



- 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、安全確保を前提として、「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、液体金属を冷却材として利用等）を踏まえ、「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、これらの研究を米国、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成果を反映することを目的に、重点化を図って研究を進めている。

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及びサイクル機構が有する高速実験炉「常陽」・高速増殖原型炉「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献する目的に重点化を図り進めている。

(1) 確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価（PSA）に関する研究は、FBRの安全性を包括的に評価するためのPSA手法及びFBR機器の信頼性データベースの開発・整備と、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。

FBR機器の信頼性データベースについては、「もんじゅ」に関する追加データの登録作業を継続した。また、過去に実施した「もんじゅ」のPSA評価モデルの見直し及び最新知見に基づくPSA評価を継続した。

(2) 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の開発及び混合酸化物（MOX）燃料を主としたFBR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。

燃料被覆管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酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）等の材料破損限界の支配因子を検討するため、これらの加工硬化指数の定式化と破損限界への影響について評価を継続するとともに、Na中長時間強度試験並びに腐食試験、溶接材のクリープ試験を継続した。新型燃料の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）との共同研究で炉外基礎試験を実施し、試験結果の評価を開始するとともに詳細評価に資する解析コードの適用性評価を継続した。

(3) 炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は、炉心損傷事象にかか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、出力が上昇して有意な機械的エネルギー放出に至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）

試験のデータの整理・分析を継続した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉 IGR を用いた再臨界排除に向けた試験研究（EAGLE プロジェクト）の炉内試験では、融体の排出経路の壁破損挙動に関する中規模試験（WF: Wall Failure）を実施した。WF 試験は、図 1 に示すように試験燃料を原子炉出力により溶融させ、その外側のスチール壁破損による試験燃料の挙動に着目したものである。また、大規模試験（FD: Fuel Discharge）の準備を継続した。

（4）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的な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。

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、水を用いた試験装置により噴流と主流の速度変動を明らかにするとともに、流体と構造の伝熱特性の評価を行う平行三噴流試験により、流体と構造の温度変動伝達に関するデータを取得した。高燃焼度炉心内での燃料ピンバンドル変形時の熱流動現象の評価については、局所詳細解析コードによる乱流モデルの検証解析を継続するとともに変形バンドルに対応し得る解析メッシュ分割法の構築に着手した。

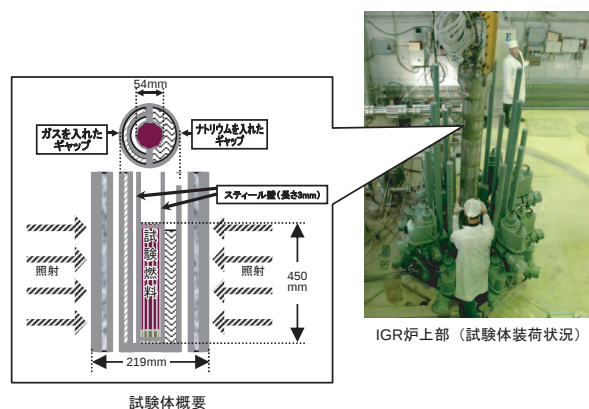


図 1 WF 試験装置概観図

（5）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、ナトリウムにかか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。

ナトリウム燃焼に関する研究では、ナトリウム - コンクリート反応に関する基礎試験としてナトリウム燃焼中に水素ガスの発生を模擬した「水素ガスパブリックナトリウムプール燃焼実験」結果を整理評価するとともに第 2 回試験の準備に着手した。また、落下液滴燃焼実験及び静止液滴燃焼実験の成果を燃焼シンポジウム（日本燃焼学会主催）に発表した。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）を用いて、フリーズジェット試験（ナトリウム中に水蒸気ジェットを噴射）の試験結果の評価を継続した。蒸気発生器水リーク試験装置（SWAT-3R）の注水試験のための高温ラプチャ解析と水蒸気流調弁の感度解析を終了した。また、ナトリウム伝熱流動シミュレーション手法による SWAT-3R 体系での検証解析を継続した。ナトリウム微小漏えい検出手法の高度化として、レーザブレイクダウン蛍光発光法の感度評価試験を継続した。

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。

（1）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、OECD/NEA への実験解析データベースの公開のため、「常陽」MK-I 炉心性能試験、JUPITER 臨界実験及び DCA 実験に関する実験データベース、並びに最新解析コードと核データライブラリを用いた解析及び評価を継続した。

(2) 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、MOX 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、燃料ペレットにおけるPu 再分布挙動の評価に資するため、拡散係数測定試験の準備を継続した。

炉心材料開発では、露国高速実験炉BOR-60での第1 期照射試験を終了し、ODS 鋼燃料ピンの照射後試験に着手するとともに、第2 期照射試験の準備を開始した。

(3) 照射技術開発及び照射後試験技術開発

「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評価の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照射後試験を行う。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、光ファイバーケーブルの放射線誘起伝送損失低減方策の検討を継続した。

照射後試験技術開発では、燃料ピン試験技術開発として加熱炉を用いた熱過渡試験装置のモックアップ試験の検討を継続した。また、精密試験片加工機を用いて、照射済の材料から引張試験片の採取・加工を行い、精密寸法測定機による試験片の寸法測定を開始した。また、磁化測定装置をセル内に設置し、「常陽」で照射し、クリープ試験を行ったSUS304、316FR 試験片の磁化測定を継続した。

