

# 安全研究に係る事後評価結果

平成30年8月22日  
原子力規制委員会

## 1. 事後評価の進め方

### 1. 1 評価の対象

長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、平成29年度末で研究が終了した3件のプロジェクトを対象とした（表1）。

表1 事後評価対象プロジェクト

	プロジェクト名	実施期間
1	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）	H24-H29
2	詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2）	H25-H29
3	高速炉に対するSA対策の評価に関する研究	H25-H29

### 1. 2 評価方法

別紙1にしたがって実施した。評価に当たり、プラント安全技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者（別紙2）の意見を聴取した。

## 2. 事後評価結果

各安全研究プロジェクトについては、当初計画のとおり研究成果が得られたこと、研究や成果の取りまとめが技術的に適切に行われていることなどを確認した。また、研究目標の達成状況、成果の規制への活用状況・見通しなどを評価項目としたSABCによる事後評価結果は表2のとおりである。

各プロジェクトの事後評価結果は、別紙3-1から別紙3-3のとおり。

表2 事後評価結果

	プロジェクト名	評価結果
1	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）	A
2	詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2）	A
3	高速炉に対するSA対策の評価に関する研究	A

## 事後評価の進め方

事後評価に当たっては、外部専門家から構成される技術評価検討会において研究内容の技術的適切性の参考意見を聴取した上で、原子力規制庁において事後評価結果（案）を作成する。

### （1）技術評価検討会の実施

外部専門家から構成される技術評価検討会において、外部専門家の評価意見を聴取する。その際、外部専門家以外に当該技術分野の実務経験及び詳細な技術的知見を有する者からも意見を聴取し、評価の参考とする。

評価意見を聴取する際の具体的な観点は、以下の4点とする。

- ・ 国内外の過去の研究成果及び最新知見を踏まえた研究内容であるか
- ・ 解析実施手法及び実験方法が適切であるか
- ・ 解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切であるか
- ・ 観点の欠落といった重大な見落としがないか

### （2）事後評価の方法

事後評価においては、安全研究プロジェクトの成果及びその遂行の適切性を示す項目（以下「評価項目」という。）ごとに、別記1の基準による評価（以下「個別評価」という。）を行い、その結果を表示する記号（以下「個別評語」という。）を付し、別記2の方法による評価（以下「総合評価」という。）を行い、事後評価の結果を総括的に表示する記号（以下「全体評語」という。）を付すものとする。

評価項目は、次の項目とする。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて、必要に応じて評価項目を追加することを可能とする。

- ① 成果目標の達成状況
- ② 成果の公表等の状況
- ③ 研究の進め方に対する技術的適切性
- ④ 研究マネジメントの適切性
- ⑤ 業務管理の適切性
- ⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し

### （3）事後評価の手続

#### ア. 自己評価

安全研究プロジェクトを担当する技術研究調査官等（以下「研究実施者」という。）は、安全研究プロジェクトが終了したときは、その評価項目ごとの評価に関する自らの認

識を示す個別評語を取りまとめ、その所属する部門の安全技術管理官（別に技術基盤グループ長が指名した者がある場合にあってはその者）に提出する。

#### イ. 評価案の作成及び原子力規制委員会における審議

安全技術管理官（別に技術基盤グループ長が指名した者がある場合にあってはその者）は、評価項目（成果の規制への活用の状況・見通しに係る評価項目を除く。）について個別評語を付すとともに、「⑥成果の規制への活用の状況・見通しに係る評価」項目については、当該安全研究プロジェクトを担当する規制部門の主管課等の長（別に技術基盤グループ長が指名した者がある場合にあってはその者）に個別評語を付すことを求めた上で、全体評語を付し、評価案を作成し、事後評価を原子力規制委員会へ諮る。

なお、SABCによる評点区分は、Aを標準とし、「適切」と判断される場合にAとする。総合評価は、個別評価結果から機械的に算出した評点を基礎として、安全技術管理官又は技術基盤グループ長が指名する者が行い、事後評価結果（案）を作成する。

## 個別評価における評価基準

事後評価のうち個別評価における評価項目ごとの評価基準について、下記のとおりとする。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて評価項目を追加するときの評価基準については、安全技術管理官又は技術基盤グループ長が指名する者が別途定めることを可能とする。

### ① 成果目標の達成状況

原子力規制委員会が毎年度決定する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」及び「安全研究計画」で示される成果目標に対する達成状況について評価する。

以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：設定した目標を大きく超える成果が得られている

A：設定した目標を達成した成果が得られている

B：設定した目標を概ね達成した成果が得られているが、一部十分ではない

C：設定した目標を達成した成果が得られていない

### ② 成果の公表等の状況

NRA 技術報告、国内外の論文投稿、会議・学会での発表等の成果を普及させる取組について、「安全研究計画」で示される公表計画の達成状況の評価する。以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：計画以上の成果の公表活動があった

A：計画どおりの成果の公表活動があった

B：成果の公表活動が計画を下回った

C：成果の公表活動が計画を大幅に下回った

### ③ 研究の進め方に対する技術的適切性

研究手法（最新の知見が取り入れられているか、適切な研究実施手法が採られているか）、成果の取りまとめ方法等についての技術的適切性について評価する。なお、評価は、外部専門家から意見等を聴取する目的で実施する「技術評価検討会」における技術的意見を参考としつつ行う。以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：技術的に優れている

A：技術的に適切である

B：改善すべき点があるものの概ね技術的に妥当である

C：技術的に適切ではない



#### ④ 研究マネジメントの適切性

安全研究プロジェクトの実施に当たり、研究計画（状況変化を踏まえて適切に対応したか）、研究体制（研究体制が有効に機能したか、研究者が能力を発揮できたか）、進捗管理（研究の遅れが生じた場合に適切に対応できたか、国内外の規制動向を把握し、その影響を踏まえ適切に対応できたか）等のマネジメントの適切性を評価する。以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：模範となる研究マネジメントの水準である

A：適切に研究マネジメントされている

B：概ね適切に研究マネジメントされている

C：研究マネジメントに問題がある

#### ⑤ 業務管理の適切性

予算、契約等の執行管理を含む業務の遂行管理が適切に行われていることを評価する。S A B Cの評点は以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：模範となる水準で管理されている

A：適切に管理されている

B：概ね適切に管理されている（一部に問題がある）

C：管理に問題がある

#### ⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し

規制課題への活用（規制基準、各種ガイド類等の整備・見直しの要否の判断、審査及び検査への活用、新たな規制課題の創出等）に通じる知見が得られ、規制に活用された実績・見込み及び関連部門との情報共有の状況について評価する。以下の区分に基づき個別評語を付す。

S：規制の高度化に大きく貢献した、あるいは今後大きく貢献することが確実に見込まれている

A：規制活動に貢献する結果が得られた

B：得られた結果による規制活動への貢献は限定的である

C：規制活動に活用される結果が得られなかった

## 総合評価の方法及び評価基準

総合評価の全体評語については、個別評価した6つの評価項目の個別評語(SABC)を数字に換算(Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点)した上で、平均点を算出し再度評語に変換(3.5点以上をS、2.5点以上～3.5点未満をA、1.5点以上～2.5点未満をB、1.5点未満をC)したものを全体評語の基礎とすることを原則とする。ただし、研究の目的(4分類<sup>1</sup>)を勘案し、特に留意すべき評価項目に対して良好な成果が得られた場合には、1～2点の点数をその評価項目に加算できるものとする。

最終的な総合評価は、基礎とした評点を基にして、以下の評価基準により安全技術管理官又は技術基盤グループ長が指名する者が実施する。

### 【総合評価の評価基準】

S：模範となる水準で管理され、期待以上の成果があった

A：適切に管理され、期待どおりの成果があった

B：概ね適切に管理され、期待どおりの成果があったが、一部十分ではなかった

C：管理が不十分であり、期待された成果が得られなかった

---

<sup>1</sup>「原子力規制委員会における安全研究の基本方針(平成28年7月6日原子力規制委員会決定)において、安全研究の目的として以下が挙げられている。i) 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備、ii) 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備、iii) 規制活動に必要な手段の整備、iv) 技術基盤の構築・維持

## プラント安全技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者

### 外部専門家

功刀 資彰 京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻教授  
北田 孝典 大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授  
田中 伸厚 茨城大学工学部機械工学科教授

### 専門技術者

新井 健司 株式会社東芝エネルギーシステムソリューション社  
原子力事業部技監  
梅澤 成光 MHI ニュークリアシステムズ・ソリューション  
エンジニアリング株式会社技師長  
溝上 伸也 東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進  
カンパニープロジェクト計画部解析評価グループマネージャー

### (参考) プラント技術評価検討会の事後評価開催日程

第7回検討会 平成30年5月18日(金)  
書面審議 平成30年5月29日(火)～平成30年6月6日(水)

## 使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）（H24-H29）の事後評価結果

### （1）研究概要

「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」の第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）第2項及びその解釈により、使用済燃料プール（以下「SFP」という。）の水位が異常に低下した場合において燃料集合体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するために、スプレー設備等の設置が要求されている。スプレーによる燃料集合体冷却特性や臨界防止能力に関する定量的な知見の取得を目的に、模擬燃料集合体を用いた実験やコードを用いた実験解析等を行った。

### （2）研究成果

模擬燃料集合体を用いた熱流動実験により、過熱した燃料集合体のスプレーによる冷却メカニズムに関する知見を取得し、発熱量、スプレー量、水位等に依存した冷却特性に関する知見を得た。さらに、集合体からの吹上流量が定格出力2~3%相当時流量に達したときにスプレー水の集合体内落下量が減少することが分かった。これにより、この条件よりもはるかに小さい崩壊熱が想定される SFP においては、吹上蒸気によるスプレー冷却の阻害は小さいとの知見を得た。また、既存の原子炉システム解析コード TRACE や CFD コードを用いて重大事故時の SFP 挙動を解析し、スプレーによる燃料集合体冷却性評価における解析コードの適用性確認と課題抽出を行った。さらに、臨界実験装置を用いた実験により SFP において水位が異常に低下した際の臨界特性に関する知見を取得し、MVP や SCALE といった臨界評価コードの妥当性を実験解析により確認した。

以上のように、熱流動実験及び臨界防止能力確認実験により、規制基準の科学的合理性を裏付けるための技術的知見を得るとともに、当該事象に対する解析評価技術を整備した。

### （3）個別評価

#### ① 成果目標の達成状況： A 評価

- 計画どおりに研究を進め、SFP における燃料体の著しい損傷の緩和や臨界の防止のために求められるスプレー装置の有効性に関し、定量的な知見を取得しており、目標を達成している。

#### ② 成果の公表等の状況： B 評価

- 主な成果についてすでに公表を行い、全体成果は平成 30 年度中に論文としてとりまとめる予定である。（5 件の学会発表を実施。スプレー冷却性能に係る論文 1 件を投稿予定。）

#### ③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A 評価

- 利用可能なリソースの範囲で、施設の整備と研究の目的に沿った条件設定を行って実験を行った。また、解析コードを併用することで、実験条件の設定及び実験結果

の評価を行い、必要な知見を得ている。技術評価検討会でいただいたコメントは、論文作成時に考慮すべき。

【技術評価検討会のコメント】

- 実験条件は現状を踏まえた適切なものである。
  - 二相流 CFD の解析結果は格子分割数に大きく依存し、対象とする液滴サイズなど検討すべき事項がある。
  - スプレイ水の滴径分布データのモデルへの活用方法や有効利用を検討のこと。
- ④ 研究マネジメントの適切性： A 評価
- 計画どおりに進捗し成果を得ていることから、研究マネジメントが適切に行われたと評価できる。
- ⑤ 事業管理の適切性： B 評価
- 担当者の契約に係る手続きへの理解不足から、納入物が仕様を満たしていないまま請負契約（1 件）の検収が行われた。仕様を満たす納入が遅れて行われ、チェック体制の改善等の是正措置が行われたが、会計手続きについて細心の注意を払うこと。
- ⑥ 成果の規制への活用状況、見通し： A 評価
- 「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」第 54 条 2 項の適合性の判断において、本研究の成果が直接活用された実績はないものの、申請者の今後の申請内容によっては取得した知見が活用される見込みがある。

(4) 総合評価

- 評価結果 : A 評価
- 評価コメント :

燃料体の著しい損傷の緩和等に関連したスプレイ冷却に関する研究を計画どおりに実施し、今後の審査において活用できる知見が得られ、成果の公表も進められていることから、適切に研究が行われたと評価できる。

(5) 評価結果の今後の活用

本プロジェクトは終了とするが、研究の進め方や評価手法に関する外部意見をはじめとする事後評価結果は、今後行う熱流動等に関する安全研究プロジェクトの立案、実施、マネジメント改善に反映する。

## 詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2) (H 2 5 - H 2 9) の事後評価結果

### (1) 研究概要

軽水炉の審査において要求される運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれのある事故の対策の妥当性の評価、並びにプラント安全対策の有効性を継続的に確認していく安全性向上評価が事業者により行われる。その評価手法の妥当性確認に資するため、原子炉熱流動及び核特性に関する最適評価コード (BE コード) を整備した。

その中で、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する安全解析については、不確かさを統計的に考慮した安全評価手法 (以下「BEPU」手法という。) が海外の規制ではすでに取り入れられつつあることから、本研究においては同手法に関する適用性確認や課題抽出を行った。

### (2) 研究成果

重大事故に至るおそれのある事故の解析に適用するための高速化した BE コードである三次元核熱結合解析コードを整備し、多重故障事象の影響評価に関する研究の中で炉心損傷防止対策の有効性評価解析に用いた。さらに、内部溢水の蒸気影響緩和対策等の評価に必要な三次元評価手法を計画外で整備し、新規規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の審査に活用した。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について、大破断 LOCA 事象の BEPU 解析を実施し、順序統計法及びパラメトリック手法の適用性を確認するとともに、BEPU 解析の課題等を把握した。

炉心核特性解析について、核特性の不確かさを扱える機能を CASMO5/SIMULATE5 に付加するとともに、同コードシステムを用いて PARCS コードで必要な ATWS 解析用の核定数の整備を行った。また、臨界安全解析コードの整備として、重核の上方散乱の厳密な取り扱いによるドップラー反応度への影響、MOX 燃料の Pu スポットの非均質効果等を評価し、技術的知見を拡充した。

以上のように、計画どおり解析コード等手法を整備するとともに、整備した手法を用いた解析を実施し技術的知見を得て、炉心損傷防止対策の有効性評価の審査にも役立った。また、突発的な規制ニーズにも柔軟に対応した。

### (3) 個別評価

#### ① 成果目標の達成状況： A 評価

- 異常過渡時、設計基準事故及び重大事故対策の妥当性評価及び安全性向上評価手法の妥当性確認に必要な知見を提供するため、熱流動及び核特性に関する解析手法の整備を当初の目標どおりに進めた。また整備した解析コードを用いて技術的知見を得た。計画外の課題にも対応し、成果は審査に活用された。

② 成果の公表等の状況： S評価

- 規制判断の基礎となる NRA 技術報告をタイムリーに 2 件作成するなど成果公表を行った。(4 件の論文、1 件の国際会議プロシーディング公表と 18 件の学会発表を実施)

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A評価

- 計算コードの改良と検証を積み重ねる地道な研究であり、着実に進められていると評価できる。外部の情勢や情報を入手するとともに、技術評価検討会でいただいた評価コメントを参考に、必要があれば研究の進め方について随時見直しを行うべき【技術評価検討会のコメント】

- 不確かさを考慮した最適評価手法について、多くの研究成果が積み上げられてきており、本研究もその一翼を担う成果を挙げているものと判断。
- どのような物理的根拠と不確かさ評価を行って想定事象を選択・規定するべきか、十分な検討が必要。
- 核データの共分散は不確かさを過大に評価する可能性があること等から、その特徴を把握して評価を行うこと。

④ 研究マネジメントの適切性： A評価

- 計画どおりに進捗し成果を得ていることから、研究マネジメントが適切に行われたと評価できる。

⑤ 事業管理の適切性： A評価

- 業務上の問題は生じておらず適切に管理されたと考える。

⑥ 成果の規制への活用状況、見通し： A評価

- 本研究の成果のうち一部は、新規規制基準適合性審査において、重大事故等の事象進展挙動の把握に活用されている。その他の詳細解析手法の整備を通じて得られた知見に関しては、今後の安全性向上評価等の審査において、不確かさを考慮した最適評価手法による評価結果の妥当性を確認する際に活用される可能性がある。

(4) 総合評価

- 評価結果 : A評価
- 評価コメント :

熱流動及び核特性に関する事故時安全解析手法の整備を当初の目標どおりに進めたこと、成果の公表を積極的に行ったこと、新規性基準適合性審査において成果が活用されたことから、適切に研究が行われたと評価できる。

(5) 評価結果の今後の活用

事後評価結果を後継プロジェクトの中間評価等へ反映し、研究の進め方や評価手法に関する外部意見は今後行う研究プロジェクトの立案や実施において活用する。

## 高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究（H25 - H29）の事後評価結果

### （1）研究概要

本研究は、当初、高速増殖原型炉もんじゅを対象として進めたが、もんじゅの廃止措置段階への移行が決定したことから、平成 28 年度の途中からは、同時期に行われた高速実験炉「常陽」の新規制基準に基づく設置変更許可申請に対応するため、検討対象を常陽に切り替えて実施した。

本研究では、重大事故対策のうち、「炉心（または使用済燃料）の著しい損傷の防止」に係る主要な事象進展と対策の効果、また、炉心損傷が生じた後の「原子炉格納容器の破損の防止」に係る主要な事象進展と対策の効果について、これらの解析に必要な安全評価手法と解析コードの開発、整備を行うとともに、解析評価を通じて、重大事故時の事象進展、対策の効果及び課題の把握を行った。

### （2）研究成果

もんじゅ及び常陽を対象として、炉心の著しい損傷と格納容器破損に関わる事象推移の理解とそれらの事象に対する防止対策の効果の確認を行うために、評価手法や解析コードの整備を行った。また、これらの解析コードを用いて、自然循環除熱解析、炉心損傷挙動とその影響を確認するための解析、炉心溶融進展挙動解析、格納容器や常陽に設置された安全容器の健全性解析等を行い、新規制基準への適合性審査に活用するための技術的知見を取得した。

### （3）個別評価

#### ① 成果目標の達成状況： A評価

- 高速炉特有の自然循環除熱解析や炉心溶融進展挙動解析等の多くの項目について解析的に調べ、高速炉の SA 時挙動や防止策の有効性に関する知見を取得し、目標を達成している。

#### ② 成果の公表等の状況： A評価

- 国内外で適宜成果を発表することが出来た。主な成果は 2 件の論文として発表する予定である。（4 件の国際会議プロシーディング公表と 11 件の学会発表を実施。炉心損傷評価に係る論文 1 件と、炉心損傷事故後の溶融進展挙動評価に係る論文 1 件を平成 30 年度内に投稿すべく庁内手続き中）

#### ③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A評価

- これまでに蓄積した知見と解析技術を生かし、また国内外の専門家の協力を得て目標とした知見を取得した。技術評価検討会でいただいたコメントは、審査支援や研究の展開において考慮すべき。

#### 【技術評価検討会のコメント】

- 研究内容を整理し、研究の位置づけや判断の物理的根拠を分かりやすく示し、今後の研究に生かす必要がある。
- 解析結果は必ずしも実際の現象や過程を再現するとは言えないので、解析の比較に



よる妥当性評価は、その成果の取扱いには注意が必要である。

④ 研究マネジメントの適切性： A評価

- 研究対象となる炉の変更にも柔軟に対応し、計画どおりに進捗し成果を得ていることから、研究マネジメントが適切に行われたと評価できる。

⑤ 事業管理の適切性： A評価

- 適切に業務管理が行われたため、問題が生じていない。

⑥ 成果の規制への活用状況、見通し： A評価

- 本プロジェクトで得られた技術的知見には常陽審査で有効活用できる内容が含まれている。Ex-Vessel 事象の評価のため、除熱機能喪失事象の評価を行う等、技術的知見を蓄積すべき。

(4) 総合評価

- 評価結果 : A評価
- 評価コメント：

もんじゅの廃止措置への移行の決定を受け、研究計画の見直しに柔軟に取り組むとともに、人材、資源を集中させた結果、短期間で常陽の審査に活用できる成果が得られており、適切かつ的確に研究が行われたと評価できる。

(5) 評価結果の今後の活用

研究の進め方や評価手法に関する外部意見をはじめとする事後評価結果は、今後行う安全研究プロジェクトや基盤技術整備において活用する。

## 使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)

システム安全研究部門

担当責任者：井上正明上席研究調査官、山本敏久上席研究調査官、  
小野寛主任技術研究調査官

担当者：塚本直史技術研究調査官、金子順一技術研究調査官

委託先：原子燃料工業株式会社 (2.1 に関する熱流動実験)、株式会社東芝 (2.2 に関する臨界実験)

## 1. 研究概要 (実施期間：平成 24 年度～平成 29 年度)

平成 25 年 7 月に施行された「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」の第 54 条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 第 2 項の解釈において、使用済燃料プール (以下「SFP」という。) からの大量の水の漏えいその他要因により、SFP の水位が異常に低下した場合において燃料集合体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するために必要な設備としてスプレイ設備等が要求されている。

今後の安全評価の高度化に資するため、SFP の水位が異常に低下した場合のスプレイによる燃料集合体冷却特性や臨界防止能力に関する知見の取得を目指し、以下の項目について実験的・解析的な研究を実施した。

## ① SFP の安全上の限界把握に関する熱流動実験

SFP の水位が異常に低下する重大事故時にスプレイ設備による注水が行われる状況を想定し、燃料集合体の冷却性に関する熱流動実験を実施した。実験の実施に先立ち、1 次元原子炉システム解析コード RELAP5 を用いて複数の事故事象シナリオを想定して予備解析を実施し、重大事故時における熱流動上の課題の抽出を行い、実験計画を立案した。計画に基づき、使用済燃料集合体のヒートアップ挙動とスプレイによる冷却特性に着目したスプレイ冷却特性実験、及び使用済燃料集合体内へのスプレイ水の流入量に着目したスプレイ流量配分実験を実施し、実験データを取得した。

## ② 臨界防止能力確認実験

平成 24 年度に重大事故時の SFP の臨界解析を実施して関連する課題の抽出を実施し、平成 25 年度に臨界防止能力確認実験を実施するとともに、関連する解析コードの妥当性確認を行った。

## ③ SFP の挙動を評価する解析コードの整備

SFP における重大事故時の熱流動挙動を高い信頼性をもって予測評価できる解析コードを整備することを目的として、3 次元原子炉システム解析コード TRACE により①で実施した実験の模擬解析を行うとともに、スプレイ挙動における詳細な熱流動現象を対象に数値流体力学 (CFD : Computational Fluid Dynamics) コードを用いた解析を実施して、その解析的知見を蓄積した。

## 2. 研究期間を通じた主要成果

## 2.1 SFP の安全上の限界把握に関する熱流動実験

新規制基準では、SFP に対して水位が異常に低下した場合に備えて可搬式スプレイ設備の設置を要求している。SFP 及び燃料集合体の形状を考慮すれば、燃料集合体の過熱状況及びスプレイの能力によっては燃料集合体の冷却が十分に達成できない可能性も考えられる。そこで、スプレイ注水による燃料被覆管の冷却が阻害される条件を把握するために、システム解析コードを用いた予備解析により抽出した課題に基づき、BWR の燃料集合体を

模擬した実験設備にてスプレイの冷却性に着目した実験（SFP スプレイ冷却実験）と、スプレイ流量の各燃料集合体内への配分特性に着目した実験（SFP スプレイ流量配分実験）を実施した。

### 2.1.1 システム解析コードを用いた予備解析による実験計画立案<sup>1)</sup>

SFP の重大事故を対象とした熱水力解析は、1次元2流体モデルに基づく RELAP5 コードにより実施した。解析対象とした事象は、大量のプール水漏えい事故（LOCA）及びプール水冷却機能喪失事故である。以下にそれぞれの解析結果を報告する。

#### (1) システム解析コードによる SFP LOCA 解析

BWR の SFP を模擬した解析モデル（図 1）を用いて、SFP における LOCA 解析を実施した。破断箇所はプールの底面とし、燃料集合体の冷却のため上部からスプレイ注水を行う。冷却に係る課題を抽出するために、スプレイの作動開始時刻や注入流量等を変えて解析を実施した。

解析結果の一例を図 2 に示す。破断と同時にプール水位は低下し、この水頭圧に対応した破断流量で SFP から水が喪失する。燃料被覆管温度は露出後に上昇をはじめ、約 22 時間後にスプレイ注水を開始した。スプレイ注水の影響により集合体上部 2 ノードにおいて一時的に温度が低下するものの再度上昇し、またそれらノードより下部の領域ではスプレイによる冷却効果が見られなかった。その後、スプレイ流量を時間とともに増加させることで燃料被覆管温度が低下した。

以上の解析結果は、スプレイ流量が不十分であれば燃料被覆管の冷却ができないこと、注水したスプレイ水の全てが必ずしも燃料集合体の中に入らないことを示唆している。これが実現現象でも生じうるのか、解析モデル上の課題であるかについて確認することは重要であり、熱流動実験の計画に反映することとした。

