

評価の詳細									
研究開発課題名（研究機関名）： 原子炉容器の高温構造設計評価技術及び破損燃料位置検出器の開発 （独立行政法人日本原子力研究開発機構）									
研究開発の実施者 機関名：独立行政法人日本原子力研究開発機構 代表者氏名：笠原直人 機関名：三菱FBRシステムズ株式会社 代表者氏名：神島吉郎									
研究期間及び予算額：平成18年度～平成21年度（4年計画） 1,541,615千円 研究開発予算及び研究者数									
	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%;">平成 18 年度</td> <td style="text-align: right;">263,175 千円</td> </tr> <tr> <td>平成 19 年度</td> <td style="text-align: right;">550,729 千円</td> </tr> <tr> <td>平成 20 年度</td> <td style="text-align: right;">351,379 千円</td> </tr> <tr> <td>平成 21年度</td> <td style="text-align: right;">376,332千円</td> </tr> </table>	平成 18 年度	263,175 千円	平成 19 年度	550,729 千円	平成 20 年度	351,379 千円	平成 21年度	376,332千円
平成 18 年度	263,175 千円								
平成 19 年度	550,729 千円								
平成 20 年度	351,379 千円								
平成 21年度	376,332千円								
項 目	内 容								
1. 目的・目標	<p>【研究開発目標】</p> <p>原子炉容器をコンパクト化するための方策として、容器径の増大要因となる熱応力に対する保護構造（実証炉では炉壁内側に冷却材循環用の堰を設置）の削除と、小径の単回転プラグ（もんじゅは2重回転プラグ）を採用した燃料交換機に適合するスリット付き炉上部機構の採用が期待されている。本研究では、前者の結果生じる厳しい熱応力に対しても健全性を保つ原子炉容器の構造設計を実現するため、設計成立に必要な評価精度を有し、かつ設計時の不確定性に対する安全性を確保した、原子炉容器の高温構造設計評価技術を開発する。また、後者の実現のため、スリット付き炉上部機構を有するナトリウム冷却大型炉に適用可能であり、原子炉容器内構造物及び回転プラグ等の配置と整合し、原子炉出力状態で破損燃料の位置検出が可能なセレクトバルブ方式破損燃料位置検出器（以下SV方式FFDL）を開発する。</p> <p>【全体計画】</p> <p>① 熱応力が支配荷重となるナトリウム冷却炉の原子炉容器の高温構造設計評価技術の開発</p> <p>高速増殖炉の原子炉容器の構造設計では、運転中の流体温度変動に伴う熱荷重の適切な設定、高温運転により金属材料に生じる非弾性変形の解析による高精度の予測、および熱応力特有の破損様式に対する強度評価が必要になる。このため、設計に必要な、「荷重設定」、「構造解析」、「強度評価」に関して、バランス良い精度と裕度を持つ高温構造設計評価技術の実現をねらいとして以下の各研究開発を実施する。</p> <p>(1) 荷重設定法</p> <p>原子炉容器の支配荷重である系統熱過渡荷重は、熱流動と構造の連成現象により生じ、プラント中の多くの因子の影響を受ける。このため、設計時には各因子のばらつきを保守側に包絡した荷重設定が求められる。</p>								

従来の設計では、影響因子をパラメータとした熱流動解析結果にばらつきを考慮した設計係数を乗じて保守的荷重条件を設定し、その条件下で熱応力解析を実施していた。これに対して、従来個別に実施していた熱流動解析と熱応力解析を統合することにより、影響因子と熱応力の関係を直接把握して、熱応力が最大となる熱過渡条件を保守的な係数を使用せずに設定する方法を開発する。

(2) 構造解析法

原子炉容器は高温で運転されることから材料の弾塑性クリープ変形が生じやすく、ナトリウム液面近傍の原子炉容器壁では起動時の繰返し熱応力により変形が一方向に累積するラチェット変形と呼ばれる非弾性変形が生じる可能性がある。このような複雑な非弾性変形を的確に予測するために必要な構成モデル（応力ひずみ関係を記述するモデル）を開発し、さらに実機で想定される条件の範囲で保守性を確保できる解析に基づく設計技術を整備する。

