

論文 / 著書情報  
Article / Book Information

論題(和文)	高速炉サイクルシナリオによるTRU物質収支と核不拡散性への影響に関する研究 (4) 物質収支及び核不拡散性評価
Title(English)	Effect of Fast Reactor Fuel Cycle Strategies on TRU Material Balance and Non-proliferation Features (4) Evaluation of Mass Balance and Non-proliferation Features
著者(和文)	藤岡 里英, 相樂 洋, 韓 治暎
Authors(English)	Rie FUJIOKA, Hiroshi SAGARA, Chi Young HAN
出典(和文)	第39回日本核物質管理学会年次大会論文集
発行日 / Pub. date	2018, 11



日本核物質管理学会第 39 回年次大会  
The 39<sup>th</sup> Annual Meeting of INMM Japan Chapter

論文集

2018 年 11 月 20 日・21 日

東京大学弥生講堂アネックス

(セイホクギャラリー・エンゼル研究棟講義室)

共催：東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻  
DEPARTMENT OF NUCLEAR ENGINEERING AND MANAGEMENT  
SCHOOL OF ENGINEERING THE UNIVERSITY OF TOKYO

— 目次 —

【会長挨拶】

【プログラム（日本語）】

【プログラム（英語）】

【招待講演】

招待講演Ⅰ：日米原子力協定の自動延長と今後の見通し

講師：元原子力委員会委員長代理

遠藤 哲也

招待講演Ⅱ：IAEA 保障措置と今後の課題

講師：原子力規制庁 長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課  
保障措置室長

有賀 理

招待講演Ⅲ：廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題

講師：カナダ・マクマスター大学教授

長崎 晋也

【企画セッション】

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018 の概要

講演者：原子力損害賠償・廃炉等支援機構 小飼 敏明

INMM 特別功労賞 受賞概要(日本原燃)

報告者：日本原燃 岩本 友則

【ポスターショートプレゼンテーション】

P3901 パッシブ  $\gamma$  線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発

(1) 統計的逐次近似法による使用済 BWR 燃料集合体中  $\gamma$  線源分布の画像再構成

発表者 東京工業大学 柴 茂樹

P3902 高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究

(4) 物質収支及び核不拡散性評価

発表者 東京工業大学 藤岡 里英

P3903 高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究 (1)

プルトニウム混合シリサイド燃料

発表者 東京工業大学 天野 宰

P3904 核分裂性アクチノイド核種の核特性データベースの作成 (2) Ac~Cf の評価

発表者 東京工業大学 SooJun Barng

P3905 User Interface Development of Atmospheric Dispersion Simulations  
for Nuclear Emergency Countermeasures

発表者 東京工業大学 Hamza El-Asaad

P3906 Applicability of LaBr<sub>3</sub> (Ce) Detector for <sup>154</sup>Eu Quantification  
in Molten Fuel Material by Using Passive Gamma

発表者 東京工業大学 Nur Husna Md Hanipah

P3907 制動放射スペクトルガンマ線を用いた PFRR 法の高濃縮 U 検知への適用性研究

発表者 東京工業大学 Chin Kim Wei

P3908 A Vision-based Hand Motion Recognition Model  
for Insider Sabotage Detection using Deep Neural Network

