



高速増殖炉の研究開発

1. プラントシステム設計研究

実用化戦略調査研究については、ナトリウム冷却炉、重金属冷却炉、ガス冷却炉等に関し、プラント設計及び関連特性評価を行った。現時点の検討状況は、ナトリウム炉に関しては、昨年度創出した建設費20万円/kWeとできる有望な大型プラント概念について、技術的成立性を確認するための一連の解析評価を進めた。ナトリウム中型モジュールについては、経済性に優れる炉概念を出発点にして2次系削除への展開を検討した。重金属炉については、冷却材は鉛ビスマスが、出力は中小型規模が、それぞれ適切と判断しプラント概念を構築している。ガス冷却炉については、英国の改良型ガス冷却炉AGRの実績を踏まえた炭酸ガス炉について再臨界性回避可能性と事故後冷却性の検討を進めている。高温ガス炉の実績を踏まえたヘリウムガス炉については適合する燃料形態について幅広く調査を行って、燃料概念を詰めている。水炉は、増殖性を高めることを検討している。なお、以上に挙げた炉概念について開発計画表（ロードマップ）を作成している。

熱流動技術開発については、各種冷却材を用いた場合の伝熱と圧損に関する推奨相関式をまとめて報告書を作成するとともに燃料体の温度評価を実施している。また、各種冷却材に関して自然循環崩壊熱除去特性を比較評価した。温度成層化等の評価のため、ナトリウム炉について3次元の炉内解析の準備を実施した。

安全技術開発については、ナトリウム炉の各種再臨界回避概念における燃料排出能力の比較解析を実施している。また、鉛冷却炉と炭酸ガス冷却炉の炉心損傷挙動予備評価を実施した。この結果、鉛冷却炉では燃料被覆管が炉心内で破損するとガスプレナムからガスが放出されることによりボイド反応度が印加されること、一方、冷却材沸点と密度が高いことにより、液体の冷却材の中に固体の燃料粒子が分散するため、燃料が急速に動いて

反応度が印加されることがないことが分かった。ガス冷却炉では被覆材溶融・移動による正の反応度効果により燃料の溶融・崩壊が進展し、短い下部軸ブランケット部を通して下方へ流出し終息することが分かった。今後は高増殖炉心における燃料流出挙動の設計依存性を検討の予定である。

機器構造技術開発については、平成11年度の成果を継続発展させた検討として、弾性解析による設計を採用する場合の合理化効果定量評価のための検討、設計合理化への寄与が期待される高クロム系新材料の適用性に関する基礎的調査、安全裕度の適正配分を目指したシステム化規格の骨子の検討と関連する有望技術の評価を実施した。

免震技術開発については、3次元免震導入による経済効果の定量評価、並びに、昨年度設定した免震特性を実現するための免震要素となる皿ばねの基本的構造成立性を確認した。

乾式再処理システムについては、振動充てん、金属燃料製造との一体化システムについて、酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法を対象に比較評価のための設計条件を統一し、再処理及び燃料製造コスト評価、安全性等のシステム概略評価等に向けてのシステム設計検討を開始した。

湿式再処理システムについては、簡素化溶媒抽出プロセス、SETFICS法（CMPO-TBP混合溶媒/DTPA-塩析剤溶液系に基づく分離法）によるMA回収プロセスを組み合わせた先進湿式システムによるペレット、振動充てん燃料製造との一体化システムについて、比較評価のための設計条件を統一し、再処理及び燃料製造コスト評価、安全性等のシステム概略評価等に向けてのシステム設計検討を開始した。

高速炉サイクル解析研究については、平成12年度下半期における各候補概念評価に向け、各

種エネルギー技術動向調査、経済性評価、サイクル諸量解析、FBR導入シナリオ検討、重要度評価手法開発、投資対効果評価システム改良、FBRサイクルデータベース整備などを実施した。

2. 高速増殖炉固有の技術開発

2.1 安全性の研究

燃料集合体内の異常の拡大防止に関連して、ワイヤスペーサ型燃料集合体の周辺部にポーラス状閉そくが形成された状態を模擬したナトリウム試験と、その評価を実施している。6月から過渡時の閉そく物内熱流動に着目した試験を開始した。

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。6月に3機関による専門家会議を開催し、最新版をIPSNが取りまとめ、日本及びFZKに配布することを決定した。

炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIについては、安全評価にかかわる主要現象に着目した第2期検証研究の結果を4月に開催した仏国原子力庁（CEA）及びFZKとのレビュー会議にて討議し、総合評価の取りまとめを行っている。SIMMER-IIIを応用して行ったJCO臨界事故初期バースト過程のシミュレーションを完了し、5月のOECD/NEA国際会議にて報告した。また、実用化戦略調査研究における主要解析ツールとして利用する過程で、必要に応じたモデル改良と開発を進めている。3次元コードSIMMER-IVについては、第1版（流体力学部のみ3次元化）の整備を完了し、CEA及びFZKに提供した。なお、SIMMER-IIIは上記SAS4Aコードと併せて、実用化戦略調査研究における多様なFBR設計の安全評価に適用している。

炉心物質移行挙動試験については、MELT-II試験装置を用いて低融点合金を模擬融体とした可視化実験を実施している。また、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、試験後検査及び解析を継続するとともに、残り3試験の事前解析及び試験準備を進めた。実施済のCABRI-RAFT炉内試験については、IPSN及びFZKと共同で総合評価を進め、共同報告書のドラフトを作成した。

受動的安全性については、自然循環による崩壊熱除去時の炉心部温度に影響が大きいと考えられるインターラッパーフロー現象（集合体間ギャップを通る流れ）について水流動試験とその評価を

実施している。鉢巻き型の集合体間パッドを用いた場合の現象を把握する定常試験について準備を進めた。

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、再臨界問題の排除に向けた試験研究（EAGLEプロジェクト）については、IGR炉内試験計画の具体化を検討するとともに、NNCとの契約締結に向けた準備を進めた。また、炉外試験研究（平成12年度より本試験を開始）については、日本原子力発電（株）との共同研究を通じて、試験予備解析、試験条件の選定等を実施している。

ソースターム評価手法の開発については、平成11年度に実施したウラン試験の化学分析のための準備作業及び照射済燃料取扱いのための準備作業を継続している。また、炉内ソースターム挙動解析コード（TRACER）のマニュアルを作成中である。

ナトリウム燃焼実験関連では、小規模プール燃焼試験の最終実験であるFRAT-1 RunF7-4試験（今までで最も小さい漏洩 5 kg/hrの試験）の準備を進め、6月末に試験を実施した。また、ナトリウム燃焼解析コード（ASSCOPS）については、SI単位系を採用した最新バージョン（ver.2.1）のパソコン版の公開手続き中である。

多セルナトリウム漏洩燃焼解析コード（SPHINCS）を用いて燃焼の現象論的考察を行うために、入力条件を決定するためのプール燃焼火炎部の伝熱流動・燃焼解析コードの開発を実施した。また、ナトリウム燃焼時の断熱火炎温度の評価を実施し、燃焼時の温度上限の評価を実施した。蒸気発生器ナトリウム-水反応実験関係については、平成11年度実施したSWAT-1R RunHT1試験結果の整理と報告を行うとともに、次回HT2試験の準備を進めている。また、SWAT-3R試験装置の据付け工事を進めた。

確率論的安全評価（PSA）については、機器信頼性データベース（CORDS）のデータ拡充として常陽のPhase22データを登録し、CORDS運用マシンの置換えに伴うデータベース移植作業に着手した。また、CORDSを基にしたナトリウム系空気作動弁の開閉失敗確率の分析を見直し、「第5回確率論的安全評価と管理に関する国際会議」への投稿論文を作成した。実用化戦略調査研究と「もんじゅ」運転安全への利用に向けたPSA解析コード（仮称：IRAS）の改修を継続した。

2.2 炉心の開発

核特性評価手法の開発については、多様な高速

炉に対応でき断面積共鳴領域の精度を向上する次世代炉定数システムのプロトタイプコードを導入するとともに、平成12年度の研究計画の検討に着手した。FCAとの炉定数調整共同研究の報告書を作成した。「常陽」の性能試験及び運転特性データの最新解析結果をまとめ、JUPITER臨界実験解析との炉物理的整合性を評価した。

「常陽」の照射技術の高度化については、核熱計算法を詳細化したMK-III炉心管理コードシステム（HESTIA）が完成し、検証を行っている。モンテカルロ法の適用については、「常陽」における溶融限界線出力評価試験（B5D-2）の試験燃料ピンの線出力をMCNPコードで計算し、照射後試験結果との比較により解析精度を評価した。He蓄積型フルエンスモニタ（HAFM）の開発については、「常陽」で照射したHAFM試料を測定し、ドシメトリーによる中性子照射量と比較した。

MA・FP核変換技術開発については、MA核データ測定結果を反映してJENDLライブラリを改訂する作業を開始した。また、実用化戦略調査研究の一環として、ナトリウム冷却MOX径非均質炉心における長寿命FP消滅特性の解析及び核不拡散抵抗性の検討に着手した。

核兵器解体プルトニウム処分協力として、ロシアBFS-2臨界実験装置を用いたプルトニウム燃焼炉心の実験解析を継続し、4月にロシアエネルギー物理研究所（IPPE）と実験解析についての技術打合せを行った。