(4) 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。

全アクチニドの同時一括抽出法に関する露国フローピンラジウム研究所(KRI)との共同研究では実溶解液を用いた試験を実施した。また、分離変換による地層処分の負荷低減効果の定量評価に関する米国カリフォルニア大学との共同研究を継続した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は、炉の使用期間にわたって運転温度が高温(「もんじゅ」の場合、原子炉容器出口最高温度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。

(1) 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”を、実用化戦略調査研究及び基盤研究における種々の解析ニーズ(計算速度の高速化、計算精度の向上など)に反映させている。実用化構造基準の開発として、実用高速炉構造設計基準(FDS)の暫定案作成を継続した。システム化規格技術の開発については、信頼度評価、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)等の検討を継続した。

(2) 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（Pb-Bi）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（HCM 12A）に関する化学成分範囲について、独国シュトゥットガルト大学主催のセミナーにて発表した。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）との共同研究で進めている酸化皮膜の安定性評価及び溶接部の耐食性評価について、腐食に伴う材料中の元素移動に関する分析を開始するとともに原子力学会の専門委員会（液体重金属利用技術研究委員会）にて報告を行った。水素製造技術開発に関しては、「ハイブリッド熱化学法」に基づく水素製造原理実証試験装置での100時間連続運転に向けた装置改造を進めるとともに、更なる性能向上に向けた開発課題並びに研究計画をとりまとめた。

（3）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、応答解析手法の精度向上を図るため構造の非線形部位をモデル化する手法の検討を開始した。また、3 次元免震構造とその評価技術については、免震装置とロッキング抑制機構を組み合わせた試験を行い、免震性能と実機適用性を確認するとともに 3 次元免震の設計方針のとりまとめを進めた。

2．高速実験炉「常陽」

「常陽」は、液体金属ナトリウム冷却の FBR 実験炉として、1977年の初臨界達成以来、熱出力 50 MW 及び 75 MW 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 100 MW での照射運転を、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、照射性能向上を目的とした炉心・冷却系の改造を行い、2003年11月に高性能照射炉心（MK- 炉心）として使用前検査に合格し、2004年 5 月 24 日に本格運転を開始した。

当該四半期は、第 2 サイクル運転として、自己作動型炉停止機構（Self Actuated Shut down System: SASS）の炉内試験等を予定どおり終了した。また、第 2 サイクル運転として、燃料破損模擬試験を実施した。今年度の運転を計画通り終了し、第 14 回施設定期検査（2004年11月26日～2005年11月14日）を開始した。第 14 回施設定期検査では、5 回定期検査ごとに実施する回転プラグ分解点検*を実施する（表 1 参照）。

表 1 高速実験炉「常陽」運転工程表

	2004年度	2005年度	2006年度
「常陽」 運転工程	MK- 運転 (140MW)	第14回定期検査	MK- 運転 (140MW) 第15回 定期検査

* 回転プラグ：炉容器の蓋に相当するもので、炉心からの放射線及び熱を遮断し、原子炉容器内のカバーガスのバウンダリを形成する。また、回転プラグは大回転プラグと小回転プラグからなる二重回転方式であり、これらの回転角をあわせることにより、燃料交換時の燃料交換機孔の位置決めを行う（図 2 参照）。

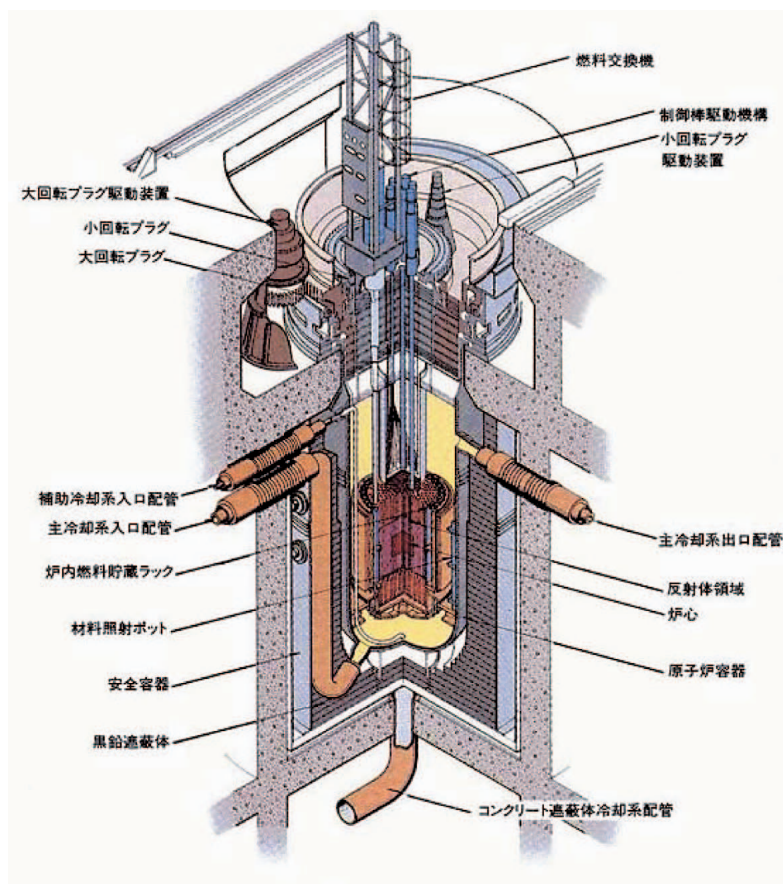


図2 原子炉本体断面

(大洗：開発調整室)