



## - 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. 高速増殖炉固有の技術開発

#### 1.1 安全性の研究

高燃焼炉心での変形ピンバンドル内の流動現象を予測する手法の開発について、複雑形状流路内の計測技術開発を完了した。また、集合体内狭隙部ナトリウム試験について予備試験結果をまとめた。(筑波大学との先行基礎工学協力研究)

全炉心熱流動評価手法の開発については、自然循環による崩壊熱除去に関し、インターラッパーフローの炉心部形状に関する依存性、流れの周方向依存性を明らかにするため、集合体間ギャップを閉じ、DHXから炉心槽への専用流路を設けた体系での試験と予測解析を実施した。

仏国原子力安全防護研究所(IPSN)、独国カーlsruエ研究センター(FZK)と共同で開発している起因過程解析コードSAS4Aについては、各国の成果を取りまとめた最新統合バージョンを作成し、各国へ配布した。また、金属燃料の高速炉の炉心安全性評価モデルについては、TREAT炉を用いた新炉内試験計画検討の一環として米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)との共同開発の可能性を検討中である。

炉心崩壊過程解析手法の高度化については、3月に実施された第10回SIMMER 技術調整会議にて今後の共同研究の進め方の討議を行った。蒸発・凝縮モデルにおける非凝縮性ガスの効果の多成分系でのモデル化及び燃料冷却材相互作用の多成分解析モデルについては、各々学術誌(Nuclear Engineering Design及び日本原子力学会誌)に投稿した。また、FZKとのSIMMER IVの核計算部の共同開発を完了した。

炉心物質移動挙動試験については、溶融移動挙動大型模擬試験装置(MELT )を用いた冷却材逆流型溶融燃料・冷却材熱的相互作用(FCI)試験を6試験実施し、本試験シリーズを終了した。

また、SIMMER コードによる試験解析を実施し、試験データの分析と評価を進めた。IPSNとの共同研究で実施しているCABRI RAFT炉内試験については、破損燃料の冷却性に着目した試験(RB1, RB2)及び溶融燃料のピン内分散挙動を確認する試験(LTX)の評価結果を日本原子力学会春の年会(2002年3月)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)については、ペレットの不純物ガスの効果を調べる試験(GP)の結果分析と試験後検査を行った。また、融体の排出経路の壁破損について調べる試験(WF)の安全設計と計測仕様の具体化を行った。本試験(ID)については、安全設計の仕様を固めた。炉外試験については、ナトリウムを用いない条件での要素試験(UTD 3)の準備を進めた。また、現地カザフスタンで技術会議を開催(2002年3月)し、進ちょく確認と技術討議を行った。

ソースターム評価手法の開発については、KrとXeに関する評価及び文献調査のまとめ及び炉内ソースターム総合解析コードTRACERプログラム構成の見直し・デバッグ等を終了し、コードマニュアルの整備を継続した。

ナトリウム燃焼試験については、燃焼残渣の安定化実験の中規模確証試験を3月に実施し、安定化の確認を行った。また、静止液滴燃焼実験と落下液滴燃焼実験の準備を実施した。ナトリウム・コンクリート反応試験については、燃焼ナトリウム中への水素注入試験の試験データ評価についてまとめ、日本原子力学会春の年会(2002年3月)で発表した。

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)を用いた熱伝達率測定試験について反応生成物除去

等の試験後処理作業を終了した。また、ブローダウン解析コード (LEAP BLOW) を用いた試験結果の検証解析を継続した。蒸気発生器水リーク試験装置 (SWAT 3R) を用いた水リーク試験については、LEAP BLOW コードを用いた予備解析、及び反応ジェット解析コード (LEAP JET) を用いた反応ジェットに対するナトリウム流動効果の検討を継続した。また、水・蒸気系機能試験計画の詳細化を行うとともに、洗浄容器周辺設備、可視化についての温度ディスプレイシステム、制御装置へのカバーガス圧力制御機能追加等についての検討を終了した。

確率論的安全評価 (PSA) 手法については、重金属炉の PSA 評価に資するために、露国の原子力潜水艦重金属冷却炉を対象とした機器の運転・故障データの調査・収集を完了した。