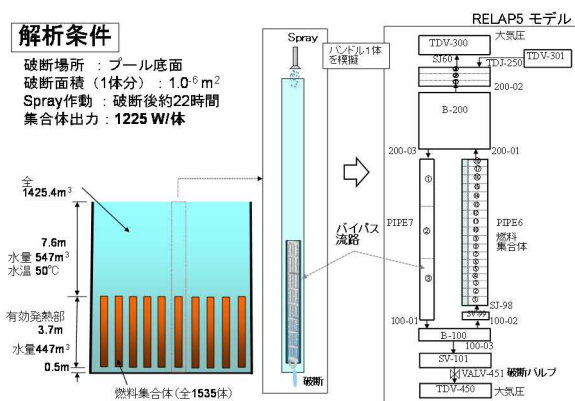


図 1 LOCA 解析モデル  
Fig.1 Analytical Model for LOCA

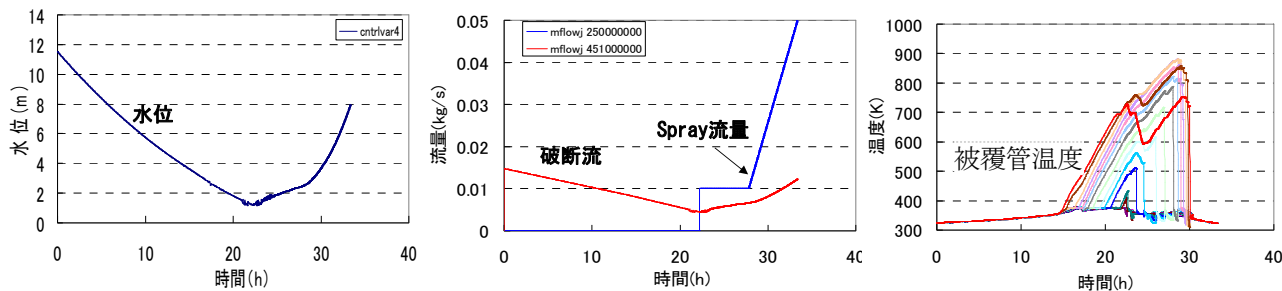


図 2 SFP LOCA の RELAP5 解析  
Fig.2 Results of SFP LOCA Analysis by RELAP5

#### (2) 冷却機能喪失事故時の熱水力解析

SFP の冷却系が停止し冷却機能が喪失した場合、水面蒸発及び沸騰によりプール水位が低下する。このとき沸騰により集合体内の 2 相水位と集合体外水位とでは水位差（図 3 参照）が生じる。SFP の臨界評価においては、この水位差は重要なパラメータであり精度良く評価することが求められる。

そこで、図 3 に示す解析モデルを用いて上記の状況を模擬した解析を実施し、水位差と集合体出力との関係性を評価した（図 4）。RELAP5 コードは低圧時の相間摩擦を大きく評価することから、相間摩擦を 10 分の 1 に変更したときの解析結果と比較したところ、相間摩擦が水位差すなわち集合体内の 2 相水位に強い影響を与えており、SFP の 2 相水位評価にあたっては大気圧条件でのモデルの適用性を確認することが重要である。

以上より、熱流動実験においては 2 相水位に係るデータ取得について実験計画に反映することとした。

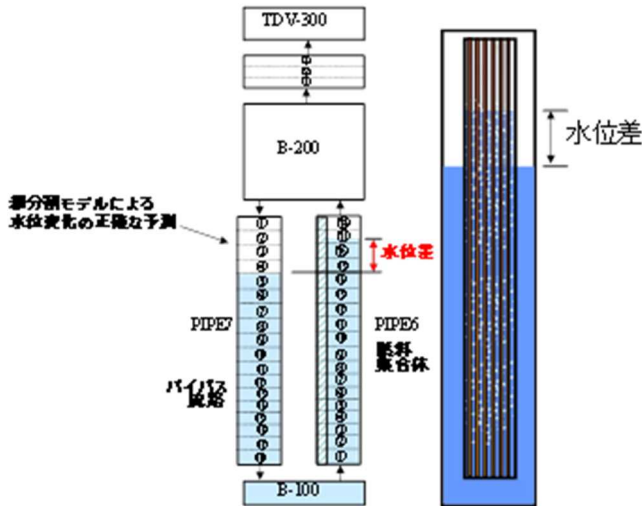


図3 冷却機能喪失事故解析モデル  
Fig.3 Analytical Model for Loss of Cooling Accident

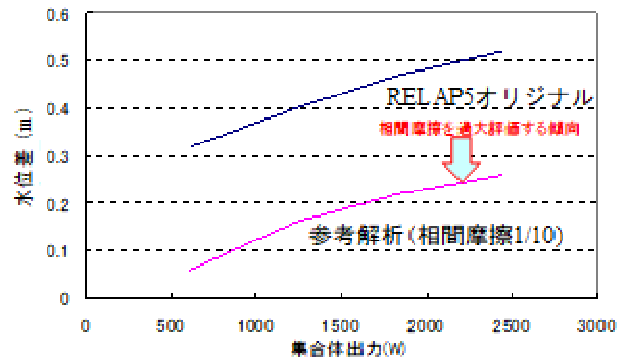


図4 集合体内外水位差の出力依存性  
Fig.4 Water Level Difference vs Bundle Power

### (3) SFP 熱流動実験の計画立案

SFP におけるスプレイに係る定量的な実験データ取得を目的に、(1)(2)の予備解析、国内外の SFP 実験の調査等の結果を踏まえて熱流動実験計画を立案した。SFP の事故時評価の妥当性確認に活用するという観点から、集合体内外の多次元効果、2相水位を含む2相流挙動等についても合わせて実験データの取得することとした。

スプレイ冷却については単一燃料集合体の実験体系 (SFP スプレイ冷却実験)、スプレイ流量の配分については複数燃料集合体の実験体系 (SFP スプレイ流量配分実験) で実施するものとした。実験条件の策定にあたっては、事故時の SFP の状況として以下の3条件 (図5) を想定し、実験設備の限界を考慮した上で可能な範囲で実験条件を網羅するよう考慮した。

- (a) Boil-off 条件：冷却機能の喪失により SFP 水位が徐々に低下又は使用済燃料の発熱部の一部が露出する水位まで SFP 水が急激に喪失した状況を想定。冠水部で沸騰が起ることによって水位が上昇するとともに、露出部に蒸気の上昇流が発生する。
- (b) BAF (Bottom of Active Fuel; 燃料有効長下端) 水位条件：SFP 水位が低下し使用済燃料の BAF 以下、燃料ラック下端以上となる状況を想定。発熱部が全て露出するため蒸気が発生はなく、空気自然循環が残存する水で流路が閉塞されることにより阻害される。
- (c) 全喪失条件：SFP 内の水が全て喪失し、プール底部からの空気自然循環流により使用済燃料内に空気上昇流が生じる状況を想定。

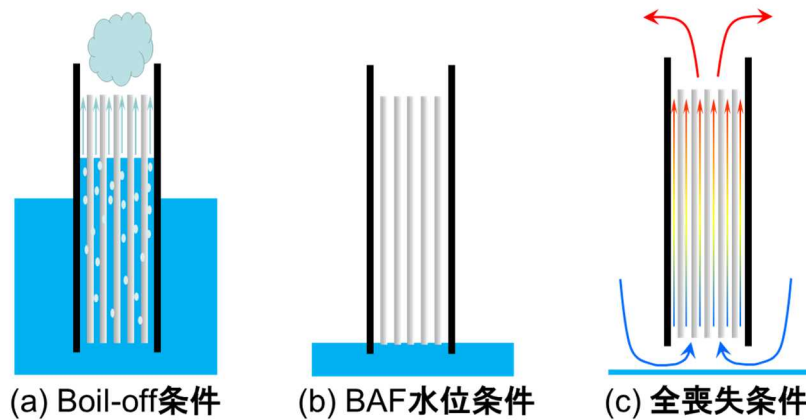


図5 SFP LOCA における SFP 想定状況  
Fig.5 Assumed situation of SFP in Loss-of-Coolant Accident

## 2.1.2 SFP スpray冷却実験<sup>2)</sup>

BWR 単一模擬燃料集合体体系の実験設備（図 6）を製作し、スプレイ冷却実験を実施した。

実験設備には BWR 模擬燃料集合体が 1 体設置されており、SFP 内の BWR 使用済燃料を模擬する。模擬燃料集合体は 7 行 7 列に配置された実機燃料と同じ長さのヒータロッドで構成され、ヒータ出力の調整により使用済燃料の崩壊熱に相当する熱量を発生させる。模擬燃料集合体はチャンネルボックスを模擬した角管の中に配置され、さらに貯蔵ラックを模擬した角管容器に格納されている。集合体を格納する容器の下部はプール水を模擬した補助容器と連結され水位調整が可能である。また、閉止弁の開放によりコンプレッサとつながる配管と連結することで全喪失条件時の空気の流れを模擬した空気流を流すことができる。ヒータロッド表面に設置した熱電対により表面温度を測定する。SFP の初期水位がある場合には差圧計及び静電容量計により水位を測定する。

実験条件として Boil-off 条件、BAF 水位条件及び全喪失条件（図 5）に相当する条件設定（初期水位、初期水温、空気流量等）を選定した上で、出力条件（集合体出力、ロッド間の出力分布）、スプレイ条件（流量、ノズル位置、温度、スプレイ開始条件）、上部タイプレート・スパーサの形状等を変えて実験を行った。

実験においては、初期水位、初期水温等を所定の状態となるよう調整し、時刻ゼロでヒータロッドの出力を上げることによって実験を開始する。露出部分のヒータロッドが加熱され、表面温度の最高温度がスプレイ開始温度（150~300℃）に達したらスプレイ注水による冷却を行う。

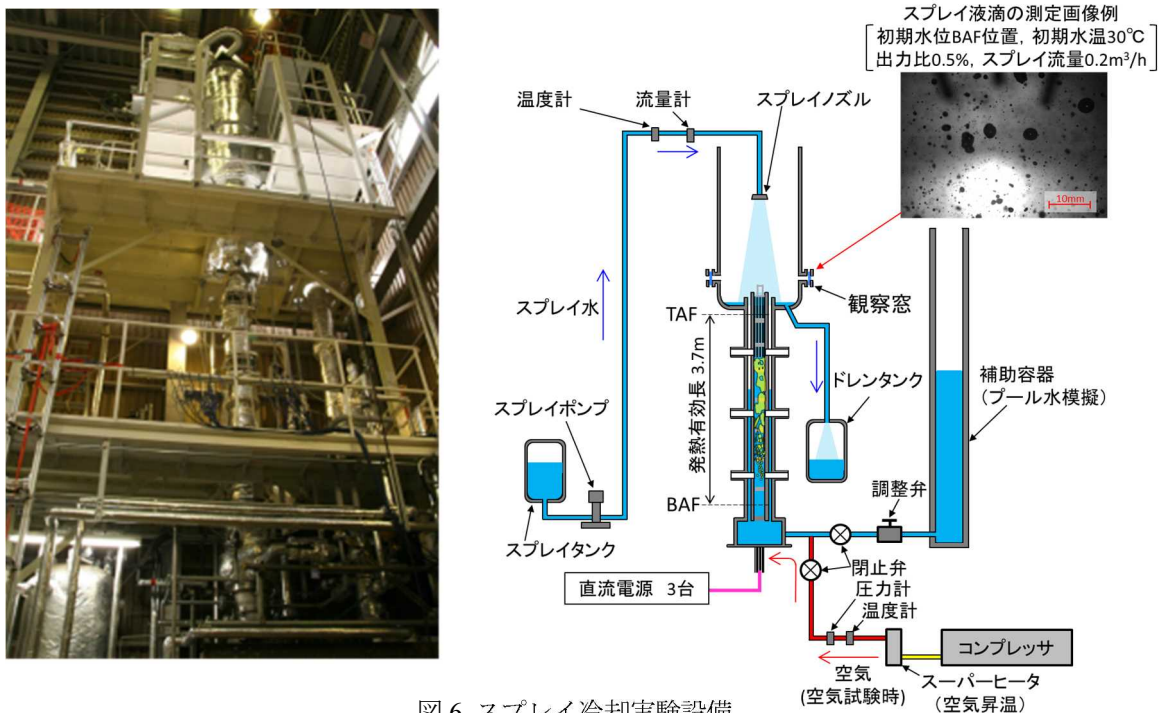


図 6 スプレイ冷却実験設備  
Fig.6 Spray coolability test facility

ヒータロッド表面温度の測定例として、図 7 に出力とスプレイ条件を同一（定格出力比 0.5%、スプレイ流量 0.2m³/h）にして Boil-off 条件、BAF 水位条件、全喪失条件とを比較した結果を示す。ヒータロッドの発熱部上端 TC1 から約 0.8m 間隔（TC1, TC3, TC5, TC7, TC9 の順に上から下へ配置）でヒータロッド表面温度を測定している。スプレイにより上部から下方向に順次ヒータロッドの表面温度が急冷（クエンチ）しており、スプレイ冷却においてはロッド表面を水が液膜として降下して上部から下部に向けて順次クエンチしていると考えられる。また、クエンチに先立ち温度上昇の鈍化又は緩やかな温度減少が生じる現象が観測されている。なお、少数の実験条件下において図 7(a)実線の TC5, TC7 のようにクエンチの順序が逆転する現象が観測されたが、その原因は明らかではない。各実験ケースにおいて集合体直上におけるスプレイの液滴径分布等を測定しており（図 8）、スプレイ冷却との関係性等について分析を続けている。



これまでに実験パラメータを変えた約 170 ケースの実験を実施することで、スプレー冷却に係る実験データを取得することができた。

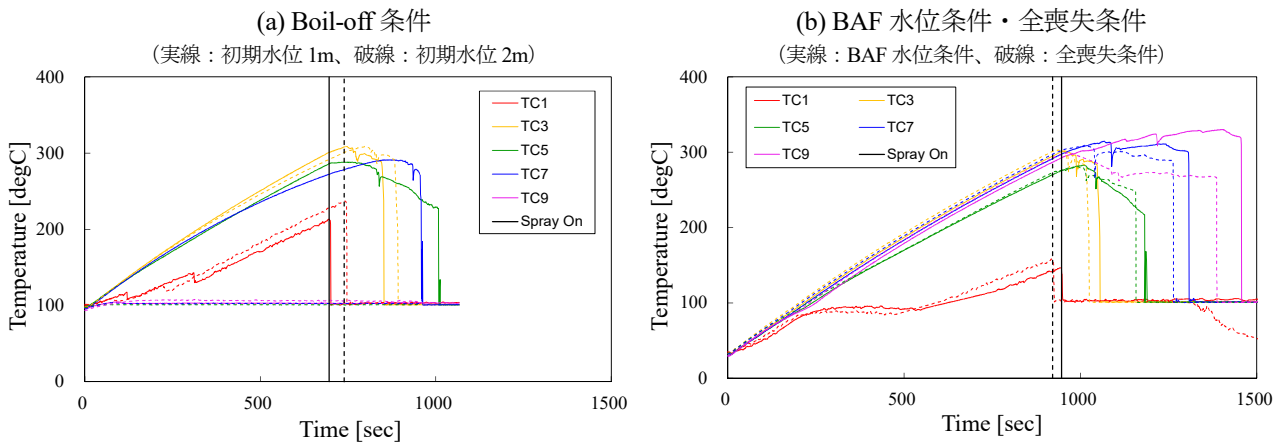


図7 ヒータロッド表面温度の挙動  
Fig.7 Heater rod surface temperature

(2) SFP スプレー流量配分実験

BWR 複数模擬燃料集合体体系の実験装置 (図9) を製作して、スプレー流量配分実験を実施した。

実験設備には BWR 模擬燃料集合体が 2 行 2 列で 4 体設置されており、SFP 内の BWR 使用済燃料を模擬する。模擬燃料集合体は 7 行 7 列に配置された短尺の非加熱ロッドで構成されており、各模擬燃料集合体の下部にスプレーの落水量を測定するための計量タンクが設置されるとともに、コンプレッサ又はボイラから流量調整された空気又は蒸気を流入することができる。

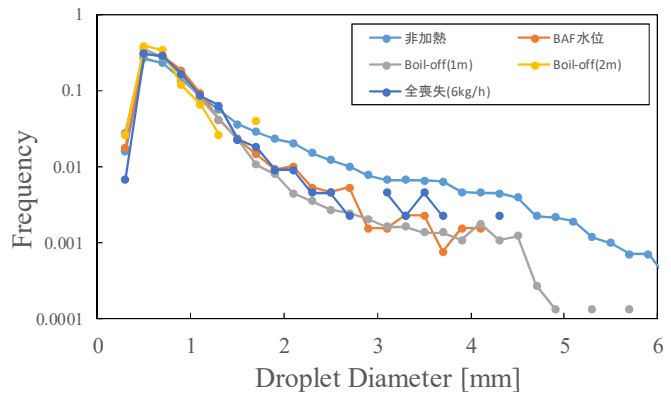


図8 液滴径分布  
Fig.8 Histogram of droplet diameters

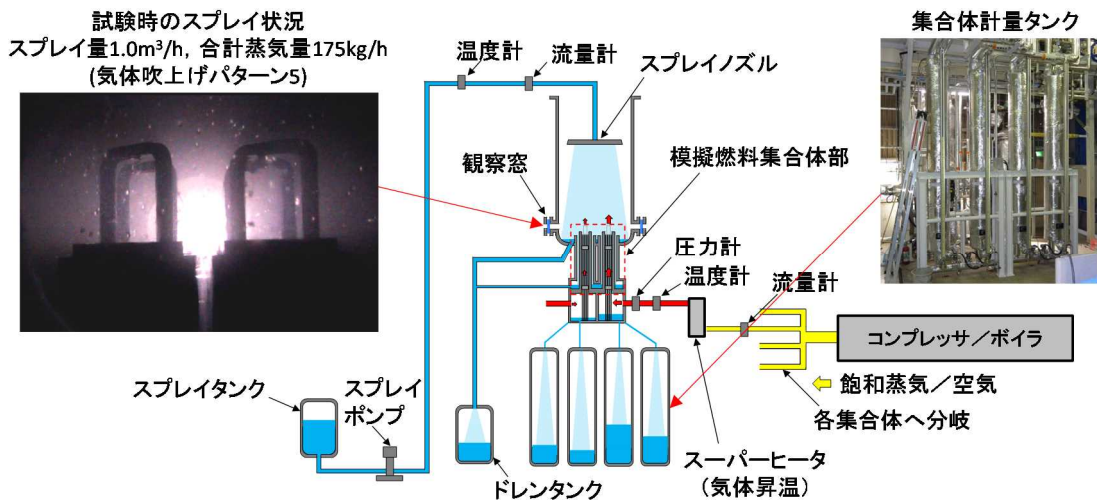


図9 スプレー流量配分実験設備  
Fig.9 Spray distribution test facility

4体の模擬燃料集合体下部に流入する気体の条件（流量、温度、気体の種類（空気又は蒸気））とスプレー条件（スプレーの流量、温度、ノズル位置）を実験パラメータとして、スプレーを注水したときの各模擬燃料集合体への落水量、スプレー液滴の液滴径分布等を測定した。図10に模擬集合体への落水量の測定例を示す。下部から注入する気体の流量（レイノルズ数（Re）に比例）を上げることで、集合体内への落水量が減少する傾向が確認できた。蒸気と空気とで比較すると、蒸気条件の方が蒸気凝縮で落水量が増加する効果により落水量が多いものの空気とほぼ同じ傾向を示している。

気体流量の増加による気液対向流制限（以下「CCFL」という。）の発生条件の確認のために、図11のようにウォリスプロットにより実験結果を整理し、蒸気流のためにスプレー水が落下できなくなる限界を黒線で示したスプレーの落水量の測定値には大きな不確かさがあるため、CCFL条件としてウォリスの式のパラメータを精度良く決めることは難しいが、この実験体系におけるCCFL発生条件の目安となる。なお、崩壊熱の全量が蒸発に使われたとすると、定格出力1%の出力において蒸気流量に関するパラメータである $\sqrt{J_G^*} \approx 0.6$ であり、全喪失状態での自然循環流を大きく見積もった場合で $\sqrt{J_G^*} \approx 0.3$ である。これらの概算値はSFP条件下における $\sqrt{J_G^*}$ の上限値であり、実線で示したCCFL発生条件を十分に下回る。実機燃料との相違による影響の検討は必要であるが、実機においてもSFP条件下ではCCFLは発生せず燃料内へのスプレーの落水量が制限されないと考えられる。

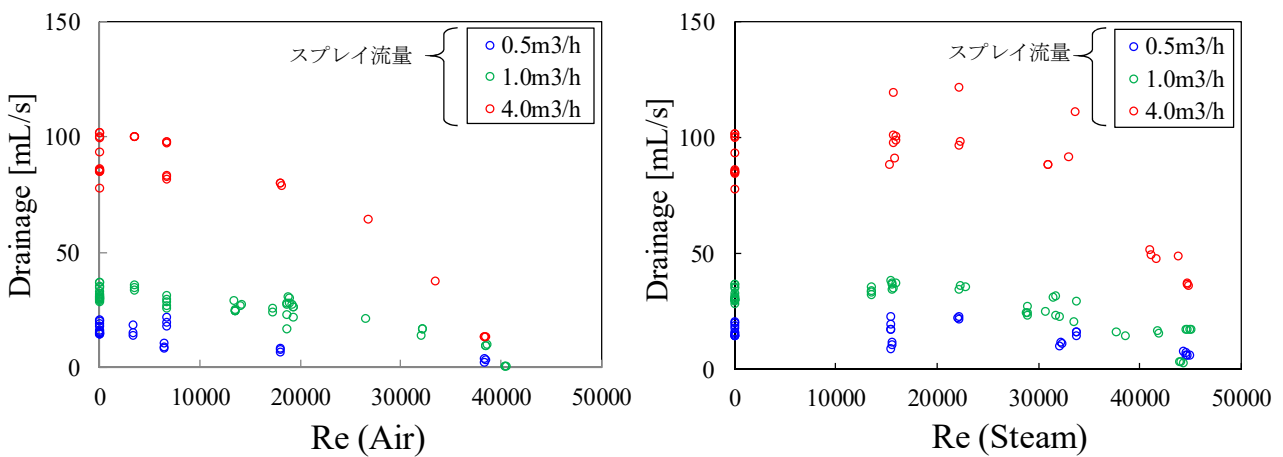


図10 集合体へのスプレー水の落水量の計測結果

Fig.10 Measurement of drainage into each bundle

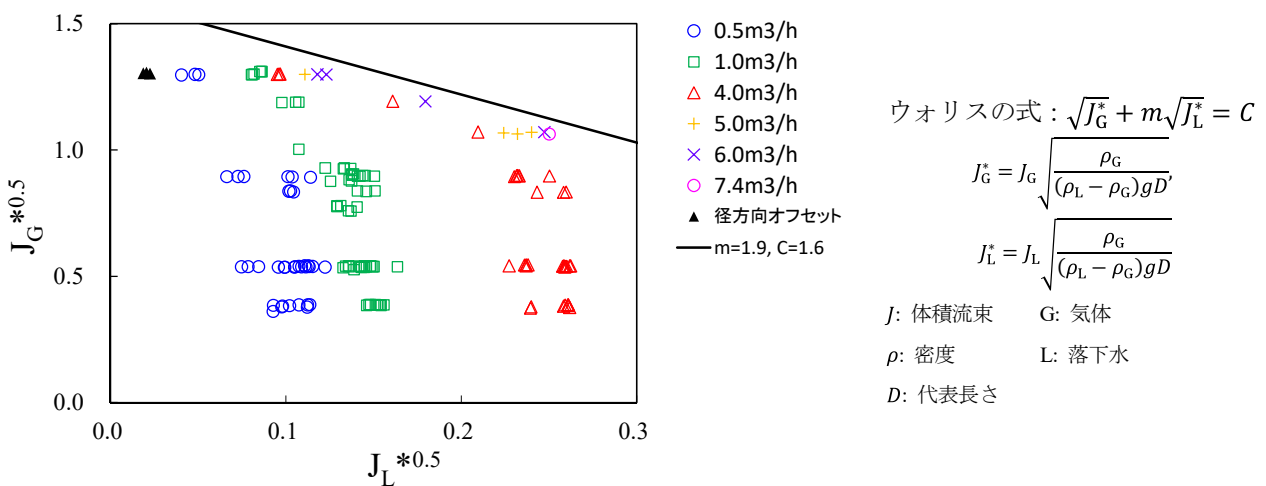


図11 実験データのウォリスプロット（空気）

Fig.11 Wallis plot of Measurement data

さらに隣接する燃料からの気体の吹上げによる影響について確認したが、今回の実験条件の範囲ではその影響が小さく、集合体内への落水量は各集合体の気体条件で定まることを明らかにした。また、スプレー冷却実験と同様に燃料直上におけるスプレー液滴の径方向分布等のデータを取得しており、CCFL 発生との関連等について分析を続けている。

## 2.2 SFP の事故時を模擬した臨界防止能力確認実験

新規制基準では、SFP に対して重大事故発生時にも未臨界が確保されることを要求している。この要求で想定される条件の下での臨界防止能力の解析評価のための妥当性確認データの整備を目的として、BWR の SFP 事故時を模擬した臨界実験を実施した。

BWR の SFP では、ラック模擬材としてアルミ (AL)、ステンレス鋼 (SUS) 及びホウ素入りステンレス鋼 (B-SUS) を用いており、それぞれ臨界管理方法が異なる (表 1)。それぞれのラック材に格納された燃料集合体の例を図 12 に示す。

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

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

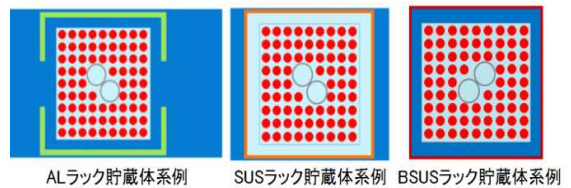


図 12 使用済燃料集合体の貯蔵形態  
Fig.12 Storage Forms of BWR Spent Fuel Assembly

### 2.2.1 臨界特性の解析<sup>1)</sup>

平成 24 年度は、BWR の SFP に装荷される AL ラック、SUS ラック、B-SUS ラックの燃料貯蔵ラックを対象に、プール水の沸騰及び水位低下が発生した場合の臨界特性の解析を実施した。この解析により、AL ラック及び SUS ラックにおいて集合体内外に生じる水位差によって実効増倍率が有意に増加する可能性が示された。このことから SFP の重大事故時等における臨界評価では熱流動評価が重要であり、特に実験等を通じて 2 相水位に関する技術的知見を蓄積する必要性が提起された。

### 2.2.2 臨界防止能力確認のための臨界実験

平成 25 年度は臨界防止能力確認のため、東芝臨界実験装置 NCA(Toshiba Nuclear Critical Assembly) を用いて実施した。NCA は、(1) SFP に格納される 1.0~4.9wt%の低濃縮酸化ウラン燃料の利用が可能であること、(2) 表 1 に示す 3 タイプの臨界管理方式の異なる貯蔵ラック模擬体が利用できること、(3) 事故時の SFP の低水密度状態

