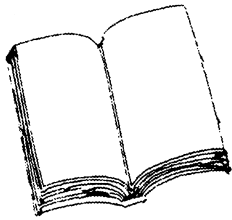


## 【概況報告】



2001年1月～3月

## - 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

燃料集合体内での異常拡大防止に関する研究については、ワイヤースペーサ型燃料集合体の冷却材流路にポーラス状閉そくが形成された過渡状態に関して、バンドル体系での流動特性と冷却特性についての実験解析を実施した。また、局所閉そくナトリウム試験結果を報告書にまとめた。さらに、高燃焼度燃料集合体内の熱流動現象を把握する上で重要な変形バンドルに対する試験の準備として、複雑形状流路内の速度場計測に関する筑波大との共同研究により、球充てん層内の流れ場の発達過程を把握・評価し、原子力学会（2001年3月開催）に共同で外部発表を行った。

起因過程解析コード SAS4A を仏国原子力安全防護研究所 (IPSN)、独国カールスルーエ研究センター (FZK) と共同で開発している。SAS4A コードの信頼性向上のために、3次元核動特性モデル (MOSES) を核計算部に適用するためのプログラムコードの調査を完了した。また、CABRI RAFT 計画で実施された3本ピン体系での試験を対象とした SAS4A コードの適用解析についてのまとめを実施している。

炉心崩壊過程解析コード SIMMER III については、実用化戦略調査研究で必要とされる再臨界回避方策の評価、重金属炉及びガス炉の炉心安全解析を行うことを目的に、Na/MOX 径方向非均質炉心解析の実施を通して随時 SIMMER III コードの改修を行った。また、これまでに実施した SIMMER III Version 2 .H 及び SIMMER IV Version 1 .B の整備に関して、報告書を作成した。さらに、九州大学との共同研究（先行基礎工学協力研究）を通じて、SIMMER III の蒸発・凝縮モデルに関して、これまでに開発した凝縮実験用画像解析システムによる凝縮実験データ解析のまとめを完了した。

炉心物質移動挙動試験については、熔融移動挙動大型模擬試験装置 (MELT II) を用いた融体放出移行挙動にかかわる低温試験結果の分析を終了した。また、融体近接注入型試験の実施に向けて、

安全性確認を目的とした予備試験の試験体製作を完了した。IPSN との共同研究として実施している CABRI RAFT 炉内試験については、遷移過程にかかわる過渡試験の一つである TPA 1 試験及び TP 3 試験の一部を実施した。また、TPA 3 試験の仏国内での安全審査について、支援のための評価のまとめを実施した。

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、炉外試験として、ドライ試験を継続実施し、融体生成・移行機能を確認した。また、炉内試験については、準備試験実施に向けた準備を進めた。

異常時の燃料破損限界に関する研究については、既存試験データのまとめに基づき、実用化戦略調査研究フェーズ II の課題検討を進めた。燃料損傷・拡大防止に関する研究については、CABRI RAFT 試験で実施した試験結果のデータ解析と解析評価を継続した。また、流路閉塞事象時の破損モードについて検討し、既存炉内試験からの破損後挙動と総合して、局所事故全体の評価の考え方をまとめた。

自然循環による崩壊熱除去に関する研究については、ナトリウム試験、水試験によるインターラッパフロー現象の解析手法の検証及びインターラッパフローに関する専用流路の効果を含めて、大型炉体系での炉心熱流動特性の解析評価結果をまとめ、原子力工学に関する国際会議 (ICONE 9, 2001年4月開催) に論文投稿した。また、簡素化した崩壊熱除去系について、水試験、ナトリウム試験を含む試験計画を策定した。

ソースターム評価手法の開発については、未照射  $UO_2$  試験試料の温度勾配部のサンプリング管及び焼結金属フィルタ等の ICP AES 分析 (定量分析) を完了した。燃料からの FP 放出挙動試験として、未照射  $UO_2$  燃料と模擬 FP を使用した FP 放出試験結果の評価及び実照射燃料を使用した FP 放出試験を実施した。また、炉内ソースターム総合解析コード TRACER の適用性評価及び改良を実施し、使

