

- 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を目指している。

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、ガス冷却炉の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、リスク低減方策の検討を行った。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に着手した。

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) の照射材短時間強度データ評価を実施した。過出力条件下での破損限界評価については、米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) との共同研究の中で、炉内試験計画の候補燃料となる ODS 被覆 MOX 燃料及び金属燃料の照射後試験データを収集し、外観、燃料ピン外径、組織等の有意な変化、劣化はなく、試験候補燃料としての基本的妥当性を確認した。

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 (溶融した燃料が再集合し、即発臨界に達すること) 排除可視化基礎試験 (図 1) については、融体プール / 冷却材流路隣接型試験を 6 試験実施し、本試験シリーズを完了した。また、試

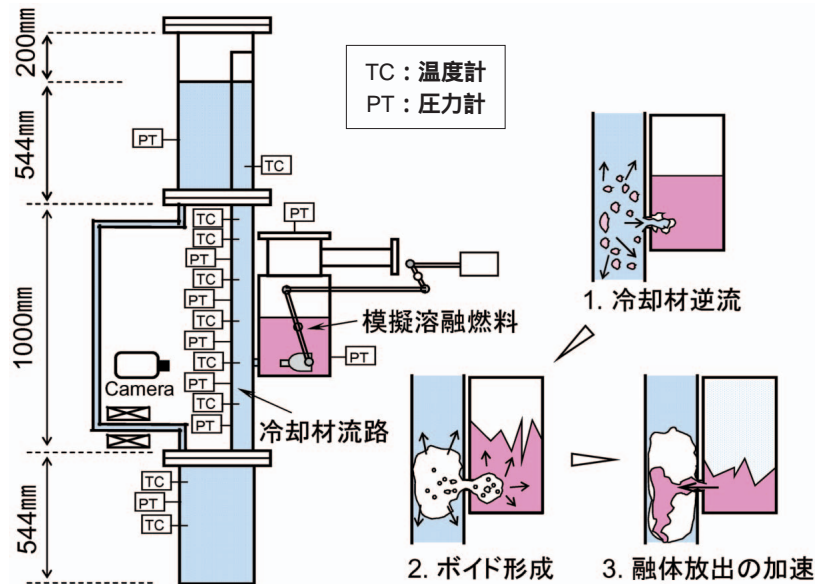


図1 試験装置の概略図と融体放出挙動

験データ分析を継続し、冷却材逆流挙動及び逆流を伴う場合の融体放出挙動を把握した。

カザフスタン共和国国立原子力センター(NNC)の試験炉IGRを用いた再臨界回避に向けた試験研究(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パ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開始した。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、これまでの試験及び解析結果をまとめ、日本原子力学会秋の大会に2件投稿した。また、混相流シミュレーション技術に関連した査読付論文を日本原子力学会に投稿

した。

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、気泡モデルの整備と試計算を行った。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)試験を実施するとともに、蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT 3R)ではナトリウム系機能確認試験の準備を行った。また、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実施した。

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、露国臨界実験装置(BFS)実験解析成果に基づく、BN 600ハイブリッド炉心の解析精度評価結果をまとめた。また、マイナーアクチニド(MA)核種生成・消滅量評価に関する検討として、核データライブラリー依存性の調査結果を報告書にまとめた。

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、振動充てん燃料、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、MOX燃料を照射すると、Puが再分布し再分布領域がホットスポットとなり、燃料温度が上昇する等の課題がある。そこで、MOX燃料ペレットにおけるPu再分布挙動の評価を実施するため、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。その解析コードの高度化に対応するための物性試験として行う拡散係数測定試験の準備を開始した。

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、6月下旬よりロシア高速実験炉BOR 60で、第1回目の照射試験を開始した。

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。ここでは、「常陽」1次主冷却系機器・配管サポート部にプラント各部で発生する電磁ノイズに強い光ファイバーブラッググレーティング(FBG)センサの取り付け方法を改良し、原子炉起動前の振動データを取得した。

照射後試験技術開発では、燃料被覆管の欠陥を検知する渦電流探傷技術について、被覆管がフェライト鋼(強磁性体)の場合の適用評価を前年度実施し、磁気飽和機能を有した装置を付加することが有効であることを確認した。本年度は、磁気飽和機能を有する装置を付加して、モックアップ試験に着手する予定である。当該四半期においては、磁気飽和装置の設計及び製作の準備を開始した。

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。

本年度は、分離変換技術開発では分離変換を行うことによる地層処分の負荷低減を実際の高速炉サイクルを例にとって定量評価する予定である。

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、クリーブ

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した。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開始した。システム化規格技術の開発については、構造健全性の定量的評価論として、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）手法の開発に着手した。

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、独国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）中腐食性確認試験における酸素濃度をパラメータとし腐食試験を継続するとともに、10,000時間を達成した腐食試験片に対する材料分析に着手した。また、これまでの知見をまとめ、

原子力国際会議（ICONE 11）に報告した。溶解度特性評価においては、LBE中における鉄（Fe）、酸素（O₂）溶解度特性評価試験を継続して実施した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、過酸化ナトリウムによる鉄基材料の長時間腐食挙動に関する研究成果を米国原子力学学会に発表した。

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バネ材料クリープ試験を継続して実施した。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（3候補）に関する絞り込みの評価項目、クライテリアの具体的検討に着手した。

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（MKⅠ炉心）による運転を経て、1983年から照射用炉心（MKⅡ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、MKⅡ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（MKⅢ計画）を進めている。MKⅢ計画では、MKⅡ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。これら炉心の高中性子束化と炉心領域の拡大に伴い原子炉定格出力が100MWから140MWに増大することにより、冷却系の機器（主中間熱交換器2基、主冷却機4基及び2次主循環ポンプ用モータ2台）の交換が必要

となり、2000年6月より改造工事を進め、2001年9月に交換を終了した。その後、機器・設備の機能を確認するための試験を2003年6月まで行い、

2003年7月2日、MK III炉心での初臨界を達成した。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		