

平成27年度中間評価調査票
(プラント安全技術)

(A02) 熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)

安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度）

平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」を実施することが新たに規定された。NRA ではこの有効性評価の確認のため、解析検討を通じて原子炉圧力と燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を整理し、必要に応じて感度解析を実施してその影響を検討してきている。

本プロジェクトでは、上記解析検討を行うために、熱流動及び核特性に関する安全解析手法の整備を実施したものである。また、上述の評価事象だけではなく、従来からの評価対象である運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（合わせて「設計基準事象」という。）を含む安全評価全体を対象としており、軽水炉プラントの安全評価に必要な手法・ツールの整備を継続して実施してきた。さらに、最新の知見を得つつ効率的に推進するための国際共同研究にも参画している。

(1) 熱流動安全解析手法の整備

① 重大事故等評価分野

新規制基準では新たに重大事故等対策の有効性に関する評価を要求しているため、設計基準事象解析評価に用いている解析コードよりも、より詳細で適用範囲の広いモデル化を要するものがある。例えば、原子炉停止機能喪失事象における炉心の核熱水力挙動等である。このため、これまで設計基準事象に適用してきたコード（RELAP5/MOD3.3²⁾、TRACE5.0³⁾⁴⁾等）をベースに適用範囲の拡大を踏まえた最適評価コードの整備を行った。なお、これらの解析コードは別プロジェクト「A03 多重故障事象の影響評価に関する研究」での有効性評価解析に使用されている。

② 設計基準事象評価分野

設計基準事象評価に関する分野では、冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料挙動評価手法や格納容器内挙動評価手法について、検討を進めている。LOCA 時燃料挙動評価手法は、ハルデン炉等での高燃焼度燃料 LOCA 実験で観測された FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）現象等に対して、解析コード整備や国際共同研究を通じて LOCA 時燃料基準への反映に向けた技術的知見を集積するものである。

(2) 核特性解析手法の整備

① 炉心核特性解析コードの高度化

上記(1)①の重大事故等対策の有効性評価の中の事象として「原子炉停止機能喪失事象」があるが、この事象は過渡期間中の出力分布の変動が大きいため SKETCH/TRACE5.0⁵⁾による炉心三次元核熱結合解析による知見が重要である。本プロジェクトでは、この炉心データを集合体燃焼計算コード CASMO5⁶⁾により作成した。（対象プラント：3 ループ PWR、ABWR、BWR5）

また、集合体及び炉心核特性全体の評価手法整備として CASMO5/SIMULATE⁷⁾コード体系での妥当性確認として、国内外軽水炉で装荷された炉燃料の核種組成測定データを基に、CASMO5 コードの不確かさを評価した。

② 核熱結合解析の高度化（核動特性モデル）

核熱結合解析コード SKETCH/TRACE5.0 の後継コードとして、TRACE5.0/PARCS の導入整備を進めている。

③ 臨界安全解析コードの整備

上記(1)①の規制基準で要求されている使用済燃料プールの事故時の臨界安全評価に関し、重核上方散乱の厳密モデルを組み込んだ連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2⁸⁾によるドップラ反応度係数の評価を実施した。

(3) 解析コードの妥当性確認（海外プロジェクト活用）

下記の国際研究プロジェクトに参画し、最新の知見を得つつ効率的な解析手法開発を進めている。

PKL-3：PWR 熱流動総合試験プロジェクト（OECD/NEA 共同研究）

ATLAS : PWR 重大事故時熱水力挙動試験プロジェクト (OECD/NEA 共同研究)

FUMAC : 事故 (LOCA) 時の燃料挙動解析モデリングに関するプロジェクト (IAEA ベンチマーク解析)

CAMP : RELAP5、TRACE 等の解析コードの配布、開発や適用に関する情報交換会議 (NRC との 2 国間協定)

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 熱流動解析手法の整備

2.1.1 重大事故等評価分野

新規基準では、従来の「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に加えて、「重大事故に至るおそれのある事象」及び「重大事故」の対策の有効性を解析で評価するよう要求している。これらの区分及び主な事象を図 1 に示す。本プロジェクトで扱う範囲は、事故の進展が炉心・燃料の著しい損傷に至らない程度までの事象

(即ち「重大事故に至るおそれのある事象」まで) としている。この範囲の熱流動・核特性安全解析は、多くの場合、従来の設計基準事象と同様の解析コード、解析手法の適用が可能であるが、それに際しては適用範囲を確認するとともに、新たな解析コード改良が必要なものに対しては本プロジェクトで開発改良作業を進めた。新たに改良が必要となるものは、主に、炉心三次元核熱結合解析コード及び原子炉-格納容器内挙動評価コードに関するものである。

(1) 炉心三次元核熱結合解析手法の整備

「重大事故に至るおそれのある事象」の一つに、「原子炉停止機能喪失事象 (以下「ATWS (Anticipated Transient Without Scram) 事象」と呼ぶ。)」が挙げられる。本事象は、「運転時の異常な過渡変化」において万一原子炉スクラムが失敗した場合の影響を評価するものであるが、炉心内の核特性及び熱流動特性の複雑な挙動を模擬する必要があり、炉心三次元核熱結合解析による評価が重要である。これまでの設計基準事象解析の範囲では、一点炉近似等の比較的簡単な炉心モデルが用いられていたが、炉心出力分布の影響等のより詳細な技術情報を得る目的で、三次元核熱結合解析コード SKETCH/TRACE5.0 の整備を行った。解析コードの整備は、SKETCH コードと TRACE5.0 コードの結合に関するもの及び重大事故解析として新たに導入される対策 (ATWS 対策、代替注水システム等) を含めたプラント全体のモデル化 (入力データ) に関するものである。

① PWR プラントの場合 (平成 26 年度実施)

PWR プラントにおける原子炉停止機能喪失の代表事象は、「主給水流量喪失時トリップ失敗」であり、負の減速材温度係数による原子炉出力抑制と加圧器逃がし弁、安全弁開放による一次系の圧力上昇抑制を確認するものである。整備項目として核特性コード SKETCH と熱流動解析コード TRACE5.0 を図 2 のように結合し、三次元核熱結合解析を実施した。この結果、下記のような重要現象が解析に表れていることを確認した。

- ・ 減速材温度上昇による負のフィードバック効果が原子炉出力の低下に影響すること。(減速材温度係数の感度解析を実施)
- ・ 蒸気発生器水位低下により二次系除熱悪化を伴うため、一次冷却材圧力の上昇が生じること。
- ・ 一次系圧力上昇を抑制する手段として、加圧器逃し弁及び安全弁からの冷却材放出が重要であること。

分類	運転時の異常な過渡変化	設計基準事故	設計基準事故を超える事故 (B-DBA: Beyond Design Basis Accidents)	
			重大事故に至るおそれのある事故	重大事故 (炉心の著しい損傷)
主な事象	負荷の喪失 原子炉冷却材流量の部分喪失 主蒸気隔離弁の誤閉止 制御棒誤引抜 給水加熱喪失 全給水喪失 など	原子炉冷却材喪失 (LOCA) 制御棒落下 (RIA) 主蒸気管破断 (MSLB) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) など	2次系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉停止機能喪失 (ATWS) 原子炉格納容器除熱機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS再循環機能喪失 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 崩壊熱除去機能喪失 LOCA時注水機能喪失 格納容器バイパス など	格納容器過圧・過温破損 高圧溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱 燃料冷却材相互作用 水素燃焼 格納容器直接接触 格納容器・コンクリート相互作用、など

図 1 設計基準事象と重大事故の安全評価
Fig.1 Safety Evaluation for DBE and SA

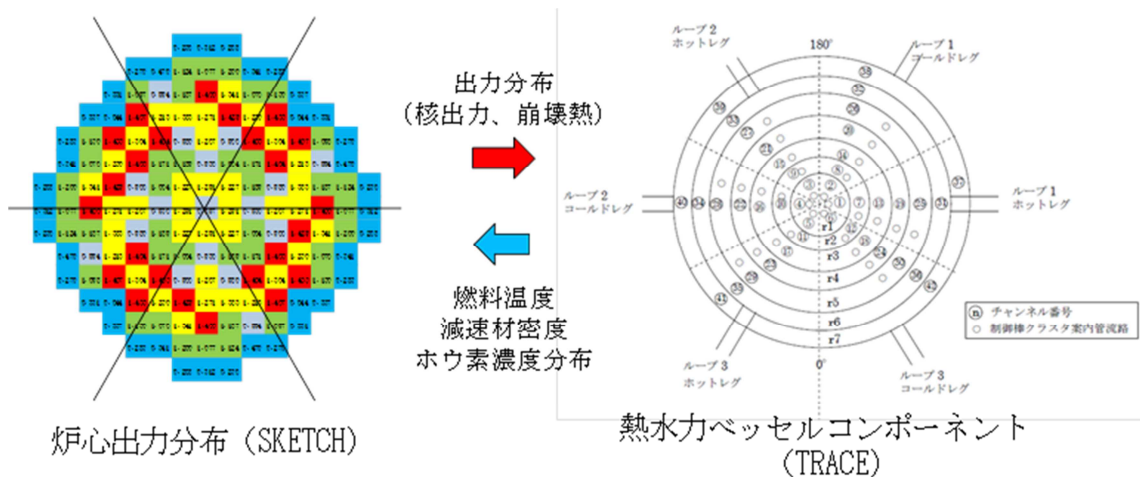


図2 SKETCH/TRACE5.0の核熱結合モデル
Fig.2 SKETCH/TRACE5.0 Neutronics/T-H coupling model

② BWRプラントの場合 (平成27年度実施)

BWRプラントの、SKETCH/TRACE5.0コードの整備項目はSKETCHとTRACE5.0の結合に関する部分で、チャンネルボックスを有したBWR特有の燃料集合体形状に対応させる必要があり、PWR用とは別に炉心と熱流動モデルの結合に関する整備を行った。

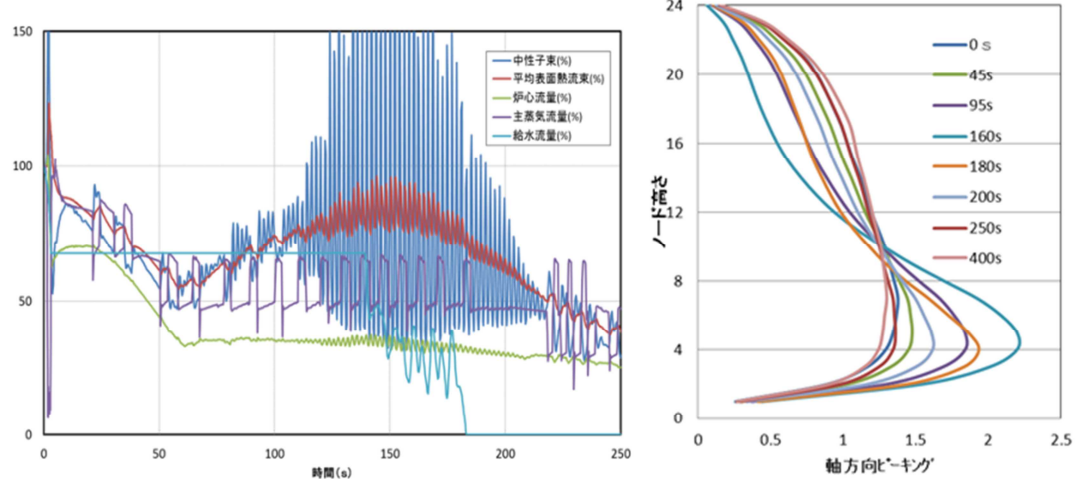


図3 主蒸気隔離弁閉止 ATWS 事象の過渡変化 (初期/中期応答) - ABWR プラント
Fig.3 MSIV closure ATWS analysis (early/middle phase) - ABWR plant

BWRプラント

における ATWS 代表事象は、「主蒸気隔離弁閉止時スクラム失敗」であるが、給水温度の低下、炉心軸方向出力分布の歪み、核熱水力的不安定性等を伴うため、PWRの場合よりも複雑な炉心三次元挙動を伴う事象となる。また、同時に格納容器内の圧力上昇、温度上昇も伴う。

ABWRプラントにおける主蒸気隔離弁閉止時スクラム失敗事象のSKETCH/TRACE5.0コードによるプラント全体挙動及び軸方向出力分布変化の解析結果を図3に示す。事象初期のスパイク的な出力上昇、圧力上昇は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) により抑制されるが、事象中期 (100~200秒) の給水温度低下により出力が再度上昇するとともに出力分布が下方ひずみとなり、核熱水力不安定性が現れ、出力・流量が振動的となる。これらは、給水流量の停止により抑制されるが、その間、燃料の沸騰遷移・リウエットにより被覆管温度の上昇・下降をもたらす。原子炉圧力の上昇及び被覆管温度の上昇は、本事象の評価パラメータであり、炉心内の出力分布変動に影響されるこれらの現象を模擬するためには三次元核熱水力解析コードが重要であることが分かる。なお、本事象は長期的にはほう酸水注入により原子炉を未臨界にして収束することになるが、長期過渡変化については別途 RELAP5/MOD3.3 コードによる解析を行っている。

(2) 原子炉-格納容器全体結合モデルの整備

「重大事故に至るおそれのある事象」では、事故時に原子炉側での注水と蒸気放出による炉心の冷却 (Feed & Bleed) を行う場合があり、その排気蒸気等により格納容器側の内圧及び温度の上昇を伴う。このため、設計基準事象の評価とは異なり、原子炉-格納容器を結合した解析モデルが必要となる。また、格納容器中には、圧力抑制バント、真空破壊弁、残留熱除去のための熱交換器等があり、格納容器バントを圧力抑制手段として用いるBWR

の場合は特に詳細なモデル化を要する。このため、図4のように、これまで設計基準事象の評価に用いてきた熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3 を格納容器解析コード CONTEMPT-LT⁹⁾と結合し、原子炉-格納容器を同時に解析できるコードを整備した。本解析コードは、別プロジェクト「A03 多重故障事象の影響評価に関する研究」での有効性評価解析に適用された。

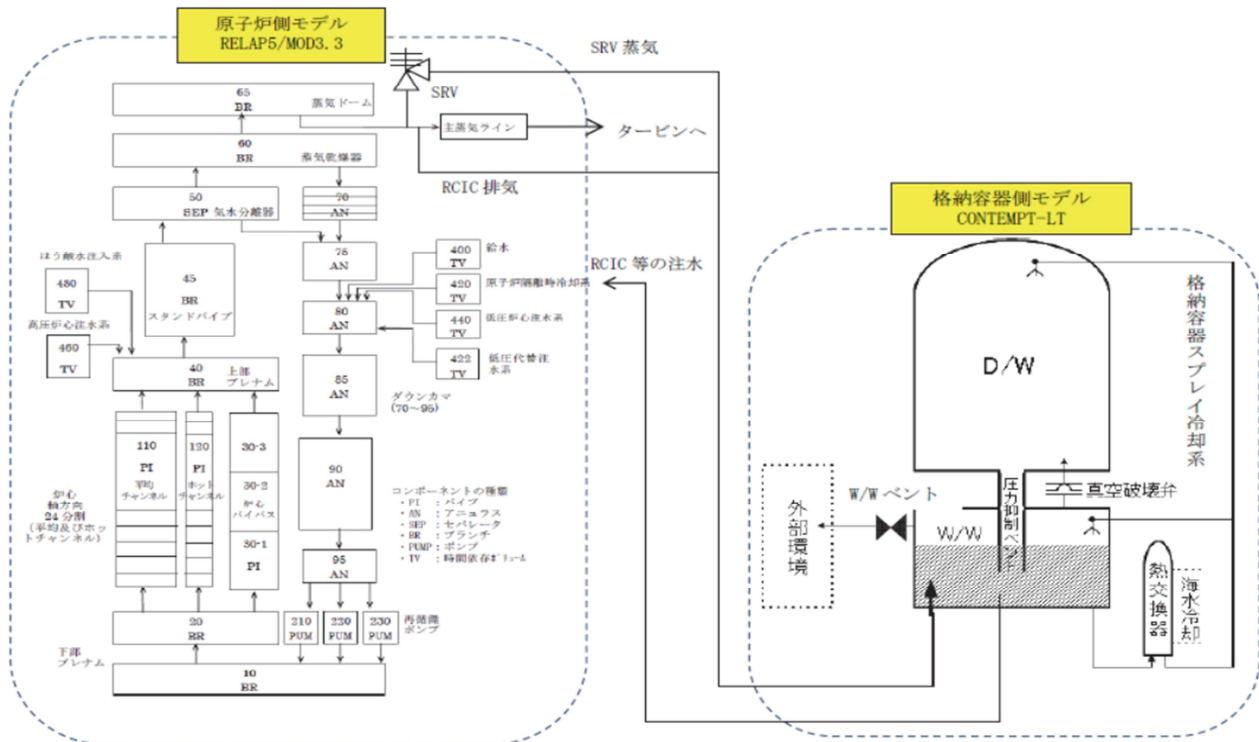


図4 原子炉と格納容器モデルの結合
Fig.4 Reactor and containment vessel model

2.1.2 設計基準事象評価分野

LOCA 事象を対象に新評価コード (燃料挙動解析 FRAPCON¹⁰⁾コード/FRAPTRAN¹¹⁾コード、燃料集合体解析 FRETA-B¹²⁾コード、熱流動解析 TRACE5.0 コード、事故時格納容器内挙動解析 GOTHIC¹³⁾コード)を使用した ECCS 性能評価手法と格納容器内挙動評価手法の整備を進めている。平成 27 年度までに、高燃焼度燃料の LOCA 実験で観測された FFRD 現象を模擬する簡易モデルの燃料解析コード (FRAPTRAN と FRETA-B) への組み込みと実験解析、燃料挙動解析コード (FRAPTRAN 及び FRETA-B) と熱流動解析コード (TRACE5.0) の結合、実機プラント解析のための計算環境整備と評価システムの構築を実施した。

(1) LOCA 時燃料挙動評価 (ECCS 性能評価)

近年、ハルデン炉等の高燃焼度燃料 LOCA 実験で観測された燃料ペレットの細片化、細片化ペレットの被覆管膨れ部への移動と被覆管破裂部からの放出現象 (以下「FFRD 現象*」と言う。)¹⁴⁾が観測されている。この FFRD 現象の発生メカニズム、発生条件の詳細は明確になっておらず、OECD/NEA、NRC では最新知見を整理中であり、技術基盤グループでは FFRD 現象の実験的知見と解析モデルに関する海外の動向をフォローするとともに、この現象を燃料解析コードで簡易的に模擬するために、ペレットの微細化領域、粒径、空孔率を実験結果を参考にして入力指定するモデルとした。さらに実機 PWR プラントの LOCA 時の炉心全体の燃料挙動現象を評価できるようにするために、単一燃料棒挙動解析 FRAPCON/FRAPTRAN コード、燃料集合体解析 FRETA-B コード、熱流動解析 TRACE5.0 コードの整備を行った。

(*)FFRD 現象については、IAEA ベンチマーク：事故時燃料挙動モデリングに関する研究 (FUMAC: Fuel Modeling in Accident Condition) に参加して検討を進めている。

① FRAPTRAN 及び FRETA-B コードの整備と妥当性確認

FFRD 現象を模擬するモデルを FRAPTRAN コードと FRETA-B コードに組み込み、これら燃料解析コードと熱流動解析 TRACE コードを同時計算ができるように結合して、FFRD 現象が生じたハルデン LOCA 実験 IFA-650.9¹⁵⁾

の解析を実施した。FFRD 現象を模擬するための簡易モデルは、被覆管が破裂した時点でペレットが微細化する領域を指定し、微細化は粒子径、空孔率で模擬し、被覆管がふくれた部分を模擬粒子で充填させて、出力分布は再配置による補正を行って、燃料棒の温度計算を行うモデルとしている。被覆管温度変化の解析結果と実験結果との比較を図5に示す。被覆管破裂後に細片化したペレットが被覆管のふくれ部に集積し、その部分の被覆管温度が上昇する現象を解析では模擬できているが、上方での温度上昇は実験では低下するのに対して、解析では温度上昇が継続する結果となり、FFRD 後の温度挙動モデル化に改善の必要があることが分かった。そのため、今後入力パラメータの感度解析を実施して、実験に合う条件をサーベイする予定である。

② LOCA 時燃料挙動解析

上記で整備したコード（熱流動解析 TRACE5.0 コード、燃料集合体解析 FRETA-B コードと燃料挙動解析 FRAPTRAN コード）を使用して、PWR プラントの LOCA 時の炉心全体の燃料挙動を解析するシステム及び燃料関連パラメータの不確かさによる燃料挙動（膨れ、破裂及び FFRD 現象）への影響を感度解析によって評価するシステムを整備した。

(2) 事故時格納容器内挙動評価 (GOTHIC コード)

安全評価では今後ますます最適評価コードの適用が進む方向であり、事故時格納容器内挙動評価においても熱流動現象をより現実的で詳細なモデルを使用する手法が採用されるようになっている。このため、技術基盤グループでは従来使用してきた CONTEMPT 等に替わる解析コードとして、より詳細なモデル化が可能な格納容器内挙動評価コード GOTHIC を実機プラントの安全評価に使用できるように整備を進めている。

格納容器内挙動実験の中から旧日本原子力研究所の格納容器スプレイ効果実験を選定して、GOTHIC コードの予測性能を確認した。格納容器スプレイ効果実験は内径 7m×高さ 20m の模擬格納容器内に多段のスプレイングを模擬、高温雰囲気内の格納容器内にスプレイ水を一定流量で注入、同量の水を排出して、格納容器内の圧力・温度挙動を調べた実験である。多次元挙動が現れやすい PHS-4b 実験を対象に、格納容器内を 15×15×40 の等分割セルで模擬した解析結果を実験データと比較して図6に示す。スプレイ開始後の温度挙動は格納容器内の低い位置で実験と解析の差が拡大する傾向があるものの、温度分布は概略実験データの傾向を予測している。

また、実機プラントの事故時の格納容器内挙動評価ができるように、配管破断等による破断流を解析する TRACE5.0 コードと破断流を境界条件に格納容器内挙動を解析する GOTHIC コードを同時計算ができるように結合する改良を行った。

2.2 核特性解析手法の整備

2.2.1 炉心核特性解析コードの高度化

(1) BWR 炉心 ATWS 解析用標準データの整備

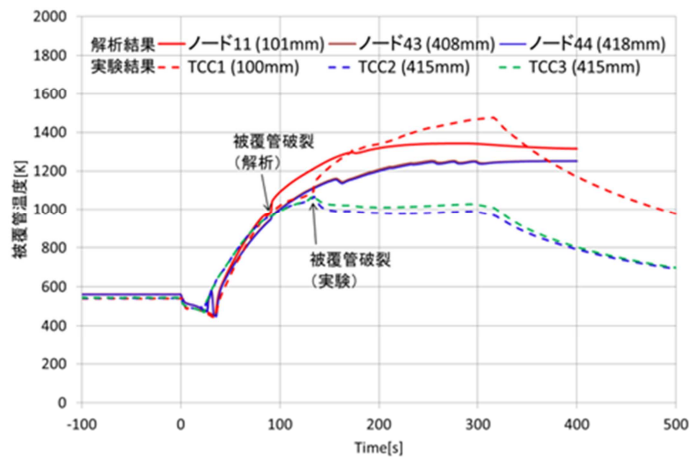


図5 ハルデン LOCA 実験解析結果
Fig.5 Analytical results of Halden LOCA test

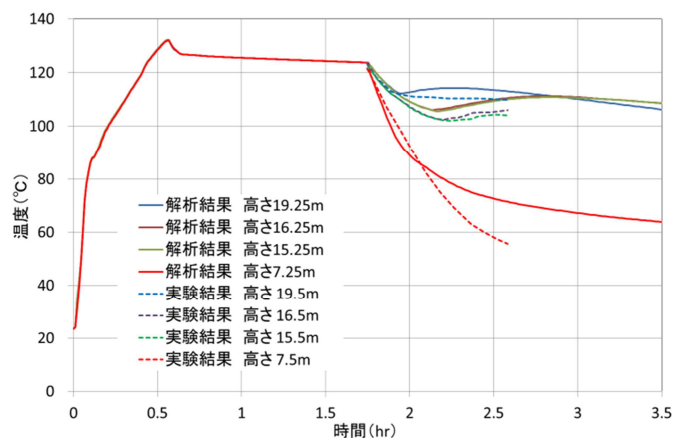


図6 格納容器スプレイ効果実験 PHS-4b 解析結果
Fig.6 Analytical results of containment spray effect test PHS-4b

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 の標準核定数データを、三次元炉心燃焼解析コードシステム CASMO5/SIMULATE を用いて整備した。平成 27 年度までに、BWR の平衡サイクル 3 炉心 (130 万、110 万及び 80 万 kWe 級炉心) について、それぞれサイクル初期と末期の炉心データを作成した。さらに、熱流動解析コード TRACE5.0 の ATWS 解析用の核動特性関連 (出力分布、反応度係数等) のデータについても同コードシステムを用いて整備した。SKETCH の結果は、炉心解析で実績のある SIMULATE の結果を再現しており、同コードで計算した各種反応度係数等の他の炉心特性パラメータも整備済の BWR 標準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。

(2) CASMO5 による燃焼計算の不確かさ評価

CASMO5/SIMULATE コードの燃焼計算の不確かさを評価するために、国内外の商用軽水炉

(PWR 及び BWR) において燃焼したウラン及び混合酸化物 (MOX) 燃料集合体から取得された 50 燃料試料の核種組成測定データの解析を、CASMO5 コードの燃焼計算により実施した。測定対象の核種は、U、Np、Pu、Am 及び Cm の重核種並びに主要な FP 核種である。解析により計算値 (C) と測定値 (E) を比較し、核種組成計算値の不確かさを評価した。図 7 に燃焼度 72 GWd/t の PWR 燃料試料¹⁸⁾ についての核種組成の比較結果 (C/E-1) の例を示す。さらに、核種密度に対する燃焼中の燃料の反応度の感度解析を行い、核種組成計算値の不確かさの反応度計算結果の不確かさへの寄与は、約 0.5% Δk であることを確認した。

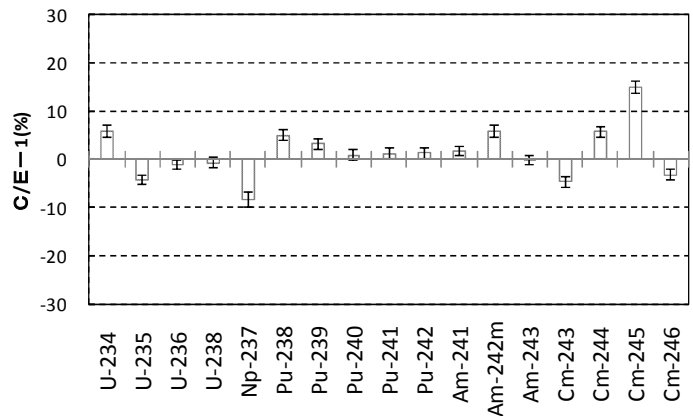


図 7 PWR 燃料試料についての核種組成の比較結果
Fig. 7 Example of comparison results C/E-1's for a PWR fuel

2.2.2 核熱結合解析の高度化

(1) 三次元核動特性解析コード PARCS の導入整備

反応度事故や ATWS 事象などの炉内出力分布の変化を伴う過渡事象の詳細な解析を実施するために、三次元核動特性解析コード PARCS¹⁹⁾ の導入整備を進めている。はじめに PARCS コードの解析機能の妥当性を確認するため、核動特性コードの種々のベンチマーク問題の解析を実施して同コードの解析特性を把握するとともに、実機の過渡事象の解析に適用するための課題を抽出した。

ベンチマーク問題の検証例として、PWR 炉心の制御棒飛び出し事故をモデル化した NEA/CRP 3D ベンチマーク問題²⁰⁾ の解析結果の例を図 8 に示す。同ベンチマーク問題では、炉心中央位置からの制御棒飛び出し (A1 問題) と周辺位置からの制御棒飛び出し (C1 問題) の 2 種類が用意されている。図 8 に示すように、PARCS の結果はベンチマーク参照解である PANTHER コードの結果とよく一致しており、同コード単体での計算精度が確認できた。

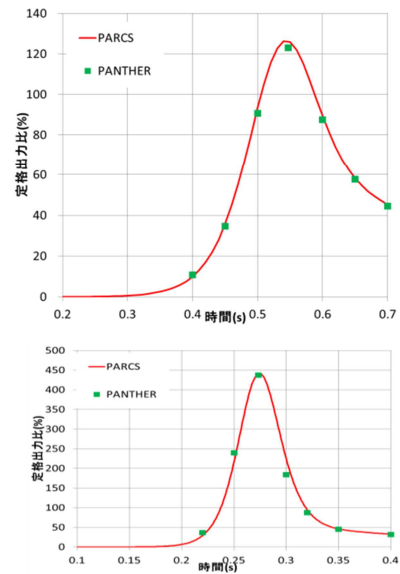


図 8 過渡解析 (上:A1,下:C1)
Fig.8 Transient Analyses (Upper:A1, Lower:C1)

次に、三次元熱流動解析コード TRACE5.0²¹⁾ との核熱結合時の解析機能の評価するため 110 万 kWe 級 BWR 標準データを用いた定常計算を TRACE5.0/PARCS コードを用いて実施した。実効増倍率、出力分布等の解析結果は、CASMO5/SIMULATE コードによる解析結果と比較的によく一致した。しかし、PARCS コードでは、CASMO5 コードで作成された断面積を多次元補間法で計算しているため、断面積計算に係る計算コストが増大するという課題を確認できた。

(2) TRACE5.0/PARCS コードによる SPERT-III 実験の解析

TRACE5.0/PARCS コードの核熱結合解析の妥当性を検証するため、SPERT-III 実験²²⁾ の解析を実施した。SPERT-III 実験では、中心部の過渡制御棒を急速に引き抜くことにより、反応度を添加する。当該実験では、低温零出力

(Cold-Startup)、高温零出力 (Hot-Startup)、高温待機 (Hot-Standby) 及び高温全出力 (Hot-Operating-Power) の実験条件において、反応度添加量、炉心入口温度等を変化させた複数の実験が実施された。平成 27 年度は、高温零出力 (Hot-Startup) において行われた 32 ケースについて、TRACE5.0/PARCS を用いた解析を実施し、当該実

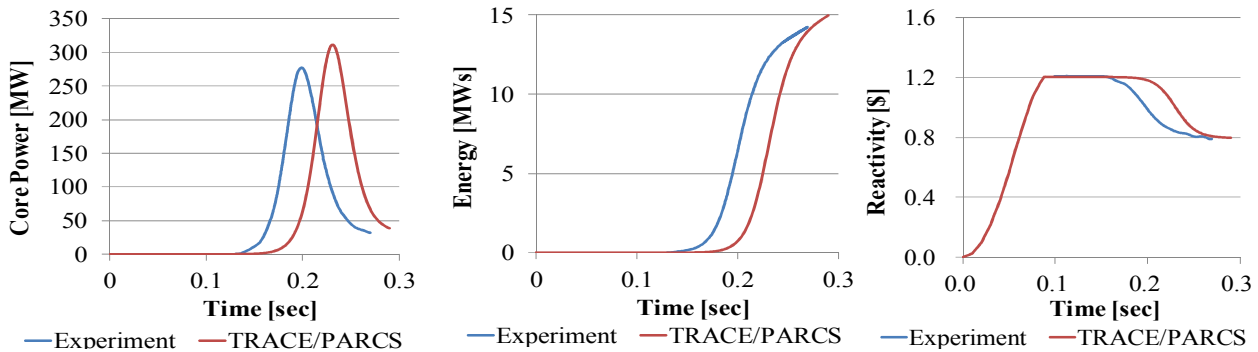


図 9 SPERT-III Test No. 70 の結果 (左図: 炉心出力、中央: 放出エネルギー、右図: 反応度)
Fig. 9 Results of SPERT-III Test No. 70 (Left: Core Power, Middle: Energy, Right: Reactivity)

験で測定されている炉心出力、放出エネルギー等を評価するとともに、実験値及び解析条件の不確かさが当該パラメータに与える影響について感度解析を実施した。評価例として、Test No.70 における実験値と TRACE5.0/PARCS の結果の比較を図 9 に示す。TRACE5.0/PARCS の結果は実験値とおおむね同等の傾向を示しているが、実験値に比べて炉心出力等のピーク時刻が遅れている。これについては、SPERT 実験レポートには、臨界制御棒位置等の実験結果に直接的な影響を及ぼす実験条件の記載が不足しているため、炉心初期出力、実効遅発中性子割合、過渡制御棒引き抜き速度等の感度解析 (±10%程度) を実施し、炉心出力等のピーク時刻が最も変化するのは過渡制御棒引き抜き速度であることを確認した。

2.2.3 臨界安全解析コードの整備

使用済燃料貯蔵プールの事故時等の臨界安全評価に連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2 を利用することとしている。同コードの計算モデルの高度化として、重核種の共鳴エネルギー領域の共鳴弾性散乱と原子核の熱運動を考慮する中性子の散乱を厳密に扱う改良モデルの導入がなされており、このモデルを用いた場合、事故時の評価において重要な軽水炉のドップラ反応度係数が共鳴吸収の増加により約 10%増加するとの報告²¹⁾が行われている。

そこで、改良散乱モデルを適用した MVP-2 コードを導入するとともに、同機能の妥当性確認の一環として、商用軽水炉 (PWR 及び BWR) の模擬燃料集合体 (ウラン及び MOX 燃料集合体) について、燃料温度 1500°C まで上昇したときの、改良モデルと従来モデルの差を評価した (図 10)。この結果、従来モデルに対して改良モデ

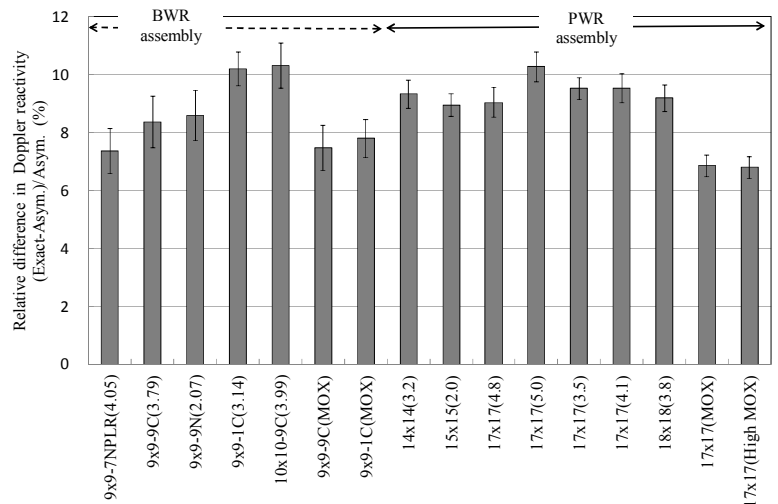


図 10 改良モデルと従来モデルによるドップラ反応度の比較
Fig.10 Relative differences in Doppler reactivity between the calculations of the asymptotic and exact models

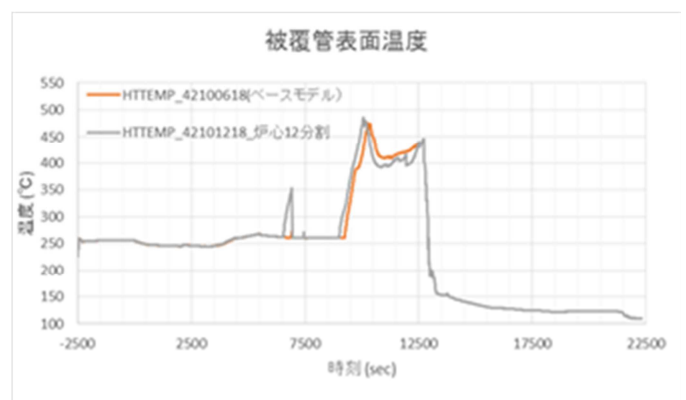


図 11 全交流動力電源喪失後の被覆管表面温度
Fig.11 Fuel rod temperature after SBO

ルではドップラ反応度係数が約 10%増加することが確認でき、改良モデルの効果に関する重核種ごとの寄与に関する知見を得た。(C)

2.3 解析コードの妥当性確認 (海外プロジェクト活用)

熱流動・核特性分野の安全規制に関する海外の最新の情報・動向を取り込み、共同研究等により安全研究を効率的に進めるために、以下の海外プロジェクトに参画し、発表、情報収集を行っている。

2.3.1 PKL-3 (OECD/NEA 共同研究)

PKL 計画は独国 AREVA 社の PKL 試験装置を使用する共同研究であり、PKL 試験装置は 4 ループ PWR を模擬し、出力及び容積は小さいものの、高さ方向は実機寸法としている。

本プロジェクトの中で、全交流電源喪失 (SBO) 試験やほう酸析出に関する試験結果に対して再現解析を行い、熱流動安全解析コードの妥当性を確認するとともに、モデル化やデータ作成手法等の改良に活用している。例えば SBO 時のアクシデントマネジメント操作の遅延に関連する試験を対象とした RELAP5 コードによる実験解析では、加圧器、炉心部周辺のノーディング等が、一次系圧力の推移、燃料の露出による燃料被覆管温度の上昇などに影響を及ぼすことが分かった (図 11)。

2.3.2 ATLAS (OECD/NEA 共同研究)

ATLAS 計画 (2014 年 4 月～2017 年 3 月) は、韓国原子力研究所 (KAERI) の ATLAS (Advanced Thermal-hydraulic Test Loop for Accident Simulation) を用いて、PWR で発生し得る事故時の熱水力挙動についての総合効果試験を実施する共同研究である。試験装置は、韓国型 PWR を高さ 1/2、面積 1/144 で模擬して、実機相当の圧力及び温度条件で試験が可能である。

技術基盤グループが整備する TRACE コードの妥当性確認の一環として、ATLAS 計画で既に実施された試験を対象に実験解析を実施している。平成 27 年度は ATLAS を模擬する入力データを整備し、

TRACE5.0 コードによる A1.1 試験 (全交流電源喪失+非対称的な蒸気発生器への給水) を対象とした解析を実施した。本試験は全交流電源喪失の発生後、蒸気逃がし弁開による二次系強制冷却を実施しない厳しい事象シナリオを想定しているが、TRACE コードは主蒸気安全弁及び加圧器安全弁の開閉により制御される圧力の推移、炉心水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇等について実験を再現することを確認できた (図 12)。

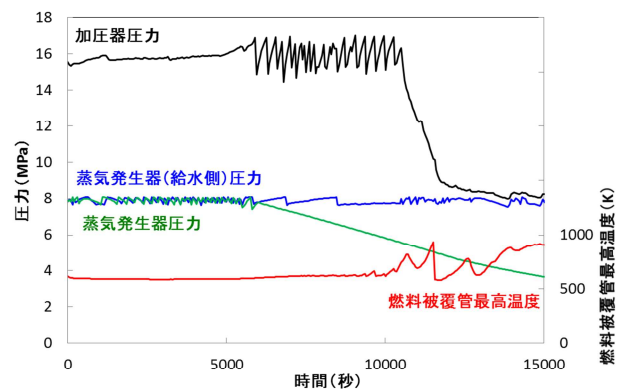


図 12 TRACE コードによる ATLAS 実験解析 (A1.1 試験)
Fig.12 Analyses for ATLAS tests with TRACE code (A1.1)

3. 今後の展開

今後はより現実的な安全評価を目指す「最適評価手法」の適用拡大が重要になると考えられ、下記の分野・項目に注力していく。

- ・ LOCA 時燃料挙動評価、格納容器内挙動評価に関する最適評価手法の整備
 - FFRD 現象を含めた場合の LOCA 解析への反映
 - 格納容器内挙動評価の精緻化
 - 不確かさパラメータの燃料挙動への影響の整理
- ・ 最適評価手法の精度・信頼性向上に向けた整備の推進
 - 三次元核熱水力結合コードの整備 (TRACE5.0/PARCS の導入、解析コードの高速化等)
 - 実機試験データによる解析コードの妥当性確認解析の蓄積 (BWR 核熱水力不安定性事象の評価等)
 - 海外共同研究プロジェクト試験の、RELAP5/MOD3.3、TRACE5.0 安全評価手法への反映
 - 「不確かさを考慮した最適評価」に向けた、核特性、熱流動分野の不確かさデータの整備

4. まとめ

本研究プロジェクトは、福島第一原子力発電所事故を受けて新たに規制の対象となった設計基準事象を超える事故（「重大事故に至るおそれのある事故」）に重点において、三次元核熱結合解析手法の整備、原子炉—格納容器内挙動評価手法の整備等を実施した。

また、設計基準事象評価の分野でも、FFRD 現象等の燃料高燃焼度化に伴う潜在的な問題、反応度事故評価コードの検証、臨界安全解析コードの整備等について、安全評価手法のベースとして解析コードの整備を着実に進めた。

さらに、海外共同研究での PKL-3 や ATLAS 試験の実験解析により、RELAP5/MOD3.3、TRACE5.0 等安全評価コードの妥当性確認を進めた。

5. 成果の活用について

5.1 重大事故等評価分野

本プロジェクトで整備した解析コード等は、別プロジェクトである「(A03)多重故障事象の影響評価に関する研究」の中で PWR 及び BWR プラントの有効性評価解析に使用し、結果を NRA 技術報告書^(A)^(B)にまとめて公表した。

5.2 設計基準事象評価分野

LOCA 解析に関して、FFRD 現象を簡易的に考慮した燃料挙動評価及び GOTHIC コード等による格納容器内挙動評価の枠組みを整備し、設計基準事故評価の精緻化を図った。

5.3 解析コードの妥当性確認（海外プロジェクト活用）

PKL-3、ATLAS の実験解析を実施し、RELAP5/MOD3.3、TRACE5.0 等の熱流動解析コードの妥当性確認の拡充を図った。

6. 成果の公表等

6.1 NRA 技術報告

(A) 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

(B) 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

6.2 論文投稿

(C) T. Yamamoto and T. Sakai, “Analysis of fuel temperature effects on reactivity of light water reactor fuel assemblies by using MVP-2 adopting an exact resonance elastic scattering model”, J. Nucl. Sci. Technol. (2015), <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2015.1136903> (査読あり)

6.3 学会発表

(D) 「PWR 全交流電源喪失事象の解析(1) 二次側冷却時の解析手法の検討」,
日本原子力学会, 2013 年秋の大会, H32, 2013 年 9 月 (査読なし)

(E) 「PWR 全交流電源喪失事象の解析(2) 二次側冷却失敗時の解析手法の検討」,
日本原子力学会, 2013 年秋の大会, H33, 2013 年 9 月 (査読なし)

文 献

- 1) “実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則” (H25.7)
- 2) RELAP5/MOD3.3 Code Manual Vol.1-Vol.8
- 3) TRACE V5.0 USER'S MANUAL, Volume 1: Input Specification, Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission
- 4) TRACE V5.0 USER'S MANUAL, Volume 2: Modeling Guidelines, Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission
- 5) (独)原子力安全基盤機構, “三次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”, 04 解部報-0012, 2003.

