

RELAP5 を用いた鉛ビスマス冷却高速原子炉の核・熱連成解析

吉村 紘一*, Van Rooijen. Willem F.G.**

Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for lead bismuth cooled fast reactor with RELAP5

Koichi YOSHIMURA, Van Rooijen. Willem F.G.**

(Received February 2, 2018)

Nuclear transmutation is a promising option to reduce the amount and lifetime of long-lived nuclear waste. In the present research, the steady state and transient behavior of a Lead-cooled Fast Reactor (LFR) were studied with a multiphysics calculation coupling neutronic and thermohydraulic analysis. The results show that the LFR system has very good behavior under accident conditions, such as Unprotected Loss of Flow (ULOF).

Key Words : transmutation, lead bismuth cooled , LFR, RELAP5-3D, MA

1. 序論

1.1 背景

使用済燃料は原子力発電所の運転などにもない発生する。使用済燃料の中には燃料として再利用できるPuやUの他、長寿命核種のマイナーアクチノイド(MA:Minor Actinide)や核分裂生成物が含まれて

いる。長寿命核種は地層処分されることが検討されている。高速炉はMAを核分裂反応や中性子捕獲反応の起因による核変換で長寿命核種を短寿命核種にすることで地層処分の負担軽減が期待されている。

MAを添加した燃料を利用する原子炉は従来の原子炉に比べて安全に対する余裕が小さくなる核特性がある。MAを添加した燃料を利用する原子炉は定常運転時や過渡変化時の燃料・冷却材温度や密度変化による核特性の影響を詳細に確認することが必要である。

*原子力・エネルギー安全工学専攻

**付属国際原子力工学研究所

*Nuclear power and Energy Safety Engineering Course, Graduate School of Engineering

**Research Institute of Nuclear Engineering

1.2 目的

本研究の目的は大型核変換専用鉛ビスマス冷却の高速原子炉(LFR)を対象にRELAP5-3D^[1]コードを用いて三次元の核と熱の連成解析によって核特性と熱特性の相互作用を詳細に確認する。鉛ビスマス冷却の高速原子炉の定常状態と過渡状態の解析をする。過渡変化時として冷却材流量低下時の流量半減期別の原子炉容器内の事象進展を確認する。MA含有量別の反応度温度計数と冷却材流量低下時の事象進展を確認する。

2. 方法

2.1 対象炉心

対象炉心の800MW級の鉛ビスマス冷却高速原子炉^{[2]~[5]}の概念図を図1に示す。鉛ビスマス冷却高速原子炉(LFR)の基本仕様を表1に示す。原子炉容器は炉心部、蒸気発生器4基、主循環ポンプ2基のタンク型システムで構成されている。

Table 1 LFRの基本仕様

項目	仕様
熱出力	800MW
燃料	(Pu+MA) 窒化物
希釈材	Zr窒化物
燃料集合体数	91 体
冷却材	鉛ビスマス
炉心入口冷却材流量	56560 (kg/s)
炉心入口冷却材温度	573.15K

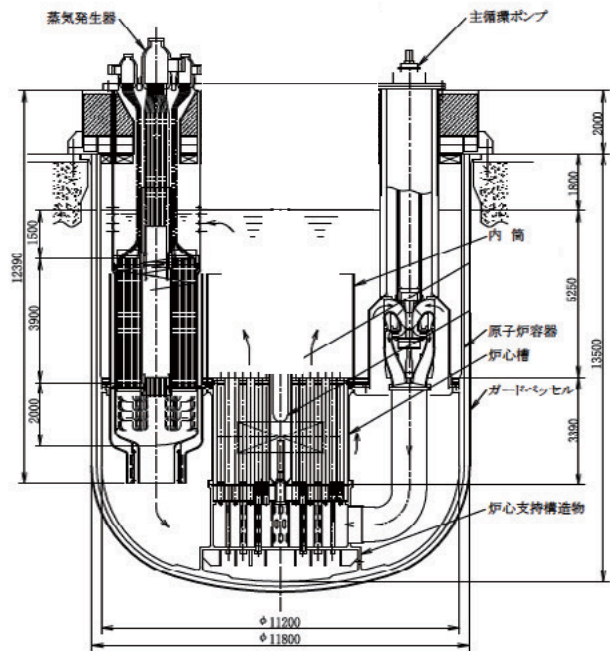


Figure 1 鉛ビスマス冷却高速原子炉の概念図^[2]

鉛ビスマス冷却高速原子炉の核解析^[6]の径方向を図2に、軸方向の断面組成図を図3に示す。核解析は中性子のエネルギー領域を4群、1/6 体系で解析をする。燃料割合を表2で解析した。燃料割合は出力分布の平坦化を目的として中性子漏れが少ない内側の燃料領域の富化度を低く中性子漏れが多い外側の富化度を高くした。

