

核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —

Future prospects for nuclear fuel -Discussion version-

*黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会 2021 年秋の大会における企画セッション「核燃料の今後の展望 — 討論バージョン —」は、2021 年春の年会における企画セッション「多様な原子燃料の概念と基礎設計 ～将来の原子炉のための燃料開発～」から継続するものであり、日本原子力学会誌で連載中の核燃料部会の連載講座と連動して開催されるものでもある。当該企画セッションでは、前回企画セッションに関する簡単なふりかえりの講演（多様な燃料形態と研究開発の展望、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料）を行い、それを基に、特に「照射試験」に的を絞って、発表者と会場出席者による総合討論を行う。今回は、講演よりも議論に主眼を置き、総合討論に十分な時間を割り当てる。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 — 将来の原子炉のための燃料開発 —

(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）

前回から引き続き、軽水炉燃料、MOX 燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、研究開発の展望を議論する。特に、今回は、照射試験に的を絞っての議論となる。講演と討論は六つの燃料形態横並びで実施するが、燃料形態ごとに研究開発のステージが大きく異なるという点は注意が必要である。また、一言で燃料と言っても、ウランやプルトニウムの化合物としてのいわゆる核燃料と、燃料被覆管に代表される核燃料部材とでは、研究の進め方も異なってくる。すでに実用炉で十分な実績がある軽水炉燃料は、事故耐性向上のようなさらなる高度化を目指しており、そのためには照射試験が必要となる。高速炉燃料（MOX 燃料）に関しても、廃棄物減容化・有害度低減といった新たな展開を図るためには、それに適した燃料形態（例えば、マイナーアクチニド含有 MOX 燃料等）の開発とそれに続いての照射試験は必須となる。金属燃料や窒化物燃料、高温ガス炉燃料についても、同じような背景がある。熔融塩燃料に関しては、他の燃料形態と比較して、若干研究開発のステージが異なっているとも言え、別の議論が必要かもしれない。当日はこういった燃料形態別の背景を簡単に紹介し、その後の議論につなげる。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜 正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これまでの経験を踏まえ、燃料の開発手法とそこにおける照射試験・照射後試験の位置づけを解説、用いられてきた燃料照射炉を紹介し、今後の燃料照射炉の在り方等を議論する。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉においても利用されてきた。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、燃料被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS 鋼）の開発を進めている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半

減期核種を含むネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのみナーアクチド(MA)及びプルトニウム(Pu)-240等の偶数核のPu同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。原子力利用の課題である高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指し、MAを高速炉で消滅させるためのMA含有MOX燃料の開発を進めており、実際に高速実験炉「常陽」の使用済燃料から回収された数グラムのMAを原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済MOX燃料を再処理した場合に回収される高次化(同位体組成としてPu-240等の割合が高い)したPuの利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化Puを繰り返して利用して燃焼させることも可能であり、これを実現するため、従来の限度としてきたPu含有率約30wt%を超える高Pu含有MOX燃料の開発も目指している。これらの新しい燃料・材料の開発において、原子炉内での中性子による照射損傷、核分裂生成物の形成に伴う物性変化、照射挙動を正確にシミュレーションすることが重要であり、近年の計算科学の進展を活用して機構論的な物性モデル等を導入した燃料挙動解析コード等の開発を進めている。また、実用化の最終段階となる規制当局による安全審査においては、極めて高い信頼性が求められることから原子炉内での照射実績で燃料・材料の健全性を実証することが不可欠となっている。ここで、「常陽」はOECD諸国では唯一の高速中性子照射場であり、図1に示すように多様な形態での燃料ピン及び材料試験品の照射試験が可能である。2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略の実行計画(令和3年6月決定)でも謳われているように民間イノベーションを生かした多様な高速炉技術の絞り込み・重点化において「常陽」での照射試験による検証が不可欠とされている。このように、「常陽」等の中性子照射に係る研究開発インフラを早期に確保して、MOX燃料の照射試験の再開が望まれる。



図1 高速実験炉「常陽」と照射燃料集合体例

(4) 金属燃料(電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料にはU-Pu-10wt.%Zr合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国のIFRプログラム(1984~1994年)における金属燃料開発の結果、19at.%以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

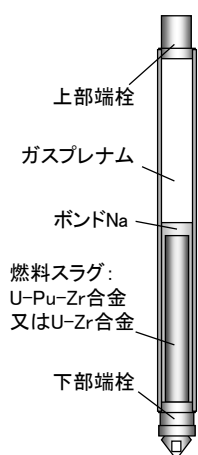


図2 金属燃料ピン

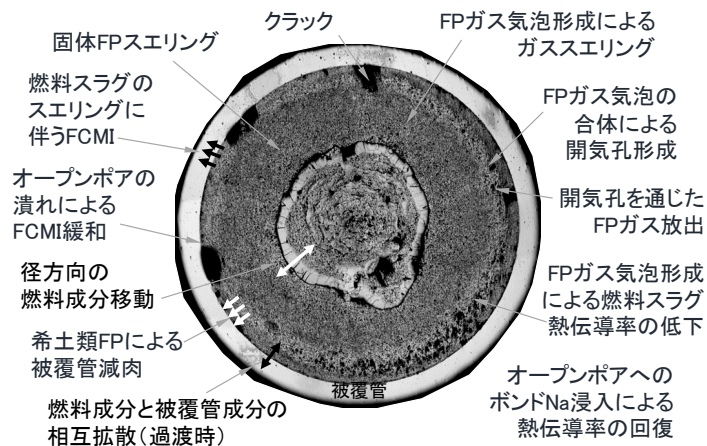


図3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと燃料被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。また、国内初の金属燃料ピン照射試験に向けて、電力中央研究所と日本原子力研究開発機構が共同で U-Pu-Zr 金属燃料ピン 6 本を製造した。「常陽」の再稼働後、これらを用いた照射試験が実施される計画である。