- 6) D. R. Joel, et al., "CASMO5 A fuel Assembly Burnup Program Methodology Manual", Studsvik/SSP-08/405 Rev1, (2011).
- 7) L. Sten-Orjan, et al., SIMULATE-3 Methodology, Studsvik/SSP-10/465 Rev2, (2011).
- 8) Y. Nagaya, et al., "MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation based on Continuous Energy and Multigroup Methods", JAREI 1348(2005).
- 9) NUREG/CR-0255, "CONTEMPT-LT/028 – A Computer Program for Predicting Containment Pressure-Temperature Response to a Loss-of-Coolant Accident", March 1977, INEL
- 10) NUREG-CR-7022, Rev.1, Vol.1, FRAPCON-3.5: A Computer Code for the Calculation of Steady-State, Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup, May 2014
- 11) NUREG-CR-7023, Rev.1, Vol.1, FRAPTRAN 1.5: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, May 2014
- 12) JAERI-1293, Models of Multi-rod Code FRETA-B for Transient Fuel Behavior Analysis (Final Version), November 1984
- 13) <http://www.numerical.com/gothic.php>
- 14) W. Wiesenack, "Accident-related fuel experiments in Halden - HRP LOCA Test Series ISA-650, TWGFPT Orientation", 24 April 2014
- 15) High burn-up fuel behavior under LOCA conditions as observed in Halden experiments, IAEA technical meeting on fuel behavior and modeling under severe transient and LOCA conditions, Mito, Japan. 18-21 October, 2011
- 16) T. Yamamoto, M. Suzuki, Y. Ando and H. Nagano, "Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup PWR MOX and UO₂ fuels in the MALIBU program," J. Nucl. Sci. Technol. **49**, 910-925 (2012).
- 17) T. Downar, Y. Xu, V. Seker, "PARCS V3.0 THEORY MANUAL: U.S. NRC Core Neutronics Simulator", Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences University of Michigan.
- 18) H. Finnemann and A. Galati, "NEACRP 3D LWR Core Transient Benchmark", Final Specifications, NEACRP-L-335 (Revision1), October 1991 (January 1992)
- 19) TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 20) R. K. McCardell, D. I. Herbon, J. E. Houghtaling, Reactivity Accident Test Results and Analyses for The SPERT III E-core -- A Small Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17281, (1969).
- 21) T. Mori and Y. Nagaya, "Comparison of resonance elastic scattering models newly implemented in MVP continuous-energy Monte Carlo code," J. Nucl. Sci. Technol. **46**, 793–798 (2009).

自己評価

(1) 安全研究計画における研究の目的及び本安全計画に対する達成状況

本プロジェクトは、熱流動・核特性の分野において、軽水炉プラントの規制に係る安全評価において有用な技術情報を整備し、安全審査や種々の規制判断を技術的に支援していくことを目的としている。平成 27 年度は、前年度に引き続き各プラントの新規制基準の適合性審査が進行中であり、これに関して特に設計基準を超える事象に重点をおいて、解析手法・解析コード及びデータの整備を行ってきた。

本プロジェクトで整備した解析コード等は、別プロジェクトである「(A03)多重故障事象の影響評価に関する研究」の中で有効性評価解析に使用され、結果を NRA 技術報告書 (2 件) にまとめて公表するなど、規制判断を支援する技術情報を提供するという目的を達成したものとする。

また、設計基準事象の安全評価についても、LOCA 解析評価手法や核特性データの整備等、今後の最適評価コードの適用に向けて着実に安全研究を遂行している。

(2) 平成 27 年度の主要成果のレベルについて

上述のように安全評価に関して、これまで実施した解析コード及びデータの整備が、重大事故等対策の有効性評価に関する NRA 技術報告書の公表として活かしたことは大きな主要成果と考える。

また、新規規制基準に関する規制活動は「安全性向上評価」等で今後も継続されることに対応して、重大事故等評価以外の分野でも、最適評価手法の適用等、今後見込まれる評価手法に対して着実に準備を重ねることができた。

(A12) 高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究

安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度)

平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故（シビアアクシデント）対策（以下「SA 対策」という。）を規制要件化した設置許可基準が策定され、高速増殖原型炉を含む研究開発段階の発電用原子炉向け設置許可基準（以下「新規制基準」という。）についても、平成 25 年 7 月に施行されている。新規制基準では、重大事故等の防止について、第 37 条の実用炉と同様の要求に加え、第 56 条で高速炉の典型的な炉心損傷事故である 1 次系流量減少時原子炉停止機能喪失事象（ULOF ; Unprotected Loss of Flow）が発生した場合にも、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持できないような機械的エネルギーが生じないことが要求されている。

本プロジェクトは、新規制基準で要求する SA 対策を評価する上で必要となる技術的知見（安全性向上評価に係る知見を含む。）の取得と、関連する安全解析手法及び解析コードの整備を目的として実施しているものである。

本プロジェクトでは、上記の技術的知見の獲得に向けて、SA 対策のうち、「炉心（使用済燃料）の著しい損傷の防止」に係る対策（SA 対策－Ⅰ）及び炉心損傷が生じた後の「原子炉格納容器の破損の防止」に係る対策（SA 対策－Ⅱ）に係る主要な事象進展及び対策の効果について評価するための解析評価手法及び解析コードの開発を行い、実機への適用性解析を通じ、対策の効果、課題の把握及び解析コードに必要な改良を行っている。

解析コードの整備については、平成 26 年度までに、解析が実行できる基本的な整備を完了し、その後の適用性解析を通じ、必要な改良を進めているところである。また、適用性解析に関しては、これまでに、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンス及び対策の効果の確認、原子炉停止機能喪失時の炉心損傷挙動とそれにより生じる機械的エネルギーによる影響について検討を行っている。

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討

2.1.1 内的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討

高速炉における炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスのうち、内的事象の代表的なものとして、前出の ULOF を含む「原子炉停止機能喪失事象」（ATWS ; Anticipated Transient without Scram）と「崩壊熱除去機能喪失事象」

（LOHRS ; Loss of Heat Removal System）がある。後者については、要因によって更に「原子炉停止成功時除熱源喪失事象」（PLOHS ; Protected Loss of Heat Sink）」と「原子炉容器液位確保機能喪失事象」（LORL ; Loss of Reactor Level）に分けられる。ATWS、PLOHS 及び LORL の事故シーケンスのうち、LORL については、防止対策の成否は運転操作のみに依存する事象であるため、本プロジェクトでは ATWS と PLOHS を対象とした検討を実施した。

ここでは、PLOHS を対象とした事象進展と防止対策の効果についての検討と、ATWS の代表事象である ULOF の防止対策の原理的な有効性についての確認を行った。また、炉外燃料貯蔵槽を対象とした、LOHRS 対策についても検討を行った。

(1) 除熱源喪失時の炉心の冷却対策に係る検討

高速炉は冷却材にナトリウムを用いていることから、常圧での液相範囲が広く（約 100℃～約 900℃）、また、事故時の最終的な除熱源が空気（空気冷却器）であることから、例えば、全交流電源喪失時にナトリウムの強制循環ができない場合であっても、高低差及び温度差によって生じるナトリウムの自然循環を活用して、炉心や使用済燃料を冷却できる可能性がある。

自然循環除熱の可能性について、原型炉級高速炉を対象に検討を行っている。炉心について、強制循環除熱から全交流電源喪失に伴い自然循環除熱に移行した場合に冷却が可能な場合があることをプラント動特性解析コード ADYTUM による検討により確認した。自然循環除熱が成立する限界条件及び自然循環に失敗した場合の挙動についての検討結果として、図 1 に自然循環除熱移行失敗時と自然循環除熱のループ数をパラメータとした解析結果例（機器・配管からの放熱を無視した条件）を示す。自然循環除熱移行失敗時（図中、黒実線）にも空気冷却器空気側のリークフローにより、若干の除熱は行われる。自然循環除熱成功時には、図中、赤の実線と破線で示すように、機器・配管からの放熱の有無による冷却特性への影響が大きく、放熱条件によっては除熱に必要なループ数も増減し得ることが分かる。

また、水プールによる冷却の前に、原子炉から取り出した使用済燃料をナトリウム中で冷却する炉外燃料貯蔵槽（EVST；Ex-Vessel Storage Tank）の自然循環除熱についても、ADYTUM による解析検討を実施しており、3ループある冷却系（1ループは強制循環除熱時には待機状態）のうち、2ループの自然循環除熱が行える場合には、使用済燃料の冷却が可能であることを確認した。ただし、設計温度以上の温度領域での運転となることに対する影響の確認が必要である。

また、従来から自然循環除熱以外のアクシデントマネジメント対策として挙げられているメンテナンス冷却系による炉心冷却時の挙動の確認を行うとともに、同じく蒸気発生器（以下「SG」という。）を利用した除熱（補助ボイラから補助蒸気を SG に供給）についての妥当性検討にも着手した。これらの自然循環以外の除熱運転への移行は、通常の強制循環による除熱に失敗し、更に自然循環除熱が行えない場合に行われるため、その間に炉心や系統の温度は上昇を続けており、移行が遅れるような事態においては、燃料被覆管や系統の温度が制限値（650℃；設置許可申請書記載値）を超えないタイミングで別の対策を実施する必要がある、それまでの時間裕度の指標を得た。

(2) ULOF 防止対策に係る検討

ULOF による炉心の著しい損傷の防止策に関し、受動的炉停止システム概念であるガス膨張機構集合体（GEM；Gas Expansion Module）とキュリー一点方式自己作動型炉停止系（SASS；Self-Actuated Shutdown System）の原理的な有効性について ADYTUM による解析検討により確認した。

2.1.2 外的事象に対する SA 対策－Ⅰの有効性評価に係る検討

高速炉の外的要因のうち地震によって著しい炉心損傷に至る可能性について検討した。高速炉の機器・配管は高温の使用条件から薄肉であり、地震荷重による構造健全性への影響が大きく、想定を超える地震に対して地震 PRA による安全性の確認が必要である。これまで、原型炉級高速炉を対象に地震 PRA の評価モデルを作成してきており、それに必要となる機器毎のフラジリティを原型炉の耐震バックチェックを参考に整備した。

2.2 SA 対策－Ⅱの有効性評価に係る検討

ここでは、炉心損傷が生じた後の「原子炉格納容器の破損の防止」に関わる対策に関連して、ATWS を起因事象とする炉心損傷による放出エネルギーと、その影響についての検討を行うとともに、損傷炉心の原子炉容器内保持（以下「IVR」という。）の可能性を含めた炉心損傷後の格納容器の破損防止策の効果について検討を行った。

2.2.1 炉心損傷事故時の放出エネルギーの評価に係る検討

(1) ULOF 時の放出エネルギー評価に係る検討

① ASTERIA-FBR を用いた実機適用性解析

ULOF 時に炉心のボイド反応度や燃料集合体の凝集により即発臨界を超過した場合に放出される機械的エネルギーを評価するため、炉心損傷挙動解析コードを用いた実機適用性解析を行っている。

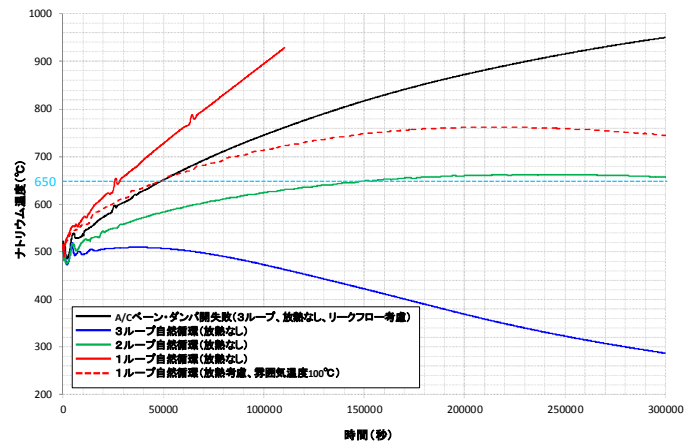


図 1 原子炉容器出入口温度の挙動
Fig.1 Temperature of Inlet/Outlet of Reactor Vessel

図2に示す炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR コード (2.4.3 参照) を用いて、原型炉級高速炉炉心を対象に、ULOF 事象の現象イベントツリーに基づく解析に着手した。

ULOF 事象の起因過程では、炉心流量が減少するにもかかわらず、スクラムに失敗するため、原子炉出力はほぼ定格値に維持される。出力/流量比の大きい特性を持つ燃料集合体から冷却材沸騰を開始し、正のボイド反応度が挿入される。正反応度挿入により原子炉出力が上昇すると、炉心燃料温度は次第に上昇するため、ドップラー反応度等の負のフィードバック反応度が投入される。燃料ペレットの溶融割合又は被覆管の限界応力がしきい値を上回ると、燃料ピンは破損し、破損した燃料は核分裂生成物ガス (以下「FP ガス」という。) に駆動されて軸方向に分散することにより、負のフィードバック反応度が投入される。このボイド反応度 (正) とドップラー反応度及び燃料分散反応度等 (負) の正負バランスにより、出力ピークが出現する。起因過程終期では、冷却材は炉心領域全体でボイド化し、炉心領域全体の燃料ピンが破損する。上下部に分散・堆積した燃料は、集合体壁と接触して熱を伝達し、集合体壁を溶融貫通する。集合体壁の溶融貫通により、複数の燃料集合体が連結すると、溶融燃料と液体スチールから成る炉心プールを形成する遷移過程に移行する。炉心のプール運動に伴う燃料、スチール及びナトリウム蒸気の密度分布や温度分布に依存して、反応度が変化する。

ASTERIA-FBR は、上記のような ULOF 事象の起因過程から遷移過程のプール運動に至るまでを一貫して計算できることを確認した。さらに、計算結果は、定性的に既往知見と合致しており、ULOF 時の炉心挙動の模擬性を確認した。また、同現象を模擬する炉内試験である EAGLE 試験及びその試験解析の調査検討、放出エネルギーに関する支配因子のパラメータ解析に着手した。

②水流動試験を用いた溶融炉心プールスロッシング挙動に起因する放出エネルギーの評価手法の検討

ULOF 事象では、集合体同士が連結して溶融物によるプールを形成し全炉心プールに拡大していく遷移過程においては、放出エネルギーが増大する可能性がある。

遷移過程で形成される溶融炉心プールが反応度値の高い燃料で主に構成され、かつ、溶融スチール等のピン束間等への先行流出・閉塞により核計算条件上、反応度が大きくなる2次元円筒形等の幾何形状で形成される場合には、スロッシングに起因する燃料の凝集によって、即発臨界条件を超える可能性がある。このため、スロッシング挙動に起因した放出エネルギーの評価手法について、検討を進めている。

形成したプールに何らかの核的外乱が与えられるとスロッシング等のプール運動が生じる。このプール運動は、燃料凝集等による正の反応度フィードバック効果や、燃料蒸気圧の発生と燃料分散による負の反応度フィードバック効果をもたらす。これらのフィードバック効果の大小関係により、放出エネルギーの最大値が決定される。ここでは、ULOF 事象遷移過程における放出エネルギーに関わるメカニズムを把握するため、図3に示す試験装置を用いて損傷炉心プールのスロッシング挙動を模擬した水流動試験を行った¹⁾⁻⁴⁾。

試験では、プール容器中央底面から不活性ガス気泡を定期的に注入し定常的なスロッシング運動を発生させる。定常スロッシング運動に対してガスの注入タイミングを変えることにより、スロッシング運動を増大又は抑制する現象を観察した。実験結果 (プール中央の水位変化) を図4に示す。図中の Type0 ケースは定常ガス注入周期 T(0.86 秒) に対して外乱なし、Type1 は約 1/8T、Type2 は約 1/2T のタイミングでガスを注入したものである。Type1

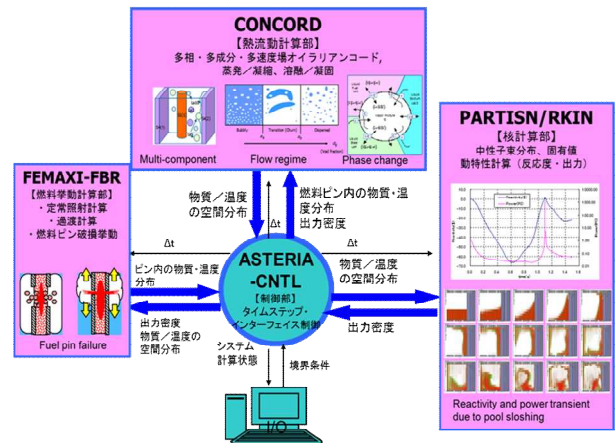


図2 ASTERIA-FBR コード構造
Fig.2 Code Structure of ASTERIA-FBR

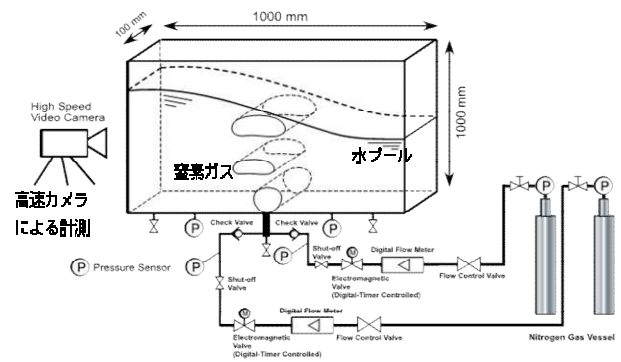


図3. 水流動試験装置の概念図
Fig.3 Schematic view of experimental apparatus

では中心部の液位の変化は増幅される。一方、Type2 では中心向き流動と外向き流動とが衝突し運動を打ち消しあうため、液位のピーク値は減少し、出現時刻も他ケースと異なる。反応度挿入率相当値が、反応度値分布とプール運動量の直積から評価するとして、SIMMER-III コード^{5),6)}等の熱流動解析コードを用いた再現解析と上記プール運動から反応度挿入率相当値を試算した。密度の異なる粒子を混入したプールにおけるスロッシング挙動についても試験を実施するとともに、プールのアスペクト比やガス注入口位置の非対称性がスロッシング挙動に与える影響についての検討にも着手したところである。

(2) ULOF 時の放出エネルギーの影響評価

① ナトリウム噴出評価

ULOF 事象の炉心膨張過程において、急激なエネルギー生成により炉心で発生する燃料蒸気、スチール蒸気、ナトリウム蒸気及び FP ガスから成る混合気泡（以下「CDA 気泡」という。）が、炉上部プレナムのナトリウムを押し上げカバーガスを圧縮することにより、原子炉容器や遮蔽プラグのシール部等に機械的影響を与える可能性がある。特にこのシール部が損傷すると、ナトリウムが空気雰囲気である原子炉容器上部の運転床上に噴出してナトリウム燃焼が生じ、格納容器の健全性に影響を及ぼす可能性がある。このため、ULOF 時の原子炉容器及び遮蔽プラグの耐衝撃と変形によって生じ得るナトリウムの漏えいパスと漏洩量を評価するため、構造解析コード ADVENTURE Cluster 及び流体と構造の連成計算が可能な耐衝撃解析コード AUTODYN を用いた解析検討を実施した。ここでは、AUTODYN による解析結果について述べる。

解析モデルを図 5 に示す。CDA 気泡の膨張を模擬するガスバグ (gas-bag) の膨張条件は熱流動計算結果を参考に P-ΔV 曲線を入力するが、保守的に膨張の過程でもナトリウム蒸気は常に供給されるものとして圧力は体積変化に依存しない一定条件を仮定した。CDA 気泡はカバーガス空間を圧縮し、熱遮蔽板の変形を伴いながら、約 150ms で遮蔽プラグ下面に衝突する。遮蔽プラグは、炉内圧力によって上向きに変位しソールプレートとの間に隙間が生じナトリウムの漏えいパスが形成される。解析の結果得られた遮蔽プラグの軸方向変位量を図 6 に示す。P-ΔV 曲線 1MPa 一定のケースでは最大変位量は約 2.5mm、更に保守側条件の 2MPa 一定としたケースでは約 5.5mm となった。この結果から、原子炉容器と遮蔽プラグ間に形成されるナトリウムの漏えいパスの流路面積を求め、炉内外の圧力差によりナトリウムが噴出すると仮定して、ナトリウム噴出量を算出し、これを 2.4.4 のナトリウム噴出による格納容器健全性への影響評価のための条件とした。

② 伝播圧力による 1 次系配管の構造健全性への影響

ULOF 時の機械的エネルギーの影響評価として、CDA 気泡により生じる圧力波の 1 次系配管に及ぼす影響について検討を行っている。CDA 気泡により発生する圧力波の配管への伝播挙動を扱うため、原子炉容器は 3 次元でモデル化し、汎用の PAM-CRASH コードを用いた粒子法による流体-構造連成解析を実施した。ナトリウムを粒子で模擬し、CDA 気泡及び原子炉容器上部のカバーガスは圧力、体積変化に追従できるモデルで模擬した。解析モデル及び解析結果の例として CDA 気泡膨張開始約 140ms 後の流速コンターを図 7 に示す。この原子炉容器モデルにおける出口配管部の圧力条件を入力条件として、原子炉容器から中間熱交換器（以下「IHX」という。）ま

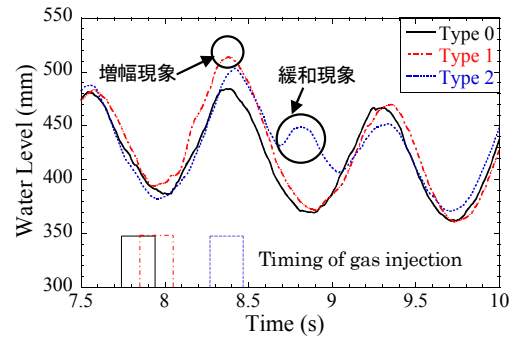


図 4 実験におけるプール中央の水位変化¹⁾
Fig.4 Water level at the pool center (experiment)

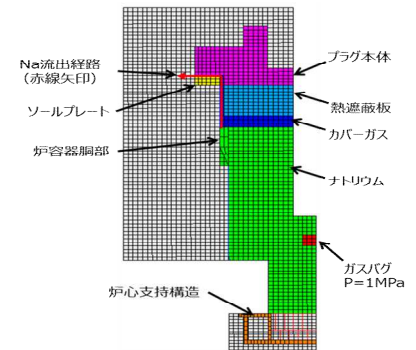


図 5 AUTODYN の解析モデル
Fig.5 Analysis Model for AUTODYN

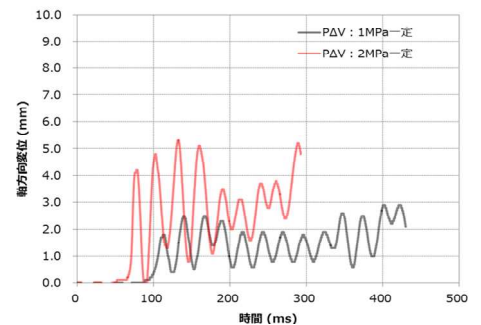


図 6 遮蔽プラグの軸方向変位の計算結果 (例)

Fig.6 Calculation Results on axial replacement of shielding plug (Example)

でのホットレグ配管を対象に圧力波の伝播解析を実施した。解析結果の例として、CDA 気泡膨張開始 50ms 後の配管の圧力分布を図 8 に示す。原子炉容器出口からの圧力波は、約 30ms 後に IHX で反射し、配管内では、原子炉容器からと IHX からの圧力波の重畳により、圧力の増幅又は減幅が生じる。圧力波伝播による配管の最大応力の発生メカニズムについては把握したが、非弾性解析による定量的な影響評価については、なお検討中である。

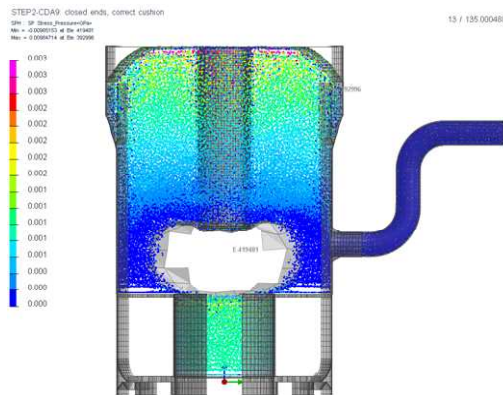


図 7 ULOF 時の原子炉容器内の挙動
Fig.7 Coolant Behavior in Reactor Vessel during ULOF

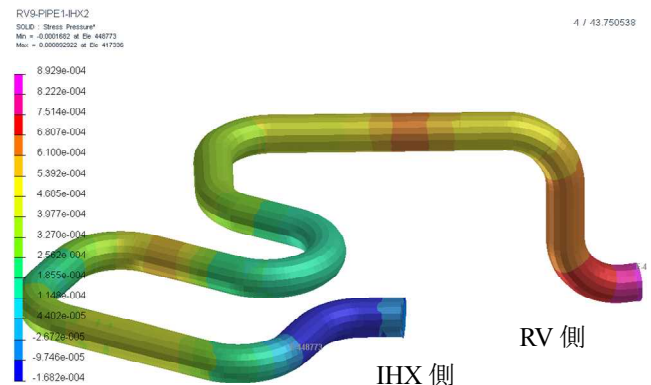


図 8 ホットレグ配管の圧力伝播挙動
Fig.8 Pressure Propagation at Hot-leg Piping

2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る検討

格納容器破損防止対策の有効性の評価に向けては、著しい炉心損傷後の IVR の成立性に係る検討と、IVR に失敗し炉心溶融物質等が原子炉容器から流出した場合の格納容器の破損防止に係る検討が必要である。

高速炉では、ATWS 事象による炉心損傷の場合には、それによる原子炉冷却材バウンダリの損傷が生じず、崩壊熱除去機能を喪失していない場合には、炉心溶融物質を原子炉容器内で冷却できる可能性、すなわち IVR が成立する可能性がある。一方、LOHRS 事象の場合には、対策に失敗すると炉心損傷後の除熱も行えないことから、炉心溶融物質は、いずれ原子炉容器外に流出することになり、格納容器の健全性確保が重要となる。

上記の IVR の成立性及び原子炉容器から流出した場合（2.2.1 で述べた ULOF 時の原子炉容器上部へのナトリウム噴出を含む）の影響の評価については、格納施設応答解析コード AZORES の改良・整備と合わせて実施しており、その内容については後述の 2.4.4 で述べるものとする。

2.3 安全性向上評価に向けた検討

新規規制基準に基づく運転再開後の最初の定期検査終了時の状態を対象として事業者が行う安全性向上評価について、評価手法及び技術的根拠を確認するための準備を行う必要がある。安全性評価のうち、PRA 及び安全裕度評価を踏まえた安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析が重要である。PRA については、従前実施したアクシデントマネジメント策の妥当性確認において、内的事象を対象に実施しているが、外的事象を含むレベル 2PRA について更なる検討が必要であり、一部について平成 27 年度より着手した（2.4.6 参照）。

2.4 適合性審査等に必要安全解析手法の整備

2.4.1 炉心耐震安全評価手法

地震時の反応度事故の可能性を評価するため、2.1.2 で述べた地震時の集合体挙動に関する解析検討が必要であり、そのための手法の検討、解析コードの開発・整備を実施した。全炉心を対象とした地震時の水平方向の集合体群振動挙動を解析するため、炉心構成要素を、はり要素でモデル化した専用解析コード ASSIST を開発し、計算時間を汎用構造解析コードによる場合と比較して大幅に短縮することができた。さらに、上下動に対する集合体挙動を評価するため、シェル要素でモデル化した解析手法についても検討を行った。

2.4.2 プラント安全評価手法

LOHRS に対する SA 対策を評価するため、プラント動特性解析コード ADYTUM の改良・整備を行っている。炉心の自然循環除熱、メンテナンス冷却系や補助蒸気による SG を活用した除熱、また、EVST の自然循環除熱を扱うための改良はおおむね完了した。また、コードの検証の観点からは、自然循環除熱に関し、原型炉もんじゅの総合機能試験時に行われたポンプ入熱による昇温後の自然循環除熱試験を対象に試験結果と解析結果の比較検討を行い解析モデルの改良に反映した。さらに、解析モデルの改良、検証のため、実験炉「常陽」の自然循環試験結果との比較解析に着手した。

2.4.3 炉心損傷事象評価手法

(1) 炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の妥当性確認

高速炉の ATWS による炉心損傷事故時の起因過程、遷移過程、炉心物質再配置過程など、再臨界が生ずる可能性のある事故過程を一貫して解析する ASTERIA-FBR コード (2.2.1 参照) を開発・整備している。ASTERIA-FBR は、図 2 に示したように、多相・多成分モデルによる 3 次元流体力学計算部 CONCORD を中核とし、流体力学部と連結した時空間依存特性の計算が可能な核計算部 PARTISN/RKIN、燃料ピン挙動計算部 FEMAXI-FBR を統合システムを構成している。

① CABRI 試験等による燃料分散挙動モデル等の妥当性確認

ASTERIA-FBR のモデルの妥当性を確認するため、炉内燃料破損試験 CABRI 試験、炉心溶融模擬物質と冷却材ナトリウムの相互作用による発生エネルギーを扱った THINA 試験を対象に再現解析を行っている。さらに壁破損、燃料流出挙動のモデルの妥当性を確認するため、EAGLE 試験を対象にした再現解析にも着手した。ここでは、特にナトリウム沸騰、燃料破損、燃料分散モデルに着目して、BI3 試験⁷⁾を対象に再現解析を行った結果について報告する。BI3 試験は、ナトリウムループ内の燃料ピン (燃焼度約 1at.%) 1 本とそれを囲む流路を有する体系の下で流量減少と過出力投入の外乱により燃料ピンを破損させることで、冷却材の沸騰挙動、沸騰チャンネルにおける燃料破損挙動及び燃料分散挙動を測定した試験である。図 9 に、燃料分散挙動の試験結果と

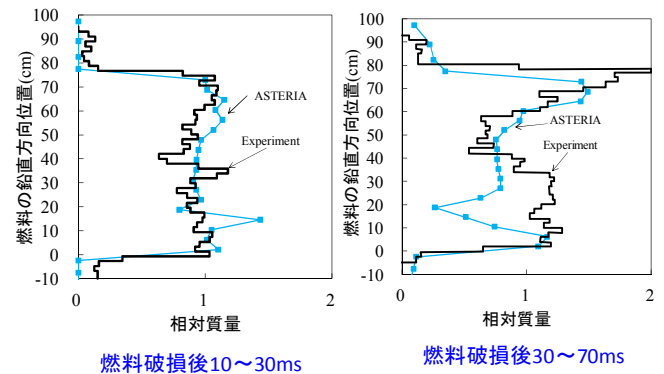


図 9 軸方向燃料分散挙動に関する実験⁷⁾と解析の比較
Fig.9 Comparison of experimental and calculation results on the axial fuel distribution behavior

ASTERIA-FBR の解析結果の比較を示す。ASTERIA-FBR の解析結果は燃料ピンの破損開始から 50ms 時点の分布、試験結果は 30~70ms の時間平均の分布である。解析結果は試験結果とおおむね一致しており、燃料分散挙動の物理現象が試験結果とほぼ一致することを確認した。また、ナトリウム沸騰挙動、燃料破損挙動についてもモデルの妥当性を確認した。

② B8-HAM 試験による FEMAXI-FBR の Pu 移動モデル等の妥当性確認

FEMAXI-FBR の妥当性確認を行う目的で、実験炉「常陽」で行われた B8-HAM 照射実験^{8,9)}の再現解析を行った。このため、プルトニウム・アメリシウムの移動モデル、ヘリウムの生成・放出モデルを新たに追加した。実験では、0.9%のアメリシウムを含む高速炉燃料が、最高燃料温度 2250℃、最高被覆管温度 558℃、最大線出力 399W/cm で、累積照射日数 134.4EFPD まで照射された。照射後試験結果の径方向プルトニウム分布(図 10)、ペレットポロシティ分布、FP ガス・ヘリウム生成量等について解析結果と良い一致が得られることを確認した。

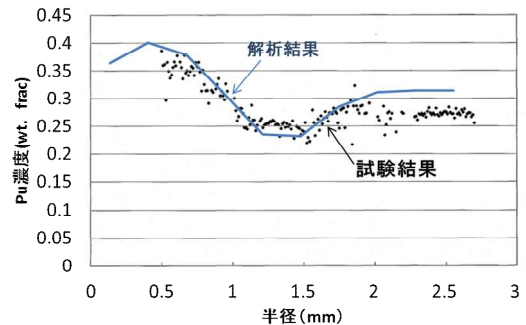


図 10 燃料ペレット径方向プルトニウム分布に関する実験⁶⁾と解析の比較
Fig.10 Comparison of radial plutonium profile across the fuel between measurement⁶⁾ and analysis

(2) 現象相関ダイアグラムを用いた放出エネルギーの評価手法の検討

ULOF 時に放出され得る機械的エネルギーを確率的に評価することを目的として、炉心損傷事故評価の実績及び関連実験の実績を多く有する KIT (独国カールスルーエ工科大学) との共同研究により、ULOF 時の炉心膨張過程を対象に、現象相関ダイアグラム (以下「PRD」という。) を用いて熱エネルギーから機械的エネルギーへの転換率を確率的に評価する手法の検討を行った¹⁰⁾。図 11 に、主要な PRD を示す。この過程では、即発臨界条件超過後に炉心膨張が、上部プレナムのナトリウムを上方へと加速し、カバーガス空間を圧縮して、遮蔽プラグに機械的影響を与える。炉心膨張から機械的エネルギー放出までのエネルギーを増幅・緩和効果に寄与する支配因子を抽出し、それぞれを素事象とエネルギー伝達因子として設定した。支配因子のエネルギー伝達因子は、