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

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

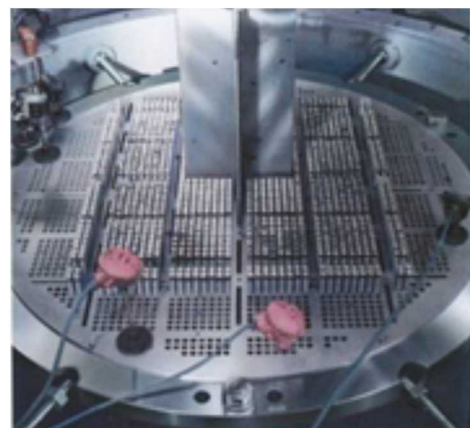


図 13 NCA 実験炉心  
Fig.13 Experiment Core at NCA



を模擬した試験が実施可能であることから試験施設として選定した。NCA は、水位と燃料配置によって臨界状態を達成する装置である。NCA の主な仕様を表 2 に、NCA 実験炉心を図 13 に示す。

実験では、図 14 のような体系で事故時の SFP を模擬した。この試験体系では中央のテスト領域として SFP 内の BWR 燃料 (9×9 燃料) を模擬する配置とした。テスト領域の外側にラック材模擬領域、その周辺に水排除 AL プレートを設け、さらにその周囲に中空 AL 管を配置した。中空 AL 管により、事故時に生じるボイドの発生を模擬するとともにテスト領域とラック模擬領域の結合状態を調整する役割を果たす。最外周には、臨界状態を達成するためのドライバ領域を設けた。この例では、中空 AL 管領域とドライバ領域の間に水チャンネルを設けているが、これは臨界状態の達成を容易にするためのものである。

ラック模擬材として、AL、SUS 及び B-SUS を使い、テスト領域にボイド模擬管の有無、ラック模擬領域とドライバ領域の間に設ける水ギャップ (全長及び部分長の中空 AL 管又は水領域) の列数をパラメータとして臨界試験を行い、臨界水位 (実効水位: 1000~1400mm で実験) 及びペリオドを測定した。各ケース 2 回の測定を行い、臨界水位について 1 mm (反応度値: 約 1¢) 以内の再現性を得た。試験結果の例として AL ラック材体系の測定結果を図 15 に示す。試験項目は、ラック材模擬領域とドライバ領域の水ギャップ (2 列) 系 12 ケース、SUS ラック材体系 8 ケース、B-SUS 材体系 8 ケースの合計 28 ケースにおける水排除ボイド管の有無をパラメータとした体系 (テスト領域: ボイド管なし、周辺水ギャップ 2 列) からなっている。

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

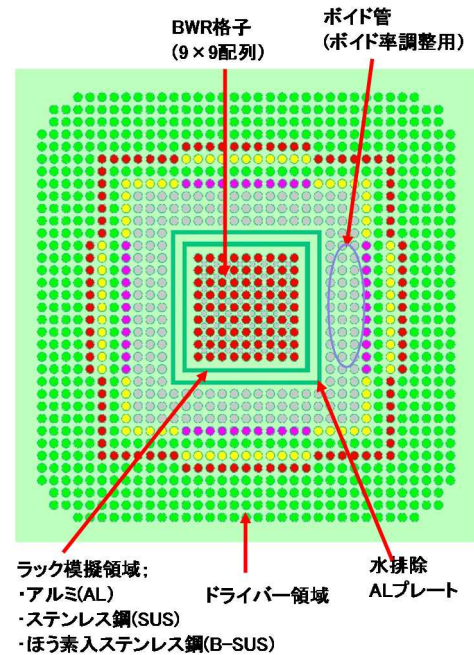


図 14 BWR SFP 模擬体系  
Fig.14 BWR SFP Mock-up System

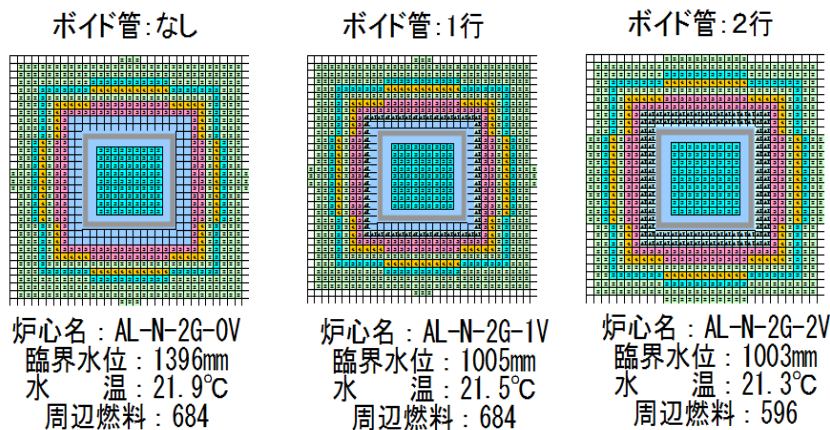


図 15 AL ラック体系の測定結果  
Fig.15 Measured Results in AL Rack Experiments

## 2.2.4 臨界防止能力確認実験の解析

事故条件下での SFP の臨界評価に用いる解析コードの妥当性を確認するため、MVP 及び SCALE、並びに ENDF/B7 核データライブラリを用いた試験解析を AL ラック材体系で行った。解析は、実験体系を忠実に模擬した 3 次元モデルによるモンテカルロ手法に基づいて行った。解析で得られた実効増倍率（臨界固有値）の比較結果を図 16 に示す。また、得られた知見を下記にまとめる。

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

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

## 2.3 SFP の挙動を評価する解析コードの整備

SFP の重大事故等対策の安全性に係る評価の将来的な高度化に資する熱流動解析コードの整備として、既存の原子炉システム解析コードを用いた重大事故時の SFP 挙動について解析を実施するとともに、スプレイ挙動における詳細な熱流動現象を対象に数値流体力学（CFD : Computational Fluid Dynamics）コードを用いた解析を実施して、その解析的知見を蓄積した。

### 2.3.1 原子炉システムコードを用いた解析に係る知見の蓄積

既存の原子炉システム解析コードの重大事故時の SFP 挙動評価への適用性を確認するため、3 次元原子炉システム解析コードである TRACE コード<sup>3)</sup>を用いて、第 2.1.2 節において実施した熱流動実験を対象に解析を実施した。

TRACE コードによる解析体系は図 17 のとおりであり、単バンドルの SFP スプレイ冷却実験を模擬する。図 18 に初期プール水位を BAF 位置と BAF から 2m とした実験ケース、冷却水無し空気冷却の実験ケースを対象として、実験における温度の測定位置でのロッド表面温度について解析結果と実験結果の比較を示す。また、空気冷却ケースでは模擬燃料集合体出口の空気流量の時間推移を示す。

解析においては、実験と同様にロッド表面温度がヒートアップし、最高温度が 300 °C に達した時に、スプレイが注入されてロッドの上部から下方に向けてクエンチが発生しており、定性的に実験を再現している。しかし、初期水位が BAF 位置の解析ではロッド表面温度の上昇が実験よりも急速であり、解析において設定したロッドの物性値が実験と異なる可能性がある。また、空気冷却の解析では燃料ラック周囲と集合体内の空気の温度差により自然循環が発生し、スプレイ注入直前には約 40 kg/h に達するが、比較対象の実験における空

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

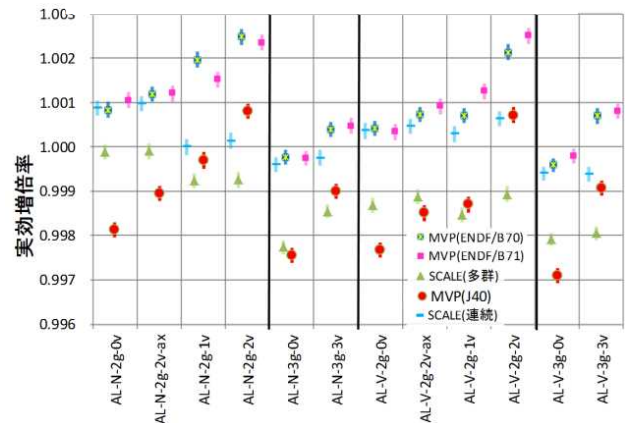


図 16 臨界固有値の比較

Fig.16 Comparison of Critical Eigenvalues

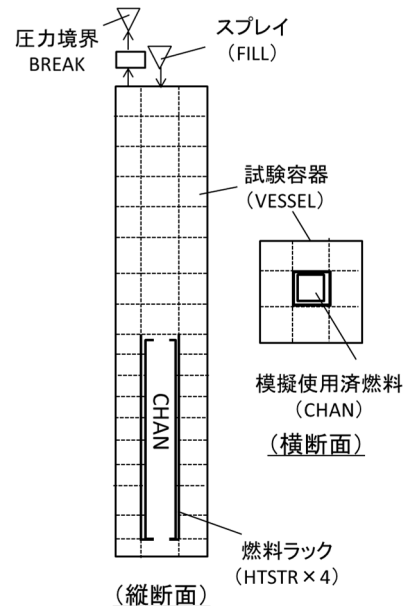


図 17 スプレイ冷却実験の解析モデル  
Fig. 17 Analytical model of spray coolability

気流量 6 kg/h と異なっており、これらは解析上の課題である。

また、3つのケースに共通して見られる解析と実験との相違点として、解析ではスプレー注入して短時間でロッド全体がクエンチする一方で、実験ではロッド下部がクエンチするまでにより多くの時間を要する結果となっている。スプレー冷却のメカニズムについては、実験結果からスプレー液滴が上部タイプレート等に付着し液膜となってロッド表面を下降することでロッド表面を冷却していることが予想される。解析においてはこのようなメカニズムはモデル化されておらず、解析コードのモデルの高度化が必要と考えられる。

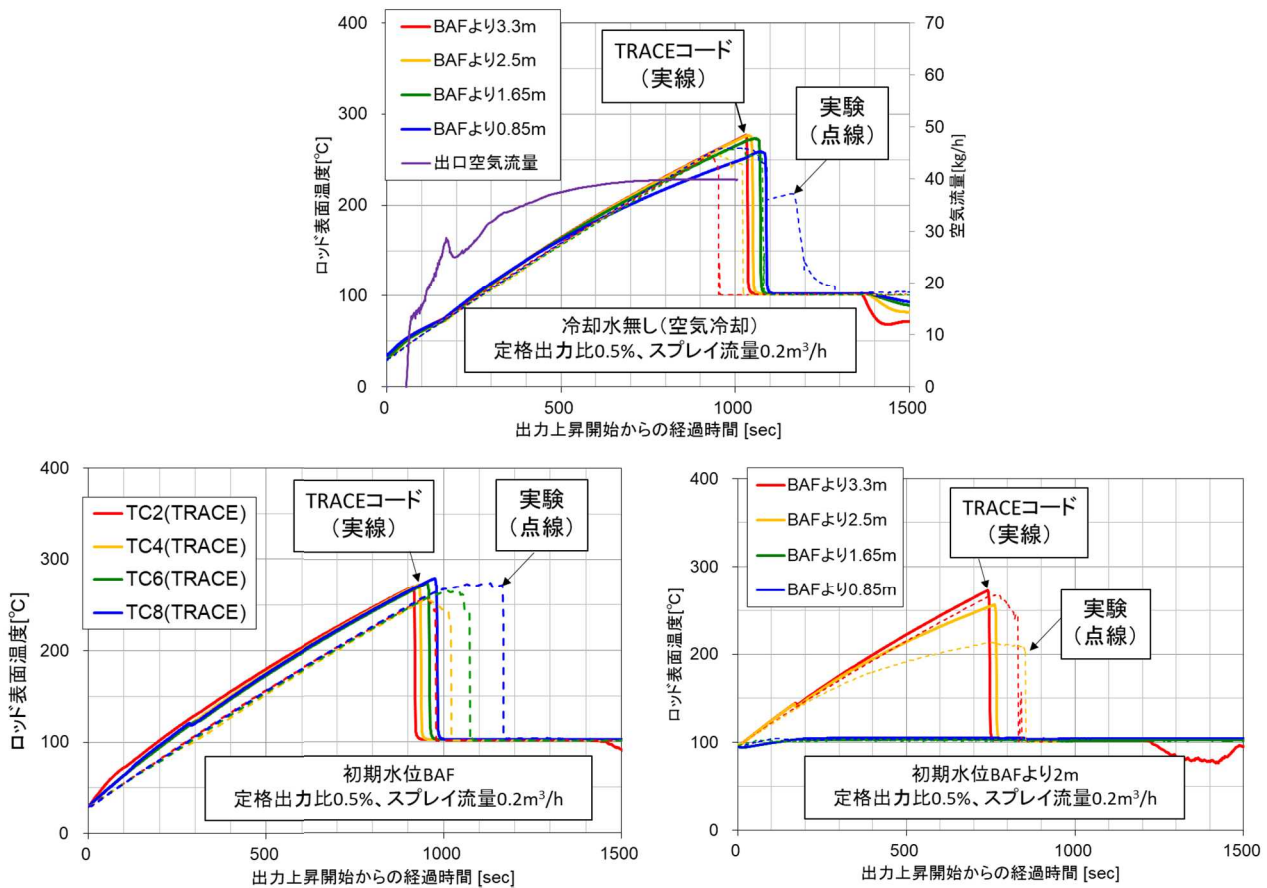


図 18 解析結果と試験結果の比較  
Fig.18 Comparison of calculated and experimental results

### 2.3.2 スプレー挙動における詳細熱流動現象の評価に関する知見の蓄積

ノズル等から放出されたスプレー水は分裂して微細な液滴群となり、使用済燃料の崩壊熱により発生する蒸気の上昇流等との相互作用によって分裂、蒸発、凝縮等の影響を受ける。これらの挙動は使用済燃料へのスプレー注入特性に影響すると考えるが、原子炉システム解析コードはスプレー液滴の挙動を空間平均された巨視的な熱流動挙動として取り扱うことから、この影響を直接評価できない。そのため、将来的にスプレー挙動の評価の高度化に向けて、CFDコードを用いた解析を実施し、詳細なスプレー挙動を直接取り扱う評価手法について知見を蓄積した。

#### (1) 分裂によるスプレー水の微細化を対象としたCFD解析

ノズル等から放出されたスプレー水の分裂について、オイラー二流体モデル及び界面捕獲法の一つであるVOF (Volume of Fluid) 法を用いて評価した。ここでは、大気圧条件下における円形ノズル (直径 10mm) から下方へのスプレー水注入 (流速 25.8m/s) を対象とした (図 19(a))。VOF 法については界面捕捉スキームとして、空間 1 次精度の MULES (Multidimensional Universal Limiter with Explicit Solution) 及び空間 2 次精度の HiRAC (Higher-Resolution Artificial Compressive formulation) を使用し、5000 万個程度の計算格子を用いた。オイ



ラー二流体モデルではスプレー水の分裂が再現されない一方、VOF法は、気液の相互作用による表面波の形成及び液体の分裂、その結果として液滴の形成を再現した。また、VOF法においては、界面捕捉スキームとしてMULESよりもHiRACを用いた解析において、より分裂が促進される結果となった。

**(2) スプレー液滴と蒸気上昇流との相互作用を対象としたCFD解析**

微粒化し液滴となったスプレー水の使用済燃料集合体への注入について、液滴を分散相モデル（ラグランジュ座標系）及び燃料集合体から上部へ放出される蒸気を連続相モデル（オイラー座標系）で模擬して、更に液滴と蒸気との間の界面抗力及び界面熱伝達を考慮した解析を実施した（図19(b)）。CFD解析結果において、注入するスプレー滴径は、上昇蒸気の影響を受けつつ、その一部が使用済燃料集合体内へ注入される定性的な挙動を再現した。しかし、本解析では気液間の相互作用に伴う液滴の分裂、凝縮を十分に考慮できていないため、スプレー液滴注入量についての試験結果との比較、将来的にSFPの解析への適用等においては、更なるモデルの改良が必要と考えられる。

上記の知見に基づく原子炉システム解析コードのスプレー挙動評価の高度化としては、スプレー液滴径分布の評価が考えられる。原子炉システム解析コードにおいては、構成式によって代表的な液滴径を評価し、これを用いて界面せん断力及び界面熱伝達を評価することで、スプレー液滴挙動を評価する。この評価において、ノズル等から放出されたスプレー液滴と蒸気の上昇流等との相互作用による分裂、蒸発、凝縮等の詳細現象を考慮するには、実験結果、CFD解析結果等に基づいて、放出直後から使用済燃料集合体に注入されるまでの液滴径分布の変化をモデルに反映することが重要である。

また、スプレーと使用済燃料との壁面熱伝達については、本研究で実施した熱流動実験において、スプレー液滴が構造物に付着して液膜として降下し、上部から下部に向けて順次クエンチすることが示唆された。この機構を模擬した壁面熱伝達モデルを実験結果等に基づいて開発することで、使用済燃料の冷却特性の評価の高度化が期待できる。

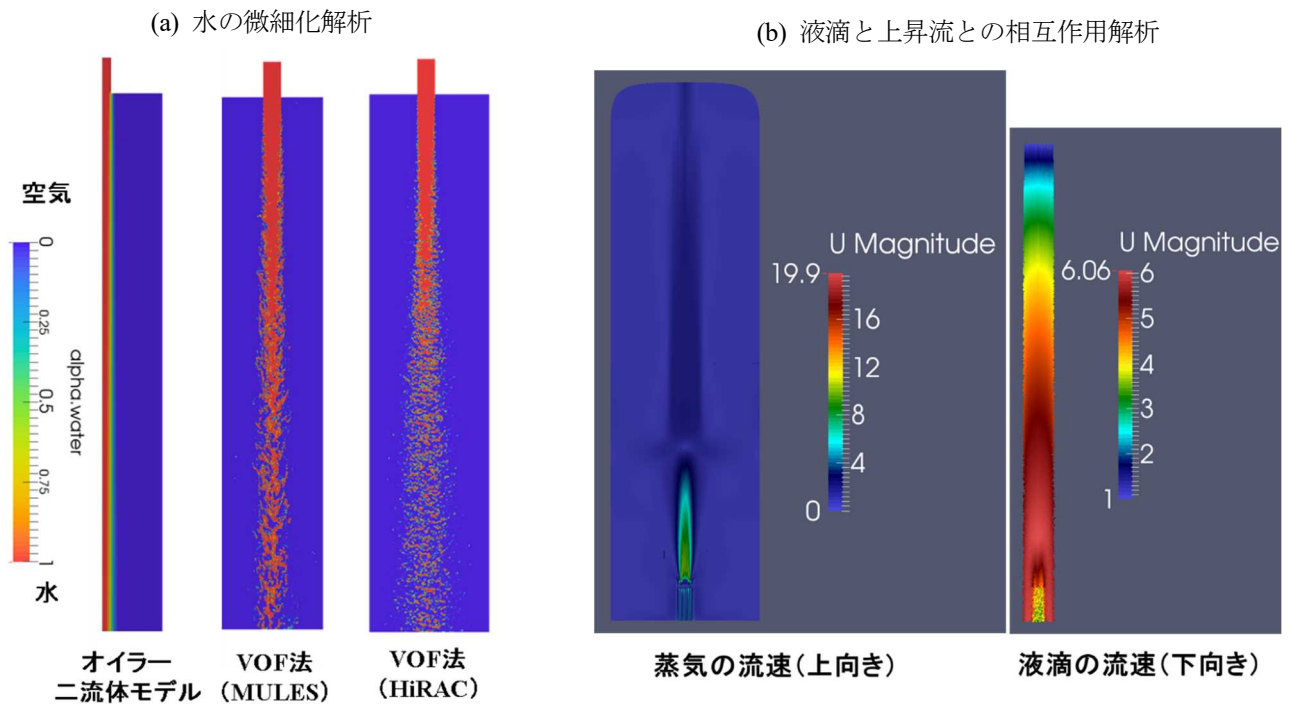


図19 注入スプレー水のCFD解析結果  
Fig.19 Results of CFD analysis for spray injection

### 3. まとめ

本研究プロジェクトでは、「SFPの安全上の限界把握に関する熱流動実験」として、SFP スプレー冷却実験及びSFP スプレー流量配分実験を実施し、スプレーによるSFPの冷却性に係る実験データを取得した。この実験によりSFPのスプレーの冷却メカニズムに関する知見を取得するとともに、冷却阻害要因となり得るCCFLがSFPの条件下では発生しない見込みであることを明らかにした。また、多数の実験ケースで実験したことで今後の安全評価の高度化に資する実験データベースを構築できた。「臨界防止能力確認実験」では、SFPの重大事故時を想定した体系での臨界実験を通じて実験的知見を得るとともに、臨界評価コードでの実験の模擬解析によりコードの妥当性確認を実施した。「SFPの挙動を評価する解析コードの整備」として、既存の原子炉システム解析コードを用いた重大事故時のSFP挙動について解析及びスプレー挙動における詳細な熱流動現象を対象にCFDコードを用いた解析を実施し、SFPの重大事故等対策の安全性に係る評価の将来的な高度化に向けてシステム解析コードにおけるスプレー冷却時の液膜降下現象のモデル化等の課題抽出、CFDによる詳細なスプレー挙動評価を通じた適用性検討を行った。

平成30年度中に、これらの成果は研究プロジェクトの成果報告書として取りまとめるとともに、熱流動実験及び解析コードの整備に係る成果について論文として投稿する予定である。

### 4. 成果の活用について

SFP スプレー冷却実験及びSFP スプレー流量配分実験で得られた実験データ、並びに原子炉システム解析コード及びCFDコードを用いた重大事故時のSFP挙動に係る解析を通じて得た技術的知見を今後のSFPの重大事故時等の安全評価の高度化に活用していく予定である。

臨界防止能力確認に関しては研究の優先度を考慮して平成25年度で中止となったが、将来SFPの臨界評価の高度化等のニーズがあれば、臨界実験を通じて得た知見を活用する予定である。

### 5. 成果の公表等

#### 5.1 NRA 技術報告

なし

#### 5.2 論文投稿

なし

#### 5.3 国際会議プロシーディングス

なし

#### 5.4 学会発表

- (A) 酒井 友宏、岩橋 大希、浅香 英明、安藤 良平、中島 鐵雄、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [1]事故条件下での臨界評価、日本原子力学会、2014 年春の年会、035、2014 年 3 月（査読なし）
- (B) 安藤 良平、酒井 友宏、岩橋 大希、中島 鐵雄、吉岡 研一、馬野 琢也、平岩 宏司、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [2]事故時を模擬した臨界実験、日本原子力学会、2014 年春の年会、036、2014 年 3 月（査読なし）
- (C) 岩橋 大希、安藤 良平、酒井 友宏、中島 鐵雄、吉岡 研一、馬野 琢也、平岩 宏司、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [3]AL 貯蔵ラックを使用した臨界実験の解析、日本原子力学会、2014 年春の年会、037、2014 年 3 月（査読なし）
- (D) 岩橋 大希、安藤 良平、酒井 友宏、中島 鐵雄、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [4]SUS 及びホウ素入り SUS 貯蔵ラックを使用した臨界実験の解析、日本原子力学会、2014 年秋の大会、L22、2014 年 9 月（査読なし）

- (E) 安藤 良平、岩橋 大希、酒井 友宏、中島 鐵雄、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [5]貯蔵ラックを使用した臨界実験における水位反応度係数の解析、日本原子力学会、2014 年秋の大会、L23、2014 年 9 月（査読なし）

#### 5.5 表彰・受賞

なし

#### 文 献

- 1) 使用済燃料プール（SFP）の規制課題に関する総合的研究、JNES-RE-2013-0001-Rev.1 安全研究年報（平成 24 年度）、501-505 頁、2013 年 8 月
- 2) 水谷義隆他、使用済燃料プールの事故時スプレイ冷却模擬試験 (1)全体計画及び単バンドルスプレイ熱伝達試験の概要、日本原子力学会 2017 年秋の大会、1B08、2017 年 9 月
- 3) U.S. Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5.0 THEORY MANUAL Field Equations, Solution Methods, and Physical Models

## 自己評価

以下の評価項目で自己評価を行ってください。

### a. 成果目標に対する達成状況

#### (1)想定される事象の把握及び技術的知見の整備

計画通り熱流動実験を実施し、当初予定していた実験データを取得し、その分析を通じて SFP におけるスプレイ冷却に関する技術的知見を整備した。

#### (2)SFP の挙動を評価する解析コードの整備

計画通り解析を実施することで、SFP の重大事故時等の挙動を評価するための解析手法について技術的知見を整備した。

### b. 成果の活用状況

#### ・プロジェクト期間内

なし。

#### ・今後の見通し

安全性向上評価等で SFP の重大事故時のスプレイに対する安全評価が高度化された際、SFP スプレイ冷却実験及び SFP スプレイ流量配分実験で得られた実験データ、並びに原子炉システム解析コード及び CFD コードを用いた重大事故時の SFP 挙動に係る解析を通じて得た技術的知見は、今後の SFP の重大事故時等の安全評価の高度化に活用していく予定である。

臨界防止能力確認に関しては研究の優先度を考慮して平成 25 年度で中止となったが、将来 SFP の臨界評価の高度化等のニーズがあれば、臨界実験を通じて得た知見を活用する予定である。

## 詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)

### システム安全研究部門

担当責任者：井上正明上席研究調査官、山本敏久上席技術研究調査官

担当者：小野寛主任技術研究調査官、酒井友宏技術研究調査官、岩橋大希技術研究調査官、上原宏明技術研究調査官、江口裕技術研究調査官、柴茂樹技術研究調査官、藤田達也技術研究調査官、江畑茂男技術参与、笠原文雄技術参与、小西秀雄技術参与、藤岡一治技術参与、増原康博技術参与、山本徹技術参与

委託先：北海道大学 (2.2.1 (2) に関する CASMO5 による燃焼計算の不確かさ評価)

### 1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度)

本プロジェクトでは、軽水炉の安全審査で要求されている運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故対策の妥当性の評価に資するため、原子炉熱流動及び核特性に対する安全解析手法の整備を行う。

また、安全性向上評価では、プラント安全対策の有効性を継続的に確認していくことを求めている。この安全性向上評価の手法等の妥当性確認に資するため、国内外の運転中のトラブル、事故の分析・評価等の新知見を踏まえた運転時の異常な過渡変化、設計基準事故に対する安全解析手法の継続的な高度化を行う。

#### (1) 熱流動安全解析手法の整備

##### ①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

従来からの保守的な安全評価手法のみならず最適評価手法を安全審査解析に取り入れるために、最適評価コードによる不確かさを考慮した安全評価手法 (以下「BEPU 手法」という。) が世界的に取り入れられている。本手法の整備のため、PWR プラントの大破断による冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。) を対象に、入力パラメータの不確かさの調査に基づき、TRACE コードを用いた試解析を実施し、技術的知見等を取りまとめた。また、LOCA 時の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」という。) を考慮した熱流動解析手法を整備するため、燃料挙動解析コード FRAPCON<sup>2)</sup>/FRAPTRAN<sup>3)</sup>、燃料集合体解析コード FRETA-B<sup>4)</sup>及び熱流動解析コード TRACE<sup>5)</sup>/<sup>6)</sup>に FFRD モデルを組み込み、ハルデン LOCA 実験等の解析に適用した。

