



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉燃料の研究開発

1. 燃料の研究開発等

本業務は、高速増殖炉燃料サイクルのトータルコストの大幅低減を可能にする燃料の開発を目的としている。第1段階として加工、再処理コストが低く、高燃焼度化が可能な太径中空燃料を用いた高経済性炉心について研究し、燃料概念の絞りこみを実施している。

当該四半期は、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」に太径中空燃料の燃料要素91本タイプの燃料集合体と同127本タイプの燃料集合体を装荷する場合を想定し、その炉心・燃料仕様を具体化すると共に炉心・燃料設計に関して成立性を見通しがあることを確認した。太径中空燃料の「もんじゅ」への適用は、実用化段階に想定される燃料像の早期実証に寄与すると共に「もんじゅ」の経済性向上に貢献すると考えられる。

また「高速増殖炉サイクルの実用化に向けた実用化戦略調査研究」の一環として、簡素化ペレット法を採用したマイナーアクチニド(MA)添加低除染燃料製造施設の検討を実施している。

当該四半期は、MA添加低除染燃料の核・熱影響に鑑み、セル内設備として遠隔運転・遠隔保守が可能なペレット成型、焼結、集合体組立等の枢要設備について実施した概念設計を報告書にまとめた。

2. 燃料製造技術開発

高密度中空ペレットは、高速増殖炉の運転サイクルの長期化(高稼働率)、燃料費低減のための高燃焼度化並びに高線出力化等に効果がある。このため、この中空ペレットの安定製造及び製品収率の向上を目的とした技術開発を行っている。

2003年度は、前年度に引き続き中空ペレット製

造用モックアップ試作機(成型設備)を用いて、模擬粉末による機器単体の性能評価試験を実施している。

当該四半期においては、乾式ダイ潤滑型成型技術の確証試験を行った。

簡素化プロセス技術の開発は、MOX(混合酸化物)燃料の製造プロセスを大幅に削減し、製造コストを抑えることを目的としている。前年度までの試験により本プロセス要素技術の技術的成立性を確認している。

2004年度から簡素化プロセス技術の開発として本プロセスにより製造されたMOXペレットの照射性能を確認するために2007年度から「常陽」で実施する照射試験に向けて、試験燃料の製造を行う計画である。

当該四半期においては、この試験燃料製造の準備を行った。

スフェアパック燃料の開発は、粒子製造については、応用試験棟に整備した振動充填燃料製造試験装置を用いてウラン粒子の製造試験を行っている。充填試験については、模擬粒子を用いたコールド試験を継続するとともに、ウラン試験の準備を開始した。充填状況の検査技術の開発については、X線ラジオグラフィ検査装置をコールド試験用に新設し、これを用いた試験準備を進めている。

スフェアパック燃料の照射試験については、スイスPSI(ポールシェラー研究所)及びオランダNRG(Nuclear Research and Consultancy Group)との共同研究により実施している。オランダNRGが運転管理しているHFR(High Flux Reactor)において、PSIで製造した燃料の照射試験を開始した(写真1)。予定している4回の照射試験のうち第1, 2回を終了した。

* マイナーアクチニド：ウランやプルトニウムからの核変換により生成する放射性元素のうち、Np(ネプツニウム)、Am(アメリカシウム)、Cm(キュリウム)の総称



写真1 照射試験を実施しているHFR

スフェアパック燃料の設計コードの開発を進めており、既存のペレット用の設計コードに粒子燃料を評価するためのモデルを追加・拡張することとしている。熱伝導度を評価するためのモデルについては、微焼結 UO_2 粒子体及びFP, TRUの模擬物質を添加した低除染 UO_2 ペレットについて熱伝導度を測定しており、今後、これらをモデル化する。機械強度を評価するためのモデルについては、粒子充填体の実効弾性率モデルの改良を継続している。

3. 核変換の技術開発

核変換技術開発は、高レベル放射性廃棄物(HLW)中の放射性物質を、核反応を利用して短寿命核種や非放射性核種に変換し、管理に必要となる時間を短縮することを目的に進めている。その中で、工学的に可能な技術とするために必要不可欠な核反応断面積データの実験研究及び測定技術開発を実施している。

米国ORNL(オークリッジ国立研究所)との共同研究の一環として、 $Tc\ 99$, $Zr\ 93$, $Pd\ 107$ の熱中性子捕獲断面積に関する情報を得るため、これらの核種が中性子捕獲する際に 10^{-14} 秒という瞬時に放出される即発ガンマ線の測定データの解析を実施し、熱中性子捕獲断面積の下限值を解析評価し、資料の取りまとめを実施した。

照射済燃料の燃焼度解析及びマイナー・アクチノイドの核変換研究の基礎データとして、 $Np\ 238$ の熱中性子捕獲反応の実効断面積を測定した。本研

究成果は、学術雑誌J.Nucl.Sci.Tech.の2004年1月号に発表した。

また、核断面積測定技術開発の一環として、即発ガンマ線分光法と飛行時間測定法による断面積測定手法の開発を並行して進めた。即発ガンマ線分光法については、ペアスペクトロメーターの開発を継続実施した。飛行時間測定法については、BGO検出器($Bi_4Ge_3O_{12}$ 結晶シンチレータを用いた線検出器)とデジタル波形処理技術を用いた核断面積測定システムの開発成果を取りまとめた。詳細は、学術雑誌Nuclear Instruments and Methods in Physics Researchの2004年2月号に発表した。

核データ測定精度の更なる信頼性向上を目指して、文部科学省公募型研究の一環として「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」を継続し、革新的な核データ測定装置である全立体角Ge検出器開発の技術要素である反同時計測用BGO検出器の開発及びGe検出器のセグメント化技術開発を実施した。

4. 燃料製造

「常陽」MK 第一次取替燃料集合体(85体)の製造については、ペレット製造、燃料要素加工及び燃料集合体の組立を継続した。当該四半期においては、燃料集合体30体の官庁検査を受検し、合格した。これまでに燃料ペレット33副ロット(約80体分)、燃料要素8,010本(約63体分)、燃料集合体38体が官庁検査に合格した。

5. プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設では、プルトニウム系廃棄物の減容・安定化処理技術の開発を目的として、2003年度も難燃物焼却設備等の実証試験を実施している。

当該四半期においては、難燃物焼却設備等の保守点検を行うとともに、今年度実施した実証運転の結果の取りまとめを行った。

(東海：環境保全・研究開発センター)
プルトニウム燃料センター