成活動に関する検討

海外規制機関、特に米国原子力規制委員会における規制当局の内部安全文化醸成活動について調査し、規制当局が実施することが望ましい安全文化醸成活動の例を整理し、職員へのインタビュー内容等の原子力規制委員会の安全文化醸成活動への活用を検討した。

(2) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究

- ① 人的要因分析結果に対する傾向分析

平成 26 年度に発生した核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく報告対象事象のうち実用発電用原子炉で発生した事象（以下「法令報告事象」という。）、ニューシアに掲載されている軽微な事象及び海外事象を対象として調査を行った結果、46 件の人的過誤事象が抽出された。法令報告事象については、全報告件数 5 件中 4 件が人的過誤事象であり、いずれも福島第一原子力発電所で発生した事象であった。また、同事象の人的要因を分析した結果、非定常作業における計画時と作業時の環境の相違等が関係している事象が多いことが分かった。

- ② 東京電力福島第一原子力発電所事故後に発生したトラブル事象の分析に基づく知見の抽出

平成 23 年 4 月から平成 27 年 3 月までに発生し、ニューシアに保全品質情報として登録されている 44 件の軽微な事象の内容を精査し、同時期に発生した 24 件の法令報告事象の分析結果と比較した。その結果、軽微な事象も法令報告事象と同様に非定常作業における計画時と作業時の環境の相違等が関係している事象が多いという傾向があり、実際の作業環境を考慮して計画時に制定した作業ルール等の見直しを適宜実施することでトラブルを低減できる可能性があることが分かった。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

・なし

(2) NRA 技術報告

・なし

(3) 論文投稿

・なし

(4) 学会発表

・久保田龍治、Proposal on Operating Procedures related to Lessons Learned from the Fukushima accident、ハルデン炉 PJ・事故管理と運用 WS、ノルウェー、2015 年 5 月 19 日（査読なし）

文 献

・なし

自己評価

- 平成 27 年度の安全研究計画として実施することとしていた「ソフト面の安全規制に係るガイドの改訂案の作成のために必要な研究」及び「人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究」について、両者ともに研究内容及びスケジュールに関して計画どおり進捗した。
- 平成 27 年度成果レベルとしては、実施項目が全て平成 28 年度以降にガイドラインの改訂や活動方針の策定などの具体的成果を達成するための中間段階であるため、客観的な指標となるような成果は次年度以降に導出できるよう努力したい。

プロジェクト名：(B01) 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発

担当： 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付
安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展コード開発

詳細な炉心溶融進展を扱う核特性-熱水力-燃料挙動の統合解析コードの一部として、混合物の融点計算モデル、時間依存の共晶反応モデル、キャンドリングモデル、グリッドスペーサモデル及び燃料破損モデルを検討した。これらのモデルを解析コードに組み込み、沸騰水型炉の炉心溶融実験である SANDIA ACRR 実験、KIT CORA 実験等に基づき妥当性を確認した。

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

格納容器キャビティでのデブリ冷却性を扱うデブリベッド形成及びデブリベッド冷却の統合コードのモジュールを開発した。デブリベッド形成については高温溶融物のプール水中での着床後の拡がりに関するモデルを検討した。デブリベッド冷却モジュールについては、デブリの堆積部にポーラスメディア内二相流、相変化、摩擦圧損等の構成式を組み込み、これらの組み込まれたモデルの機能を確認するための解析を実施した。

溶融物の拡がりモジュールについては、水中における拡がり挙動及び冷却挙動のモデルの機能を確認した。デブリベッド冷却性モジュールについては、ドイツ IKE において実施された上部注水デブリベッド実験に基づく解析を実施し、圧損特性の予測を行い、測定結果との良い一致を得た。

(3) 個別 SA 現象解析コードの改良及び整備

OECD/NEA において実施された溶融燃料-冷却材相互作用実験 SERENA2 及び溶融炉心-コンクリート相互作用実験 MCCI の結果を調査し、各々 JASMINE コード及び COCO コードを用いた予測性能を向上するための改良、及びこれを用いた統計評価手法の開発を実施した。

SERENA2 実験の系統的感度解析を実施し、JASMINE による統計評価をすることによって予測における不確かさを定量化した。CCI 実験における珪酸系コンクリートの異方性侵食に関するモデルを検討し、COCO コード改良を実施し統計評価を行った。また、今後のコード改良の課題を抽出した。

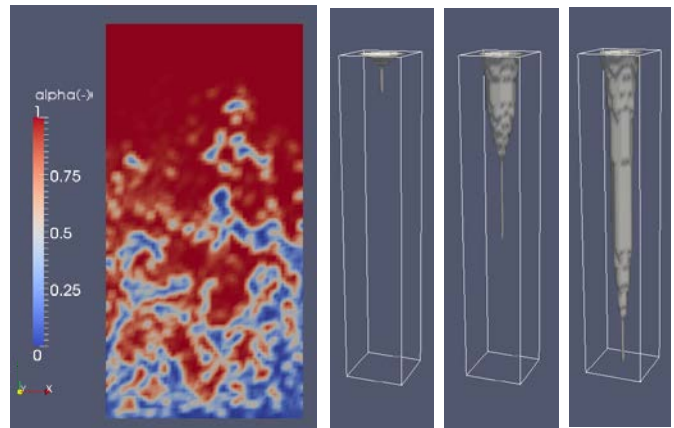


図 デブリベッド水侵入及びデブリジェット落下解析
Fig. Examples of water intrusion into debris bed (left)
and debris jet penetration (right)

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

・ なし

(2) NRA 技術報告

・ なし

(3) 論文投稿

・ なし

(4) 学会発表

- ・ 森田彰伸、堀田亮年、SERENA2に基づく溶融燃料 - 冷却材相互作用解析、2016年日本原子力学会春の年会（東北大学）(2016).（査読なし）
- ・ Tsuyoshi Okawa, Tetsuo Nakajima, 2016. Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation. 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2016), San Francisco, CA, USA (2016).（査読あり）

自己評価

・ 目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況：

- (1) 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展コード開発：
 - a. 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデル検討において、数値モデル化のために現象分析及び定式化を行い、計画どおり進捗した。
 - b. 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発については、炉心溶融進展に関するコード開発、検証及び妥当性確認を実施し、計画どおり進捗した。
 - (2) 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性コード開発：
 - a. 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル検討において、数値モデル化のために現象分析及び定式化を行い、計画どおり進捗した。
 - b. 原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性解析コード開発については、溶融物の床面上拡がり及びデブリベッド冷却に関するモジュールの開発、検証及び妥当性確認を実施し計画どおり進捗した。
 - (3) 個別 SA 現象解析コードの改良及び整備：
 - a. 個別 SA 現象解析コードの改良及び整備においては、溶融燃料-冷却材相互作用解析コードでは、実験結果の分析及び実機評価のための統計的評価手法を確立した。また、溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードでは、最新の実験的知見に関するモデル定式化及びコード改良を行い、これを用いた統計評価手法を確立し、計画どおり進捗した。
- ・ 平成 27 年度成果のレベル：
- (1) 溶融燃料-冷却材相互作用解析コードによる統計手法については、2016 年日本原子力学会春の年会において口頭発表した。
 - (2) 原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展解析コード開発については、ICAPP2016 に投稿済みであり、口頭発表の予定である。

プロジェクト名：(B02) 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 放射性物質除去効果に関する実験

東京電力福島第一原子力発電所事故時に発生したと考えられる減圧沸騰条件下での格納容器ベント時のプールスクラビング現象を対象として、放射性物質の除去効果実験を大規模装置において実施し、18kPa/10min の減圧率条件において、入口・出口エアロゾル係数比が減圧前後で同等で、放射性物質の除去効果は減圧の影響が小さい結果が得られた。今後、減圧条件を広げ、その影響範囲を分析する。また、スクラビング解析モデルの改良を目的として、小規模実験で気泡及びエアロゾル相互挙動の詳細を計測した。高速度カメラを気泡と同速度で上昇させる装置により、上昇気泡内エアロゾル挙動を撮影することが可能となった。

(2) 海水注入影響評価実験

重大事故対策の一つである海水注入について、炉心及びデブリベッドを対象に、塩析出による除熱性能への影響を評価する実験を行った。炉心はバンドル実験で得た析出分布データに基づき、実機析出挙動予測につなげるための評価モデルを構築した。デブリベッド実験による海水及びホウ酸混合溶液は水より熱伝達が高い結果が得られた。

(3) シビアアクシデント時格納容器熱流動実験

重大事故時等に生じる格納容器内の加熱及び冷却に関わる熱水力現象、水素挙動に関する詳細実験データベースの構築を目的として、大規模実験装置（CIGMA）を設計製作した。予備実験として、空気-ヘリウム体系の密度成層現象及び格納容器冷却現象に関する実験を実施し、既往知見と比べて妥当な計測結果であることを確認した。

(4) ソースターム実験

燃料から放出された放射性物質の化学形態に関する解析モデル作成を目的として、国際共同実験 VERDON5(ボロン共存時燃料からの FP 放出挙動に関する実験)への参加し、実験データを採取した。加えて、上記実験を補完し、温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験を行うための装置を設計した。

(5) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る実験

溶融物の水中落下時挙動及び溶融物の水中での拡がり挙動に関する実験並びにキャビティ内デブリベッド形成の初期・境界条件になる原子炉压力容器貫通現象に関する実験の準備を進めた。「酸化物-金属混合溶融物」及び「粒子状及び溶融デブリの混在割合」に関する知見の収集及び高温の酸化物-金属溶融物の混合溶融挙動を可視化する装置を設計した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

- なし

(2) NRA 技術報告

- なし

(3) 論文投稿

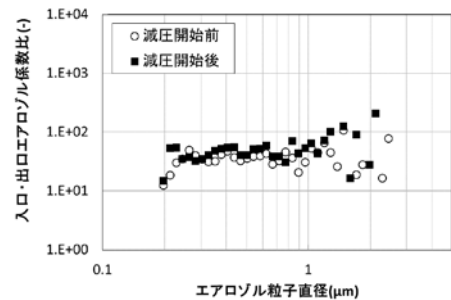


図 1 放射性物質除去効果
Fig.1 Aerosol removal efficiency

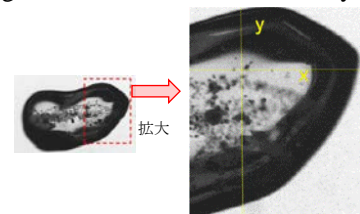


図 2 上昇気泡内エアロゾル
Fig.2 Aerosols in a bubble

- ・ Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Method for precipitation behavior prediction in rod bundle assemblies, NED (査読あり、投稿予定)

(4) 学会発表

- ・ 秋葉美幸、西村健、堀田亮年、深沢正憲、プールスクラビングによるエアロゾル除去効果試験－装置及び計測系の検証試験－、2015年原子力学会秋の大会、2015年9月（査読なし）
- ・ Miyuki Akiba, Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta, Masanori Fukasawa, Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing - Verification of Experimental Apparatus -, SAMRC, Korea, 2015年11月（査読あり）
- ・ 秋葉美幸、堀田亮年、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(4)、2016年日本原子力学会春の年会、2016年3月（査読なし）
- ・ 秋葉美幸、堀田亮年、森田彰伸、格納容器内先行注水による熔融炉心冷却挙動に関する研究(1)(2)、2016年日本原子力学会秋の大会、2016年9月（査読なし、発表予定）

自己評価

・目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況：

(1) 重大事故及び重大事故対策に係る技術的知見の整備

- a. スクラビング除去効果実験において、減圧沸騰条件下での実験実施により、プールスクラビング除去係数データを取得し、当初の計画どおり進捗した。
- b. スクラビング個別効果実験において、単一気泡上昇時のエアロゾル挙動について可視化手法を開発し、当初の計画どおり進捗した。
- c. 海水注入影響評価実験において、バンドル内での二相流データの取得により実機析出挙動予測に繋げるための評価モデルを構築するとともに、デブリベッド実験により除熱性能データを取得し、当初の計画どおり進捗した。ただし、本モデルは短尺の模擬バンドルデータを基に作成しているため、実機と同等の加熱長さとした場合についても適用可能かを検討する必要がある。
- d. シビアアクシデント時格納容器熱流動実験において、大規模実験装置（CIGMA）を設計・製作し、計測系を含めて性能を確認し、当初の計画どおり進捗した。
- e. ソースターム実験において、国際共同 VERDON5 実験(ボロン共存時燃料からの FP 放出挙動に関する実験)に参加するとともに、上記実験を補完する実験実施のための装置を設計し、当初の計画どおり進捗した。成果を今後公表していく予定。

(2) 燃料デブリ形成過程の挙動に係る技術的知見の整備

- a. キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性実験において、熔融物の水中落下時挙動及び水中での拡がり挙動に関する実験の計画と一部実験を実施し、当初の計画どおり進捗した。成果を今後公表していく予定。
- b. 原子炉圧力容器下部ヘッド貫通に関する実験において、知見を収集するとともに、高温の酸化物熔融物と金属熔融物との混合熔融挙動を可視化して観察できる装置製作を進め、当初の計画どおり進捗した。成果を今後公表していく予定。

・平成 27 年度成果のレベル：

- (1) スクラビング除去効果実験結果は、日本原子力学会と SAMRC でそれぞれ 1 件の口頭発表を行った。
- (2) 海水注入影響評価実験結果は、日本原子力学会で 1 件の口頭発表を行った。さらに、NED へ論文投稿の予定である。
- (3) キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性実験結果は、日本原子力学会に 2 件の口頭発表予定である。

プロジェクト名：(B03) 軽水炉の重大事故に係る知見の整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備

① 格納容器内熱流動現象に係る実験的知見の整備

溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) に関する OECD/NEA/CSNI の最新知見に関する報告書作成プロジェクト及び溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) に関する OECD/NEA/CSNI の技術意見書の取りまとめ等に参加し、最新知見を取得した。

② 格納容器内熱流動解析手法の整備

a. 水素燃焼解析

燃焼解析コード FLACS では従来扱えなかった水蒸気を含む燃焼反応を新たにモデル化した。

b. 多次元解析手法の高度化

格納容器の熱流動評価コード GOTHIC により、既往の NUPEC 水素混合試験を対象に、1 万を超える格子数で空間を分割し、壁面の液膜流/凝縮による熱伝達を考慮した解析手法を整備した。その結果、従来解析手法に比べ、ガス濃度分布の予測性が向上することを確認した(図 1)。

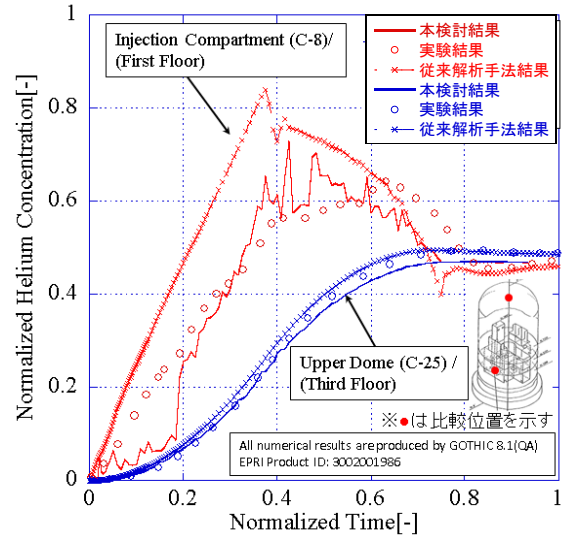


図 1 模擬格納容器内のヘリウム濃度
Fig. 1 Helium concentration in simulated containment

また、OECD/NEA/CSNI-HYMERES 計画に参加し、水蒸気-ヘリウム雰囲気でのヘリウム成層の混合挙動に関する解析ベンチマークにおいてブラインド条件での解析検討を実施した。

③ 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析

福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故進展を解析し、原子炉建屋及び環境への放射性物質の移行挙動を評価した。また、事故後に国内外の報告書等で指摘された格納容器内の局所的な温度上昇等を検討し、MELCOR コードを用いた解析により放射性物質の漏えい経路等を分析した。

また、OECD/NEA/CSNI-BSAF2 計画において上記解析結果を報告し、最新の格納容器内部等の調査結果を踏まえてプラント挙動、放射性物質の移行経路等に関して情報を交換した。

(2) 審査に必要な知見の整備

① 重大事故解析コード MELCOR による実機解析手法の整備

重大事故対策の有効性評価の定量的分析のため、最新知見が組み込まれた MELCOR バージョン 2.1 の入力データを整備した。また、個別プラントにおける重大事故対策を反映した入力データの整備及び不確かさの定量化を進め、MELCOR による解析データベースを構築した。

② 重大事故対策に係る知見の調査

炉心溶融事故の先行例の TMI 事故を調査分析した結果に基づき、BWR における重大事故時の原子炉容器内の溶融炉心の状況、炉内構造物の損傷状態、圧力容器バウンダリの健全性等を検討した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

・ なし

(2) NRA 技術報告

・ 星陽崇、西村健、森田彰伸、NTEC-2016-2001、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象

の分析(BWR)、2016年3月

(3) 論文投稿

- ・ なし

(4) 学会発表

- ・ 西村健、工藤義朗、堀田亮年、高濃度ヘリウムの安定成層の崩壊挙動に関する数値解析、日本原子力学会 2015 年秋の大会、静岡大学
- ・ 西村健、堀田亮年、分布定数モデルに基づく GOTHIC による NUPEC M-7-1 試験解析、日本原子力学会 2016 年春の年会、東北大学

自己評価

・目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況：

(1) 重大事故対策及び重大事故発生時に想定される事象進展の把握に係る技術的知見の整備：

a. 格納容器内熱流動現象に係る実験的知見の整備において、FCI 及び MCCI に関する OECD/NEA の技術文書作成プロジェクトに参画した。海外専門家と最新知見に関する情報を交換し、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

b. 格納容器内熱流動解析手法の整備において、水素燃焼解についてはおおむね実験を再現できる解析結果が得られ、多次元解析手法の高度化では従来解析手法に比べ、ガス濃度分布の予測性が向上しており、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

c. 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析において、最新の知見に基づき、放射性物質の移行挙動を解析し、放射性物質の漏えい経路等を分析した。解析結果等を OECD/NEA/CSNI の会議において報告し、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

(2) 審査に必要な知見の整備：

a. 重大事故解析コード MELCOR による実機解析手法の整備において、旧バージョンで整備した入力データを最新バージョンに変換し、最新知見を反映させた MELCOR コードを利用できる環境を整備した。また、既往の解析結果と比較し、合理的な解析結果が得られることを確認し、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

b. 重大事故対策に係る知見の調査において、BWR における重大事故時の原子炉容器内の溶融炉心の状況、炉内構造物の損傷状態、圧力容器バウンダリの健全性等に関する情報を収集すると共に整理し、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

・平成 27 年度成果のレベル：

(1) 格納容器内熱流動解析手法の整備による多次元解析結果は、日本原子力学会で 2 件の口頭発表を行った。

(2) 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析については、検討結果を OECD/NEA/CSNI BSAF2 の会議において報告した。本会議には、IRID、NDF 等の廃炉関係者も出席しており情報を共有している。

(B04) シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当） 付
安全技術管理官（システム安全担当） 付

1. 平成27年度成果概要

(1) 事象進展解析

代表的な加圧水型原子炉施設（以下「代表 PWR プラント」という。）及び代表的な沸騰水型原子炉施設（以下「代表 BWR プラント」という。）を対象として、炉心損傷までの解析では熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3（以下「RELAP5」という。）を用いて、また、炉心損傷後の解析ではシビアアクシデント総合解析コード MELCOR1.8.5（以下「MELCOR」という。）を用いて事象進展解析をした。RELAP5による解析では、炉心損傷を防止する設備である代替再循環の作動の有無による事故進展の違いに着目した。一方、MELCORによる解析では、代替再循環の作動に失敗したことで炉心損傷に至った後の重大事故等対処設備の作動の有無による事故進展の違いに着目した。

①代表 PWR プラントの事象進展解析

代表3ループPWRプラントを対象に、中破断LOCA等の事故シナリオ5つについて、原子炉圧力、原子炉水位等のパラメータ変化を確認するために事象進展解析を実施した。（図1）

②代表 BWR プラントの事象進展解析

代表BWR5プラントを対象に、外部電源喪失事象等の事故シナリオ5つについて、原子炉圧力、原子炉水位等のパラメータ変化を確認するために事象進展解析を実施した。

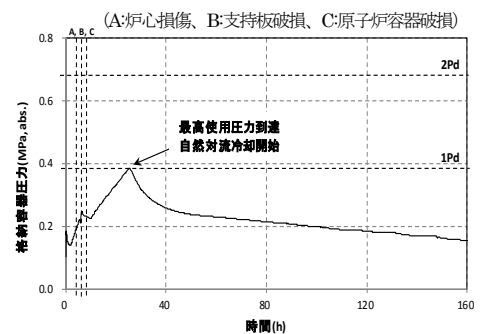


図1 格納容器圧力 (MELCORによる事象進展解析)
Fig. 1 Containment Pressure

(2) 感度解析

(1)事象進展解析で対象とした事故シナリオについて、重大事故等対処設備の動作の有無、重大事故等対象設備の動作開始時間の違い等の20の感度解析項目を設定し、感度解析を実施した。これらの結果から、重大事故等対処設備の有効性等を確認できた。（図2）

