

「もんじゅ」における高速増殖炉の実用化のための中核的研究開発

研究代表者 竹田 敏一 国立大学法人福井大学附属国際原子力工学研究所
 参画機関 国立大学法人福井大学、国立大学法人京都大学、国立大学法人大阪大学、
 学校法人金井学園福井工業大学、学校法人東京理科大学、独立行政法人産業技術総合研究所、
 国立大学法人大分大学、国立大学法人東京大学、国立大学法人北海道大学
 研究開発期間 平成21年度～24年度

1. 研究開発の背景とねらい

高速増殖炉の実用化は我が国のエネルギーセキュリティ戦略において枢軸となる重要な技術開発課題である。「もんじゅ」の設計データや性能試験データは今後の実用炉を目指すうえで貴重なデータとなる。本研究開発では、「もんじゅ」のデータを有効に活用するとともに国内外で得られた最新知見を反映し、「もんじゅ」の運転並びに高速増殖炉の実用化のために必要な、①炉心・燃料技術、②プラントの安全性に関する技術、③プラント保全技術、を総合的に開発することを目的とした。4年間の本研究開発の主な成果を述べる。

2. 研究開発成果

2. 1 炉心・燃料技術に関する研究開発

(1) 炉心核設計手法に関する技術開発

太径・中空燃料を採用する実用炉に向けた核特性評価手法の確立を目指し、解析値が持つ不確かさ評価手法を確立し、過渡時における3次元動特性評価手法を構築し、「もんじゅ」データを利用した検証を行った。

平成21年度は国内外の核データ及び計算コードを調査し、核特性解析システムの構築を行った。平成22年度は太径・中空ペレット及び3次元動特性に対する解析手法の開発と試算を行うとともに、核特性解析システムの「もんじゅ」や実用炉への適用性評価を実施した。平成23年度は、平成22年度までに構築した核特性解析システムを用いて「もんじゅ」の炉心性能試験データを解析し、核特性解析手法の妥当性を検証した。平成24年度には、これらの全ての結果を取りまとめ、報告書を完成した。成果の例として、内部ダクトの方向による出力分布の変化(図1)と「もんじゅ」反応度フィードバック試験の解析を行った結果(図2)を示す。これらの結果から炉心管理上の留意点を明らかにし、また燃料のギャップ熱伝達係数を低めに調整すると、実測の出力過渡変化を精度よく再現し、開発した3次元動特性解析コードは「もんじゅ」及び実用炉の炉心を精度よく解析できることが明らかとなった。

