

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発

(受託者) 学校法人五島育英会東京都市大学

(研究代表者) 高木直行 東京都市大学大学院共同原子力専攻/工学部原子力安全工学科

(再委託先) 国立大学法人東北大学、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(研究期間) 平成 27 年度～30 年度

1. 研究の背景とねらい

高速炉炉心部の燃料要素が溶融し、下部軸ブランケット上面に堆積すると想定した場合、従来の円柱炉心形状では、一般に再臨界状態となる。本研究では、大型酸化物高速炉を対象に、炉心形状の工夫（断面形状が中央で高い凸型炉心）や、燃料溶融時に中性子自己遮蔽効果が低減して中性子吸収率が增大する軸芯燃料を用いることにより、炉心固有の特性によって再臨界を防止する固有安全高速炉炉心の検討を目的としている。

高速炉の炉心は最大反応度体系として設計されないため、燃料溶融が生じ冷却材が排除されると、燃料凝集や中性子スペクトル硬化により反応度が增大する。よって現在の大型炉設計(JSFR)では、燃料溶融時に溶融燃料を炉外へ排出する集合体構造(FAIDUS)が検討されている。FAIDUSの有効性は解析・実験の両面から確認されつつあるが、燃料排出のための内部ダクトを集合体へ導入することによる、出力分布の歪み、集合体製造の困難さ、燃料交換時の回転非対称性などが課題として考えられる。一方、基本的な設計パラメータである炉心形状の工夫や中性子吸収物質の有効な活用により、溶融燃料堆積時にも再臨界とならないような方策迫及により、高速炉の固有安全性を向上する可能性について検討している。

2. これまでの研究成果

大型酸化物高速炉を対象に、炉心形状の工夫（断面形状が中央で高い凸型炉心）や、燃料溶融時に中性子自己遮蔽効果が低減して中性子吸収率が增大する軸芯燃料を用いることにより、炉心固有の特性によって再臨界を防止する固有安全高速炉炉心の検討をおこなった。

以下に研究開発の項目別に述べる。

(1) 再臨界解析評価及び凸型炉心設計

炉心形状の検討を行うにあたっては、炉心からの中性子漏洩を最小化し、中性子経済を最大化することによってPu 富化度を低減させ、その結果コンパクション時の中性子漏洩増加ともなう負の反応度印加の可能性について検討した。標準的な円柱炉心としてJSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor) について中性子漏洩の少ない形状とするた

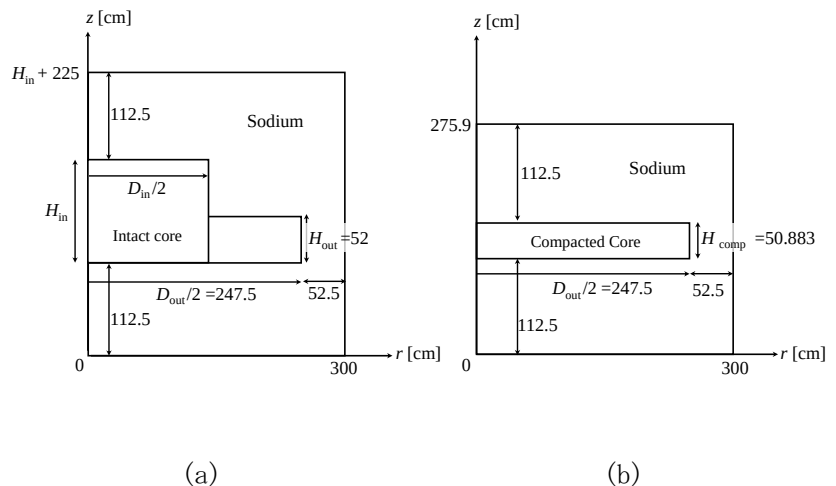


図 1 炉心モデル (a) 凸型健全炉心 (b) コンパクション炉心

めに炉心高さと直径の比(H/D)と幾何学的バックリング(B^2)の関係について検討をおこなった。その結果、円柱炉心ではH/Dを低減すればコンパクション炉心のバックリングとの健全炉心のバックリングの差が増加し、中性子漏洩に伴う負の反応度印加が期待できる反面、H/Dの低下に伴い臨界を維持するのに必要なPu富化度が増加するため結果的に負の反応度印加には至らないことがわかった。