##### ②重大事故に至るおそれがある事故

平成 25 年 7 月に施行された新規規制基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に加えて、重大事故等への対策を要求している。設計基準事故を超える事象には、重大事故及び重大事故に至るおそれがある事故があるが、本プロジェクトでは、重大事故に至るおそれがある事故について、事故時の事象進展、影響のある現象等の把握に資する安全解析手法の整備を行う。

本プロジェクトでは炉心三次元核熱結合解析手法の整備として、プロジェクト前半では TRACE/SKETCH コードを用いて核熱結合機能の拡張を行い、PWR 及び BWR プラントの原子炉停止機能喪失事象 (以下「ATWS (Anticipated Transient Without Scram) 事象」という。) の炉心損傷防止対策の有効性評価解析を実施した。プロジェクト後半では TRACE/PARCS コードの高速化及び機能拡張を行い、BWR プラントの ATWS 解析に適用するとともに、実機炉心不安定性事象等のベンチマーク解析を実施し、整備した TRACE/PARCS コードの妥当性確認を実施した。また、多重故障事象及び設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備として、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細評価が可能な TRACE コードによる炉心損傷防止対策の有効性評価事象の適用解析を実施するとともに、外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA) のための蒸気発生器伝熱管複数本破損事象に関する感度解析を実施した。



### ③ 溢水時の蒸気影響評価

本研究は、溢水蒸気の影響評価及び防護設備の影響緩和対策の有効性を評価する解析手法の整備のため、平成28年度から追加的に本プロジェクトの新たな対象分野となった。GOTHIC コードを用いて配管の破断による蒸気放出区画と通気・換気によりそれに連結する区画をネットワークで連結し、蒸気放出区画を3次元で評価できる手法等を整備した。

## (2) 核特性安全解析手法の整備

### ① 炉心核特性解析コードの整備

上記(1)②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 TRACE/PARCS<sup>7)</sup>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、この解析に用いる炉心データを集合体燃焼計算コード CASMO5<sup>8)</sup>により作成した(対象プラント:3及び4ループPWR、ABWR、BWR4、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/SIMULATE5<sup>9)</sup>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心燃料の核種組成測定データを基に、CASMO5/SIMULATE5 コードの不確かさを評価した。

さらに、BEPU 手法による核特性の不確かさ評価機能の整備として、断面積等の共分散データを用いた不確かさ評価機能を構築するとともに、CASMO5/SIMULATE5 コードの静特性計算及び燃焼計算、TRACE/PARCS コードの動特性計算を対象とした不確かさ評価を実施した。

### ② 臨界安全解析コードの整備

上記(1)②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-2<sup>10)</sup>によるドップラー反応度係数の評価を実施した。

本プロジェクトで整備した評価手法は、平成28年度終了したプロジェクト「多重故障事象の影響評価に関する研究」において実施した炉心損傷防止対策の有効性評価を対象とした解析に用いられた。また、規制庁においては TRACE コード相当の機能を持つ熱流動解析コードの開発を目的とした「国産システム解析コードの開発」を進めているが、開発においては本プロジェクトの解析結果を随時参考にしている。

## 2. 研究期間を通じた主要成果

### 2.1 熱流動安全解析手法の整備

#### 2.1.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

##### (1) 不確かさを考慮した最適評価手法 (BEPU 手法)

BEPU 手法は、OECD 等でも検討が進められ、海外の規制ではすでに取り入れられつつある。我が国では今後の課題となっており、規制庁も、技術的基盤を把握しておくことが重要である。

BEPU 手法の課題等を把握するため、3ループPWR大破断LOCA事象を対象に、図1の適用手順に従い、最適評価コードTRACEにより、4.基本解析、5.不確かさの定量化、6.感度解析、及び7.統計解析を実施した。以下、実施内容を適用手順に従い、ステップ毎に説明する。

##### ・PWR 標準データ

解析データはこれまで整備してきた3ループのPWRの標準データを使用する。3ループPWR標準データは、炉心を径方向5分割で周方向6分割の3次元分割したものであり、外部では3基の蒸気発生器(以下「SG」という。)を接続したものである。なお、同標準データは炉心損傷防止対策の有効性評価に適用したものである。

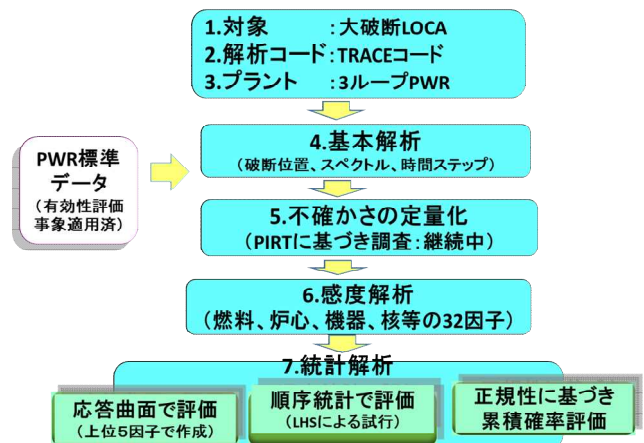


図1 BEPU解析の適用手順  
Fig.1 Procedure for applying BEPU analysis

・基本解析 (ステップ 4)

BEPU 手法解析のベースケースとなる解析条件を選定する。

破断位置 (冷温配管破断、高温配管破断)、破断状態 (両端破断、スプリット破断)、及び破断スペクトル (破断口径) を変化させ、最も厳しくなる解析条件を選定した。冷温配管の両端破断で、破断スペクトル  $Cd=0.6$  の解析条件が最も厳しい条件となり、これをベースケースとして選定した。

・不確かさの定量化 (ステップ 5)

BEPU 手法では、解析モデルや入力値の不確かさを考慮して統計的な安全評価を行う。解析モデルや入力値の不確かさの文献調査を行い、不確かさの定量化を行う。

PWR 大破断 LOCA 事象に関する日本原子力学会標準 AESJ-SC-S001:2008 等、既存の PIRT (重要度ランキングテーブル) に基づき重要度現象 (崩壊熱、燃料棒ギャップコンダクタンス、熱伝達モデル、二相流摩擦損失等) を抽出した。

抽出した物理現象に関する最近の文献を調査し、解析モデル等の不確かさが明確化できる文献に絞込み、物理量ごとに誤差のヒストグラムを作成し、その分布関数やばらつき (標準偏差等) を評価した。

なお、以下の感度解析、統計解析での解析モデルや入力値の不確かさについては、問題を簡単化するため、一部の入力値を除いて分布は正規分布とし、さらに壁面熱伝達係数 (膜沸騰、核沸騰、単相蒸気等) の分布幅は同じものとした。

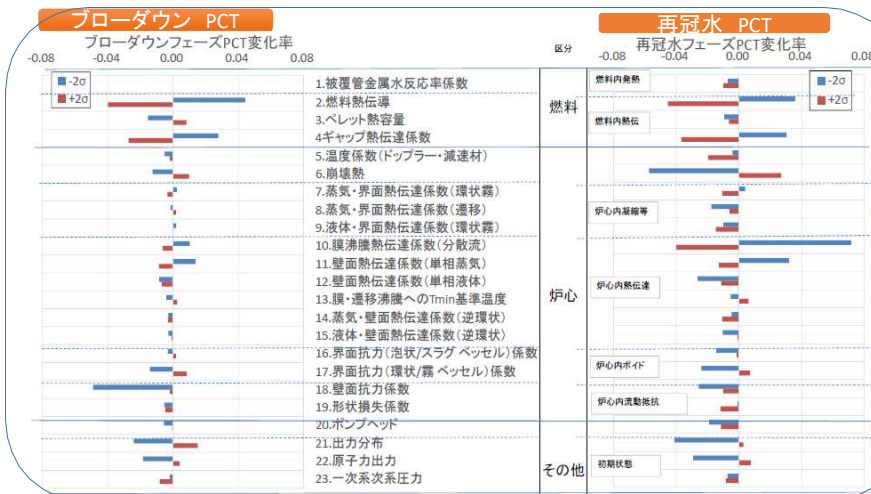


図 2 感度解析の結果 (代表 23 因子/32 因子)

Fig.2 Result of sensitivity analysis (representative 23 factors / 32 factors)

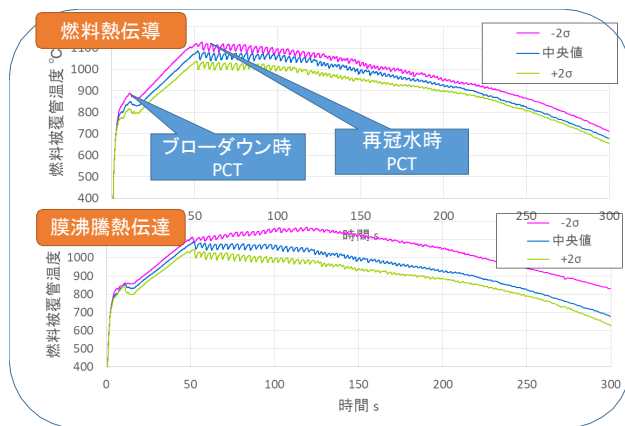


図 3 感度解析の結果例

Fig.3 Example of sensitivity analysis result

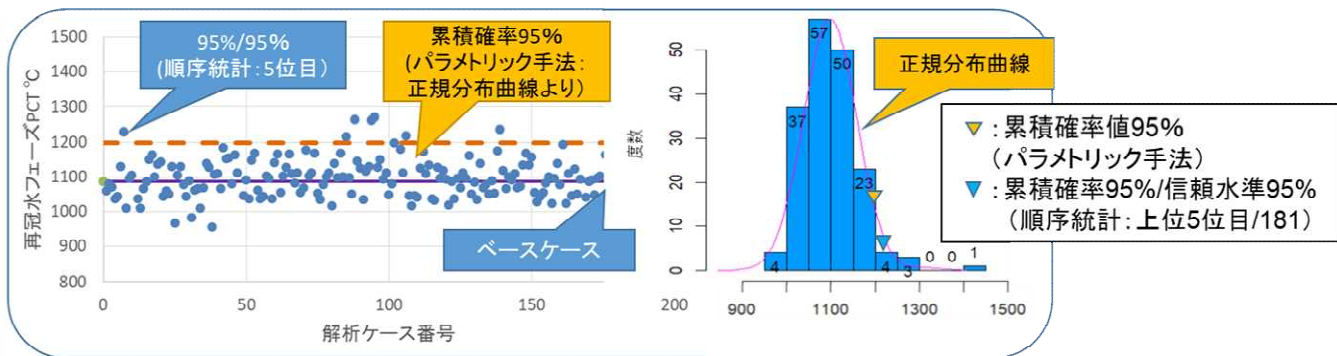


図 4 PWR 大破断 LOCA 事象における統計的安全評価値 PCT の結果 (順序統計と正規分布仮定との比較)

Fig.4 Results of statistical safety evaluation value PCT in PWR large breaking LOCA event

(Comparison between order statistics and normal distribution assumption)

### ・感度解析 (ステップ6)

感度解析では入力データに関する不確かさを組合せて、安定性評価値 (PCT: 被覆管最高温度) への影響を定量的に評価する。ステップ5の定量化の結果を反映して、不確かさを設定する入力値に対して $\pm 2\sigma$ の変化をさせて、PCTの感度を解析した。結果を図2及び図3に示す。ブローダウン時のPCTは事象初期に燃料内の蓄熱放出が主因子となるため、燃料に関するパラメータ (燃料熱伝導、ギャップコンダクタンス等) に依存し、再冠水時のPCTは炉心挙動にも依存するため、燃料と炉心の双方のパラメータ (膜沸騰熱伝達、崩壊熱、燃料熱伝導等) に依存する (図2参照)。感度解析の例として図3に燃料熱伝導と膜沸騰熱伝達の結果を示す。燃料熱伝導度はブローダウン時の初期段階より、膜沸騰熱伝達は再冠水開始時点より、感度パラメータの変化がPCTに影響していることが確認できる。

### ・統計解析 (ステップ7)

統計解析では、応答曲面法、順序統計法、正規性に基づく評価 (パラメトリック手法) を実施した。試行数はWilksの式より決め、試行数124、151、181とした。図4に試行数181での結果を示す。図4は順序統計では、累積確率95%/信頼水準95% (95/95) が上位5位に位置する。また、パラメトリック手法では、正規分布に基づき95%累積確率となる。試行数124 (95/95が上位3位)、153 (95/95が上位4位) においても順序統計法の結果の方がパラメトリック手法の結果よりPCTが高めとなった。1200°Cを超えると被覆管の金属水反応により更なる温度上昇が生じているが、このような温度上昇があり、PCTが正規分布に従わない場合には順序統計法の方が適切となると考えられる。また、今回の検討では、入力値の不確かさ分布は正規分布としたが、今後は分布形状や分布幅についての検討が必要である。

## (2) LOCA時燃料挙動評価手法の整備

ハルデン炉等の高燃焼度燃料LOCA実験で観測されたFFRDを模擬するモデルをFRAPTRANコード (単一燃料棒挙動解析用) に組み込み、これら燃料挙動解析コードとTRACEコードを結合した解析コードを整備した。FFRD現象を模擬するためのモデルは、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た上で、燃料棒の温度計算を行うモデルとしている。

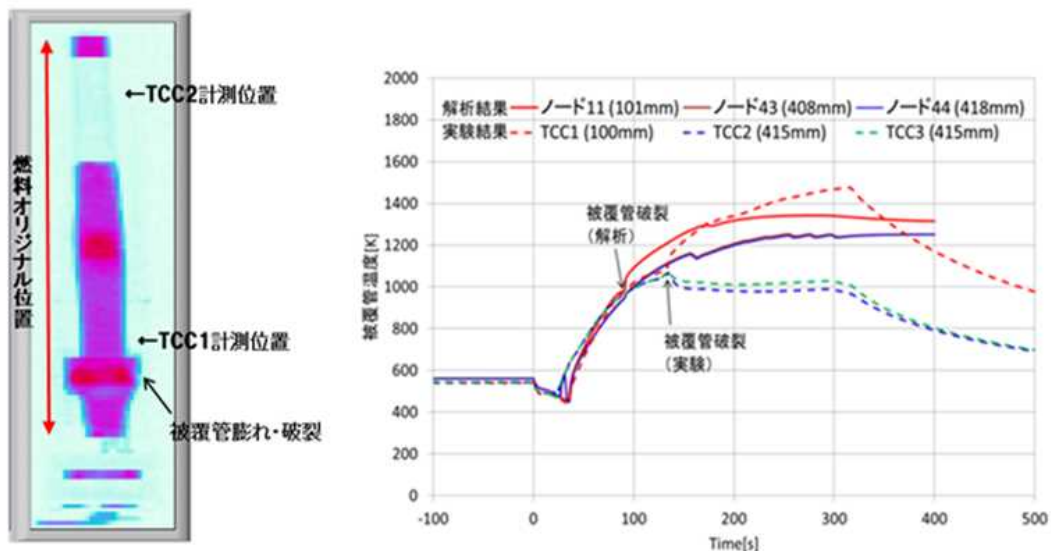


図5 ハルデン LOCA 実験及び解析結果  
Fig.5 Experimental and Analytical results of Halden LOCA test

これら整備した解析コードを用いて、FFRD現象が生じたハルデン LOCA 実験 IFA-650.9<sup>11)</sup>の解析を実施した。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。被覆管が破裂する時刻に差があるものの、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等に集積し、その部分の被覆管温度が上昇する現象は模擬できている。

また、LOCA 時の炉心全体の燃料棒挙動を評価するコード（燃料挙動解析コード FRAPCON/FRAPTRAN、及び TRACE コード）を使用して、3 ループ PWR プラントの LOCA 時において FFRD が発生した場合の燃料被覆管挙動への影響を確認する試解析を実施した。燃料被覆管破裂位置での被覆管最高温度は、FFRD が発生しない場合と比べて約 60°C の上昇となっており、FFRD が発生すると被覆管温度への影響が大きいことが分かった（図 6）。

### 2.1.2 重大事故に至るおそれがある事故

#### (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がある事故」の中で、「原子炉停止機能喪失事象（ATWS 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。他の事象が一次系の熱流動挙動が支配的であるのに対して、ATWS 事象は炉心内の核特性及び熱流動特性の空間的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をベースとしていたが、新たな評価事象に対応するため三次元核熱結合解析コードを整備した。

なお、ATWS 事象に関しては、PWR プラントと BWR プラントで炉心・プラント挙動や解析評価の観点が異なること、及び解析コードに関して熱水力側は TRACE コードを主体としているが、核特性側は従来の SKETCH コードから簡易輸送近似法等のより高度な解析機能を持つ PARCS コードに代えてモデルの導入を進めたため、本研究対象及び解析コードは図 7 の様に変遷している。現状は、BWR プラントに関する ATWS 解析上の課題（核熱水力不安定現象の評価等）が多く、本プロジェクト期間中の後半では BWR 分野の研究が中心になっている。

#### ① PWR プラントの ATWS 事象解析

PWR プラントにおける ATWS 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

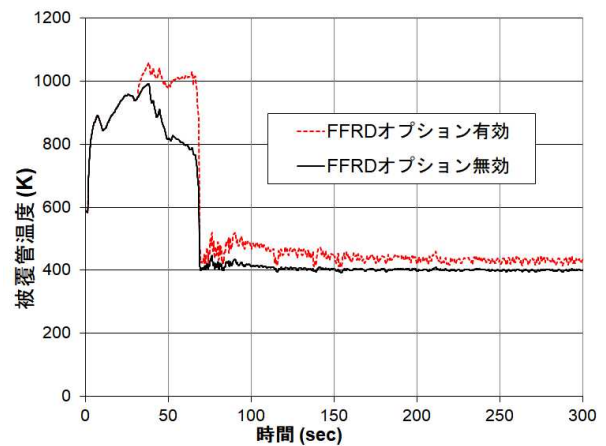


図 6 3 ループ PWR プラント解析での FFRD の影響  
Fig.6 Cladding temperature effect of FFRD in 3-loop PWR plant test analysis

研究年度	平成 25	26	27	28	29
対象プラント	PWR		BWR		
熱水力コード	TRACE				
核特性コード	SKETCH		PARCS		

図 7 核熱結合解析分野の研究の変遷  
Fig.7 T-H/Neutronics coupling analysis research development

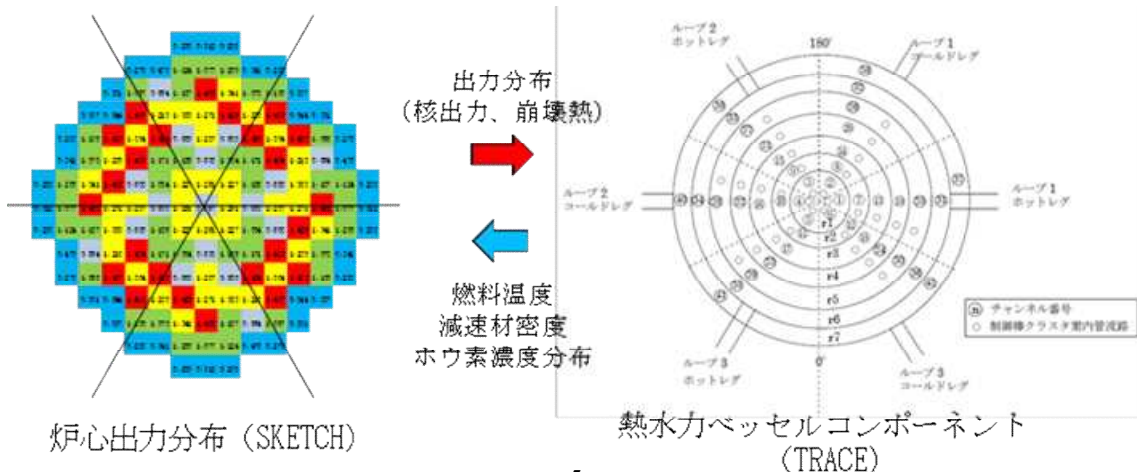


図 8 TRACE/SKETCH の核熱結合モデル(PWR)  
Fig.8 TRACE/SKETCH T-H/Neutronics coupling model (PWR)

項目として核特性コード SKETCH と熱流動解析コード TRACE を図 8 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現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寄与すること。
- ・ SG 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。

## ② TRACE/PARCS コードの整備

### a. PARCS コードの高速化

3次元核特性計算コード PARCS の計算時間の大部分を占める断面積データの内挿方法をこれまでの多次元テーブル線形補間法から SKETCH コードで実績のある領域ごとの多変数フィッティング法に変更することで、解析精度を保ちながら計算速度の向上を図った。さらに、集合体燃焼計算コード CASMO5 の出力する断面積データを処理して PARCS コードに断面積フィッティング係数列を受け渡すことのできるプログラムを作成した。BWR 炉心では原子炉停止機能喪失時のホウ酸水注入設備の起動を想定して、ホウ素濃度に対する断面積の依存性についても関数式に組み込んだ。CASMO5 コードによる直接計算との比較では、大部分の変数範囲で断面積の誤差が 1%以下になることを確認した。本機能を使用した PARCS コードの計算時間は、炉心の大きさに依存するものの、定常過渡計算ともに改良前の 5 倍以上高速化されることを確認した。

### b. PARCS コードの機能拡張

領域安定性解析の際の熱水力チャンネル分割に必要な炉心一次モード中性子束分布を計算する機能を PARCS コードに組み込んだ。さらに、安全解析における感度解析に必要な機能として、各種反応度係数を変更する機能を PARCS コードに組み込んだ。本機能は、安定性解析の確認計算として実施された Ringhals1 号機の解析等で使用し、その妥当性を確認している。

## ③ BWR プラントの ATWS 事象解析

BWR プラントの核熱結合解析は、PWR と同様に当初は TRACE/SKETCH コードを適用していたが、本プロジェクト期間の後半からは TRACE/PARCS コードへと核特性モデルを詳細化し、このコードを核熱結合解析の最終版として整備した。

BWR プラントではチャンネルボックスを有した燃料集合体形状に対応させるため、PWR とは異なる炉心モデルを整備する必要がある。また、ATWS 事象中に発生すると考えられる核熱水力不安定現象を適切に模擬することが必要である。

ABWR プラントにおける主要 ATWS 事象である「主蒸気隔離弁閉止時スクラム失敗事象」の TRACE/PARCS コードによるプラント挙動の解析例を図 9 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軸方向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。

規制における安全評価として重要なのは、被覆管温度上昇に影響する出力振幅の大きさを適切に予測できるかであり、そのためには何に留意すべきかに焦点を当てた評価を実施した。この不安定性挙動の模擬性については、

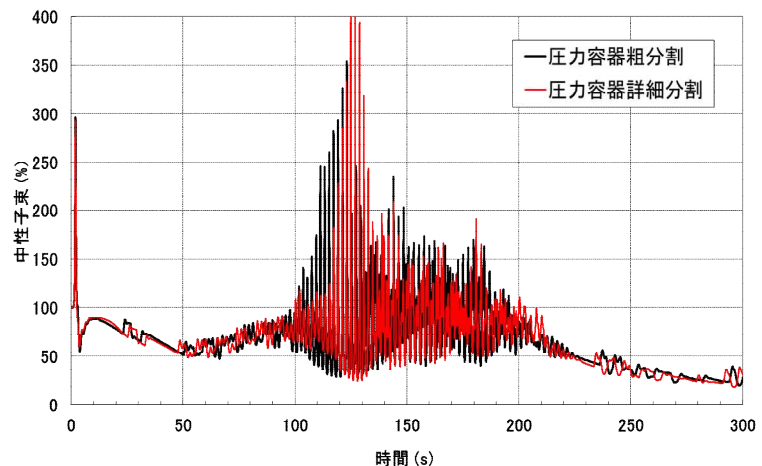


図 9 ABWR ATWS 解析例（压力容器分割方法の影響評価）  
Fig.9 ABWR ATWS Analysis (Vessel node division)

実炉でのベンチマーク試験解析等を行った。その結果に基づいて、ATWS 事象評価での留意すべき点として、燃料軸方向セル分割方法（解析精度を確保する観点から流速に比例した軸方向非均等分割を行う）、圧力容器ノード詳細分割方法（給水温度低下影響の詳細模擬、図 9 参照）、タイムステップ、数値解法（SETS 法/半陰解法）の結果への影響を評価し、規制における安全解析での今後のガイド・要件のための技術的知見としてまとめた。

#### ④ 実機試験による TRACE/PARCS の妥当性解析

##### a. Ringhals-1 号炉安定性試験

Ringhals-1 号炉（スウェーデン、BWR 80 万 kW）では、サイクル 14～17（1990～1993 年）で一連の安定性試験が最低ポンプ速度流量付近で行われている<sup>12)</sup>。これを TRACE/PARCS で模擬し、実機減幅比データと比較した。また、試験点の一つでは、領域不安定性が発生しており、この振幅と TRACE/PARCS の解析結果を比較した。

これらにより、TRACE/PARCS が核熱水力不安定性の発生限界及び不安定性後の振動時の出力振幅を模擬できることを確認した（図 10）。

##### b. Oskarshamn-2 号炉不安定性事象

Oskarshamn-2 号炉（スウェーデン、BWR60 万 kW）では、電気系の誤操作により再循環ポンプが停止し炉心不安定性に至った事例が報告されている（1999 年）<sup>13)</sup>。本事例は、不安定性により出力振幅が増大し中性子束高スクラムに至ったもので、不安定性時の出力振動振幅の貴重な実機データとなっている。これを TRACE/PARCS コードにより模擬し、不安定性発生および出力振動振幅の模擬性及び各種パラメータ（燃料チャンネル軸方向分割等）の影響及びデータ作成上の留意点を明らかにした。なお、実機測定データと TRACE/PARCS の解析結果の比較を図 11 に示す。