(3) 強度評価法

原子炉容器で想定される破損様式はラチェット変形とクリープ疲労であり、これらを適切に防止するため、原子炉容器の運転条件の特徴や破損を支配する因子を十分に考慮できる評価法を開発する。原子炉容器壁の応力発生パターンに適合した合理的なクリープ疲労評価法を開発する。また、設計寿命60年での時効、構造不連続部におけるひずみ集中、およびラチェット変形とクリープ疲労の重畳を評価に考慮する方法を提案し、その根拠データを整備する。

(4) 原子炉容器の設計評価技術と適用性確認

荷重設定法、構造解析法、強度評価法を組み合わせた設計評価技術を提示するとともに、将来的に構造設計評価技術として実用化していくための準備として、その根拠を蓄積したデータベースを整備する。

② スリット付き炉上部機構に適用可能な破損燃料位置検出器の開発

実用大型炉は約600体もの燃料集合体を有していることから、SV方式FFDLシステムを採用する予定である。本方式は、各燃料集合体の真上にナトリウムサンプリング管を設け、セレクトバルブによって対象を切り替え、サンプリングしたナトリウムを分析することで、どの燃料集合体が破損したかを検出するものであり、集合体の本数が多くても検出精度を保てる利点がある。ここで、ナトリウムサンプリング管は炉上部機構から支持されるが、実用大型炉の設計では、炉容器をコンパクト化し、経済性を向上させるために、スリット付き炉上部機構を採用している。この場合、燃料交換機の移動スペースとなるスリット部に位置する燃料集合体上部にはサンプリング管を設置することが出来なくなる。

このため本研究では、大型の実用高速増殖炉の仕様（燃料集合体約600本、スリット付き炉上機構、設計寿命60年）に適合するため以下の2項目の研究開発を実施する。

(1) 大型炉向けSV方式FFDLシステム開発

実用大型炉の要求条件に基づきSV方式FFDLシステムの基本仕様を検討し、大型炉の炉上部機構、回転プラグ内配置と整合するようなセレクトバルブ、遅発中性子（以下DN）検出器等のシステムを提案する。また、DN検出器の検出効率を遮へい解析により評価し、これらの結果と機器構造の検討結果を反映して、スリット部に位置する集合体を含めた実用大

	<p>型炉における検出性能に関する見通しを示す。さらに、設計寿命60年を考慮したセレクトバルブの耐久性を確認する。</p> <p>(2) スリット部のサンプリング手法開発</p> <p>スリット部の集合体の燃料破損は、スリット周辺の複数のサンプリング管で検出する方針である。このため実機を模擬した1/10全炉心モデル水試験と3次元流動解析モデルによる予測により、冷却材が集合体出口からスリットを通過して広がる流況を把握し、スリット周辺のサンプリング管の配置を決める。また、破損燃料から放出される遅発中性子 (DN) 先行核は集合体出口から流れに乗って拡散し、薄まっていくことから、設定したサンプリング管位置で検出に必要なDN先行核濃度が得られるか、破損燃料の位置 (集合体) をどの程度絞り込めるかなどを明らかにするため、模擬DN先行核を用いた1/5部分モデル水試験を実施する。これらにより、スリット部の集合体に対するサンプリング手法を開発するとともに、その妥当性を評価する。さらに、1/5部分モデル水試験のデータを活用して、模擬DN先行核の濃度分布を予測するための解析モデルを作成する。作成した濃度予測解析モデルにより、実用大型炉の模擬DN先行核の濃度分布を評価し、開発したサンプリング手法の実機適用性を確認する。</p>
<p>2. 研究成果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 成果 ・ 副次的な成果 ・ 論文、特許等 	<p>【研究開発項目 (1) 熱応力が支配荷重となるナトリウム冷却炉の原子炉容器の高温構造設計評価技術の開発】</p> <p>[得られた成果]</p> <p>(1) 荷重設定法</p> <p>原子炉容器の熱過渡荷重を設定するために、プラント全体より熱過渡影響因子を抽出し、実験計画法を用いてプラント熱過渡解析条件の設定方法を検討した。熱過渡解析条件に基づきプラント熱過渡解析及び熱過渡応力解析を実施した結果より、熱過渡応力に及ぼす各影響因子の水準の影響について実験計画法を用いた評価を行い、熱過渡応力が最大となる熱過渡影響因子の組合せ条件を設定する手法としてまとめた。本条件によりプラント熱過渡解析を実施して得られた熱過渡解析結果が、合理性を有した原子炉容器の熱過渡荷重となる。</p> <p>プラント熱過渡解析が有する各モデル部の不確定幅が熱過渡応力与える影響を検討し、不確定幅と熱過渡応力の対応を評価した。実験計画法を用いる場合、この不確定幅は熱過渡応力の算出において有意な影響を持つため、熱過渡影響因子の一つとして扱う必要があることを示した。</p> <p>モンテカルロ法に基づき熱過渡応力の分布特性を評価した結果、実験計画法で設定した熱過渡条件から得られた最大熱過渡応力は、熱過渡応力の分布特性から判断して、十分な裕度を有していることを確認した。</p> <p>(2) 構造解析法</p> <p>推奨構成モデルとして繰返し硬化を考慮できる塑性構成モデルを提示した。また、より保守性が高く簡便な応力反転リセットモデルを補助的な位置づけで提示した。</p> <p>汎用構造解析プログラム (FINAS) に推奨構成モデルを組込み設計解析への適用を可能にした。</p> <p>保守的かつ合理的な非弾性解析に基づく設計評価法 (非弾性設計解析</p>