発表者 東京大学 Chen Shi

P3909 原子力平和利用進展にむけた日印原子力協定のレビュー

発表者 東京工業大学 Saurabh Sharma

**【セッション A : 先進非破壊測定】**

#3910 測定試料マトリクスが JAEA 型 DDA 法に与える影響の評価

発表者 日本原子力研究開発機構 前田 亮

#3911 中性子線源を用いた新たなアクティブ中性子法に関する研究開発

発表者 日本原子力研究開発機構 米田 政夫

#3912 遅発ガンマ線分光法 1 - Phase-I 概要、Phase-II 開発予定、及び連続溶液監視

発表者 日本原子力研究開発機構 Douglas Chase Rodriguez

#3913 遅発ガンマ線分光法 2 - 実用システム減速体の設計研究

発表者 日本原子力研究開発機構 Fabiana Rossi

**【セッション B : 核不拡散技術】**

#3914 仮想放射線測定システム“USOTOPE”の開発

—核セキュリティ対策における効果的な訓練のために—

発表者 警察庁 科学警察研究所 土屋 兼一

#3915 六ヶ所再処理工場の計量管理の概要

発表者 日本原燃 長谷部 真愛

#3916 BWR 燃料設計高度化による計量管理の簡素化と Pu 有効消費

発表者 原子燃料工業 稲葉 勇三

#3917 ペブルベッド型高温ガス炉の核拡散抵抗性向上手法の検討

発表者 日本原子力研究開発機構 芝 知宙

**【セッション C : 保障措置・2S の連携】**

#3918 六ヶ所再処理工場における査察活動への取り組みの現状  
発表者 日本原燃 一山 優太

#3919 核燃料サイクル施設での核不拡散、核セキュリティの相乗効果  
発表者 日本原子力研究開発機構 清水 亮

**【セッション D : 人材育成】**

#3920 東工大における原子力規制人材育成プログラム  
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(2)  
2018 年度実施状況  
発表者 東京工業大学 江幡 修一郎

#3921 東工大における原子力規制人材育成プログラム  
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(3)  
放射性物質環境動態実習  
発表者 東京工業大学 韓 治暎

**【セッション E : 核セキュリティ】**

#3922 核燃料施設におけるセキュリティ対策(1)内部脅威対策としての個人の信頼性確認  
発表者 日本原子力研究開発機構 山田 博之

#3923 核燃料施設におけるセキュリティ対策(2)サイバーセキュリティにおける内部脅威対策  
発表者 日本原子力研究開発機構 河野 壮馬

#3924 防護区域入域における爆発物探知作業等の改善検討について  
発表者 日本原燃 外崎 絢菜

#3925 浜岡原子力発電所における核セキュリティ文化醸成活動  
発表者 中部電力 中村 雄輔

—目次—

#3926 日本原燃における核セキュリティ文化醸成（サイバーセキュリティ教育の取り組み）

発表者 日本原燃 種市 雄祐

**【セッション F：政策】**

#3927 国際原子力機関(IAEA)の拡大結論取得に係る加盟国の傾向の分析：

拡大結論の取得可能条件の抽出

発表者 日本原子力研究開発機構 中西 宏晃

#3928 国レベルコンセプト(SLC)の全体像の調査結果の概要

発表者 日本原子力研究開発機構 木村 隆志

#3929 「地域保障措置」の設立に係る要素の考察

発表者 日本原子力研究開発機構 北出 雄大

#3930 二国間原子力協力協定に係る昨今の米国政権の見解について

発表者 日本原子力研究開発機構 田崎 真樹子

#3931 核燃料サイクルにおける平和利用の透明性

発表者 日本原子力研究開発機構 玉井 広史

**【賛助会員一覧】**

**【広告掲載企業一覧】**

**【参加者リスト】**

**【プログラム委員】**

# 高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究

## (4) 物質収支及び核不拡散性評価

Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features

(4) Evaluation of mass balance and non-proliferation features

\*藤岡 里英, 相楽 洋, 韓 治暎

東京工業大学

\*Rie Fujioka, Hiroshi Sagara and Chi Young Han

Tokyo Institute of Technology

This report examines an innovative fast reactor core design that enables rapid reduction of separated plutonium, and the evaluation of mass balance and non-proliferation features with that fast reactor

### 1. 緒言

国家又は非国家主体による潜在的な核拡散の脅威を減らすために適切なプルトニウム(Pu)バランスを保つことは重要である。また分離 Pu は照射済 Pu へ転換することで核セキュリティレベルと保障措置での査察頻度を下げることが可能である。以上のことから前回(3)では分離 Pu の照射済 Pu への迅速な転換のための高速炉炉心設計について発表した。本発表では分離 Pu の迅速な低減(① 分離 Pu 量の低減 ② 分離 Pu の照射済 Pu への転換)に適した高速炉の炉心設計を提案した上で、さらに直接処分や軽水炉での利用と比較してこの高速炉炉心設計における物質収支と核不拡散性の特性を明らかにする。

