

# 将来の高速炉サイクルオプションと しての小型金属燃料高速炉と乾式サ イクル施設を併設した統合型高速炉 (IFR)の技術的可能性調査

笹川平和財団「原子力の持続可能性に関する研究」事業  
「日本の原子力平和利用政策—廃棄物処理/核燃料サイクル検討—」研究会  
報告書

2016 年 11 月 30 日

公益財団法人 笹川平和財団

## 1. はじめに

### 1.1 研究目的

将来の高速炉サイクルオプションの一つとして、ナトリウム冷却小型金属燃料高速炉と乾式サイクル施設を併設した統合型高速炉（IFR）概念が考えられている。ナトリウム冷却金属燃料高速炉と乾式サイクルの組合せは、我が国の高速炉サイクルの実用化研究開発プロジェクトにおいても、ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉と湿式再処理の組合せに次ぐ、副概念と位置付けられ [1]、基礎・基盤的な検討が行われてきている。この IFR 概念の技術的可能性について調査するために、2011 年 3 月の東京電力㈱（現、東京電力ホールディングス㈱）福島第一原子力発電所の炉心溶融事故で発生した燃料デブリを一例として、その処理（燃料デブリを再処理し、回収したプルトニウムやネプツニウム、アメリシウムなどの超ウラン元素（TRU）から燃料を製造し、発電炉で燃焼させてリサイクルさせ、TRU を減少させていくこと）による放射性廃棄物の減容と有害度低減効果について、その実証に至るまでの技術的可能性と課題を検討する。また、この研究を推進するための日米の高速炉サイクル分野での研究協力課題の候補についても検討する。

具体的には、燃料デブリ等の処理に有効と考えられる乾式再処理法と安全性に優れた小型金属燃料高速炉概念を対象に、その技術的可能性や解決すべき課題等を取り纏める。

燃料デブリ取り出し後の処理方法については、燃料取り出し後に判断されと考えられるが、本研究は処理方法に対する一つのオプションとして、取り出した燃料デブリを再処理して回収した U/TRU から燃料を製造し、小型高速炉で燃焼させ、デブリ中の TRU を減少させていく方策を IFR 概念として検討するものである。

### 1.2 研究内容

福島第一原子力発電所の燃料デブリを対象に、これらを処理し、炉においてリサイクルするシステムの技術的可能性を、下記のテーマ別に調査する。

- (1) 乾式再処理システムの概念検討
- (2) 小型金属燃料高速炉の出力規模と概念検討
- (3) 小型金属燃料高速炉の受動的安全性と炉心損傷の影響評価

### 1.3 研究期間

平成 27 年 10 月 1 日から平成 28 年 11 月 30 日まで

### 1.4 実施方法

技術的可能性の調査は、テーマ別に、笹川平和財団から各メーカーへの業務委託型式で実施した。

- (1) 乾式再処理システムの概念検討（㈱東芝）
- (2) 小型金属燃料高速炉の出力規模と概念検討（日立 GE ニュークリア・エナジー㈱）

### (3) 小型金属燃料高速炉の受動的安全性と炉心損傷の影響評価（三菱重工業㈱）

なお、本検討を実施するにあたり、国内専門家による研究会を組織した。研究会は笹川平和財団より業務を請け負うニュークリア・サロン（NSF）が事務局として、調査を委託したメーカ 3 社より随時報告を受けつつ議論を行った。

委員会は、平成 27 年度に 3 回、平成 28 年度に 3 回実施した。また、平成 28 年 8 月 26 日には米国アルゴンヌ国立研究所より、原子炉の安全性、乾式再処理の専門家各 1 名ずつ（Dr. Tanju Sofu, Dr. Mark A. Williamson）を招き、研究会メンバーと意見交換を実施した。また、笹川平和財団は、平成 28 年 11 月 18 日に、「原子力の持続可能性に関する」事業成果報告会として、米国のエネルギー省、アルゴンヌ国立研究所及びコロンビア大学から、高速炉サイクル、エネルギー技術、革新技术等の専門家 3 名（Dr. Sal J. Golub, Dr. Yoon I. Chang, Dr. Nicola De Blasio）を招き、主として原子力関連、福島関連の人々を対象に、本研究成果を含めて報告した。

研究会のメンバーは下記のとおりである。

座長	佐賀山豊	（国）日本原子力研究開発機構理事長シニアアシスタント
メンバー	藤家洋一	（NPO）ニュークリア・サロン代表理事
	山口 彰	東京大学教授
	守田幸路	九州大学教授
	藤田玲子	（国）科学技術振興機構革新的研究開発推進プログラム・マネージャー
	尾形孝成	（財）電力中央研究所原子力技術研究所燃料・炉心領域リーダー
	小竹庄司	日本原子力発電(株)開発計画室担任
オブザーバ	佐藤浩司	（国）日本原子力研究開発機構
	難波隆司	（国）日本原子力研究開発機構
技術検討委託先チーム		
	（株）東芝	
	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)	
	三菱重工業(株)（三菱 FBR システムズ(株)）	
笹川平和財団	田中伸男理事長	他

## 2. 研究成果

統合型高速炉 IFR(Integral Fast Reactor)は、1984 年に米国アルゴンヌ国立研究所が提唱した、固有の安全性を備えた小型の金属燃料を用いたナトリウム冷却高速炉プラントと、高温冶金法を用いた乾式再処理施設、射出鋳造（成型）燃料製造施設などを組合せ、同一サイトに設置したクローズド燃料サイクルシステム概念である。

その特長として次のような点が挙げられている。

- ・ウラン資源の有効利用：高速中性子を利用した燃料増殖
- ・固有安全性（受動的安全性）：炉心反応度係数の多くが負であり、冷却材温度上昇に対して大きな負のフィードバック効果
- ・廃棄物管理：マイナーアクチニド（ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムなど）の燃焼等による放射性廃棄物の発生量低減、長期放射性毒性（有害度）の低減
- ・核拡散抵抗性が高い：プルトニウムを単離できない乾式再処理を利用、燃料輸送が不要
- ・経済性：コンパクト、クローズド燃料サイクル、小型高速炉（工場生産・現地組立）を採用

IFR 概念は、高速増殖実験炉 EBR-II とその燃料サイクル施設を用いた研究開発を通して構築された。米国エネルギー省は、1985 年からこのような金属燃料プール型炉の研究開発を先進液体金属炉計画として行っていたが、1994 年に米国議会の決定によりこの計画は中止された。

しかし、その後も米国 GE 社（現 GE 日立ニュークリア・エナジー（GEH）社）は革新的小型モジュール原子炉 PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) の研究開発を継続しており、最近では、2012 年に GEH 社が、英国で保管中の民生用プルトニウムの処理方策の公募に PRISM と先進リサイクルセンターを組み合わせた概念を提案している。