データベースから関数として評価し、取り得る不確かさ幅を設定した。データベースには中・小型高速炉炉心を対象にした SIMMER-III による解析結果を用いた。即発臨界条件超過直後の熱エネルギーは初期炉心温度を 4000~8000K と仮定して計算し、工学的判断に基づく確率密度を与えた。市販コード@RISK によりモンテカルロ計算 100 ケースを実施した。得られたエネルギー転換率の確率密度を図 12 に示す。計算結果では、ナトリウムプール中での熱エネルギーから機械的エネルギーへの転換が支配的であり、最も高い確率密度のエネルギー転換率は 0.15-0.3% となることが分かった。本検討結果は原型炉級炉心に対する炉心膨張過程解析結果と比較しても妥当なものであり、本手法が有効であることを確認した。上記を踏まえ ULOF 遷移過程で発生しうる熱エネルギーについても、同様に評価ロジックの有効性の確認に着手した。

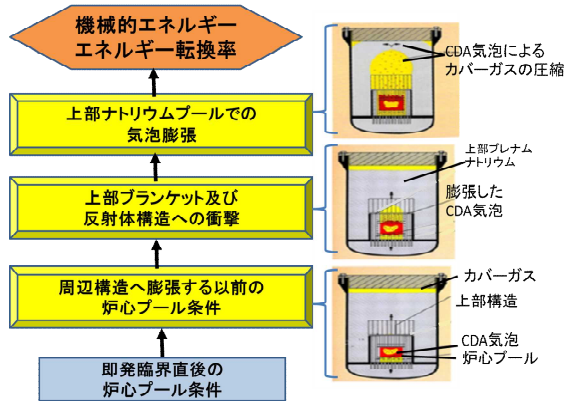


図 11 炉心膨張過程の主要な PRD¹⁰⁾

Fig.11 Main PRD during post-disassembly expansion phase¹⁰⁾

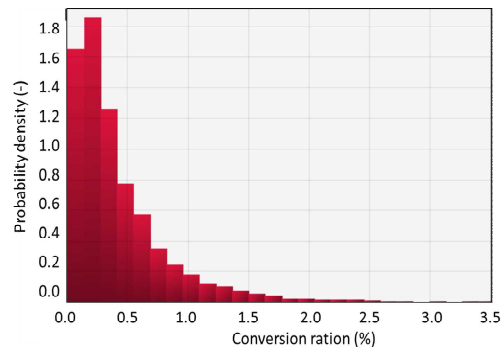


図 12 エネルギー転換率の確率密度分布¹⁰⁾

Fig.12 Probability density distribution of energy conversion ratio¹⁰⁾

(3) 高速炉炉心損傷事故の簡易解析コードの整備

ULOF に係る評価においては、多様に想定される事象進展を網羅的に把握することが重要である。ULOF 事象の進展シナリオの全貌を短時間で把握し、ASTERIA-FBR 等で詳細解析するための簡易解析コードとして、ASTERIA-FBR の主要計算部のうち、最も計算負荷の大きい熱流動計算部 CONCORD を、均質流モデル等で構成した熱流動解析コード HOPE で置き換えた ASTERIA-dash コードを整備した。

HOPE の整備においては簡素化モデルの適用性の調査結果及び基本設計に基づいてモジュールの詳細設計及びコーディングを行い、ULOF 事象を想定した各モジュールの単体計算によるモデルの検証を実施した。さらに、各モジュールを結合した ULOF 事象の解析に着手した。図 13 に示すように、HOPE において最初に冷却材沸騰を開始する集合体の軸方向ボイド率分布は CONCORD の計算結果をおおむね再現した。また、流量減少開始から燃料破損までに要する計算時間は CONCORD の計算所要時間約 4 時間に対して HOPE では 235 秒となり、大幅な短縮効果を確認した。

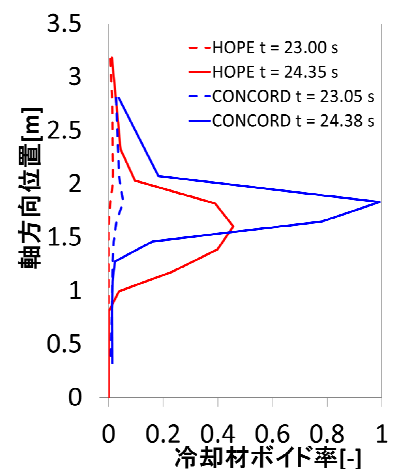


図 13 軸方向ボイド率分布の比較
Fig.13 Comparison of the distribution of axial void ratio

2.4.4 格納容器健全性評価手法

(1) 高速炉シビアアクシデント解析コード AZORES の整備

高速炉の炉心損傷事故時挙動を精度良く評価するために、AZORES の改良を実施した。特に、炉心内、炉心下部、下部プレナム及び炉室における熔融物の流動挙動に着目した解析モデルの改良に注力し、ATWS 事故発生時の熔融炉心物質の挙動を精度良く解析可能なモデルを整備している。以下に主要な改良内容を示す。

①従来の AZORES コードでは単純化のため炉心領域を燃料領域のみで模擬していたが、ATWS 時に熔融物が制御棒案内管（以下「CRGT」という。）を破損し CRGT 内を落下する効果及び炉心下部に配置されている受皿に熔融物が堆積し冷却される効果を考慮するために、CRGT 領域及び受皿等をモデル化した。さらに、熔融物が CRGT 内を落下し、ナトリウム中に熔融物が侵入していく過程で、熔融物冷却材相互作用（FCI）モデルにより熔融物

が細粒化するモデルを導入した。また、TMI-2 事故の知見を反映し、従来の AZORES コードでは模擬していなかった下部プレナム領域で堆積した熔融物及びクラストの熱伝達モデル及び成長・消滅モデルを整備した。図 14 にこれらを考慮した解析モデルを結果例と併せて示す。

② 更なる解析モデルの高度化のために、原子炉容器内の冷却材流動経路の詳細モデル化及び CRGT 内の制御棒本体、ダッシュポット、エントランスノズルのモデル化による炉心熔融物質の流動挙動をより正確に評価可能なモデルを整備中である。

(2) 高速炉の事故時崩壊熱除去過程における炉心物質挙動の知見整備

高速炉では、シビアアクシデント初期において損傷した炉心構成物質は、炉心構造物の下端に設置されている受皿上及び原子炉容器下部に最終的にその多くが落下する。そのため、デブリベッド堆積状態及び性状によっては再臨界となり、IVR 成立性に及ぼす影響を無視できない。そこで、事故時崩壊熱除去過程の事故進展中の燃料、制御棒集合体及び SUS 構造体からなるデブリベッドからの中性子吸収材（ホウ素）の分離挙動について実験的に解明した（図 15 参照）。平成 25 年度には UO_2-B_4C を昇温し、ホウ素昇華挙動を実験により確認し、約 1 時間で最大 10% 程度のホウ素が減少することを観察した。平成 26 年度には、より実際の炉心物質に近づけるために、 UO_2-B_4C-SUS を混合・昇温して試験を実施したが、重量減少率は、平成 25 年度と比べるとかなり小さくなることを観察した。試験結果に基づき、ホウ素昇華挙動の相関式を整備した。さらに、実機条件下におけるホウ素昇華挙動把握のために、ドイツの ITU（超ウラン元素研究所）と協力して、ホウ素昇華挙動の熱平衡計算を検討した。検討に当たっては、ITU が所有する熱平衡計算コード（FACTSAGE）を用いて、実験では再現が難しい MOX 燃料等の効果も検討している。

2.4.5 線源挙動評価手法

炉心損傷時に燃料から放出される放射性物質（以下「FP」という。）の移行挙動を評価する解析コードとして、一次系内での移行挙動に特化した FP 移行挙動解析コード ACTOR と、原子炉容器から外部に流出した FP の挙動を扱う AZORES がある。

AZORES の整備は、上記 2.4.4 の整備と合わせて実施している。ACTOR に関しては、コード整備はおおむね完了しているが、放出される FP のうち、冷却材ナトリウムと同じアルカリ金属であるセシウムが、破損燃料から希ガス FP と共に放出され、ナトリウム中を希ガス気泡に随伴されて上昇する間のナトリウムへの移行特性が判明しておらず、これによって、ULOF 時に格納容器内雰囲気中に漏出する可能性の高いカバーガスへのセシウム移行量が決まるため、その重要性を考慮して、破損燃料から放出された希ガス気泡がナトリウム中を上昇する間のセシウムのナトリウムへの移行係数の妥当性について検討中である。

2.4.6 PRA 手法

高速炉の格納容器破損防止対策の検討においては、レベル 2PRA が重要である。高速炉のレベル 2PRA で取り扱う事象には、「事象の発生順序や事象進展に関与する機器・系統が不確実である」、「温度上昇や物質の移流拡散などの事象は時間とともに連続的に進展する」、更に「対策の実施により事象シーケンスに変更が生じる」といった特徴がある。このような事象を定量的に評価するため、従来は、現象イベントツリー法と PRD 法が適用されてきたが、現象イベントツリーの展開だけで全シーケンスを網羅することは困難であるため、連続マルコフ過程モンテカルロ法（以下「CMMC 法」という。）を用いた手法による事象シナリオ定量化手法の検討を行っている。

CMMC 法については、これまでに PLOHS に適用して検討を行った事例がある。PLOHS では、炉心の冷却ができないため、時間とともに一次系及び二次系のナトリウム温度が上昇し、構造強度の脆弱な部分が破損に至る

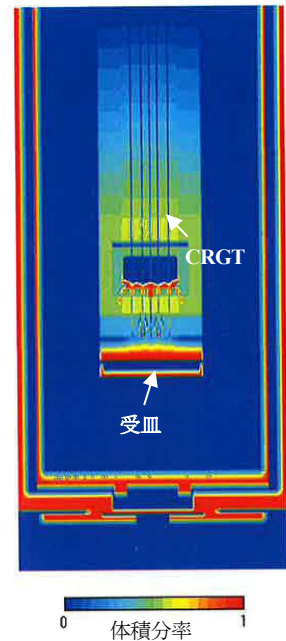


図 14 AZORES の解析結果例

Fig.14 Analysis Result of AZORES (Sample)

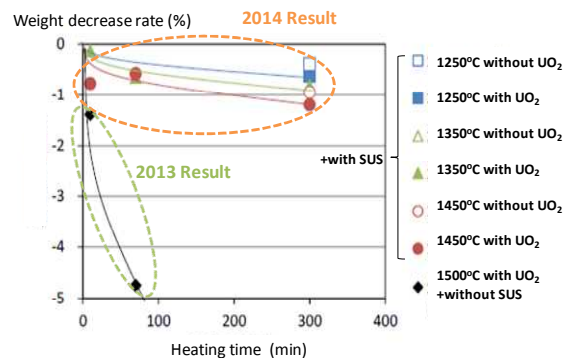


図 15 ホウ素の分離挙動

Fig.15 Separation Behavior of Boron

が、破損部位はナトリウム漏えい経路のみではなく、放射性物質の放出経路も形成することになる。従って、事象シナリオは、破損部位により異なり、例えば IHX の一次/二次の境界が破損すると格納容器バイパス事象に、原子炉容器底部が破損すればナトリウム漏えい型の炉心損傷事故になり、それ以外（例えば配管部分）の場合はナトリウム沸騰型の事象シナリオとなる。CMMC 法では、破損が想定される箇所を予め選定し、当該部における構造上の破損確率を温度等の関数として与え、モンテカルロ法による破損判定を繰り返しながら事象推移を評価するので、各事象シナリオあるいはその組合せ事象を定量的に評価することができる。現在、CMMC 法をレベル 2PRA に適用して、著しい炉心損傷後の事象推移を評価する手法を検討中である。

3. 今後の展開

高速炉における著しい炉心損傷防止対策、格納容器の破損防止対策の妥当性を確認するために必要となる知見及び PRA 評価手法について、引き続き検討を行う。

4. まとめ

高速炉の炉心の著しい損傷の防止対策、格納容器の破損防止対策の有効性評価を行う上で必要な知見の取得に向け、安全研究を実施している。著しい炉心損傷の防止対策のうち、自然循環除熱の有効性評価については、過冷却に係る課題も含め、必要な知見の取得をほぼ完了した。また、炉心損傷事故の影響評価として、ULOF 時の機械的エネルギーによる影響評価を実施した。安全解析手法の整備に関しては、SA 対策の有効性評価に用いる ADYTUM、ASTERIA-FBR 及び AZORES 等の解析コードを実機評価が行える段階までの開発をほぼ完了し、海外を含めた実験等に基づく妥当性確認を実施中である。

5. 成果の活用について

5.1 適合性審査

新規規制基準の適合性審査において、SA 対策の妥当性確認に必要な技術的知見として本プロジェクトの成果を活用する。

5.2 安全性向上評価の妥当性確認

安全性向上評価において、事業者が独自に PRA 等に基づき提示する安全性向上策について、評価手法とその技術的根拠の確認に、本プロジェクトで実施する事故シーケンスに係る解析検討や、PRA 評価手法整備を活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

- (A) Core Disruptive Accident Analysis using ASTERIA-FBR、SNA+MC2013、フランス、2013 年 10 月（査読なし）
- (B) The Specific Bias in Dynamic Monte Carlo Simulations of Nuclear Reactor、SNA+MC2013、フランス、2013 年 10 月（査読なし）
- (C) VALIDATION OF FUEL PIN FAILURE MODEL OF CORE DISRUPTIVE ACCIDENT ANALYSIS CODE、ASTERIA-FBR、NTHAS9、韓国、2014 年 11 月（査読あり）
- (D) ASTERIA-FBR を用いた高速炉炉心損傷事故解析、原子力学会 2013 年秋の大会、八戸、2013 年 9 月（査読なし）

- (E) 炉心損傷事故時に冷却材中に放出された FP 原子と原子炉構造材表面の Fe 原子との微視的相互作用の検討に基づく FP 沈着機構の研究(III) 、原子力学会 2013 年秋の大会、八戸、2013 年 9 月 (査読なし)
- (F) 高速炉炉心損傷事故解析コード ASTERIA-FBR の開発(1)~(7)(シリーズ発表)、原子力学会 2014 年春の年会、東京、2014 年 3 月 (査読なし)
- (G) 基準地震動 Ss を上回る領域における高速炉群振動挙動の評価について、原子力学会 2014 年春の年会、東京、2014 年 3 月 (査読なし)
- (H) 高速炉炉心損傷過程における固有の安全性に関する研究 (2) 水流動試験結果に基づいた遷移過程のプールのスロッシングの分析、原子力学会 2014 年春の年会、東京、2014 年 3 月 (査読なし)
- (I) 高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の開発 (8)実機適用性解析、原子力学会 2014 年秋の大会、京都、2014 年 9 月 (査読なし)
- (J) 高速炉炉心損傷過程における固有の安全性に関する研究 (3)–水流動試験結果と実機における反応度挿入率の関係–、原子力学会 2014 年秋の大会、京都、2014 年 9 月 (査読なし)
- (K) 高速炉の線源移行挙動解析コード ACTOR の開発、原子力学会 2014 年秋の大会、京都、2014 年 9 月 (査読なし)
- (L) 高速炉炉心損傷過程における固有の安全性に関する研究 (4)–混合物の水流動試験結果と投入反応度挿入率の関係–、原子力学会 2015 年春の年会、日立、2015 年 3 月 (査読なし)
- (M) 高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の開発 (9) ULOF 事象遷移過程におけるプール拡大挙動の特徴、原子力学会 2016 年春の年会、仙台、2016 年 3 月 (査読なし)
- (N) 高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の開発 (10) CABRI-BI3 試験の解析、原子力学会 2016 年春の年会、仙台、2016 年 3 月 (査読なし)

文 献

- 1) 淵田ら、「損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究：運動特性が反応度印加に与える影響」、2015 年秋の大会、静岡、2015 年 9 月
- 2) K. Morita, et.al,“Investigation on sloshing response of liquid in a 2D pool against hydraulic disturbance,”NTHAS9, Korea, 2014 November
- 3) Tatewaki, et.al., “ A Study on characteristics of molten pool sloshing in core disruptive accidents of fast reactors,” ICONE-23, Japan, 2015 May
- 4) 守田ら、「損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究：プール運動による反応度挿入の指標に関する検討」、2016 年春の年会、仙台、2016 年 3 月
- 5) SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis – Version 3.A Model Summary and Program Description – JNC TN9400 2003-071
- 6) SIMMER-III input manual (Version 3.B)
- 7) Nissen,-K,L,et.al.,”Interpretation of selected CABRI loss-of-flow experiments,” Science and technology of fast reactor safety, U.K., 1986 May
- 8) 久田ら、「Am 含有燃料照射試験 (B8-HAM) の Am 再分布挙動(試験報告)」、JNC TN9430 2000-002,核燃料サイクル開発機構、 2000 年 6 月
- 9) 佐藤隆彦、「プルトニウムとアメリシウム の径方向再分布モデルのコードの開発」、JAEA-Technology 2007-020, '07 年 5 月
- 10) F. Gabrielli, *et.al.*,” Application of a probabilistic relationship diagram for PDE mechanical energy release evaluation after HCDA in a sodium-cooled SMR,”USA, PHYSOR2016, 2016 年 5 月(投稿中)

自己評価

(1) 安全研究計画における安全研究の目的及び本プロジェクトの実施計画に対する達成状況

本プロジェクトで実施している研究の内容は、安全研究計画において、安全研究の目的として掲げられている「規制基準・精度、具体的判断基準の整備」、「原子力安全規制等を実施する際の判断に必要な技術的知見の取得」と整合するものであり、実施計画通りに安全研究を遂行している。

これまでに、「著しい炉心損傷の防止対策（SA 対策-I）の有効性評価に係る検討」では、高速炉の特徴である崩壊熱除去機能喪失事象に対する自然循環除熱の有効性評価について、成立限界や過冷却による課題を含めた検討を実施し、必要な知見を取得した。また、「格納容器破損防止対策（SA 対策-II）の有効性評価に係る検討」では、高速炉の特徴的な ATWS 事象である ULOF 事象を対象に、事象進展、事象進展に伴う影響評価を行い、格納容器健全性のための検討条件について確認した。

(2) 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、「6.4 学会発表」にまとめたように、これまでに、国際会議や国内学会に計 14 件の発表論文として投稿し、積極的な成果の公表を図り、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、成果レベルの維持、向上が図られていると判断する。

平成27年度中間評価調査票
(燃料・材料技術)

(A08) 事故時燃料冷却性評価に関する研究

安全技術管理官(システム安全担当)付

1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 30 年度)

LOCA (Loss of Coolant Accident : 冷却材喪失事故) が起きた場合に、燃料の冷却可能形状の維持及び LOCA 後の長期間にわたる崩壊熱の除去を評価するための「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定) が、「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の解釈」(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定) において引用されている。この指針において、炉心の冷却可能な形状が維持されることを確認するため、LOCA 時の被覆管最高温度 (Peak Cladding Temperature : PCT) 及び被覆管化学量論的酸化量 (Equivalent Cladding Reacted : ECR) の基準を設定している。本調査票では、これらの制限値を「LOCA 基準」と呼ぶこととする。

同指針の決定後約 35 年が経過し、LOCA 時の燃料ふるまいに関連する技術的知見の報告が積み重ねられてきている。本プロジェクトでは、それらの知見の中で、現行の LOCA 基準の見直し又は新たな基準の設定の要否を検討するために必要な LOCA 時の燃料冷却性に対する LOCA 時被覆管脆化への水素吸収の影響、高燃焼度化の影響、LOCA 後長期冷却期間中の地震の影響等に関する技術的知見を蓄積・整備する。

具体的には以下の事項を実施する。

(1) LOCA 時の燃料冷却性

① LOCA 基準における水素の影響

- a. 日本、米国、仏国等の LOCA 時の ECCS (Emergency Core Cooling System ; 非常用炉心冷却系) の性能評価における LOCA 基準の根拠となったデータ、考え方等を整理する。
- b. 海外の被覆管の水素脆化に係る LOCA 基準改定の動向について整理する。

② 被覆管ブレイクアウェイ酸化

- a. 国内外のブレイクアウェイ酸化に関する技術的知見を調査・収集する。
(ブレイクアウェイ酸化とは、LOCA 時に被覆管が 700～1050℃程度の温度範囲で長時間にわたり水蒸気中で酸化する過程での酸化加速現象を言う。)
- b. 国内プラントにおける LOCA 時被覆管最高温度及び高温継続時間に関する解析結果を調査し、実機でのブレイクアウェイ酸化発生の可能性について検討する。
- c. 海外のブレイクアウェイ酸化に係る LOCA 基準への取り込みに関する考え方について整理する。

③ FFRD 現象

- a. 国際プロジェクトへの参画、国内外の技術情報及び試験データの調査・収集により、燃焼度等のパラメータが FFRD 現象に及ぼす影響について調査・収集する。
(FFRD (Fuel Fragmentation, Relocation, Dispersal) 現象とは、LOCA 時に燃料ペレットが細片化 (フラグメンテーション) し、細片化したペレットが被覆管膨れ (バルーニング) 部へ上方から移動 (リロケーション) し、被覆管破裂 (バースト) 部から放出 (ディスペーサル) することをいう。)
- b. バルーニング及びリロケーションによる局所出力、被覆管温度の上昇等についての解析等を介して、燃料冷却性に及ぼす影響を評価する。
- c. 燃料棒外に放出されるペレット片の放出量等が燃料冷却性等に及ぼす影響についての技術的知見を調査・収集する。
- d. 海外の FFRD に係る LOCA 基準への取り込みに関する考え方について整理する。

(2) LOCA 後の長期燃料冷却性

- a. LOCA後の長期燃料冷却性に関する国内外の最新研究動向を調査する。
- b. 海外のLOCA後の長期燃料冷却性に係るLOCA基準への取り込みに関する動向について整理する。

平成 27 年度までの計画は、現行の LOCA 基準の見直し又は新たな基準の設定の要否を検討するために必要となる被覆管脆化への水素の影響、被覆管ブレイクアウェイ酸化、FFRD 現象及び LOCA 後の長期燃料冷却性に関する技術的知見を収集・整理するとともに、技術的知見としてデータが不足していると判断された FFRD に関する試験（燃料バンドル内でのディスパーサル燃料のふるまいを把握する試験）の実施の可能性を検討することである。

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 LOCA 時の燃料冷却性

LOCA 基準を制定した当時の制限燃焼度が、その後、より高燃焼度へ拡張され、通常運転中の酸化や水素吸収が進んだ燃料被覆管についての LOCA を模擬した試験において、被覆管の延性低下（脆化）が確認されるようになった。このため、被覆管の水素吸収による延性低下に対応して、LOCA 基準の確認又は見直しのための研究が、日本、米国、仏国及び独国において進められ、米国、仏国及び独国において LOCA 改定基準又はその改定案が提示されている。これらの改定の背景、根拠等について整理した。

また、被覆管の合金組成又は製造方法に依存するとされるブレイクアウェイ酸化現象について国内外の技術的知見を整理し、その結果に基づき国内プラントでのブレイクアウェイ酸化発生の可能性について検討するとともに、ブレイクアウェイ酸化に係る LOCA 基準への取り込みに関する海外の動向を調査・整理した。

さらに、FFRD 現象に関する国内外の技術的知見を整理するとともに、FFRD 現象の LOCA 基準への取り込み状況について海外の動向を調査・整理した。

2.1.1 LOCA 基準における水素の影響

米国 AEC (Atomic Energy Commission ; 原子力委員会) は 1974 年に、10 CFR 50.46 として ECCS 許容基準を制定した¹⁾。10 CFR 50.46 では、燃料に対する LOCA 基準として、PCT : 2200 °F (1204 °C) 以下、ECR^{*1} : 17% 以下としている。

LOCA 基準のうち $ECR \leq 17\%$ は、PQD (Post Quench Ductility ; LOCA 時再冠水急冷後の延性) 試験¹⁾に基づいている。PQD 試験は、LOCA 事象を模擬するために被覆管を高温にした後、再冠水により急冷した被覆管の延性の程度を調べる試験であり、リング圧縮試験が代表的な試験である。このリング圧縮試験結果を模式的に図 1 に示す¹⁾。同図は縦軸をリング圧縮試験温度、横軸を高温酸化前の被覆管外面にあらかじめ形成されていた酸化膜を含む被覆管肉厚に対する高温酸化後の prior-β 相^{*2}の厚さの比として整理したものである。図中の右下がりの破線は、酸化温度が 2200 °F 以下のデータに基づく延性-脆性のしきい線を示しており、これより左側が脆性領域となる。再冠水過程における飽和温度としての 275 °F (135 °C) と延性-脆性のしきい線の交点の横軸の値 (prior-β 相の厚さの比) は約 0.58 となる。この時、ZrO₂ 相と α-Zr(O) 相の合計の厚さの比は約 0.42 となる。これを酸化膜が形成される前の被覆管の肉厚で換算すると約 0.44 (X_{oa} と定義) となる。一方、縦軸を ECR、横軸を時間の平方根とし、この座標面上に $X_{\text{oa}}=0.44$ となる線を引くと図 2 の模式図に示すようになる¹⁾。この線より上側が脆性

^{*1}: 酸化反応に伴い Zr 合金被覆管中に吸収された酸素が全て ZrO₂ の形成に使われると仮定した場合の酸化に費やされる金属相の厚さ (t_{eq}) の、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ (t_0) に対する割合 (t_{eq}/t_0)。

^{*2}: LOCA 時の高温水蒸気中酸化を受けたジルカロイ被覆管の肉厚方向には、表面に近い位置から ZrO₂ 相 (脆性)、α-Zr(O) 相 (脆性)、prior-β 相 (延性) が形成される。酸素吸収量が少なく延性を維持している相が prior-β 相であり、この相の厚さが LOCA 時の延性・脆性を左右する。

領域、下側が延性領域である。また、他の延性-脆性しきい線との相対関係も考慮し、ECRが17%以下であれば $X_{oa}=0.44$ より上部の脆性領域には至らないことから、これを17% ECR基準の根拠としている¹⁾。

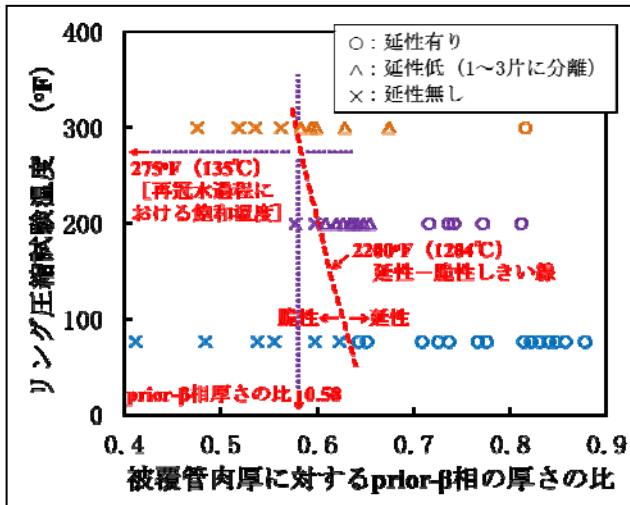


図1 両面酸化したジルカロイのリング圧縮試験結果¹⁾
Fig. 1 Ductility of two-side-oxidized Zircaloy rings by ring compression tests

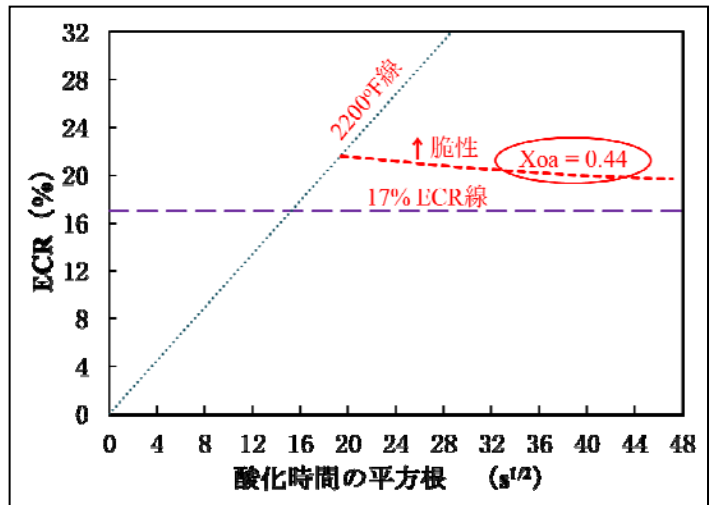


図2 ECR 17%基準策定における考え方の模式図¹⁾
Fig. 2 Procedure used to establish 17% oxidation criteria

また、LOCA基準のうち $PCT \leq 2200^\circ F$ は、LOCAを模擬して高温酸化させた被覆管についてのリング圧縮試験に基づいて設定されている。同試験の結果として、 $2200^\circ F$ 以下で酸化された試験試料では脆化温度とprior-β相の厚さの比との間に良い相関が見出されたが、 $2400^\circ F$ ($1315^\circ C$)で酸化された試験試料では、prior-β相の厚さは同等であったにもかかわらず脆性となることが示された。このことから、 $2200^\circ F$ では、prior-β相の延性-脆性しきい酸素濃度(0.7wt%と推定)に到達しないが、 $2400^\circ F$ では酸素濃度が高くなり脆化するおそれがあると考えられ、PCTの基準を $2200^\circ F$ としたものである。

米国が制定したLOCA基準 ($PCT \leq 2200^\circ F$, $ECR \leq 17\%$) は、他の国においても準用された²⁾。米国のLOCA基準の各国での準用状況を表1に示す。仏国及び独国では米国基準と同一又は準用しており、チェコでは、使用する被覆管の材質Zr-1%Nb及びジルカロイ-4に応じて $ECR \leq 18\%$ 及び 17% とした。ロシアでは、リング圧縮試験ではなく、高温酸化後に再冠水により急冷した被覆管の機械試験結果に基づき $ECR \leq 18\%$ とした。日本の基準は $PCT \leq 1200^\circ C$, $ECR \leq 15\%$ である。 $ECR \leq 15\%$ は、再冠水時の冷却速度が脆化に及ぼす影響(徐冷により脆化が進む効果)を考慮して17%から2%下げたものである³⁾。

表1 米国のLOCA基準の各国での準用状況
Table 1 Status of US-LOCA criteria referred in several countries

	PCT	ECR	備考
米国	$2200^\circ F$ ($1204^\circ C$)	17%	リング圧縮試験結果に基づく延性維持基準
日本	$1200^\circ C$	15%	急冷速度の脆化に及ぼす影響(徐冷による効果)を考慮
仏国	$1204^\circ C$	17%	米国基準と同一
独国	$1200^\circ C$	17%	米国基準と準用
チェコ	$2200^\circ F$	18% 17%	被覆管の材質(Zr-1Nb(上段)及びジルカロイ-4(下段))に応じて設定
ロシア	$2200^\circ F$	18%	独自の急冷試験により設定

国内でLOCA基準が設定された後、1990年代には燃料の高燃焼度化が図られ、高燃焼度燃料では通常運転中の水素吸収量が大きくなることから、JAEA (Japan Atomic Energy Agency; 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)は水素を吸収させた被覆管を用いたLOCA模擬急冷破断試験(Integral Thermal Shock; ITS試験)を行った。被覆管の初期水素含有量及びLOCA模擬急冷時軸方向荷重をパラメータとして、破断に至るECRの水素濃度依

存性を測定した試験結果の一例を図3に示す⁴⁾。いずれの軸方向荷重条件においても破断しきい ECR は 500ppm 程度の水素含有量までは単調に減少した。それ以上の水素含有量では破断しきい ECR はほぼ一定となる傾向を示し、軸方向拘束力が大きくなるほど低くなり、完全拘束条件においては、15%を下回る結果が得られた。しかし、PWR 燃料メーカーが実機 LOCA 再冠水時を想定し保守的に評価した軸方向拘束力 535 N においては、15%を下回ることはなく、現行の ECR 基準を満たした。

米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission ; 原子力規制委員会) では、1996 年に高燃焼度燃料被覆管研究プロジェクト (High burnup fuel cladding research project) を開始した。このプロジェクトでは、高燃焼度化に伴って増加する被覆管腐食とこれに伴う水素吸収量の増加は脆化に大きな影響を与えることを示した。これは既存の LOCA 基準 ($PCT \leq 2200^{\circ}F$, $ECR \leq 17\%$) の変更の必要性を強調することとなった。NRC は、水素を添加した未照射被覆管や高燃焼度被覆管を用いた LOCA 模擬急冷後のリング圧縮試験結果を基に図4に示す ECR と通常運転時に吸収された水素量の関係を導出した。なお、NRC はこの基準改定に当たって性能規定化を進めており、同図の改定案はジルカロイ-4、ジルカロイ-2、ZIRLO[®]、M5[®]及び Optimized ZIRLO[™] 被覆管に適用可能なものとして例示したものである^{5),6)}。

仏国 EDF (Électricité de France ; フランス電力会社) は、JAEA が実施した水素吸収量をパラメータとした未照射及び照射被覆管についての急冷時軸方向拘束力を負荷した ITS 試験結果を基に、水素吸収量の関数として LOCA 基準改定案を提案した。この提案に対し、IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire ; フランス放射線防護・原子力安全研究所) は、LOCA 試験時の温度の不確かさを 50°C と見込み、1000°C から 50°C 下げたときの ECR 低下分を EDF の提案したしきい線から差し引いた線を LOCA 基準改定案として設定し、これを ASN (Autorité de sûreté nucléaire : 仏国原子力安全局) が 2014 年に承認した。図5に ASN が承認した改定 LOCA 基準を示す^{7),8)}。なお、PCT 基準は従来と変更なく、1204°C である。仏国の新しい LOCA 基準は、2017 年に計画されて

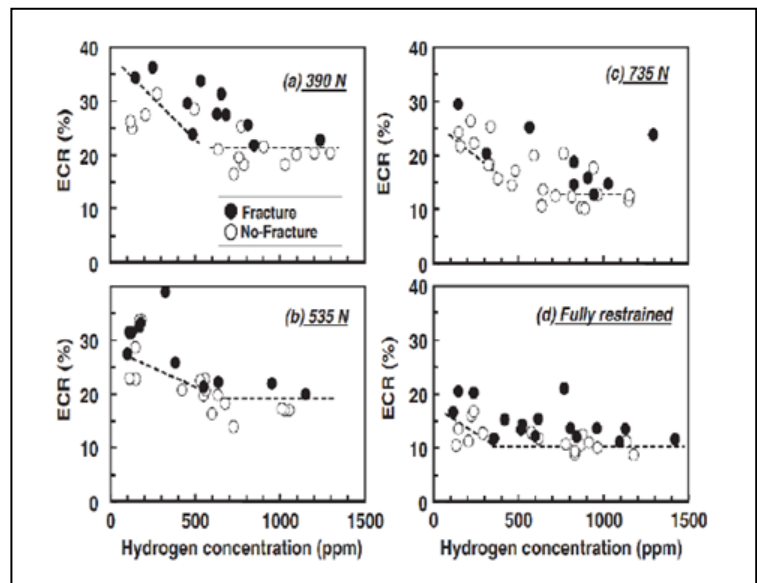


図3 軸方向荷重をパラメータとした ITS 試験結果⁴⁾
Fig. 3 Integral thermal shock test results as a function of applied loads

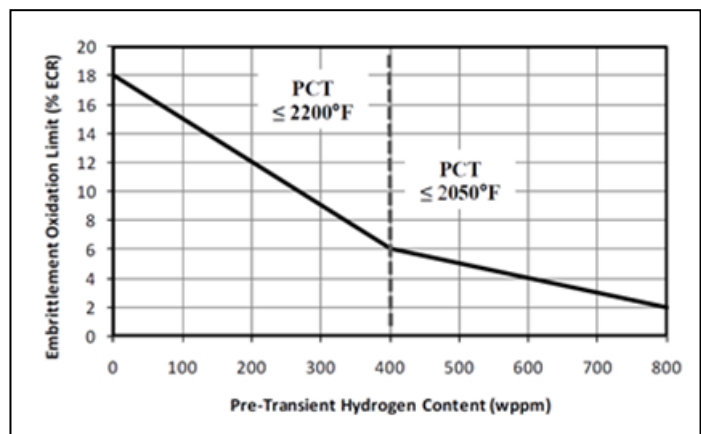


図4 改定 LOCA 基準案 (米国)⁶⁾
Fig. 4 Revised LOCA criteria in United State of America

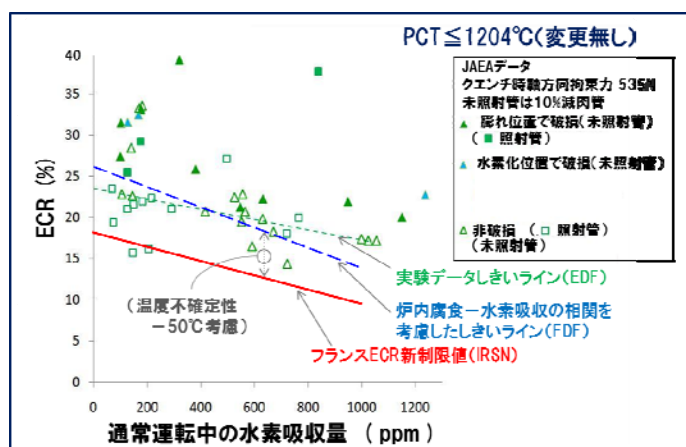


図5 仏国の改定 LOCA 基準^{7),8)}
Fig. 5 Revised LOCA criteria in France

いる EDF の 900MWe 原子炉の 4 回目の 10 年ごとの定期検査時に適用される予定である。

独国では、LOCA 基準の改定作業が 2012 年に開始された。GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorshcherheit mbH; ドイツ原子炉安全協会) は、図 6 に示すように、NRC で改定中の LOCA 基準 (同図中①) を適用すること又は試験データで適用性が示せれば運転中の水素吸収量に加え LOCA 時の被覆管膨れ・破裂に伴う二次水素化を考慮した LOCA 模擬急冷試験での残留強度に基づく限界曲線 (同②) を使用可とすることを定めた。この案を RSK (Reaktor- Sicherheitskommission; ドイツ原子炉安全委員会) は勧告として 2015 年に採択した⁹⁾。なお、PCT 基準は従来と変更なく、1200°C である。