(3) 事象進展に係るデータベースの作成

(1)事象進展解析及び(2)感度解析の結果について、原子炉圧力、原子炉水位等のパラメータ変化を事故シナリオごとに整理した資料を作成した。

(4) 事象進展に係る知見の整理

(1)事象進展解析及び(2)感度解析の結果について、原子炉圧力、原子炉水位等のパラメータ変化並びに重大事故等対処設備の操作開始までの余裕時間等を整理した。

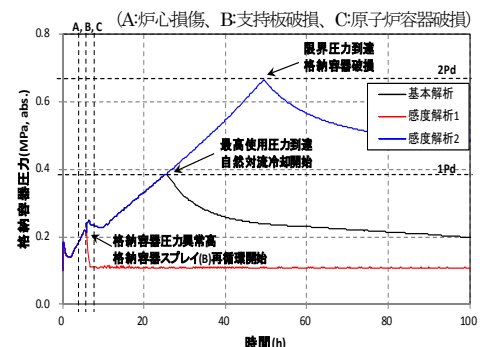


図2 格納容器圧力 (MELCORによる感度解析)
Fig. 2 Containment Pressure

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

・ なし

(2) NRA 技術報告

・ なし

(3) 論文投稿

・ なし

(4) 学会発表

・ なし

自己評価

達成状況

- ・事象進展解析においては、PWR プラントを対象にした 24 個の事故シナリオ及び BWR プラントを対象にした 13 個の事故シナリオについて、事故進展解析を実施し、解析条件の設定方法及び各事故シナリオにおけるプラント状態の推移に係る知見を整備した。
- ・感度解析については、PWR プラントを対象にした 24 個の事故シナリオ及び BWR プラントを対象にした 13 個の事故シナリオについて、重大事故等対処設備の作動の有無や重大事故等対処設備の操作開始までの時間等を変更した感度解析を実施し、重大事故等対処設備の有効性や操作開始までの余裕時間等の知見を整備した。
- ・本安全研究は、計画どおり進捗し、平成 27 年度に終了した。

主要な成果のレベル

- ・本安全研究で得られた成果を今後公表していく予定である。今後、安全性向上評価における事業者の PRA の評価手法の妥当性確認で活用する予定である。

プロジェクト名：(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. 平成 27 年度成果概要

(1) 制御室居住性に係る解析評価対応

①原子力規制委員会の新規制基準等策定支援

「原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価ガイド」を策定するために、原子力発電所内に保管されている有毒化学物質の漏えいにより有毒ガスが発生した場合の原子炉制御室の居住性に係る影響を試算した(図 1 参照)。

試算の結果、堰の大きさ、原子炉制御室までの距離、配置、放出源と原子炉制御室の高低差、気象等の条件によっては、原子炉制御室内の有毒ガス濃度が短時間で、米国国立労働安全衛生研究所 (National Institute for Occupational Safety and Health (NIOSH)) が定めた急性の毒性限界濃度である IDLH 値 (Immediately Dangerous to Life or Health value) を超える可能性があり、特に影響が大きくなると考えられる場合は、次のとおりであることが分かった。

- 堰が無い場合、又は堰の面積が大きい場合
- 有毒化学物質の揮発性が高い場合
- 地震等によって複数のタンクからの同時漏えいの影響が想定される場合
- 原子炉制御室との高低差が小さい場合

また、有毒化学物質の毒性限度の設定根拠及び人に対する急性ばく露影響データを調査し居住性確保の判断基準に用いる毒性限度の考え方を整理するとともに、敷地外で輸送されている有毒化学物質の種類、輸送手段、輸送量、輸送ルート、事故事例等を調査し敷地外の有毒化学物質の取扱い方法を検討した。

②評価コードの整備

2年計画のうちの1年目として、貯蔵容器からの漏えい、液溜まりからの蒸発等を含む有毒ガスの放出量に関する評価手法及び大気中における有毒ガスの移流拡散に関する評価手法を整理するとともに、評価手法の違いによる計算結果への影響を分析した。

(2) 重大事故時の被ばく評価手法高度化研究

重大事故時における敷地境界付近の被ばく線量を評価するために、大気中への放出量、大気拡散及び地表面沈着量、被ばく経路（放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）、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）及び放射性物質の吸入による内部被ばく）ごとの線量を計算する被ばく評価コードを新たに整備した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

- 第 42 回原子力規制委員会、平成 27 年 11 月 25 日
- 第 1 回原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価に関する検討会、平成 28 年 1 月 6 日
- 第 2 回原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価に関する検討会、平成 28 年 2 月 23 日

(2) NRA 技術報告

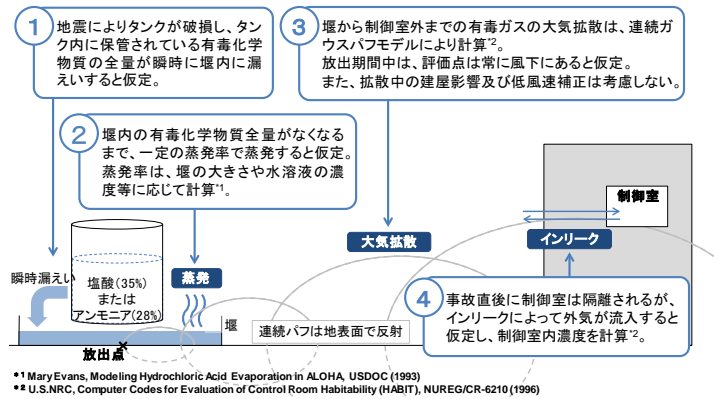


図 1 計算モデル
Fig.1 Calculation Model

- ・ なし

(3) 論文投稿

- ・ なし

(4) 学会発表

- ・ なし

自己評価

- ・平成 27 年度安全研究計画について、原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価コードの整備は計画どおりに進捗するとともに、重大事故時の被ばく評価コードの整備は完了した。
- ・平成 27 年度で得られた原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価に関する成果について、第 42 回原子力規制委員会（平成 27 年 11 月）に報告するとともに、原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価に関する検討会（第 1 回；平成 28 年 1 月、第 2 回；平成 28 年 2 月）において外部有識者と議論し原子炉制御室の居住性に係る有毒ガス影響評価の手順案に反映した。今後、原子炉制御室の有毒ガス防護に関する既設炉の新規制基準への適合性審査に活用する予定である。

プロジェクト名：(B06) PRA の活用に係る検討と基盤整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備

① 内部火災レベル 1PRA モデル整備

代表的 ABWR プラントを対象に、火災による炉心損傷頻度(CDF)を算出するための PRA モデルを整備し、10 区画を対象に火災による条件付き炉心損傷確率（CCDP）を試算した。ケーブルの多い区画では、火災によるケーブル損傷によって複数の緩和設備が機能喪失する可能性が高いため、当該区画の火災による炉心損傷確率が高い結果が得られた。また、代表的 4 ループ PWR プラントの 66 区画を対象に、火災進展解析結果を踏まえて CCDP を試算した。試算結果から、回路解析及び人間信頼性解析の詳細解析が必要となる区画を特定した。

② 内部溢水レベル 1PRA モデル整備

代表的 ABWR プラントを対象に、内部溢水により影響を受ける区画を調査し、リスク上重要な溢水区画を同定した。内部溢水によって機能喪失する緩和系を同定して、炉心損傷に至る溢水シナリオを特定し、溢水シナリオの事象進展を表すイベントツリーを作成した。溢水シナリオの発生頻度は、国内で発生した溢水事象を尤度としたベイズ更新により求め、イベントツリーの評価で用いる緩和設備の非信頼度は、フォールトツリーを用いて評価し、溢水による CDF を試算した。試算結果から CDF に大きな影響を与える事象は溢水の隔離操作の成否であることを確認した。

③ 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備

代表的 3 ループ PWR プラントを対象に、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備に係る設計情報並びに操作方法等を整理し、これらの設備のフォールトツリーを作成した。また、作成したフォールトツリーを用いて、これらの設備の非信頼度を試算した。試算結果から、運転員の診断過誤又は操作過誤が、各設備の非信頼度に大きく寄与することを確認した。

(2) クリアリングハウスでの PRA の活用

国内外の原子力施設の運転経験情報を収集・分析しているクリアリングハウスにおける PRA の活用を促進するための研究の一環として、BWR5 プラントの PRA モデルを対象に、補機冷却系の機能喪失を起因事象としたイベントツリー・フォールトツリーモデルを構築した。これにより、PRA が適用可能な事故・故障事例の対象範囲を拡張した。

(3) 検査制度における PRA の活用

発電用原子炉施設の保安検査による指摘事項等について、リスクの観点からその影響度合いを評価する簡易ツールを構築した。保安検査に適用し、指摘事項等に係るリスクを検査担当者が評価できる環境が整った。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

・ なし

(2) NRA 技術報告

・ なし

(3) 論文投稿

・ なし

(4) 学会発表

- ・ 郡山民男,“内部溢水レベル 1PRA モデル整備”,日本原子力学会 2015 年秋の大会, 2015 年 9 月 10 日,(査読なし)
- ・ Haruo Fujimoto,“Role of PRA in the New Regulatory Requirements and Current Status of Application Review”, 12th Japan-Korea Joint Workshop on PSA(JKPSA), September 17-18, 2015,(査読なし)

自己評価

(1) 安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要な PRA 手法及び PRA モデルの整備

① 内部火災レベル 1PRA モデル整備

計画していた作業のうち、人間信頼性解析手法の整備については計画どおり実施したが、回路解析手法の整備については担当者の長期傷病休暇に伴い作業計画を変更し今後実施することとした。また、代表 ABWR プラントを対象にした内部火災レベル 1PRA モデルの整備を計画どおりに実施した。

② 内部溢水レベル 1PRA モデル整備

内部溢水レベル 1PRA モデルの整備については計画どおり実施し、リスク上重要な溢水区画を特定した。また、内部溢水事象を評価する手法の整備も計画どおり実施した。

③ 重大事故等対処設備を組み込んだ PRA モデルの整備

代表 PWR プラントの重大事故等対処設備の PRA モデルについては、設備の信頼性モデルの整備は計画どおり実施したが、定量化作業は遅れており、計画を変更し次年度に実施することとした。一方、代表 BWR プラントについては適合性審査が終了していないために計画を変更し、本年度の作業は実施しないこととした。

(2) クリアリングハウスでの PRA の活用

BWR5 プラントを対象に、補機冷却系の機能喪失を起因事象とした評価モデルの作成を計画どおり実施した。

(3) 検査制度における PRA の活用

発電用原子炉施設における保安検査の指摘事項等の安全性への影響の評価の試行については、リスクを簡易的に評価するツールを作成することができ、当初の計画どおり実施した。

平成 27 年度の主要成果のレベルについて

本プロジェクトで得られた成果は、国際会議で公表を図り、有識者の見解等を研究内容に反映する。今後、安全性向上評価における事業者の評価手法の妥当性確認、検査活動、クリアリングハウスで活用する予定である。

プロジェクト名：(B07) 防護対策の実効性向上のための整備

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) EAL 評価ガイド案の整備

①EAL 評価手法の整備

海外において実施された、緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）と発生頻度との相関の検討事例を調査し、それぞれの EAL が対象とするシステムの故障の発生頻度、システム故障が発生した時の炉心損傷に至る条件付き確率、緊急時区分のレベルが上がる場合の時間的推移等を確認するための手順と内容を整理した。

シビアアクシデント総合解析コード MELCOR の既存の解析結果に基づき、我が国の標準的な ABWR の事故シーケンスにおける EAL、炉心損傷及び格納容器破損の発生時期を整理した。

起因事象ごとの最初の全面緊急事態、炉心損傷開始及び格納容器破損時刻
(ABWR、格納容器破損に至るケース)

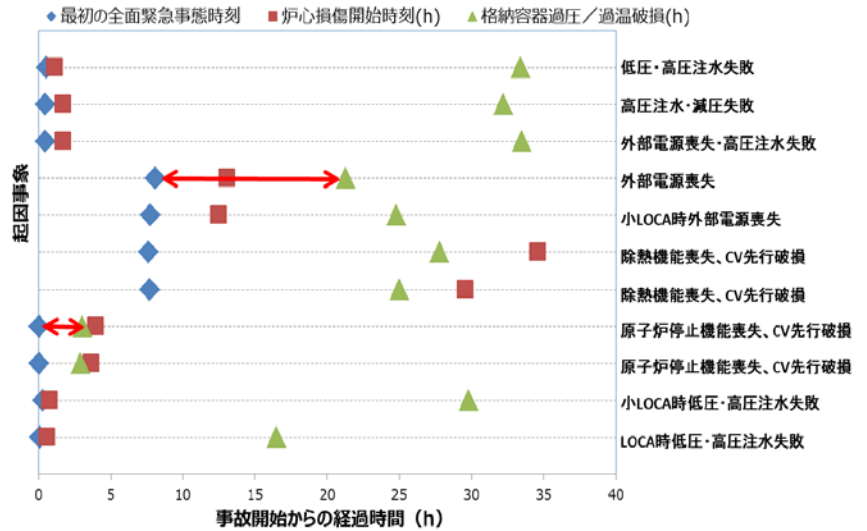


図 1 最初の全面緊急事態、炉心損傷開始及び格納容器破損時刻の例
Fig1 An example core damage and containment vessel damage times from initial General Emergency event

②EAL 評価ガイド案の作成

実用発電炉に関わる原子力事業者防災業務計画に記載された EAL 及び緊急時対策支援システムの伝送データ項目を整理し、緊急時に事業者から通報される EAL の分析・評価のために必要なデータの相互関係を整理した。

事業者が提出する EAL の妥当性（EAL 項目、評価方法等）を評価する評価ガイド案の作成を進めた。

(2) 防護対策評価手法の整備

海外において実施された、防護措置の被ばく低減効果に係る定量的評価事例を調査し、評価の条件設定に関わる内容（代表事故シーケンスの選定、EAL パラメータの選択、防護措置実施の手順、防護措置パターンの抽出と入力設定、環境影響評価のための人口等の基礎データ設定、効果判断指標選択、得られた新規知見及び我が国への適用検討等）を整理した。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発した確率論的環境影響評価コード OSCAAR（以下「OSCAAR コード」という。）について、最新情報に基づき気象、人口、施設等の解析データをサイト別に整備するとともに、防護措置の被ばく低減効果に係るデータの整備を行った。また、整備した各種データに基づき解析が行えるように OSCAAR コードの改良を進めた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

・ なし

(2) NRA 技術報告

・ なし

(3) 論文投稿

・ なし

(4) 学会発表

・ なし

自己評価

(1) EAL 評価ガイド案の整備

①EAL 評価手法の整備

- ・海外において実施された EAL の発生頻度を考慮した検討事例を調査した。また、その結果を踏まえて、ABWR を対象として、炉心損傷及び格納容器破損に至る事故シーケンスの発生頻度並びに事象進展の時間推移と EAL 発効時期との関連を整理した。他のプラント型式について同様なデータ整理を継続中である。

②EAL 評価ガイド案の作成

- ・EAL に対する評価チェックリスト（案）を作成し、事業者防災業務計画で示される内容について確認する手順・項目を検討した。既存の事業者防災業務計画に記載されている EAL にて評価作業を実施しており、当初の計画に沿って実施中である。

(2) 防護対策評価手法の整備

- ・海外において実施された EAL 及び防護措置の有効性評価事例を調査検討し、レベル 3PRA の知見を活用した EAL 及び防護措置評価手法の検討を開始した。
- ・確率論的環境影響評価コード OSCAAR（以下「OSCAAR コード」という。）については、当初計画どおりに防護措置の被ばく低減効果に係るデータの整備を行った。また、整備した各種データに基づき解析が行えるように OSCAAR コードの改良を進めた。

プロジェクト名：(B08) 緊急時対応要員スキル向上方策研究

担当：安全技術管理官（シビアアクシデント担当） 付

1. 平成27年度成果概要

(1) 緊急時対応技術マニュアルの整備

米国の緊急時対応技術マニュアル RTM-96 Rev.4、Rev.5 を基に、オンサイトでの事故対応を主とした緊急時対応要員用の対応技術マニュアルを整備するために、技術データの収集・検討を進めるとともに、マニュアルの枠組みの検討を進めた。

① 技術データの収集・検討

以下のとおり、プラント挙動に関わるデータの整備を進めた。

- 既存のシビアアクシデント総合解析コード MELCOR の解析結果（主要状態量、主要事象発生時刻、解析条件等）を基に、放射性物質環境放出量、同データの簡易評価に基づく敷地境界での線量率を整理した。
- 事故時の格納容器内放射線レベルについて、PWR の解析結果を精査するとともに、BWR の試解析に基づいて炉心状態と格納容器内放射線レベルとの関係を検討した。試解析での格納容器内放射線レベルは RTM 等での参考データと比べ高くなっており、放射性物質の格納容器への移行経路、遮蔽効果、核種の影響等に着目して、更に評価・検討を進める予定である。
- BWR プラントを対象に、電源及び安全機能喪失時の注水機能の復旧を想定し、緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）、炉心損傷及び格納容器破損に至る時間的余裕の観点から、原子炉注水の影響をまとめた。また、新規基準に関わる公開の審査資料を基に PWR の運転手順に関わるデータの整備を進めた。図1に炉心損傷後影響緩和を目的としたアクシデントマネジメントの対応フローの一部を示す。

判断項目 NO → YES ↓				[エントリー条件] 炉心出口温度が350℃以上 かつ 格納容器内高レンジエアモニタ高値 (10 ⁵ mSv/h)
D	炉心損傷の進展判断	→		
	電源は確保されているか?	→	移動式大容量発電機による受電	
	C/V隔離弁は閉止されているか?	→	C/V隔離弁の閉止	
	アユラス空気浄化設備は起動中か?	→	アユラス空気浄化設備の起動	
	事故後サンプリング設備は機能しているか?	→	事故後サンプリング設備の起動	
	電気式水素燃焼装置の起動	→		
	海水ポンプが運転可能、かつ、原子炉補注冷却水ポンプが運転可能	→	B	
	以降は、海水ポンプ、原子炉補注冷却水ポンプが運転可			
	B			
	C/V再循環サブ水位 (広域) 一定値以上	→	常設電動注入ポンプによるC/Vスプレイ注入	
			成功か?	格納容器スプレイポンプ自己冷却運転によるC/Vスプレイ注入
				成功か?
				C/V消火水スプレイ注入

図1 PWR アクシデントマネジメントの対応の例

Fig1. An example of PWR plant's severe accident management procedure

② マニュアル案の作成

評価手順、プラント挙動、運転手順及び事故時の物理現象等のデータで全体を構成し、関連データ間のリンクによりデータ参照性の向上を図る。オンサイトでの事故時対応支援として、原子炉及び使用済燃料プールを対象とした下記の簡便な評価手順の整備を進めた。

- EAL の評価
- 炉心注水量（必要量）の評価
- サブクール度余裕の評価
- 炉心の露出後の温度評価
- 格納容器内放射線モニタ値による炉心損傷の評価
- 格納容器内水素量の評価
- 使用済燃料プール注水量の評価
- イベントツリーを用いた原子炉事故及び使用済燃料プール事故の分類

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会、検討チーム等

- なし

(2) NRA 技術報告

- ・ なし

(3) 論文投稿

- ・ なし

(4) 学会発表

- ・ なし

自己評価

① 技術データの収集・検討

既存の解析結果に基づくプラント挙動データの収集を部分的に完了した。データ妥当性の検討、未収集のデータ収集及びマニュアル体系に合わせた整理作業を継続する予定である。

② マニュアル案の作成

評価手順の概要を整理した。①の整理データとの対応付けを行いマニュアルドラフト版を整備するとともに、防災訓練等による検証、改良を行う予定である。

プロジェクト名：(C01) 福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物の取扱いに関する研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 固体廃棄物の安定的な管理等のための技術要件の検討

「限定再利用により追加被ばくを受ける作業員」の追加被ばく線量を抑えるため、「限定再利用による空間線量率への寄与が、現在のバックグラウンド空間線量率を超えないこと」を条件として限定再利用による追加被ばく線量の上限値を設定した。当該追加被ばく線量を基にコンクリートがらを道路の路盤材/舗装材として再利用する場合を想定し、Cs-134 及び Cs-137 の基準濃度（上限値）を試算した。

放射能特性評価のための測定装置について検出限界等を整理するとともに、廃棄体に関する今後の技術的検討のために、諸外国の原子力施設の事故に由来する廃棄物の分類に関する事例及び廃棄体製作技術を整理した。