わが国の高速炉サイクルの将来オプションの一つとしてのこの IFR 概念の技術的可能性を調査するため、福島第一原子力発電所の燃料デブリ処理を一例として検討した。

### 2.1 福島第一原子力発電所の燃料デブリの推定

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災とそれに伴う津波により、東京電力㈱福島第一原子力発電所では全電源が喪失し、1～3 号機の燃料が溶融する深刻な事故が発生した。溶融した燃料は、その事故の進展過程で、燃料のさやである被覆管や、原子炉容器などの構造材料などと反応して複雑な組成の、複雑な形状の物質へと変化したと推定されるが、これを燃料デブリと称する。溶融燃料は、燃料デブリとして原子炉容器内に留まる場合（炉心領域デブリ）もあるが、場合によっては原子炉容器を貫通し炉容器外に達する。この場合には、コンクリートと反応してさらに複雑な化学組成・形状の燃料デブリ（MCCI<sup>1</sup>デブ

---

<sup>1</sup> MCCI : Molten Core Concrete Interaction

り) が生成する。

福島第一原子力発電所原子炉の廃止措置に向けては、この燃料デブリの取り扱いが一つの大きな課題であるが、ここでは、これらを乾式再処理法にて適切に処理し、燃料成分であるウランや TRU を回収し、回収した TRU を用いて燃料を製造し、これを安全性に優れる小型金属燃料高速炉でリサイクルするシステムを検討する。

処理法を検討するにあたっては、燃料デブリの組成がどのようなになっているかを知る必要があるが、現状はまだ、原子炉内の燃料デブリを採取して調査分析するまでには至っていない。

本検討では、デブリの性状、組成に関する既往の知見を文献や公開情報に基づいて調査した。炉内のウラン酸化物や被覆管、構造材料などの量は 1～3 号機毎に評価されており、ウラン酸化物は約 300 トン、構造材料等を含む全体で約 530 トンとされている [2]。また、溶融した燃料の炉内での分布は解析コードなどで推定されており [3]、それらから、炉心領域デブリが約 120 トン、MCCI デブリが約 740 トンと推定された (図 1 [4]参照)

また、それらの組成・性状についても計算コードによる推定 [5]、米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号炉事故での情報 [6]、福島第一原子力発電所事故特有な事象の影響などが検討されている [5] [7] [8]。これらをもとに、デブリの主要組成を次のように推定した。

#### (1) 炉心領域デブリ

- ・  $(U, Zr)O_2$  (ウラン・ジルコニウム混合酸化物)
- ・ ステンレス・ジルカロイ合金

など

#### (2) MCCI デブリ

- ・  $(U, Zr)O_2$
- ・  $(Zr, U)SiO_4$  (ウランを含有したジルコン)
- ・  $CaAl_2Si_2O_8$  (灰長石 (かいちょうせき) ; 塩基性火成岩の主要造岩鉱物)

など

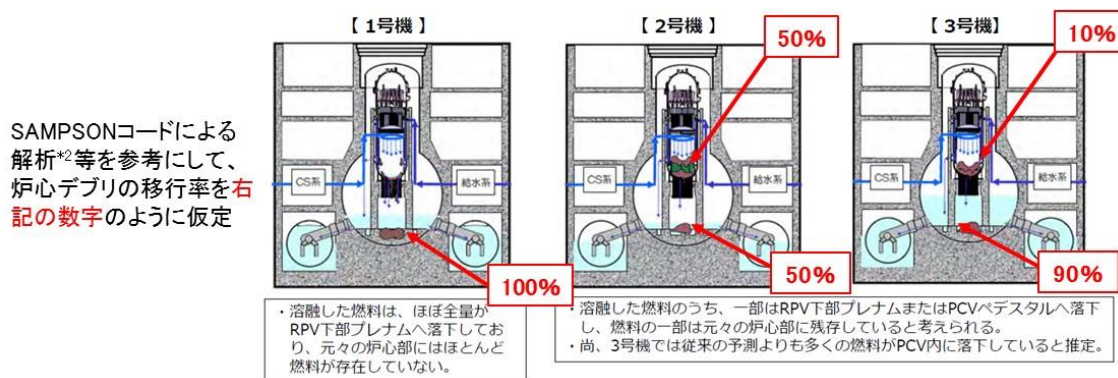


図 1 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定 [4]

## 2.2 ナトリウム冷却小型金属燃料炉と乾式再処理システムによる燃料デブリ処理スキーム

日本原子力研究開発機構（JAEA）の公開レポート [9]に基づき、福島第一原子力発電所サイト内の核物質の重量とその内訳を整理した。本研究においては、震災後 40 年以内の廃炉を想定し、その中で震災後の経過年数が最も長く、ネプツニウム、アメリシウムなどのマイナーアクチニド（MA）の含有率が最大で、ボイド反応度が厳しくなる時点の組成を、1～3号機のデブリの平均燃料組成として用いた。この場合、TRU 重量は 1.94 トン、重金属重量は 251 トンであった。

燃料デブリには、軽水炉の使用済燃料中に含まれるプルトニウム及び上述の MA などの燃料成分が含まれている。これら TRU は高速炉において効率よく燃焼できることから、高速炉の炉心燃料として炉心に装荷して燃焼させることによって TRU を減少させていくことができる。この使用済燃料から TRU を取り出して、燃料製造と高速炉での燃焼を繰り返すことで、最終的に使用済燃料から抽出される高レベル廃棄物中の長期放射性毒性を減じることができる。

デブリに含まれる TRU をナトリウム冷却金属燃料高速炉で燃焼することを想定し、燃料デブリの燃焼スキームと高速炉の出力規模を次のように設定した。

- 1) デブリ中の TRU を小型金属燃料炉心で一通り燃焼し（ステップ 1）、その使用済燃料中の TRU をプラント寿命中リサイクルして TRU 重量を減少する（ステップ 2）、2 段階のスキームを考案。
- 2) 燃料デブリ中の核燃料を全て燃料集合体にする処理期間を、福島第一原子力発電所廃炉工程と整合する 15 年と暫定。
- 3) 小型金属燃料炉心の単位出力当たりの TRU 核変換特性（燃料重量、TRU 燃焼速度）が、概念検討が進んでいる GEH 社の熱出力 84 万 kWt（電気出力 31.1 万 kWe）の PRISM TRU 燃焼炉 [10]と同じであると仮定した。すなわち、燃料取替えは全炉心の 1/4 ずつ行う 4 バッチ炉心。燃料交換間隔であるサイクル長は 1 年。炉外の燃料滞在期間（最短の燃料冷却期間）は 2 年 [11]など。
- 4) この結果、1.94 トンのデブリ起源の TRU を、15 年の間、燃料として装荷可能な容量として、小型金属燃料炉心の熱出力を 19 万 kWt（電気出力 7 万 kWe）と設定した。

このようなスキームを成立させるためには、炉の他、燃料サイクル施設が必要である。本検討は、燃料デブリを処理し、TRU 量を低減するために、高速炉と燃料サイクルを統合した統合型高速炉(IFR)の概念を適用することの可能性を調査するもので、図 2 に示すような米国アルゴンヌ国立研究所の施設 [12]がその典型的なイメージである。

