

FBR サイクル核拡散抵抗性評価要因の検討  
報 告 書

平成 12 年 3 月

株式会社ペスコ

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせ  
合わせください。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4番49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquires about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division, JNC  
4-49 Muramatsu, Naka-gun, Ibaraki 319-1194

©

核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2000

## FBR サイクル核拡散抵抗性評価要因の検討報告書

報告者 武田 宏  
佐藤成二  
武藤 正  
成木 芳

### 要 旨

次世代の高速炉リサイクル技術検討の中で核拡散抵抗性の向上は、重要な要素の一つであるが、核拡散抵抗性を定量的に評価する方法は確立されていない。本検討はFBR サイクルの核拡散抵抗性の定量評価を最終目標として、核不拡散性を評価する際に重要となる評価因子及び評価手法の確立に必要な事項の検討を以下の通り実施した。

#### (1) 各核燃料サイクル工程の核物質形態の洗出し及び形態製品の特性の検討

現行FBR サイクルシステムや先進リサイクルシステムを対象に、各リサイクルシステム工程でのプルトニウム等の核燃料物質形態と各中間製品並びに最終製品の物質特性を明らかにした。

#### (2) 各形態製品から金属製品製造までの工程及び製造難易性等の検討

各形態製品から金属プルトニウム製造について必要となるプロセス、設備・施設、転換時間の検討を具体的に行い、その製造難易性を比較検討した。

#### (3) 核拡散抵抗性評価因子の検討

核拡散抵抗性についての定量化するに必要な前提条件、検討すべき評価因子について専門家からなる「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」を設置し検討を行い、中間製品及び最終製品の放射能、所要原料核物質、有意量、施設容量、転用時間、保障措置性（検知性と計量性）の他、核物質の魅力度、核兵器としての要求核物質純度、転用隠蔽の困難さ、核物質の盗み易さ、透明性等の因子が重要であることを明らかにした。

#### (4) 抵抗性評価方法の検討

評価因子の総合的抵抗性評価の方法について、一つの方法としてリスク評価手法の検討を行い、各因子の性質には複合的要素もあり、価値関数等を導入した評価関数的手法の検討を今後行うこととした。

今後、各因子の感度解析、評価関数等について具体的に検討を進める必要性がある等、核拡散抵抗性定量検討に向けての方向性を示唆した。

---

本報告書は、(株)ペスコが核燃料サイクル開発機構との契約により実施した業務成果である。  
契約番号：11C0210 サイクル機構担当部課：本社国際核物質管理部核不拡散対策 Gr  
報告者所属：(株)ペスコ 本社技術協力部

## 目次

序章 検討方法等 .....	1
1. はじめに .....	1
2. 検討実施計画 .....	2
3. 検討の前提条件 .....	4
第1章 各サイクル工程の核物質形態の洗出し及び各形態製品の特性検討 .....	7
1. 検討の前提 .....	7
2. 各FBRサイクルの工程概要 .....	12
3. 各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の特性 .....	25
4. 各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の 核拡散抵抗性の予備的考察 .....	29
第2章 各形態製品から金属製品製造までの工程及び製造難易性等の検討 .....	35
1. 現行湿式FBRサイクル(燃料集合体)(ケース1) .....	35
2. 現行湿式FBRサイクル(硝酸プルトニウム溶液)(ケース2) .....	40
3. 先進湿式FBRサイクル(燃料集合体、Np,Am,Fpを含む)(ケース3) .....	42
4. 先進湿式FBRサイクル(U/Pu混合溶液、Np,Am,Fpを含む)(ケース4) .....	46
5. 先進乾式FBRサイクル(燃料集合体)(ケース5) .....	48
(UO <sub>2</sub> +NpO <sub>2</sub> 粒子, PuO <sub>2</sub> (+Am)粒子の振動充填燃料)	
6. 転換時間の比較 .....	50
7. その他の諸量の比較 .....	50
第3章 核拡散抵抗性の検討 .....	53
1. 核拡散抵抗性評価因子 .....	53
2. 核拡散抵抗性の定義と評価について .....	54
3. 転用隠蔽手段の技術的困難さ .....	56
4. 核拡散抵抗性評価因子の検討結果 .....	58
5. 拡散抵抗性評価手法 .....	59
6. FBRサイクル核拡散抵抗性検討の今後の課題 .....	60
添付資料	
1(1) 使用済燃料の組成(重量)	
1(2) 使用済燃料の組成(線源)	
1(3) 使用済燃料の組成(発熱量)	

## 序章 検討方法等

### 1. はじめに

プルトニウムと共にマイナーアクチニドのリサイクルを含むアクチニド・リサイクル等の先進的核燃料リサイクルシステム技術の研究開発は、経済性の向上、放射性廃棄物による環境負荷の低減、および核拡散抵抗性の向上の観点から、次世代の高速炉リサイクル技術の中心課題となっている。

ところが核燃料サイクルの核不拡散性を比較評価する際に、数値をもって、様々な核燃料サイクルの核不拡散性を議論する必要があるが、現在のところ、一部の研究者により、核燃料サイクルの核拡散抵抗性を定量評価する試みが行われている段階であり、確立された定量化手法は存在しない。

従って核燃料サイクルの、特に FBR サイクルの核拡散抵抗性の定量評価を最終目標として、核不拡散性を評価する際に重要となる評価因子の検討を行い、その検討結果を基に、核燃料サイクルの核不拡散性について、定量的な評価手法の検討及びそれに基づく評価の試みを行うことを目的とする。

本検討に関しては、下記の項目についての検討を行う。

- (1) 各核燃料サイクル工程の核物質形態の洗出し及び形態製品の特性の検討
- (2) 各形態製品から金属製品製造までの工程及び製造難易性等の検討
- (3) 核拡散抵抗性評価因子の検討
- (4) 抵抗性評価方法の検討

これらの結果を第 1 章～第 3 章に上記検討結果について纏め報告するとともに今後の核拡散抵抗性定量検討に向けての課題、方向性を示唆する。

## 2. 検討実施計画

### 1) 各サイクル工程の核物質形態の洗出し及び各形態製品の特性検討

本検討に関しては、各核燃料サイクルオプションについての核拡散リスクの検討、及び評価すべき因子の検討を行う目的で以下の項目についての検討を行う。

#### ①核物質形態の調査

現行 FBR リサイクルシステム、先進湿式リサイクルシステム、先進湿式リサイクルシステム（MA リサイクル含む）及び先進乾式リサイクルシステム（RIAR 法）の各リサイクルシステムに関して、再処理工程及び MOX 燃料製造の工程及び各施設でのプルトニウム等、核燃料物質の各種形態を調査する。

#### ②各種工程原料の特徴の検討と分類化

- ・ 液体及び固体原料の化学的形態
- ・ 核分裂性物質の濃度、量
- ・ 放射性物質の放射能の量等

各工程原料について、上記特徴で類似なものを整理し、分類化を行う。

#### ③ 各分類原料の特性と転用性の検討

各分類原料の特性を明らかにし、核兵器原料としての利用可能な核物質の観点から検討を行う。

### 2) 各分類原料からの金属製品製造方法の検討

各分類原料から金属プルトニウムを製造する上での難易度を評価尺度因子の検討の一例と考える目的で、各分類原料から金属プルトニウムを製造する方法を検討し、製造プロセス並びに施設の特徴を明らかにする。

### 3) 金属製品製造の難易性の比較

各分類原料から 8 Kg の金属製品を製造する難易性を以下の因子について各製造工程に対して、現行 MOX 粉末から製造する場合との相違度の検討を行う。

- ・ 所要製造時間
- ・ 施設設備・施設規模（最小施設規模）
- ・ 製品収率（最少所要原料量）

### 4) 核拡散性抵抗性面からの評価因子の検討

FBR サイクル核拡散抵抗性の観点から抵抗性の評価尺度として重要と考えられる評価因子について、「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」を設置し検討を行う。

5) 各サイクルの核不拡散性評価方法の検討

4) の検討に基づき、各評価因子の特性を踏まえ、モデル化の準備段階として核拡散抵抗性評価の考え方、評価手法の検討を行う。

6) 「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」による検討

各サイクルシステムの核不拡散性評価因子、評価方法の検討については、受託者内に専門家からなる「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」を設置し、核拡散抵抗性因子について検討、助言を得て本調査・検討を進める。

(1) 設置目的

先進的核燃料サイクルについては、低除染プロセスの採用により放射線バリアー、ウラン・プルトニウム共抽出、混合転換によるプルトニウム非分離、マイナーアクチノイドリサイクル等による核拡散抵抗性の増進が考えられている。

核拡散抵抗性は、将来の先進的核燃料サイクルを検討する上で重要な要素の一つであるが、核拡散抵抗性を定量的に評価する上での評価因子及び手法については確立されていない。これらの評価手法等の検討を深める上で、識者の助言、検討を踏まえることが肝要であり、本検討委員会を設置し検討を行う。

(2) 委員会の構成(順不同)

委員長 辻野 毅 (核物質管理センター理事、保障措置分析所長)

委員 松本史郎 (埼玉大学工学部教授)

山名 元 (京都大学原子炉実験所助教授)

西村秀夫 (日本原子力研究所、東海研究所環境科学研究部付)

井上 正 (電力中央研究所原燃サイクル部長)

堀 啓一郎 (サイクル機構、国際核物質管理部 保障措置 Gr リーダー)

小島 久雄 (サイクル機構、FBR サイクル開発推進部 燃料サイクルシステム Gr リーダー)

(3) 委員会開催

第1回委員会平成11年11月25日

第2回委員会平成11年12月27日

第3回委員会平成12年2月18日

第4回委員会平成12年3月7日

(4) 主な検討項目

①FBR サイクルの核拡散抵抗性評価因子の検討

②核拡散抵抗性評価因子の考え方の検討

③核物質特性の検討

④金属製品製造の難易性の検討

⑤核拡散抵抗性評価方法の検討

### 3. 検討の前提条件

#### 1) 評価因子洗出しの前提条件

現行の保障措置技術並びに核物質防護技術適用下での核拡散を想定し、施設者或いは国家が取扱っている核物質の核兵器転用を考えたとしても、採用プロセス及び取扱う核物質の特性上、核兵器転用の困難さ、魅力度の小ささを核拡散抵抗性を検討する上での前提条件とする。

#### 2) 対象核燃料サイクルシステム

想定プラントシステムの能力

①プラント処理能力：再処理 50 トン U・Pu/年、200 日処理/年

②使用済み燃料：燃焼度 150GWd/トン、3 年冷却

ORIGEN 計算により求めた使用済み燃料組成例を添付資料 1 に示す。

本検討では、以下の 3 オプションの FBR 燃料サイクルを想定する。なお、ブランケット燃料の再処理単独でのキャンペーンは行わず、燃料溶解等の前処理段階で炉心燃料とブランケット燃料が混合されると想定する。

##### (1) 現行湿式 FBR サイクルシステム (現行の「もんじゅ」ベース)

軽水炉使用済み燃料を Purex 再処理システムで処理し、精製した硝酸プルトニウム溶液と硝酸ウラン溶液を混合し、U/Pu 混合転換、MOX ペレット製造、FBR 燃料集合体組み立てを行う。

FBR 使用済み燃料は軽水炉使用済み燃料再処理と同じ Purex 方法で処理し、精製した U 及び Pu を MOX ペレット加工し、FBR へのリサイクルを行う。

##### (2) 先進湿式 FBR サイクルシステム

軽水炉使用済み燃料を Purex 再処理システムで処理し、精製した硝酸プルトニウム溶液と硝酸ウラン溶液を混合し、U/Pu 混合転換、MOX ペレット製造、FBR 燃料集合体組み立てを行う。

FBR 使用済み燃料は硝酸で溶解し、晶析法で余剰のウランを分離後、母液を単サイクル Purex で核分裂生成物 (FP) を分離し (DF100 程度)、硝酸 U・Pu・微量 FP 溶液とする。一方、単サイクル分離で、FP 廃液に同伴する Am、Cm、Np 等のマイナーアクチニド (MA) は Truex 法で分離し、硝酸 Am 及び Np は U・Pu・微量 FP 溶液と混合し、再処理製品とする。

この製品をゲル化、MOX 顆粒化、振動充填により燃料要素製造、FBR 燃料集合体組み立てを行い、FBR にリサイクルする。

##### (3) 先進乾式 FBR サイクルシステム

乾式サイクルシステムとしては、アルゴンヌ国立研究所 (ANL) で開発された金属燃料 (U・Pu・Zr 合金燃料) を対象とした熔融塩電解を用いる乾式システムと、ロシア連邦 RIAR 研究所で開発された酸化物燃料を高温化学法で処理する乾式システムが提案されているが、ここでは、酸化物 FBR を想定し、RIAR

法を検討する。

FBR 使用済み燃料は、解体、熱脱被覆後、アルカリ塩化物系熔融塩電解槽で U 及び Np 酸化物を溶解析出させ分離する。析出分離した電極を取り除き、熔融塩中に塩素及び酸素ガスを吹込み Pu 及び Am を沈殿させ分離する。熔融塩中に残存する U 等をしぼり電解で分離・回収し、熔融塩は燐酸ソーダ後リサイクルする。

分離された U 及び Pu の各製品流は、破碎、真空蒸留し酸化物粒子とし、分級後両者を混合、振動充填で燃料要素に加工、燃料集合体組み立てを行い、FBR にリサイクルする。

### 3) 核拡散抵抗性評価因子の考え方

#### (1) 本検討での核拡散の考え方

保障措置技術適用下で、核燃料物質プルトニウムを取扱う機微な施設内で又は施設外に持ち出し、金属プルトニウムの核爆弾製造を行うことを核拡散とする。

なお、核爆弾の特性は、核物質の純度に依存するが、商用原子炉から取り出される純度の原子炉級の核分裂性物質を対象とする。

#### (2) 核拡散抵抗性として考慮事項

##### ① 中間製品（核物質）の特性

- ・ 核物質へのアクセス及び核物質の取扱いの難易度（物理化学的性質、放射線防護及び放射能閉じ込め性）
- ・ 核物質管理の難易度（計量管理精度、保障措置性）
- ・ 核物質の魅力度（核的性質、純度、品位、有意量）

##### ② 核物質の移動

- ・ 核物質移動の難易度（物理化学的性質、放射線防護及び放射能閉じ込め性、移動設備、手段、核物質の取扱い性）
- ・ 移動の検知の難易度（手段と検知性）

##### ③ 処理プロセスの転用の困難さ（中間製品から Pu 単離、金属 Pu 製造）

- ・ 中間製品から金属製品化の所要追加プロセスとプロセス収率（必要な核物質量）
- ・ 所要追加プロセスと設備量（施設容積）
- ・ 施設改造、建設（資金、時間、労力、投資能力）
- ・ 中間製品から金属 Pu 製品を得るための時間（転用時間）

##### ④ 施設の透明性

- ・ 計量管理（保障措置管理）

- ・施設検認・検査性、監視性、モニタリング性（保障措置管理）
  - ・PA性（転用の意図無し、困難さ）
- ⑤その他
- ・転用隠蔽手段の技術的困難さ

## 第1章 各サイクル工程の核物質形態の洗出し及び各形態製品の特性検討

マイナー・アクチニド（以下MAと略称）リサイクルは、従来の核燃料サイクルのオプションではガラス固化体あるいは使用済燃料中に捨てられているMAを、核燃料中に入れて原子炉または加速器で燃焼処理するもので、このため再処理では従来の技術とは違ったアクチニドの分離技術が必要となり、また、燃料体の放射線が桁違いに強くなるため燃料加工も保守を含めて遠隔加工に適した技術が必要となる。

しかし、MAリサイクルには、下記のような大きなメリットが主張され、現在積極的な開発が進められている。

- ① 健康影響の大きいMAの燃焼により地球環境に対する環境負荷を低減する。
- ② 核燃料として使用しうるMA核種を利用してエネルギー資源の拡大を図る。
- ③ プルトニウム燃料にMAを混入することにより、プルトニウムの核拡散抵抗性を上げると共に、プルトニウムには劣るが核兵器の原料として使用可能性のあるMAを燃焼処理でき、全体としての核拡散抵抗性を高める。

### 1 検討の前提

検討に先立ち、評価対象サイクルオプションの選定と共に、評価の前提となる事項について予じめ、検討しておく必要がある。

#### 1.1 検討対象サイクルオプションの選定

本検討では、特に、FBRサイクルに焦点を当てて、湿式再処理に基づく現行及び先進リサイクル並びにMA回収リサイクル方式に加えて、乾式再処理によるオプションを比較対象とした。また、それらの工程の差をより精度を上げて評価するため、必要とする枢要施設それぞれの具体的な製品や中間製品の核拡散リスクをより精度を上げて調査して、全体としてのサイクルオプションの核拡散抵抗性をより定量的に評価することとした。

この前提で評価対象のオプションを、下記の4システムとした。

- [1] 現行湿式FBRサイクルシステム
- [2] 先進湿式FBRサイクルシステム
- [3] 先進MA回収湿式FBRサイクルシステム
- [4] 先進乾式FBRサイクルシステム

ここで、[2]の先進湿式FBRサイクルシステムは現在開発中であるが、技術の進歩により、ウランの塩析を併用して溶媒抽出サイクル数を3回から1回に減少した点が、[1]の現行湿式FBRサイクルシステムとは異なっている。

また、[3]及び[4]は双方ともMAリサイクルを含んでいるが、[3]は、[2]の湿式システムにMA回収の工程を加えたシステムであり、[4]は、乾式の熔融塩電解再処理工程を基礎とする方法である。[1]の現行の方法を除き、何れも燃料加工法として振動充填を採用しているのは特筆すべきであろう。

MA含有燃料の形態は現在二つの形が考えられている。すなわち、リサイクルするMAを全てプルトニウムやウランと共に混合して燃料とする「均質燃料」と、一部の燃料のみをMA単味の燃料またはMAと混合したMOX燃料とする「非均質燃料」とする2種類がある。これらのどちらが採用されるかは、再処理工程や、燃料加工工程への馴染み易さもあるが、高速炉の燃料管理にも大きく影響し、後者はMAの消滅処理用のニュアンスが濃くなる。

## 1.2 MA含有燃料の形態

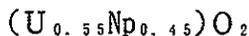
現行FBRサイクルでは、燃料は炉心はMOX燃料、ブランケットは酸化ウラン燃料であるが、先進リサイクル路線では、再処理製品に放射線強度の高いMAや一部のFPが混入するため、炉心燃料の完全遠隔化が必要となる。二酸化ウランのブランケット加工も、回収ウランを用いる場合は、被ばく防止設備が必要となる。しかし、現在大量の在庫があるウラン濃縮の廃品である劣化ウランを用いるのであれば、通常のウラン加工施設で加工が可能である。

マイナー・アクチニドを含む燃料では、均質燃料と非均質燃料とが考えられており、前者の典型的な例はMOX燃料に自前で発生した1-2%のマイナー・アクチニドを均一に添加した



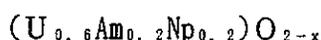
のような組成の燃料である。

一方、非均質燃料はより多くのMAを含んだ燃料で、例えば、Np-237の場合は、



のような組成のものとして利用するものである。上記のU-Np系は化学的に安定であるが、Amの場合は酸素ポテンシャルが高く熱伝導率も低いのでウランとの2元系燃料は炉内挙動が不適切になる。

しかし、NpをAmと共にウランと混ぜた



は欧州で照射試験の結果、標準的なMOXと同様な照射挙動を実証している。

## 1.3 アクチニド核種金属の臨界量

MAの核兵器原料としての利用可能性が議論されているが、文献により調査したアクチニド核種金属の臨界量を表1.1に示すように、プルトニウム金属より臨界量が小さいと思われるMAは Cm-244 と Am-242mのみである。前者は自発核分裂が大きくまた、後者は生成量が少ない。Np-237は生成量が多く、臨界量も小さく自発中性子は非常に少なく、ウラン並の容易さで取扱が可能であり、単離した状態の核物質が利用可能であれば、転用は論理的には可能である。

