



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉の研究開発

1. 高速増殖炉固有の研究開発

高速増殖炉（FBR）の研究開発は、安全確保を前提に、「経済性向上、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性の確保」を目標に、燃料サイクルと整合をとり、実用化に向けて競争力のある技術に仕上げることが目指している。

このため、大洗工学センターを中心に、FBR固有の特徴（高速中性子の利用、高温構造システム、液体金属等を冷却材として利用）を踏まえて、「安全性の研究」、「炉心・燃料の研究」、「構造・材料の研究」をFBR基盤技術の3本柱とし、米国、仏国、露国等との国際協力を活用して効率的に実施している。

現在は、FBRサイクル実用化戦略調査研究における種々の候補概念の成立性判断や絞り込みと国の安全研究に研究成果を反映することを目的に重点化を図って進めている。

1.1 安全性の研究

FBRの安全性の研究は、FBRの特徴を十分に考慮し、FBRの実用化を支える基盤研究としてFBRサイクル実用化戦略調査研究へ成果を反映すること、国の安全規制への貢献の観点から安全基準類や安全審査のための判断資料の提供等、国の研究機関として安全研究を推進する役割を果たすこと、サイクル機構が有する「常陽」、「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献を果たすことを目的に研究の重点化を図り進めている。

確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価に関する研究は、FBRの安全性を包括的に評価するための確率論的安全評価（PSA）手法及びFBR機器の信頼性データベースを開発・整備するとともに、その適用を通じてFBRの安全性の向上に資するものである。

確率論的安全評価（PSA）手法については、大型及び中型Na炉並びに中型Pb-Bi炉を対象として、種々の設計オプションに対する炉心損傷の年間発生頻度を算出するとともに、実用化への課題を抽出した。また、FBR機器の信頼性データベースについては、機器信頼性データベース“CORDS”の最新データベースに基づき、故障率データハンドブックの作成を継続した。

燃料安全に関する研究

燃料安全に関する研究は、過渡条件下における燃料破損メカニズムと破損限界の実験的な解明と合理的な破損評価手法の開発、炉心局所事故時の燃料ピン・冷却材伝熱挙動と被覆管破損後の燃料損傷拡大挙動の実験的な解明とこれらの評価手法を開発し、FBR燃料（主としてMOX燃料）の実用化と安全評価上の基準類の整備に資するものである。

定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界評価については、実用化被覆管候補材料であるODS鋼（酸化物分散型強化鋼）（図1）の照射材短時間強度データ評価を継続し、耐照射性能についてオーステナイト鋼と比較を行った。過出力条件下での破損限界評価については、CABRI-2計画試験の燃料破損挙動を評価し、Nuclear Technology誌に論文投稿を行った。

炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は、炉心損傷事象に係わる実験的データベース及び安全評価手法を整備・適用して、FBRの炉心安全性の向上に資するものである。

再臨界排除（溶融した燃料が再集合し、出力が再上昇して有意な機械的エネルギー放出に達する事象を排除すること）可視化基礎試験については、冷却材逆流型FCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）試験を11試験実施した。また、試験データ分析を

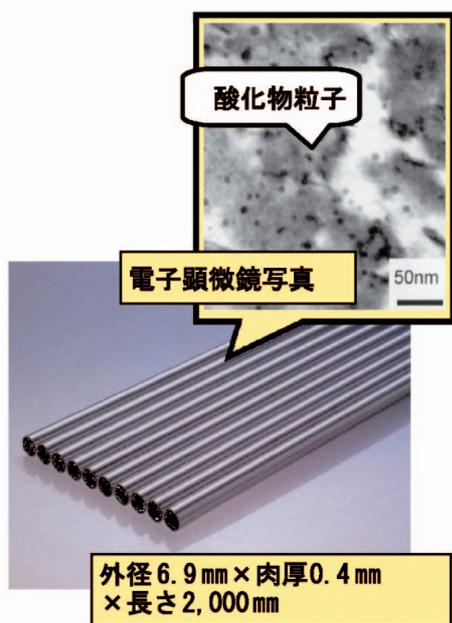


図1 ODSフェライト鋼被覆管

継続し、冷却材逆流に伴う融体放出現象を確認した。カザフスタン共和国国立原子力センター(NNC)の試験炉IGRを用いた再臨界問題排除に向けた試験研究(EAGLEプロジェクト)においては、融体の排出経路の壁破損挙動について調べる試験(WF)の試験体製作や計測系の準備を進めるとともに、炉外試験ではナトリウムを用いた試験の準備を進めた。