そこで炉心を内側炉心の高さ(H_{in})が外側炉心(H_{out})よりも高い凸型形状とすることで、Pu富化度を増加させることなくコンパクション時に中性子の漏洩が最大化するような内側炉心の高さと直径の比として、 $H_{in}/D_{in}=0.77$ を幾何学的バックリングの計算から見出した。

この結果をもとに図1に示す健全炉心とコンパクション炉心の実効増倍率(k_{intact} と k_{comp})を70群2次元RZ形状中性子拡散計算から求め、 H_{in}/D_{in} をパラメータとしてコンパクション反応度を評価した。

図2にブランケット付きおよび無し炉心のコンパクション反応度と H_{in}/D_{in} の関係を示す。ここでコンパクション反応度は $(k_{comp}-k_{intact})/k_{intact}$ k_{comp} で定義した。コンパクション反応度は負になりブランケットの有無にかかわらず $H_{in}/D_{in}=0.689$ において最小となることがわかった。

表1にJSFRと凸型炉心の炉心特性の比較を示す。本研究で基準としたJSFRでは2.07%の正のコンパクション反応度が印加されるのに対して凸型炉心ではブランケット付および無しでそれぞれ-3.28%および-1.56%の反応度が印加されることが示せた。ナトリウムボイド反応度についてはJSFRに対してブランケット付および無しでそれぞれ3.4%および4.3%高くなった。

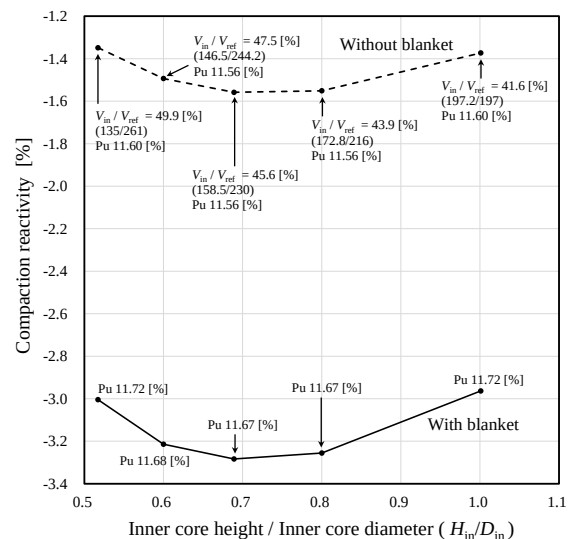


図2 コンパクション反応度

表1 炉心特性の比較

Reactor characteristics	JSFR	Convex core	
		With blanket	Without blanket
Ratio of core height to core diameter	0.152	0.689 (H_{in}/D_{in})	0.689 (H_{in}/D_{in})
Pu enrichment for $k_{eff} = 1.020$	12.85	11.67	11.56
Compaction reactivity [%]	2.07	-3.28	-1.56
Sodium coolant void reactivity [%]	1.50	1.84	1.93
Doppler constant [%]	-8.8×10^{-3}	-1.0×10^{-2}	-1.1×10^{-2}

(2) 凸型炉心に関わる炉心・安全特性検討

この研究では、凸型炉心に関する炉心・安全特性を検討するため、MOX燃料を軸芯燃料に置き換えた場合の凸型炉心の実効増倍率を解析し、燃料溶融後の未臨界性を検討した。解析は、複

雑な体系を正確に模擬できるモンテカルロコードMVPを用いて実施した。

大型凸型炉心として、熱出力 3,600MW、炉心の高さを内側炉心 100cm と外側炉心 50cm、炉心等価直径 495cm、制御棒本数 55 本とした。

軸心燃料に使用する中性子吸収材の材質、軸心燃料の装荷場所等を、パラメータとして、MVP コードで解析を実施した。中性子吸収材の材質としては、酸化ガドリニウム、ハフニウム、90%濃縮 B-10 を用いた炭化ボロン、イリジウムを選定した。

