

高レベル放射性廃棄物の分離・変換に  
関する世界の動向調査と  
国内の廃棄物有害度低減に向けた提言





## はじめに

キヤノングローバル戦略研究所では地球温暖化の抑制に向けて世界で共有できる中長期的なエネルギービジョンの構築のため、Z650<sup>1</sup>と呼ばれるオーバーシュートシナリオに基づき、世界全体最適化による各国各地域のエネルギー構成、その実現のために必要な技術革新や国際協カスキームを研究している。温暖効果ガスの主役である炭酸ガスを削減のためのキー技術となるのが、火力発電所から発生する炭酸ガスの回収・貯留技術CCS（Carbon Capture & Storage）と原子力発電（軽水炉による電力供給とそれに続く高速増殖炉による発電）である。しかし、両者ともに大きな課題があり、その課題解決に向けた研究を本格化させているところである。本報告書は、原子力発電に関する2つの大きな課題である①これまでより数段高い安全性の確保、②保管期間が千年、万年オーダーの高レベル放射性廃棄物の地層処分と分離・変換のうち、②の高レベル放射性廃棄物の分離・変換に関する各国の現状を、客観的、横断的に調査したうえで、日本の政策立案に資することを目的としている。新たに抽出された課題のいくつかについては引き続き研究を実施する価値がある、と認識された。

---

<sup>1</sup>最近の気候変動科学の分野では、IPCCの従来のCO<sub>2</sub>濃度安定化シナリオと異なるアプローチの研究が多く行われ、長期的な気温上昇を支配するのは主に累積排出量であり、排出経路依存性はあまり高くないということが指摘されている。すなわち、当面の排出量が大きくても、将来における低排出が実現できれば、長期的な気温上昇を既存の低排出シナリオと同等にできる可能性がある。独立行政法人 海洋研究開発機構の松野太郎らは、このシナリオ、いわゆるオーバーシュートシナリオを発展させ、近い将来に排出総量が地球吸収能力以下に低減できれば、大気中の温室効果ガス濃度も気温も長期的に緩やかに減少すると指摘し、22世紀の半ばにゼロエミッションの実現を前提として21世紀における累積CO<sub>2</sub>排出総量制約を650GtCにするZ650シナリオを提案した。また2050年までにはより多くのCO<sub>2</sub>排出が許容されるため、社会的・経済的に実現性が高いと指摘した。

## 目次

はじめに .....	3
要旨 .....	9
高レベル放射性廃棄物とその由来 .....	9
地層処分の安全性評価 .....	10
マイナアクチニドの分離と変換 .....	11
高レベル放射性廃棄物処理に関するフランスの取り組み .....	12
高レベル放射性廃棄物処理に関する米国の取り組み .....	14
その他の国の取り組み .....	15
エネルギー基本計画と高レベル放射性廃棄物処理に関する日本の課題 .....	17
結論、展望および推奨 .....	18
1 序 .....	21
2 高レベル放射性廃棄物とその由来 .....	22
2.1 地中のウランとトリウムおよび核分裂生成物 .....	22
2.2 マイナアクチニド .....	24
3 地層処分の安全性評価 .....	26
3.1 フランスの地層処分の安全性評価に関する報告書の結論 .....	26
3.2 米国の地層処分の安全性評価に関する報告書の結論 .....	29
3.3 日本の地層処分の安全性評価に関する報告書の結論 .....	29
4 マイナアクチニドの分離と変換 .....	31

4.1	マイナアクチニド分離の効果.....	31
4.2	マイナアクチニド分離の方法.....	32
5	高レベル放射性廃棄物処理に関するフランスの取り組み.....	35
5.1	2012年CEA報告書とマイナアクチニドの分離.....	35
5.2	2012年CEA報告書とマイナアクチニドの変換.....	37
5.3	2012年CEA報告書とマイナアクチニド分離・変換の効果.....	39
6	高レベル放射性廃棄物処理に関する米国の取り組み.....	41
6.1	米国の廃棄物政策の変遷.....	41
6.2	乾式法によるマイナアクチニドの分離.....	43
6.3	高速炉によるマイナアクチニドの変換.....	44
7	その他の国の取り組み.....	46
7.1	乾式再処理と金属燃料.....	46
7.2	まとめ.....	47
8	エネルギー基本計画と高レベル放射性廃棄物処理に関する今後の政策課題.....	49
8.1	エネルギー基本計画.....	49
8.2	軽水炉の使用済み燃料の量と高レベル放射性廃棄物量.....	50
8.3	マイナアクチニドの分離.....	51
8.4	マイナアクチニドの変換（炉心の転換比が1の場合）.....	54
8.5	マイナアクチニドの変換（炉心の転換比が1より小さい場合）.....	55
9	結論、展望および推奨.....	59
	参考文献.....	62

付録1：フランスの高速原型炉 ASTRID の EPR 並みの安全性確保について .....	65
付録2：トリウム燃料についての考察 .....	67

## 図表

表 2-1 主要な高レベル放射性廃棄物核種と半減期.....	23
表 3-1 地層処分の安全性評価結果 .....	28
表 4-1 マイナアクチニドの熱中性子と高速中性子に対する核分裂確率 .....	33
表 5-1 高速中性子の生成方法と評価 .....	38
表 6-1 熔融塩中での金属使用済み燃料中の核種の状態.....	43
表 7-1 調査のまとめと展望・推奨 .....	48
表 8-1 プルトニウムとマイナアクチニド（MA）の日本の積算量.....	51
表 8-2 転換比ゼロの高速炉検討のための炉心特性データ .....	57

---

図 2-1 軽水炉使用済み燃料中のマイナアクチニドとその主要な崩壊過程.....	24
図 2-2 軽水炉使用済み燃料中の関心ある長寿命核種の有害度変化.....	26
図 3-1 地層処分の安全性評価結果 .....	30
図 4-1 マイナアクチニド分離・除去の効果（施設規模及び有害度） .....	32
図 4-2 熱中性子によるマルチサイクルの結果としての燃料中の同位体組成の変化 ....	34
図 5-1 マイナアクチニド分離法.....	36
図 5-2 高レベル放射性廃棄物処分場の大きさへの影響 .....	40
図 6-1 米国で開発中の高速炉 .....	45
図 7-1 韓国の乾式法による電界精製試験施設（PRIDE）の機器 .....	47
図 8-1 「エネルギー基本計画」策定にあたり参考にされた軽水炉による発電比率の減少効果.....	50

図表

図 8-2 使用済み燃料の累積量と六ヶ所再処理プラントによる累積処理量 .....	53
図 8-3 軽水炉の運転で蓄積された MA のゼロ化と高速炉の役割 .....	55
図 8-4 転換比ゼロ炉心の安全特性 .....	58
図 9-1 長期的な原子力利用のために開発すべき技術と施設 .....	60

---

図付 1 ウラン 235 混合トリウム燃料主要核種の有害度時間変化 .....	69
図付 2 (補足) 50 年代から 70 年代半ばまで試みられた 90%超濃縮ウラン 235 のケース (参考) .....	70
図付 3 ウラン 235 混合燃料の U, Th, Pa の有害度時間変化 .....	70
図付 4 ウラン 233 混合トリウム燃料主要核種の有害度時間変化 .....	71
図付 5 ウラン 233 混合トリウム燃料の U, Th, Pa の有害度時間変化 .....	72

---



## 要旨

地球誕生時には多くの放射性物質や本報告書で対象とする放射性毒性が強いマイナアクチニド (Minor Actinide: MA) が存在していたが、45 億年の歳月を経てすべて減衰し、今では自然界に存在していない。現在では、マイナアクチニドは、原子炉の中で生まれ、原子力発電プラント運転後の使用済みの燃料の中に消費し尽くされなかったウランとともに残っている。

一般的には、高レベル放射性廃棄物とは原子炉の使用済み燃料のことであり、その内訳は、核分裂物質であるウラン 235 の核分裂により生じる核分裂生成物 (Fission Products :FP) と、自らは核分裂することがないが中性子を吸収して核分裂物質に変換されるウラン 238 から主として生じるウランよりも重い核種 (TRansUranic: TRU と呼ばれている) が主なものである。前者は強い放射線を放ち、後者は長期間放射線を放出する。ウランよりも重い核種には、プルトニウムの他に、後述する有害度の大きい長寿命核種 (マイナアクチニド) と呼ばれる、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムが含まれている。

これらの高レベル放射性廃棄物は、放射線を出し、他の種類の原子核に変化する。しかし自然崩壊により消滅することを待つにはあまりに時間がかかりすぎる。故に、生活空間から遠ざけるために、一定期間貯蔵を行ったうえで地下深くに埋設して処分する地層処分が各国で検討されている。地層処分については、数十万年にわたる期間を対象とした安全性評価が実施されており、近域の地下水を汚染することなく安全に処分できることが解析で示されている。しかし、高いレベルの放射性物質を地下とはいえ生活の営みの空間的な範囲に長期間貯蔵することへの住民の不安(ストレス)は依然として残り、地層処分の研究と平行して高レベル放射性廃棄物を核分裂反応により、半減期の短い核種に変換する研究が行われてきた。

本報告書では、地層処分の安全性評価結果を確認したうえで、高レベル放射性廃棄物を核分裂等により変換させる世界の研究の現状を概括する。もって、我が国の高レベル放射性廃棄物の有害度提言に関する政策提案を行う。

## 高レベル放射性廃棄物とその由来

地球が誕生した 45 億年前には、宇宙のどこかの場所の超新星爆発により生まれたウランなどの重い核種が地中に多く存在した。これらの重い核種の中に、核分裂物質であるウラン 235 (ウランの同位体は他にウラン 234、238 が天然に存在する) が天然ウランの中に 25%の割合で存在していた。ウラン 235 は半減期が 7 億年であり現在では、天然ウランの中にわずか 0.7%しか存在していない。しかし、わずかとはいえ残存した天然に存在する唯一の核分裂物質は、1938 年ドイツの化学・物理学者のオットー・ハーンに

よる核分裂反応の発見により原子力利用という道を開いた。彼は、ウラン 235 が中性子を吸収してふたつの物質に分裂することを発見したのである。この発見は、核分裂生成物という放射性廃棄物を生み出した瞬間でもある。

現在、発電用商用目的として主流の軽水冷却の原子炉は、天然ウラン中の 0.7%のウラン 235 を 3%~5%にまで濃縮して、原子炉のウラン燃料として使用している。残りの 99.3%はウラン 238 である。ウラン 238 は、核分裂物質ではないものの、中性子を吸収するとより重い核種に変換され、変換された物質の多くが核分裂物質である。その意味で、ウラン 238 は核分裂物質を生み出す親物質と呼ばれる。その変換過程をたどると、ウラン 238 が中性子を吸収するとウラン 239 に、23.5 分でネプツニウム 239 に代わり、これは 2.35 日でプルトニウム 239 に変換される。プルトニウム 239 は、核分裂物質として原子炉の燃料に利用されつつ、中性子を吸収し、わずかながらアメリシウム 241 やキュリウム 244 に変換される。また、アメリシウム 241 は、原子炉から取り出したあとに自然崩壊してネプツニウム 237 に変わる。こうして、高レベル放射性廃棄物であるマイナアクチニドが生成される。一度生成されたマイナアクチニドは、半減期が数万年のものを含み、長期間放射線（アルファ線、ベータ線、ガンマ線）を放出し、安定な核種である鉛になるまで自然崩壊を繰り返していく。

一方、核分裂性生成物の中にも長半減期核種がわずかに含まれている。これらの核種は地層処分の安全性評価の上で、関心を向けざるを得ない重要な核種である。その代表的な核種は、Tc-99（テクネチウム）、I-129（ヨウ素）、Cs-135（セシウム）、Se-79（セレン）である。

## 地層処分の安全性評価

フランスにおいては、1991 年に制定された高レベル放射性廃棄物管理研究法（バタイユ法:Bataille Law）に基づき、高レベル放射性物質の管理に関する研究が実施されている（この法律は 2006 年に放射性廃棄物等管理計画法に引き継がれる）。この法律の主な内容は、（1）長寿命放射性核種の分離・変換、（2）可逆性のある、または可逆性のない地層処分、（3）廃棄物の処理と長期地上貯蔵の 3 種類について 15 年間（2006 年まで）研究を実施し、それらの総括評価を踏まえて、その後の管理方を定める法律を制定する、とされている（引き継がれた 2006 年の法律では 2012 年までの研究を推奨された）。ここで可逆性とは、将来必要に応じて処分場から処分体を地上に戻すことができることを意味しており、将来、より良い処理方法が見出されたときに閉じこめた廃棄物を開封して処理する可能性を残すことを念頭においたものである。これら 3 種類の管理方法のうち分離・変換と長期貯蔵はフランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)

が、地層処分については、放射性廃棄物管理機関（ANDRA）がそれぞれ研究を実施し 2005 年には、ANDRA による研究分野の成果報告書が取りまとめられた。

地層処分場をビュール地下研究所所在地に立地（地下 500m）したと仮定し、評価対象とする地下水の湧出地点を 3 ヶ所の湧出域（ソー、オルナン、バロワ）とドッガー層上部とした評価結果が報告されている。高レベル放射性廃棄物はガラス固化体に貯蔵されるが、数万年の時を経てガラス固化体は溶解していく。この場合ガラス固化体に含まれていたマイナアクチニドは地下水に溶けることなくその場に留まり、一方で水溶性の核分裂性生成物（FP）は、地下水に溶け込み、自然のバリアを長い年月をかけて移動して対象とした湧出地点に達する。この地下水からの線量をもって安全性を判断するものとしている。したがって、注目する核種は長半減期の核分裂生成物である。

報告書によれば、種々の不確かさがある中ですべてのケースで、線量は安全指針の定める年間 0.25mSv/年（個人）線量（自然放射能の 1/10）の範囲内である。最大線量が見られる時期は 49 万年後である。ちなみに、保守的ケースの例を示すと、放射性物質が母岩を通過する移行経路を通りソー湧出域に放出する場合の線量の最大値は、0.12mSv/年であり、上記制限値を満足する。支配核種は、I-129（ヨウ素）、Se-79（セレン）79 等の長半減期核分裂性生成物（FP）である。これらの評価結果から、ANDRA は、地層処分の安全性を実証できる可能性が高いとした。

以上のフランスの検討結果、1999 年の日本での検討結果および近年実施された米国の国立研究所の検討結果によれば、高レベル放射性廃棄物を地層処分しても住民の安全性（被ばく線量）は、数十万年にわたって確保できるし、その後はまったく問題のないレベルにまで核種の自然崩壊により放射能レベルは低下する。

## マイナアクチニドの分離と変換

ANDRA により示された地層処分の安全性評価にもかかわらず、マイナアクチニドはガラス固化体中の高レベル放射性廃棄物の発熱および有害度（人体に与える放射能の影響で経口摂取した場合を想定）の支配因子である。マイナアクチニドをガラス固化体成形前に分離することができるならば、第一に、廃棄物の発熱を小さくできることから、同じ大きさのガラス固化体に閉じ込めることができる廃棄物の量を増やすことが可能になる。これにより、ガラス固化体総量を減らすことができ、地層処分場のさらなるコンパクト化が期待される。第二に、長い半減期をもつ核種を除去できるため、ガラス固化体の潜在的な有害度を低減できる（ガラス固化体の貯蔵安全性が確保されていることは前述のとおりである。しかし、ガラス固化体中に放射性物質が存在し、それに対する不安も無視することはできない）。ここで指標としている有害度の判断条件は、「地層処分場のガラス固化体付近の放射能が天然ウラン放射能による人体への影響レベルと同

程度である」ことを目標とする。この目標設定をもってしても住民の不安（ストレス）を取り除くことができるかどうか不確かなところもあるが、少なくとも地層処分場の放射能レベルは自然環境に近いことが住民に理解され、知識が共有されることは必要であろう。

除去したマイナアクチニドは、高速中性子（商用原子炉は熱中性子炉）により核分裂させて燃料として利用することが合理的である。その理由は、高速中性子は軽水炉に比べ、一桁大きい中性子束を得ることができるのに加えて、そのエネルギーは 0.5MeV であり熱中性子のエネルギー 0.025eV よりも大きく、そのためマイナアクチニドを核分裂により分裂させる断面積（核分裂する確率）が軽水炉の熱中性子に比べて一桁大きいからである。

### 高レベル放射性廃棄物処理に関するフランスの取り組み

2006 年にフランスで制定された放射性廃棄物等管理計画法では、地層処分を廃棄物管理の第一の案とすること、マイナアクチニドの半減期のより短い核種への変換について 2012 年までに研究開発計画を提出すること、および 2020 年までに処理が可能な原型プラントを投入することが決定された。この方針をうけて、2012 年に CEA は、研究成果を取りまとめている。報告書を要すると、軽水炉使用済み燃料からマイナアクチニドを効率的に分離する方法の実証、マイナアクチニドを効果的に変換する方法の絞りこみ、結果としての地層処分施設の合理化効果が報告された。

軽水炉の使用済み燃料から分離されるマイナアクチニドの分離率は各多くの国で 99.9%という高い目安を設定している。これは、使用済み燃料から 99.9%のマイナアクチニドを除去できれば、高レベル放射性廃棄物の有害度を約 500 年以内で天然ウランの放射能レベルにまで低減できることが知られているからである。一方で、使用済み燃料をそのままの形態で地層処分場に貯蔵すると、50 万年後にやっと有害度は天然ウランレベルに達する。プルトニウムだけを除去する再処理を行う場合、有害度が天然ウランレベルに達するのは 5 万年後である。また、分離率すなわち除去率が 99%ならば、約 5,000 年間必要である。

フランスでは、使用済み燃料を溶かした水溶液と溶媒を接触させることで、プルトニウムとマイナアクチニドの溶媒中に抽出させる技術開発を継続してきており、2012 年には 99%のマイナアクチニドの分離に成功し、続いて 2013 年にはアメリシウムとキュリウムを 99.9%分離できたことが報告されている。分離した重量は数 Kg の実験室規模であるが、この成功により次の段階に進む準備が整ったとされている。

マイナアクチニドを効率的に変換できる高速中性子を使った原子炉に関心が寄せられ、フランスでは複数の冷却材による高速中性子炉と加速器でターゲットを破碎させ中

中性子を多数発生させて核分裂反応を維持する加速器駆動高速中性子炉の比較研究が行われた。2012年の報告書では、ナトリウム冷却高速炉を優先して開発することの意義が強調されている。このために、高速炉の実証プラント建設を優先するとしている。これはASTRID(Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)と呼ばれる600MWeの高速炉であり、規制局からの要請により最新の軽水炉である欧州加圧水型炉(European Pressurized Reactor: EPR)なみに安全性を向上させるための技術の採用を検討している。具体的には、正のナトリウム反応温度係数(ボイド反応度とほぼ等価)の低減、ナトリウムと水の接触防止、ナトリウム中機器・構造物の超音波による目視、薄肉構造の地震時健全性の向上、等、従来のナトリウム冷却高速炉の弱点と言われている課題の克服を目指す設計が提案されている。2014年4月には、フランス原子力安全規制局(ANS)から冷却材ボイド反応度の低減を含む20項目にわたる安全要求が提出された。一方、他の高速中性子を発生させる選択肢についても長期的な研究テーマとして欧州各国と協力して開発するように推奨された。

2012年報告書ではマイナアクチニドを除去した場合に、地層処分場の占有面積がどれだけ小さくなり、合理化に寄与するかについて報告されている。合理化という観点からはマイナアクチニドの崩壊熱が注目され、崩壊熱が大きいとガラス固化体に閉じ込める量が制限されるため、結果としてガラス固化体の量が増える。マイナアクチニドの中では、ガラス固化体を成形する期間内でアメリカシウムの崩壊熱が他の二核種に比べて最も大きい。アメリカシウムだけを除去できれば、地層処分場でのガラス固化体の占有面積は、除去しない場合の1/2に低減する。アメリカシウムを除去後にガラス固化体の量を支配している核種は核分裂生成物(FP)のうちCs-135(セシウム)とSr-90(ストロンチウム)である。この二つの核種の自然崩壊を待ってガラス固化体を成形とした場合、占有面積は1/7にまで低減する。この2つの核分裂生成物の崩壊熱が十分に低減するためには原子炉から取り出して約120年間、使用済燃料を貯蔵しておく必要がある。すなわちガラス固化体の占有面積を抜本的に合理化するためには崩壊熱の大きいアメリカシウム、セシウムおよびストロンチウムからの熱的な寄与を低減することが重要である。そのために処理前に、120年間にわたり中間的に貯蔵を考慮することの重要性が示唆されている。

CEAが提出した以上の報告内容について、2013年「国家評価委員会」による独立評価が行われた。ここでは、CEAの報告内容を大筋で了承するものの、マイナアクチニドのうちアメリカシウムをナトリウム冷却高速炉で変換させる研究を優先して実証することを推奨している。新たに建設されるナトリウム冷却高速炉の実証炉(ASTRID:600MWe)の炉心部の燃料はこれまでに実績のあるウラン・プルトニウム燃料とし、ブランケットだけをウラン・アメリカシウム燃料として照射する構成としたほうが着実な成果を得られ



るからであり、まずは実証炉とマイナアクチニドの燃焼の実績を上げることを重視した推奨案である。

### 高レベル放射性廃棄物処理に関する米国の取り組み

米国の燃料の再処理、高レベル放射性廃棄物の処理・処分に関する政策的な議論は長い歴史をもつ。現在までにその議論の決着はついておらず、米国の廃棄物政策を不透明にしている。米国の現状の取り組みを述べる場合にはこの政策の変遷の歴史をたどる必要がある。

1977年、民主党カーター政権は、核不拡散の懸念を理由、再処理とプルトニウムのリサイクルを永久に凍結した。この結果、当時建設が終了し起動試験を実施していたBarnwell再処理工場（処理能力：1500ton/yは日本の六ヶ所再処理工場の2倍弱の処理量）が停止し、軽水炉によるMOX燃料利用（Mixed Oxide:再処理で生産されたプルトニウムとウランを混合した燃料）は終結した。なかでも完成間近だったナトリウム冷却高速原型炉（CRBR: Clinch River Breeder Reactor）の全プロジェクトがキャンセルのされたことは世界に衝撃を与えた。

次の1981年から1989年まで続いた共和党レーガン政権の時代に、前政権の方針は見直された。これにより、アルゴンヌ国立研究所（ANL: Argonne National Laboratory）は、高速炉（金属燃料）・乾式再処理・燃料製造の一体型燃料サイクル（IFR: Integral Fast Reactor）（計画を1984年に開始し、研究は1994年まで続いた。IFRは、乾式再処理は、と呼ばれる電気化学法により、プルトニウムとマイナアクチニドと一緒に電極に分離する技術の中核とする燃料サイクル計画であり、分離したプルトニウムとマイナアクチニドを金属燃料に成形しナトリウム冷却高速炉で燃焼させるプロジェクトである。ANLによれば、これはプルトニウムを単独で分離することがないため、核不拡散性に優れており、ひとつの電界槽の中で電極に核種を析出させるため、一回の析出で分離しきれなかった核種は電界槽に残り、このサイクルを繰り返すことで目的とする分離率は確保される、とされた。これまでに、高速実験炉 EBR-II の燃料 4,400Kg を電気化学法で処理した実績をもち、また軽水炉使用済み燃料から 99.5%以上の高い分離率でプルトニウムとマイナアクチニドの分離に成功している。これらの成果をもとに、100ton/y の規模で軽水炉の使用済み燃料を乾式再処理技術で再処理して金属燃料を成形するためのプラントの概念設計を終了している。