用マニュアルをまとめた。格納施設安全評価手法の開発については、ナトリウム - コンクリート反応試験の試験計画書を作成し、FRAT 1 装置の実験準備を実施した。

ナトリウム漏洩燃焼試験については、小規模ブール燃焼に関するナトリウム燃焼試験を完了し、ライナ最高温度、ナトリウム拡がり速度、湿分影響の把握を行った。また、ナトリウム燃焼解析コード SPHINCS の開発成果を Nuclear Technology に投稿した。落下液滴燃焼試験として自由落下方式による液滴生成の性能確認を行い、落下距離に着目した燃焼速度データを取得した。

高温ラプチャ評価手法の開発については、ナトリウム - 水反応試験装置 (SWAT 1R) に関して音響データ測定試験を実施した。また、高温ラプチャモデルに関して SWAT 1R 試験データを分析、反映した検討を実施した。さらにブローダウンモデル LEAP BLOW 及び反応ジェットモデル LEAP-JET に関して SWAT 1R 試験データを用いた検証を継続している。蒸気発生器水リーク試験装置 (SWAT 3R) については、当初の目標とした、試験装置製作、試験準備及び SWAT 3R 施設整備を終了した。並行して装置マニュアルの整備と詳細試験計画書の作成を進めた。

確率論的安全評価 (PSA) については、受動的炉停止装置として有望な自己作動型炉停止機構 (SASS) を備えた炉心について、代表的なスクラム失敗事象の感度解析を実施し、その結果をまとめた。統合型レベル 1 PSA プログラムについては、リビング PSA 用のフォールトツリー整備作業を通じて機能の改良を継続している。信頼性データベース (CORDS) の開発・整備に関しては、CORDS へ登録すべき「もんじゅ」工学データ、運転データ、事象データの作成を完了した。

## 1.2 炉心の開発

核特性解析手法の高度化については、高速炉の中性子スペクトルの誤差評価及び計算精度向上のために、燃焼核特性・温度核特性の精度評価手法の改良及び検証を実施した。次世代炉定数の開発については、Pu 燃焼、MA 消滅処理等を目的とした多様な高速炉の核特性解析に利用できる次世代炉定数を作成・利用するためのシステム整備を継続した。遮蔽特性評価手法の開発については、遮蔽解析コードシステムの整備作業を完了し、その結果をまとめた。

「常陽」の炉心管理・照射技術として、MK II 炉心のデータベース作成、ドシメータの測定評価及

び崩壊熱測定試験の解析を実施した。また、炉心管理コードシステム (HESTIA) の計算機能確認及び精度検証のために MK II の炉心計算を実施し、現行コードとの比較を実施した。低濃縮ウラン (高 Pu 富化度) 燃料を用いた MK III 取替炉心の核熱計算を実施し、設計成立性を確認した。

アクチニド燃焼炉心の核特性評価に関しては、MASURCA 高速炉臨界実験施設で行われた高 Pu 富化度燃料を用いた臨界実験について解析評価を実施した。

核兵器解体 Pu 処分協力として、ロシアの BFS 2 臨界実験装置を用いた臨界実験及びロシアの BN 600 を用いた 3 体の燃料集合体照射試験を継続している。さらに、BN 600 ハイブリット炉心化のために必要な炉心燃料設計、安全解析、照射試験について、ロシア側と実施計画を検討している。

## 1.3 高温構造システムの研究

構造強度評価法については、系統熱過度～構造健全性統合評価技術開発の一環として、サーマルストライピングを対象に構造応答の周期特性に着目した評価法に関する検討を実施し、その結果をまとめた。高サイクル熱疲労の原因となる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について、温度変動伝達挙動を報告書にまとめた。また、配管合流部のホット/コールドスポットの発生など長周期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、壁面温度分布の定量化など変動特性評価を行った。

長時間領域材料特性試験については、316FR, Mod 9Cr 1 Mo 鋼等の母材及び溶接部材の長時間域・低ひずみ域におけるクリープ及びブクリープ疲労試験を継続している。また、SUS304 の 10<sup>6</sup> サイクルを目標とした高サイクル疲労試験を継続した。さらに疲労寿命に及ぼす重畳波形効果について重畳波形疲労特性の解析・評価を実施し、その結果を取りまとめた。ナトリウム環境効果評価試験については、316FR 鋼の長時間ナトリウム中クリープ疲労試験を継続した。東北大学との研究協力で実施している高純度鉄基合金については、クリープ試験を継続するとともに東北大学への中間報告を実施した。