(2) 燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討

本項目は平成 28 年度より実施する。

(3) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討

汚染水処理に伴い発生する水処理二次廃棄物である吸着塔や高性能容器について、腐食及び放射線劣化に係る長期安定性に関する知見を得るため、平成 26 年度の成果を踏まえ、ステンレス鋼のすきま腐食を誘発する塩分濃縮事象の主要因と考えられる放射線分解による水分逸散に係る評価手法を検討した。さらに、水/放射線環境下におけるポリエチレンの放射線劣化試験を行い、温度及び放射線等に起因する高性能容器の劣化に関する知見を整理した。また、今後の処分の規制基準の考え方を検討するにあたり、前提条件となる福島第一原子力発電所内の瓦礫等の保管容量及び保管状態の現状に関する情報を収集・整理した。

(4) 汚染水管理に関する技術要件の検討

福島第一原子力発電所敷地内や敷地周辺の地形、地質及び地下水位等の地下水流動に係る情報・知見を収集し、敷地内の地層構造や地下水流動状況を概察した。その結果を踏まえて、移流分散や水収支計算等による感度分析を実施し、溜まり水が地下水に漏れ出した場合の影響や、降雨・遮水壁等が建屋周辺の地下水位に与える影響等を考察し、汚染水管理に関する着眼点、留意事項を抽出した。

(5) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討

燃料デブリの処理・処分に係る予察的調査として、スリーマイル島原子力発電所 2 号炉の知見に基づく廃棄体条件（発生量、インベントリ、化学形態等）の設定の下で、容器内の予察的臨界解析等を行った（図 1）。結果として、破損燃料の燃焼度、処分環境での容器内への地下水の浸入を想定し、容器内において臨界が発生しないための容器最大径を見積もることができた。また、燃料デブリの処分ですみ込まれる例えば 100 万年程度の期間に発生し得る地質学的事象について前年度までの検討を踏まえ^{1)~9)}、隆起、断層活動及び熱水・深部流体上昇に関して、既存の評価手法の組合せ等によるその期間に対する適用性の確認を行った。さらに、それらの事象による地下水流動系変化の長期評価手法の構築を行った。

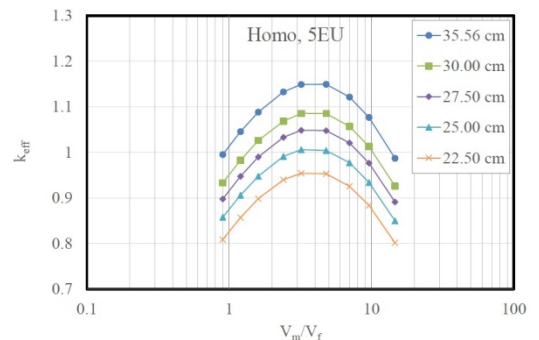


図 1 UO₂-5% ケースにおける水/デブリの体積比と中性子実効増倍率の関係（1 以上で臨界状態が維持される）

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

- なし
(3)論文投稿
なし
(4)学会発表
なし
(5)表彰・受賞
なし

文 献

- 1) 風早康平、高橋正明、切田司、内藤一樹、渡部芳夫、日本列島におけるスラブ起源水の上昇地域の分布図、地質総合調査センター研究資料集、616、2015年4月
- 2) 安原英明、緒方奨、木下尚樹、岸田潔、圧力溶解現象を考慮した数値解析モデルによる岩盤の長期透水特性評価、土木学会論文集C、71、4、292-300、2015年10月
- 3) Hideaki Yasuhara, Naoki Kinoshita, Hiroaki Ohfuji, Manabu Takahashi, Kazumasa Ito, Kiyoshi Kishida, Long-term Observation of Permeability in Sedimentary Rocks under High Temperature and Stress Conditions and Its Interpretation Mediated by Microstructural Investigations, Water Resources Research, 51, 7, 5425-5449, 2015年7月
- 4) Kohei Ino, Uta Konno, Mariko Kouduka, Akinari Hirota, Yoko Togo, Akari Fukuda, Daisuke Komatsu, Urumu Tsunogai, Akihumi S. Tanabe, Satoshi Yamamoto, Teruki Iwatsuki, Takashi Mizuno, Kazumasa Ito, Yohey Suzuki, Deep Microbial Life in High-Quality Granitic Groundwater from Geochemically and Geographically Distinct Underground Boreholes, Environmental Microbiology Reports, 8, 2, 285-294, 2016年1月
- 5) 竹野直人、地化学数値モデルの不確実性—ある熱力学データベースの改訂から—、2015年度資源地質学会年会、2015年6月
- 6) 伊藤一充、田村亨、青森県上北平野海成段丘堆積物のルミネッセンス年代測定と隆起速度の推定、日本地質学会第122年学術大会、2015年9月
- 7) 廣田明成、東郷洋子、伊藤一誠、森川徳敏、福田朱里、鈴木庸平、角皆潤、池谷康祐、小松大祐、岩月輝希、瑞浪深地層研究所深部地下水における深部起源ガスが溶存 TIC、CH₄等を与える影響評価、2015年度日本地球化学学会年会、2015年9月
- 8) Yuki Tosaki, Noritoshi Morikawa, Kohei Kazahaya, Hiroshi A. Takahashi, Tsutomu Sato, Michiko Ohwada, Masaya Yasuhara, Masaaki Takahashi, Akihiko Inamura, ³⁶Cl ages of deep saline groundwater in coastal sedimentary areas in Japan, AGU Fall Meeting 2015, America, 2015年12月
- 9) 高井静霞、派生断層の成長が及ぼす地層処分システムへの影響—天然バリアへの影響評価—、平成27年度安全研究センター報告会、2016年1月

自己評価

- ・平成27年12月に「特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会」が設置されたことで、計画変更した項目を除き、研究計画はスケジュールどおり進捗した。

プロジェクト名：(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. 平成 27 年度成果概要

(1) 輸送物中に水素が発生した際の評価及びその対策に係る調査

①使用済燃料からの水素発生に係る試験

平成 27 年度は γ 線照射試験により発生した水素が吸収線量に比例して増加する領域のデータを使用して水素発生
の G 値を測定するとともに、これまで本試験で取得したデータを基に解析の妥当性を確認した。

a 試験装置、試験内容及び試験結果

図 1 に試験装置の構成を示す。各イオン（塩素、よう素及び臭素）を含む水溶液に γ 線を照射して室温と 150°C
において圧力変化及び発生した水素濃度を測定するとともに水素発生に係る G 値を測定した。その結果を図 2 に
示す。図 2 から分かるとおり、室温では圧力変化から求めた見かけの G 値を用いることで保守的に評価できるこ
とが確認できた。

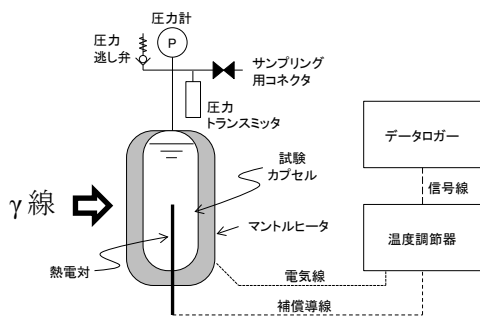


図 1 試験装置の構成

Fig.1 The schematic overview of experimental equipment

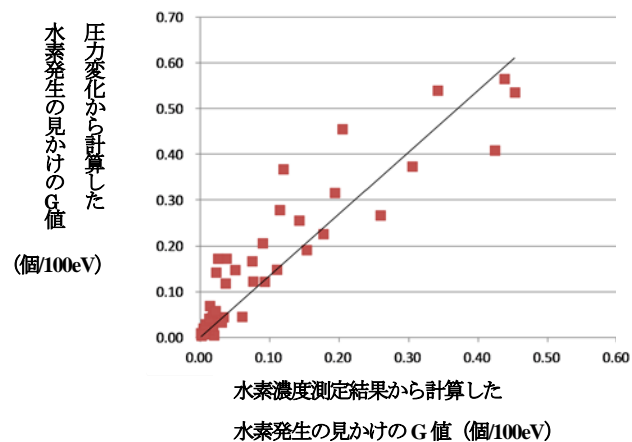


図 2 水素発生に係る見かけの G 値 (圧力変化 VS 水素濃度)

Fig.2 The apparent G value for the hydrogen generation (derived from pressure change vs hydrogen concentration)

b 評価解析

水の放射線分解モデルと気液分配式を組み合わせた水質解析コード (SIMFONY) を用いて解析した水素発生量
解析結果の例を図 3 に示す。平成 26 年度に行った実験データと同様、よう化物イオン濃度が上昇すると水素濃度
も上昇する傾向を示した。さらに、 10^{-4} mol/L よう素濃度では、同共存下での希釈海水からの水素発生量と同じで
あり、よう素の含有量が水素発生量を支配していたことが解析的にも確認できた。

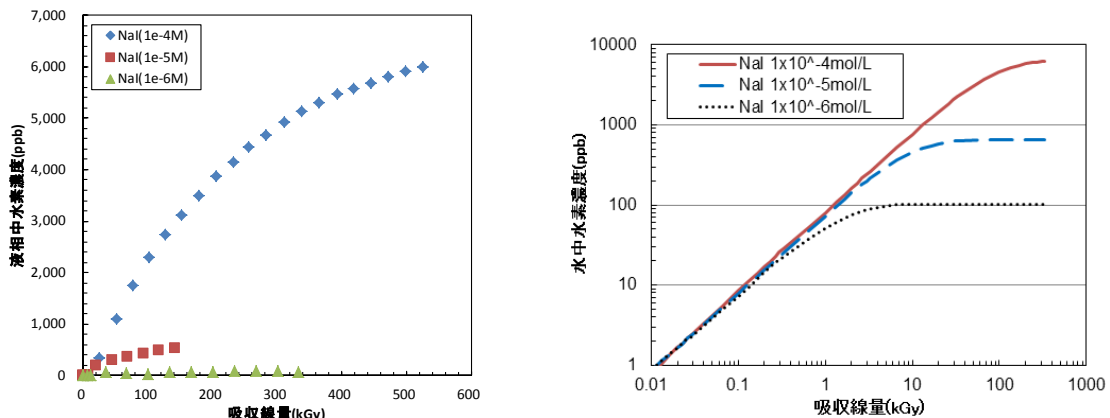


図 3 よう素濃度をパラメータとした試験 (左図) 及び解析結果 (右図) (室温)

Fig.3 The experiment results (left fig.) and calculated results (right fig.) with varying the iodine concentration as a parameter (room temperature)

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

なし

(4)学会発表

なし

(5)表彰・受賞

なし

自己評価

- ・今年度の目標としていた使用済燃料からの水素発生に係る G 値の取得及び水素発生量に係る評価解析を実施したことにより、平成 27 年度実施計画通りに進捗した。
- ・平成 27 年度成果については、平成 28 年度に総合評価を実施し、外部発表を行う予定である。

プロジェクト名：(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. 平成 27 年度成果概要

(1) MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

*MOX 燃料: 混合酸化物燃料、ISA: 総合安全解析

- ① MVP-II コードを用い代表的な工程において核的制限値設定条件からの逸脱を組み合わせたパラメータサーベイを実施して臨界発生条件を検討した。その結果に基づき臨界事故シナリオの選定手順を明確にした(図 1) (図 2 の II に関連)。本選定手順は、従来のハザード解析手法 (HAZOP 等) よりも定量的かつ効率的な臨界事故シナリオの選定に適している。
- ② 代表的な工程を対象に HAZOP 手法及びマスターロジックダイアグラム法を用いてハザード試解析を実施した。その結果を分析し、ハザード解析手順、両手法による起回事象抽出の際の留意点等を明確にした(図 2 の II に関連)。
- ③ 仮想的な地震ハザードに対し、簡易ハイブリッド法と発電炉の地震 PRA (確率論的リスク評価) で用いられている方法との比較計算を行った。その結果に基づき簡易ハイブリッド法を適用する場合の留意点を明確にした。また、同法で明確になる SSC (Structure, System and Component, 構築物・系統・機器) の損傷頻度は、事故シーケンス解析において考慮する安全対策の選定に活用できることを確認した(図 2 の III に関連)。
- (2) 六フッ化ウラン (UF₆) 漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備
建屋内での UF₆漏えい事故時の化学的影響の評価手法の整備の一環として、FLUENT コードを用いて、UF₆同様に重い気体である SF₆を用いたフランス 放射線防護・原子力安全研究所の拡散実験のベンチマーク解析を行い、重い気体を取り扱う解析における留意点を明確にした(図 2 の III に関連)。
- (3) 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
(本成果は安全研究「(C05) 再処理施設のリスク評価に係る研究」(以下「C05」という。)の調査票と共通であるため、C05 調査票に記載した。)

(4) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記及びこれまでの安全研究 (C05 を含む。) の成果等に基づいて、加工施設及び再処理施設の安全性向上評価におけるリスク評価実施手順基本フロー案を作成し、実施手順を明確にした(図 2)。本手順では、加工及び再処理施設の特徴を踏まえ、重大事故の同時発生を検討を実施することとしている。また、本手順の I から V について加工施設の安全性向上評価方法等の適切性を確認するための着眼点・留意点を整理した。

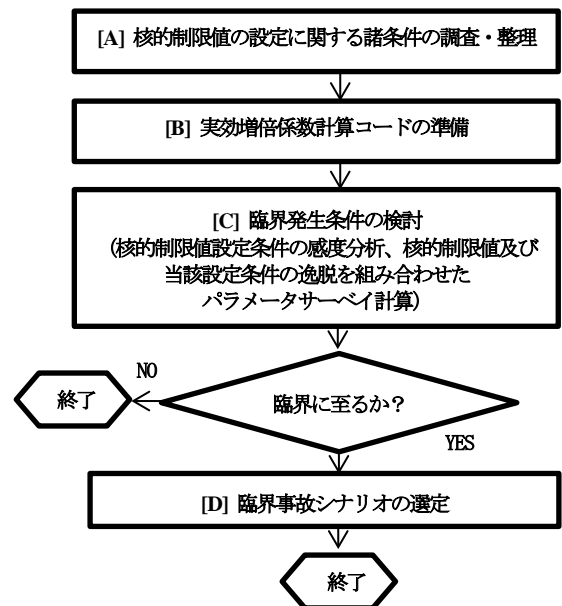


図 1 臨界事故シナリオの選定手順の流れ
Fig.1 Flow for selection of criticality accident scenario

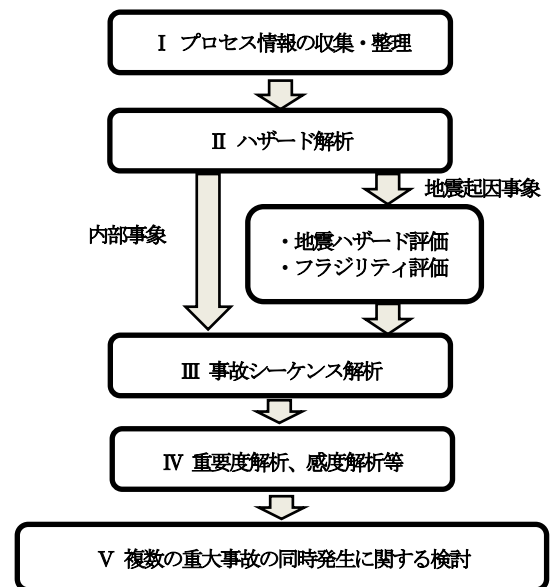


図 2 加工施設及び再処理施設の安全性向上評価におけるリスク評価実施手順基本フロー案
Fig.2 Draft basic flow of risk assessment procedure for comprehensive safety assessment requested for spent fuel reprocessing facilities and U/MOX processing facilities

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

なし

(4)学会発表

なし

(5)表彰・受賞

なし

自己評価

(1)MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

MOX 燃料加工施設の臨界事故シナリオ選定手順の明確化、HAZOP 手法及びマスターロジックダイアグラム法を用いたハザード解析手順及び両手法による起因事象抽出の際の留意点等の明確化、簡易ハイブリッド法を適用する場合の留意点の明確化について、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

(2)UF₆漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

フランス 放射線防護・原子力安全研究所が実施した SF₆室内拡散実験に対する FLUENT コードを用いたベンチマーク解析により、UF₆のような重い気体を対象とする FLUENT コード等を用いた数値流体力学解析における留意点の明確化について、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

(3) 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

(本成果は C05 の調査票と共通であるため、C05 調査票に記載した。)

(4) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記及びこれまでの安全研究の成果等に基づき、リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点を整理し、平成 27 年度実施計画どおり進捗した。

MOX 燃料加工施設の臨界事故シナリオ選定手順の明確化で得られた臨界成立条件については、MOX 燃料加工施設の新規制基準適合性審査における事業者への確認事項を抽出する際に活用されている。

また、簡易ハイブリッド法の適用性については、学会発表等により成果を今後公表していく予定である。

上記の成果は、安全性向上評価のためのリスク評価実施手法の例(案)等及び事業者のリスク評価結果の適切性を確認する際に活用される予定である。

プロジェクト名：(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. 平成 27 年度成果概要

(1) 地震を起因とした PRA 試解析 *PRA: 確率論的リスク評価

「再処理施設における重大事故の同時発生を考慮した事故シーケンスに関する検討 (C04 の図 2 の V に関連)」に関する技術的知見を整備するため、プルトニウム (Pu) 濃縮液一時貯槽セル及び Pu 精製塔セルを対象に、相互影響を織り込んだ複数事故事象の同時発生に関する PRA 試解析を実施した。試解析結果及びこれまでの安全研究の成果を踏まえ、代表的な事故シナリオの選定は、新たな事故の発生、発生場所の拡大、影響の増大等の相互影響に着目して行うものとし、相互影響を織り込んだ複数事故事象に関するリスク評価の実施手順案をまとめた (図 1)。

(2) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時に気相へ移行する気体状ルテニウム (RuO₄) について、純粋な RuO₄ ガスの気相雰囲気中での化学形変化挙動及び反応管中での蒸気凝縮に伴う沈着挙動を把握した。図 2 に反応管での沈着試験結果の例を示す。また、模擬高レベル廃液を用いて蒸発乾固時に発生するエアロゾル及び RuO₄ の蒸気凝縮に伴う挙動を明らかにするため、工学規模装置内におけるこれらの沈着分布等のデータを取得した。図 3 に工学規模試験装置の外観を示す (C04 の図 2 の III に関連)。

(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

プルトニウム濃縮缶供給槽等での水素爆発事象を対象に、FLACS コード等を用いて、槽等の内部の機器・配管を考慮した試解析を実施した。その結果に基づき、槽等内及び排気系ダクト内における爆燃時の火災加速及び爆燃一爆ごう転移に関する傾向並びに槽等の構造の健全性について検討し、閉じ込め機能の健全性評価に当たっての技術的留意点 (貯槽形状・構造の影響等) を整理した (C04 の図 2 の III に関連)。

(4) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記 1. (1)~(3) 及び下記 1. (5) 並びにこれまでの安全研究の成果等に基づき、C04 の図 2 の I から V に関する着眼点及び留意点を整理した。

(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

再処理施設において想定されるセル内での有機溶媒火災を対象に、SYLVIA コードを用いて、換気系システムの応答を含めた火災影響試解析を実施した。その結果に基づき、換気系の条件による有機溶媒火災への影響に関する評価上の技術的知見 (防火ダンパの開閉の有無による影響等) を得た (C04 の図 2 の III に関連)。

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

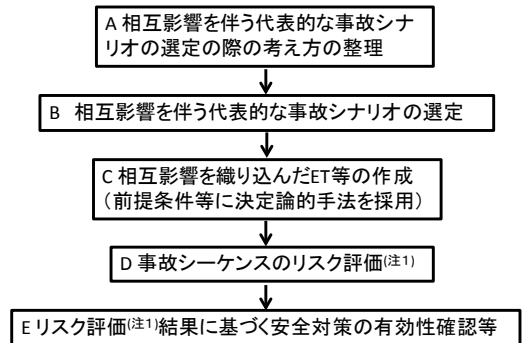


図 1 相互影響を織り込んだ複数事故事象の同時発生に関するリスク評価の実施手順案

Fig.1 Draft flow of risk assessment procedure for multiple accidents with interacting effects

(注 1: リスク評価のレベルは手法の成熟度による。)

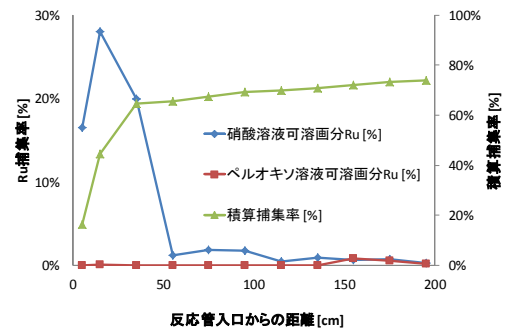


図 2 反応管での RuO₄ 沈着試験結果の例 (注 2)