一方、商用の運転プラントから蓄積される大量の軽水炉使用済み燃料の差し迫った処分については、1982年に放射性廃棄物政策法（: Nuclear Waste Policy Act of 1982: NWP）

が制定された。これに基づいて、米国エネルギー省（DOE）が処分場を選定し大統領へ推薦するなどの手続きを進めた。この結果、1987年の放射性廃棄物政策修正法（Nuclear Waste Policy Act Amendments :NWPAA）の成立に伴い、大統領が承認していたネバダ州ユッカマウンテン（凝灰岩）、ワシントン州ハンフォード（玄武岩）、テキサス州デフスミス（岩塩）の3か所の処分候補地から、2002年2月にユッカマウンテンが唯一の処分候補地に決定された。ただし、ユッカマウンテンでは使用済み燃料は、再処理を行わずにそのまま直接処分される。この場合にも、フランスと同様な安全評価が実施されており、20Km離れた周辺の井戸に核分裂生成物が流出する可能性のある10,000年以降にも、放射能の影響は許容値を下回り安全性は確保されるとしている。

再処理を追究したIFRプロジェクトは、レーガン、ブッシュと続いた共和党政権が終わり、次の民主党クリントン政権に移行したときに終結を余儀なくされた。すべての原子力研究開発予算を凍結したこの時期、唯一、第四世代原子炉の研究と名付けられた国際協力である国際原子力エネルギー・パートナーシップ（GNEP:Global Nuclear Energy Partinership）と原子炉開発の批判をかわすために提案された加速器駆動原子炉システム（ADS: Accelerator-Driven Systems）の予算だけが認められている。その後の2001年～2009年のブッシュ・ジュニアの政権を経て、2009年のオバマ政権ではユッカマウンテンの推進がキャンセルされ、軽水炉使用済み燃料の処理と処分についての政策は漂流を始めている。

廃棄物政策の変更につぐ変更に対して、それを杞憂する民間は自らの努力で高速炉の研究開発を行っている。軽水炉使用済み燃料を燃料として再利用するための高速炉は、マイクロソフト社の創業者であるビル・ゲイツ氏が資金を支援しているTerra Power社とBlue家がオーナーであるGeneral Atomics(GA)社が、設計提案をしている。いずれも軽水炉の使用済み燃料の問題解決を目指している。このうちTerra Power社の進行波炉（Traveling Wave Reactor:TWR）はでローレンスリバモア国立研究所で考案された概念に基づきそのアイデアを実現すべく中国との共同の研究開発を模索しているところである。

## その他の国の取り組み

その他の国の取り組みとして、乾式再処理と金属燃料の利用に関心を高めているアジアの動向に触れる必要がある。インドは、自国に豊富に存在するトリウムを利用を最

終的な目標とした独自の原子力開発を計画している。その途上で、燃料の密度が大きくそれゆえプルトニウムの増殖性に優れる金属燃料に着目している。現在建設が完了し、運転開始間近の酸化物燃料を装荷した高速炉の実証炉（500MWe）に続き、2020年には金属燃料に移行する計画である。

乾式再処理技術の導入と進展にもっとも資源を集中している国が韓国である。韓国は米韓原子力協定により自国での再処理を認められていない。このため、2014年3月の同協定の改定に向けて再処理の実施を認めるようにここ数年にわたり米国に働きかけてきた。米国で開発した核不拡散性に優れるとされる乾式再処理技術を採用し、10年間にわたる共同研究協定を締結している。しかし、米務省は同年3月で期限が切れる米韓原子力協定を現状のまま2年間延長したと正式発表した。韓国側が求めていた再処理の解禁については合意には至らなかった。ただし、米韓は2013年5月に実施した首脳会談の直前に、協定の延長で合意しており、両国は今後の2年間の延長の間に再処理を巡る交渉を継続する、と報道されている。

韓国の原子力研究所（KAERI: Korean Atomic Energy Research Institute）のは、2006年までに乾式再処理技術導入を行うや否や、2012年までに実証試験施設の建設を終了している。酸化物の軽水炉使用済み燃料を金属に還元するための電界槽は一度に50Kgを処理できる。電気化学法によってウランを使用済み燃料から金属の電極に析出させる電界槽は一度に100Kgを処理できる。試験設備は40mのホットセルに配置されており、2014年よりウラン試験が開始される予定である。このPRIDE（Pyroprocess integrated inactive demonstration facility）と呼ばれる実証試験施設は2012年にIAEAの査察を受け入れている。乾式再処理では、液体電極によるプルトニウムとマイナアクチニドの析出がウランの析出と同様に中核となる技術だが米韓原子力協定の縛りがある限り、韓国国内でこの試験を実施することができない。

マイナアクチニドは、前述のように主としてウラン238が中性子を吸収して変換していく過程で生成される。したがって、ウラン238を利用しない燃料はマイナアクチニドの発生が3桁小さく、高レベル放射性廃棄物、の問題を大幅に低減することができることが期待される。こうして、トリウムとウラン235の混合燃料さらにはトリウムとウラン233の混合燃料による原子炉の可能性が古くから検討されてきた。ここで、ウラン233は天然には存在しないため、天然ウランよりも豊富に存在するとされる天然のトリ



ウム 232 から原子炉内で生成される。プルトニウム 239 がウラン 238 から原子炉内で生産されるアナロジーとして理解されよう。

過去、米国でトリウムからウラン 233 を生成する試験が行われていたが、近年ではインド他でトリウムの利用が再度見直されている。ウラン 233 が生成される過程でウラン 232 も同時に生成され、ウラン 232 は崩壊する過程で強いガンマ線を出すタリウムやビスマスに変換する。この結果、使用済み燃料からウラン 233 を分離することは重遮蔽が必要になり極めて困難である。仮にウラン 233 を燃料として成形することに成功した場合にも、マイナアクチニドのかわりに有害度の高いトリウム、ウラン、プロトアクチニウム等が 10 万年後にピークとなり、マイナアクチニドと同様に住民の不安の対象となる核種である。したがって、トリウム燃料を利用できても高レベル放射性廃棄物の課題が低減されるわけではないことが理解されよう ([付録 2 にトリウム燃料についての定量的考察を詳述する](#))。

#### エネルギー基本計画と高レベル放射性廃棄物処理に関する日本の課題

2014 年 4 月 11 日、新しい「エネルギー基本計画」が閣議決定された。本報告書に関連するところでは、これまでに蓄積されている軽水炉使用済み燃料、17,000 トン（各発電所に保管されている総量が 14,000 トン、六ヶ所に 3,000 トン）を着実に地層処分する重要性が述べられるとともに、「長期的なリスク低減のため、その減容化・有害度低減が重要であること等を十分に考慮して対応を進める必要がある」とされた。

使用済み燃料中のプルトニウムとマイナアクチニドは、17,000 トンのうちの 1%を占め、マイナアクチニドはその 10%を占める。したがって、現時点で、プルトニウムとマイナアクチニド合計で 170 トン、マイナアクチニドは 17 トン、が、使用済み燃料の形で蓄積されている。一方、「エネルギー基本計画」の検討過程で、軽水炉のプラント寿命と関連させて、原子力発電を終了させる時期を 2049 年、2069 年とした場合が参考とされている。この二つのシナリオに沿って原子力発電所が運転されるとすると、2049 年の時点で、使用済み燃料全体は 33,000 トン、マイナアクチニドは 33 トン、2069 年の時点でそれぞれ、49,600 トン、50 トン蓄積される。

一方、六ヶ所再処理工場では、年間 800 トンの使用済み燃料が 40 年にわたって再処理される計画である。六ヶ所再処理工場を稼働させて使用済み燃料からプルトニウムを分離したあとの「高レベル廃液」にマイナアクチニドが残っており、六ヶ所再処理工場

が運転される期間は、この廃液からマイナアクチニドを分離する必要がある。このための技術確立が近々の課題と認識された。

六ヶ所再処理工場が閉鎖される 2054 年の時点で、2069 年まで軽水炉の運転を続けるシナリオにおいては、なお 20,000 トンの使用済み燃料が処理されずに残る。したがって第二再処理工場（新再処理工場）が必要である。投資効果を上げるためには、第二再処理工場では、残った 20,000 トンの処理の他に、処理量を増やす方策を講じる必要があろう。

六ヶ所再処理工場及び第二再処理工場で分離したプルトニウムとマイナアクチニドを燃料として利用する高速炉の導入構想を検討した。現時点でもっとも好ましいグラウンドデザインは、軽水炉による発電が終了する 2069 年に向けて、軽水炉の使用済み燃料中のプルトニウムとマイナアクチニドを燃料として利用する高速炉とその燃料サイクル施設を 2030 年から導入するシナリオである。評価によれば、25GWe の設備容量まで高速炉を順次導入することができる。この結果、2069 年の時点で軽水炉のマイナアクチニドはすべて変換される。それ以外の放射性廃棄物は地層処分されている。こうして、高レベル放射性廃棄物の問題は解決され、かわりにマイナアクチニドを発生しない高速炉燃料サイクルの問題に議論の重心が移る。原子力による発電容量は現時点の 1/2 の 25GWe（高速炉による発電）となる。新たな施設の導入により発電コストが現在の軽水炉発電より 10%程度上昇することがフランスの検討結果から予想される。その後、高速炉は、増殖を主体とした役割に転じて発電容量を増大させる。最終的には、すべての化石燃料が枯渇し、また、すべての天然ウラン 238 が消費し尽くされる 1,500 年後まで原子力発電により電力を供給する。

一方、マイナアクチニドの変換に特化した高速炉（炉心内部でのウランからプルトニウムの転換比がゼロ）の導入が考えられ、米国で炉心設計が行われている。この炉心特性に基づけば、特化した高速炉 9GWe の設備容量で変換が完了する。しかし、9GWe の設備容量は基幹電源としては十分ではない。そのため代替の電源が必要である。

## 結論、展望および推奨

軽水炉を運転することに伴って発生する高レベル放射性廃棄物の処分については、各国とも最大の懸案事項にも関わらず、その解決の道筋がはまだ描けていない。処分の形態（直接処分か、プルトニウム分離後の廃液を成形したガラス固化体の処分か、それら

を組み合わせたものが良いのか)、地層処分場の場所の選定、をはじめ、千年、万年にわたる長半減期の核種の変換処理についての長年研究が行われてきたが、最近、一定の成果が見られる。

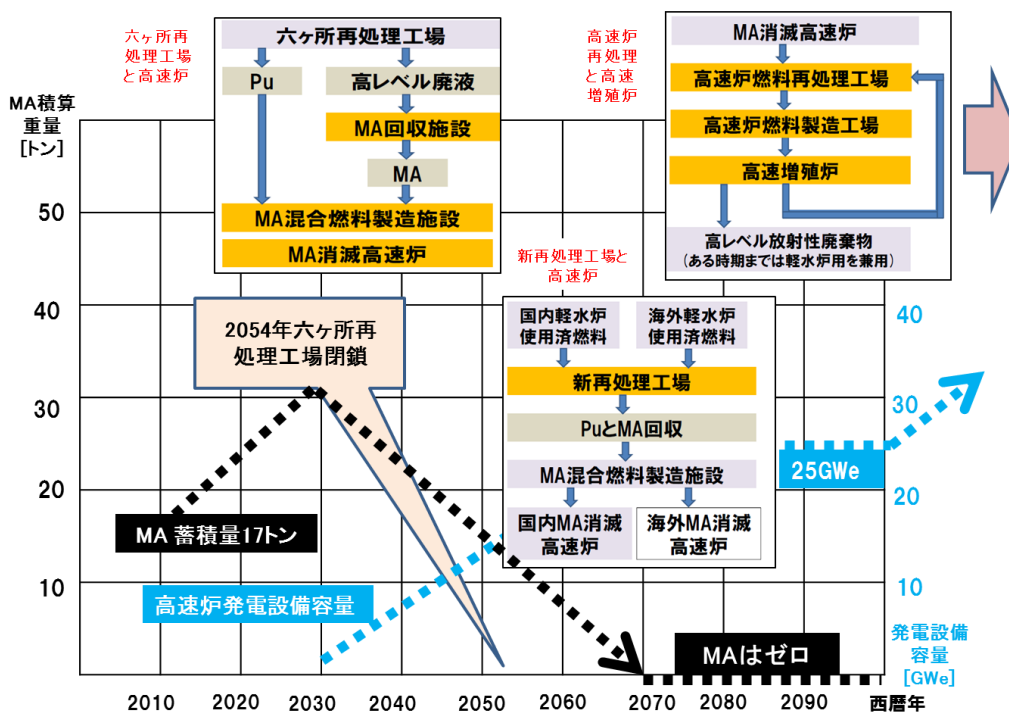
本報告書では、フランス、米国、その他の国の技術の到達点と今後の方向性を調査した。もって、技術選択の現状と今後の開発方向を確認した。これらの知見をもとに、我が国の高レベル放射性廃棄物に関する政策の具体的構想を得るべく定量的な検討を行った。結論として、高速炉の積極的な導入により、例えば 2069 年の軽水炉の運転終了までに、使用済み燃料に含まれるガラス固化体に含まれるマイナアクチニドを全量核変換することが高速炉の性能としては可能である。ただし、ガラス固化体から、再度分離するための技術開発が必要である。

この実現に向けて、次の技術開発が推奨される。

- ① 高レベル廃液から実用規模でマイナアクチニド 99.9%の目標レベルで分離する実用化技術。
- ② 別に分離されているプルトニウムと高レベル廃液から分離したマイナアクチニドを混合して高速炉の燃料を製造する技術。この場合、アメリシウムはブランケット領域で燃焼させるとして、それ以外のネプツニウムとキュリウムを炉心燃料として製造する技術。
- ③ 少なくとも、2014 年 4 月に提示されたフランスの規制当局の要請を満足しうる高速炉技術（日本の原型炉までの安全基準ではボイド反応度の低減を求めているためフランスの規制当局の関心に適合できない）。
- ④ 第二再処理技術。軽水炉ウラン燃料の再処理、軽水炉 MOX 燃料の再処理、近隣諸国の軽水炉燃料の再処理に供する技術、でありマイナアクチニドを 99.9%以上の分離率で分離できて、「六ヶ所再処理+高レベル廃液からの MA 分離技術」を大幅に簡素化できる技術
- ⑤ より長期的には、地球環境の観点から原子力による発電比率を上げる必要がある。このために必要な高い増殖性能を期待できる密度の大きい燃料技術。

これらの技術開発は次に示す図のように時間軸にそって統合されよう。

## 長期な原子力利用のために開発すべき技術と施設 ■ 色の施設



上記の技術課題とは別に、燃料サイクル分野に新しいモチベーションを導入する必要がある。第二再処理事業はプラントへの投資を回収するために、再処理する使用済み燃料の量を拡大させる必要がある。したがって、こうしたビジネスモデルを実際に遂行できる実施主体による運営が望ましい。高速炉関連では、将来地球規模で高速増殖炉が展開される必要性にかんがみ、他の電源とのコスト競争力をもつ魅力的な高速炉と燃料サイクルシステムを探索する努力が求められている。

## 1 序

原子力発電プラントを運転するといわゆる高レベル放射性廃棄物が発生する。一般的には、高レベル放射性廃棄物とは原子炉の使用済み燃料のことであり、その内訳は、核分裂物質であるウラン 235 の核分裂により生じる核分裂生成物 (Fission Product :FP) と、自らは核分裂することがないが中性子を吸収して核分裂物質に変換されるウラン 238 から主として生じるウランよりも重い核種 (超ウラン核種 (TRans-Uranium:TRU) と呼ばれる) が主なものである。前者は強い放射線を放ち、後者は長期間放射線を放出する。ウランよりも重い核種には、とても半減期の長い長寿命核種 (マイナアクチニド Minor Actinide: MA) と呼ばれる、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウム) が含まれている。

これらの高レベル放射性廃棄物は、自然崩壊により消滅することを待つにはあまりに時間がかかりすぎる。ゆえに、生活空間から遠ざけるため、一定期間貯蔵を行ったうえで、地下深くに埋設して処分する地層処分が各国で検討されている。地層処分については、数万年にわたる期間を対象とした安全性評価が実施されており、近域の地下水を汚染することなく安全に処分できることが解析で示されている。しかし、高いレベルの放射性物質を地下とはいえ生活の営みの空間的な範囲に長期間貯蔵することへの住民の不安 (ストレス) は依然として残り、地層処分の研究と平行して高レベル放射性廃棄物を核分裂反応により、半減期の短い核種に変換する研究が行われてきた。

本報告書では、高レベル放射性廃棄物の由来をたどり (第2章)、現在検討されているもっとも代表的な処分方法である地層処分の安全性評価結果を確認したうえで (第3章)、高レベル放射性廃棄物を核分裂等により変換させる世界の研究の現状を概括する。第4章では、フランスの研究の現状を調査する。第5章では、米国の取り組みの歴史を概括する。第6章では、両国以外の研究の現状を調査する。第7章では、これまで米韓原子力協定により使用済み燃料の再処理を許可されていなかった韓国の国を挙げてこの制約に挑む韓国の研究現状を主として紹介する。以上をもとに、第8章では、我が国の高レベル放射性廃棄物の発生量の定量的な検討を行い、もって政策提案とする。

## 2 高レベル放射性廃棄物とその由来

### 2.1 地中のウランとトリウムおよび核分裂生成物

宇宙で生じている核反応の中で重い核種（元素）を生成することができる反応は、核融合反応と、さらに高温の超新星爆発の過程で生じている $\gamma$ 過程が代表的なものである。核融合で生成されるもっとも重い核種は鉄であり、地球の核は鉄でできている。鉄より重い核種（元素）は、銀河のどこかで生じた超新星爆発の $\gamma$ 過程で生じたものであり、45億年前に地球が誕生するときに地球内部に取り込まれた。その中には、地球の深部と表層に存在するウランとトリウムがある。表層に存在するウランは原子力発電の燃料として利用されている。

一方で、地球内部のウランとトリウムについては、それらが自然崩壊するときが発生する崩壊熱が地球の内部を加熱する熱源として重要な役割を果たしている。半減期はウラン 238 が 45 億年、トリウム 232 が 140 億年であり、最終的には安定核種である鉛に変換される。この自然崩壊過程で発生する崩壊熱により地球の内部では流動性のマントルが形成され、プレートを動かし、地殻変動を引き起こしているのである。

地球が誕生した 45 億年前には、核分裂物質であるウラン 235 が 25%の割合で存在していた。ウラン 235 の半減期は 7 億年であり、現在ではウランの中にわずか 0.7%しか存在していない。しかし、わずかとはいえ残存した唯一の核分裂物質の最大の特徴である核分裂反応を、1938 年ドイツの化学・物理学者のオットー・ハーンは発見した。彼はウラン 235 が中性子を吸収してふたつの物質に分裂することを発見したのである。この発見は、核分裂生成物（FP）という高レベル放射性廃棄物を生み出した瞬間でもあった。

中性子を吸収したウラン 235 は、2つの核種に分裂する。2つに分裂した核種の質量を合計するとウラン 235 の質量よりも小さい。この質量の差がエネルギーに変わる。原子力発電は放出されたエネルギーを熱として取り出し冷却材に伝え、最終的には電気に変換している。ウラン 235 が分裂して生成した核分裂生成物は（FP）の種類は多く（約 80 種類）、次の核分裂でどんな核種に分裂するかは誰も知りえない。しかし、多くのウラン原子が核分裂すると生成する核分裂生成物の質量は、90 と 140 付近を中心とした「くら型」の分布をなしていることが知られている。これら核分裂生成物（FP）のほ



とんどが不安定であり、数回の壊変を経て強い放射線を放出して安定核種に移行するものが多い。

高レベル放射性廃棄物処分の観点からは、第一に、約 30 年の半減期をもつ Cs-135（セシウム）と Sr-90（ストロンチウム）が重要な核分裂生成物である。これらは、使用済み燃料を取り出したあと数十年間で最も大きな熱源である。その後は、以下に述べるマイナアクチニドの崩壊熱に支配されるようになる。

次に、核分裂生成物（FP）の中に含まれる長半減期核種にも注意が必要である。その存在量は小さいが半減期は数万年から数十万年オーダーであり、他の放射性廃棄物が自然消滅したあとに、なお残る核種である。これらの核種は地層処分の安全性評価の上で、関心を向けざるを得ない重要な核種であり、その代表的な核種は、Tc-99（テクネチウム）、I-129（ヨウ素）、Cs-135（セシウム）、Zr-93（ジルコニウム）、Se-79（セレン）である。

本報告書で関心のある長半減期の核分裂生成物（FP）の特性を表 2-1 にまとめる。

マイナアクチニド	核種	半減期	線量換算係数(Sv/Bq)	含有量 (使用済み重金属1トン当たり)
	Np-237	214万年	1.1 X 10 <sup>-7</sup>	0.6kg
	Am-241	432年	2.0X 10 <sup>-7</sup>	0.4kg
	Am-243	7370年	2.0X 10 <sup>-7</sup>	0.2kg
	Cm-244	18,1年	1.2X10 <sup>-7</sup>	60g
核分裂生成物	核種	半減期	線量換算係数(Sv/Bq)	含有量 (使用済み重金属1トン当たり)
	Se-79	29万5千年	2.9X 10 <sup>-9</sup>	6g
	Sr-90	28.8年	2.8X 10 <sup>-8</sup>	0.6g
	Zr-93	153万年	1.1 X 10 <sup>-9</sup>	1kg
	Tc-99	21万1千年	6.4X 10 <sup>-10</sup>	1kg
	Pd-107	650万年	3.7X 10 <sup>-11</sup>	0.3kg
	Sn-126	10万年	4.7X 10 <sup>-9</sup>	30g
	I-129	1570万年	1.1X 10 <sup>-7</sup>	0.2kg
	Cs-135	230万年	2.0X 10 <sup>-9</sup>	0.5kg
	Cs-137	30.1年	1.3X 10 <sup>-8</sup>	1.5kg
Cs-137	30.1年	1.3X 10 <sup>-8</sup>	1.5kg	

JAEA 大井川「長寿命放射性廃棄物の短寿命化技術の現状と展望」自然科学研究機構シンポジウム 平成24年9月29日より作成

表 2-1 主要な高レベル放射性廃棄物核種と半減期

## 2.2 マイナアクチニド

現在、発電用商用目的として主流の軽水冷却の原子炉は、天然ウラン中の 0.7%のウラン 235 を 3~5%にまで濃縮して原子炉のウラン燃料として使用している。天然ウランの残りの 99.3%はウラン 238 である。ウラン 238 は、核分裂物質ではないものの中性子を吸収すると、より重い核種に変換され、変換された物質の多くが核分裂物質である。その意味で、ウラン 238 は核分裂物質を生み出す親物質と呼ばれる。その変換過程をたどると、ウラン 238 が中性子を吸収するとウラン 239 に、23.5 分でネプツニウム 239 に代わり、これは 2.35 日でプルトニウム 239 に変換される。

