



核燃料サイクルの核拡散抵抗性の評価手法

塩谷 洋樹* 堀 啓一郎 武田 宏*¹

本社 国際・核物質管理部
*¹株式会社 ペスコ

Methodologies for Evaluating the Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycles

Hiroki SHIOTANI* Kei ichiro HORI Hiroshi TAKEDA*¹

International and Nuclear Material Management Division, Head Office
*¹Pesco Co., Ltd.

サイクル機構では、核燃料サイクルを開発する際に核不拡散に配慮することが必要と考え、核拡散抵抗性を評価する手法を検討している。しかし、核拡散抵抗性を評価する手法を確立することは、核拡散抵抗性の評価結果が前提条件に大きく依存すること等の理由から難しい課題である。

本研究では、まず、既往研究を振り返ることにより、核拡散抵抗性を構成する要素を類別し、核拡散抵抗性の概念を整理した。さらに技術的な核拡散抵抗性を評価するため、いくつかのFBRサイクルにおいて、核拡散の観点から脆弱な核物質を推定し、これらの段階にある核物質を金属に転換するのに必要な時間を試算した。結果として、プルトニウムを単離しない核燃料サイクルは転換時間が増大することとなった。

これらの結果が、今後の核拡散抵抗性に関する議論の参考となることを期待している。

The Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) believes that the development of future nuclear fuel cycle technology should be conducted with careful consideration given to non proliferation. JNC is studying methodologies for evaluating proliferation resistance of nuclear fuel cycle technologies. However, it is difficult to establish the methodology for evaluating proliferation resistance since the results greatly depend on the assumption for the evaluation and the surrounding conditions.

This study grouped factors of proliferation resistance into categories through reviewing past studies and studied the relationships between the factors. Then, this study tried to find vulnerable nuclear material (plutonium) in some FBR fuel cycles from the proliferation perspective, and calculate the time it takes to convert the materials from various nuclear fuel cycles into pure plutonium metal under some assumptions. The result showed that it would take a long time to convert the nuclear materials from the FBR fuel cycles without plutonium separation. While it is a preliminary attempt to evaluate a technical factor of proliferation resistance as the basis of the institutional proliferation resistance, the JNC hopes that it will contribute to future discussions in this area.

キーワード

核拡散抵抗性, 核燃料サイクル, FBRサイクル, INFCE, TOPS, 使用済燃料基準, 外在的核拡散抵抗性, 内在的核拡散抵抗性, 保障措置, 核物質防護, 転換時間

Proliferation Resistance, Nuclear Fuel Cycle, FBR Cycle, INFCE, TOPS, Spent Fuel Standard, Extrinsic Proliferation Resistance, Intrinsic Proliferation Resistance, Safeguards, Physical Protection, Conversion Time



塩谷 洋樹

核不拡散対策グループ所属
副主任技術員
核拡散抵抗性評価, 核不拡散
関連情報の管理等に従事
第一種放射線取扱主任者,
核燃料取扱主任者



堀 啓一郎

核不拡散・保障措置グループ
リーダー
核不拡散及び保障措置関連
研究開発の管理・統括業務
に従事



武田 宏

取締役・総務企画部長, 技
術協力部長
再処理, 廃棄物処理, 先進
リサイクル技術, 核不拡散
技術等の検討・評価, ILO
連諸国への非核化技術支援
等に従事
工学博士

* 現在：大洗工学センター システム技術開発部
Presently, System Engineering Development Division, O arai Engineering Center.

1. はじめに

本研究は、FBRサイクルの核拡散抵抗性について検討及び試算するために実施した委託研究の成果¹⁾を基にして考察を加えたものである。

核拡散抵抗性については、1977年から1980年にかけて、66か国、5国際機関が参加した国際核燃料サイクル評価 (International Nuclear Fuel Cycle Evaluation: INFCE)²⁾の議論の中で検討されるなど、1970年代から1980年代初頭にかけて精力的に検討された³⁾⁻⁶⁾ものの核拡散抵抗性の定義や考え方について様々な意見が出されて、決定的な評価手法を確立するには至らなかった。その後、1980年代後半から1990年代前半にかけては、旧動力炉・核燃料開発事業団で基礎的な研究^{7),8)}が行われた例があるが、核拡散抵抗性は、国際的にそれほど大きな注目を集めていなかった。

しかし、米国においては、核兵器の解体を通じて発生した余剰兵器プルトニウム (Pu) の処理・処分オプションの評価に関して、全米科学アカデミー (National Academy of Science: NAS) が1994年以降に「使用済燃料基準」を導入して^{9),10)}以来、核不拡散性、あるいは、核拡散抵抗性について再度検討する機運が生じている。NASは、核物質に内在する核拡散抵抗性について引き続き検討し、2000年に使用済燃料基準についての報告書 (以下、NAS報告書) を公表した¹¹⁾。更に米国政府は、原

子力分野の基礎研究を振興させるために1999会計年度より原子力研究イニシアチブ (Nuclear Energy Research Initiative: NERI) を開始した。この枠組みの下でも高い核拡散抵抗性を特徴とする原子力発電システムがいくつか提案されて、研究が行われている¹²⁾。2000年には、米国エネルギー省 (Department of Energy: DOE) が、民生用原子力利用における核拡散抵抗性強化のための技術的な可能性を明確にし、そのために実現すべき特定の研究分野を勧告することを目的として、DOEの原子力研究諮問委員会 (Nuclear Energy Research Advisory Committee: NERAC) の下にTOPS (Technological Opportunities To Increase The Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power Systems) タスクフォースを設置して核拡散抵抗性に関する研究を行った。この研究については、NERACが2001年1月にその結果をまとめた報告書 (以下、TOPS報告書)¹³⁾を発表しており、今後、報告書の内容が第4世代原子力発電システムの設計に反映される予定である。核拡散抵抗性の評価に関する大規模な国際的検討を表1にまとめた。

我が国においては、2000年にまとめられた「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」¹⁴⁾、等では、「核不拡散性を確保しつつ」あるいは「技術的に核拡散につながりにくい選択肢を開発す

表1 核拡散抵抗性の評価に関する大規模な国際的検討例

名称 (期間)	実施者 (参加者)	核拡散抵抗性に関する検討範囲	結論 (特に核拡散抵抗性の評価に関連する部分)
INFCE (1977年から1980年)	66か国, 5国際機関	政治的問題を除く核拡散抵抗性 ・制度的手段 ・保障措置 ・技術的手段	・核拡散は一義的には政治的問題であり、技術的な問題ではない。 ・保障措置及び制度的手段 (コ・ロケーション, コ・コンバージョン, 国際Pu管理等) は、技術的措置よりも重要である。 ・すべての燃料サイクル中でセンシティブな点の転用に対する抵抗性を向上する手法を見いだすことが、重要である。
使用済み燃料基準 (1994年から現在)	米国科学アカデミー (NAS) 国際安全保障軍備管理委員会 (CISAC) 固定化 / MOX燃料評価審査会	内在的核拡散抵抗性 ・余剰核兵器処分の様々なオプションが使用済燃料基準に合致するかどうかを判断する手法 ・様々なオプションについて、手法 (機械的な手法ではなく 総合的な手法) を適用して評価	・総合的核拡散抵抗性を決定するのは、内在的な特性と人工的・制度的障壁の組合せである。 ・(内在的)核拡散抵抗性を機械的に適用できる単純な手法を策定することは極めて困難であるし、そういった手法を策定することが望ましいかについても断定できない。 ・主な核拡散脅威の種類に応じた各障壁 (要素) の相対的重要度をマトリクスで表現することにより使用済燃料基準を満たしているかについて判断できる。 ・脅威によって、内在的な特性についても、その相対的重要度は変化する。 ・固有特性と人工的・制度的防護措置とは相互に関係がある。
TOPS (2000年)	TOPSタスクフォース (米国の専門家が中心、我が国から2名、仏から1名が参加)	研究開発項目を抽出するための核拡散抵抗性の評価 ・外在的核拡散抵抗性 (制度的障壁) ・内在的核拡散抵抗性 (物質的障壁, 技術的障壁)	・あるシステムの「核拡散抵抗性」は絶対的な属性ではなく、程度の問題である。定量的要素と定性的要素の両方が関連しており、様々な要素にどの程度の比重を割り当てるかは本質的に判断の問題であるため、一般的に許容可能な核拡散リスク評価方法を開発するのは困難である。さらに、特定のシステムに伴う核拡散リスクは、その脅威の性格、すなわちそれが核兵器の取得を望む技術的にレベルの高い国であるか低い国であるか、あるいはテロリスト・グループなのかに応じて決まってくる。