### 2. 研究手法

炉心設計においては実証炉クラス的高速炉(ナトリウム冷却大型 MOX 燃料炉心)[1]を基本炉心とし、高速炉核特性解析コードシステム JOINT-FR の SLAROM-UF / CITATION コードと JENDL4.0 に基づいた UFLIB4.0 断面積ライブラリ使用、炉心計算を行った[2,3]。まず分離 Pu の迅速な照射済 Pu への転換と Pu 量の低減に適した Pu 装荷量と Pu 低減率が最大となる高速炉炉心仕様を考えるため、炉心燃料やブランケット燃料の仕様による燃焼特性の感度解析を行った。さらに基本炉心と同程度の運転性能と核的安全性を持つようにするために、ボイド係数や余剰反応度、出力ピーキング係数などの安全性及び制御性を担保しつつ、Pu 装荷量を最大化するように高速炉炉心仕様の最適化を行った。最後にシナリオ間の物質収支及び核不拡散性評価では新燃料及び使用済燃料を比較対象とした。

### 3. 結果・考察

感度解析の結果から Pu 装荷量と Pu 低減率が最大となるためには炉心に高富化度 MOX 燃料を利用し、ブランケットは燃料を取り外す設計が最も良いことが分かった。しかしながらこの設計にはボイド係数や余剰反応度、出力ピーキング係数などの安全性及び制御性が基本炉心より大きくなってしまったため3つの技術的検討を行った。今回想定した長期間保管され  $^{241}\text{Am}$  の増加した MOX 燃料を利用することで余剰反応度を抑え、ブランケット燃料をステンレス遮蔽体にする事で  $^{241}\text{Am}$  によるボイド係数の悪化を改善し、出力密度の低い炉心外周部の Pu 富化度をピーキング係数が基本炉心程度の範囲で増加させることによってピーキング係数を抑えつつ Pu 装荷量を増加させた。その結果、Pu 装荷量が 14.1t から 17.5t、Pu 低減率が-0.09 から 0.17 と増加させつつ、ピーキング係数、余剰反応度を基本炉心程度またボイド係数を基本炉心よりも 17%程度低下させることが出来る最適な炉心仕様を示した。



図1 核不拡散性評価における物質区分[6]

物質収支評価においては47.9tの分離Puの消費期間を考えると軽水炉は86.5年かかるのに対し、この高速炉は19.5年しかかからず、且つ全使用済燃料中のPu, U, MA, FP総量は軽水炉に比べ40%少ないことが分かった。核不拡散性評価においては図のように核セキュリティと保障措置上の物質区分[4,5]で分類すると、新MOX燃料を高速炉や軽水炉で燃やすことで照射済MOX燃料とすることでどちらの区分においても1つずつ下がり、既に多く存在する使用済燃料と同程度の物質に転換することで、分離Puをゼロにする可能性を示した。

#### 4. 結論

分離Puの迅速な低減と転換に適した高速炉の炉心設計を提案した。さらに直接処分や軽水炉での利用と比較してこの高速炉炉心設計における物質収支と核不拡散性の特性を明らかにした。今後は出来るだけPu量を最小化しつつ核不拡散上魅力度の低いPu利用を両立する高速炉炉心の検討を行う。

#### 参考文献

- [1] Naganuma M, Sugino K, Aida T, Ogawa T, Mizuno T. Design study on Core and Fuel Properties of Sodium Cooled Fast Reactor (Mixed Oxide and Metal Fuel Core) -Results in JFY2004-. Japan: Japan Nuclear Cycle Development Institute; 2005, Report no.051.
- [2] Hazama T, Chiba G, Sato W, Numata K. SLAROM-UF: Ultra Fine Group Cell Calculation Code for Fast Reactor. Japan: Japan Atomic Energy Agency; 2009, Report no.003.
- [3] Nakagawa M, Abe J, Sato W. A Code System for Fast Reactor Neutronics Analysis. Japan: Japan Atomic Energy Research Institute; 1983, Report no.066.
- [4] International Atomic Energy Agency. IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition. International Nuclear Verification Series. 2002, Report no.3.
- [5] International Atomic Energy Agency. Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5). IAEA Nuclear Security Series. 2011, Report no.13.
- [6] Fujioka R, Sagara H, Han CY. An innovative fast reactor core design for rapid reduction of separated Pu and its proliferation concerns. Annals of nuclear Energy [Under review]