##### c. SPERT-III 反応度添加実験

TRACE/PARCS コードの核熱結合解析の妥当性を確認するため、SPERT-III 実験<sup>14)</sup>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、高温零出力、高温待機及び高温全出力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 70 ケースの実験が実施された。TRACE/PARCS コードを用いた解析は、当該実験で測定されている全ケースの炉心出力、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.82 における実験値と TRACE/PARCS コードの計算結果の比較を図 12 に示す。TRACE/PARCS コードの計算結果は実験値とおおむね同等の傾向を示している。SPERT-III 実験では、主要なパラメータ（投入反応度等）についての測定誤差が与えられており、これらのパラメータの感度解析を実施することで炉心出力等の変動量を確認した。(O),(P),(U)

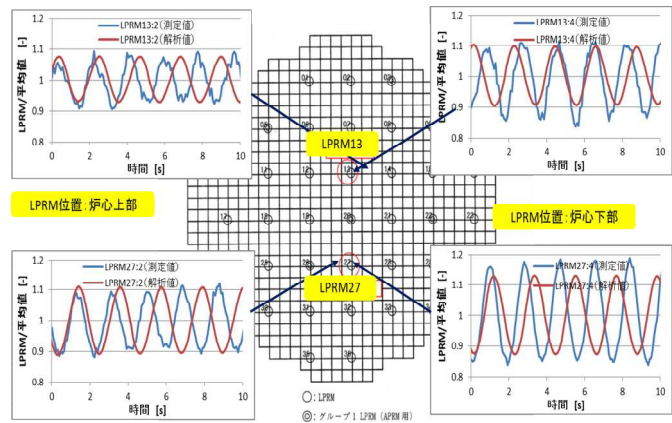


図 10 Ringhals-1 試験データと解析結果（試験点 14-9）  
Fig.10 Ringhals-1 Test data and analysis results (test 14-9)

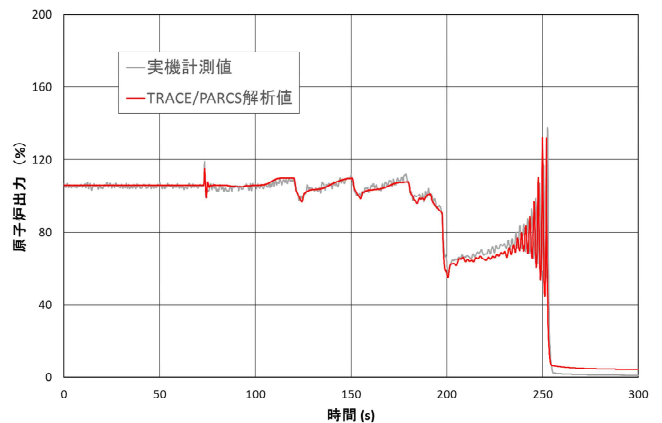


図 11 Oskarshamn-2 不安定性事象データと解析結果  
Fig.11 Oskarshamn-2 instability event data and analysis results



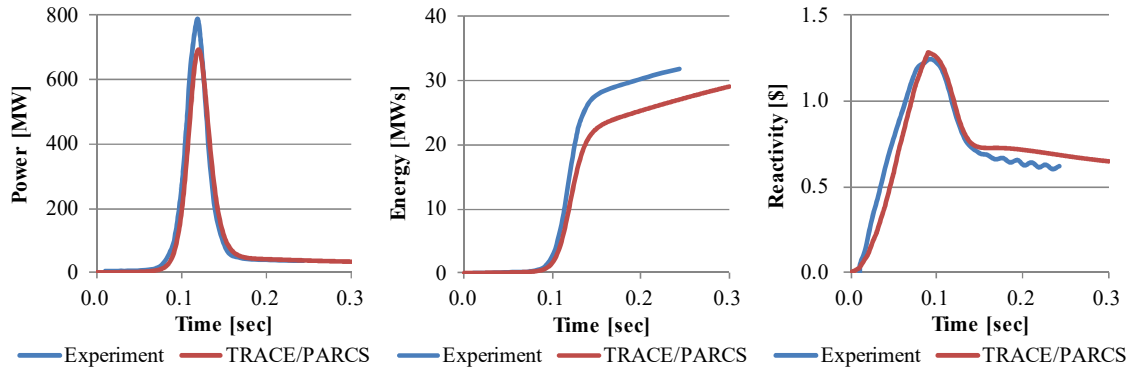


図 12 SPERT-III Test No.82 結果 (左図: 炉心出力、中央: 放出エネルギー、右図: 反応度)  
 Fig. 12 Results of SPERT-III Test No. 82 (Left: Core Power, Middle: Energy, Right: Reactivity)

## (2) 多重故障事象の評価手法の整備

本研究では、重大事故に至るおそれがある事故等に関して、新規制基準適合性審査、安全性向上評価、事故トラブルの原因解明等に資するために、評価に必要な質の高い解析コード、解析データ等の整備を行っている。今後の安全性向上評価の妥当性確認等への準備として、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細評価が可能な TRACE コードについて、炉心損傷防止対策の有効性評価事象のデータ整備及び解析を実施した。

BWR プラントについて、炉心部の多チャンネル挙動の詳細評価を目的に、TRACE により炉心部を中央部、中間部及び外周部の 3 領域 (リング) に分割し、各領域には燃料集合体を TRACE のチャンネルコンポーネントで模擬した。図 13 に、圧力容器内のノード分割を示す。ベント等の事象の評価で必要となる格納容器モデルに関しては、TRACE の格納容器コンポーネントを使用した。

作成したデータに基づき、ABWR プラントを対象に「高圧・低圧注水機能喪失事象」等の主要な有効性評価事象の解析を実施した。この結果、注水量が少なく炉心露出が長時間となる時には、高出力でなく平均出力チャンネルの方で被覆管最高温度が発生する場合がありますという結果が得られた。図 14 に、炉心チャンネルの軸方向ノードごとのボイド率の変化を示す (ボイド率が 1.0 となった時点で、燃料棒が露出することを表している)。平均出力チャンネルの方が高出力チャンネルよりも燃料棒の露出がやや早く始まるのがわかる。一方、露出後の燃料被覆管温度の上昇速度は高出力チャンネルの方が大きいため、露出開始時刻と温度上昇速度の両者の程度により燃料被覆管最高温度が決まることになる。ただし、どのチャンネルで最高温度が発生するかは、径方向及び軸方向出力分布の解析条件に依存する。

この結果は、これまでの RELAP5 コードでも得られた結果であるが、RELAP5 コードでは、炉心部を径方向に分割した計算はできないため繰り返し計算が必要となるが、TRACE コードでは、径方向出力分布の影響等の検討が比較的容易に可能となった。

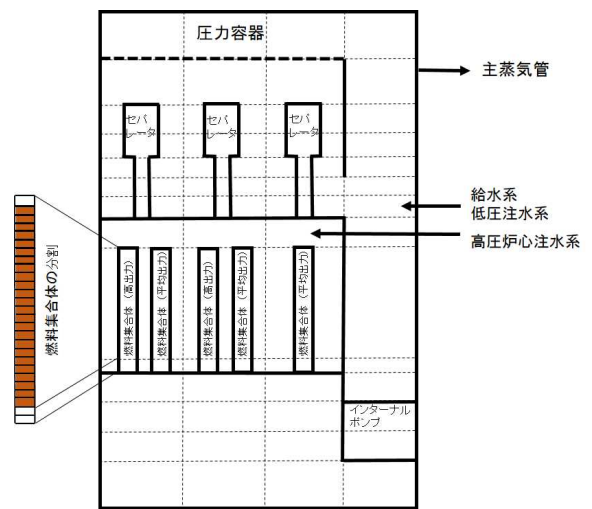


図 13 圧力容器のノード分割 (ABWR プラント)  
 Fig.13 Pressure Vessel Noding (ABWR plant)

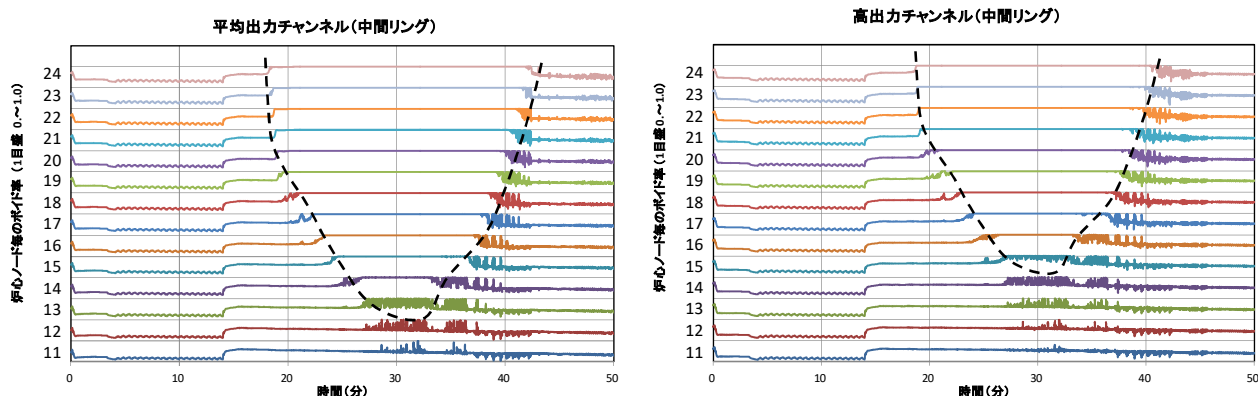


図 14 軸方向ノードごとのボイド率の時間変化 (左: 平均出力チャンネル、右: 高出力チャンネル)  
 Fig.14 Time history of void fraction at each axial node (Left: Average Power Channel, Right: High Power Channel)

### (3) 設計基準を超える外部事象の技術的知見の整備

本研究は、自然災害等により発生する「設計基準を超える外部事象」を対象として、解析により事象進展等を把握し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の有効性を把握することを目的にしている。

これらの事象のうち、SG 伝熱管複数本破損 (以下「マルチ SGTR」という) 事象については、詳細に事象を分析すれば適切な対策によって炉心損傷を回避できる可能性がある。

そのため、安全性向上評価における地震 PRA の高度化と関連して、地震による共通要因故障により発生するマルチ SGTR 事象における様々なシナリオに対して 3 ループ PWR を対象プラントとして、RELAP5/MOD3.3 コードを用いて、本事象に対する評価手法を整備し解析を実施した。これにより様々なシナリオに対して炉心損傷防止対策が有効か否かを明確にすることで、PRA 評価の精度向上、高度化に資する技術的知見を得た。

ただし、ここでの解析は、マルチ SGTR 事象に関する現象的な特徴を抽出するためのものであり、定量的な結果を示すものではない。

解析評価例として、運転中の 3 ループ PWR プラント (原子炉出力 2,652MWt) において、地震により瞬時に 3 台中 2 台の SG で伝熱管破損が発生し、かつ高压注入系が不動作である場合に健全 SG による除熱により、事象収束の可能性を評価した結果を示す。起因事象である地震の発生により、瞬時に 3 台中 2 台の SG 出口部でそれぞれ 6 本の SG 細管が破断 (合計:  $6 \times 2 = 12$  本、伝熱管破損割合として約 0.1%) し、地震加速度大により原子炉トリップ及びタービントリップが発生すると仮定した。また、事象発生から 13 分後に健全 SG の主蒸気逃がし弁開放による 2 次系強制冷却を開始し、30 分後に破損ループの 1 次系冷却材ポンプを定格の 20% で再起動することを仮定した。

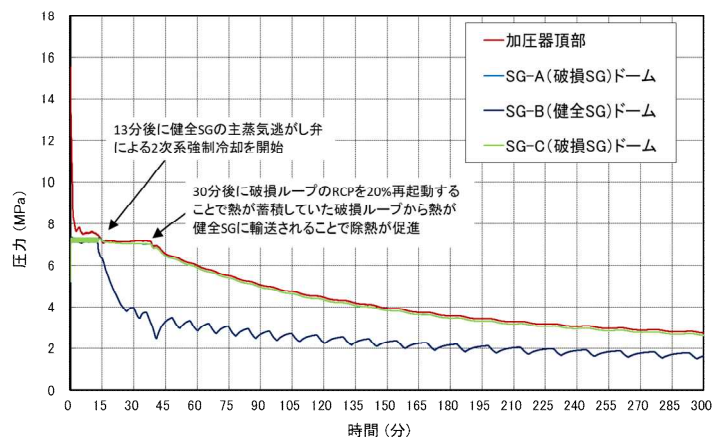


図 15 1 次系圧力 (加圧器圧力) 及び 2 次系圧力  
 Fig.15 Primary (pressurizer) pressure and secondary system pressure



1次系及び2次系圧力の推移を図15に示す。1次系圧力は、事象発生から30分後に破損ループのRCPを再起動することで破損ループにも流れが発生し、熱が蓄積していた破損ループから熱が健全SGに輸送されることで除熱が促進され、燃料被覆管温度を上昇させることなく破損SG2次側と1次系を同時に減圧することができることを確認した。

### 2.1.3 溢水時の蒸気影響評価

高エネルギー配管の破損による溢水蒸気の影響評価及び防護設備の影響緩和対策の有効性を評価できる解析手法を整備する目的で、平成28年度に規制庁においてLOCA時の格納容器圧力評価用に導入している解析コードGOTHICを選定し、配管の破断による蒸気放出区画と通気・換気によりそれに連結する区画をネットワークで連結し、各区画は平均値で評価するモデル(以下「集中定数系モデル」という。)を作成し、境界条件等で受ける影響の度合いを評価できる手法を整備した。一方、事業者においては、防護対象設備の蒸気温度影響を緩和するために、区画内に温度センサを設置し、温度の検出により蒸気止め弁を閉としてシステムを隔離する対策をとっている。同センサの設置位置は天井付近とすることから、「集中定数系モデル」で評価した場合の蒸気温度応答は検出器の実応答より遅れること、さらに防護対象設備は区画内の床等、低い位置に設置されることを踏まえると、同モデルによる評価結果は保守的であるとしている。そこで、平成29年度は、蒸気放出区画を3次元詳細メッシュで分割し、「集中定数系モデル」の保守性の程度を定量的に評価できる手法(以下「3次元分布定数系モデル」という。)を整備した。その結果、最上部(天井付近)より、集中乗数系(平均値)の方が温度上昇が遅く保守的であることが確認できた。

また、主蒸気配管・主給水配管のターミナルエンド部の完全全周破断に対して、温度センサの故障等により影響緩和が十分機能しない場合も考えられることから、温度センサによる蒸気システム隔離以外の緩和対策(防護カバー、区画壁等)の設計対策も取り入れるとしていることから、これらの影響を評価できる手法整備も実施した。図16、図17に整備したモデルの概要(通気・換気流動の解析結果含む)と、蒸気放出区画の蒸気温度変化を示

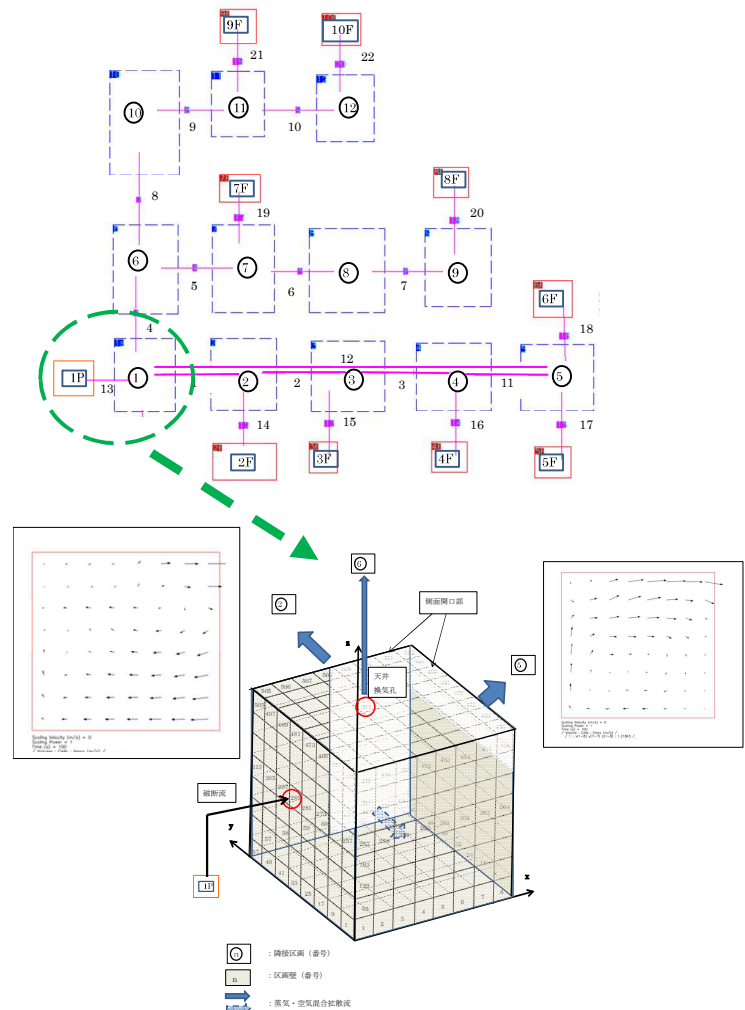


図16 溢水時蒸気影響評価解析モデルの概要  
Fig.16 Analysis model for vapor effects on SSC at flooding

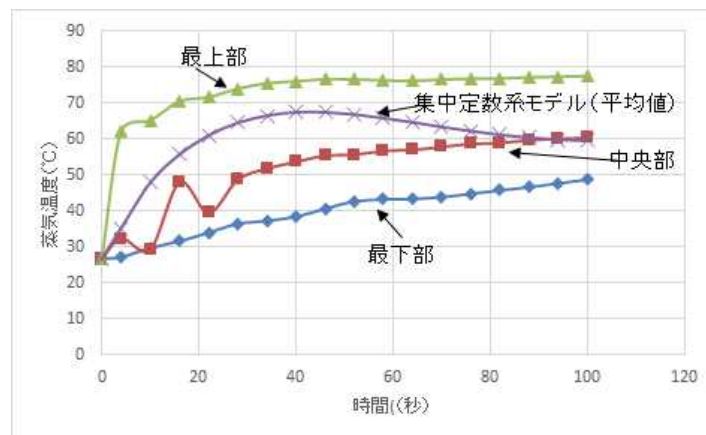


図17 蒸気放出区画の蒸気温度変化  
Fig.17 Time-dependent vapor temperature at flooding cell

す。図 17 において、実応答により近いと考えられる 3 次元分布定数系の蒸気温度は上部で高く、集中定数系モデルの結果よりも速く上昇していることから、検出時間の点からも集中定数系モデルによる平均値での評価は保守的であることを確認した。また、感度解析も含めたケースにおいても蒸気温度の最高温度は蒸気噴出部近傍で最も高くなるものの防護対象設備の限界温度 (120°C) を上回らない結果を得た。以上から 3 次元分布定数系モデルによる解析を実施することにより、緩和対策の効果も含めた溢水蒸気による影響の定量的評価が可能となった。

## 2.2 核特性安全解析手法の整備

### 2.2.1 炉心核特性解析コードの整備

#### (1) ATWS 解析用標準データの整備

ATWS 事象の解析評価に用いる三次元核動特性解析コード PARCS 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/SIMULATE5 を用いて整備した。BWR の平衡サイクル 3 炉心 (130、110 及び 80 万 kW 級炉心) 及び PWR の平衡サイクル 2 炉心 (3 及び 4 ループ炉心) 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 TRACE 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計算した。整備した核定数を用いた TRACE/PARCS コードによる定常計算結果は、炉心解析で実績のある SIMULATE5 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炉心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を確認できた。

#### (2) CASMO5 による燃焼計算の不確かさ評価

CASMO5/SIMULATE5 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 18 に燃焼度 72 GWd/t の PWR 燃料試料<sup>15)</sup> 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。(E),(M),(N)

#### (3) CASMO5/SIMULATE5 の妥当性確認

炉心核特性解析コードの整備として、CASMO5/SIMULATE5 を用いて、公開文献に基づき、Peach Bottom 2 号機<sup>16,17)</sup> (BWR の代表例) 及び BEAVRS ベンチマーク<sup>18)</sup> (PWR の代表例) の実機燃焼追跡計算及び起動時炉物理試験の解析を実施した。当該解析では、2 種類の評価済み核データライブラリ (ENDF/B-VII.0 及び JENDL-4.0) を用いた解析を実施し、同ライブラリ間での解析結果の違いを整理した。また、核データ起因の不確かさのうち、核反応断面積の不確かさを考慮した際の炉心核特性解析結果の不確かさ評価を実施した。

#### (4) CASMO5/SIMULATE5 を用いた不確かさ評価のための基盤の整備

規制庁が有する炉心核特性解析の最適評価コード (CASMO5/SIMULATE5) における不確かさ評価のための基盤を整備するため、OECD/NEA/NSC の UAM ベンチマーク問題<sup>19)</sup> の Phase I における集合体体系及び炉心体系を対象に、核データ起因の不確かさを考慮した際の集合体体系及び炉心体系における核特性パラメータが有する不確かさの評価、並びに当該不確かさの主要因となる核種/核反応の同定を実施した。UAM ベンチマーク問題の Phase I の解析に当たっては、CASMO5/SIMULATE5 に JENDL-4.0<sup>20)</sup> の共分散データを用いたランダムサンプリング法<sup>21)</sup> に基づく不確かさ評価機能を組み込んだ。一例として、UAM ベンチマーク問題の Phase I 中の Peach Bottom 2 号機の集合体体系における解析結果を図 19 に示す。図 19 から、UAM ベンチマーク問題の参加機関の平均結

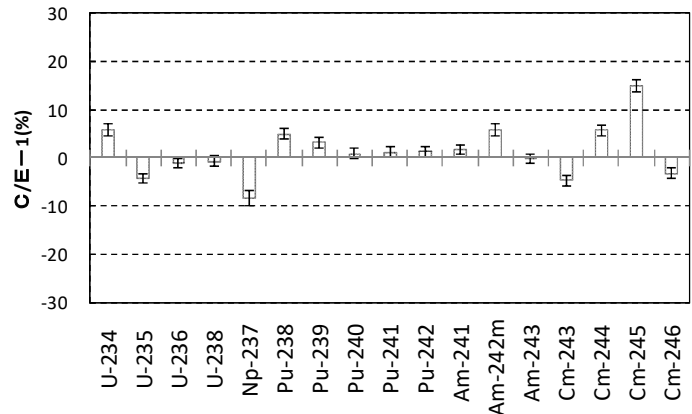


図 18 PWR 燃料試料についての核種組成の比較結果  
Fig. 18 Example of comparison results C/E-1's for a PWR fuel

果とおおむね同等の結果が得られていること、及び核特性パラメータの不確かさの主要因となる核種/核反応を評価可能であることを確認した。UAM ベンチマーク問題の Phase I 中の炉心体系における解析結果と併せて、CASMO5/SIMULATE5 を用いた不確かさ評価のための基盤を整備することができた。(G),(R),(W),(X),(Y)

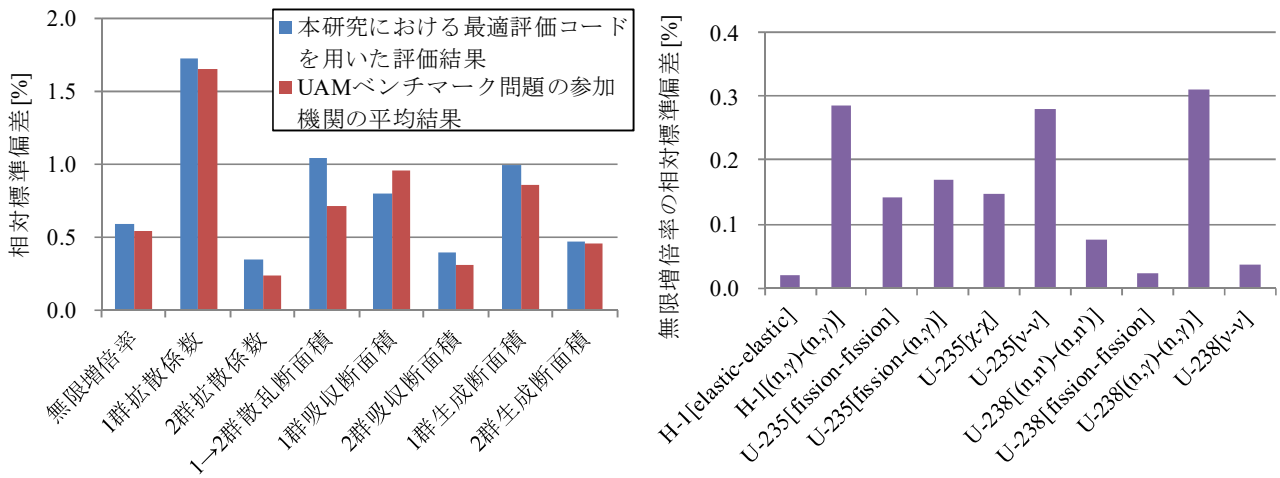


図 19 Peach Bottom 2 号機の集合体体系における解析結果  
(左：無限増倍率及び2群核定数の不確かさ、右：無限増倍率の不確かさの内訳)

Fig. 19 Analysis results on assembly geometry of Peach Bottom Unit 2

(Left : Uncertainties of k-infinity and 2-group cross sections, Right : Breakdown of uncertainty of k-infinity)

## 2.2.2 臨界安全解析コードの整備

### (1) 重核種の上方散乱の厳密な取り扱いによる影響評価

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ー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<sup>22)</sup>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 20)。この結果、従来モデルに対して改良モデルではドップラー反応度係数が約 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<sup>(C),(D),(K)</sup>。また、改良モデルを適用した場合の燃焼に伴う影響評価についても検討した<sup>(V)</sup>。

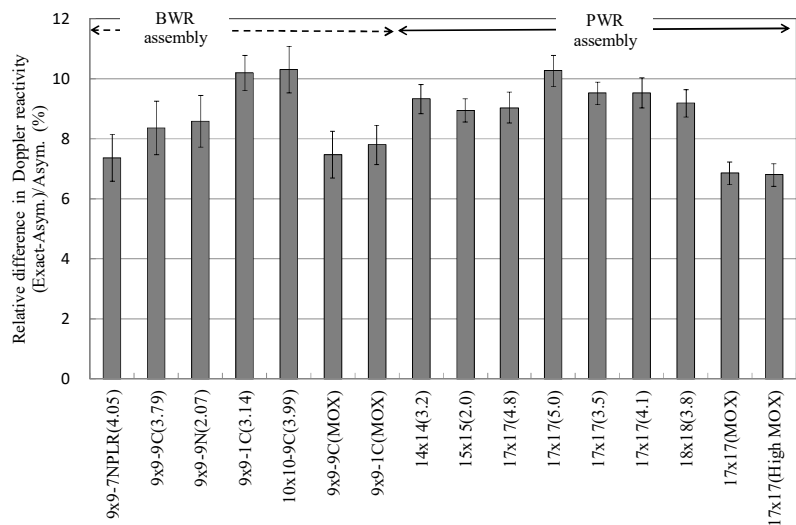


図 20 改良モデルと従来モデルによるドップラー反応度の比較  
Fig.20 Relative differences in Doppler reactivity between the calculations of the asymptotic and exact models