伝熱流動に関する安全研究

伝熱流動に関する安全研究は、FBRの安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法、基盤データを整備し、技術基盤を確立するものである。特に、異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の確立及び冷却材バウンダリや炉内構造物の健全性、崩壊熱除去時の炉心除熱特性、反応度抑制機能喪失事象(ATWS)を対象とした炉心核的特性と伝熱流動を結合させた受動安全特性を評価する手法の確立と実験的知見の取得に重点を置いている。

高燃焼炉心内での変形燃料ピンバンドルに対する熱流動現象の評価については、局所詳細熱流動解析用有限要素コードへの熱乱流モデルの組み込みを継続した。サーマルストライピング(高サイクル熱疲労)に関する研究では、これまでの試験結果を、日本原子力学会秋の大会に2件発表し、また、サーマルストライピングの評価手法として、機械学会年次大会でシリーズ発表(5件)を行った。図2に配管合流部(T字管水試験装置)における温度変動の解析結果の例(図中赤色:変動大)と主配管/枝配管の運動量比により分類された噴流のフローパターン結果を示す。

ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は、ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図る

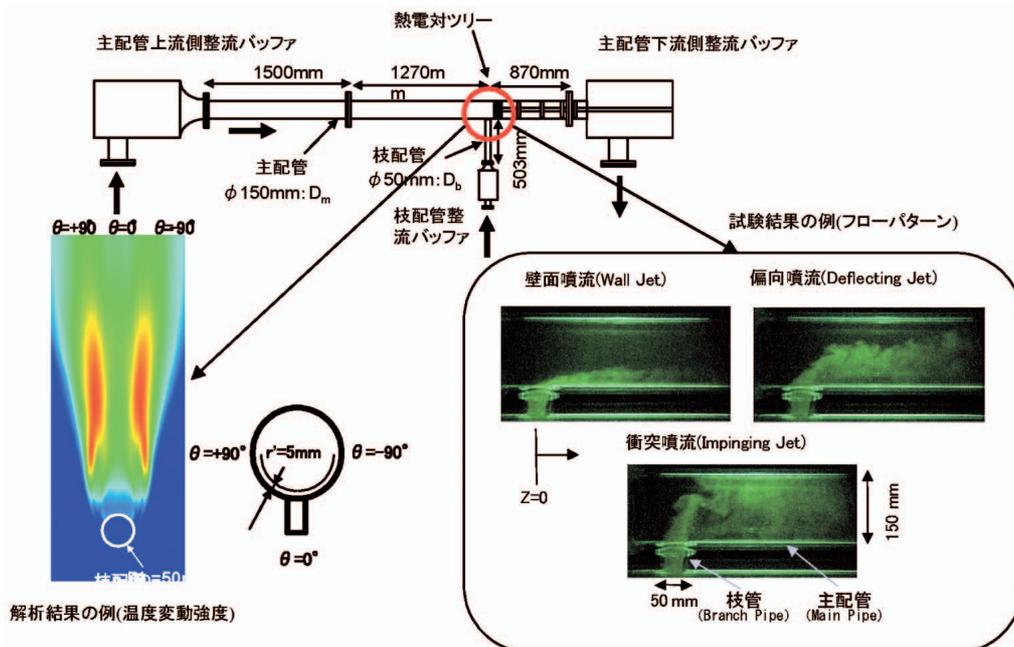


図2 T字管水試験装置概略図と試験結果例(配管合流部におけるサーマルストライピング現象の確認)

とともに、ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図るものである。

ソースターム評価手法の開発については、炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”コードについて、気泡モデルの改良、解析並びにマニュアル整備を進めている。ナトリウム燃焼に関する研究に関しては、落下液滴燃焼実験の準備に着手した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては、ナトリウム-水反応試験装置(SWAT-1R)による¹²Cr鋼のウェステージ(損耗)試験データの整理を行うとともに、蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R)のナトリウム系機能確認試験を終了した。また、高温ラプチャ解析コード“TRUE”及び破損伝播解析コード“LEAP-BLOW”による蒸気発生器水リーク試験の予備解析を継続した。

1.2 炉心・燃料の研究

炉心・燃料の研究は、安全性に優れた合理的な設計に反映することを目的に、FBR炉心の特徴である、使用温度が高いこと、高速中性子場で照射されること、ナトリウム等を冷却材に用いること、高燃焼度まで燃料を使用すること等を踏まえて進めている。

