

- 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、鉛ビスマス炉の設計情報を基にリスク評価モデルを作成した。FBR機器の信頼性データベースについては、「もんじゅ」の信頼性データを登録した機器信頼性データベース“CORDS”を用いてNa用機械式ポンプ、弁等の主要な機器の故障率の再評価に着手した。

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、燃料ピン熱特性に及ぼす燃焼効果に関する知見を整理し、Journal of Nuclear Materialsに投稿した。過出力条件下での破損限界評価については、原研サイクル機構合同安全研究報告会（3月7日、星陵会館）でこれまでの成果を報告した。また、新型燃料の過渡試験については、米国アルゴンヌ国立研究所との共同研究の中で、米国との共通試験計画の候補試験の明確化、試験体・計装設計の具体化を行うとともに、候補となる照射済み燃料の既存の照射後試験（PIE）データの収集と新たなPIEの実施に向けた準備を行った。

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。

炉心物質移動挙動試験については、融体プール／冷却材流路隣接型試験を3試験実施し、これま

での試験結果と併せてデータ分析に着手した。仏国放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）との共同研究で実施しているCABRI RAFT炉内試験では、溶融燃料とスチールの伝熱特性に着目した試験（TP A2, TP3）について炉心崩壊過程解析コード“SIMMER III”を用いた解析評価を実施し、日本原子力学会春の年会で発表した。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）の試験準備を進めるとともに、炉外試験ではナトリウムを用いない条件での要素試験を3回実施した。また、カザフNNC技術者との技術会議を開催し、進捗確認とスケジュール調整を行った。

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。

高燃焼炉心内熱流動現象の評価については、サブチャンネル解析コードを用いた集合体内混合特性試験の検証解析を実施した。また、インターラップフローの炉心形状依存性についての実験解析結果を報告書にまとめた。サブチャンネル解析コード“ASFRE”と燃料ピンバンドル変形解析コード“BAMBOO”との連成解析については、必要なインターフェイスの改良を行うとともに、これまでに実施した予備解析結果を報告書にまとめた。過渡伝熱流動現象評価に関する研究においては、サーマルストライピングに関して、国際会議（ASME JMSE）1件、国内学会（機械学会及び原子力学会）6件の発表を行った。ナトリウム中流動現象計測手法開発については、ナトリウム中で構造物を視認する技術の一つである高温用超音波トランスデューサー及び信号処理アルゴリズムの特性及び性能の評価を行い、報告書にまとめた。

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、燃料からのFP放出を固体内の拡散で表現する“BOOTH”の炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”への組み込みを完了した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては、FBRサイクル実用化戦略調査研究に反映するため、¹²Cr鋼伝熱管のナトリウム・水反応によって生じる熱と反応生成物が機械的、化学的に与える損傷を評価するウェステージ試験を実施した。ナトリウム漏えい検出システムの高度化については、ナトリウム燃焼エアロゾルを用いたレーザーブレイクダウン法によるナトリウム漏えい検出系の適用性を評価するための感度評価試験について、これまでの成果をまとめ、原子力学会春の年会で発表した。

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は、露国臨界実験装置（BFS）実験解析成果の最終報告書を露国物理エネルギー研究所（IPPE）より受領し、4年間の共同研究を完了した。熱流動評価技術の開発では、高燃焼度変形バンドルの熱流動解析を行った。

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は、MOX燃料ペレットの高燃焼度におけるギャップコンダクタンスに関する論文を作成し、Journal of Nuclear Materialsに論文投稿した。炉心材料開発では、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼の瞬間応力負荷試験について、その途中経過と組織解析結果に基づき、今後の研究の方向性について検討した。また、フェライト鋼ラッパ管の異材溶接部熱膨張差応力による累積塑性歪に係る健全性について検討した。新型燃料開発については、窒化物燃料のFPガス放出挙動と燃料スエリングに着目した評価を継続実施した。

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。

照射技術開発は、「常陽」用のレーザー共鳴イオン化質量分析システム(RIMS)により、温度制御型材料照射装置(MARICO)試料破断時に採取した1次系カバーガスを分析した結果、タグガスの種類を同定できることを確認した。

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。

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メリットについて、概略評価を終え、次年度計画を作成した。

