

平成26年度安全研究成果調査票
(年次評価)

平成27年7月

目次

番号	プロジェクト名	ページ
A02	熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2）	1
A03	多重故障事象の安全評価手法の整備	2
A06	使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価（Phase-1）	3
A09	事故時燃料冷却性評価に関する研究	4
A14	高速炉（もんじゅ）に対するSA対策の安全審査要件の整備	5
A15	福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	6
A18	人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	7
B03	シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備	8
B06	PRAの活用に係る検討と基盤整備	9
B07	防護対策の実効性向上のための整備	10
B08	緊急時対応要員スキル向上方策研究	11
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	12
C03	第二種廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究	13
D01	震源断層評価技術の整備	14
D03	津波ハザード関連評価技術の整備	16
D04	原子力施設における地質構造等に係る調査・研究	20
D08	火山影響評価に係る技術的知見の整備	21

A：主担当 安全技術管理官（システム安全担当）付

B：主担当 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

C：主担当 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

D：主担当 安全技術管理官（地震・津波担当）付

上記以外のプロジェクトについては、中間評価又は事後評価の調査票を参照

プロジェクト名：(A02) 熱流動・核特性安全解析手法等の整備 (Phase-2)

担当：安全技術管理官 (システム安全担当) 付

1. 平成 26 年度成果概要

平成 25 年 7 月に施行された新規制基準に基づく適合性審査やその後の安全性向上評価の妥当性確認ために、重大事故に至るおそれがある事象及び設計基準事故に対する安全解析手法の整備を進めている。平成 26 年度は、適合性審査への対応で BWR の原子炉停止機能喪失事象 (以下「ATWS 事象」という。) を解析した。

(1) 重大事故に至るおそれがある事象に対する安全解析手法の整備

ATWS 事象は、運転時の異常な過渡変化時にスクラムが作動しないとする事象であり、新規制基準ではこの対策の有効性を評価するよう求めている。また、本事象は炉心内の三次元的な熱流動、核動特性等が複雑に絡む事象である。このため、本年度は、ABWR 及び BWR5 プラントに対して TRACE コードによる一点炉近似動特性解析に加え、SKETCH/TRACE コードによる炉心三次元核熱水力動特性解析等を実施し、解析により得られた技術的知見から本事象特有の留意点を抽出して、審査での事業者の有効性評価結果の妥当性確認に備えた。なお、これらの核動特性データ (特に三次元核データやほう素反応度データ) は、これまでの運転時の異常な過渡変化や設計基準事故解析では用いられていないものであり、次項で述べるように本業務の中で新たに整備した。

図 1 に、SKETCH/TRACE コードによる ABWR プラントの主蒸気隔離弁 MSIV 閉鎖 ATWS 事象の予備的な解析結果を示す。スクラム不作動のため、短期的には ATWS 対策である再循環ポンプトリップ (インターナルポンプ 4 台) により原子炉出力上昇及び圧力上昇が抑制される。また図 2 に示すように、給水加熱器への抽気蒸気喪失による給水温度低下により炉心部軸方向出力分布は一時的に下方に大きく歪むことが確認できた。出力分布の歪みは、燃料棒の沸騰遷移時の熱伝達特性や炉心安定性に影響を及ぼすことが考えられ、炉心 3 次元核熱水力解析ではこれらの検討が可能になる。

TRACE による一点炉近似動特性解析では、三次元解析に比べ解析時間等が短いことから、ボイド、ドップラ反応度係数の種々のパラメータの感度解析や、ほう素反応度によるシャットダウンまでの長期的な挙動等、TRACE/SKETCH による三次元解析を補足する多数ケースの解析が可能である。これら両方の解析により、事業者の有効性評価の妥当性を確認していく予定である。

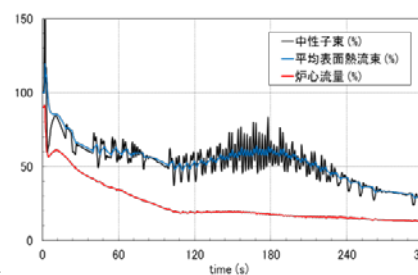


図 1 ATWS 事象の過渡変化の例
Fig.1 Examples of ATWS analysis

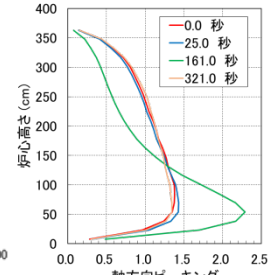


図 2 軸方向出力分布
Fig.2 Axial power distributions

(2) 炉心核特性解析コード (BWR 炉心 ATWS 解析用標準データの整備)

ATWS 事象の解析評価に用いる三次元核動特性解析コード SKETCH の核定数データを三次元炉心燃焼解析コードシステム CASMO/SIMULATE を用いて整備した。図 3 に、整備した ATWS 解析用 ABWR 炉心の核定数データを用い過渡中に想定される流量と出力の組合せに対して SKETCH コードで計算した軸方向出力分布の一例を示す。SKETCH の結果は、炉心解析で実績のある SIMULATE の結果を再現している。また、図 4 に ATWS 事象におけるほう酸水注入系作動時の炉心の沸騰状態を考慮したボイド率依存のほう素反応度係数の例を示す。一点炉近似動特性解析で使用される各種反応度係数、動特性パラメータ等の炉心特性パラメータは、これまで整備してきた BWR のデータとおおむね整合していることから、今回整備したデータが、ATWS 解析に使用できることが確認できた。

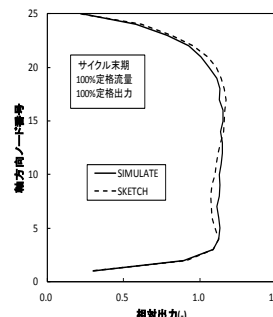


図 3 軸方向出力分布の比較
Fig. 3 Comparison of axial power distributions

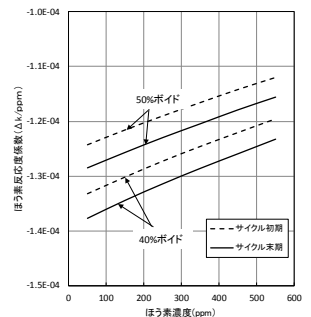


図 4 ほう素反応度係数
Fig. 4 Boron coefficient

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

特になし

プロジェクト名：(A03) 多重故障事象の安全評価手法の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 26 年度成果概要

新規制基準では、多重故障事象発生時の炉心損傷防止対策の有効性を事故シーケンスグループごとに確認することが要求されている。そのため、プラント熱流動及び核特性に係る事象進展並びにプラント挙動の重要現象を把握することを目的として、プラント過渡熱流動解析コードを用いて解析した。

(1) 多重故障事象の技術的知見の整備

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について、ABWR 及び BWR5 を対象に、熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3（以下「RELAP5」という。）、格納容器解析コード CONTEMPT 等を用いて解析した。BWR の事象では、格納容器過圧を防止する対策として格納容器ベントの評価が必要となるため、原子炉压力容器（RELAP5）と格納容器（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「高圧・低圧注水機能喪失事象」の原子炉圧力及び格納容器圧力をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。

本事象は、給水流量の全喪失後、注水機能喪失により原子炉水位が低下していく。原子炉圧力は、主蒸気隔離弁閉止後に上昇するが、逃し安全弁手動開放（事象発生から約 14 分後と仮定）により低下し、低圧代替注入により炉心を冷却する（図 1）。

格納容器圧力は、崩壊熱により発生した蒸気が逃し安全弁を通し、サブプレッション・チェンバへ流入することにより上昇していくが、代替格納容器スプレイと格納容器ベントにより抑制される（図 2）。

このような解析により、各事故シーケンスグループの事象進展や重要なパラメータの感度等に対する技術的知見を BWR 炉心損傷防止策の有効性の確認に活用している。

(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への対応に関して熱流動の観点から技術的知見を得るため、PWR の蒸気発生器伝熱管の複数本破断事象について 3 ループプラントを対象に RELAP5 で解析した。その結果、破損蒸気発生器の隔離、一次系のフィードアンドブリードによる除熱を行い、低圧注入系又は低圧代替注水系による注水を適切に実施できれば、炉心損傷を回避できる可能性が示唆された。また、炉心への注入条件の感度解析を行い、充填系と分離した高圧注入系（100%）の 1 台の作動と加圧器逃し弁手動開の減圧により低圧注入が行える可能性も示唆された。

(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 プラントの「全交流動力電源喪失事象」及び「冷却材喪失事象」を RELAP5 で解析した。停止時の事象では、炉心の崩壊熱により生じる蒸気が加圧器の開口部から放出されることで一次系の冷却を維持する。そのため、加圧器開口面積や炉心出口から加圧器に至るまでの流動状態、蒸気発生量に影響する注入流量等が重要なパラメータであることを確認した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

・NTEC-2014-1001「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析（PWR）」、平成 26 年 8 月

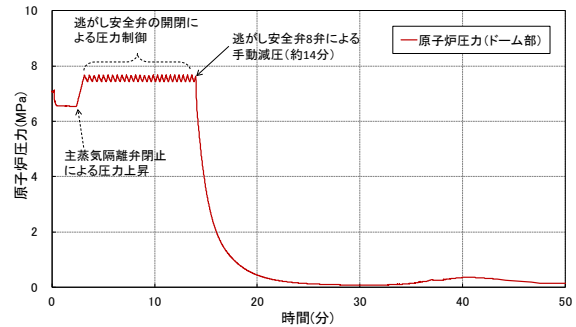


図 1 原子炉圧力

Fig.1 Reactor Pressure

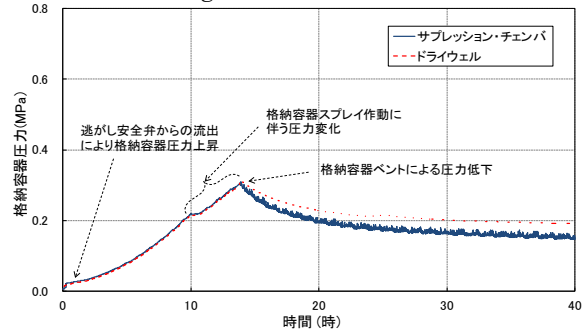


図 2 格納容器圧力

Fig.2 Primary Containment Vessel Pressure

プロジェクト名：(A06) 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 26 年度成果概要

我が国の軽水炉においては、使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵量が増加している。現在、使用済燃料を中間貯蔵キャスクに移動し、敷地内で一定期間保管管理するための申請がなされ、審査が行われているところである。米国では、中間貯蔵キャスクの臨界安全評価について燃焼度クレジットを適用しており、我が国の事業者においても、合理的な臨界管理の観点から燃焼度クレジットを適用してくる可能性がある。