に関するガイドライン(暫定案))を整備した。この中で設計者が使用する構成モデルの具備すべき要件、さらにその具体的検証方法を示すことで実用性を高めた。

繰返し硬化に関する加速試験の結果として、保持後材料の硬化の回復が見られたが、実際の運転のようにサイクル毎に保持の入る場合は回復はほとんど生じないとの見通しを実験的に得た。ただし、この現象についてのメカニズムの解明や定量的評価については今後の課題である。

(3) 強度評価法

a. クリープ疲労評価法

原子炉容器の負荷条件下における中間保持クリープ損傷評価法に関して、および大気中で中間保持クリープ疲労試験を実施し、試験データを取得した。この結果に基づき、クリープ損傷評価に用いる緩和初期応力を、保持開始時点の応力保持位置に応じた値とする合理的な評価法を作成した。時効に関して、熱時効試験および負荷時効試験を、母材と溶接部に対し実施し、時効の強度への影響把握試験を実施した。衝撃値に関して低下傾向が見られるものの、その他の疲労特性等は寿命低下傾向が見られなかった。このため、長時間クリープ疲労寿命評価に時効考慮のための修正を加える必要はないと判断した。

ひずみ集中評価法に関しては、応力緩和軌跡法を応用し、クリープ疲労評価に必要なひずみ範囲および応力緩和挙動をの予測手法と使用条件を提案した。また、典型的構造不連続部の非弾性解析を通し、本予測法の有効性を確認した。

開発したクリープ疲労評価法の妥当性を総合的に確認するため、原子炉容器の負荷条件を模擬した構造物モデルの強度試験を実施して、開発したクリープ疲労評価法の妥当性を確認した。

b. ラチェット変形許容値

原子炉容器の負荷条件下における、変形と破損の相互作用を明らかにするため、ラチェット疲労試験およびラチェットクリープ疲労試験を実施し、ラチェット変形量に対する疲労寿命およびクリープ疲労寿命の低下傾向を把握した。クリー

プ損傷が疲労損傷と同程度以上発生している条件においても、ラチェットによるクリープ疲労寿命の低下は有意でない見通しを得ている。そのため、ラチェット変形が強度に有意な影響を及ぼさない許容範囲として、膜+曲げひずみ2%を提示した。

(4) 原子炉容器の設計評価技術と適用性確認

荷重設定法、構造解析法、強度評価法を組み合わせ、原子炉容器の高温構造設計評価技術を開発し、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT)プロジェクトにおける設計研究に資する構造設計方針書として、「系統熱過渡荷重設定に関するガイドライン」、「非弾性設計解析に関するガイドライン」、「実用高速炉高温構造設計方針」を整備した。さらに、その解説書と根拠となる試験結果のデータベースを作成した。