る」といった記述が含まれている。また、サイクル機構でも、FBRサイクルの実用化概念を構築し、実用化に向けた開発シナリオの策定を目的とする実用化戦略調査研究において、核拡散抵抗性の向上を開発目標の一つに掲げており、様々な核燃料サイクル技術の選択肢から、実際に研究開発を行うものを絞り込むため、核拡散抵抗性の評価手法を確立することが期待されている等、核拡散抵抗性の再検討が求められている。

サイクル機構における検討は、過去の研究のレビューを行うことが中心であり、初期の段階である。以下、核拡散抵抗性の概念と評価手法を簡単に整理することを試み、更に核拡散抵抗性の一つの要素であると考えられる金属への転換時間を試算した結果を紹介する。

2. 核拡散抵抗性の概念とその評価手法

2.1 核拡散と脅威 (Threat) の想定について

核拡散については、「非核兵器国が核兵器(核爆発装置)を製造あるいは獲得すること(又は製造する能力を持つこと)」と定義する考え方が(特に米国において)⁶⁾代表的である(これを「水平拡散」と呼ぶこともある)。ただ、「IAEA 保障措置 - 目的・限界・功績 -」¹⁶⁾で用いられたように「核兵器国の保有核兵器数の増加(垂直拡散と呼ぶこともある)も核拡散に含まれるという考え方もある。他にも、INFCE ではより狭義に「政府による転用」を指すという考え方²⁾が採用されたし、逆に広義に「人類全体が直面するリスク低減の観点から、「核拡散」ではなく、「核兵器の再使用」が防止されることを基本目標とするべきである」とした研究⁷⁾⁸⁾もあり、確立した定義はない。しかし、本研究で

は、「核燃料サイクルの核拡散抵抗性」を「脅威(本研究では拡散を行おうとする者が核燃料サイクルから転用を企図した際に抑止効果を持つ核燃料サイクルの性質及び環境)」ととらえることとした。これは、平和利用目的の核燃料サイクルを開発利用する際に重要となる点に検討を絞ったからである。したがって、純粋軍事目的の核燃料サイクル構築による核拡散等を無視しており、正確には、「核燃料サイクルの転用抵抗性」と呼ぶべきであるが、以下では通例に従って「核拡散抵抗性」という用語を用いることとする。

なお、どれほど核拡散に対して脆弱な核燃料サイクルが存在しても、核拡散を企図するという政治的目的を持つ脅威がなければ、核拡散は起こりえない。したがって、核拡散抵抗性を検討する上で、脅威を想定することは基本的な要件である。TOPS 報告書において、核拡散抵抗性の要素を障壁(Barrier)と呼んでいるのは、脅威にとって、それらの要素が核拡散を実行したときの障壁となることを意味しているからであろう。また、核拡散を行う脅威として、核兵器国(核兵器国が核拡散上の脅威となるかについては、異論も多い点は上で述べたとおり)、非核兵器国、サブナショナルグループ(テロリスト等)、施設運転者、あるいはそれらの共謀等が考えられる。

2.2 核拡散抵抗性の要素

核燃料サイクルの核拡散抵抗性を構成する要素を簡潔に整理することは困難である。

TOPS 報告書では、核燃料サイクルの核拡散抵抗性要素を表2のように分類して検討している。ここでは、核拡散抵抗性を核燃料サイクル以外の

表2 核拡散抵抗性を構成する要素例 (TOPSにおける分類をまとめたもの)

大分類	小分類	要素(属性)
内在的な障壁 (Intrinsic Barrier) あるいは内在的な核拡散抵抗性、 技術的な特徴	物質的な障壁 あるいは物質的な核拡散抵抗性	・ 同位体障壁 ・ 化学的障壁 ・ 放射線障壁 ・ 質量及び容積 ・ 探知しやすさ
	技術的な障壁 あるいは技術的な核拡散抵抗性	・ 施設魅力度 ・ 施設へのアクセス ・ 核兵器に利用可能な物質の質量 ・ 転用の探知 ・ 技能、専門知識 ・ 時間
外在的な障壁 (Extrinsic Barrier) あるいは外在的な核拡散抵抗性、 制度的な措置	制度的な障壁 あるいは制度的な核拡散抵抗性	・ IAEA 保障措置 ・ アクセス管理とセキュリティー ・ 所在地(ロケーション)等

環境とは独立して核燃料サイクルに備わっている性質としてとらえ、核拡散抵抗性を有する核燃料サイクル中の構成要素の種類(物質,施設,制度)の観点から分類している。これは、外在的な核拡散抵抗性と内在的な核拡散抵抗性の関係を考えるためにより分類法である。しかし、脅威にとって核拡散抵抗性のどの要素が効果的な抑止効果を持つのか、及び脅威にとって抑止効果がどの程度が考察するには、不便な点もある。なぜなら、例えば、核物質防護¹⁶⁾用の設備は、外部から進入するテロリストに対しては大きな障壁となるものの、施設者が脅威となる場合には、ほとんど障壁とならない点、政府が公然と転用する場合には、IAEA保障措置^{16),18)}はほとんど無意味であるという点等を説明しにくいし、もともと施設に存在する壁と制度的な要請によって人工的に設けられた壁や柵は、核物質への接近を試みる脅威にとっては、同種の抑止効果をもたらすが、分類上これらを区別せねばならないからである。

なお、保障措置には、施設側の核物質質量の変化を適時に探知することで、転用の早期探知の危険を与える制度を設計することによって、政府が公然と転用を行う場合を除き、あらゆる脅威による転用を抑止する効果を持つという特徴がある。

一方、NAS 報告書では、内在的な核拡散抵抗性

を検討しているが、脅威の保有する資金や人員、技術レベル等が核拡散抵抗性の評価に大きな影響を及ぼす点と、核拡散抵抗性を構成する要素それぞれの重要性が時と状況によって変化する点を強く意識している。そこで、核拡散抵抗性の構成要素については、脅威が核拡散を実行する過程に対応して、どのような抑止効果(障壁)があるのか、といった観点から分類している(Puの奪取を防ぐための障壁,核兵器材料となるPuを分離する作業を困難にする障壁,核兵器を作れる状態となったPu利用に対する障壁)。これは、核拡散抵抗性の程度を考察する際に便利な分類法である。

2.3 本研究における核拡散抵抗性の構成要素

本研究では、NAS 報告書とTOPS 報告書の双方を踏まえて、核燃料サイクル側に存在する物質、施設、制度(より広義に社会)の区別と脅威への抑止効果の種類別という二つの観点から核拡散抵抗性の要素を行列形に分類し、表3に整理した。ここでは、脅威から見た抑止効果の種類順に核拡散抵抗性の諸要素を説明する。

第1のカテゴリーは、核兵器材料の入手を困難にする諸要素である。これは、核物質に接近することを困難にする要素、核物質の取扱いを困難にする要素と核物質を核兵器材料に適したものに転

表3 核拡散抵抗性を構成する要素例(本研究報告における分類)

大分類	中分類	小分類	要素(属性)例		
			核燃料の性質に基づく要素	機器,施設,技術に基づく要素	制度,社会的要因に基づく要素
核拡散を実施すること自体への障壁	核兵器材料の入手を困難にする要素(第1カテゴリー)	核兵器原材料への接近を困難にする要素	・放射線発生率 ・化学的毒性	・ロケーション ・施設へのアクセス(貯蔵庫,取扱施設の壁等)	・アクセス管理とセキュリティ ・封じ込め
		核兵器原材料の取扱いを困難にする要素	・核物質質量 ・核物質の形状	・セルの利用技術,施設	
		核兵器材料の製造を困難にする要素	・同位体の共存 ・類似元素の共存(化学分離)	・施設改造の困難度 ・施設規模	・原子力資機材の輸出管理
	核兵器の製造及び使用を困難にする要素(第2カテゴリー)	核兵器材料からの核兵器製造を困難にする要素	・発熱量(Pu同位体比)	・核兵器の製造技術,施設	・核兵器関連技術の輸出管理
		核兵器の性能発揮を困難にする要素	・自発核分裂中性子発生率(Pu同位体比)	・起爆技術,施設	・CTBT(包括的核実験禁止条約)
核拡散を実施した結果として生じる障壁(核拡散実施への心理的障壁)(第3カテゴリー)	核拡散が検知されることが抑止力として働く要素	転用検知確率を増加させる要素	・放射線測定の容易性 ・核物質質量 ・核物質の形状	・高精度の測定技術 ・環境サンプリング技術	・IAEA保障措置制度による検知 ・情報公開 ・輸出管理による検知
		転用が検知されたことから生じる結果が障壁となる要素		・透明性技術(遠隔監視等)	・国内法(炉規法,外為法など)による刑罰 ・諸外国・国際機関等による批判・制裁 ・CTBT
	核拡散実施の副作用として生じる要素		・将来の放射線障害等への不安		・倫理・道徳