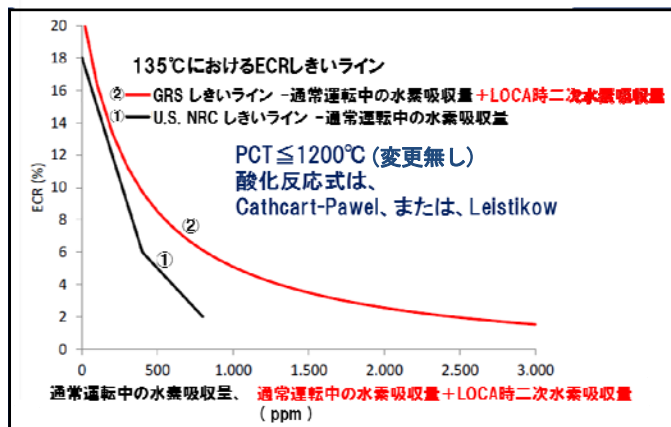


図 6 独国の改定 LOCA 基準⁹⁾
Fig. 6 Revised LOCA criteria in Germany

平成 27 年度までの被覆管水素脆化に関する上記の調査研究の結果、今後の課題として次の項目を抽出した。

- ・ 米国のリング圧縮試験に基づく延性維持基準の考え方と国内での ITS 試験に基づく強度維持基準の考え方との相違点の分析評価
- ・ 強度維持をベースとする基準を採用する場合、ITS 試験結果の評価の際に必要な軸方向拘束力に対する設定根拠の明確化
- ・ ECR 基準への水素の影響の取り込み要否

2.1.2 被覆管ブレイクアウェイ酸化

ブレイクアウェイ酸化は、高温継続時間が短時間 (3000 秒程度) であれば生じないとされているが、ブレイクアウェイ酸化開始に至るまでの時間が短い材料が問題となる。

米国 ANL はロシアとの共同研究の結果として、ロシア製 Zr-1%Nb 合金 E110 被覆管では、1000~1100°C の温度条件で酸化させた場合 500 秒という短時間でブレイクアウェイ酸化することを示した¹⁰⁾。その後、E110 をはじめ、ジルカロイ-4、ジルカロイ-2、ZIRLO 及び M5 被覆管についてブレイクアウェイ酸化に関する試験を実施した¹¹⁾。その結果、いずれの合金においても、ブレイクアウェイ酸化が起きると脆化が加速され、現行の ECR 制限値では脆化を防止できない可能性があること、及びブレイクアウェイ酸化は被覆管の製造方法、合金組成等の影響を受けることが明らかとなった。

JAEA では、ジルカロイ-4 被覆管について水蒸気中で 600~1300°C の範囲で高温酸化試験を実施した。その結果、短時間 (3000 秒程度) では、ブレイクアウェイ酸化は起きないことが示された¹²⁾。

そこで、国内実機プラントにおいて、LOCA 時にブレイクアウェイ酸化が発生する可能性を確認するため、設置許可申請書をベースに国内プラントにおける LOCA 時 PCT 及び高温継続時間に関する解析結果を調査した。その結果の一例を表 2 に示す。同表においては、700°C 以上での継続時間は、長い場合においても 300 秒未満であり、国内実機プラントでのブレイクア

表 2 LOCA 時 PCT 及びその継続時間に関する解析結果例
Table 2 Analysis result about PCT and duration during LOCA

炉型	プラントタイプ	LOCAシナリオ	被覆管最高温度	継続時間 (700°C以上)
BWR	BWR-5	大破断	約866°C	100秒未満
	BWR-5	中小破断	約840°C	100秒未満
	ABWR	—	約600°C	0秒
PWR	3-loop	大破断	約1010°C	300秒未満
	3-loop	小破断	約687°C	0秒

ウェイ酸化発生の可能性は低いと考えられる。

海外のブレイクアウェイ酸化に係る LOCA 基準への取り込みに関する考え方は次のとおりである。

米国 NRC は改訂基準案において、現在使用されている被覆管についてはブレイクアウェイ酸化の可能性はないが、被覆管の製造方法や合金組成等の影響を考慮し、申請者に高温酸化試験を実施させて、短時間ではブレイクアウェイ酸化発生が無いことを確認させることとした。

仏国では、仏国内の原子力プラントについて、LOCA 時にブレイクアウェイ酸化は起きないと考えており、ブレイクアウェイ酸化に対する規制は実施していない。

平成 27 年度までのブレイクアウェイ酸化に関する上記の調査研究の結果、今後の課題として次の項目を抽出した。

- ・ 高燃焼度まで照射された被覆管に関する高温酸化試験データの拡充
- ・ 代表事象として考慮されている LOCA シナリオ以外での PCT 及びその継続時間に関する知見の蓄積と分析評価

2.1.3 FFRD 現象

FFRD 現象は、LOCA 時の燃料挙動を調べる目的で実施されたハルデン炉での LOCA 模擬試験（炉内試験）において確認された。その後、スタズビック LOCA 模擬試験（ホットセル試験）でも確認

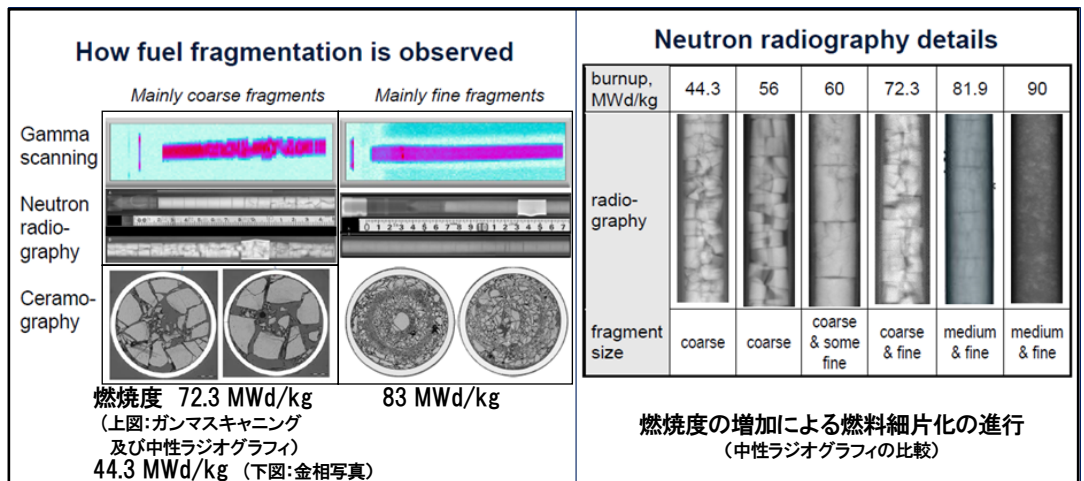


図 7 ハルデン炉を用いた LOCA 模擬試験結果¹⁴⁾
Fig. 7 Results of LOCA simulated irradiation tests in Halden reactor

されている。これらの試験は国際プロジェクトと

して継続されており、これまでに FFRD が生じ始めるしきい燃焼度等の検討や簡易なモデル化が進められている¹³⁾。また、FFRD による燃料冷却性への影響評価も進められている。ハルデン炉 LOCA 模擬試験結果の一例を図 7 に示す¹⁴⁾。FFRD は、燃料の高燃焼度化に伴い発生する可能性が増大するとされている。OECD/NEA

(Organization for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency : 経済協力開発機構/原子力機関) において、FFRD に関する技術報告書 (案) が取りまとめられている。

燃料ペレットのフラグメンテーションモデルについては、多くの研究者が研究対象として取り扱っている。それらには、現象を忠実に反映した経験的なモデル¹⁵⁾、燃料ペレット細片化 (微粒子化 ; Pulverization) のメカニズムについて議論したもの¹⁶⁾、個別要素法又は有限要素法をベースにペレットのクラッキングについて機構論的なアプローチを試みているもの等がある。リロケーションモデルについては、膨れ部に細片が一定の充填率で充填するとするモデル、細片に働く重力と浮力の差によって膨れ部に細片が上方から落下し細片同士の衝突も考慮したモデル、膨れにより変形した燃料バンドル内での伝熱流動特性をリロケーションによる出力上昇効果を取り込んで解析するモデル等が提案されている。ディスペーサルモデルも NRC によって提案されている。

リロケーションが被覆管温度に与える影響について、ハルデン炉での照射試験の一例を参考として予備的な解析を行った。解析条件及び解析結果をそれぞれ図 8 及び図 9 に示す。リロケーションが生じた場合、図 9 に示すように、PCT が約 100°C 上昇すると結果が得られた¹⁷⁾。この温度上昇効果については、予備的な結果ではあるものの、FFRD が生じる場合には、実機での PCT や ECR の評価において考慮する必要があると考えられる。

また、米国では、PWR 4 ループでの全炉心を対象としたディスパースルに関する解析が行われ、高燃焼度燃料の内、ディスパースルが生じると想定される燃料の量に対し、炉心から出て行く燃料は僅か（1%以下）であるとの解析結果が報告されている¹⁸⁾。

海外のFFRDに係るLOCA基準への取り込みに関する考え方については次のとおりである。

米国NRCは、燃焼度制限内の62 GWd/MTU（燃料棒平均）であればFFRD現象が顕在化することはないが、今後、更なる高燃焼度化や燃料設計の改良、長期サイクル運転等の申請があった場合の規制に対応できるよう、定量的評価のための検討や国際プロジェクトに参加し追加の知見を取得することは継続するとしている。

仏国では、現在はFFRDに係るLOCA基準への取り込みは考慮していないが、今後、リロケーションのPCTやECRへの影響を考慮することとしている。

平成27年度までのFFRD現象に関する上記の調査研究の結果、今後の課題として次の項目を抽出した。

- ・ FFRD現象のモデル化によるLOCA基準への影響評価
- ・ 国内の許容燃焼度範囲でのLOCA基準への取り込みの要否の判断

2.2 LOCA後の長期燃料冷却性

LOCA後の長期燃料冷却性に関する国内外のLOCA基準は、「燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること」（日本）、「炉心内に残存する長寿命核種による崩壊熱が長期間にわたって除去されること」（米国）のように定性的な要求となっている。このため、LOCA後の燃料冷却期間中の地震により、LOCAを経験した燃料が荷重を受けた場合の冷却可能形状維持に関する要求は明確化されておらず、検討が必要と考えられる。このような状況を踏まえ、LOCA後の長期燃料冷却性に関する最近の技術情報を収集し、要求を具体化する場合の検討を行った。

JAEAでは、未照射被覆管のITS試験後の被覆管試料に対する4点曲げ試験を実施し破損曲げモーメントを求めるとともに、燃料集合体の加震試験結果から地震時に燃料に生じる曲げモーメントを評価し、両者を比較した

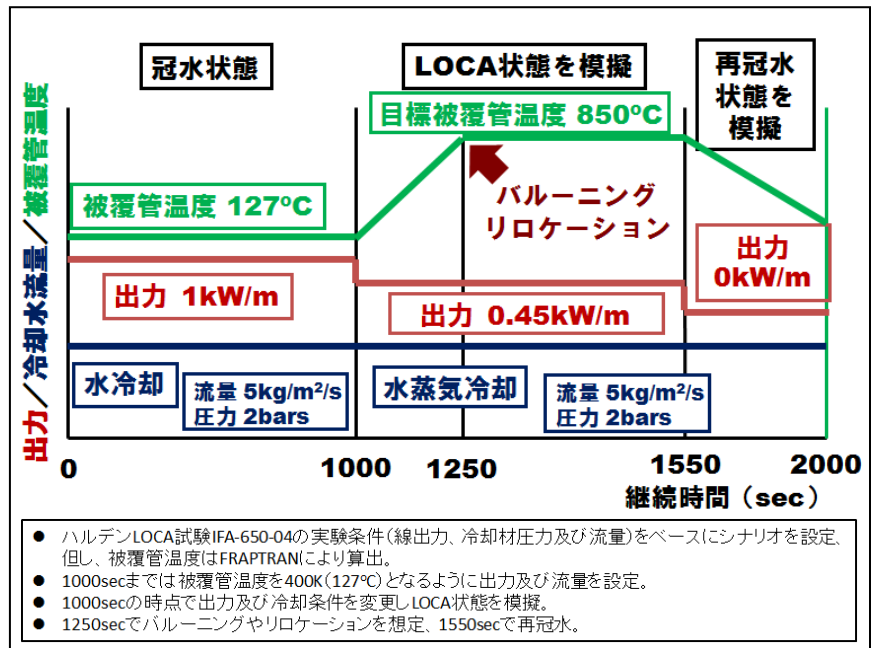


図8 リロケーションの被覆管温度への影響解析条件¹⁷⁾
Fig. 8 Analytical condition of relocation influence on cladding temperature

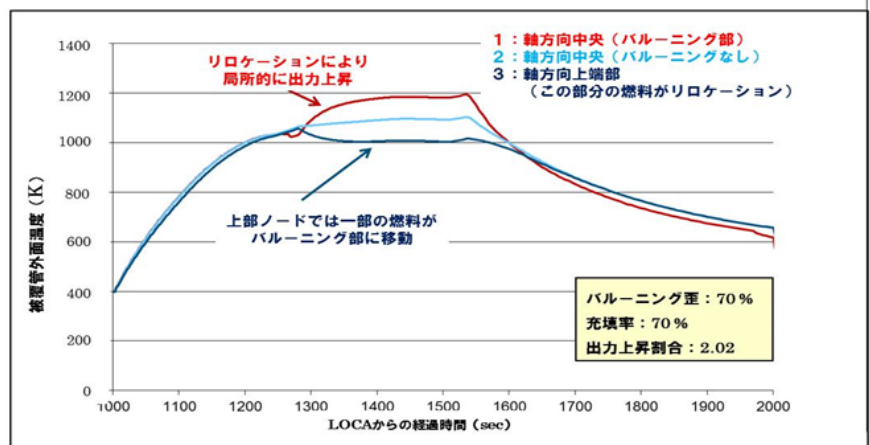


図9 リロケーションの被覆管温度への影響に関する予備解析結果¹⁷⁾
Fig. 9 Preliminary result of relocation influence on cladding temperature

19)。このように、LOCA 後の長期燃料冷却性評価において、曲げモーメント、応力等の比較による荷重評価が一つの評価手法となることが考えられる。

海外の LOCA 後の長期燃料冷却性に係る LOCA 基準への取り込みに関する動向は次のとおりである。

米国では、LOCA 後の長期燃料冷却性時の健全性は延性維持基準として考慮されているとしている。

仏国では、LOCA 時に想定される荷重について検討しており、LOCA 後の地震による荷重を評価する必要性を指摘している。このため、LOCA 後の耐震解析を実施し燃料健全性を評価することとしている⁷⁾。

平成 27 年度までの LOCA 後の長期燃料冷却性に関する上記の調査研究の結果、今後の課題として次の項目を抽出した。

- ・ 長期冷却性の具体的判断として、4 点曲げ試験結果から得られる曲げモーメント又は曲げモーメントから算出される応力等を基準とすることの要否

3. 今後の展開

2.1～2.2 の調査研究の結果、洗い出された主な課題を解決することを目的として、燃料棒単体での試験（国際プロジェクト、JAEA での実燃料入り LOCA 試験等）、FFRD の被覆管温度への影響解析等の安全研究に取り組んで行く。具体的な取り組みを以下に示す。

3.1 LOCA 時の燃料冷却性

3.1.1 LOCA 基準における水素の影響

LOCA 模擬急冷破断試験結果を LOCA 基準のベースとして、燃焼度、酸化／水素濃度、拘束力、被覆管組成等の試験パラメータの取り扱いや考え方を明確化し、LOCA 基準の見直しの要否の検討に反映する。

3.1.2 被覆管ブレイクアウェイ酸化

ブレイクアウェイ酸化に係る要件の LOCA 基準への取り込みの要否の検討に資するため、高燃焼度まで照射された被覆管に関する高温酸化試験データを収集・整理するとともに、種々の LOCA 解析シナリオについて PCT とその継続時間の解析結果を収集・整理する。

3.1.3 FFRD 現象

FFRD 現象に係る要件の LOCA 基準への取り込みの要否の検討に資するため、現在参画している国際プロジェクト（OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト、OECD/NEA SCIP-III プロジェクト）によって得られる技術情報を引き続き収集し、分析評価するとともに、FFRD 現象に関する詳細データを取得するため、実燃料入り LOCA 試験（JAEA）等を実施する。

また、バンドル体系での FFRD に関する試験の必要性を検討するとともに、FFRD の被覆管温度等への影響解析等を実施する。

3.2 LOCA 後の長期燃料冷却性

LOCA 試験を経験した照射済被覆管材を用いた 4 点曲げ試験を実施し、破断曲げモーメント等のデータを取得する。また、地震時に被覆管に作用する曲げモーメント等を耐震解析等によって評価する。得られた結果を LOCA 基準の見直しの要否の検討に活用する。

4. まとめ

国内外の被覆管の水素脆化に係る研究動向及び LOCA 基準改定の動きについて調査・整理した。また、ブレイクアウェイ酸化、FFRD 現象及び LOCA 後の長期燃料冷却性に関する技術的知見の収集・整理、また、FFRD に

係る予備解析を実施した。さらに、これらの現象等についての検討状況、LOCA 基準への取り込み状況についても調査・整理した。

以上のまとめとして、平成 27 年度までの調査研究により各項目について課題を整理し、課題解決策を今後の展開として整理した。

5. 成果の活用について

本事業により得られた成果は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の見直し等の要否の検討の技術的根拠（背景、目的、考え方、データ等）として活用し、必要に応じて評価ガイドを整備する。

6. 成果の公表等

6.1 学会発表

- (A) 「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 8-10 日（査読なし）

文 献

- 1) G. Hache, H. M. Chung, “The history of LOCA embrittlement criteria”, NUREG/CP-0172 (2002).
- 2) Nuclear Safety 2009, “Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions”, State-of-the-art Report, OECD/NEA, 2009.
- 3) 宇田川豊、永瀬文久、更田豊志、「冷却材喪失事故時の被覆管延性低下に及ぼす冷却時温度履歴の影響」JAERI-Research 2005-020.
- 4) F. Nagase, T. Fuketa, “Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 42. p. 209-218 (2005).
- 5) RIN 3150-AH42 (NRC-2015-0095), Performance Based Emergency Core Cooling System Requirements and Related Fuel Cladding Acceptance Criteria, ML 15281 A196.
- 6) Regulatory Guide 1.224, Establishing analytical limits for Zirconium-alloy cladding material, ML 15281 A192.
- 7) S. Boutin, S. Graff, “A NEW LOCA SAFETY DEMONSTRATION IN FRANCE,” TopFuel 2015, Zurich Switzerland, September 14-16 2015.
- 8) A. Cabrera, N. Waeckel, “A STRENGTH BASED APPROACH TO DEFINE LOCA LIMITS,” TopFuel 2015, Zurich Switzerland, September 14-16 2015.
- 9) RSK-Empfehlung, Nachweis einer Restduktilität/Restfestigkeit mittels einer ECR-Grenzkurve (2015).
- 10) L. Yegorova, et al., “Experimental Study of Embrittlement of Zr-1%Nb VVER Cladding under LOCA-Relevant Conditions,” NUREG/IA-0211 (2005).
- 11) US NRC, “Cladding Embrittlement during Postulated Loss-of-Coolant Accidents,” NUREG/CR-6967, ANL-07/04 (2008).
- 12) F. Nagase, T. Otomo, H. Uetsuka, “Oxidation kinetics of low-Sn Zircaloy-4 at the temperature range from 773 to 1573K”, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 40, No. 4, p. 213-219 (2003).
- 13) P. A. C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident,” NUREG-2121 (2012).
- 14) B. C. Oberlander, W. Wiesenack, IFE/KR/E-2014/0001, presented to NRC Public Meeting, March 13-14, 2014.
- 15) L. O. Jernkvist, A. R. Massih, A. Alvestav, “AXIAL RELOCATION OF PRAGMENTED AND PULVERIZED FUEL AND ITS EFFECTS ON FUEL ROD HEAT LOAD DURING LOCAS”, TopFuel 2015, September 13-17, 2015, Zurich, Switzerland.
- 16) Katalin Kulacsy, “Mechanistic model for the fragmentation of the high-burnup structure during LOCA”, J. Nucl. Mater. 466 (2015) 409-416.

- 17) 中江延男、山内紹裕、小澤正明、Kevin Govers、Marc Verwerft、「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 8-10 日
- 18) J. G. Phillips, I. E. Porter, P. A. Raynaud, “MOBILITY ANALYSIS FOR FUEL PARTICLES DISPERSED DURING A LOCA,” TopFuel 2015, Zurich Switzerland, September 14-16 2015.
- 19) M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, “Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests”, J. Nucl. Sci. Technol., 51 (2014).

自己評価

達成状況

- ・本研究の最終目標は現行の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を最新の技術的知見を踏まえて再評価し、必要に応じて改定することである。この目標は我国のみならず、米国及び仏国においても共通したものであり、関連する技術的知見は、FFRD 現象に関するものを除き、米国（NRC、ANL 等）、仏国（IRSN、CEA 等）及び日本（JAEA）において本研究を開始する時点で既に多くが報告されていた。そのため、本研究では技術的知見を収集・整理することに重点を置き、不足分を試験等の実施により取得し明確化することを方針として取り組んだ。
- ・その結果、被覆管水素脆化、ブレードアウェイ酸化等についての技術的知見や諸外国の規制動向を収集・整理でき、また、FFRD 現象及び LOCA 後の長期燃料冷却性に関する技術的知見を収集・整理・検討を実施し、当初設定した H27 年度までの目標は達成できた。

主要成果のレベル

- ・本研究の成果（H27 年度まで）は原子力学会での発表 1 件のみである。

自己評価

- ・最終目標達成に向けた準備が整ったという観点で今年度目標に達したものと評価する。

その他留意事項

- ・他国（米国、仏国及び独国）が 2015 年度に当該 LOCA 基準を改定又は改定中であることから、本研究についても現行指針の見直しの可否に係る検討を前倒して進める必要がある。

平成27年度中間評価調査票
(バックエンド技術)

(C03) 第二種廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究

安全技術管理官(核燃料廃棄物担当)付

1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度)

第二種廃棄物埋設の規制基準の整備は、既存浅地中トレンチ・ピット処分施設の許可基準に対しては「核燃料施設等の新規規制基準に関する検討チーム」において審議され、「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「第二種廃棄物埋設許可基準」という。)として平成 25 年 12 月に制定されたところである。一方、余裕深度処分施設に関しては、平成 27 年 1 月から「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム」(以下「廃炉等廃棄物検討チーム」という。)にて審議され、平成 28 年 3 月までに規制基準等の骨子の取りまとめの前段階として、事業組織が具備すべき要件や国による制度的管理(以下「処分制度」という。)の整備を前提とした放射性廃棄物埋設施設の設計や埋設後の管理等に係る要求事項についての考え方を取りまとめたところである。

こうした背景の下、平成 25 年度から平成 27 年度までの 3 年間における第二種廃棄物埋設及び研究施設等廃棄物の埋設に関する安全研究の成果は、それぞれ次のとおりである。浅地中ピット処分施設では、従来と異なる角型廃棄体容器及び埋設設備形式の計画に対して、適合性審査に向けた規制基準等の整備として現在仕様規定で構成されている「核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示」(以下「告示」という。)の性能規定化を念頭に要求機能の抽出を行い技術的知見の整理を行った。余裕深度処分施設に関しては、安全確保の考え方の検討に資するよう設置深度、人間侵入シナリオの検討、インベントリーの整理、諸外国等の規制制度等に関する調査整理を行った。廃炉等廃棄物検討チームでの技術的議論に資する資料としてこれら本プロジェクトの成果を反映した。また、適合性審査に向けた技術的知見の整理では、管理期間終了以後の人間侵入に対する埋設施設の物理的抵抗性、廃棄物埋設地及び坑道の耐震性能の試解析、ベントナイト系人工バリアに作用する長期荷重による力学的挙動に関するナチュラルアナログの評価手法の検討及び地質関連事象の時間スケールの考え方について整理した。なお、余裕深度処分は、第一種廃棄物埋設との類似性を踏まえ、可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する安全確保における基本的考え方についても諸外国の規制制度及び処分状況について併せて調査整理したところである。一方、研究施設等廃棄物の埋設施設の適合性審査に向けた規制基準等の整備では、ウラン廃棄物を含む長半減期核種の処分について国内外の事例等を調査し、当該廃棄物が非放射性有害物質を含むことから環境法令等における安全確保の考え方について調査したところである。

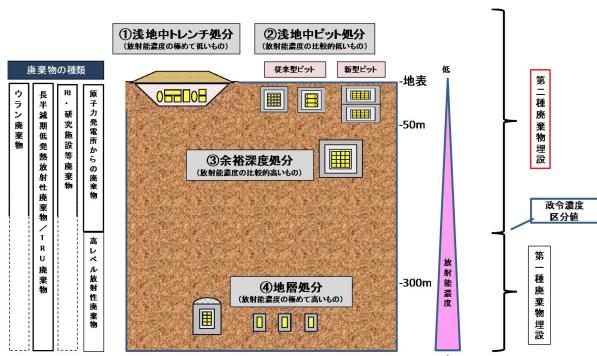


図 1 廃棄物埋設の概要

Fig.1 Overview of the radioactive waste disposal

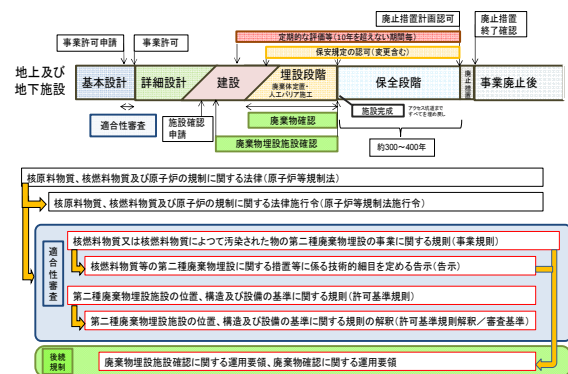


図 2 第二種廃棄物埋設の規制基準と規制の流れ

Fig.2 Flow of the regulations

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 第二種廃棄物埋設の基準への適合性審査に向けた規制基準等の整備

2.1.1 浅地中ピット処分施設

浅地中ピット処分（以下「ピット処分」という。）の増設に係る第二種廃棄物埋設許可基準への適合性審査に関して、事業者において従来の「ドラム缶による廃棄体を上から定置する方式」から「角型廃棄体容器による横入れ定置方式」へ変更、さらに、処分施設の構造形式として「上蓋を有する容器形式」から「多層多連型ボックスカルバート形式」（以下「カルバート形式」という。）への変更が検討されている。ピット処分の埋設施設及び廃棄体について告示において仕様が規定されているが、性能規定化の前提となる機能要求に照らしてこれらの方式について検討した。

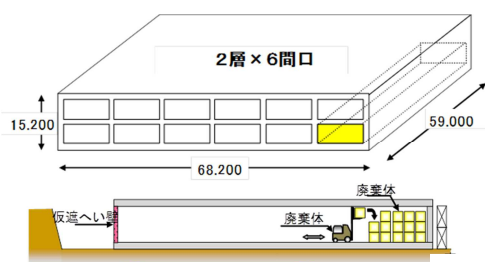
本プロジェクトとして平成27年度までの成果は、以下のとおりである。

(1)ピット処分「多層多連型ボックスカルバート形式」の設備構造について

既存ピット処分施設は、廃棄体定置後に上蓋を後施工する容器型の構造、いわゆる「上蓋を有する容器形式」であるため、上部から放出される直接線・スカイシャイン線の影響による一般公衆の被ばくへの考慮や埋設地において雨水等が浸入することを防止する（第二種廃棄物埋設事業規則第6条第二号）ために天候に左右されない移動式屋根を設けるなどの対策が採られていたが、事業者において設備構造をカルバート形式（図3(a)参照）に替えることで頂版が存在する空洞内の定置作業となり、直接線・スカイシャイン線の影響低減や天候に左右されずに廃棄体を横から定置することで作業員の被ばく線量の低減など安全確保の観点からの改善が計画されている¹⁾。しかし、現行の第二種廃棄物埋設事業規則（第6条）及び告示では、廃棄物埋設施設の開口部の面積及び埋設容量（第二種廃棄物埋設事業規則第6条第2項第三号）が仕様で決められ、さらに外周及び内部仕切設備の壁厚（告示第2条）も仕様が決まっていることから、埋設容量の拡大や新たな設備構造形式などの安全確保への対応ができない仕様規定型体系となっている。このような現状に対して、規制側が設備に要求する機能や性能水準を中心とした規定、すなわち性能規定化を行うことで事業者が自らの意思で行う安全性向上対策が可能となる。これらに対応すべく事業者の具体的な計画を調査整理するとともに、カルバート形式における構造性能の性能規定化への改正に対応すべく告示の制定時の主旨、参考とされた「廃棄物の処理及び清掃に関する法律」等を調査した結果、廃棄体を定置する設備の機能要求として、「放射線の遮蔽」、「放射性核種の閉じ込め」及び「構造耐力」であることを抽出した。さらに、これら機能が持つべき性能及びそれを満たすことのできる仕様との関係も併せて整理した。

(2)ピット処分用角型廃棄体容器について

現行の第二種廃棄物埋設事業規則第8条及び告示は、廃棄体容器として JIS Z 1600(1993)相当のドラム缶を用いて、セメント、アスファルト等の材料により固化化又は封入して廃棄体を製作することを規定し、後続規制の廃棄体確認にて確認しているところである。この廃棄体容器は JIS 規格であることから一定の品質が確保できる利点を有しているものの、容量が小さいことから廃棄物加工による作業員被ばくの低減や作業効率化と共に廃棄物を多量に収納できる角型又は大型角型廃棄体容器（図3(b)参照）が事業者により計画されているところである。また、固化化材料に関しても、JISセメント等の仕様が決まっており、新たな固化材の技術開発や性能向上への対応が難しい状況にある。そこで、廃棄体に求める機能要求を明確にした性能規定化への転換が求められており、これらに対応すべく、廃棄体確認に関する基本的考え方、告示制定以前の原子力委員会等の考え方を調査した結果、廃棄体容器及び廃棄体固化化材料の機能要求として、「飛散・漏えい防止」及び「耐力」であることを抽出した。さらに、これら機能が持つべき性能及びそれを満たすことのできる仕様との関係も併せて整理した。



(a) 多層多連型ボックスカルバート形式¹⁾



(b) 角型廃棄体容器²⁾

図3 浅地中ピット処分における新たな設備計画
Fig.3 A new facility planning in the near surface disposal

2.1.2 余裕深度処分施設

本プロジェクトとして平成 27 年度までの成果は、以下のとおりである。

(1) 安全確保に関する論点の整理

余裕深度処分施設の安全性を確認するためには、長半減期核種の取扱い、人間侵入の考え方等の規制の基本的考え方を整理することが必要である。そのために、諸外国及び国際機関の規制に関する安全基準における人間侵入の評価手法等の安全確保に関する調査を行い論点を整理した。また、核種の濃度と減衰に着目し人への影響度合いを簡易的に評価する手法について示した。

① 諸外国の規制基準、制度的管理及び人間侵入シナリオの考え方について

諸外国の規制制度、制度的管理及び人間侵入シナリオの考え方について調査整理した結果を表 1 に示す。なお、主な注目点は次のとおりである。

- ・深度を隔離機能として求めている処分の場合、ボーリング掘削が共通して評価対象となっている。
- ・ボーリング掘削シナリオによる評価対象者は、井戸水利用等を行う周辺公衆が含まれている。
- ・事業許可申請が行われているフィンランド、スウェーデンについては、ボーリング掘削作業者は事業者による評価対象となっているが、線量に発生確率を乗じたリスクでの評価又は影響の例証としており、線量そのものを指標とはしていない。

表 1 諸外国の人間侵入シナリオ評価に関する調査結果
Table 1 Research on human intrusion scenario in foreign countries

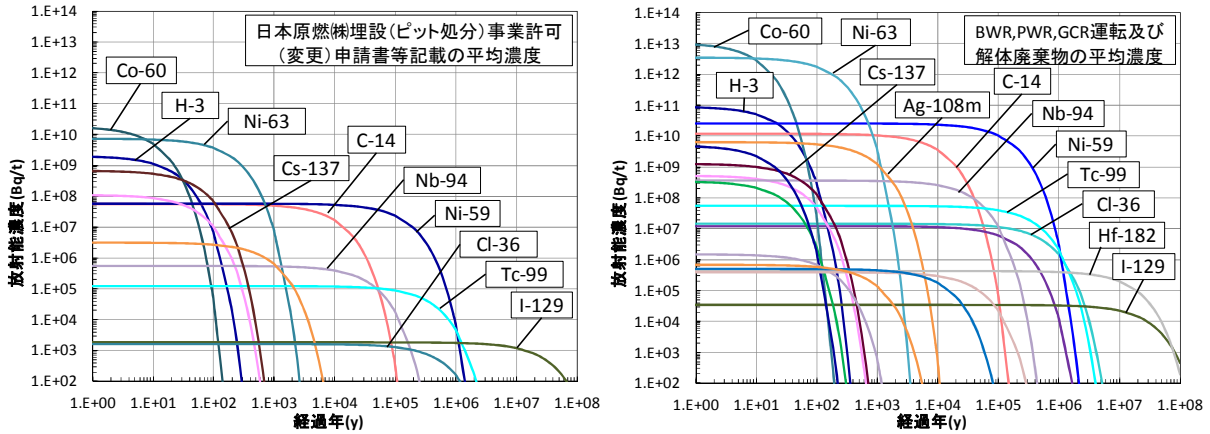
国	対象廃棄物	評価の位置づけ	基準	シナリオ	発生時期	評価対象者
米国	高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体/使用済燃料)	線量基準との比較	1mSv/y(1万年以降) 0.15mSv/y(~1万年)	地下水探査のためのボーリング	20 万年後(掘削者が認識せずに、人間侵入が発生する時期として評価した結果)	公衆
	低レベル放射性廃棄物(クラス A/B/C)	線量基準との比較	0.25mSv/y	ボーリング跡地居住	100 年後	人間侵入の当事者、サイト占有者、廃棄物と接触する個人
フランス	高レベル廃棄物(ガラス固化体)、長寿命中レベル廃棄物	最適化	確定的影響のレベルより相当低い	ボーリング	閉鎖後 500 年後	作業者
	低及び中レベル短寿命廃棄物	線量基準との比較	0.25mSv/y(明記されていないが適用)	道路工事、住宅建設・居住、施設侵入	300 年後	作業者、居住者、子供、人間侵入の当事者
スウェーデン	高レベル放射性廃棄物(使用済燃料)	・例証 ・実効可能な最善の方法(BAT)の適用根拠	なし	ボーリング	閉鎖後 300 年後	作業者、汚染地への居住者
	中レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物	リスク総和の対象となる発生確率の低いシナリオの一つ ・例証 ・実行可能な最善の方法(BAT)の適用根拠	リスク総和対象シナリオ(メインシナリオ含む)全体で 10^{-6} /年 なし	貫通井戸ボーリング 貫通井戸ボーリング	1000 年後(処分場直上が陸地化する西暦 3000 年頃に発生) (同上)	公衆 作業者、汚染地への居住者
フィンランド	高レベル放射性廃棄物(使用済燃料)、中レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物	期待値を線量基準と比較	0.1mSv/y	ボーリング、井戸(廃棄物非貫通)	最短でも閉鎖後 200 年は発生しない	作業者、公衆
英国	高レベル放射性廃棄物、炉内構造物・長寿命核種廃棄物	最適化	規定なし	井戸の掘削、探査ボーリング、考古学調査	閉鎖後	作業者

② 放射性廃棄物の相対影響度による評価

原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する比較的放射能濃度が高い炉内等廃棄物(以下「炉内等廃棄物」という。)の核種については、既に埋設が実施されているピット処分対象廃棄物に含まれる核種と類似したものであるが、Ag-108m、Hf-182 等の制御棒中で生成する炉内等廃棄物特有の核種も含まれる。また、Tc-99、Ni-59 等の長半減期核種で減衰に長期間を要するものやピット処分対象廃棄物に比べ初期の放射能濃度が高い核種なども含まれる(図 4 参照)。

そこで、各核種を単に放射能濃度(Bq/t)ではなく、その影響の程度も加味して捉えるために、炉内等廃棄物に含まれる核種濃度を $10 \mu\text{Sv/y}$ 相当濃度であるクリアランスレベルで除し、図 5 に示すように核種の相対影響度として評価した。これにより、それぞれの核種の相対影響度を合計することにより、濃度と減衰に着目し人への影

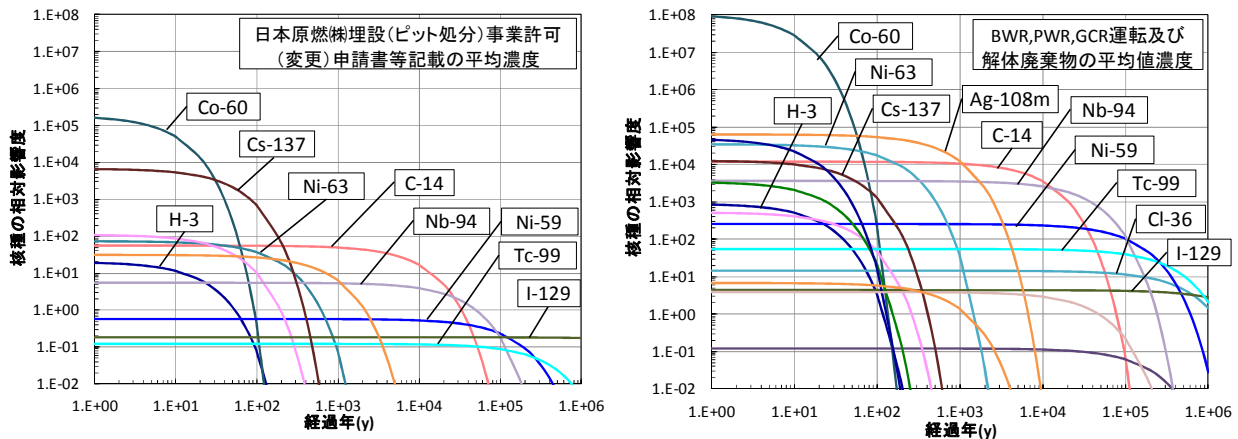
響度合いを簡易的に評価することができる。これら相対影響度による評価から、炉内等廃棄物が、ピット処分された廃棄物の300年～400年経過後の相対影響度と同等レベルまで減衰するのに要する期間はおよそ10万年であることが分かる。