2.3 高温構造システムの研究

溶接継手評価法については、構造物への適用性検証のため、既存の構造物熱過渡強度試験装置（TTS）試験体及び仏国CEAの試験結果を用いたCEAとのベンチマーク研究の成果を取りまとめるとともに、次回国際原子炉構造力学学会義（SMIRT）への報告準備を行った。

構造強度評価法については、サーマルストライピング評価法に関して、周波数制御ナトリウム温度ゆらぎによる疲労き裂発生実験結果の評価を行うとともに、仏国原子力庁カダラッシュ研究所との共同研究を継続し、構造の温度応答に関する周波数特性の検討を行っている。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水流動試験と評価を実施している。複数の乱流モデルを用いた数値解析手法、直接解析手法により実験解析を行い、温度変動振幅と変動周期の予測性を比較評価した。TTSに高サイクル疲労機

能を追加する改造については、熱過渡波形制御部を中心に主要な機器の詳細設計製作を実施中である。

信頼性評価技術の開発については、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軸方向温度勾配型、及び径方向温度勾配型熱クリープ疲労き裂進展試験を継続している。また、模擬冷却材漏洩試験を開始し、直配管試験体における疲労き裂進展、冷却材漏洩挙動データを取得した。

「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関連して提示した材料腐食機構について、NaFe複合酸化型腐食における動的挙動データを取得している。

寿命・余寿命評価手法の開発については、階層プログラミング手法による材料損傷を考慮した構造材料劣化シミュレーションプロトタイプモデル開発に着手した。また、構造物劣化評価法開発に関し、海外プラント交換部からの試料採取に着手した。自然磁化測定に基づく損傷検出について、クリープ損傷検出への適用性評価に着手した。

耐震構造健全性評価法については、直管配管耐震健全性試験結果に関する評価を継続している。また、エルボ配管についての本試験準備を行っている。

荷重緩和技術の開発については、低振動数（1Hz級）免震要素に関する上下動試験のデータ解析を進めている。

構造解析技術については、炉心変形解析コード（PRECISE）への動的解析機能組込みのためのプロトタイプコード作成に着手した。

伝熱・流動については、熱流動-構造連成解析コード、全炉心の熱流動解析コード、流力振動解析コードの開発と検証を実施した。また、プラント動特性コードを外部利用に供するためのコード整備を実施した。伝熱流動数値実験研究として、分子軌道法と反応管実験を用いてそれぞれでナトリウムの反応速度定数を評価している。また分子動力学法を用いてナトリウムと水の輸送・反応量を評価している。また、反応を伴う多成分混相流の解析コードの仕様を確定し、2次元コードを開発した。

監視・計測技術については、配管非貫通型の超音波温度計の適用性を評価し、その結果を第8回原子力工学に関する国際会議（ICONE-8）で発表した。また、レーザ式微小漏洩検出手法について感度や選択検出特性を実験により評価した。さらに、ナトリウム中流動現象計測手法開発について、センサ特性評価及び計測アルゴリズムの改良

検討を行った。

2.4 燃料・材料の開発

燃料・材料研究開発については、酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼の製造コスト低減化のために、マルテンサイト系ODS鋼のHIP（高温等方加圧：Hot Isostatic Press）によるODS鋼素管の製造試験工程について検討した。また、耐食性向上のために高Cr管素管の製造試験工程についても検討した。

改良オーステナイト鋼（14Cr-25Ni鋼）については、試作被覆管の炉外内圧クリープ試験を継続している。また、高いクリープ強度を有するバナジウム添加鋼の組織観察を継続している。さらに、加工誘起組織変態による強度への影響を評価するための組織観察を開始した。

被覆管、ラップ管材料の照射後試験については、「常陽」及び「FFTF」で照射した改良SUS316鋼の組織観察、密度測定結果等に基づいたスエリング挙動評価を行い、集合体照射した被覆管のスエリング挙動評価式を策定した。また、引張試験結果に基づく強度・延性特性評価を実施中である。実用化戦略調査研究に資するために、「常陽」で照射したODS鋼のバースト試験を実施した。

「常陽」での仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料を対象とした日仏交換照射については、第35サイクル（平成12年6月1日）をもって終了し、照射後試験の基本計画（案）を作成中である。

燃料集合体の開発については、材料強度基準整備のため作ったPNC-FMS鋼の衝撃特性の評価結果について報告書を作成した。また、PNC-FMS鋼ラップ管の異材溶接技術開発における溶接部の衝撃特性を評価するために、異材溶接試験を開始した。