換する際の障壁となる要素に分かれる。無論、それぞれの要素は、核物質に起因する要素、機器及び施設に起因する要素、社会に起因する要素に分かれる。このカテゴリーの要素のうち、例えば、核物質に起因する要素として、Puを常に混合物として扱う核燃料サイクルを、社会的要素としては、核物質防護上の措置を挙げることができる。

第2のカテゴリーは、核兵器の製造及び使用を困難にする諸要素である。第1と第2のカテゴリーは、双方とも脅威が核拡散を実行すること自体を困難にして障壁、更に抑止効果を持つ要素であるとも考えられる。

第3のカテゴリーは、核拡散の実行自体を困難にするのではなく、核拡散活動の結果として惹起される事態への危惧が抑止効果を持つ要素である。これは、国際機関、外国、政府等が核拡散を探知する能力を向上させる要素と検知された結果により課される経済制裁、倫理的非難、法的措置等を強化する要素、あるいは、将来の放射線障害等への危惧等に分けられる。制度その他の社会的な要素に起因するものが多い。

例えば、IAEA 保障措置協定¹⁶⁾によると、IAEA 保障措置の目的は「転用を適時に探知すること及び早期探知の危惧を与えることによりこのような転用を抑止すること」である。他にも脅威が核拡散を実行したことによる反応や影響を危惧することが核拡散に対する抑止効果として働く点を考えれば、国際機関、諸外国、又は公衆に対して原子力活動に関する情報がどの程度提供されているのか(いわゆる透明性や輸出管理の一部)、更に、社会体制が民主的か否か、といった要素も第3のカテゴリーに含めることができる。

こうした核拡散抵抗性の要素について、まず特筆すべきは、核不拡散制度が内在的な核拡散抵抗性をできる限り考慮し、人工的な手段を付加して設計されている点である。例えば、IAEA 保障措置の適時性ゴールが核物質の種類に応じて3段階に分かれている点、同じく核物質の有意量の算出法が3段階に分かれている点、また、Pu238が80%以上含有するPu(核兵器製造に向かないとされている)は保障措置の対象外となる点¹⁹⁾、核物質防護においても、未照射の核物質を物質の種類と量の観点から3段階に区分し、更に照射済みの核物質については、線量率を考慮して区分を決めている点¹⁷⁾等である。これらは、内在的な核拡散抵抗

性(転換時間、しきい量あるいは接近性等)を踏まえて、核不拡散制度が実際に設計されている例である。したがって、脅威にとっては、内在的な要素と外在的な要素が全体として核拡散を抑止する方向に働くことになる。

次に特筆すべきは、ある核燃料サイクルが核拡散抵抗性を有するという点を国際的に示すには、制度上の要請(例えば、保障措置において、「核物質の転用がないことを確認できること」等)を満たすことが必要となる点である。このことは、INFCEで核拡散抵抗性について、「一義的には政治的問題であり、技術の問題ではない」と結論されていたことから窺うことができる。内在的な核拡散抵抗性があると称する核燃料サイクルであっても、核不拡散制度の要請を満たすことができなければ、結局、核不拡散の観点からは失格とされる。また、内在的な核拡散抵抗性が十分にあることが証明できれば、制度面からの人工的な要請を軽減することが可能となるはずである(ただし、国際交渉の結果成立する核不拡散制度は簡単には変わらない場合もある)。

2.4 核拡散抵抗性の評価手法について

核拡散抵抗性を評価する手法について、以下で簡単に論じたい。

(1) 第1のカテゴリーの評価

核物質の核兵器材料への転換プロセスに関する技術的要素については、脅威が保有する資金や人員、技術レベルを具体的に想定すれば、所要量の核兵器材料を入手するためにどの程度の施設改造(あるいは施設新築)規模、資金、時間が必要なのかを試算することは可能である。

また、核物質への接近を困難にする要素については、施設の壁、密閉容器、グローブボックスかセル構造か等の技術的要素に加えて、警備員等の核物質防護制度に基づく要素の両者を考慮せねばならない。机上でこの評価を実施することは困難である。米国では、これらの要素を評価する場合には、想定脅威となるチームを結成し、実験を実施する必要があるとされている¹²⁾。

(2) 第2のカテゴリーの評価

また、第2のカテゴリーについては、核兵器に関する技術的知見があれば、具体的な前提条件を想定して必要な施設規模や資金等を評価することは可能となる。しかし、我が国は核兵器国でない

ため、公開されている情報を除くと核兵器製造やその使用に関する技術的知見がなく、このカテゴリーの要素を評価することは難しい。

(3) 第3のカテゴリーの評価

第3のカテゴリーに属する要素を評価するためには、脅威に対する心理的な抑止効果の程度を直接評価せねばならない。しかし、抑止効果は、脅威の持つ能力、また脅威を取り巻く政治的状況、経済的状況に本質的に依存するので、客観的、一義的に評価することは困難である。

(4) 総合評価

核拡散抵抗性の総合評価は、すべての要素を評価せねばならないので一般的には困難である。

ただ、核不拡散制度は、核燃料サイクル内の核物質の性状、設備や施設の形状等を具体的に勘案して、一定の基準（条約や取り決め、クライテリア等）を満たすように設計・運用されており、対象となる施設の核拡散抵抗性を総合評価していると見なすこともできる。そこで、ある核燃料サイクル施設に適用する核不拡散制度の設計を通じて、核拡散抵抗性を総合評価することが考えられる。

逆に、Puを単離せず、マイナーアクチノイド等を含む燃料は、金属への転換や燃料取扱いが困難になるため、物質に起因する核拡散抵抗性が向上すると考えられる。その点を明確に示すことができれば、制度の適用による負担を低減できる可能性が生じる。

(5) 意思決定手法等を用いた評価

階層分析法や多属性効用分析法と呼ばれる意志決定手法は、定量的に評価することが難しい社会システム等の分析にも応用されている²⁰⁾²¹⁾。そこで、意思決定手法を用いて、核拡散に対する抑止効果の程度を総合的に評価することが期待される。実際に意思決定手法を用いて核拡散抵抗性の定量的評価を試みた例⁴⁾⁵⁾²²⁾も見られる。また、核拡散抵抗性を電気抵抗と類比して論じた研究²³⁾等も行われている。

ただし、その場合にも、特に脅威の想定を含む様々な前提条件や各要素の持つ重要度について妥当な設定を行った上で、評価することが必要となる。INFCE、TOPS、使用済燃料基準といった大規模な国際的検討を行った際には、前提条件等への意見を一致させることが困難であり、意志決定手法を全面的に用いて核燃料サイクルの核拡散抵

抗性を定量的に評価するまでには至らなかった。

(6) ゲーム理論による核拡散抵抗性の説明

核拡散を考える際に、平和利用側（核燃料サイクル）と脅威という両者を考察することが必要ならば、複数の意思決定者を考察できるゲーム理論による分析が有用となる。以下、核拡散抵抗性について、ゲーム理論²⁴⁾を援用して説明したい。

核拡散を平和利用側と脅威側の両者による2人定和ゲーム（プレイヤー両者の効用の和が一定となるゲーム：核拡散が容易ならば、脅威の得る効用が増加し、逆に平和利用側が得る効用が減少して、両者の効用の和が一定になる状況に対応）として考える。また、両者の行動を縛る規則が存在せず、いかなる行動も取りうるすれば、それぞれ最適反応戦略（相手がある戦略を取った状況の下で自分の効用を最大にする戦略のこと）を取ることが合理的になる。

このとき脅威にとっては、自らの効用が最大となる（最も容易に核拡散を実施できる）拡散経路を選択することが合理的である。これに対して平和利用側は、脅威が得る効用の最大値を最小化することが合理的となる（平和利用側を最小化プレイヤーと呼ぶ）。この平和利用側による戦略をミニマックス戦略と言い、定和ゲームの場合には、最小化プレイヤーの最適反応戦略となることが知られている（非定和ゲームのときは、そうでない場合が一般的である）。

したがって、脅威の効用が最大となる戦略（核拡散に最も脆弱な部分からの拡散経路）を推定して、そのとき脅威が得る最大効用値を試算し、さらに平和利用側がその値を最小化する（核燃料サイクルにおいて最も核拡散に脆弱な部分を改善したり、脆弱な部分を改善した核燃料サイクルを選択する）手法について検討することが、核拡散抵抗性の検討に有益であることが示唆される。