プルトニウム 239 は、核分裂物質として原子炉の燃料に利用されつつ、中性子を吸収し、アメリシウム 241 やアメリシウム 243 およびキュリウム 244 に変換される。また、アメリシウム 241 は、原子炉から取り出したあとに自然崩壊してネプツニウム 237 に変わる。こうして、マイナアクチニドが生成される。

一度生成されたマイナアクチニドは、半減期が数万年のものを含み、長期間放射線（アルファ線、ベータ線、ガンマ線）を放出し、安定な核種である鉛になるまで自然崩壊を繰り返していく。以上の崩壊過程を図 2-1 に示す。実際には、さらに複雑な崩壊過程をたどる。その詳細については、図 2-1 中に示した文献を参考にされたい。

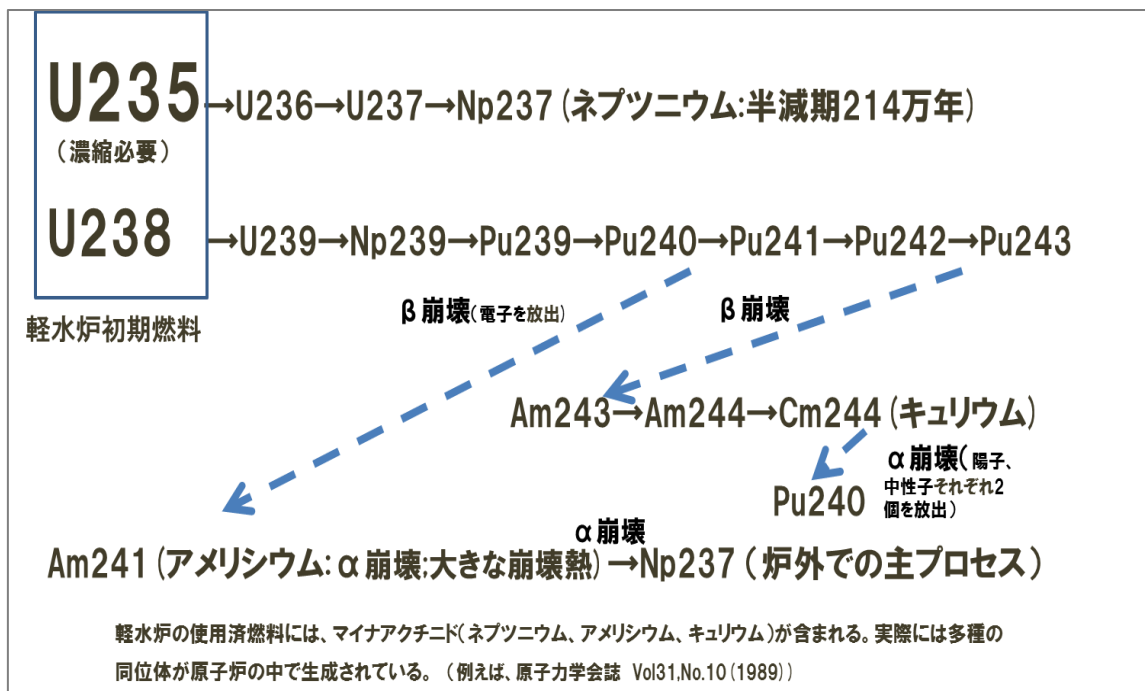


図 2-1 軽水炉使用済み燃料中のマイナアクチニドとその主要な崩壊過程



マイナアクチニドの核種ごとの特性は、次の通りである。

- ネプツニウム 237 は半減期が 214 万年であり、他の核種が減衰したあとに、廃棄物の放射能や有害度を支配するようになる。
- アメリカシウム 241 は、半減期が 432 年であるが、アルファ崩壊（放射線としてアルファ粒子を放出する放射性崩壊、アルファ粒子とは陽子 2 個、中性子 2 個からなるヘリウム原子核）によりネプツニウム 237 に変わる。アルファ崩壊の崩壊熱は大きく、熱源として注意すべき核種である。
- アメリカシウム 243 は、半減期が 7370 年であり、数万年までの放射能と有害度に寄与する。
- キュリウム 244 は、半減期は 18 年である。アルファ崩壊によりプルトニウム 240 に変わる。この時に放出する崩壊熱により燃料製造が難しくなる。

ここで、放射能とは、放射性物質が 1 秒間に崩壊する原子の個数（放射能）を表す単位（Bq:ベクレル）で表示される。また、人体への放射線の影響を考慮した場合の有害度は単位（Sv:シーベルト）で表される。マイナアクチニドの特性を同じく表 2-1 にまとめる。

また、図 2-2 に、本章で注目している核種の有害度の時間変化を示す 1)。この図から明らかなように、1,000 年以降、マイナアクチニドの有害度は長半減核分裂生成物(FP)よりも二桁以上大きい。ガラス固化体に処理された場合も同じことであり、地層処分されたガラス固化体の有害度は 1,000 年以降、自然環境に近くなる 100,000 年以降の時間領域までマイナアクチニドに支配されている。

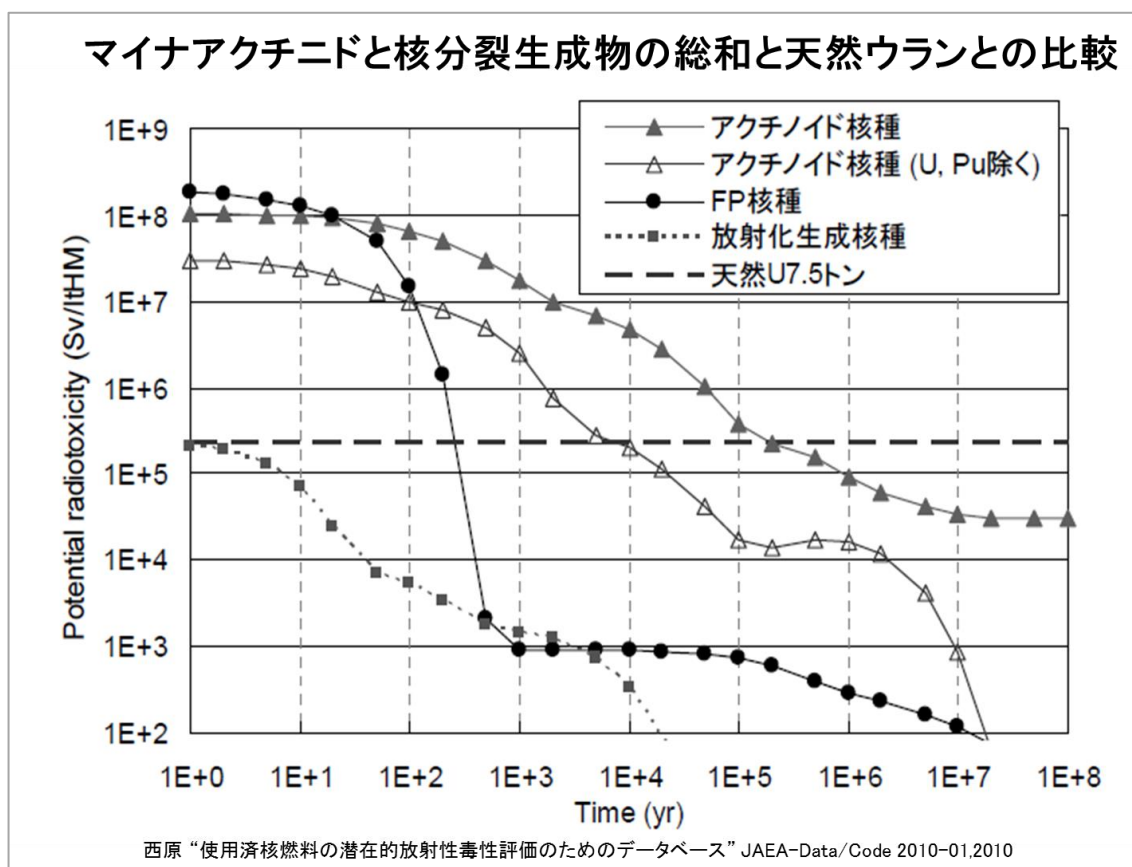


図 2-2 軽水炉使用済み燃料中の関心ある長寿命核種の有害度変化

### 3 地層処分の安全性評価

#### 3.1 フランスの地層処分の安全性評価に関する報告書の結論

フランスにおいては、1991年に制定された放射性廃棄物管理研究法（バタイユ法）に基づき、高レベル放射性物質の管理に関する研究が実施されている（この法律は2006年に放射性廃棄物等管理計画法に引き継がれる）。その内容は、（1）長寿命放射性核種の分離・変換、（2）可逆性のある、または可逆性のない地層処分、（3）廃棄物の処理と長期地上貯蔵、の3種類について1991年から2006年までの15年間で研究を実施し、それらの総合評価を踏まえて、その後の管理方策を定める法律を制定する、とされている（引き継がれた2006年の法律では2012年までの研究が推奨された）。ここで可逆性とは、将来必要に応じて処分場から処分体を地上に戻すことができることを意味しており、将来、より良い処理方法が見出されたときに閉じこめた廃棄物を開封して処理する可能性を残すことを念頭においたものである。

これら3種類の管理方法のうち分離・変換と長期貯蔵はフランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）が、地層処分については放射性廃棄物管理機関（ANDRA）がそれぞれ研究を実施し2005年には、ANDRAによる研究分野の成果報告書が取りまとめられた。

2006年に、上記放射性廃棄物等管理計画法が制定され、地層処分についてはANDRAの報告書に基づき、原子力発電所から発生する使用済燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物について、可逆性のある地層処分を行うことが決定された。同法は、2015年迄に処分場の設置許可申請、2025年に操業開始というスケジュールとともに、設置許可申請が地下研究所による研究対象となった地層に限定することを定めている。ANDRAは、ビュール地下研究所を中心とした研究・調査を引き続き行い、2009年末には政府に地層処分の候補サイトを提案し、2010年3月に政府の了承が得られた。

この章では、ANDRAによる報告書2)を概括し、高レベル放射性廃棄物地層処分の安全性を確認することにした。

報告書では、地層処分の対象廃棄物を3種類（①長寿命中レベル放射性廃棄物、②高レベル放射性廃棄物、③使用済燃料）としている。使用済み燃料を評価の対象としたのは、将来の取りうるかもしれないオプションという位置づけである。廃棄物量は、1977年から1999年に運転を開始した58基の原子炉から発生した45,000トン（重金属）の使用済み燃料としている。この中には、MOX燃料（ウランとプルトニウム混合燃料）が含まれており、MOX燃料については直接処分するケースと再処理を行うケースについて分析している。地層処分場の地質環境は、ビュール地下研究所の所在地の条件を基準地質条件としており、ここの地質は、上下を石灰岩に挟まれた地下500mの粘土層であり、粘土層の透水性が小さいことを期待している。

安全性評価にあたり、放射線防護基準を定めており、10,000年まで、関心のある場所での線量は0.25mSv/yを超えないこと、10000年以降も特に理由がない限り0.25mSv/yを超えないことを要求している。この許容値は、ちなみに自然界の放射能から個人が受ける平均の年間被ばく量2.4mSv/yの約1/10の数値である。人間が受ける自然の放射線による被曝の内訳は、宇宙線から年間ほぼ390 $\mu$ Sv（0.39mSv）、地殻・建材などからの自然放射性核種から年間480 $\mu$ Sv（0.48mSv）の外部被曝を受けている。そして体内に存在している自然放射性核種（カリウム40、炭素14）から年間ほぼ290 $\mu$ Sv（0.29mSv）の内部被曝を受けている。これらに加え、空気中に含まれているラドンから年間約1260 $\mu$ Sv（1.26mSv）の被曝を受けている。合わせて世界平均として自然界から年間2400 $\mu$ Sv（2.4mSv）前後の被曝を受けていることになる。

評価対象とする地下水の湧出地点を3ヶ所の湧出域（ソー、オルナン、バロワ）とドゥガー層上部とした評価結果が報告されている。高レベル放射性廃棄物はガラス固化体

に貯蔵されるが、数万年の時を経てガラス固化体は溶解していく。この場合ガラス固化体に含まれていたマイナアクチニドは地下水に溶けることなくその場に留まり、一方で水溶性の核分裂性生成物（FP）は地下水に溶解し、天然のバリアを通過していつかは対象とした湧出地点に達する。この地下水からの線量をもって安全性を判断するものとしている。したがって、注目する核種は長半減期の核分裂生成物（FP）である。

報告書によれば、参照ケース（表 3-1）はもちろんのこと、種々の不確かさがある中で全てのケースで、線量は放射線防護基準の定める年間 0.25mSv/y の線量を下回る。最大線量が見られる時期は 49 万年後である。ちなみに、ガラス固化体の溶解速度を速める等とした最も保守的ケースの例を示すと、放射性物質が母岩を通過する移行経路を通りソー湧出域に放出する場合の線量の最大値は、0.12mSv/y であり上記制限値を満足する。支配核種は、I-129（ヨウ素）、Se-79（セレン）の長半減期核分裂性生成物（FP）に加えて Cl-36（塩素）である。これはペレット中に不純物として含まれていた Cl-35 が中性子を吸収して変換したもので 30 万 8000 年半減期という半減期を持つ。これらの評価結果から、ANDRA は、地層処分の安全性を実証できる可能性が高いと結論づけている。

放射線防護黙秘用線量 0.25mSv/y (自然放射能の1/10)	
地下水の湧出地点	線量
ソー湧出域	$8.3 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$
オルナン湧出域	$2.0 \times 10^{-6} \text{mSv/y}$
バロワ湧出域	$5.5 \times 10^{-6} \text{mSv/y}$
ドッガー湧出域	$< 10^{-7} \text{mSv/y}$

Dossier 2005 Argile, Tome - Évaluation de sûreté du stockage géologique (Décembre 2005) より作成

表 3-1 地層処分の安全性評価結果

### 3.2 米国の地層処分の安全性評価に関する報告書の結論

米国では、ネバダ州のユッカマウンテンに地層処分場を設置するための設置許可申請が行われたが<sup>3)</sup>、オバマ政権に変わってから認可に関わる全ての活動は停止している。

ユッカマウンテン処分場の地下水面は地下約 488m～792m にあり、処分場は地表から約 201m～488m（平均 305m）の不飽和帯に建設される。処分場周辺の岩盤は、約 1,100～1,400 万年前の一連の噴火によって生じた火山灰が堆積した凝灰岩である。主として、軽水炉使用済み燃料を直接処分するための施設であり、使用済み燃料は、内側がステンレス鋼製、外側がニッケル基合金製からなる耐腐食性に優れた処分パッケージに収納される。採用された放射線防護基準は、10000 年において 0.15mSv/y を超えないこととしている。また、10,000 年以降、100 万年間では 1.0mSv/y の許容値を推奨している。

これに対して、安全性評価の結果、10,000 年間で平均して年間の線量は 0.0024 ( $2.4 \times 10^{-3}$ ) mSv/y となった。すなわち、フランスの評価結果よりも大きいのが、防護基準を大きく下回る。支配核種は、I-129（ヨウ素）と Tc-99（テクネチウム）である。一方、100 万年後には、Pu-242（プルトニウム）、Cs-135（セシウム）、Se-79（セレン）、Np-237（ネプツニウム）が寄与している。

### 3.3 日本の地層処分の安全性評価に関する報告書の結論

日本では、1999 年に地層処分に関する総合的な報告書がとりまとめられた<sup>4)</sup>。地層処分場の場所を特定できないため、評価地点を広域に拡大するのではなく、ガラス固化体を包む緩衝材の外側の岩盤領域での線量評価を行っている。ガラス固化体は、厚さ 20cm の金属製のオーバーパック容器に格納されて、そのまわりを囲む 70cm の緩衝材（粘土）とともに貯蔵される。オーバーパックの設計寿命は評価上 1,000 年を仮定する。ガラス固化体は、オーバーパックの設計寿命後に等速度で約 7 万年で全量溶解するものとして設計されている。放射線防護基準については諸外国の数値を参考にしており、特に報告書を作成した主体である日本原子力研究開発機構（JAEA）からの提案はみられない。各国と同様に広範なケースを検討している。いずれのケースにおいても、諸外国の基準を大きく下回ることが図 3-1 からわかる。

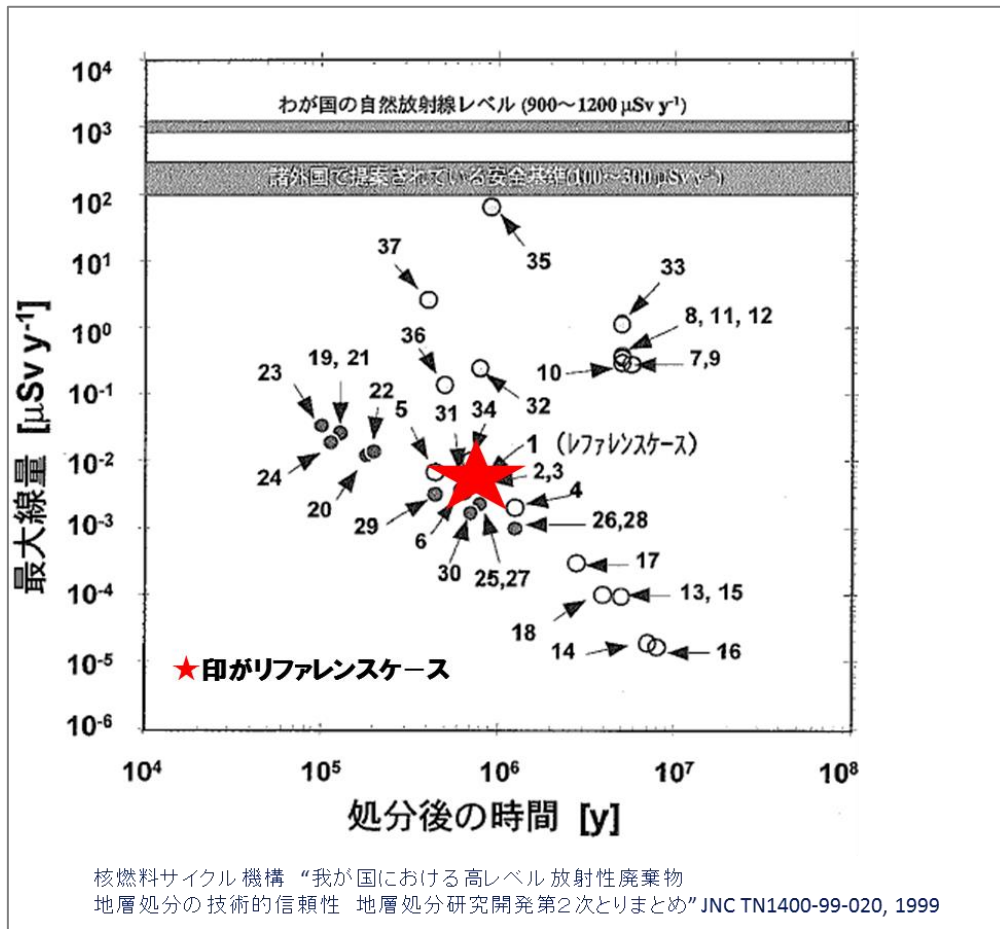


図 3-1 地層処分の安全性評価結果

報告書には、それぞれの核種のガラス固化体の緩衝材からの移行率が解析で示されており、核分裂生成物の役割の重要性についての知見が得られている。水溶性の Cs-135（セシウム）は、1,000 年から 60 万年までの線量を支配しており、逆にマイナアクチニド核種は、水にとけずガラス固化体の存在していた場所から溶出することはない。Cs-135（セシウム）に比べて Np-237（ネプツニウム）は 4 桁、アメリカシウムやキュリウムは 6 桁低い移行率である。すなわち、地層処分の地下水を通して拡散する可能性を評価した安全性評価においては、マイナアクチニドの寄与は無視できる。安全性評価で支配的な役割をする核種は、長寿命の核分裂生成物（FP）である。しかし、再度確認することになるが、これらの核種による被ばく線量は自然放射線による被ばく線量を大幅に下回っている。



## 4 マイナアクチニドの分離と変換

### 4.1 マイナアクチニド分離の効果

[第3章](#)で述べたように地層処分の安全性は数十万年にわたり確保される。また、地層処分の安全性評価では、ガラス固化体を囲む粘土の緩衝材を透過して地下水に溶けやすい長寿命の核分裂生成物が注目される核種であり、移動性の低いマイナアクチニドは関心の対象にはならない。にもかかわらず、マイナアクチニドの変換には、世界中で大きな関心が寄せられている。

マイナアクチニドは高レベル廃棄物の発熱および有害度（人体に与える放射能の影響）についての支配因子である。マイナアクチニドをガラス固化体成形前に除去することができるならば次のような効果を期待できよう。

- 廃棄物の発熱を小さくできることから、同じ大きさのガラス固化体に閉じ込めることができる廃棄物の量を増やすことができる。これにより、ガラス固化体総量を減らすことができ、地層処分場をよりコンパクトにすることが期待される。特に、発熱の大きいアルファ崩壊を伴うアメリシウム 241 の除去はガラス固化体の容積を低減することに効果が大きい。除去しない場合に比べて、ガラス固化体の占有面積が1/7に低減することがフランスで示されている。
- 長い半減期をもつ核種を分離（除去）できるのでガラス固化体の潜在的な有害度を低減できる。この背景として住民の心理的な不安（ストレス）という課題がある。廃棄物が地下に貯蔵されているとはいえ、数世代にわたり高い線量の放射性物質が生活空間の範囲にあることのストレスは、こうした処分場を受け入れることを難しくしている<sup>5)6)</sup>。さらに、世代をはるかに超えた数万年という時間軸では、ガラス固化体を格納している金属製の容器はもちろんのことガラス固化体も溶解し形を失う。マイナアクチニドは透水性がなく拡散しないものの有害度はその場に残る。ゆえに遠い将来の不安を想像させて反対の根拠とするパンフレットも流布されている<sup>7)</sup>。さらに、万が一、マイナアクチニドが処分場から拡散した場合、その有害度は長寿命核分裂生成物（FP）より数桁大きく、人体への懸念が残る。マイナアクチニドを積極的に分離すべき理由のひとつとして指摘されている<sup>8)</sup>。

軽水炉の使用済燃料からどの程度マイナアクチニドを分離すれば上記の課題にこたえられるだろうか。各国ともマイナアクチニドの分離率 99.9%を目安としている（ただし日本の国立研究所では、99.9%と 99.5%の2つの目安値が共存している）。これは、崩壊熱の低減にも十分な分離率であるとともに、使用済み燃料から 99.9%のマイナアクチ

ニドを分離できれば、高レベル放射性廃棄物の有害度を約 500 年以内で天然ウランの放射能レベルにまで低減できるからである。一方で、使用済み燃料をそのままの形態で地層処分場に貯蔵すると、50 万年後にやっと有害度は目標とするレベルに達する。プルトニウムだけを除去する再処理を行う場合、有害度が目標に達するのは 5 万年後である。また、分離率すなわち除去率が 99%にとどまるならば、目標に達するためには約 5,000 年間必要である。