構造物熱過渡試験装置に高サイクル疲労機能を追加する改造については、電磁ポンプや流量計等の主な機器製作がほぼ完了した。

信頼性評価技術の開発について、高速炉の LBB (破断前漏洩) 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き裂進展試験を継

続した。また、模擬冷却材漏洩試験は、直管試験体による予備試験結果と試験モデルの解析結果の比較検討を実施し、結果を取りまとめた。

構造材料腐食機構の研究として、Na, NaOH, Na<sub>2</sub>O系環境下での腐食量・腐食速度の時間依存性・温度依存性について、NaFe複合酸化型腐食機構の考えに基づいた定式化及び新たな評価線を策定した。また、Na, Na<sub>2</sub>O環境の気液界面腐食に対する評価線の保守性を確認した。更に、Na化合物環境における炭素鋼の防食法試験及び熔融塩型/NaFe複合酸化型腐食の遷移境界条件や機構差を見出すための遷移条件試験の準備を実施した。ナトリウム配管系のバウンダリ健全性評価手法の高度化については、微少ナトリウム漏えい時の構造材料の腐食機構の研究成果を原子力工学に関する国際会議 (ICONE 9, 2001年4月開催) に論文投稿した。Na/Na化合物の熱力学基礎物性に関する研究については、高純度NaFe複合酸化物の熱分析結果のとりまとめを実施している。また、Na化合物中の過酸化イオンのラマン分析結果をまとめ、原子力学会 (2001年3月開催) 及び熔融塩化学討論会 (2000年12月) で発表した。

寿命・余寿命評価手法の開発のための材料損傷定量化に関する研究については、クリープ損傷に伴い磁気特性が変化することを示し、報告書にまとめた。また、材料データベースシステムSMATに損傷組織データベースを組み込んだ。さらに、構造物マイクロ損傷機構の解明のために、実プラントデータ構築として「常陽」で使用したナトリウム配管のサンプリング材を取得し、分析計画を作成後、分析に着手した。公募型研究で実施しているマルチレベルモデリングによる微細組織変化を考慮した高温変形解析法の開発については、不連続要素による延性破壊モデルの開発を継続した。

構造解析技術については、汎用非線形解析コードFINASのソルバ更新による高速化の作業を完了した。

炉心変形挙動評価試験については、もんじゅタイプ形状のラッパ管についてのパッド部及びダクト部の面間圧縮剛性試験結果を取りまとめた。

耐震構造健全性評価法の高度化については、直管配管耐震試験結果を取りまとめた。また、エルボ配管耐震試験の実施計画を立案するとともに試験準備を進めた。

荷重緩和技術の開発については、応答低減を図る鉛ダンパを用いた減衰要素付加試験の成果を取りまとめた。また、低振動数免震要素による改良免震要素試験の上下+水平動試験を終了し、減衰

要素付加試験に着手した。

耐震・免震設計評価技術については、直管の静的座屈及び動的強度試験データに関する評価手法のとりまとめを実施した。また、エルボの静的試験データの解析により、ラチェット解析技術の適用性評価を実施した。

伝熱・流動については、高性能炉心熱流動解析手法として上部プレナム多次元解析モデルを組み込んだ全炉心の熱流動解析コードの検証解析を実施した。燃料集合体局所異常事象解析については、解析条件の検討を実施した。実炉データによる熱流動解析コードの検証として、配管合流部でのサーマルストライピングについての熱流動特性を定量化し、原子力学会 (2001年3月開催) にて報告した。

伝熱流動数値実験研究については、微視的シミュレーション手法によりナトリウムと水あるいは酸素の反応経路と反応熱の評価を行い、その結果を原子力学会で報告した。反応を伴う多成分混相流の解析コードの開発に関しては、検証解析を実施し、原子力学会 (2001年3月開催) で報告した。熱流動構造連成に関しては、高速炉の枝管を対象とした解析を実施するとともに境界層熱伝達の評価実験準備を行った。

監視計測技術については、熱伝導逆算法による配管内ナトリウム温度推定手法研究を広島大との共研で実施しており、ナトリウム試験データ及び水中試験データを用いた検証評価及び適用課題の整理等を行った。ナトリウム漏洩検出高度化については、要素感度評価試験の成果を取りまとめた。また、ナトリウム燃焼エアロゾルを用いたレーザナトリウム微少漏洩検出特性評価のための試験装置製作を完了し、試験を開始した。ナトリウム中流動現象計測手法開発については、高温用トランスデューサを用いた流速分布計測水中試験を実施した。