Table 2 LFRの平坦化炉心の燃料割合

燃料割合	ZrN	Pu/(Pu+MA)N
燃料領域 1-2	0.6	0.237
燃料領域 3-4	0.6	0.253
燃料領域 5-6	0.6	0.360

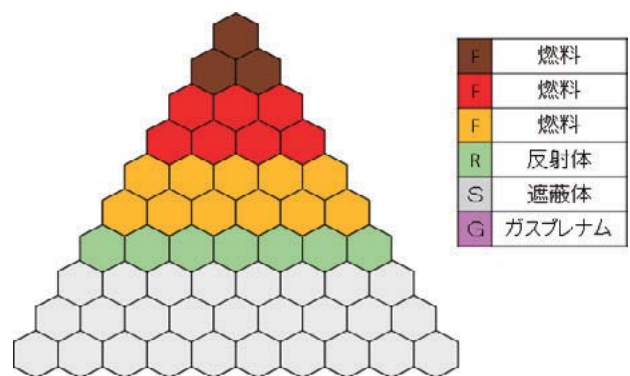


Figure 2 LFRの径方向断面図

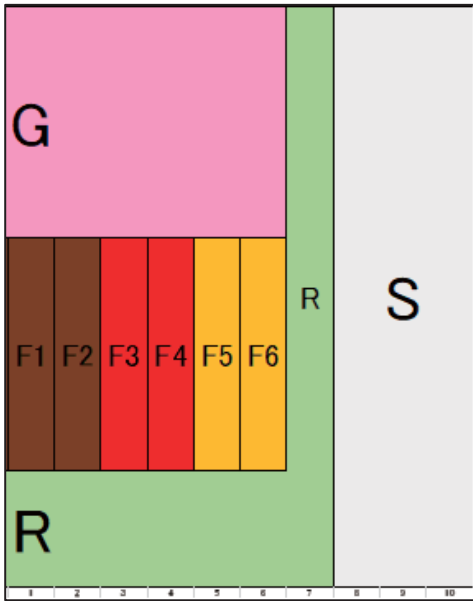


Figure 3 LFRの軸方向断面図

熱水力解析のノード図を図4に示す。熱水力解析は91体の燃料領域を6領域で模擬した。領域1は燃料集合体1体分、領域2は燃料集合体6体分、領域3は燃料集合体12体分、領域4は燃料集合体18体分、領域5は燃料集合体24体分、領域6は燃料集合体30体分を模擬した。遮蔽材領域は流路面積が大きく摩擦が少なく冷却材流量が過大に流入するため燃料領域の流量が減少する。燃料領域に除熱に必要な燃料集合体あたり610kg/sの冷却材流量を確保するため遮蔽材入口に損失係数を加えた。4基の蒸気発生器をAとBの2基で模擬した。蒸気発生器Aは蒸気発生器1基を蒸気発生器Bは蒸気発生器3基を模擬した。

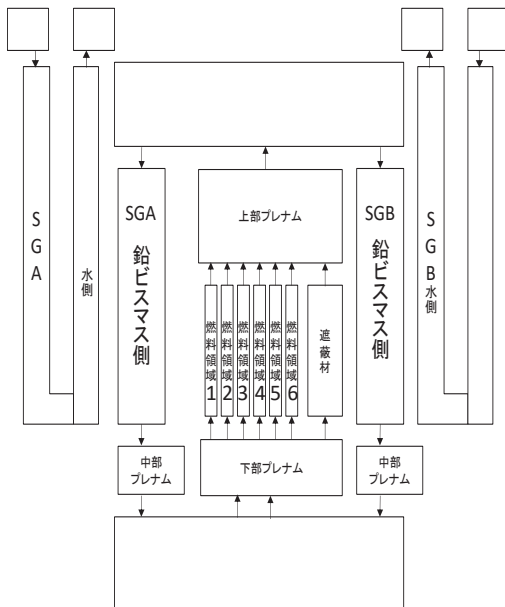


Figure 4 LFRのノード図

2.2 計算コード

本研究ではRELAP5-3Dコードを用いて鉛ビスマス冷却高速原子炉を対象に解析する。

RELAP5-3Dコードは全断面積・基本仕様を整備することで三次元の拡散理論を用いて中性子束分布, 実効増倍率等の詳細な解析が可能である。高速炉心解析コードERANOSは物質組成・集合体の基本仕様から全断面積, 中性子束分布, 実効増倍率の解析ができる。ERANOSで計算した全断面積の切片と温度・密度に対する傾きを用いてRELAP5-3Dコードは各断面積と拡散係数の熱構造物(燃料・被覆管)と冷却材の温度変化と冷却材の密度変化を伴う出力分布と温度分布の相互作用を含めた解析をする。

3. LFRの定常状態結果・考察

【出力分布】

径方向の出力分布を図5に示す。

径方向出力分布は外側の富化度を高く, 内側の富化度を低くしたため出力分布が平坦化した。燃料領域5の出力が最も高く集合体あたり9.8MWで, 最高値と平均値の比である径方向のピーキング係数は1.11であった。軸方向の出力分布は燃料領域中心部の中性子漏れが少ない領域の燃料領域下部から0.55mの出力が高く, 燃料領域下部と上部の中性子漏れが多い領域の出力が低かった。

【燃料・被覆管温度分布】

燃料中心温度分布を図6に被覆管温度分布を図7に示す。

燃料中心温度は出力が高い燃料領域ほど高い。各燃料領域内では軸方向の出力が最も高い燃料下部から0.55mが最高温度であった。出力が最も高い燃料領域5の燃料下部から0.55mの燃料中心温度は1512.3Kであった。最高燃料中心温度の1512.3Kは解離挙動を開始する温度2173Kに比べて661K余裕が大きい。