炉心に関する研究

炉心の研究は、FBR炉心の特徴である中性子エネルギーとして核分裂スペクトルの数MeV領域から数十eVまでの5桁に及ぶ広い範囲での中性子の反応を精度よく評価するための核特性評価技術の開発、高燃焼度化や高線出力化に対応する燃料体の伝熱流動を評価するための熱流動評価技術の開発を進めている。

核特性評価技術の開発では、BN-600ハイブリッド炉心の解析評価について、国際炉物理専門家会議(PHYSOR2004)で発表する論文要旨の作成に着手した。熱流動評価技術の開発では、高燃焼度変形燃料ピンバンドル内熱流動評価手法の整備を実施しており、局所詳細解析手法について、熱乱流モデルの組み込みを継続実施した。

燃料に関する研究

燃料の研究は、燃料サイクルコストの低減や炉心サイズのコンパクト化を図るため、混合酸化物燃料(MOX)ペレット燃料を中心に、集合体取出平均燃焼度150GWd/t、ピーク線出力400W/cm以上、被覆管最高温度約700℃以上を目標とし、燃料

ペレットから集合体規模までの高燃焼度での挙動を評価するための燃料特性評価技術開発、高燃焼度下でのスエリング特性に優れた材料を開発するための炉心材料開発に重点を置いて進めている。また、FBRサイクル実用化戦略調査研究で対象となっている金属燃料や窒化物燃料、振動充填燃料、マイナーアクチニド(MA)含有燃料等の新型燃料開発を進めている。

燃料特性評価技術開発では、燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化を図るため、物性試験として行う拡散係数測定試験の準備を継続して実施した。

炉心材料開発では、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼を被覆管として用いた燃料ピンの製造をロシア原子炉科学研究所(RIAR)で行い、ロシア高速実験炉BOR-60で、照射試験を継続実施した。

照射技術開発及び照射後試験技術開発

高速実験炉「常陽」では、照射試験ニーズに対応した照射装置の開発や照射条件を評価するための照射技術開発を進めている。また、「常陽」等で照射した燃料や材料は高線量となることから、遮蔽窓越しにマニプレータを用いた遠隔操作により試験を行う。このため、遠隔操作性・保守性に優れ高精度でデータ採取を可能とするための照射後試験技術開発を進めている。

照射技術開発では、プラントの状態監視・異常検知の観点から、安全性・信頼性の向上に反映するため、光ファイバーによる計測システムの開発を実施している。当該四半期では「常陽」性能試験において、原子炉熱出力40MW、70MWの条件下の光ファイバーブラッググレーティング(FBG)センサによる機器・配管の振動測定を行った。

照射後試験技術開発では、燃料・材料の継続照射を目的とした温度制御型材料照射リグ(MARICO)2号機の再組立技術を確立するための技術開発を進めている。当該四半期では、照射リグ再組立時の溶接性能の確認をするため、実機を模擬した溶接試験を実施した。

分離変換技術開発

長寿命核種(核分裂生成物、アクチニド核種)の分離変換技術は、放射性廃棄物の廃棄量の低減、ウラン資源の利用効率の向上や白金族元素等の希少金属の回収、有効利用等を目的に技術開発を進めている。

当該四半期においては、ロシアとの共同研究である全アクチニドの同時一括抽出法に関する研究を継続実施した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は、炉の使用期間に渡って運転温度が高温（「もんじゅ」の場合、最高温度529℃）でかつ機械的荷重や熱応力の厳しい条件で使用されるというFBR特有の課題に焦点をあてて、プラント建設コスト低減とプラントの高温化・長寿命化、並びに運転信頼性の向上を通じてFBRの安全性、経済性の向上を図ることを目的としている。

高温構造設計技術開発

高温構造設計技術開発は、主要機器構造の設計最適化と信頼性向上、原子炉構造のコンパクト化と系統構成の簡素化というFBRの実用化の課題を解決するため、構造解析コードの開発、クリープ疲労損傷の防止に重点をおいた強度評価手法の高度化と構造設計基準の整備、熱過渡荷重評価から構造健全性評価を統合して解析する技術の開発、設計から製作・運転・保守を包括的にとらえ構造設計の抜本的な合理化を狙ったシステム化規格技術の開発に重点をおいて進めている。