MA-MOX燃料ペレットの遠隔作製装置については、ウラン試験を継続している。

制御棒開発については、照射後制御棒材料の熱伝導度測定のための、コールド材を用いた小径試料による測定精度確認試験を行い、その結果を取りまとめた。その結果を基に、照射後試料の測定準備を進めている。

燃料挙動解析コードの開発については、燃料ピン挙動解析コード（CEDAR）の化学的挙動評価モデルを改良し、Pu再分布量評価精度を向上させた。

燃料ピン束変形解析コード（BAMBOO）と熱流解析コード（ASFRE）との連成解析に必要な両コードの改良部分について検討を行った。

照射後試験技術の開発については、X線CT装置による断層画像で得られた中心空孔の生成状況を基に燃料温度の評価を開始した。

3. 高速実験炉「常陽」

3月29日に第35サイクルの定格出力運転を開始したが、制御棒(1)挿入による一時的出力低下が発生し、4月3日に計画外停止を行った。その後、4月17日に原子炉を再起動し、6月1日に運転を終了した。また、同日第13回定期検査を開始した。これによりMK-II炉心としての運転をすべて終了した。

平成12年6月末現在の運転実績は、累積運転時間で60,725時間。また、累積熱出力は約50億6,133万kWhである。

MK-III計画については、中間熱交換器（IHX）交換作業のためのモックアップによる作業方法、時間等の検討を行い、放射線作業計画を策定した。また、2次系改造工事に係る現場調査の実施、MK-III改造工事に付帯して発生する干渉物の移動等の検討・工事起案等の対応を行った。IHX保管に使用するメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵庫の改造工事（第1期分）を実施した。

4. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」は、平成7年12月8日に発生した2次主冷却系Cループのナトリウム漏洩事故以来、原子炉を停止し各設備の定期的な点検及び設備保全等の工事を実施してきた。現在は、安全総点検結果等について地元での説明会及び対話活動等を行い、「もんじゅ」の理解を得るべく鋭意努力中である。敦賀市内での地区別説明会として、栗野地区及び西浦上区において実施した。

現在プラントでは、平成11年度の設備保全等の工事（1次アルゴンガス系圧力損失対策工事他）を終了した。設備点検については継続実施中である。

もんじゅ安全総点検については、現在、安全総点検の結果摘出された課題のフォローアップを継続実施中である。ナトリウム漏洩対策について、現在、基本方針に基づく詳細検討を継続実施中である。手順書及び設備の改善については、プラント停止中においても信頼性向上の観点から効果のあるものについて、順次具体的な改善を継続中である。

5. 原型炉技術の総合評価と高度化

「もんじゅ」の成果を高速増殖炉の実用化に反

映するため、原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めてきた。

原型炉技術の総合評価については、「もんじゅ」を活用した研究開発成果、性能試験等のデータに基づいて、炉心、プラント設備機器等の性能・機能を総合的に評価し、「もんじゅ」技術の妥当性の評価を継続実施している。また、運転再開後のプラントの健全性、信頼性、安全性を確認するため、技術体系の整理、設計手法の整理等を継続実施するとともに、過去10年来構築してきた運転情報、設計情報等のJOB別のデータベースをより汎用化するための統合化の検討に着手した。被ばく低減化対策を目的とした放射性物質の評価・抑制法の検討については、高速炉線量当量率可視化システムの整備を進めるとともに2次系CT蓄積トリチウムの対策検討を継続している。

ナトリウム関連技術の高度化については、プラント主要系統機器のクリープ疲労損傷評価を行う構造健全性モニタリングシステム開発を継続しており、現在平成10年度までに作成した要素プログラムを統合したプロトタイプシステムの作成を継続している。運転・保守技術の高度化については、「もんじゅ」過熱器の通気開始時のファジィ制御

系を開発し、解析コードによりその性能を確認した。また、「もんじゅ」を用いた検査・補修技術の高度化検討を継続実施している。「もんじゅ」制御棒の長寿命化については、ポーラスプラグ（多孔質金属製端栓）の制御棒の水中特性試験に着手した。

6. 環境施設保全技術の開発

デコミッショニング評価システムを用いて、「常陽」廃棄物貯蔵処理建屋（旧、JWTF）の解体評価を行うために、詳細な施設データの調査を実施している。

ナトリウム洗浄技術については、洗浄基礎試験を実施している。ナトリウム処理技術については、ナトリウム苛性ソーダ水溶液の反応に関する基礎特性把握のため基礎特性試験装置の基本システム部分の製作を完了した。米国EBR-IIとのナトリウム取扱い技術に関する共同研究を実施している。

7. 関連施設の設計・建設

固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）については、LEDFの合理化方針案の検討を行っている。

（大洗：開発調整室）
（敦賀：技術企画部）