被覆管温度は出力が高い燃料領域ほど高い。各燃料領域内では冷却材温度の影響を受けるため燃料下

部から 0.75m が最高温度である。出力が最も高い燃料領域 5 の燃料下部から 0.75m の被覆管温度は 748.6K であった。最高被覆管温度の 748.6K は被覆管腐食量のための制限値 823K に比べて 74K 余裕が大きい。

【冷却材温度分布】

燃料集合体の冷却材温度分布を図 8 に示す。

冷却材の鉛ビスマスは燃料集合体下部から 573.15K 程度の温度で入ってくる。冷却材は燃料集合体下部から 1.35m~2.35m の燃料領域で各領域の出力に比例し温度上昇する。燃料領域と遮蔽材領域が混合した集合体の冷却材出口温度は 660.7K であった。

【冷却材流量】

炉心入口の鉛ビスマスの全冷却材流量は 56560kg/s である。冷却材は燃料集合体あたり燃料領域 1 で 610.4kg/s, 燃料領域 2 で 610.4kg/s, 燃料領域 3 で 610.5kg/s, 燃料領域 4 で 610.3kg/s, 燃料領域 5 で 610.8kg/s, 燃料領域 6 で 608.9kg/s であった。遮蔽材領域は 1036.9 kg/s であった。蒸気発生器の冷却材流量は蒸気発生器 A に 14153.0 kg/s, 蒸気発生器 B に 42388.0 kg/s であった。蒸気発生器 A は蒸気発生器 1 基, 蒸気発生器 B は蒸気発生器 3 基を模擬しているため流量は 1:3 程度に配分された。

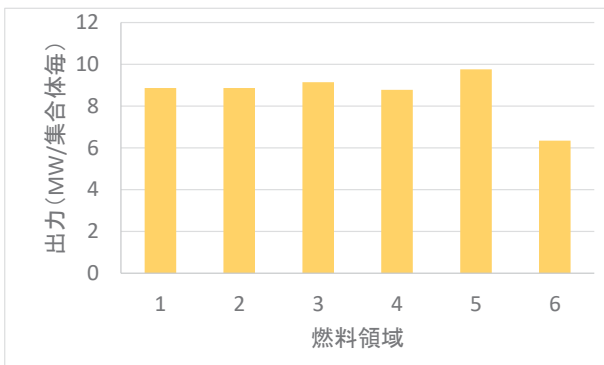


Figure 5 径方向の出力分布

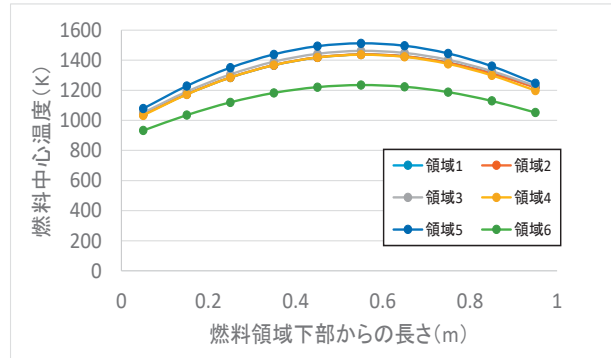


Figure 6 燃料中心温度分布

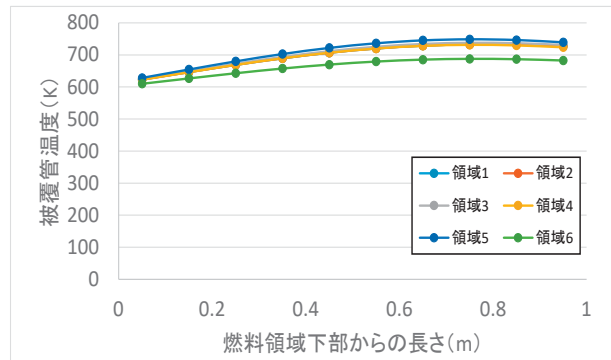


Figure 7 被覆管温度分布

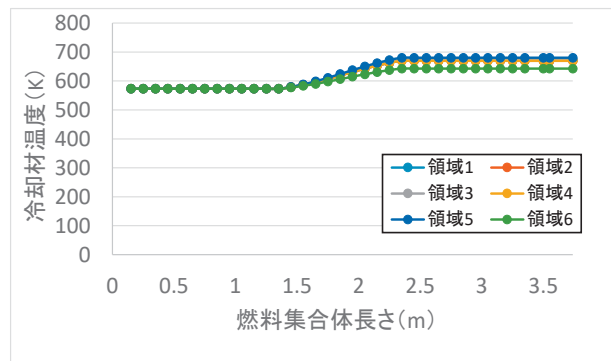


Figure 8 燃料集合体冷却材温度分布

4. LFRの一次系・二次系流量低下事故時の流量半減期別の影響

4.1 解析条件

鉛ビスマス冷却高速原子炉を対象とした前章の定常状態を初期条件にトリップ不動作で主循環ポンプ停止と主給水ポンプ停止に伴う一次系・二次系流量低下を模擬した事故解析をした。一次系・二次系流量低下事故は従来のナトリウム冷却高速炉では流量低下に伴いナトリウムが沸騰し核分裂出力により炉

心溶融に至る事象とされている。本研究の対象の原子炉の冷却材は鉛ビスマスでありナトリウムに比べて沸点が高く 1943K である。鉛ビスマスの高い沸点が流量低下時の冷却材温度上昇に伴う核分裂出力の影響を確認するためトリップ不作動で解析した。