## (2) MOX 燃料中の Pu スポットによる反応度効果の評価

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析において、MOX 燃料中に局在する  $\text{PuO}_2$  粒子 (Pu スポット) を均質として扱うことによる反応度効果 (Pu 非均質反応度効果<sup>23)</sup>) を評価するため、KRITZ-2:19 臨界試験<sup>24)</sup> について、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いた評価を行った。MOX 燃料中の  $\text{PuO}_2$  粒子の配列については正方格子を仮定するモデル (①格子モデル)、MVP の確率論的幾何学モデル (②STG モデル) に加え、参照解を与えるモデルとして、ランダムな配置を直接模擬するモデル (③ランダムモデル) の 3 種類を検討した。解析の結果、ランダムモデルと STG モデルの差はほとんどなく、STG モデルが Pu 非均質反応度効果へ適用できることを確認した。

次に、実燃料に近い組成の MOX 燃料を使用したカダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された一連の炉物理試験<sup>25)</sup> (MISTRAL、BASALA 及び FUBILA) の各炉心を代表するピンセル体系を設定し、STG モデルにより反応度効果を計算した。Pu 高濃度粒子の  $\text{PuO}_2$  濃度及び粒子径については、反応度効果の絶対値は、 $0.0005\Delta k/k'$  以下であり、KRITZ-2:19 と同様、これらの炉物理試験における Pu 非均質反応度効果は大きくないことが確認できた<sup>(F),(S),(T)</sup>。

## (3) 軽水炉燃料集合体の崩壊熱計算の妥当性評価

軽水炉燃焼の崩壊熱を ORIGEN2.2 及び CASMO5 (それぞれ JENDL-4.0 に基づく核データライブラリ) により計算する際の計算結果の妥当性を評価するために、冷却期間が  $1\sim 10^8$  秒については、片倉による  $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の熱中性子核分裂並びに  $^{238}\text{U}$  の高速核分裂を対象とする核分裂生成核種の総和計算結果<sup>26)</sup>と、冷却期間が 2.3 年 ( $7.2\times 10^7$  秒)  $\sim$  27 年については、米国及びスウェーデンにおいて取得された PWR 及び BWR 燃料集合体の崩壊熱測定結果<sup>27)</sup>と比較した。

総和計算の結果との比較では、ORIGEN2.2 の結果は良い一致を見たが、CASMO5 の結果は冷却期間が 1 秒において最大 4% の過大評価がみられた。これは、モデルの不確かさによると考えられる。燃料集合体の崩壊熱測定結果について CASMO5 の計算結果との比較 (C/E-1) の例を図 21 に示す。米国及びスウェーデンのそれぞれ PWR 及び BWR 燃料集合体の 4 データセット測定値との比較における C/E の平均値は、ORIGEN2.2 が 0.972 $\sim$ 1.031、CASMO5 が 0.977 $\sim$ 1.016 の範囲であり、CASMO5 の方がよりよいことを確認した<sup>(D),(L)</sup>。

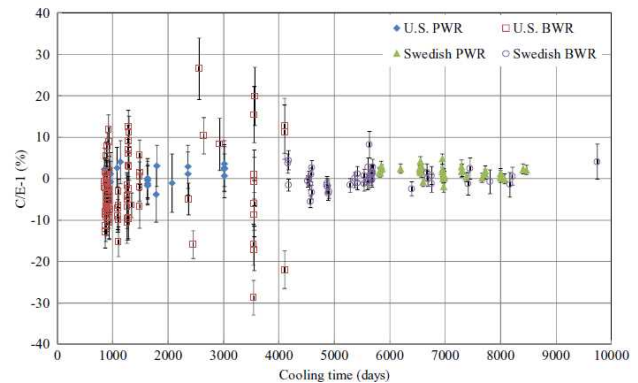


図 21 PWR 及び BWR の燃料集合体の崩壊熱についての CASMO5 の計算値と測定値との比較

Fig. 21 Comparison of calculated decay heat of CASMO5 with measurement results for PWR and BWR fuel assemblies.

## 3. まとめ

### (1) 熱流動安全解析手法の整備

「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」については、PWR プラント標準データを用いて、大破断 LOCA 事象の BEPU 解析を実施し、順序統計法及びパラメトリック手法の適用性を確認するとともに BEPU 解析の課題等を把握した。また、FFRD 現象を検討する解析コードを整備し、ハルデン LOCA 実験等を対象とした解析を実施し、解析コードが FFRD 現象を模擬できることを確認した。

「重大事故に至るおそれがある事故」については、重大事故に至るおそれのある事故の解析に適用するための高速化した三次元核熱結合解析コード等を整備した。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」(平成 25 年度 $\sim$ 平成 28 年度)の中で PWR 及び BWR プラントの炉心損傷防止対策の有効性評価解析に用いられ、結果を NRA 技術報告書<sup>(A),(B)</sup>にまとめて公表した。

「溢水時の蒸気影響評価」については、高エネルギー配管の破断等による二相流の噴出に伴う蒸気影響を評価するために、解析コードを用いた蒸気の拡散及び温度を評価する手法を整備した。

## (2) 核特性安全解析手法の整備

「炉心核特性解析コードの整備」については、核特性の不確かさを扱える機能を CASMO5/SIMULATE5 に付加するとともに、同コードシステムを用いて PARCS コードで必要な ATWS 解析用の核定数の整備を行った。

「臨界安全解析コードの整備」については、重核の上方散乱の厳密な取り扱いによるドップラー反応度への影響、MOX 燃料の Pu スポットの非均質効果等を評価し、技術的知見を拡充した。

これらの作業によって得られた技術的知見は、論文 4 件、国際会議プロシーディング 1 件、学会発表 15 件で公表した。

## 4. 成果の活用について

本プロジェクトで整備した解析コードは、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」(平成 25 年度～平成 28 年度)の中で PWR 及び BWR プラントの炉心損傷防止対策の有効性評価解析に用いられ、それらの解析を通じて得られた事象進展挙動等の技術的知見を新規規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の審査に活用してきた。具体的には、PWR の炉心損傷防止対策の有効性評価の審査において、申請者の M-RELAP5 に関する説明内容の確認に解析を通じて得られた技術的知見を活用した。また、BWR の炉心損傷防止対策の有効性評価の審査においても、ホットチャンネルと平均チャンネルのモデル化等に関する確認に解析を通じて得られた技術的知見を活用した。

また、新たに整備した溢水蒸気の影響評価手法により、溢水蒸気の影響評価結果及び影響緩和対策の定量的な評価が可能となり、事業者が提出した説明資料の妥当性判断のための技術的知見を得た。

今後、新規規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請に係る審査が行われる場合は、必要に応じて本プロジェクトで整備した解析コード及び解析手法に関する技術的知見を審査の技術支援にも活用していく予定である。

## 5. 成果の公表等

### 5.1 NRA 技術報告

- (A) 市川涼子、関根将史、酒井友宏、小野寛、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)、NTEC-2014-1001、平成 26 年 8 月
- (B) 上原 宏明、加藤 肇、小西 秀雄、江畑 茂男、市川 涼子、増原 康博、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(BWR)、NTEC-2016-1001、平成 28 年 3 月

### 5.2 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., Published online: 08 Feb 2016, <https://doi.org/10.1080/00223131.2015.1136903> (査読あり)
- (D) T. Yamamoto and D. Iwahashi, “Validation of decay heat calculation results of ORIGEN2.2 and CASMO5 for light water reactor fuel”, J. Nucl. Sci. Technol., Published online: 31 May 2016, <https://doi.org/10.1080/00223131.2016.1183528> (査読あり)
- (E) T. Yamamoto, T. Sakai and D. Iwahashi, “Analysis of measured isotopic compositions by CASMO5 coupled with a JENDL-4.0 base library for irradiated fuel of light water reactors”, J. Nucl. Sci. Technol., Published online: 13 Jan 2017, <https://doi.org/10.1080/00223131.2016.1273802> (査読あり)
- (F) T. Yamamoto, T. Sakai and D. Iwahashi, “Effect of Pu-rich agglomerates in MOX fuel on reactivity analysis of light water reactor MOX corephysics experiments”, J. Nucl. Sci. Technol., Published online: 23 Nov 2017., <https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1403386> (査読あり)

### 5.3 国際会議プロシーディングス



- (G) Shigeki Shiba, Tomohiro Sakai, "Uncertainty Analysis of Fuel Lattice Physics using CASMO-4 with JENDL-4.0 Covariance Data", Proc. 2016 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2016), San Francisco, April 17-20, 2016.

#### 5.4 学会発表

- (H) 市川 涼子、浅香 英明、関根 将史、上原 宏明、小野 寛、小西 秀雄、増原 康博、PWR 全交流電源喪失事象の解析 (1) 2次側冷却時の解析手法の検討、日本原子力学会、2013年秋の大会、H32、平成25年9月(査読なし)
- (I) 浅香 英明、市川 涼子、上原 宏明、小野 寛、増原 康博、安濃田 良成、PWR 全交流電源喪失事象の解析 (2) 2次側冷却失敗時の解析手法の検討、日本原子力学会、2013年秋の大会、H33、平成25年9月(査読なし)
- (J) 山本 徹、酒井友宏、共鳴散乱モデルを改良した MVP による軽水炉燃料集合体のドップラー反応度の解析、日本原子力学会、2014年秋の大会、L33、2014年9月(査読なし)
- (K) 山本 徹、酒井友宏、軽水炉燃料集合体のドップラー反応度計算結果の CASMO5 と MVP の比較、日本原子力学会、2015年春の年会、J12、2015年3月(査読なし)
- (L) 山本 徹、岩橋大希、ORIGEN2.2 及び CASMO5 による燃料集合体崩壊熱測定値の解析、日本原子力学会、2016年春の年会、2013、2016年3月(査読なし)
- (M) 山本 徹、酒井友宏、岩橋大希、CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析(1) ウラン燃料、日本原子力学会、2016年秋の大会、1L16、2016年9月(査読なし)
- (N) 酒井友宏、山本 徹、岩橋大希、CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析(2) MOX 燃料、日本原子力学会、2016年秋の大会、1L17、2016年9月(査読なし)
- (O) 岩橋大希、酒井友宏、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (1) PARCS を用いたベンチマーク問題の解析、日本原子力学会、2016年秋の大会、3L03、2016年9月(査読なし)
- (P) 藤田達也、酒井友宏、岩橋大希、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (2) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (高温零出力条件)、日本原子力学会、2016年秋の大会、3L04、2016年9月(査読なし)
- (Q) 上原宏明、関根将史、市川涼子、小西秀雄、OECD/PKL 計画におけるホウ素濃縮事象試験及び全交流動力電源喪失事象試験の解析、日本原子力学会 2017年春の大会、2017年3月(査読なし)
- (R) 藤田達也、岩橋大希、酒井友宏、JENDL-4.0 の共分散データを用いた CASMO5/SIMULATE-5 の不確かさ評価(1) UAM ベンチマーク問題 (Phase I における集合体体系) の解析、日本原子力学会、2017年春の年会、2F14、2017年3月(査読なし)
- (S) 酒井友宏、山本徹、岩橋大希、軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果 (1) 解析モデルの検討、日本原子力学会 2017年秋の大会、1L08、2017年9月(査読なし)
- (T) 山本徹、酒井友宏、岩橋大希、軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果 (2) EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験についての解析、日本原子力学会 2017年秋の大会、1L09、2017年9月(査読なし)
- (U) 藤田達也、酒井友宏、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認;(3) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (冷温零出力・高温待機・高温全出力条件)
- (V) 山本徹、岩橋大希、軽水炉燃焼燃料の核種組成等の計算における共鳴弾性散乱モデル適用の効果の解析、日本原子力学会 2018年春の年会、2F03、2018年3月、(査読なし)
- (W) 柴茂樹、酒井友宏、山本敏久、ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討 (1) 燃料集合体無限増倍率計算への分散低減化法の適用、日本原子力学会 2018年春の年会、1F17、2018年3月、(査読なし)
- (X) 岩橋大希、酒井友宏、山本敏久、ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討 (2) 燃焼計算における分散低減、日本原子力学会 2018年春の年会、1F18、2018年3月、(査読なし)

- (Y) 藤田達也、酒井友宏、JENDL-4.0 共分散データに基づく CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価  
(2)UAM ベンチマーク問題 (Phase I における炉心体系) の解析、日本原子力学会 2018 年春の年会、2F02、2018 年 3 月、(査読なし)

## 5.5 表彰・受賞

なし

## 文 献

- 1) W.Wiesenack, "Accident-related fuel experiments in Halden - HRP LOCA Test Series ISA-650, TWGFPT Orientation", 24 April 2014
- 2) 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
- 3) NUREG-CR-7023, Rev.1, Vol.1, FRAPTRAN 1.5: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, May 2014
- 4) JAERI-1293, Models of Multi-rod Code FRETA-B for Transient Fuel Behavior Analysis (Final Version), November 1984
- 5) 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
- 6) 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
- 7) 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.
- 8) D. R.Joel, et al., "CASMO5 A fuel Assembly Burnup Program Methodology Manual", Studsvik/SSP-08/405 Rev1, (2011).
- 9) L.Sten-Orjan, et al., SIMULATE-5 Methodology, Studsvik/SSP-10/465 Rev2, (2011).
- 10) 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).
- 11) 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
- 12) T.Lefvert: OECD/NEA Nuclear Science Committee BWR Stability Final Specification, NEA/NSC/DOC(94)15 (March, 1994).
- 13) NEA-1881 ZZ-OSKARSHAMN2, Oskarshamn-2 BWR Stability Benchmark  
<http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1881/>
- 14) 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).
- 15) T. Yamamoto, M. Suzuki, Y. Ando and H. Nagano, "Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup PWR MOX and UO<sub>2</sub> fuels in the MALIBU program," J. Nucl. Sci. Technol. **49**, 910-925 (2012).
- 16) Core Design and Operating Data for Cycle 1 and 2 of Peach Bottom 2, Electric Power Research Institute, EPRI NP-563 Project 1020-1 Topical Report, (1978).
- 17) Core Design and Operating Data for Cycle 3 of Peach Bottom 2, Electric Power Research Institute, EPRI NP-971 Project 1020-2 Final Report, (1981).
- 18) MIT Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS), MIT Computational Reactor Physics Group, RELEASE rev. 2.0.1, (2017).
- 19) Ivanov, K., T. Beam, A. Baratta, A. Irani and N. Trikorous, PWR MSLB Benchmark: Volume 1: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99)8, April 1999.

- 20) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa *et al.*, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48[1],1-30, (2011).
- 21) T.E.Stover,"Quantification of Back-End Nuclear Fuel Cycle Metrics uncertainties ",INL/EXT-07-13592,(Nov.2007).
- 22) 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).
- 23) JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
- 24) KRITZ-2:19 Experiment on regular H<sub>2</sub>O/fuel pin lattices with mixed oxide fuel at temperature 21.1 and 235.9°C, International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1.
- 25) P. Blaise et al. 12 years of Franco-Japanese international programs in EOLE for the validation of 100% MOX recycling in LWRs. Proc. PHYSOR-2014; 2014 Sep 10-Oct 3; Kyoto (Japan). 2) International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1.
- 26) J. Katakura, "JENDL FP decay data file 2011 and fission yields data file 2011," JAEA-Data/Code 2011-025 (2012).
- 27) I.C. Gauld, G. Illas, B. D. Murphy et al., "Validation of SCALE 5 decay heat predictions for LWRspent nuclear fuel," NUREG/CR-6972, ORNL/TM-2008/015 (2010).



## 自己評価

以下の評価項目で自己評価を行ってください。

### a. 成果目標に対する達成状況

#### (1) 熱流動安全解析手法の整備

計画通り解析を実施することで、その技術的知見を NRA 技術報告としてまとめ公開するとともに、新規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請の審査に、これらの技術的知見を活用することができた。また、「溢水時の蒸気影響評価」について、プロジェクト期間の途中から追加的に柔軟に対応し、内部溢水の蒸気影響緩和対策等の評価に必要な三次元評価手法を整備した。

#### (2) 核特性安全解析手法の整備

運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事故について、最新の3次元過渡解析コード PARCS を導入するとともに、これらの解析に必要なデータの整備を計画通り実施した。さらに、長時間の解析が必要な ATWS 解析に対応するための PARCS の高速化及び安定性解析に必要な一次モード解析機能を整備した。

### b. 成果の活用状況

#### ・プロジェクト期間内

「熱流動安全解析手法の整備」の解析を通じて得られた事象進展挙動等の技術的知見を NRA 技術報告としてまとめ公開するとともに、新規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の審査に活用してきた。

#### ・今後の見通し

今後、新規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請に係る審査が行われる場合は、必要に応じて本プロジェクトの解析を通じて得られた事象進展挙動等の技術的知見を審査の技術支援にも活用していく予定である。

また、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価に係る制度が導入されたことに対応し、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事故の解析について、不確かさを考慮した最適評価手法による解析を今後実施して、その成果を技術的検討に活用していく予定である。

## 高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究

長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門

担当責任者：井上正明 上席技術研究調査官

担 当 者：有吉昌彦 主任技術研究調査官、石津朋子 主任技術研究調査官、  
大川剛 主任技術研究調査官、藤田哲史 技術研究調査官、  
渡辺大貴 技術研究調査官

---

委託先：九州大学 (2.3(3)に関する機械的エネルギーの発生メカニズムに係る研究)、東京大学 (2.3(5)に関するレベル 2PRA に係る研究)、東京都  
市大学 (2.3(6)に関する線源挙動評価手法に係る研究)

**1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 29 年度)**

本プロジェクトは、高速炉について新規制基準で要求される重大事故の拡大の防止に関し、重大事故時の挙動評価と重大事故対策（以下「SA 対策」という。）の有効性評価に必要な安全評価手法、解析コードの整備及び SA 対策の有効性に係る技術的知見の獲得を目的として実施した。

本プロジェクトは平成 25 年度に開始し、当初は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）の評価への適用を主たる目標として安全研究を遂行していたが、もんじゅについては、平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、運転再開はせず、廃止措置段階に移行することが政府方針として決定された。一方で、高速実験炉「常陽」（以下「常陽」という。）の新規制基準に基づく設置変更許可申請が平成 29 年 3 月に行われたことを受け、新規制基準への適合性審査に向け、重大事故時の事象進展挙動、事故対策の有効性等についての知見を獲得、整備する必要性が生じた。このような高速炉の安全規制に関する状況の変化を受け、本プロジェクトにおいても、平成 28 年度のもんじゅの廃止措置段階への移行決定以降、それまでのもんじゅへの適用を主たる目的とした安全研究から、常陽の安全審査時に活用可能な評価手法、技術的知見の獲得を目的とした安全研究に重点を移した。

本プロジェクトの対象とする範囲は広く、①高速炉の炉心の著しい損傷に至る挙動とそれを防止する SA 対策、②炉心の著しい損傷並びに損傷後の事故進展挙動と事故拡大を防止する SA 対策、及び③格納容器破損防止のための SA 対策を対象としている。SA 対策のうち、「炉心（または使用済燃料）の著しい損傷の防止」に係る主要な事象進展と対策（SA 対策-I）の効果、さらに炉心損傷が生じた後の「原子炉格納容器の破損の防止」に係る主要な事象進展と対策（SA 対策-II）の効果について、これらの解析に必要な安全評価手法（リスク情報の活用を含む。）と解析コードの開発、整備を行うとともに、解析評価を通じて、重大事故時の事象進展、対策の効果及び課題の把握を行った。

**2. 研究期間を通じた主要成果****2.1 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討****2.1.1 内的事象に対する SA 対策-I の有効性に係る検討**

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、内的事象を対象としたレベル 1 PRA の結果<sup>1)</sup>から、炉心損傷頻度の高い代表的なシーケンスとして、「崩壊熱除去機能喪失事象」（LOHRS ; Loss of Heat Removal System）と「原子炉停止機能喪失事象」（ATWS ; Anticipated Transient without Scram）が挙げられる。ここ

では、もんじゅ及び常陽で防止対策が考えられている LOHRS を対象として行った検討について述べる。なお、ATWS については、高速炉の代表的な ATWS 事象である炉心流量減少時原子炉停止機能喪失事象 (ULOF ; Unprotected Loss of Flow) の防止策に関する検討も行っているが、ここでは説明を省略する。また、ATWS による炉心損傷時の挙動評価については、次節 2.2 で述べる。

ここで対象とする LOHRS は、「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) に大別できるが、LORL は、その防止対策の成否 (液位確保の成否) が運転操作の成否のみによって決まり、液位が確保されない場合は、すべて炉心損傷に至る一方で、液位が確保された場合の挙動は、PLOHS の挙動に包絡される事象であることから、本プロジェクトでは対策時のプラント応答挙動がその成否に関わる PLOHS を対象とした検討を実施した。

### (1) 除熱源喪失事象時の炉心の冷却対策に係る検討

#### ① 空気冷却器を除熱源とした冷却系の自然循環除熱の有効性に係る検討

高速炉の安全上の特徴の一つに、発熱部 (炉心あるいは使用済燃料) と除熱部 (空気冷却器) の配置の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を有していることが挙げられる。この自然循環除熱の有効性に係る重要な確認事項として、以下の2点が挙げられる。

- i) 燃料及び被覆管の健全性が維持され、炉心の冷却が可能であること
- ii) 過冷却による流路の閉塞 (凍結) が生じないこと (流路閉塞により除熱源喪失となる)

上記の確認事項に対し、もんじゅ及び常陽を対象に、原子力規制庁が開発した高速炉プラント動特性解析コード ADYTUM<sup>3)</sup>を用いた過渡時特性解析を実施し、挙動特性の把握、課題の有無の確認を行った。

図1は、もんじゅを対象に、上記 i) に関連して、自然循環ループ数、機器外表面からの放熱の有無による炉心冷却 (炉心出口温度) への影響を示したものである。図より、機器外表面からの放熱を考慮しない場合には、2ループ以上の自然循環が必要であるが、放熱を考慮する場合には、1ループの自然循環でも炉心冷却は可能との結果となっている。また、空気側のリークフローを考慮しても、3ループともにベーン、ダンパが締め切られた状態では冷却は難しいとの結果を得た (図中の黒実線)。

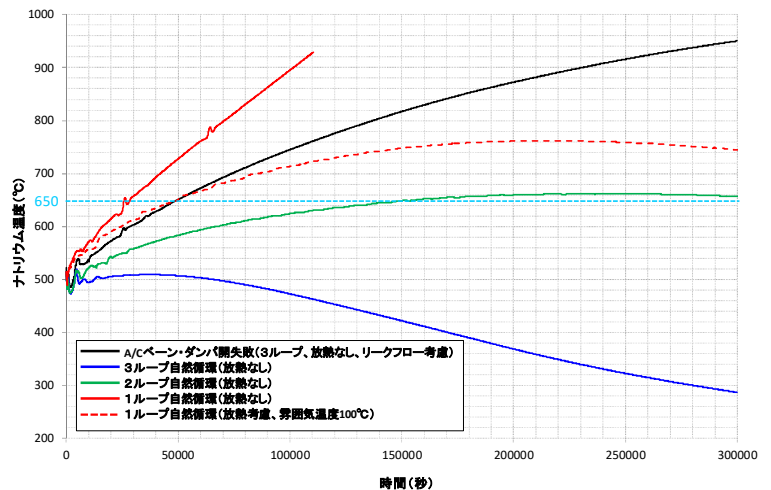


図1 炉心出口温度の挙動  
Fig.1 Temperature of Core Outlet

ii) に関しては、過冷却による流路閉塞 (ナトリウム凍結) が最も生じやすいのは空気冷却器出口部近傍であるが、当該部で流路閉塞が生じると2次系ナトリウムが流れなくなるため、空気冷却器での除熱機能が喪失し、崩壊熱によって1次系温度が上昇し、いずれ炉心損傷に至ることになる。したがって、過冷却による流路閉塞 (凍結) 回避は、自然循環除熱による炉心冷却において極めて重要なものとなる。

過冷却の観点から、もんじゅと常陽を比較すると、もんじゅの空気冷却器の容量が、崩壊熱に対応して定められているのに対し、常陽の空気冷却器の容量は通常運転時の除熱量で定められているため、常陽の方が厳しい条件となる。また、冷却

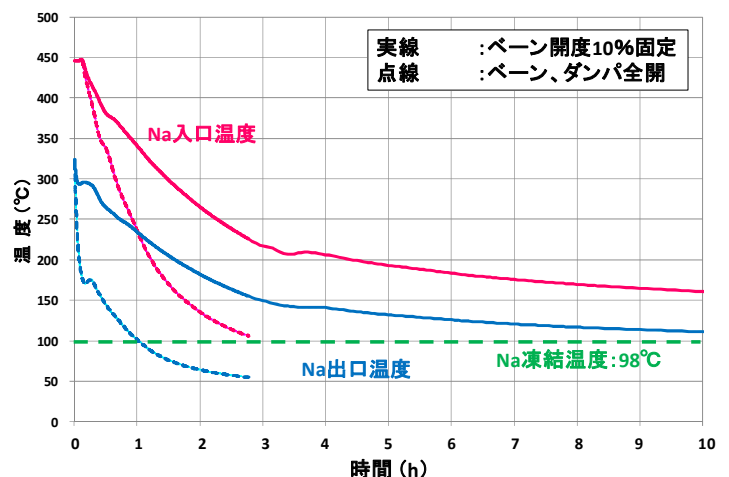


図2 空気冷却器出入口温度の挙動  
Fig.2 Temperature of Air Cooler Inlet and Outlet

空気風量を調節するベーン、ダンパの開閉機構が、もんじゅでは電動であり、異常時にはその時点の開度で固定されるのに対し、常陽は空気作動で、異常時にはフェイルオープンとなるため、これも過冷却上は厳しい条件となる。図2に常陽の自然循環時の空気冷却器の出入口温度挙動を示す。図中、実線はベーン開度を10%固定とした場合（ダンパは全開）、破線はベーン、ダンパともに全開の場合を示す。ベーン、ダンパともに全開となった場合には、約1時間でナトリウムは凍結温度に至るため、事故後の早い段階からの現場操作等による凍結回避策が必要になると思われる。