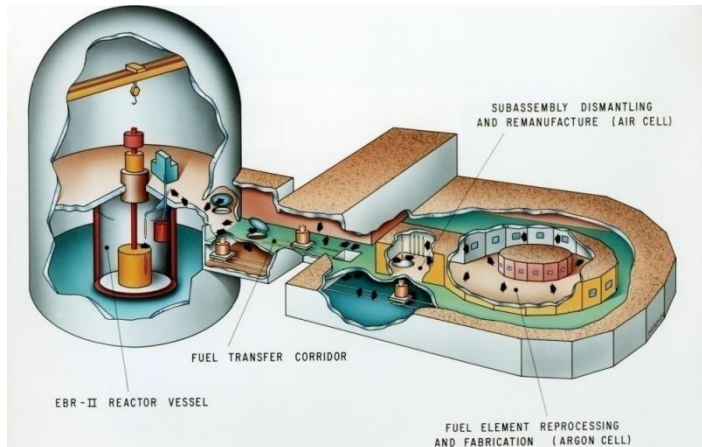


図2 高速炉と燃料サイクル施設を統合した IFR 概念図(米国アルゴンヌ国立研究所の高速増殖実験炉 EBR-II と燃料サイクル施設(FCF)の例) [12]

デブリの燃料への転換と高速炉運転のスキームを図3に示す。[I]では、デブリを処理し、高速炉の初装荷燃料を製造する。[II]では、デブリの処理を実施して燃料を製造することと並行して、炉の運転が行われ使用済燃料が発生する。この状態はデブリがなくなるまで継続する。この[I]及び[II]がステップ1を示している。デブリがなくなった後は、使用済燃料を処理してリサイクルする[III]、すなわちステップ2に移行する。

このスキームによる TRU 量の減少の様子を図4に示す。後述する熱出力 19 万 kWt の炉心概念検討における TRU 燃焼特性をもとに、デブリ処理・燃焼スキームにおける重金属、TRU のマスバランスを評価した結果、初装荷燃料は炉の運転開始前の 4 年間で製造すればよいこと、炉の運転開始後 6 年間で、デブリの一通りの処理が終了すること、すなわちステップ1の期間は当初暫定した 15 年より短く 10 年となることが分かった。当初

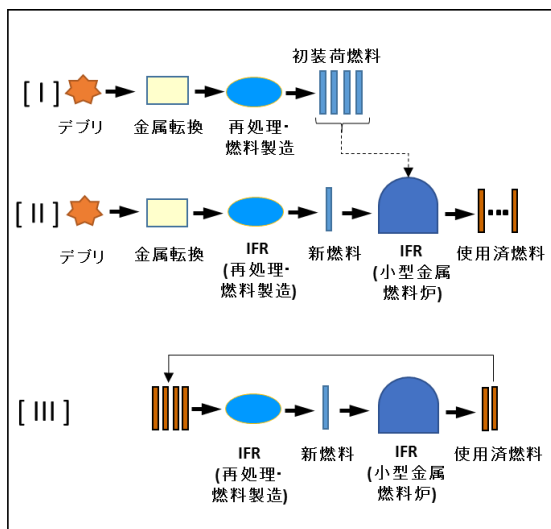


図3 デブリ処理スキーム概念図

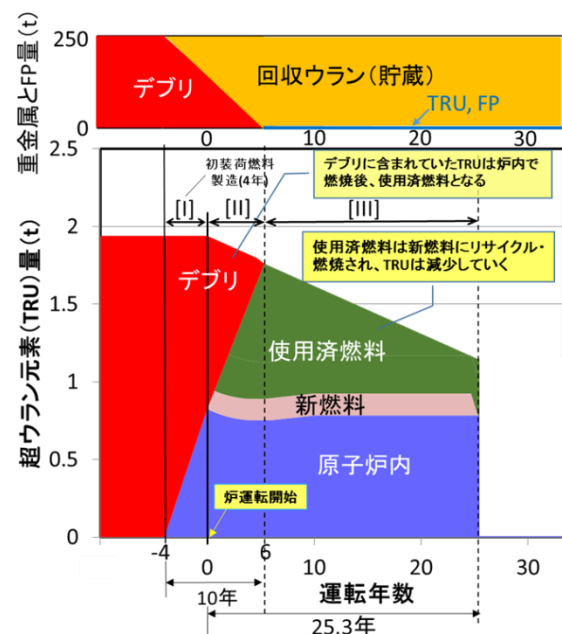


図4 IFR 運用と超ウラン元素の減少

1.9 トン存在したデブリ中の TRU は、高速炉サイクルの運用開始から 25 年後には、原子炉内に約 0.8 トン、使用済燃料中に約 0.4 トンの合計 1.2 トンまで減少するとともに、燃料集合体の中で管理された状態となる。

原子炉で燃焼させた使用済燃料は一定期間（本検討では 16 ヶ月を想定）ナトリウムプールで十分に冷却した後、再処理と燃料製造を行うこととしている。運転後 24.7 年経過して燃料を取替えた時点で、16 ヶ月以上冷却された使用済燃料がなくなるため、これ以降は連続的に運転ができるようには、再処理と燃料製造ができなくなる。冷却期間が 16 か月経過後は、使用済燃料から TRU を取り出し、更に 1 サイクル(8 ヶ月)継続して、25.3 年まで炉は運転可能であるが、この後は、この施設だけでは連続的な運転はできなくなり、冷却期間を待って再処理と燃料製造を行い、炉に装荷するという断続的な運転となる。

この 25.3 年以降の対応策としては、次の 2 つが考えられる。

- (1) この炉の運転は 25.3 年で終了し、残存する燃料は再処理して、別の高速炉の新燃料として利用する。
- (2) この炉で 25.3 年以降も他の軽水炉使用済燃料再処理等から回収した TRU を供給して、連続運転を継続する。

※ 被災した福島第一原子力発電所（1～4 号機）の使用済燃料 2,724 体の処理も可能。[1 号機 292 体、2 号機 587 体、3 号機 514 体、4 号機 1,331 体。（4 号機の 1,331 体は 2014 年 12 月 22 日までに使用済燃料プールから取出済み）]

このような運転はオプションであると考え、図 4 には連続的な運転が可能な 25.3 年まで運転する期間の変化を図示している。

## 2.3 乾式再処理システムの概念検討

金属燃料高速炉に対しては、これまで熔融塩電解に基づく乾式再処理（金属電解法）と射出鑄造（成型）による燃料製造技術を組み合わせたシステムが開発されており、これらの技術が活用可能である。但し、燃料デブリは 2.1 節で示したように、通常燃料と異なる酸化物が主体となることから、これを適切に処理し金属電解法へつなげる技術が必要となる。

2.1 節で推定した組成で代表されるデブリを処理する技術として、公開文献等を中心に 10 種類程度を調査し、これらを①溶解(還元)分離の見通し、②ウラン、プルトニウム、MA の一括回収の見通し、③金属燃料製造との適合性、④廃棄物発生量（参考）を観点として概略評価した。まず①の観点を重視して絞り込み、次いで②、③の観点を考慮して、最終的に電解還元法を用いるプロセスを選択した。電解還元としては、塩化リチウム中での還元と塩化カルシウム中での還元の 2 方式を想定した。いずれの方式にも課題があり研究開発が必要であるが、利用可能な知見が豊富な塩化リチウム中での還元と引き続く電解精製技術を対象に開発することが望ましいと考えられる。乾式サイクル技術のイメージを図 5 に示す。



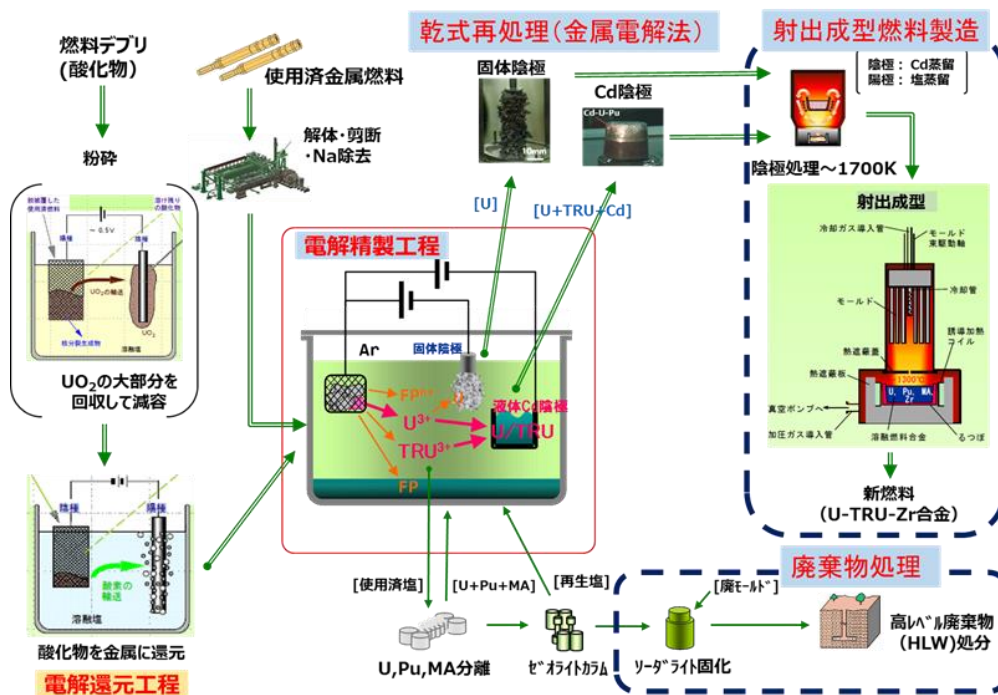


図5 乾式サイクル技術（酸化物・金属燃料用）

乾式再処理と燃料製造の概略プロセスフローと核燃料のフローを図6に示す。デブリ処理スキームに基づき、4年で初装荷燃料を製造するためには、重金属(燃料)ベースで年間30トンの処理が必要となる。デブリは前処理により粉碎後、電解還元に供され、還元物は次工程の電解精製工程に供給される。ここでウランと、ウラン+TRUがそれぞれ回収され、燃料製造の原料となる。

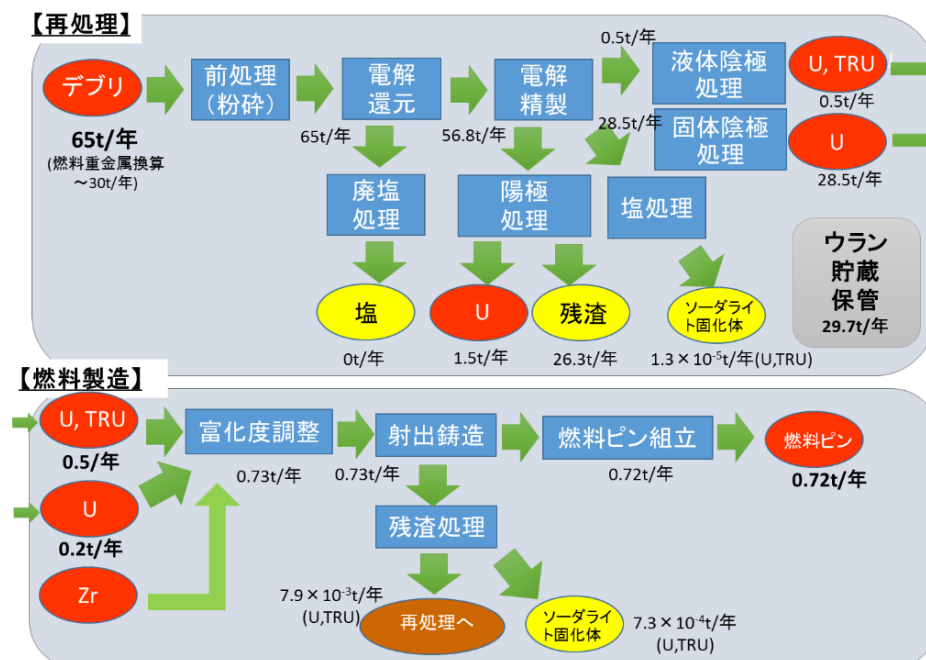


図6 マスフローとシステム構成の説明（炉心領域デブリのケース）

電解精製工程の陽極の残留物は処理され、ウランは回収される。また、電解精製工程の塩はリサイクル処理される。燃料製造は回収した燃料の一部を用いて適切なウラン、TRUの割合に調整し、射出鋳造と呼ばれる方法で棒状の燃料に成型され、炉に装荷される。年間の製造量は0.72トンとなる。

なお、回収されたウランの大部分は、貯蔵保管される。

上記で発生するプロセス廃棄物は通常の金属燃料サイクルの一環として開発されている安定固化処理技術で廃棄体とし、地層処分することが考えられる。具体的には、熔融塩廃棄物はソーダライトと呼ばれる鉱物型固化体にして、高レベル放射性廃棄物として処分することが、また、陽極残渣等の金属廃棄物はセメント固化体にして、TRU 廃棄物として処分することが考えられる。

一連のデブリ処理を行う当初10年間は、再処理は年間30トンの処理容量であるが、それ以降は、年間1トン程度となる。

#### 2.4 ナトリウム小型金属燃料炉心の概念検討

PRISM TRU 燃焼炉の仕様 [10]に基づき、熱出力19万kWtの小型金属燃料炉心の概念・仕様を設定した。炉心燃料には、U-Zr 母材をベースとする合金燃料 U-TRU-10%Zrを使用し、燃料集合体仕様として PRISM TRU 燃焼炉心と同じものを用いた結果、炉心燃料集合体が48体、制御棒7体、ガス膨張式モジュール（GEM）2体、炉心高さは60cmとなった。炉心構成の概要を図7に示す。

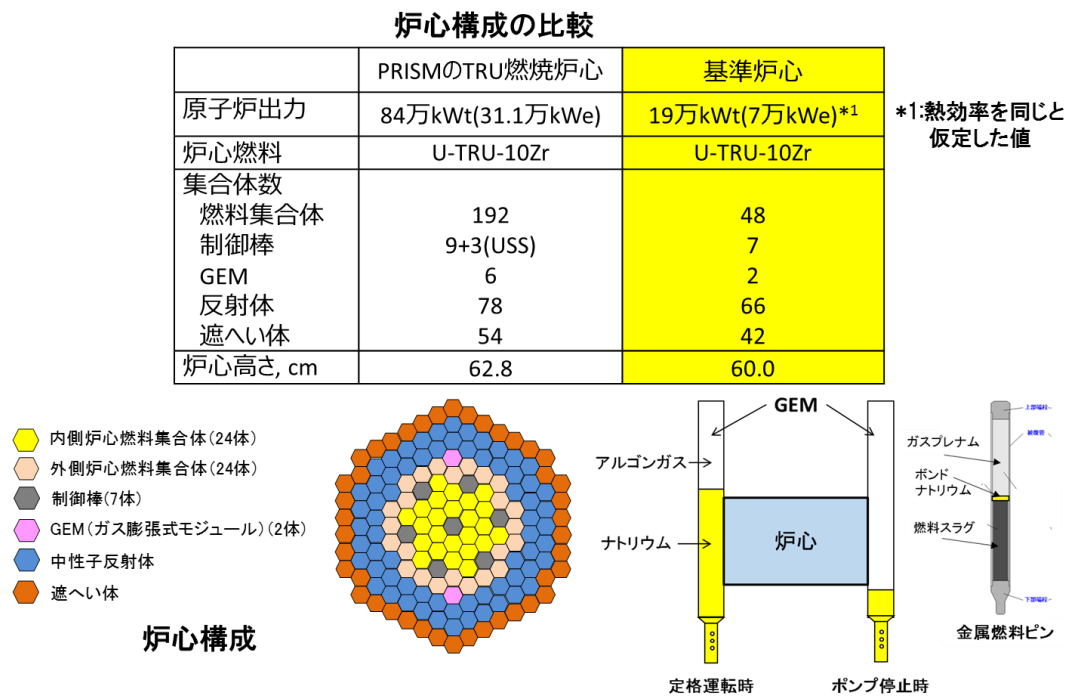


図7 炉心設計（リファレンス炉心）

この炉について、受動安全性の観点から、ボイド反応度が負を前提条件とし、燃焼反応度の目安制限値を、設定した主炉停止系で制御可能と推定された値、3%dk/kk'以下と設定した。

デブリ処理のステップ1及びステップ2それぞれについて、平衡炉心を構成し、燃料のTRU富化度を求め、炉心の核特性とTRU燃焼速度を評価した。燃焼反応度を目安制限値以下とするため、8カ月運転毎に炉心燃料の1/6を交換する、8カ月運転×6バッチ燃料交換炉心とした。

その結果、外側炉心でTRU富化度（TRUの割合）が35.1%（U-35.1%TRU-10%Zr）となった。この炉心のTRU富化度は米国での開発・試験実績を上回るものとなっている。燃焼反応度はステップ1,2とも目安制限値を下回り、炉心部と上部ガスプレナム部を合計した正味のボイド反応度はステップ1,2とも負であり、いずれも設計条件を満足した。こうして得られたTRU燃焼速度から評価したTRU量の経時変化は図4に示した通りである。

## 2.5 小型金属燃料炉の安全性について

### 2.5.1 受動的安全性による炉停止

原子炉の安全設計では、プラントの運転期間中に発生が想定される様々な異常の発生頻度に応じて、「異常な過渡変化」と「想定事故」が考えられている。これらの異常に対して、原子炉停止系や崩壊熱除去系の工学的システムによって、安全に「止める」「冷やす」が遂行される。これによって、炉心燃料の健全性は確保され、外部への放射性物質の放散に繋がらないように設計・評価されている。

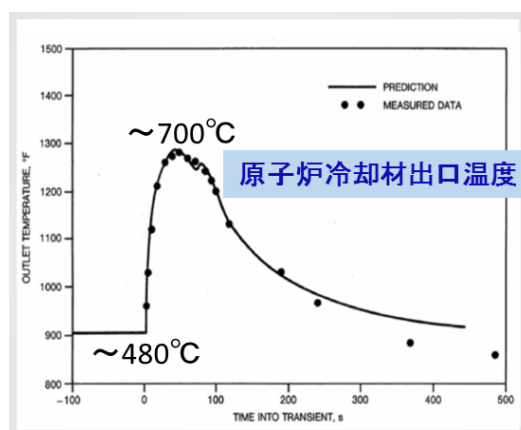
1979年のTMI事故後、世界各国では確率論的安全評価が進められ、想定事故の範囲だけでなく、発生頻度は更に低い、安全システムの多重故障等によって炉心損傷に至る事象を、工学的な安全設備に頼らずに、自然現象の法則によって静定させ、炉心損傷を防護する受動的安全性に関する研究が活発に進められるようになった。併せて、軽水炉でそれまで研究が進んでいなかった炉心損傷の事象推移に関する研究も進められ、その炉心損傷によって周辺環境に放射性物質を放散させない緩和対策に関する研究も進められた。

ナトリウム冷却高速炉の安全設計の歴史は、1960年代の開発当初から、想定事故に対して十分な設計裕度で判断基準を満足させるとともに、仮想的な炉心崩壊事故（高速炉では炉心損傷の事象推移が早く、熔融燃料が再臨界に至る可能性も考慮して炉心崩壊事故と言われる。）の影響を原子炉容器及び格納容器内に閉じ込めることが安全設計・評価の中心課題として扱われてきた。TMI事故後の影響を受け、高速炉でも、受動的安全性の研究が進められ、特に、小型金属燃料炉の安全上の特徴は、実験炉EBR-II（原子炉の熱/電気出力6.25万kWt/2万kWe）における実証試験で広く世界に認識されるようになった。

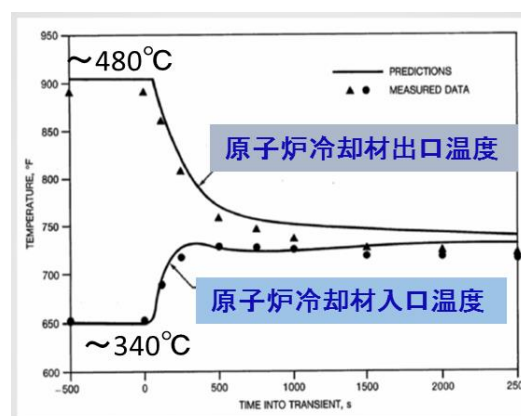
実験炉EBR-IIでは、1985年5月から1986年4月にかけて小型金属燃料炉の固有安全性実証試験が行われた[13]。①定格運転状態から主循環ポンプが停止する流量減少型事象

(ULOF)の結果例を図 8(a)に、②定格運転状態から 2 次系主循環ポンプや蒸気発生器への水供給ポンプが停止する除熱失敗型事象(ULOHS)の結果例を図 8(b)にそれぞれ示した。ともに外部電源喪失による主循環ポンプの停止と原子炉停止操作に失敗するという事象を模擬したものであるが、前者は炉心冷却材の流量低下で炉心全体の温度が増加し、より厳しい事象となる。後者は、二次系の流量低下から炉心冷却材の冷却が不十分となり、炉心入口温度の上昇が炉心冷却材全体の温度増加をもたらすもので、炉心燃料温度の上昇は比較的緩慢となるが、当該事象に至る可能性のある異常事象の発生頻度は前者よりも高くなる。

EBR-II 試験では、上述のいずれの場合にも炉心燃料は破損せず、原子炉は安全に停止した。EBR-II は、本研究で検討している炉心に比べて約 1/3 の大きさであることから、炉心燃料、構造材、冷却材等の負の反応度効果はより大きく作用し、受動的な炉停止機構がなくとも、自然に炉停止した後、定格運転状態と同等な温度範囲で静定している。



(a) ULOF 試験



(b) ULOHS 試験

図 8 米国の実験炉 EBR-II での小型金属燃料炉の固有安全性実証試験 [13]

図 9 に今回検討した小型金属燃料炉における燃料温度、冷却材温度、構造材温度など炉心の温度増加に伴う炉心全体の反応度への影響の伝播経路を示す。炉心燃料温度が上昇する異常の場合、炉心部冷却材温度係数や燃料集合体の熱湾曲効果などで局所的に正の反応度が投入されることが想定されるものの、燃料温度係数、構造材温度係数、炉心周辺の冷却材温度係数等の負の反応度効果が卓越し、炉心全体では負の反応度効果となり原子炉出力は低下する。すなわち小型金属燃料炉は炉心燃料温度が上昇する異常事象に対して、受動的に炉心出力を低下させ、静定する受動的安全性を有している。

更に、受動的安全性を達成する諸現象の不確かさに対する懸念を払拭することや、高温静定状態を安全に低下させられるように、本検討では受動的な炉停止機構を採用した。具体的には、外部電源が喪失して全ての主循環ポンプが停止して、原子炉スクラムに失敗する異常事象 (ULOF) に対しては、ポンプ停止に伴う吐出圧の低下により図 7 に示すよう

に炉心外周部に配置した GEM（ガス膨張機構）内のガス領域が拡大して、炉心外周部から中性子が漏えいして大きな負の反応度効果を与える機構を採用した。制御棒の誤引抜きによる出力増加型の事象（UTOP）に対しては、制御棒の引抜き範囲を制限して、炉心に投入される正の反応度を制限するロッドストップ機構によって、炉心損傷前に事象静定させることとした。

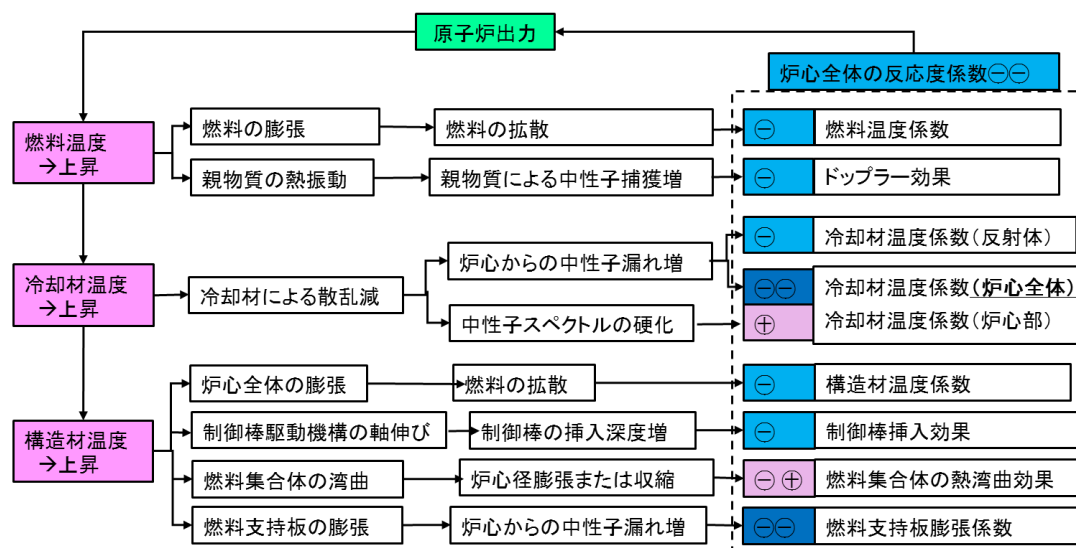


図9 小型金属燃料炉の受動安全特性

なお、東電福島第一原子力発電所では、地震によって安全確保に必要な系統・機器は損傷せず、地震とともに発生した外部電源喪失により主循環ポンプは停止したが、原子炉停止操作も問題なく遂行され、そして非常用電源も起動して崩壊熱除去系統は正常に機能した。しかし、その約 50 分後に発電所を襲った巨大津波により、非常用電源をはじめ、バッテリー等の直流電源の全てが喪失し、崩壊熱除去に必要なバルブの開閉状態の把握から開閉操作もできないバッテリー電源の喪失と、炉心冷却のための注水操作（海水投入も含む）に長時間要したことが、大規模な炉心溶融に至った原因である。

同様な起因事象に対して、高速炉でも耐震設計により強地震に耐える設計が可能であることから地震によって安全機能が喪失することは軽水炉と同様に考えられない。ついで、津波による全電源の喪失を仮定した場合でも、高速炉の崩壊熱除去系は、ナトリウムを自然循環させて大気に熱を逃がす単純な方法であり、冷却材ナトリウムの注入操作等は不要であり、また、直流電源がなくとも手動操作による空気冷却器の操作によって除熱量を一定規模で制御することが可能である。すなわち、福島第一原子力発電所の事故当初、一番重要であった注水作業を不要とできるナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去系は、炉心損傷に至る可能性を一層低くできる事が期待できる。

## 2.5.2 炉心損傷時の影響緩和

小型金属燃料炉心は受動的な安全特性のため炉心損傷の発生頻度は小さくなるが、炉心損



傷時の影響を緩和し、放射性物質の放散可能性を抑制できることも示していく必要がある。このため、本検討では仮想的に、受動的な炉停止機構の効果を無視し、更に事象推移で想定される種々の不確かさを考慮して、上述した ULOF、UTOP、ULOHS のようなスクラム不作動型の事象（ATWS）からの炉心損傷の事象推移について小型金属燃料炉心の特徴を考慮して検討した。ULOHS 型事象では、図 8 に示した EBR-II の応答と同様で炉心損傷に至らない。ULOF 型事象では、炉出力規模が大きいことで EBR-II の応答より幾分厳しくなり、燃料被覆管が破損する可能性があるが、燃料の大量溶融には至らず、機械的エネルギーの有意な放出は防止できる見通しである。制御棒誤引抜による出力上昇型の事象（UTOP）で受動的な炉停止機構（ロッドストップ）の効果を無視すると、出力が上昇して被覆管が破損し、溶融燃料が冷却材中に放出される（図 10 参照）。しかし、金属燃料では燃料ピン破損が炉心の上端部分で生じる性質があるため、冷却材流路に放出された溶融燃料は炉心外に流出して負の反応度効果となり、機械的エネルギーの有意な放出に至ることなく終息すると判断される。炉心損傷後の燃料の冷却の達成も、冷却材と接触・混合した溶融金属燃料は、多孔性のデブリ（図 11 参照）になるとの実験結果等より見通しがある。

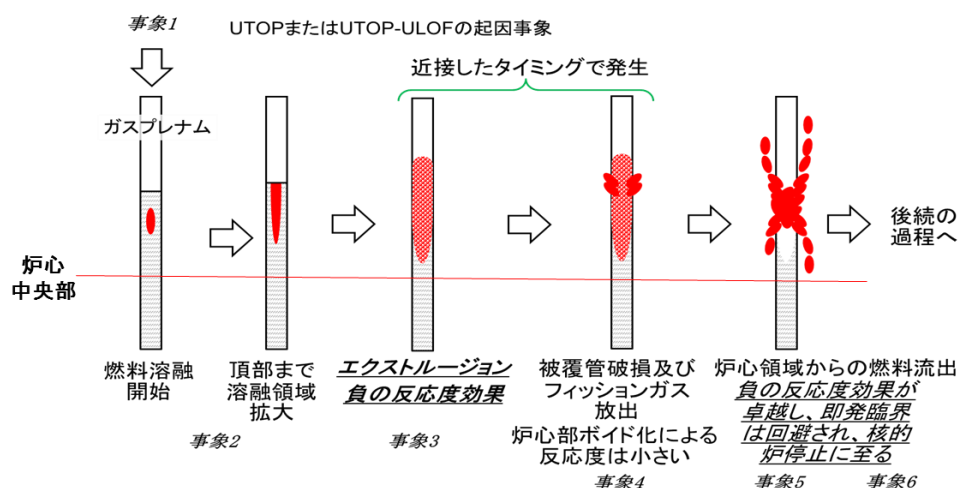


図 10 金属燃料ピンの UTOP 又は UTOP-ULOF 型事象時の事象進展破損後挙動

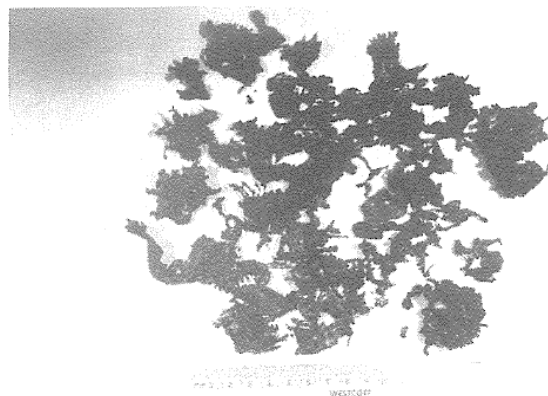


図 11 ナトリウム中で固化した金属燃料 [14]

このように、金属燃料の特性と、小型炉心の特徴を考慮することにより、酸化物燃料炉心とは異なった方法で、炉心損傷事故時の再臨界を回避する方策を実現することが期待できる。このためには、米国で開発された金属燃料用の SAS コード等による炉心損傷事象解析を行い、包括的な炉心損傷シナリオを構築するとともに、それらの妥当性を裏付ける実験データの取得・拡充が必要である。

## 2.6 放射性廃棄物の減容と放射性毒性（有害度）低減効果

国際放射線防護委員会（ICRP）は、人体への経口摂取による被ばくリスクを考慮して、各放射性核種に対して年摂取限度を定めている。放射性毒性とは、原子炉から排出される使用済核燃料、またはその再処理により発生する放射性廃棄物に含まれる放射性核種（崩壊系列の娘孫核種を含んだ値）の放射能を年摂取限度で割ったものである。

燃料デブリは、放射性毒性の観点では、通常の軽水炉使用済燃料に近い。そのため、燃料デブリを適切に処理し、高速炉でリサイクルすることにより、TRU を減少させると共に、使用済燃料中と原子炉の炉心内に管理された状態に移行させることになる。

高速炉サイクルは、TRU をサイクルシステムに閉じ込めることにより、システム外に排出する長半減期同位体量を少なくできるため、廃棄物減容、有害度低減に大きな効果を持つ。一般論としては、軽水炉使用済燃料の直接処分に比べ、高レベル放射性廃棄物発生量は、軽水炉再処理を行うケースで、約 22% に、高速炉リサイクルを行うケースで約 15% に低減する（図 12 参照）。

原子炉からの取り出し 1 年後の軽水炉使用済燃料の放射性毒性で規格化した、軽水炉使用済燃料の全量直接処分ケース、軽水炉再処理ケース及び高速炉リサイクルケースでの廃棄物の相対的な放射性毒性の経時変化を図 13 に示す。軽水炉燃料の直接処分（使用済燃料そのもの）の場合、毒性が同じ量の発電に必要な天然ウラン量の毒性並に低減するまでに約 10 万年を要するのに比較して、軽水炉再処理後には約 8000 年、高速炉リサイクルの場合には約 300 年とされる。

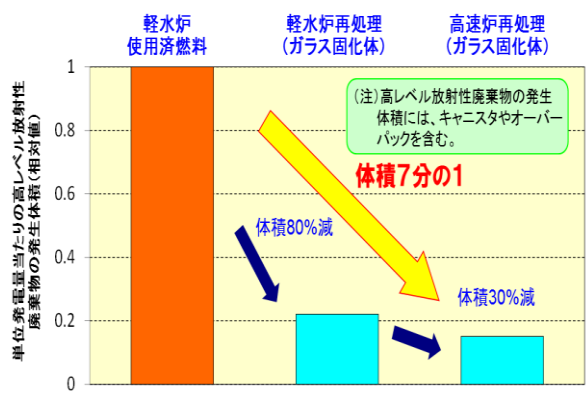


図 12 廃棄物発生量の低減

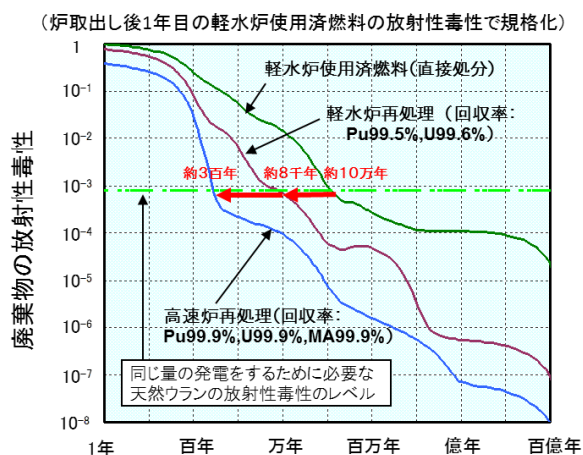


図 13 放射性毒性の継続期間の短縮

## 2.7 経済性の概略検討

### 2.7.1 小型金属燃料高速炉の建設コストの概算

熱出力 19 万 kWt（電気出力 7 万 kWe）小型金属燃料高速炉の建設コストを概略評価するため、まず、プラント主要仕様を設定し、概略主系統図、原子炉構造概念図、原子炉建屋配置概念図を作成し、この図面を基に既往研究の物量データ等を参考に概略の物量データを算出した。

この概略物量をもとに、JAEA の経済性評価コードを用いて建設費を概略評価した結果、建設費は約 1,100 億円、建設単価約 160 万円/kWe と概略評価された。但し、この数字は、設計検討の上算出した結果ではないため、大きな不確定性があると考えられる。

### 2.7.2 乾式リサイクルシステムの建設コストの概算

年間再処理容量約 30tHM、年間燃料製造容量 0.72tHM の乾式リサイクル施設の建設コストを概略評価するため、概略プロセスフロー、プロセス内の燃料物質収支を検討し、主要機器の処理容量から主要機器台数を概算し、主要セル容積、必要建屋規模（容積）を既往の研究例を参考に概略評価した。

表 1 に、これまでの乾式リサイクル施設の建設費の評価結果を参考として示す。本施設の建設費は、数百億円程度にできる可能性があるものの、再処理部分の不確かさは大きく、設計検討も実施していないことから、処理量が同等な他の設計研究での評価値も参考にしておく必要があると考えられ、今後の詳細評価が必要である。

表 1 乾式サイクル施設の建設コスト比較

項 目		本検討	FS研究*1	電中研報告*2	ANLLレポート*3
処理能力(t/y)		30tHM/y (LWR炉心デブリ65t/y, MCCIデブリ110t/y)	38tHM/y (FBR使用済み燃料)	40tHM/y (FBR使用済み燃料)	100tHM/y (LWR使用済み燃料)
製造能力(t/y)		0.72tHM/y 回収・貯蔵U：約30t/y (合計約260t)	38tHM/y	40tHM/y	－(記載無)
建設費	再処理	下記参照	1340億円	1342億円	約450億円 (\$450,273k, 100円/\$換算)
	燃料製造		629億円	560億円	
	合計		1969億円	1902億円	

当施設の建設費は数百億円程度にできる可能性がある。但し、今後の詳細評価が必要。

- デブリ処理施設（LWR燃料）では対象物の放射能や崩壊熱は大幅に少ないため、LWR再処理施設コスト（ANL）に近い可能性あり
- 今回の施設物量評価では小規模新燃料施設の合理化検討は実施していない
- 処理期間を長くし、施設規模を小さくすることで、建設コストを低減する案も考えられる。

\*1：高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ-(2)燃料サイクルシステム、JAEA-Research 2006-043

\*2：電力中央研究所報告、金属燃料乾式再処理プロセスのマスバランス評価とプラント概念設計、研究報告：L11009、平成24年7月

\*3：Summary Report, Conceptual Design of a Pilot-Scale Pyroprocessing Facility, ANL/NE-Landmark-CRADA-12



### 3. まとめ：システムの実現に向けた主要な R&D 課題

IFR 概念の実用に向けた炉およびサイクルシステムの主要な R&D 課題は下記のとおり  
にまとめられる。なお、これらの R&D の実施に当たっては米国との研究協力が重要であ  
る。

#### 3.1 小型金属燃料炉の主な課題

ナトリウム冷却小型金属燃料炉の炉心設計の観点からは、炉心燃料の TRU 富化度を、  
照射実績等のある 25%前後までとして、燃焼反応度の低減と冷却材反応度の低減を両立さ  
せた炉心設計、例えば燃料ピンの太径化や炉心サイズ的大型化等、を行うことが技術的成  
立性を高める上で重要である。

システム設計と物量評価の観点では、プラント全体のシステム設計を行い、熱流動解析  
と構造健全性評価、原子炉容器直接冷却系等の崩壊熱除去系の性能評価、耐震成立性検討  
等を進めることが、技術的成立性や建設コスト評価を行う上で重要である。

また、安全性評価と試験研究に関して、小型金属燃料炉の安全上の特長や、既に得られ  
ている実験データを活用して、①原子炉緊急停止が失敗した時の事象(ATWS)等の設計基  
準を超える事象想定に対しても受動的な炉停止と炉心冷却が可能であること、②炉心損傷  
を仮定しても、その事象推移を緩和し、炉心燃料の集中化による再臨界の発生を回避でき  
る方策と炉心損傷シナリオの構築とその妥当性を裏付ける追加的な炉内・炉外試験データ  
の取得を進めていくことが許認可性を見通す上で必要である。

#### 3.2 乾式再処理システムの主な課題

乾式再処理システムについては、まず、通常燃料と異なる組成を有するデブリを処理す  
るために、リチウム (Li) 塩による電解還元・電解精製プロセスを対象に、下記の検討が  
必要である。

- ・還元された燃料成分と、生成する Li/Zr 複合酸化物との分離法の検討
- ・この複合酸化物が電解精製工程に持ち込まれた時の挙動把握と対処法の検討
- ・燃料デブリを対象とした還元挙動の把握
- ・コンクリートと反応した MCCI デブリの電解精製工程におけるシリコン、ジルコニ  
ウム、アルミニウム、鉄等の挙動把握と有力な前処理方法の検討
- ・燃料デブリが水に浸漬したことに伴う、吸湿性の高い Li 塩の取扱いの検討

Li 還元技術課題が大きいことが明らかになった場合には代替技術としてのカルシウ  
ム (Ca) 還元について下記の検討を行うことが重要である。

- ・(電解) 還元挙動の把握
- ・高温運転 (約 850℃) における構造材料の健全性の検討

以上

## 参考文献

- [1] 文部科学省研究開発局, “高速増殖炉サイクルの研究開発方針について,” 2 11 2006. [オンライン]. Available: [http://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/toushin/06112004.htm](http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/toushin/06112004.htm).
- [2] T. Washiya, K. Yano, N. Kaji, S. Yamada, M. Kamiya, “Study on treatment scenarios rfor fuel debris removed from Fukushima Daiichi NPS,” Proceedings of ICONE23-1953, Chiba, Japan, 2015.
- [3] 内藤, “SAMPSON コードによる事故事象進展の解析,” 日本原子力学会秋の大会福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション, 2015.
- [4] 東京電力ホームページ, 福島第一原子力発電所 1 ～ 3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 1 回進捗報告」より抜粋, 2013.
- [5] 日本原子力研究開発機構, “東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリ特性把握・処置技術開発平成 24 年度研究開発成果報告書,” JAEA-Review, 2013-066, 2013.
- [6] 鷲谷, “デブリの化学的特性と各種再処理技術の適用可能性検討・デブリ特性の把握と処理方策の検討,” 原子力学会「2012 年春の年会」企画セッション「次世代再処理技術」研究専門委員会報告「次世代再処理技術から見たデブリ処理の技術的課題」, 2012.
- [7] 鷲谷, “「IRID における福島第一原子力発電所廃炉に関わる技術開発」(3)デブリ性状把握に係る技術開発,” 日本原子力学会「2014 年秋の大会」総合講演・報告 3, 2014.
- [8] 鷲谷, 荻野, 鍛冶, 宮本, 川野, “燃料デブリの性状把握,” 日本原子力学会「2015 年秋の大会」福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション B-3, 2015.
- [9] 西原, 岩元, 須山, “福島第一原子力発電所の燃料組成評価,” JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.
- [10] B. Triplett, et al., “PRISM: A competitive small modular sodium-cooled reactor,” *Nucl. Technol.*, 第 巻 178, 2012.
- [11] W. H. Hunnum, D. C. Wade, H. F. McFarlane, R. N. Hill, “Nonproliferation and safeguards aspects of th IFR,” *Prog. Nucl. Energy*, 第 巻 31, 第 1/2, pp. 203-217, 1997.
- [12] Y. I. Chang, “Integral fast reactor - a next-generation reactor concept,” in Panel on future of Great Lakes symposium on smart grid and the new energy economy, Sept. 24-26, 2012.
- [13] M. T. Farmer, et al., “US experience and current activities related to passive shutdown systems for SFRs,” Tech. Mtg. on Passive Shutdown Systems for Liquid Metal-Cooled Fast Reactors, IAEA, 21 Oct., 2015.
- [14] J. D. Gabor, et al., “Breakup and Quench of Molten Metal Fuel in Sodium,” Proc.

of Int. Topical Mtg. on Next Generation Power Reactors, Seattle, pp838-843, 1988.