



## —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。

##### (1) 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手法の開発・整備については、「もんじゅ」を対象に調査・検討したナトリウムの漏洩規模別発生率推定法を拡張するための検討を開始した。

また、FBR機器の信頼性データベースの開発・整備については、当該データベースの拡充を目的として取得した「常陽」の機器交換及び故障データの適格審査を実施した。

##### (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。

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、酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）及びオーステナイト鋼等の加工硬化指数から、これら材料の破損限界特性を比較評価し応力制限値の合理化を図るための方策について検討した。

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）との共同研究で行う炉外基礎試験（CAFÉ）結果の分析を継続した。

##### (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、融体の流出経路内の冷却系ボイド拡大メカニズム等

を解明するためのFCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）試験を継続した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉IGR（黒鉛減速パルス出力炉）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中規模試験（WF試験）の試験後検査を行うとともに、大規模試験（FD試験）の準備を継続した。炉外試験については、ナトリウムを用いた予備試験の解体検査・分析を進めた。

#### (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、T字管合流部に対する流速変動の影響評価結果及び壁面噴流条件で温度変動に関する壁材質の影響評価結果を取りまとめた。高燃焼炉心内熱流動の評価に関する研究では、ピン変形が流動場に与える影響を評価するため、7本燃料ピン変形試験装置によるピン周辺の流量状況の観察を行った。

#### (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、核分裂生成物（FP）放出移行挙動解析モデルの評価を開始した。ナトリウム燃焼に関する研究では、ナトリウム-コンクリート反応試験の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「水素ガスバブリングナトリウムプール試験」を実施した（図1試験装置概略図参照）。

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）

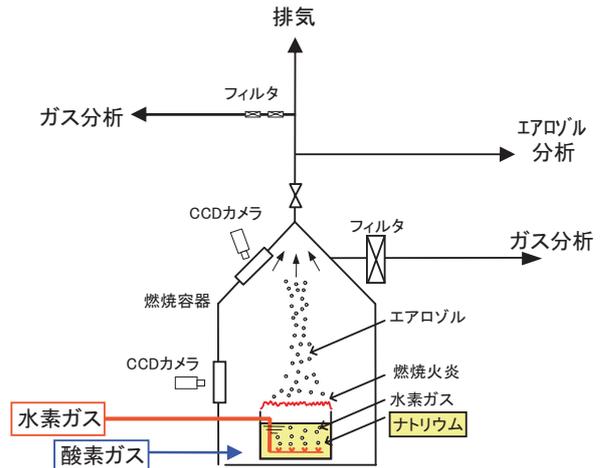


図1 水素ガスバブリングナトリウムプール試験装置

による12Cr鋼のウェステージ（損耗）挙動把握のための試験準備を進めた。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体系のナトリウム-水反応に係る予備解析を完了し、報告書作成に着手した。

## 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、高速炉核特性解析システムを「もんじゅ」性能試験解析に適用したほか、全炉心ドップラ反応度の実験解析データを活用してウラン238捕獲断面積の妥当性の評価を実施した。

### (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”のサブモデルを照射後試験結果に基づき検証・改良するとともに、最新のコーディング手法の導入によりサブモデルの高度化のための方策について検討を開始した。

炉心材料開発では、露国高速実験炉BOR-60を用いたODS鋼被覆燃料ピンの第2期及び第3期照射試験計画について、露国原子炉科学研究所（RIAR）との検討を開始したほか、第1期照射後試験（PIE）を継続した。

#### (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、11月の照射に向け、キャプセル型照射リグ1号機の組立て準備を開始した。照射条件評価では、MK-Ⅲ初期に実施した出力分布測定試験に使用したドシメータのうち、B<sub>4</sub>C遮蔽集合体の外側で照射したHe蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）の測定を実施した。

照射後試験技術開発では、燃料融点測定装置に用いる温度計の高度化を進めており、当該四半期は、一部改造を行った温度計の特性評価試験を実施した。

#### (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。

分離変換技術開発では、分離・変換・利用技術に基づいた「先進オリエンタサイクル」概念について検討したほか、分離技術の高度化として、Am及び希少元素FP分離に関する日露国共同研究の準備を行った。

### 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、なら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”の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）への反映を継続した。システム化規格技術の開発については、構造健全性定量評価システム（REAL-P）の地震荷重取扱機能等の開発に着手した。

#### (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）の大気中材料強度試験及び熱時効試験を継続した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、Pb-Bi共晶合金（LBE）中における鉄鋼材料の主要金属元素等の溶解度特性評価の検討に着手した。また、流動LBE中腐食試験及び停留LBE中温度・酸素濃度変動試験の研究成果を原子力工学国際会議（ICONE13）に報告した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、ラマン分光法を用いた過酸化ナトリウムによる鉄の腐食挙動の観察結果と取りまとめた。

水素製造技術開発に関しては、「ハイブリッド熱化学法」に基づく製造能力の向上ための準備を開始した。

### (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、非線形ばね要素を用いた詳細応答解析を行うとともに、免震

構造縮尺試験による安全性評価の準備、免震要素の長期安定性確認試験による初期データの取得等を進めた。

## 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、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-III炉心）として使用前検査に合格した。当該四半期は、第14回施設定期検査を継続するとともに、自己作動型炉停止機構（Self Actuated Shut down System: SASS）の炉内試験装置の撤去と同位置へのSASS要素照射試験装置の設置など、11月からのMK-III第3サイクル運転に向けた準備を行った。表1 工程表参照。

表1 高速実験炉「常陽」運転工程表

	2005年度	2006年度	2007年度
「常陽」 運転工程	MK-III運転(第3~6サイクル運転)		
	MK-III運転(第7~8サイクル運転)		
	(140MW)		
	第14回施設定期検査		第15回施設定期検査

(大洗：開発調整室)