3.FBRサイクルシステムの各段階における核拡散抵抗性の試算

以上のとおり、脅威と具体的な核燃料サイクルを想定した上で、第1のカテゴリーに属する技術的要素を評価することが可能である。また、核燃料サイクルにおける核拡散に脆弱な部分を推定して、そのとき脅威が得る最大効用値を試算することが有益となるだろう。そこで、FBRサイクルにおいて核拡散に脆弱なPu〔ウラン（U）は無視し

ている)を推定し、次に公開されている文献等から想定した転用経路によって金属Puへの転換のために必要な時間を算出して、核拡散抵抗性の一つの技術的要素である金属転換の難易性評価を試みた。ただし、この検討は、核燃料サイクル全般を網羅的に取り扱っておらず、単に転換時間を試算したものであり、核拡散抵抗性を総合的に評価することが目的ではない。

3.1 FBRサイクルにおいて核拡散の観点から脆弱な段階

FBRサイクルのバックエンド側の各段階について盗取・転換する観点から脆弱な段階を定性的な評価を用いて推定することを試みた。

まず、現行湿式FBRサイクルシステム(サイクル番号1とする)先進湿式FBRサイクルシステム(同2)、先進MA回収湿式FBRサイクルシステム(同3)、先進乾式FBRサイクルシステム(同4)、それぞれの再処理、燃料加工、廃棄物といった各工程中に存在する核物質について、核拡散抵抗性に係る特性として、物理的状態、Pu濃度、Pu/U比、Pu量、放射線強度について想定・概算した。

その結果を用いて、各工程に存在する核物質を金属転換の観点からと盗取の観点からそれぞれ区分して得点化した。更に各特性の区分に対応するリスク数値とそれぞれの特性が金属への転換あるいは盗取の難易度に影響する度合いを想定して付けた重みを設定し、それらをそれぞれ掛け合わせ

て合計して転換あるいは盗取の観点からの脆弱性を算出することを試みた。この評価で用いた区分については、表4に示す。

ここでは、FBRサイクルの各段階のうち、核拡散に対して脆弱な段階を選ぶことが目的なので、それぞれの特性の重みについては、専門家の議論を踏まえて大雑把な評価を行っている。なお、核物質の状態に関しては、転換については、液体か固体かで区分し、盗取については、容器に入っているのか、施設破壊が必要かどうかといった区分も加え、更に盗取の困難さに対する重要度も大きいとした。

3.2 核物質の脆弱性概算結果

表5から表7に概算結果を示す。表中のサイクル番号は、3.1と同様である。表5で算出した数値は、FBRサイクル中の各工程に存在する核物質の金属転換の観点からの脆弱性を示しており、表6は同様に盗取の観点からの脆弱性を示す。表5と表6で得られた結果から表7が得られる。これは、盗取と転換という転用の両側面を考慮した総合的な脆弱性の概算結果と考えられる。

核物質の特性から算出した結果として、硝酸Pu溶液あるいは硝酸U/Pu混合溶液、又は炉心燃料集合体となっている段階が相対的に核拡散の観点から脆弱な核物質であると考えられる。

表4 核拡散抵抗性の観点からの核物質特性の区分と特性の重み付け

核拡散抵抗性に関連する特性	核物質特性に基づく区分付け及び区分に対応するリスク数値 (数字が大きいかほど核拡散に対して脆弱、つまり核拡散抵抗性が低い)					
	固体			液体		
物質の物理的状態 (転換に関して)	S : 0.3			L : 1		
物質の物理的状態 (盗取に関して)	ブランケット vi : 0 (盗取対象外)	液体で施設破壊必要 iii : 0.1		固体で施設破壊必要 ii : 0.3	容器に入った固体及び液体 i : 1	
Pu濃度 (g/l)	Puの濃度/919 (最大濃度である919g/lで規格化)					
Pu/U比	Pu/U比 < 10 ⁻⁵ 5 : 0.01	10 ⁻⁵ Pu/U比 < 10 ⁻³ 4 : 0.03	10 ⁻³ Pu/U比 < 0.1 3 : 0.1	0.1 Pu/U比 < 10 2 : 0.3	10 Pu/U比 1 : 1	
Pu量 (液体は(kg/d)) (固体は(g/kg))	Pu < 0.15 kg IV : 0.01	0.15kg Pu < 0.5 kg III : 0.03	0.5 kg Pu < 2 kg II : 0.1	2 kg Pu < 8 kg I : 0.3	8 kg Pu T : 1	
放射線強度 (Bq/d)(250kg/日)	MA + FP < 2.5 × 10 ¹⁶ A : 0.01	2.5 × 10 ¹³ MA + FP < 2.5 × 10 ¹⁶ B : 0.1	2.5 × 10 ⁸ MA + FP < 2.5 × 10 ¹³ C : 1	MA + FP < 2.5 × 10 ⁸ D : (該当無し)		

	物質の物理的状態	Pu濃度	Pu/U比	Pu量	放射線強度
転換の観点からの各特性の重み付け	0.1	0.1	0.3	0.3	0.3
盗取の観点からの各特性の重み付け	0.3	0.1	0.1	0.3	0.3

表5 FBRサイクル各工程に存在する核物質の核拡散抵抗性(金属転換の観点からの脆弱性)

施設	工程	工程内核物質 (半製品及び廃棄物名)	サイクル番号 (注)	物質状態区分 / pi	Pu濃度(g/l) / pi	Pu/U比区分/ pi	Pu量区分/ pi	放射能区分/ pi	fi・pi
再 処 理	解体せん断	使用済燃料	1, 2, 3, 4	S/0.3	107/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.405
				S/0.3	106/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.405
	溶解	溶解液 燃料ミート	1, 2, 3, 4	L/1	61/7E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.470
				S/0.3	108/0.12	2/0.3	T/1	B/0.1	0.432
	清澄	清澄液 スラッジ	1, 2, 3 1, 2, 3	L/1	57/6E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.469
				S/0.3	130/0.14	2/0.3	II/0.1	B/0.1	0.164
	晶析	母液 UNH結晶	2, 3 2, 3	L/1	57/6E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.469
				S/0.3	0.2/2E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
	溶媒抽出	硝酸Pu溶液 硝酸U溶液 硝酸U, Pu混合溶液 硝酸U, Pu混合溶液 硝酸U, Pu混合溶液	1 1 1 2 3	L/1	/0.2	1/1	T/1	C/1	0.920
				L/1	/0.2	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.425
				L/1	57/6E 2	2/0.3	T/1	C/1	0.766
				L/1	17/2E 2	2/0.3	T/1	C/1	0.762
				L/1	17/2E 2	2/0.3	T/1	B/0.1	0.438
				S/0.3	0.7/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
溶融塩電解	UO ₂ 析出物 PuO ₂ 沈殿 溶融塩	4 4 4	S/0.3	919/1.0	1/1	T/1	B/0.1	0.660	
			S/0.3	4.5/5E 3	3/0.1	III/0.03	C/1	0.360	
			S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.717	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 ブランケット燃料	1 1	S/0.3	0/0	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.335
				S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.717
	振動充てん 燃料	炉心燃料 炉心燃料 炉心燃料 ブランケット燃料 ブランケット燃料 ブランケット燃料	2 3 4 2 3 4	S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.447
				S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.445
				S/0.3	232/0.25	2/0.3	T/1	B/0.1	0.445
				S/0.3	0.4/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
				S/0.3	0.4/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
				S/0.3	0.7/7E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
廃 棄 物	湿式	高レベル廃棄物 高レベル廃棄物 高レベル廃棄物 ハル廃棄物	1 2 3 1, 2, 3	L/1	0.2/2E 4	3/0.1	III/0.03	A/0.01	0.132
				L/1	18/2E 2	2/0.3	II/0.1	A/0.01	0.195
				L/1	0/0	2/0.3	IV/0.01	A/0.01	0.166
				S/0.3	0.1/1E 4	2/0.3	III/0.03	B/0.1	0.129
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	4 4	S/0.3	0.1/1E 4	2/0.3	III/0.03	C/1	0.399
S/0.3				0/0	4/0.03	IV/0.01	B/0.1	0.069	
Fi	暫定値(各特性の重み)			0.1	0.1	0.2	0.3	0.3	計1.0

(注) サイクル番号としては、現行湿式FBRサイクルシステム(サイクル番号1)、先進湿式FBRサイクルシステム(同2)、先進MA回収湿式FBRサイクルシステム(同3)、先進乾式FBRサイクルシステム(同4)とした。

表6 FBRサイクル各工程に存在する核物質の核拡散抵抗性(盗取の観点からの脆弱性)