軸心吸収体を外側炉心に配置し、内側炉心には通常の MOX 燃料を配置した場合、燃料熔融時の反応度が大幅に負になることがわかった。負の大きさとしては、90%濃縮 B-10 を用いた炭化ボロン、イリジウム、ハフニウム、酸化ガドリニウムの順に大きくなることが分かった（表 2 参照）。

軸心燃料利用は、燃料熔融時の投入反応度を軽減するには有効であることが分かった。

表 2 軸心吸収体を配置した場合の燃料熔融時の投入反応度

ケース	炉心	軸心吸収体構成	内側炉心高さ (m)	外側炉心高さ (m)	燃料熔融時 挿入反応度 (% $\Delta\rho$)	燃料熔融時挿 入反応度 (\$)
1	凸型炉心	無し	1.0	0.5	-0.55	-1.6
2	凸型炉心	全炉心軸心 (Gd2O ₃ 、2 mm ϕ)	1.0	0.5	0.32	0.80
3	凸型炉心	外側炉心軸心 (Gd2O ₃ 、2 mm ϕ)	1.0	0.5	-5.2	-12.99
4	凸型炉心	外側炉心軸心 (Hf、2 mm ϕ)	1.0	0.5	-5.8	-14.4
5	凸型炉心	外側炉心軸心 (90%濃縮 B4C、2 mm ϕ)	1.0	0.5	-23.8	-59.6
6	凸型炉心	外側炉心軸心 (Ir、2 mm ϕ)	1.0	0.5	-11.8	-29.5

(3) 再臨界防止用軸心燃料の開発

再臨界防止用軸心燃料の開発の一環として、酸化物燃料に装荷可能な中性子吸収体を選定するため、候補材の物性及び化学的特性の調査を行った。候補材としては、周期律表の元素から中性子吸収断面積の大きなものを調査し、単体巨視的中性子吸収断面積の大きさ、地殻中存在量及び単体密度からホウ素 (B)、サマリウム (Sm)、ユーロピウム (Eu)、ガドリニウム (Gd) 及びジスプロシウム (Dy) を選出した。これらの単体、酸化物、炭化物、窒化物の密度、融点、沸点の物性と溶解度の化学的特性を調査した。融点については、三酸化ホウ素以外の酸化物が 2050～2300℃であり、三酸化ホウ素は 450℃であった。化学的特性として、ほとんどの元素が水には不溶・難溶で、酸には可溶であった。また、酸化物燃料への装填方法の検討のた

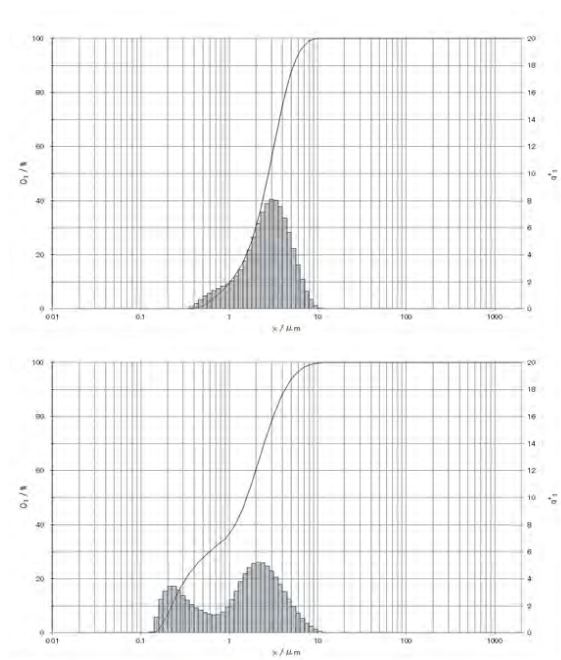


図 3 粉碎前後の Eu₂O₃ の粒度分布
(上；粉碎前、下；粉碎後)