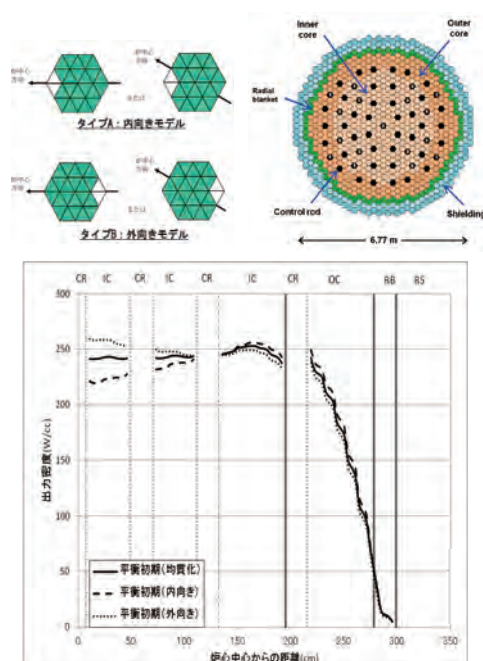


図1 内部ダクトの方向による出力分布

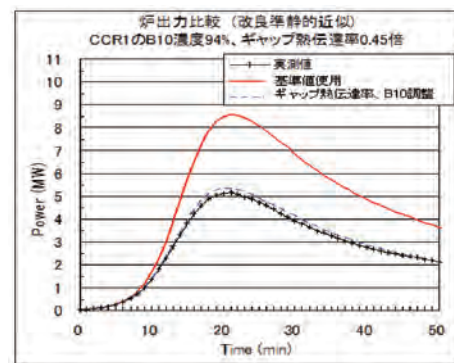


図2 「もんじゅ」反応度フィードバック試験解析結果

(2) 燃料・材料の評価手法に関する技術開発

高い燃料中心温度や高燃焼度を想定した高速炉燃料の高性能化とその照射挙動解析コードの構築に必要な物性値や照射済燃料の物性評価技術、燃料検査技術の開発を目的とした。

「中空ペレットの熱伝導度評価技術の開発」では、中空ペレットの熱伝導度を1次元熱伝達解析モデルに基づくホットディスク中空センサを用いて測定することに成功した。「高燃焼度燃料の燃料-被

覆管相互作用挙動解明」では、模擬核分裂生成物を用いた 9CrODS 鋼の FCCI 試験などを実施した結果、腐食反応がテルル-クロム反応によって進行することや、図3に示すように、9CrODS の低耐食性は Cr 濃度より結晶粒の小ささに起因することが観察された。「粒子分散による燃料特性向上の技術開発」では、熱伝導度の向上等を目指した粒子分散燃料の合成及び熱伝導度評価技術の確立をめざし、熱伝導度計算や高温で長時間焼鈍した粒子分散燃料の寸法変化等を観察した。その結果、添加粒子径は $100\mu\text{m}$ 以下が良く、同じ添加量であれば外周側に分散させることが良いことなどがわかり、また FCCI 抑制元素として Cr_2O_3 を選定した。「燃料検査・評価手法の検討」では、「もんじゅ」サイトでの効率的な燃料検査のための X 線 CT を用いた燃料検査項目と X 線 CT の要求精度およびそれを達成するための装置の支配因子等をまとめ、模擬物質を用いた試験よりその妥当性を評価した。

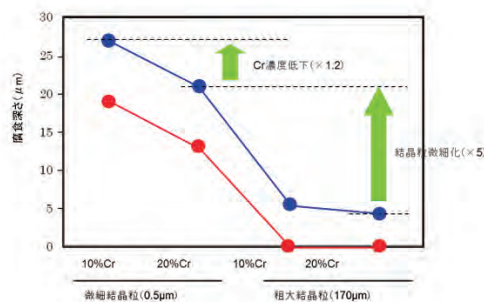


図3 モデル試験片を用いた FCCI 腐食量と Cr 濃度、結晶粒径の関係 (Cs:Te:Al $\text{O} = 1:1:1000$, 700°C , 24 hr)

2. 2 プラントの安全性に関する研究開発

Na の流動・伝熱 3 次元詳細解析や核分裂生成物・腐食生成物の移行沈着挙動及び Na 漏洩早期検知手法の開発など、プラント安全性に係る課題の解決に関する技術の開発を行った。

「もんじゅ」の「熱交換器内部の流動・伝熱数値解析手法の開発」では、小さな穴が多数設けられている、中間熱交換器 (IHX) 胴側の流量配分用整流筒部の詳細なモデル化、整流板部分の詳細なモデル化解析結果との比較により検証したポラスモデル、及び 2 次系の下部プレナム部整流リングの詳細なモデル化の解析結果等を結合することによって、図4に示すように 1 次系と 2 次系の伝熱連成解析が 15°C 以内の誤差で行えるようになった。この結果、2 次系下部プレナム内の熱伝達率が流量低下と共に支配的になることが明確になり、伝熱管伝熱面積を熱交換器の面積として評価した IHX の総括熱伝達率が、流量減少と共に低下するように見える事が明確になった。

「温度成層発生部位の温度分布及びその時間変化の予測手法の開発」では、45%出力からのタービントリップ時の炉心上部プレナム内で発生する温度成層に影響を与える体系や、乱流モデル等を、評価炉心上部機構を詳細にモデル化した 1/3 セクターモデルで解析し、平成 22 年度の同部を多孔質でモデル化したフルセクターモデル解析と比較して同等の結果を得た。3 次元感度解析