施設	工程	工程内核物質 (半製品及び廃棄物名)	サイクル番号	物質状態区分 / pj	Pu濃度(g/l) / pj	Pu/U比区分/ pj	Pu量区分/ pj	放射能区分/ pj	fj・pj
再 処 理	解体せん断	使用済燃料	1, 2, 3, 4	i/1.0	107/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.545
				i/1.0	106/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.545
	溶解	溶解液 燃料ミート	1, 2, 3, 4	iii/0.1	61/7E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.270
				ii/0.3	108/0.12	2/0.3	T/1	B/0.1	0.362
	清澄	清澄液 スラッジ	1, 2, 3 1, 2, 3	iii/0.1	57/6E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.269
				ii/0.3	130/0.14	2/0.3	II/0.1	B/0.1	0.184
	晶析	母液 UNH結晶	2, 3 2, 3	iii/0.1	57/6E 2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.269
				ii/0.3	0.2/2E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.129
	溶媒抽出	硝酸Pu溶液 硝酸U溶液 硝酸U, Pu混合溶液 硝酸U, Pu混合溶液 硝酸U, Pu混合溶液	1 1 1 2 3	iii/0.1	/0.2	1/1	T/1	C/1	0.650
				iii/0.1	/0.2	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.353
				iii/0.1	57/6E 2	2/0.3	T/1	C/1	0.566
				iii/0.1	17/2E 2	2/0.3	T/1	C/1	0.562
				iii/0.1	17/2E 2	2/0.3	T/1	B/0.1	0.292
				ii/0.3	0.7/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.129
溶融塩電解	UO ₂ 析出物 PuO ₂ 沈殿 溶融塩	4 4 4	ii/0.3	919/1.0	1/1	T/1	B/0.1	0.520	
			ii/0.3	4.5/5E 3	3/0.1	III/0.03	C/1	0.407	
			ii/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.857	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 ブランケット燃料	1 1	i/1.0	0/0	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.303
				iv/0.0	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.857
	振動充てん 燃料	炉心燃料 炉心燃料 炉心燃料 ブランケット燃料 ブランケット燃料 ブランケット燃料	2 3 4 2 3 4	i/1.0	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.587
				i/1.0	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.587
				i/1.0	232/0.25	2/0.3	T/1	B/0.1	0.585
				iv/0.0	0.4/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
				iv/0.0	0.4/4E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
				iv/0.0	0.7/7E 4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
廃 棄 物	湿式	高レベル廃棄物 高レベル廃棄物 高レベル廃棄物 ハル廃棄物	1 2 3 1, 2, 3	iii/0.1	0.2/2E 4	3/0.1	III/0.03	A/0.01	0.049
				iii/0.1	18/2E 2	2/0.3	II/0.1	A/0.01	0.085
				iii/0.1	0/0	2/0.3	IV/0.01	A/0.01	0.069
				ii/0.3	0.1/1E 4	2/0.3	III/0.03	B/0.1	0.075
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	4 4	ii/0.3	0.1/1E 4	2/0.3	III/0.03	C/1	0.426
ii/0.3				0/0	4/0.03	IV/0.01	B/0.1	0.125	
Fj	暫定値(各特性の重み)			0.3	0.1	0.1	0.2	0.3	計1.0

(注) サイクル番号としては、現行湿式FBRサイクルシステム(サイクル番号1)、先進湿式FBRサイクルシステム(同2)、先進MA回収湿式FBRサイクルシステム(同3)、先進乾式FBRサイクルシステム(同4)とした。

表7 各FBRサイクル工程の核物質の核拡散抵抗性(転換と盗取の両面からの総合的脆弱性)

施設	工程	工程内核物質 (半製品及び廃棄物名)	サイクル番号	fi・pi(転換)	fj・pj(盗取)	fi・pi × fj・pj	総合的核拡散 抵抗性
再 処 理	解体せん断	使用済燃料	1, 2, 3, 4	0.405 0.405	0.545 0.545	0.221 0.221	0.779 0.779
	溶解	溶解液 燃料ミート	1, 2, 3, 4	0.470 0.432	0.270 0.362	0.127 0.156	0.873 0.844
	清澄	清澄液 スラッジ	1, 2, 3 1, 2, 3	0.469 0.164	0.269 0.184	0.126 0.030	0.874 0.970
	晶析	母液 UNH結晶	2, 3 2, 3	0.469 0.075	0.269 0.129	0.126 0.010	0.874 0.990
	溶媒抽出	硝酸Pu溶液	1	0.920	0.650	0.598	0.402
		硝酸U溶液	1	0.425	0.353	0.150	0.850
		硝酸U, Pu混合溶液	1	0.766	0.566	0.434	0.566
		硝酸U, Pu混合溶液	2	0.762	0.562	0.428	0.572
		硝酸U, Pu混合溶液	3	0.438	0.292	0.128	0.872
	溶融塩電解	UO ₂ 析出物	4	0.075	0.129	0.010	0.990
PuO ₂ 沈殿		4	0.660	0.520	0.343	0.657	
溶融塩		4	0.360	0.407	0.147	0.853	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料	1	0.717	0.857	0.614	0.386
		ブランケット燃料	1	0.335	0.303	0.102	0.898
	振動充てん 燃料	炉心燃料	2	0.717	0.857	0.614	0.386
		炉心燃料	3	0.447	0.587	0.262	0.738
		炉心燃料	4	0.445	0.585	0.260	0.740
		ブランケット燃料	2	0.075	0.039	0.003	0.997
		ブランケット燃料	3	0.075	0.039	0.003	0.997
		ブランケット燃料	4	0.075	0.039	0.003	0.997
廃 棄 物	湿式	高レベル廃棄物	1	0.132	0.049	0.006	0.994
		高レベル廃棄物	2	0.195	0.085	0.017	0.983
		高レベル廃棄物	3	0.166	0.069	0.011	0.989
		ハル廃棄物	1, 2, 3	0.129	0.075	0.010	0.990
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	4 4	0.399 0.069	0.426 0.125	0.170 0.009	0.830 0.991

(注) サイクル番号としては、現行湿式FBRサイクルシステム(サイクル番号1)、先進湿式FBRサイクルシステム(同2)、先進MA回収湿式FBRサイクルシステム(同3)、先進乾式FBRサイクルシステム(同4)とした。

4. 金属転換に必要な時間の検討

平和利用核燃料サイクルから金属への転換プロセスを検討することは、サイクル機構の技術的な知見を活かすことができる点に加え、転換時間が保障措置手法の設計の基本的な技術因子である外的因子の一つであるので、核燃料サイクルの核拡散抵抗性を考える上で有意義である。

前段の概要評価を受けて、酸化物燃料を用いるFBRサイクルを操業する施設運転者がそのサイクル内に存在する核物質を秘密の実験施設で転用する場合について、約8kgの金属Puを入手するために必要な時間を試算して、核拡散抵抗性の一つの要素である金属転換の難易性評価を試みた。

4.1 検討対象及び想定した条件等

(1) 検討対象とした核燃料サイクル

前段の概算結果を受けて、FBRサイクルシステムの各段階に存在する以下の5ケースの核物質(Pu)について、金属Puへの転換時間の試算対象とした(表8参照)。

表8 転換時間を試算した核燃料サイクルケース

	核燃料サイクル	転用の起点となる対象物
ケース1	従来FBR	MOX燃料集合体
ケース2	従来FBR	硝酸Pu溶液
ケース3	先進FBR湿式 (Np, Am, FPを含む)	Np, Am, FPを含むMOX燃料集合体
ケース4	先進FBR湿式 (Np, Am, FPを含む)	Np, Am, FPを含む硝酸U・Pu混合溶液
ケース5	FBR乾式リサイクル (RIAR法)	UO ₂ + NpO ₂ 粒子, PuO ₂ (+ Am)粒子の振動充てん燃料の燃料集合体

- ① 現行FBR湿式サイクル
 - ・燃料集合体(ペレット燃料)(ケース1)
 - ・硝酸Pu溶液(ケース2)
- ② 先進FBR湿式サイクル(Np, Am, FPをリサイクルする低除染サイクル)
 - ・燃料集合体(振動充てん燃料)(ケース3)
 - ・硝酸U/Pu混合溶液(Np, Am, FPを含む)(ケース4)
 - ・先進FBR乾式サイクル(酸化物電解再処理)
 - ・燃料集合体(NpO₂含有UO₂, AmO₂含有PuO₂)

粒子の振動充てん燃料)(ケース5)

(2) 金属への転換プロセス

今回の検討では、公開文献等によく出ているシュウ酸塩沈殿を経由する転換プロセスを採用した。所要時間については、個別の工程規模等に応じて想定して算出しているが、以下の仮定を用いている。脅威が採用するプロセスが異なる場合、転換時間も変化することになる。