上記の他、空気冷却器本体ダクトの損傷時の影響について検討した。屋内空気を取り入れる場合、自然通風状態において、ダクトの損傷が伝熱部及びそれより下流側の屋内で生じた場合の影響は有意であることを確認した。

炉心冷却以外にも、高速炉特有の設備である炉外燃料貯蔵槽（もんじゅにおいて、炉心から取り出した燃料を使用済燃料プールに移す前にナトリウム中で冷却するための設備）を対象に、自然循環除熱時の挙動を確認し、炉心冷却と同様、使用済燃料の冷却は自然循環除熱によっても可能である一方、炉心冷却と同様、過冷却の防止が課題となることを確認した。なお、常陽にはもんじゅのような炉外燃料貯蔵槽はなく、原子炉容器内（炉心の外側）に設置された使用済燃料ポットにおいて使用済燃料の冷却を行う設計となっている。

## ② 自然循環除熱失敗時の対策に係る検討

常陽において、冷却系による炉心冷却ができない場合の対策として、原子炉容器とリークジャケットの間に窒素ガスを流すことにより、原子炉容器壁（以下「炉壁」という。）を冷却し、炉壁と炉心との間にナトリウムの自然循環を生じさせることによって炉心を冷却する方法が考えられている<sup>4)</sup>。この方法による炉心冷却の可能性等を検討するため、ADYTUMを用いた解析、検討を行った。解析結果を図3に示す。解析の結果、炉壁冷却に伴い、炉心（高温部）と炉壁（低温部）の間に循環流が生じることが確認された。循環流量は約2kg/sと小さく、炉心出口の炉上部プレナム部下方（ナトリウム流動域）の温度は高めに推移するものの、崩壊熱が窒素ガスの除熱量（1MW）を下回る約1時間以降に若干遅れて低下している。一方、ナトリウムのほとんど流れない原子炉上部プレナムの温度は、炉壁の冷却に伴い低下している。なお、解析結果では、炉心部を流れるナトリウムと反射体及び使用済み燃料ポット部を流れるナトリウムの間で流量の振動及びこれに伴う炉心出口ナトリウム温度の振動が生じており、温度レベルの影響も含め、さらに検討が必要である。

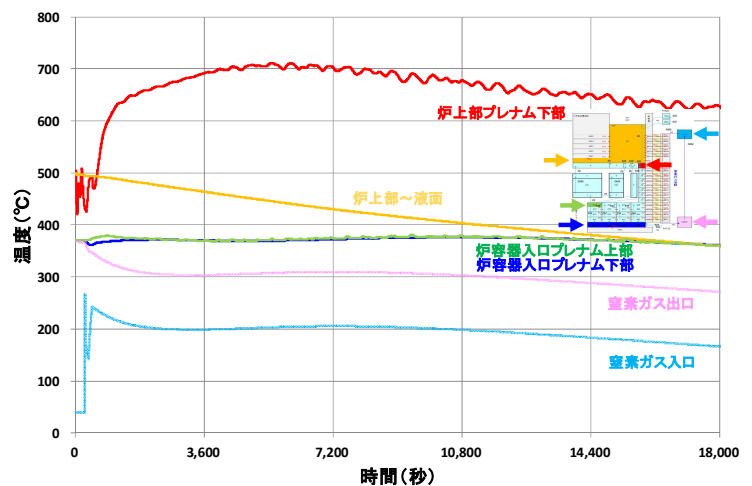


図3 炉壁冷却時の各部温度挙動

Fig.3 Temperature of each part of RV during Cooling from outside of RV

### 2.1.2 外的事象による炉心の著しい損傷の可能性に係る検討

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 格納容器の破損を防止するための対策（SA対策-II）の有効性に係る検討

ここでは、炉心損傷が生じた後の原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関連して、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関する検討

もんじゅと常陽を対象に、ATWS時の事象進展挙動と放出エネルギーについて、その影響を含め検討した。

## (1) ATWS 時の事象進展と放出エネルギー

### ① もんじゅの ATWS 時挙動

もんじゅを対象に、ATWS のうち、ULOF 及び過出力時原子炉停止機能喪失事象 (UTOP ; Unprotected Transient OverPower) の解析を実施し、炉心挙動を把握した。ここでは、特に ULOF について記述する。ASTERIA-FBR コード<sup>5)</sup>を用いた計算結果の例を図 4 に示す。ULOF は、1 次主冷却系ポンプの停止とスクラム失敗の重ね合わせによって開始される。炉心流量は減少するが定格出力で維持されるため、出力・流量比のミスマッチにより、冷却材温度は上昇しボイド反応度 (冷却材密度変化効果も含む) が正に投入される。その一方で、炉心温度の上昇による負のドップラー反応度フィードバックが投入され、結果として冷却材沸騰となる過渡開始約 13 秒後までネット反応度は相殺される。冷却材沸騰が開始すると、ボイド反応度は急激に上昇しネット反応度は 1\$ に近接して、過渡開始約 14.4 秒後に燃料ピンは破損を開始する。燃料ピン破損・分散が生じると、燃料移動反応度が大きく負に投入されるため、ネット反応度は約 -4\$ まで低下する。さらに数秒後には、複数集合体が連結し局所プールを形成する遷移過程に移行する。遷移過程では、制御棒案内管から炉心燃料の一部が炉心領域外へ再配置する。上記のような冷却材沸騰、燃料ピン破損・分散の挙動やそれに伴う反応度挙動に関する ASTERIA-FBR の計算結果は、CABRI 試験結果<sup>6)</sup>や SAS4A<sup>7)</sup>・SIMMER<sup>8,9)</sup>コードの解析結果等の既往知見と照らして合理的であり、ASTERIA-FBR の実機への適用性についても合わせて確認できた。

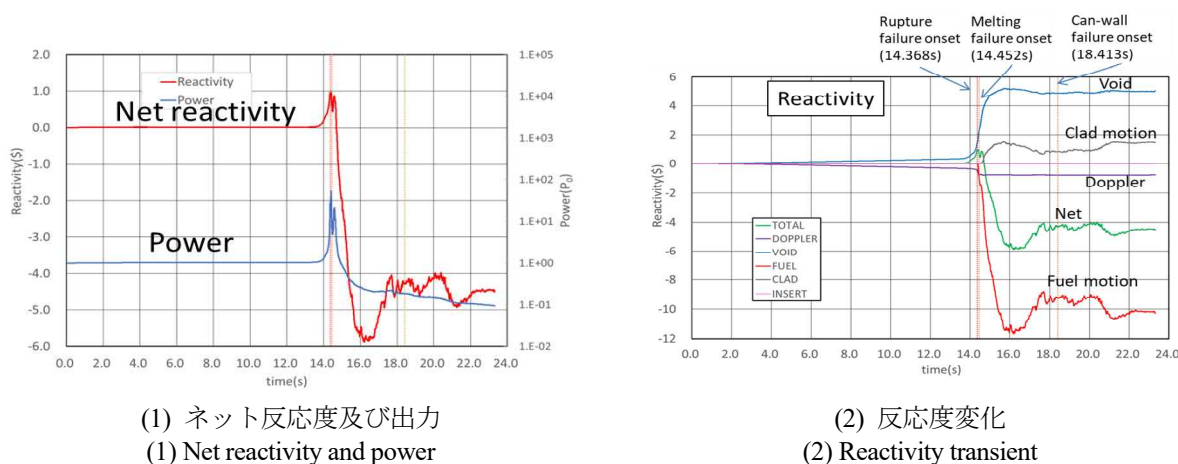


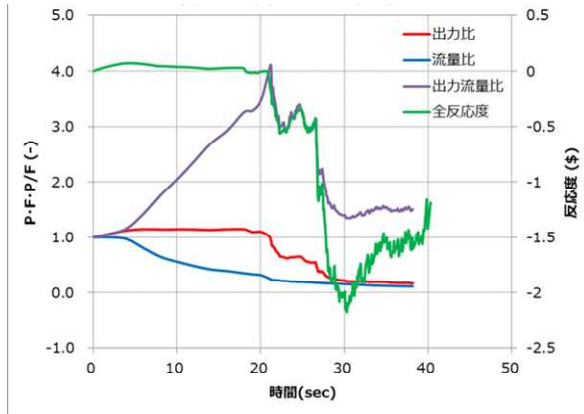
図 4 ASTERIA-FBR によるもんじゅ ULOF 解析結果の例

Fig. 4 Example of calculation results of ULOF for MONJU using ASTERIA-FBR

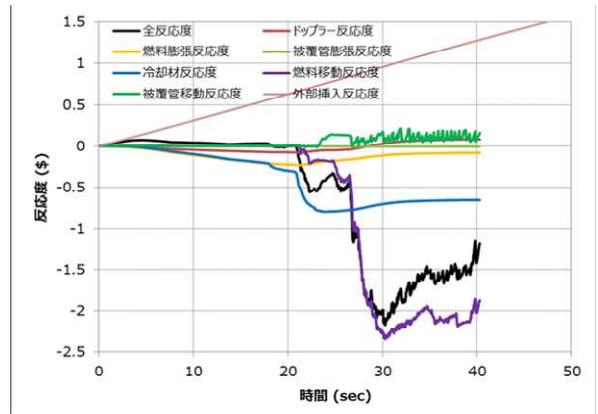
### ② 常陽の ATWS 時挙動

常陽 MK-III 平衡炉心を対象に、ASTERIA-FBR、SAS4A 及び SIMMER-III コードを用いた UTOP 及び ULOF 等の ATWS 事象解析を実施し、炉心挙動を把握した。ここでは、炉心損傷の影響が大きいと考えられる、UTOP と ULOF を重ね合わせた事象 (以下「UTOP-LOF」という。)を保守的に想定し、米国アルゴンヌ国立研究所から導入した SAS4A コードを用いて計算した結果の例を記述する。本ケースでは、制御棒引き抜きによる正反応度印加率を 3¢/s 一定とし、中性子束高信号のスクラム信号発信で 1 次系ポンプトリップには成功するものの、制御棒挿入には失敗する事象を想定する。流量半減時間は 8 秒とした。図 5 に計算結果の例を示す。過渡開始から正反応度印加により、燃料温度が上昇してドップラー反応度、燃料密度反応度、ボイド反応度が負に投入される。冷却材が沸騰するとボイド反応度がステップ状に負に入り、過渡開始後約 20 秒に到達すると、燃料ピン破損・分散、冷却材のボイド化によって大きく負に投入される。当該炉心では、ボイド反応度をはじめとする負反応度フィードバックの効果が大きいため、起因過程でのネット反応度の最大値は高々 0.2\$ 程度であった。しかしながら、溶融した被覆管スチールが燃料ピン束間へ侵入、固化して閉塞しており、溶融炉心プール形成を促進する可能性が示唆された。溶融炉心プールは、後述のとおり、スロッシングによって即発臨界に至る要因の一つである。





(1) 出力、流量、出力・流量比、及び全反応度変化  
(1) Power, Reactor flow, P/F, and net reactivity transient



(2) 反応度変化  
(2) Reactivity transient

図5 SAS4Aによる常陽MK-III炉心のUTOP-LOF事象解析結果の例  
Fig. 5 Example of calculation results of UTOP-LOF sequence for Joyo MK-III core using SAS4A

(2) ULOF時の原子炉容器健全性及びナトリウム噴出量評価

ULOOF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、原子炉容器等に機械的影響を及ぼす可能性がある。本プロジェクトでは、もんじゅを対象として、仮想的に即発臨界が生じた場合の機械的エネルギーの転換挙動をSIMMER-IIIコードを使用して検討するとともに、機械的エネルギーによる原子炉容器構造健全性への影響と高圧のカバーガスによって遮へいプラグが持ち上げられることにより形成されるリークパスからのナトリウム及びカバーガスの噴出挙動を、図6に示すように汎用の衝撃解析コードであるAUTODYN<sup>10</sup>を用いた解析により検討した。

また、CDA気泡生成時に生じる圧力波による原子炉容器を含む1次系機器、配管の構造健全性への影響を、汎用のPAM-CRASHコード<sup>11</sup>を用いた粒子法による流体-構造連成解析により検討した。

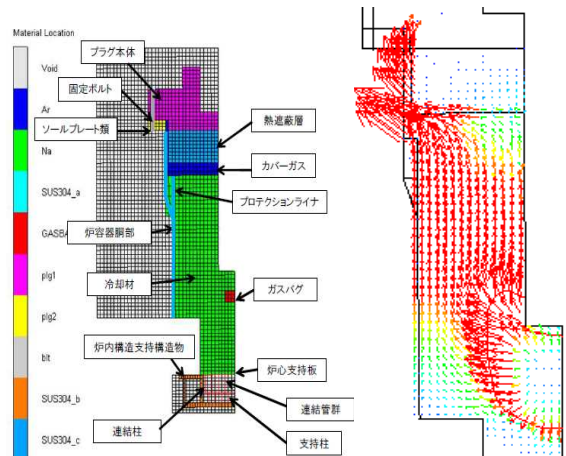


図6 ナトリウム噴出解析  
Fig.6 Calculation results of Sodium ejection

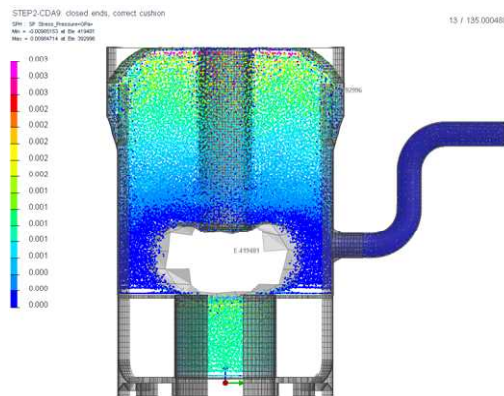


図7 ULOF時の原子炉容器内の挙動  
Fig.7 Coolant Behavior in Reactor Vessel during ULOF

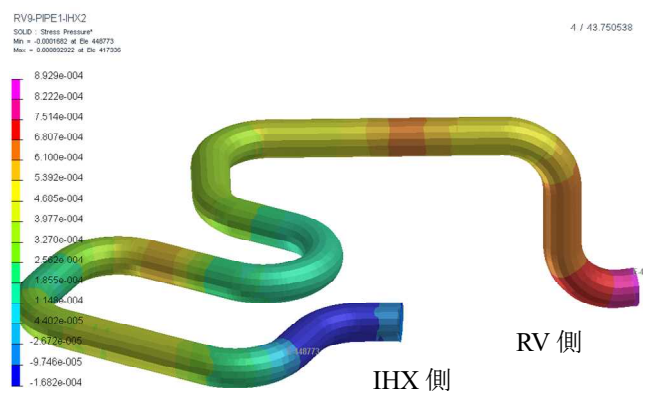


図8 ホットレグ配管の圧力伝播挙動  
Fig.8 Pressure Propagation at Hot-leg Piping

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。解析の結果、CDA 気泡生成時に生じる圧力波伝播による発生応力は原子炉容器、配管における許容値を下回ることを確認した。

## 2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性に関する検討

### (1) 炉心損傷事故後の熱除去に関する検討

高速炉の炉心損傷事故時の熔融進展挙動と熔融燃料の冷却挙動を評価するため、高速炉シビアアクシデント解析コード AZORES<sup>12)</sup>について、後述の 2.3(4)に述べる改良、検証を行うとともに、これらを反映したもんじゅへの適用性解析を実施した。解析結果の例を図 9 に示す。また、もんじゅへの適用性解析までの知見に基づき、常陽の解析モデルを作成し、試解析を実施した。

### (2) 格納容器破損防止対策の有効性に関する検討

著しい炉心損傷が生じた場合の格納容器の健全性確保に係る解析・評価として、(1)に述べた AZORES による解析の他、常陽の原子炉容器外側に設置された黒鉛遮へい体を内包する安全容器を対象に、炉心損傷後、熔融燃料が黒鉛遮へい体上に流出した場合の応力解析を汎用の FEM 解析コードを用いて実施した。

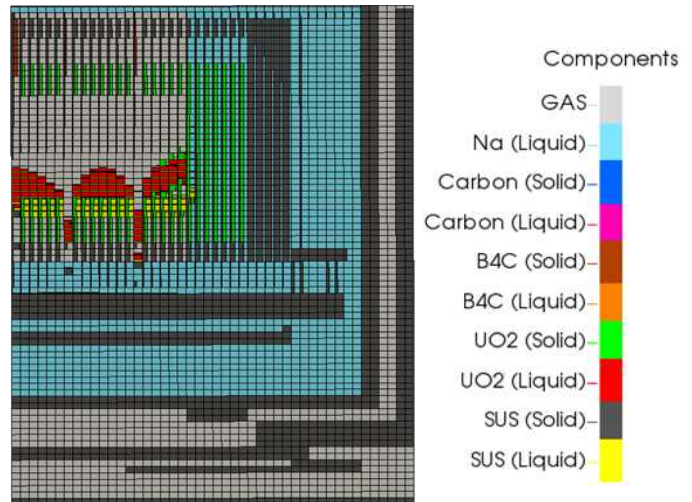


図 9 もんじゅの ATWS 事故後の炉心熔融進展解析結果  
Fig.9 Result of core melt evolution analysis after ATWS of Monju

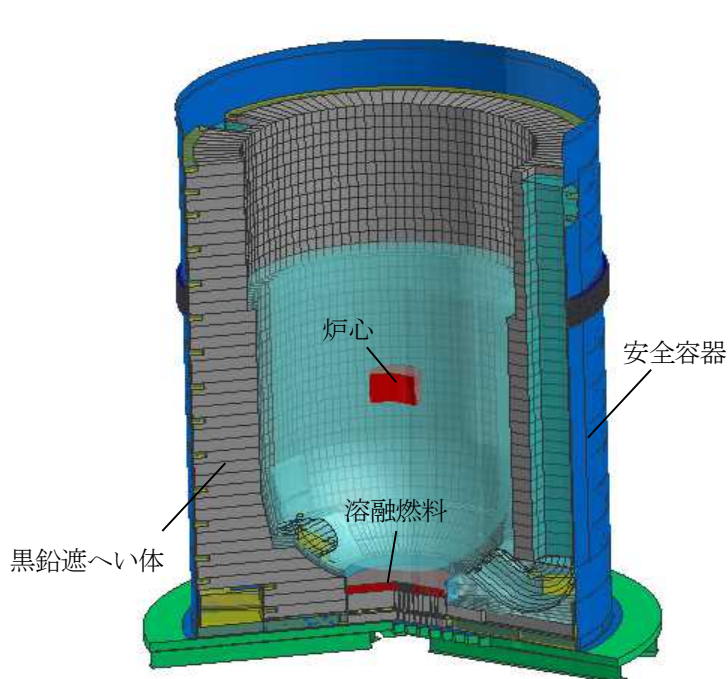


図 10 黒鉛遮へい体及び安全容器の解析モデル  
Fig.10 Analysis Model of Graphite Shielding and Safety

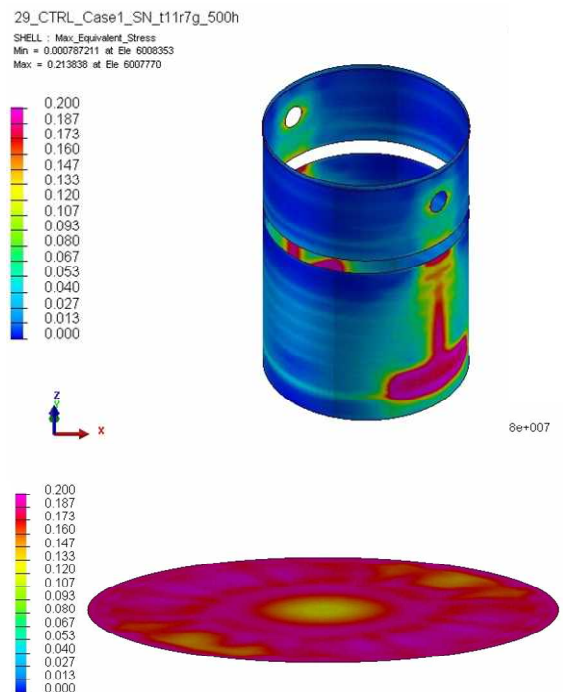


図 11 安全容器の応力コンター (例)  
Fig.11 Stress Contour of Safety Vessel (Sample)



解析モデルを図 10 に示す。常陽の原子炉容器の外側には、図 10 に示すように、原子炉容器外周に黒鉛遮へい体が設置されており、黒鉛遮へい体は炭素鋼製の安全容器に内包されている。安全容器の外側は窒素ガスで冷却されている。炉心損傷事故に伴い、図に示すように黒鉛遮へい体上に溶融燃料が流出した場合の温度分布解析、応力解析を実施し、変位、発生応力を評価した。解析結果の例として、安全容器胴部と底板部の応力コンターを図 11 に示す。本件については、条件の妥当性、解析モデルの妥当性についてさらに検討が必要である。

### 2.3 高速炉の安全解析手法の整備及びリスク情報を活用した安全規制に関する検討

上記 2.1 及び 2.2 の評価に必要な安全解析手法等に関し、以下を実施した。

#### (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、地震時の集合体挙動に関する解析手法の検討、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<sup>13)</sup>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。また、上下動に対する集合体挙動の評価のため、シェル要素で集合体をモデル化する手法についても検討した。

#### (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・整備を行った。炉心や炉外燃料貯蔵槽の自然循環除熱を扱うためのコード改良（炉心モジュールの改良）を行った他、過冷却の評価上重要な機器外表面からの放熱モデルに関し、一部放熱を扱えない部分のあった熱交換器モジュールの改良を行い、全外表面からの放熱を扱えるようにした。また、コードの検証の観点から、自然循環除熱に関し、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及び常陽の自然循環試験の結果との比較解析を実施した。

#### (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、再臨界が生じる可能性のある事故過程を一貫して解析する ASTERIA-FBR コードを開発・整備している。ASTERIA-FBR は、図 12 に示すように、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 を統合しシステムを構成している。

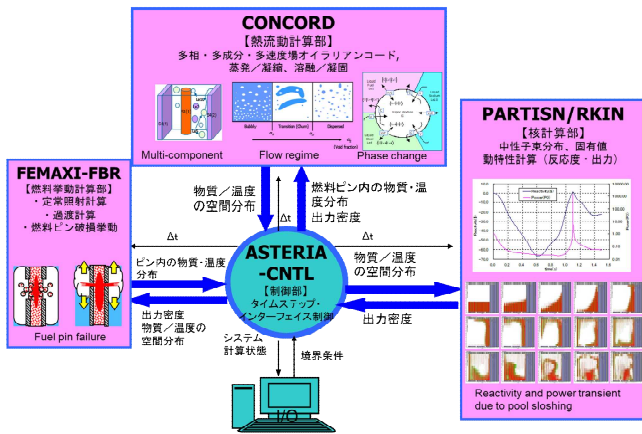


図 12 ASTERIA-FBR コード構造  
Fig. 12 Code Structure of ASTERIA-FBR

表 1 ASTERIA-FBR の検証及び適用実績

Table 1 Validation and application results of ASTERIA-FBR

コード	モデル	検証実績	適用実績
FEMAXI-FBR	力学的モデル	定常照射試験 (CABRI、常陽B8-HAM、SUPERFACT、AFC-2C)	もんじゅ炉心、常陽炉心*の定常照射、過渡時燃料挙動、燃料ピン破損
	熱的モデル 燃料破損	過渡試験 (CABRI-BI2, BI3, AH3 他、常陽 PTM)	
CONCORD	流体力学	CABRI試験 THINA試験	もんじゅ炉心、常陽炉心*のULOF時Na沸騰、燃料分散挙動、炉心膨張過程
	境界面積		
	運動量交換関数		
	熱伝達		
	溶融/固化		
PARTISN/RKIN	蒸発/凝縮	GMVPMVPとの比較 (CR引抜・挿入問題、ボイド反応度、ドブハラ反応度)	もんじゅ炉心、常陽炉心*のULOF・UTOP挙動
	中性子輸送 動特性		
			* 常陽MK-III炉心

表 1 に示すように、ASTERIA-FBR を構成するモジュール単体及び複数モジュールの連成により、炉内・炉外試験等を模擬し、試験結果との比較によりモデルの妥当性を確認している。ASTERIA-FBR を構成する多数のモデルのうち重要性の高いものから、検証を進めた。また、もんじゅ及び常陽炉心を対象に、ATWS 事象解析を行い既往知見との比較により、適用性を確認した。また、国際会議や原子力学会での公表により専門家の批評を得て

いる他、OECD/NEA の革新的燃料に係る専門家会合（EGIF）で実施されたマイナーアクチニド含有燃料の定常照射試験のベンチマーク解析を活用した FEMAXI-FBR のモデルの妥当性確認も行った。また、独国カールスルーエ工学研究所による物理マニュアルのピアレビュー等を実施し、他の研究機関の解析コードと比較して概ね同程度の解析精度を有することを確認した。

### ② 高速炉炉心損傷事故の簡易解析コードの整備

高速炉炉心損傷事故評価を短期間で実施する手法として、簡易解析コード ASTERIA-dash を整備した。ULOF 事象で生じうる現象毎の簡易熱力モデルと、炉心損傷解析結果のデータベースに基づいて重回帰計算から評価した反応度相関式による核出力計算と結合することで ASTERIA-FBR 等の炉心損傷解析結果を概略模擬できることを確認した。