#### 1.4 燃料・材料の開発

酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼開発については、マルテンサイト系 ODS 鋼ではリング引張試験を実施した。フェライト系 ODS 鋼では、4回冷間圧延による数十本レベルの製管試験を継続中である。

ODS 鋼、高 Ni 鋼及び改良オーステナイト鋼 (14Cr-25Ni 鋼) については、ナトリウム中/アルゴンガス中内圧クリープ及び腐食試験を実施し、アルゴンガス中では最長約10,000時間、ナトリウム中では約3,000時間までのデータを取得した。また、

ODS 鋼のナトリウム中共存性に関する中短時間データ(1,000~3,000時間)及びNi拡散に伴う組織解析データの取得・評価を実施した。

PNC316鋼被覆管のスエリング促進の原因調査を継続実施している。また、SVIR 1で照射したODSフェライト鋼のリング引張試験及びフェライト/マルテンサイト鋼のシャルピー試験を終了した。

「常陽」による仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料を使った日仏交換照射については、集合体の非破壊照射後試験を継続している。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、機器分析に着手した。また、炭・窒化物燃料の試料を原研東海の実用燃料試験施設へ輸送した。「常陽」照射の燃料集合体のMA核種分析を終了した。またAm添加MOX燃料の熱伝導率調査検討を継続した。

照射後制御棒材料の熱伝導度測定については、低燃焼度B<sub>4</sub>Cの試験データを取りまとめを行うとともに高燃焼度B<sub>4</sub>Cの測定を実施した。

「もんじゅ」長寿命制御棒の開発については、ナトリウム中保差圧特性試験を終了し、結果を取りまとめた。

## 2. 高速実験炉「常陽」

第13回定期検査を平成2000年6月1日より継続実施している。1次系電磁流量計電源装置の点検、1次系補助継電器盤リレー交換、2次系プラグイン計据付工事等が完了した。また、安全対策工事については、2000年度実施予定の単年度工事分を完了した。

MK III計画については、その改造工事を継続中であり、中間熱交換器(IHX)を格納容器内から搬出し、メンテナンス建家に搬入した。2次系工事については、A系主冷却器(DHX)2台を主冷却建家に搬入し、据付工事を開始した。B系2台のうち1台をNa処理室へ他の1台をDHX保管庫へ移送した。

## 3. 関連施設の設計・建設

### 3.1 高速増殖炉サイクル国際研究開発センター

#### (1) 施設の目的

国内外の各研究機関及び電力・メーカ等の民間

企業の研究者が集まり、サイクル機構の研究者と一緒に高速増殖炉サイクル技術のブレークスルーを目指すために、高速増殖炉サイクルの最適化設計研究及びその要素技術開発を相互に補完・啓発しながら進める場として高速増殖炉サイクル国際研究開発センターを建設するものである。

#### (2) 施設の概要

本施設は、各種分野の研究者の居室、多彩な映像システムを備えたセミナー室及び高速増殖炉技術の効率的な研究開発を支援する数値実験シミュレーター室等を有するインテリジェント研究棟である。

建家構造 : 鉄骨造 5階建

延床面積 : 約7,000m<sup>2</sup>

収容人員 : 最大250名

#### (3) 進捗状況

2001年3月15日に竣工し、同年4月より運用を開始した。(本誌掲載「お知らせ」記事を参照)

## 3.2 大洗わくわく科学館

#### (1) 施設の目的

原子力エネルギーをはじめ、科学技術全般の普及啓発に役立ち、かつ地域交流の場となる施設として、また、サイクル機構の業務等に対する一般の方々からの理解促進、信頼確保のための活動拠点とすることを目的として建設するものである。

#### (2) 施設の概要

本科学館は、海に関連した科学テーマとして、幼児から小学生までが遊びながら科学する心を育むことができる活動の場を提供するとともに、魅力あるゾーンの設置やイベント開催ができる施設である。

建設地 : 茨城県東茨城郡大洗町港中央12番地

敷地面積 : 約3,000m<sup>2</sup>

延床面積 : 約2,500m<sup>2</sup>

#### (3) 進捗状況

2001年3月末に竣工した。同年7月11日開館の予定で準備を進めている。(本誌掲載「お知らせ」記事を参照)

(大洗 : 開発調整室)