Fig.2 An example of experimental results of RuO₄ deposition

(注 2: 本図は、約 150°C の RuO₄ ガス並びに 10mol/L の硝酸蒸気及び水蒸気を約 60°C の反応管内に供給した際の Ru の沈着分布を示したものである。なお、図中のペルオキシ溶液に可溶の Ru は RuO₂(s) と推定され、硝酸溶液に可溶の Ru は RuO₂(s) 以外の化学形であると推定される。)



図 3 放射性物質移行挙動試験装置 (工学規模) の外観

Fig.3 A picture of engineering scale experimental apparatus to measure the release ratio of radioactive materials

なし

(4)学会発表

なし

(5)表彰・受賞

なし

自己評価

(1) 地震を起因とした PRA 試解析

地震を起因として発生する複数の事故事象の PRA 試解析について、平成 27 年度実施計画のとおり実施するとともに、相互影響を織り込んだ複数事故事象の同時発生に関するリスク評価の実施手順案をまとめた。

(2) 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

RuO_4 ガスを用いた気相雰囲気中での化学形変化挙動及び反応管中での蒸気凝縮に伴う沈着挙動並びに模擬高レベル廃液を用いたエアロゾル及び気体状ルテニウムの蒸気凝縮に伴う挙動を把握するための試験について、平成 27 年度実施計画のとおり進捗し、 RuO_4 は硝酸蒸気の下で安定すること、蒸気の凝縮に伴い RuO_4 は気相から除去されること等の試験結果を取りまとめた。

(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

プルトニウム濃縮缶供給槽等での水素爆発に関する試解析について、来年度まで想定していた当初計画を前倒しして進捗し、平成 27 年度の目的である閉じ込め機能の健全性評価に当たっての技術的留意点を整理した。

(4) リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理について、平成 27 年度実施計画のとおり進捗し、上記及びこれまでの安全研究の成果等に基づき着眼点及び留意点を整理した。

(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

セル内の有機溶媒火災に関する試解析（換気系システムの応答を含む）について、平成 27 年度実施計画のとおり進捗し、平成 27 年度の目的である有機溶媒火災時の HEPA フィルタ及び換気系への影響に関する評価上の技術的知見を得た。

上記の成果は、安全性向上評価のためのリスク評価実施手法の例（案）等及び事業者のリスク評価結果の適切性を確認する際に活用される予定である。

再処理施設及び加工施設のリスク評価基本フローの整備及び複数事故事象の同時発生手順の整備については、学会発表等により成果を今後公表していく予定である。

プロジェクト名：(C06) 商用再処理施設保守管理技術等に係る研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

事業者が実施した商用再処理施設の高経年化対策の妥当性を評価する上で必要な技術基盤を整備することを目的とし、前年度までの成果を踏まえ¹⁾⁻³⁾、デポジット腐食、応力腐食割れ及び水素吸収ぜい化割れに関する試験を実施した。

(1) デポジット腐食（ステンレス鋼）

デポジットが腐食に及ぼす影響については前年度までに終了したことから、それ以外の影響因子（温度等）についてデータを取得した。なお、取得したデータを評価・考察し次年度（事業最終年度）にさらに必要なデータを取得することにより、腐食進展評価の考え方の取りまとめが可能になると推測される。

- ① 実機（高レベル廃液濃縮缶）の溶液中の主要な腐食加速金属イオンであるネプツニウムを模擬した非放射性的の金属イオン（バナジウム等）を用いた腐食試験により、運転条件（温度等）が腐食速度及び反応速度定数に及ぼす影響に関するデータを取得し、活性化エネルギーを評価した。
- ② 主要な腐食加速金属イオンであるネプツニウムを含む沸騰硝酸溶液中での腐食試験により、腐食速度及び活性化エネルギーに関するデータの取得を開始した（図 1 参照）。また、実機の腐食環境評価のため、ネプツニウムの価数変化に関するデータを取得した。

(2) 応力腐食割れ（ジルコニウム）

- ① 実機（プルトニウム濃縮缶）の応力腐食割れ発生環境を評価するために、プルトニウムを含む沸騰硝酸溶液の電気化学特性に及ぼす硝酸濃度の影響に関するデータを取得し、腐食電位を評価した。
- ② 応力腐食割れ発生条件を評価するために、沸騰硝酸溶液を用いて、硝酸濃度をパラメータとした電位負荷定荷重引張試験を実施し、破断時間の硝酸濃度依存性を評価した。また、変色皮膜の生成に着目し、硝酸濃度が変化した時の変色皮膜生成電位と割れ発生との関係に関するデータを取得した（図 2 参照）。

(3) 水素吸収ぜい化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）

- ① 実機相当の異材接合材の試験片を対象に、電気化学的に水素を発生させた硝酸溶液中において定荷重引張試験を実施し、水素吸収ぜい化割れの発生条件等を評価するためのデータ（破断時間及び亀裂発生箇所）を取得した（図 3 参照）。
- ② 同様の試験片を対象に、金属中水素測定装置等を用いて水素吸収ぜい化割れの進展の検討のための基礎データ（金属中の水素拡散速度など）を取得した。また、ジルコニウム及びタンタル単体並びにジルコニウム/タンタル合金を対象にガンマ線照射が水素吸収に与える影響に関するデータ（水素吸収量の線量率依存性）を取得した。

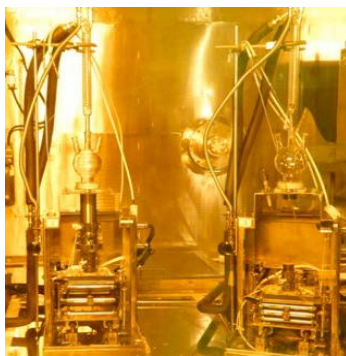


図 1 ネプツニウムを含む沸騰硝酸溶液中での腐食試験装置
Fig.1 Apparatus for corrosion tests in boiling nitric acid solution with neptunium nitrate

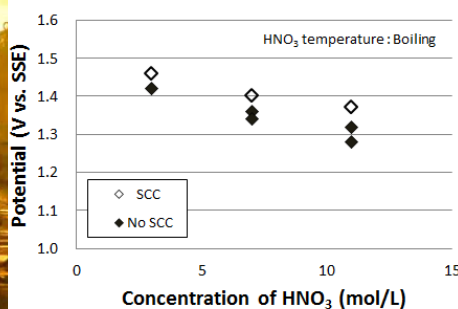


図 2 応力腐食割れ発生条件(電位)に及ぼす沸騰硝酸濃度の影響
Fig.2 Effect of HNO₃ concentration in the boiling solution on the initiating condition of Stress Corrosion Cracks

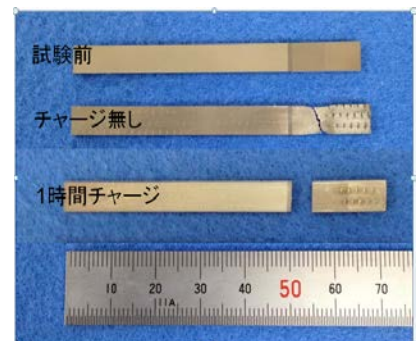


図 3 引張試験後の試験片の外観（水素を吸収すると、ジルコニウム/タンタル界面近傍の延性が低下し破断。）
Fig.3 Surface of test pieces after tensile testing

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

なし

(4)学会発表

なし

(5)表彰・受賞

なし

文 献

- 1) Eriko IRISAWA, Masaharu Seki, Fumiyoshi Ueno, Chiaki Kato, Takafumi Motooka, Hitoshi Abe, Effect of Nitrous Ion on Oxidation of Oxidizing-metallic Ion in Nitric Acid Solution, GLOBAL2015-5167 September 20-24, France, 2015 年 9 月
- 2) 入澤恵理子、上野文義、阿部仁、使用済核燃料再処理施設高レベル放射性廃液によるステンレス鋼腐食に及ぼす減圧沸騰の影響、第 62 回材料と環境討論会（腐食防食学会）、2015 年 11 月
- 3) 中江 慶、多田英司、西方 篤、石島暖大、上野文義、硝酸中における Zr 及び Ta の電気化学反応特性とカソード分極後の表面性状評価、第 62 回材料と環境討論会（腐食防食学会）、2015 年 11 月

自己評価

(1) デポジット腐食（ステンレス鋼）

平成 27 年度実施予定であったデポジット以外の影響因子（温度等）に関するデータ取得については非放射性的模擬金属イオン（バナジウム等）を用いた腐食試験により予定どおり実施した。また、実機の腐食環境評価のため、ネプツニウムの価数変化に関するデータも予定どおり取得した。腐食進展評価式を検討するために実機（高レベル廃液濃縮缶）の溶液中の主要な腐食加速金属イオンであるネプツニウムを含む硝酸溶液中での腐食試験も予定どおり開始した。よって、次年度（事業最終年度）にさらに必要なデータを取得することにより腐食進展評価の考え方が取りまとめられると思われる。

(2) 応力腐食割れ（ジルコニウム）

平成 27 年度実施予定であった硝酸濃度をパラメータとしてプルトニウム溶液の電気化学特性に及ぼす硝酸濃度の影響に関するデータの取得については、予定どおりプルトニウム溶液を用いての腐食電位の測定を実施した。また、同じく平成 27 年度実施予定であった硝酸濃度をパラメータとして破断時間の硝酸濃度依存性に関するデータ取得については、予定どおり沸騰硝酸溶液を用いて電位負荷定荷重引張試験を実施した。また、変色皮膜の生成に着目し、溶液条件、変色皮膜生成電位及び割れ発生の関係に関するデータの取得も予定どおり実施した。

(3) 水素吸収ぜい化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）

平成 27 年度実施予定であった実機相当の異材接合材の試験片を対象にした吸収ぜい化割れの発生条件を評価するためのデータの取得については、予定どおり電気化学的に水素を発生させた硝酸溶液中において定荷重引張試験を実施し、データを取得した。また、同じく実施予定であった実機相当の異材接合材の試験片を対象にした水素吸収ぜい化割れの進展の検討のための基礎データ（金属中の水素拡散速度など）の取得については、予定どおり金属中水素測定装置等を用いて実施した。また、ジルコニウム及びタンタル単体並びにジルコニウム/タンタル合金を対象にガンマ線照射が水素吸収に与える影響に関するデータの取得も予定どおり実施した。

上記の成果は、再処理事業者が再処理規則に基づいて実施する高経年化対策の妥当性を確認する際に活用される予定である。

1. 平成 27 年度成果概要

(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 26 年度に終了した。

(2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価

①国産遮蔽解析コードの導入

国産のモンテカルロ輸送計算コード PHITS を用いた使用済燃料輸送及び貯蔵に係る遮蔽解析の高度化を目的として、PHITS コードに対し、以下に示す 3 点の機能追加を実施した。

- a コードの持つ T-Cross タリー（仮想的な検出器の 1 つ）に、エネルギーに依存する線量当量率換算係数等乗じて出力する機能。従来の表面補正を行うことなく線量当量率が得られるようになった。
- b 分散低減法を用いた場合にも、ウェイトの逆数を乗じることでモンテカルロ粒子のフラックス分布が出力できる機能。分散低減パラメータの与え方の妥当性が確認可能となった。
- c Weight Window パラメータの自動生成機能。モンテカルロ粒子が到達しにくい領域（遮蔽厚の厚い領域）にも効率的に粒子を輸送し、統計誤差が低く信頼性の高い解を容易に得られるようになった。

遮蔽材部にもモンテカルロ粒子が通過するよう設定して核燃料輸送物中の中性子フラックス分布を求めた結果を図 1 に示す。

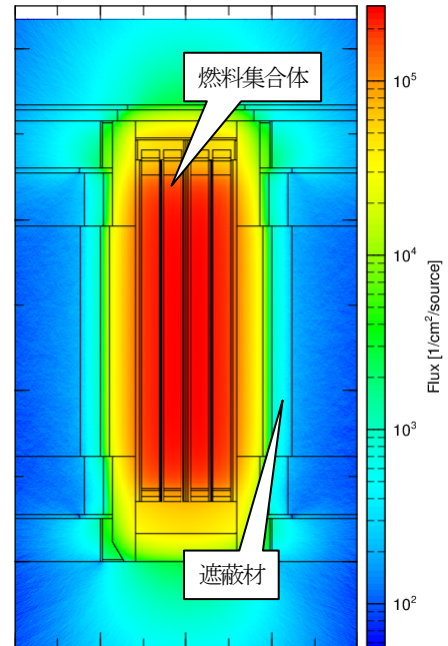


図 1. PHITS コードによる核燃料輸送物の遮蔽解析例

Fig.1 Shielding Analysis of Transport Cask by PHITS code

②統合解析コード群の開発

熱計算、流動計算及び構造計算を連成して解くことを目的に、統合解析コード群の開発を進めている。対象とする体系を、MCNP、PHITS 等で採用されている「General Geometry」を用いて定義し、対象領域内にマルチスケール・ボクセル（直方体の集合であり、物体表面等詳細な格子分割が必要な部分にはより小さな直方体を設定する。）を自動生成することで、作業者の技量によらず質の高い計算格子の生成が可能である。計算格子生成部分の作成はおおむね完了した。現在拡散問題（熱伝導問題）を例として離散化に必要な変数の与え方と、計算モデルの妥当性の確認中であり、平成 28 年度中に完了し、平成 29 年度より対流問題を考慮した検証作業を実施する予定である。

(3) 中間貯蔵設備長期健全性等試験
平成 26 年度に終了した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

なし

(4)学会発表

- ・Hideki Yagihashi, Mikio Akamatsu, Masakiyo Hishida, Study on Temperature Estimation Method of PWR Spent Fuel Cladding in Dry Storage, International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Austria, 2015 年 6 月（査読なし）

- ・後神進史、PHITS の核燃料輸送物に対する遮蔽検証解析、第 11 回 PHITS 研究会、2015 年 9 月（査読なし）
- ・Hideki Yagihashi, Jiro Katayama, Masakiyo Hishida, Study on Temperature Estimation Method of PWR Spent Fuel Cladding in Dry Storage, PATRAM2016、2016 年 9 月（査読あり、発表予定）

(5)表彰・受賞

なし

自己評価

(2) ①国産遮蔽解析コードの導入

Weight Window パラメータの自動生成機能の作成により、モンテカルロ粒子の到達しにくい領域（遮蔽厚の厚い領域）を持つ体系に対しても良好な統計精度が効率的に得られるようになり、従来困難であった解析を可能ならしめた。また、機械的に Weight Window パラメータの自動生成を行うと、非現実的なモンテカルロ粒子分布を招く可能性があるが、今年度作業にてモンテカルロ粒子のフラックス分布を表示する機能を追加し、領域全体で矛盾のない計算であることが確認可能となり、信頼性の向上に寄与している。以上のことより、目標とした作業の効率化が達成できた。

(2) ②統合解析コード群の開発

従来の領域適合格子（計算領域の境界が格子分割面と一致する）と異なり、解析対象領域を規則的に分割した格子を用いるマルチスケール・ボクセルモデルでは、境界条件の設定のために従来手法とは異なる方法が必要となる。この手法の検討と設計を進め、コードへの実装を開始し、目標以上の進捗があったが、数値拡散の影響が顕著になる可能性が考えられ、問題回避の方策の検討が必要となっている。

平成 27 年度の成果としては、PHITS について平成 28 年度に外部発表を行う予定である。

(1) 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備の成果は、将来的な規制基準改定やガイド策定・改定等に用いられる予定である。(2) 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価の成果は、各種審査に係る確認解析に用いられる予定である。

プロジェクト名：(D01) 震源断層評価技術の整備 (その 1)

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 火山灰層序学的年代評価手法の整備

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

「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」に規定されている中期更新世の温暖期（高海面期：新しい方から酸素同位体ステージ [MIS] 7、9 及び 11）に対応した MIS 11 以降（最近 40 万年間）の火山灰（以下「テフラ」という。）層序学的年代評価手法の整備のため、深海底堆積物（ちきゅう C9001C コア）に含まれるテフラの層序（上下の重なり方、順序）を精査した。その結果、二枚の広域テフラ（鳴尾浜 IV テフラ [Nh-IV] 及び笠森 5 テフラ [Ks5]）に対比され得るクリプトテフラ（肉眼視できないテフラ）を堆積物中から検出できた。これらのクリプトテフラは東北地方太平洋側では新たに存在が確認されたため、今後対比精度の向上が必要であるものの、既報テフラ年代値

（約 35 万年前及び約 45 万年前）を用いた深度-年代プロットを作成することで、新たな年代モデル（堆積速度曲線）を提示できた（図 1 の赤太線）。

深度 141.5 m 付近にあるローカルテフラは、陸域及び沿岸断層の変位を受けている段丘を年代決定するのに重要な指標であるが、このテフラの層位を用いて年代決定する際、適用する年代モデルによって 23.0～27.5 万年の幅を持つ。このテフラ年代を用いた海成段丘の年代決定において、26.5～27.5 万年前 (MIS 8) のテフラとされた場合、このテフラに覆われる海成段丘は MIS 9 であり、23.0 万年前 (MIS 7) のテフラが MIS 7 の海成段丘を覆うとされた場合に比べて、段丘年代の不確かさは最大 10 万年に達する。

2011 年モデル（図 1 緑線）は *E. huxleyi*（微化石）初出層準に強く拘束されて

おり、20～35 万年前に限って堆積速度を大きく変化させたことを示す。一方、テフラ層準を重視した 2014 年モデル（図 1 紫線）を改良した本プロジェクトのモデル（図 1 赤太線）は、*P. curvirostris*（微化石）最終層準と親和性を持ち、かつ最近 50 万年間において堆積速度の急変を伴わない。20～35 万年前において、コアサイト及びその周辺の堆積速度を急変させる要因を考えにくいことから、本プロジェクトのモデルは、先行モデルに比べて妥当性が高いと考えられる。今後、微化石年代や地球軌道要素年代との更なる比較及び検証を通じて、年代モデルの検証と信頼性向上を行うとともに、中期更新世（約 40 万年前以降）のテフラ層序学的年代評価手法を整備していく。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

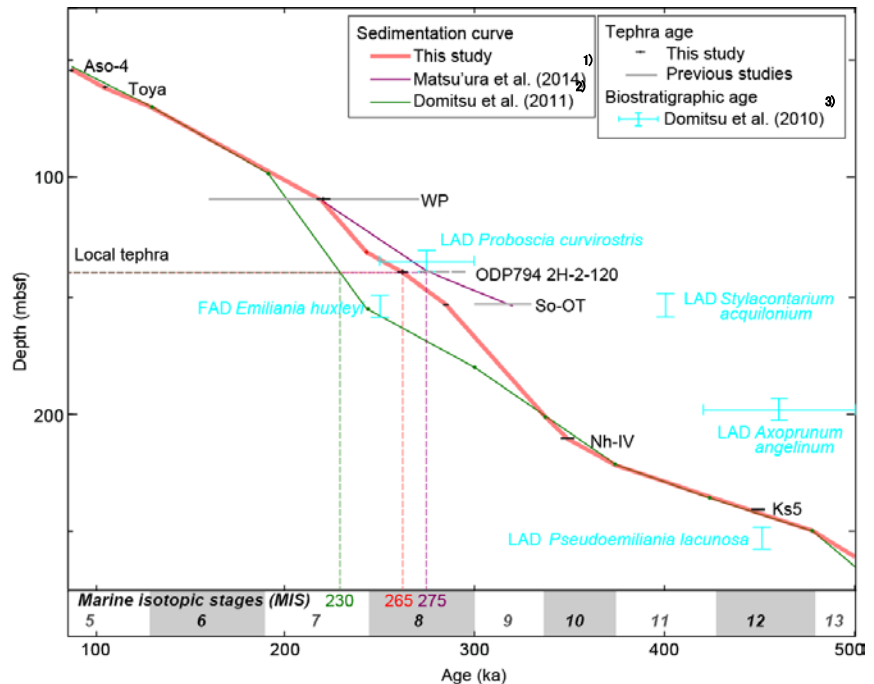


図 1 深海底堆積物のテフラ層序、微化石年代層序及び年代モデル

Fig.1 Tephrostratigraphy, biostratigraphy and age models of deep-sea sediments

- ・原子力規制委員会、原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、平成27年6月26日
- ・原子力規制委員会、核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合、平成28年1月15日

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

- ・ Matsu'ura T., Late Quaternary uplift rate inferred from marine terraces, Muroto Peninsula, southwest Japan: Forearc deformation in an oblique subduction zone. *Geomorphology*, 234, pp.133–150, April 2015 (査読あり) .