### ③ 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は、その大きさに依存して遮蔽プラグからナトリウムを噴出させるなど 1 次系バウンダリの健全性を脅かす可能性があるため重要である。これまで機械的エネルギーの放出については機構論的解析コードを用いて評価されてきたが、現実的な不確かさを考慮し統計的にエネルギー放出量及び頻度を評価することが必要である。このため、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）において、ULOF 時の炉心膨張過程を対象に、現象相関ダイアグラム<sup>1)</sup>（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論的に評価する手法の検討を行った。図 13 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。データベースには欧州をはじめとする中・小型ナトリウム冷却高速炉炉心を対象にした SIMMER-III による解析結果を用いた。解析結果を分析し、炉心膨張から機械的エネルギー放出までのエネルギーの増幅・緩和効果に寄与する支配因子（例：初期の炉心温度・圧力、燃料と熔融スチールの混合状態、上部ブランケット燃料等の炉心領域内構造物の有無等）を抽出するとともに、各支配因子の機械的エネルギーへの寄与を「エネルギー伝達因子」と名付けた関数で整理した。機械的エネルギーへの寄与が大きい支配因子は炉心上部の構造物の有無であり、何らかの理由により炉心上部構造物が損傷した場合を仮定すると、炉心膨張が抑制されず機械的エネルギーへの転換が顕著となることが分かった。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、工学的判断に基づいて一定値や対数正規分布により確率密度を与えた。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。得られた結果をエネルギー転換率の確率密度として図 14 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やナトリウム中での高温熔融物質との熔融物質・冷却材相互作用を観測した THINA 試験<sup>14)</sup>ではエネルギー転換率が約 0.1～0.3%と評価されていること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。機械的エネルギーの大きさは、遮蔽プラグからのナトリウム噴出量を支配するため、本検討結果は、格納容器応答事象評価の初期条件として使用し、環境影響評価に資する。さらに、本手法では、多様な炉心損傷シナリオの中でエネルギー転換に重要な影響を及ぼす支配因子と影響度の関係を整理しており、新規制基準に基づく評価に必要な参考情報として活用する。

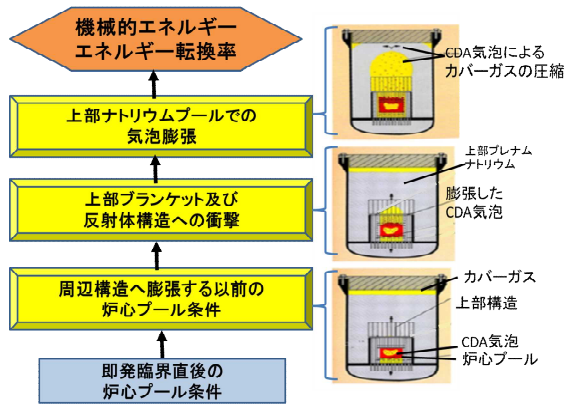


図 13 炉心膨張過程の主要な PRD  
Fig.13 Main PRD during post-disassembly expansion phase

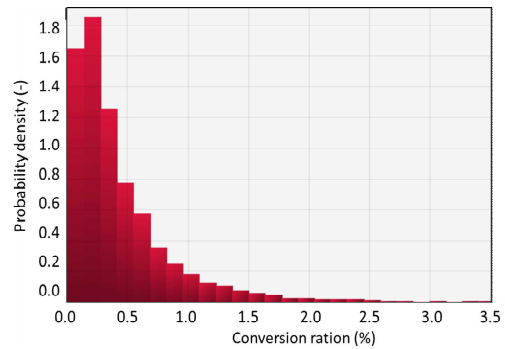


図 14 エネルギー転換率の確率密度分布  
Fig.14 Probability density distribution of energy conversion ratio

上記と同様に、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を行った。図 15 に主要な PRD を示す。ここでは、スロッシングに起因する再臨界シナリオに着目し、4つのサブ PRD（燃料凝集と再臨界に関するプールバウンダリの影響、プール形状及び成分の影響、スロッシングトリガーと増幅効果の影響、緩和効果の影響）を展開した。データベースには中・小型高速炉炉心を対象にした SIMMER-III の解析結果を分析し、プール形成から即発臨界超過までのエネルギー増幅・緩和効果に寄与する支配因子を抽出し、各支配因子の熱エネルギーへの寄与を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、データベースから取り得る不確かさ幅を考慮して設定した。評価にあたっては、過渡時の中性子挙動や流体力学を適切に扱うため欧州炉物理解析コード ERANOS<sup>15)</sup>や粒子法コード SIMSPH<sup>16)</sup>の専用コードによる解析結果、スロッシング現象に解析のために実施された実験結果<sup>17)</sup>も併せて用いた。確率分布は工学的判断等に基づいて設定し、市販コード@RISKによりモンテカルロ計算を実施した。得られた炉心燃料平均温度の確率密度分布の評価例を図 16 に示す。ULOF 遷移過程の熱エネルギーは、炉心燃料温度換算で、約 5000K 以下に 95%の結果が、約 2500~4000 K の間に約 60%の結果が分布する結果となった。本評価結果の妥当性・一般性を示すためには、実験結果との比較や実機解析結果との比較を積み重ねる必要があるが、この結果はこれまでの炉心損傷解析コードによる解析結果と定性的に合致しており、熱エネルギーの確率密度を評価する手法として有効である見通しを得た。

さらに、エネルギー放出が顕著でなく熔融物質が下方へ移行する場合の原子炉容器の熱的破損に着目し、熔融物質の原子炉容器内保持 (IVR) の確率密度についても、同様に検討を行った。

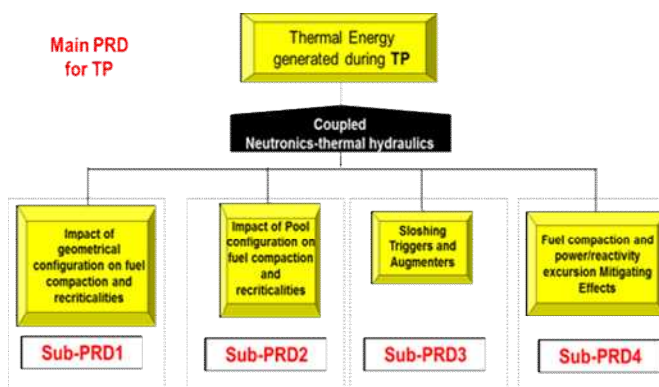


図 15 ULOF 遷移過程の主要な PRD  
Fig.15 Main PRD during ULOF transition

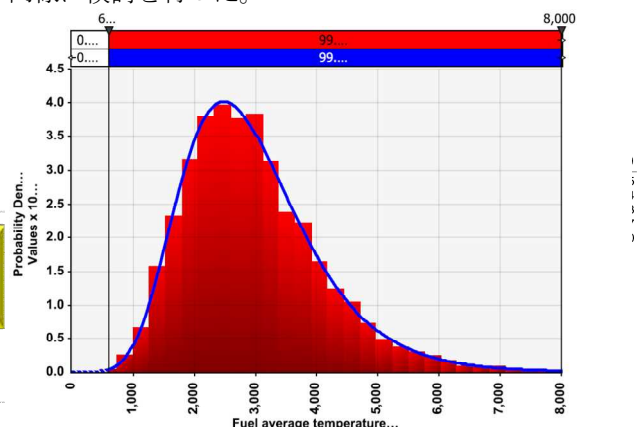


図 16 炉心燃料平均温度の確率密度分布の予備評価例  
Fig.16 Example of preliminary evaluation on probability density distribution of core fuel average temperature

④ 機械的エネルギーの発生メカニズムに係る検討

高速炉の典型的な炉心損傷事象である ULOF 事象における遷移過程では、溶融燃料プールが形成されると、炉心プール運動（スロッシング）時の燃料の凝集に依存して即発臨界条件を超過する可能性がある。しかしその一方で、上記の即発臨界に近接すると、燃料の膨張・分散が生じることによって負の反応度フィードバック効果と溶融プール運動の抑制効果が同時に働くことが、既往研究により分かっている。ここでは、高速炉の炉心損傷事故の後期過程で溶融プールが形成され、エネルギーが放出される場合でも、放出されるエネルギーに上限値が存在しうることを示すとともにそのメカニズムを機構論的に明らかにすることを目的に、水流動試験及び解析の両面から、スロッシング等に伴うエネルギー発生メカニズムの調査研究を進めた。

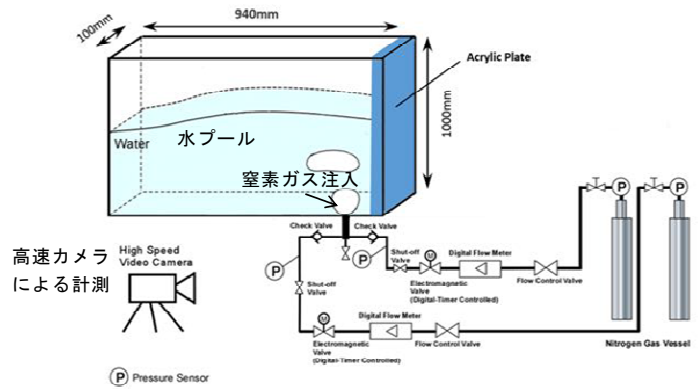


図 17 スロッシング試験装置の例  
Fig. 17 Example of equipment of sloshing experiment

図 17 にスロッシングの試験装置の例を示す。これまでに実施した、プールの対称・非対称性や液液混合・固液混合の依存性等に関するスロッシング試験の検討結果をとりまとめ、気泡駆動スロッシング運動から推定される反応度印加要因や、多相・多成分・多速度場コードでの再現解析における着目点等について整理した。

上記の整理結果を踏まえ、仮想的炉心燃料プールを想定して反応度印加のメカニズムを整理し、燃料熱膨張、蒸発及びドップラー効果についてパラメトリック解析を行い、反応度の印加・緩和に与える影響について調査・整理した。図 18 に示すように、燃料の運動と反応度値分布を関連づけた反応度挿入率評価関数を構築し、その妥当性についてまとめた。図 19 にスロッシングによる燃料体積分布と反応度の変化に関する解析結果の例を示す。機械的エネルギー放出は、反応度挿入率によって支配されること、出力印加時の液体燃料の温度上昇による熱膨張で燃料が分散し、放出エネルギーの大きさが制限されること、さらに、その効果は熱力学的なモデルによって理論的に説明できることを示した。

(4) 格納容器健全性評価手法

$$\rho(t) \approx \oint W(t, \vec{r}) dm_f = \oint \nabla W(t, \vec{r}) \cdot \vec{u}_f(t, \vec{r}) dm_f$$

$m_f$ : fuel mass [kg],  $\dot{m}_f$ : fuel mass change [kg/s]  
 $\vec{u}_f$ : fuel velocity [m/s],  $W$ : fuel reactivity worth [(Δk/k)/kg]

図 18 燃料移動による反応度挿入率評価関数  
Fig. 18 Simple index for reactivity insertion rate caused by fuel motion

① シビアアクシデント解析コード AZORES の改良

高速炉の炉心損傷事故時挙動評価のために、シビアアクシデント解析コード AZORES の改良・整備を実施した。ATWS 事故発生後の溶融コリウム移行挙動に着目して、以下に示す炉心内、炉心下部、下部プレナム及び炉室における物理・化学モデルの改良・検証を実施した。

- 1) 溶融コリウムのリロケーション経路として重要な制御棒案内管（以下、「CRGT」という。）を解析モデルとして新たに組み込み、その検証を行った。さらに、CRGT 内（制御棒本体、ダッシュポット、エントランスノズル）の詳細移行挙動（図 20 参照）及び受皿近傍の溶融コリウム冷却挙動（図 21 参照）の CFD 解析を行い、その挙動を把握した。
- 2) 事故時の炉心下部のナトリウム流動をより現実的に評価するために、原子炉容器下部をモデル化し、その流動効果を CFD 解析により確認した。

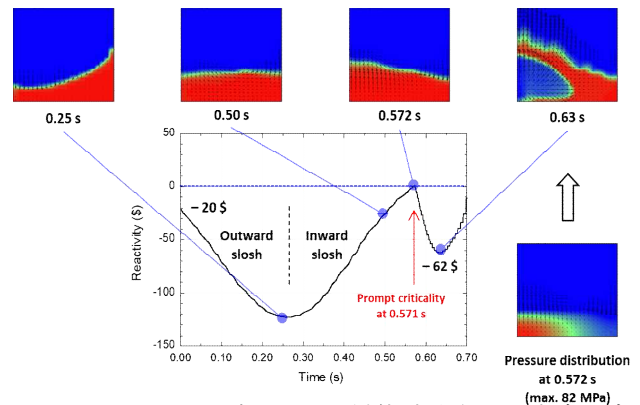


図 19 スロッシングによる燃料体積分布と反応度の変化  
Fig. 19 Distribution of fuel volume fraction during sloshing behavior and the reactivity transient



3) 炉心損傷後の炉心構成物質は、相当量が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移行する。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、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、熱平衡計算コード（FACTSAGE）<sup>18)</sup>を用いた検討も実施した。

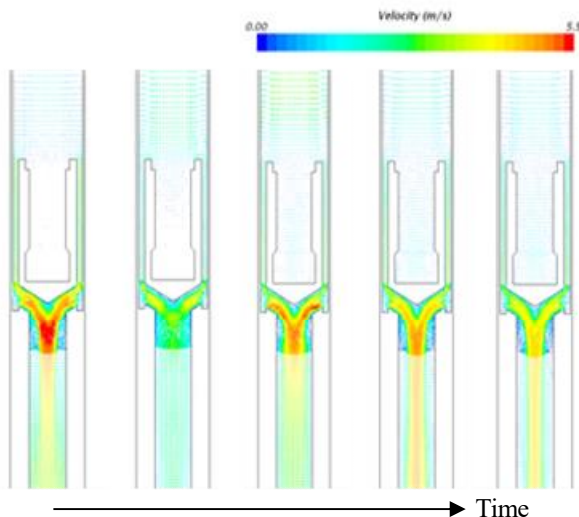


図 20 CRGT 内コリウムの流動状況  
Fig.20 Corium Flow inside CRGT

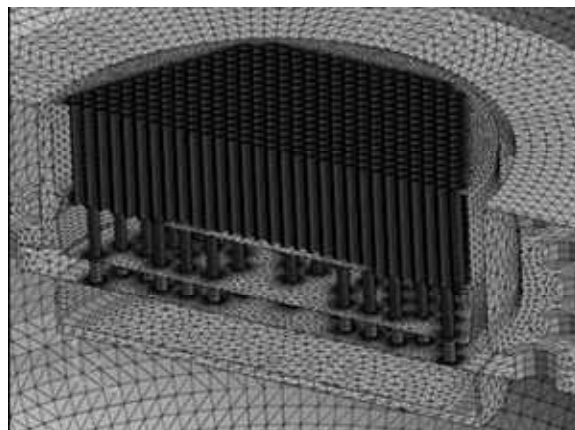


図 21 炉心支持部の CFD 解析モデル  
Fig.21 CFD Analysis Model of Core Support

### (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<sup>19)</sup>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。これらのコードで扱う FP の移行挙動のうち、高速炉に特有な挙動として、冷却材ナトリウムと同じアルカリ金属であるセシウム FP 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を試験により確認した。格納容器内の放出されたセシウム FP のエアロゾル挙動についても、ナトリウム冷却型高速炉では、大量のナトリウムエアロゾル環境下での挙動の把握が重要であり、環境に放出されるセシウム FP を評価する上で重要な因子となる。このため、AZORES のエアロゾル評価モデルへの反映を目的に、セシウム及びナトリウムエアロゾルの共存状態及びコンクリートからの湿分を考慮した条件での沈着・沈降挙動の試験に着手し、常陽の審査にも必要に応じて反映できるよう対応した。

事故時のセシウムはその多くが CsOH あるいは CsO<sub>2</sub> のエアロゾルとなり、そのうちの一部はプラント機器あるいは建屋壁面に沈着しながら移行すると考えられる。その経路のガス中にはナトリウムエアロゾルの他、コンクリートからの水蒸気、ナトリウムと水の反応により生成した水素等が含まれる可能性があり、セシウムはそれ

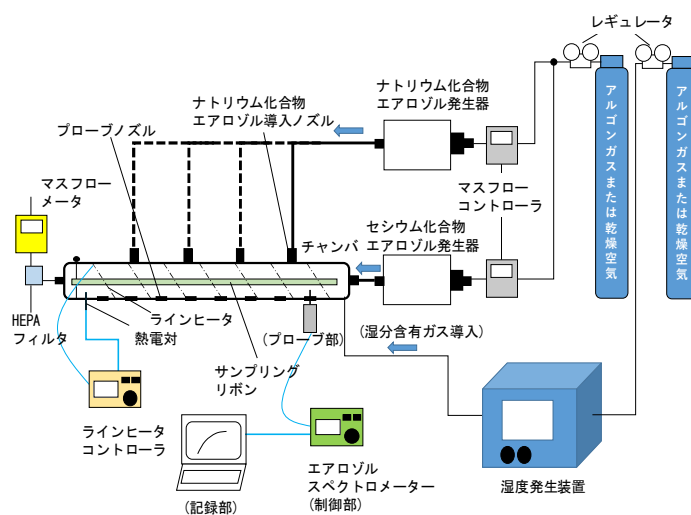
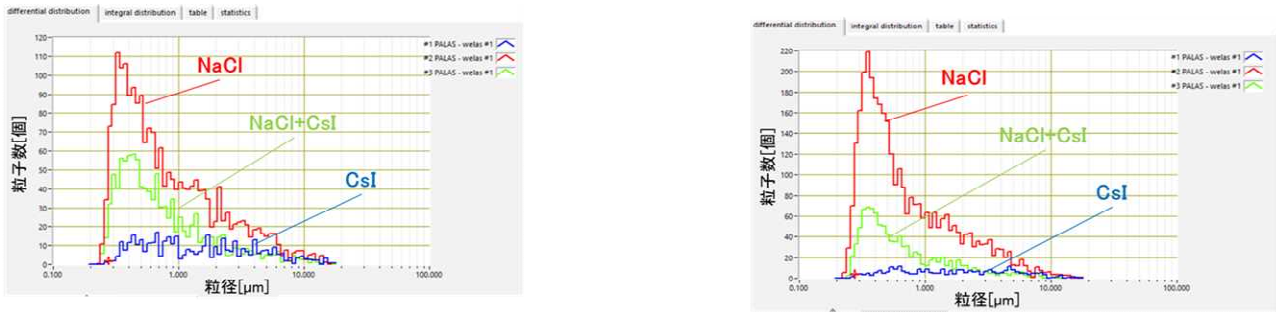


図 22 エアロゾル挙動試験装置  
Fig. 22 Equipment of aerosol behavior experiment

らと混合エアロゾルを形成して互いに吸着・脱着をしながらある平衡を保つものと考えられる。このため、高速炉 SA 時の混合エアロゾル挙動を模擬するための試験計画の立案し、図 22 に示すように、エアロゾル挙動を計測するための装置の調達及び試験技術を確立するとともに、予備試験を実施した。図 23 に予備試験で得られたエアロゾル粒径分布の例を示す。



(1) 入口から 20 cm 地点  
(1) at the location of 20cm from the inlet  
(2) 入口から 60 c m 地点  
(2) at the location of 60cm from the inlet

図 23 エアロゾル粒径分布の予備試験結果の例<sup>20)</sup>

Fig. 23 Example of preliminary experimental data for distribution of aerosol particle diameter<sup>20)</sup>

## (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た。

## 3. 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に係る技術的知見の獲得、向上に向け、安全研究を実施した。元々、高速増殖原型炉もんじゅの新規制基準への適合性審査に向けた技術的知見の獲得、向上を目的としていたが、平成 28 年のもんじゅの廃止措置への移行の政府決定を受け、それまでに得られた知見を活用しつつ、高速実験炉に係る知見の獲得、向上を図ることができるよう、タイムリーに研究計画を見直し、必要となる検討及び解析コードの整備を行った。本プロジェクトで得られた成果、知見は、平成 30 年度中頃に予定されている常陽の設置変更許可申請の補正後の新規制基準適合性審査において有用なものであると考える。なお、一部の評価検討については、常陽の審査に向け、本プロジェクトとは別に、今後も検討を継続する予定である。

また、本研究で得られた研究成果のうち、炉心損傷評価に係るもの 1 件と、炉心損傷事故後の熔融進展挙動評価に係るもの 1 件を論文として投稿する計画である。

## 4. 成果の活用について

### 5.1 適合性審査

常陽の新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. 成果の公表等

### 5.1 NRA 技術報告



なし

## 5.2 論文投稿

なし

## 5.3 国際会議プロシーディングス

- (A) Tomoko Ishizu, Hiroshi Endo, Toshihisa Yamamoto, Isao Tatewaki, Core Disruptive Accident Analysis using ASTERIA-FBR、SNA+MC2013、フランス、2013年10月(査読なし)
- (B) Toshihisa Yamamoto, Hiroshi Endo, Tomoko Ishizu, Isao Tatewaki, 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) Tomoko Ishizu, Isao Tatewaki, Validation of fuel pin failure model of Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR, The 9<sup>th</sup> Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-9)、韓国、2014年11月(査読あり)
- (D) Tomoko Ishizu, Hiroki Watanabe, Model validation of the ASTERIA-FBR code related to core expansion phase based on THINA experimental results, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17)、ロシア、2017年6月(査読あり)

## 5.4 学会発表

- (E) 遠藤寛、他、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) 石津朋子、他、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)
- (G) 石津朋子、遠藤寛、他、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)
- (H) 有吉昌彦、他、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)
- (I) 帯刀勲、他、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)
- (J) 石津朋子、他、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)
- (K) 帯刀勲、他、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一、原子力学会2014年秋の大会、京都、2014年9月(査読なし)
- (L) 井上正明、他、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)
- (M) 帯刀勲、他、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一、原子力学会2015年春の年会、日立、2015年3月(査読なし)
- (N) 渡辺大貴、他、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)
- (O) 渡辺大貴、石津朋子、高速炉炉心損傷挙動解析コードASTERIA-FBRを用いたCABRI-1 AH3試験解析、日本原子力学会春の年会、湘南、2017年3月(査読なし)

## 文 献

- 1) 「もんじゅアクシデントマネジメント策の妥当性に関する検討」、原子力安全基盤機構、09原熱報-0010、平成26年1月
- 2) 石川宏樹、他、高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究一内的事象に対するレベル1PSA一、JAEA-Technology 2009-004、2009年5月

- 3) [高速増殖炉プラント動特性解析コード ADYTUM の整備]、原子力安全基盤機構、09 原熱報-0019、平成 22 年 3 月
- 4) 山本雅也、他、「常陽」における確率論的安全評価（その 3）(1)「常陽」の ATWS 事象及び PLOHS 事象の炉心損傷頻度の評価、原子力学会 2011 年春の年会、福井、2011 年 3 月
- 5) Ishizu, T., Endo, H., Tatewaki, I., Yamamoto, T., and Shirakawa, N., Development of Integrated Core Disruptive Accident Analysis Code for FBR – ASTERIA-FBR, *Proceedings of ICAPP'12*, Chicago, USA, 2012.
- 6) Kussmaul, G., *et. al.*, The CABRI project –overall status and achievements, *Proceedings of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986*. London (UK), 1986.
- 7) SAS4A Tentner, A.M., *et.al.*, The SAS4A LMFBR Whole Core Accident Analysis Code, *Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee*, 1985.
- 8) SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis – Version 3.A Model Summary and Program Description – JNC TN9400 2003-071
- 9) SIMMER-III input manual (Version 3.B)
- 10) AUTODYN <http://www.engineering-eye.com/AUTODYN/>
- 11) PAM-CRASH <https://www.ipros.jp/product/detail/287858004/>
- 12) 「高速炉格納施設応答解析コード AZORES の整備及び適用解析」、原子力安全基盤機構、平成 23 年 3 月
- 13) 有吉昌彦、他、「基準地震動を上回る領域における高速炉炉心群振動挙動の評価について」、原子力学会和文論文誌, Vol.14, No.2, 2015.
- 14) Huber, F., Kaiser, A., and Pepler, W., Experiments on the Behaviour of Thermitic Melt Injected into Sodium -Final Report on the THINA Tests Results, *Proceedings of IAEA/IWGFR Technical Committee Meeting on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in Liquid Metal Fast Reactors*, 167-198, Oarai, Japan, 1994.
- 15) ERANOS <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1683/>
- 16) Vorobyev, V., Kriventsev, W. Maschek, Simulation of Central Sloshing Experiments with Smoothed Particle Hydrodynamics (SPH) Method, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 241, pp. 3086-3096, 2011.
- 17) Maschek, W., Munz, C.D., Meyer, L., Investigation of Sloshing Motions in Pools Related to Recriticalities in Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Core Meltdown Accidents, *Nuclear Technology*, 98, 27, 1992.
- 18) FACTSAGE <http://www.rccm.co.jp/product/thermodynamics/factsage/>
- 19) 「高速炉線源移行挙動解析コード ACTOR の整備」、原子力安全基盤機構、08 解部報-0041、平成 21 年 4 月
- 20) 松井、中山、服部、前島、佐藤、「ナトリウム化合物エアロゾルとセシウム化合物エアロゾルの相互作用評価試験」、平成 30 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会、平成 30 年 4 月

## 自己評価

### a. 成果目標に対する達成状況

#### (1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策（SA 対策-I）の有効性に係る検討

高速炉の崩壊熱除去機能喪失事象に対する SA 対策である自然循環除熱の有効性に関し、規制庁所有の解析コード ADYTUM の必要な改良を含め、もんじゅについては計画通りに、また、常陽については、突如の計画変更にもかかわらず、常陽の特徴を踏まえた解析検討を実施した。また、自然循環除熱に失敗した場合の炉壁冷却による炉心冷却についても、もんじゅには存在しないシステムであり、そのモデル化を含め短時間で評価を行えるよう対応した。

#### (2) 格納容器の破損を防止するための対策（SA 対策-II）の有効性に係る検討

炉心損傷時の挙動特性について、上記(1)と同様、もんじゅ、常陽の炉心損傷時の特徴を規制庁所有の ASTERIA-FBR コード等により、必要となるコード整備と並行して、短時間で評価することができた。

また、炉心損傷事故後の燃料の溶融進展挙動について、より詳細に炉内の挙動を評価するためのコードの改良整備を含め、計画通りに実施した。

さらに、常陽の評価に関しては、もんじゅには存在せず、当初計画にはない、評価上は全く新しい概念である黒鉛遮へい体と安全容器から成る原子炉容器の外側のバウンダリの健全性についての評価を短時間で実施した。

#### (3) 高速炉の安全評価手法の整備

上記(1)、(2)に必要な安全評価手法整備を計画に基づき実施した。

### b. 成果の活用状況

- ・プロジェクト期間内  
なし
- ・今後の見通し

高速実験炉「常陽」の設置変更許可申請の補正が平成 30 年中頃に行われる見込みであり、その後、新規規制基準への適合性審査が行われることになる。本プロジェクトで得られた知見、評価技術は、今後の審査に有用な知見として活用されると共に、追加評価が必要な事項が生じた場合にも、本プロジェクトの成果は有効に活用できる。