臨界安全評価に燃焼度クレジットを取り入れるに当たっては、使用済燃料に対する臨界安全解析コードの適用性及び解析精度を臨界実験データを用いて定量的に評価することが必要である。HTC (Hauts Taux de Combustion：高燃焼) 臨界実験は、フランス放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) が PWR の燃焼燃料の組成を模擬することにより実施した一連の臨界実験であり、使用済燃料貯蔵プールや使用済燃料輸送容器に適用される燃焼度クレジットの妥当性確認を目的とした唯一のものである。HTC 臨界実験データは、使用済燃料の臨界防止裕度を定量的に評価するために有用かつ効率的に入手できるデータであることから、本データを取得した。以下に取得した HTC 臨界実験データの概要を示す。

HTC 臨界実験は、IRSN と AREVA 社が共同出資し、CEA の Valduc 施設で実施した PWR 使用済燃料に対する一連の臨界実験である。本実験においては、PWR 燃料が約 40 GWd/t の燃焼度まで燃焼した時点の組成を模擬するべく、プルトニウム及びウランの組成を調整した約 2,500 本の燃料棒を新規に製造し、実験に使用した。

実験は、大きく分けて、核データの検証に重点を置いた均一体系の物理的ベンチマーク実験 (フェーズ 1 及び 2) と、使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での集合体配置を模擬した工学的ベンチマーク実験 (フェーズ 3 及び 4) の 4 つのフェーズからなる。表 1 に各フェーズでの実験データの概要を、図 1 に各フェーズでの炉心配置を示す。

平成 27 年度に、HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析を実施し、臨界安全解析コードの適用性及び解析精度を確認する。

Table 1 Outline of HTC critical experiments

表 1 HTC 臨界実験データの概要

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

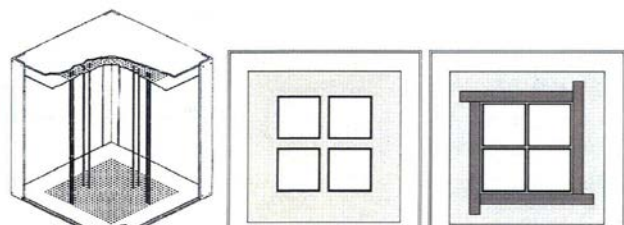


Fig. 1 Core configuration of HTC critical experiments

図 1 HTC 臨界実験の炉心配置

2. その他 (論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等)

なし

プロジェクト名：(A09) 事故時燃料冷却性評価に関する研究

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 26 年度成果概要

(1) LOCA 時の燃料冷却性

①被覆管水素脆化

米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）は冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時の炉心の冷却可能な形状を維持するための基準（LOCA 基準）に対して、水素吸収した被覆管の LOCA 後の再冠水急冷時の機械的損傷に対する耐性への影響を考慮した改定作業を進めている。この NRC の動向を踏まえ、米国及び仏国の LOCA 基準について調査した。現行の LOCA 基準策定においては、NRC は被覆管リング圧縮試験、日本及び仏国は急冷破断試験（Integral Thermal Shock (ITS) 試験）から得られたデータ・知見を基にしている。LOCA 及び急冷時に被覆管に働く力に対し、リング圧縮試験は過度に保守側であると考えられるのに対し、ITS 試験は LOCA 時の現象を適切に模擬していると考えられるため、ITS 試験の採用は妥当であると判断した。また、調査結果によれば、被覆管水素含有率の上限として 400～800 wt ppm を考慮した場合でも、我が国の現行 LOCA 基準（被覆管最高温度 (PCT) $\leq 1200^{\circ}\text{C}$ 、化学量論的酸化量 (ECR) $\leq 15\%$) は妥当であると推定できる。今後は、高水素含有傾向を示す高燃焼度燃料を用いた ITS 試験から得られるデータを評価（不確定性評価等）し、現行 LOCA 基準の妥当性、見直しの要否を検討する。

②被覆管ブレイクアウェイ (BA) 酸化

LOCA 時の BA 酸化とは、約 800～1000 $^{\circ}\text{C}$ において被覆管が水蒸気中で酸化される際、一定時間経過後に酸化が加速し、脆化が進む現象である。国内外の関連技術情報・試験データの調査結果並びに国内プラントの LOCA 時被覆管温度及び高温継続時間に関する解析データの調査結果から、我が国の商業炉で現在使用されている被覆管材料については BA 酸化の可能性は低いと判断される。同様の判断が米国及び仏国の規制当局でもなされている。ただし、NRC は従来の組成・製造方法とは異なる新しい被覆管材料が申請された場合、その材料について BA 酸化する可能性を否定できないとして BA 酸化に関する規定を設けるという改訂案を出している。我が国の BA 酸化に関する規定の必要性については引き続き検討する。

③FFRD 現象 (FFRD : Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal)

LOCA 時の被覆管の膨れ、破裂、燃料ペレットの破碎（細片化）、被覆管膨れ部へのペレット片の移動及び被覆管破裂時の燃料棒外部へのペレット片の放出は、局所出力上昇、流路閉塞等による燃料冷却性の低下を招き得ると指摘されている。このため、国際プロジェクト（ハルデン炉プロジェクトやスタズビック被覆管健全性プロジェクト (SCIP-III)）に参画すること等により国内外の技術情報及び試験データを収集・分析し、その結果を FFRD モデル化に必要な知見として整理した。今後は、整理した知見を踏まえ LOCA 時の燃料冷却性への影響の程度を確認し、現行 LOCA 基準の見直しの必要性について検討する予定である。

(2) LOCA 後の長期燃料冷却性

LOCA 後に地震が発生した場合の燃料冷却性を担保する必要がある。本研究では、未照射被覆管の ITS 試験後の 4 点曲げ試験による許容曲げモーメント（地震時の被覆管耐性に相当）と地震が起きた場合の燃料に働く曲げモーメント（地震時荷重に相当）を比較し、旧耐震設計指針で規定される地震を想定した場合でも燃料破損に至らないことを示唆する試験結果が得られていることを確認した。今後は、照射済みの被覆管を用いた ITS 試験後の 4 点曲げ試験のデータを取得して、新耐震設計指針で規定される地震加速度を想定した解析等により、LOCA 後の長期保管中の燃料冷却性について検討する。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

(1) 論文等の公表

- ・ 事故時燃料冷却性評価研究（その 1）燃料バルーニング、リロケーションの被覆管温度への影響評価、日本原子力学会 2014 年秋の大会、2014 年 9 月

(2) 当該年度成果の活用

- ・ 当該年度成果は現行 LOCA 基準の妥当性確認や必要な見直し案の作成等に活用する。

プロジェクト名：(A14) 高速炉（もんじゅ）に対するSA 対策の安全審査要件の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 26 年度成果概要

本プロジェクトは、高速炉の新規制基準で要求するシビアアクシデント（以下「SA」という。）対策の考え方や新規制基準に基づく SA 対策の有効性評価に係る知見を得ることを目的に実施している。平成 26 年度に得られた成果の概要を以下に示す。

(1) SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討

高速炉における著しい炉心(使用済燃料) 損傷の防止策であるナトリウムの自然循環除熱特性について、プラント動特性解析コードを用いた解析検討を実施した。炉心及び炉外燃料貯蔵槽の冷却の可否及び自然循環除熱が長期間に及んだ場合の課題の有無について確認した。また、一次系流量減少時原子炉停止機能喪失事象(以下「ULOF」という。)の防止策として、受動的安全性を有する制御棒の効果を検討した。

(2) 地震起因による著しい炉心損傷の可能性に係る検討

地震時の燃料集合体群振動による反応度投入による著しい炉心損傷に至る可能性検討の一環として、高速中性子照射による集合体湾曲の影響評価や、水平方向に加え鉛直方向の振動も考慮できる解析手法及び条件を検討した。

(3) 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討

高速炉の典型的な炉心損傷事象として ULOF を想定し、放出エネルギーの上限の評価論理の構築に向け、炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR 等によるパラメータ解析や水流動試験を実施した。水流動試験では、炉心領域における熔融燃料の揺動に伴う反応度印加・緩和挙動を明らかにするため、水プールに固体粒子等を混入した場合の揺動挙動を確認した。また、ULOF を起因とした再臨界時の原子炉容器及び 1 次冷却系の健全性確認と原子炉容器上部へのナトリウム噴出量の評価を行った。図 1 に解析モデルと解析結果(速度ベクトル)の例を示す。原子炉容器の健全性が確保される場合でも条件によっては原子炉容器上部へのナトリウム噴出は生じるため、これによる格納容器の健全性への影響評価が重要であることを確認した。

(4) SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討

著しい炉心損傷が生じた場合の格納容器の機能確保に係る検討として、ULOF 時の炉心から原子炉容器下部への熔融物質の移行挙動及び冷却挙動について解析を実施し、熔融物質の原子炉容器内冷却が可能となる条件を検討した。また、熔融物質の冷却に影響する B₄C 分解とホウ素の蒸発挙動を試験により確認した。

(5) 安全性向上評価に向けた検討

安全性向上評価に必要な PRA 手法に関し、連続マルコフ連鎖モンテカルロ法を用いたレベル 2 PRA により、事故シーケンスの妥当性を確認するための手法の検討を行った。

(6) 適合性審査等に必要となる安全解析手法の整備

高速炉の適合性審査に必要となる安全解析手法に関しては、炉心損傷事故の解析コードである ASTERIA-FBR 及びその簡易版 ASTERIA-dash の整備作業により平成 26 年度までに基本的なコード開発を完了した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

Validation of fuel pin failure model of Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR, (NTHAS9,2015,Korea)、日本原子力学会（秋の大会、春の年会）における発表（計 4 件）

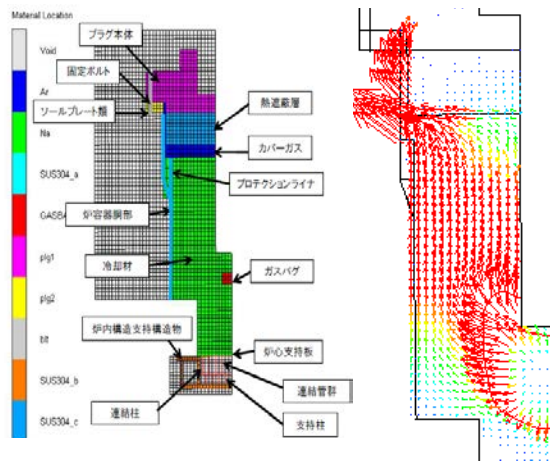


図 1 ナトリウム噴出解析
Fig.1 Analysis of Sodium Spout

プロジェクト名：(A15) 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備

担当：安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 平成 26 年度成果概要

原子力災害対策本部が策定した廃止措置等に向けた中長期ロードマップでは、2020 年上半期までに燃料デブリの取出しを開始し、開始後 10～15 年で燃料デブリの取出しを完了するとされている。その際、作業者の被ばく低減を考慮し格納容器上部までを冠水させて燃料デブリを取り出すこととしている（冠水法）。冠水法では、燃料デブリが臨界となる可能性のある水中での取出し作業となるので、取出し後の収納・輸送・保管までを含めて、性状の不確かさを考慮した燃料デブリの慎重な臨界管理が必要である。このため、燃料デブリの管理、取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管等についての安全性の確認を目的として、性状の不確かさを考慮した臨界評価基準に関する技術的知見の取得及び燃料デブリの臨界リスクを評価する手法の整備が必要である。本研究では、燃料デブリの取出しに係る様々な局面で、事業者が行う臨界管理に関して、規制機関として安全性を確認するために必要となる以下の技術的知見を整備する。