以上の 2 つの効果を CEA の報告書 9) を参照して図示する (図 4-1)。

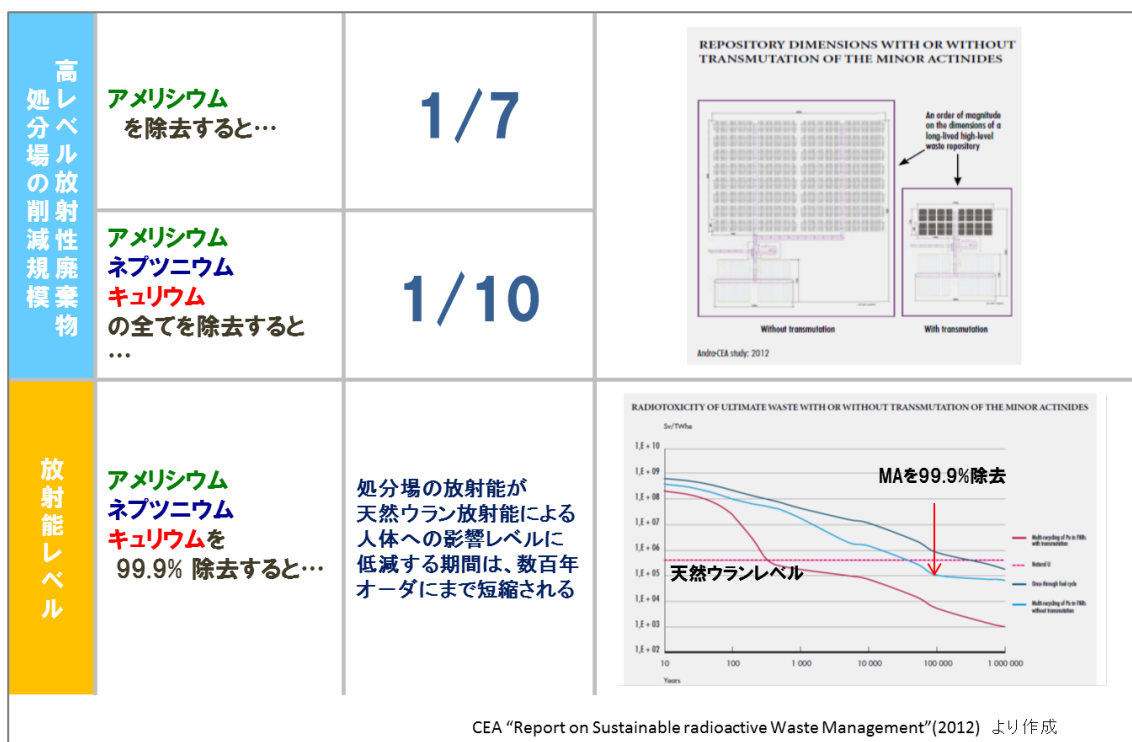


図 4-1 マイナアクチニド分離・除去の効果 (施設規模及び有害度)

## 4.2 マイナアクチニド分離の方法

使用済み燃料からマイナアクチニドを分離したあとに、取り出したマイナアクチニドを変換させる必要がある。ここで、変換とは核反応によってより半減期の短い核種に変換させることを意味する。マイナアクチニドを変換させるためには、高速炉の高速中性子により核分裂させることが効果的である。高速中性子は、軽水炉に比べ、一桁大きい中性子束を得ることができるのに加えて、マイナアクチニドの核分裂断面積(吸収された中性子が核分裂を起こす割合;核分裂する確率)は、軽水炉の熱中性子に比べて一桁大きいからである(表 4-1)。すなわち、高速炉では、マイナアクチニドは原子炉の燃料として利用できる。



Isotope	Thermal Spectrum	Fast Spectrum
Np-237	3	27
Pu-238	7	70
Pu-239	63	85
Pu-240	1	55
PU-241	75	87
Pu-242	1	53
Am-241	1	21
Am-242m	75	94
Am-243	1	23
Cm-242	1	10
Cm-243	78	94
Cm-244	4	33

C.E. Till, Y.I. Chang 'Plentiful Energy The Story of the IFR' 2011

表 4-1 マイナアクチニドの熱中性子と高速中性子に対する核分裂確率 (%)

一方、熱中性子のマイナアクチニドとの反応は主として中性子吸収反応である。熱中性子を吸収するとより高次（重い）の同位体や核種に変換されやすく、燃料のリサイクルを繰り返すと燃料には、プルトニウム 242 とキュリウムが蓄積されるようになる。これは、熱中性子にとって反応度的には効果はなく燃料として使えない核種である。燃料のリサイクルを繰り返すことを燃焼度換算して図示したものが図 4-2 である。この図から理解されるように熱中性子では、何度もリサイクルしていくうちに燃料としてはむしろ毒物（中性子を吸収する）でしかないアメリシウムやキュリウムの量が増加し燃料としての魅力を失う。図は示していないが、最終的な平衡状態ではリサイクルした燃料組成に占めるキュリウムの量は 35%に達している 8)。

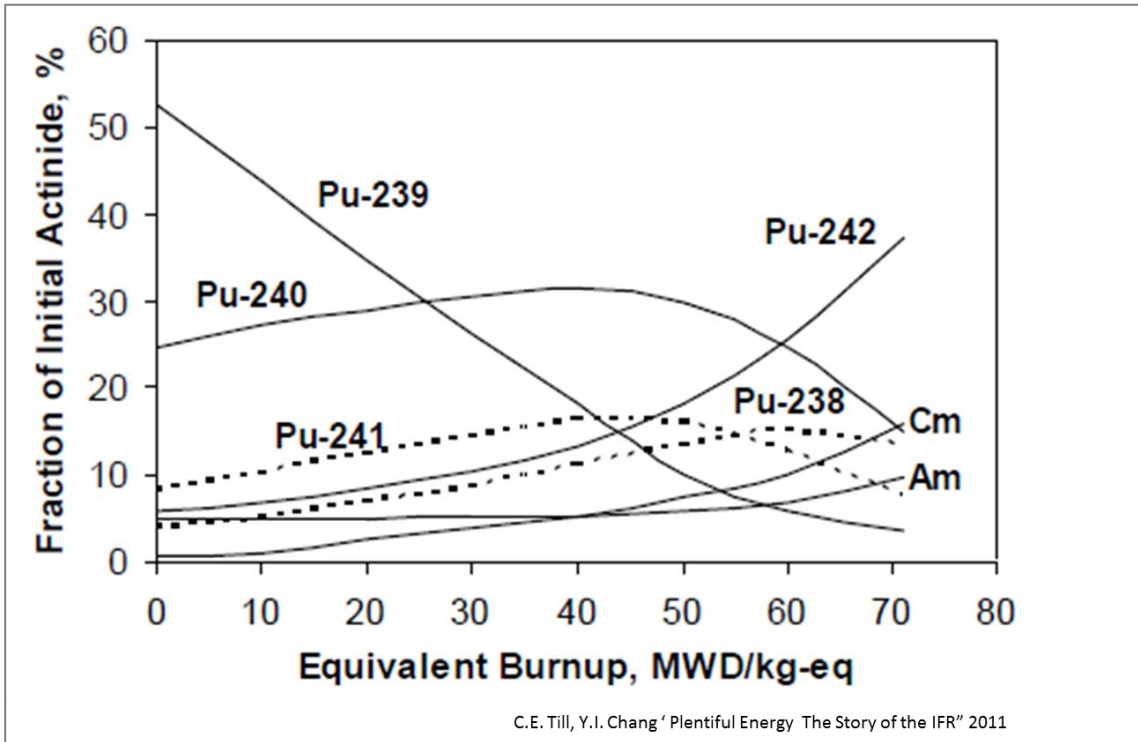


図 4-2 熱中性子によるマルチサイクルの結果としての燃料中の同位体組成の変化

## 5 高レベル放射性廃棄物処理に関するフランスの取り組み

### 5.1 2012年 CEA 報告書とマイナアクチニドの分離

2006年にフランスで制定された放射性廃棄物等管理計画法では、①地層処分を廃棄物管理の第一の案とすること、②マイナアクチニドの半減期のより短い核種への変換について2012年までに研究開発計画を提出すること、③2020年までに処理が可能な原型プラントを投入することが決定された。この方針を受けて、2012年に原子力・代替エネルギー庁（CEA）は、研究成果を取りまとめている<sup>9)</sup>。報告書を要すると、軽水炉使用済み燃料からマイナアクチニドを効率的に分離する方法の実証、マイナアクチニドを効果的に変換する方法の絞りこみ、結果としての地層処分施設の合理化効果が報告された。一方、CEAの報告書に対して国家独立委員会による評価が行われている<sup>12)</sup>。本章では、使用済み燃料から効率的に分離する方法に関するフランスの成果について述べる。

既述のように、使用済み燃料から99.9%のマイナアクチニドを分離できれば、高レベル放射性廃棄物の有害度を約500年以内で天然ウランの放射能レベルにまで低減できる。目安とする分離率は99.9%である。フランスでは、使用済み燃料を、溶かした水溶液と溶媒を接触させることで、プルトニウムとマイナアクチニドの溶媒中に抽出させる技術開発を継続してきており、2012年には99%を超えるマイナアクチニドの分離に成功し<sup>9)</sup>、続いて2013年にはアメリシウムとキュリウムを99.9%分離できたことが報告された<sup>10)</sup>。数Kg試験の実験規模であるが、この成功により次の段階に進む準備が整ったとされている。

フランスではマイナアクチニドの分離法の開発の歴史は古い。1990年代初期にまず分離すべき核種をそれらの有害度の時間変化を参考にして選択している。長期間にわたり有害性を維持するマイナアクチニドと長半減期のヨウ素、セシウムに注目している。他の長半減期核分裂生成物のテクネチウムとセレンは生成量及び半減期の違いを考慮して対象とはしないとされた。そのうえで地層処分される高レベル放射性廃棄物の量と有害度を減らし、地層処分が住民から受け入れやすい環境を整えるために、処分場そのものの有害度を支配するマイナアクチニドを効率的に分離する方法を試みてきた<sup>11)</sup>。現在、CEAでは、次の三つの分離方法の性能向上に挑戦している（図5-1）。

- ① PUREXの後段にアメリシウムとキュリウムを分離する SANEX (Selective minor Actinides EXtraction) プロセス
- ② PUREXの後段にアメリシウムだけを分離する EXAm (Extraction of Americium) プロセス

③ すべてのマイナアクチニドを一回で分離する GAMEX(Group ActiNide EX traction) プロセス

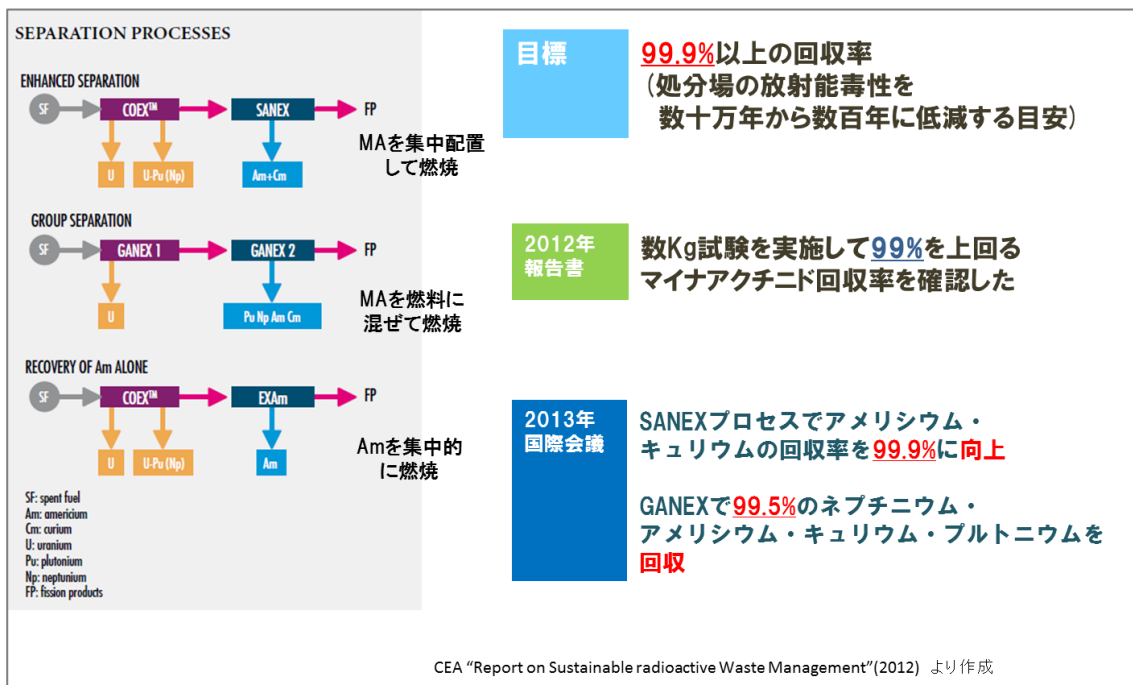


図 5-1 マイナアクチニド分離法

ここで、PUREX (Plutonium Uranium Redox Extraction) とは、使用済み燃料からプルトニウムとウランを抽出して取り出すプロセスでありフランスは豊富な実績を持つ。SANEX と EXAm プロセスで分離した個別のマイナアクチニドは高速炉の炉心領域または炉心外側に配置して照射するためのターゲット燃料に成形される(非均質炉心)。一方、GANEX で分離したすべてのマイナアクチニドは、炉心燃料に均質に混合されて、炉心領域で照射される(均質炉心)。

2012 年報告書に対して独立に評価を行った国家評価委員会の結論 12) によれば、高速炉実証炉での変換処理の第一段階は、炉心燃料は実績の豊富な MOX 燃料として(ウラン・プルトニウム燃料)とし、炉心の周りのブランケット部にウラン・アメリシウム燃料を配置してアメリシウムの変換処理から始めるように推奨されている。これは、全体計画を着実に進めるために、燃料製造の全体工程でマイナアクチニドを取り扱うリスクを低減する配慮である。この勧告に従って、CEA はウラン・アメリシウム燃料用ペレットを製造することを次のステップに位置付けている。

## 5.2 2012年CEA報告書とマイナアクチニドの変換

変換方法については、マイナアクチニドを効率的に変換できる高速炉に関心が寄せられ、複数の冷却材による高速中性子炉の比較研究と加速器でターゲットを破碎させ中性子を多数発生させて核分裂反応を維持する加速器駆動高速中性子炉の研究が行われた。2012年の報告書では、フランスでは、ナトリウム冷却高速炉を優先して開発することの意義が強調されている。

2012年報告書で比較検討された高速炉は、①ナトリウム冷却炉、②ガス冷却炉、③鉛冷却炉、④熔融塩冷却炉、⑤加速器で加速させた陽子を鉛ビスマスのターゲットにぶつけて核破碎反応により高速中性子を発生させ、発生させた中性子により未臨界状態の鉛ビスマス高速炉を臨界にする加速器駆動システム(ADS: accelerator driven system)の5種類である。

このうちADSは高速炉との比較検討の対象ではなく、すでに2006年法案の下で、その評価を指示されている。2012年報告書によればCEAと両立するフランスの国立科学研究センター(CNRS)が、ベルギーが提案するMYRRHA(Multi-purpose hybrid research reactor for high-tech applications)計画を評価している。報告書には高速炉との性能比較と発電コスト比較が行われている。性能的には高速炉2基に対してADS1基で同量のマイナアクチニドを変換できるとしたうえで、このためには、マイナアクチニドを多く含む組成の燃料(組成比で50%以上)を製造する必要がある。したがって、特にキュリウムの発熱のために燃料コストが増大し<sup>13)</sup>、結果として発電コストが25%まで増加すると評価されている。高速炉システムでは発電コストは5~7%の増加にとどまるとされた。

一方、国家評価委員会の独立評価では、フランスの軽水炉のこれまでの使用済み燃料と今後発生する使用済み燃料に含まれるプルトニウムを燃料として利用し、余剰のプルトニウムを生じさせないようにバランスをとるためには、マイナアクチニドの燃焼に特化したADSでは基数では足りず、高速炉と併用せざるをえないことが指摘されている。

高速炉については、冷却材が異なる高速炉との比較の結果(表5-1)、第一に、鉛冷却高速炉は構造材腐食の問題解決に負担があるとして選択肢から外した。ガス冷却高速炉は、将来高温熱利用に道を開く可能性があることから欧州コンソーシアムで研究を続けることが好ましいとされた。熔融塩冷却高速炉は、研究課題が多く将来のオプションとして2050年を視野にいたした研究テーマとすることが適当とされた。その結果、ナトリウム冷却高速炉をフランスで追及すべき高速炉として絞りこみ、実証炉プラントの建設を優先するとしている。

主要原理	核分裂反応				核破砕反応
	Na冷却高速炉	ガス冷却高速炉	鉛冷却高速炉	溶融塩冷却高速炉	加速器駆動システム(ADS)
2012年 評価結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 技術的に成熟している</li> <li>• 今後の技術的なリスクを実証炉建設・運転により低減できる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高温熱利用の可能性はある</li> <li>• 長期間の開発が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 鉛の高い融点と構造材腐食の問題があり扱いにくい</li> <li>• オプションから外す</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 仏CNRSでトリウム溶融燃料(冷却材を兼ねる)の研究中</li> <li>• 研究課題が多い</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高速炉2基に対してADSが1基で同程度のMA処理性能を達成</li> <li>• 余剰Pu消費のために高速炉との併存要</li> </ul>
オプションとしての 今後の対応	実証のための原子炉建設計画をフランスで具体化する 1,500MWth (600MWe)	75Mwtプラントの建設を視野にいれ、欧州コンソーシアムで検討を続ける	検討から外す	長期(2050年を視野)の研究と位置付ける  (CNRS:国立科学研究センター)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ベルギー原子力研究センターで開発中</li> <li>• 仏CNRSが共同開発</li> </ul>
高速炉とADSの 発電コストへの 影響比較	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高速炉システムは5~7%増加</li> <li>• 加速器駆動システム(ADS)は25%増加 (コスト増加要因に多量のCmを含む燃料製造による寄与がある)</li> </ul>				

CEA "Report on Sustainable radioactive Waste Management"(2012) より作成

表 5-1 高速中性子の生成方法と評価

実証炉は、ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) と呼ばれる 600MWe の高速炉である。ASTRID では、正のナトリウム反応度温度係数の低減、ナトリウムと水の接触防止、ナトリウム中機器・構造物の超音波による目視、薄肉構造の地震時健全性の向上等、従来のナトリウム冷却高速炉の弱点と言われている課題の克服を目指す設計が提案された。2014年4月には、原子力安全規制当局 (ASN) から、最新の軽水炉 (EPR) なみの安全性を確保すべきとして 20 項目にわたる安全要求が提出されている 14)。(抄訳は付録 1 を参照)

一方、ナトリウム冷却高速炉に絞り込んだ評価に対して国家評価委員会の独立評価では、ナトリウム冷却炉はその安全性向上に注力するように促している。特に、負のボイド反応度の炉心を実現すること、蒸気発生器内でのナトリウムと水蒸気の反応リスクのなくすこと、供用期間中検査を充実すること、が具体的な要求としてあげられた。また、マイナアクチニドの変換については、ASTRID においてアメリシウムの変換を確認しながら、アメリシウムの分離技術とアメリシウム燃料製造技術の開発に関する包括的な検討を推奨している。



### 5.3 2012年CEA報告書とマイナアクチニド分離・変換の効果

2012年報告書ではマイナアクチニドを分離した場合に、地層処分場の占有面積がどれだけ小さくなり、合理化に寄与するかについて報告されている。合理化という観点からはマイナアクチニドの崩壊熱が注目される。崩壊熱が大きいとガラス固化体に閉じ込める量が制限されて、結果としてガラス固化体の量が増える。マイナアクチニドの中では、ガラス固化体を成形する期間内でアメリカシウムの崩壊熱が他の二核種に比べてもっとも大きい。アメリカシウムだけを除去できれば、地層処分場でのガラス固化体の占有面積は、除去しない場合の1/2に低減する。

アメリカシウム分離後にガラス固化体の量を支配している核種は核分裂生成物(FP)のうちセシウムとストロンチウムである。この二つの核種の自然崩壊を待ってガラス固化体を成形するとした場合、占有面積は1/7にまで低減する。この2つの核分裂生成物(FP)の崩壊熱が十分に低減するためには原子炉から取り出して約120年間、使用済燃料を貯蔵しておく必要がある。すなわちガラス固化体の占有面積を抜本的に合理化するためには崩壊熱の大きいアメリカシウム、セシウムおよびストロンチウムからの熱的な寄与を低減することが重要であり、そのために120年間処理前に貯蔵を考慮することの重要性が示唆されている(図5-2)。しかし、120年間という処理前貯蔵は果たして中間的な貯蔵期間といえるかどうか、フランスにおいても議論が残されている15)。

一方、地層処分場には低レベル放射性廃棄物も貯蔵される。高レベルと低レベルを合計した処分場の面積は、120年間の処理前貯蔵とマイナアクチニドの変換をおこなわない場合に比べ1/3に減容される15)。

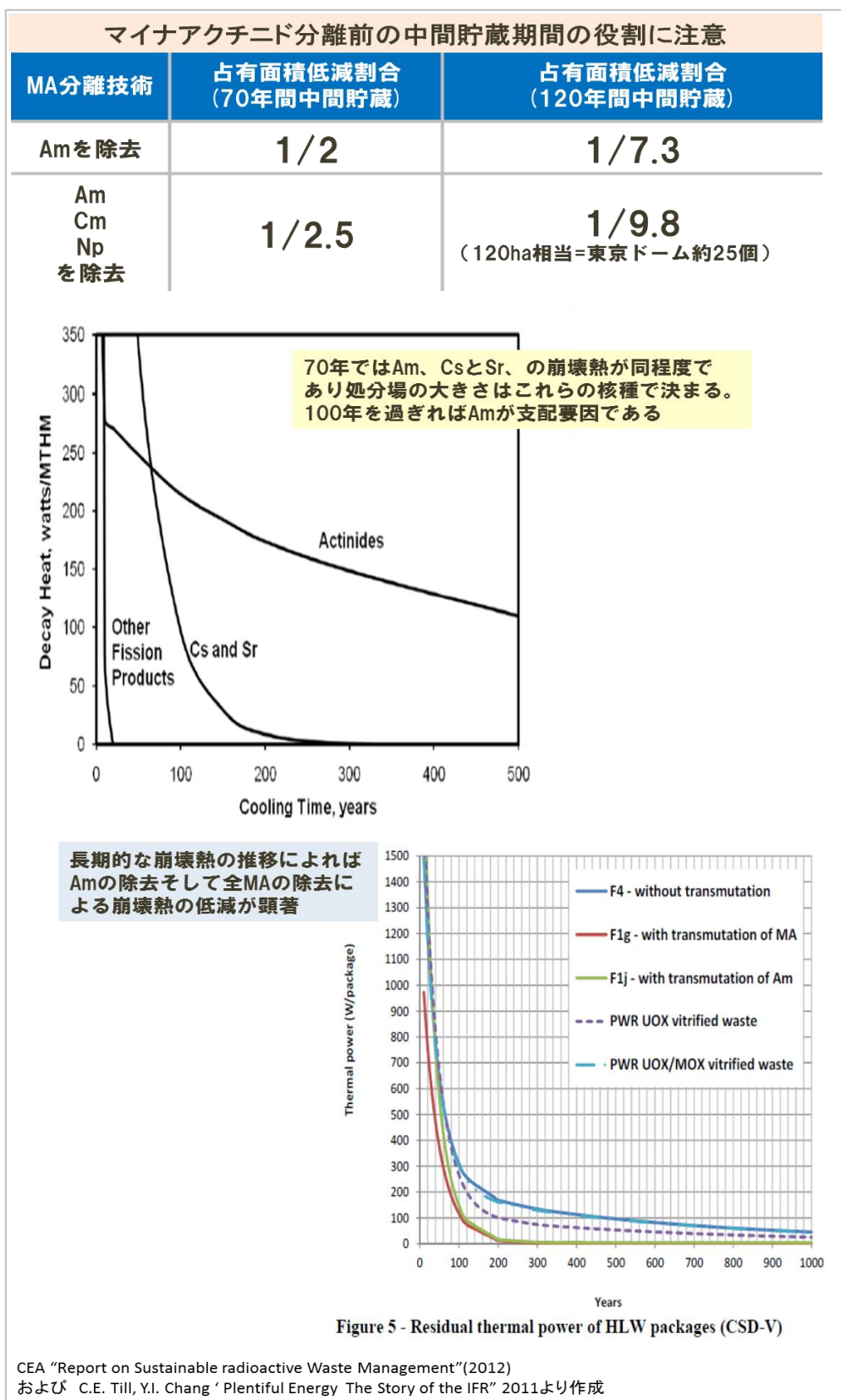


図 5-2 高レベル放射性廃棄物処分場の大きさへの影響



## 6 高レベル放射性廃棄物処理に関する米国の取り組み

### 6.1 米国の廃棄物政策の変遷

米国の使用済み燃料再処理、高レベル放射性廃棄物の処理・処分に関する政策的な議論は長い歴史をもつ。現在までにその議論の決着はついておらず、米国の廃棄物政策を不透明にしている。米国の現状の取り組みを述べる場合にはこの政策の変遷の歴史をたどる必要がある。