- ・金属Puへの還元工程は、その他の工程とは独立して行われると仮定する。
- ・前のバッチが転換工程に入ると次のバッチが前処理工程や溶液調整工程から開始されると仮定する。(つまり、前のバッチが転換工程に入らないと次のバッチ処理は開始されない。)
- ・セルを用いたプロセスについては、グローブボックスより操作性が劣るため、1日余分に時間が必要であると仮定する。

(3) 核物質の盗取及び取扱いについて

- ① 燃料集合体の場合は、集合体1体を輸送する必要がある。現行のFBRサイクル用燃料のケース1に比べて、ケース3及び5ではMA及び低除染FP含有燃料集合体であり、遮蔽容器、ハンドリング設備が必要なので取扱いが難しい。
- ② 溶液の場合は、ケース2では高濃度硝酸Pu溶液で、配管で抜き出し、臨界管理形状の容器で取り扱わなければならない、リットル単位で持ち出すと数10回の抜き出しを要する。ケース4はU、Pu混合溶液で約150リットルの溶液となり、臨界管理と同時に遮蔽容器も必要となる。

(4) 施設規模

核物質の特性によって、グローブボックスやホットセルを持つ施設を利用することを想定した。燃料集合体をせん断し溶解するためには、集合体の解体を行うスペースがあるか、どこかで解体してピン単位で持ち込む必要がある。

1) 集合体の場合

- a) ケース1では、グローブボックス内での操作で、対応が可能であると考えられる。前処理工程、溶解、PuとUの分離も1サイクルであり、比較的施設規模が小さくなる。
- b) ケース3では、前処理工程(集合体、解体、せん断)をホットセル内で行う必要があり、その後のPuの分離精製工程もセル内で操作をする必要がある。Pu精製後の工程はケース1と同じである。

c) ケース5では、Pu分離工程が簡単になれば(硝酸溶解、洗浄、乾燥でPuO₂分離)、沈殿生成、ばい焼工程が不要となり工程が単純化される。

2) 溶液の場合

- a) ケース2の硝酸Pu溶液は、溶液調整してPuシュウ酸塩沈殿操作を行なうだけで、転換工程を始める。すべてグローブボックス内で作業できる。
- b) ケース4の硝酸U/Pu混合溶液はNp、Am、FPを含有し、Puを取出すまでに抽出分離操作が2サイクル必要である。これらはグローブボックスでは無理で、溶液の受入れ、溶液調整、抽出分離操作までをセル内で行う必要がある。

3) 施設規模の比較

上記¹⁾²⁾から施設規模は定性的には以下の関係になる。

ケース2 < ケース1 < ケース4 < ケース5 < ケース3

(5) 所要マンパワー

10名程度の工程専門技術者が施設の運転を行い、金属Pu製造に従事する。

また、専門技術者以外の安全管理、分析要員、ユーティリティ関係の要員、交代勤務要員等、転換に必要な人的資源についても、脅威である施設運転者が保有していると仮定する。

(6) 所要原材料

今回の試算では、実験室規模の施設を用いたバッチ操作に近い操作による転用を考察している。各工程の回収率については、インベントリーを考慮して設定した。

(7) 必要コスト

今回の検討では、コストを考慮しておらず、転換に必要な費用は賄えるとしている。なお、施設に必要な資本コストについては、サイクル機構における過去の施設建設コストから判断して、ホットセルを持つ施設はグローブボックス施設に比べて高額となることが予想される。

4.2 転換時間の試算結果

4.1の想定に基づいて、表9から表13までにケース1からケース5までの転換工程を示す。工程の右側には、それぞれの工程を行うために必要となる時間を示した。約8kgの金属Puを得るため

表9 転換プロセスと転換時間の試算(現行湿式FBR サイクル/MOX燃料集合体)
(ケース1 : リファレンス)

前提条件	<p>1) 臨界管理, 文献に見られる取扱量等を考慮して, 後述する工程において最大取扱量としては次のようにした。</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶解, 精製分離, シュウ酸塩沈殿, 転換 0.5 kg Pu/バッチ 金属Pu還元 1 kg Pu/バッチ <p>すなわち, 転換までの2バッチ分が金属Pu還元の1バッチ分になる。</p> <p>2) リファレンス高速炉燃料の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体当たりの燃料要素(ピン)数169本 Pu富化度 (Pu fiss.%) <p>取替燃料の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 内側炉心16% 外側炉心21% <ul style="list-style-type: none"> 燃料要素 <ul style="list-style-type: none"> 長さ 2.8m 太さ 6.5mm 下部ブランケット350mm, 炉心燃料930mm, 上部ブランケット300mm ペレット <ul style="list-style-type: none"> 直径 5.4mm × 高さ 8mm 密度 85% TD (MOXペレット) 93% TD (UO₂ペレット) 燃料要素一本当たりの燃料量 <ul style="list-style-type: none"> 60g PuO₂ (外側炉心燃料) 44g PuO₂ (内側炉心燃料) <p>注) PuO₂量は以下の条件で計算 (Pu fiss.率 = 70%) $350 \text{ g Oxide (UO}_2 + \text{MOX) } \cdot \text{Pu fiss. \%} = \text{Pu fiss.} / (\text{Pu} + \text{U}) \times 100$</p>	
工程	<p>MOX燃料集合体</p> <p>前処理工程 1</p> <p>Pu, U分離工程 3</p> <p>シュウ酸塩沈殿ケーキ 1</p> <p>転換工程 2</p> <p>PuF₄粉末 1</p> <p>金属Pu還元工程 1</p> <p>金属Pu</p>	<p>MOX燃料集合体</p> <p>集合体の解体 燃料ピンのGB内搬入 燃料ピンのせん断, ペレットの取出し ペレットの硝酸溶解 8 M HNO₃ 100 5時間 溶解液の調整 約200gU/約30gPu/ 約4 M HNO₃ HAN添加 (Puモル比4) Pu,Uの分離精製 30% TBP nドデカン, O/A=2/1 パルスカラム Puのシュウ酸塩沈殿 50 で1 Mシュウ酸添加, 沈殿洗浄, ろ過</p> <p>沈殿の乾燥 (100~120) ばい焼 (130~300) HFガスと反応 (PuO₂ + 4HF → PuF₄ + 2H₂O)</p> <p>Ca粉末の混合 ポンペの充てん (耐圧鉄製容器にArガス 雰囲気で充てん) 加熱 (300 から反応開始。 反応熱で1600 まで 上昇) 金属Puの分離 (ポンペ底部の金属Puを スラグと分離) 酸洗浄 (硝酸で付着して いる金属Caを除去)</p>

表10 転換プロセスと転換時間の試算(現行湿式FBR サイクル/硝酸Pu溶液)(ケース2)

前提条件	<p>1) 転用施設 設備及び主な化学工程については「リファレンス高速炉燃料集合体 転用の場合 ケース1」とほぼ同様とし, グローブボックス内で操作される。</p> <p>2) 精製硝酸Pu溶液濃度を200gPu/lと仮定する。</p> <p>3) 処理バッチサイズ及び収率</p> <ul style="list-style-type: none"> PuF₄調製まで 0.5kg Pu/バッチ 96% 金属Pu還元 1kg Pu/バッチ 98% 	
工程	<p>精製硝酸Pu溶液</p> <p>溶液調製 ボックス内搬入 秤量 Pu及び酸濃度調整</p> <p>シュウ酸塩沈殿 Puのシュウ酸塩沈殿 50 で1 Mシュウ酸添加, 沈殿洗浄, ろ過</p> <p>シュウ酸塩沈殿ケーキ</p> <p>転換工程 沈殿の乾燥 (100~120) ,ばい焼 (130~300) HFガスと反応 (PuO₂ + 4HF → PuF₄ + 2H₂O) (400~550)</p> <p>PuF₄粉末</p> <p>金属Pu還元工程 Ca粉末の混合 ポンペの充てん (耐圧鉄製容器にArガス 雰囲気で充てん) 加熱 (300 から反応開始。 反応熱で1600 まで 上昇) 金属Puの分離 (ポンペ底部の金属Puを スラグと分離) 酸洗浄 (硝酸で付着して いる金属Caを除去)</p> <p>金属Pu</p>	<p>時間(日)</p> <p>2</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p>

の転換時間を試算した結果を表14に示す。各ケースのPu製品量にバラツキがあるのは, 表14にあるように転用対象物中のPu濃度に応じて, 処理バッチ数が異なるためである。