しかし、表1.1でわかるように、臨界量一つとってもU-235やPu-239のように文献値が収斂しておらず、臨界量のみならず高速中性子にかかわる大幅な核物理定数の測定が必要となる。MAを混入したプルトニウムを核兵器原料として利用する場合は、当然のことながら、その金属混合物の物性や核物理定数を知る必要がある。現在、単体の物性や炉物理定数すら精度が悪くて不明瞭な点が多く、まして、合金や混合物になると殆ど測定または計算されていないと思われる。また歴史的にも、核不核散の観点からは、MAに比べプルトニウムが注目されてきた。

したがって、今年度は、先進FBRサイクルを含めた4つのシステムからプルトニウム金属を製造することを想定した場合の核拡散抵抗性を検討することとする。

## 参考文献

- 1) "International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategy, Adjusting to New Realities", Vienna, June 3-6, 1997, Key Issue Paper No.1-4, p.1-235.
- 2) L. Koch, J.P. Glatz, G. Nicolaou; Demonstration of a closed P & T Cycle, Proceedings of International Conference on Future Nuclear Systems, "Global'97", Oct.5-10, 1997, Yokohama, p.320-5.
- 3) R.M. Westfall; Critical Masses for the Even-Neutron-Numbered Transuranium Actinides, Nucl. Sci. Eng., 79, p.237(1981) (A-15)
- 4) H.W. Clark; Subcritical Limits for Special Fissile Actinides, Nucl. Tech., 48, p.164(1980) (A-14)
- 5) C.C. Byers, et al; Reactivity Coefficients of Heavy Isotopes in LASL's Fast Critical Assemblies, Trans. Am. Nucl. Soc., 28, p.295(1978) (A-13)
- 7) E. A. Hakkila et al; Reassessment of Safeguards Parameters, 35th Ann. Meeting Proc. of the Inst. of Nucl. Mater. Management, p.138(1994)
- 8) J. Swahn; The long-term nuclear explosives predicament, Inst. Physical Resource Theory, Goeteborg (1992).
- 9) M. Benedict et al; "Nuclear Chemical Engineering" 2nd Ed., McGraw-Hill(1981)
- 11) R. T. Perry, W. B. Wilson; "Neutron Production from ( $\alpha, n$ ) Reactions and Spontaneous Fission in  $\text{ThO}_2$ ,  $\text{UO}_2$ , and (U, Pu)  $\text{O}_2$  Fuels," Los Alamos National Lab. Report, LA-8869-MS (June 1981)
- 12) D. L. Johnson; Evaluation of Neutron Yields from Spontaneous Fission of Transuranic Isotopes, Transactions of the American Nuclear Soc., 22, p.673 (1975)
- 13) P. Fieldhouse et al; The Spontaneous Fission Half-Life of  $^{240}\text{Pu}$ , Journal of Nuclear Energy 21, p.749 (1967).

表 1.1 アクチニド核種金属の臨界量推定値

核種	臨界量* <sup>1</sup>	半減期 (y)* <sup>2</sup>	生成量 (kg/GWe・y) 9)	無反射 (kg)		鉄反射(kg)	自発核分裂 (n/g・s)* <sup>3</sup> 11)12)13)
	文献			7)/8)	3)/4)/5)/2)	3)/4)/5)/2)	
U-233		1.59E5		16.1/-	-/-/-/-	-/-/-/-	8.6 E-4
U-234		2.45E5	3.14	-/-	-/-/-/-	-/-/-/-	5.02E-3
U-235		7.04E8	2.15E2	47.9/49	-/-/-/-	-/-/-/-	2.99E-4
U-236		2.34E7	1.14E2	-/-	-/-/-/-	-/-/-/-	5.49E-3
U-238		4.47E9	2.57E4	-/-	-/-/-/-	-/-/-/-	1.36E-2
Np-237		2.14E6	2.04E1	-/-	56/60/88/-	33/38/55/55	1.14E-4
Pu-238		87.74	5.99	10.2/9	7.1/7.5/12/-	4.2/4.4/6.9/-	2.59E3
Pu-239		2.41E4	1.44E2	10.4/10	-/-/-/-	-/-/-/7	2.18E-2
Pu-240		6.56E3	5.91E1	36.9/40	33/41/-/-	19/25/-/35	1.02E3 **
Pu-241		14.35	2.77E1	12.8/12	-/-/-/-	-/-/-/-	4.94E-2 *
Pu-242		3.76E5	9.65	79.6/90	82/-/90/-	47/-/56/-	1.72E3
Am-241		433.6	1.32	-/114	98/-/58/-	60/-/34/34	1.18
Am-242m		152	1.19E-2	-/-	-/-/-/-	-/-/-/3.8	1.35E2
Am-243		7.38E3	2.48	-/-	153/54/-/-	96/36/-/36	3.93
Cm-243		28.5	1.96E-3				1.22E3 *
Cm-244		18.1	9.11E-1	-/-	13.5/9/-/-	7.6/5.4/-/5.4	1.08E7
Cm-245		8.48E3	5.54E-2				3.87E1 *

\*<sup>1</sup> 臨界量は主として下記文献<sup>a)</sup>の付録と文献<sup>7) 8)</sup>からまとめた。

\*<sup>2</sup> 半減期は [CRC Handbook of Chemistry & Physics, 1995]

\*<sup>3</sup> SF:自然核分裂、数値は、文献 [無印 11), \*12), \*\*13)]

a) Standard Committee of Amer.Nucl.Soc.; American National Standard for Nuclear Criticality Control of Special Actinide Elements, ANSI/ANS-8.15-1981.

## 2. 各FBRサイクルの工程概要

FBRサイクルを考える場合に、現行サイクルであろうと、先進サイクルであろうと、ブランケット燃料集合体は、燃料取り出し時まで生成したプルトニウムのPu-239含量が極めて高く、通常、 $Pu_{fiss}$  が94.0%程度あるとされている兵器級プルトニウムよりも高い、98%と言われていることに留意すべきである。したがって、炉サイトでも厳重な管理が必要であるが、再処理を炉心燃料と一緒にして処理する等によって、ブランケット燃料からの純度の高いプルトニウムの直接抽出を避けることは可能である。

比較に際してプラント規模は、50 tHM/yで、200日操業で50 kgHM/日相当の施設を比較評価することにした。

### 2.1 現行FBRサイクルシステム

現行FBRサイクルシステムといっても、実験的なものを除けば、現在、FBRサイクルシステムを施設として実現している再処理工場はなく、過去に、フランスで軽水炉燃料再処理施設に燃料前処理施設（ヘッドエンド）を付加して相当量の再処理を実施した例があるのみである。従って、現行の軽水炉使用済燃料再処理工場に、FBRの炉心燃料とブランケット燃料をせん断溶解した後の溶解液を混合してピューレックス法により分離処理を行う方法をモデルに想定して検討した。この場合の工程の概要を図1.1に示した。後述の先進FBRサイクルと比較すると、共除せん工程、ウランとプルトニウムの分離、及びそれぞれの精製処理工程からなる3サイクルの抽出工程があり、FPに対して高いDFとしている点が異なっている。

この現行サイクルを、再処理及びMOX燃料加工の工程まで立ち入って、工程中の中間製品や製品の核種量や放射能量と共に、表1.2に示した。これらの数値は、一部主要な例しか公表されていない。従って、表1.2の各MA核種や全FPの MATERIAL・バランスを算出するため、東海再処理工場の実績を参考に、再処理工程で下記のようなDFを仮定して評価した。

核種	U	Pu	Np	Am	Cm	全FP
DF Pu系	2E+3	—	3E+0	3E+7	3E+7	1E+7
DF U系	—	1E-7	5E+1	3E+7	3E+7	1E+7

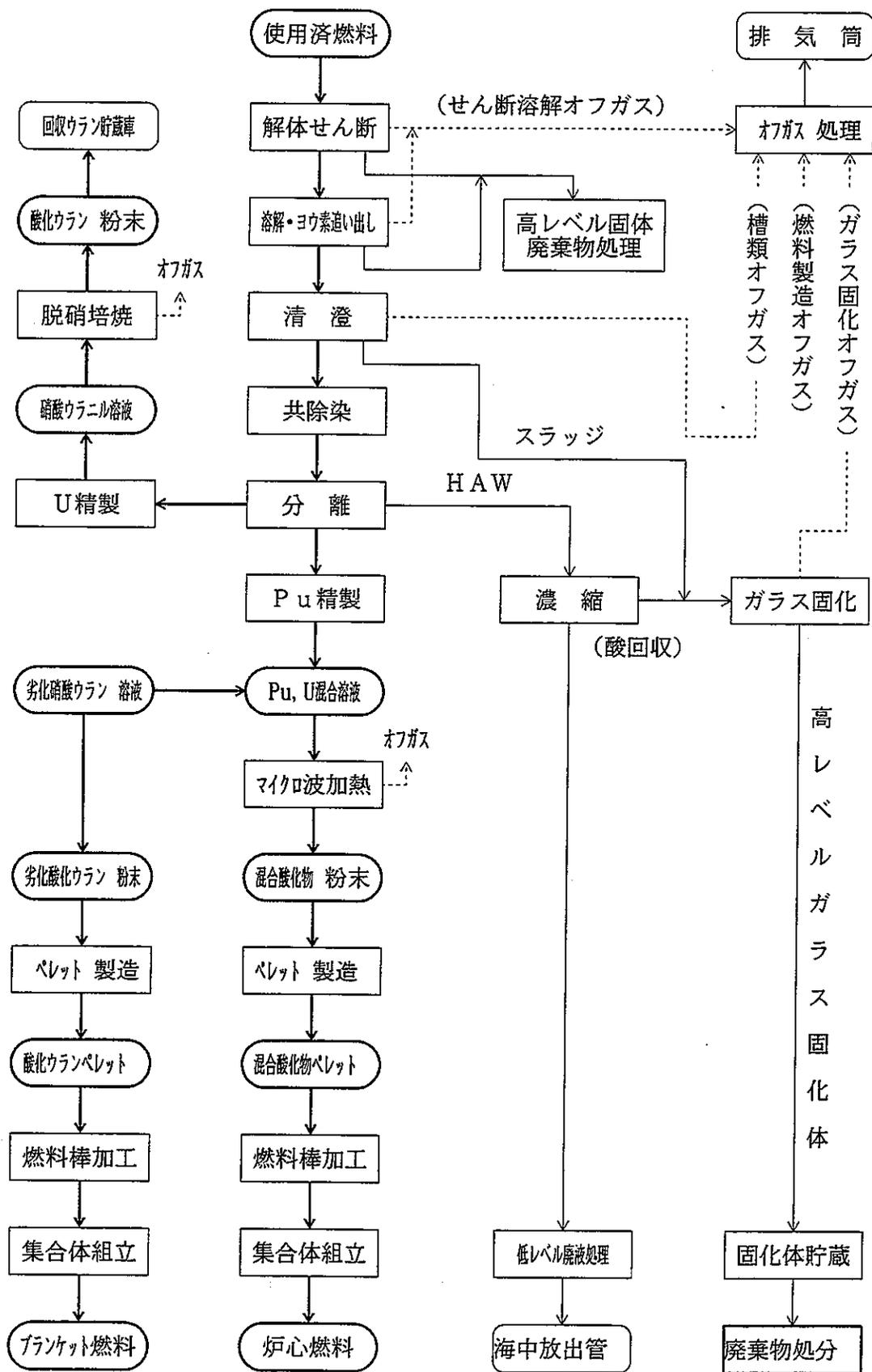


図1.1 現行湿式FBRサイクルの工程

太線矢印は核物質の流れ、実線矢印は固体または液体の廃棄物の流れ、点線は気体の流れを示す。また、核物質を含む物質を太線かまぼこ型で示した。

表 1.2 現行湿式FBRサイクル再処理及びMOX加工の各工程製品の核種

施設	工程	製品名 廃棄物	状態	物質流量	製品中核種量 (kg/d)						放射能量 (Bq/d)			
					U	Pu	Np	Am	Cm	FP総量	U	Pu	MA	FP
再 処 理 施 設	解体 ・ せん断	<u>使用済燃料</u> 濃度(g/kg) ラッパ管	S	247kg/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.9E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		822	107	0.29	3.49	0.35	-	-	-	-	
	溶解 元素 追出	<u>溶解液</u> 濃度(g/l) ハル等	L	430 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.6E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		470	61.2	0.16	2.0	0.20	3.4E-1	4.8E+08	1.9E+13	1.4E+12	2.0E+14
	清澄	<u>清澄液</u> 濃度(g/l) スラッジ	L	450 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.4E-1	8.5E-2	1.3E+1	1.0E+11	4.1E+15	3.4E+14	1.1E+16
			S		440	57.3	0.16	1.9	0.19	2.9E+0	2.1E+09	8.5E+13	7.0E+12	1.5E+15
	分 離 精 製	<u>硝酸Pu溶液</u>	L		1.0E-1	2.6E+1	2.3E-2	2.9E-8	2.9E-9	1.9E-6	5.0E+07	4.1E+15	8.3E+11	1.1E+9
			L		2.0E+2	2.6E-6	1.4E-3	2.9E-8	2.9E-9	1.9E-6	1.0E+11	4.1E+08	5.0E+10	1.1E+9
		<u>硝酸U溶液</u>	L		7.7E+1	2.6E+1	2.4E-2	4.0E-8	4.1E-9	2.7E-6	4.0E+10	4.1E+15	8.5E+11	1.5E+9
	転 換 燃 料 加 工 施 設	燃料	<u>U, Pu濃縮液</u> 濃度(g/l) 炉心燃料	L	352 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.4E-2	4.0E-8	4.1E-9	2.7E-6	4.0E+10	4.1E+15	8.5E+11
S				219		73.9	0.07	0	0	2.7E-6	4.0E+10	4.1E+15	8.5E+11	1.5E+9
加工		<u>転換ウラン</u> 濃度(g/kg) プランケット燃料	L	146 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.4E-2	4.0E-8	4.1E-9	2.7E-6	4.0E+10	4.1E+15	8.5E+11	1.5E+9
			S		730	244	0.02	0	0	1.1E-6	6.0E+10	2.5E+08	6.0E+09	6.6E+8
廃 棄 物	HAW濃縮液 濃度(g/l) 低レベル廃液	L	130 l/d	1.2E+2	1.6E-6	1.4E-3	2.9E-8	2.9E-9	1.1E-6	6.0E+10	2.5E+08	6.0E+09	6.6E+8	
		S		822	0	0.02	0	0	1.1E-6	6.0E+10	2.5E+08	6.0E+09	6.6E+8	
					1.2E+2	1.6E-6	1.4E-3	2.9E-8	2.9E-9	1.1E-6	6.0E+10	2.5E+08	6.0E+09	6.6E+8
					827	0	0.02	0	0	1.1E-6	6.0E+10	2.5E+08	6.0E+09	6.6E+8
					7.9E-1	2.0E-2	1.8E-2	7.4E-2	5.4E-4	1.6E+1	4.1E+08	3.2E+12	3.4E+14	1.2E+16
					6.1	0.15	0.14	0.6	0.004					

核物質を相当量含む製品及び中間産物は下線を引いている。

状態の欄のS及びLは、それぞれ 固体及び液体を示す。(以下同様)

HAWのデータは核燃料サイクル開発機構の地層処分研究開発第2次取りまとめ第2ドラフト表5.4.3-4より換算(1999)。

## 2.2 先進湿式FBRサイクルシステム

従来の再処理では、共除染で1段、プルトニウム及びウランで各2段の精製工程を経てきわめて高純度の核物質を得ているが、高速炉でこれらを利用する場合、炉内の中性子エネルギーが高く中性子吸収が少ないため、不純物濃度の許容限界は非常に大きくできる。従って、FBRサイクルでは、精製工程はその後の取り扱いの問題が無ければ、省略しても炉内の燃料管理上の問題はない。

この先進湿式FBRサイクルシステム〔2〕は、この考えにたって現行サイクルと比較するとかなり合理化されており、再処理工程では、現在の共除染、ウラン、プルトニウム分離、ウラン及びプルトニウムの精製と3サイクルある分離精製溶媒抽出工程が、共除染のみの1サイクルに短縮して、溶媒抽出を共除染のみとしたサイクルとしている。また、燃料加工工程では、遠隔操作化を容易にするために、振動充填を採用したものである。炉心燃料の振動充填粒子の製造法としては現在開発が続けられている「ゾル・ゲル法」を採用しているが、ブランケット燃料では、乾式で顆粒を作り同じく振動充填することが考えられている。図1.2に工程の概要を示した。