(4) 学会発表

- ・ Matsu'ura T., Komatsubara J., Use of pyroxene and amphibole chemistries to refine late Quaternary tephrostratigraphy of deep-sea sequences (Chikyu C9001C cores) and its significance for marine terrace chronology in NE Japan. XIX INQUA 2015 Congress (Japan), July 2015 (査読なし)

文 献

- 1) Matsu'ura T., Furusawa A., Shimogama K., Goto N., Komatsubara J., Late Quaternary tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy of deep-sea sequences (Chikyu C9001C cores) as tools for marine terrace chronology in NE Japan. *Quaternary Geochronology*, 23, 63–79, October 2014
- 2) Domitsu H., Uchida J., Ogane K., Dobuchi N., Sato T., Ikehara M., Nishi H., Hasegawa S., Oda M., Stratigraphic relationship between the last occurrence of *Neogloboquadrina inglei* and marine isotope stages in the northwest Pacific, D/V Chikyu expedition 902, hole C9001C. *Newsletters on Stratigraphy* 44, 113–122, June 2011
- 3) 堂満華子、西弘嗣、内田淳一、尾田太良、大金薫、平朝彦、青池寛、下北コア微化石研究グループ、地球深部探査船「ちきゅう」の下北半島沖慣塾航海コア試料の年代モデル、化石、87、47-64、2010年3月

自己評価

平成27年度計画に対する達成状況

本プロジェクトにおいて、平成27年度の目的は予定どおり達成され、プロジェクトは順調に進捗している。平成27年度作業において示された課題は、平成28年度中の解決を目指して具体的な作業計画を立てている。

平成27年度の主要成果のレベル及び活用

本プロジェクトの成果のうち、平成26年度に実施した中期更新世テフラ層序の成果は、論文 (Matsu'ura et al., 2014 *Quaternary Geochronology*) としてまとめられ、その内容は新規制基準適合性審査で有用な知見として活用された (例えば①新手法を実際の調査に適用すること、及び②分析データを引用して分析精度を検証すること)。

また、その論文は、平成27年度において最新知見として肯定的な被引用が国際誌に2回あり、一定の科学技術レベルに達していることが示されている。

プロジェクト名：(D01) 震源断層評価技術の整備 (その2)

担当：安全技術管理官 (地震・津波担当) 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 地震ハザード評価手法の整備

安全性向上評価等での確率論的地震ハザード解析 (以下「PSHA」という。) における認識論的不確かさは、ロジックツリー (以下「LT」という。) を用いて扱われるのが一般的である。LTの分岐項目は、地震ハザードに影響を及ぼす様々な要因について、それらの不確かさのレベルに応じて専門家の議論、アンケート結果等に基づき設定された後、各分岐に対して重み付けが行われる (日本原子力学会、2007) ¹⁾。しかし、運用に当たっての具体的な分岐項目及び分岐の重み付けの方法は必ずしも明確ではない。分岐項目及び分岐の重み付けの設定は結果を大きく左右するため、PSHAの信頼性の観点から、それらの設定法を整理しておく必要がある。本プロジェクトでは必須とすべき分岐項目の抽出及び分岐項目から除外できる条件を抽出し、標準的なLTの分岐項目の設定法を検討している。平成27年度は、LTの分岐項目がPSHAの結果に与える影響の程度を検討した。

図1は複数の断層からなる断層帯の活動シナリオ (Case1~3) と、各シナリオに対応する各断層の平均活動間隔を LT の分岐項目として設定した検討例である。検討対象とした断層帯及び作成した LT を図 1 (a) に示し、各シナリオのハザード曲線を図 1 (b) に示す。平均活動間隔 (T) を、断層の活動度に基づく年平均変位速度 (u) と、地震規模に基づく一回当たりの地震の滑り量 (D) から $T=u/D$ により推定した。活動シナリオの Case1 は三つの断層が同時活動するシナリオで、発生する最大加速度は最も大きい、活動間隔は長い (発生頻度は低い)。Case2 は三つの断層が個別に活動するシナリオで、Case1 に比べ発生する最大加速度は小さくなるが、活動間隔は短くなる (発生頻度は高い) シナリオである。Case1 及び Case2 のハザード曲線の比較から、1500gal 程度以下の範囲では、個別活動シナリオが同時活動シナリオの年超過確率を上回ることが分かる。

基準地震動を決める活動シナリオは、想定しうる活動シナリオのうち、ある拘束条件の下で計算された地震動が最大となる活動シナリオにより選定される。一方、PSHAは想定される活動シナリオすべてについて地震動を評価し、それら全体のシナリオを統合して地震動の発生確率を決めるものである。上記の例は、基準地震動を決める活動シナリオでは選定されないような小さな地震動しか発生しない活動シナリオが、PSHAの算定では重要になる場合があること示しており、PSHAで想定する活動シナリオの設定には十分な注意が必要である。

上記は、不確かさを持つパラメータとして活動シナリオと平均活動間隔を選んだ例であるが、PSHAの結果に大きな影響を与える不確かさを持つパラメータについては、LTの分岐として、慎重に設定する必要がある。今後、PSHAに関する文献調査及びPSHAの試解析により、結果に与える影響の大きい不確かさを伴うパラメータの抽出を行い、これらの結果を基礎データとして、標準的なLTの分岐項目の設定法を整理する。

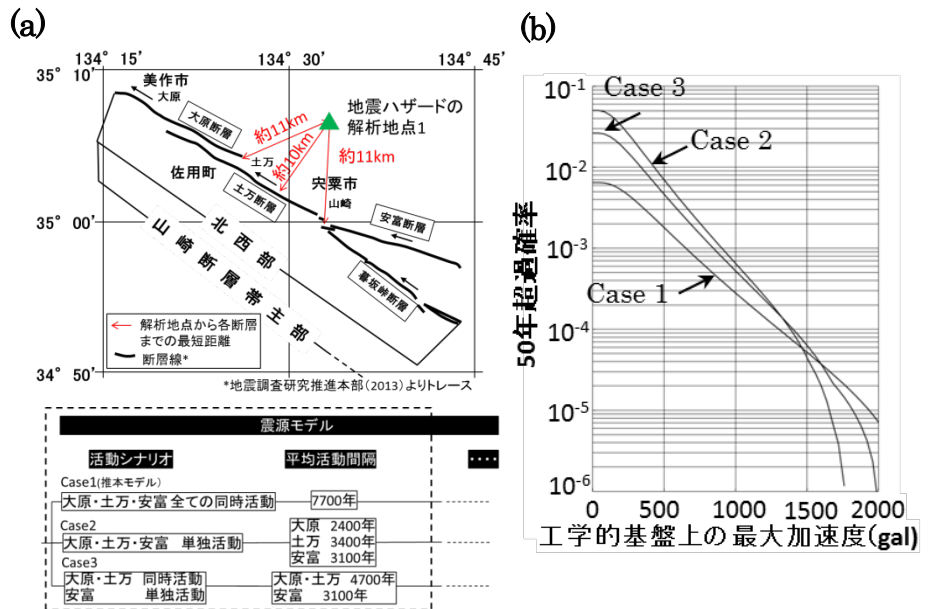


図1 検討した断層帯の地表断層トレース及び検討に用いたロジックツリー (a)、解析地点1におけるハザード曲線 (b)

Fig.1 Surface traces of faults focused on seismic hazard analysis and logic tree for the analysis (a), and seismic hazard curves at site 1 (b)

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

なし

(4) 学会発表

- ・ 儘田豊、内田淳一、藤田雅俊、確率論的地震ハザード解析におけるロジックツリーの分岐項目の設定に関する検討— 内陸の活断層を対象として—、日本活断層学会 2015 年度秋季学術大会、2015 年 11 月（査読なし）

文 献

- 1) 日本原子力学会、日本原子力学会標準 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、平成 19 年 9 月

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

確率論的地震ハザード解析（PSHA）事例の調査結果及び PSHA による不確かさ要因の影響度の調査結果を踏まえ、PSHA への影響の大きな不確かさの設定法について課題の抽出を行った。課題を受けて、断層の連動性の不確かさをロジックツリーで扱った PSHA 等を実施し、本解析事例及び課題を踏まえた不確かさの取扱いに関する意見を複数の専門家から聴取した。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

これまでのプロジェクトの成果について日本活断層学会で発表し、多くの専門家からの理解を得ることができた。

プロジェクト名：(D02) 地震動評価技術の整備 (その1)

担当：安全技術管理官 (地震・津波担当) 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 地震動評価における不確かさ評価の検討

原子力規制委員会の新規規制基準では、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価に当たり、震源断層モデルの各パラメータ設定の不確かさを考慮して基準地震動を策定することが求められており、地震動評価の不確かさ評価に係る知見を継続的に蓄積していくことが重要である。そのため本プロジェクトは、①特性化震源モデルの巨視的パラメータ (断層長さや幅等) の不確かさの検討、②特性化震源モデルの微視的パラメータ (アスペリティ面積や応力降下量等) の不確かさの検討、③震源極近傍での地震動評価の検討等を行う。平成 27 年度の項目①～③の主な成果は以下のとおりである。

① 特性化震源モデルの巨視的パラメータの不確かさの検討

震源モデルの巨視的パラメータの不確かさを検討するため、2008 年岩手・宮城内陸地震、2011 年福島県浜通りの地震及び 2014 年長野県北部地震に対して、従来用いられている活断層図以外の多分野情報の利用による断層長さの設定について検討を行い、それぞれの断層長さを推定した。特に岩手・宮城内陸地震では、活断層図情報から震源断層に相当する断層情報は検出できなかったのに対し、地質断層、重力異常等の多分野情報から、地震規模と整合する長さ 40km の断層が推定されたことにより、多分野情報に基づいた断層長さの設定の有効性が示された。

② 特性化震源モデルの微視的パラメータの不確かさの検討

2008 年岩手・宮城内陸地震、2013 年淡路島付近の地震及び 2014 年長野県北部地震を対象に、やや長周期地震動を用いた震源逆解析 (図 1 (a)) 及び特性化震源モデルの構築並びに経験的グリーン関数による短周期地震動の再現解析 (図 1 (b)) に基づいた特性化震源モデルの改良及び検証を実施し、地震モーメントと断層破壊面積とのスケールリング則は既往の経験式と整合していることを確認した。また、得られた特性化震源モデルからアスペリティ面積やライズタイム等を分析し、これらのパラメータ設定に関する知見を蓄積した。さらに、特性化震源モデル及び動力学的断層破壊シミュレーションのパラメータ設定に資するため、解析精度の良い震源破壊モデルに基づき、応力降下量等の動力学的パラメータを推定した (図 1 (c))。

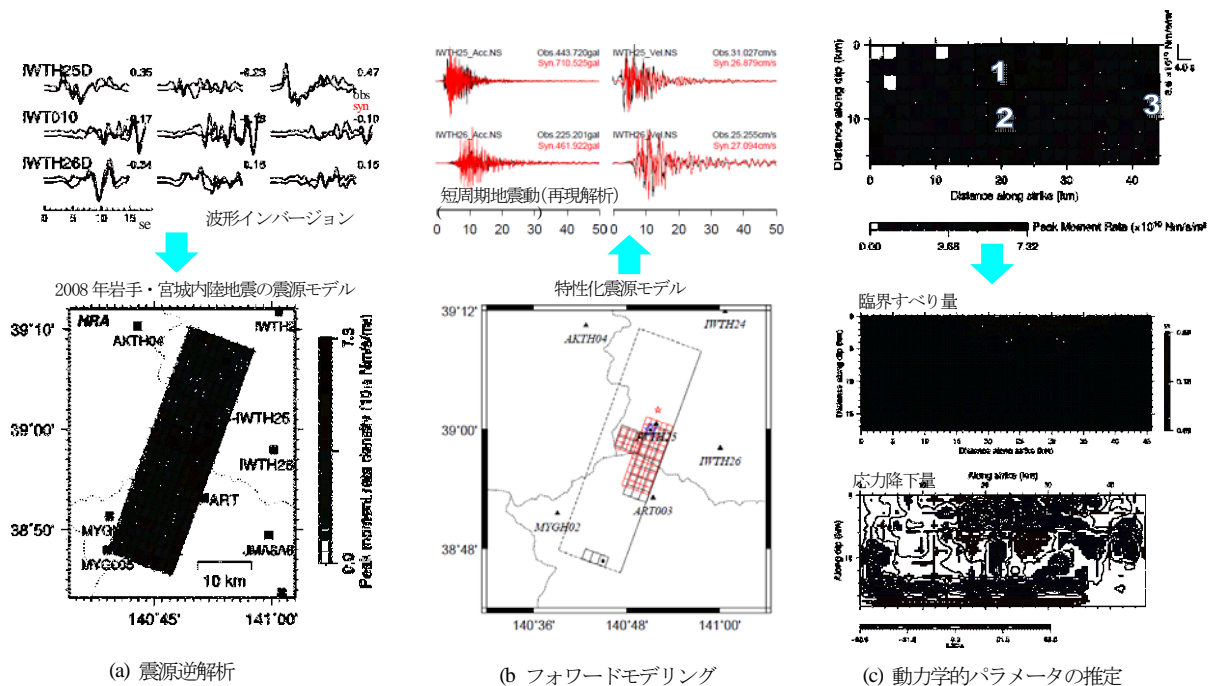


図 1 特性化震源モデルの微視的パラメータの設定手法の検討

Fig.1 Methods for determining inner fault parameters based on waveform analysis
(a) Waveform inversion; (b) Forward modelling; (c) Estimation of dynamic parameters

③ 震源極近傍での地震動評価の検討

表層地盤の震源域やアスペリティの応力状態等を検討し、動的震源モデルの改良を行った。得られた動力的震源モデルに基づき、地震発生層以浅の震源域と深部震源領域による地震動寄与度を評価したところ、破壊伝播速度の変化や浅部断層の応力設定が地震動評価に与える影響を定量的に評価することができた。

2. その他（論文等成果の公表）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

なし

(4) 学会発表

なし

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

地震動評価における不確かさ評価手法を精緻化するため、国内内陸地殻内地震を対象に、活断層に関する情報の分析、観測波形の解析等を計画とおり実施し、震源モデルの巨視的及び微視的パラメータを精緻化するとともに、既往経験式の適用性の検証を行った。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 26 年度の本プロジェクトの成果の一部をまとめた査読付論文が日本地震工学会論文集に掲載されている。また、IAEA 国際ワークショップ、日本地震学会等でも既に公表されている（9 件）。さらに、平成 27 年度の本プロジェクト成果も公表に値するものであり、平成 28 年度以後に学会等に投稿する予定である。

本成果は、新規制基準の適合性審査において、基準地震動策定のための地震動評価の妥当性の判断の技術的根拠として活用されている。

プロジェクト名：(D02) 地震動評価技術の整備（その2）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

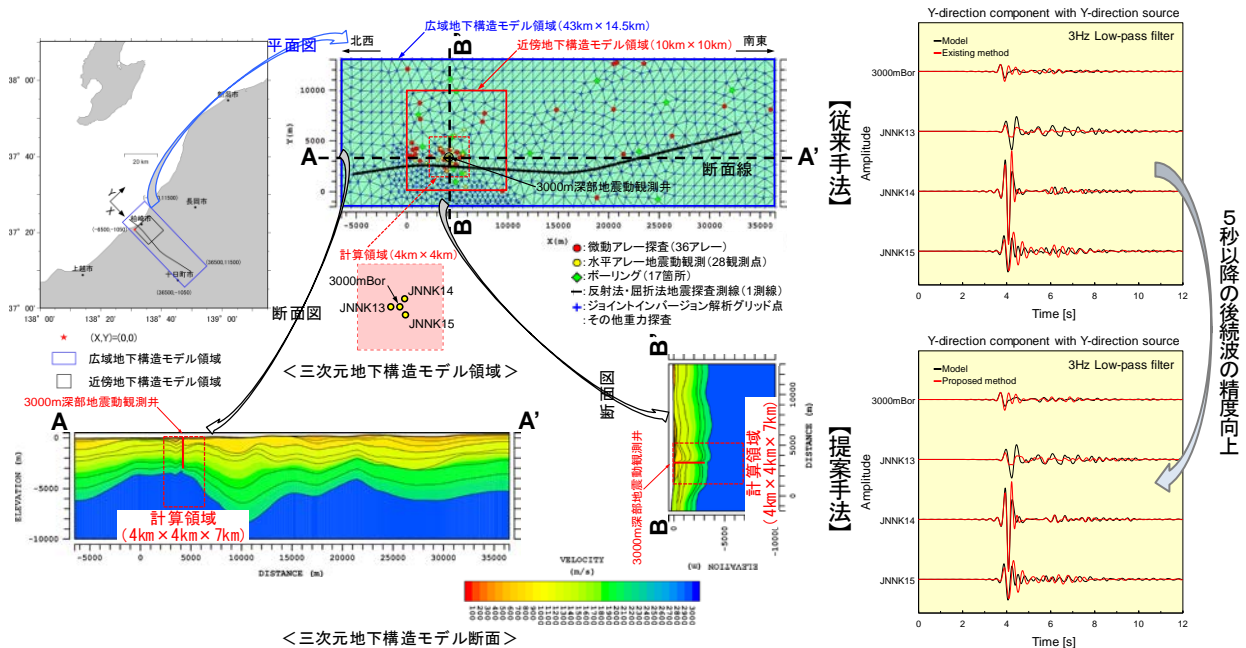
(1) サイト特性評価の検討

① 地下構造の三次元不整形性が地震動評価へ及ぼす影響の把握

平成 24 年度より、三次元地下構造を反映した地震動評価手法の精度向上のため、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（ジョイントインバージョン法）により、地震基盤以浅の高精度な三次元深部地下構造モデルについて検討してきた。平成 27 年度は、平成 26 年度までに作成した高精度三次元地下構造モデルと広域地下構造モデルとなる地震調査研究推進本部による「全国 1 次地下構造モデル（暫定版）」を接合して、新潟県中部の地震（Mj2.2 及び Mj4.2）及び福島県東方沖の地震（Mj5.2）の 3 地震を用いた三次元地震波動伝播シミュレーションを実施し、地表 28 観測点における観測地震動との比較から地下構造の三次元不整形性が地震動の卓越周期及び地震動継続時間に及ぼす影響を評価した。その結果、既往三次元地下構造モデルによるおよそ 0.5Hz までの地震動の評価精度（再現性）に対して、モデルの高精度化により 2~3Hz 程度までの短周期地震動をより精度高く評価できることを示した。

② 表層の低速度層を考慮した地震動の簡易数値解析の検討

有限差分法による強震動や長周期地震動の広域予測において表層の低速度層を考慮できるようにするために、平成 26 年度に引き続き表層を含む浅部地盤のモデル化法の工夫を試み、地震基盤から表層までを考慮できる簡易数値解析について検討した。平成 27 年度は、検討したモデルを図 1 に示す複雑な地下構造を有する高精度三次元地下構造モデルへ適用し、工学的基盤（S 波速度 400m/s 相当層）で解析領域を分離して地震動を計算する従来のいわゆる分離解析に比べて、およそ 0.1~3Hz の周波数領域においてより精度の高い地震動評価が可能となることを示した。



(※ 4 箇所の計算点における従来手法 (右図上) 及び提案手法 (右図下) による計算波形を理論波形とともに図示)

図 1 高精度三次元地下構造モデルを用いた地震動の簡易数値解析手法の検討

Fig.1 Examination of simplified numerical analysis method of ground motion using detailed three-dimensional ground model

2. その他（論文等成果の公表）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

- ・小林源裕、儘田豊、地表観測記録の強震／弱震スペクトル比（S/W スペクトル）に基づく強震時における水平地震動の評価法の検討、日本地震工学会論文集、第 15 巻、第 4 号、pp.16-39、平成 27 年 8 月（査読あり）
- ・小林源裕、儘田豊、表層の低速度層を考慮した地震動の簡易数値解析手法の検討、日本地震工学会論文集、第 16 巻、第 2 号、pp.40-63、平成 28 年 2 月（査読あり）

(4) 学会発表

なし

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

観測地震動及び詳細三次元地下構造を用いた地震動シミュレーションを実施し、およそ 2～3Hz の高周波数領域における、地震動の伝播特性に影響を及ぼす地震基盤を含む解放基盤から地表面までのサイト特性評価手法を高精度化するための技術的知見を得た。また、有限差分法による強震動及び長周期地震動の広域予測において、地震基盤から表層までを考慮できる簡易数値解析手法を構築した。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 26 年度及び 27 年度におけるサイト特性の評価手法の高精度化に係るプロジェクトの成果として、それぞれ日本地震工学会論文集に公表（平成 27 年 8 月、平成 28 年 2 月）した。さらに、平成 27 年度成果の一部成果を取りまとめて学術論文を作成し、平成 28 年度中に公表を計画している。なお、本プロジェクトの平成 24～27 年度までの成果については学術論文として既に 4 編を公表しており、積極的に公開してきた。

新規制基準に基づく基準地震動の策定においては、三次元の地下構造を反映した地震動評価が要求されており、本プロジェクトの成果はこれら判断の技術的根拠となるものである。本プロジェクトにおいて構築した地下構造モデルのジョイントインバージョン法は、適合性審査において活用されている。

プロジェクト名：(D02) 地震動評価技術の整備（その 3）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 断層変位の評価手法の整備

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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号）では、「耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。」とされており、断層等が活動することによる地盤のずれを適切に評価する必要がある。本プロジェクトは、安全性向上評価等に資するため、物理モデルを用いた地表までの断層破壊の数値解析手法及び断層変位距離減衰式（主断層変位及び主断層トレースに沿った断層端部からの距離との関係式並びに副断層変位及び主断層トレースからの断層最短距離との関係式、いわゆる、確率分布モデル）を構築することにより、決定論及び確率論的断層変位評価手法を整備する。