## 1.2 炉心の開発

核特性解析手法の高度化については、輸送計算コード NSHEX の改良を実施した。核設計基本データの整備については、臨界実験データベースの整備のための露国 BFS 臨界実験装置データの解析を実施するとともに、高速炉性能試験データベースの整備のための「常陽」ドライバー燃料の照射後試験解析を開始した。炉定数の高度化については、核設計精度の評価及び向上のため、IAEA の BN 600 (露国高速炉) ベンチマーク解析を継続するとともに、重み関数訂正効果及び詳細群炉定数の効果について日本原子力学会春の年会 (2002年3月) で発表した。

「常陽」の炉心管理・照射技術として、炉心管理計算法の高度化を目的とした炉心管理コード (HESTIA) 検証のための MK 炉心の記録計算を実施するとともに、その計算精度を検証した。使用済燃料のモニタリング技術開発については、「常陽」MK 燃料 (燃焼度約 6.6 万 MWd/t) の崩壊熱測定を継続するとともに、燃焼組成の実測値との比較により、燃焼計算精度を検証し、崩壊熱に与えるマイナーアクチノイド (MA) と核分裂生成物 (FP) 生成量の影響の検討を開始した。マイナーアクチノイド (MA)・核分裂生成物 (FP) 核変換測定評価については、鉛スペクトロメータを用いた FP 核種 ( $^{129}\text{I}$ ) の中性子捕獲断面積測定・評価結果の取りまとめが完了した。フェニックスにおける MA 及び FP サンプル照射試験 (PRO-

FIL R) 計画については、仏国原子力庁 (CEA) における MA・FP サンプルの調達、照射用集合体の製作、フェニックス炉への輸送等に係わる準備を完了した。

核兵器解体 Pu 処分協力として、露国の物理発電工学研究所 (IPPE) との共同研究による BFS 2 臨界実験装置を用いた臨界実験については、炉中央部に MOX 燃料を配置した BFS 62 炉心体系での JNC の実験解析を継続した。露国の BN 600 のハイブリット炉心化に係わる炉心安全評価については、露国側の解析作業が計画通り完了した。日本側が行う ULOF 事象起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、事故後熱除去過程の評価を完了した。

## 1.3 高温構造システムの研究

高サイクル熱疲労評価法の開発を目的として、流体側の温度変動挙動を把握するための並行 3 噴流ナトリウム試験では、速度・温度をパラメータとしたナトリウム試験を実施した。配管合流部のホット/コールドスポットの発生などの温度変動特性を明らかにするための長周期変動水試験では、温度変動測定試験報告書の取りまとめを実施した。また、熱疲労強度データ取得のための構造物熱過渡試験装置 (TTS) の調整運転を行い、機能拡張試験、長時間安定性試験、系統内健全性確認試験を行うとともに試験部の温度変動に伴う熱伝達特性データを取得し、高サイクル熱疲労試験に備えた。

システム化規格の骨格となる構造健全性の定量的評価の方法論開発については、破損確率、品質保証指数、設計係数の 3 種の方法論の検討を実施した。

実用化構造基準の開発を目的として、非弾性挙動と破損メカニズムの分析については、実用化戦略調査研究で対象としている原子炉容器の非弾性解析を実施した。高サイクル熱疲労評価については試験条件案を作成した。

損傷組織画像データベース作成のためのデータ入力システム (SMAT i) の作成を継続した。高温材料長時間試験については、316FR 鋼、Mod.9Cr1Mo 鋼等の長時間域クリープ試験、低ひずみ域クリープ疲労試験と試験後の冶金解析を実施している。

溶接部損傷評価法については、溶接金属損傷評価を継続して実施している。

信頼性評価技術の開発は、高速炉のLBB（破断前漏えい）評価法の高度化に資するデータ取得を目的とした熱クリープ疲労亀裂進展試験について、試験体の非破壊検査データの整理を終了した。また、 $^{12}\text{Cr}$ 系フェライト鋼のLBB成立性を検討するための基礎データを一部取得した。

ナトリウム化合物溶融体中の高温材料腐食研究については、ナトリウム漏えい対策設備の合理化を狙いとした腐食抑制物質の探索試験及びステンレス鋼の腐食速度評価試験、雰囲気制御下で微量ナトリウム漏えい試験を実施し、試験結果を取りまとめた。

ナトリウムとナトリウム化合物の熱力学基礎物性に関する研究については、 $\text{NaFe}$ 複合酸化物の合成標準化及びバラマン分析に関する報告書を作成した。また、 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ の合成・熱分析結果を材料化学国際シンポジウム（2002年3月開催）でポスター発表した。