先進湿式FBRサイクルシステムの再処理及びMOX燃料加工の工程の中間製品の核種含有量及び放射エネルギーをまとめて、表1.3に示した。

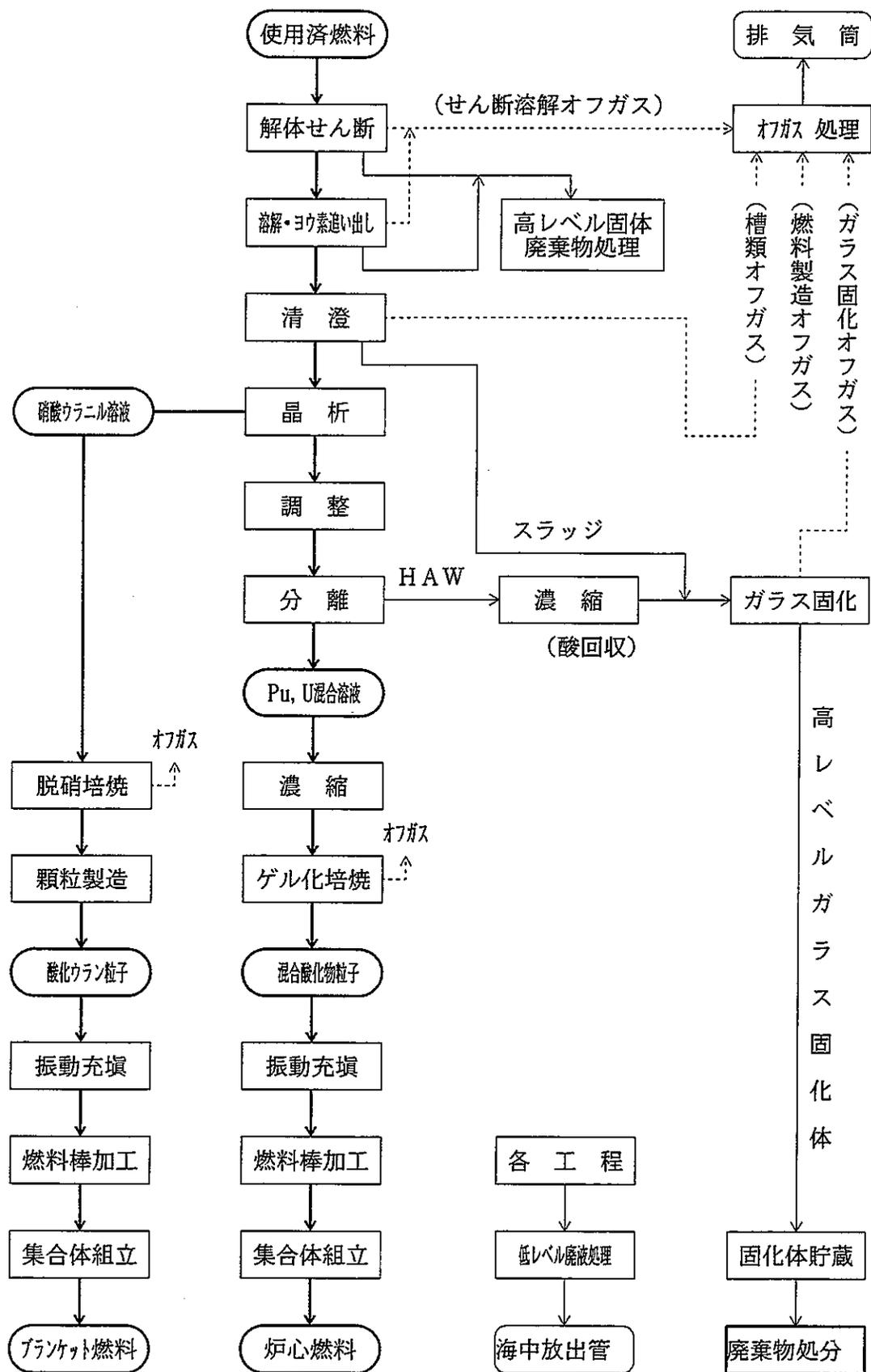


図1.2 先進湿式FBRサイクルの工程

太線矢印は核物質の流れ、実線矢印は固体または液体の廃棄物の流れ、点線は気体の流れを示す。また、核物質を含む物質を太線かまぼこ型で示した。

表 1.3 先進湿式FBRサイクル再処理及びMOX加工の各工程製品の核種

施設	工程	製品名 廃棄物	状態	物質流量	製品中核種量 (kg/d)						放射エネルギー (Bq/d)			
					U	Pu	Np	Am	Cm	FP総量	U	Pu	MA	FP
再 処 理 施 設	解体 ・ せん断	使用済燃料 濃度(g/kg) ラッパ管	S	247kg/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.9E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		822	107	0.29	3.49	0.35	-	-	-	-	
	溶解 元素 追出	溶解液 濃度(g/l) ハル等	L	430 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.6E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		470	61.2	0.16	2.0	0.20	3.4E-1	4.8E+08	1.9E+13	1.4E+12	2.0E+14
	清澄	清澄液 濃度(g/l) スラッジ	L	450 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.4E-1	8.5E-2	1.3E+1	1.0E+11	4.1E+15	3.4E+14	1.1E+16
			S		440	57.3	0.16	1.9	0.19	2.9E+0	2.1E+09	8.5E+13	7.0E+12	1.5E+15
	晶析	母液 濃度(g/l) UNH結晶 濃度(g/kg)	L	452 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	8.4E-2	1.3E+1	4.0E+10	4.1E+15	3.4E+14	1.1E+16
			S		171	57.0	0.06	1.8	0.19	7.9E-2	6.3E+10	9.4E+12	3.6E+12	5.6E+13
	調整 分離 濃縮	抽出液 濃度(g/l) HAW	L	1560kg/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	0.0E+0	0.0E+0	1.2E-1	4.0E+10	4.1E+15	9.6E+11	1.1E+13
			L		49.3	16.5	0.02	0	0	1.3E+1	1.6E+08	2.9E+12	3.3E+14	1.1E+16
燃料 加工 施設	原料	製品濃縮液 濃度(g/l)	L	352 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	0.0E+0	0.0E+0	1.2E-1	4.0E+10	4.1E+15	9.6E+11	1.1E+13
	燃料	炉心燃料 濃度(g/kg)	S	105kg/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	0.0E+0	0.0E+0	4.9E-2	4.0E+10	4.1E+15	9.6E+11	3.8E+10
	加工	プランケット燃料 濃度(g/kg)	S	146kg/d	1.2E+2	5.9E-2	4.3E-2	5.1E-3	5.2E-4	4.8E-2	6.3E+10	9.4E+12	1.5E+12	3.5E+13
廃 棄 物	HAW濃縮液 含スラッジ及び燃料製造分(g/l) 低レベル廃液	L	37 l/d	4.8E+0	6.8E-1	1.8E-3	8.5E-1	8.6E-2	1.6E+1	2.5E+09	1.1E+14	3.4E+14	1.2E+16	
		L		130	18	0.05	23	2.3	1.6E-4	2.9E+04	1.5E+09	3.4E+09	4.7E+12	

核物質を相当量含む製品及び中間産物は下線を引いている。  
状態の欄のS及びLは、それぞれ 固体及び液体を示す。

### 2.3 先進MA回収湿式FBRサイクルシステム

先進MA回収湿式FBRサイクルシステム〔3〕では、上記2.2の先進湿式FBRサイクル〔2〕に加えて、アメリシウム、ネプツニウム、及びできればキュリウムも加えたMAをリサイクルして燃焼すると共に、廃棄物中の有害核種を大幅に減少させて環境負荷を和らげることを目的としている。

しかし、先進湿式再処理で採用した1サイクルの溶媒抽出で望んだMAを全てプルトニウム及びウラン側に入れることは不可能であり、廃液側からMAを回収する工程が必要になってくる。このため、共除染にはTBPを溶媒とするPUREXを用いるが、MA回収のためにTRPO、CMPO、DIDPA等の溶媒が用いられる。製品は現行の再処理製品と違ってガンマ線が強く遮蔽なしでは取り扱いえないことになる。

従って、その後の工程である燃料加工もより完全な遠隔操作が必要となり、従来のペレット法と比較して遠隔操作の容易な振動充填に切り換える方向で開発が進められている。燃料加工の遠隔操作化は比較的容易であるが、設備の保守時の遮蔽が問題であり、その意味では、通常「非均質燃料」の採用の方が、加工処理が工程機器の遮蔽を一部分に止める意味で合理的であるとされてきた。しかし、先進リサイクルによる再処理の後工程では、通常のMOX燃料でも遮蔽付きセルによる燃料加工が必須となり、「非均質燃料」のメリットは薄くなる。

表1.4にオプション〔3〕の各ステップの特徴を示した。また、図1.3に概略のフローを示した。この工程は、現在まだ開発中で固定されたとは言いがたいが、図1.3に図示したのは図1.2の先進湿式FBRサイクル〔2〕の次の段階に考えられているもので、ネプツニウムとアメリシウムをリサイクルする工程が付加されている。現在HLW廃液中にあるアメリシウムとネプツニウムを取り出してリサイクルすることが考えられており、キュリウムは当面貯蔵される工程を想定している。

ピューレックスの廃液側から、MAを単離して取り出すためには、TRPOやDIDPAなどの別の溶媒が必要になってくる。ここでは、アクチニド全体にわたってDFの高いCMPOを溶媒として利用するTRUEX法を採用した。これらの追加工程もセル内に設置されるので、半製品の貯蔵に問題がなければ核物質防護上の核拡散抵抗性には影響しない。MAが保障措置の対象核燃料物質となると、別に分析・測定をする必要性を生じる可能性を生じる。これはコスト増や工程の複雑さに寄与することになるので、むしろ、十分な検討によりこれらが核拡散には殆ど寄与しないものであることを実証する必要がある。

一方、燃料加工時の核物質から放出される放射線は飛躍的に増大するので、グローブボックス操作による加工は無理で、完全遠隔操作と遠隔保守が要求されるため、セル構造に

なってくる。このため、ペレット製造のようなやや自動化の困難な方法の代わりに、振動充填が工程として採用されているが、セル構造は人間のアクセスを困難にして核拡散抵抗を大きくする利点がある。

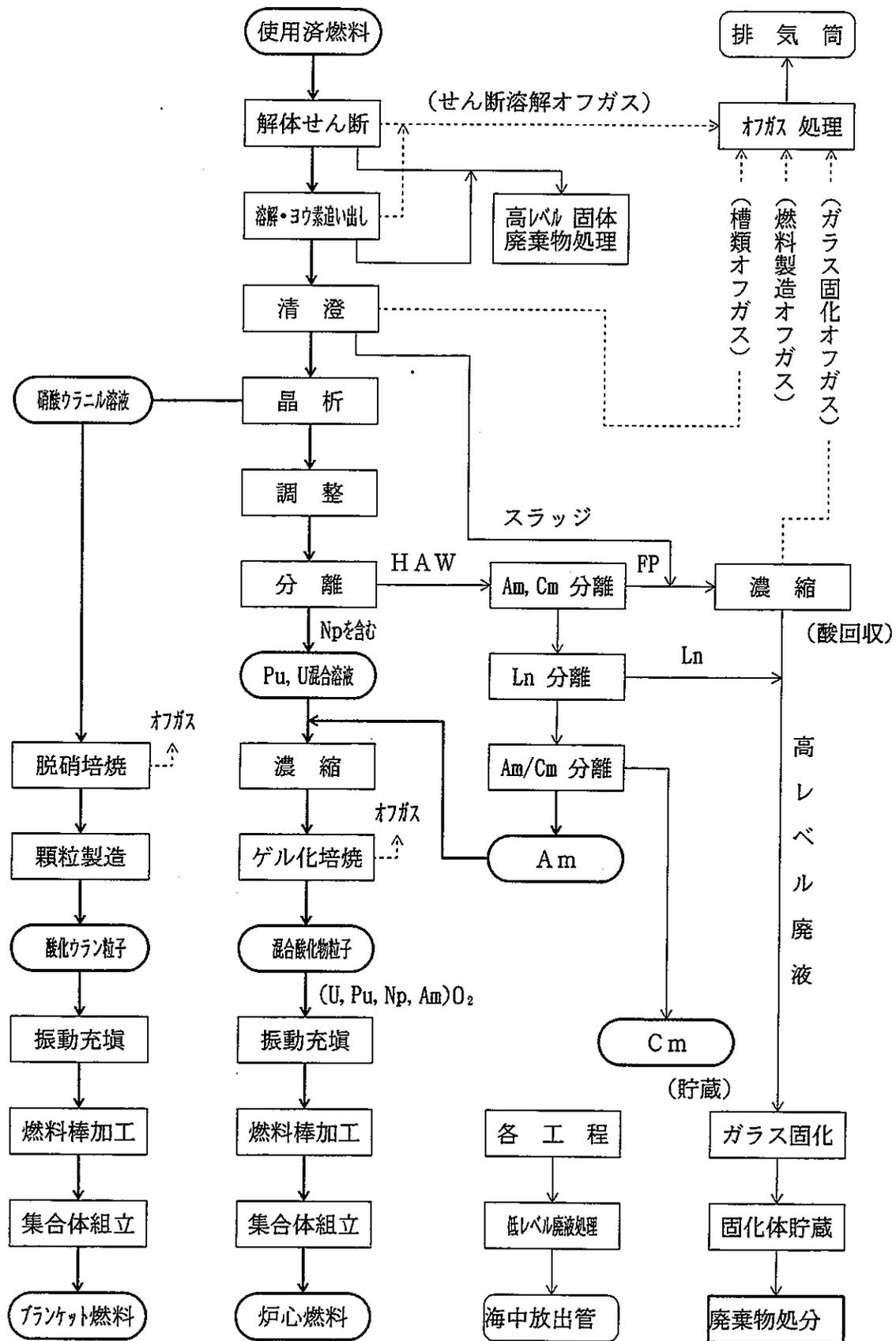


図1.3 先進MA回収湿式FBRサイクルの工程

表 1. 4 先進MA回収湿式FBRサイクル再処理及びMOX加工の各工程製品の核種

施設	工程	製品名 廃棄物	状態	物質流量	製品中核種量 (kg/d)						放射能量 (Bq/d)			
					U	Pu	Np	Am	Cm	FP総量	U	Pu	MA	FP
再 処 理 施 設	解体 ・ 切断	使用済燃料 濃度(g/kg) ラップ管	S	247kg/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.9E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		822	107	0.29	3.49	0.35	-	-	-	-	
	溶解 元素 追出	溶解液 濃度(g/l) ハル等	L	430 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	1.6E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.2E+16
			S		470	61.2	0.16	2.0	0.20	3.4E-1	4.8E+08	1.9E+13	1.4E+12	2.0E+14
	清澄	清澄液 濃度(g/l) スラッジ	L	450 l/d	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.4E-1	8.5E-2	1.3E+1	1.0E+11	4.1E+15	3.4E+14	1.1E+16
			S		440	57.3	0.16	1.9	0.19	2.9E+0	2.1E+09	8.5E+13	7.0E+12	1.5E+15
	晶析	母液 濃度(g/l) UNH結晶 濃度(g/kg)	L	450 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	8.4E-2	1.3E+1	4.0E+10	4.1E+15	3.4E+14	1.1E+16
			S		171	57.0	0.06	1.8	0.19	7.9E-2	6.3E+10	9.4E+12	3.6E+12	5.6E+13
	調整 分離 濃縮	抽出液 濃度(g/l) HAW	L	1560 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	0.0E+0	1.2E-1	4.0E+10	4.1E+15	7.8E+13	1.1E+13
			L		49.5	16.5	0.02	0.53	0	1.3E+1	1.6E+08	2.9E+12	3.3E+14	1.1E+16
燃料 加工 施設	原料	製品濃縮液 濃度(g/l)	L	352 l/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	0.0E+0	1.2E-1	4.0E+10	4.1E+15	7.8E+13	1.1E+13
	燃料	炉心燃料 濃度(g/kg)	S	1053kg/d	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	5.8E-4?	0.0E+0	4.9E-2	4.0E+10	4.1E+15	1.0E+12	5.5E+6
	加工	ブランク燃料 濃度(g/kg)	S	1460kg/d	733	244	0.3	0.006?	0	4.8E-2	6.3E+10	9.4E+12	1.5E+12	3.5E+13
廃 棄 物	HAW濃縮液 含スラッジ及び燃料製粉(g/l) 低レベル廃液	L	37 l/d	7.0E-5	1.5E-5	4.1E-8	8.4E-5	8.4E-6	1.3E+1	3.6E+04	2.4E+09	3.4E+10	1.1E+16	
		L		0.002	0.0004	0	0.002	0.0002	1.3E-4	4.0E+03	4.1E+08	8.1E+06	4.2E+12	

核物質を相当量含む製品及び中間産物は下線を引いている。

状態の欄のS及びLは、それぞれ 固体及び液体を示す。

炉心燃料中の Am は著しく小さいが、原データの転記ミスで製品濃縮液と同等であれば、濃度も 7.9 g/kg となる。

## 2.4 先進乾式FBRサイクルシステム

FBR燃料を対象とする乾式法としては、米国のアルゴンヌ・ウエスト国立研究所（アイダホ・ホール）で長年EBR-2の運転と共に実証試験的に行われた金属燃料の塩化カドミウム溶融塩を用いた電解精製による再処理及び核燃料の射出成形による燃料加工を特徴とする方法と、ロシアのデミトロフグラードのロシア原子炉研究所（RIAR）で開発されてきたアルカリ塩化物系溶融塩電解技術による再処理と粉碎、篩分け処理による顆粒を用いた振動充填燃料で代表される方法がある。

我が国においても、前者は電力中央研究所が長年にわたり米国との共同研究により研究開発を行ってきたものであり、また、後者も解体核兵器からのプルトニウム的高速炉燃焼のために利用する目的で、日ロの国際協力の基に、電力中央研究所や核燃料サイクル開発機構が組んで開発を進めている。ここでは、従来からの延長としてMOX燃料をリサイクルできる後者のロシア方式の方法を候補に、先進乾式リサイクルの核拡散抵抗性を検討することにする。

オプション〔4〕の工程の概要は図1.4に示すように、加熱して被覆を脱離した後、溶解析出、 $\text{PuO}_2$ 沈殿、しぼり電解の3段階の溶融塩電解によってプルトニウム、ウラン、MAを固体として抽出する。3段階のしぼり電解は我が国独自のものである。

表1.5には、オプション〔4〕の各ステップの特徴を示した。

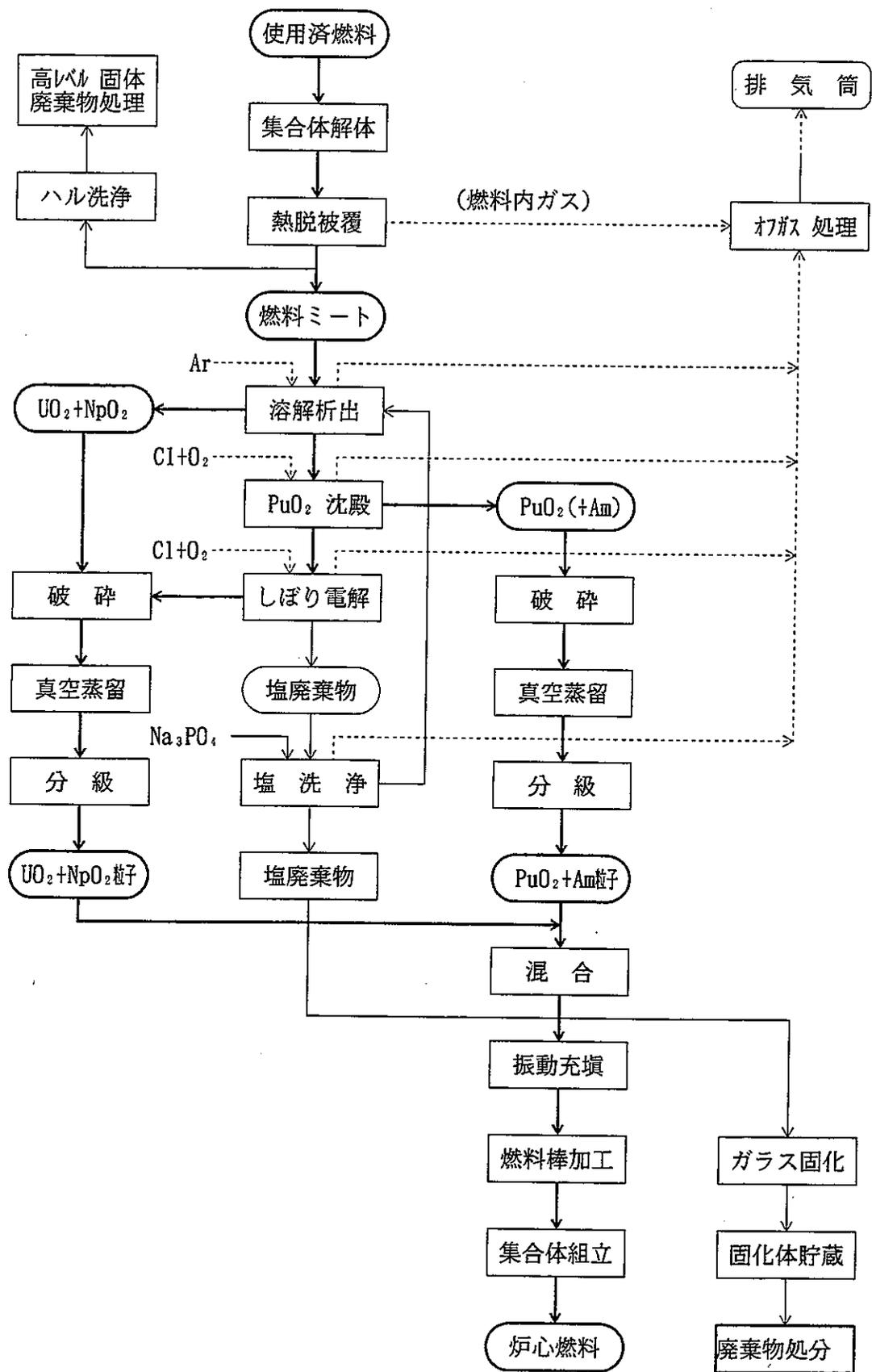


図1.4 先進乾式FBRサイクルの工程

表 1.5 先進乾式FBRサイクル再処理及びMOX加工の各工程製品の核種

施設	工程	製品名 廃棄物	状態	物質流量	製品中核種量 (kg/d)						放射能量 (Bq/d)			
					U	Pu	Np	Am	Cm	FP総量	U	Pu	MA	FP
再 処 理 施 設	解体	使用済燃料 濃度(g/kg) ラッパ管等	S	249kg/d	2.0E+2	2.6E+1	8.0E-2	8.6E-1	9.0E-2	1.9E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	1.3E+16
			S		814	106	0.32	3.5	0.36					
	脱 被覆	燃料ミート 濃度(g/kg) ハル廃棄物	S	244kg/d	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.6E-1	9.0E-2	1.6E+1	1.1E+11	4.2E+15	3.5E+14	7.2E+15
			S		2.0E-1	3.0E-2	-	-	-					
	陽極 溶解 析出	UO <sub>2</sub> 析出物 濃度(g/kg) 廃棄物	S	200kg/d	2.0E+2	1.3E-1	7.0E-2	-	-	1.3E+1	1.0E+11	2.1E+13	4.7E+12	4.1E+14
			S		966	0.65	0.035	-	-					
PuO <sub>2</sub> 沈殿 しぼり 電解	PuO <sub>2</sub> 沈殿 濃度(g/kg) 溶融塩 ↓ 陽極溶解へリサイクル 濃度(g/kg)	S	29kg/d	4.9E-1	2.6E+1	-	5.6E-1	-	1.3E+1	2.6E+08	4.2E+15	5.2E+13	7.7E+14	
		S		17	919	-	19.6	-						
		S		14kg/d	6.5E+0	7.0E-2	-	3.0E-1						9.0E-2
燃料 加工	燃料 加工	炉心燃料 濃度(g/kg) ブランケット燃料 濃度(g/kg)	S	113kg/d	8.3E+1	2.6E+1	3.3E-2*	8.5E-1*	8.3E-2	1.2E-1	4.4E+10	4.2E+15	3.3E+14	1.0E+15
			S		732	232	0.29	7.5	0.73					
高低 廃棄 物	ハル廃棄物 濃度(g/kg) 塩廃棄物 <sup>2*</sup>		S	390kg/d	1.2E+2	8.0E-2	4.2E-2*	-	-	4.9E-2	6.2E+10	1.3E+13	2.8E+12	2.5E+14
			S		980	0.65	0.34	7.0	0.68					
			S		2.0E-1	3.0E-2	-	-	-	2.1E-1	1.1E+08	4.3E+12	3.5E+11	7.1E+12
			S		0.51	0.08	-	-	-					
			S		1.0E-2	7.0E-5*	-	2.9E-4*	4.4E-3	1.1E+1				