(a)ピット処分廃棄物 (b)炉内等廃棄物

図4 対象廃棄物の代表的核種とその減衰

Fig.4 Typical radionuclides and their decay of radioactive waste



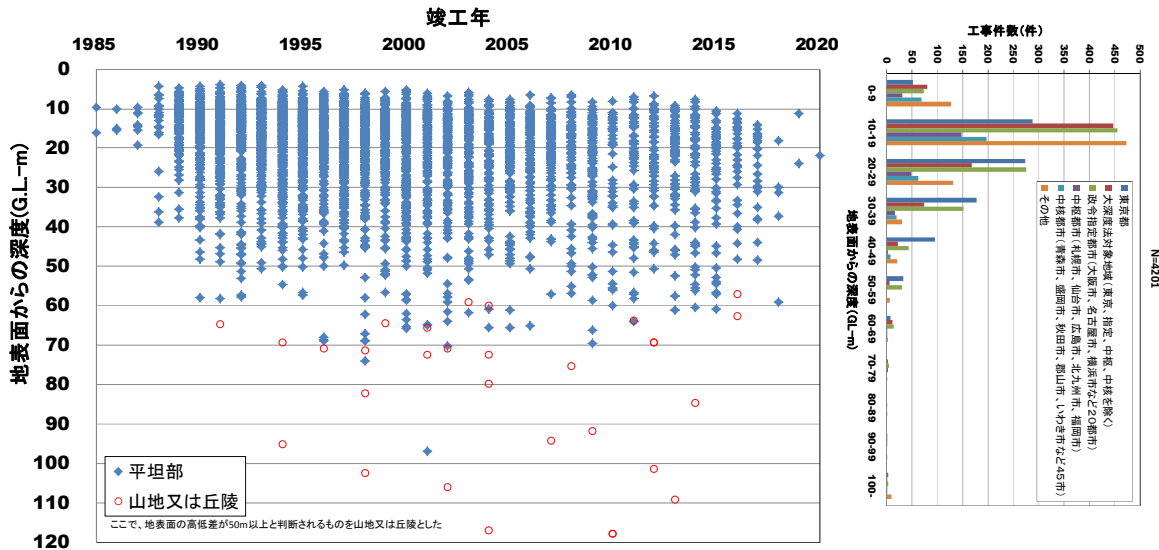
(a)ピット処分廃棄物 (b)炉内等廃棄物

図5 放射性廃棄物の相対影響度³⁾

Fig.5 Relative effect of the major radionuclides contained in radioactive waste

③ 埋設深度の考え方

余裕深度処分施設の廃棄物埋設地は、人間が埋設地に接近することを防ぐため、隆起・侵食等による深度の減少を想定しても、一定期間は地下利用が及ぶ可能性の小さい十分な深度を確保することが重要である。第二種廃棄物埋設事業規則では、地表から深さ50m以上の地下に設置（第二種廃棄物埋設事業規則第1条の2第2項第三号）することが定義されているが、一般的な地下利用が及ぶ可能性が低い「十分な深度」について、現状技術による実績を調査した。図6(a)は、一般的と考えられる地下の利用状況を基に、1985年から現在までの30年間に施工されたシールド及び推進工法によるトンネルの掘削深度を調査したものである。この図から、最大掘削深度は時代進展とともに必ずしも深くなっていないことが分かる。また、図6(b)に示されるように掘削深度は、政令指定都市や中枢・中核都市等の形態にかかわらず一定であり、都市と地方とで人間の生活環境におけるインフラの整備は変わらないことを示している。



(a)トンネル掘削深度分布 (b)都市別分類による深度分布

図6 国内におけるシールドトンネル建設深度分布⁴⁾

Fig.6 Construction depth drilled by the shield tunnel in Japan

(2) 適合性審査に向けた技術的知見の整備

① 人間侵入シナリオにおける物理的抵抗性について

余裕深度処分対象廃棄物は、長半減期の核種を含むことから、長期にわたってTc-99等の核種が高い濃度をもつことが知られている(図4参照)。このため管理期間終了以後の安全確保では、人間侵入の発生の可能性を低減すること、及び発生した場合の影響を限定することが重要である。発生可能性の低減は、埋設施設を十分な深度に設置すること、埋設地に対する特定行為を制限する制度的管理などがある。一方、余裕深度処分施設では人工バリア等が廃棄物埋設地に定置坑道、人工バリア及びピット等区画設備、更に廃棄体により構成される予定である。これらの構成設備には金属材料が使用される予定であり、周辺岩盤と材料物性の異なる構造物が存在すれば、トンネル及びボーリング掘削が直撃したとしても、掘削速度の低下、異常振動等により人工構造物の存在を認知させる効果を有すると考えられる。こうした物理的抵抗性はトンネル及びボーリング掘削による人間侵入のリスクを追加的に低減する機能であると捉えることができる。

そこで、本プロジェクトでは、廃棄体等の金属材料が将来の人間侵入に対する物理的な抵抗性となる可能性についての技術的知見について調査整理した。本検討の対象である余裕深度処分施設は、地表から50m以上の深度に設置されることから、地質環境として還元環境が維持されていれば金属材料の腐食量は小さく数万年間は金属材料が残存している可能性が高く、物理的抵抗性を有するバリア材として有効と考えられる。また、将来の掘削技術の進歩等を予測することはできず、将来のどの期間まで金属材料が物理的抵抗性を有するかを評価することは困難であるが、事業者がセーフティケースを検討する中で、物理的抵抗性による人間侵入の発生可能性の低減を見込むことは有効であると考えられる。

廃棄物埋設地において、例えば廃棄物や人工バリアを覆う鉄筋や鋼板など、周辺岩盤と材料物性の異なる構造物の存在により、シールド等トンネル掘削が直撃した場合を想定し、国内のトンネル機械掘削における廃棄体等の金属に対する認知性について表2に取りまとめた。岩盤掘削の基本的なメカニズムは、岩盤の持つ特性に合わせ、削り取り、叩き割り、押し割り、剥離等が考えられる。これらは圧縮、せん断、引張及び切削の複合的な組み合わせによる破壊現象である。したがって、岩盤掘削用ビットは、形状、材質、配置、動作等が考慮された構造であり、いずれも金属掘削は想定外となっていることから、廃棄体容器等の金属に対して、掘削速度の低下、異常振動、掘削ビットの損傷、掘削機械の稼働停止、排土機能の異常等の障害により、掘削者が異変に気づき、掘削作業を中止することが期待できると考えられる。

表 2 岩盤掘削のメカニズムと金属に対する認知性⁵⁾

Table 2 Drilling mechanism in rock excavation

ビット区分	ビット構造	掘削メカニズム	金属に対する認知等	掘削機への適性
①打撃式ロッド		岩盤面を叩いて衝撃力で割る (圧縮)	<ul style="list-style-type: none"> ・岩盤と強度特性が大きく異なる金属の掘削には適さないが、掘削速度の低下、異常振動、掘削ビットの損傷、掘削機械の稼働停止等の認知性は期待できる。 ・仮に掘削しても長時間を要する (掘削能率が低下する。) 	小型機械に適する。
②回転打撃式ドリル		打撃と回転により岩盤を削孔 (引張、切削)		小断面の掘削機には適さない。
③ローラービット		大きな押付けの力で削りとる (切削)		
④切削カッタービット (コーン型)		カッターを圧着させて刃先で切削する (せん断)		
⑤切削カッタービット (爪型・歯型)		カッターを圧着させて刃先で切削する (圧縮)	<ul style="list-style-type: none"> ・劣化したコンクリート中の鉄筋はずれ動いて切削効率が低下する。または、腐食で定着を失った鉄筋が引抜かれ長尺の鉄筋ずりが発生する。 ・ (金属用切削ビットではないので) 切削時に大きな抵抗力が働く。 ・カッターの刃先が鋼板に食い込み難く、滑動して切削効率の低下が起こる。刃先が食い込んだ時は切削時に回転軌道のため特殊な振動や騒音の発生がある。 ・カッター痕が同一軌道にあるため、鋼板には切削痕が残されるのみで、岩盤のように破砕されない。そのため長尺の鋼板ずりが発生する。 	小型機械から大型機械まで適用できる。
⑥回転式シリンドラ (シャフト)		圧着と回転により円環状に掘削 (せん断)	<ul style="list-style-type: none"> ・能率は低いが掘削の可能性はある程度認められ、掘削速度の低下、異常振動、掘削ビットの損傷、掘削機械の稼働停止等の認知性は期待できる。 ・地質調査等のコア観察に用いられる手法であるが、認知性は期待できる (ヒアリング)。 (ボーリングや農業用水用ボーリング等ではコア採取は行われないため、使用される可能性は極めて低いと考えられる。) 	小径から数 m 規模まで適用できる。
⑦ディスクカッタービット		円盤で切り込みと同時に作用する側圧により引き剥がす		小断面の掘削機には適さない。

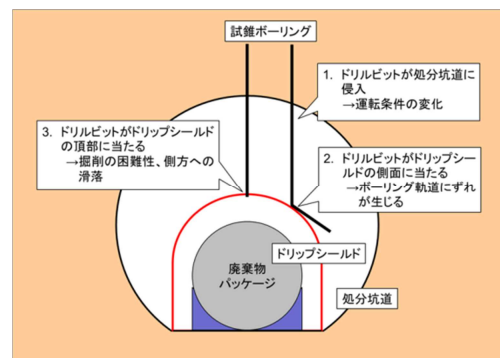
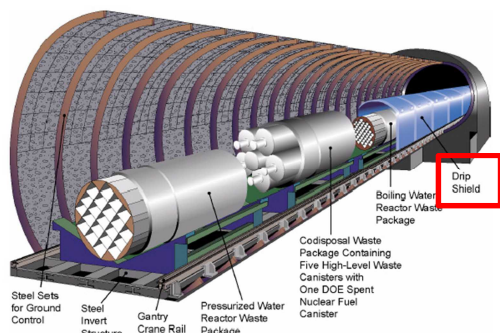


図 7 ユッカマウンテンにおける廃棄物パッケージの定置の概念⁶⁾

Fig.7 Design concept of waste packages in Yucca Mountain

また、海外の事例調査として、米国ユッカマウンテン処分場の申請書において検討されている物理的抵抗性について調査した。図7は、チタン合金製のドリップシールドを廃棄物パッケージの上部に設置することで処分坑道からの液滴・岩石の落下から防御すると同時に掘削事象から廃棄物パッケージの損傷を防止する概念を示したものである⁶⁾。この概念では、掘削条件の変化による掘削者への認知、掘削が困難な材料を用いることによる物理的な抵抗性の確保等を挙げてドリップシールドの性能として20万年の想定をしていることが分かった。

② 平面パネル配置した廃棄物埋設地の耐震性能の試解析⁷⁾

余裕深度処分は、地表から深さ50m以上の地下に設置(第二種廃棄物埋設規則第1条の2第2項第三号)されるため、処分坑道は、NATM(New Austrian Tunneling Method)等の山岳トンネル工法により掘削されると想定される。そして設置地盤は、その立地に係る要件から強固で安定な地盤を設計要求とするため地震時の相対応答変位は小さく耐震性に優れていると推定されるが、一般の道路等の単独又は上下線併設トンネルに対して、余裕深度処分施設の坑道は同一深度に複数の坑道を近接配置される計画(以下「平面パネル配置」という。)であることから、地震時の地盤に発生するひずみ等の地盤挙動が異なると考えられる。また、廃棄物埋設地には、放射性物質の閉じ込め機能の設計要求もあることから、一般社会基盤トンネルで要求する坑道の力学的安定性等に加え、余裕深度処分特有の水理特性への影響についても検討しておく必要がある。

そこで、本プロジェクトでは、廃棄物埋設地に求められる閉じ込め機能への影響を評価するために必要な耐震評価手法の検討とその検討手法による試解析を行い、第二種廃棄物埋設許可基準の整備に必要な設計上の要件の抽出と安全評価における状態設定を示す評価指標等の抽出を行った。

(a) 坑道の設計手法についての検討

第二種放射性廃棄物許可基準(第4条第2項第4号)では、地震力の算定は「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の解釈」(以下「実用炉許可基準解釈」という。)の第4条4の方法を準用することとなっているが、この規定は実用発電用原子炉の慣性力が卓越する建物・構築物等の地上施設(地下階を含む)の耐震検討を想定したもので、地中深部の地盤変位が卓越する坑道への適用については、直接的記載がないためその適用性について検討が必要である。一般社会基盤施設では、図8に示すように地上施設と地下施設では地震時に作用する卓越荷重が異なることから、それぞれ適切な設計手法において検討されており、特に地下施設では応答変位法、いわゆる、地盤変形を外力として作用させその応答により照査する手法を採用している。したがって、坑道の耐震性検討は、実用炉許可基準解釈における地震力の算定において、地盤変形による作用力として適用することが適切であることを整理した。

(b) 地震力入力的位置に関する検討

実用炉許可基準解釈では、地震動入力の解放基盤表面は「基盤とは、おおむねせん断波速度 $V_s=700\text{m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないもの」としているが、余裕深度処分施設が設置される地盤は、解放基盤面($V_c=700\text{m/sec}$)より更に深くせん断波速度が $V_s>700\text{m/sec}$ の地盤への設置が想定されるため、極めて特殊なケースと考えられることから、地震力を解放基盤面に入力して仮想工学的基盤面(モデル化の最下面)での引戻し波を抽出し、地震動入力的位置による影響を検討した。図9(a)に地震力入力的位置と坑道的位置関係を示した。引戻し波の算定は本想定地盤が水平成層地盤でかつ強固な一様地盤であると見なし等価線形法(SHAKE)により算定した結果、図9(b)に示すように入力地震動と引戻し波の加速度応答スペクトルがほぼ同じ応答を示すことが確認された。このことから、余裕深度処分施設が設置される地盤環境においても従来から社会基盤施設で行われている手法で適切であることを確認できた。なお、本解析では道路トンネル等の社会基盤施設で一般的に硬質地盤に適用されるレベル2地震動(タイプII)I種地盤(平成7年兵庫県南部地震)神戸海洋気象台地盤上NS成分(II-1-1)⁸⁾(図9(c)参照)を用いた。

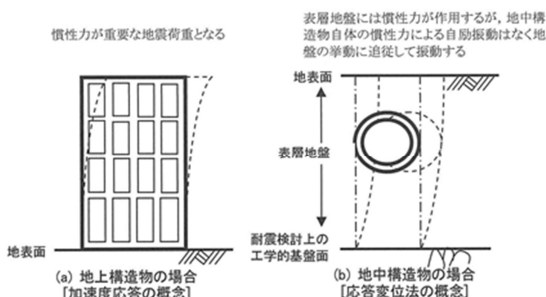


図8 地上構築物と地下構築物の揺れ方の違い
Fig.8 The behavior of the ground and underground structure

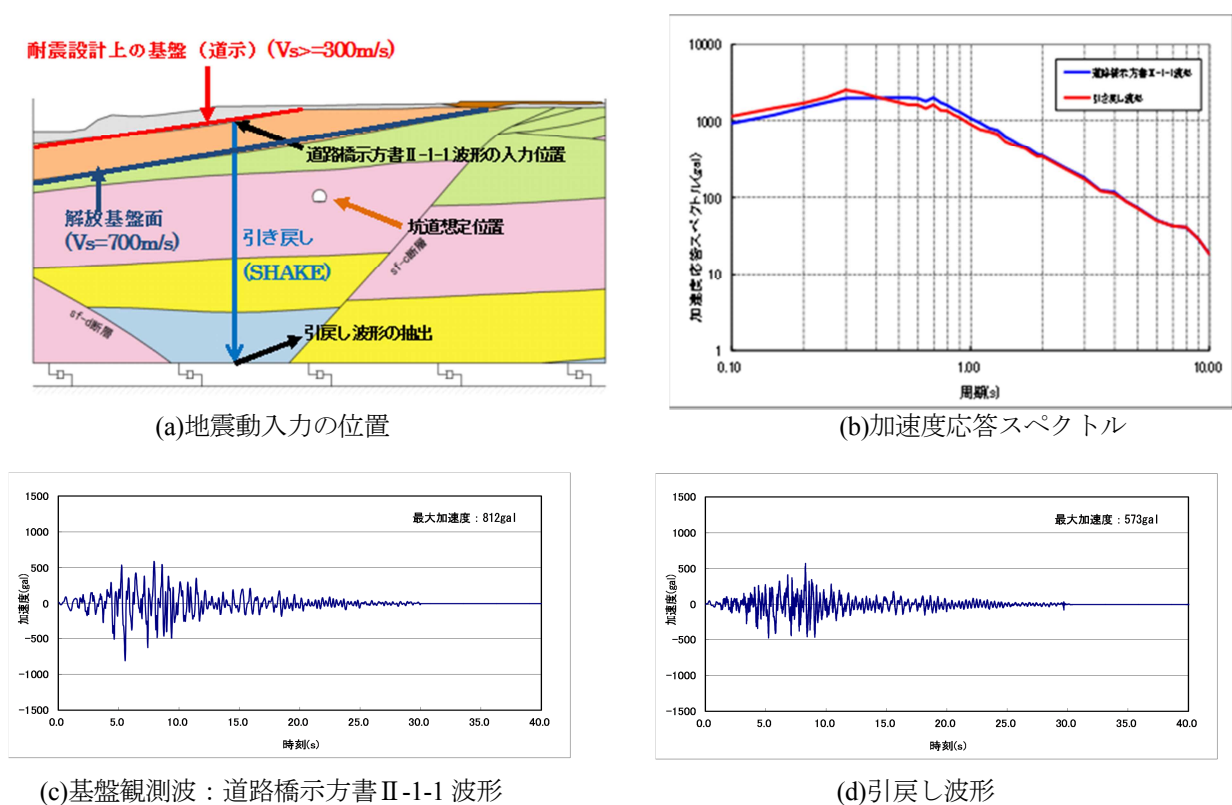


図9 地震動入力のかえ方と加速度応答スペクトル
 Fig.9 Input position of seismic ground motion by the analysis model and acceleration spectrum

(c) 廃棄物埋設地の平面パネル配置への地震時応答について

廃棄物埋設地の平面パネル配置による地震時地盤挙動の影響範囲 (EDZ:Embedment Damage Zone: 緩み域) を把握する目的で単独坑道と4坑道配置で試解析し比較した。緩み域は、一般に透水性が増加することが知られており、緩み域の発生について検討を行ったものである。なお、試解析は、図9(c)の地震記録波形を用いた。

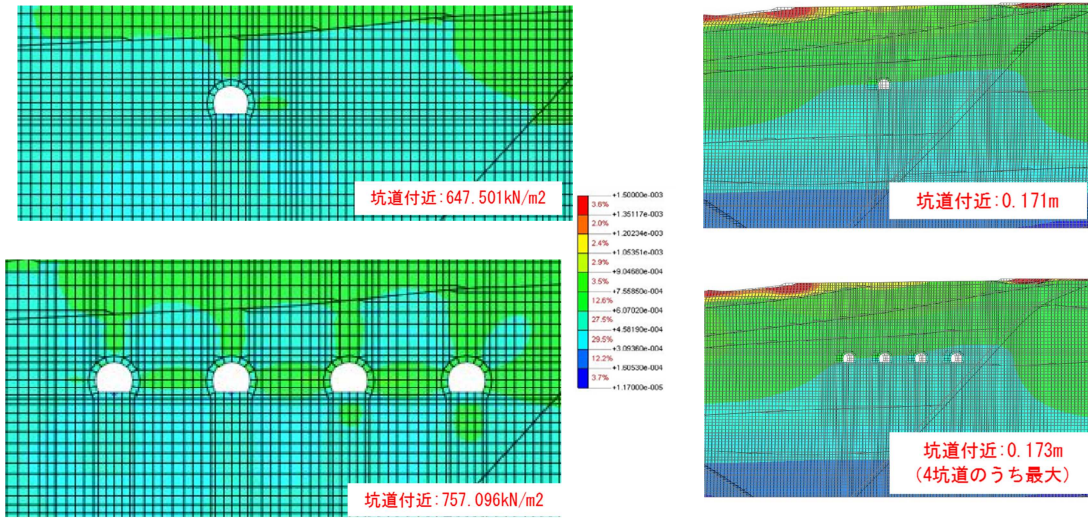
図10(a)は、最大変位時(図10(b)参照)の発生せん断ひずみ分布を示したものである。この図から単独坑道の場合は緩み領域が坑道上部のみであるが、4坑道配置の場合は坑道間の地盤についても緩み領域が発生していることが分かる。しかし、各坑道中心間隔を3D(直径Dの3倍)以上取ることで、緩みによる相互影響がほぼ無くなるということが試解析から算出された。この結果は、社会基盤施設のトンネル施工実績⁹⁾での中心間隔を掘削幅の3倍程度にしている規定と同じであることから、硬質地盤であっても坑道安定性を確保する坑道間隔は3D程度が適切であることを抽出した。

(d) 廃棄物埋設地の段階ごとによる地震時応答解析結果

廃棄物埋設地は、表3に示されるように段階ごとに人工バリア等の状態設定が変化する。このため廃棄物埋設地の閉じ込め機能に対する影響を検討するために、各段階ごとにおける地震時応答解析を行った。解析は、廃棄物定置直前から埋戻しされた保全段階の5段階について行った。これらの解析の結果、廃棄物埋設地における覆工には状態設定によっては応答ひずみが許容値を超える部分が発生することが分かった。同様に、低拡散層にも許容値を超える部分が生じるため、これらは、重要なパラメーターとして、状態設定、評価値等についての着目すべき点であることを抽出した。

(d) 構造上の耐力を有する人工バリアの縦断方向の試解析結果

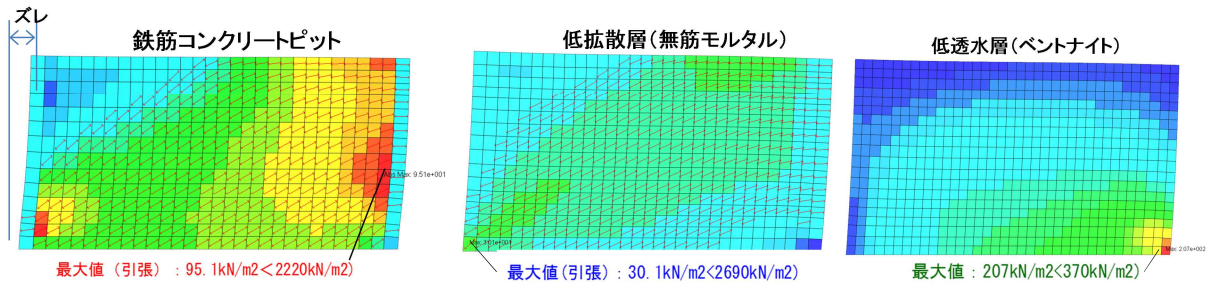
廃棄物埋設地には、管理期間中、放射性廃棄物を外部に漏出させない閉じ込めの機能が重要である。この閉じ込め機能を満足するためには、人工バリアについては少なくとも地震動や定置作業時荷重などの作用力に対して構造上の耐力を有している必要がある。そこで、低拡散層及び低透水層の人工バリアに対して、面内力の荷重が作用した場合の構造上の耐力について試算した。



(a)地盤の発生せん断ひずみ分布 (b)地盤の変位分布

図 10 坑道周辺地盤の挙動
Fig.10 The behavior of the ground around tunnel

図 11 は、人工バリアに前節(b)で抽出した地震動が坑道縦断方向に作用した場合の試解析結果である。いずれの人工バリア共に第二種廃棄物埋設許可基準（第 4 条第 3 項）が求めている「おおむね弾性状態」又は「許容応力度を許容限界とすること」に適合していることが分かる。この理由は、(1)廃棄物埋設地は立地に係る要件から強固で安定な地盤が選択されることから人工バリアに作用する外力としての相対地盤変形が小さいため、発生応力が小さくなっていることが考えられる。また、(2)人工バリアには管理期間中の放射性核種の閉じ込め機能を満たすため透水係数及び拡散係数を極力小さくすることを設計要件として求めていることから社会基盤施設に比べ部材厚さが相当に厚いため、発生応力が小さくなっていることの二つが推察される。ただし、本解析は、地震時荷重のみによる結果であることから、部材には常時荷重や什器荷重等との組合せ時の性能を求めていることから、荷重組合せの決定ケースを抽出して適合性を評価する必要がある。



(a)鉄筋コンクリートピット (b)低拡散層 (モルタル) (c)低透水性層 (ベントナイト)

図 11 埋設段階における人工バリアの縦方向地震応答解析結果
Fig.11 Vertical direction seismic response analysis of the artificial barrier in buried stage

(e)縦断方向の処分坑道の断面（剛性）変化による影響の検討
余裕深度処分施設の坑道は、図 12 に示すようにさまざまな坑道が存在し連なっている。また、処分坑道は、人工バリアを設置する部分は断面積が大きい、連絡坑道との接続部は断面が縮小されており、縦断方向に断面（剛性）変化を伴っているため、剛性変化点のズレ等の発生が懸念される。そこで、前節で示した地震時による軸方向及び軸直轄方向のズレについて試解析した。その結果、図 13 の着目点②（剛性変化点）で軸方向ズレ 0.1mm

程度、軸直角方向ズレ 7mm 程度が生じることが分かった。したがって、坑道の剛性変化部は、水理特性の弱点となるおそれがあることから適合性審査での着目すべき点であることを抽出した。

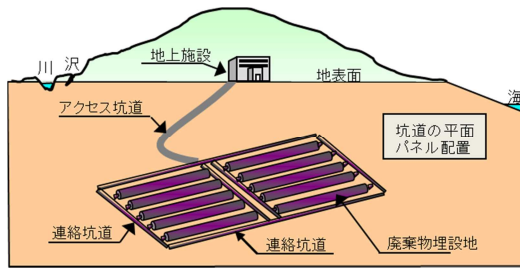


図 12 余裕深度処分施設の概念
Fig.12 Concept of Sub surface waste dispersal

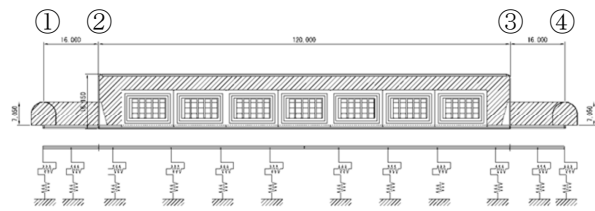


図 13 坑道の断面変化とモデル化
Fig.13 Analysis model of tunnel

③ ベントナイトのナチュラルアナログ的手法による評価の進捗状況について

余裕深度処分施設の人工バリアとして使用が検討されているベントナイトは、埋設設備内への地下水浸入の抑制及び埋設設備外への放射性核種の移行抑制に対する機能が期待されている。しかしながら、ベントナイトの上に設置される廃棄体等の上載荷重によりベントナイトが変形し実効的な厚さが減少した場合、当該機能が発揮されなくなることが想定される。変形挙動は数万年を超える超長期時間スケールを対象とする必要があるが、室内試験では当該時間スケールの変形挙動を評価することには限界がある。そこで、ベントナイトが超長期時間にわたり持続荷重を受けていたと考えられる天然のサイトを対象に、ベントナイトの変形挙動に係る情報を取得することとした。

今回文献調査により、長期間上載荷を受け、変形が生じている可能性が高いベントナイト層としてキプロス共和国のベントナイト鉱山を選定した。当該鉱山では、ベントナイト層に石灰岩が上載しており、長期間にわたりベントナイトに荷重が加わっていたと考えられる。また、ベントナイトに上載している石灰岩の厚さは場所により異なることから、石灰岩の厚さに起因した荷重の差によるベントナイトの変形挙動の差異を確認することが可能であると考えている。

現在、図 14 に示すように当該サイトにおいてベントナイト及びベントナイトの上部に上載している石灰岩の採取を実施し、変形挙動を評価するための分析に供しているところである。分析結果は平成 27 年度末に得られることから、荷重の差によるベントナイトの変形挙動の差異について整理する。また、来年度以降に超長期時間スケールにおけるベントナイトの変形挙動の評価手法を整理する。



(a)石灰岩とベントナイトの境界



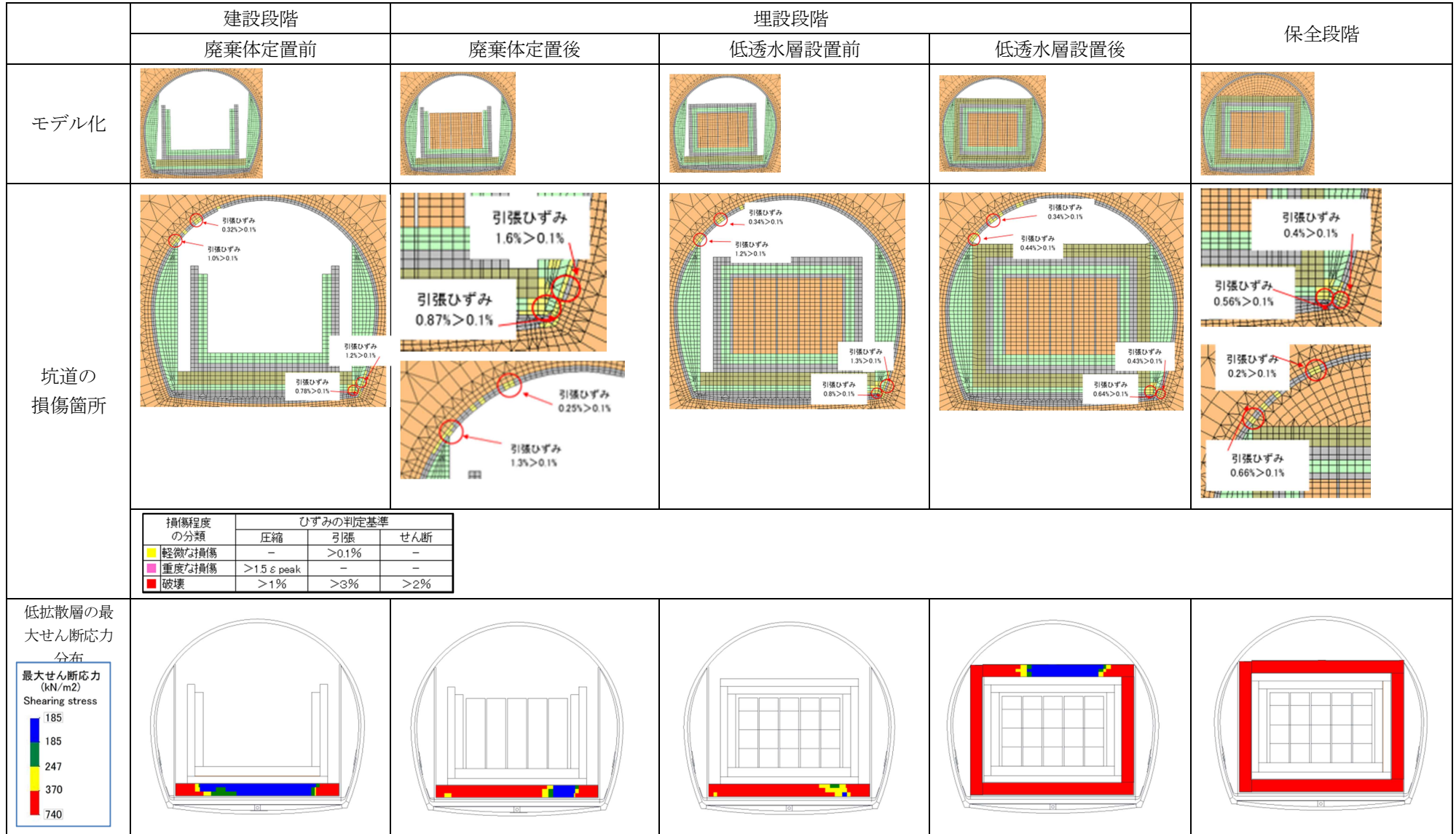
(b)ボーリングコア (養生前)

図 14 コア採取状況

Fig.14 Coring situation

表3 廃棄物埋設地の段階ごとの地震時応答解析結果

Fig.3 Seismic response analysis results of each stage of the waste disposal facility



④ 地質関連事象の時間スケールの考え方について

放射性廃棄物の地中への処分を想定する場合、安全な処分を行うためには、廃棄物中の核種が一定程度減衰するために必要な期間において、外的要因（地質・気候に関連した事象）による地質環境の変動が、処分の安全性を損なわないことが示されることが重要である。これまで国内外では、主に地層処分を想定した深度 300m 以深を対象とした検討の中で、地質環境の変動に寄与する事象の抽出と、各事象が処分の安全性へ及ぼす影響の評価がなされてきたが、比較的浅い深度に着目した検討は詳細にはなされていない。

そこで本プロジェクトでは、地質環境の変動に影響を及ぼす根本的な要因である起因事象、日本列島を対象とし、深度 300m よりも浅い深度（例えば、地下数十 m）の地質環境の変動に寄与する表層事象、深度と無関係に発生する地質変動事象の抽出と、各事象が処分の安全性へ及ぼす影響として、おおむね将来 10 万年までの変動の範囲（地表からの到達深度、発生場所等）の整理を行った。

事象抽出の結果、起因事象としては、気候変動・海水準変動及びプレートテクトニクス、表層事象としては、液状化、風化及び侵食（海食、河食、氷食、溶食、風食、面状侵食、地すべり及び新たな谷地形の形成（ガリ侵食））、地質変動事象としては隆起・沈降、断層活動、火山活動が抽出された。

これらの事象のうち、起因事象である気候変動及びプレートテクトニクスに関しては、少なくとも将来 10 万年間は、過去から現在の傾向（気候変動に関しては、10 万年サイクルの変動サイクル、プレートテクトニクスに関しては、太平洋プレート及びフィリピン海プレートの運動様式）が変化しないという地質学的仮定が適切であることが示された。

地質変動事象としての断層活動については、プレート運動の継続性の観点から、既存の断層が繰り返し活動すると考えられ、既存の活断層及びある程度の規模の地質断層とそれらの活動影響範囲を避けることで、断層活動の直接的な影響を回避できる可能性がある。同様に火山フロントが背弧側に後退する地域における前弧域を想定することで、将来 10 万年までの火山活動の直接的な影響を回避できる可能性がある。表層事象については、地表からの到達深度が大きい事象として、隆起・沈降と海水準変動との相対的海面変化に伴う河食（下刻作用）が抽出された。ただし、現在の気候変動サイクルの中で海面低下が継続する将来 10 万年程度までは、発生場所が現在の地形に制約されると考えられる。一方、発生場所を選ばない広域の事象としては面状侵食、風化等があり、例えば阿武隈山地尾根部の風化花崗岩の侵食速度は 10 万年当たり 6.7～8.5m と見積もられている。

以上の検討の結果、将来 10 万年までの期間において、直撃すれば施設の破壊が免れない事象及び地表からの到達深度の大きい事象については、現在の地形及び地質条件による立地に係る要件によって、直接の影響を回避できる一方、広域において考慮すべき事象として面状侵食、風化等があると整理された。

ここで検討した事象及び追加的な事象としての人間活動について、起因事象の不確実性を考慮した上で、10 万年程度から最大 100 万年程度までの期間において、(i)海水準変動、(ii)風化・面状侵食、(iii)河川の下刻、(iv)隆起の 4 項目を施設に大きな影響を及ぼし得る可能性のある事象として抽出し、施設への影響の観点から、変動量及び変動量に含まれる不確実性を整理した。表層における地質関連事象と時間スケールを図 15 にまとめた。

⑤ 力学連成及び非連成二相流解析による工学規模試験による水・ガス移行挙動の再現解析

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）が実施した余裕深度処分の低透水層であるベントナイト混合土（クニゲル GX）中の水・ガスの移行及び力学的挙動の把握を目的に行った工学的規模試験（実施設における低透水層の厚さを 1/5 に縮小したモデル）における再冠水過程を含むガス移行試験の再現解析を行い、低透水層における水・ガスの移行挙動や力学挙動を整理することで、モニタリング・サーベイランスの考え方を整理することを目的としたものである。

解析コードは、特徴の異なる GETFLOWS、Abaqus、Code Bright を用いた。再現解析の結果は、図 16 に示すように、注入ガス圧が低いときには、低透水層内で水・ガスの二相置換流れによる間隙水の排水が生じている。注入ガス圧が上昇し、ある圧力しきい値を超えた所で急激なガスの排気が生じたと推定された。ただし、Code Bright による力学連成解析の結果から、大破過に至る前にも微視的フラクチャリングが生じていた可能性が示唆され、これら試験結果は、(i)溶解・拡散、(ii)二相流れ、(iii)二相流れ（微視的亀裂内の選択的流れ含む）及び(iv)流路拡幅を伴う流れの 4 つのカテゴリーに分解して表現した。

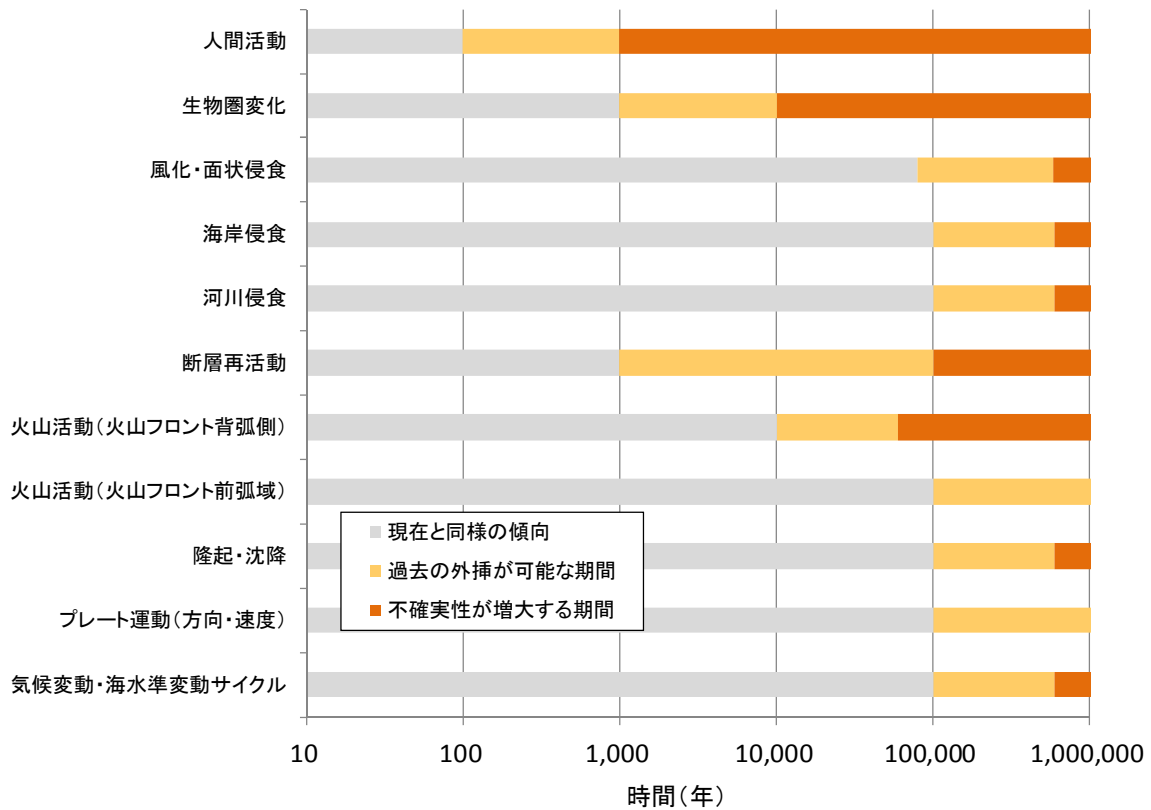


図 15 表層における地質関連事象と時間スケール
 Fig.15 Geology-related events and the time scale in the surface layer