- (1) 臨界リスク評価基準の整備
- (2) 環境影響評価手法の整備
- (3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

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に必要なデータベースの概念設計を行った。また、臨界実験を日本原子力研究開発機構（JAEA）が保有する定常臨界実験装置（STACY）を用いて行うため、STACY を改造する必要がある、それに伴う改造炉心、給排水系等、実験装置・設備の基本設計を実施した。

(1) 臨界リスク評価基準の整備

燃料デブリの性状（密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等）をパラメータとする臨界リスク評価基準の概念設計を行うとともに、モンテカルロ計算コード MVP 等を用いた臨界特性の系統的な解析を行い、燃料デブリの臨界リスクを評価する基準の作成に着手した。

(2) 環境影響評価手法の整備

福島第一原子力発電所 1～3 号機並びにその廃炉工法及び工程を把握しつつ、燃料デブリの想定される所在場所、性状及び取出作業に起因する事象、臨界リスクを評価する上で考慮すべき事項・事象を検討した。また、臨界となり得るシナリオの系統的な検討に用いるデータベースの概念設計を行った。

(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

既存の STACY は、溶液燃料を使用する臨界実験装置であるため、燃料デブリを模擬した臨界実験を実施するために、 UO_2 燃料棒を使用する炉心設備に STACY を改造する（図 1）。STACY において燃料デブリの取り得る性状範囲を参考に、実施すべき実験の炉心構成を検討し、炉心格子板及びデブリ模擬体の反応度値測定のための可動装荷物駆動装置の基本設計を行った。

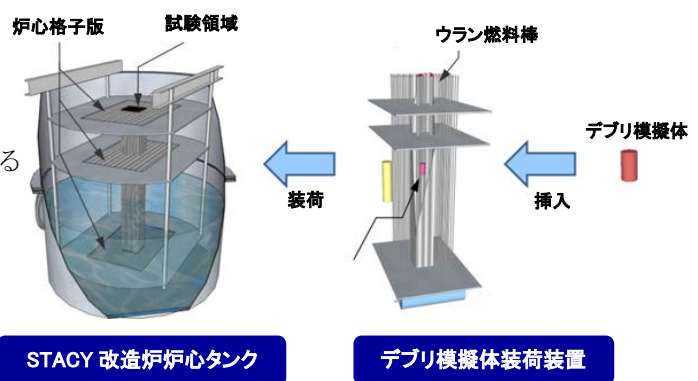


Fig.1 Outline of critical experiments with modified STACY

図 1 STACY 改造炉による燃料デブリ臨界実験の概略

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(A18) 人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映

担当：安全技術管理官（システム安全担当） 付

1. 平成 26 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

事業者の安全文化醸成活動を評価する視点を抽出する目的で、国際的な研究テーマにもなっている国民性が安全文化に及ぼす影響を調査した。調査結果として、ある国が直面してきた社会的な脅威（人口増加、領土紛争、天災の脅威等）が強いほど、強い社会的規範が必要になり文化の窮屈さ（tightness）が形成され、それが国民性に影響を与えることが分かった。しかし、事故発生率の観点からは、国民性よりも安全文化要素の一つである経営層のコミットメントの方がより影響を与えているという知見も得られた。

また、事故・トラブル事象の発生時における事業者の組織的対応とそのための日常的な準備に係る海外調査を実施した。調査結果として、まれに起きる失敗事例ではなく、日常の成功事例を重視してそこから良好事例を得ようとする「Safety-II」という考え方が Eric Hollnagel 教授より提唱されていること、先行研究として INPO (Institute of Nuclear Power Operations)、米国 DOE (United States Department of Energy) 等によって「3way コミュニケーション」、「STAR (Stop, Think, Action, Review)」等のヒューマンパフォーマンスツールの検討と体系化が実施されているという知見が得られた。ガイドの改訂案の作成に資するため、調査を継続する予定である。

(2) 「根本原因分析 (RCA) 評価プロセス運用マニュアル (報告書受理後編)」の案の作成

事業者の根本原因分析報告書の評価活動に関する情報や各原子力規制事務所での事業者の改善活動のフォロー状況等について調査し、根本原因分析報告書受理後の長期にわたる事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等について検討した。具体的には、「根本原因分析活動報告書が確定した時点」、「処置実施計画書が確定した時点」、「処置の有効性評価が実施された時点」の3つの評価タイミングを設定し、それぞれのタイミングで原子力規制事務所が実施する確認行為とその視点を取りまとめた。これらの調査・検討結果を踏まえ、「根本原因分析 (RCA) 評価プロセス運用マニュアル (報告書受理後編)」の案を作成した。

(3) 法令報告対象事象等の「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案の作成

国外の規制機関が定める事故報告書記載要求事項や国内外の人的過誤事象に該当する事故報告書の人的要因分析結果等について調査・整理し、事業者が提出する報告書の内容を適切に評価・判断するために必要な記載事項及び記載内容の確認のポイントを整理した。具体的な記載事項として、「不適合を検知・認知した手段」、「不適合が発生した機器の故障モードに関する情報」、「不適合を発生させた問題点（作業、状況等）の特定の有無」、「問題点を引き起こした直接要因の記載の有無」など、報告書に記載されていない場合に規制当局による報告書の的確な評価を困難なものとしている事項を特定した。これらの調査・検討結果を踏まえ、「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案を作成した。

(4) 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見

これまでに蓄積した国内外の人的過誤事象報告に関する人的要因分析結果を活用して、東京電力福島第一原子力発電所事故前後に発生した人的過誤事象の差異を分析した。その結果、東京電力福島第一原子力発電所事故については作業環境特性要因（予測困難、作業姿勢の制約等）の関与が大きいという知見が得られた。また、事故後については、作業負荷過大が関係する事象や、事故前は減少傾向にあった作業員の一般知識・専門知識不足、訓練不足といった個人特性要因が関係する事象の増加傾向が見られるという知見が得られた。今後も規制活動に活用可能な知見を得るため、分析を継続していく予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

特になし。

プロジェクト名：(B03) シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備

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

1. 平成 26 年度成果概要

平成 26 年度は、代表的な BWR プラントを対象に、レベル 1 確率論的リスク評価（PRA）のイベントツリーから選定した代表的な事故シナリオの事象進展解析を実施した。

(1) 事故シナリオの選定

解析対象は、第 1 表に示すように、代表的な BWR プラントの PRA で考慮している 8 種類の起因事象とした。

これら 8 種類の起因事象に対して、PRA のイベントツリーを基にプラント熱流動解析の対象とする 31 個の事故シナリオを選定した。これらの中には、事故発生後に重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できる事故シナリオ及びこれらの設備の機能喪失により炉心損傷に至る事故シナリオが含まれている。選定した事故シナリオの例として外部電源喪失の事故シナリオを第 2 表に示す。

第 1 表 代表的な BWR プラントの起因事象
Tab.1 Initiating events of Generic BWR plant

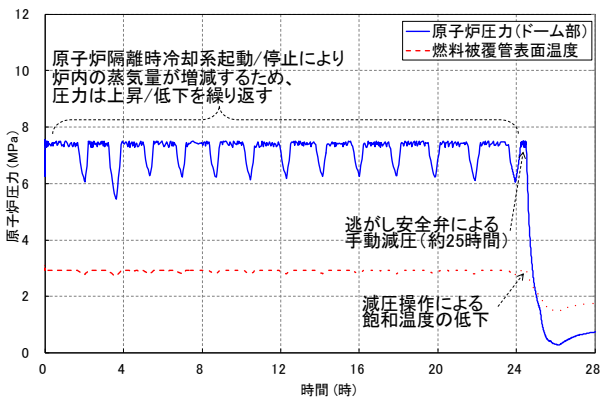
解析対象となる起因事象	
①	初期に主蒸気・給水・復水系が使用可能な過渡事象
②	初期に主蒸気・給水・復水系が使用不可能な過渡事象
③	外部電源喪失
④	手動停止
⑤	大破断LOCA
⑥	中破断LOCA
⑦	小破断LOCA
⑧	インターフェイスシステムLOCA

第 2 表 外部電源喪失の主な事故シナリオ
Tab.2 Example of accident sequences for Loss of Offsite Power

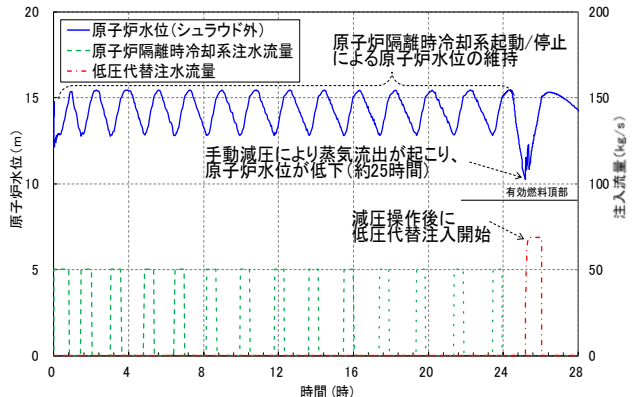
起因事象	No.	事故シナリオ
外部電源喪失	1	非常用所内電源の確保に失敗した上で短時間の電源復帰に失敗する。炉心注水は原子炉隔離時冷却系で実施する。代替電源が利用可能になると、手動で原子炉を減圧させ、低圧代替注水ポンプにより注水を継続する。
	2	非常用所内電源の確保に失敗した上で短時間の電源復帰に失敗する。炉心注水は原子炉隔離時冷却系で実施するが、やがて直流電源が枯渇することで原子炉隔離時冷却系が制御不能になり炉心注水の継続に失敗する。
	3	非常用所内電源の確保に失敗した上で短時間の電源復帰に失敗する。また、原子炉隔離時冷却系による炉心注水に失敗する。