平成 27 年度に実施した項目①と②の主な成果は以下のとおりである。

① 決定論的断層変位評価手法の整備

逆断層成分が卓越する 1999 年集集地震（台湾）を対象に動力的破壊シミュレーションを実施し、長周期（10 秒以上）の観測地震動を説明できる特性化震源モデルを構築した。また、試解析として、動力的破壊シミュレーションで得られた変位情報を基に、有限要素法を用いて広領域のせん断ひずみ分布を算出し、ひずみの大きな領域に対して粒子法を適用して、地震発生層から地表に至るまでの変位を求めた。有限要素法の解析結果を図 1 に示すが、計算結果は、観測結果よりもやや小さめの値となった。これは、解析時の境界設定、物性値入力等に起因するものと考えられ、課題として整理した。

さらに、地表に明瞭な変位が現れた国内外の地震として、2010 年 Darfield 地震（ニュージーランド）及び 2014 年長野県北部地震による断層近傍の地表変位、断層周辺における地殻変動、地震動記録等に関する文献調査を行い、それぞれのデータを整理した。これらのデータを用いて、横ずれ成分が卓越する Darfield 地震の震源解析を行い、短周期（0.1～2 秒程度）と長周期（2～10 秒程度）の観測地震動を説明できる特性化震源モデルを構築した。

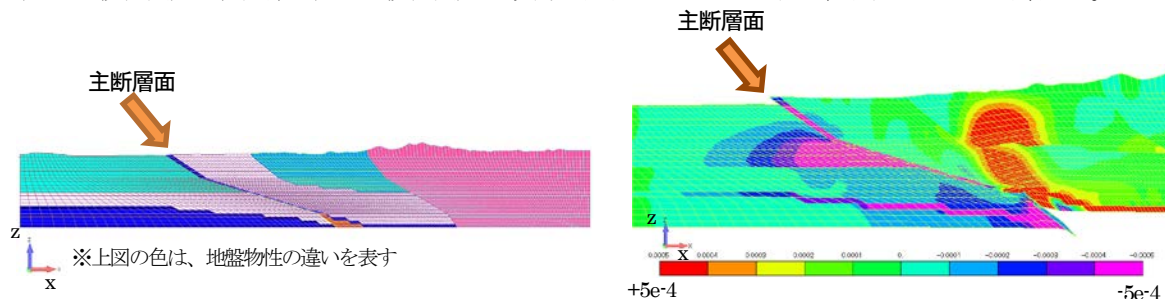


図 1 逆断層タイプの断層変位に関する試解析結果(左図：計算モデル(地盤構造)、右図：せん断歪み分布)

Fig.1 Example of surface rupture simulation for a reverse fault (Left: model; right: shear strain)

② 確率論的断層変位評価手法の整備

確率論的断層変位ハザード解析において必要となる断層タイプ別の断層変位距離減衰式を検討するために、平成 27 年度は逆断層を中心に海外の地表地震断層の変位データを収集した。さらに、収集した変位データを精査するために、セグメント区分等に基づいた変位データセットの整理を行った。また、震源インバージョンより推定された震源断層の滑り分布から、地表面における変位分布を計算し、収集した変位データと比較を行った。これらの情報を基に、断層変位距離減衰式の構築に向けたデータの整理手法等を検討した。その整理手法に基づき、既存の変位データに平成 27 年度新たに収集した変位データを加えて、主断層変位に関する距離減衰式を構築した結果、主断層トレースに沿った主断層変位は、断層端部に向かって減衰する傾向が認められた。また、セグメントごとに検討したケースでも、その傾向を確認することができた。一方、副断層変位については、変位データが少ないものの、ディスロケーションモデルの計算によれば断層の上盤側と下盤側とでは異なる変位及びひずみ分布が得られ、既往研究でまとめられた副断層変位分布の観測データ(Youngs et al., 2003)¹⁾と整合していることを確認した。これは、逆断層の確率論的断層変位ハザード解析において、副断層変位の評価に当たっては、上盤と下盤それぞれの変位分布の違いに留意が必要

であることを示している。副断層変位に関する距離減衰式は、引き続き平成 28 年度においても検討を行う予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

なし

(4) 学会発表

なし

文 献

- 1) Youngs R. R., W. J. Arabasz, R. E. Anderson, A. R. Ramelli, J. P. Ake, D. B. Slemmons, J. P. McCalpin, D. I. Doser, C. J. Fridrich, F. H. Swan III, A. M. Rogers, J. C. Yount, L. W. Anderson, K. D. Smith, R. L. Bruhn, P. L. K. Knuepfer, R. B. Smith, C. M. dePolo, D. W. O'Leary, K. J. Coppersmith, S. K. Pezzopane, D. P. Schwartz, J. W. Whitney, S. S. Olig, and G. R. Toro, A Methodology for Probabilistic Fault Displacement Hazard Analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, 19, 1, 191-219, 2003

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

物理モデルを用いた地表までの断層破壊の数値解析手法として、逆断層の場合の解析手法の枠組みを構築し、手法の改良のための課題を整理することができた。また、新規にデータを追加するとともに再整理したデータセットを用いて、逆断層の断層変位距離減衰式を構築することができた。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果については、平成 28 年度に開催される国際学会（米国地球物理学連合秋季大会等）にて、公表していく予定（1~2 件）。

プロジェクト名：(D03) 津波ハザード関連評価技術の整備（その1）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 確率論的津波ハザード解析における断層破壊特性の影響評価手法の整備

平成 23 年東北地方太平洋沖地震による津波の発生メカニズムを分析した結果、プレート境界における断層破壊の領域が広大であり、断層破壊は開始からおよそ五分間に及んだ可能性が示された。そのため、安全性向上評価等における確率論的津波ハザード解析において広大な領域の津波波源を想定する場合には、断層破壊特性（破壊形状、破壊開始点及び破壊伝播速度）に係る不確かさの考慮が必要である。断層破壊特性は、地震（津波）発生前に特定することが困難であるため、不確かさを整理し、津波水位に及ぼす影響を把握して、確率論的津波ハザード解析手法に反映される必要がある。

本プロジェクトでは、まず、断層破壊特性に係る不確かさが津波水位に及ぼす影響を把握するため、千島海溝から日本海溝沿いのプレート間地震（Mw8.3~9.6）を対象に津波伝播解析を行い、福島県沖を含む四地点の水位変化を算出した。津波波源モデルとして、同心円状の破壊伝播様式を仮定した動的破壊モデル（1272 ケース）と簡易的に瞬時破壊を仮定した静的破壊モデル（78 ケース）を設定した。動的破壊モデルの場合には、複数の破壊開始点及び二種類の破壊伝播速度 V_r （1.5 及び 3.0km/sec）を考慮した。図 1 に福島県沖の 150m 水深点における解析結果を示す。横軸は静的破壊モデルによる最大水位 H_{si} 、縦軸は動的破壊モデルによる最大水位 H_{ri} と H_{si} の比 $K_i (=H_{ri} / H_{si})$ の自然対数をそれぞれ表す。また、 $\ln(K_i)$ 値のヒストグラムも合わせて示す。同図より、 $\ln(K_i)$ 値はほぼ 0.0 を中心とする対数正規分布（対数標準偏差 $\beta_{\Delta r}$ ）に従うことが確認できた。すなわち、断層破壊特性によるばらつきは、 H_{si} を中央値、 $\beta_{\Delta r}$ を対数標準偏差とする対数正規分布の確率分布モデルで表わせることが示唆される。

次に、確率論的津波ハザード解析手法における断層破壊特性の不確かさ反映方法を構築するため二種類の方法を比較検討した。方法 A は、数値計算上のモデル化に伴う不確かさ β_c ¹⁾ と動的破壊モデルの H_{ri} と組合せた詳細法であり、方法 B は、図 1 の関係を利用した簡易法であり、上記の β_c と $\beta_{\Delta r}$ を用いて式(1)のように表した断層破壊特性を踏まえたモデル化上の不確かさ β_r と静的破壊モデルの H_{si} と組合せた方法である。確率論的津波ハザード解析におけるその他の解析条件は、杉野他²⁾を参考とした。

$$\beta_r = \sqrt{\beta_c^2 + \beta_{\Delta r}^2} \quad (1)$$

図 2 にそれぞれの津波ハザード曲線を示す。同図より (A)、(B) 両者は年超過発生頻度が 10^{-4} を下回る範囲で最大水位に相違が見られるものの、その差は小さくほぼ同様の結果となった。この差が生じた原因は、図 1 の H_{si} がおよそ 10m 超の結果に表れている。すなわち、動的破壊モデルの H_{ri} が静的破壊モデルの H_{si} よりも小さくなる傾向にあり、それが津波ハザード曲線にも表れたと考えられる。これらの結果は福島県沖以外の三地点でもほぼ同様の結果が得られており、今回示した簡易法でも断層破壊特性の不確かさを適切に反映することが可能であることが示された。

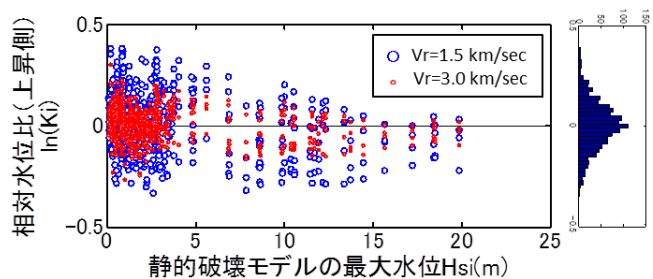


図 1 静的破壊モデルの最大水位 H_{si} と相対水位比 $\ln(K_i)$ の関係
Fig.1 Relationship between tsunami heights (H_{si}) based on static rupture model and rate of tsunami heights ($\ln(K_i)$)

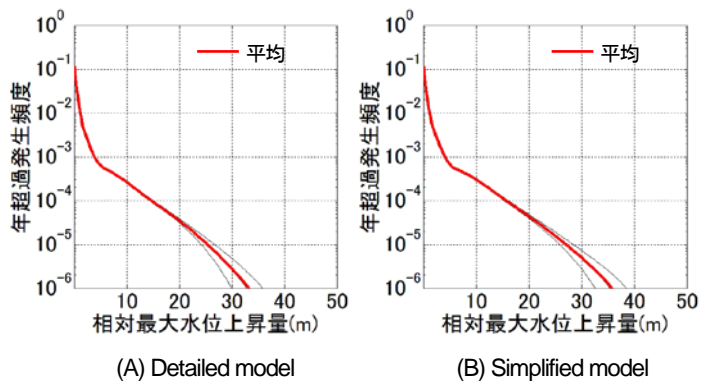


図 2 水位上昇側の津波ハザード曲線 (A:詳細法,B:簡易法)
Fig.2 Tsunami hazard curves on peak side of water level (A: Detailed model, B: Simplified model)

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

・ SUGINO, H., Y. IWABUCHI, N. HASHIMOTO, K. MATSUSUE, K. EBISAWA, H. KAMEDA and F. IMAMURA, The characterizing model for tsunami source regarding the inter-plate earthquake tsunami, Journal of JAEE, Vol.15, No.3, June, 2015.

（査読あり、和文論文 2014 年 11 月公表済み）

・ 杉野英治、岩渕洋子、阿部雄太、今村文彦、確率論的津波ハザード評価における津波想定の影響、日本地震工学会論文集、Vol.15、No.4、pp.40-61、2015 年 8 月。（査読あり）

(4) 学会発表

なし

文 献

- 1) 杉野英治、岩渕洋子、橋本紀彦、松末和之、蛭澤勝三、亀田弘行、今村文彦、プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案、日本地震工学会論文集、Vol.14、No.5、2014 年。
- 2) 杉野英治、岩渕洋子、阿部雄太、今村文彦、確率論的津波ハザード評価における津波想定の影響、日本地震工学会論文集、Vol.15、No.4、pp.40-61、2015 年。

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

既往津波における断層の動的破壊を考慮した波源推定結果（津波インバージョン波源モデル）を用いて破壊伝播速度等の分析を行い、その特徴を整理した。また、これらの分析結果を基に断層破壊特性をモデル化した津波波源を想定し、モデルサイトの津波伝播解析を行うとともに、断層破壊特性が最大水位及び確率論的津波ハザード解析結果に及ぼす影響を確認した。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果については学術論文として公表に値すると考えており、今後公表していく予定である。また、平成 26 年度までの本プロジェクト関連の成果については、既に日本地震工学会論文集に 2 編掲載されており、積極的に公表してきた。さらに、これらの公表論文については、新規制基準による既設発電所の適合性審査において有用な知見の一つとして活用されている。

プロジェクト名：(D03) 津波ハザード関連評価技術の整備 (その2)

担当：安全技術管理官 (地震・津波担当) 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 構造物への作用波力評価手法の構築

平成 23 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波 (以下「東北地震津波」という。) は、福島第一原子力発電所に襲来し、重大な事故を引き起こした。この事故を踏まえた原子力規制委員会の「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」では、津波による敷地への浸水を防止するための対策を施すことを求めており、それに対して防潮堤等の対策が講じられている。しかし、原子力発電所の津波リスク評価の観点からは、設計を上回る事象の発生を前提とし、防潮堤等の津波防護施設を越流した後の津波挙動や波力特性を適切に把握することが重要である。津波リスク評価において施設側での作用波力を取り扱うためには、当該施設で想定される津波ハザードに対して沖合津波の様々な不確かさを考慮した津波遡上解析により、防潮堤越流後の施設への作用波力の確率分布を明らかにすることが重要である。また、プレート境界で発生した東北地震津波では GPS 波浪計による観測で、最大波に緩やかな水位上昇と鋭い波峰の重なる特徴的な波形が捉えられた。この沖合観測波形に見られた長周期と短周期の成分について、杉野他 (2013)¹⁾ は、プレート境界の深部と浅部にそれぞれ関連付けられることを示した (図 1 参照)。上記知見に基づけば、プレート境界で発生する津波では、上記東北地震津波と同様の特徴的な重畳波形が形成されることが考えられ、津波遡上解析ではこのような特徴を踏まえた津波模擬波形が必要となる。

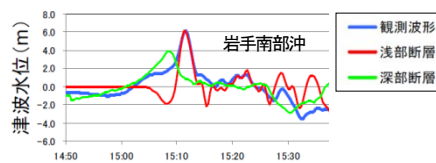


図 1 東北地震津波での沖合観測波形
Fig.1 Observed tsunami waveforms of 2011 Tohoku EQ. and Tsunami

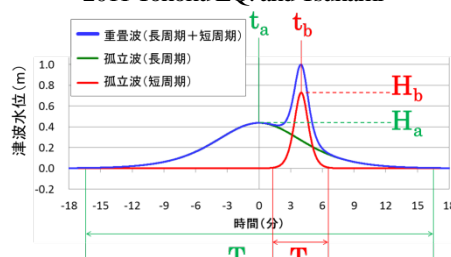


図 2 津波模擬波形のパラメータ
Fig.2 Parameter of artificial tsunami wave

本プロジェクトでは、将来予測である津波リスク評価の精度向上のために、(a) プレート境界地震の発生域で想定される沖合津波として津波模擬波形群の設定方法を提案し、(b) その沖合入力津波の波形のばらつきに起因するサイト内施設の作用波力のばらつきを明らかにする。

(a) 津波模擬波形群の設定: 上記重畳波を考慮した簡便な津波模擬波形の作成方法として、杉野他 (2013)¹⁾ の分析結果に基づきプレート境界の深部と浅部に対応するそれぞれ長周期と短周期の孤立波を仮定し、図 2 に示すようにこれらを合成する。二種類の孤立波の合成において、実現象の波形の不確かさを考慮するため、東北沖のプレート境界での断層破壊現象を参考に、周期 (波長) 及び波峰の時間差を複数設定した。ここでは、波高比 (H_a/H_b)、波峰の時間差比 ($t_b - t_a$) / T_a をそれぞれ大中小の 3 パターン設定し、計 9 パターンの合成波を作成し最大波高で正規化した。加えて、波源域の断層破壊規模の不確かさを考慮して、合成波の波長方向の伸縮を 5 パターン (基準 1、伸 1 及び縮 3) 設定し、45 波 (=9×5) で模擬津波波形群を定めた。



図 3 解析モデルの概要
Fig.3 Overview of simulation analysis model

(b) 作用波力 (波圧) のばらつき算定: 図 3 の地形モデルを対象に、上記の津波模擬波形を入力とした三次元津波遡上解析を実施し、建屋前面位置の作用波圧を算定した。津波模擬波形の沖合波高レベルは五段階 (7.5m から 17.5m まで) とした。三次元津波遡上解析による波圧算定結果の散布データを用いて、沖合波高レベルごとの作用波圧の平均及び対数標準偏差 (β) を算定した。沖合波高ごとの確率分布を図 4 に示す。その結果、沖合波高 7.5m の場合の作用波圧のばらつきは、沖合波高 10m 以上の場合のばらつきに比べて大きいことが分かる。これは、沖合波高 7.5m の津波では防潮堤等の地形の影響を受けやすくなるためであると考えられる。今後、沖合の津波模擬波形のばらつきと施設側での作用波力のばらつきの関係性をより詳細に分析していく。

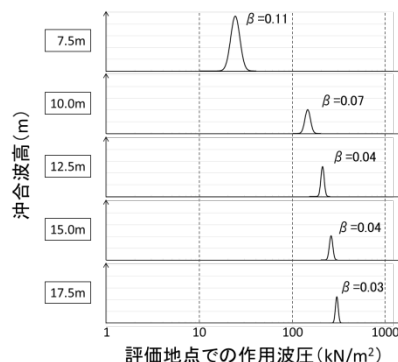


図 4 作用波力 (波圧) の確率分布
Fig.4 Probability distribution of tsunami force

2. その他（論文等成果の公表）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

なし

(4) 学会発表

なし

文 献

- 1) 杉野英治、呉長江、是永眞理子、根本信、岩渕洋子、蛭沢勝三：原子力サイトにおける 2011 東北地震津波の検証、日本地震工学会論文集、Vol.13、No.2、2013 年。
- 2) ADRIANO, B., S. HAYASHI, H. GOKON, E. MAS and S. KOSHIMURA, Understanding the extreme tsunami inundation in Onagawa town by the 2011 Tohoku earthquake, its effects in urban structures and coastal facilities, Coastal Engineering Journal, in press（査読あり）

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

サイト内施設の津波リスク評価において防潮堤越流後の施設への作用波力を算定するために、東北地震津波での特徴的な沖合波形を考慮した津波模擬波形の作成方法を提案するとともに、津波模擬波形群のばらつきに起因するサイト内施設での作用波力の確率分布を明らかにした。また、防潮堤越流を想定した防潮堤背後の屋外構造物に対する作用波力の水理実験データを用いて、三次元津波遡上解析モデルが有するばらつきの特徴を明らかにした。以上により、平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果については学術論文として公表に値すると考えており、今後公表していく予定である。なお、平成 26 年度までの本プロジェクト関連の成果については、委託先において既に Coastal Engineering Journal に 1 編²⁾ 投稿しており、積極的に公表してきた。

本プロジェクトの成果は、津波 PRA 評価での活用が期待され、「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」における「外部事象に係る確率論的リスク評価」に資するものである。

プロジェクト名：(D03) 津波ハザード関連評価技術の整備（その 3）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 津波堆積物による波源推定の検討

津波堆積物は、過去の津波によって海底の土砂等が移動及び堆積してできたものであり、津波規模（波源の広がり）及び頻度（過去の津波の襲来時期や回数）に関する有効な情報源の一つと考えられる。このような情報は、耐津波設計及び津波リスク評価（確率論的津波ハザード評価を含む。）での活用が期待される。限られた地点における津波堆積物の調査からは対象地点での頻度の情報は得られるが、津波規模に関する情報は直接的には得られないため広域調査が必要となる。広域調査に基づいた既往研究では、津波堆積物の分布は浸水域と同等であると仮定して津波規模の推定を試みているが、平成 23 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波（以下「東北地震津波」という。）からは、津波堆積物の分布範囲と浸水範囲は一致しないことが報告されている。特に津波堆積物の分布範囲が浸水範囲よりも大幅に狭い場合には、津波規模を過小評価する可能性が高いため、津波堆積物から津波規模を推定する手法の精度向上を図ることが重要である。そこで、本プロジェクトでは、既知の波源に対応した津波堆積物の形成プロセスを明らかにし、津波堆積物からより正確な津波規模の情報を得るため、津波による陸上土砂移動・堆積モデルを利用した波源推定について検討する。

具体的には、① 現地調査による津波堆積物データの収集及び分析、② 津波による陸上土砂移動・堆積に係る水理実験、③ 津波による陸上土砂移動・堆積のモデル化並びに解析コードの改良及び①、②で取得したデータを用いた解析コードの検証、④ 作成した解析コードを用いた波源推定について検討する。

