## 小型塩化物溶融塩高速炉の研究開発

## (4) 最小臨界炉心の炉心パラメータに対する TRU 核変換能力の依存性

Research and development of a small chloride molten salt fast reactor

(4) Dependency of TRU transmutation capability on core parameters of a minimum critical core

\*田原 義壽1, 平野はるか1, 望月 弘保1, 千葉 敏1

1東工大 ゼロカーボンエネルギー研究所

溶融塩高速炉を用いて軽水炉からの使用済燃料の有効利用を図るためには、炉心の出力とサイズ、補給燃料濃度およびその補給率などの最適化が必要である。このため、炉心サイズを固定しTRU 核変換能力および 遅発中性子割合の炉心パラメータ依存性を調べた。

キーワード:溶融塩炉、高速炉、塩化物、燃焼解析、核変換

1. 緒言: 蓄積する使用済み燃料を有効利用して持続的にエネルギーを供給するととも に廃棄物の処理処分の負荷を低減するために TRU を核変換・減量する小型溶融塩高速 炉を開発している[1]。本稿では、炉心出力による TRU 核変換割合の依存性を調べた。 2. 解析条件: 炉心は図1に示す 700MWt の円筒型小型溶融塩高速炉である。反射体は 厚さ 60cm の耐塩素腐食性のある SUS316L である。初装荷燃料は PWR 使用済燃料 組成(UO2燃料、濃縮度 3.9wt%、取出し燃焼度 45GWd /t、冷却 10 年)[2]を持つ溶融塩 [40NaCl-30MgCl<sub>2</sub>-21UCl<sub>3</sub>-9TRUCl<sub>3</sub>(数値は mo1%、塩素は天然塩素)][3]とした。



図1 原子炉概念図

3. 解析手法:臨界および燃焼解析には、連続エネルギーモンテカルロコード Serpent2[4]を用い、核断面積、崩壊および核分裂収率には ENDF/B-VIII.0[5]を用い

た。燃料は、9TRUmol%の溶融燃料塩とし、炉心サイズは対応する最小臨界寸法とした。熱交換機の設計は同 ーとして 1 次系ループを増加することにより炉心熱出力を、700(4loop), 1400(8loop), 2100(12loop)および 2800MWt(16loop)と増加させて実効遅発中性子定数[6]を求めるとともに、10 年燃焼させて TRU 核変換割合を 求めた。燃焼には Serpent2 の再処理機能を用い主要な核分裂生成物を除去した。

4. 解析結果: 炉心寸法は、TRU が 9mo1%含まれる燃料塩に対する 裸の炉心の最小臨界体積を Lagrange の未定乗数法により求め、 反射体節約を考慮することにより反射体付き炉心の最小臨界寸 法として半径 101.0 cm、高さ 186.1 cmを得た(図1参照)。この 結果、炉心出力密度は 117.4w/cc となった。この炉心を対象に 熱交換器を追加し熱出力を増加させた場合の TRU 核変換割合 (TR)と実効遅発中性子割合を下式により求め図2に示す。

・TR=核変換量/(初装荷量+補給量+運転終了時装荷量)、

・
$$\beta_{eff}^{fluid} = \sum_{i=1}^{6} \lambda_i \beta_{i,eff}^{static} / \left\{ \lambda_i + \left(1 - e^{-\lambda_i \tau_\ell}\right) / \tau_c \right\}, \tau_c, \tau_\ell$$
はそれぞれ溶融塩



図2最小臨界炉心のTRU核変換割合と実効 遅発中性子割合の原子炉熱出力依存性

が炉心および1次系ループを通過する時間である。添え字 static は燃料静止状態、fluid は溶融燃料塩とし ての流動状態を表す。熱交換器(ループ)を追加することにより燃料塩が各ループを通過する時間は同じであ るが、炉心を通過する時間はループ数の比で小さくなるため、炉心熱出力(出力密度)を増加させると TRU の 核変換割合は増加するが、実効遅発中性子割合が大きく減少することになる。このことから、炉心サイズを 固定した場合、原子炉熱出力の上限値の評価については過渡事象を伴う熱流動解析を考慮する必要がある。 一方、出力密度を維持し炉心サイズを変更する場合は、熱出力が変わっても上記炉特性は変わらない。

**参考文献**: [1]小型塩化物溶融塩高速炉の超ウラン元素燃焼性能の評価、田原、千葉、望月、2022 原子力学会春の年会、 1D07. [2] Y. Ando, H. Takano, "Estimation of LWR Spent Fuel Composition, JAERI-Research 99-004, (1999). [3] Benes, O. and Konings, R.J.M., "Thermodynamic evaluation of the NaCl-MgCl<sub>2</sub>-UCl<sub>3</sub>-PuCl<sub>3</sub> system," J. of Nuclear Materials, 375, 202-208. [4] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [5] Jeremy Lloyd Conlin, et al., "Release of ENDF/B-VIII.0-Based Ace Data Files,"LA-UR-18-24034, May 23,2018. [6] Y. Nauchi, "Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetics Parameters Using <u>Continuous Energy Monte Carlo Method," JNST47(11), 997-990 (2010).</u>

<sup>\*</sup>Yoshihisa Tahara<sup>1</sup>, Haruka Hirano<sup>1</sup>, Hiroyasu Mochizuki<sup>1</sup> and Satoshi Chiba<sup>1</sup> <sup>1</sup>Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Institute of Technology.