(2) 事象進展解析

選定した事故シナリオを対象に、炉心損傷までの事象進展^(参1)については熱流動解析コード（RELAP5）を用いて、炉心損傷に至る事象進展^(参2)についてはシビアアクシデント総合解析コード（MELCOR）を用いて解析した。外部電源喪失時に非常用所内電源の確保に失敗した事故シナリオ（第 2 表の事故シナリオ 1）を RELAP5 コードで解析した結果を第 1 図及び第 2 図に示す。ここでは、炉心損傷防止対策である「手動で原子炉を減圧する操作及び低圧代替注水ポンプによる炉心注水」を考慮し、原子炉圧力、原子炉水位等のパラメータ変化を把握することで、本事故シナリオにおける事象進展を確認した。



第 1 図 原子炉圧力及び燃料被覆管表面温度
Fig.1 Reactor pressure and fuel cladding temperature



第 2 図 原子炉水位及び注入流量
Fig.2 Reactor water level and injection flow rate

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

・なし

参 1 原子力規制委員会，炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)，NTEC-2014-1001，2014

参 2 原子力規制委員会，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(PWR)，NTEC-2014-2001，2014

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 26 年度成果概要

(1) PRA の基盤整備と安全性向上評価における PRA の妥当性確認に必要なマニュアルの整備

安全規制への PRA の活用を目的として、PRA の基盤整備を行うとともに、安全性向上評価で発電用原子炉設置者から提出される PRA 結果を確認するためのマニュアルを整備した。

① 内部火災レベル 1PRA モデル整備

代表的 4 ループ PWR プラントを対象に、リスクに大きく寄与する約 60 区画を選定し、この区画内で約 700 の火災シナリオを作成した。また、これらの区画内に存在する電気盤、ケーブル、ポンプ等への火災進展挙動を把握するために、数値流体力学コード FDS（Fire Dynamics Simulator）解析により、火災の発生からケーブル等に火災が伝播するのに要する時間を評価した。これらの成果を基に特に重要と考えられる 10 区画を対象に炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）を試算した。試算結果により、ケーブルに火災が伝播することで複数の緩和設備が機能喪失するシナリオが CDF への寄与割合が高いことを確認した。

② 内部溢水レベル 1PRA モデル整備

代表的 4 ループ PWR プラントを対象に、内部溢水によって誘発される起因事象並びに機能喪失する系統及び機器の同定により約 90 個の溢水シナリオを選定した。これらの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てベイズ統計を用いて求めた。また、溢水による機器の機能喪失を含めたフォールトツリーを作成し、この評価結果と溢水シナリオに基づいて作成したイベントツリーを用いて、溢水による CDF を算出した。CDF に大きな影響を与える因子は、溢水の隔離操作の成否と補助給水隔離弁の健全性であった。

③ デジタル安全保護系の信頼性評価手法の高度化

デジタル安全保護系の PRA モデルの整備のため、OECD/NEA/CSNI の WGRISK のデジタル I&C 信頼性評価タスクグループに参加し、デジタル安全保護系の信頼性評価に係る報告書の作成に参画した。また、この報告書に基づいて、国内プラントを対象にデジタル安全保護系の信頼性を試算した。ECCS 起動信号故障確率は 2.4×10^{-4} /デマンドとなり、このうちソフトウェア故障の寄与割合は 16%程度であった。

④ 安全性向上評価における PRA を確認するためのマニュアル案の整備

安全性向上評価において、発電用原子炉設置者から提出される PRA（出力運転時及び停止時内部事象レベル 1PRA）の評価手法及びその技術的根拠の妥当性を確認する際に参考とするマニュアル案を整備した。

(2) クリアリングハウスでの PRA 活用

海外の規制機関の情報（発生した事故・故障事例や報告のあった検討事例等）を対象に、CDF に対する影響を評価し、事例の重要度を検討した。さらに、二次火災に係る検討事例、使用済燃料貯蔵槽に係る事例等について、国内プラントにおける類似の事故発生及び事故進展の可能性並びに海外での規制対応の国内プラントへの適用性等の技術的検討を行った。

(3) 検査制度における PRA の活用

安全実績指標（以下「PI」という。）にリスク情報を活用するための方策を検討した。この中では、米国の原子炉監督プロセスで用いられている緩和系パフォーマンス指標の我が国への適用性や、従来の PI 指標で用いられているしきい値を PRA の結果に基づき設定する方法を検討した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

- ・“火災伝播及び影響評価手法の高度化,” 原子力学会 2014 年秋の大会, 平成 26 年 9 月.

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 26 年度成果概要

(1)緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）評価ガイド案の整備

①米国における EAL 審査運用に関する調査

(a) EAL の妥当性検証プロセスの調査

米国における EAL の妥当性を検証するプロジェクトの実施内容等について調査した。代表的な EAL 事象が発生した場合の条件付炉心損傷頻度を比較することにより、緊急事態区分を定量的に評価する方法を把握した。（図 1）

(b) NEI99 - 01 に関する調査

米国の原子力発電所の多くでは、NRC によって承認された産業界 EAL ガイド（NEI99-01）に基づいてプラント固有の EAL が定められていることから、米国における承認プロセス（評価手順、体制、根拠等）を調査した。調査の結果、米国 NRC は規制解析ガイドライン¹による 6 段階のプロセスに従って産業界 EAL ガイドを評価していることを把握した。

また、NEI99 - 01（第 6 改定版）に記載のある標準的な EAL について調査し、福島第一原子力発電所事故の反映状況を確認するとともに、我が国の EAL との比較・整理を行った。米国と我が国の EAL とで対象とする事象はほぼ同等ではあるものの、クラス分類に多少違いがある。NEI99 - 01（第 6 改定版）には、上記（a）の評価結果が反映されていることを把握した。

②EAL 評価ガイド案作成のための技術的知見の整備

米国における EAL ガイド、EAL 審査体制、EAL 評価方法等のこれまでの調査により得られた技術的知見から、EAL 評価ガイドを作成するために必要となる要件を整備した。

(2)防護措置運用要領案の作成

①防護措置運用要領案に関する調査及び枠組の検討

NUREG - 0654 付属書 3 及び NEI12-10 等の米国における防護措置勧告（以下「PAR」という。）の戦略に関する文献調査を行った。調査の結果、緊急事態の通報を受けてから PAR を決定するまでの枠組及び外的条件の変動による PAR 拡張の枠組みを把握した。

② 防護戦略の実効性評価

NUREG/CR-7160 を調査し、多様な集団を考慮した代表的な事故シナリオにおける防護戦略の定量的な評価方法を把握した。（図 2）

また、この考え方に基づいて、我が国における防災戦略の評価について必要となるデータの整備を行った。ABWR における代表的な事故シナリオの総環境放出量を核種グループごとに整理するとともに、各自治体で実施された避難時間推計（以下「ETE」という。）のデータの整理及び米国での ETE レポートの調査を実施し、避難に係るデータの整備を行った。

(3)ETE ガイド案に関する技術的要因の検討

米国の ETE ガイダンス及びこれまでに実施された ETE 解析事例等を参照し、避難、屋内退避等の防護措置に影響する要因を検討した。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

・なし

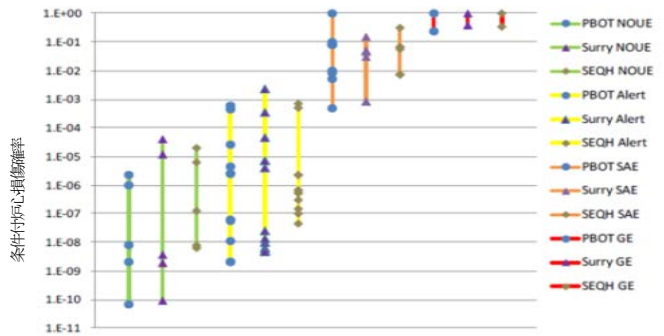


図 1 米国における EAL 定量的評価の実施例

Fig.1 Example of analysis to quantify EAL

PBOT: ピーチボトム発電所
Surry: サリー発電所
SEQH: セコビア発電所

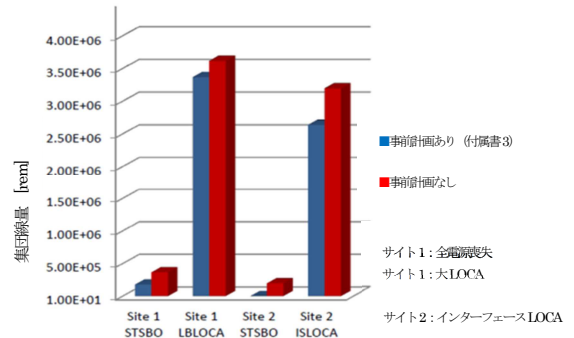


図 2 米国における防護戦略の定量的評価の実施例

Fig.2 Example of analysis to quantify Emergency Preparedness

¹ “NUREG/BR-0058: Regulatory Analysis Guidelines for the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Revision 4.” U.S. Nuclear Regulatory Commission. August 2004.

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 26 年度成果概要

(1) 緊急時対応技術マニュアル（オンサイト対応編）

① 緊急時対応技術マニュアルに係わる海外情報等の調査

米国の緊急時対応技術マニュアル RTM-96 Rev.4、Rev.5 及び国際原子力機関（IAEA）の TECDOC-955 を調査し、RTM-96 と TECDOC-955 での記載内容の対応関係を整理した。今後は、両者を統合する形で事故時対応における事故対応の評価・決定に必要な項目をまとめ、マニュアルの整備を進める予定である。

② 緊急時対応に必要なプラント関連情報（既存解析結果、EAL 情報等）の分析

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^{1,2,3,4}（主要状態量、主要事象発生時刻、解析条件等）を整理し、EXCEL の hyperlink 機能を用い、PWR については 128 ケース及び BWR については 180 ケースの解析結果の参照環境を整備した。また、BWR 分を対象に日本の緊急時活動レベル（EAL）の発生時刻を暫定評価し主要事象発生時刻表を作成した。これらの解析結果は、新規性基準以前のものでありフィルターバントの効果は無いものの、バント実施のケースも網羅されているため、プラント挙動理解の参考となる。

さらに、新規性基準審査時の審査資料より事故時運転手順書（AMG）等の情報収集を進めた。

今後、PWR 分のデータ整備を継続するとともに、適宜、新規性基準に対応した解析結果に置換又は追加していく予定である。

③ マニュアル枠組みの策定

緊急時対応センター（ERC）等の緊急時対応要員が緊急事態を把握し、対応措置の評価・決定を支援するためのマニュアルの方針を検討した。

・ RTM-96 及び TECDOC-955 を統合した事故時対応の評価手順及び事故理解、事故対応の検討に必要な知識として必要な知識を網羅する。

・ 必要な知識の抽出を容易にするため、②で整備した EXCEL の hyperlink 機能をベースとする。

平成27年度は、我が国の実態に沿った評価手順用データを整備すると共に、関連情報の収集を進め、マニュアルの暫定版を整備する予定である。

マニュアルの基本枠組みを図 1 に示す。

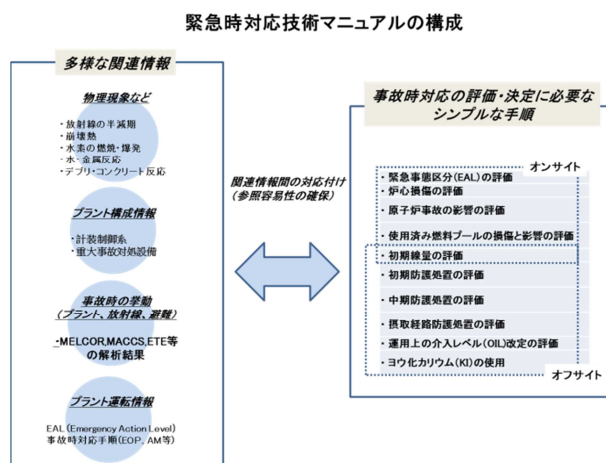


図 1 緊急時対応技術マニュアルの構成

Fig.1 Structure of the response technical manual

(2) 緊急時対応技術マニュアル（オフサイト対応編）

(1)に包含する形で作業を進めた。

平成 27 年度は、レベル 3PRA 結果、既存の避難時間推計結果、OIL 知見等の取り込みを進める予定である。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

・なし

¹ JNES-RE-2011-0001, p321-330, ‘実効性のある防護対策要領の整備検討’,安全研究年報（平成 22 年度）,平成 23 年 9 月, <http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000119525.pdf>

² JNES-RE-2012-0001-Rev.2, p299-305, ‘実効性のある防護対策要領の整備検討’,安全研究年報（平成 23 年度）,平成 24 年 8 月, <http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000123375.pdf>

³ JNES/NSAG10-0011 予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析（PWR）,平成 24 年 1 月, <http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000120562.pdf>

⁴ JNES/NSAG10-0010 予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析（BWR）,平成 26 年 2 月, <http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000127146.pdf>

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 26 年度成果概要

本プロジェクトでは、福島第一原子力発電所事故により発生した放射性廃棄物（以下「事故廃棄物」という。）の保管、処分等の管理に関する規制を整備するため、事故廃棄物の区分、福島第一原子力発電所敷地内（以下「1F サイト内」という。）の地下水流動・核種移行モデルの整備を行った。また、燃料デブリ等の管理等に係る要件の検討に資するため、第一種特定放射性廃棄物の埋設の安全評価のために整備した手法の適用性検討、埋設地の立地に求められる地質環境等の要件及び調査や評価結果の不確実性等に係る検討を行った。

本事業の平成 26 年度実施計画に対して得られた主な成果は以下のとおりである。

(1) 福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物の措置に関する検討

事故廃棄物のうち汚染水の処理に伴い発生する水処理二次廃棄物の保管容器（吸着塔、高性能容器（HIC）等）について、保管中の安定性維持に必要な要件を検討するため、保管容器の発生量、材質、形状、保管環境等を整理した。これらの保管環境下において、保管容器の主な材質であるステンレス鋼及びポリエチレンの長期的な劣化メカニズムを検討し、長期保管においては、廃棄物に含まれる塩分や放射線の照射条件の影響が大きいことが分かった。

(2) 福島第一原子力発電所敷地内における Sr-90 等の移行評価手法の検討

1F サイト内及びその周辺の地形、地質、気象、構造物、地下水位等に関する公開情報を収集し、広域地下水流動モデルを構築した。このモデルに基づく地下水流動解析を実施し、原子炉建屋付近を流れる地下水のかん養範囲を推定することができた。また、沿岸域における淡水・海水混合領域の有無を考慮した地下水流動・核種移行に係る試解析を実施した結果、対象地域の核種漏えい源や土壌の吸着性能評価が特に重要であることが分かった。

(3) 事故廃棄物の処分による周辺影響を評価するための解析コードの整備

事故廃棄物処分に係る評価において、処分施設周辺の天然バリア性能として評価すべき地下水流動・化学特性等の特質・事象・プロセス（FEPs）を対象に、国内外の知見を調査し、岩盤の熱膨張による亀裂進展等の事象を評価するための既存の地下水流動・核種移行解析コードの適用の可否や適用上の課題を整理した。今後、廃棄物処分に際する周辺影響を評価するためのコード改良の着眼点として活用する。

(4) 燃料デブリ等廃棄物の取扱施設の立地に係る要件の検討

燃料デブリ等の取扱施設の立地に影響を及ぼす自然事象による地質の変動について、調査手法の適用性及び結果の不確実性低減のための手法を検討し、調査時の留意点を取りまとめた。その結果として、断層の活動性に対する評価指標として、断層に掛かる応力が有効である可能性を示した。また、燃料デブリ等の取扱施設の立地要件を考慮する上でベースとなる第一種特定放射性廃棄物の処分における概要調査段階において取得すべき地質環境等の要件を整理した。

(5) 燃料デブリ等廃棄物の取扱施設の安全評価に向けた検討

燃料デブリ等の取扱いを考慮するために、まず、ガラス固化体を処分する際の人工バリア材の劣化に影響を及ぼす要因を抽出し、人工バリアの長期性能を評価するための評価モデルに反映させるための知見を得た。ガラス固化体の溶解については、Mg イオン共存下において溶解速度が上昇する一方、溶存ケイ酸との反応による Mg イオンの消費・枯渇がガラス固化体の溶解速度を低下させることが明らかとなった。また、従来の第一種特定放射性廃棄物の処分施設の設計及び安全評価の論点について取りまとめた。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(C03) 第二種廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究

担当：安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 平成 26 年度成果概要

(1) 第二種廃棄物埋設施設の審査に向けた規制基準等の整備

① 余裕深度処分施設の審査に必要な技術的根拠の整理

- a 複数の処分坑道が平面パネル状に設置された場合を想定し、地震動によって坑道間に生じる力学的相互作用が放射性核種の移行抑制機能に影響する要因分析を行い、坑道の剛性変化部のずれが影響要因であることを明らかにした。また、工学基盤面より下に処分坑道が位置する地震応答解析法の問題点についても検討を行った。
- b 廃棄体や低拡散層の自重等による低透水層の圧密・クリープ等の変形挙動を解明するため、天然の類似事象を調査することを計画している。平成 26 年度は、調査地点選定の観点から、国内外を簡易的に調査し、キプロス共和国を選定した。
- c 平成 25 年度に行った工学的規模試験における水・ガスの移行挙動を把握する目的で力学連成及び力学非連成二相流モデルによる再現解析を行い、低透水層の長期挙動を評価する上で必要なベントナイトに対するガス・水の二相流に係るパラメータを同定し、ガス圧の増加に伴う力学影響を考慮した移行メカニズムの知見を得た。
- d 管理期間終了以後の安全評価に必要な地質気候関連事象について、余裕深度処分施設の建設が想定される深度において発生し評価に影響を与える事象、過去のこれらの事象についての変動量や地域・地形依存性等を調査し、将来 10 万年までの地質環境変化の予測可能性について検討した結果、海水準変動、河川による谷の浸食、隆起及び風化の 4 事象が当該の深度において重要であり、かつ、それらに起因する地質環境の変化は 10 万年程度の時間枠においておおむね予測が可能であることを明らかにした。

② 余裕深度処分施設の規制制度及び規制基準の整備

原子力規制委員会において「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム」が発足し、廃炉等に伴い発生する比較的放射能濃度が高い炉内等廃棄物等の放射性廃棄物に係る規制について、埋設施設の廃止までに放射能の減衰が見込まれるものについての規制制度及び規制基準を優先的に整備することとなった。このため、余裕深度処分施設に相当する諸外国の処分施設における対象廃棄物（濃度及びインベントリ）、評価シナリオ・評価期間、人間侵入シナリオの扱い、制度的管理等を調査し、IAEA 安全基準及び諸外国の規制制度を取りまとめ、また、処分事業者が想定する余裕深度処分対象廃棄物のインベントリ等の調査を行った。これらを基に、放射能の減衰が期待できる廃棄物の選別の考え方の提案と被ばく線量の試算を行った。

(2) 研究施設等廃棄物の処分施設の安全審査に向けた規制基準等の整備

諸外国のウラン廃棄物を含む長半減期核種を埋設する施設について情報を収集し、安全確保に関する論点を整理した。また、研究施設等廃棄物の安全確保に関する論点整理を行う観点から、対象廃棄物及び廃棄体の放射能インベントリ等を調査した。

(3) 余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理に関する基本的考え方の整理

事業廃止後の安全確保をより有効にするための基本的な考え方を検討するために、人間侵入シナリオに基づく被ばく線量評価方法、制度的管理及び可逆性・回収可能性について、IAEA 及び ICRP の国際安全基準並びにフランス、スウェーデン、フィンランド等諸外国の規制制度、処分概念、安全評価手法等を調査し、整理した。これらの調査によって、多くの国では事業廃止後に対して記録の保存等の受動的制度的管理を規定していること、及びこれらの管理を人間侵入シナリオが生起する可能性の低減策として位置付けていることが明らかになった。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

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 26 年度成果概要

(1) 活断層の年代評価手法の整備

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

①火山灰層序学的年代評価手法の整備

「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（新しい方から酸素同位体ステージ 7、9 及び 11）のうち酸素同位体ステージ 7e 以降（最近 24～25 万年間）の年代評価手法の整備のため、平成 25 年度までに年代モデルを構築する際に用いた深海底堆積物（JAMSTEC 地球深部探査船「ちきゅう」により取得）に含まれる酸素同位体ステージ 7e 以降の火山灰（テフラ）の層位を精査した。その結果、これまで 16～28 万年前（測定データの偏差を含めればそれ以上）の年代幅を有していたテフラ（WP：青森県東部に広く分布）は、酸素同位体ステージ 7b 又は 7d（20～22 万年前）に対比されると判断した。今後、化石年代や地球軌道要素年代との比較及び検証を通じて、信頼性の高い年代モデルの構築を行うとともに、中期更新世のテフラ年代を高精度に決定する。また、より古い時代（酸素同位体ステージ 9 及び 11 に対応）のテフラ対比を行い、約 40 万年前以降の火山灰層序学的年代評価手法を整備する。

②断層破砕物質を用いた活動年代評価手法の開発

活断層から活動性（活動時期、周期等）に関する情報を得る方法の一つとして、断層破砕物質の色彩を用いた評価手法を検討している。平成 25～26 年度は断層破砕物質の母岩とみなした試料を用い、色彩変化実験を行った（図 1）。温度条件を変えて色彩値の経時変化を計測することによって、岩石の色彩変化に掛かる時間が算定できる。平成 26 年度は、その色彩値と経過時間の関係性を単純な関係式で表した。得られた関係式を淡路断層帯、郷村断層等における断層破砕物質の色彩値に適用し、岩石が破砕してからの経過時間を推定することにより複数の活断層の相対的な活動年代を導いた。