平成 27 年度に実施した項目①～④の主な成果は以下のとおりである。

- ① 浅海域での土砂堆積厚は陸上に比べて大きく、地形による層厚の局所変化も小さいと想定されるため、検証解析に適していることから、平成 26 年度までに仙台湾にて試料収集を行った。平成 27 年度は東北地震津波で堆積した土砂の層厚を正確に推定するために、津波後の常時波浪による砂の堆積等の影響を堆積物中の花粉分析により評価を試みた。分析の結果、東北地震津波による堆積物の最上部に震災前には見られなかった特定の植物の花粉が見られ、津波時の堆積層厚をより正確に推定できる可能性があることが分かった。
- ② 水理実験では、土砂移動・堆積モデルの検証データ整備のため、陸上の土砂移動及び堆積過程を模擬する実験を行った。実験は、平成 25 年度に製作した実験水路を用い、段波初期水位、土砂粒径及び斜面勾配を実験パラメータとし、土砂移動に関するデータ（移動砂量の分布、段波の遡上先端位置等）を整理した。
- ③ 掃流砂及び浮遊砂の流砂量式係数の改良に加えて、津波の浸水深と流速から飽和浮遊砂濃度を予測する式等を新たに導入した解析コードを用いて、東北地震津波時の仙台湾南部海岸の土砂移動計算を実施した（図 1）。計算された地形変化量は、柱状採泥（①にて取得）とおおむね整合した。
- ④ 多数の津波を想定した順解析（津波波源の形成、外洋伝播、浅海域及び陸域での砂移動に関する一連の解析）を実施し、陸域の六地点における津波堆積物情報（堆積層厚、土砂粒径等）を解析結果から取得した。これをデータベース化することで、津波堆積物情報に基づく津波波源の推定精度を検討する仕組みを構築した。現時点では、構築した仕組みの有効性を確認するため、以下の条件で解析を実施し、六地点で堆積層厚等を算出した。仮想地形モデルを一様勾配で海域一種類、陸域二種類とし、津波波源を M9 クラスで二種類、M8 クラスで四種類とした。また、土砂粒径は一様粒径で二種類とした。今後は、東北地震津波を対象とした構築手法の実地形での検証を行う。その際には、①～③の成果を反映し、更に改良した土砂移動解析コードを用いる予定である。

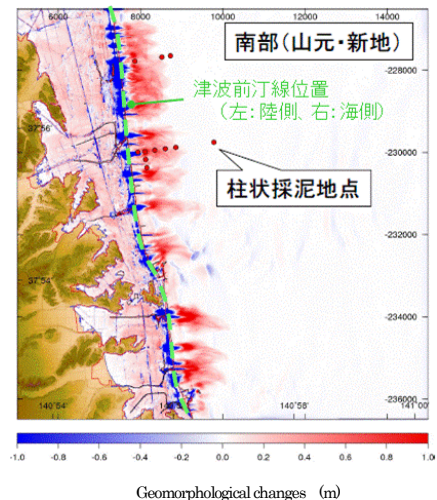


図 1 平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波による仙台湾南部海岸における土砂移動解析結果（青は浸食及び赤は堆積を示す。）
Fig.1 Calculation result of geomorphological changes after the tsunami in southern sendai coast (Blue:erosion, Red:deposition)

2. その他（論文等成果の公表）

- (1) 原子力規制委員会・検討チーム等
なし
- (2) NRA 技術報告
なし
- (3) 論文投稿
なし
- (4) 学会発表
なし

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

土砂移動・堆積モデルの検証データ整備のため、陸上の土砂移動及び堆積過程を模擬した水理実験を行い、実験データを取得した。また、陸上遡上域まで拡張した土砂移動解析コードを整備し、東北地震津波時の仙台平野の津波堆積物の再現により検証した。さらに、津波堆積物情報に基づく津波波源の推定手法として、多数津波シナリオによるデータベース方式を考案した。以上により、平成 27 年度安全研究計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果については学術論文として公表に値すると考えられ、平成 28 年度以後の投稿を予定している。なお、平成 26 年度までの本プロジェクト関連の成果については、既に土木学会論文集に 2 編掲載されており、積極的に公表してきた。さらに、これらの公表論文については、新規制基準による既設発電所の適合性審査において有用な知見の一つとして活用されている。

本プロジェクトの成果は、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」における「超過確率の参照」、及び「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」における「外部事象に係る確率論的リスク評価」に資するものであり、確率論的津波ハザード評価における基礎情報として、既往津波の規模や発生頻度の設定に関する技術的根拠の拡充に貢献するものである。

プロジェクト名：(D03) 津波ハザード関連評価技術の整備 (その4)

担当：安全技術管理官 (地震・津波担当) 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 津波痕跡データベース (津波痕跡高情報及び津波堆積物情報) の整備

新規制基準において、「基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること」を求めている。津波に関する歴史記録は過去数百年、津波堆積物は過去数千年前までの情報を保持しており、基準津波の妥当性判断の材料の一つとして有効である。本プロジェクトでは、上記新規制基準の適合性審査や安全性向上評価に資するため、原子力規制庁がこれまでに整備してきた「津波痕跡データベース」の津波痕跡高情報 (痕跡高及び位置) の拡充を図った。また、津波堆積物を認定するための基準を整備し、津波堆積物情報の精度向上を図った。平成 27 年度の主な成果の概要を以下に示す。

① 津波痕跡高情報の拡充

歴史津波は、古文書等によりその発生は知られているものの、その被害規模を示す情報が書物の中に埋もれ、被害の全容が明らかになっていないものが多くある。本プロジェクトでは、古文書の記載からより多くの痕跡記録を得るために、津波高さ情報以外の被害規模 (集落や船舶の流失被害数等) の記事に着目し、歴史津波の痕跡高情報を拡充する。平成 27 年度は、日本海側で発生した九つの歴史津波を対象に史料調査を行い、それらのうち五つの津波に関して現地調査、信頼度評価を実施した。1833 年天保出羽沖地震津波及び 1741 年寛保渡島大島噴火津波を対象に、平成 26 年度までに秋田県、山形県及び新潟県¹⁾での現地調査を実施した。平成 27 年度は更に調査範囲を広げ、北海道～青森県、石川県～福井県～京都府舞鶴、島根県を対象に被害規模に関する史料調査及び現地標高測量を行い、八十地点で津波高さの推定を実施した。1833 年天保出羽沖津波の調査地点及び測量結果の一部を例として図 1 に示す。石川県では、これまで輪島以外にほとんど記録が得られていなかったが、寺院の過去帳を調査することにより、同県珠洲市大谷で新しい痕跡記録が得られた。今後、太平洋側で発生した歴史津波についても文献史料調査及び現地調査を実施する。



図 1 1833 年天保出羽沖津波の調査結果
Fig.1 Field survey results of the 1833 Tenpo Dewa-oki tsunami

② 津波堆積物情報に係る認定項目の整備

津波による堆積物は、堆積環境による堆積構造や構成物等が相違することや、高潮や洪水等による堆積物と類似することが要因となり、津波起因であると認定することが困難である。そのため、これらを客観的に認定できるよう津波堆積物認定項目の整備等を実施してきた。平成 27 年度は、平成 26 年度までに整備してきた津波堆積物認定項目

(案) について津波堆積物の専門家から意見を聴取し、それらを踏まえて認定基準項目を精査するとともに、認定フローを作成した (図 2)^{2) 3)}。また、堆積物について高精度年代測定法を活用して分析した結果、これまで約 2000 年前頃に堆積したと判別されてきた三層の津波堆積物の堆積年代を各々 BC 191～AD 51、BC 398～BC 202、BC 805～BC 431 と判別することができた。さらに、津波堆積物情報のデータベースについては、データの収集及び登録のほか、柱状図を作成する機能の追加及び津波痕跡高情報のデータベースとの統合を行った。有用な津波堆積物情報がデータベースに登録されることによって広域な津波堆積物の対比が可能となり、更に津波痕跡高情報のデータベースと合わせて活用することで、津波の評価 (発生頻度、規模、波源推定等) を効率的に実施できることが期待される。

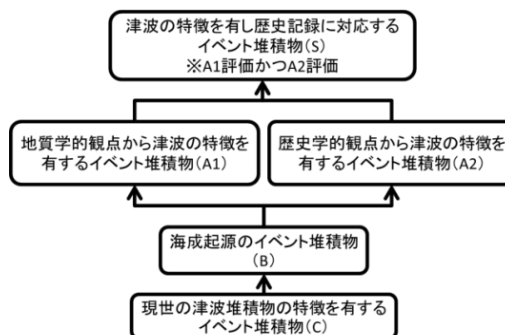


図 2 津波堆積物に関する認定フロー
Fig. 2 Tsunami deposits classification flowchart

2. その他 (論文等成果の公表)

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

なし

(4) 学会発表

なし

文 献

- 1) 都司嘉宣、今井健太郎、畔柳陽介、木南孝博、松岡祐也、佐藤雅美、芳賀弥生、今村文彦、文化元年（1804）象潟地震、および天保四年(1833)出羽沖地震による津波の秋田、山形、及び新潟県海岸での高さ分布、東北大学津波工学研究報告、第 32 号、2015 年（査読なし）。
- 2) 後藤和久、菅原大助、西村裕一、藤野滋弘、小松原純子、澤井祐紀、高清水康博、東北大学津波工学研究報告、津波堆積物の認定手順、2016 年（査読なし）。
- 3) 後藤和久、菅原大助、西村裕一、藤野滋弘、小松原純子、澤井祐紀、高清水康博、津波堆積物の認定手順と項目の整理、日本地球惑星科学連合 2016 年合同大会、2016 年 5 月。

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

日本海沿岸を対象に、古文書等の歴史史料調査及び現地測量調査を実施し、津波による家屋流失や人的被害等の記事から間接的に津波高さを推定する方法により津波痕跡高情報を拡充した。

津波堆積物を認定するための項目の妥当性確認及びその精度向上を図るとともに、認定フローを整備した。さらに、認定した結果を DB システムに反映させ、既に整備されている痕跡 DB とシステムを統合し情報の共有化を図った。以上により平成 27 年度実施計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果の一部については、日本地球惑星科学連合 2015 年大会等で既に公表されている（7 件）。また、本プロジェクトの成果は学術論文として公表に値すると考えられるため、今後公表していく予定である。さらに、平成 26 年度までの本プロジェクト関連の成果（津波痕跡高情報）については、新規規制基準による既設発電所の適合性審査や国土交通省の津波浸水想定の設定の手引きにおいて有用な知見の一つとして活用されている。

本プロジェクトの成果は、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」における「基準津波の策定」、「超過確率の参照」、及び「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」における「外部事象に係る確率論的リスク評価」の際の技術的根拠に関する既往知見の拡充に貢献するものである。

プロジェクト名：(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究（その1）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 防潮堤の津波に対するフラジリティ評価手法の整備

原子力規制委員会が平成 25 年 6 月に制定した「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」及び「耐津波設計に係る工認審査ガイド」では、津波に対し防潮堤等の防護機能が十分保持できるように設計がなされることを求めている。本プロジェクトでは、水理試験等により防潮堤に作用する段波波圧及び持続波圧に関するデータを収集し、防潮堤の津波に対する構造健全性評価に係る知見を拡充する。

① これまでの研究成果

平成 26 年度までに、持続波圧に着目した水理試験及び解析結果の整理を行った。この結果、防潮堤設置位置のフルード数（流体の慣性力と重力との比）が 1 以下の場合には、津波荷重の設定方法として、国交省の暫定指針に基づく水深係数 3 の考え方（図 1）が適用可能であることを確認した。

② 平成 27 年度の研究成果

平成 27 年度は、段波波圧に対する評価及び持続波圧のフルード数が 1 を超える場合の評価について検討した。

段波波圧に対する評価に係る知見の拡充のため、水理試験（縮尺 1/40）により防潮堤模型に生じるひずみを直接計測し、分析及び評価した。この結果、段波が防潮堤の構造健全性に与える影響は、概して持続波による影響よりも小さいことを確認した。段波の影響が持続波より大きくなる場合であっても国交省の暫定指針に基づく水深係数 3 の考え方が適用可能であることを確認した（図 2）。

また、持続波圧のフルード数が 1 を超える場合の構造健全性評価に係る知見の拡充のため、入力津波の波形形状（波高、周期等）をパラメータとした水理試験（縮尺 1/40）を実施し、フルード数が 1 を超える入力津波での水理試験データを分析及び評価した。この結果、防潮堤前面での津波の最大せり上り波高に基づく水深係数 1 相当の静水圧は、試験で計測された波圧より大きく、フルード数が 1 を超える場合には、最大せり上り波高に基づく津波荷重の設定方法が保守的であること（図 3）、及びその最大せり上り波高に係る CFD（Computational Fluid Dynamics）に基づく実務的なシミュレーション解析結果は、水理試験結果を良く再現できることを確認した。

今後、評価方法の適用性を確認するとともに、設計を超える津波に対する検討を行う。

(2) 水密扉の津波に対するフラジリティ評価

安全性向上評価における津波 PRA に活用するため、水密扉の漏水試験に基づく解析手法を検討し、浸水防止機能の評価に活用できる見通しを得た。

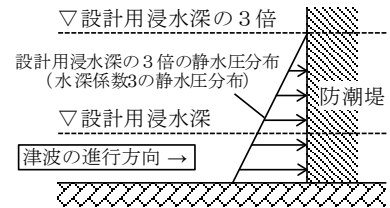


図 1 国交省の暫定指針^{*}に基づく水深係数 3 の考え方

^{*} 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 17 日

Fig.1 Evaluation Method for Design Pressure by Interim Guidelines

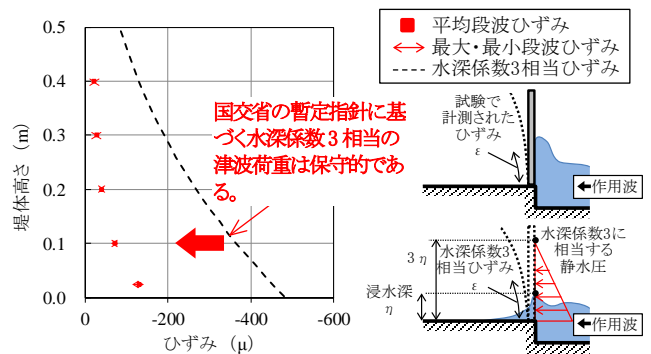


図 2 水深係数 3 相当ひずみと段波ひずみの比較

Fig.2 Comparison between Maximum Bore Pressure Strain and Equivalent Strain Based on the Water Depth Coefficient

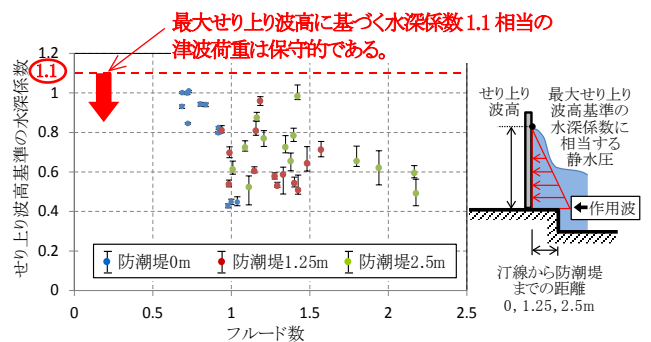


図 3 フルード数とせり上り波高基準の水深係数の関係

Fig.3 Relationship between Froude Number and Water Depth Coefficient Based on Maximum Water Depth in Front of Seawall

2. その他（論文等成果の公表）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

・第28回原子力規制委員会、平成27年9月9日

(2)NRA 技術報告

・石田暢生、森谷寛、中村英孝、飯島亨、川内英史、NTEC-2015-4001、防潮堤に作用する津波段波の影響について、平成27年10月

・石田暢生、森谷寛、中村英孝、飯島亨、川内英史、NTEC-2016-4001、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について、平成28年8月（発行予定）

(3)論文投稿

・森谷寛、石田暢生、鳥山拓也、中村英孝、飯島亨、川内英史、段波の作用を受ける直立壁式の防潮堤の構造応答に着目した津波波力評価、土木学会論文集 B2（海岸工学）、2016年10月（査読中）

(4)学会発表

・森谷寛、段波の作用を受ける直立壁式の防潮堤の構造応答に着目した津波波力評価、第63回海岸工学講演会、2016年11月（査読中）

自己評価

平成27年度計画に対する達成状況

安全研究計画にある目的は、防潮堤について、地震による影響を含めた津波に対するフラジリティ評価手法の整備である。平成27年度の作業は、津波波力に対する水理試験、データ整理及び模型試験のシミュレーション解析を行い、防潮堤の設計評価手法を構築した。以上により、平成27年度安全研究計画は予定どおり進捗した。

平成27年度の主要成果のレベル及び活用

段波波圧に対する評価手法の整備に係る成果を平成27年度上半に取りまとめ、平成27年10月にNRA技術報告として公表した。また、平成26年度までに実施した水理試験結果に基づいて、平成27年度中に実施した解析的な検討結果等を取りまとめ、平成28年10月の土木学会論文集 B2（海岸工学）に投稿して発表する予定である。持続波圧のフルード数が1を超える場合の評価手法の整備に係る成果は、平成28年度上半に取りまとめ、平成28年8月末までにNRA技術報告として公表する予定である。なお、平成28年度中にこれまで作成した本研究に係るNRA技術報告3編を取りまとめた評価ガイドを発行予定である。

本成果は、耐津波設計に係る工認審査での津波荷重評価の判断の技術的根拠として活用された。さらに、規制ニーズへの対応となる津波PRAリスク評価確認マニュアルの作成に資するものである。

プロジェクト名：(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究（その2）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 27 年度成果概要

(1) 地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価

原子力規制委員会が平成 25 年 11 月に策定した「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、評価方法の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価」が挙げられている。これを受けて、本プロジェクトでは、地震時の斜面崩壊に係る施設・設備のフラジリティ評価に資する検討として、i. 地震による斜面崩壊の可能性、ii. 斜面崩壊後の崩壊岩塊の施設への到達、iii. 崩壊岩塊の衝突による施設の損傷という 3 つの限界状態を設定し、各限界状態の評価を行っている。ここで、既往の知見としては地震時における多くの斜面崩壊調査事例はあるものの、その評価は定性的なものが多いことが課題として挙げられる。特に、質量が大きな岩塊が崩壊した場合、その挙動は斜面の凹凸や岩塊の形状等に伴う大きなばらつきが存在するため、確率論的に定量評価することが求められる。

そのため、平成 27 年度は上記 ii. 及び iii. に焦点をあて、斜面崩壊が発生した条件下における崩壊岩塊の到達位置の確率分布を求めめるため簡易かつ高速な評価手法の開発を行うとともに、崩壊岩塊が施設・設備に衝突することを想定した岩塊衝突試験により衝撃荷重や衝突速度に関するデータを取得した。

① 斜面崩壊後の施設・設備への影響評価の手法整備

斜面崩壊後の施設・設備への影響評価では、解析により岩塊の到達位置を推定し、それに基づいて岩塊の衝突確率を算定する。そこで、岩塊の到達位置を定量的に評価するため、図 1 に示す斜面模型の岩塊転動試験を対象に、岩塊の形状や斜面の凹凸等の不確かさについて乱数を用いて表現した一質点系の力学モデルにより試験結果の再現解析を行った。図 2 は拡がり方向 X 及び到達距離 Y の確率分布の諸量を示しており、図中の回帰式の傾きは到達距離の標準偏差、切片はその平均値を表す。両方向とも結果はほぼ直線になっており、左図の拡がり方向 X は正規分布、右図の到達距離 Y は対数正規分布とするモデル化により良好な結果が得られることが分かり、到達位置の確率分布をモデル化することが可能であることを確認した。

② 岩塊衝突試験概要

岩塊衝突試験では、反力壁に設置した荷重計に対し、実岩塊や模擬岩塊を衝突させ、その時の衝撃荷重データを取得した。また、高速度カメラによる撮影画像の解析結果から岩塊の衝突速度データを算定した。さらに、岩塊の形状を考慮した試験による実測値と球体間の理論式であるヘルツの式による衝撃力との比較を行い、岩塊の形状の違いによる衝撃力への影響を分析し、球形以外の実岩塊や模擬岩塊にヘルツの式を適用するための係数を求めた。

今後は、①、②における研究成果を、ii. 斜面崩壊後の崩壊岩塊の施設への到達及び iii. 崩壊岩塊の衝突による施設の損傷に関する限界状態の評価に取り入れるとともに、これまでに実施した i. 地震による斜面崩壊の可能性に関する研究成果等と組み合わせ、斜面崩壊に係る施設・設備のフラジリティ評価手法を整備する。