一次系・二次系流量低下事故の解析条件を表 3 に示す。一次系流量低下として主循環ポンプ全 2 基停止、二次系流量低下として主給水ポンプ全 4 基停止を想定した。原子炉容器内の停止箇所を図 9 に示す。主循環ポンプ停止時の一次系流量は流量半減期を 10 秒と 120 秒の二種類で解析した。・主給水ポンプ停止時の二次系流量は流量半減期を 10 秒とした。補助給水系作動を想定し流量低下の下限を定常時の 10%とした。

Table 3 一次系・二次系流量低下事故の解析条件

項目	条件
解析コード	RELAP5-3D
対象炉心	高速原子炉
起因事象	一次系・二次系流量低下
初期条件	前章の定常状態
主給水ポンプ	4 基不作動
主循環ポンプ	2 基不作動
原子炉トリップ	不作動

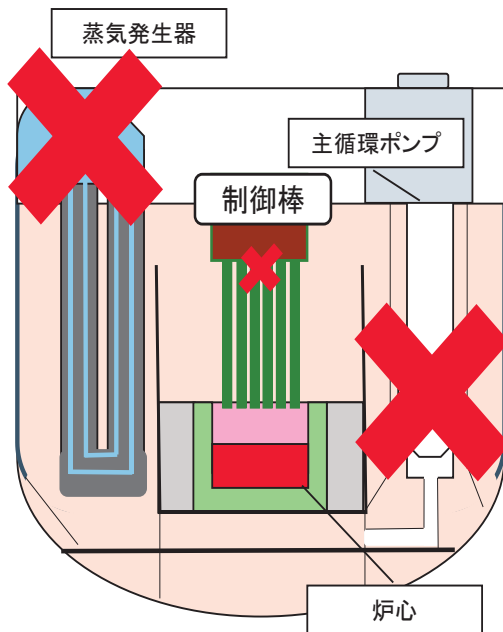


Figure 9 一次系・二次系流量低下時の停止箇所

4.2 流量半減期別の解析結果・考察

【一次系・二次系流量】

炉心入口の全冷却材流量を図 10 に示す。

炉心入口の全冷却材流量は事象発生に伴って定常時の 56560kg/s から事象発生後、流量半減期 10 秒時が 66 秒に、流量半減期 120 秒時が 800 秒に 565.6 kg/s 程度に低下した。事象後の蒸気発生器水側の入口流量は流量半減期 10 秒時、120 秒時共に A 基が 217.4 kg/s から 66 秒後に 21.7 kg/s 程度に、B 基が 652.3 kg/s から 66 秒後に 65.2 kg/s 程度に低下した。

【燃料・被覆管温度】

出力が最も高い燃料領域 5 の最上部被覆管温度を図 11 に、燃料領域中部の燃料中心温度を図 12 に示す。

流量半減期 10 秒時の被覆管温度は一次系流量低下に伴い 78 秒で 980.0K に上昇した。流量低下に伴う被覆管最高温度の 980.0K は従来の原子炉の被覆管の安全評価指針で定められている 1473K 以下である。炉心温度上昇で負の反応度と流量低下による除熱量増加で炉心入口冷却材温度低下に伴う正の反応度によって 1200 秒で 719.5K に低下し安定した。

流量半減期 120 秒時の被覆管温度は一次系流量低下に伴い 54 秒で 752.5K に上昇した。流量低下に伴う被覆管最高温度の 752.5K は従来の原子炉の被覆管の安全評価指針で定められている 1473K 以下である。炉心温度上昇で負の反応度による出力低下に伴って 432 秒で 654.4K に低下した。炉心入口温度低下で炉心温度低下が低下し出力上昇に伴って 1800 秒に 734.1K 程度に上昇し安定した。

燃料中心温度は流量低下に伴う出力低下によって低下した。炉心温度低下による出力上昇に伴って 1200 秒で流量半減期 10 秒時が 731.9K に、流量半減期 120 秒時が 719.0K に低下し安定した。燃料中心温度は定常状態時を上回ることなく損傷なく事象は収束した。

【冷却材温度】

燃料領域 5 の炉心出口冷却材温度を図 13 に炉心入口冷却材温度を図 14 に示す。

流量半減期 10 秒時の炉心出口冷却材温度は流量低下で 94 秒に 961.3K に上昇した。炉心温度上昇で負の反応度による出力低下と流量低下による除熱量増加で炉心入口冷却材温度低下に伴って 1200 秒で 708.3K に低下し安定した。

流量半減期 120 秒時の炉心出口冷却材温度は流量低下で 66 秒に燃料領域 5 が最も高く 709.8K に上昇した。炉心温度上昇で負の反応度による出力低下に伴って 440 秒で 646.2K に低下した。炉心温度低下が低下による出力上昇に伴って 1800 秒で 710.1K に上昇し安定した。

流量半減期 10 秒時の炉心入口冷却材温度は 573.3K から流量低下による除熱量増加によって 1200 秒で 521.9K に低下し安定した。

流量半減期 120 秒時の炉心入口冷却材温度は二次系流量低下による除熱量低下によって 166 秒で一時的に 656.6K に上昇した。二次系流量の低下の最大下限値は 10 % である。炉心出力は 10 % 以下になると除熱量が増加し冷却材温度が低下する。炉心入口冷却材温度は 1800 秒には 521.0K に低下し安定した。

【出力】

炉心出力を図 15 に示す。

流量半減期 10 秒時の全炉心出力は流量低下に伴い炉心温度の上昇による負の反応度で全出力が事象発生後 448 秒に 4.7 % に低下した。

流量半減期 120 秒時の全炉心出力は流量低下に伴い炉心温度の上昇による負の反応度で事象発生後 389 秒には 5.64 % に低下した。

【流量半減期 10 秒と 120 秒の比較】

流量半減期が短い流量半減期 10 秒時の被覆管温度上昇のピークは流量半減期 120 秒の 752.5K に比べて 224.6K 高く 977.1K で、炉心出口の冷却材温度のピークは流量半減期 120 秒の 709.8K に比べて 251.5K 高く 961.3K であった。温度上昇

による流量半減期 10 秒時の出力低下は 53 秒に 20 %、105 秒に 10 % に低下し、流量半減期 120 秒の出力低下は 133 秒に 20 %、210 秒に 10 % に低下した。流量半減期 10 秒は流量半減期が短いため温度上昇が高くなる。また、温度上昇が高くなると負のフィードバックが大きくなるため出力低下が早くなった。

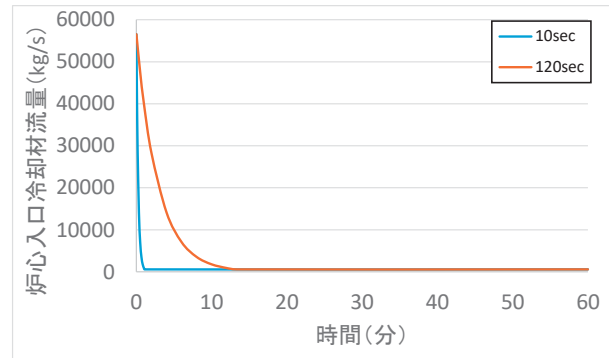


Figure 10 炉心入口冷却材流量

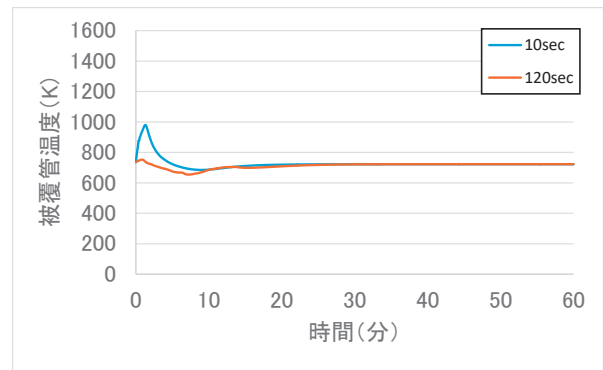


Figure 11 燃料領域 5 の最上部被覆管温度

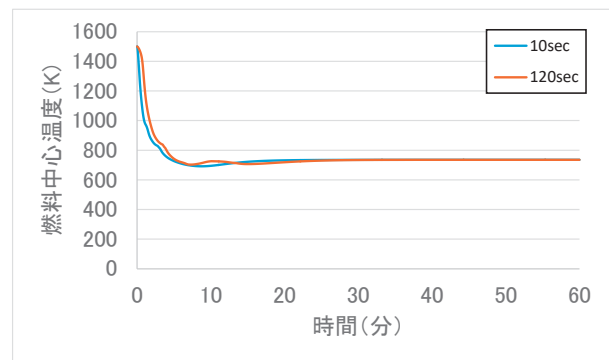


Figure 12 燃料領域 5 の中部燃料中心温度

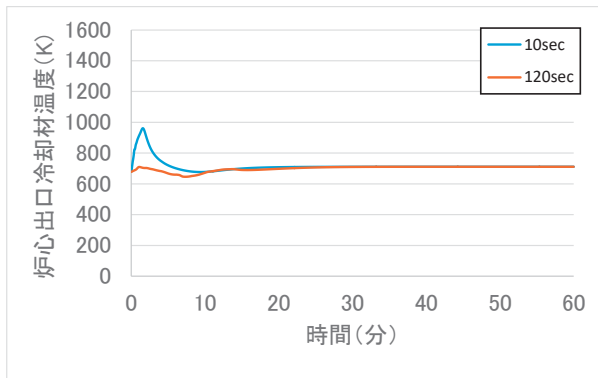


Figure 13 燃料領域 5 の冷却材出口温度

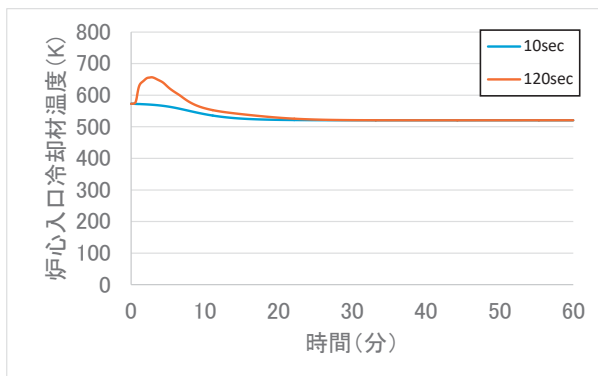


Figure 14 炉心入口冷却材温度

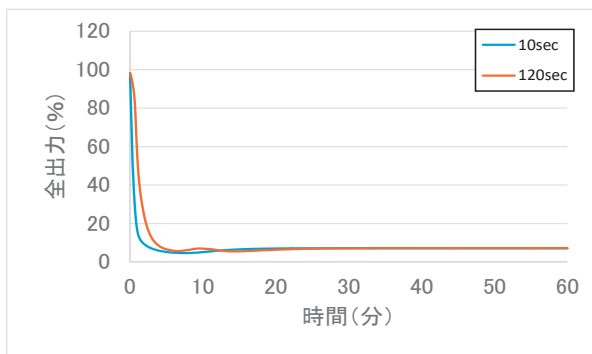


Figure 15 炉心全出力

5. LFR の一次系・二次系流量低下事故時の MA 含有量別の影響

5.1 解析条件

前章の高速原子炉を対象とした一次系・二次系流量低下事故と同様の解析条件の流量半減期 10 秒で燃料割合のみ変更し事故解析をした.3 種類の MA 含有量別の燃料割合を表に示す.3 種類の MA 含有量別の温度係数を確認し事故時の事象進展の差を比較した.

Table 4 MA 含有量別の燃料割合

領域	MAN	PuN
燃料領域 1-2	0.05	0.105
燃料領域 3-4	0.10	0.130
燃料領域 5-6	0.20	0.150

5.2 MA 含有量別の解析結果・考察

【炉心温度係数】

MA 含有量別の温度係数を図 16 に示す.

温度変化に対して中性子の増倍の作用を表す反応度温度係数には冷却材密度変化と燃料温度変化が含まれている. 反応度温度係数は MA が 5.0 % の燃料を利用する原子炉が $-1.126 \times 10^{-5} dk/kK$ で, MA10.0 % が $-1.066 \times 10^{-5} dk/kK$ で, MA20.0 % が $-9.459 \times 10^{-6} dk/kK$ であった. MA 含有量が増加すると負の反応度温度係数が小さくなる.

【一次系・二次系流量】

炉心入口の全冷却材流量を図 17 に示す.

炉心入口の全冷却材流量は事象発生に伴って定常時の 56560 kg/s から 66 秒後に 565.6 kg/s 程度に低下した.蒸気発生器水側の入口流量は A 基が 217.4 kg/s から 66 秒後に 21.7 kg/s 程度に,B 基が 652.3 kg/s から 66 秒後に 65.2 kg/s 程度に低下した.

【燃料・被覆管温度】

MA 含有量別の出力が最も高い領域 5 の燃料領域最上部の被覆管温度を図 18 に示す.

被覆管温度は一次系流量低下に伴い事象発生後 82 秒に MA 含有量が 5.0% の時に 939.3K まで, MA 含有量が 10.0% の時に 953.4K まで, MA 含有量が 20.0% の時に 979.0K まで上昇した.炉心温度上昇で負の反応度による出力低下と流量低下による除熱量増加で炉心入口冷却材温度低下に伴って被覆管温度は事象後 1200 秒には MA 含有量が 5.0%の時に 727.1K 程度, MA 含有量が 10.0%の時に 726.2K 程度, MA 含有量が 20.0%の時に 725.5K 程度に低下し安定した.

MA 含有量 5.0%に対する燃料領域 5 被覆管温度の差を図 19 に示す。

MA 含有量 5.0%に対する MA 含有量別の差は流量低下時の被覆管温度上昇時に含有量が増加するほど負の反応度温度係数が小さいため核分裂による出力低下が遅く被覆管温度上昇時に大きい。上昇のピークの 82 秒時点での含有量 5.0%に対する差は含有量 10.0%で 1.5%、含有量 20.0%で 4.2%になる。核分裂による出力低下し出力が崩壊熱中心になると MA 含有量別の差が小さくなる。

MA 含有量別の出力が最も高い領域の燃料領域中部の燃料中心温度を図 20 に示す。

燃料中心温度は流量低下に伴う出力低下によって低下した。燃料中心温度は被覆管温度がピーク値の事象発生後 82 秒に MA 含有量が 5.0% の時に 924.6K で、MA 含有量が 10.0% の時に 937.5K で、MA 含有量が 20.0% の時に 962.7K まで低下した。燃料中心温度は事象後 1200 秒には MA 含有量が 5.0%の時に 747.6K 程度、MA 含有量が 10.0%の時に 747.0K 程度、MA 含有量が 20.0% の時に 748.4K 程度に低下し安定した。

【冷却材温度】

燃料領域 5 の炉心出口冷却材温度を図 21 に炉心入口冷却材温度を図 22 に示す。

炉心出口の冷却材温度は流量低下で事象発生後 97 秒に MA 含有量が 5.0% の時に 919.2K まで、MA 含有量が 10.0% の時に 933.2K まで、MA 含有量が 20.0% の時に 958.7K まで上昇した。1200 秒には MA 含有量が 5.0% の時に 712.9K 程度、MA 含有量が 10.0% の時に 712.5K 程度、MA 含有量が 20.0% の時に 712.4K 程度に低下し安定した。炉心入口冷却材温度は MA 含有量に関わらず流量低下による除熱量増加によって 573.3K から事象後 1200 秒で 521.9K 程度に低下し安定した。

【出力】

炉心の全出力を図 23 に示す。

全炉心出力は流量低下に伴い炉心温度の上昇による負の反応度で低下した。全炉心出力は被覆管温度がピーク値の事象発生後 82 秒を比較すると MA 含有量が 5.0% の時に 10.6% で、MA 含有量が 10.0% の時に 11.0% で、MA 含有量が 20.0% の時に 11.7% まで低下した。

【MA 含有量別の比較】

MA 含有量が多い燃料ほど流量低下時の被覆管温度上昇のピークと燃料中心温度は負の温度係数が小さくなるため出力低下が遅く温度が高くなった。被覆管温度の MA 含有量が 20.0% の時の温度上昇のピークは含有量が 5.0% の時と比較し 39.7K 高く、含有量が 10.0%の時と比較し 25.6K 高い。炉心出口冷却材温度は MA 含有量が 20.0% の時の温度上昇のピークは含有量が 5.0%の時と比較し 39.5K 高く、含有量が 10.0% の時と比較し 25.5K 高い。MA 含有量が多い燃料ほど流量低下時の炉心出口冷却材温度上昇のピークは負の温度係数が小さくなるため出力低下が遅く温度が高くなった。炉心出力は MA 含有量が多い燃料ほど負の温度係数が小さくなるため出力低下が遅い。

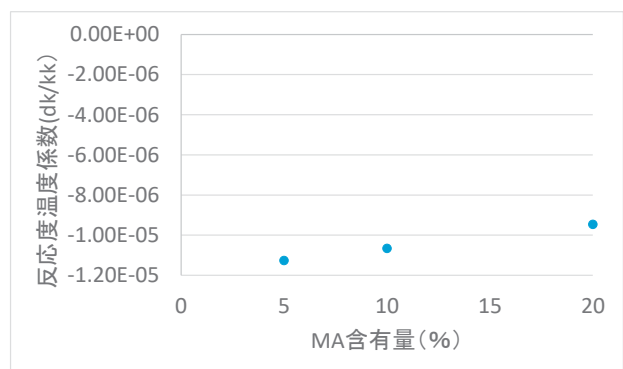


Figure 16 反応度温度係数

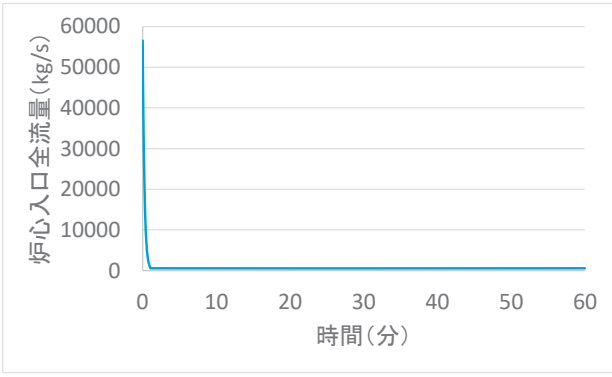


Figure 17 炉心入口冷却材流量

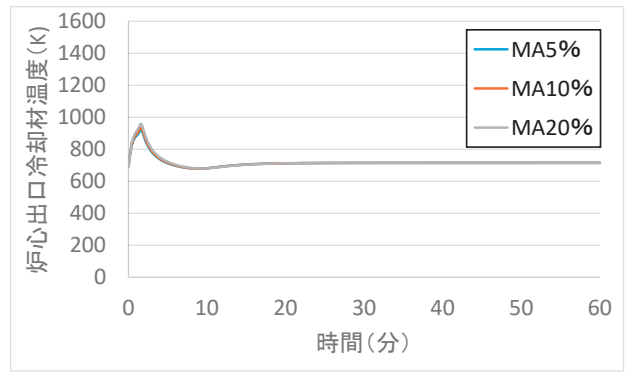


Figure 21 燃料領域5の炉心出口温度

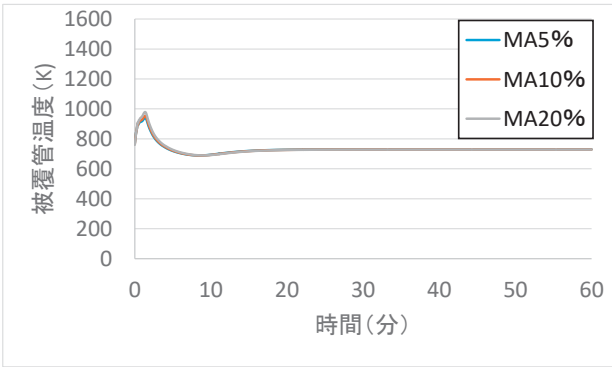


Figure 18 燃料領域5の被覆管温度

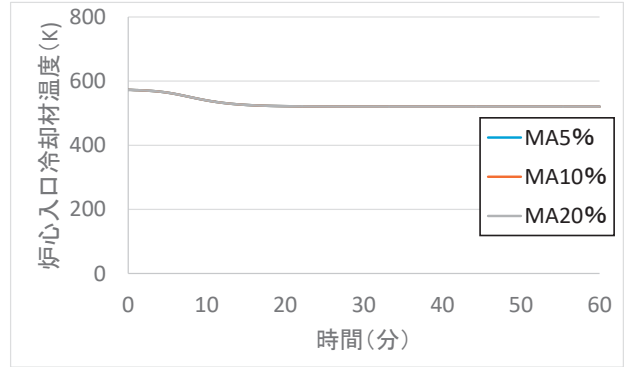


Figure 22 炉心入口温度

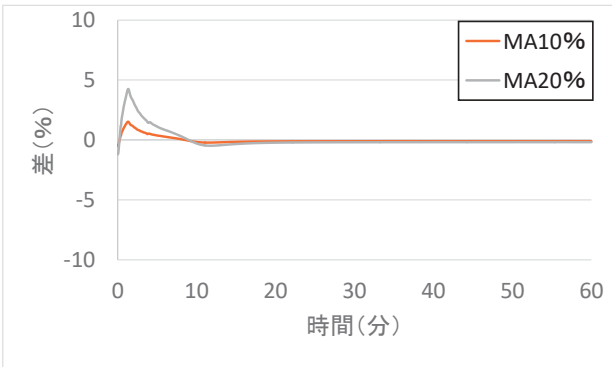


Figure 19 MAN含有量5.0%に対する燃料領域5被覆管温度の差

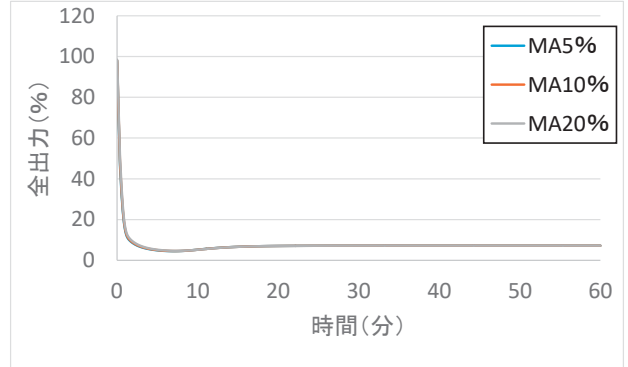


Figure 23 炉心全出力

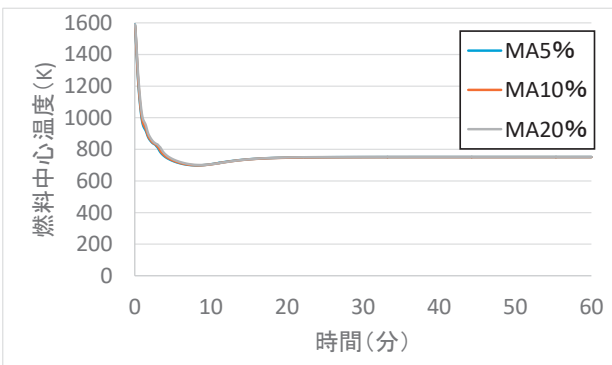


Figure 20 燃料領域5の燃料中心温度

6. 結 論

RELAP5-3D コードを用いて大型核変換専用鉛ビスマス冷却の高速原子炉 (LFR)を対象に核計算と熱水力計算の連成解析によって炉心部分の拡散係数,核分裂断面積,吸収断面積や散乱断面積の被覆管燃料温度や冷却材密度の変化に伴う核特性と熱特性の相互作用を含めた定常状態と過渡状態の解析をした.

LFR の過渡状態の解析では一次系・二次系流量低下事故時の 2 種類の一次系流量低下半減期の各パラメータの事象進展を確認した.流量半減期が長いほど流量低下時の被覆管・冷却材温度上昇のピークが低いため,主循環ポンプ停止に伴う事故時では流量半減期の設計によって炉心温度の上昇を抑えることができることを確認した.