核物質を相当量含む製品及び中間産物は下線を引いている。

\* マス分布（又は精度を上げる目的で放射能データ）から換算して求めた。

<sup>2\*</sup> 大部分はリン酸塩として回収され、そのままリン酸がガラス固化体として処理される。

### 3. 各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の特性

上記の2節で述べた各FBRサイクルシステムの概要の中で、特に表1.2～1.5までのデータをそれぞれの中間産品及び製品（以下製品等と言う）別に列挙して表1.6に示した。そのままの数値では、比較が困難なので、最初に特殊核分裂性物質の量及び放射線強度をランク別に区分することとした。

#### 3.1 特殊核分裂性物質質量及び放射線強度の区分

##### (1) 特殊核分裂性物質質量 (kg)

特殊核分裂性物質は、臨界量と存在量から前述のようにプルトニウムが中心になるのでプルトニウム量を基準に、T、I、II、III、IVの5段階に分けた。すなわち、有意量以上の量をTとし、それ以下のI、II、IIIは核物質防護区分にのっとり、IVはIIIに満たない量のものとした。すなわち、プルトニウム量として、

T	I	II	III	IV
$Pu \geq 8E+0$	$8E+0 \geq Pu \geq 2E+0$	$2E+0 > Pu > 5E-1$	$5E-1 \geq Pu > 1.5E-2$	$Pu \leq 1.5E-2$

##### (2) 放射線強度の区分 (Bq/日)

放射線区分ではA、B、C、Dの4区分としたが、現在のオプションは全て、年間50tの設定で、日量は表で明らかなように、250 kg/dという取り扱い量になっている。従って例えば、仮に最低区分としてバックエンド対策専門部会のTRU廃棄物の浅地中処分又は50-100m深さの地下処分ができる基準の答申の値  $\leq 1 \text{ GBq/t}$ をとれば、250 kg/dあたりでは、 $0.25 \text{ GBq} = 2.5E+8$ となる。これを最低量のD値の基準とし、以下、実際の推定値を参考に下記のような区分を作った。

A	B	C	D
$MA+FP \geq B+16$	$B+16 > MA+FP \geq 2.5E+13$	$2.5E+13 > MA+FP \geq 2.5E+8$	$MA+FP < 2.5E+8$

実際には、MAとFP合わせて  $10^9 \text{ Bq/d}$  を下回る物質は低レベル廃棄物でも存在せず、Dに該当する中間産品はなかった。

なお、本来、製品等の放射線強度で検討すべきであるが、ここでは、放射線量で扱っている。

#### 3.2 その他の性質による区分

その他の化学的性質として核物質の純度が考えられるが、これらは上記の核物質量のデータから評価可能である。

##### (1) 核物質の純度 (Pu/U比)

核物質の純度は、プルトニウム濃度と同様に化学的性質の一部である。最初にウランの場合、FBR系では濃縮ウランが用いられず、魅力度が低いため評価しないこととした。従って、Puのみ評価することになるが、プルトニウムの純度の高いものから低いものまで、1～5の順で5段階評価することとした。純度は不純物に関連するが、放射性不純物であるFPは放射エネルギーで考慮されており、また、Pu濃度も関連するので、振り分けは検討する必要がある。また、酸などの陰イオンは、処理にはあまり影響しないので、ここではウランの混入に留意した評価を行い、Pu/U比を基にランクを決めた。

	1	2	3	4	5
Pu/U 比	>10E+1	10E-1～10E+1	10E-3～10E-1	10E-5～10E-3	<10E-5

## (2) 製品中の核物質濃度

同じく化学的性質である核物質濃度は、転用する必要がある容量に逆比例し、さらにその後の移送や処理の難易にも影響する。この場合は、Pu濃度に比例したリスクが考えられるので、特に区分化はしないこととする。

## (3) 物理的状態

物理的状態としては、上記の放射線強度も含まれるが、液体か固体かは大きな影響を与える。特に、転用の容易さに大きく影響する。

## 3.3 中間製品及び製品の評価

製品等の核物質量の区分では、I相当はなく、有意量を上回るT相当のケースが、最初の使用済燃料と製品である炉心燃料のほか、湿式では、溶解液、清澄液、晶析後の母液、乾式では、燃料ミートやPuO<sub>2</sub>沈殿が入る。他は、II乃至それ以下であるので、数回以上の転用を重ねないと一発分の核兵器にも足りないことになり、こうした工程からの転用が行われる可能性は低いと考えられる。

転用のしにくさを表す放射エネルギーの結果から見ると、各オプションの放射エネルギーの差はそれほど大きくはないが、例えば炉心燃料は、MAリサイクルを行う〔3〕や〔4〕の場合はB相当になり、行わない場合は数倍低いC相当になる。〔1〕の現行のFBRサイクルの場合は、ウラン精製やプルトニウム精製を行うのでさらに2桁程度低くなるがC相当であることは変わらない。

この両者の結果から、TでさらにB未満(C)のものを列举すると、現行湿式〔1〕の精製後の硝酸Pu溶液、硝酸U、Pu混合溶液及び製品炉心燃料、先進湿式〔2〕の炉心燃料が該当するが、〔3〕及び〔4〕のMA回収オプションの場合は全て該当しない。た

だ、乾式のPuO<sub>2</sub>沈殿は放射エネルギーはB相当であるが、Pu濃度が著しく高いので、注意を要する。

表1.6 各FBRサイクル工程の中間製品及び製品の特性

施設	工程	半製品製品名 廃棄物	サイクル 番号	物質 状態	Pu濃度 g/ℓ*	純度 Pu/U	製品中核種量(kg/d)					放射エネルギー(Bq/d)			
							区分	U	Pu	Np	Am	Cm	区分	MA	FP
再 処 理	解体 断	使用済燃料	(1)(2)(3) (4)	S S	107 106	1.3E-1 1.3E-1	T	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	A	3.5E+14	1.2E+16
							T	2.0E+2	2.6E+1	8.0E-2	8.6E-1	9.0E-2	A	3.5E+14	1.3E+16
	溶解 追出	溶解液 燃料ミート	(1)(2)(3) (4)	L S	61 108	1.3E-1 1.3E-1	T	2.0E+2	2.6E+1	7.2E-2	8.6E-1	8.7E-2	A	3.5E+14	1.2E+16
							T	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.6E-1	9.0E-2	B	3.5E+14	7.2E+15
	清澄	清澄液 スラッジ	(1)(2)(3) (1)(2)(3)	L S	57 130	1.3E-1 1.3E-1	T	2.0E+2	2.6E+1	7.0E-2	8.4E-1	8.5E-2	A	3.4E+14	1.1E+16
							II	4.1E+0	5.3E-1	1.4E-3	1.7E-2	1.7E-3	B	7.0E+12	1.5E+15
	晶析	母液 UNH結晶	(2)(3) (2)(3)	L S	57 0.2	3.4E-1 4.9E-4	T	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	8.4E-2	A	3.4E+14	1.1E+16
							III	1.2E+2	5.9E-2	4.3E-2	5.1E-3	5.2E-4	B	3.6E+12	5.6E+13
	溶媒 抽出	硝酸Pu溶液 硝酸U溶液 硝酸U,Pu混合液 抽出液 "	(1) (1) (1) (2) (3)	L L L L L	200* 4E-6* 57 17 17	2.6E+2 1.3E-8 3.4E-1 3.4E-1 3.4E-1	T	1.0E-1	2.6E+1	2.3E-2	2.9E-8	2.9E-9	C	8.3E+11	1.1E+09
							IV	2.0E+2	2.6E-6	1.4E-3	2.9E-8	2.9E-9	C	5.0E+10	1.1E+09
							T	7.7E+1	2.6E+1	2.4E-2	4.0E-8	4.1E-9	C	8.5E+11	1.5E+09
							T	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	0.0E+0	0.0E+0	C	9.6E+11	1.1E+13
T							7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	0.0E+0	B	7.8E+13	1.1E+13	
溶融 塩 電解	UO <sub>2</sub> 析出物 PuO <sub>2</sub> 沈殿 溶融塩	(4) (4) (4)	S S S	0.7 919 4.5	6.5E-4 5.3E+1 1.1E-2	III	2.0E+2	1.3E-1	7.0E-2	-	-	B	4.7E+12	4.1E+14	
						T	4.9E-1	2.6E+1	-	5.6E-1	-	B	5.2E+13	7.7E+14	
						III	6.5E+0	7.0E-2	-	3.0E-1	9.0E-2	C			
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 フランク燃料	(1) (1)	S S	244 0	3.4E-1 1.3E-8	T	7.7E+1	2.6E+1	2.4E-2	4.0E-8	4.1E-9	C	8.5E+11	1.5E+09
							IV	1.2E+2	1.6E-6	1.4E-3	2.9E-8	2.9E-9	C	6.0E+09	6.6E+08
	振動 充填 燃料	炉心燃料 " " フランク燃料 " "	(2) (3) (4) (2) (3) (4)	S S S S S S	244 244 232 0.4 0.4 0.7	3.4E-1 3.4E-1 3.1E-1 4.9E-4 4.9E-4 6.7E-4	T	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	0.0E+0	0.0E+0	C	9.6E+11	1.1E+13
							T	7.7E+1	2.6E+1	2.7E-2	8.3E-1	8.0E+0	B	7.8E+13	1.1E+13
							T	8.3E+1	2.6E+1	3.0E-2	8.5E-1	8.0E-2	B	3.3E+14	1.0E+15
							III	1.2E+2	5.9E-2	4.3E-2	5.1E-3	5.2E-4	B	3.6E+12	5.6E+13
							III	1.2E+2	5.9E-2	4.3E-2	0	0	B	1.5E+12	3.5E+13
							III	1.2E+2	8.0E-2	4.0E-2	-	-	B	2.8E+12	2.5E+14
廃 棄 物	湿式	高レベル廃棄物 " "	(1) (2) (3)	L/S L/S L/S	0.2 18 0	2.5E-2 1.4E-1 2.1E-1	III	7.9E-1	2.0E-2	1.8E-2	7.4E-2	5.4E-4	A	3.4E+14	1.2E+16
							II	4.8E+0	6.8E-1	1.8E-3	8.5E-1	8.6E-2	A	3.4E+14	1.2E+16
							IV	7.0E-5	1.5E-5	4.1E-8	8.4E-5	8.4E-6	A	3.4E+10	1.1E+16
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	(1)(2)(3) (4) (4)	S S	0.1 0.1 0	1.3E-1 1.5E-1 7.0E-3	III	9.1E-1	1.2E-1	3.2E-4	3.9E-3	3.9E-4	B	1.4E+12	2.0E+14
							III	2.0E-1	3.0E-2	-	-	-	C	3.5E+11	7.1E+12
							IV	1.0E-2	7.0E-5	-	-	-	B	1.3E+13	6.5E+15

\* 固体は g/kg。溶媒抽出工程の(1)の Pu 濃度値は推定。

#### 4. 各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の核拡散抵抗性の予備的考察

各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の核拡散抵抗性を比較する場合、前節で述べたように、核物質質量や放射線強度だけを比較しても、ある程度可能であるが、全体として色々な要因がどう影響するかは、別の方策を利用する必要がある。多数の要因をどう分類してどう核拡散抵抗性を規定するかは、かなり難しい問題であるが、以下の試みはそのアプローチの一案である。

##### 4.1 中間製品及び製品の核拡散抵抗性に関する考え方

各FBRサイクルシステムの間産品及び製品の核拡散抵抗性を考える場合の要素として表1.6を作成した訳であるが、これらは、政治的な核保有の意思が前提としている。政治的意思以外の全ての要素を評価して核拡散抵抗性をより定量的に評価するためには、何等かの形で数量化する必要があり、核拡散抵抗性は多くの要素を含んでおり確率的に取り扱うことは必ずしも適切とは考えられないが、一例として相対比較のため確率的取扱を以下に示す。

仮に核拡散抵抗性を確率関数として $\underline{P_R}$ で、核拡散リスクを $\underline{P_r}$ で表すと、

$$\underline{P_R} = 1 - \underline{P_r}$$

$\underline{P_r}$ はリスクであるので、1で最大になる。

$\underline{P_r}$ の構成要素として、各オプションの各中間製品または製品のリスク要因  $i$  に対する転用者の魅力度を示す係数を  $f_i$  とし、各リスク要因の発生確率を  $p_i$  で表すと、リスク要因  $i$  の核拡散リスクへの寄与  $\underline{P_{r_i}}$  は、

$$\underline{P_{r_i}} = f_i \cdot p_i$$

ある製品または中間製品の全体の核拡散リスクは、各リスク要因を総合して、

$$\underline{P_r} = \sum f_i \cdot p_i \dots\dots\dots (1)$$

ここで、 $p_i$  は最大1であり、 $f_i$  は、下記のように規格化する。

$$p_i \leq 1 \dots\dots\dots (2)$$

$$\sum f_i = 1 \dots\dots\dots (3)$$

ただし、独立した要因群がある場合は、

$$\underline{P_r} = [\sum f_i \cdot p_i] \times [\sum f_j \cdot p_j] \dots\dots (4)$$

独立した要因群としては、核拡散過程を段階別に考えて、製品等の核物質のサブナショナルなグループによる盗取や、ナショナルグループによる抜き取り（以下盗取等と呼ぶ）の前後の段階に分ける、すなわち、盗取等とその後の運搬におけるリスク要因と、盗取後の物質の処理の難易を示す要因群に分ける場合を考える。

例を挙げれば、輸送容器に入った使用済燃料や、特に新MOX燃料集合体は、施設破壊

を必要としない施設外にあり、盗取等の実行が最も容易な核物質であり、施設からの硝酸プルトニウム溶液の盗取等と比較すると盗取のリスクは著しく高い。しかし、この溶液の処理は使用済燃料と比較すれば非常に容易となって核拡散のリスクは高くなる。

#### 4.2 中間製品及び製品の処理のリスク要因の評価

表1.6から各製品に関するリスク要因を、製品の物質状態、Pu濃度、Puの純度区分、核種量区分、放射能区分として表1.7にまとめて示した。ここで、欄外に示した確率化変換値は、状態、区分または濃度比などから $p_i$ に数値化する際に用いる転換係数で、なるべく転用のし易さを示す確率に比例するように定める必要がある。その意味で濃度は濃度比をそのまま採用し、最も高いPu濃度を1としてその濃度で割った値を $p_i$ とし、また、核種量もほぼそれに比例する量を採用した。一方、純度や放射エネルギーのように、かなり数値が異なってもそのために要する手数はそれ程は変わらぬ場合、比例よりも差が小さくなるので、例えば純度の場合は、概数で2桁の差を約1/30のファクター3に換算する等、数字の比率よりも小さい値を選んだ。

$f_i$ は、転用者の持つ設備、技術的能力等により、大きさや順位が異なってくるが、ここでは、暫定的に以下のような値を用いて試算した。試算結果を表1.7に示した。

	物質状態	Pu濃度	Pu純度	核種量	放射エネルギー
$f_i =$	0.1	0.1	0.2	0.3	0.3

このほか、盗取または抜き出し後の製品等を用いて核爆発物原料として用いる金属プルトニウムにするまでの処理は、後述の転用時間の章で述べるように、この転換処理に必要な施設設備が、製品等によって大幅に異なってくるので、これも大きな要因となる。ここでも、放射線強度はセルの必要性に関係し、純度、濃度等は取扱量を通じて施設規模に、また、固液の状態の差は、溶解の必要性の有無など必要設備に影響する。従って、ここでは別の要因として、これらの転換時間や施設整備として取り上げることがせず、上記の基本的な要因で判断することとする。

表1.7の試算値から、 $\sum f_i \cdot p_i$ が著しく大きく、0.70以上のもの（核拡散リスクの最も高いグループ）すなわち、核拡散抵抗性の最も低い物質を見てみると、〔1〕では、硝酸Pu溶液、硝酸UPu混合溶液及び炉心燃料があり、〔2〕では、硝酸UPu混合溶液及び炉心燃料がある。その他、〔4〕のPuO<sub>2</sub>沈殿が0.70に近いが、〔3〕と共に該当する製品または中間製品がない結果が得られた。これらは放射線強度が大きいと思われる。

この結果は、核物質質量と放射エネルギーだけから検討した1.4.4の結果とほぼ同じである。

表 1.7 各FBRサイクル工程の中間製品及び製品の転換の核拡散抵抗性要素

施設	工程	半製品製品名	サイクル 番号	物質 区分 / p <sub>i</sub>	Pu 濃度	Pu純度	核種量 区分 / p <sub>i</sub>	放射能 区分 / p <sub>i</sub>	Σ f <sub>i</sub> ・ p <sub>i</sub>
		廃棄物			g/l*	区分 / p <sub>i</sub>			
再 処 理	解体 断	使用済燃料	(1)(2)(3)	S/0.3	107/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.405
			(4)	S/0.3	106/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.405
	溶解 追出	溶解液 燃料ミート	(1)(2)(3)	L/1	61/7E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.470
			(4)	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)	L/1	57/6E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.469
			(1)(2)(3)	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)	L/1	57/6E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.469
			(2)(3)	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 "	(1)	L/1	/0.2*	1/1	T/1	C/1	0.920
			(1)	L/1	/0.2*	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.425
(1)			L/1	57/6E-2	2/0.3	T/1	C/1	0.766	
(2)			L/1	17/2E-2	2/0.3	T/1	C/1	0.762	
溶融 塩 電解	UO <sub>2</sub> 析出物 PuO <sub>2</sub> 沈殿 溶融塩	(4)	S/0.3	0.7/7E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075	
		(4)	S/0.3	919/1.0	1/1	T/1	B/0.1	0.660	
		(4)	S/0.3	4.5/5E-3	3/0.1	III/0.03	C/1	0.360	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 プランケット燃料	(1)	S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.717
			(1)	S/0.3	0/0	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.335
	振動 充填 燃料	炉心燃料 " " プランケット燃料 " "	(2)	S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.717
			(3)	S/0.3	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.447
			(4)	S/0.3	232/0.25	2/0.3	T/1	B/0.1	0.445
			(2)	S/0.3	0.4/4E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
			(3)	S/0.3	0.4/4E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075
(4)	S/0.3	0.7/7E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.075			
廃 棄 物	湿式	高バル廃棄物 " " ハル廃棄物	(1)	L/1	0.2/2E-4	3/0.1	III/0.03	A/0.01	0.132
			(2)	L/1	18/2E-2	2/0.3	II/0.1	A/0.01	0.195
			(3)	L/1	0/0	2/0.3	IV/0.01	A/0.01	0.166
			(1)(2)(3)	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)	S/0.3	0.1/1E-4	2/0.3	III/0.03	C/1	0.399
			(4)	S/0.3	0/0	4/0.03	IV/0.01	B/0.1	0.069
f <sub>i</sub> 暫定値				0.1	0.1	0.2	0.3	0.3	計 1.0