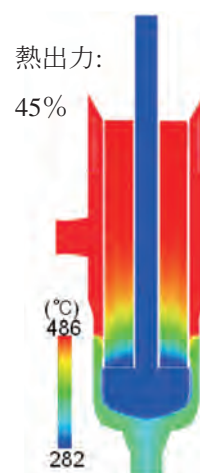


図4 「もんじゅ」 IHX の 1 次系と 2 次系の流動伝熱連成計算結果

の実施により、トリップ後の低流量時では炉心出口流量の大半がフローホールを經由してホットレグへと流出するため、温度成層界面挙動に支配的な内筒からの溢流が重要となることを初めて明らかにし、フローホール部圧力損失との因果関係を明確にした。また、統計科学的手法を用いた温度評価のモデル選定手法として、「差」、「比」及び「相互相関」を適用した方法を構築し 3次元解析結果と実験結果との定量的な比較を行った。

「放射性物質のナトリウム中移行挙動評価手法の開発」のうち、「放射性物質のナトリウム中移行沈着挙動評価手法の開発」では、システム解析コードに 1 次系冷却配管への粒子状放射性物質の移行挙動モデルを組み込み、適合パラメータを用いること無しに「常陽」「もんじゅ」等の任意のループ型高速炉体系での放射性物質の移行沈着挙動を解析可能とした。また、「カバーガスに移行する希ガス測定手法の開発」では、Xe、Kr 標準ガスの同位体比をレーザ共鳴イオン化質量分析法 (RIMS) で測定し、燃焼を考慮しても「もんじゅ」のタグガス同位体比を信頼度 68% で従来よりも短時間で区別できる事を示した。「もんじゅ」現地調査により、「もんじゅ」に設置できる RIMS が設計できた。

2. 3 プラント保全技術に関する研究開発

「もんじゅ」と比較するとより長期の寿命を考慮して設計される実用炉ではその保全技術の確立が必要であり、経年劣化に伴う損傷を診断・予測し、損傷部位を検査技術で確定して補修により安全を維持・向上させる技術が望まれる。そのため、高温時の機器配管の高応力部や溶接部で予想されるクリープ・疲労損傷や溶接割れ等の経年劣化を対象に、劣化診断技術、検査モニタリング技術及び補修技術を開発し、高速増殖炉の保全技術評価手法の骨子を提案することを目的とした。

(1) 劣化診断技術開発

「高温多軸疲労損傷機構の解明と損傷評価」では室温及び 550°C における非比例多軸疲労試験や小型試験片の試験結果を基に、広域な多軸負荷状態での変形・破壊特性を実験的に把握し、非比例多軸低サイクル疲労劣化損傷を解明し、高温多軸疲労損傷評価手法を構築した。「高クロム鋼／ナトリウム冷却材化学的反応による損傷評価」では、水素の固溶状態は、転位によるトラップ効果と炭素が転位芯に固着されるトラップ効果の低下とに大きな影響を受けることを明らかにした。「液体金属中のキャビテーション壊食損傷挙動評価」では、PbBi 中と脱イオン水中でキャビテーション壊食試験を行い、壊食速度に及ぼす液温及び流速の影響を検討した。さらに、両環境中の壊食速度の結果を基に、ナトリウム中でのキャビテーション壊食速度を予測する手法を確立し、壊食挙動の予測が世界で初めて可能となった。「劣化損傷に関する技術開発」では、SUS316FR 鋼及び高クロム鋼の母材と溶接材のクリープ・疲労試験を実施し、SUS316FR 鋼の溶接部のクリープ・疲労損傷発達は δ フェライトの減少と関係し、高クロム鋼の溶接部の磁区構造変化を見出した。これからき裂、潜在的劣化損傷予防検知に磁気を用いた非破壊損傷評価技術の有効性が示された。高クロム鋼の溶接部材のクリープ・疲労劣化損傷評価のため、溶接部を模擬した多結晶体 FEM モデルを用いた計算機実験を実施し、クリープ損傷の安定進展期（定常クリープ領域）での負荷応力-破断時間の関係において実験で得られたクリープ変形の良好な再現性が得られた。クリープ・疲労劣化損傷評価に適用可能なセンサ技術として、磁気センサを用いた劣化損傷非破壊計測解析システムを製作して劣化損傷と磁気特性変化の相関性を取得し、定常クリープ段階での