構造健全性上の課題となる容器上部、容器中間部及び容器下部を対象に設計例題を設定し、上記で開発した原子炉容器構造設計評価技術の適用性を確認した。また得られた結果に基づき、設計者が新しい評価技術を適用する際の手引となる設計適用例題集を作成した。

【研究開発項目（２）スリット付き炉上部機構に適用可能な破損燃料位置検出器の開発】

〔得られた成果〕

(1) 大型炉向け SV 方式 FFDL システム開発

実用大型炉の要求条件に基づき SV 方式 FFDL システムの基本仕様を検討し、大型炉の炉上部機構、回転プラグ内配置と整合するセレクトバルブ、DN 検出器等のシステムを構成する機器の設計検討を行った〔図 1 参照〕。セレクトバルブのサンプルポートについては、ポート数の増加に対応して製作性を考慮した水平分割構造を採用し、分割面の隙間からのバイパス流れの影響を評価した結果、分割面の隙間を $50\mu\text{m}$ 以下とすることで、サンプルポート分割面のシール性能の低下を 2%程度に抑えられることを確認した。これに基づき製作した実寸大モックアップにおいて、製作性、シール性能に問題がないことを確認した。また、DN 検出器の検出効率を遮へい解析により評価し、これらの結果とセレクトバルブ構造の検討結果を反映して、スリット部の集合体を含めた実用大型炉における検出性能の評価を実施した。さらに、破損燃料の FP ガスを検出する FFDL ガス系及び安全系破損燃料検出系 (FFD) システムを含めた代表的な運用方法の検討を加えた結果、FFD システムが燃料破損を検知した後に FFDL を起動することで、破損の程度が原子炉スクラムレベルに達する前に破損燃料位置の同定又は絞り込みを完了出来る見通しを得た。これらの検討には、FaCT の設計進捗 (サンプリング管の長さ・設置位置、FFDL 系統内のナトリウム移送時間など) を反映した。

また、上記で製作した実寸大モックアップを用いて、設計寿命 60 年としたときに想定される運転回数である 3500 サイクルの耐久試験を 600°C の高温ナトリウム中において実施した。耐久試験後に寸法検査、表面観察などを実施し、その結果に基づいてシール性能を評価した結果、寿命中は機能を維持できることを確認した。

以上により、設計寿命 60 年の実用大型炉において、所定の性能を満足できる FFDL システムを構築することができた。

(2) スリット部のサンプリング手法開発

原子炉容器上部プレナムをフルセクターで模擬し、UIS スリット部の流速場を確認するための 1/10 全炉心モデル水試験、上部プレナムとスリット部近傍を取り出し、模擬 DN 先行核に塩水を用いた濃度拡散を把握するための 1/5 部分モデル水試験を実施した。まず、1/10 全炉心モデル水試験により、スリット部に位置する集合体からの流れの状況を把握するとともに定量的な流速場データを取得した。これにより、1/5 部分モデル水試験装置で原子炉上部プレナムの一部を切り出してモデル化する際に、切り出す断面を横切る顕著な流れがないことを確認し、部分モデルの妥当性を示した。また、実用大型炉の DN 先行核濃度分布解

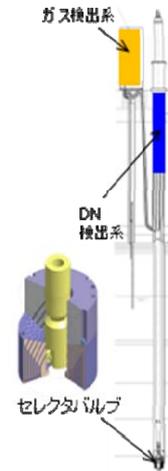


図 1 SV 方式 FFDL 基本構造概念図

析手法を開発・検証する目的で、1/10 全炉心モデル水試験の流動解析を実施した結果、計測した流速分布とよく一致し、適用した解析法によりスリット部近傍の流速分布を定量的に予測できることを明らかにした。この手法を用いて、燃料交換機貫通孔プラグ（FHMプラグ）の高さをパラメータとして1/5部分モデル水試験の予測解析を実施し、模擬DN先行核濃度の分布を求めた。これらの結果に基づきスリット部の集合体用のサンプリング管配置として、図2に示すようにFHMプラグ高さを第1バブルプレート（BP）とし、サンプリング管を第2BPならびにFHMプラグの