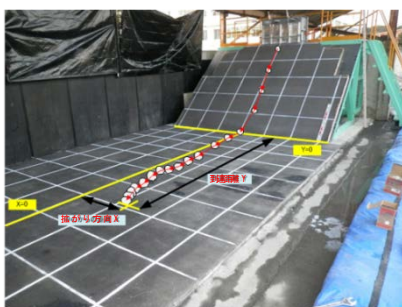


図 1 斜面模型の岩塊転動試験

Fig.1 Rolling experiment of rock mass with a slope model

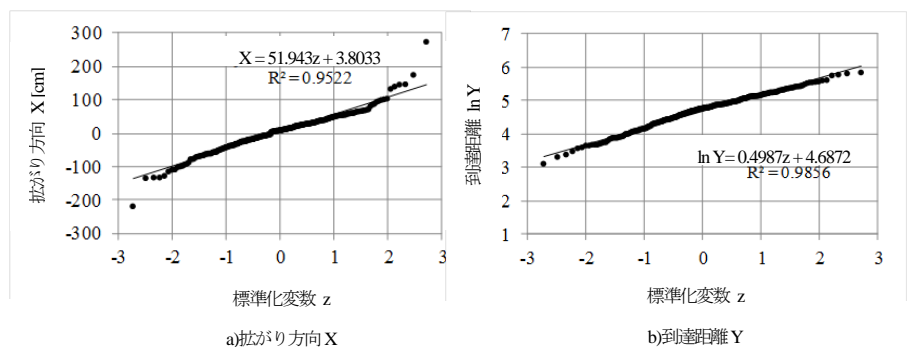


図 2 到達位置の確率分布のモデル化

Fig.2 Modeling of the probability distribution of the arrival position

2. その他（論文成果の公表）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

- ・ Kazunari Mori, Kazunori Chigira, Hidetaka Nakamura, Susumu Nakamura: Experimental and Analytical Consideration for Risk Evaluation on Seismic Collapse of Peripheral Slope of Nuclear Power Plant, 23rd Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Manchester, United Kingdom, 2015. (査読なし)

(4)学会発表

- ・ 千明一生、中村英孝、中村晋、原子力施設周辺斜面のリスク評価に係る検討—転動岩塊の速度と到達距離の関係—、土木学会第 71 回年次学術講演会、2016 年 9 月 (査読なし、発表予定)

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

「地震時の斜面崩壊に係るフラジリティ評価」では、斜面崩壊後の施設・設備への影響評価として、岩塊を一質点系の力学モデルとして模擬した解析手法を用いて、岩塊転動試験の再現解析を行い岩塊の到達位置の確率分布を算定した。また、岩塊衝突試験により岩塊の衝撃荷重及び衝突速度のデータを取得した。以上により、平成 27 年度安全研究計画は予定どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

本プロジェクトで得られた成果は、国際会議の発表論文として投稿し公表を図った。また、崩壊した岩塊の到達位置の算定については、平成 28 年度土木学会年次大会にて発表予定である。

本成果は、実用発電用原子炉の安全性向上評価におけるリスク評価に係る知見となる。

プロジェクト名：(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究（その3）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度の成果概要

(1) 地震による設備のフラジリティ評価

原子力規制委員会が平成 25 年 11 月に策定した「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、評価方法の一つに「外部事象に係る確率論的リスク評価」が挙げられている。これを受けて、本プロジェクトでは、弾塑性領域での地震時亀裂進展評価手法及び経年設備における地震フラジリティ評価手法を整備した。

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

ニッケル合金溶接部を有する平板試験片の亀裂進展試験及び FEM 解析を実施し、弾塑性領域での地震時の亀裂進展評価手法を整備した。本手法を配管形状に適用した場合の亀裂進展量と、模擬地震応答波形を負荷した配管試験体の亀裂進展量を比較し、手法の妥当性を確認した。

b. 亀裂を有する配管のフラジリティ評価手法の整備

上記の手法に基づき、確率論的破壊力学解析コード PASCAL-SP に、弾塑性破壊力学パラメータ J 積分値を用いて亀裂進展速度を算出する機能を追加した。そして、配管溶接部等に SCC による亀裂が発生することを想定し、設計を超える地震による亀裂進展の影響を考慮したフラジリティ評価事例を整備した。（図 1）

②亀裂進展解析コード CRACK-FEM の整備

複雑形状部位の亀裂の応力拡大係数の算出及び事故トラブル時の原因究明に用いるため、地震による疲労亀裂進展及び経年化に伴う亀裂進展を評価するコード CRACK-FEM の適用対象の拡充、及び解析の自動化について、改良整備を進めてきた。

平成 27 年度は、CRACK-FEM の複数亀裂進展機能の解析精度を確認するための検証解析を行った。半楕円亀裂のある板形状試験片を対象に、複数亀裂進展時の亀裂の形状変化と進展速度を評価し、解析結果が疲労試験データ（文献値¹⁾）と一致することを確認した。また、炉内構造物（上部格子板）の地震による疲労亀裂進展及び照射誘起応力腐食割れに起因する亀裂進展の評価手法の整備を行った。さらに、平成 26 年度に整備した高速解析方法（理想化陽解法 FEM）を用いた溶接残留応力解析機能について、溶接工程で溶接金属の要素を自動生成する機能を整備した。

今後、上記 (1) ①で実施した亀裂進展試験片の進展特性を詳細に分析し、確率論的破壊力学解析コードの高度化を図る。そして、これまでの成果をまとめ、各材料（ステンレス鋼、炭素鋼及びニッケル合金）に適用可能な地震フラジリティ評価手法を整備する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用）

(1) 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2) NRA 技術報告

なし

(3) 論文投稿

・ Azuma K., Yinsheng L, Hasegawa K, Stress Intensity Factor Interaction between Adjacent Flaws with Large Aspect Ratios,

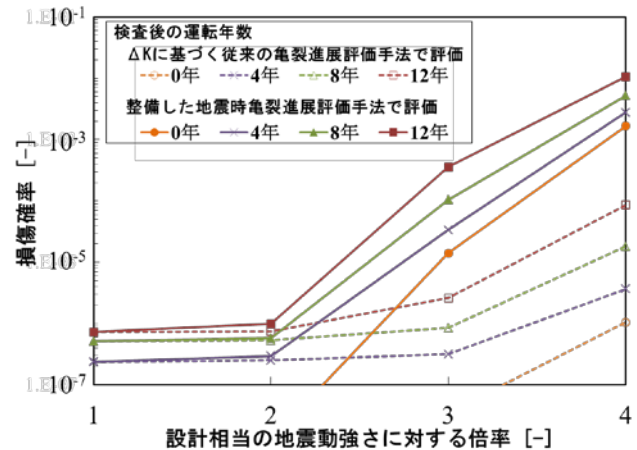


図 1 配管のフラジリティ評価例

Fig. 1 Seismic fragility of aging pipes

PVP2015-45063, USA, 2015. (査読あり)

- ・ Doi H, Azuma K, Simulation on Propagation and Coalescence of Fatigue Crack by Automatic Three-Dimensional Finite Element Crack Propagation System, PVP2016-63151, Canada, 2016. (査読中)

(4) 学会発表

- ・ Azuma K, Yinsheng L, Hasegawa K, Stress Intensity Factor Interaction between Adjacent Dissimilar Flaws with Large Aspect Ratios, ASME Boiler Code Week, USA, 2015. (査読なし)
- ・ Azuma K, Probabilistic fracture mechanics analysis of piping system under seismic loading, 28th Regulatory Information Conference (RIC), USA, 2016. (査読あり)

文 献

- 1) 飯田國廣、安藤 清、平田隆明、複数表面欠陥からの疲労亀裂伝播寿命評価（第一報）一直列配置複数亀裂問題一、日本造船学会論文集、第 148 号、（1980-12）、pp.284～293.

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

溶接部や複雑形状部位の亀裂進展試験及び FEM 解析を実施し、設計を超える地震による亀裂進展評価手法を整備した。本手法を用いて、確率論的破壊力学に基づく経年配管のフラジリティ評価を行った。以上により、平成 27 年度安全研究計画は予定どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年度の本プロジェクトの成果は配管圧力容器国際会議 (PVP2016) のプロシーディングスとして投稿した。また、米国規制委員会の規制情報会議 (RIC2016) にて招待講演依頼を受け、発表を行った。

プロジェクト名：(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究（その4）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成 27 年度の成果概要

(1) 構造物の衝撃に係るフラジリティ評価

原子力規制委員会が平成 25 年 6 月に制定した「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」や平成 26 年 9 月制定の「実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド」等では、飛翔体の衝突による影響の評価を行うことを要求している。これを受け、本プロジェクトでは、衝突実験から供試体に生じる破壊性状、衝突によって発生する衝撃荷重及び衝撃挙動について知見を蓄積する事を目的とし、施設の壁を模擬した直立した鉄筋コンクリート板（以下「供試体」という。）への鋼製飛翔体の垂直衝突実験を実施する。平成 27 年度は飛翔体の衝突に伴う供試体の破壊性状に係る知見を収集した。

① 実験概要

実験パラメータは、飛翔体の種類及び衝突速度並びに供試体の板厚である。飛翔体は剛及び柔の二種類の円筒形の飛翔体とした。剛の場合は衝突で飛翔体に変形が生じない設計とし、柔の場合は衝突で飛翔体に変形が生ずる設計とした。飛翔体は剛及び柔共に直径 30mm、質量 330g である。目標衝突速度は 100、150 及び 200m/s の 3 速度とした。一方、供試体は圧縮強度約 25N/mm²、寸法は縦 550mm×横 550mm とし、板厚 60、80 及び 100mm とした。計測項目は、鉄筋ひずみ、供試体裏面加速度、反力であり、併せて高速カメラ（約 15,000 コマ/s）を用いて衝突時の時刻歴挙動を観察した。

② 実験結果の一例

実験結果の一例を紹介する。図 1 に板厚 60mm の供試体に対し柔飛翔体を衝突速度 197m/s で衝突させた際の供試体の破壊に至る状況を示す。供試体に対する飛翔体衝突時の荷重継続時間は、約 1ms 程度である。飛翔体の供試体への衝突によって、供試体の裏面側に剥離が確認された。図 2 に実験後の供試体の破壊性状を示す。衝突面側には約縦 60mm×横 50mm の損傷範囲で 15mm の貫入が観察された。さらに、裏面側には約縦 275mm×横 200mm の範囲における剥離が観察された。飛翔体は供試体を貫通していないが、裏面側に大きな損傷が発生した。

図 3 に剛飛翔体衝突に伴う供試体の破壊性状について、衝突速度と板厚の関係を示す。ここで、供試体の破壊性状の段階を、飛翔体の貫入量に応じて軽度なものから「貫入：○印」、「裏面剥離：△印」、「貫通：×印」と定義すると、衝突速度が大きくなるほど、また板厚が薄くなるほど、破壊性状は重度なものに移行することがわかる。また、同図には既往の評価式の適用性を確認するため、Chang 式による評価結果を併記した。図中の赤線は貫通限界板厚を、青線は裏面剥離限界板厚を示している。貫通限界板厚の既往評価式は、実験結果（×印）と良い相関が見られた。一方、裏面剥離限界板厚の既往評価式は、実験結果（△印）と比較して保守的な結果となった。

平成 28 年度は、飛翔体の直径を変更し寸法効果による供試体の破壊性状について検討するとともに、ボックス型構造物に対する衝撃荷重及び衝撃挙動に着目した知見の収集を目指す。

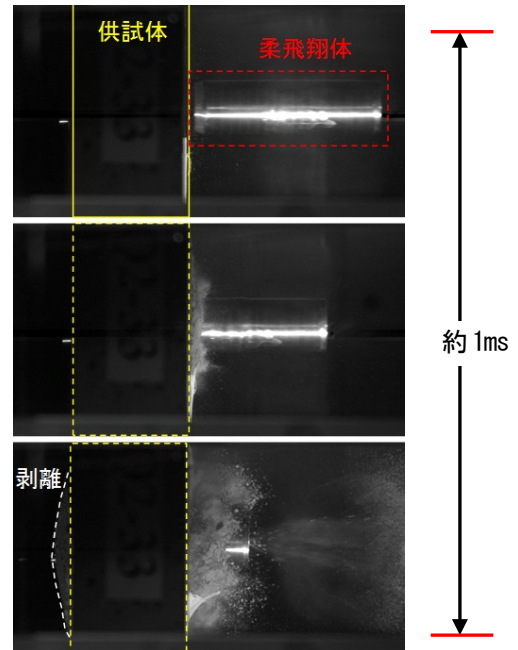


図 1 衝突の状況
(柔飛翔体、衝突速度 193m/s、板厚 60mm)
Fig.1 Situation of impact.
(soft missile, impact velocity:197m/s, thickness:60mm)

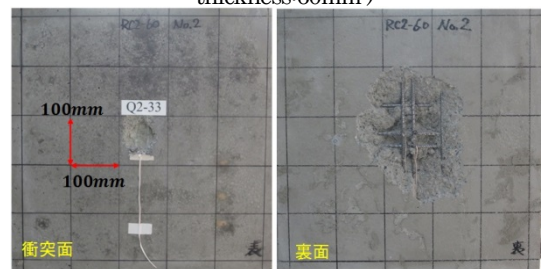


図 2 衝突後の破壊性状 (柔飛翔体)
Fig.2 Local damage character.(soft missile)

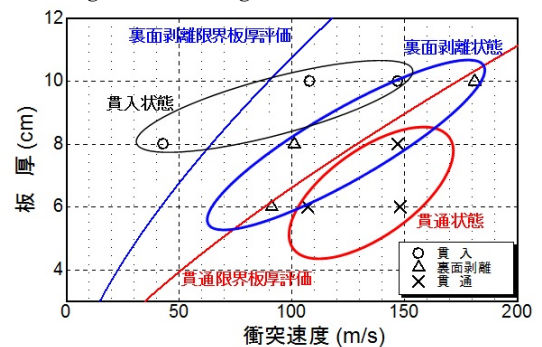


図 3 実験結果と評価式の比較 (剛飛翔体)
Fig.3 Comparison of evaluation formula with experimental result.(rigid missile)

2. その他（論文成果の公表）

(1)原子力規制委員会・検討チーム等

なし

(2)NRA 技術報告

なし

(3)論文投稿

なし

(4)学会発表

なし

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

平成 27 年度は、小径飛翔体の衝突に伴う鉄筋コンクリート板の破壊性状及び衝突に伴う鉄筋コンクリート板の挙動を把握することを目的として研究を実施した。飛翔体の剛性、衝突速度及び鉄筋コンクリート板の板厚をパラメータにした実験の結果として、各種パラメータによる破壊性状及び挙動への影響を確認した。また、本実験で得られた破壊性状に対して、既往の種々の評価式を適用し、各評価式の妥当性を確認した。以上により、平成 27 年度安全研究計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

平成 27 年の本プロジェクトの成果については、成果を精査するとともに分析を加え、今後論文等で公表していく予定である。

本成果は、「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド」及び「実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド」において、飛翔体等の衝突に対する構造健全性等に係る評価に資する技術的根拠となるものである。

プロジェクト名：(D05) 外部事象に係る構造健全性関連研究（その5）

担当：安全技術管理官（地震・津波担当） 付

1. 平成 27 年度の成果概要

(1) 竜巻荷重による施設への影響評価

原子力規制委員会の新規規制基準では、設計上考慮すべき自然現象として竜巻が挙げられており、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づき、竜巻に対する原子炉施設の安全機能の確保に関する適合性審査が行われている。この審査において、竜巻荷重の妥当性を確認する必要がある。一方、日本国内では近年、竜巻の渦特性、被害分析等の研究が進められ、一般構造物への竜巻荷重効果等に関する知見^{1)、2)}が蓄積しつつある。

本プロジェクトは、上記の知見を勘案し、竜巻荷重評価法の向上に資する研究を平成 27 年度より 2 年間で実施する。竜巻荷重は、大別して、「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」であるが、本プロジェクトでは、これら荷重に大きく寄与する①竜巻風速の設定法、②竜巻渦モデルの渦特性及び③飛来物評価の飛来条件に着目し、文献調査、数値解析、実験等を行い、竜巻荷重評価法の向上を図る。併せて、④竜巻荷重が施設等に及ぼす影響評価の検討も実施する。

平成 27 年度の項目①～④の主な成果は以下のとおりである。

- ①竜巻風速の設定法：竜巻荷重において基本となる竜巻風速の設定法を分析するために、確率論的手法を用いた風速ハザード曲線を算出する計算コードを作成し、併せて、気象庁「竜巻等の突風データベース」を基本とする分析用データの整備も行った。
- ②竜巻渦モデルの渦特性：竜巻渦の性状分析や飛翔体の飛散解析に適用される複数の渦モデルを対象に、竜巻の特性を与えるパラメータ及び適用条件に留意して整理を行った。このうち、ランキン渦モデル、修正ランキン渦モデル、ビヤクネス渦モデル及びフジタモデルの各渦モデルを対象に気象観測データへの適合性を気圧の観点から検討した。地上付近で観測された気圧データと各渦モデルによる気圧の近似曲線の比較より、修正ランキン渦モデルが竜巻の気圧分布を表現する渦モデルとして有力である見通しが得られた。
- ③飛来物評価の飛来条件：竜巻による飛来物評価の観点から、上記②で整理した渦モデルに関し、定常な流れ場と非定常の乱流場による飛散解析結果の差異を整理した。また、非定常の乱流場による数値解析を実施し、複数のタイプ（図 1）の竜巻渦を生成し、平成 28 年度に実施する飛散解析用の風速・風圧場データを整備した。
- ④施設への影響評価：原子炉施設を対象とした竜巻による影響評価を検討するため、国内の適合性審査資料を調査・分析し、竜巻に対して防護すべき施設の分類と構造強度評価の考え方を整理した。また、被害を模擬する観点から、竜巻及びダウンバーストの突風による風圧及び気圧差による構造物への影響並びに飛来物の挙動を把握するための風洞実験計画を立案し、試験装置の製作を行った。

平成 28 年度では、上記の項目①～④を進めるとともに、竜巻荷重に関する標準的な評価手順を整備する計画である。

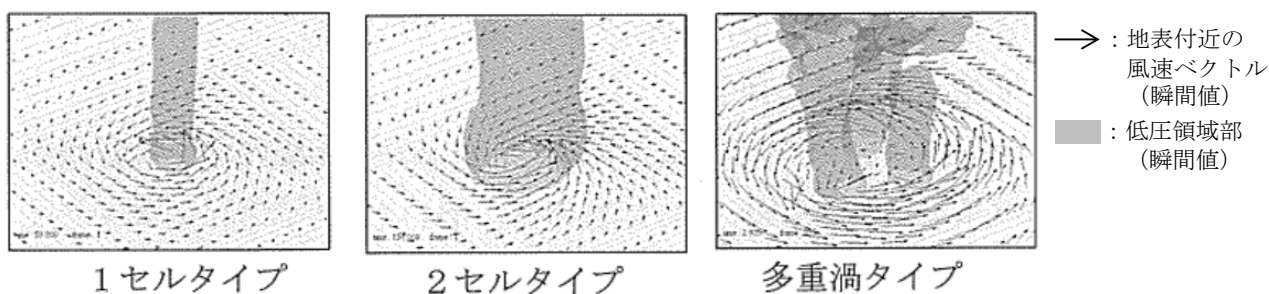


図 1 非定常乱流場の数値解析結果の例

Fig.1 Examples of large eddy simulation of turbulent flow

2. その他（論文成果の公表）

- (1)原子力規制委員会・検討チーム等
なし
- (2)NRA 技術報告
なし
- (3)論文投稿
なし
- (4)学会発表
なし

文 献

- 1) 小林文明、木村孝承、呉宏堯、2013 年 9 月 16 日群馬県で発生した竜巻の地上稠密観測データを用いた解析、平成 27 年度年次研究発表会梗概集、135-136、2015 年 8 月
- 2) 丸山敬、2012 年 5 月 6 日につくばで発生した竜巻中の飛散物の速度推定、京都大学防災研究所年報、第 56 号 B、349-359、2013 年 9 月

自己評価

平成 27 年度計画に対する達成状況

竜巻による施設への影響評価のうち、竜巻荷重評価法を向上させるため、当該荷重に寄与する竜巻風速の設定法、竜巻渦モデルの渦特性及び飛来物の飛来条件を対象に、文献調査、数値解析等を行い、その特徴を整理した。竜巻風速の設定法に関しては、風速分析に必要な解析コードとデータを整備した。竜巻渦モデルの渦特性に関しては、既往の渦モデルの特性と適用範囲を整理するとともに観測記録と整合する渦モデルを示した。また、飛来物の飛来特性については、定常流れ場と非定常流れ場での特徴と飛来解析結果の差異を整理し、飛散解析用の非定常乱流場の風速場データを整備した。以上により、平成 27 年度安全研究計画が計画どおり進捗した。

平成 27 年度の主要成果のレベル及び活用

本成果は、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」において、竜巻荷重の設定等に係る改訂に資する技術的根拠となるものである。また、本成果は学術論文として公表するに値すると考えられるため、平成 28 年度以降に風工学会等で公表予定である。