劣化損傷を検出可能な劣化損傷非破壊計測解析システムを構築した。劣化損傷部の再生・回復技術の開発では、レーザピーニング法で SUS316FR 鋼及び高クロム鋼の結晶粒の微細化の抑制によって高応力・低寿命側で寿命延伸効果が認められた。溶接継手部における劣化損傷予測のため、高クロム鋼の母材及び溶接熱影響部のクリープ速度とクリープ寿命の Larson-Miller parameter を用いた劣化損傷度及び発生位置を予測する推定式を提案し、その妥当性を示した。

(2) 検査モニタリング技術開発

「ガンマ線コンプトンカメラの開発」では、二重配管内の Na 漏洩位置を検出するため開発したコンプトンカメラが角度分解能 3° 以内で立体角 2π の範囲においてガンマ線の飛来方向を同定・可視化できることを確認した。「FBG センサによる歪み・温度モニタリング技術の開発」では、1 測定端子当たり FBG センサ 1,000 個以上に拡張し、1%の歪み率で精度 10^{-6} strain 以下で測定可能、 600°C で測定精度 $\pm 1.0^\circ\text{C}$ にて測定可能であり、 4.5MGy の積算吸収線量での安定なセンサ動作が可能であることを確認した。「高温用き裂・減肉モニタリング電磁超音波センサの開発」では、窒化アルミで絶縁被覆した金の励磁回路を積層した送受信コイルの電磁超音波センサを開発した。小型化が可能であり、 550°C のき裂・減肉モニタリング試験では超音波信号の波形変化が得られ、 550°C の高温環境下でき裂・減肉モニタリング可能な電磁超音波センサが開発に成功した。

(3) 補修技術開発

「表面損傷部に対するレーザ補修溶接技術の開発とその適用性評価」では、SUS316FR 鋼のレーザ溶接性および施工健全性を確認し、ナトリウム付着に伴う凝固割れ感受性や高温割れ感受性が小さい、レーザクラッド補修溶接性および施工性は良好であることが確認された。「ロボットを用いた遠隔操作溶接補修技術の高度化」では、将来予定される高速増殖炉内の二重管に対して、二重管の内管と外管の隙間に進入して、内管の検査及び補修を行うための装置を遠隔で指定箇所に誘導するロボットを開発した。外管内側にレールを設置する機構を用いた小型軽量のロボットを実現し、 200°C の試験環境でヘッドの繰り返し位置制御誤差が 1mm 以内となることを確認した。

(4) 高速増殖炉の保全評価手法の構築

軽水炉における保全技術のあり方や海外の高速炉での保全計画についての調査情報等を通して、実用炉に向けた保全技術の適用対象、使用条件、重要度等を評価しまとめた。本研究成果に対して、プラント保全技術に関する研究開発委員会及び研究成果検討 WG を開催し、実用炉への適用性について検討した。検討された結果から高速増殖炉の保全技術評価手法の骨子を提案した。

その他、本研究開発の各種試験に用いる SUS316FR 鋼及び高クロム鋼の共通試料を作製し、硬度のばらつきを評価したのち、同一条件の試験材を各研究グループへ供給した。

3. 今後の展望

本研究開発では適切な研究開発マネジメントの下、各課題についての達成目標をクリアしただけでなく、プラントの安全性に関する研究開発では、今後設計するプラントの挙動を、3次元解析で詳細に評価できる事が明らかになった。また、プラント保全技術に関する研究開発で全研究グループの研究成果を組み入れた保全評価技術の骨子の提案など相乗効果も得られた。さらに、福井大の遠隔操作ロボット技術研究体制を元に電力・メーカー等とパワーアシストスーツなどの原子力用ロボット技術開発研究が進められており、今後のこの分野への貢献が期待される。