



## - 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、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。

PSA手法に関しては、実用化候補プラントの炉心損傷リスク評価結果を報告書にとりまとめた。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”の最新版に基づき、故障率データハンドブックの作成を完了した。

##### 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。

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酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）の短時間強度評価結果を取りまとめ、ODS鋼等の加工硬化指数の評価を開始した。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）との共同研究で行う炉内試験計画に反映するため、CABRI - RAFT計画試験の過出力試験結果をとりまとめた論文がNuclear Technology誌（2004年1月号）に掲載された。

##### 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）試験を7ケース実施し、試験データベースを整備した。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)の炉内試験では、融体の排出経路の壁破損挙動に関する試験(WF試験)のモックアップ試験体を使用した事前の技術確認を完了した。炉外試験については、燃料模擬物資の最終選定に向けた溶解試験(UO<sub>2</sub>ペレット)を実施し、温度、溶融状況等のデータ取得を行った(図1参照)。

#### 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。

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、サブチャンネル解析コード“ASFRE”と燃料変形解析コード“BAMBOO”の連成解析手法の検証を行い、報告書にとりまとめた。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、T字管合流部を模擬する試験の報告書を作成するとともに、機械学会へ論文投稿した。また、構造材への熱伝達挙動を把握するために、水を用いた平行三噴流試験を実施し、物性値の違いによる温度変動への影響を報告書にとりまとめた。

#### 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、炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”について、気泡移動・分離モデルの整備を行い実機規模体系での試計算を完了した。ナトリウム燃焼に関する研究では、空気中の液体ナトリウムの液滴状燃焼のメカニズムを把握するための落下液滴燃焼実験を終了した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては、ナトリウム-水反応試験装置(SWAT 1R)による<sup>12</sup>Cr鋼のウェステージ(損耗)試験の報告書を作成し、伝熱特性試験結果を日本原子力学会和文誌に投稿した。蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT 3R)では、注水試験の準備を完了した。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SWAT 3R体系のNa-水反応に係る過渡解析を完了した。

#### 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について、国際炉物理専門家会議PHYSOR 2004の共同論文を執筆し、日本原子力学会2004年春の年会で実験解析結果と設計精度評価結果に関する3件の発表を行った。

##### 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、MOX燃料

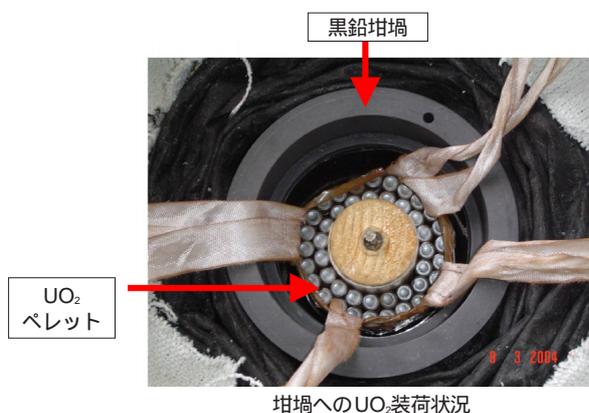


図1 溶融試験(UO<sub>2</sub>ペレットの装荷)

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、露国原子炉科学研究所(RIAR)で製造したODS鋼被覆燃料ピンの照射試験を露国高速実験炉BOR 60で継続している。

#### 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、「常陽」MK性能試験で取得した原子炉運転中の1次主冷却系機器の歪・振動データの分析評価を進めている。

照射後試験技術開発では、加熱炉を用いた熱過渡試験装置開発のために製作したモックアップ試験装置を用いて1,100までの昇温試験を実施した。

#### 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、露国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した。また、実際のFBRサイクルを例とした地層処分の負荷低減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進めた。

### 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、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。

#### 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に反映させている。構造健全性に係る解析・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するとともに、熱過渡応力のスクリーニング法(熱応力の厳しい部位と熱過渡条件を選択する手法)を開発した。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)の可能性を定量的に確認し、本技術の有効性を示した。実用化構造設計基準の成果として日本原子力学会2004年春の年会で報告し、米国機械学会(ASME)に論文投稿した。

#### 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)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流動Pb Bi共晶合金(LBE)中腐食性確認試験を終了した。これまでに得られた成果を、日本原子力学会2004年春の年会や金属学会春季大会で報告するとともに日本原子力学会欧文誌に論文投稿した。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、ナトリウム化合物溶融体の観察結果を日本原子力学会2004年春の年会で報告した。

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、皿ばねとダンパーで構成する上下免震要素構造や実機想定での水平荷重支持構造の具体化を行った。3次元免

震構造とその評価技術については、建屋3次元免震及び機器上下免震に関する技術指針(骨子)の検討を行った。

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、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た。当該四半期は、MK炉心の第1サイクルで実施する自己作動型炉停止機構(Self Actuated Shutdown System: SASS)の炉内試験装置の炉心への設置を行った(図2、表1参照)。

(大洗：開発調整室)

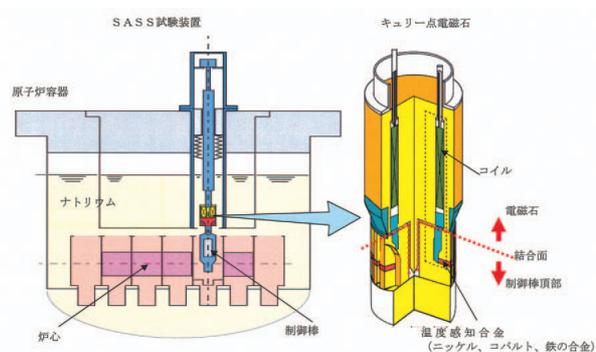


図2 自己作動型炉停止機構 (Self Actuate Shutdown System)

表1 高速実験炉「常陽」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		