(3) 後続規制の廃棄体確認及び施設確認整備のために必要となる技術的知見の整理

① 覆土確認の技術的根拠の整備状況

第二種廃棄物埋設規則は、第6条第一項第四号において「廃棄物埋設地は、土砂等を充てんすることにより、当該廃棄物埋設地の埋設が終了した後において空けきが残らないように措置すること」を規定している。また、第七号では、「廃棄物埋設施設は、前各号に定めるもののほか、申請書等に記載した構造及び設備を有すること」を規定している。そして、これらの規定に適合していることについて、炉規法第五十一条の六に基づき、保安のための措置が原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合することの確認を受けなければならない。現在この覆土に関する性能確認は、廃棄物埋設施設確認に関する運用要領（以下「廃棄物施設確認」という。）で「透水試験」による確認を単年度施工分ごと（試料は、3箇所採取）と求めているが、具体的な確認位置や試験方法及び判定基準については規定されていない。そこで、本研究では、覆土に関する透水性能を確認する試験の整理、適用範囲等について調査した。

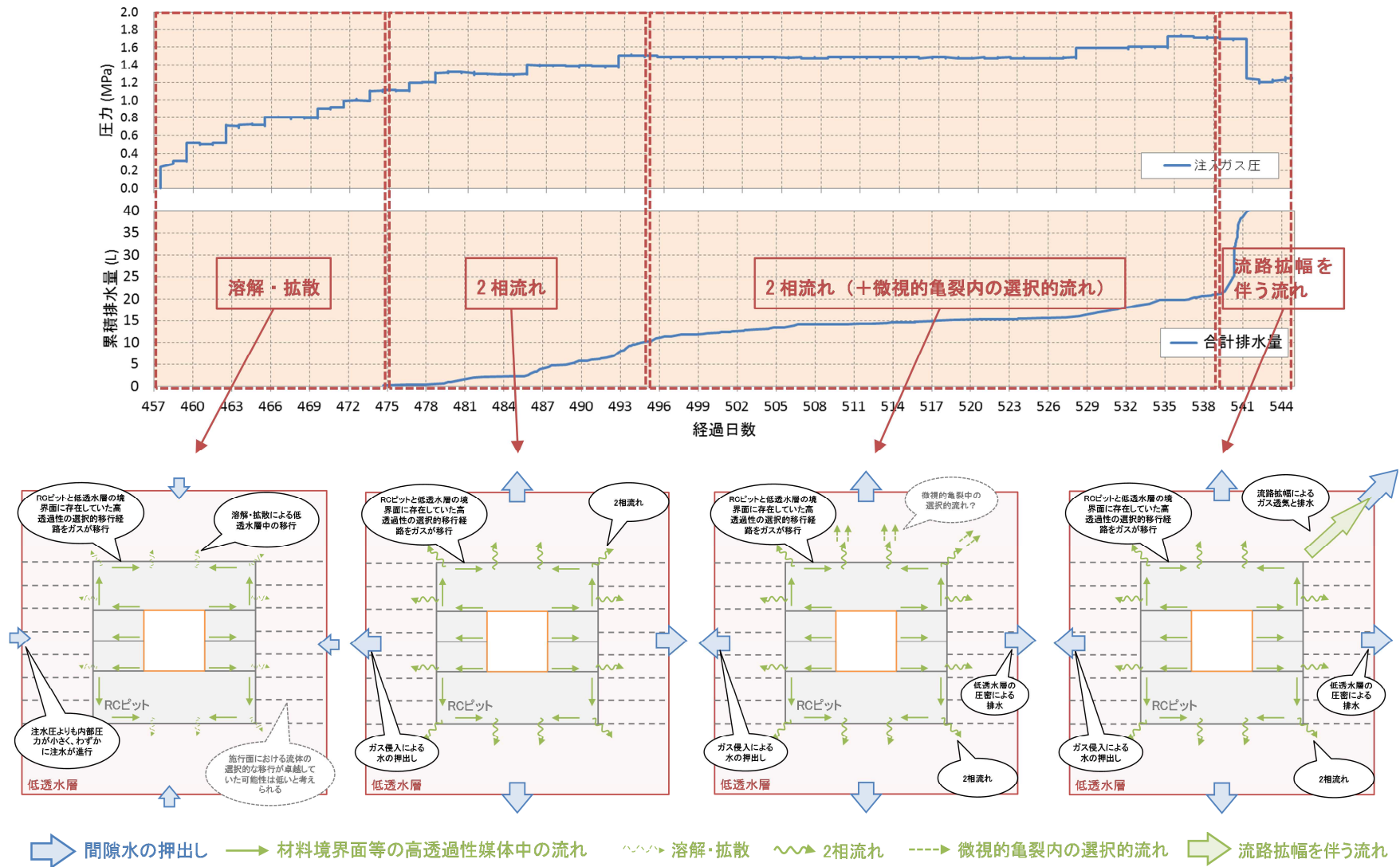


図 16 力学連成及び非連成二相流解析による工学規模試験結果の水・ガス移行挙動の再現解析結果¹⁰⁾

Fig.16 Reproducible analysis results of water and gas migration behavior of engineering-scale test results

2.2 研究施設等廃棄物の処分施設の基準への適合性審査に向けた規制基準等の整備

2.2.1 研究施設等廃棄物及びウラン廃棄物処分施設

(1) 安全確保に関する論点の整理

① ウラン廃棄物を含む長半減期核種の安全確保の論点に係る諸外国の事例調査

研究施設等廃棄物の処分に係る安全確保に関する論点としてウラン廃棄物が挙げられる。ウラン廃棄物は、ウランの転換、濃縮、加工など、ウランを取り扱う施設から発生する主にウランで汚染された廃棄物である¹¹⁾。原子力安全委員会が取りまとめた「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方」(以下「原安委基本的考え方」という。)¹²⁾においては、ウラン廃棄物について「自然起源の放射性物質を主たる組成とする廃棄物であり、長期にわたり放射能の減衰が期待できず、かつ安全性の判断に当たり自然環境中の放射能との関連等も考慮する必要がある」ことが指摘されている⁸⁾。ウラン廃棄物や長半減期核種の安全確保のためには、長期においては安全評価の不確実性が著しく大きくなることを踏まえてその評価期間や制度的管理の在り方をどのように考えるか、また、放射能濃度が低い廃棄物のクリアランスレベルをどのように考えるか、が論点となる。加えて、ウラン廃棄物の場合、その特性から、子孫核種のビルドアップによって数万年以上に放射能の増加があること、子孫核種であるラドンガスが発生することも安全確保のための論点として挙げられる。その際、ウランやその子孫核種が自然起源の放射性物質であることを踏まえ、このことをどのように考慮するか、十分に検討する必要がある。これらについて、諸外国の事例調査を行い、以下の点が明らかとなった。

- ・評価期間については、米国は1万年までは定量評価を行い、1万年以降は定性評価を実施するとしている。さらに、1万年以降の定性評価期間に関しては、廃棄物特性やサイト特性によって考えるべきとしている¹³⁾。フランスは、FA-VL 廃棄物処分場において定量的評価の期間を最低1万年、1万年を超える期間についても評価を行うが、定性的評価として扱うとしている。また、英国は、ドリッグ処分場について、海水による浸食を考慮して、地下水シナリオに基づき、通常シナリオで1,000年、浸食が想定よりも遅れるシナリオで5,000年としている。浸食を想定しない場合は参考として25万年までの評価を行っている¹⁴⁾。評価期間については、各国とも線量がピークを示す時期が考慮されているが、処分場の特性等によって異なっている。
- ・制度的管理の期間については、カナダが500年、米国の幾つかの処分場が100年としている¹⁴⁾。また、英国ドリッグ処分場は少なくとも100年としている¹⁴⁾。
- ・クリアランスレベルについては、米国 WCS (Waste Control Specialists LLC) が9Bq/g相当としている¹⁴⁾。一方、スウェーデンにおいては、燃料加工施設で発生する放射能濃度の低いウラン廃棄物は、放射性廃棄物処分場ではなく産業廃棄物処分場に処分されている¹⁵⁾。

② ラドンによる内部被ばくの取扱いに係る国内外の検討状況の調査結果

ウラン廃棄物の特徴の一つとして、ラドンガスの発生が挙げられる。ラドンはウラン廃棄物における最も重要な子孫核種であり、自然放射線とし公衆の被ばくに寄与が最も大きい核種である¹⁷⁾。

諸外国においては、ウラン濃度が高いとされる処分場では評価を行っている¹¹⁾。具体的には、米国クライブ処分場においては、ラドンの放出率の基準値に従うためにラドンバリアの設置を行っており、線量については、ラドン以外のガス状の核種と合計することで評価している。また、カナダにおいては、人間侵入シナリオにおいてラドンガスによる吸入被ばくを考慮している¹³⁾。一方、欧州においては、フランス FA-VL 廃棄物処分場においては、ウランから生成するラドンと廃棄物に含まれるラジウムから生成するラドンについて、それぞれ評価を行っている。英国ドリッグ処分場においてもラドンの線量評価が実施されており、重要な評価対象核種とされている¹⁴⁾。

我が国におけるラドンの評価については、原安委基本的考え方において、「自然起源の放射性物質の規制の考え方を部分的に適用し、自然放射性物質のクリアランスのための国際基準濃度よりも低くなる場合は、散逸するラドンによる被ばくを考慮する必要はない」とした¹²⁾。日本原子力学会は、IAEA (International Atomic Energy Agency) の BSS (Basic Safety Standard) 等を踏まえ、ラドンを含めた自然放射性核種について、1Bq/g 以下であれば事前に評価しなくても良いレベルにあると考えることができるとしている¹¹⁾。一方で、(独)放射線医学総合研究所は、ウラン廃棄物の浅地中処分を想定したラドン挙動評価を検討し、安全側に立った評価に使用可能なモデルを提案した¹⁵⁾。以上のことから、ラドンの評価について、国際機関や諸外国の考え方を考慮しつつその実施の必要性について十分に検討する必要がある一方で、評価手法等は存在していることが分かった。

重要核種の選定や濃度上限値の設定に必要な情報の収集を行った。研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体である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。）は、研究施設等廃棄物の重要核種について検討を行っている¹⁷⁾。重要核種を選定するために、JAEA 原子力科学研究所内で発生する研究施設等廃棄物について発生記録及び燃焼・放射化計算により核種組成比を算出するとともに¹⁸⁾、その核種組成比の検証を目的とした廃棄物の分析スキームの妥当性評価を実施し、評価した核種組成比に基づいて、JAEA 原子力科学研究所から発生する研究施設等廃棄物の重要核種を選定している。この重要核種の選定手順は、他の研究施設等廃棄物にも参考にできるとしている一方で、研究施設等廃棄物は発生する施設ごとに廃棄物に含まれる核種や核種による汚染の状態、廃棄物としての形態等が異なることから、今後も、継続して JAEA 以外の研究施設等廃棄物の発生者による重要核種の選定に係る情報を注視する必要がある。

(2) 基準への適合性審査に向けた技術的知見の整理

① 化学的有害物質に係る現状を事業者から聴取し整理した結果

研究施設等廃棄物の廃棄体に含まれる化学的有害物質として、廃棄体に含まれる硝酸塩が考えられる。廃棄体から溶出した硝酸塩は、環境省告示²⁰⁾に規定される環境中の地下水における硝酸性窒素の濃度を増加させる可能性がある。これを踏まえ、JAEA は、研究施設等廃棄物の浅地中処分を念頭に硝酸塩の埋設量に関する予備的評価²¹⁾を実施し、埋設できる硝酸塩の量は透水係数や地下水の流量等の影響を受けることを踏まえて安全性を確認する必要があることを報告している。

2.3 余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整備

余裕深度処分施設について、第一種廃棄物埋設との整合性も踏まえ、安全確保の観点から諸外国及び国際安全基準における埋設施設の制度的管理（モニタリング・サーベイランス、土地利用制限、記録保存等）、処分形態、可逆性・回収可能性を調査して、我が国の地質環境条件等の特徴を加味した制度的管理について論点及び実現に当たっての課題を整理した。

3. 今後の展開

今後実施すべき安全研究は、浅地中ピット処分については、後続規制の覆土確認における試験方法・品質管理等について技術的知見の整備が必要である。余裕深度処分については、現在、廃炉等廃棄物検討チーム会合が設置され規制に関する検討が進められていることから、その状況を踏まえつつ、適宜必要に応じて研究を行うこととする。また、研究施設等廃棄物に係る検討については、安全確保の考え方の整理を行った上で第二種廃棄物埋設の規制基準の整備状況を踏まえつつ必要に応じて安全研究を実施する（表 4 参照）。

表 4 今後の展開

	H25 年度	H26 年度	H27 年度	H28 年度	H29 年度
2.1 第二種廃棄物埋設の基準への適合性審査に向けた規制基準等の整備		■			
2.2 研究施設等廃棄物の処分施設の基準への適合性審査に向けた規制基準等の整備		■			
2.3 余裕深度処分施設の可逆性・回収可能性、制度的管理等に関する基本的考え方の整備	■				
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合（平成 27 年 1 月～平成 29 年 3 月予定）			■		
				▲	▲
				▲	▲

廃炉等廃棄物の基本的考え方（案）
第二種廃棄物埋設規則等改正

4. まとめ

平成 27 年度までの 3 年間の安全研究成果として、浅地中ピット処分に関しては、新たな廃棄体容器や施設設備形式に対して現行告示における仕様規定から性能規定化へ向けた要求機能を抽出し技術的知見を整理した。余裕深度処分施設に関しては、安全確保の基本的考え方の検討に向けて諸外国の人間侵入シナリオに関する規制制度の考え方を取りまとめた。さらに、国内の一般的地下利用の調査及び地質関連事象の時間スケールを考慮し管理期間終了以後おおよそ 10 万年における安全確保として埋設深度について 70m 程度必要とする考えを見いだした。一方、研究施設等廃棄物の埋設については、諸外国及び事業者の実態調査を行い、安全確保に関する論点整理を行った。

5. 成果の活用について

本プロジェクトで得られた成果は、以下のとおり活用される予定である。

5.1 浅地中ピット処分

(1) 規制基準の改正

現行告示の廃棄体及び固型化材料、処分設備などの規定が仕様規定であることから、性能規定化への改正が進められている。この性能規定化における技術的知見として活用される予定である。

(2) 適合性審査

適合性審査において、本プロジェクトで取りまとめた成果を技術的知見として活用される予定である。

5.2 余裕深度処分について

(1) 規制基準の整備

現在、第二種廃棄物埋設許可基準及び第二種廃棄物埋設事業規則の改正を視野に規制制度及び規制基準の検討が廃炉等廃棄物検討チームにおいて行われており、本プロジェクトの成果は検討チーム会合における議論の技術的知見に活用された。また、廃炉等廃棄物検討チームの成果として取りまとめられている「廃炉等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について(案)」に取り入れられている。今後、廃炉等廃棄物検討チームにおける、技術知見をまとめた骨子(案)の作成及び原子力規制委員会における規則等の改正に資する技術的知見として活用される予定である。

(2) 適合性審査

適合性審査においては、本プロジェクトで取りまとめた成果を技術的知見として活用される予定である。

5.3 研究施設等廃棄物処分について

研究施設等廃棄物処分施設においては、規制基準等の策定における技術的知見として活用される予定である。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

- (A) 原子力規制委員会、第 34 回原子力規制委員会、平成 26 年 10 月 29 日
原子力規制委員会、第 47 回原子力規制委員会、平成 26 年 12 月 24 日
原子力規制委員会、第 20 回原子力規制委員会、平成 27 年 7 月 22 日
原子力規制委員会、第 40 回原子力規制委員会、平成 27 年 11 月 13 日
原子力規制委員会、第 56 回原子力規制委員会、平成 28 年 2 月 17 日
原子力規制委員会、第 59 回原子力規制委員会、平成 28 年 3 月 9 日
原子力規制委員会、第 64 回原子力規制委員会、平成 28 年 3 月 30 日
- (B) 廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第 1 回、平成 27 年 1 月 26 日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第 2 回、平成 27 年 2 月 12 日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第 3 回、平成 27 年 3 月 18 日

廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第4回、平成27年4月16日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第5回、平成27年5月21日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第6回、平成27年6月9日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第7回、平成27年7月2日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第8回、平成27年8月10日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第9回、平成27年12月10日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第10回、平成27年12月22日
廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合第11回、平成28年1月25日

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

(C) A study on swelling and gas migration behaviour of the bentonite layer in a Japanese subsurface disposal facility for radioactive waste, EUROS SAFE Forum 2013、ドイツ、2013年11月（査読なし）

(D) Second Meeting of the International Project on Human Intrusion in the Context of Disposal of Radioactive Waste. (HIDRA) において、人間侵入に関するシナリオ及び対策に関する考え方の報告書作成への資料提供

6.5 表彰・受賞

なし

6.6 その他

(E) (独) 原子力安全基盤機構、低レベル放射性廃棄物処分における偶発的な人為事象に対する埋設施設の物理的抵抗性の検討 (JNES-RE-2013-2013)、平成25年11月

(F) (独) 原子力安全基盤機構、研究施設等廃棄物の処分における非放射性有害物質の考慮 (JNES-RE-2013-0023)、平成26年1月

(G) (独) 原子力安全基盤機構、フライアッシュ系セメント硬化体の拡散係数の変動要因に係る検討 (JNES-RE-2013-1043)、平成26年2月

文 献

- 1) 濱中孝之、京谷修、白井裕、中西誠一郎、大野法行、新規廃棄体を想定した処分施設の概念検討、日本原子力学会「2014年春の年会」、I03、2014.3.26-28、p357
もしくは、原子力規制委員会・廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム第2回会合、「資料2-1 原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について（電気事業連合会）」、p23、平成27年2月12日
- 2) 原子力規制委員会・廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム第2回会合、「資料2-2 日本原子力研究開発機構から発生する低レベル放射性廃棄物等について（独立行政法人日本原子力研究開発機構）」、p19、平成27年2月12日
- 3) 原子力規制委員会・廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム第3回会合、「資料3-1 廃炉等に伴う放射性廃棄物の処分における規制基準等の整備に係る基本的な考え方、2-1 炉内等廃棄物の特徴(2/2)」、pp6-7、平成27年3月18日
- 4) 原子力規制委員会・廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム第6回会合、「資料6-1 廃棄物埋設地の深度について」、pp12-13、平成27年6月9日
- 5) (独) 原子力安全基盤機構、低レベル放射性廃棄物処分における偶発的な人為事象に対する埋設施設の物理的抵抗性の検討 (JNES-RE-2013-2013)、平成25年11月

- 6) 原子力規制委員会・廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム第7回会合、「資料 7-1 物理的抵抗性について」、pp6-7、平成 27 年 7 月 2 日
- 7) 原子力規制庁、「平成 26 年度平面パネル配置した坑道の地震応答に関する検討報告書」、株式会社エイト日本技術開発、平成 27 年 3 月
- 8) 公益社団法人日本道路協会、道路橋示方書・同解説（V 耐震設計編）
- 9) 公益社団法人日本道路協会、道路トンネル基準（構造編）・同解説（2-3 併設トンネルおよび他構造物との間隔）、平成 15 年 11 月
- 10) 原子力規制庁、「平成 26 年度余裕深度処分の低透水層を対象とした縮小モデルのガス移行試験の再現解析報告書」、株式会社地圏環境テクノロジー、平成 27 年 2 月
- 11) 一般社団法人日本原子力学会「東京電力福島第一原子力発電所事故以降の低レベル放射性は器物処理処分の在り方」特別委員会、低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについて－浅地中処分に係る規制への提言－平成 26 年度報告書、2015 年
- 12) 原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会、第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方、2010 年
- 13) 長谷川信、齋藤龍郎、財津和久、佐藤和彦、坂井章浩、麓弘道、北米地域のウラン廃棄物処分に関する調査、JAEA-Review 2013-043、2013 年
- 14) 佐藤和彦、坂井章浩、秦はるひ、麓弘道、川越浩、齋藤龍郎、長谷川信、欧州地域のウラン廃棄物に関する調査、JAEA-Review 2014-006、2014 年
- 15) 独立行政法人放射線医学総合研究所、平成 24 年度放射性廃棄物共通技術調査等委託事業放射性核種生物圏以降評価高度化調査、2013 年
- 16) 齋藤龍郎、坂井章浩、佐藤和彦、八木直人、秦はるひ、麓弘道、川越浩、長谷川信、ウラン廃棄物に着目した諸外国の放射性廃棄物処分の情報整理、JAEA-Review 2014-021、2014 年
- 17) 坂井章浩、天澤弘也、仲田久和、高橋邦明、木原伸二、研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定（その 3）－RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価－、JAEA-Technology 2010-021、2010 年
- 18) 坂井章浩、吉森道郎、阿部昌義、研究所等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定（その 1）－主要放射性廃棄物発生施設別の核種組成比の評価－、JAERI-Tech 2000-012、2000 年
- 19) 浅井志保、坂井章浩、吉森道郎、木原伸二、RI・研究所等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定（その 2）－原子炉施設および照射後試験施設から発生した廃棄物の核種分析手法の検討－、JAERI-Tech 2003-071、2003 年
- 20) 昭和 46 年環境省告示第 59 号水質汚濁に係る環境基準
- 21) 原弘典、天澤弘也、坂井章浩、仲田久和、坂本義昭、一般環境下でのコンクリートピット施設における硝酸塩埋設処分量に関する予備的評価、JAEA-Technology 2012-014、2012 年

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 年度までの本安全研究の成果は、「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合」における技術的議論に資する資料として反映した。一方、廃炉等廃棄物検討チームでの成果として取りまとめられた「廃炉等の規制に関する基本的考え方（案）」の技術的知見として十分に反映されたと考える。

- ・具体的に「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合」における技術的議論に資する資料として採用されたものは、以下のとおりである。

余裕深度処分施設の安全確保に関する論点の整理

- －人間侵入シナリオの考え方の整理、
- －放射性廃棄物の相対影響度、
- －埋設深度の考え方

余裕深度処分施設の適合性審査に向けた技術的知見の整理

- －人間侵入シナリオにおける物理的抵抗性
- －地質関連事象の時間スケールの考え方

**平成27年度中間評価調査票
(地震・津波技術)**

(D04) 原子力施設における地質構造等に係る調査・研究

安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度）

原子力発電所の敷地内及び敷地周辺域に分布する断層の活動性評価は、トレンチ調査等により断層上部を被覆する地層の切断関係や地層の年代から特定すること（以下「上載地層法」という。）が多いが、地域によっては上載地層の欠如、年代試料が採取できない等の理由により、上載地層法が適用できないことがある。原子力規制委員会は、平成 25 年 7 月に新規制基準を施行し、上載地層法による断層の活動性評価が困難な場合には、「中期更新世以降（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。」としている。このためには、断層を含む地質構造全体の把握、応力場解析等に基づくテクトニクスの把握、断層破砕物質の性状の把握及び断層の活動性の評価といった巨視的視点から微視的視点に至る総合的評価手法の構築が必要である。

本プロジェクトでは、原子力安全規制の継続的改善のため、上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性評価手法に関する技術的知見を整備することを目的として、以下の項目の安全研究を実施する。

- (1)地球物理学的調査や深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握（平成 25 年度～平成 26 年度）：反射法地震探査、重力探査等の地球物理学的調査及び深部ボーリング調査を実施し、既存の浅部地質構造調査の結果を踏まえて、断層及びその周辺域を含めた地質構造を詳細に把握することにより、断層の位置に関する評価手法を整備する。
- (2)断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法の整備（平成 27 年度～平成 29 年度）：断層破砕物質を用いた断層の総合的な活動性評価手法を整備することを目的に、活動時期がある程度判明している野島断層等を対象に大深度ボーリング及びトレンチ調査により断層破砕物質を採取し、定量的評価手法として断層破砕物質の年代測定及び断層破砕物質の適切な深度を把握するための高速摩擦試験、定性的評価手法として微細構造解析、応力解析等を実施する。これらの定量的評価手法及び定性的評価手法を統合し、断層破砕物質を用いた断層の総合的な活動性評価手法を整備する。

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 地球物理学的調査や深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握

断層を含む地質構造全体を把握するためには、その空間スケールを念頭に置いた適切な探査及び調査の組合せを計画し、実施することが重要である。そこで、異なる深度の地質構造を対象にして調査地域を選定し、それぞれの地域における地質学的特徴を踏まえた各種の地球物理探査、深部ボーリング等の調査を実施することにより、断層の位置に関するデータを得るまでの適切な調査方法の組合せ及び解析プロセスを整理した。なお、ここでは異なる深度として、断層深部を地下数 km～約 10km の範囲、断層中部を地下数百 m～数 km の範囲、断層浅部を地表部～数百 m の範囲と定義する。

断層中部から断層深部における地質構造の把握においては、探査及び調査深度の限界が第一義的に重要な課題となる。例えば、評価対象とする断層が地表付近に表れておらず、伏在逆断層による広域的な地層の変形帯として認識される場合、断層の位置及び形状を把握するためには地下深部までの探査が必要となるが、探査深度の限界により、断層の位置及び形状を十分な精度で決定できないことが挙げられる。また、沿岸海域周辺の断層を評価対象とする場合、海域一陸域境界域における音波探査を例にとると、浅海域での調査船の活動に限界があるこ

と、及び漁業活動への配慮から受信ケーブルを短くするなどの制約を受け、断層の地下深部の情報が十分に得られないことも多い。

断層浅部から断層中部における地質構造の把握においても、幾つかの課題が挙げられる。例えば、活動度の低い断層を評価対象とする場合、断層活動による累積的な変位が地形として残りにくいため、調査及び探査位置の特定が困難なことが多い。また、硬質岩盤中の断層を評価対象にした探査では、岩盤中の音響インピーダンスのコントラストが弱いため、地震探査により十分な解像度の地質構造イメージが得られないことも多い。

これらの課題を踏まえ、平成 25～平成 26 年度において、伏在逆断層による広域的な地層の変形帯かつ海域－陸域境界域に位置する下北地域及び茨城沖を例とした断層中部から断層深部における地質構造の把握並びに活動度の低い断層かつ硬質岩盤の地域に位置付けられる若狭地域を例とした断層浅部から断層中部における地質構造の把握に取り組んだ。

2.1.1 断層中部から断層深部における地質構造の把握

平成 25 年度は、断層中部から断層深部にかけての地質構造を把握する手法を構築するため、逆断層型の断層を有する地域を対象として下北地域における深度約 10km までの地質構造をターゲットとした反射法及び屈折法地震探査を実施した。データ取得仕様の立案においては、マルチスケール型データ取得の基本設計を行い、これにより陸域及び海域－陸域境界域における多様な受振システムの複合化による長大測線が設定され、深部反射波の抽出と屈折トモグラフィ解析による広域の速度構造の推定が可能となった。また、沿岸海域における小型船舶を用いた受発震レイアウトの最適化、さらには、高精度測位を伴う二船式データ取得手法の採用を通じて、海域－浅海域－陸域をシームレスに接合する探査データを取得した。反射法及び屈折法地震探査により取得したデータを統合して解析した結果、調査領域全域にわたる基盤構造、断層及び褶曲を含む堆積盆の分布等の地質構造イメージを得ることができた¹⁾。

平成 26 年度は、断層周辺の地質構造を評価する手法の調査・研究として、平成 25 年度に実施した物理探査（反射法及び屈折法地震探査）測線の近傍において深部ボーリングを実施し、物理探査結果に対して地層区分の解釈を行った。ボーリングコア試料の採取及び各種分析並びにボーリング孔を利用した地層の物性調査（物理検層）及び VSP 探査（Vertical Seismic Profiling）を実施し、これらの結果を平成 25 年度の成果に統合することにより、断層中部から断層深部の地質構造を対象とした効果的な調査手法及び解析プロセスを構築した。また、茨城沖では海域－陸域境界域における断層周辺の地質構造を評価する手法の調査・研究として近年開発された空中重力偏差法探査を実施した。その結果、断層周辺の基盤構造のイメージを得ることができ、断層中部から断層深部の地質構造を把握する一手法として有用であることを確認した。

2.1.2 断層浅部から断層中部における地質構造の把握

平成 26 年度は、断層浅部から断層中部に着目し、精緻な地質構造を把握する手法を構築するため、花崗岩地域に卓越する横ずれ断層を対象として若狭地域における地形判読、地質踏査、トレンチ調査及び物理探査手法を用いた断層構造調査並びに断層近傍における浅部ボーリングを実施した。

まず、空中写真及び DEM（Digital Elevation Model）を用いた活断層地形の判読、地質踏査及びトレンチ調査を段階的に行うことにより、地表での活断層の位置を決定した。物理探査手法としては、浅層 P 波反射法地震探査、極浅層 S 波反射法地震探査、屈折法地震探査、高密度電気探査、CSAMT 法（Controlled Source Audio-frequency Magneto Telluric）電磁探査及び重力探査を実施し、断層抽出に係る適用性及び有効性について検討した。この中の一例として、山田断層帯における高密度電気探査及び CSAMT 法電磁探査の結果を示す（図 1）。地表での断層推定位置付近から深部にかけて、北に傾斜する幅 200～300m の低比抵抗帯が認められた。また、隣接する沢沿いで実施した群列の浅部ボーリングにおいて、断層が認められた。この断層を各ボーリング間で追跡することによって求めた断層の傾斜角を CSAMT 法電磁探査の解析断面に投影すると、断層地表から深部まで連続する低比抵抗帯の下限と断層の実際の傾斜角とが良く一致したことから、CSAMT 法電磁探査が硬質岩盤中の横ずれ断層に対して適用性が高いことを確認した。これらの結果を取りまとめ、断層浅部から断層中部の地質構造を対象とした効果的な調査手法の組合せ及び解析プロセスを構築できた。

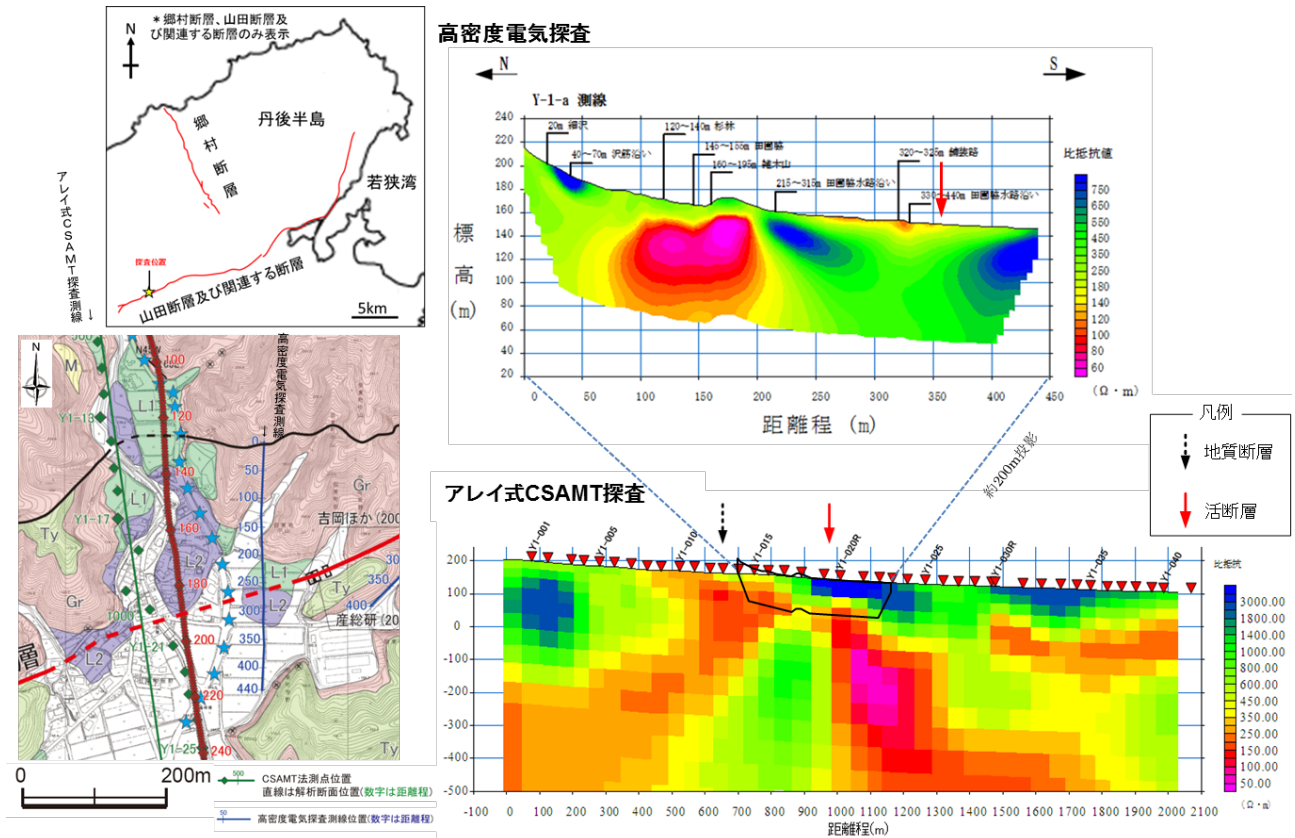


図1 山田断層帯におけるCSAMT法電磁探査、電気探査の結果の例

Fig. 1 Results of electromagnetic (CSAMT method) and electric survey at Yamada Fault Zone.

2.2 断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法の整備

平成27年度以降は、上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性評価手法として、断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法を整備する(図2)。まず、文献調査及び評価の流れを分析し、断層破碎物質を用いた断層の活動性評価の課題を整理し、総合的な断層の活動性評価の手順を考案した。

断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法は、断層の活動時期を年代分析により評価する方法(例えば福地, 2003²⁾; 鷹澤他, 2013³⁾) (以下「定量的評価手法」という。)と断層破碎物質の微細構造等の特徴に基づいて評価する方法(例えば重松, 2014⁴⁾) (以下「定性的評価手法」という。)の二つに大別できる。

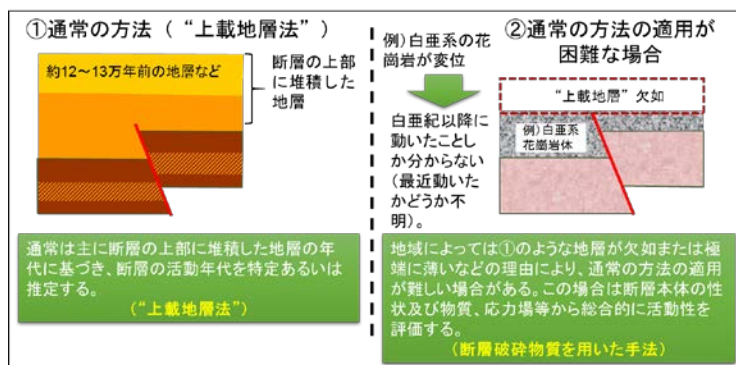


図2 断層の活動性評価

Fig. 2 Assessment of fault activities.

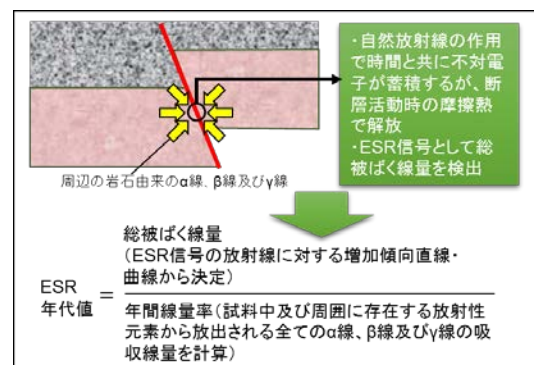


図3 断層の活動性評価のためのESR年代測定の方法

Fig. 3 Principle of ESR dating method for assessment of fault activities.

近年、定量的評価手法として、電子スピン共鳴（Electron Spin Resonance：以下「ESR」という。）又は光励起ルミネッセンス（Optically Stimulated Luminescence：以下「OSL」という。）信号検出等により、断層が活動してからの経過期間を測定する手法が開発されている（図3）。この場合には、最新活動面の認定のほか、後述するように測定試料の採取深度等が課題となる。

従来利用されてきた定性的評価手法のうち比較的採用されている手法として、断層と鉱物脈との切断関係を用いる方法がある（図4）。この方法では、①浅部の断層破碎物質を採取し、最新活動面を認定し、②最新活動面を切断している鉱物脈を見つけ、鉱物の種類を同定し、③当該鉱物が晶出する条件（主として深度）を推定し、④当該鉱物が地表に隆起するまでの時間を推定する、といった流れで断層の活動年代の評価を行う。このような手法を用いる場合には、選定試料の代表性、最新活動面の認定、鉱物の同定、晶出条件等の妥当性の判断が課題となる。また、断層活動時の地下の応力場を求め、過去の応力場と現在の応力場を比較し、現在の応力場によって活動したか否かを推定することにより、断層の活動時期を概括的に推定する手法が採用されることもある。この場合には、過去の応力場を求めるためのデータの取得及び解析方法の妥当性、現在の応力場に関するデータの信頼性等が課題となる。

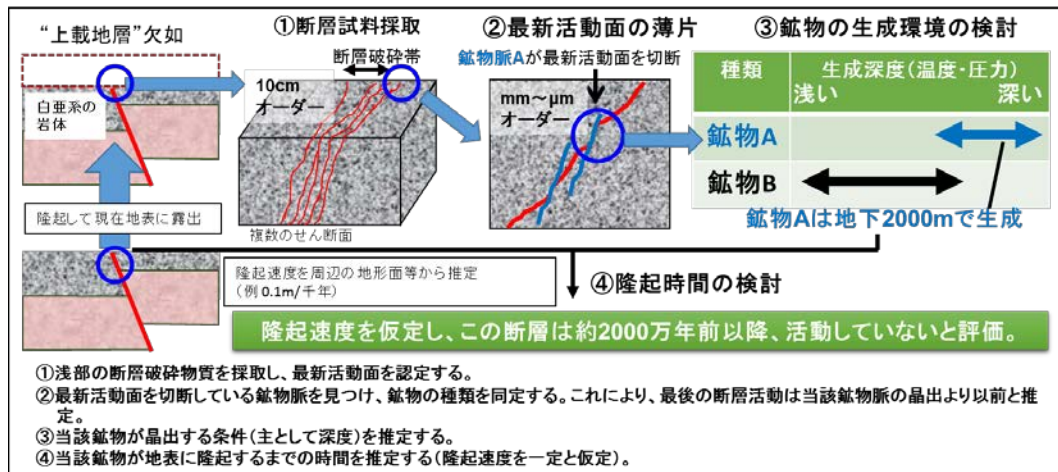


図4 上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性に関する定性的評価手法の例
Fig. 4 Example of qualitative assessment on fault activities in case of lack of covering strata above the fault.