本手法により導かれる年代評価は、母岩としての試料の個体差及び風化過程における化学的条件の差異などの不確実性が存在するため、断層の活動性に関する一つの目安であることに留意する必要がある。本研究成果は今後、活動性が不明な活断層についての地震ハザード評価を行う上で参考情報としての利用が期待できる。

2. その他（論文等成果の公表）

- ・ Matsu' ura et al., 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 頁、2014 年

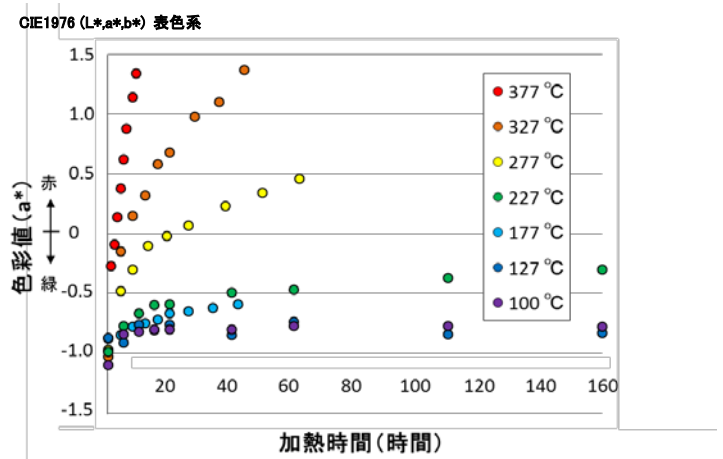


図 1 岩石試料の色彩変化実験の結果の例

Fig.1 Examples of results from color variation test of rock samples

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 26 年度成果概要

(1) 地震ハザード評価手法の整備

平成23年東北地方太平洋沖地震（以下「東北地震」という。）に伴って発生した余震のうち女川原子力発電所では、同年4月7日宮城県沖の地震において自由地盤観測点の解放基盤表面相当位置での地震観測記録が基準地震動 S_s を一部の周期帯で超過した。M9クラスの超巨大地震に伴う余震では、余震の発生位置、規模及び観測地点の地盤状況によって本震と同等以上の地震動を生じる可能性があるため、確率論的手法を用いた地震リスク評価において、本震と余震を併せた地震ハザードを考慮する必要がある。

平成 26 年度は、超巨大地震に伴う余震が地震ハザードに与える影響を把握するために、確率論的手法を用いた本震と余震の時系列地震群を考慮した地震ハザード（以下「時系列ハザード」という。）の評価手法を整備した。東北地震の本震と余震を対象とした時系列ハザードの解析では、太平洋沿岸に位置する原子力施設周辺（六ヶ所、女川、福島及び東海）の強震観測網 K-NET 及び KiK-net の 4 地点を解析地点とした。

時系列ハザードの解析のため、本震と余震の地震活動モデルを作成した。初めに、本震の地震活動モデルは、地震調査研究推進本部（2013）を参考に東北地震型の震源モデルを設定し、地震発生確率を東北地震直前までの確率値を与えて作成した。次に、余震の地震活動モデルは、本震発生からの経過時間による余震数と規模を推定する必要があるため、崔他（2013）を参考に、東北地震発生前の日本海溝沿いで発生した余震の規模別発生数の予測式を本震からの経過時間を考慮して作成した（図 1）。図 1 に示されるように、東北地震で観測された余震の規模別発生数は、予測式の標準偏差内にあるため、本予測式で余震の規模別発生数をモデル化できることが確認できた。なお、規模の大きな余震に見られる余震の規模別発生数の本予測式からの顕著な乖離は、東北地震の規模が予測式の作成に用いた本震の規模に比べてはるかに大きいため、予測精度が十分でなかった可能性が考えられる。

さらに、Iervolino et al. (2014) の手法に基づいて、本震発生から 1 年間の時系列ハザードの解析を行い、最大加速度の年超過頻度及び時系列ハザードに対する余震の寄与率を求めた。図 2 に女川周辺の観測地点（K-NET 牡鹿）における解析結果を示す。時系列ハザードと本震のハザードを比較した場合、200gal を超えると時系列ハザードの年超過頻度が相対的に大きくなり、余震の寄与率は 400～1000gal 程度で 25%以上となった。

以上により、時系列ハザードの評価手法を構築し、超巨大地震に伴う余震が地震ハザードに与える影響を確認することができた。

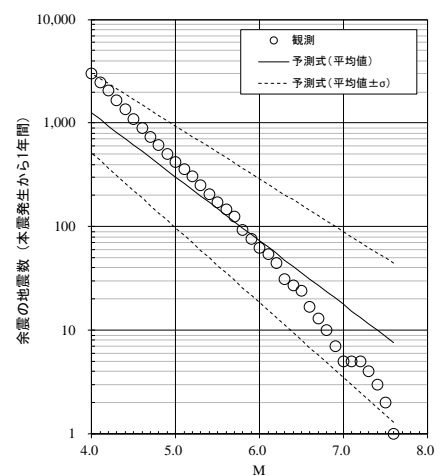


図 1 観測された余震数と予測式から求めた余震の発生予測数の比較
Fig.1 Relation of aftershock number and magnitude based on observation and prediction equation

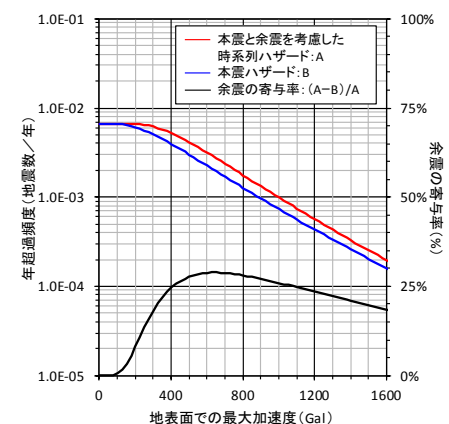


図 2 本震・余震の時系列地震群ハザードと本震ハザードの比較（解析地点：K-NET 牡鹿）
Fig.2 Results of sequence-based and main-shock hazard in terms of PGA at K-NET Oshika

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 26 年度成果概要

(1) 構造物への作用波力評価手法の高度化

平成 23 年 3 月 11 日に、東北地方太平洋沖地震による甚大な津波災害が生じた。原子力発電所においては、来襲した津波によって、防波堤や重油貯蔵タンク等が損傷した。また、原子力発電所以外の一般の構造物では、津波波力に対して十分な耐性があると考えられてきた鉄筋コンクリート製の構造物等が、津波波力によって滑動し、転倒した。国内の原子力発電所では、福島第一原子力発電所の事故の教訓として、防潮堤を設置する等の津波対策が講じられつつある。原子力発電所の津波リスク評価（確率論的津波リスク評価）の観点からは、設計基準を上回る事象の発生を前提とする必要があり、そのためには、防潮堤等の損傷及び越流により敷地内へ津波が流入することを想定した防潮堤背後の建屋等施設への作用波力評価手法を整備する必要がある。防潮堤背後の建屋等施設への作用波力の評価に当たっては、対象構造物の形状や配置の効果、防潮堤等の越流の効果等について十分な検証を行う必要があるが、このためには三次元の津波遡上解析が有効である。

本研究では、構造物の津波フラジリティ評価のために、昨年度取得した水理模型実験データを用いて、三次元解析モデルが有するばらつきを評価した。三次元解析コードは、VOF 法 (Volume of Fluid Method) に基づく Open FOAM (Open source Field Operation And Manipulation) を用いた。ここでのばらつきとは、実験値を真値とした場合の解析結果のばらつきである。上記の水理模型実験データは、入力波高、防潮堤の設置条件、防潮堤と建屋間の距離（護岸距離）の組合せで計 32 ケースである。各ケースの実験データは、図 1 に示すように、陸域に三種類の建屋模型（平面形状○型、◇型、□型）を並べて設置し、各模型の前面、側面及び背面での波圧、水位及び流速を計測したものである。三次元解析モデルが有するばらつき特性を把握するために、上記模型実験データを対象に、波力算定結果への影響が大きいと考えられる構造物周り計算格子サイズの組合せを 3 パターン設定して津波遡上解析を実施した。遡上水深（①防潮堤有りの場合は防潮堤天端での越流水深及び②防潮堤無しの場合は汀線位置での浸水深）をパラメータとして、横軸を越流水深の格子分割数（ $\eta_{max}/\Delta Z$ ）、縦軸を浸水深の実験値と計算値の比（ h_{exp}/h_{cal} ）で整理した結果を図 2 に示す。この結果から、越流水深の格子分割数が大きくなるほどばらつきの幅が小さくなる傾向を明らかにできた。同図で $\ln(h_{exp}/h_{cal})$ が 0 を中心に分布する範囲は、格子分割数 6 以上である。その範囲の対数標準偏差 β は 0.27 である。津波の遡上及び防潮堤越流後の構造物に作用する波力の算定において、三次元解析モデルを適用する際に設定すべき計算格子分割数の目安が得られた。今後、三次元解析モデルが有するばらつきが構造物の津波フラジリティ評価に及ぼす影響を明らかにしていく。

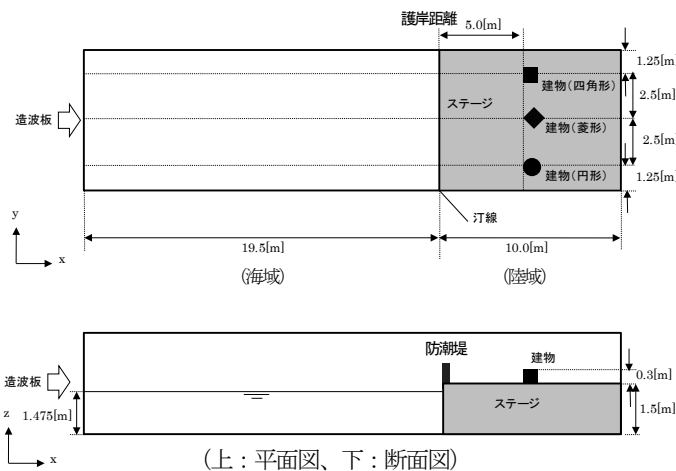


図 1 水理模型実験の概要

Fig.1 Overview of hydraulic test

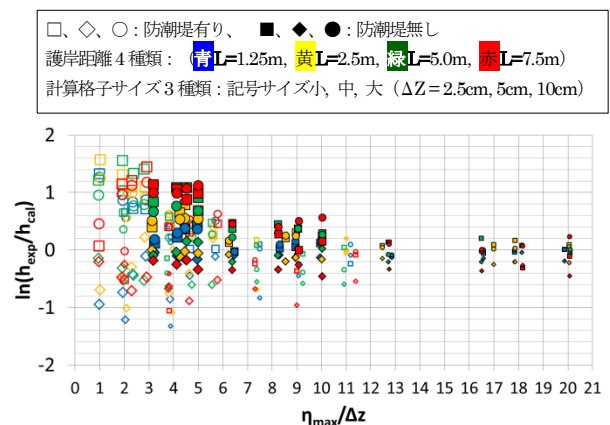


図 2 三次元解析モデルが有するばらつき特性の分析結果

Fig.2 Analysis result of variation character

on 3-dimensional numerical model

2. その他（論文等成果の公表）

- ・ 防潮堤背後の建物に作用する津波力に関する実験的検討、土木学会論文集 B2、Vol.70、No.2、2014.