\* 固体の場合は、g/kgで示した。溶媒抽出のPu及びU 濃度区分は貯槽の濃度推定値に基づく。各項目の確率化変換値は下記により数値化する。

項目	物質状態	Pu 濃度	Pu 純度	核種量	放射能量
確率化変換値	S 0.3	数値 ÷ 919	1 1	T 1	A 1/100
	L 1.0		2 0.3	I 0.3	B 1/10
			3 0.1	II 0.1	C 1
			4 0.03	III 0.03	
			5 0.01	IV 0.01	

#### 4.3 製品の盗取または抜き取りの難易度による区分

前節で述べた核物質質量や放射線強度、純度、濃度などは、主として盗取後の転用核物質の処理の難易に影響し転用時間を大幅に変える。しかし、これらの要因は盗取等の行為そのものの難易度にも大きく影響する。すなわち、放射エネルギーは取扱の難易に影響し、濃度や純度は盗取等の量の大きさに直接関連して難易度に大きく影響する。しかし、各要因の重要度  $f_i$  は転換の時  $f_i$  とは異なってくる。ここで採用した値は表 1.8 に示した。

前節で挙げた核物質の状態は、当然盗取等の重要な要因であり、溶液であるか、固体であるかの物理的状态の差は核拡散抵抗性の大きな要素である。このほかにも、盗取等の場合、施設設備と関連して盗取等を実行するために必要な設備破壊の必要性の有無を含む追加的要因が考えられる。その後の運搬の容易さも同様である。

また、核物質の盗取等の行為に対する検知性も重要な要因であるが、ここでは、簡単にランク付けすることが可能な状態ではないので、評価項目には入れない。

これらの要因を網羅してランク付けは大雑把にならざるを得ないが、ここでは、物質状態として固体か液体かの区別に加えて施設設備の破壊の必要性で盗取等の容易さに寄与する要因も考慮に入れた。溶液の場合、サンプリングライン等のパイプラインからの抜き取りも考えられるが、こういう場所にはアクセスが困難なように施設を設計する筈であるのでここでは考慮しない。

従って、物質状態のランクは以下の通りとする。

i	ii	iii	iv
容器に入った固体及び液体	固体で施設破壊必要	液体で施設破壊必要	ブランケット

ただし、盗取等の意欲の出る筈のないブランケット集合体はランク外の iv とする。

容器に入った液体は、再処理工場とプルトニウム転換設備がパイプで連結されていない場合等に考えられるが、以下のケーススタディでは出てこないため、ランク i は固体のみで、それも新燃料集合体及び使用済燃料集合体がこれに相当する。これらは輸送中に盗取等のリスクが高くランク i はその点を考慮したが、施設の中では盗取等のリスクは小さくなる。

全体的な  $f_i$  は転用後の転換の場合と同様に、各要因について一応以下のように暫定的に割り振った。

	物質状態	Pu 濃度	Pu 純度	核種量	放射エネルギー
$f_i =$	0.3	0.1	0.1	0.2	0.3

結果は表 1.8 に示すが、 $\sum f_i \cdot p_i$  が 0.6 より大きい値を示したのは、〔1〕の硝酸プルトニウム溶液と、〔2〕と〔3〕の炉心燃料のみであった。

表1.8 各FBRサイクル工程の中間製品及び製品の盗取等の核拡散抵抗性要素

施設	工程	半製品製品名 廃棄物	サイクル 番号	物質 区分 / p <sub>i</sub>	Pu 濃度 g/l* / p <sub>i</sub>	Pu純度 区分 / p <sub>i</sub>	核種量 区分 / p <sub>i</sub>	放射能 区分 / p <sub>i</sub>	Σ f <sub>i</sub> ・ p <sub>i</sub>
再 処 理	解体 切断	使用済燃料	(1)(2)(3)	i / 1.0	107/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.545
			(4)	i / 1.0	106/0.12	2/0.3	T/1	A/0.01	0.545
	溶解 追出	溶解液 燃料ミート	(1)(2)(3)	iii / 0.1	61/7E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.270
			(4)	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)	iii / 0.1	57/6E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.269
			(1)(2)(3)	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)	iii / 0.1	57/6E-2	2/0.3	T/1	A/0.01	0.269
			(2)(3)	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 "	(1)	iii / 0.1	/0.2*	1/1	T/1	C/1	0.650
			(1)	iii / 0.1	/0.2*	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.353
(1)			iii / 0.1	57/6E-2	2/0.3	T/1	C/1	0.566	
(2)			iii / 0.1	17/2E-2	2/0.3	T/1	C/1	0.562	
(3)			iii / 0.1	17/2E-2	2/0.3	T/1	B/0.1	0.292	
溶融 塩 電解	UO <sub>2</sub> 析出物 PuO <sub>2</sub> 沈殿 溶融塩	(4)	ii / 0.3	0.7/7E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.129	
		(4)	ii / 0.3	919/1.0	1/1	T/1	B/0.1	0.520	
		(4)	ii / 0.3	4.5/5E-3	3/0.1	III/0.03	C/1	0.407	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 フランケット燃料	(1)	i / 1.0	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.857
			(1)	iv / 0.0	0/0	5/0.01	IV/0.01	C/1	0.303
	振動 充填 燃料	炉心燃料 " " フランケット燃料 " "	(2)	i / 1.0	244/0.27	2/0.3	T/1	C/1	0.857
			(3)	i / 1.0	244/0.27	2/0.3	T/1	B/0.1	0.587
			(4)	i / 1.0	232/0.25	2/0.3	T/1	B/0.1	0.585
			(2)	iv / 0.0	0.4/4E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
			(3)	iv / 0.0	0.4/4E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
			(4)	iv / 0.0	0.7/7E-4	4/0.03	III/0.03	B/0.1	0.039
廃 棄 物	湿式	高バル廃棄物 " " ハル廃棄物	(1)	iii / 0.1	0.2/2E-4	3/0.1	III/0.03	A/0.01	0.049
			(2)	iii / 0.1	18/2E-2	2/0.3	II/0.1	A/0.01	0.085
			(3)	iii / 0.1	0/0	2/0.3	IV/0.01	A/0.01	0.069
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	(1)(2)(3)	ii / 0.3	0.1/1E-4	2/0.3	III/0.03	B/0.1	0.075
			(4)	ii / 0.3	0.1/1E-4	2/0.3	III/0.03	C/1	0.426
			(4)	ii / 0.3	0/0	4/0.03	IV/0.01	B/0.1	0.125
f <sub>i</sub> 暫定値				0.3	0.1	0.1	0.2	0.3	計 1.0

\* 固体の場合は、g/kgで示した。溶媒抽出のPu及びU濃度区分は貯槽の濃度推定値に基づく。各項目の確率化変換値は下記により数値化する。

項目	物質状態	Pu 濃度	Pu 純度	核種量	放射能量
確率化変換値	i 1.0	数値 ÷ 919	1 1	T 1	A 1/100
	ii 0.3		2 0.3	I 0.3	B 1/10
	iii 0.1		3 0.1	II 0.1	C 1
	iv 0.0		4 0.03	III 0.03	
	(フランケット)		5 0.01	IV 0.01	

4.4 中間製品及び製品の核拡散抵抗性

表1.9に盗取等及び転換の難易を含む全体としての核拡散リスクを意味する

$$\sum f_j \cdot p_j \times \sum f_i \cdot p_i$$

とこれを1から差し引いた形で核拡散抵抗性を示した。核拡散リスク値は最大でも約0.6、すなわち、核拡散抵抗性の最小値が約0.4で、〔1〕の硝酸プルトニウム溶液、〔1〕及び〔2〕の炉心燃料集合体のみという結果が得られた。なお、ここに算出した核拡散抵抗性の値は確率的取扱を仮定してのものであることに注意を要する。

表1.9 盗取等及び転換の難易を示す係数

施設	工程	半製品製品名	サイクル 番号	$\Sigma f_i$	$\Sigma f_j$	$\Sigma f_j \cdot p_j$	核 拡 散 抵 抗 性
		廃 棄 物		$\cdot p_i$	$\cdot p_j$	$\Sigma f_i \cdot p_i$	
再 処 理	解体 せん断	使用済燃料	(1)(2)(3)	0.405	0.545	0.221	0.78
			(4)	0.405	0.545	0.221	0.78
	溶解 追出	溶解液 燃料ミート	(1)(2)(3)	0.470	0.270	0.127	0.87
			(4)	0.432	0.362	0.156	0.84
	清澄	清澄液 スラッジ	(1)(2)(3)	0.469	0.269	0.126	0.87
			(1)(2)(3)	0.164	0.184	0.030	0.97
	晶析	母液 UNH結晶	(2)(3)	0.469	0.269	0.126	0.87
			(2)(3)	0.075	0.129	0.010	0.99
	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 "	(1)	0.920	0.650	0.598	0.40
			(1)	0.425	0.353	0.150	0.85
(1)			0.766	0.566	0.434	0.57	
(2)			0.762	0.562	0.428	0.57	
溶融 塩 電解	UO <sub>2</sub> 析出物 PuO <sub>2</sub> 沈殿 溶融塩	(4)	0.075	0.129	0.010	0.99	
		(4)	0.660	0.520	0.343	0.66	
		(4)	0.360	0.407	0.147	0.85	
燃 料 加 工	ペレット 燃料	炉心燃料 プセラケット燃料	(1)	0.717	0.857	0.614	0.39
			(1)	0.335	0.303	0.102	0.90
	振動 充填 燃料	炉心燃料 " " プセラケット燃料 " "	(2)	0.717	0.857	0.614	0.39
			(3)	0.447	0.587	0.262	0.74
			(4)	0.445	0.585	0.260	0.74
			(2)	0.075	0.039	0.003	0.99
燃料	" "	(3)	0.075	0.039	0.003	0.99	
		(4)	0.075	0.039	0.003	0.99	
廃 棄 物	湿式	高バル 廃棄物 " " ハル廃棄物	(1)	0.132	0.049	0.006	0.99
			(2)	0.195	0.085	0.017	0.98
			(3)	0.166	0.069	0.011	0.99
			(1)(2)(3)	0.129	0.075	0.010	0.99
	乾式	ハル廃棄物 塩廃棄物	(4)	0.399	0.426	0.170	0.83
		(4)	0.069	0.125	0.009	0.99	

## 第2章 各形態製品から金属製品製造までの工程及び製造難易性等の検討

各FBRリサイクルシステムの間産品及び製品については第1章でそれらの原料物質特性を明らかにしたが、これらの原料製品の中で、核兵器転用のためにプルトニウムの濃度及び量等の観点で魅力があり核拡散上も重要な物質として考えられる以下の中間製品及び製品について、金属製品製造に関わる検討対象とした。

- ① 現行FBR湿式リサイクル
  - ・燃料集合体
  - ・硝酸プルトニウム溶液
- ② 先進FBR湿式リサイクル (Np,Am,Fpを含む)
  - ・燃料集合体
  - ・U/Pu混合溶液 (Np,Am,Fpを含む)
- ③ 先進FBR乾式リサイクル (RIAR法)
  - ・燃料集合体 (NpO<sub>2</sub>を含むUO<sub>2</sub>粒子, PuO<sub>2</sub>粒子の振動充填燃料)

### 1. 現行湿式FBRサイクル(燃料集合体)(ケース1)

#### 1.1 前提条件

平和利用の核燃料サイクル工程より盗取又は転用により取り出されたプルトニウム化合物(製品又は中間製品)が金属プルトニウムへ転換されるいわゆる転換時間は転換を行おうとする者についての前提条件により大きく変化する。

今この転換が秘密の核燃料施設で行われるものとした場合、この施設の能力及び性格を以下のように考える。

- ① 10kg程度のプルトニウムの取扱が可能な研究的施設である。(注:操作はバッチ処理であり、連続操業が可能な工業生産的施設ではない。)
- ② バッチ操作を行うのに必要な技術者の人員がおり、プルトニウムを取り扱う知識、技術(含安全管理、分析等の周辺技術)を備えている。
- ③ 工程に使用する装置は、実験装置としてはやや大規模なもので溶解槽(溶解バッチ能力:5kg MOX)、パルスカラム溶媒抽出器等を備えている。
- ④ 臨界管理はどのような原料にも対応できるように、単一パラメータの制限値を使用しての臨界設計になっている。(注:主として形状管理による)

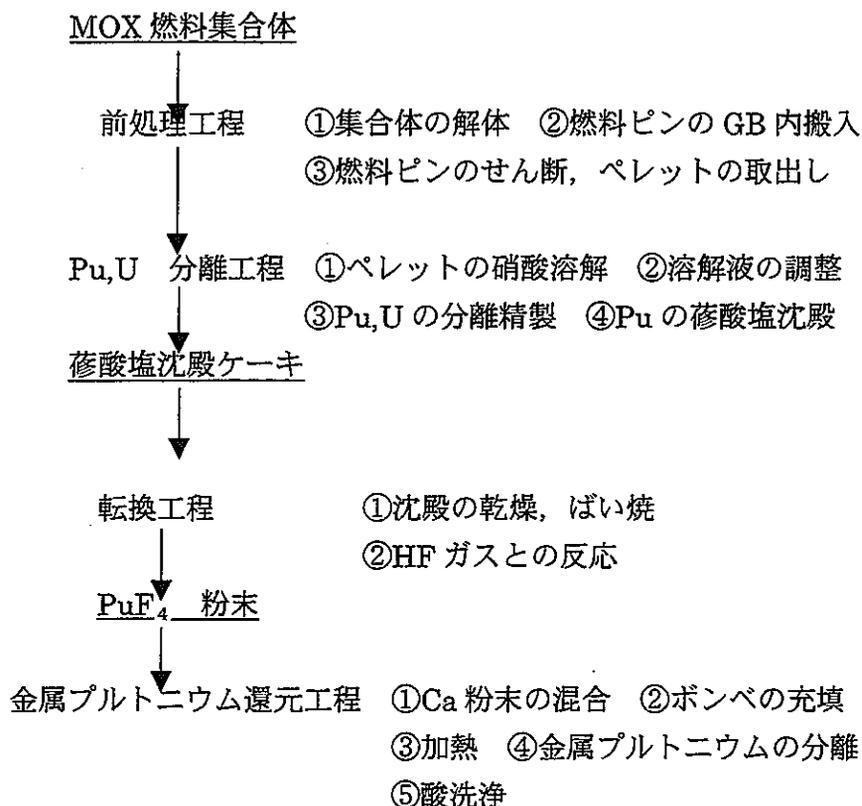
ここでは臨界管理、文献に見られる取扱量等を考慮して、後述する工程において最大取扱量としては次のようにした。

- |                   |               |
|-------------------|---------------|
| ・溶解、精製分離、蓚酸塩沈殿、転換 | 0.5 kg Pu/バッチ |
| ・金属プルトニウム還元       | 1 kg Pu/バッチ   |

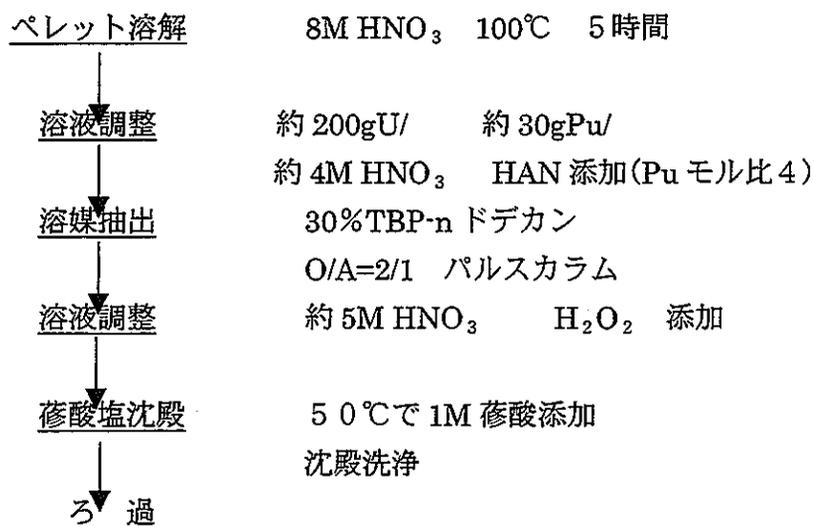
即ち、転換までの2バッチ分が金属プルトニウム還元工程の1バッチ分になる。

## 1.2 金属プルトニウム製造工程

リファレンス高速炉燃料を処理して金属プルトニウムを得るまでの全体工程を以下のように区分して考える。



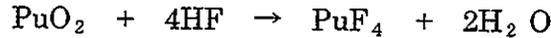
### 1) Pu,U 分離工程



## 2) 転換工程

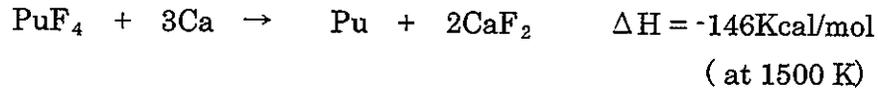
分離工程で得られた湿ったプルトニウムの蓚酸塩沈殿 $[\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}]$ は次のような処理で四弗化プルトニウム粉末に転換される。

- ① 100～120℃で、空气中で乾燥
- ② 130～300℃で、空气中で脱水・ばい焼 (PuO<sub>2</sub> 粉末になる)
- ③ 400～550℃で、HF ガスを流して四弗化プルトニウム (PuF<sub>4</sub>粉末) に転換する。



## 3) 金属プルトニウム還元工程

下記の反応によるカルシウム還元により金属プルトニウムを製造する。



### 手 順

- ① Ca 混合：微細なカルシウム粉末を25%過剰に PuF<sub>4</sub> 粉末と混合する。
- ② 充 填：混合粉末を鉄製の容器につきかためて充填する。ボンベ内の空気をアルゴンガスに置換し密閉する。
- ③ 加 熱：ゆっくりした上昇で加熱する。炉の温度を300℃ぐらいまであげると反応が始まる。さらに700℃ぐらいまで加熱すると充填物の温度は急激に高まり反応熱で充填物の温度は1600℃ぐらいまでに上昇する。その後、反応の終了とともに温度は下降する。
- ④ スラグ分離：反応終了後、ボンベ（容器）は冷却され、内容物を取り出し、底に生成した金属プルトニウムをスラグと分離する。
- ⑤ 酸洗浄：硝酸で金属プルトニウムを洗い、付着している金属カルシウムを除去する。

## 1.3 リファレンス高速炉燃料の概要

- ・燃料集合体当たりの燃料要素（ピン）数 169本
- ・プルトニウム富化度（Pu fiss.%） 取替燃料の場合  
内側炉心 16% 外側炉心 21%
- ・燃料要素 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 直径 5.4mm x 高さ 8mm  
密度 85%TD(MOX ペレット) 93%TD(UO<sub>2</sub> ペレット)

・ 燃料要素一本当たりの燃料量

60g PuO<sub>2</sub> (外側炉心燃料)

44g PuO<sub>2</sub> (内側炉心燃料)

注) PuO<sub>2</sub> 量は以下の条件で計算

350g Oxide(UO<sub>2</sub> + MOX)

$$\text{Pu fiss.}\% = \text{Pu.fiss.} / (\text{Pu} + \text{U}) \times 100$$

Pu fiss.含有量=70%

1.4 転換時間の推定

(1) 1バッチ当たりの処理量と製品量

- ・ ピンせん断～ PuF<sub>4</sub> 調製      せん断溶解 9本(3150g oxide,476gPu)  
製品量 438gPu (収率92%)
- ・ プルトニウム金属還元      還元量 876gPu (438g×2)  
製品量 858gPu (収率98%)

(2) 1バッチ当たりの処理時間

	工程	時間(日)
前処理工程	集合体の解体	1
	G.B内搬入, 解体	
ペレットの取出し		
Pu,U分離工程	燃料溶解	3
	溶液調整	1
	溶媒抽出	1
	溶液調整	1
	蔞酸塩沈殿ろ過	2
転換工程	乾燥, 脱水, ばい焼	1
	弗化, 取出し, 秤量	2

(小計) 12日

	工程	時間(日)
金属Pu還元工程	カルシウム混合	1
	混合物の充填	1
	加熱還元	1
	スラグ分離, 酸洗浄	1

(小計) 4日

(3) 8kgの金属プルトニウムを得るに必要な時間の推定

① 総バッチ数

金属Pu還元 10バッチ (8000g ÷ 858g = 9.3)

ペレット溶解～PuF<sub>4</sub>調製 20バッチ

② 所要時間の計算

- ・ 金属 Pu 還元工程は、その他の工程とは独立して行われる。
- ・ その他の工程は、前のバッチが転換工程に入ると次のバッチが開始される。

(注；3日のオーバーラップ)

- ・ 全所要時間 187日 (9日×20+転換3日+還元4日)

注； 製品量 金属プルトニウム 8580g

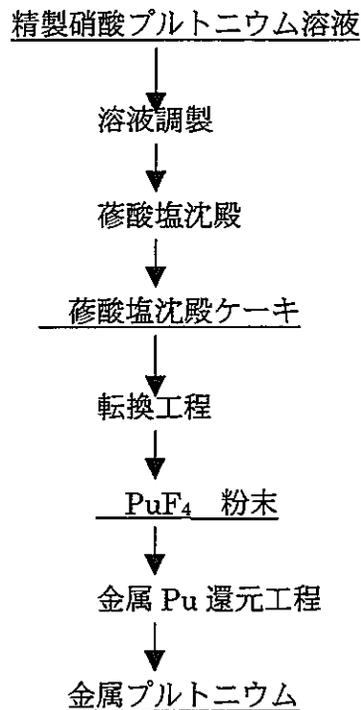
## 2. 現行湿式 FBR サイクル (硝酸プルトニウム溶液) (ケース 2)

### 2.1 前提条件

- 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。
- ② 精製硝酸プルトニウム溶液濃度を 200gPu/l と仮定する。
- ③ 処理バッチサイズ及び収率

PuF <sub>4</sub> 調製まで	0.5kg Pu/バッチ	96%
金属プルトニウム還元	1 kg Pu/バッチ	98%

### 2.2 工程



### 2.3 転換時間の推定

#### (1) 1バッチ当たりの処理量と製品量

・ PuF <sub>4</sub> 粉末調製まで	硝酸プルトニウム溶液	2.5 l (500g Pu)
	製品量	480g Pu (収率 96%)
・ 金属プルトニウム還元	還元量	960g Pu
	製品量	940gPu (収率 98%)

(2) 1 バッチ当たりの処理時間

大工程	小工程	時間 (日)
溶液調整	ボックス内搬入 秤量 プルニウム及び酸濃度調整	2
蔭酸塩沈殿	原子価調整 蔭酸添加 スラリー冷却, 洗淨, ろ過	2
転換工程	乾燥, 脱水, ばい焼	1
	弗化, 取出し, 秤量	2

(小計) 7日

大工程	小工程	時間 (日)
金属 Pu 還元工程	カルシウム混合	1
	混合物の充填	1
	加熱還元	1
	スラグ分離, 酸洗淨	1

(小計) 4日

(3) 8 kg の金属プルトリウムを得るに必要な時間の推定

① 所要バッチ数

- ・金属 Pu 還元 9バッチ ( $8000\text{g} \div 940\text{g} = 8.5$ )
- ・PuF<sub>4</sub> 調製まで 18バッチ

② 所要時間の計算

(前提)

- ・金属 Pu 還元工程はその他の工程とは独立して行われる。
- ・その他の工程は, 前のバッチが転換工程に入ると次のバッチが開始される。

・全処理時間 79日 (4日×18+3日+4日)

注 必要な硝酸プルトリウム溶液 45 l  
製品量 8460g Pu

### 3. 先進湿式 FBR サイクル (燃料集合体、Np,Am,Fp を含む) (ケース 3)

#### 3.1 前提条件

##### (1) リファレンス高速炉燃料

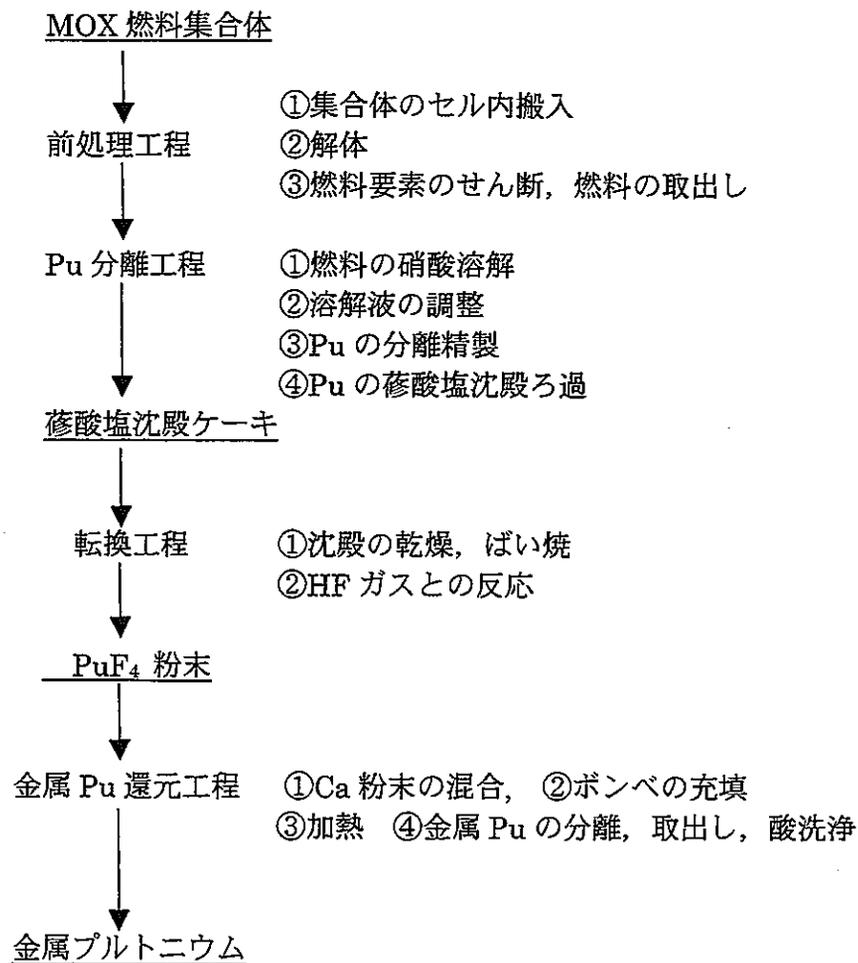
現在の取替燃料のそれとほぼ同様であると仮定し、外側炉心燃料を転用するとする。(注、充填密度 8.2%TD の振動充填燃料とする。)

- ・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 35.6g Oxide (UO<sub>2</sub> ペレット+MOX 粒子)  
62g PuO<sub>2</sub> 54.7g Pu

##### (2) 処理バッチサイズ

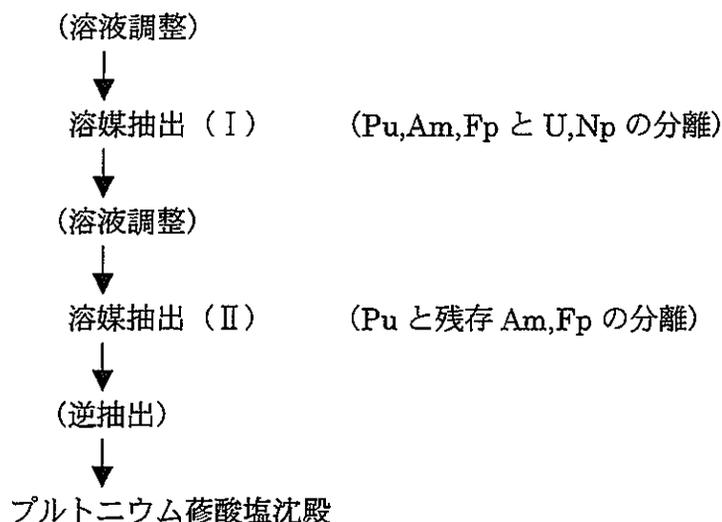
- ・燃料ペレット溶解～PuF<sub>4</sub> 調製 0.5 kg Pu/バッチ
- ・金属プルトニウム還元 1 kg Pu/バッチ

#### 3.2 処理全体工程



### 3.3 Puの分離精製

#### (1) プロセス



#### (2) 溶媒抽出 (I)

次のような30%TBP-Dodecane 溶媒抽出条件により、溶解液中のUとNpの抽出分離を行う。

- ① 硝酸溶解液の濃度を調整する (3M HNO<sub>3</sub>, 200g U/l)
- ② 硝酸ヒドロキシルアミン (HAN) を添加してプルトニウム及びネプチニウムの原子価をそれぞれPu(III), Np (IV) に調整する。

(モル比 HAN/Pu=4, 反応時間 2時間)

- ③ 径 3.5~5 cm のパルスカラム式抽出器で O/A=2/1 の条件で溶媒抽出を行う。

#### (3) 溶媒抽出 (II)

溶媒抽出 (I) でウラン、ネプチニウムを分離除去した硝酸プルトニウム溶液を更に精製し、残存するウラン、アメリカシウム、Fp 等を除去する。

- ① 溶液調整; NaNO<sub>2</sub> を添加, プルトニウムを4価へ酸化, 酸濃度を3~4M HNO<sub>3</sub> へ調整する。
- ② 溶媒抽出; 径 3.5~5cm のパルスカラム式抽出器で 30%TBP-nDodecane 有機溶媒 O/A=1/1 の条件で溶媒抽出をおこなう。
- ③ プルトニウム逆抽出; 0.6M N<sub>2</sub>H<sub>4</sub>, 1.4M HAN の 1MHNO<sub>3</sub> 溶液でストリップする。

#### (4) プルトニウム蓚酸塩沈殿

次のような条件で沈殿を調製する。

- ① 硝酸プルトニウム溶液を約 100g Pu/l、5M HNO<sub>3</sub>に調整する。
- ② 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)に調節する。
- ③ 50℃に加温した溶液に濃度1Mの蔞酸を徐々に添加する(約1~1.5時間)、添加量は0.1モル過剰に加える。
- ④ 沈殿スラリーを5℃に冷やす。
- ⑤ 沈殿ケーキを2M HNO<sub>3</sub>-0.05M H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub>溶液で洗浄する。

### 3.4 転換時間の推定

#### (1) 1バッチ当たりの処理量と製品量

- ・燃料要素せん断~PuF<sub>4</sub>調製      せん断溶解    9本(3204g Oxide 492g Pu)  
製品量    453g Pu (収率92%)
- ・プルトニウム金属還元            還元量    906g Pu (453g Pu × 2)  
製品量    888g Pu (収率98%)

#### (2) 1バッチ当たりの処理時間

大工程	小工程	時間(日)*
前処理工程 (セル内作業)	集合体のセル内搬入 解体 ペレットの取出し	2
Pu分離工程 (セル内作業)	燃料溶解	4
	溶液調整	2
	溶媒抽出(I)	2
	溶液調整	2
	溶媒抽出(II)	2
	溶液調整	2
	蔞酸塩沈殿ろ過	3
転換工程 (グローブボックス作業)	乾燥, 脱水, ばい焼	1
	弗化, 取出し, 秤量	2

(小計) 22日

\*セル内作業はグローブボックス作業に1日加算

大工程	小工程	時間(日)
金属Pu還元工程 (グローブボックス作業)	カルシウム混合	1
	混合物の充填	1
	加熱還元	1
	スラグ分離, 酸洗浄	1

(小計) 4日

#### (3) 8kgの金属プルトニウムを得るに必要な時間の推定

##### ① 総バッチ数

金属Pu還元    9バッチ (8000g ÷ 888g = 9)

ペレット溶解～PuF<sub>4</sub> 調製 18 バッチ

② 所要時間の計算

(前提)

- ・金属 Pu 還元工程はその他の工程とは独立して行われる。
- ・その他の工程は前のバッチが転換工程に入ると、次のバッチが開始される。(即ち 3 日間のオーバーラップ)

・全処理時間 349 日 (19 日×18 + 3 日 + 4 日)

注: 製品量 7992g Pu (888 × 9)

#### 4. 先進湿式 FBR サイクル (U/Pu 混合溶液、Np,Am,Fp を含む) (ケース 4)

##### 4.1 前提条件

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。蓚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。

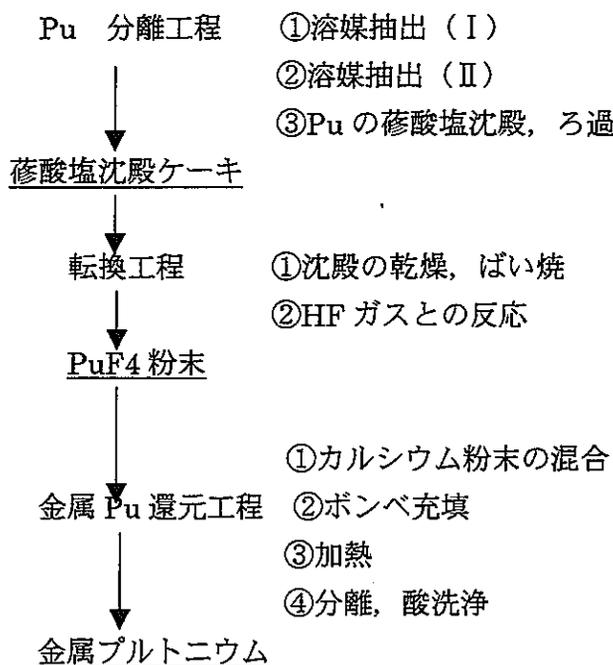
② Pu,U 混合溶液の組成は次のように考える。

180gU/l、60gPu/l

③ 処理バッチサイズ及び収率

~PuF <sub>4</sub> 調製	0.5kg Pu/バッチ	92%
金属プルトニウム還元	1kg/バッチ	98%

##### 4.2 工程



##### 4.3 転換時間の推定

(1) 1バッチ当たりの処理量と製品量

・ PuF <sub>4</sub> 粉末調製まで	Pu,U 混合溶液	8 l (480g Pu)
	製品量	442g Pu (収率 92%)
・ 金属プルトニウム還元	還元量	884g Pu
	製品量	866g Pu (収率 98%)

(2) 1 バッチ当たりの処理時間

大工程	小工程	時間 (日)
溶液調整 (セル内作業)	セル内搬入 秤量 溶液調整	3
分離工程 (セル内作業)	溶媒抽出 (I) 溶液調整 溶媒抽出 (II) 溶液調整 硝酸塩沈殿,ろ過	2 2 2 2 3
転換工程 (グローブボックス作業)	乾燥,脱水,ばい焼 弗化, 取出し, 秤量	1 2

(小計) 17 日

大工程	小工程	時間 (日)
金属 Pu 還元工程 (グローブボックス作業)	カルシウム混合 混合物のボンベ充填 加熱還元 スラグ分離, 酸洗浄	1 1 1 1

(小計) 4 日

(3) 8 kg の金属プルトニウムを得るのに必要な時間の推定

① 所要バッチ数

金属プルトニウム還元 9 バッチ ( $8000 \div 886 = 9$ )

PuF<sub>4</sub>調製まで 18 バッチ

② 所要時間の計算

(前提)

- ・ 金属 Pu 還元は他の工程とは独立に行われる。
- ・ 前のバッチが転換工程に入ると次の工程が開始される。

・ 全処理時間 259 日 (14 日×18+3 日+4 日)

注: 必要な溶液量 144 l

製品量 7974g Pu

## 5. 先進乾式 FBR サイクル (燃料集合体) (ケース 5)

( $\text{UO}_2 + \text{NpO}_2$  粒子,  $\text{PuO}_2(+\text{Am})$  粒子の振動充填燃料)

### 5.1 前提条件

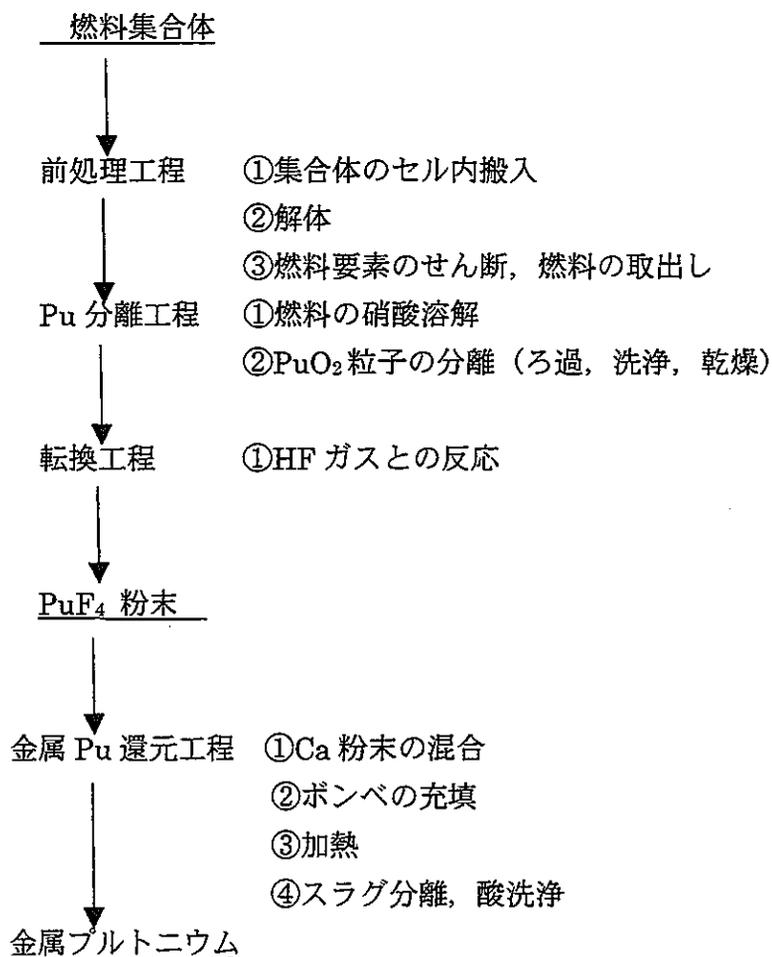
リファレンス高速炉燃料の設計仕様を現在の取替燃料のそれとほぼ同様であると仮定し、外側炉心燃料を転用とする。(注、充填密度 8.2%TD の振動充填燃料とする。)

- ・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 ( $\text{UO}_2$  ペレット+MOX 粒子)  
62g  $\text{PuO}_2$  54.7g Pu

#### (2) 処理バッチサイズ

- ・燃料ペレット溶解～ $\text{PuF}_4$  調製 0.5 kg Pu/バッチ
- ・金属プルトニウム還元 1 kg Pu/バッチ

### 5.2 処理全体工程



### 5.3 転換時間の推定

#### (1) 1 バッチ当たりの処理量と製品量

・燃料要素のせん断から PuF<sub>4</sub> 調製 せん断, 溶解 9 本 (3204g Oxide, 492g Pu)

製品量 453g Pu (収率 92%)

・プルトニウム金属還元

還元量 906g Pu (453gPu × 2)

製品量 888g Pu (収率 98%)

#### (2) 1 バッチ当たりの処理時間

大工程	小工程	時間 (日)
前処理工程 (セル内作業)	集合体のセル内搬入 解体 せん断, 燃料の取出し	2
Pu 分離工程 (セル内作業)	燃料溶解 PuO <sub>2</sub> 粒子の分離 (ろ過, 洗浄, 乾燥)	7
転換工程 (グローブボックス作業)	弗化, 取出し, 秤量	2

(小計) 11 日

大工程	小工程	時間 (日)
金属 Pu 還元工程 (グローブボックス作業)	カルシウム混合	1
	混合物の充填	1
	加熱還元	1
	スラグ分離, 酸洗浄	1

(小計) 4 日

#### (3) 8 kg の金属プルトニウムを得るに必要な時間の推定

##### ① 総バッチ数

金属 Pu 還元 9 バッチ (8000g ÷ 888g = 9)

燃料のせん断, 取出し ~ PuF<sub>4</sub> 調製 18 バッチ

##### ② 所要時間の計算

・全所要時間 168 日 (9 日 × 18 + 2 日 + 4 日)

注 製品量 7992g Pu (888g × 9)

## 6. 転換時間の比較

8 kg の金属プルトニウムを得るための転換時間をまとめると下表のようになる。  
 なお、各ケースのプルトニウム製品量にバラツキがあるのは、転用対象物中のプルトニウム濃度が異なり、従って処理バッチ数が異なるためである。

〔転換時間の比較〕

	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5
	現行サイクル (湿式)	現行サイクル (湿式)	先進サイクル (湿式)	先進サイクル (湿式)	先進サイクル (乾式)
転用対象物	燃料集合体	硝酸 Pu 溶液	燃料集合体	Pu,U 混合溶液	燃料集合体
転換時間 (日)	187	79	349	259	168
Pu 製品量 (g)	8580	8460	7992	7974	7992

この結果より、転換時間から考えて次のようなことが云えよう。

- (1) 先進サイクル (湿式) は現行サイクル (湿式) に比べて、転換時間が格段に長くなり、核拡散抵抗性が増大する。  
 集合体転用の場合、約 2 倍。溶液転用の場合、約 3 倍。
- (2) なお、現行サイクル (湿式) で硝酸プルトニウム溶液は当然のことながら転換時間から考えると危険な対象物であることが判る。
- (3) 先進サイクル (乾式) は、燃料集合体の転用で見ると、現行サイクル (湿式) の場合と比べ格段に転換時間が長くなったと云えず、核拡散抵抗性は同程度である。これはサイクルプロセスに  $\text{PuO}_2$  単体の使用が出てくるためである。

## 7. その他の諸量の比較

### 1) 原料所要量の比較

中間製品及び製品から 8 kg の金属プルトニウムを製造する上で、必要となる所要原料量を仮定した工程収率をもとに推定すると以下のとおりとなる。

今回の推定では、転用される原材料の工程内でのインベントリーロスを実験室規模であり、バッチ操作に近いので、極力少ないと考え無視している。大型設備での転用を考える場合は、これらの要素を考慮し 2 倍程度の原材料の確保が必要となる。

### 所要原料量

ケース	所要原料量	製品量 (Pu)	備考
ケース 1	集合体 1.06 体	8580 g	注 1)
ケース 2	硝酸 Pu 溶液 45 l	8460 g	200 g / l
ケース 3	集合体 0.96 体	7992 g	注 1)
ケース 4	U, Pu 混合溶液 144 l	7974 g	60 g / l
ケース 5	集合体 0.96 体	7992 g	注 1)

注1) もんじゅ集合体はおおよそ一体当たり 8900gPu を含有。

(1)集合体の場合 1 体の燃料集合体を輸送する必要がある、現行の FBR サイクル (もんじゅ) での燃料のケース 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、取扱いに遮蔽容器、ハンドリング設備が必要で取扱いが難しい。

(2)溶液の場合、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量的に多く、臨界管理と同時に遮蔽容器も必要となる。

### 2) 所要マンパワー

本転用に際しては、10 名程度の工程専門技術者が施設の運転を行い、金属プルトニウム製造に従事する。

この中には安全管理、分析要員、ユーティリティ関係の要員、交代勤務要員は見込んでいない。今回の転用の前提はあくまで施設社側が転用を行うものであり、これらのサービスは所有していると仮定している。セル操作等では運転員の質と言う面で技量を要求される。

### 3) 施設規模の比較

施設規模として、グローブボックスを中心とした東海事業所プルトニウム第 2 開発施設や CPF 的な施設でのホットセルを想定している。

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、何処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

①ケース 1 では施設としてグローブボックスでのハンドリングで、対応が可能であると考えられる。前処理工程、溶解、Pu・U の分離も 1 サイクルで比較的施設規模が小さくなる。

②ケース3では前処理工程(集合体、解体、せん断)がホットセル内での操作となり、その後のプルトニウムを分離精製する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。

ケース5ではケース3と比較すると振動充填燃料でPu分離工程がシンプルになる場合は(硝酸溶解、洗浄、乾燥でPuO<sub>2</sub>分離)、沈殿生成、ばい焼工程が不要で単純化される。

#### (2)溶液の場合

①ケース2の硝酸プルトニウム溶液でありケース1に比べ単に溶液調整してPu 蔭酸塩沈殿操作で転換工程に持っていける。全てグローブボックスである。

②ケース4のU/Pu混合溶液はNp、Am、Fpを含有し、Puを取り出すまでに抽出分離操作を2サイクル必要で、これらはグローブボックスでは無理で、セルへの溶液の受け入れ隣、溶液調整、抽出分離操作までがセル内で行うことになる。

#### (3)施設規模の比較

上記(1)、(2)の事項を考えると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

#### 4) 施設コスト

今回の検討では、施設の設計を行っておらず、施設コストを計算できないが、過去の東海事業所の施設建設コストから定性的に判断して、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倍以上のコストが想定される。

### 第3章 核拡散抵抗性の検討

第1章及び第2章の検討結果について「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」で議論した結果を第3章でまとめる。

#### 1. 核拡散抵抗性評価因子

##### 1) 評価因子の洗い出し

序章で挙げた検討の前提条件及び考慮事項について、検討委員会で検討し、以下の評価因子を抽出した。

- ①中間製品及び製品の放射能
- ②計量管理精度、保障措置性
- ③有意量、所要核物質量
- ④転用時間
- ⑤施設容量
- ⑥コスト、投資能力

##### 2) 委員会委員から提案された考え方。

- ① 核物質の転用検知の観点から  
(核物質の形状や組成の観点から) 計量の容易性  
(保障措置の観点から) 検認の容易性
- ② 直接利用物質取得の観点から  
(サイクル、工程に存在する核物質から金属プルトニウム又は金属高濃縮ウラン入手に係る) 時間、設備、経費、技術
- ③ 兵器級物質取得の観点から  
(サイクル、工程に存在する核物質から兵器級プルトニウム、ウラン入手に係る) 時間、設備、経費、技術
- ④ サイクル、工程からの転用の観点から  
(サイクル、工程に存在する核物質、設備から兵器のための核物質を生産する観点から)  
転換設備の有無  
不純物の有無(程度)  
計量、検認設備の程度  
取り扱いの容易性  
など

### 3) 評価因子の分析

区 分		評価因子	備 考
I. 転用性の評価	魅力度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・有意量*</li> <li>・同位体組成*</li> <li>・取扱い易さ</li> <li>・移動のし易さ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>} 臨界量*</li> <li>} 転用性</li> <li>(探知, 転換と関連)</li> </ul>
	探 知	<ul style="list-style-type: none"> <li>・探知確率</li> <li>・探知時間*</li> </ul> <p style="text-align: center;">等</p>	
	転 換	<ul style="list-style-type: none"> <li>・転換時間*</li> <li>・必要施設</li> <li>・必要技術</li> </ul> <p style="text-align: center;">等</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>} 既設とすれば,</li> <li>時間代用可?</li> </ul>
II. 保障措置の適用		<ul style="list-style-type: none"> <li>・手法の適用</li> <li>・計量性</li> <li>・環境モニタリング</li> </ul> <p style="text-align: center;">等</p>	
III. 核物質防護の適用		<ul style="list-style-type: none"> <li>・検知性</li> <li>・移動性</li> </ul> <p style="text-align: center;">等</p>	

\* : 定量化の可能性のあるもの, 他は対比として定性的に検討するもの  
 II、IIIは留意事項

## 2. 核拡散抵抗性の定義と評価について

### 1) 従来の核拡散抵抗性について

核拡散抵抗性が議論され始めたのは、INFCEの頃からではないかと思う。INFCEでは、核不拡散の枠組みが次のように整理されたと理解している。

- ①核拡散抵抗性の高い技術の開発とその適用
- ②保障措置の適用
- ③その他の制度的枠組み (NPT、PP条約、二国間原子力協定、ロンドンガイドライン等。追加すべき新たな枠組みとしてIPS、ISFM。今日では、CTBT、FMCT等)
- ④信頼醸成措置の実施

これらの措置は多重防護的構成をしており、大雑把にいて、①<②<③<④の関係にある。即ち①がHard Coreで、④がSoft Blanket。核拡散抵抗性は①のキーワードとして出てくる。

核拡散抵抗性の高い技術として考えられたのは、

- ・当時進行中の、研究炉燃料用高濃縮ウランの低濃縮化
- ・ウラン燃料の軽水炉でのonce through利用（米国の出張。米国は、これを認めさせ、Pu利用を凍結しようとした。）
- ・その後、動燃では、転換工程における共転換法が実用化された。
- ・原研では、岩石型燃料によるプルトニウム燃料のonce through利用が研究された。
- ・プルトニウムの燃焼による高次アイソトープ化も、これを核兵器の原料として用いれば核兵器の性能を著しく低下させることから、核拡散抵抗性の高い技術として該当すると考えられるが、そのような技術としては認められていない。

（保障措置規準にも反映されていない。）

このことから、核拡散抵抗性の高い技術とは、核燃料サイクルで用いられる核物質を、核兵器の原料物質に変換・加工する道程をより困難なものとすることによって、核拡散をより困難にする技術と理解できる。なお、核拡散抵抗性には、保障措置上の取扱いは変わらないものの、PA上の効果が認められるという側面がある。

## 2) 核拡散抵抗性の定義について

従来、核拡散抵抗性は、核兵器用原料の生産という技術的側面から主に考えられてきた。このような観点に立って核拡散抵抗性を定義することもできようが、核不拡散政策のダイナミックな展開を図る上から、もう少し範囲を広げてはどうか。かといって、上記①～④を全て含むとするのは広げ過ぎだと考える。

従来、核燃料サイクルの設計に当たっては、保障措置への配慮が、必ずしも十分になされてきたとは言えない。即ち、核燃料サイクルに合わせて保障措置を考えるというのが一般的であった。これに対して、次のように議論することができる。

1. 保障措置の適用を容易にする（有効性を高め、効率を上げる）ように核燃料サイクルを考えた方が、効率的であり得るし、PA上も好ましい。
2. 核拡散抵抗性の高い技術を用いることによって、保障措置を簡便化し得る可能性がある。また、PA上も好ましい。

この考えは、保障措置（あるいはもっと一般に核不拡散政策）を前提とし、これと調和の取れた核燃料サイクルを目指すアプローチであるといえる。このようなアプローチの検討を、核拡散抵抗性の下でやってはどうかと考える。

## 3) 核拡散抵抗性の評価について

上記2)のように核拡散抵抗性を定義すると、核拡散抵抗性の評価は以下について行うこととなる。

- ① 対象とする核燃料サイクルは、技術開発、操業上の安全性、全体としての経済性等から、妥当なものか。
- ② 有効で効率的な保障措置の適用は可能か。一定の有効性を達成するように保障措置を設計した場合のコストはどうか。
- ③ 最も低コストの入手経路（Acquisition Path: AP）は何か。また、その時の入手に要するコストはどうか。

なお、従来の保障措置設計では、未申告施設・活動の存在を前提とした転用経路分析が行われてきた。転用経路の分類に用いられるキーワードには、次のものがある。

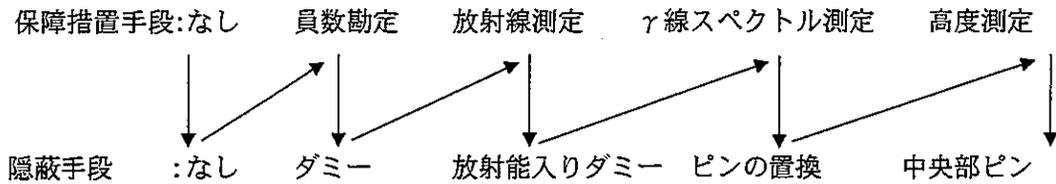
- ① 当該核物質の魅力度（転用後の処理工程が簡単なもの程魅力度が高い）
- ② 転用の技術的困難さ
- ③ 転用隠蔽手段の技術的困難さ

従来、核拡散抵抗性のパラメータとしては主として①が考えられてきたが、②及び③も対象とする。また、追加議定書により新たに未申告原子力施設・活動の探知手段が導入されたため、入手経路には、従来の転用経路に、転用後の処理工程も含まれることとなる。このため、②、③において「転用」を「AP」と置き換えることが必要であり、また、この②及び③の比重が従来と比べ大きくなると言える。

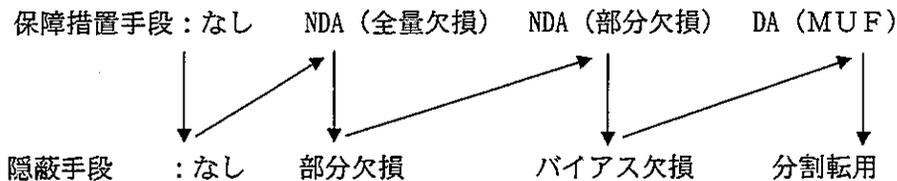
### 3. 転用隠蔽手段の技術的困難さ

- ① 有意量の核物質の転用を、転用者と保障措置実施機関との間のゲームとして考えた場合、転用者の取る戦略は、保障措置実施機関には分からないが、保障措置実施機関の取る戦略は、転用者には自明であるという関係にある。
- ② 保障措置実施機関は、転用者の取り得る転用行為を分析し（転用経路分析）、対抗手段（保障措置手段）を講じる。
- ③ しかし、このことも転用者には自明であるので、転用者は、転用行為が探知されないように工作する（隠蔽手段を適用する）と考えられる。
- ④ そこで保障措置実施機関は、隠蔽手段に対しても対抗手段（保障措置手段）を講じることとなる。
- ⑤ 上記③④は繰り返され、その度に、隠蔽手段も保障措置手段も技術的困難さが増大する。
- ⑥ 保障措置クライテリアでは、技術的困難さを評価した上で、一定レベル以上の隠蔽手段が取られる可能性はないとして保障措置手段を講じないこととしている。
- ⑦ しかし、このような対応に懸念を示す向きもあり、技術の進歩を考慮して、適宜に見直すべきだとしている。

⑧ 例1：使用済燃料集合体の転用



⑨ 例2：バルク物質の転用



⑩ IAEAの保障措置有効性評価法検討グループ (AGM, CM) で、隠蔽手段の技術的困難さを評価して、技術的に困難な隠蔽手段に対抗する保障措置手段は強度（頻度等）を低下させるとする考えが検討された。しかし、陽の目を見ることなく、保障措置クライテリアが採用された。

⑪ 新保障措置では未申告活動も対象とすることから、未申告活動に係わる隠蔽手段が考えられる。

転用者の転用行為 : 核物質の転用+輸送+施設の新設・改造・運転

SG実施機関の対象 : 在来保障措置手段+  
拡大申告+一般情報等との整合性+補完的アクセス

隠蔽手段 : 拡大申告はしない。  
別目的で施設を新設，別目的の施設の全部又は一部を改造  
別目的の施設を新設する際，秘密地下施設を併設  
(→目視+場所特定環境モニタリング+広域環境モニタリング)  
密閉構造+フィルター排気+輸送容器の除染  
又は，原子力サイト内 (→あらゆる場所にアクセス可能)  
又は，汚染した場所 (→操業停止施設，解体施設にアクセスあり)

課題： 広域環境サンプリングの有効性

「密閉構造+フィルター排気」の条件下で，所定の核物転換工程は可能か

「輸送容器」による環境汚染の程度

#### 4. 核拡散抵抗性評価因子の検討結果

核拡散抵抗性評価因子とその重要度についてまとめる。下表のとおりとなる。

重要 ◎>○>\*> ; ?不明

特性区分	I. 基本的抵抗性			II. 実施/対応上の項目				III. 適用項目		
	兵器性能	転用時間	盗取リスク	施設規模	移動取扱い	コスト人員	検知性	保障措置		P.P.
INFCI RC 153								INFCI RC 540		
(次元)	(n/sec)	(days)				\$		(定性的表現)		
(備考)			無次元		無次元		無次元			
(盗取機関)										
国家	◎	◎	○	○	○	*	◎	◎	◎	○
サブ国家	◎	◎	○	○	○	?	◎	*	*	*
テロ集団	○	○	◎	○	○	◎	○	*	*	◎
今後の課題	(1) 兵器性能としての評価 (2) 転用時間における重要因子の感度解析			(1) 各項目についての検討				(2) 各項目についての利害得失のまとめ		

## 5. 拡散抵抗性評価手法

中間製品及び製品の拡散抵抗性の予備的考察を第1章で行い、それらの手法の適用性についての検討を委員会で行い、以下の意見が出され、今後検討を進める方向性が示唆された。

- ・ 多数ある抵抗性要素の中で物質特性という一面から評価した場合であることを明確にしてまとめ、他要素検討の出発点とすべきである。
- ・ 再処理製品の貯蔵形態（液体／固体）を考えた貯蔵施設についても評価に組み入れるべきである。
- ・ 今後の考え方として、使用済燃料のブランケットについては別個に扱い評価すべきである。
- ・ 感度解析を行った上で、各物理量のランク区分の妥当性の確認又は見直しをする必要がある。
- ・ 盗取対象とする固体 (ITEM) の大きさ (単位量) は1つの要素となると考える。
- ・ 核拡散リスクという言葉は厳密に言えば使えない。核拡散は、国家とか集団が、人間の意志によって起こすものであり、確率の事象とは考えられない。核拡散抵抗性が高いからと言って、核拡散が起こらない訳ではない。したがって、確率関数ではなく、評価関数 (こういう方法で評価した) とした方がよい。
- ・ 核拡散抵抗性を核拡散の観点から評価関数として考えた場合、評価関数を構成するパラメータとして、
  - ・ コスト : 取得, 転用, 輸送, 隠蔽工作のコスト
  - ・ 時間 : " の時間
  - ・ 爆弾の性能 : (例えば, 自発中性子の発生数として, Pu-238 に等価換算)
  - ・ 爆発するのか (成功確率) : (性能に比例するとも考えられる。)
  - ・ 発見のされ易さ (探知確率) :
- ・ が考えられ、これらを単純に積又は和とすることも1つであるが、それぞれのパラメータについてバリュウーを設定し、価値関数的な考え方を導入して評価する方法もあると思う。そうすることで、国とテロ集団の区別、各因子の重み付け、しきい値レベル等についても対応が図れるのではないか。
- ・ 物質区分として扱うものの単位量、燃料集合体とか、固体の場合の容器容量とかは考慮しているのか。今後、具体的に詳細化していく時に、ITEM の大きさは1つの要素になると考える。