表14より, 以下のようなことが分かる。

- ① 先進湿式サイクルは現行湿式サイクルに比べて, 転換時間が増大する。燃料集合体から転用した場合は, 約2倍, 溶液から転用した場合は, 約3倍に転換時間が増大する。
- ② 現行湿式サイクルにおける硝酸Pu溶液は, 転換時間が短くなる。
- ③ 先進乾式(酸化物電解法)サイクルは, 燃料集合体の転用で見ると, 現行湿式サイクルの場合と比べ格段に転換時間が長くなっていない。これはサイクルに純粋なPuO₂が使用されると仮定したからであり, 純粋なPuO₂が使用されない場合には, 別途評価する必要がある。

表11 転換プロセスと転換時間の試算（先進湿式FBRサイクル/Np, Am, Fpを含む燃料集合体）(ケース3)

前提条件	<p>1) リファレンス高速炉燃料 現在の取替燃料のそれとほぼ同様であると仮定し、外側炉心燃料を転用とする。(注、充てん密度82%TDの振動充てん燃料とする。)</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体 1体当たりの燃料要素数 169本 燃料要素 1本当たりの燃料量 356g Oxide (UO₂ ペレット + MOX 粒子) 62g PuO₂ (54.7g Pu) <p>2) 処理バッチサイズ</p> <ul style="list-style-type: none"> PuF₄ 調製まで 0.5kg Pu / バッチ 金属Pu還元 1kg Pu / バッチ 	
工程	<p>MOX燃料集合体</p> <p>↓</p> <p>前処理工程 集合体のセル内搬入 解体 燃料要素のせん断、燃料の取出し</p> <p>↓</p> <p>Pu分離工程 燃料の硝酸溶解 溶解液の調整 Puの分離精製</p> <p>a) 溶媒抽出 (I) (Pu, Am, FPとU, Npの分離)</p> <ul style="list-style-type: none"> 硝酸溶解液の濃度を調整 (3M HNO₃, 200g U/l) 硝酸ヒドロキシルアミン (HAN) を添加 (原子価をPu(III), Np(IV) に調製 (HAN/Pu=4, 2時間)) 溶媒抽出; (径3.5~5cmのバルスカラム, O/A=2/1) <p>b) 溶媒抽出 (II) (Puと残存Am, FPの分離)</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶液調整; NaNO₂を添加, Pu()へ酸化し, 酸濃度を3~4MHNO₃へ調整。 溶媒抽出; (径3.5~5cmのバルスカラム, O/A=1/1) Pu逆抽出; 0.6M N₂H₄, 1.4M HANの1MHNO₃溶液でストリップ。 <p>Puのシュウ酸塩沈殿調整, ろ過</p> <p>a) 硝酸Pu溶液を100g Pu/l, 5M HNO₃に調整。</p> <p>b) 濃度50%過酸化水素 (液量として0.5%) を添加し, 原子価をPu(IV)に調節。</p> <p>c) 濃度1Mのシュウ酸を徐々に添加(0.1モル過剰) (50, 約1~1.5時間)。</p> <p>d) 沈殿スラリーを5に冷却。</p> <p>e) 沈殿ケーキを2M HNO₃ 0.05M H₂C₂O₄溶液で洗浄。</p> <p>↓</p> <p>シュウ酸塩沈殿ケーキ</p> <p>↓</p> <p>転換工程 沈殿の乾燥, ばい焼 HFガスとの反応</p> <p>↓</p> <p>PuF₄粉末</p> <p>↓</p> <p>金属Pu還元工程 Ca粉末の混合 ポンベの充てん 加熱 金属Puの分離, 取出し, 酸洗浄</p> <p>↓</p> <p>金属Pu</p>	<p>時間(日)</p> <p>2</p> <p>4</p> <p>2</p> <p>4</p> <p>4</p> <p>5</p> <p>1</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p>

表12 転換プロセスと転換時間の試算（先進湿式FBRサイクル/Np, Am, FPを含む硝酸U/Pu混合溶液）(ケース4)

前提条件	<p>1) 転換施設及び転換の主要な化学工程については先進リサイクル(湿式)工程で製造された“リファレンス高速炉燃料集合体”転用の場合、ケース3とほぼ同様とする。シュウ酸塩沈殿まではセル内作業, その他はグローブボックス作業とする。</p> <p>2) Pu,U混合溶液の組成は次のように考える。 180gU/l, 60gPu/l</p> <p>3) 処理バッチサイズ及び収率</p> <ul style="list-style-type: none"> PuF₄調製まで 0.5kg Pu/バッチ 92% 金属Pu還元 1kg Pu/バッチ 98% 	
工程	<p>Np, Am, FPを含む硝酸U/Pu混合溶液</p> <p>↓</p> <p>溶液調製 ①ボックス内搬入 ②秤量 ③Pu及び酸濃度調整</p> <p>↓</p> <p>Pu分離工程 ①溶媒抽出 (I) ②溶媒抽出 (II) ③Puのシュウ酸塩沈殿, ろ過</p> <p>↓</p> <p>シュウ酸塩沈殿ケーキ</p> <p>↓</p> <p>転換工程 ①沈殿の乾燥, ばい焼 ②HFガスとの反応</p> <p>↓</p> <p>PuF₄粉末</p> <p>↓</p> <p>金属Pu還元工程 ①Ca粉末の混合 ②ポンベ充てん ③加熱 ④分離, 酸洗浄</p> <p>↓</p> <p>金属Pu</p>	<p>時間(日)</p> <p>3</p> <p>4</p> <p>4</p> <p>3</p> <p>1</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p>

表13 転換プロセスと転換時間の試算（先進乾式FBRサイクル/UO₂ + NpO₂粒子, PuO₂ (+ Am) 粒子の振動充てん燃料）(ケース5)

前提条件	<p>1) リファレンス高速炉燃料の設計仕様を現在の取替燃料のそれとほぼ同様であると仮定し, 外側炉心燃料を転用とする。(注, 充てん密度82%TDの振動充てん燃料とする。)</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体 1体当たりの燃料要素数 169本 燃料要素 1本当たりの燃料量 356g Oxide (UO₂ ペレット + MOX 粒子) 62g PuO₂ (54.7g Pu) <p>2) 処理バッチサイズ</p> <ul style="list-style-type: none"> PuF₄調製まで 0.5kg Pu/バッチ 金属Pu還元 1kg Pu/バッチ 	
工程	<p>燃料集合体</p> <p>↓</p> <p>前処理工程 集合体のセル内搬入 解体 燃料要素のせん断、燃料の取出し</p> <p>↓</p> <p>Pu分離工程 燃料の硝酸溶解 PuO₂粒子の分離 (ろ過, 洗浄, 乾燥)</p> <p>↓</p> <p>転換工程 HFガスとの反応</p> <p>↓</p> <p>PuF₄粉末</p> <p>↓</p> <p>金属Pu還元工程 Ca粉末の混合 ポンベの充てん 加熱 スラグ分離, 酸洗浄</p> <p>↓</p> <p>金属Pu</p>	<p>時間(日)</p> <p>2</p> <p>7</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>1</p>

表14 各ケースでの転換時間の試算結果

	ケース1	ケース2	ケース3	ケース4	ケース5
	従来FBRサイクル (湿式)	従来FBRサイクル (湿式)	先進FBRサイクル (湿式)	先進FBRサイクル (湿式)	先進FBRサイクル (乾式)
転用対象物	燃料集合体	硝酸Pu溶液	Np, Am, FPを含む MOX燃料集合体	Np, Am, FPを含む 硝酸U・Pu混合溶液	UO ₂ + NpO ₂ 粒子 Pu O ₂ (+Am)粒子の振 動充てん燃料の燃料 集合体
転用対象物量 (1バッチ当たり)	9本 (3150g Oxide, 476g Pu)	2.5 l (500g Pu)	9本 (3204g Oxide, 492g Pu)	8 l (480g Pu)	9本 (3204g Oxide, 492g Pu)
各工程の所要日数 (日)とバッチ数	前処理工程 1日(20バッチ)	溶液調整 2日(18バッチ)	前処理工程 2日(18バッチ)	溶液調整 3日(18バッチ)	前処理工程 2日(18バッチ)
	Pu,U分離工程 8日(20バッチ)	シュウ酸塩沈殿 2日(18バッチ)	Pu分離工程 17日(18バッチ)	分離工程 11日(18バッチ)	Pu分離工程 7日(18バッチ)
	転換工程 3日(20バッチ)	転換工程 3日(18バッチ)	転換工程 3日(18バッチ)	転換工程 3日(18バッチ)	転換工程 2日(18バッチ)
	金属Pu還元工程 4日(10バッチ)	金属Pu還元工程 4日(9バッチ)	金属Pu還元工程 4日(9バッチ)	金属Pu還元工程 4日(9バッチ)	金属Pu還元工程 4日(9バッチ)
転換時間(日)	187 (9日×20+3日+4日)	79 (4日×18+3日+4日)	349 (19日×18+3日+4日)	259 (14日×18+3日+4日)	168 (9日×18+2日+4日)
Pu製品量(g)	8580	8460	7992	7974	7992