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“FAINAS”の機能改良として、大型三次元構造モデルの詳細解析(100万自由度)を可能とする直接法/反復法混合型の高速ソルバの開発を終了し、実用化戦略調査研究で検討されている球形管板の解析に適用し(図1参照)、性能を検証した。構造健全性評価に係る解析・評価技術の開発では、構造健全性の定量的評価に関する方法論開発として、破損確率評価法の標準化のまとめを行うとともに、モンテカルロ法を用い、材料データベース“SMAT”に“SMAT P”としてサブコード化した。

そのほか、サーマルストライピングき裂進展評価法の開発成果をPVP 2003(2003 ASME Pressure

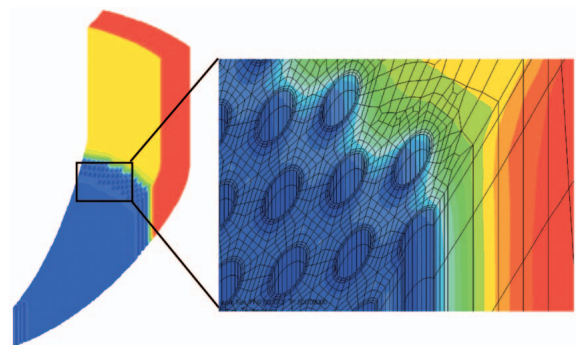


図1 大規模3次元解析例(球形管板;約100万自由度)

Vessels and Piping Conference)に、系統熱過渡荷重想定法をSMIRT 17(17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology)への投稿論文としてまとめた。システム化規格技術の開発については、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)について、現行の第1種機器と第3種機器を念頭におき、異なる信頼度目標に対する設計選択肢の選定について検討した。

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、さらには延性など的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。

材料強度データベースの整備については、材料データベースシステム“SMAT”の公開に向けたデータ整備としてSUS304に関する各種材料特性のまとめを完了するとともに、SMAT機能に組織観察データを拡張したプログラム“SMAT i”の利用マニュアル作成を完了した。高クロムフェライト鋼の材料開発では、FBR用12Cr鋼(HCM 12A FBR)の高温破壊靱性試験データを用いてR 6法(英国CEGBが提案した簡易破壊評価法)による12Cr配管の破壊評価を試行した。また、最適材料組成の検討に必要な高純度鉄基合金及び高純度クロム基合金の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, HCM 12A, 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た10,000時間及び2,000時間の腐食試験を終了するとともに、流動LBE中浸漬試験については、HCM 12A及びODS鋼の試験に着手した。そのほ

か、腐食機構解明に向けた詳細材料分析を行うとともに、2,000時間までの腐食試験後の分析結果をまとめ、原子力学会春の年會に報告した。また、溶解度特性評価において、LBE中酸素の分析技術を確立した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、 Na_2O_2 の高温大気中での鉄との反応挙動について成果を報告書にまとめるとともに、原子力学会春の年會に発表した。また、ナトリウム漏えい環境を模擬した条件下での12Cr鋼(HCM 12A)の腐食評価試験で得られた成果を技術資料にまとめた。

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、皿パネ、減衰装置、水平荷重支持機能を備え、ガイド構造と組み合わせた免震要素の構造を具体化した。次年度実施予定の水平支持装置機能確認試験に関する検討を行ない、縮尺モデルのサイズ(1/2)を決定した。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)の免震要素に関する性能試験計画を策定し、試験体(減衰機構、ロッキング抑制機構含む)の設計、製作を行なった。

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 I炉心)による運転を経て、1983年から照射用炉心(MK II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 II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 III計画)を進めている。MK III計画では、MK II炉心より高速中性子束を高める(約1.3倍)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2003年7月頃の臨界を目指し改造工事を進めている。表1工程表参照。

施設の点検及び改造については、第13回施設定

期検査及びMKⅢ関連作業を継続実施している。

MKⅢ炉心構成のための燃料交換を2003年1月下旬に完了し、その後、一次系冷却系を主としたMKⅢ総合機能試験（その2）を3月上旬まで実施した。また、MKⅢ初装荷用燃料60体の製造を2002年5月に完了した後、燃料輸送を3月にすべて完了した。今後は、6月まで施設定期検査、運転前確認等を順次進め、7月に原子炉を起動して10月末まで性能試験を行う予定である。

（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
運 転 工 程	MK 運転	第13回定期検査		性能試験	MK 運転 第14回定期検査
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	