構造解析コードの開発については、汎用非線形構造解析コード“FINAS”の機能改良として、大型三次元構造モデルの開発を終了し、実用化戦略調査研究等における種々の解析ニーズに反映させている。構造健全性評価に係る解析・評価技術の開発では、SUS304試験体の周波数応答特性を確認するために、高サイクル熱疲労試験装置を用いた熱疲労強度試験を継続した。また、高サイクル熱疲労試験装置の開発成果を、機械学会に発表した。システム化規格技術の開発については、新たな裕度交換（裕度の重複を避け、過剰な裕度を適正な水準に設定すること）手法（ベクトル法）による疲労安全係数の合理化案を国際会議（GENES4）で発表した。

材料評価技術開発

FBRの構造材料は、高温すなわちクリープ現象が生じる温度領域で使用されること、ナトリウム等の液体金属が冷却材として使用されること等から、軽水炉ではさほど重要でないクリープやクリープ疲労に対する強さ、さらには延性などの高温における材料特性や耐食性に優れていることが

要求される。このため、高温強度に優れた低炭素・窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼（316FR鋼）や高クロムフェライト鋼（12Cr鋼）等の材料開発、材料強度データベースと材料強度基準の整備、高温強度・寿命評価法の開発、高温・長時間使用環境下における構造材料の損傷機構の解明と損傷検出技術の開発、ナトリウムや鉛ビスマスなどの冷却材に対する構造材料の耐食性評価と腐食機構の解明に重点をおいて進めている。

高クロムフェライト鋼の材料開発では、FBR用12Cr鋼（HCM12A）の大気中長時間材料試験、熱時効試験及びナトリウム中材料試験を継続した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、独逸カールスルーエ研究所（FZK）と共同で実施している主要国産FBR材料（316FR，HCM12A，ODS）を対象とした停留Pb-Bi共晶合金（LBE）中腐食性確認試験を終了した。溶解度特性評価においては、LBE中における鉄（Fe）酸素（ O_2 ）溶解度特性評価試験を継続して実施し、得られた成果を日本原子力学会で発表した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、ナトリウム化合物の熱力学特性評価試験を継続した。

耐震設計技術開発

FBRの機器類は、低内圧と大きい熱応力を考慮して相対的に薄肉構造を採用することから、耐熱応力設計に加えて耐震設計を十分に行うことが重要となる。また、FBRに免震構造を採用することにより地震入力を低減でき、物量削減や設計の簡素化・標準化等が期待できる。このため、地震時の高温配管の耐震強度評価法の開発、地震荷重を根本的に緩和する技術としての3次元免震構造とその評価技術に関する研究を進めている。

上下免震評価法の開発においては、水平荷重支持構造の皿パネ材料クリープ試験を終了し、データ整理を実施した。3次元免震構造とその評価技術については、建屋3次元免震候補装置（3候補）の性能試験を終了し、建屋構造選定のためのデータ整理を実施した。

2. 高速実験炉「常陽」

「常陽」は、液体金属ナトリウム冷却の高速増殖炉（FBR）実験炉として、1977年の初臨界達成以来、熱出力50MW及び75MWでの増殖炉心（MK-炉心）による運転を経て、1983年から照射用炉心（MK-炉心）として、熱出力100MWでの照

射運転を開始し、2000年6月末に累積運転時間約6万1千時間、積算熱出力約50億6千万kWhを達成し、MK炉心としての運転を終了した。

その後、高性能燃料・材料の開発をより効率的に進めること及び外部からの幅広いニーズに即した照射試験を行うために「常陽」高度化計画(MK計画)を進めている。MK計画では、MK炉心より高速中性子束を高める(約1.3倍)とともに、炉心燃料領域を拡大し、制御棒の配置を変更して照射用集合体装荷数を増加(約2倍)及び燃料取扱設備の自動化等により照射運転時間の増大

(約1.5倍)を図る。当該四半期においては、性能試験に伴う原子炉運転を実施し、2003年7月2日にMK炉心での初臨界を達成した。引き続き、制御棒校正試験等に伴う低出力運転を実施したが、7月8日に自動停止事象が発生した。その後、再発防止対策を実施し、8月11日から性能試験運転を再開した。第13回施設定期検査及び性能試験を順次進めており、9月末現在の最大到達出力は約70MWである。表1工程表参照。

(大洗：開発調整室)

表1 工程表

年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度
運転工程	MK 運転 (100MW)	第13回定期検査		性能試験	MK 運転 (140MW) / 第14回定期検査	MK 運転 (140MW)
M K 計 画	炉心冷却系機器据付工事・総合機能試験・性能試験			合格		