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 26 年度成果概要

(1) 津波堆積物による波源推定手法の整備

津波堆積物は、過去の津波（古津波）によって海底の土砂等が移動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。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・津波からも、遼上域における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必要がある。そこで、本研究では、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手法を整備する。

具体的には、①津波堆積物に係る現地調査（データの収集）、②津波による陸上土砂移動・堆積に係る水理実験（津波堆積物の形成メカニズムの把握）、③津波による陸上土砂移動・堆積のモデル化及び解析コードの改良と検証並びに④作成した解析コードを用いた波源推定手法の構築と適用を実施する。

平成 26 年度の項目①～③の主な成果は以下のとおりである。なお、項目④は平成 27 年度以後の実施を予定している。

- ① 現地調査では、平成 25 年度までに取得した東北地方太平洋沖地震により発生した津波による土砂堆積厚データを拡充するため、仙台湾において 10 箇所の追加掘削を行った。その結果、次年度実施予定の波源推定手法の構築に足る十分な試料数を採取できた。また、波源推定手法の適用事例作成のため、宮崎県で掘削し、採取された試料を分析した結果、4,800～5,000 年前のイベント堆積物が狭在することを確認した。平成 27 年度では、採取した残りの試料についても分析を行い、精査していく。
- 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として、沿岸湖沼に着目し沿岸湖沼に突入する津波の基礎的な実験を行った。沿岸湖沼に着目した理由として、遼上域に分布する沿岸湖沼は、一般的に津波堆積物の保存状態が良く、土砂移動・堆積モデルの検証に適していることが挙げられる。実験によって、湖沼の水深と津波流速の関係及び土砂の堆積・浸食分布を把握した。特に、土砂の堆積・浸食分布については、プロジェクションマッピング技術を応用した計測を行い、面的広がりをも有する詳細な土砂の堆積・浸食量分布データを取得した。
- ③ 津波による陸上土砂移動・堆積のモデル化及び解析コードの改良と検証では、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などを解析コードに導入した。本解析コードを用いて、東北地方太平洋沖地震により発生した津波の気仙沼湾周辺の土砂移動計算を実施したところ、湾の狭窄部での浸食状況をおおむね再現できた（図 1）。

2. その他（論文等成果の公表）

- ・ 2011 年東北地方太平洋沖地震津波来襲時の気仙沼湾を対象とした津波移動床モデルの再現性向上、土木学会論文集 B2（海岸工学）、Vol.70、No.2、2014.

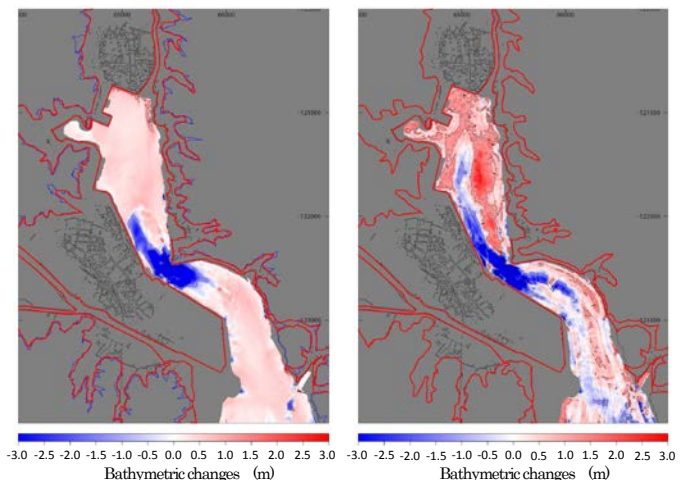


図 1 平成 23 年東北地方太平洋沖地震・津波前後の気仙沼湾における地形差分
(左：計算、右：実測 青は浸食、赤は堆積を示す。)

Fig.1 Bathymetric changes after the tsunami in Kesennuma Bay (Left:calculation, Right:observation, Blue:erosion, Red:deposition)

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26年度成果概要

(1) 津波痕跡データベース及び津波堆積物データベースの整備

新規基準において、「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、新規基準の適合性審査や安全性向上評価に資するため、原子力規制委員会がこれまでに整備してきた「津波痕跡データベース」の歴史津波痕跡データ（位置及び痕跡高）の拡充を行った。また、津波堆積物を認定するための基準（案）を作成するとともに、津波堆積物に係る情報を収めた「津波堆積物データベース」を整備した。本年度の主な成果の概要を以下に示す。

① 津波痕跡データベースの整備

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い。そのため本研究では、上述の安全性向上評価に重要となる地震津波や地域を対象に、未調査地域の痕跡調査を計画的に実施している。平成26年度は、江戸中期から後期までに発生した津波について、日本海沿岸及び南海トラフ沿岸（新潟、秋田、大分、宮崎及び愛媛）の痕跡調査を実施した。そのうち日本海東縁部を波源とする1833年天保出羽沖地震津波については、平成25年度までに山形県及び新潟県佐渡島での現地調査を実施しており、平成26年度は更に調査範囲を拡げ、新潟県と秋田県を対象に津波浸水や遡上高さの史料調査及び現地測量を実施した。これまで痕跡データが全く得られていなかった新潟県村上市瀬波では、河川を遡上した津波が大龍寺の垣根まで達したことを示す伝承記事を見つけた。また、秋田県にかほ市象潟町では、海辺の集落（関、洗釜及び川袋）において家屋等が流失したことを示す史料が残されていることが分かった。これらの地点で現地測量を行うことにより、新たな痕跡データを得た。

図1に調査地点及び測量結果を示す。同図中には昨年度実施した山形県の調査結果を合わせて示す。新たに得られた痕跡データは、同地震津波の波源推定に活用され、より精度の高い波源モデルを得ることが期待される。平成27年度は、調査年代を江戸中期以前に拡張し、史料調査及び現地測量調査を継続する。

② 津波堆積物データベースの整備

津波による堆積物は、堆積構造や構成物等が堆積環境によって相違すること、及び高潮、洪水等による堆積物と類似することから、他の堆積物から識別し、津波堆積物と認定することが困難である。津波堆積物の認定のため、平成26年度は堆積環境が異なる地点（泥炭地及び谷地形）において現地調査を行い、採取した試料を用いた分析（微化石分析、放射性炭素同位体測定等）を実施し、平成25年度に作成した津波堆積物認定基準（案）の高度化を図った。その結果、「古生物学的特徴」や鉱物組成分析等の「各種室内分析により分かる特徴」の観点から認定基準（案）に新たに7項目が追加され、認定基準（案）の精度向上が図られた。この認定基準（案）を既往研究の津波堆積物に係る記載に対して適用し、その有効性を確認した。また、津波発生年代の推定に当たり、採取した堆積物を対象にミリメートルオーダーの高解像度年代測定を実施したところ、年代推定が困難であった17世紀前半等の津波を識別できる可能性があることや分析に用いる試料として津波堆積物直下に分布する泥炭層が特に有効であることが示された。さらに、津波堆積物データベースについては、平成26年度に収集したデータの登録や信頼性設定等の機能追加を行った。津波堆積物から得られた有用な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、更に津波痕跡データベースとの統合を図ることで、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。

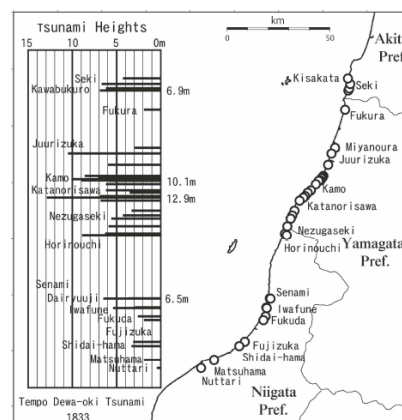


図1 天保出羽沖地震津波の調査結果
Fig.1 Field survey results of the 1833
Tenpo Dewa-oki earthquake

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26年度成果概要

(1) 地すべり起因の津波評価手法の整備

地すべり起因の津波は、陸上において斜面崩壊した土砂等が海面に突入し津波を発生させる場合と海底において斜面が崩壊しそれに伴う地形変化が海面に変動を与えて津波を発生させる場合がある（図1）。海底での地すべりは、陸上の地すべりに比べて海洋という調査の特殊性、海底という広大な調査範囲等が制約となり、得られる情報が限られる。このため、海底地すべり起因の津波波源設定に当たっては、過去に発生した海底地すべりの位置や形状等の情報が用いられる。

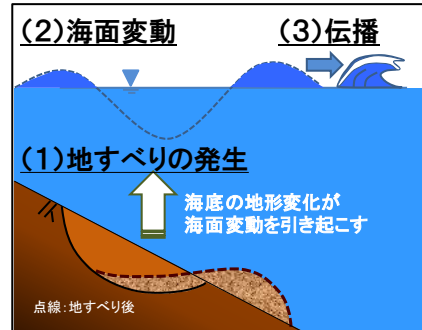


図1 海底地すべり起因の津波発生イメージ
Fig.1 Image of submarine landslide – induced tsunami

原子力発電所の津波に対するリスク評価の観点から、津波波源の設定においては、過去の海底地すべり発生箇所だけではなく、今後の発生可能性を有する箇所にも基づいて設定がなされることが望ましい。また、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、外部事象に係る確率論的リスク評価、すなわち津波の超過確率を考慮することが求められており、海底地すべりに起因した津波についても超過確率を評価する必要がある。

本プロジェクトでは、海底地すべりに着目し、確率論的手法を用いた海底地すべり起因の津波ハザード評価手法を整備する。具体的には、① 既往研究を基にした海底地すべり起因の津波解析システムの整備、② 地すべり幅、すべり面深度、斜面長、傾斜角等の影響因子を変化させた感度解析、③ 将来の海底地すべりの発生可能性に着目した海底地すべり発生危険度判定方法の整備及び④ モデル海域における海底地すべりマップ作成を実施する。