1977年、民主党カーター政権は、核不拡散の懸念を理由に再処理とプルトニウムのリサイクルを永久に凍結した。この結果、当時建設が終了し起動試験を実施していたBarnwell再処理工場(処理能力:1500ton/yは日本の六ヶ所再処理工場2倍弱の処理量)が停止し、また軽水炉によるMOX燃料利用(Mixed Oxide:再処理で生産されたプルトニウムとウランを混合した燃料)計画は終結した。なかでも完成間近だったNa冷却高速原型炉(CRBR: Clinch River Breeder Reactor)の全プロジェクトがキャンセルされたことは世界に衝撃を与えた。

次の1981年から1989年まで続いた共和党レーガン政権の時代に前政権の方針は見直される。これにより、アルゴンヌ国立研究所(Argonne National Laboratory:ANL)は、1984年から1994年まで一体型高速炉(Integral Fast Reactor:IFR)計画を開始することができた。IFRは、乾式再処理と呼ばれる電気化学法により、プルトニウムとマイナアクチニドと一緒に電極に分離する技術の中核とした燃料サイクル計画であり、分離したプルトニウムとマイナアクチニドを金属燃料に成形しナトリウム冷却高速炉で燃焼させるプロジェクトである<sup>8)</sup>。

乾式再処理は、ANLによればプルトニウムを単独で分離することがないため核不拡散性に優れており、ひとつの電界槽の中で電極に核種を析出させるため、一回の析出で分離しきれなかった核種は電界槽に残り、このサイクルを繰り返すことでほぼ100%の分離率が確保される、とされた。これまでに、高速実験炉EBR-IIの燃料4,400Kgを電気化学法で処理した実績をもち、また軽水炉使用済み燃料から99.5%以上の高い分離率でプルトニウムとマイナアクチニドの分離に成功している<sup>8)</sup>。これらの成果をもとに、100ton/yの規模で軽水炉の使用済み燃料を乾式再処理技術で再処理し、高速炉の金属燃料を成形する、プラントの概念設計を終了している。

一方、商用の運転プラントから蓄積される大量の軽水炉使用済み燃料の差し迫った処分については、1982年に放射性廃棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act of 1982:NWPA)が制定され、これに基づいて、処分場をDOEが選定し大統領へ推薦するなどの手続きを進めた。この結果、1987年の放射性廃棄物政策修正法(Nuclear Waste Policy Act

Amendments :NWPA) の成立に伴い、大統領が承認していたネバダ州ユッカマウンテン（凝灰岩）、ワシントン州ハンフォード（玄武岩）、テキサス州デフスミス（岩塩）の3か所の処分候補地から、2002年2月にユッカマウンテンを唯一の処分候補地に決定した。ただし、ユッカマウンテンでは使用済み燃料は、再処理を行わずにそのまま直接処分される。この場合にも、フランスと同様な安全性評価が実施されており、第3章3.2に示したとおり20Km離れた周辺の井戸に核分裂生成物が流出する可能性のある10,000年以降にも、放射能の影響は許容値を下回り安全性は確保されるとしている<sup>3)</sup>。

この時期に、米国科学アカデミー（National Academy of Science）による1991年から1996年にわたる高レベル放射性廃棄物処理に関する包括的な調査が行われた<sup>17)</sup>。使用済み燃料の直接処分、軽水炉、高速炉、加速器駆動原子炉システム、によるマイナアクチニドと長半減期の核分裂生成物ヨウ素（I-129）とテクネチウム（Tc-90）の変換可能性について、当時のもっとも先端の知識を集結させている。

現在でも興味深い結論のひとつが、高速中性子による核分裂確率の小さい長半減期の核分裂生成物の変換には軽水炉（熱中性子炉では、FPが中性子を吸収し、より重い核種に変わる）または加速器駆動原子炉システムが有望であるとしていることである。また、それぞれの原子炉の使用済み燃料をさらにリサイクルしてプルトニウムとマイナアクチニドを分離（湿式法 TRU Extraction Process と乾式法）する場合、プロセス中の物質のロスを低減させることの重要性を指摘している。さらに、加速器駆動原子炉システムでは、大きな崩壊熱と放射線が再処理を難しくすることに注意を促している。571ページにわたる報告書の結論は、「結局は処分場が必要なので、・・・米国では先進的な方法で高レベル廃棄物を分離（separation）して、核変換（transmutation）することに特別なメリットを見つけれない」の通りであった。当時、ユッカマウンテンプロジェクトが始動しており、報告書は直接処分以外の結論を推奨することが難しかった、と言われている。

再処理を追究したIFRプロジェクトは、レーガン、ブッシュと続いた共和党政権が終わり、次の民主党クリントン政権に移行したときに終結を余儀なくされた。すべての原子力研究開発予算を凍結したこの時期、唯一、第四世代原子炉の研究と名付けられた国際協力（Generation IV）と原子炉開発の批判をかわすために提案された加速器駆動原子炉システムの予算だけが認められている。

その後の2001年～2009年まで続いたブッシュ・ジュニアの政権を経て、2009年のオバマ政権ではユッカマウンテンの推進がキャンセルされ、軽水炉使用済み燃料の処理と処分についての政策は漂流を始めた。オバマ政権は、その見返りに、2010年にエネルギー省にブルーリボン委員会（Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future）と呼ばれる諮問委員会を設置し、ここに廃棄物政策の包括的な提言を求めた。2012年

の最終報告書では、先進的な燃料サイクル技術およびマイナアクチニドとプルトニウムの核変換技術についての長期的な研究開発を支援すべき、という提言に終わっている16)。

## 6.2 乾式法によるマイナアクチニドの分離

乾式再処理はさまざまな核種が塩化物を形成するときの自由エネルギーの違いを利用して、選別的に関心のある核種（この場合はウラン、プルトニウムおよびマイナアクチニド）を抽出する電気化学的方法である。この方法は、金属燃料高速炉のための再処理方式として開発された。具体的には、塩化カリウムなどの熔融塩中で、金属の燃料中のさまざまな核種はそれぞれの自由エネルギーの違いで表 6-1 に示すような状態にある8)。表の左列の第一のグループは、安定な塩化物として熔融塩の中に溶けている。表の中列の第二のグループは、電界精錬の原理で電極に析出できる唯一の核種群である。表の右列の第三のグループは、塩化物として不安定であり容易に金属として沈殿する。第二のグループのうち、ウランは金属電極に析出する。それ以外の核種はウランよりも塩化物としての安定性が高いので金属電極には析出しない。これらは、液体カドミウム陰極に析出する。

Elements that remain in salt (very stable chlorides)		Elements efficiently electro transported		Elements that remain as metals (less stable chlorides)	
BaCl <sub>2</sub>	87.9	CmCl <sub>3</sub>	64.0	ZrCl <sub>2</sub>	46.6
CsCl	87.8	PuCl <sub>3</sub>	62.4	CdCl <sub>2</sub>	32.3
RbCl	87.0	AmCl <sub>3</sub>	62.1	FeCl <sub>2</sub>	29.2
KCl	86.7	NpCl <sub>3</sub>	58.1	NbCl <sub>5</sub>	26.7
SrCl <sub>2</sub>	84.7	UCl <sub>3</sub>	55.2	MoCl <sub>4</sub>	16.8
LiCl	82.5			TcCl <sub>4</sub>	11.0
NaCl	81.2			RhCl <sub>3</sub>	10.0
CaCl <sub>2</sub>	80.7			PdCl <sub>2</sub>	9.0
LaCl <sub>3</sub>	70.2			RuCl <sub>4</sub>	6.0
PrCl <sub>3</sub>	69.0				
CeCl <sub>3</sub>	68.6				
NdCl <sub>3</sub>	67.9				
YCl <sub>3</sub>	65.1				

\*The term kcal/g-eq is to be read as kilocalories per mass in grams of the material interacting with one mole of electrons. (For elements with a valence of one the mass is just the atomic weight in grams; for trivalent substances, uranium for example, the mass is one third of the atomic weight; and so on.) The sign of the numbers is understood to be negative.

C.E. Till, Y.I. Chang 'Plentiful Energy The Story of the IFR' 2011

表 6-1 熔融塩中での金属使用済み燃料中の核種の状態

軽水炉の使用済み燃料を上記の原理で再処理する場合、まず、軽水炉の酸化物燃料を金属に還元する必要がある。ANL では、塩化リチウム中で電極反応なしで酸化物が金属に還元されることを実証した。その後、電気化学的な方法を補完することで高い効率で金属還元成功している。実験によれば、還元効率は 99.95%以上と報告されている 8)。ひとたび、金属状態になれば、その再処理はすでに開発されている方法が適用できる。この原理に基づき、年間 100 トンの軽水炉使用済み燃料を再処理するためのプロセス全体の概念設計が完了している。

### 6.3 高速炉によるマイナアクチニドの変換

米国のマイナアクチニドと長半減期核分裂生成物 (FP) を原子炉で変換する研究は古く、既述のように 1996 年には、軽水炉、高速炉、加速器駆動システム、による変換研究の得失が評価されている。近年のもっとも充実した研究は高速炉についての検討であり、ナトリウム冷却高速炉 PRISM の炉心をプルトニウムとマイナアクチニドの燃焼用に設計した詳細な結果が報告されている 18) 19)。その代表的な解析調査によれば、PRISM を 2010 年代後半から導入して軽水炉の高レベル放射性廃棄物を燃料として利用することで、軽水炉だけを運転して蓄積される高レベル放射性廃棄物の量を 2100 年には大幅に低減できるとしている。

最近になり、装荷した劣化ウランを効率よくプルトニウムに転換することで新たにプルトニウムをプラント寿命中に追加することなく運転できるナトリウム冷却高速炉と、軽水炉の使用済み燃料から希ガスだけ除くという単純な処理後に、高速炉の燃料として利用するガス冷却高速炉が私企業の努力だけで提案されている。前者は、マイクロソフトの創業者である Bill Gates が支援している企業 Terra Power から提案された TWR (Traveling Wave Reactor) であり 20)、後者は Blue 家がオーナーである GA (General Atomic) 社が設計提案した EM2 (イーエムスクエア) 21) である。TWR については、2013 年 12 月に米国と中国で共同開発のための覚書を締結している。しかし、いずれも解決すべき研究課題が多い (図 6-1)。特にガス冷却高速炉は、熱慣性がなく安全性確保に一層難しい課題がある。

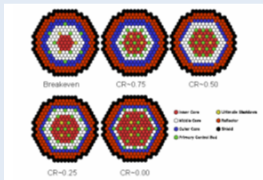
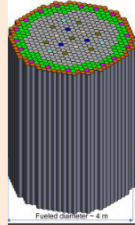
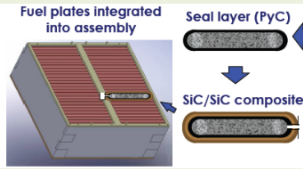
	PRISM (Na冷却)	TWR (Na冷却)	EM2 (ガス冷却)
炉心概念	 <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心内の転換比を0~1として設計</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>大型炉心で中性子経済を上げて長期間燃焼</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>PyCとSiCの組み合わせた板状燃料集合体</li> </ul>
特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心内部の転換比(0.0-1.0)の要求に応じて対応できる炉心設計が可能</li> <li>Pu及びMA専焼炉心</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ビル・ゲイツがスポンサー</li> <li>劣化ウランをPuに転換することで燃焼を持続させるので、40年間新燃料の補給は不要</li> <li>40年間廃棄物の発生はなし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉使用済燃料を再処理なしで初期燃料(+12%U235)として利用</li> <li>燃焼後期に、FPだけを取り除き再度燃料として利用する</li> <li>長期間廃棄物発生なし</li> </ul>
最近の動向	<ul style="list-style-type: none"> <li>英国Pu燃焼用原子炉として英国に提案中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2013年12月17日、米中共同開発のための協定を締結</li> <li>B&amp;W社と提携(2014年2月)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DOE資金獲得を目指す</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>PRISM: E.A. Hoffman et.al. "Preliminary Core Design Studies for Advanced Burner Reactor over a Wide Range of Conversion Ratio" ANL-AFCI-177, 2006</li> <li>TWR: K.D.Weaver "Traveling-Wave Reactor Technology Development and Deployment" The 4th Annual Asia-Pacific Nuclear Energy Forum on Small and Medium Reactors(SMRs):Benefits and Challenges, June, 2010</li> <li>EM2: R.Schleicher "Addressing the Major Issues Confronting U.S. Nuclear Power in the 21<sup>st</sup> Century" Ibid.</li> </ul>			

図 6-1 米国で開発中の高速炉



## 7 その他の国の取り組み

### 7.1 乾式再処理と金属燃料

その他の国の取り組みとして、乾式再処理と金属燃料の利用に関心を高めているアジアの動向に触れる必要があろう。インドは、自国に豊富に存在するトリウムの利用を最終的な目標とした独自の原子力開発を計画している。その途上で、燃料の密度が大きくそれゆえプルトニウムの増殖性に優れる金属燃料に着目している。現在建設が完了し、運転開始間近の酸化物燃料を装荷した高速炉の実証炉（500MWe）に続き、2020年には金属燃料に移行する計画である<sup>22)</sup>。

乾式再処理技術の導入と進展にもっとも資源を集中している国が韓国である。韓国は米韓原子力協定により自国での再処理を認められていない。このため、2014年3月の同協定の改定に向けて再処理の実施を認めるようにここ数年にわたり米国に働きかけてきた。米国で開発した核不拡散性に優れるとされる乾式再処理技術を採用し、10年間にわたる共同研究協定を締結している。しかし、米務省は3月で期限が切れる米韓原子力協定を現状のまま2年間延長したと正式発表した。韓国側が求めていた再処理の解禁については合意には至らなかった。ただし、米韓は昨年5月に実施した首脳会談の直前に、協定の延長で合意しており、両国は2年間の延長の間に再処理を巡る交渉を継続する、と報道されている。

韓国の原子力研究所 KAERI (Korean Atomic Energy Research Institute) は、2006年までに乾式再処理技術導入を行うや否や、2012年までに実証試験施設の建設を終了している<sup>23)24)</sup>。酸化物の軽水炉使用済み燃料を模擬した物質を金属に還元するための電界槽は一度に50Kgを処理できる。電気化学法によってウランを使用済み燃料から金属の電極に析出させる電界槽は一度に100Kgを処理できる(図7-1)。試験設備は40mのホットセルに配置されており、2014年よりウラン試験が開始される予定である。このPRIDE (Pyroprocess ntegrated inactive demonstration facility) と呼ばれる実証試験施設は2012年にIAEAの査察を受け入れている。乾式再処理は、液体電極によるプルトニウムとマイナアクチニドの析出を中核とする技術だが米韓原子力協定の縛りがある限り、韓国内でプルトニウム試験を実施することができない。


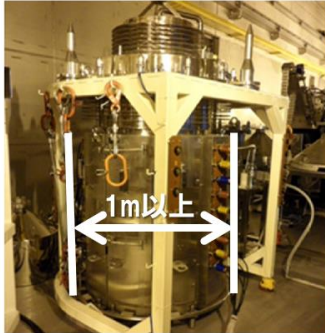

乾式処理(再処理技術)を米国から2006年までに導入し、 2012年に実証規模の試験施設を建設完了、本格的試験を開始している		
		
軽水炉酸化物燃料を 金属に還元する電界槽 (50Kg/バッチ)	ウランを固体陰極に 析出する電解槽 (50Kg/d:直径は1m以上と推定)	Pu,MAを液体陰極に 析出させる電界槽
Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2013 (2013), Article ID 343492, 11pages <a href="http://dx.doi.org/10.1155/2013/343492">http://dx.doi.org/10.1155/2013/343492</a>		

図 7-1 韓国の乾式法による電界精製試験施設 (PRIDE) の機器

## 7.2 まとめ

以上の韓国の動向も取り込み、これまでの調査結果および第8章の展望評価を概括した結果を表7-1に示す。各国の使用済み燃料の蓄積量を記載したが、フランスは再処理により使用済み燃料の蓄積はほとんどないが、MOXの使用済み燃料が蓄積されている。また、濃縮後の劣化ウラン（ウラン235の割合が0.7%よりも少ない）が大量にあり、この組成の大半を占めるウラン238を高速炉燃料として将来的に活用することを考えている。なお、この表には、次の第8章の結果の一部を引用した。本表にて本報告書の要点を概観できよう。



評価項目	フランス	アメリカ	韓国	我が国としての展望・推奨
使用済み燃料蓄積量	<ul style="list-style-type: none"> <li>2030年までにMOXは3,800トン</li> <li>2040年までに濃縮後の劣化ウランは450,000トン</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2012年時点で70,000トン</li> <li>2070年には140,000トン</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2009年時点で10,000トン</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2014年時点で17,000トン</li> <li>2070年までに軽水炉を運転停止する場合に49,000トン</li> </ul>
地層処分	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガラス固化体 主要核種 I-129,Se-79,Cl-36 &lt;0.25mSv/y(基準値)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>直接処分 主要核種 I-129,Tc-99 &lt;0.15mSv/y(基準値)</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガラス固化体 主要核種 Cs-135,Se-79 &lt;各国基準値以下</li> </ul>
MA分離	<ul style="list-style-type: none"> <li>SANEX: PUREXの後段でAmとCmを分離 分離率: 99.9%(2013)</li> <li>EXAm: PUREXの後段でAmのみを分離</li> <li>GAMEX: すべてのMAをPuとともに一括分離 分離率: 99.5%(2013)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解精製原理による乾式法</li> <li>LWR使用済み燃料からMAを99.5%以上で分離した実績あり</li> <li>処理を繰り返すことで原理的に100%分離が可能</li> <li>IFR(Integrated Fast Reactor)を推進していた時期あり</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国乾式処理技術を導入</li> <li>ウラン試験施設を完成</li> <li>(100kgのウランを電極に分離できる大型施設運転中)</li> </ul>	<p>【展望・推奨】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2014-54: 六ヶ所再処理工場+高レベル廃液からMA分離</li> <li>第二再処理工場:2054年以降に国内と海外分を再処理し、TRU(Pu+MA)分離</li> <li>高速炉サイクル:原子炉に隣接した再処理施設とMA混合燃料製造</li> </ul>
分離・変換処理	<ul style="list-style-type: none"> <li>Na冷却高速炉をフランス国内で追及:実証炉ASTRIDを建設してAm消滅から実施</li> <li>規制局との対話を開始</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Na冷却炉IFRのための実用原子炉としてPRISMを検討対象とする</li> <li>予備的安全評価書(NRC)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Na冷却高速炉概念設計段階</li> <li>PGSFR(Pototype of Gen-IV Sodium Cooled Reactor)</li> </ul>	<p>【展望・推奨】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MA消滅高速炉(推奨は転換比1、代替とし転換比ゼロ)から高速炉群を立ち上げて2070年までにすべてのMAを変換する</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>他の手段(ガス冷却、加速器駆動原子炉システム)の高速炉については欧州他国との国際協力を実施を検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>他の高速炉について現在概念設計段階(TWR,EM2,他)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2015年の米韓原子力協定の改定では、最低、乾式再処理を実施する権利を確保すべく交渉中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>エネルギー基本計画(2014.4)</li> </ul> <p>【展望・推奨】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉から高速炉(高レベル廃棄物を出さない原子力発電に転換)への移行シナリオを通して原子力比率を決定する</li> </ul>
政策	<ul style="list-style-type: none"> <li>The 2006 Program Act on the Sustainable Management of Radioactive Materials and Waste (2006)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Blue Ribbon Commissions “Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future; Report to the Secretary of Energy”(2012)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2015年の米韓原子力協定の改定では、最低、乾式再処理を実施する権利を確保すべく交渉中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>エネルギー基本計画(2014.4)</li> </ul> <p>【展望・推奨】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉から高速炉(高レベル廃棄物を出さない原子力発電に転換)への移行シナリオを通して原子力比率を決定する</li> </ul>

表 7-1 調査のまとめと展望・推奨

## 8 エネルギー基本計画と高レベル放射性廃棄物処理に関する今後の政策課題

### 8.1 エネルギー基本計画

2014年4月に閣議決定した「エネルギー基本計画」25)の中で、本報告書と関連する原子力発電所の位置付け及びこれまでに発生している使用済み燃料の量や処分・処理方法についての記載を引用する。

「原発依存度については、・・・我が国の今後のエネルギー制約を踏まえ、安定供給、コスト低減、温暖化対策、安全確保のために必要な技術・人材の維持の観点から、確保していく規模を見極める。」

「我が国においては、現在、約17,000トンの使用済み燃料を保管中である。これは、既に再処理された分も合わせるとガラス固化体で約25,000本相当の高レベル放射性廃棄物となる。しかしながら、放射性廃棄物の最終処分制度を創設して以降、10年以上を経た現在も処分地選定調査に着手できていない。(略)高レベル放射性廃棄物についてはi) 将来世代の負担を最大限軽減するため、長期にわたる制度的管理(人的管理)に依らない最終処分を可能な限り目指す、ii) その方法としては現時点では地層処分が最も有望である、との国際認識の下、各国において地層処分に向けた取組が進められている。我が国においても、現時点で科学的知見が蓄積されている処分方法は地層処分である。他方、その安全性に対し十分な信頼が得られていないのも事実である。したがって、地層処分を前提に取組を進めつつ、可逆性・分離可能性を担保し、今後より良い処分方法が実用化された場合に将来世代が最良の処分方法を選択できるようにする。」