損傷組織定量化技術開発については、損傷定式化に必要な材料試験計画を作成した。実機損傷材の材料試験については、大型試験ループのサンプリング材の組織変化分析を実施した。また、「常陽」プラグイン計の材料試験結果のまとめを完了するとともに、1次系配管材のサンプリングを終了した。

構造解析コードの整備については、汎用非線形解析コードFINASの振動解析機能に関する計算速度向上のためのプログラム改良を行い、Version.15を公開した。

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、インターネット対応版整備のために、インターネット上のデータベースと解析コード間のデータ転送についての検討を実施した。

機器上下免震評価法の開発については、免震構造に適合する減衰要素の詳細解析手法の検討を実施した。

耐震構造健全性評価法の高度化については、エルボ配管の振動特性、弾塑性挙動、限界挙動等を把握するためのエルボ配管耐震試験を実施している。

伝熱流動数値実験研究については、相変化を伴う熱流動シミュレーション手法の開発に関し、混相流解析手法をナトリウム水反応実験に適用し、コード検証を実施している。化学反応を伴う熱流

動シミュレーション手法開発は、ナトリウムの化学反応速度実験とその解析を実施した。

過渡伝熱流動現象評価に関する研究については、流体・構造熱的連成メカニズム解明のための基礎試験として、配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する試験及び挙動解析を実施した。

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ー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予備試験を実施するとともに、これまで実施した試験及び評価結果を原子力学会春の年会（2002年3月開催）で発表した。

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の試作及び改良試験を実施した。炉内・機器内の熱流動並びにナトリウム燃焼に関わる各種現象の可視化計測技術の開発については、計測性能向上のためのデジタル信号処理による流速分布計測アルゴリズムの改良に向けた水中基礎試験の実施と結果の取りまとめを行った。

#### 1.4 燃料・材料の開発

被覆管の実用化開発として進めている酸化物分散型被覆管（ODS）の開発について、製造コスト低減化を目的として、HIP固化体押出による実用規模の素管製造試験を実施した。

材料評価として、ODS鋼照射のための「常陽」許認可取得データ整備のために長時間クリープ試験を継続して物性データを取得するとともに、端栓溶接部クリープ破損に伴う健全性確認のためのマルテンサイト系ODS鋼のアルゴンガス中/ナトリウム中内圧封入型クリープ試験片の作製を実施している。また、ODS鋼等のナトリウム中腐食試験、ODS鋼のニッケル拡散挙動確認のための基礎調査試験を継続実施している。さらに、海外燃料被覆管材料の調査の一環として、CEAとの共研でPE16被覆管の追加照射後試験に関する契約を締結し、試験を開始した。高ニッケル鋼及び改良オーステナイト鋼被覆管の開発については、クリープ破断特性式との比較検討を実施した。

ラッパ管の実用化開発では、フェライトラッパ管の設計方針について、従来データの再整理を実施した。

被覆管の照射後試験については、改良オーステナイト鋼(14Ni 25Cr鋼, 15Ni 35Cr鋼)における炉外内圧クリープ試験の平成13年度計画分を終了した。

日仏交換照射に係る照射集合体(C4F)については、燃料ピンの照射後試験を実施するとともにラッパ管の照射挙動について評価を継続した。

原研との共同研究で進めている窒化物燃料の照射後試験については、金相試験結果に基づいた解析・評価を実施した。

制御棒の開発については、「もんじゅ」制御棒長寿命化対応を目的とした照射試験装置AMIR 6の装荷キャプセル内試験片(B<sub>4</sub>Cペレット)の非破壊照射後試験結果から、粒度分布測定用試料に用いるB<sub>4</sub>Cペレットの選定を実施した。

## 2. 高速実験炉「常陽」

2001年10月31日に発生した「常陽」メンテナンス

ス建家火災事故についてのハード、ソフトの両面から再発防止対策を終了し、2002年2月12日よりMk 冷却系改造工事を再開した。

2001年6月1日より実施している第13回定期検査では、非常用ディーゼル発電機、補機系ポンプ点検、廃棄物処理系計器の点検を実施した。

安全対策工事については、1次系Na回収処理作業、アルコール廃液処理詳細設計が完了し、1次系Na回収処理装置製作、2次純化系C/T製作、常陽変電所更新工事、電源設備遮断機製作等は継続実施している。

なお、総合機能試験については、試験結果から、設備の一部見直しが必要となったため、設備の改良を実施した。

(大洗：開発調整室)