5. 結果のまとめ

以下に本研究の実施結果についてまとめる。

(1) 結果のまとめ

- ① 核燃料サイクルの核拡散抵抗性を「脅威(拡散者)が転用を企図した際に抑止効果となる性質」ととらえ、核拡散抵抗性の要素を整理した。
- ② 核拡散抵抗性の要素のうち、金属への転換にかかわる要素については、前提条件を定めれば、技術的に試算可能である。それ以外の要素については、評価することが難しい。
- ③ FBRサイクルの各段階について、核拡散抵抗性の観点から脆弱な段階を定性的に推定した。硝酸Pu溶液及び燃料集合体が脆弱な段階の候補となった。
- ④ 前段の評価結果を受け、更に前提条件を定めて金属への転換時間を算出した。結果として、単離したPuの存在しない場合は転換時間が増大した。

(2) 本研究における評価結果とその意義

金属への転換時間を算出するには、脅威の能力を特定し、核燃料サイクルの状況を想定することが必要であった。今回算出した転換時間については、あくまでも採用した前提条件の下で、かつ限定した観点からの試算結果に過ぎず、核拡散抵抗性の全体を評価したものではない。また、結果の絶対値にも重要な意味はない。

本研究の意義は、まず、前提条件を設定し、核物質転用の基本的な要素であり、保障措置手法設計の技術因子である転換時間を試算した点にあ

る。施設規模等の前提条件を変化させた時、核拡散抵抗性の要素がどの程度変化するかを算出できるならば、将来、核拡散抵抗性を考慮した核燃料サイクル技術を開発していくことができる。次に、核拡散抵抗性と評価手法について整理し、今後の議論の材料を提供した点にある、と考えている。

6. 今後の課題

まず、核拡散抵抗性の様々な要素について、試算手法を作成し感度分析を行うことが課題となる。特に、実際の設計データを含む核燃料サイクルモデルを作成し、技術的な要素を中心に核拡散抵抗性の諸要素を評価していくことは、より高い核拡散抵抗性を持つ核燃料サイクル、あるいは、より効率的に核不拡散制度の要求を満たす核燃料サイクルを開発していく際に役立つことが期待される。

また、適切な意思決定手法を用いること等により核燃料サイクルに関する様々な提案を比較評価できる手法を研究することは有益である。計算困難な要素や要素同士の重み付けについては、核不拡散の本質をとらえたモデルを作成するため、核不拡散の実務者、理論的手法の専門家等が連携して作業していくことが必要であろう。

概念研究として、核拡散抵抗性の基本的目標とは何か、どれだけの範囲を考慮すべきなのかといった点について合意を形成すること、また、外在的な核拡散抵抗性と内在的な核拡散抵抗性の相関

関係を探求することも、今後の核不拡散のあり方を考えていく上の課題である。

また、核不拡散分野では、米国等の諸外国及び国際機関の共通理解が極めて重要になる。したがって、海外と核拡散抵抗性の評価手法を共同開発し、核不拡散制度や技術開発への反映方法も検討していくことが有用である。

7. おわりに

まず、本研究の基となった委託研究を実施された株式会社ベスコの方々、特に佐藤成二氏、武藤正氏、成木芳氏にはここに厚く御礼申し上げる。また、ベスコ核拡散抵抗性検討委員会に参加された主査、委員、オブザーバの方々には、上述した委託研究を実施する際に数多くの貴重な御意見、御指導等を頂いた。謹んで感謝の意を表したい。さらに、サイクル機構の核不拡散対策グループで研究を指導された持地敏郎、花井祐の両氏他、国際・核物質管理部の方々には深謝したい。

核拡散抵抗性の評価手法及び評価結果の反映方法については、いまだに一致した考え方が醸成されていない。本研究が核拡散抵抗性に関する議論の材料を提供することになれば幸いである。

非核兵器国である我が国が核物質を利用していくためには、設計の段階より核拡散抵抗性に配慮した核燃料サイクルを開発することが望まれており、今後も核拡散抵抗性及びその評価に関する検討を継続していきたい。

参考文献

- 1) 武田宏, 佐藤成二他: “FBR サイクル核拡散抵抗性評価要因の検討報告書”, JNC TJ1400 2000 010(2000)
- 2) International Atomic Energy Agency (IAEA): “International Nuclear Fuel Cycle Evaluation Reprocessing, Plutonium Handling, Recycle” Report of INFCE Working Group 4 (1980)
- 3) K. Ikawa, M. Hirata, et al.: “Improvement of Material Accountability Verification procedure” IAEA SM 231/33, Nuclear Safeguards Technology 1978 vol. 1 (1979).
- 4) Carolyn D. Heising: “Quantification of nuclear diversion risks”, Energy Policy, June 1982, p.101 p.108 (1982).
- 5) H. Feiveson: “Proliferation Resistant Nuclear Fuel Cycles”, Annual Review of Energy3, p357 p394 (1978).
- 6) P. Silvennoinen and J. VIRA: “An Approach to Quantitative Assessment of Relative Proliferation Risks from Nuclear Fuel Cycles”, Journal of the Operational Research Society Vol. 32, p.457 p.466 (1981)
- 7) 加納巖: “核兵器使用リスクの分析”, 原子力工業, 第40巻第11号, p.4 p.8 (1994)
- 8) 加納巖: “リスク要因の低減化対策と予備的な結論”, 原子力工業, 第40巻第12号, p.45 p.51 (1994)
- 9) Committee on International Security and Arms Control, National Academy of Science: “Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium”, National Academy Press (1994)
- 10) Panel on Reactor-Related Options, Committee on International Security and Arms Control, National Academy of Science: “Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium: Reactor Related Options”, National Academy Press (1995)
- 11) Panel to Review the Spent Fuel Standard for Disposition of Excess Weapons Plutonium, Committee on International Security and Arms Control, National Academy of Science: “The Spent-Fuel Standard for Disposition of Excess Weapon Plutonium: Applications to Current DOE Options”, National Academy Press (2000)
- 12) Department of Energy: “http://neri.ne.doe.gov/goals.html”, DOE ホームページ (2001)
- 13) Nuclear Energy Research Advisory Committee: “TOPS Final Report” (2000)
- 14) 原子力委員会: “原子力の研究, 開発及び利用に関する長期計画”, p15, p36 (2000)
- 15) Office of Technology Assessment: “Nuclear Proliferation and Safeguards”, (Library of Congress Catalog No.77 600024), Congress of the United States (1979)
- 16) IAEA: “The Safeguards of the International Atomic Energy Agency - Aims, Limitations, Achievements, Safeguards Information Series No. IAEA/SG/INF/4” (1983), (財団法人核物質管理センター: “IAEA 保障措置- 目的・限界・功績 -”, 財団法人核物質管理センター (1985))
- 17) IAEA: “INFCIRC/225/Rev. 4” (1999)
- 18) “核兵器の不拡散に関する条約第三条 1 及び 4 の規定の実施に関する日本国政府と国際原子力機関との間の協定” (1977)
- 19) IAEA: “IAEA Safeguards Glossary 1987 Edition, IAEA/SG/INF/1(Rev. 1)” (1987), (財団法人核物質管理センター, 科学技術庁原子力安全局保障措置課監修, “IAEA 保障措置用語集 増補・改訂版”, 財団法人核物質管理センター (1988))
- 20) R. L. Keeney, H. Raiffa: “Decisions with Multiple Objectives: Preferences and Value Tradeoffs”, John Wiley & Sons (1976) (R. L. キニー, H. ライファー (高原, 高橋他監訳): “多目標問題解決の理論と実例”, 構造計画研究所 (1980))
- 21) 木下栄蔵編著: “AHP の理論と実際”, 日科技連 (2000)
- 22) Eriko Kiriya, Susan Pickett, et al.: “Criteria for Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycle Options”, The 5 th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management Proceedings Frontiers Science Series No.34,

Vol. 1, p501 p507 (2000)
23) Kun Jai Lee: "Electrical Circuit Model for Quantifying the Proliferation resistance of Nuclear Fuel Cy-

cles", Annals of Nuclear Energy, 27, p1329 p1425 (2000).
24) 鈴木光男: "新ゲーム理論", 勁草書房(1994)