「使用済み燃料については、既に発生したものを含め、長期にわたって安全に管理しつつ、適切に処理・処分を進める必要があること、長期的なリスク低減のため、その減容化・有害度低減が重要であること等を十分に考慮して対応を進める必要がある。こうした課題に的確に対応し、その安全性、信頼性、効率性等を高める技術を開発することは、将来、使用済み燃料の対策の柱の一つとなり得る可能性があり、その推進は、幅広い選択肢を確保する観点から、重要な意義を有する。このため、放射性廃棄物を適切に処理・処分し、その減容化・有害度低減のための技術開発を推進する。」

以上の方向性を踏まえて、以下では、具体的に技術施策を展開するものとする。「エネルギー基本計画」では、将来の原子力発電所の依存度が明確になっていないので、将来、軽水炉発電所から発生する高レベル放射性廃棄物の量を定めることができない。しかし、その検討の過程で参考にしている軽水炉発電への依存度の変化はここでも参考に

なる。それは原子力発電所を40年と60年で運転終了するシナリオであり、図8-1に示すものである26)。

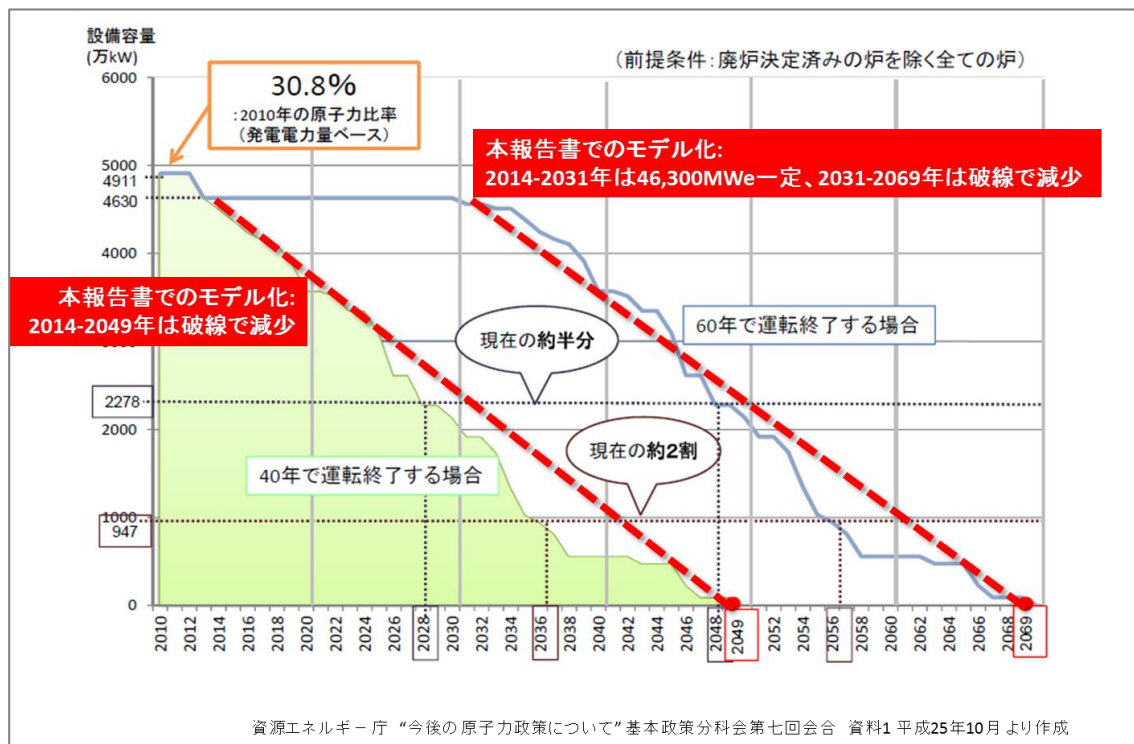


図 8-1 「エネルギー基本計画」策定にあたり参考にされた軽水炉による発電比率の減少効果

従って、以下の検討ではさらに1ケースを参考に加えて、以下を仮定する。

- ① 新しく軽水炉発電所を設置することがないという前提のもとで、すべての原子炉が40年で運転を終了、すなわち2049年に軽水炉による発電量はゼロになる
- ② 同、60年で運転を終了、すなわち2069年に軽水炉による発電量はゼロになる
- ③ プラント寿命を終えた発電所から新設の軽水炉発電所に取り替えて、ウラン資源が逼迫する100年後の2100年まで軽水炉による発電を維持する

## 8.2 軽水炉の使用済み燃料の量と高レベル放射性廃棄物量

これまでに蓄積されている軽水炉使用済み燃料は、「エネルギー基本計画」で示すとおり、17,000トン（各発電所に保管されている総量が14,000トン、六ヶ所に3000トン）である。このうち、プルトニウムとマイナアクチドは、このうちの1%を占める27)。マイナアクチドはその10%を占める。したがって、現時点で、プルトニウムとマイナアクチド合計で170トン、マイナアクチドは17トン、使用済み燃料の形で蓄積されている、ことになる。一方、基本データとして把握しておきたい数値は、1GWe(1,000MWe)

の軽水炉発電所を1年間運転した時に発生するプルトニウムとマイナアクチニドの量である。原子力委員会の資料(28)によれば、1GWeの発電所を1年間運転した場合のウラン燃料取り出し時のプルトニウム量は0.17トン/年GWe(BWR)、0.21トン/年GWe(PWR)であり、その約10%のマイナアクチニドの量を考慮して、発生するプルトニウムとマイナアクチニドの量をここでは、0.2トン/年GWeとする。したがって、軽水炉を運転するとマイナアクチニドは、0.02トン/年GWeの年間割合で発生する。

これらの基本データをもとに、原子力発電を終了させる時期を2049年、2069年とした場合、およびウラン燃料がひっ迫する2100年まで軽水炉発電を続ける場合、のプルトニウムとマイナアクチニドの積算量を表8-1にまとめる。ちなみに60年間で原子力発電を終了させる場合に蓄積されるプルトニウムとマイナアクチニドの量は496トンであり、マイナアクチニドだけでは50トンである。2100年まで運転を続けると、それぞれ964トン、96トン蓄積される。

数値はPuとMAの合計を、( )内はMAの量を示す

積算量(トン) 運転終了期間	2014年	2049年	2069年	2100年
40年	170 (17)	331 <sup>1)</sup> (33)	-	-
60年	170 (17)	451 <sup>2)</sup> (45)	496 <sup>3)</sup> (50)	-
100年	170 (17)	494 <sup>4)</sup> (49)	679 (68)	964 (96)

1)  $170\text{ton} + \frac{1}{2} \times (2049\text{年} - 2014\text{年}) \times 46.3\text{GWe} \times 0.2\text{ton/年GWe} = 170 + 161 = 331\text{ton}$   
 2)  $170\text{ton} + (2031 - 2014) \times 46.3\text{GWe} \times 0.2\text{ton/年GWe} + \frac{1}{2} \times (46.3\text{GWe} + 22.8\text{GWe}) \times (2049 - 2031) \times 0.2\text{ton/GWe} = 451\text{ton}$   
 3)  $170\text{ton} + 451\text{ton} + \frac{1}{2} \times (2069 - 2049) \times 22.8\text{GWe} \times 0.2\text{ton/年GWe} = 496\text{ton}$   
 4)  $170\text{ton} + (2049 - 2014) \times 46.3\text{GWe} \times 0.2\text{ton/年GWe} = 494\text{ton}$

諸量については次の文献を参照している  
 ・資源エネルギー庁“今後の原子力政策について”基本政策分科会第七回会合 資料1 平成25年10月  
 ・安藤 他“使用済軽水炉燃料中の核種変化”JAERI-Research99-004.1999  
 ・原子力委員会 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会資料「核燃料サイクルの諸量・経済性評価について(解説資料)」平成24年6月

表 8-1 プルトニウムとマイナアクチニド (MA) の日本の積算量

### 8.3 マイナアクチニドの分離

マイナアクチニドの分離について政策的な検討を行うためには、六ヶ所の使用済み燃料の再処理工場の運転を前提にする必要がある。現在のピューレックスと呼ばれる六ヶ所再処理方式では、プルトニウムのみを分離できる溶媒を利用しているため、マイナ

クチニド他の高レベルの放射性核分裂生成物は「高レベル廃液」状態で一時的に保管され、最終的にはガラス固化体に加工される。再処理工場は、2015 年には運転が予定されており、年間 800 トンの使用済み燃料を処理し 40 年間運転される計画である。再処理によりプルトニウムが毎年、約 8 トン生成され、そのうち核分裂性のプルトニウム（プルトニウム 239）は 4.5 トン程度とされる。これまでは、これらのプルトニウムは全量軽水炉 MOX（Mixed Oxide）燃料として成形され、軽水炉で再利用する計画である。MOX プラントの使用済み燃料は、その後高速炉の燃料として再度利用される予定となっていた。しかし、福島事故以降、これらのすべての計画はほぼ白紙に戻り、六ヶ所再処理工場を計画通り進める限り、新しい核燃料サイクルの構想を描く必要性に迫られている。

まず、設定したシナリオ①とシナリオ②について軽水炉の使用済み燃料の累積の貯蔵量の変化と六ヶ所再処理工場による使用済み燃料の累積処理量を比較する。2049 年に原子力発電を終えるシナリオ①では、2049 年までの使用済み燃料積算量（33,100 トン（表 8-1 の数値を 100 倍した数値）と六ヶ所再処理工場の寿命中での再処理量（32,000 トン）は、ほぼ同じ量であり、六ヶ所再処理工場だけで全使用済み燃料からすくなくともプルトニウムを分離することは可能である。

分離したプルトニウムは例としてフル MOX 炉で使用すると、年間約 1.7 トン（1.2 トン/GWe×1380MWe（大間））のプルトニウムが必要である。フル MOX の使用済み燃料は、プルトニウム含有量が多く硝酸に溶けにくい<sup>29</sup>ため六ヶ所では再処理できない。そのため保管貯蔵されることになるので今回の検討からは除外している。（ちなみに、フランスでは MOX 炉で利用したプルトニウムを使って高速炉を立ち上げる計画である。2030 年までに 3,800 トンの MOX 使用済み燃料が蓄積されこれを高速炉用の燃料として再利用する）<sup>9</sup>

一方、2069 年に発電量をゼロにするシナリオ②では、再処理できないで蓄積される使用済み燃料は、再処理工場が閉鎖される 2054 年に約 10,000 トンとなる。その後使用済み燃料は蓄積されて、2069 年には約 20,000 トンに達する（図 8-2）。このことは、六ヶ所の再処理工場に加えて、少なくともプルトニウムを分離するための軽水炉使用済み燃料の第二再処理工場（新再処理工場）が必要であることを示している。

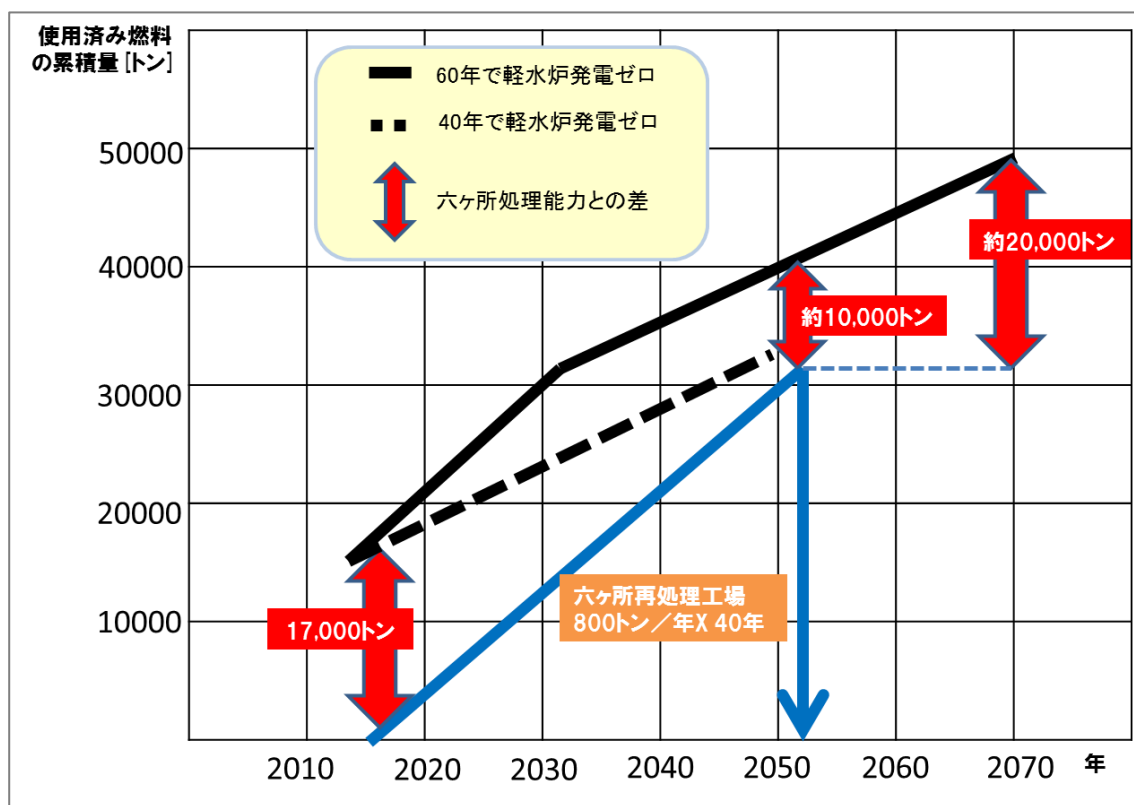


図 8-2 使用済み燃料の累積量と六ヶ所再処理プラントによる累積処理量

以上の検討の延長にマイナアクチニドを分離するための施策を導入する。もって、「エネルギー基本計画」をより具体的に政策展開することとする。

シナリオ①の場合、これまで累積していた量に今後発生する使用済み燃料を加えた全量が六ヶ所再処理工場で処理できる。マイナアクチニドは六ヶ所再処理工場でプルトニウムとウランを分離したあとの高レベル廃液中に存在している。ここから、マイナアクチニドを抽出し、残りをガラス固化体に成形する、ことが推奨される。高レベル廃液中からマイナアクチニドを抽出する実験規模の研究は国内でも完了しており<sup>30)</sup>、実用化に向けた開発を加速することが推奨される。

シナリオ②の場合、六ヶ所再処理工場が閉鎖される2054年の時点で、なお10,000トンの使用済み燃料が処理されずに貯蔵されており、2069年には20,000トンが処理されずに、各サイトと六ヶ所の貯蔵施設に残る。20,000トンの使用済み燃料からマイナアクチニドを分離したうえでこれらをガラス固化体に成形する必要がある。六ヶ所と同じ方式のPUREX再処理と高レベル廃液からの分離施設ではコストが高いことが経験されているので第二再処理工場はより経済的な処理方法が望まれよう。



#### 8.4 マイナアクチニドの変換（炉心の転換比が1の場合）

六ヶ所再処理工場の廃液から分離したマイナアクチニドは高速炉により変換させる必要がある。高速炉を初めに起動させるためには均質炉心（プルトニウム・マイナアクチニド・ウラン混合燃料を炉心に均一に配置する）を想定して、プルトニウム及び燃料としてのマイナアクチニドが合計で約 10 トン/GWe 必要である<sup>31)</sup>。この炉心では、炉心の中での転換比（ウランがプルトニウムに転換する割合）が1の設計を採用している。多くの調査では、こうした一炉心分のインベントリのみが注目されてきた。しかし、フランスの2012年報告書では、炉心に装荷されているプルトニウムとマイナアクチニド以外に、高速炉再処理施設と燃料製造施設で次のサイクルのための燃料として処理中のインベントリが一炉心分加算されている。実際のプラント運用を考慮すれば、原子炉外にあるインベントリを考慮する必要があるため、フランスと同じく本報告書では、約 20 トン/GWe をもって、必要なインベントリとする。

高速炉は、初めにプルトニウムとマイナアクチニドを装荷することで、使用済み燃料を再処理して得られるプルトニウム 239 を利用して次の運転を継続できる。したがって、軽水炉のマイナアクチニドを変換できる量は、この炉心のように転換比が1の場合は初めに燃料として装荷した量の一回だけである。すなわち、表 8-1 より、シナリオ①では、約 17GWe（331 トン÷20 トン/GWe）の高速炉が必要であり、シナリオ②では、約 25GWe の高速炉が必要である。シナリオ②の場合、2014 年の軽水炉原子力発電所の設備容量 50GWe の 1/2 の設備容量を高速炉で得ることになる。シナリオ②において、高速炉をいつから導入するかによらず、軽水炉使用済み燃料のマイナアクチニドをすべて変換するための設備容量は 25GWe であり、25GWe は原子力発電の比率が現状の 1/2 である。図 8-3 に、マイナアクチニドの変換の過程と高速炉の役割を示す（2069 年に軽水炉の運転により発生したマイナアクチニドが変換したあとに、廃棄物をミニマムにできる高速炉の長期利用が本格的に始まる。化石燃料が利用できる間は、高速炉による発電比率は現在の 30%程度で推移するものと予想できるが、石炭を消費し尽くす 2400 年ごろからは、高速炉の発電比率を増大させる必要がある。その時までには高速炉の増殖特性を活用してウラン 238 から、プルトニウム 239 を量産する必要がある。したがって、2069 年の廃棄物の変換処理というミッションを終えた後は増殖比の高い燃料を利用する必要がある）



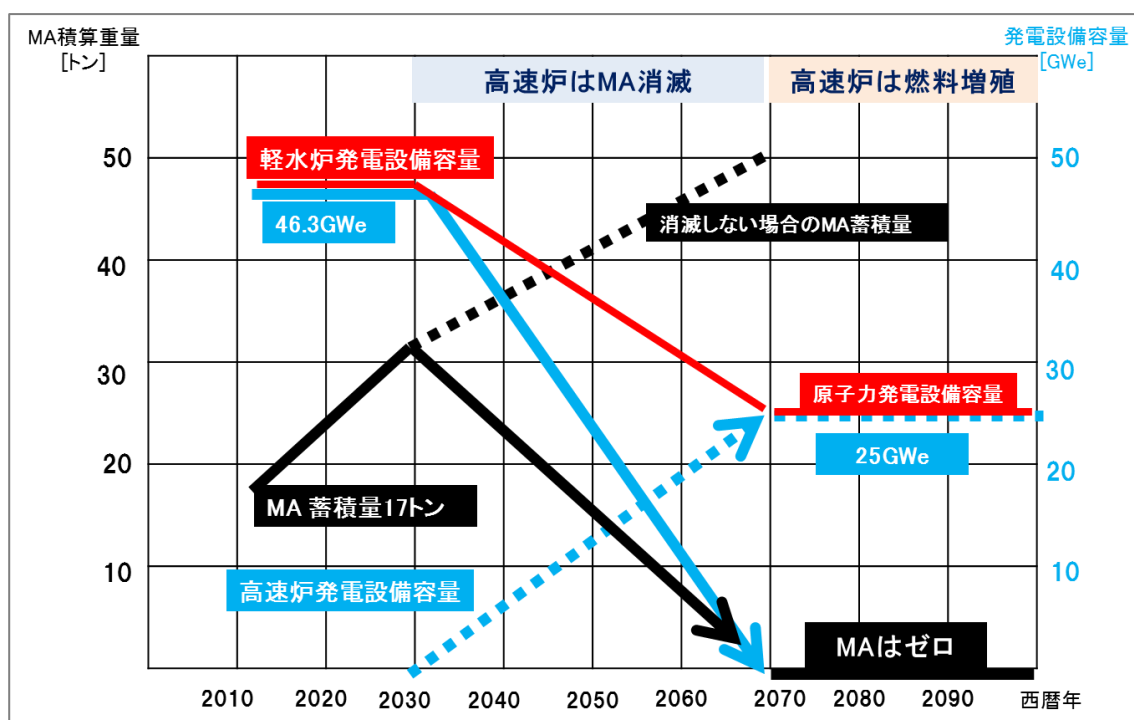


図 8-3 軽水炉の運転で蓄積された MA のゼロ化と高速炉の役割

こうして、軽水炉使用済み燃料の問題は、高速炉燃料サイクルの課題に受け渡された。従って、今後の政策立案は、「いかに魅力的な高速炉燃料サイクルの姿を描くことができるか」の検討に重心が移る。

### 8.5 マイナアクチニドの変換（炉心の転換比が1より小さい場合）

高速炉の炉心の転換比は柔軟に設計できる。上記のように転換比が1の炉心では、マイナアクチニドを発生する軽水炉発電を終了させるかわりに（これまで軽水炉が分担していた）原子力が総発電に占める割合の半分を、マイナアクチニドを生成しない高速炉が受け持つシナリオである。マイナアクチニドを変換したあとには、増殖性能を上げて高速炉による発電割合を増加させ、化石燃料枯渇後の将来に備える。一方で、マイナアクチニドの変換だけを目的とした高速炉の利用が考えられる。この場合、総発電に占める原子力発電の割合は小さくなるので、これに代わる代替電源を必要とする。満足できる代替電源が得られるという仮定のもとで、マイナアクチニド変換に必要な高速炉の基数を調べるものとする。

プルトニウムとマイナアクチニドの変換を目的とする高速炉の炉心とは、ウラン 238 という親物質をゼロ（ウラン 238 がある場合には中性子を吸収して、プルトニウム 239 とマイナアクチニドを生成する）として設計した、いわゆる転換比がゼロの炉心である。このような炉心の特性については米国ルゴンヌ国立研究所で解析検討が行われている

18)。研究所では、炉心の転換比を 1（上述のケースであり、フランスが採用しているケースでもある）、0.75、0.5、0.25、0.0 とした炉心設計が行われている。ここでは、この解析結果を利用して、国内のマイナアクチニド変換のためのシナリオを検討する。

初期の炉心とサイクルを繰り返したあとの平衡炉心に装荷する TRU（プルトニウムとマイナアクチニド）のインベントリがまとめてられており、それを表 8-2 に示す。表には、金属燃料と酸化物燃料の両者が記載されているが、前述の検討の条件に合わせるためにここでは酸化物燃料の結果を使う。検討された炉心熱出力は 1000MWt であり、転換比 1 の場合には、初期に装荷する TRU（プルトニウムとマイナアクチニド）の量は、3.6 トンと評価されているが、これを 1,000MWe（1GWe）に換算すると表に示すように 9.7 トンである。

この数値は、前述の文献 31) で評価された数値 10 トンとほぼ同じであり、両者の検証にもなる。以下では、転換比ゼロの炉心設計に注目する。初期に装荷する TRU 量は、表中に示す換算により 8 トン/GWe と評価される。この炉心では新しく燃料を生み出すことができないため、燃料交換ごとに新たに TRU を供給する必要がある。その量は、表中に示す換算により 0.97 トン/GWe・年、すなわちプラント寿命 40 年間に 39 トン/GWe である。すなわち、合計で 47 トンの TRU を変換することができる。この炉心ではプルトニウムの増殖がないが、燃料交換で取り出した燃料に相当する燃料はただちに供給する必要があるため、その量は炉外でのインベントリとして考慮するものとする。したがって、原子炉運転中に、毎年 0.97 トンの TRU 燃料を燃料製造施設で取り扱うので炉外のインベントリは 39 トン/40 年である。こうして、全合計で、TRU で  $39+8+8=55$  トン/GWe・40 年を受け入れることができる。すなわち、5.5 トン/GWe・40 年のマイナアクチニドを変換する。上記シナリオ②において、2069 年までに蓄積される TRU 量は 496 トンであるため、必要な転換比ゼロ高速炉の設備容量は、 $496/55=9.0$  ゆえ、9GWe である。現在の軽水炉発電容量の 1/6 であり基幹電源として役割は果たせない。

検討の対象とした  
ケース

**Table 4.10 Mass Balance of Startup and Equilibrium ABR Cores**

	Metal					Oxide				
<b>Equilibrium Core</b>										
Conversion Ratio	1.00	0.75	0.50	0.25	0.00	1.00	0.75	0.50	0.25	0.00
HM Inventory (kg TRU / MWt)	16.75	13.44	9.45	6.17	3.62	19.28	15.25	10.91	6.86	3.91
TRU Inventory (kg TRU / MWt)	2.45	2.86	3.08	3.36	3.57	3.49	3.88	4.08	4.00	3.88
HM Makeup Feed Rate (kg/MWt-yr)	0.38	0.39	0.39	0.38	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39
TRU Makeup Feed Rate (kg/MWt-yr)	-0.02	0.08	0.18	0.29	0.40	0.00	0.07	0.16	0.26	0.36
<b>Startup Core</b>										
Conversion Ratio	0.97	0.75	0.53	0.31	0.08	0.97	0.76	0.54	0.32	0.11
HM Inventory (kg TRU / MWt)	16.75	13.43	9.44	5.91	3.61	19.28	15.24	10.90	6.85	3.90
TRU Inventory (kg TRU / MWt)	2.67	2.76	2.70	2.60	2.71	3.61	3.64	3.53	3.25	2.96
HM Makeup Feed Rate (kg/MWt-yr)	0.38	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39	0.39
Makeup Feed Rate (kg TRU / MWt-yr)	0.00	0.07	0.16	0.26	0.36	0.00	0.08	0.17	0.26	0.35
Additional TRU Inventory for Equilibrium (kg TRU / MWt)	-0.22	0.10	0.38	0.76	0.85	-0.12	0.25	0.55	0.76	0.92

E.A. Hoffman et.al. " Preliminary Core Design Studies for Advanced Burner Reactor over a Wide Range of Conversion Ratio" ANL-AFCI-177, 2006

ここでは、酸化物(Oxide)の場合で数値を設定する  
 転換比1: 初期に装荷するTRU量: 3.61トン/1000MWt=370MWe→9.7トン/GWe  
 燃料交換時に供給するTRU量:0トン/年  
 転換比0: 初期に装荷するTRU量:2.96トン/1000MWt=370MWe→8トン/GWe  
 燃料交換時に供給するTRU量:0.36トン/1000MWt・年=370MWe・年→0.97トン/Gwe・年  
 プラント寿命中(40年)に供給するTRU量:0.97トン×40年=39トン/GWe

表 8-2 転換比ゼロの高速炉検討のための炉心特性データ

転換比ゼロの高速炉には大きく二つの安全上の課題がある。ドップラー係数とボイド反応度であり、それを図 8-4 に示す。ウランが存在しないためドップラー係数は、ほぼゼロである。同じく、ボイド反応度も転換比 1 の炉心に比べて 4 倍になる。いずれも、固有の安全特性を大きく損なうことになる。この特性を改善するために、中性子スペクトルの一部の領域での軟化や炉心高さを低減して中性子の上方方向の漏れを大きくさせる炉心といった種々の工夫が必要である 32)。文献 32 の検討によれば、ドップラー係数もボイド反応度も転換比 1 の炉心と同じ程度の安全特性が得られたとしている。

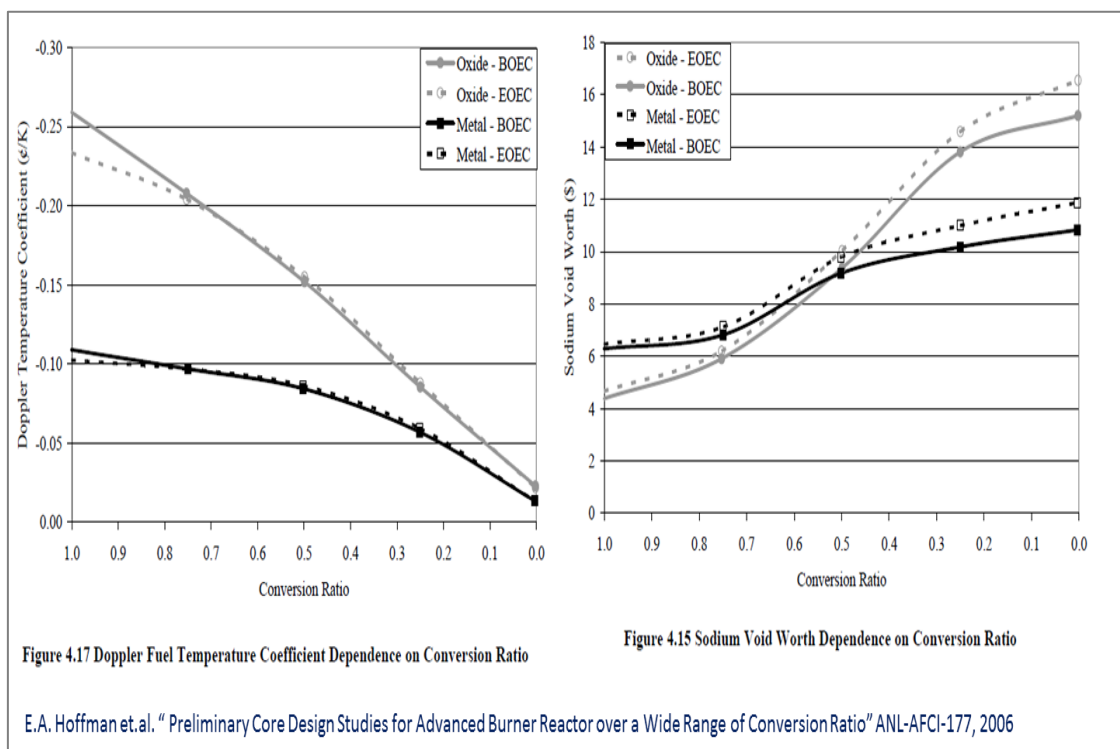


図 8-4 転換比ゼロ炉心の安全特性

このように、マイナアクチニドの変換に特化した高速炉（転換比ゼロ）の導入を考慮することができる。この場合は、基幹電源としての設備容量は望めないため、なんらかの代替電源の導入を前提としている。

## 9 結論、展望および推奨

軽水炉を運転することに伴って発生する高レベル放射性廃棄物の処分については、各国とも最大の懸案事項にも関わらず、その解決の道筋がまだ描けていない。処分の形態（直接処分か、プルトニウム分離後の廃液を成形したガラス固化体の処分か）、地層処分場の場所の選定、をはじめ、千年、万年にわたる長半減期の核種の分離・変換処理について長年研究が行われてきたが、最近、一定の成果が見られる。本報告書では、フランス、米国、その他の国の技術の到達点と今後の方向性を調査した。もって、技術選択の現状と今後の開発方向を確認した。これらの知見をもとに、我が国の高レベル放射性廃棄物に関する政策の具体的構想を得るべく定量的な検討を行った。このうちのいくつかの結果については、ここで再度述べるのが重要であろう。

- ① これまでに蓄積された高レベル放射性廃棄物、特に有害度の大きいマイナアクチニドは、高速炉の積極的な導入により 2069 年までに全量変換できる。
- ② マイナアクチニドは、六ヶ所再処理工場からプルトニウムを分離したあとの高レベル廃液から分離する。その方法は実験室レベルで確認されている。
- ③ 六ヶ所再処理工場の 40 年というプラント寿命後に新しい方式の第二再処理工場を運転する必要がある。
- ④ 第二再処理工場は、処理容量を拡大して、投資効率を上げる必要がある。
- ⑤ 六ヶ所再処理工場と第二再処理工場から分離したプルトニウムとマイナアクチニドは、高速炉に燃料として利用する。
- ⑥ 高速炉は 2030 年ごろから導入して 2069 年に 25GWe（100 万 KW 級 25 基）の運転を開始する、という構想により、軽水炉の運転から発生した高レベル放射性廃棄物量をゼロにできる。その後は、高速炉は増殖炉の役割に転じて天然ウラン 238 が消費し尽くされるまで電力供給を続けることができる。
- ⑦ 原子力による発電設備容量は転換比 1 の炉心の場合現状の 1/2 の 25GWe となる。
- ⑧ 一方、マイナアクチニドの変換に特化した特殊な高速炉（炉心の内部転換比ゼロ）を導入することもできる。その設備容量は 9GWe である。基幹電源としての役割は期待できず、代替電源が必要である。

以上の結論を実現可能なシナリオとして実効性を持たせるためには次に述べる技術課題を解決する必要である。

- ① 高レベル廃液から実用規模でマイナアクチニド 99.9%の目標レベルで分離する実用化技術。

- ② 別に分離されているプルトニウムと高レベル廃液から分離したマイナアクチニドを混合して高速炉の燃料を製造する技術。アメリカウムはブランケット領域で燃焼させるとして、ネプツニウムとキュリウムを炉心のドライバー燃料として製造する技術。
- ③ 少なくとも、2014年4月に提示されたフランスの規制当局の要請を満足しうる高速炉技術。（日本の原型炉までの安全基準ではボイド反応度の低減を求めていないため、フランスの規制当局の関心に適合できない）
- ④ 第二再処理技術。軽水炉ウラン燃料の再処理、軽水炉 MOX 燃料の再処理、近隣諸国の軽水炉燃料の再処理に供する技術、でありマイナアクチニドを 99.9%以上の分離率で分離できて、「六ヶ所再処理+高レベル廃液からの MA 分離技術」を大幅に簡素化できる技術
- ⑤ より長期的には、地球環境の観点から原子力による発電比率を上げる必要がある。このために必要な高い増殖性能を期待できる密度の大きい燃料技術。

これらの技術開発と導入すべき新しい施設は図 9-1 に示すような時間軸にそって統合されよう。

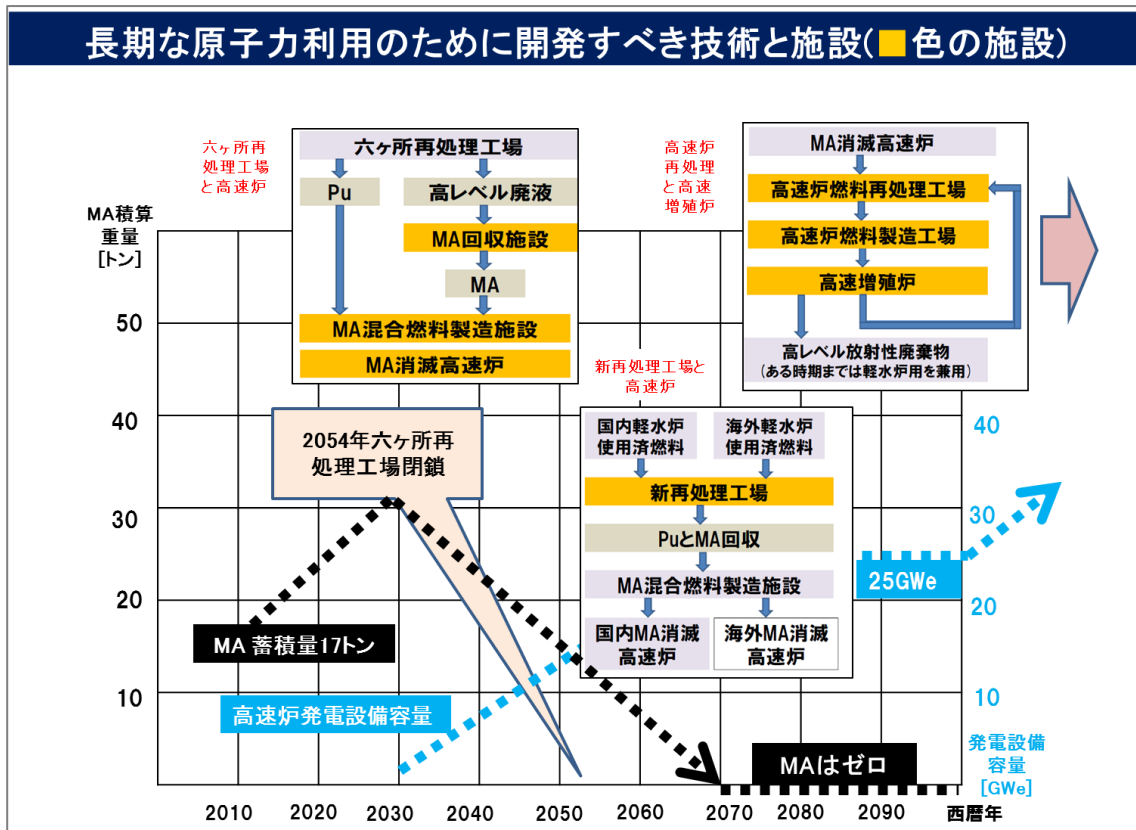


図 9-1 長期な原子力利用のために開発すべき技術と施設

上記の技術課題とは別に、燃料サイクル分野に新しいモチベーションを導入する必要がある。第二再処理事業はプラントへの投資を回収するために、再処理する使用済み燃料の量を拡大させる必要がある。したがって、こうしたビジネスモデルを実際に遂行できる実施主体による運営が望ましい。再処理や廃棄物処理というややネガティブな名称から日本の国富創出に寄与しうる新産業創出という前向きな事業と定義しなおす。

次に、高速炉関連では、将来地球規模で高速増殖炉が展開される必要性にかんがみ、他の電源とのコスト競争力をもつ魅力的な高速炉と燃料サイクルシステムを探索する努力が求められている。



## 参考文献

- 1) 西原 “使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース”  
JAEA-Data/Code 2010-01,2010、 大井川 “長寿命放射性廃棄物の短寿命化技術の現状と展望” 自然科学研究機構シンポジウム 平成 24 年 9 月 29 日、および 辻本 “加速器駆動核変換システム” 核変換技術の展開 医用 RI 製造と核廃棄物処分(大阪大学核物理研究センター) 平成 23 年 12 月
- 2) ANDRA “Dossier 2005 Argile, Tome - Évaluation de sûreté du stockage géologique”  
Décembre 2005
- 3) Yucca Mountain Repository License Application “SAFETY ANALYSIS REPORT” DOE/RW-0573,  
Update No. 1 Docket No. 63.001, Nov. 2008
- 4) 核燃料サイクル機構 “我が国における高レベル放射性廃棄物 地層処分の技術的信頼性 地層処分研究開発第 2 次とりまとめ” JNC TN1400-99-020, 1999
- 5) 日本学術会議 “回答 高レベル放射性廃棄物の処分について” 2012 年 9 月 11 日
- 6) 松田 “ドイツ, フランスにおける原子力廃棄物最終処分地の選定状況” 日本原子力学会誌, Vol. 50, No. 4 2008
- 7) 例えば、核のゴミキャンペーン関西 次の URL を参照  
<http://www2.gol.com/users/amsmith/stopNUMO.html>
- 8) C.E. Till, Y.I. Chang ‘Plentiful Energy The Story of the IFR’ 2011
- 9) CEA “Report on Sustainable radioactive Waste Management” vol.1~vol.5 December 2012
- 10) C. Rostaing et.al “Overview of the French R&D program for the development of minor actinides separation processes” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13) , Paris,2013
- 11) C.Poinsot et.al “Main Results of the French program on Partitioning of Minor Actinides, a significant improvement towards nuclear waste reduction” Int. Conf. on nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles (ATLANTE 2012) , 2012
- 12) National Assessment Board for Research and the Studies into the Management of radioactive Waste and Materials instituted by the law in 2006 “ Assessment Report No.6”, Nov. 2012
- 13) A.Saturnin et.al. “Transmutation Scenarios Impacts on Advanced Nuclear Cycles” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13) , Paris,2013

- 14) ASN “Document d’orientations de sûreté du prototype ASTRID”, CODEP-DRC-2013-062807, 2014
- 15) J.M. Hoorelbeke et.al. “Impact of minor actinide transmutation options on geological disposal The French case” Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles (FR13) ,Paris,2013
- 16) Blue Ribbon Commission “ Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future; Report to the Secretary of Energy” Jan. 2012
- 17) National Research Council “ Nuclear Waste: Technologies for Separations and Transmutation” National Academy Press, 1996
- 18) E.A. Hoffman et.al. “ Preliminary Core Design Studies for Advanced Burner Reactor over a Wide Range of Conversion Ratio” ANL-AFCI-177, 2006
- 19) A.E. Dubberley “ S-PRISM Fuel Cycle Study” Proc.of ICAP 03, Cordoba, Spain 2003
- 20) K.D.Weaver “Traveling-Wave Reactor Technology Development and Deployment” The 4th Annual Asia-Pacific Nuclear Energy Forum on Small and Medium Reactors (SMRs) :Benefits and Challenges, June, 2010
- 21) R.Schleicher “ Addressing the Major Issues Confronting U.S. Nuclear Power in the 21<sup>st</sup> Century” Ibid.
- 22) H.S. Kamath “ Nuclear Fuel Cycle & Sustainability: Closed Fuel Cycle A Superior Option for India” Conf. ICAP 09, Tokyo, 2009
- 23) Hansso Lee “Advanced Fuel Cycle: Status and Technology Development at KAERI” ICAPP2013, Jeju, Korea, 2013
- 24) Science and Technology of Nuclear Installations Vol. 2013, 2013, Article ID 343492, <http://dx.doi.org/10.1155/2013/343492>
- 25) 経済産業省 「エネルギー基本計画」 4月 2014年  
<http://www.meti.go.jp/press/2014/04/20140411001/20140411001-1.pdf>
- 26) 資源エネルギー庁 “今後の原子力政策について” 基本政策分科会第七回会合 資料1 平成25年10月
- 27) 安藤 他 “使用済軽水炉燃料中の核種変化” JAERI-Research 99-004, 1999
- 28) 原子力委員会 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会資料「核燃料サイクルの諸量・経済性評価について（解説資料）」平成24年6月

- 29) Frédéric Lelievre et.al “Polyvalent fuel treatment facility (TCP) : shearing and dissolution of used fuel at La Hague facility” Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycle (FR13) , Paris, 2013
- 30) 電中研ニュース 460号 2009年7月、Y.Akai et.al “Development of trans uranium elements recovery from high-level radioactive liquid waste” Journal of Alloys and Compounds” P271, 1998
- 31) JAEA “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ技術検討書 (3) 総合評価 付録1録 2006年4月
- 32) K.Arie et.al “TRU Burning Fast Reactor Cycle Using Uranium-free Metallic Fuel” Pro. of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April, 2014

#### 全体を通して参考とすべきフランスの法律

- 1) 放射性廃棄物管理の研究に関する法律 1991年  
Loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs  
<http://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000000356548&fastPos=2&fastReqId=1878066859&categorieLien=id&oldAction=rechTexte>
- 2) 放射性物質及び放射性廃棄物の持続可能な管理計画法 2006年  
THE 2006 PROGRAMME ACT ON THE SUSTAINABLE MANAGEMENT OF RADIOACTIVE MATERIALS AND WASTES  
[http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/france\\_report.pdf](http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/france_report.pdf)

## 付録 1：フランスの高速原型炉 ASTRID の EPR 並みの安全性確保について

2014 年 4 月 17 日公表のフランス政府原子力規制当局事務局長ジャンクリストフ・ニールから GEA 長官ベルナール・ビゴに宛てた書簡では、ASTRID に関して福島事故の経験を活かしつつ、EPR 以上の安全性水準を要求している。本書間は、2012 年 6 月 18 日に GEA より提出された「安全性方針文書(D0rS)」に対する返信である。また上記書簡附属書には、以下抄訳の示す通り 20 項目の具体的な要求事項が示されている。

(原文は <http://www.senat.fr/rap/r13-805/r13-805-annexe2.pdf> を参照)

### 附属書「ASTRID プロジェクト継続、特に安全性オプション文書 (DOS) において要すべき考慮」

ANNEXE N°11 :ASN – DOCUMENT D'ORIENTATIONS DE SÛRETÉ DU PROTOTYPE ASTRID

ASTRID プロジェクト継続に際し特に安全性オプションに係わる文書において  
考慮を要する項目

- ASTRID に係わる目的
  - ・ 要求 1：安全性実証の目的 第IV世代炉は第三世代炉に比べて安全性において顕著に優れていなければならない
  - ・ 要求 2：安全性の目的 福島事故の反映、ナトリウム冷却高速炉であることを考慮しても最低限 EPR 以上の安全性を確保する必要性
  - ・ 要求 3：マイナアクチニド変換試験、マイナアクトニド変換試験の実施の影響を評価することが必要
- 規制レファレンス
  - ・ 要求 4：適用される規制レファレンス
  - ・ 要求 5：排出される放射能のリスク 深層防護の原理に基づき、慎重な決定論的アプローチにより、放射能排出リスクについての施設の安全性を示すこと
- 概念の示し方：状態分類と解析方法
  - ・ 要求 6：運転状態分類と関連する解析と評価ガイド
  - ・ 要求 7：確率論的安全評価の活用
  - ・ 要求 8：「実質的に排除できる」事象または状態
  - ・ 要求 9：安全分類

- ・ 要求 10：運転状態
- ・ 要求 11：「設計ベースを超えた」外的脅威事象
- ・ 要求 12：想定すべき事象の妥当性の示し方
- 燃料及び第一の障壁に係わる安全障壁
  - ・ 要求 13：第一の障壁の健全性
- 安全機能とナトリウムに係わるリスク
  - ・ 要求 14：ナトリウム冷却高速炉に特有のリスク、これまでのナトリウム冷却高速炉に比べて安全性において顕著な改善を示すこと
    - ◇ ナトリウム・水反応リスク（特に蒸気発生器）
    - ◇ ナトリウム中機器・構造物の供用中の検査性
    - ◇ 比較的薄肉部分の地震時の健全性
  - ・ 要求 15：炉心の局所的なボイドの影響、安全性方針文書に記述されている「非均質炉心概念」は、事故にナトリウムの正のボイド反応度の影響を限定する目的であるが、事故時の現象が複雑になり、また、現状利用可能な計算コードではモデル化が難しい。炉心全体のボイドの正の反応度の低減は、限られた事故に対しては影響緩和になる。さらに同時に局所的にボイドになる影響を考慮すべきである。（局所事故による集合体の沸騰、炉心の局所的な部位へのガス巻き込み、など： 訳者補足）
  - ・ 要求 16：崩壊熱の除去 崩壊熱除去機能の完全な喪失が「実質的に排除できる」ことを目指すことを要求する
  - ・ 要求 17：格納障壁
  - ・ 要求 18：系統分離
- 安全性のための研究開発
  - ・ 要求 19：計算コードの検証
- ナトリウム冷却高速炉の運転経験の活用
  - ・ 要求 20：運転経験の活用と課題に対する工学的解決手段