(5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、JAEA 原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を乾式再処理技術とともに進めている。TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物球状粒子を TiN 母材に分散させた先進的な粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度である。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉燃料で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、解析可能となっているが、精度向上のためには照射試験を行い PIE データのフィードバックが不可欠である。

原子力科学研究所の NUCEF で燃料を作製し常陽での照射試験を想定した準備として、ペレット焼結の際に気孔形成材を添加して焼結密度を制御する技術開発や、ホットセル内での遠隔操作に対応した短尺ピンの端栓溶接装置等の設計を進めている。一方、これらと並行して、海外の研究機関に保管されている照射済燃料の有効活用や、海外での燃料作製・照射・PIE も視野に入れて検討を開始したところである。

(6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

日本で HTTR 用に研究開発された高温ガス炉燃料の照射試験は、1970 年代から 90 年代にかけて主に材料試験炉 (JMTR) における OGL-1 インパイルガスループとガススイープ型キャプセルにより実施され、被覆燃料粒子における UO_2 燃料核移動や SiC 層のパラジウム腐食によるシステムティック破損機構の解明、照射後加熱試験による許容設計限界と FP 放出挙動の把握、定常・過渡変化時の照射健全性の実証などがなされた。HTTR の出力上昇試験に先行し初装荷燃料の健全性を検証した JMTR・94F-9A キャプセル照射試験では、照射温度約 1300 °C、照射量約 $3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$)、照射期間約 364 日で設計燃焼度 33 GWd/t の約 2 倍の 60 GWd/t まで実証された。

現在は UO_2 燃料の実用化に向け、高燃焼度化 (33→160 GWd/t) や高出力密度化 ($2.5 \rightarrow 5.5 \text{ MW/m}^3$) を目指した設計研究が JAEA において進められている。そのための照射試験・PIE は 2010 年以降、カザフスタン共和国との国際共研のもと WWR-K 照射炉施設にて進められてきた。小型炉 (HTR50S) 用燃料は 100 GWd/t (照射最高温度 1150 °C) まで健全性が実証されたが、最高 160 GWd/t を目指す実用炉である高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) 用燃料に向けては、商用規模製造条件の取得とともに、内圧破損挙動評価コードの Code B-2、FIGHT を高精度化するため、高速中性子照射量 $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$ 付近までの TRISO 被覆層の強度関連データの取得や炭素層の照射クリープ挙動の解明が必要である。

(7) 溶融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

溶融塩燃料は液体で使用するため、それ自体の照射損傷については考慮不要であろう。一方で、燃料を容

器に入れて炉心にとどめておくタイプでは燃料被覆管に相当する容器材料が、ループ型など燃料塩自体が一次系を循環するタイプの場合には炉容器や配管などの構造材が照射の影響を大きく受ける。熱中性子炉においては炉内に存在する黒鉛減速材も照射の影響を受ける。従って、他の固体燃料と異なり、多種多様なFP化合物やイオンが存在し、フッ素や塩素などのハロゲン元素並びにそれらから生じる硫黄やリンなどの放射化学変物なども存在している。これらが共存する複雑な環境下での材料照射試験が必要であるが、現状は海外においてコールド模擬物質を用いた照射試験が始まったところである。実燃料に近い環境での照射試験の進展が待たれる。

3. 結言

どのような燃料形態であったとしても、研究開発のどこかの段階で照射試験と照射後試験は必須となる。照射試験と照射後試験を行うためには、両者が機能的に連動した材料試験研究炉とホットラボが必要となる。ところが、残念ながら、現在、国内において、照射試験ができる環境が整備されているとはいえない。JMTRは廃止の方針が示されているし、「常陽」は稼働を停止しており再稼働が待たれている。そのため、手間とお金をかけてでも、少々不便であったとしても、所望のものより悪条件であったとしても、海外での照射試験に頼らざるを得ないという状況が続いている。この状況を打開すること、すなわち、国内に、照射試験ができる良質な環境を構築することは、我が国の核燃料に関する研究開発のレベルを維持・向上するうえで、重要であることは間違いない。今回、学会という中立的なコミュニティの場で照射試験に関する意見交換・議論をすることになった。今回限りで終わりにするのではなく、今回出された意見を取りまとめ分析し、継続的な議論へとつなげていきたい。

*Ken Kurosaki¹, *Masayoshi Uno², *Seiichiro Maeda³, *Takanari Ogata⁴, *Masahide Takano³, *Shohei Ueta³ and *Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI