

総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

(4) 将来原子炉技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

(4) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

*相澤 直人

東北大学

1. 背景および検討する原子炉タイプの選定

「原子力の将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会の目的としては、将来技術に関する最新知見を含む核燃料サイクルシナリオの標準ライブラリモデルを作成し、諸量評価における核燃料サイクルシミュレータの信頼性の検証、および将来の原子力利用の在り方やシナリオ設定の議論に資する核燃料シミュレータの整備を行うことである。

将来的な核燃料サイクルシナリオとしては、現在確立している軽水炉はもとより、世界各国で研究開発が進められている第4世代原子力システム、安全性が高く小規模分散型電源としても期待が高まる小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）等の将来原子炉技術の活用が考えられる。そこで、研究専門委員会では、以下に示す6つの原子炉タイプを選定するとともに、それぞれの原子炉技術概念に関して有識者によるワーキンググループ(WG)を構成し、核燃料サイクルシミュレーションを実施するために必要となるデータの調査および集約を行い、ベンチマークシナリオとして適用可能な標準ライブラリモデルの作成を実施している。

- 軽水炉
- 酸化物燃料高速炉
- 金属燃料高速炉
- 高温ガス炉
- 熔融塩炉
- 小型モジュール炉（SMR: Small Modular Reactor）

2. 選定した原子炉概念における標準ライブラリモデルの検討

以下では、上記の6つの原子炉タイプに関して、標準ライブラリモデルに使用する原子炉モデルの仕様諸元を簡潔に示す。なお、詳細については、発表にて説明する予定である。

2-1. 軽水炉

軽水炉として我が国で広く使われているタイプとしては、加圧水型軽水炉(PWR)と沸騰水型軽水炉(BWR)の2つがあり、燃料としては主に UO_2 燃料が使用されているが、一部でMOX燃料が使用されているほか、電源開発(株)にてフルMOXABWRの建設が進められている。このような状況を踏まえて、軽水炉モデルとしてはPWRとBWRの2つの炉型に対して、 UO_2 燃料炉心およびMOX燃料混在炉心/全MOX燃料炉心を検討する。Table 1に仕様諸元を示す。

2-2. 酸化物燃料高速炉

酸化物燃料高速炉としては、「高速増殖炉サイクルの実用化調査研究」（以下、「FS」）および「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」（以下FaCT）にて検討及び報告された文献[4,5等]を元に、熱出力3530MW、電気出力1500MWのナトリウム冷却大型炉を選定した。また、高速炉の活用の前提としては、Pu増殖を含む高速炉核燃料サイクルの稼働が考えられるが、時期によって必要となる増殖性能が異なることから、原子炉モデ

ルとしては低増殖炉心(増殖比: ~1.1)および高増殖炉心(増殖比: 1.2)の2つの炉心を選定し、燃料中の TRU 含有量については多重リサイクル組成を考慮する。Table 2 に原子炉モデルの情報を示す。

Table 1: 原子炉モデルの仕様諸元—軽水炉 [1-3]

原子炉名称 ・位置づけ	PWR(4 ループ), ウラン炉心	PWR(4 ループ), MOX 混在炉心	ABWR ウラン炉心	ABWR フル MOX 炉心
熱出力 [MW]	3423	3423	3926	3926
燃料・組成情報	17×17 UO ₂ 燃料	17×17 UO ₂ 燃料, 17×17 MOX 燃料	9×9 UO ₂ 燃料	8×8 MOX 燃料
濃縮度・ 富化度等	²³⁵ U: 約 4.8 wt% 以下	²³⁵ U: 約 4.1 wt% 以下 (UO ₂), Put: ペレット最大 13 wt% (MOX)	²³⁵ U: 集合体平均 約 3.8 wt%	Put: 集合体平均 約 4.3 wt%
炉心直径 [m]	約 3.89		5.2	
炉心高さ [m]	約 3.66		3.7	
その他	-	-	-	-

Table 2: 原子炉モデルの仕様諸元—酸化物燃料高速炉 [4,5]

原子炉名称 ・位置づけ	FaCT 低増殖炉心, 大型炉	FaCT 高増殖炉心, 大型炉
熱出力 [MW]	3530	3530
燃料・組成情報	高速炉マルチ リサイクル組成	高速炉マルチ リサイクル組成
濃縮度・ 富化度等	Pu: 18/21 wt% (内側/外側) 炉心平均 MA 含有率: 1.1 wt%	Pu: 22/24 wt% (内側/外側) 炉心平均 MA 含有率: 1.2 wt%
冷却材	Na	
炉心直径	約 5.40	約 5.40
炉心高さ	1.00	0.75
その他	増殖比: ~1.1	増殖比: 1.2, 低増殖炉心から 軸ブランケット長延長

2-3. 金属燃料高速炉

金属燃料高速炉については、FS および FaCT において酸化物燃料高速炉とともに様々な出力規模の炉心の検討が行われているうえ、日立 GE においても米国で検討された小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[6]を参照して国内導入向けの炉心[7]の開発が行われている。金属燃料高速炉 WG では、熱出力 840MW の小型ナトリウム冷却高速炉 [6,7]、大型炉として FS にて検討が行われた熱出力 3570MW のナトリウム冷却高速炉[8,9]を選定した。小型炉については、国内軽水炉使用済燃料由来の組成(LWR-SF)に基づく燃料からなる炉心ならびに MA 燃焼炉心、大型炉については増殖比の異なる2つの炉心を選定した。原子炉モデルの情報を Table 3 に示す。

Table 3: 原子炉モデルの仕様諸元—金属燃料高速炉 [6-9]

原子炉名称 ・位置づけ	小型炉-MA 無し LWR-SF 由来 燃料炉心	小型炉 -MA 燃料炉心,	高出口温度型炉心, 導入期炉心, 大型炉	高出口温度型炉心, 平衡期炉心, 大型炉
熱出力 [MW]	840		3570	
燃料・組成情報	金属燃料	金属燃料	金属燃料, U-TRU-Zr 合金	金属燃料, U-TRU-Zr 合金
濃縮度・ 富化度等	Pu+Np: 23.7 wt%	Pu+Np: 24.2 wt%, MA 含有率: 4.2 wt%	Pu: 12.1/12.1 wt% Zr: 10.0/6.0 wt% (内側/外側)	Pu: 12.4/12.4 wt% Zr: 10.0/6.0 wt% (内側/外側)
冷却材	Na		Na	
炉心直径 [m]	約 2.20		4.70	4.70
炉心高さ [m]	約 1.02		0.95	0.95
その他	-	-	増殖比: 1.1	増殖比: 1.03 導入期炉心から軸 ブランケット除去

2-4. 高温ガス炉

高温ガス炉の原子炉モデルとして、過去に日本原子力研究所にて検討が行われた高温ガス炉タービン発電システム(GTHTR300) [10]を選定した。GTHTR300 は熱出力 600MW の黒鉛減速ヘリウム冷却高温ガス炉であり、原子炉出口より高温のヘリウムを得ることができることから、発電用途だけでなく水素製造に対しての適用も可能である。その他の諸元については、Table 4 に示す。

2-5. 溶融塩炉

溶融塩炉は大きく分けて、フッ化物溶融塩炉と塩化物溶融塩炉の 2 種類があり、減速材の有無によって熱中性子炉・高速炉の両方の設計が存在する。溶融塩炉 WG では、フッ化物溶融塩熱中性子炉と塩化物溶融塩高速炉の 2 つを原子炉モデルとして選定した。前者については $72\text{LiF}-16\text{BeF}_2-12(\text{UF}_4-\text{TRUF}_3)$ (数値は mol%) を燃料塩とする熱出力 2500 MW の黒鉛減速フッ化物溶融塩熱中性子炉[11]を、後者については次世代エネルギー研究・開発機構が提案する $35\text{NaCl}-35\text{CaCl}_2-30(\text{UCl}_3-\text{TRUCl}_3)$ を燃料塩とする熱出力 700MW の塩化物溶融塩高速炉[12]を選定した。仕様諸元を Table 4 に示すが、一部の仕様については現在検討中である。

2-6. 小型モジュール炉 (SMR: Small Modular Reactor)

SMR については、最も計画が進捗している米国 NuScale 社の熱出力 160 MW の Standard Plant モデル[13]を候補として検討中である。しかしながら、NuScale 社の原子炉モデルについては、輸出規制等の観点から諸量評価コードに必要な情報が収集できない可能性があることから、国内メーカー提案の SMR の採用可否についても並行して検討中である。

Table 4: 原子炉モデルの仕様諸元—高温ガス炉・溶融塩炉・SMR [10-13]

原子炉タイプ	高温ガス炉	溶融塩炉		SMR
原子炉名称 ・位置づけ	GTHTR300・ 実用炉	フッ化物溶融塩 熱中性子炉	塩化物溶融塩 高速炉	NuScale Standard Plant
熱出力 [MW]	600	2500	700	160
燃料・組成情報	UO ₂ 被覆粒子燃料 (直径 1010μm), Pin-in-block 型 集合体	72LiF-16BeF ₂ - 12(UF ₄ -TRUF ₃)	35NaCl-35CaCl ₂ - 30(UCl ₃ -TRUCl ₃)	UO ₂ 燃料, NuFuel-HTP2™- 17×17 燃料集合体
濃縮度・ 富化度等	²³⁵ U: 14 wt%	²³⁵ U: 5 wt%	TRU: 6.7 mol%	²³⁵ U: ≤4.95%
減速材	黒鉛	黒鉛	-	軽水
冷却材	ヘリウム	溶融塩	溶融塩	軽水
炉心直径 [m]	8.00	6.00	2.3	1.50 m
炉心高さ [m]	7.00	4.80	2.4	1.99 m
その他	水素製造への 適用可能	TRU 変換	TRU 核変換・転換	

謝辞：原子炉タイプの標準ライブラリモデルの作成にあたり、ご尽力いただいた各原子炉タイプの WG メンバーに深く御礼申し上げます。

参考文献

- [1] 炉物理教科書：中級編 原子炉物理 (シリーズ：現代核科学の基礎), 第 10 章, 日本原子力学会, (2008).
- [2] JAEA, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40,” JAEA-Data-Code-2012-032, (2012).
- [3] 小林, “ABWR における MOX 燃料の全炉心利用技術 フル MOX の技術的バックグラウンドは何か?,” 日本原子力学会誌, 56:6, 378-383, (2014).
- [4] JAEA, 日本原子力発電(株), “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 最終報告書,” JAEA-Research-2006-002 (2006).
- [5] JAEA, 日本原子力発電(株), “高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)–フェーズ I 報告書–,” JAEA-Evaluation-2011-003 (2011).
- [6] Triplett, et al., “PRISM: a competitive small modular sodium-cooled reactor.” *Nucl. Technol.*, 178:2, 186-200, (2012).
- [7] Fuchita, et al., “Core Concept of Innovative Small SFR with Metal Fuel for Deployment in Japan,” *Energy Reports*, in press.
- [8] JAEA, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 技術検討書–(1) 原子炉プラントシステム–,” JAEA-Research-2006-042, (2006).
- [9] JAEA, “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討(金属燃料炉心)–2005 年度報告–,” JAEA-Research-2006-077, (2006).
- [10] 中田ら, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の核熱流動設計,” 日本原子力学会和文論文誌, 2:4, 478-489, (2003).
- [11] Fujikura, “NEUTRONICS DESIGN OF MOLTEN SALT REACTOR FOR TRANSMUTATION OF VARIOUS RADIOACTIVE NUCLIDES,” *Proc. of ICONES31*, (2024).
- [12] 山脇, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 新型炉部会セッション 溶融塩炉の国内外開発動向と基盤技術 (1) 溶融塩炉の特徴、塩化物溶融塩高速炉の開発状況と研究課題, (2023).
- [13] Application Documents for the NuScale US600 Design, available on U.S.NRC website, (2020).

* Naoto Aizawa

Tohoku Univ.