以上

## 付録 2：トリウム燃料についての考察

トリウム 232 はウラン 238 と同じく親物質であり、熱中性子を吸収してウラン 233 に変換される。ウラン 233 はウラン 235 と同様に核分裂物質である。ウラン 233 は熱中性子による核分裂断面積がおおきいので、冷却材の種類に関わらず熱中性子炉の燃料として利用できる。しかし、ウラン 233 と同時に生成するウラン 232 は、自然崩壊過程で強いガンマ線を放出するタリウム 208 (ガンマ線エネルギーは 2.6Mev) とビスマス 212 (同 1.8Mev) にかわる。このため、ウラン 232 が同伴するウラン 233 の取り扱いには重遮蔽の設備が必要であり、分離、燃料製造などの試みは実験室規模にとどまっていると言えよう。

このため、ウラン 233 との混合燃料は、ごくわずかの例を除いてしか実際の原子炉で照射されたことがない。米国 PWR Shippingport 炉でブランケット部に試照射した例と熔融塩炉に利用された例のみである (表付-1)。したがって、いわゆるトリウム燃料と呼ばれているほとんどの燃料は、ウラン 235 とトリウムの混合燃料である、ことに注意する必要がある。また、過去にはガス炉では頑強な被覆構造のため高い燃焼度を期待できる高濃縮 (90%程度) のウラン 235 が使われていた。しかし、高濃縮ウランを民生用に使用できた時代は過ぎ去り、現在では低濃縮のウラン 235 とトリウムの組み合わせが検討の対象になっている。

Country	Name	Type	Power (MW)	Startup date	Fuel	Note
USA	Indian point 1	PWR	265 <sub>e</sub>	1962	ThO <sub>2</sub> - UO <sub>2</sub>	1
	Elk River	BWR	22 <sub>e</sub>	1964	ThO <sub>2</sub> - UO <sub>2</sub>	2
	Shippingport	PWR	60 <sub>e</sub>	1957	ThO <sub>2</sub> - UO <sub>2</sub>	3
	Peach Bottom	HTR	40 <sub>e</sub>	1967	ThC <sub>2</sub> - UC <sub>2</sub>	4
	Fort St. Vrain	HTR	330 <sub>e</sub>	1976	ThC <sub>2</sub> - UC <sub>2</sub>	5
	MSRE	MSR	10 <sub>h</sub>	1965	ThF <sub>4</sub> - UF <sub>4</sub>	6
UK	Dragon	HTR	20 <sub>h</sub>	1964	ThC <sub>2</sub> - UC <sub>2</sub>	7
Germ.	AVR	HTR	15 <sub>e</sub>	1967	ThC <sub>2</sub> - UC <sub>2</sub>	8
	THTR	HTR	300 <sub>e</sub>	1985	ThC <sub>2</sub> - UC <sub>2</sub>	9
	Lingen	BWR	60 <sub>e</sub>	1968	Th / Pu	10
India	Kakrapar (KAPS) 1 - 2	PHWR	200 <sub>e</sub>	1993/95	UO <sub>2</sub> -ThO <sub>2</sub>	11
	Kaiga 1 - 2	PHWR	200 <sub>e</sub>	2000/03	UO <sub>2</sub> -ThO <sub>3</sub>	12
	Rajasthan (RAPS) 3 - 4	PHWR	200 <sub>e</sub>	2000	UO <sub>2</sub> -ThO <sub>4</sub>	13
	KAMINI	Neutron Source	30 Kwe	-	U233	14

Notes:

- 1 - Power includes 104 Mwe from oil-fired superheater
- 2 - Power includes 5 Mwe from coal-fired superheater. Th loaded in the first core only
- 3 - Used both U235 and Pu as the initial fissile material. Successfully demonstrated thermal breeding using the "seed/blanket" concept (TH/U233)
- 4 - Coated particle fuel in prismatic graphite blocs - TH/HEU
- 5 - Coated particle fuel in prismatic graphite blocs - TH/HEU
- 6 - Did operate with U233 fuel since October 1968 - No electricity production
- 7 - Coated particle fuel - No electricity production  
Many types of fuel irradiated

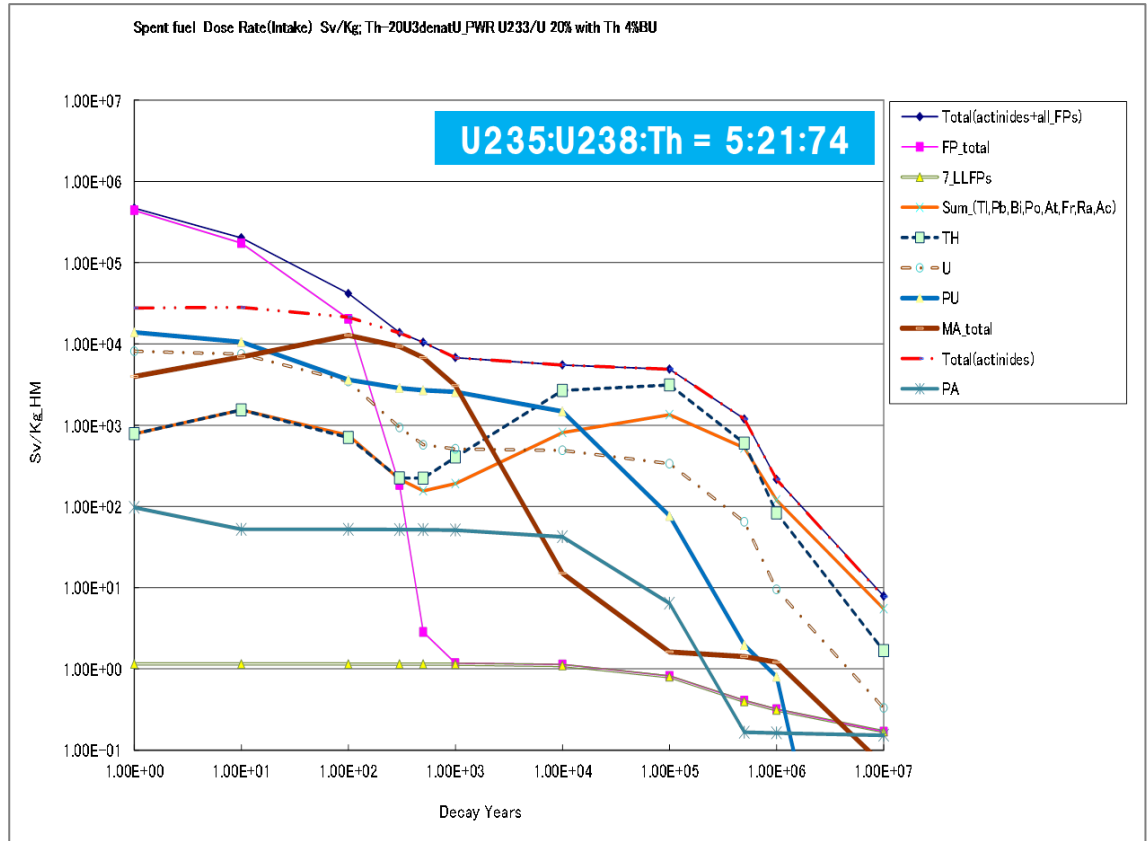
表付 1 トリウム燃料の原子炉への装荷と照射実績

以上により、検討すべきトリウム燃料は、ウラン 235 とトリウムの混合燃料と理想とされるウラン 233 とトリウムの混合燃料のふたつである。使用済みトリウム燃料の有害度を調査するために、これらの混合燃料を PWR に装荷し、4%まで燃焼した後の使用済み燃料の長期間の特性を ORIGEN22 で解析した。

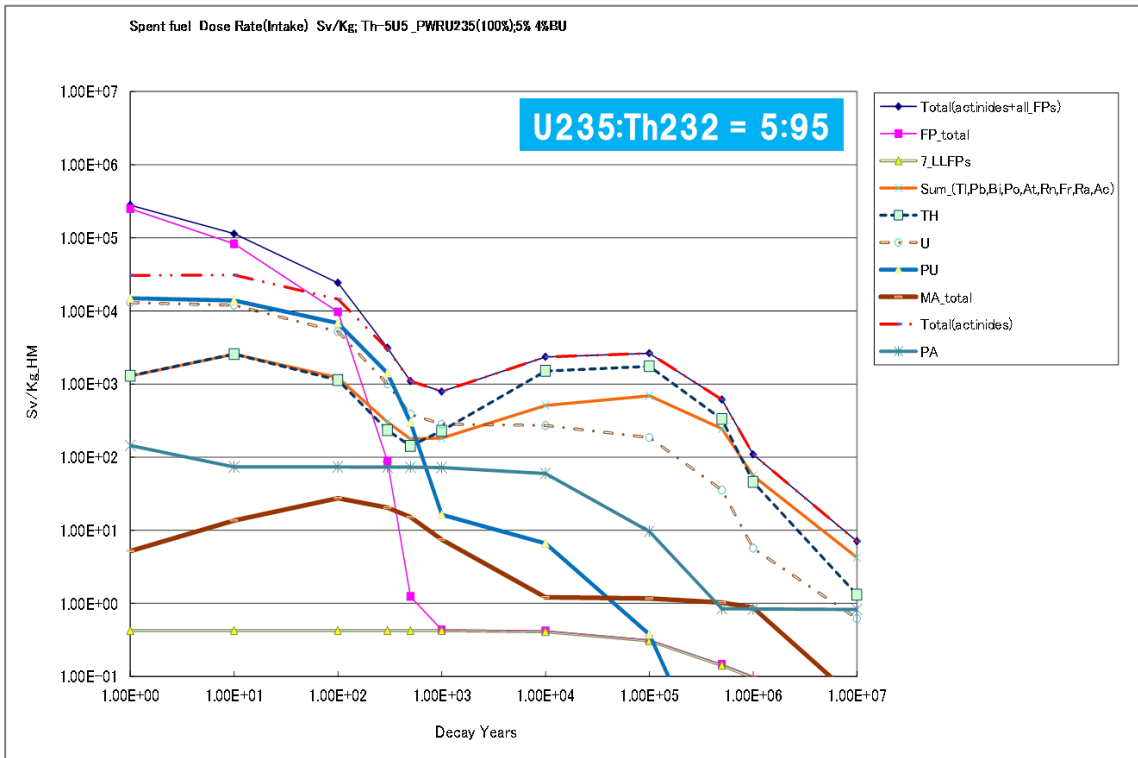
図付-1 に、ウラン 235 (20%) とトリウム 232 使用済み燃料の注目核種の有害度の時間変化を図示する。燃料の組成比は全体を 100%とすると、ウラン 235 が 5%、ウラン 238 が 21%、トリウム 232、から構成される、すなわち、ウラン 235 の濃縮度は国際的に合意の得やすい 20%弱である。一方、図付-2 に 1950 年代から 70 年代半ばまでに装荷された兵器級ウランの燃料組成例も比較のために示している。図からわかるように、5000 年までは、ウラン 238 から生成するマイナアクチニドの有害度が顕著である。それ以降は、プルトニウム 239 および 240、トリウム 229、ウラン 233 の寄与が大きい(図付-3 にそれらの内訳を示す)。プルトニウムを除くと、トリウムとウランによる有害度の和が 100 万年、天然ウランレベルを上回っている。したがって、ウラン 235 とトリウム 232 混合燃料の使用済み燃料の有害度を低減させるためには、プルトニウムの分離に加えて再処理によってウラン 233 とトリウム 229 を分離する必要がある。一方、兵器級のウラン 235 濃縮度燃料においては、マイナ



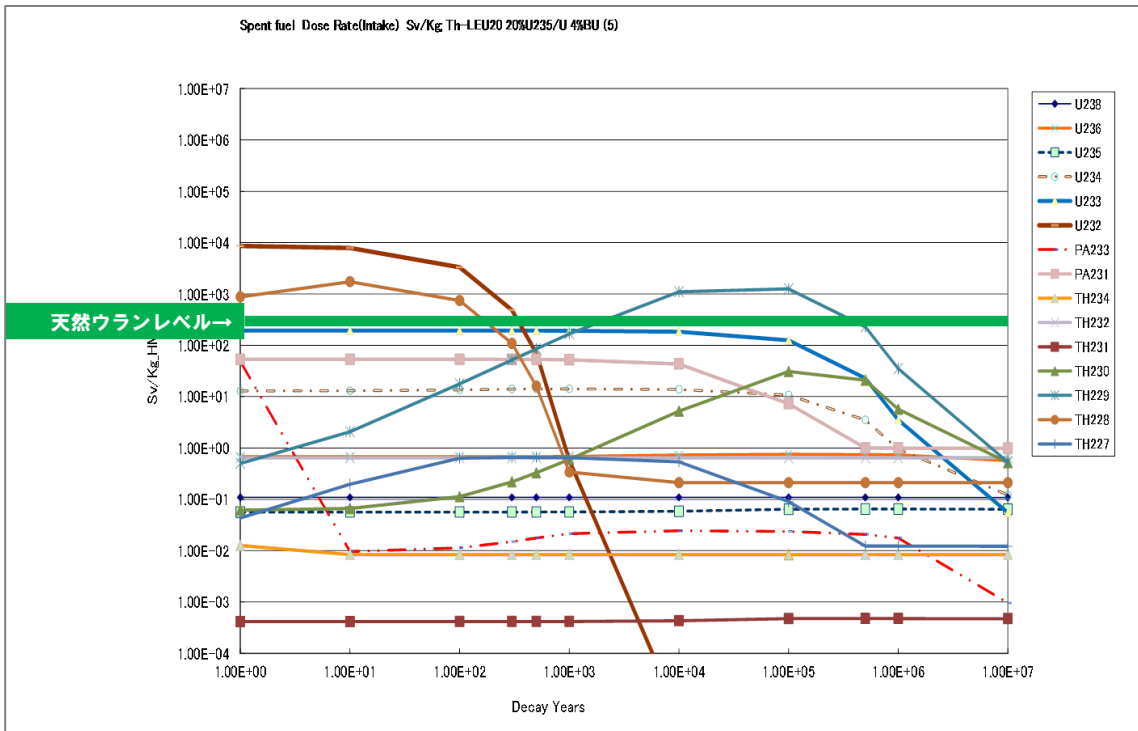
アクチニドの生成量は前者に比べて 3 桁小さい。このケースでは、ウラン 235 がウラン 236 に変わり、ウラン 237 を経て、ウラン 238 に変化するチェーンがあり、また、ウラン 237 がベータ崩壊して、ネプツニウム 237 を生成している。



図付 1 ウラン 235 混合トリウム燃料主要核種の有害度時間変化



図付 2 (補足)50年代から70年代半ばまで試みられた90%超濃縮ウラン235のケース(参考)

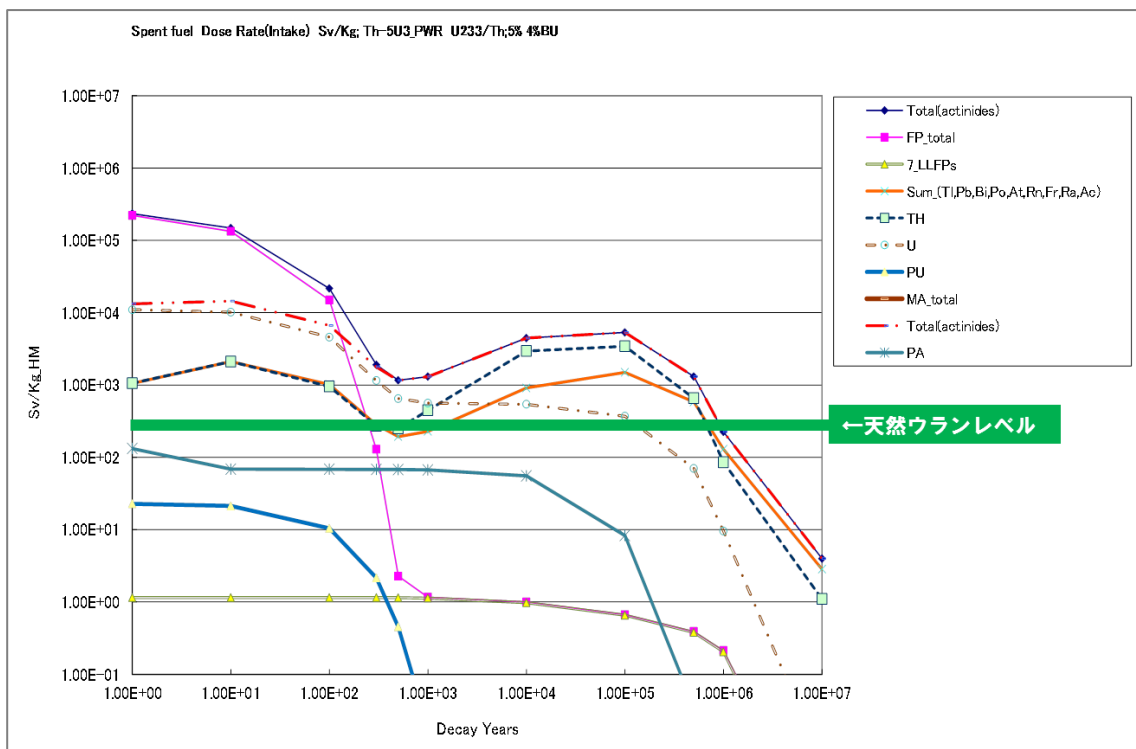


図付 3 ウラン 235 混合燃料の U, Th, Pa の有害度時間変化

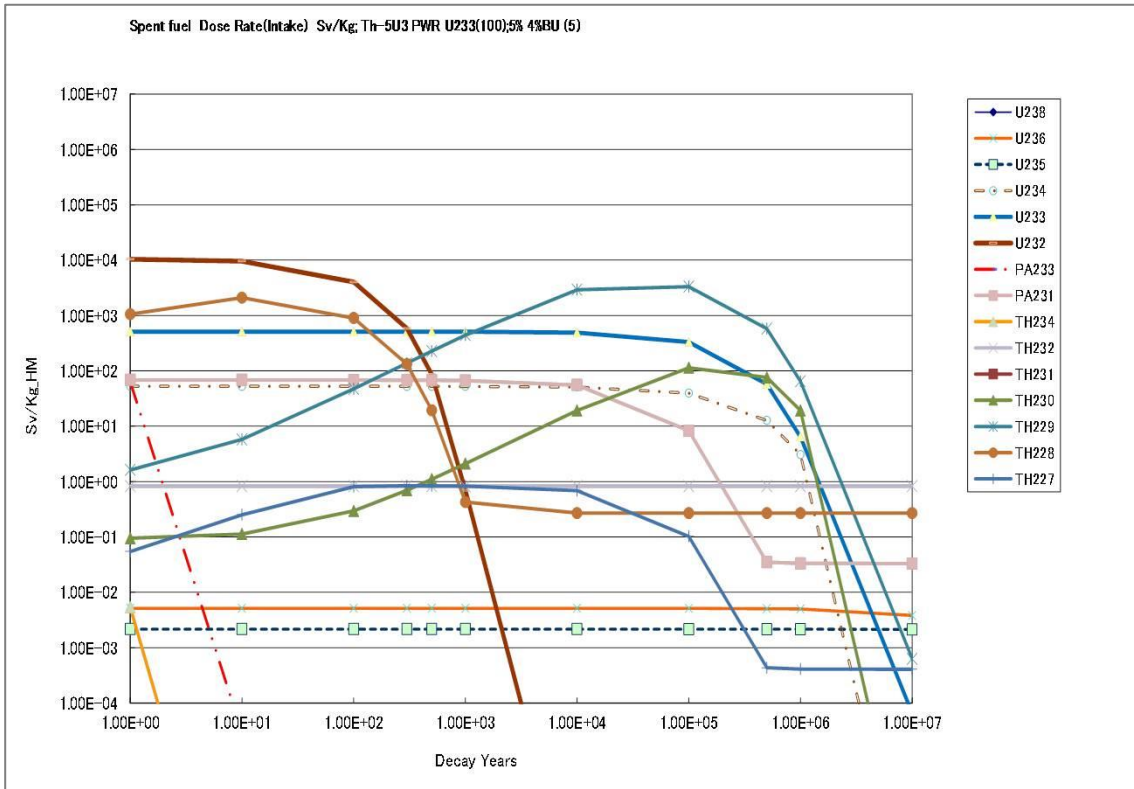
図付-4 と図付-5 に、理想とするウラン 233 とトリウム 232 使用済み燃料の注目核種の有害度の時間変化を図示する。マイナアクチニドの発生は無視できる。有害度の観点からは、トリウム 229、ウラン 233 が支配的である。ついで、プロトアクチニウム 231 と、より長期にはトリウム 230 が支配的である。

以上の結果から言えることは、ウラン 238 を使わないウラン 233 とトリウム 232 混合燃料においても、マイナアクチニドの発生はないが、ウランとトリウムの有害度が長期間続くので、高レベル放射性物質の問題が軽減されるわけではないことに注意すべきである。

ロシアで、トリウムを燃料の使用済み燃料の有害度について比較的包括的な調査が行われた。軽水炉についてはウラン燃料とトリウム燃料、重水炉 (CANDU) についてはトリウム燃料、高速炉についてはウラン・プルトニウム燃料を使った場合の有害度の時間変化が論文には示されている。有害度の大きさの比較は時間によって優劣が変わり、1000 年では CANDU・トリウム燃料の有害度が高速炉よりも低く、逆に、十万年では高速炉の使用済み燃料の有害度が CANDU・トリウムの 1/40 になる。トリウム燃料の有害度はウラン 233 やプロトアクチニウムが寄与しており、結論としてトリウム燃料を利用するメリットは有害度低減の観点からはない、としている。



図付 4 ウラン 233 混合トリウム燃料主要核種の有害度時間変化



図付 5 ウラン 233 混合トリウム燃料の U, Th, Pa の有害度時間変化

## 参考文献

---

トリウム燃料については多くの書籍と文献がある。以下は、本報告書を作成するうえで参考にしたものである

- 1) IAEA“Thorium based fuel options for the generation of electricity:Development in the 1990s” 2000
- 2) B.A,Gabaraev “Radiation Characteristics of Fuel and Wastes in the Uranium-Plutonium and Thorium-uranium Fuel Cycle” Atomic Energy Vol.90,No6,2001
- 3) D.W. MacEachern et.al “ Manufacture and Irradiation of Fort St. Vrain Fuel” International HTR Fuel Seminar, Brussels, Belgium,2001
- 4) B.A,Gabaraev “Radiation Characteristics of Fuel and Wastes in the Uranium-Plutonium and Thorium-uranium Fuel Cycle” Atomic Energy Vol.90,No6,2001
- 5) D.Greneche et.al “ Rethinking the thorium Fuel Cycle: An Industrial Point of View” Proc. Of ICAPP 2007, Nice, France, 2007
- 6) K. Verfondern et.al “ High-Quality Thorium TRISO Fuel Performance in HTGR” Forschungszentrum Zentralbibliothek 出版 2013

