2017年春の年会

高安全性・高核拡散抵抗性を有する軽水炉用 FCM 燃料の研究

Study on FCM fuel for light water reactors with intensive safety and proliferation resistance

*和田 将樹 ', 相楽 洋 ', 韓 治暎 '

1東京工業大学

本発表では事故耐性燃料のひとつである FCM 燃料について,従来の軽水炉燃料に匹敵する核的特性を得る 条件及び核拡散抵抗性の評価結果を報告する.

キーワード:核拡散抵抗性,事故耐性燃料,FCM 燃料,不正利用価値

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故を受け,世界的に軽水炉の安全性向上が求められ ており,燃料そのものの物性により固有の安全性を向上させた事故耐性燃料の開発が 世界各国で進められている.本研究では,FCM燃料(Fully Ceramic Microencapsulated, 多重被覆燃料粒子を SiC 等の不活性母材中に埋め込んだ燃料(図1))^[1]を用いた高安 全性・高核拡散抵抗性を同時に達成する軽水炉の成立条件の範囲を定量的に明らかに し,FCM燃料が核拡散抵抗性へ与える寄与を Material Attractiveness (不正利用価値) の観点から評価する.



図 1 FCM 燃料^[2]

2. 研究手法 本研究では FCM 燃料として, 窒化 U を燃料核に用いた燃料(U-FCM)と窒化 U-Am を燃料核に 用いた燃料(U,Am-FCM)を想定した. PWR への FCM 燃料装荷のために, 典型的な PWR 炉心仕様^[3]の幾何形 状を基に燃料セルモデルを作成し, モンテカルロコード MVP^[4]及び崩壊計算補助コード MVP-BURN^[5]を用い て燃焼反応度を計算した. 核データライブラリには JENDL-4.0 に基づく MVP 用断面積ライブラリ^[6]を用い た. 燃料ペレットに埋め込まれている多重被覆燃料粒子の初期装荷濃縮度・充填率・燃料核直径を変数とす る多変量解析を行うことで, 従来の PWR 用燃料と同等の燃焼期間及び各種温度係数を得る燃料仕様範囲を 決定した. 更に燃焼初期の余剰反応度制御及び核拡散抵抗性を向上させるために初期 FCM 燃料への²⁴¹Am 添 加量もパラメータとした. 最後に核拡散抵抗性評価として, 最も基本的な要素である核物質の不正利用価値 を評価した^[7].

3. 結果・考察 従来の PWR 燃料(UO₂)と対比させながら, FCM 燃料の燃焼期間に対する中性子無限増倍率(k ω)を図 2 に示す.結果として、3 バッチ燃料交換を想定し UO₂ と同等の燃焼期間を得るためには、U-FCM は 初期装荷濃縮度 16.8%以上,充填率 50%以下,燃料核直径 1000µm 以下とする燃料仕様範囲を決定した.U,Am-FCM として²⁴¹Am 添加率 0.1%及び 1%の結果から,初期余剰反応度を大きく低減する効果を確認し,UO₂ と 同程度にまで抑制できることを明らかにした.また、安全特性としてドップラー・ボイド・減速材温度係数 の評価を行い、今回決定した燃料仕様範囲では UO₂ と同程度になることを確認した.最後に、不正利用価値 評価に用いる物理量の一つである、金属 Pu 臨界球あたりの崩壊熱(W/BCM)を評価した結果を図 3 に示す. U-FCM 燃焼末期及び U,Am-FCM の全燃焼期間で大幅に増加した.これはより多くの²³⁵U が²³⁷Np となり、 ²³⁸Pu の発生源となったことに由来する.また、初期装荷された²⁴¹Am は²⁴²Am を経て²⁴²Cm となり、さらに α崩壊を起こすことで、燃焼初期における²³⁸Pu の蓄積に大きく貢献し高い崩壊熱を実現させた.この結果を Pu 発熱による核爆発装置の健全性限度(自己発火や構造物溶融)^{18,9]}と比較すると、U-FCM燃焼末期及び U,Am-FCM の全燃焼期間に対し本基準を満足し、不正利用価値を大いに引き下げることを明らかにした.



図2FCM 燃料の燃焼特性

図3照射済みFCM燃料の崩壊熱(10年保管後)

参考文献 [1]K. A. Terrani et al., J. Nucl. Mater. 427 (2012) 209-224. [2]K. A. Terrani et al., J. Nucl. Mater. 426 (2012) 268-276. [3]K. OKUMURA et al., JAEA-Data/Code 2011-020. [4]Y. Nagara et al., JAERI-1348 (2005). [5]K. Okumura et al., J. Nucl. Sci. Technol. 37(2000) 128. [6]K. Okumura et al., JAEA-Data/Code 2011-010 (2011). [7]C. G. Bathke et al., Global 2013 (2013). [8]Y. Kimura et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48 (2011) 715-723. [9]T. Aoki et al., J.N.S.T submitted.

^{*} Masaki WADA¹, Hiroshi SAGARA¹ and Chi Young HAN¹

¹Tokyo Institute of Technology