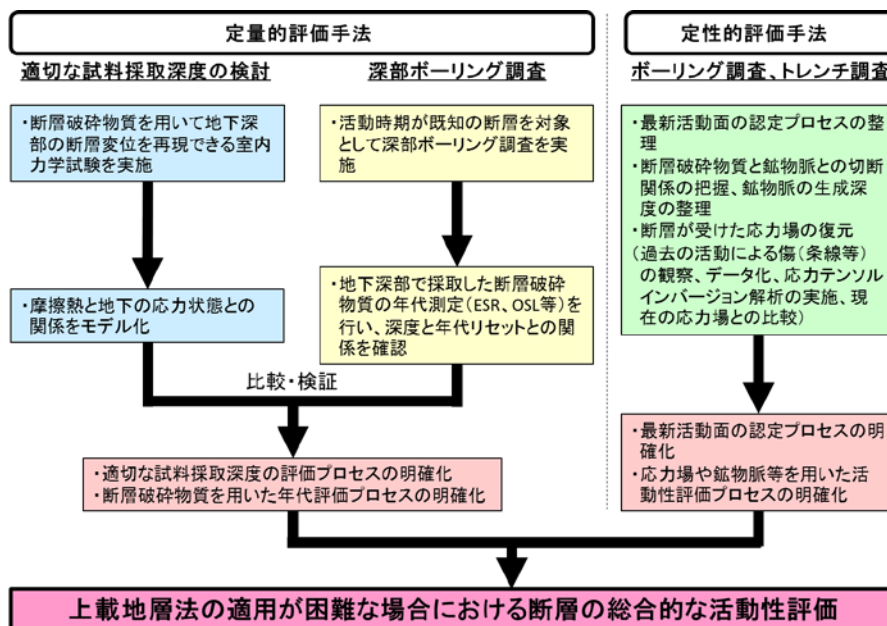


図5 上載地層法の適用が困難な場合における断層の総合的な活動性評価の流れ
Fig. 5 Study flow for integrated assessment of fault activities in case of lack of covering strata above the fault.

これらの手法及び課題を踏まえた総合的な断層の活動性評価の手順を考案した(図5及び図6)。考案した定量的評価手法及び定性的評価手法のそれぞれの手順について、2.2.1及び2.2.2で述べる。

また、断層の位置及び傾斜に関する既往研究(例えば林他, 1999⁵⁾; Maruyama and Lin, 2002⁶⁾)を参考に、活動履歴がある程度判明している野島断層(図7)及び有馬-高槻構造線活断層帯において、予備調査としてCSAMT法電磁探査及び電気探査(図8及び図9)、掘削調査として深部ボーリング調査及びトレンチ調査(図7及び図10)に着手した。CSAMT法電磁探査及び電気探査は2.1.2において硬質岩盤中の横ずれ断層に対して適用性が高いことが確認できている。野島断層においてもCSAMT法電磁探査及び電気探査では低比抵抗のゾーンがイメージングされており(図9)、地質構造評価におけるこれらの探査手法の有効性を確認した。なお、本結果は、今後掘削する予定の深部ボーリングのための予備情報として利用する。

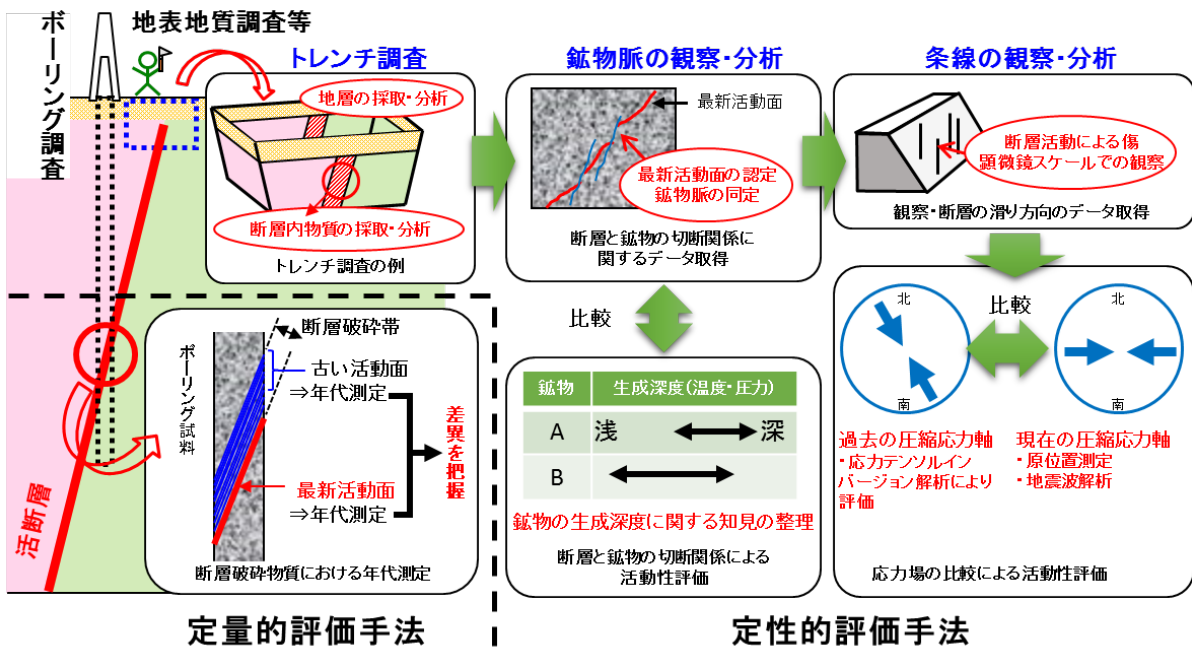


図6 断層破砕物質を用いた断層の活動性評価に係る調査及び分析の概要

Fig. 6 Framework of investigation and analysis for assessment of fault activities using fault materials.

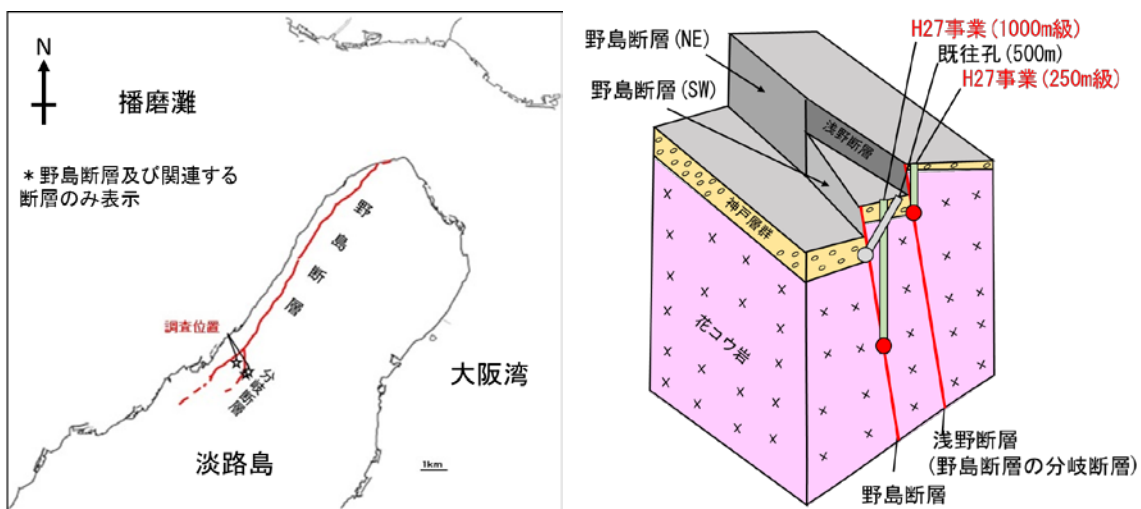


図7 野島断層における深部ボーリング調査計画

Fig. 7 Schematic drilling plan on deep-bore hole at Nojima Fault.

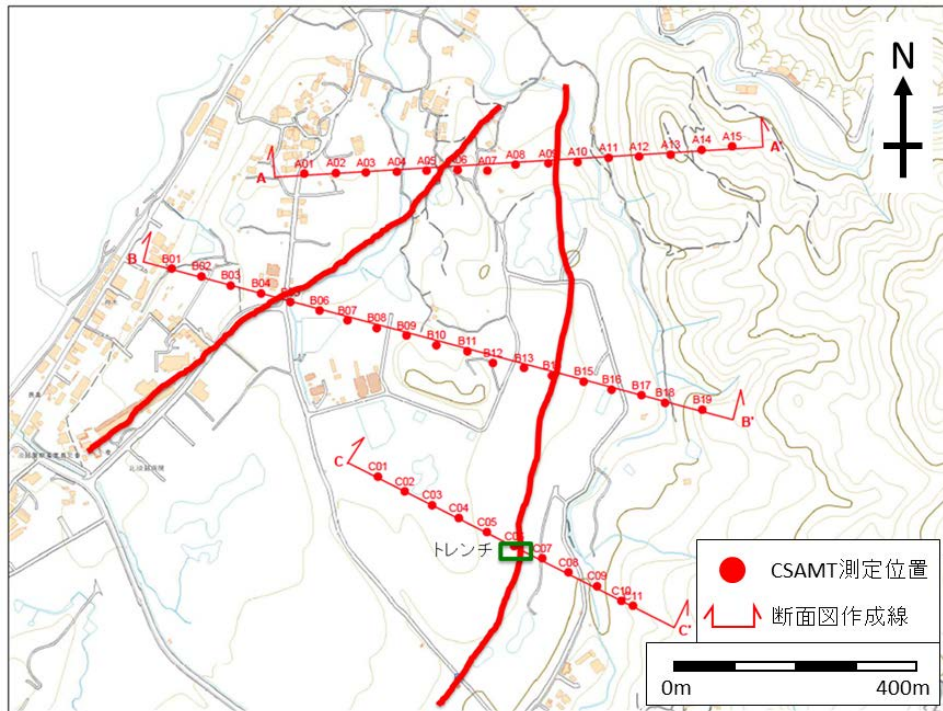


図8 野島断層におけるCSAMT法電磁探査及び電気探査測線位置図
 Fig. 8 Survey lines of electromagnetic (CSAMT method) and electric survey at Nojima Fault.

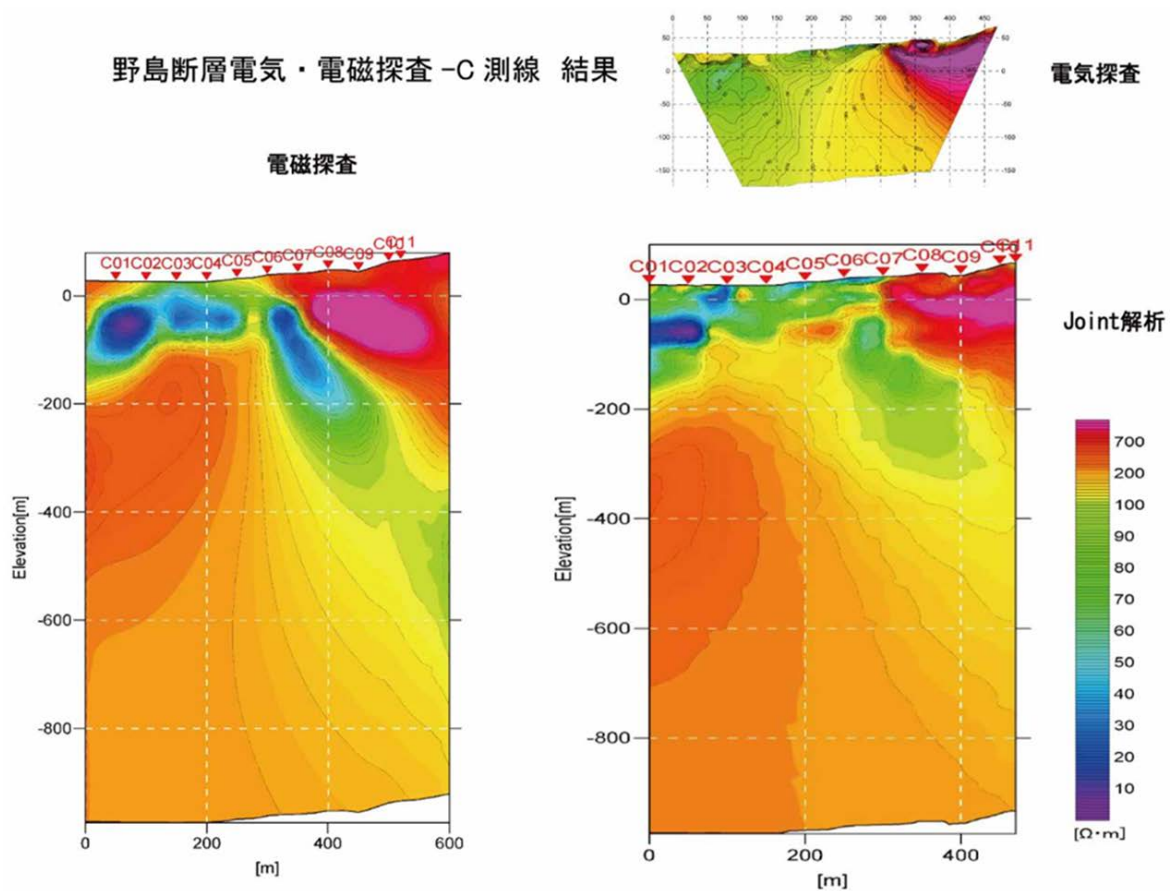


図9 野島断層におけるCSAMT法電磁探査、電気探査及びJoint解析の例(予察)
 Fig. 9 Preliminary results of electromagnetic (CSAMT method) and electric survey and joint analysis of them at Nojima Fault.



図 10 野島断層の分岐断層におけるトレンチ調査及び断層破碎物質の研磨面の例
 Fig. 10 Example of trench survey and fault material at branch fault of Nojima Fault.

2.2.1 定量的評価手法の整備

断層の活動性評価のうち定量的評価手法の手順を考案した。本手法では、主として深部ボーリング調査で採取した断層破碎物質を用いて、ESR、OSL 信号等を検出することにより、断層が活動してからの経過期間を測定する（図 3）。岩石中の鉱物には自然放射線の作用で時間と共に不対電子が蓄積するが、断層活動時の摩擦熱で解放される。ESR 年代測定を例にとると、最後の断層活動以降、蓄積した不対電子を ESR 信号の強度として検出し、総被ばく線量を算出する。一方、試料中及び周囲に存在する放射性元素から放出される全ての α 線、 β 線及び γ 線の吸収線量を計算することにより、年間線量率を見積もる。そして、総被ばく線量を年間線量率で除することにより、断層が最後に活動して以降経過した ESR 年代値を求める。

しかし、この手法の適用に当たっては、次の注意すべき問題が挙げられる。まず、採取した断層破碎物質の試料から最新の活動面を把握（例えば Fukuchi and Imai, 2001⁷⁾）し、年代測定に用いる試料を適切に選定する必要がある。また、浅い深度で採取した試料では、断層活動時に断層面のずれによる摩擦熱が上がらないために正しい年代値が得られないことに注意する必要がある（図 11）。したがって、正しい年代値が得られる試料を採取するため、断層活動による摩擦熱により不対電子が完全に解放されている（年代の完全リセット）断層破碎物質の深度（例えば福地, 2003³⁾）を適切に把握することが重要となる。この他、年間線量率の見積りにおいても、試料中及び周囲に存在する放射性元素を極力正確に把握することが重要である。これらの問題を踏まえ、以下に年代測定の具体的方策を示す。

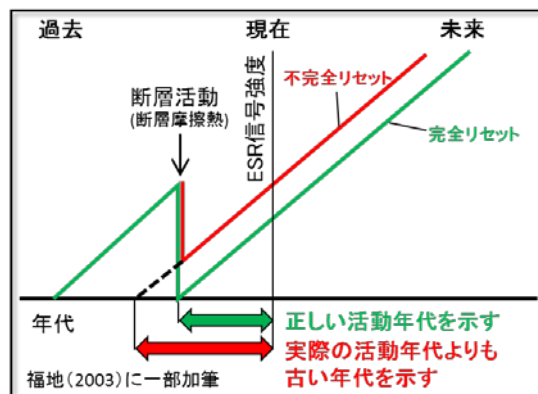


図 11 不完全なリセットによる年代値への影響
 Fig. 11 Misreading age of fault materials due to incomplete resetting of ESR signals.

- ① 断層活動による摩擦熱を支配する要因には深度に依存する応力のほか、断層の性状、岩石の種類等が挙げられる。そのため、断層の活動から発生する摩擦熱を再現できる高速せん断摩擦試験等（例えば嶋本・堤，1994⁸⁾）により摩擦熱と応力状態等との関係（図 12）を検討し、摩擦熱により年代がリセットされる適切な試料採取深度を求めるためのプロセスを構築する。
- ② 深部ボーリング調査によって得られた断層破碎物質を最新活動面と古い活動面に分けて ESR 又は OSL 信号を検出（例えば福地，2003³⁾）する（図 6）。そして、測定試料周辺の岩石に由来する放射線の年間線量率を見積り、断層の活動年代を評価する（図 3）。これにより、活動面の認定の差異が年代測定結果に与える影響を把握する。
- ③ 実際に測定した試料の採取深度、ESR 又は OSL 信号の強度及び①の検討結果を比較することにより、年代がリセットする条件を検証する。これにより、年代測定試料の適切な深度の把握及び活動年代の測定を含めた年代評価プロセスを構築する。なお、年代がリセットする条件の検討に際し、浅い深度で採取した試料のデータを補完するため、トレンチ調査で採取した断層破碎物質についても同様の評価を行う。

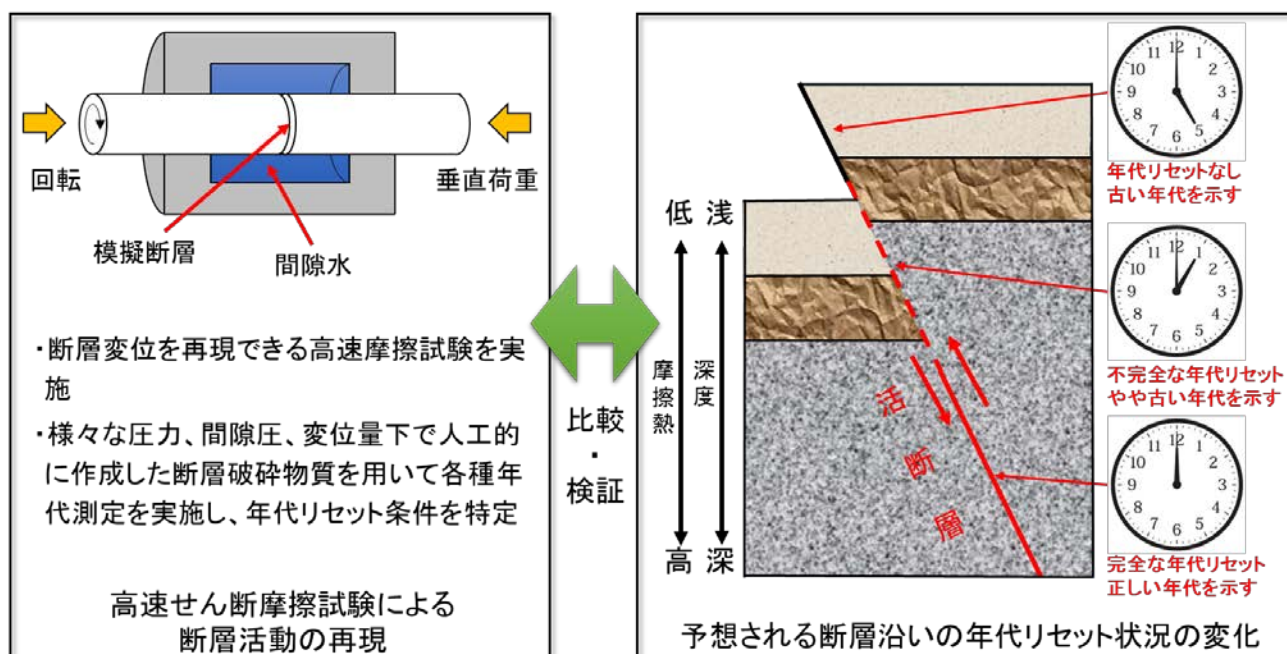


図 12 実験的手法による断層活動年代のリセット深度の推定

Fig. 12 Estimation of resetting depth of age of fault activity using experimental method.

2.2.2 定性的評価手法の整備

断層の活動性評価のうち定性的評価手法の手順を考案した。本手法は、断層と鉱物脈との切断関係を用いる方法及び断層活動時の応力場と現在の応力場を比較する方法に大別される。具体的な手順を以下に示す。

断層と鉱物脈との切断関係を用いる方法では、断層破碎物質から最新活動面を認定し、最新活動面を切断している鉱物脈を見つけ、当該鉱物が晶出する条件を推定し、当該鉱物が地表に隆起するまでの時間を推定する。しかし、この手法の適用に当たっては、選定試料の代表性、最新活動面の認定、鉱物脈の同定、生成深度（晶出条件）等の妥当性の判断が課題となる。そのため、野島断層（図 7 及び図 10）及び有馬—高槻構造線活断層帯において、平成 27 年度の深部ボーリング調査及びトレンチ調査により採取された試料及び既存の評価例の検討を通して、手法の妥当性及び評価の際の留意点を整理する。

断層活動時の応力場と現在の応力場を比較する方法では、断層活動時の地下の応力場を求め、過去の応力場と現在の応力場を比較し、断層の活動時期を概括的に推定する。本手法については、データの取得方法及び解析手法の適切性が問題となりやすい。そのため、深部ボーリング調査及びトレンチ調査により得られた断層破碎物質から条線等に関するデータを取得し、断層活動時の地下の応力場を応力テンソルインバージョン（山路他，2011⁹⁾）

により求め、過去の応力場と現在の応力場を比較する。その比較の際に利用できるデータの妥当性の検討（例えば Sagiya et al. (2000)¹⁰⁾ に示されるような広域的な変動ベクトル、又は藤内他 (2011)¹¹⁾ に示されるような断層周辺の微小地震の発震機構解に基づく応力テンソルインバージョン等）も含め、断層の活動性を評価する手法を構築する（図 6）と共に、手法の適用性及び評価の際の留意点を整理する。

3. まとめ

本プロジェクトでは、上載地層法の適用が困難な場合における断層の活動性評価手法に関する技術的知見を整備することを目的として、(1) 地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握及び(2) 断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法の整備の 2 課題について研究を実施した。

- (1) 「地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握」では、地球物理学的調査及び深部ボーリング調査により、広域的な地質構造を詳細に把握する手法を構築することを目的として研究を実施した。平成 25 年度は、下北地域において、断層中部から断層深部にかけての地質構造を把握する手法を構築するため、長大測線による反射法・屈折法統合地震探査を実施するに当たり、データの取得及び解析の最適化を図るとともに、海域－浅海域－陸域をシームレスに接合する探査手法を構築した。平成 26 年度は、同地域における大深度ボーリングを実施して反射法及び屈折法統合地震探査の解析結果との対比を行うことによって、断層中部から断層深部の地質構造を対象とした効果的な調査手法及び解析プロセスを構築できた。また、若狭地域において物理探査手法を用いた断層構造調査、地形判読、地質踏査及びトレンチ調査並びに断層近傍における浅部ボーリングを段階的に実施し、断層浅部から断層中部の地質構造を対象とした効果的な調査手法の組合せ及び解析プロセスを構築できた。
- (2) 平成 27 年度からは、「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法の整備」に着手した。深部ボーリング調査の位置決定のための準備として、硬質岩盤中の横ずれ断層を対象にした電気探査及び CSAMT 法電磁探査を実施した。その結果、低比抵抗のゾーンがイメージングされており、地質構造評価におけるこれらの探査手法の有効性を確認できた。今後、断層の活動履歴がある程度判明している野島断層及び有馬－高槻構造線活断層帯において、大深度ボーリング及びトレンチ調査により採取した試料を用いて年代分析及び室内実験を行う。これらの研究結果に基づいて、断層の活動時期を年代分析により定量的に評価する手法及び断層破砕物の微細構造等の観察結果に基づいて定性的に評価する手法を整備する。

4. 今後の展開

平成 27 年度以降は、断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法を整備するための調査を実施している。今後、野島断層及び有馬－高槻構造線活断層帯における大深度ボーリング及びトレンチ調査を実施し、断層破砕物質を採取する。また、定量的評価手法を整備するため、採取した破砕帯試料を用いた年代分析及び年代がリセットされる断層破砕物質の適切な深度を把握するための高速摩擦試験を実施する。さらに、定性的評価手法を整備するため、採取した破砕帯試料を用いた微細構造解析、応力解析等を実施する。これらの研究成果をまとめて、断層破砕物質を用いた断層の活動性の総合的評価手法について整備する予定である。

5. 成果の活用について

本プロジェクトで得られた成果を、学協会での議論及び論文として公表することにより、検討プロセス及び結果の信頼性を向上させる。そのうえで、成果を「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」の改訂に必要な技術的知見として活用する。

6. 成果の公表等

6.1 学会発表

- (A) 断層の活動性評価手法を構築するための破砕帯掘削プロジェクトの概要、日本地球惑星科学連合大会、平成 27 年 5 月
- (B) 断層の活動性評価手法の構築に向けた調査・研究（郷村断層帯・山田断層帯における各種調査の実施と適用性および課題の整理）、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月
- (C) 郷村断層帯・山田断層帯において実施した地形・地質調査（その 1：空中写真判読と露頭・トレンチ調査）、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月
- (D) 郷村断層帯・山田断層帯において実施した地形・地質調査（その 2：断層破砕帯の観察と ESR 分析）、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月
- (E) 郷村断層帯・山田断層帯において実施した各種物理探査とその有効性（その 1：S 波極浅層反射法地震探査、高密度電気探査）、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月
- (F) 郷村断層帯・山田断層帯において実施した各種物理探査とその有効性（その 2：P 波反射法地震探査、屈折法地震探査、CSAMT 探査、重力探査）、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月

文 献

- 1) 原子力規制庁安全規制管理官（地震・津波安全対策）付、(D04) 原子力施設における地質構造等に係る調査・研究、平成 26 年度安全研究成果調査票、D04、2015
- 2) 福地龍郎、ESR 法による断層活動年代測定—その原理と実践—、深田研ライブラリー、No 63、45、2003
- 3) 鷹澤好博・高橋智佳史・三浦知督・清水聡光、ルミネッセンスと熱ルミネッセンスを利用した活断層破砕帯の年代測定法、地質学雑誌、119、714-726、2013
- 4) 重松紀生、活断層と地震の科学 活断層の長期評価と今後の課題、日本原子力学会誌、56、307-312、2014
- 5) 林愛明・福地龍郎・長谷部徳子・樋口孝幸・小林健太・小坂和夫・丸山正・宮田隆夫・村田明広・重富素子・竹村恵二・田中秀実・宇田進一・山北聡・嶋本利彦・安藤雅孝、野島断層 500m 孔掘削コアに見られる断層ガウジ帯の産状と組織構造、地質学雑誌、105、No 6、XI-XII、1999
- 6) Maruyama, T., Lin, A., Active strike-slip faulting history inferred from offsets of topographic features and basement rocks: a case study of the Arima-Takatsuki Tectonic Line, southwest Japan, Tectonophysics, 344, 81-101, 2002
- 7) Fukuchi, T., Imai, N., ESR and ICP analyses of the DPRI 500 m drill core samples penetrating through the Nojima Fault, Japan, The Island Arc, 10, 465-478, 2001
- 8) 嶋本利彦・堤昭人、新しい回転式高速剪断摩擦試験機：その基本設計と研究目的、構造地質、39、65-78、1994
- 9) 山路敦・佐藤活志・大坪誠、Multiple Inverse Method Software Package User's Guide 日本語版、42、2011
- 10) Sagiya, T., Miyazaki, S., Tada, T., Continuous GPS array and present-day crustal deformation of Japan, Pur and Applied Geophysics, 157, 2302-2322, 2000
- 11) 藤内智士・重松紀生・今西和俊・吾妻崇・溝口一生・大谷具幸・杵名亮輔、地震学的に推定される応力と地質学的に推定される活断層の運動方向との比較：阿寺断層系の例、活断層・古地震研究報告、No 11、139-150、2011

自己評価

本研究では、予備調査としての物理探査及びトレンチ調査については予定どおり実施し、浅部の断層破砕物質を採取できた。また、現地調査への同行及び室内分析装置の見学を通じ、事業委託先と積極的な議論を行っている。しかし、深部ボーリングに関しては用地交渉上の理由により掘削作業を開始できず、研究が平成 28 年度に繰越しとなった。

研究成果については、平成 27 年度から開始した「断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法の整備」の概要を学会発表した。採取した試料の分析結果の蓄積と共に具体的な成果を学会発表、論文等で公開していく。なお、平成 26 年度までの成果について委託先により 5 件の学会発表が決定している。各発表の内容は論文としても十分公開できるレベルであり、今後も随時学会発表、論文等で継続的に公開される予定である。

(D07) 火山影響評価に係る技術的知見の整備

安全技術管理官（地震・津波担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 25 年度～平成 30 年度）

現在の火山学的知見では火山の活動に関して十分な知見が得られていないため、長期的評価には不確実さを伴う。その主な要因となっているのが、噴火のメカニズムや前駆活動を把握するための調査例が少ないことにある。本プロジェクトは、大規模な噴火を繰り返す大型成層火山の調査に加え、過去に巨大噴火（火山爆発指数（Volcanic Explosivity Index：VEI）6 以上の噴火）を起こした火山を中心に調査し、地質学及び岩石学的データを取得及び

分析することにより、火山活動の可能性評価手法、噴火規模及び影響範囲推定のための評価手法並びに火山モニタリング評価手法を整備することを目的としている。そこで、下記の（1）～（4）の項目について研究を実施する。本研究により得られる知見と成果の関係は次のようになる（図 1）。過去の火山活動の詳細履歴、噴火開始から終息までの噴火進展プロセス、噴火に至るまでのマグマ活動等について調査することにより、噴火直前のマグマ溜まりの位置（深さ）に関する知見を整備し、噴火の準備段階を評価するための指標、調査及び観測すべき地下の深さ並びにマグマ活動と地殻変動量の関係についての精度の向上を図ることができる。

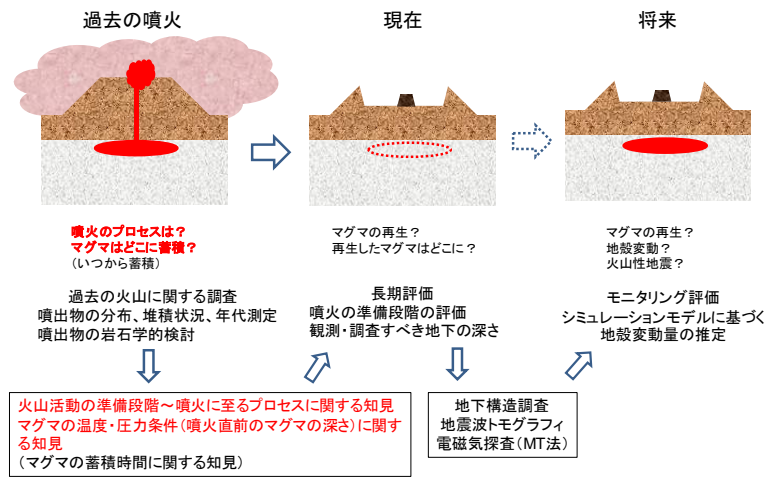


図 1 研究の概要
Fig.1 Overview of research

(1) 火山活動の可能性評価のための調査・研究

過去に大規模噴火を起こした火山や主要な活火山の活動履歴情報を調査し、平成 30 年度までに将来の火山活動可能性を評価するための評価指標の策定に必要な知見を整備する。平成 27 年度までに、長期評価に重要と考えられる国内の 56 火山について、累積マグマ噴出量階段図（マグマの累積噴出量と時間の関係を示した図、以下「階段図」という。）が作成できるデータセットに取りまとめて公開した。平成 30 年度までに、これらのデータに基づいて地質学及び岩石学的な検討を行い、数十万年前以降から活動を繰り返す活動的な火山や巨大噴火を起こし直径 10km 以上のカルデラ形成を伴う火山噴火を起こした火山について地質学的調査に基づく種々の知見を整備する。

(2) 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

短時間に膨大なマグマを噴出し大規模火砕流を発生するカルデラ形成噴火に関する調査・研究は、本プロジェクトにおいて、カルデラ火山の火山活動可能性の評価及びモニタリング評価のための指標を策定する上で最重要課題の一つである。平成 27 年度までに、過去に巨大噴火を起こした火山の噴火直前のマグマの温度及び圧力条件を噴出物の岩石学的解析から推定する手法を検討した。平成 28 年度以降は、これまでの検討結果を基に、マグマの温度及び圧力条件を複数の推定手法により検討し、より精度の高い岩石学的な知見を得る。

(3) 火山モニタリング評価のための調査・研究

カルデラ火山を対象とした火山モニタリングによる地下のマグマ溜まりの状態を評価する手法の策定に必要な知見を整備する。平成 27 年度までに文献調査並びに地質学及び岩石学的調査による結果を踏まえ、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態と広域地殻変動パターンに関するシミュレーションモデルを構築した。平成 30 年度までに、上記の (1)、(2) の知見を踏まえた数値解析とモデルの改良を行う。また、活動的なカルデラ火山の地下構造調査を行い、構築したシミュレーションモデルの検証を行う。

(4) 海外のカルデラ火山調査

過去に巨大噴火を起こした火山は、米国、インドネシア等にも存在することから、海外のカルデラ火山に関する知見の収集及び海外の研究機関との情報交換を行い、本研究成果との比較検討を行う。平成 27 年度までに、米国、ニュージーランド等のカルデラ火山のマグマ溜まり及びモニタリング状況に関する知見が得られた。平成 30 年度までに、米国、ニュージーランド、イタリア及びインドネシアのカルデラ火山についての知見を取得及び整理し、本研究の成果との比較検討を行う。

2. 平成 27 年度までの主要成果

2.1 火山活動の可能性評価のための調査・研究

2.1.1 火山活動履歴の情報整備

平成 25 年 6 月に策定した「原子力発電所の火山影響評価ガイド」では、原子力施設運用期間中の火山活動の評価について階段図を作成し、評価することを求めている。しかし、具体的な評価指標は示されていない。そこで、活動的な火山の長期評価指標の策定に重要と考えられる火山（過去に巨大噴火を起こした火山や主要な活火山。ただし海底火山や離島、北方四島等を除く 56 火山。）の活動履歴情報について既存文献を基に情報の信頼度を評価した上で、マグマ噴出量（Dens Rock Equivalent : DRE）-時間階段図が作成できるデータセットに取りまとめて平成 26 年度に公開した（URL;<https://www.gsj.jp/researches/openfile/openfile2014/openfile0613.html>）。また、上記の既存文献調査において年代測定、噴出物量の見積り等に関する情報の信頼度等から再調査が必要と考えられる火山に対して噴出物分布調査、噴出物採取、採取された噴出物の年代測定、岩石学的分析等を行い、階段図を高精度化した。その結果の一例として大山火山の階段図を図 2 に示す。

大山火山では約 5 万年前に国内で最大規模のプリニー式噴火（降下軽石を伴う爆発的な噴火）とされる大山倉吉テフラを生じた噴火（以下「大山倉吉噴火」という。）が発生した。これまでの研究では、大山倉吉噴火は大山火山の長期的な火山活動の中では、噴火の規模が突出して大きな噴火であるように考えられていた。しかし、大山火山の過去約 20 万年間の噴火履歴の見直しとマグマ噴出量の再計測を行い、新たに階段図を作成した結果、従来値の階段図（図 2 の上図）からは大山倉吉噴火が特異的な火山活動として示唆されるが、更新された階段図（図 2 の下図）からは、約 10 万年前から噴出率が高い状態が続いている傾向が明瞭になった。つまり、大山倉吉噴火は大山火山の約 10~2.5 万年前の活動の中で特異的な火山活動ではないと考えることも可能である。

大山火山のように、全ての国内の火山について階段図を整備及び精度向上を図るとともに、噴出物の岩石学的な検討を行うことは容易ではない。その理由は、過去数十万年に遡って詳細な火山活動の履歴を把握することは難しく、調査に時間を要するためである。また、過去に規模の大きな噴火が発生した火山では、噴出物が広域に分布するため、噴出量を正確に把握することが困難である場合が多いこと等が詳細な履歴の把握を困難にしている理由として挙げられる。そこで、火山活動の可能性評価のための評価指標策定にお

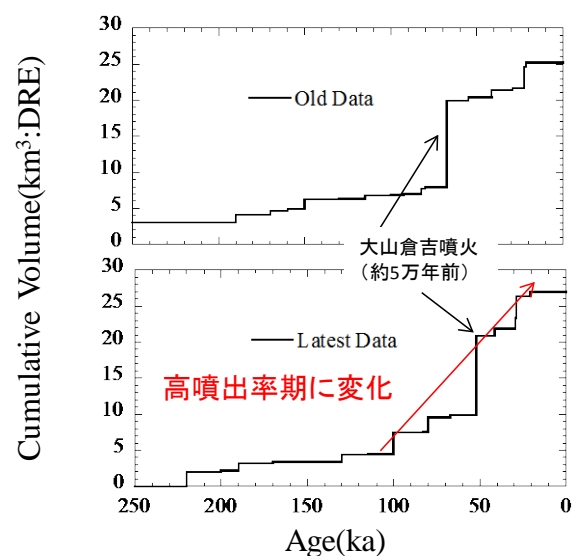


図 2 大山火山の噴出量-時間階段図
Fig.2 Plot of Cumulative Volume vs Age at
Daishen-volcano
DRE: Dense Rock Equivalent

いて、考慮する事項を整理する試みとして、複数の火山についてのマグマ噴出率（単位時間当たりのマグマ噴出量）の評価を行った。相対的に古い噴出物ほど年代や噴出量の見積りにおける不確かさが大きくなることから、比較的最近の時間間隔で算出したマグマ噴出率と大きく過去に遡って同じ時間間隔で算出したマグマ噴出率は、同じ精度で比較することが難しいと考えられる。本研究では、最終噴火から遡った異なる時間間隔とその間に噴出したマグマ噴出量から、各区間の平均的なマグマ噴出率の変化を求めた。その結果を図3に示す。本図からマグマ噴出率は火山ごとに大きく異なるものの、一部の玄武岩質成層火山（富士山及び三宅島）を除いてマグマ噴出率は一定でなく、上昇又は低下する傾向が認められる。火山活動の長期評価では、対象火山が噴出率の上昇期にあるのか、又は低下期にあるのかの判断が指標のひとつとなる。複数の事例について噴出物組成の時系列変化も合わせて検討した結果、噴出率上昇期（桜島、沼沢、赤城及び十和田火山）には化学組成の異なる新たなマグマ供給系の発生や下部地殻の熔融が進行した傾向があると考えられる。これに対し、噴出率低下期（吾妻、安達太良及び那須火山）には、長期にわたって同じマグマ供給系が存在し、化学組成の変化がほとんど起きていない傾向があると考えられる。このように火山活動の長期評価では、マグマ噴出量階段図に加え、噴出物の岩石学的な検討を組み合わせることが重要であり、今回検討した方法は評価指標の一つとなり得ると考えられる。

2.1.2 巨大噴火の事例検討

過去に巨大噴火を起こした火山は、その噴火規模の大きさから広い範囲の地域が分厚い火砕流や降下火砕物に覆われていること等の理由により、先カルデラ期やカルデラ形成噴火直前の火山活動に関する知見は少ない。本プロジェクトでは、このような火山について巨大噴火直前の火山噴出物を中心に詳細な調査を実施し、火山活動の詳細履歴（噴火の過程、様式等）やマグマ供給系に関する知見を整備し、過去の巨大噴火に至る準備過程を推察する。そして、これらの知見を基に、火山活動の可能性評価の指標を検討する。

平成27年度までに、支笏カルデラ火山、十和田カルデラ火山、阿蘇カルデラ火山及び鬼界カルデラ火山を対象とした詳細な事例調査を実施している。以下にその結果の一部として、支笏カルデラ火山の調査結果を示す。

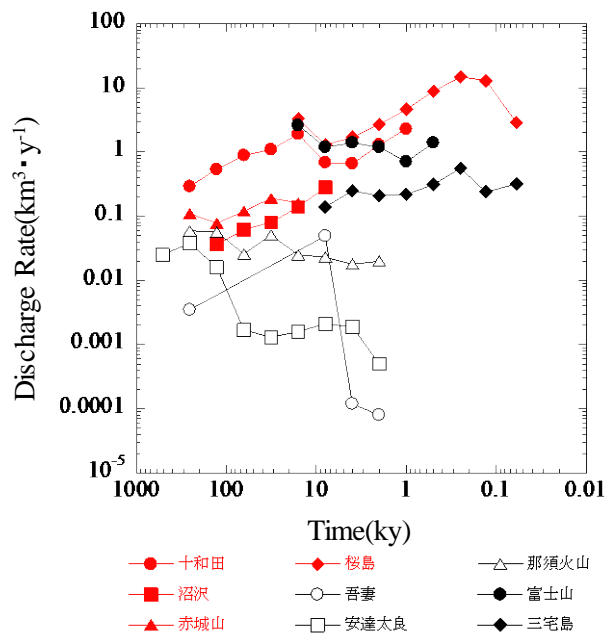


図3 最終噴火から遡った時間間隔とマグマ噴出率の関係

Fig.3 Plot of time interval from latest eruption vs magma discharge rate of various volcanoes

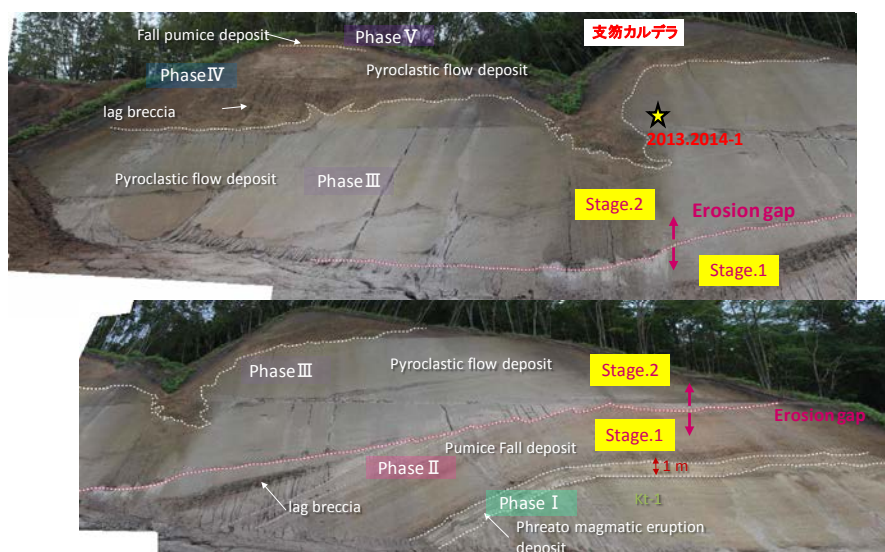


図4 支笏カルデラ火山噴出物の露頭写真

Fig.4 Photographic of geological outcrop (Pyroclastic flow deposit from Shikotsu-volcano)

支笏カルデラ火山の活動は、約 6~5.5 万年前の先カルデラ期（社台期）と約 4 万年前のカルデラ形成期、現在までの後カルデラ期に区分される。本プロジェクトでは、先カルデラ期とカルデラ形成期の活動について詳細調査を行っている。支笏カルデラ火山噴出物の代表的な露頭を図 4 に示す。本露頭の火砕流堆積物の産出状況から、約 4 万年前のカルデラ形成期に起こった巨大噴火は、時間間隙（図 4 中の Erosion gap）を挟んで二つの噴火ステージ、五つのフェーズ（I~V）に区分される。第一ステージは、プリニー式噴火から小規模な火砕流を伴う噴火（I~II）で、第二ステージは、広域に分布する大規模な火砕流噴火（III）から岩片濃集層を伴う分布領域の狭い火砕流噴火（IV）を経て、小規模噴火（V）で終了したことを示唆する知見が得られた。また、これらの噴出物の観察及び化学組成分析結果から、無斑晶質珪長質マグマ群（結晶に乏しく SiO₂ 含有量の多いマグマ）と斑晶質安山岩質マグマ群（結晶を多く含み SiO₂ 含有量の少ないマグマ）の存在、更には、複数のマフィックマグマ群（鉄及びマグネシウム酸化物が多いマグマ）の存在を示すことが明らかになり、これらマフィックマグマの貫入が噴火に関与したことが示唆された。さらに、各フェーズの全岩組成分析を行った結果（図 5 参照）、各フェーズで関与するマフィックマグマが異なることが示唆された。なお、平成 26 年度と 27 年度に実施したボーリング調査において、取得したボーリングコアの分析から、約 4 万年前のカルデラ形成期において直前の先行噴火を示唆する活動は確認できなかった。したがって、現時点では支笏カルデラ火山の巨大噴火は、前兆噴火を伴わずに噴火が起こったと考えられる。

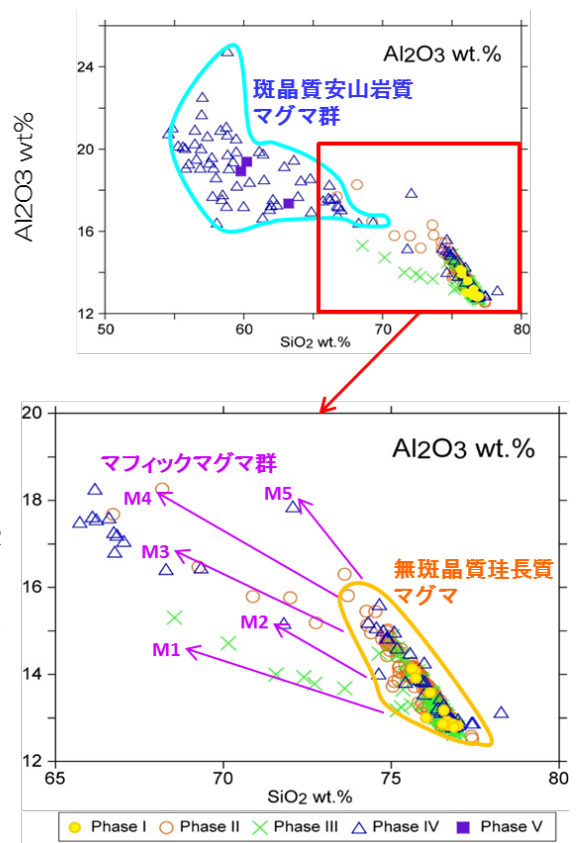


図 5 支笏カルデラ火山の噴火フェーズごとの全岩組成分析結果
Fig.5 Plot of Al₂O₃ vs. SiO₂ composition in whole-rock of eruption product from Shikotsu-volcano

2.2 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

2.2.1 火山影響評価のためのマグマ供給系発達過程の検討

カルデラ火山のマグマ供給系における噴火準備過程を把握するためには、大規模噴火のマグマ溜まりの物理化学条件（温度、粘性、圧縮率等）、構造（深さ及び広がり）及びそれらの時間変化に関する知見の整備が必要である。本プロジェクトでは、複数の代表的なカルデラ形成噴火時の噴出物に対して岩石学的検討を実施し、カルデラ形成噴火に至るマグマ供給系の発達過程に関する知見を得る。平成 27 年度までに、カルデラ形成に伴う噴出物の岩石学的検討を行うことで、マグマ溜まりの温度及び圧力条件を推定する手法について検討し、十和田カルデラ火山（後カルデラ噴火を対象）、阿蘇カルデラ火山、鬼界カルデラ火山及び支笏カルデラ火山の噴火直前のマグマ溜まりの温度及び圧力条件を推定した。

(1) 噴出物の化学組成と熱力学的計算による推定手法

地下に存在するマグマ溜まりは、滞留中にゆっくりと晶出した結晶（石英、斜長石、輝石等の鉱物。以下「斑晶」という。）とメルト（液体部分と飽和したガス）で構成されている。マグマが噴火により地表に噴出すると、噴火様式によって程度が異なるものの急速に冷却され、メルトは石基と呼ばれるガラス質又は肉眼観察が不可能なサイズの細粒結晶となる。これらの形成時期の異なるガラス質の物質又は結晶に対して化学組成分析を実施し生成条件を求め、熱力学的計算によって解析した結果と比較することにより、マグマ溜まりの温度及び圧力条件を推定できる。

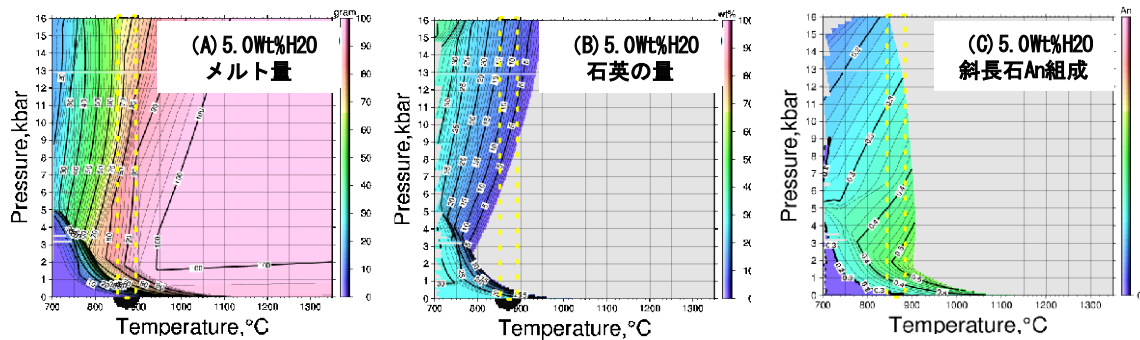


図6 御倉山溶岩ドーム噴出物の熱力学的解析結果の例(含水量 5.0 重量%)

(A)メルト量(wt%)、(B)石英量(wt%) (C)斜長石の An 組成(モル分率)

Fig.6 An example of thermodynamic analysis results for the Ogurayama-Lava dome product (Water content ration 5wt.%)

(A)Mass of melt (B)Mass of Quartz (C)An composition in plagioclase

解析は、マグマの含水率をパラメータとし、各鉱物の組成に対する温度と圧力の関係を熱力学計算コード MELTS (<http://melts.ofm-research.org/>) を用いて実施した。解析結果の一例として、十和田カルデラ火山の後カルデラ噴火である御倉山溶岩ドーム噴出物 (約 7500 年前) に対して実施した結果のうち、含水量が 5.0wt% の場合のメルト量、石英量、斜長石中の An 組成を図 6 に示す。なお、本ケースの温度条件は、輝石温度計¹⁾によりマグマの温度を 858~886°C と見積もった。

解析の結果、マグマの温度が 858~886°C で含水量が 5.0wt% の場合には、圧力 1.5~6kbar (地下 6~24km 相当) の範囲において、メルト量が 90wt% 程度となり分析結果と整合する。また、斜長石の An 組成は圧力 1.5~3kbar (地下 6~12km 相当) で 50 モル% となり、さらには、石英の量に関しても同様の圧力条件では晶出しないことも分析結果と整合する結果となった。含水量 0.1~10wt% の範囲で同様の検討を行なった結果、御倉山溶岩ドームのマグマの含水量は 4.5 wt% 以上であり、圧力 1.5~2kbar (地下 6~8km 相当) 程度であると推定された。同様な手法を用いて、約 27 万年前の阿蘇カルデラ火山での巨大噴火 (以下「阿蘇-1 噴火」という。) で噴出した火山噴出物中の石基の化学組成分析及び熱力学的解析から、阿蘇-1 噴火直前のマグマの圧力条件は、2~7kbar となり、マグマの深度は約 8~28km と推定された。

(2) メルト包有物中の揮発成分分析からの推定手法

前述のように、マグマが滞留中に結晶が生成する。この結晶が成長する過程において、周りのメルトを結晶内に取り込み、閉鎖状態を維持したまま噴出するケースがある。ゆえに、このメルト包有物に含まれる揮発成分である H₂O や CO₂ (OH 基や CO₃²⁻ 基を含む。) を分析することによって、噴火直前のマグマ溜まりの圧力状態を推定することができる。

一例として、約 7300 年前の鬼界カルデラ火山から噴出した幸屋 (船倉) 降下軽石中の斜方輝石と竹島火砕流堆積物下部ユニットの軽石中の斜長石に取り込まれたメルト包有物 (図 7 参照) の分析結果について示す。メルト包有物の主成分化学組成は電子線マイクロアナライザー (Electron Probe Microanalyzer、以下「EPMA」という。) により分析した。その結果、幸屋 (船倉) 降下軽石のメルト包有物の SiO₂ 濃度 (73~77wt%) は、同軽石の石基ガラスの SiO₂ 濃度 (74.4±1.6wt%) と同様

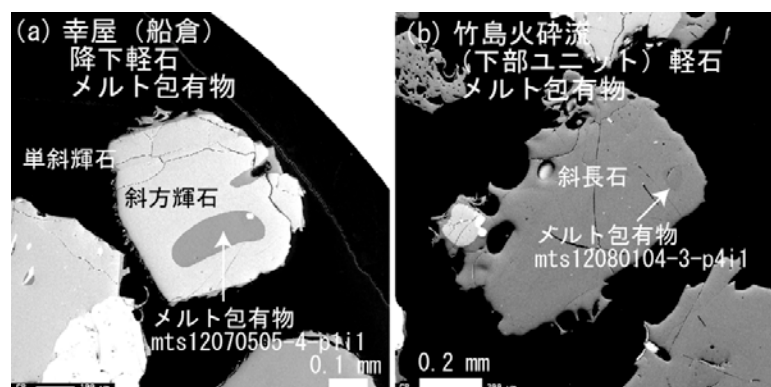


図7 メルト包有物の反射電子像

(a)幸屋 (船倉) 降下軽石の斜方輝石内メルト包有物、(b)竹島火砕流堆積物 (下部ユニット) の軽石の斜長石内メルト包有物

Fig.7 Backscattered electron image of melt inclusion

であった。加えて、他の主成分元素についてもメルト包有物と石基ガラスの濃度は一致していることが確認されたことから、メルト包有物が母斑晶に捕獲された時期が噴火直前であることを示唆している。また、竹島火砕流堆積物下部ユニットの軽石のメルト包有物と同様な主成分構成であった。ゆえに、竹島火砕流堆積物下部ユニットの軽石のメルト包有物の多くが幸屋（船倉）降下軽石のメルト包有物と同様な主成分元素組成を持つことは、マグマ溜まり内のメルトが主成分元素に関して均質であることを示唆している。

さらに、幸屋（船倉）降下軽石のメルト包有物と竹島火砕流堆積物下部ユニットの軽石のメルト包有物について H_2O 及び CO_2 濃度を二次イオン質量分析計（Secondary Ion Mass Spectrometer、以下「SIMS」という。）で測定した。その結果、マグマが H_2O 及び CO_2 のガスに飽和している状態で、地殻密度を $2500kg/m^3$ と仮定した場合、幸屋（船倉）降下軽石を形成したマグマの圧力条件は、約 $109\sim 210MPa$ となり深さ $4.4\sim 8.4km$ に相当する。また、竹島火砕流堆積物下部ユニットの軽石のマグマの圧力条件は、約 $95\sim 254MPa$ となり深さ $4.0\sim 10.2km$ に相当することが明らかになった（図8参照）。なお、本ケースの温度条件は、輝石温度計²⁾によりマグマの温度を約 $1000^\circ C$ と見積もった。

2.3 火山モニタリング評価のための調査・研究

2.3.1 カルデラ火山活動評価シミュレーション手法の整備

文献調査及び地質学的調査による結果を踏まえ、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションを実施した。これまで、マグマ溜まりと地殻変動関係を解析するモデルとして、“茂木モデル”³⁾が多く研究されている。茂木モデルは、マグマ溜まりの深さ (f) がマグマ溜まりの半径 (a) よりも十分大きい ($a/f \ll 1$) という仮定をしている。しかし、本研究における巨大噴火では、マグマ溜まりの深さがマグマ溜まりの半径よりも十分大きい ($a/f \ll 1$) と仮定できないほどにマグマ溜まりが浅くそして大きい場合があると考えられる。そこで、本研究では、有限要素法を用いることにより、複雑な境界条件（不規則な構造、不均質な物性、多様なレオロジーモデル（物質の流動と変形）等）を解析モデルに組み込む数値実験を行った。

本研究の数値実験で用いた三次元有限要素モデルの模式図を図9に示す。変数は全て、基準長さ L_0 、基準変位 d_0 、基準粘性率 η_0 、基準粘性率に基づくマックスウェル緩和時間 t_0 ($= \eta_0/\mu$ 、ここで μ は剛性率) を用いて無次元化する。右手座標系（Right-handed coordinate system）に従う座標の原点をモデル上面の中心におき、 $z'=0$ を地表面とする。モデル領域は、厚さ $ZL'=10$ 、

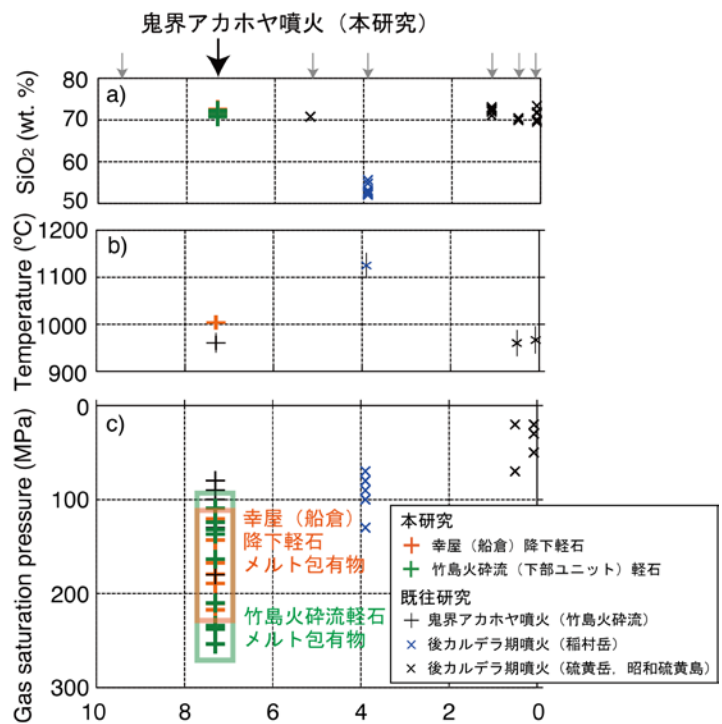


図8 鬼界アカホヤ噴火のマグマ溜まりの化学組成と温度・圧力条件

Fig.8 Chemical composition, temperature and pressure

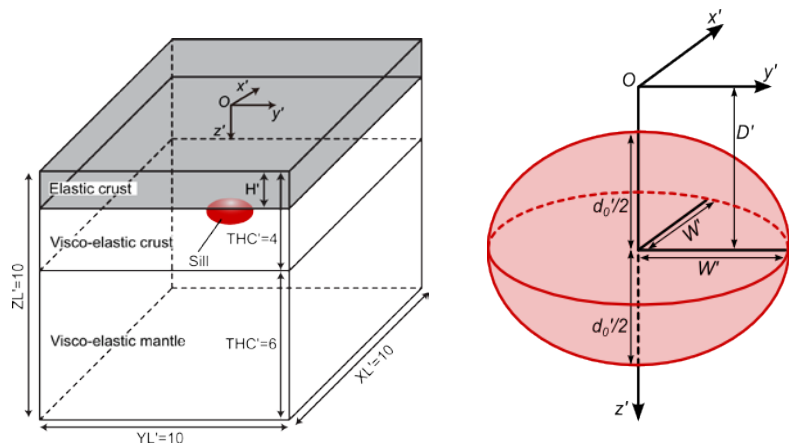


図9 数値実験で用いた三次元有限要素モデルの模式図

Fig.9 Schematic diagram of three-dimensional finite element model used in the numerical experiments

幅 $YL' = 10$ 、奥行き $XL' = 10$ の次元を持ち、次の境界条件で制約する。モデル上面には x' 、 y' 及び z' の三方向全ての方向のトラクション 0、底面及び全ての側面には、それぞれの面に垂直な変位が 0、水平トラクションが 0 という条件を与える。また、領域内は地殻とマントルから構成されており、地殻は $THC' = 4$ の厚さを持ち、上部の弾性層と下部の粘弾性層の力学的二層をなしている。上部弾性層には $\eta' = 10^{20}$ という非常に高い粘性率を与え弾性層と近似する。粘弾性地殻の粘性率 η_c' は $\eta_c' = \eta_{\omega}' \exp [c (1 - z')]$ で規定する。マントルは粘弾性層のみで構成され、その粘性率 η_m' は一様であるとする。弾性定数 (ポアソン比 $\nu = 0.25$ 、ヤング率 $E' = E/\mu = 2(1 + \nu) = 2.5$) はモデル全体で一様であるとする。

一方、シル状マグマ溜まりの形状は回転楕円体で仮定して近似し、その三軸径

は互いに等しく長さ W' の水平二軸と、それよりも有意に短い長さ d_0' の垂直軸で規定される。シル状マグマ溜まりの深さ D' は、地表面からシルの中心までの深さで定義される。計算結果の一例として、シル状マグマ溜まりが瞬間的に膨張し、マグマ溜まりは厚さを保持し続けた場合の粘弾性応答を図 10 に示す。

初期弾性応答で得られた地表面隆起は、時間 $t' > 0$ で生じる粘弾性緩和により、時間と共に減じられていく (図 10b、c 及び d)。それぞれの時間における地表面隆起 (垂直変位、 U_z') の最大値は、シルの中心位置を真っ直ぐ地表面に伸ばした位置で得られ、その値は、時間 $t' = 1, 5$ 及び 10 のそれぞれで、 d_0' の $\sim 16\%$ 、 $\sim 5\%$ 、及び $\sim 0.8\%$ となっている。このように、シルの膨張により地表面は隆起するが、その隆起は粘弾性応答により時間と共に減じられていく。隆起量は減じられても同心円状の空間分布を保っている。そして、隆起が粘弾性応答により減じられる時間スケールは地殻の粘弾性緩和時間 (マクスウェル緩和時間) の $50 \sim 100$ 倍程度の時間で優位な地殻変動は消し去られる。つまり、マグマ溜まりが時間を掛けて膨張する場合、地殻変動からマグマ溜まりの変化を捉えることは困難であることを示している。また、短時間でマグマ溜まりが膨張する場合には、地殻変動を捉えることが可能であるとともに、マグマの供給が停止すれば隆起は弾性緩和により沈降に転じる。このような数値実験で得られた結果は、実際の隆起と沈降を繰り返す複数の火山の事象を説明しうると考えられる。

2.3.2 活動的カルデラ火山の地下構造調査

本プロジェクトでは 2.3.1 の広域地殻変動パターンの数値シミュレーションモデルを検証するため、活動的カルデラの地下構造の調査を行う。平成 27 年度から、阿蘇カルデラ火山と始良カルデラ火山を対象とした物理探査を開始した。

阿蘇カルデラ火山では、深さ約 5km には地震波 (P 波及び S 波) 速度異常を示す領域が存在し、長期にわたり継続する地殻変動源となっている。また、深さ約 20km は広域の S 波速度異常が分布し、そこにはシル状の地殻変動源や局所的な深部低周波地震発生域が含まれている。一方、地表では、マグマの放出を伴うような噴火活動を頻発している。地震波速度異常域は部分溶融体の存在を示唆しているが、マグマの供給系として理解するためには、それらの空間的なつながりを把握することが重要である。そこで、空隙中の流体の存在の有無に対して感度の高い電磁探査法である地磁気地電流法 (Magnetotelluric 法、以下「MT 法」という。) を実施した。最終的には三次元的な地下比抵抗構造を把握することが目的であるが、平成 27 年度は、まず中央火口丘を含む東西方向約 30km、南北方向約 30km の矩形領域で五十地点を選定して MT 法探査を実施した。その結果を

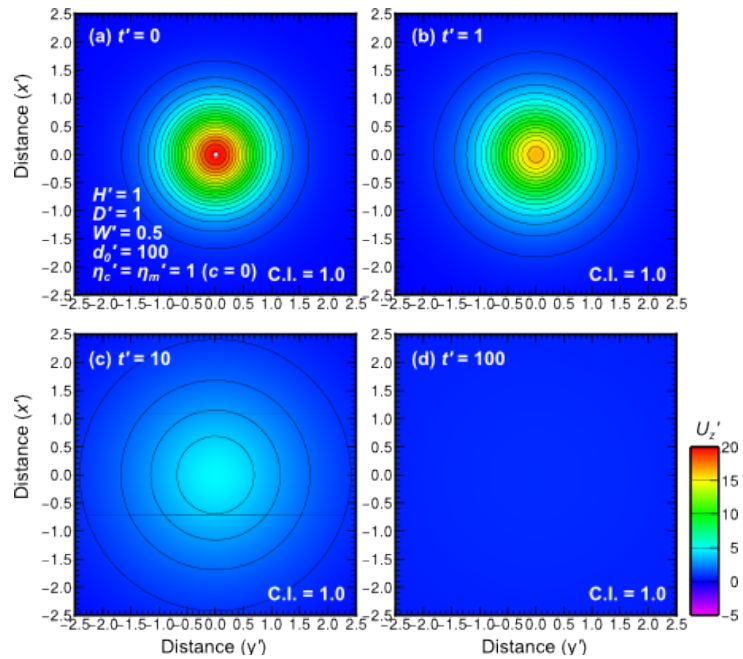


図 10 シル状マグマ溜まりの膨張時とその後の変位の分布
Fig.10 Expansion and subsequent displacement distribution of magma chamber

基に、代表的な二測線において解析を行い、二次元の比抵抗構造を得るとともに、探査深度及び空間分解能の予備的検討を行った。

始良カルデラ火山については、短周期及び広帯域地震計を既存のものに加えて設置し、地震波トモグラフィ解析により始良カルデラの地下構造を調査する。同時に、全地球航法衛星システム（Global Navigation Satellite System）による連続観測によって地殻変動量についてもデータを取得する。さらには、広帯域地震計で観測される遠地で発生した地震波のレシーバー関数解析（自然発生の遠地地震のS波を解析することにより不連続面を推定する解析手法）によりマグマ溜まりの上限を推定する。これらの観測は平成27年度より開始した。

2.4 海外のカルデラ火山調査

海外において過去に巨大噴火を起こした火山のうち研究が進んでいるものとして、イエローストーン及びロングバレー（米国）、タンボラ（インドネシア）、タウポ（ニュージーランド）等が挙げられる。本研究では、これらのカルデラ火山に対する文献調査、地質調査及び現地研究機関との情報交換を実施し、得られた知見をカルデラ火山の活動の可能性評価指標、火山モニタリング指標等の策定に反映する。

平成27年度までの調査では、岩石学的検討によるマグマ蓄積時間⁴⁾、地球物理学的な探査による地震波トモグラフィにより地下のマグマ溜まりの形状の解析⁵⁾等の研究例（図11参照）が整理された。この中で、噴火の規模とマグマ滞留時間について明確な相関関係は得られていないものの、噴出量が10km³未満の場合のマグマ蓄積時間は10万年未満であり、100km³を超える噴火では、マグマ蓄積時間が10年以上で30～50万年に及ぶ場合もあるという知見が得られた。

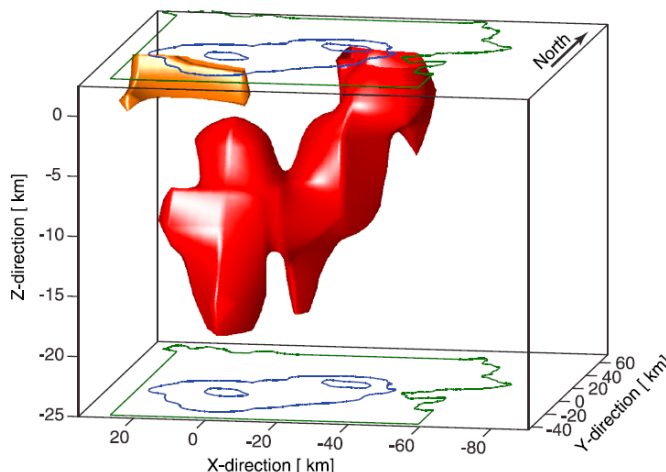


図11 地震波トモグラフィ解析によるイエローストーンカルデラのマグマ溜まりのイメージ

Fig.11 Image of magma chamber of yellowstone caldera by Seismic tomography
出典：Farrell. et.al. 2014

3. まとめ

本プロジェクトは、大規模な成層火山やカルデラ火山に関して、①活動履歴、噴出物分布、層序等の地質学的な検討、②噴出物の化学組成、熱力学的検討等の岩石学的な検討、③地震波観測、電磁気探査、地殻変動観測、数値シミュレーション等の地球物理学的検討を組み合わせた広い研究分野を包含するものである。

平成27年度までは、国内の主要な火山に関する履歴情報を整備するとともに、過去に巨大噴火を起こした火山の事例調査を行った。事例調査では、カルデラ形成期前後の詳細な活動履歴やマグマ供給系に関する知見が得られた。また、岩石学的検討により巨大噴火直前のマグマ溜まりの温度及び圧力条件からマグマ溜まりの位置に関する知見が得られた。さらに、マグマ溜まりの状態と地殻変動をシミュレーションするためのモデルを構築し、地質学及び岩石学的検討から得られた情報や物理探査により得られた情報を基に、複雑な地下構造をシミュレーションすることが可能になった。

4. 今後の展開

4.1 火山活動の可能性評価のための調査・研究

これまでの研究により、主要な火山についての火山活動の詳細履歴（階段図）に関する知見が蓄積しつつあるが、評価指標策定のためには、活動履歴のみならずマグマ供給系に関する知見が重要である。今後は、最新

の分析手法に基づく岩石学的検討を進め、マグマ供給系の知見と活動履歴を合わせた火山活動評価のための指標を策定するための研究を進める。過去に巨大噴火を起こした火山の事例調査においても同様に、活動履歴のみならずマグマ供給系に関する知見を得るための研究を進める。

4.2 噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究

これまでの研究により、マグマの温度及び圧力条件を推定する複数の手法が確立しつつある。マグマの温度及び圧力条件は、カルデラ火山の活動可能性を評価する上で重要な知見の一つであり、より精度の高いデータの取得が望まれるため、複数の推定手法により比較検討を行う。また、マグマ蓄積時間についても基礎的な検討を開始し、巨大噴火の噴火に至るまでの準備期間に関する知見を得るための研究を進める。

4.3 火山モニタリング評価のための調査・研究

これまでの研究により、カルデラ火山の活動を想定した地下のマグマ溜まりの状態と広域地殻変動パターンに関する数値シミュレーションを実施するための基本的なモデルを構築し、複雑な地下構造を仮定したシミュレーションが可能となった。今後は、実際のカルデラ火山の調査研究で得られるマグマ溜まりの深さやマグマ蓄積時間等の情報を基にした数値実験を進めるとともに、活動的カルデラの地下構造調査で得られる観測結果や地下構造に関する情報をモデルに反映する。また、地下構造調査においては、地下のマグマ溜まりをより精度よく捉えるための調査手法について検討を行う。特に国内のカルデラ火山では、阿蘇カルデラ以外は海中又は湖を形成しており、水中での地震観測や電磁気探査手法についても検討する。

4.4 海外カルデラ火山の調査

これまでの研究により、米国、ニュージーランド及びインドネシアのカルデラ火山に関するマグマ蓄積時間や地球物理学的な探査について知見が得られている。今後も、カルデラ火山の最新知見、研究の進捗状況等に関して、今後も国外の研究者との情報交換を行いながら、カルデラ火山のマグマの温度及び圧力条件、蓄積時間や地下のマグマ溜まりの観測及び監視手法について調査を進め、本研究で得られる国内のカルデラ火山の成果と比較及び検証を行う。

5. 今後の成果の活用について

本研究で得られた成果を基に、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」の改訂に必要な技術的知見として活用する。

6. 成果の公表等

6.1 論文投稿

(A) 赤城火山軽石噴火期のマグマ噴出率と組成の変化、地質学雑誌、122、109-126、2016

6.2 学会発表

(B) 赤城火山の噴出履歴の再検討と定量化、日本火山学会、平成26年11月

(C) 十和田湖の湖底地形判読：高解像度固定値桂データを基に、日本火山学会、平成26年11月

(D) 火山地域浅部ボーリングコアの熱物性測定およびその応用、日本地震学会、平成26年11月

(E) Thermal regime measured at volcanic areas in Japan, 26th IUGG General Assembly, 平成27年6月

(F) Detailed morphology and structure of a caldera lake: Lake Towada (Towada Caldera), NE Japan Arc, 26th IUGG General Assembly, 平成27年6月

(G) The response of visco-elastic crust and mantle to magmatic activities; The numerical experiments based on 3D finite element model, 26th IUGG General Assembly, 平成27年6月

(H) 北アナトリア断層帯下における地殻内粘性率の空間変化、日本地球惑星科学連合大会、平成27年5月

(I) 十和田火山、噴火エピソードN-L間の噴火活動史、日本地質学会、平成27年9月

(J) 阿蘇1火砕流と降下軽石層の層序、日本火山学会、平成27年9月

(K) マグマ溜まりの消長に対する地殻・マンツルの粘弾性応答、日本火山学会、平成27年9月

(L) 地震サイクルにおける北アナトリア断層帯下の地殻内応力状態、日本地震学会、平成27年11月

- (M) The response of visco-elastic crust and mantle to the inflation/deflation of magma chamber, AGU Fall Meeting 2015, 平成 27 年 12 月
- (N) Estimated thermal regime at volcanic areas in Japan, AGU Fall Meeting 2015, 平成 27 年 12 月
- (O) 阿蘇 1 噴火のマグマ供給系, AGU Fall Meeting 2015, 平成 27 年 12 月
- (P) 大山火山の噴火履歴の再検討、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月発表予定
- (Q) 阿蘇カルデラ直下の地殻構造の 3 次元電気比抵抗イメージング、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月発表予定
- (R) 火山性地殻変動における粘弾性緩和、日本地球惑星科学連合大会、平成 28 年 5 月発表予定

6.3 その他

- (S) 日本の主要第四紀火山の積算マグマ噴出量階段図、地質調査総合センター研究資料集、no. 613、平成 27 年 2 月

文 献

- 1) Putirka, K. Thermometers and Barometers for Volcanic Systems. In: Putirka, K., Tepley, F. (Eds.), Minerals, Inclusions and Volcanic Processes, Reviews in Mineralogy and Geochemistry, Mineralogical Soc. Am., v. 69, pp. 61-120. 2008
- 2) Donald H. Lindsley, David J. Andersen. "A two-pyroxene thermometer" Journal of Geophysical Research, Volume 88, A887-A906, 1983.
- 3) 茂木, 清夫 " 火山の噴火とその周辺の地震変動との関係" 東京大学地震研究所彙報. 第 36 冊第 2 号, pp. 99-134, 1958.7.23,
- 4) J.Gottsmann, J.Marti, "CALDERA VOLCANISM Analysis, Modelling and Response"Development in Volcanology vol.10, Chapter 1, 2008.
- 5) J.Farrell,R.Smith,S.Husen,T.Diehl, "Tomography from 26 years of seismicity revealing that the spatial extent of the Yellowstone crustal magma reservoir extends well beyond the Yellowstone caldera" Geophysical Research Letter, American Geophysical Union. 3068-3073. 2014

自己評価

平成 27 年度までに国内の主要な火山に関する活動履歴に関する情報から、火山活動の長期的な評価指標を策定するための知見が得られた。また、過去の巨大噴火におけるマグマ温度及び圧力条件を推定する手法が確立しつつあり、幾つかのカルデラ火山について地質学的及び岩石学的知見が整備されていることから、おおむね当初計画どおり進捗している。

一方、新たな課題としてマグマ滞留時間についての検討も必要となることが明らかになり、平成 28 年度以降の研究計画に取り入れ検討する。