MA 含有量別の反応度温度計数を比較し,一次系・二次系流量低下事故の各パラメータの事象進展を確認した.MA 含有別の事故時の事象進展の差を比較し,含有量が多いほど負の反応度が小さいため出力低下が緩やかで温度上昇のピークが高いことを確認した.

7. 謝 辞

本研究では, 日常の議論を通じて多くの修士論文の研究について知識や示唆を頂戴いたしました Rooijen 研究室の学生に深く感謝致します.

8. 参考文献

[1] The RELAP5-3D Code Development Team ,RELAP5-3D CODE MANUAL VOLUME II :USER' GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS ,Original Manuscript Completed:February 1999 Revision 4.3 Completed:October 2015

[2] 辻本和文, 西原健司, 武居早憲, 菅原隆徳, 倉田有司, 斎藤滋, 大林寛生, 佐々敏信, 菊地 賢司, 手塚正雄, 大井川宏之 “鉛ビスマス冷却加速器駆動システ

ムを用いた核変換技術の成り立ち検討” JAEA-Research 2010-012 (july 2010)

[3] 秋本肇 “鉛ビスマス冷却加速器駆動核変換システム用熱設計解析コードの整備” JAEA-Data/Code 2014-031 (march 2015)

[4] 秋本肇,菅原隆徳 “鉛ビスマス冷却加速器駆動システムの熱設計 (1)定格運転条件に対する熱流動解析” JAEA-Data/Code 2016-008(September 2016)

[5] T. NISHI, M. TAKANO, K. ICHISE, M. AKABORI, and Y. ARAI: “Thermal Conductivities of Zr-based Transuranium Nitride Solid Solution” Nuclear Science and Technology, 48, p359–365 (2011)

[6] 菅原隆徳,平井康志,西原健司,岩元大樹, O. SAMBUU,牛尾直史 “加速器駆動核変換システム用三次元炉心解析コード ADS3Dの整備” JAEA-Data/Code 2014-024 (February 2015)

[7] T. SUGAWARA, K. NISHIHARA and K. TSUJIMOTO “Transient analyses for lead-bismuth cooled accelerator-driven system” Annals of Nuclear Energy, 55, p238-247(2013)