め、候補材の酸化物 (B_2O_3 、 Sm_2O_3 、 Eu_2O_3 、 Gd_2O_3 、 Dy_2O_3) 及び炭化ホウ素 (B_4C) について、粉碎試験を実施した。その結果、図 3 に Eu_2O_3 の例を示すように Sm_2O_3 を除く 3 試料はいずれも粉碎により粒径が小さくなることが確認された。 Sm_2O_3 が今回の粉碎条件により微細粒化しなかったのは、もともと粉碎前の粒径が他の試料よりも小さかったためと考えられる。

この結果からいずれの試料もボールミルによ

る微細化が可能であることが明らかとなった。さらに、同じ試料を用いて、高温安定性の確認のため、熱重量－示差熱分析 (TG-DTA) を行った。図 4 には Eu_2O_3 の熱分析を示す。これらの結果から、室温における吸湿性等の粉末性状としても、1200℃までの高温における化合物状態としても Eu_2O_3 、 Gd_2O_3 及び Dy_2O_3 が安定性に優れていると考えられる。続いて、熱力学データベース MALT を用いて、候補材単体元素とウラン (U) またはプルトニウム (Pu) との高温安定性を調査した。これらの状態図から、B (ホウ素) 以外は U や Pu との間に化合物の形成が無く、軸芯燃料溶融時には燃料要素と分離するものと考えられる。そのため、燃料溶融時に中性子吸収体を均一分散させるためには、液相同士の混合状態よりも溶融燃料中に中性子吸収体の固相を分散させる手法の検討が必要になると考える。

以上の調査・試験結果から、軸芯燃料用の中性子吸収体の候補としては、単体形態よりも酸化物形態を優先し、 Eu_2O_3 、 Gd_2O_3 及び Dy_2O_3 が適すると考える。

(4) 研究推進

高速炉の仮想的炉心崩壊事故 (HCDA) に関し広く意見交換を実施することを目的とした専門家会合を 10 月 27 日に開催した。具体的には米国的高速炉開発を先導してきた元米国原子力学会会長の Alan E. Waltar 博士をはじめ、国内の高速炉安全に関する専門家を招聘し、”A Topical Expert Meeting on Re-criticality Free SFR Concepts during HCDA” と題する会合を開催し、本研究を含む HCDA 関連テーマについて集中的に議論をおこなった。

3. 今後の研究

設定された凸型炉心仕様に基づき、基本的な炉心特性や中性子吸収材の効果の評価に加え、事故時の燃料温度変化や燃料分散挙動を把握するための、解析インプットの整備を進める。

4. 参考文献

- (1) Suetomi, E., Nakano, S., Takezawa, H., Takaki, N., “Core Geometry for Recriticality Prevention against CDA in Sodium-Cooled Fast Reactor” Proc. 5th Int. Symp. on Innovative Nuclear Energy Systems (INES-5), Tokyo, October 31–November 2, 2016
- (2) Chitose, K., Mochizuki, H., Takaki, N., “Thermal-hydraulic Feasibility Study of a Convex shaped Fast Reactor Core” Proc. 5th Int. Symp. on Innovative Nuclear Energy Systems (INES-5), Tokyo, October 31–November 2, 2016

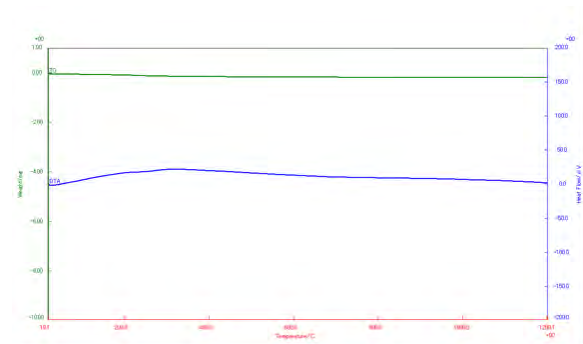


図 4 Eu_2O_3 の熱分析