下部とした。
 以上を反映し、模擬DN先行核の濃度分布を1/5部分モデル水試験により測定した。目標とするサンプリング濃度

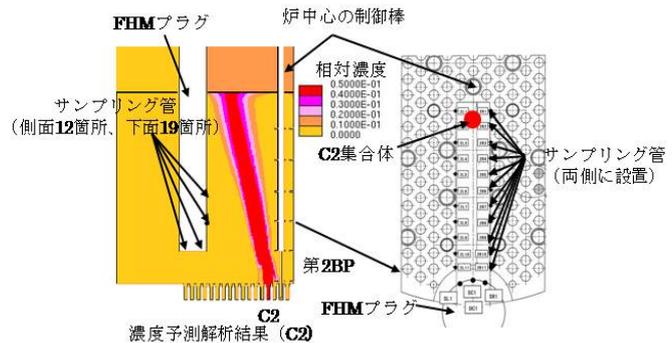


図2 サンプリング管設置位置

は、DNの検出効率やSN比を考慮して集合体出口での濃度との相対値で2%とした。試験の結果、図2に示すサンプリング管配置で、スリット部の全ての燃料集合体についてサンプリング濃度が目標値を満足できることがわかった。また、前述の解析手法を用いて1/5部分モデル水試験の試験解析を実施し、模擬DN先行核の濃度分布を試験結果と比較した結果、濃度ピーク位置を含めた濃度分布の傾向は良く一致した。さらに、濃度分布解析の精度向上のため、解析モデルの改良を図り、解析入口境界となる模擬燃料集合体のモデル化範囲をより上流に広げ、形状による乱れを考慮することで、FHMプラグ近傍も含めて、濃度分布の再現性が向上することを示した。

FHMプラグにサンプリング管を設けることで、サンプリング濃度が目標値を満足することを示したが、これには、セレクトバルブやDN検出器等一式も必要となる。そこで、経済性向上の観点からFHMプラグのサンプリング管を削除し、FHMプラグの構造・位置を変更することにより、FHMプラグ下端に位置する3体の燃料集合体からの流れを意図的に炉中心方向に向け、BPに設置するサンプリング管のみで検出することを目指した。1/5部分モデル水試験により、適切なFHMプラグ形状・高さを見出し、FHMプラグにサンプリング管を設置せずにスリット部全ての集合体にて燃料破損に対するサンプリング濃度の目標値を達成できた。

スリット部に位置する燃料集合体の破損位置同定手法として、計測された濃度分布（実機においては遅発中性子カウント数分布）と事前に予測している濃度分布パターンとの最小二乗偏差を用いる手法を考案した。その手法の妥当性を1/5部分モデル水試験結果と解析により予測した濃度分布パターンを用いて評価し、本手法が有効であることを確認した。

以上により、炉上部機構スリット部に位置する燃料集合体について燃

料破損を検出可能なサンプリング手法を開発するとともに、実機に適用可能であることを示した。

これらの検討には、FaCT の設計進捗 (BP 間隔の変更) を反映した。当初 1/5 部分モデル水試験で用いる模擬 DN 先行核として砂糖水とする計画であったが、排水に関する試験実施者と当該市の協定を考慮し、模擬 DN 先行核を塩水に変更し、環境に配慮した試験を実施できた。

【事業全体】を通して

平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震の影響により想定地震動が見直された。原子炉構造への影響として懸念されるのは、炉心の飛び上がりと炉容器の座屈であり、これを防止するため原子炉容器の必要板厚が当初の計画の 30mm から 60mm に著しく増大した。板厚が増加すると原子炉容器壁における熱応力が増大し、さらに周膜応力と軸曲げ応力の比率が変化することから、開発を進めている構成モデルについて多軸の変動応力場への適用性の検証データの充実を図る必要が生じ、軸力と内圧の組み合わせ変動荷重による多軸繰返し試験を実施することとした。

これに対し、荷重設定法に関して、ベイズ推定等確率論を前面に出す検討は、期間内での実用化は容易では無いとのコメントを受けた。ベイズ推定を用いた検討は、実績ベースの熱過渡回数設定方法と比較するための検討にとどめることとして、「荷重と強度を考慮した設計係数の設定法」の実施項目は、実施を取り止めることとした。