## 6. FBR サイクル核拡散抵抗性検討の今後の課題

### 1)平成 11 年度検討事項

#### (1)各 FBR 燃料サイクルシステムの特性検討

FBR 燃料サイクルオプションの中で、酸化物燃料システムとして現在考えられている以下の燃料サイクルについて、これらシステムから取出せる可能性のある原料（工程中間製品及び最終製品等）の特性を化学的、物理的形態、プルトニウム及びウラン核物質濃度、それに同伴する核分裂生成物やマイナーアクチノイド核種の量、放射エネルギーの観点から分類し、核物質特性を明らかにした。

それらの原料の持つ核拡散リスクについて、プルトニウムの濃度、純度、放射エネルギー、物理的形態等の観点から評価を行った。

#### (2)各サイクル原料からの金属製品製造の難易度検討

各サイクル原料から金属に転換製造する方法について、(1)の検討結果に基づき、リスクの高いと考えられる原料の金属製品への転換時間の推定し、相対比較を行い、その転用の難易度について各サイクル原料の検討を行った。本検討結果について、検討委員会で討議を行った。

#### (3)核拡散抵抗性評価因子の検討

平成 11 年 11 月から「FBR サイクル核拡散抵抗性検討委員会」を設置し、4 回の検討委員会を開催し、以下の検討を実施した。

##### ①検討の前提条件の検討

##### ②核拡散抵抗性評価に係わる評価因子の検討

- ・ 中間製品及び最終製品の放射能
- ・ 所要原料核物質質量、有意量
- ・ 施設容量
- ・ 転用時間
- ・ 保障措置性（検知性と計量性）

上記の因子の他、核物質の魅力度、透明性、核兵器としての要求核物質純度、転用隠蔽の困難さ、核物質の盗み易さ等の意見が出された。

##### ③各サイクルの核物質特性の検討

事務局で検討した資料に基づき各原料の放射能の検討、拡散リスクの検討を実施した。

中間製品及び最終製品の核物質特性として、検討対象サイクルの各工程における核物質の種類／状態、濃度／流量、核種の量、放射エネルギー、Pu 濃度、Pu/U比を取り上げた。

##### ④金属製品への転換の難易性の検討

事務局で検討した資料に基づき、転換時間、所要原料核物質質量の検討を実施し

た。なお、施設の特質として作業形態(セル内作業、グローブボックス作業)等を検討した。今後、感度解析等を行う必要がある。

## 2)今後の課題

本年度の検討結果に対して今後検討すべき課題、検討の方向性について、以下の課題が挙げられる。

### ①保障措置性（検知性と計量性）

本検討では、核分裂生成物（FP）やマイナーアクチニド（MA）が同伴する場合の監視や分析の難易度、目的核物質の分析精度の低下等に起因する先進リサイクルシステムにとって未解決の部分である。検知までの時間がかかるマイナスの要素を含むと考えられる。

一方、環境モニタリング、環境サンプリングの観点からは、これらの特定 FP や MA が同伴することにより監視が容易になるとも考えられる。

今後具体的に検討する必要があるが、透明性を担保する上で不可欠の事項であるが、他の因子とその性格を異にするため、定性的な検討となる。

### ②核拡散抵抗性評価に向けた評価因子の定量化

各評価因子の定量化については、現段階では、現行のサイクルに対してある前提を置き、相対的検討を行う必要があるが、各評価因子の尺度を、何にすべきか、未検討である。

- ・核物質の放射エネルギー、放射線量（Bq、Sv、Gy）
- ・保障措置検知性、難易度（時間、検出感度、MUF量）
- ・転用隠蔽難易度（－）
- ・転用時間(時間)
- ・核物質の魅力度（核物質純度、有意慮に対する所要核物質原料、転用時間が短い）
- ・核物質の盗み易さ（核物質へのアクセス性、取扱い易さ、形態）

### ③抵抗性総合評価手法

上記各因子に対する各性質が明らかになった場合に、これらの因子を総合的にどの様に評価すべきか。

- ・各因子の規格化
- ・各因子の核拡散抵抗に対する重み付け
- ・しきい値がある場合（或レベル以下では影響ゼロ）の各因子の評価
- ・総合的評価手法（他の分野での評価方法等の検討要）

### ④その他の事項

- ・FBRサイクルにおける原子炉も含めた核拡散抵抗

今後の核拡散抵抗性評価の方法として次の提案が委員から出されている。

(1)核拡散抵抗性評価方法の提案－1

抵抗性を評価する要素としては、物質と資材機材のみに着目して評価することが適切と考える。

保障措置や核物質防護等の制度に依存ものは、考慮する事項として取り扱う。(こうしておくことにより、例えばある国が突然 NPT を脱退するなどした場合における抵抗性を評価できることになる)

また、同じく考慮する事項として活動の透明性等も挙げられる。

こうした基本的な考え下で、抵抗性を評価する要素としては、

コスト

時間

爆発装置の性能

探知され易さ

があり、評価の案を下表に示す。

評価条件	国家が行う場合		サブナショナル	
	公開で行う場合	秘密裏に行う場合	国家が容認している場合	秘密裏に行う場合
評価の基本要素				
コスト				
時間				
性能				
検知容易性				
考慮する事項	国際保障措置の適用	適用されている保障措置の内容、実施状況等		
	国内法の適用	国際法の整備状況等		
	透明性			
	国際関係	地域の安定性、貿易関係		
	インフラ	技術、予算、施設等		
	国内状況			
	原子力の状況			

(2)核拡散抵抗性評価方法の提案－2

評価の手順として以下の順序で進めるのが合理的と考える。

各評価因子毎に、それぞれのオプションサイクルの相対比較を行う(半定性的定量化ないし定性比較する)。評価因子としては、11年度の作業において提案された、以下のものを用いる。

- ① 核物質としての魅力度 (Pu 同位体組成)
- ② 転用時間・隠匿難易度
- ③ 保障措置性 (計量性) ないし透明性
- ④ 転用検知性
- ⑤ 必要な転用操作ないし施設の規模 (ハード的大変さ)

以上の結果をある種の「サイクルオプションの不拡散性のプロフィール情報」として保有し、オプションサイクルのその後の評価に利用する。

評価因子の結果については以下の点について考慮する。

- ① サイクルの評価対象物質として、明らかに現実的でないものはその後の評価対象からの除外を考慮する (例、ハル、スラッジなど)。
- ② 基本的には、原料としての魅力度が高い物質、数種類について評価すれば良いと考える。
- ③ 評価の視点は、実施国の核転用の意図に関係する「Incentive Factor(核物質としての魅力度、必要な転用操作ないし施設の規模)」と、外部からの監視のしやすさを示す「Transparency Factor (転用時間・隠匿難易度、保障措置性 (計量性) ないし透明性、転用検知性)」に分けて考える方がわかりやすい。

核拡散抵抗性は、サイクルの選定の決定的要因ではなく、きわめて政治的かつアピール性に満ちたものであると考える。従って、上記の「プロフィール情報」の結果で、どのサイクルが駄目でどのサイクルが良しという絶対的な判断はなかなかできないはずであり、むしろ、上記のプロフィールに従って、「明らかに核転用の意図がない」あるいは、「明らかに核兵器的でない」サイクルであることが相対的に示せればよい、と考えられる。

従来のサイクルは核兵器技術から作られたものであり、「平和利用のための最低限の仕様を満たしたサイクルであること」が相対的に示せれば良いわけである。絶対的に核拡散抵抗性を判断するしきい値というのは存在しないはずであり、「明らかに核兵器的でない」サイクルであるかないかの判定ができれば良いと考える。そういう意味で、本委員会では「サイクルオプションの不拡散性のプロフィール情報」を比較的客観的に作ることが大事な作業である。

プロフィールでの定量的な指標の結果にかかわらず、非常に粗い判定基準として、以下のものが重要であると思います。

- ① 高 Pu フィッサイル同位体組成のプルトニウムが扱われるか否か (低燃焼度ブランケット燃料など)
- ② Pu の精製が行われているか否か。(非分離型、低除染型)
- ③ 検知にかからない容易な盗取がし易いかしにくいか

①のPu同位体としての魅力度に関する課題は、従来は多少タブー的な側面があったのですが、Puの爆弾としての魅力度に、ある程度触れざるを得ない。このために、Puでの自発的な中性子源の量を明確に比較する。フィズルイールドを計算することも可能であるが、これをやるか否かは政治的な判断が要るかと思う。しかし、いわゆる WEAPON GRADE や SUPERWEAPON GRADE の持つ中性子源の強さを、ある（最も核兵器的なレベルの）指標にすれば簡単な半定量評価にはなると考えられる。

保障措置性は、決定因子にはなりにくいと考えられる。しかし、「保障措置がやり易い」というアピールは、その物理的な価値とは別に、アピール性としては大きいのではないかと考えられ、各オプションの保障措置性はしっかりと評価しておいた方が良いと考えられる。特に、国際機関による、計量や非転用の確認が現実的な範囲で可能であるということは、アピール性として大変大きなファクターになると思われる。

結果的に予想すれば、先進サイクルとしては、低除染型のサイクルであれば「どんぐりの背比べ」になり、ブランケットの存在の有無は大きく効くと考えられる。増殖を指向するサイクルであるなら、Incentive Factor の視点からは、以下のようなサイクル像が浮かぶ。

- ・ 軸ブランケットのみ、または、内分転換比のよい炉心
- ・ Pu の分離精製からほど遠い、低除染非分離型
- ・ 兵器利用に妨害になる物質（中性子源となる同位体や元素）が多く共存
- ・ サイクルのいずれのポイントにおいても、Pu の同位体組成が「核兵器的でない」

また、Transparency Factor の視点からは、以下のようなサイクルが望まれると考えられる。

- ・ 核物質の Item が大きくて明確であること
- ・ 核物質移動の少ないサイクル（closed または co-location）
- ・ 計量性が明確で速いサイクル
- ・ 転用意図や操作が外部監視に対して現れやすいサイクル（改造などが大掛かりになる）

添付資料一(1) 使用済燃料の組成—元素単位に集計(処理量:50ton-HM/年、3年冷却、稼働日数/年:200)  
(重量)

元素	FBR炉心燃料 (165,300MWd/T)	FBR軸方向ブランケット (16,245MWd/T)	FBR径方向ブランケット (4,160MWd/T)	合計 重量(g/日)
	重量(g/日)	重量(g/日)	重量(g/日)	
U	6.715E+04	7.228E+04	6.337E+04	2.028E+05
Pu	1.931E+04	4.860E+03	2.256E+03	2.643E+04
Np	5.512E+01	1.099E+01	5.518E+00	7.163E+01
Am	8.525E+02	5.127E+00	6.650E-01	8.583E+02
Cm	8.689E+01	3.608E-03	9.519E-05	8.689E+01
小計	9.945E+02	1.612E+01	6.183E+00	1.017E+03
Kr	1.171E+02	1.157E+01	2.814E+00	1.315E+02
Xe	2.248E+03	1.954E+02	4.795E+01	2.491E+03
I	1.659E+02	1.600E+01	4.039E+00	1.859E+02
Mo	1.527E+03	1.373E+02	3.344E+01	1.698E+03
Tc	3.802E+02	3.528E+01	8.883E+00	4.244E+02
Ru	1.455E+03	1.228E+02	2.661E+01	1.604E+03
Rh	4.160E+02	3.848E+01	9.136E+00	4.636E+02
Pd	1.297E+03	9.453E+01	2.062E+01	1.412E+03
Sr	2.183E+02	2.195E+01	5.768E+00	2.460E+02
Cs	1.819E+03	1.599E+02	4.003E+01	2.019E+03
H(T)	2.872E-02	2.589E-03	6.857E-04	3.199E-02
Se	1.894E+01	1.895E+00	4.661E-01	2.130E+01
Y	1.195E+02	1.223E+01	2.576E+00	1.343E+02
Zr	1.266E+03	1.194E+02	2.851E+01	1.414E+03
Nb	1.931E-03	1.741E-04	3.999E-05	2.145E-03
Ag	1.198E+02	9.021E+00	2.098E+00	1.309E+02
Sn	9.094E+01	9.528E+00	2.239E+00	1.027E+02
Te	3.124E+02	2.872E+01	7.007E+00	3.481E+02
Ba	7.841E+02	6.554E+01	1.520E+01	8.648E+02
La	5.737E+02	5.056E+01	1.246E+01	6.367E+02
Ce	1.040E+03	9.245E+01	2.294E+01	1.155E+03
Pr	5.276E+02	4.719E+01	1.178E+01	5.866E+02
Nd	1.748E+03	1.577E+02	3.899E+01	1.945E+03
Pm	3.427E+01	3.688E+00	1.281E+00	3.924E+01
Sm	5.481E+02	4.666E+01	1.107E+01	6.058E+02
Eu	5.728E+01	4.880E+00	1.212E+00	6.337E+01
Gd	6.599E+01	4.636E+00	9.447E-01	7.157E+01
小計	1.695E+04	1.487E+03	3.581E+02	1.880E+04
総合計	1.047E+05	7.867E+04	6.599E+04	2.494E+05
備考				

添付資料—1(2) 使用済燃料の組成—元素単位に集計(処理量:50ton-HM/年、3年冷却、稼働日数/年:200)  
(線源)

元素	FBR炉心燃料 (165,300MWd/T)	FBR軸方向ブランケット (16,245MWd/T)	FBR径方向ブランケット (4,160MWd/T)	合計 線源(Bq/日)
	線源(Bq/日)	線源(Bq/日)	線源(Bq/日)	
U	1.019E+11	2.765E+09	1.114E+09	1.058E+11
Pu	4.137E+15	8.658E+13	1.745E+13	4.241E+15
Np	2.537E+12	5.831E+08	1.558E+08	2.538E+12
Am	7.903E+13	6.534E+11	8.469E+10	7.977E+13
Cm	2.654E+14	5.927E+10	3.434E+09	2.655E+14
小計	3.470E+14	7.133E+11	8.828E+10	3.478E+14
Kr	8.762E+13	8.332E+12	2.232E+12	9.818E+13
Xe	1.248E+01	5.402E-02	3.774E-03	1.253E+01
I	7.911E+08	7.504E+07	1.889E+07	8.850E+08
Mo	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Tc	2.387E+11	2.213E+10	5.576E+09	2.664E+11
Ru	1.383E+15	9.875E+13	3.071E+13	1.513E+15
Rh	1.383E+15	9.875E+13	3.071E+13	1.513E+15
Pd	4.288E+09	3.238E+08	7.271E+07	4.685E+09
Sr	6.253E+14	6.257E+13	1.657E+13	7.044E+14
Cs	2.600E+15	1.831E+14	4.177E+13	2.825E+15
H(T)	1.026E+13	9.246E+11	2.449E+11	1.143E+13
Se	6.808E+09	6.612E+08	1.577E+08	7.627E+09
Y	6.253E+14	6.260E+13	1.658E+13	7.045E+14
Zr	1.076E+11	8.836E+09	2.986E+09	1.195E+11
Nb	1.997E+11	1.578E+10	5.691E+09	2.211E+11
Ag	1.018E+13	1.734E+11	3.183E+10	1.038E+13
Sn	4.529E+11	3.343E+10	1.288E+10	4.992E+11
Te	4.510E+13	4.444E+12	1.141E+12	5.069E+13
Ba	1.646E+15	1.413E+14	3.543E+13	1.823E+15
La	6.749E-01	5.517E-02	1.415E-02	7.442E-01
Ce	6.471E+14	5.021E+13	1.849E+13	7.158E+14
Pr	6.549E+14	5.021E+13	1.871E+13	7.238E+14
Nd	1.810E+01	1.597E+00	3.844E-01	2.008E+01
Pm	1.175E+15	1.265E+14	4.396E+13	1.346E+15
Sm	5.569E+13	5.528E+12	1.583E+12	6.280E+13
Eu	2.830E+14	1.912E+13	4.266E+12	3.064E+14
Gd	2.329E+11	3.047E+09	2.327E+08	2.362E+11
小計	1.123E+16	9.127E+14	2.625E+14	1.241E+16
総合計	1.590E+16	1.019E+15	2.860E+14	1.721E+16
備考				

添付資料-1(3) 使用済燃料の組成-元素単位に集計(処理量:50ton-HM/年、3年冷却、稼働日数/年:200)  
(発熱量)

元素	FBR炉心燃料 (165,300MWd/T)	FBR軸方向ブランケット (16,245MWd/T)	FBR径方向ブランケット (4,160MWd/T)	合計 発熱量(W/日)
	発熱量(W/日)	発熱量(W/日)	発熱量(W/日)	
U	1.155E-02	8.008E-04	5.918E-04	1.294E-02
Pu	2.965E+02	1.304E+01	5.190E+00	3.147E+02
Np	1.691E-01	2.574E-04	1.198E-04	1.695E-01
Am	5.883E+01	5.796E-01	7.561E-02	5.949E+01
Cm	2.530E+02	5.868E-02	3.412E-03	2.531E+02
小計	3.120E+02	6.385E-01	7.914E-02	3.127E+02
Kr	3.546E+00	3.372E-01	9.039E-02	3.974E+00
Xe	6.180E-13	2.674E-15	1.869E-16	6.209E-13
I	9.895E-06	9.383E-07	2.362E-07	1.107E-05
Mo	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Tc	3.234E-03	3.000E-04	7.555E-05	3.610E-03
Ru	2.224E+00	1.587E-01	4.936E-02	2.432E+00
Rh	3.586E+02	2.560E+01	7.962E+00	3.922E+02
Pd	6.872E-06	5.187E-07	1.164E-07	7.507E-06
Sr	1.961E+01	1.963E+00	5.200E-01	2.209E+01
Cs	2.886E+02	1.373E+01	2.304E+00	3.046E+02
H(T)	9.339E-03	8.413E-04	2.229E-04	1.040E-02
Se	4.580E-05	4.449E-06	1.061E-06	5.131E-05
Y	9.366E+01	9.376E+00	2.484E+00	1.055E+02
Zr	1.157E-02	9.087E-04	3.318E-04	1.281E-02
Nb	2.510E-02	1.970E-03	7.203E-04	2.779E-02
Ag	4.559E+00	7.765E-02	1.426E-02	4.651E+00
Sn	2.020E-02	1.585E-03	6.460E-04	2.243E-02
Te	1.026E+00	1.011E-01	2.594E-02	1.153E+00
Ba	1.747E+02	1.500E+01	3.760E+00	1.935E+02
La	1.337E-13	1.094E-14	2.804E-15	1.474E-13
Ce	1.160E+01	8.997E-01	3.313E-01	1.283E+01
Pr	1.286E+02	9.976E+00	3.675E+00	1.423E+02
Nd	5.741E-28	4.175E-29	1.515E-29	6.310E-28
Pm	1.143E+01	1.227E+00	4.261E-01	1.308E+01
Sm	1.764E-01	1.752E-02	5.016E-03	1.989E-01
Eu	2.952E+01	1.706E+00	2.456E-01	3.147E+01
Gd	5.685E-03	7.439E-05	5.683E-06	5.765E-03
小計	1.128E+03	8.018E+01	2.189E+01	1.230E+03
総合計	1.752E+03	9.539E+01	2.768E+01	1.875E+03
備考				