本年度は、海底地すべりの形状、崩壊土量等によって沿岸部に到達する津波の波形や津波高の変化を効率的に取得するための海底地すべり起因の津波解析システムを整備した。

海底地すべり起因の津波解析システムは、海底地すべり起因の津波の初期水位分布設定ツール（図2）と津波伝播解析コードの二つで構成される。海底地すべり形状の設定については、円形すべり面法による海底地すべり断面の設定及び斜面安定性解析による安全率算出が行われ、海底地すべりの発生形状がパラメータ（斜面長、幅、厚さ等）として抽出される仕組みとした。また、初期水位分布の設定に当たっては、既往研究を用いて抽出した海底地すべり形状のパラメータから初期水位分布が設定される仕組みとした。上記の設定ツールはGIS上で扱うことができ、任意で選択した領域内の斜面に対し、海底地すべり形状のパラメータ抽出と初期水位分布の設定を自動的に行う機能を有している。さらに、得られた初期水位分布は、原子力規制委員会保有の津波伝播解析コード（SUNNAMI (+TUNAMI)）にて読み込まれ、任意地点の津波水位が算出される。今後、海底地すべり起因の津波解析システムを用いて、海底地すべり発生危険度判定方法を整備する。

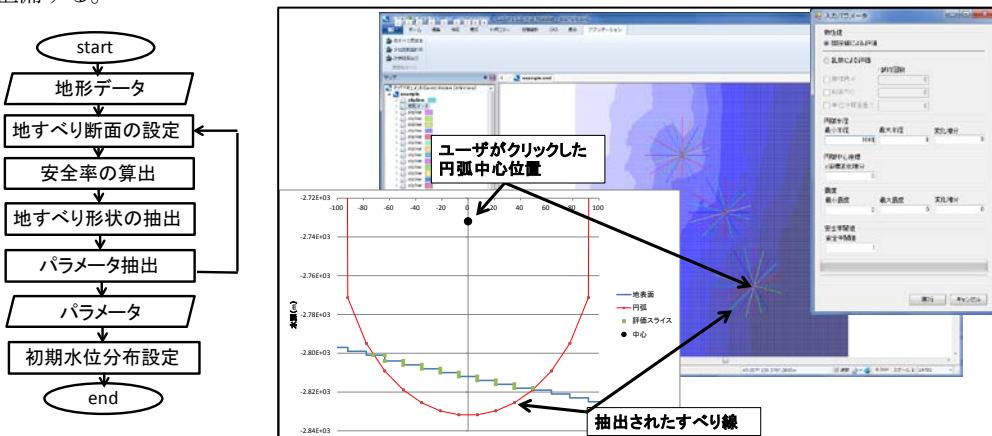


図2 海底地すべり起因の津波の初期水位分布設定ツール
Fig.2 Setting tool for initial tsunami height distribution induced by submarine landslide

プロジェクト名：(D04) 原子力施設における地質構造等に係る調査・研究

担当：安全規制管理官（地震・津波安全対策担当）付

1. 平成 26 年度成果（平成 25 年度研究）概要

本プロジェクトでは、断層の活動性判定手法において、既往の手法となっている「上載地層法」以外の手法の整備を目的としており、平成 26 年度は、第一に国内外における断層等の活動性評価手法の調査、研究結果等を広く収集及び整理し、評価手法の有効性確認のための調査・分析に関する方針を策定した。第二に、断層の活動性判定手法の検討のために下北地域において地下深部の地質及び地質構造に関するデータを取得した。

(1) 業務の進捗状況

- 断層等の活動性評価手法の収集・整理等

断層内物質等を用いた断層の活動時期の測定・評価手法について、文献情報の収集及び整理を実施した。また、各種分析手法による測定年代の精度評価を目的として、下北半島の横浜断層等を対象にボーリング試料の採取及び分析を実施し、特に、光ルミネッセンス法（OSL 法）の測定・評価手法についての適用性検討及び課題整理を行った。

- 地質・地質構造データ取得

地質構造探査に関しては、下北半島及び周辺海域における深度 10km 程度までの地下深部構造、地下 6km 程度までの速度構造（地震波伝播速度）、地下 3km 程度までの詳細な地下浅部構造及び速度構造を把握するため、陸奥湾～下北半島横断～東通沖の測線全長約 58km 区間について、物理探査（反射法及び屈折法地震探査）を実施した。稠密で長大なオフセット記録が取得され、この地域の深部地下構造を推定するとともに、地下 3km 程度までの浅部の精緻な速度構造を把握した。（図 1 参照）

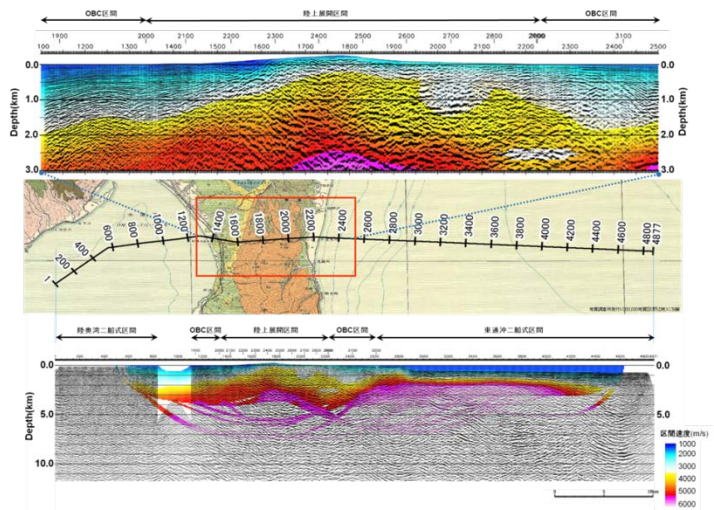


図 1 反射法-屈折法統合地震探査深度断面図
(縦横比 1:1) (上)下北半島中軸部 (下)全域区間

Fig. 1 Integrated seismic cross-section with reflection-refraction survey results (Scale: Vertical: Horizontal= 1:1)
(Upper Panel) Land-shallow water zone across Shimokita peninsula (Lower Panel) All range of seismic survey line

(2)平成 25 年度研究の翌年度への繰越し理由及び平成 26 年度研究の予定

本プロジェクトは、関係各所との調整等に想定以上の時間を要したため、平成 25 年度の実実施計画を変更し、平成 26 年 12 月末に成果報告書の提出を受けた。なお、平成 26 年度研究については、「下北地域における深部ボーリング調査等」として、測線近傍で約 1,500m のボーリング調査を実施し、地質層序を把握するとともに、オフセット VSP 調査を行うことにより、地下構造のデータの精度向上を図る予定である。また、「丹後地域（山田断層帯及び郷村断層帯）における物理探査手法を用いた断層構造調査等」及び「海陸境界域における空中重力偏差法を用いた断層調査」を実施する予定である（いずれの調査も平成 27 年度末までの予定）。

2. その他（論文等成果の公表、当該年度成果の活用、課題等）

なし

プロジェクト名：(D08) 火山影響評価に係る技術的知見の整備

担当：安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 平成26年度成果概要

火山とその特性について整理し、過去の火山活動の情報と将来の活動を評価するための知見を整備する。

(1) 火山活動の可能性評価手法の整備

① 火山活動履歴情報の整備

平成25年度に文献調査を実施した北関東以北の25火山と平成26年度に実施した全国を対象とした31火山（気象庁常時観測火山を含む）の合計56火山・カルデラの文献情報について、噴出量、年代測定、噴火様式等の記載内容をレビューし、過去数十万年間の噴出量-時間階段図を作成し、公開した。この情報は、火山の長期的な活動傾向を判断する上の基本情報となる。

② 大規模噴火の事例調査

平成25年度に引き続き、支笏、十和田及び阿蘇の調査を行った。阿蘇については、露頭主体の地質調査を実施した。支笏及び十和田火山については、地質調査を実施するとともに、カルデラリム近傍の連続的な層序を得ることを目的としたボーリング掘削調査を実施し、コア試料を取得した。特に、十和田火山においては、深度100mまでのコア試料を取得し、1.5万年前のカルデラ形成期噴火の噴出物である八戸火砕流の連続試料を採取した。また、ボーリング掘削結果とカルデラ縁の地質調査結果を合わせ、成層火山形成期からカルデラ形成期への移行過程を明らかにできた。支笏火山については、深度200mまでのコアを取得しており、次年度以降に詳細な分析を予定している。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法の整備

① 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

平成25年度に引き続き、鬼界カルデラにおいて、噴火直前のマグマの温度と圧力条件（図1を参照）の検討を行った。

初めに、鬼界カルデラ初期の噴出マグマ（幸屋降下軽石及び竹島火砕流）の全岩組成分析を行った。その結果、初期噴出マグマは均質な流紋岩組成であった。

次に、輝石温度計を用いた温度条件の検討を行った。その結果、初期噴出マグマの温度は約1000°Cであると推定され、得られたマグマの温度条件におけるCO₂及びH₂O溶解度と圧力の関係を計算により求めた。さらに、噴出マグマに含まれるメルト包有物（斜長石中の石英ガラスに閉じ込められた物質で、包有物の化学組成はマグマの状態を保持していると考えられている。）のCO₂及びH₂Oの含有量について、EPMA及びSIMSによる微小領域化学分析を行い、計算により求めた圧力条件と比較した結果、マグマの圧力条件は100～250MPa（深さ4～10km）であることがわかった。

(3) 火山活動モニタリング評価手法の整備

① カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

平成25年度に取得した国内外の主要なカルデラ火山の文献データを基に、カルデラ噴火に伴う地表面の変動をシミュレーションした。今年度は、カルデラ噴火直前又はそれと同時に地下における大規模マグマ溜まりの増圧や減圧が観測される地殻変動のパターンについて、弾性モデルによる簡易地殻変動計算を行い、基本的なパターンを把握した。また、弾性変形に加えマグマの移動による破壊を含めた弾塑性モデルとして個別要素法による地殻変動シミュレーション（陥没）を行い、地殻変動パターンの特徴を把握した。

(4) 海外のカルデラ火山調査

ニュージーランドのタウポ火山地帯（TVZ：Taupo Volcanic Zone）を中心とした文献調査を実施した。

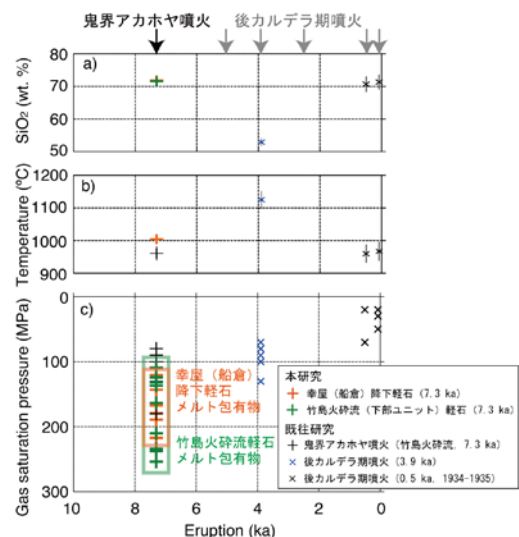


図1 鬼界カルデラ噴出物の岩石学的検討結果

Fig.1 Petrological studies of the Kikai-Akahoya eruption deposit