前述したように、追加試験を実施し、適切な FHM 貫通孔プラグ構造・位置を採用することにより、FHM プラグにサンプリング管を設置せず、スリット部の集合体での燃料破損に対するサンプリング濃度の目標値を達成できることを明らかにした。これにより、FHM プラグにセレクトバルブ方式 FFDL ユニットを設置する必要性がないことが示され、FHM プラグ内に破損燃料検出器等の他の計装機器が設置可能となり、炉心上部の計装機器の設計自由度が増すことにつながった。

【論文、特許等】

- (1) 笠原 直人：革新的原子力システムの現実へー成果が出始めた文科省の研究開発事業－第 11 回 原子炉容器の高温構造設計評価技術及び破損燃料位置検出器の開発、原子力 eye Vol. 51 No. 6、(2008)
- (2) 佐藤 健一郎、徐 陽、佐藤 充、神島 吉郎、笠原 直人：高速炉原子炉容器の熱荷重設定法の開発 (1) 熱荷重設定法と手法開発の意義、日本原子力学会 2010 年秋の大会
- (3) 徐 陽、佐藤 健一郎、佐藤 充、神島 吉郎、笠原 直人：高速炉原子炉容器の熱荷重設定法の開発 (2) 実験計画法を用いた手法の開発及び原子炉容器への適用、日本原子力学会 2010 年秋の大会
- (4) 岩田 耕司、月森 和之、川崎 信史、笠原 直人、矢田 浩基：高速炉設計用構成モデルの開発：多直線移動硬化応力反転リセットモデル、第 52 回日本学術会議材料工学連合講演会、(2008)
- (5) Kazuyuki TSUKIMORI, Koji IWATA, Nobuchika KAWASAKI, Naoto KASAHARA, Hiroki YADA: Development of Constitutive Models for Fast Reactor Design: - Strategy of the study and results in the

first half stage -, SMiRT-20 (2009)

(6) 川崎 信史、永江 勇二、加藤 章一、安藤 勝訓、笠原 直人：高速炉原子炉容器の高温構造設計評価技術の開発－その1：強度評価法開発の考え方－、日本機械学会 第13回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集、(2008)

(7) 川崎 信史、岡島 智史、笠原 直人：高速炉の高温構造設計評価技術の開発－その2：中間保持クリープ疲労評価法、日本機械学会 2009年次大会(2009)

(8) 相澤康介、大嶋淳、笠原直人：ナトリウム冷却大型炉に適合する破損燃料位置検出器の開発 (原子力学会 2008 年秋の大会)

(9) Hideki KAMIDE, Kosuke AIZAWA, Jun OHSHIMA, Oukatsu NAKAYAMA, Naoto KAHASARA: Investigation on flow field around a slit of upper internal structure (UIS) in a highly compact vessel of a sodium cooled fast reactor (NTHAS6) (2008 年)

(10) 笠原直人：次世代炉の解析による構造設計技術の開発、東京大学原子力 GCOE 拠点創立一周年記念国際シンポジウム (2008)

(11) 相澤康介、藤村研、平田慎吾、笠原直人「ナトリウム冷却大型炉に適合する破損燃料位置検出器の開発 -セレクトバルブのナトリウム中耐久試験装置の設計・製作-」日本原子力学会 2009 年秋の大会(2009)

(12) 川崎信史、伊達新吾、菊地浩一、磯部展宏、笠原直人：高速炉原子炉容器の高温構造設計評価技術の開発 (その4：ラチェットひずみの316FR クリープ疲労強度への影響) M&M2009 材料力学カンファレンス (2009)

(13) 岡島智史、伊達新吾、川崎信史、菊地浩一、磯部展宏、笠原直人：高速炉原子炉容器の高温構造設計評価技術の開発 (その5：ラチェットひずみの316FR 疲労強度への影響) M&M2009 材料力学カンファレンス(2009)

(14) 岩田耕司：温度依存性を考慮した2曲面繰返し塑性モデル：M&M2009 材料力学カンファレンス(2009)

(15) Naoto KASAHARA, Kenichiro SATO, Kazuyuki TSUKIMORI, Nobuchimka KAWASAKI: Development of elevated temperature structural design methods to realize compact reactor vessels:FR09(2009)

(16) Kosuke AIZAWA, Jun OHSHIMA, Hideki KAMIDE, Naoto KASAHARA: Experimental and analytical study of failed fuel detection and location system in JSFR:FR09(2009)

(17) 相澤康介、藤田薫、平田慎吾、笠原直人：「ナトリウム冷却大型炉に適合する破損燃料位置検出器の開発 -セレクトバルブのナトリウム中耐久試験-」：日本原子力学会 2010 年春の大会(2010)

(18) Kosuke Aizawa, Kaoru Fujita, Shingo Hirata, Naoto Kasahara: 「Endurance Sodium Experiment of Selector-Valve for Failed Fuel Detection and Location System in Sodium-Cooled Large Reactor」：ICAPP' 10(2010)

(19) 相澤康介、藤田薫、上出英樹、笠原直人：「ナトリウム冷却大型炉に適合する破損燃料位置検出器の開発 -スリット部のサンプリング手法開発-」：動力エネルギーシンポジウム(2010)

(20) 藤田薫、相澤康介、上出英樹、笠原直人：「Na 冷却大型炉に適合す

	<p>るセレクトバルブ方式破損燃料位置検出器の開発 - (1) 検出性能及び運用方法の検討-」：日本原子力学会 2010 年秋の大会 (2010)</p> <p>(21) 相澤康介, 藤田薫, 上出英樹, 笠原直人：「Na 冷却大型炉に適合するセレクトバルブ方式破損燃料位置検出器の開発 - (2) スリット部の濃度分布解析-」：日本原子力学会 2010 年秋の大会 (2010)</p> <p>(22) Naoto KASAHARA, Kenichiro SATO, Kazuyuki TSUKIMORI, Nobuchimka KAWASAKI: Proposals of guidelines for high temperature structural design of fast reactor vessels: ASME, PVP2010-25414 (2010)</p> <p>(23) H. Kamide and K. Aizawa, et al., “Investigation on Slit Jet through Upper Internal Structure (UIS) in Highly Compact Vessel of Sodium-Cooled Fast Reactor,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 47, No. 9, pp. 810-819(2010)</p>
<p>3. 事後評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 研究開発の成果 ・ 技術の卓越性 ・ 成果の発展性 	<p>【研究開発の成果】</p> <p>原子炉容器の高温構造設計評価技術については、「荷重設定」、「非弾性解析」、「強度評価」に関する手法をセットとして開発し、この適用によって当初の目的である炉壁保護構造削除の見通しを確認し、開発成果を「構造設計ガイドライン」として整備する等、できること、やるべきことはすべてきちんとしている。大型炉向けのセレクトバルブ方式破損燃料位置検出器についても、経済性、炉内の簡素化の観点より、計測ユニットを当初想定した 3 基構成より 2 基構成にできる見通しを得るなど、当初計画したもの以上の性能を有する手法の開発ができています。</p> <p>【技術の卓越性】</p> <p>高温構造設計手法の開発については、荷重—構造応答—強度一貫評価に基づくことにより、現行の高温構造設計よりもより合理的な手法を開発することができた。このような考え方を適用して構造設計を行うことは、技術的卓越性を有していると評価できる。大型炉向けのセレクトバルブ方式破損燃料位置検出器についても、濃度分布のパターンマッチングから破損燃料位置検出 (FFDL) を行うアイデアは新規性が高いと評価できる。</p> <p>【成果の発展性】</p> <p>本研究で開発された高温構造設計評価技術は、コンパクト化が指向される高速炉の設計開発において、基盤となる技術であることは間違いなく、実用化に向けて大いに貢献したと評価できる。今後は、原子炉容器以外の機器についても適用範囲を拡張し、プラント全体としての合理化に反映できる技術として完成させていただきたい。セレクトバルブ方式破損燃料位置検出器は大型のナトリウム高速炉に適した方式であり、今後の高速炉開発で採用される可能性が高いと評価できる。</p>

4. その他	<p>本研究開発成果をもとに、高温構造設計ガイドラインを設計規格としてオーソライズし、実機設計に活用できる評価手法として完成させてゆくことが期待される。</p> <p>破損燃料位置検出器については、今後、部品の耐久性、交換性、部品交換を考慮した構造設計など、実用化に向けた検討が期待される。</p>
--------	---