

# 廃棄物管理における負荷低減のための分野横断的な原子力システムの研究

朝野英一\*1

原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠である。我が国では、高レベル放射性廃棄物は地層処分することが国の方針となっている。一方、廃棄物の減容・有害度低減の視点から、長寿命核種や発熱性核種の分離変換の研究開発が進められている。今後の原子力利用に関する議論は、核燃料の利用に始まる燃料サイクルを構成する様々なプロセスで顕在化する課題を、横断的に包含したバックエンド対策を念頭に置いて、有効な技術選択肢の提示に結び付けていく必要がある。ここでは、筆者らの研究成果と今後の原子力システムの研究に対する提言を概説する。

**Keywords:** 放射性廃棄物, 地層処分, 負荷低減, 再処理, 核種分離, ガラス固化, 原子力システム

Radioactive waste management is essential for nuclear energy use. In Japan, implementation of geological disposal of high-level radioactive waste is the national policy. While, R&D programs of nuclide partitioning and transmutation technologies for long-lived and heat generation nuclides are underway from the viewpoints of reduction of waste volume and potential harmfulness. Discussion on future nuclear energy utilization will need to be linked to the presentation of effective technological options with the back-end countermeasures containing cross-sectoral issues emerging from various processes constituting the nuclear fuel cycle. Here, the authors' research results and suggestion for research on nuclear energy systems in the future are outlined.

**Keywords:** radioactive waste, geological disposal, load reduction, reprocessing, nuclide separation, vitrification, nuclear energy system

## 1 はじめに

原環センターでは、平成26(2014)年度より「先進的核燃料サイクル技術の地層処分概念への影響検討」と題する自主調査研究(以下、自主研究という)を進めている。地層処分に起点を置いて下流側から原子力システムを俯瞰し、サイクル諸条件とそのパラメータを考慮して、廃棄物量評価を行い、処分場における負荷低減を検討することで、サイクル全体の最適化を視野に入れた技術選択肢を比較、評価、提示することが自主研究の特徴である。これに先立ち、2004年~2012年に、原子力安全研究協会の核燃料サイクル基本問題懇談会において、バックエンドの視点からのサイクル横断的取り組みとして、燃料形態、ガラス固化技術、FBRサイクル、TRU廃棄物など多様な視点から廃棄物の負荷低減が議論されている。筆者らの自主研究では、そこの議論と発表された論文[1-3]を参考としつつ、新たな知見、発想、試みを加えて分野横断的な研究をさらに進めている[4]。そして、研究成果の一部を、日本原子力学会2018年春の大会にて、21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究、と題して口頭でのシリーズ発表として報告した(以下、2018年春報告、という)[5]。本稿はこの報告内容を基に、廃棄物管理の視点からの原子力システムに関する分野横断的研究の例を紹介し、最後に今後に向けた提言を示す。本稿の記述と提示データは概括的なものとなっている。2018年春報告を中心とする自主研究の成果と考察の詳細は別途論文化して公表する予定である。

## 2 研究展開と事例調査

2018年春報告での発表のキーワードを表1に要約する。検討対象プロセスの概念を図1に示す。発表1では、地層処分における環境負荷を廃棄物量と放射線影響の2つとし、発電とそれに続く使用済燃料貯蔵、再処理、ガラス固化などの種々のプロセスがそれを取り巻き、そのプロセスの条件や組合せを決定する様々な要素からなる原子力利用シナリオを考えるべきことを、研究の全体構想として提示した。

表1 2018年春報告の要点

発表	研究対象	着目点	成果
1	経緯、視点、研究展開	廃棄物管理、選択肢	留意事項、研究全体構想
2	事例調査	フランス/CEA/2012年報告書	シナリオ、評価指標の必要性
3	核燃料サイクル諸条件	使用済燃料、ガラス固化体	評価指標の導入
4	廃棄体専有面積	Cs/Sr分離、高含有ガラス	分離割合の提示、評価指標の有効性
5	廃棄体専有面積	MA分離、使用済燃料冷却期間	分離割合の提示、評価指標の有効性
6	研究開発への提言	バックエンドシステム統合	負荷低減のための研究展開

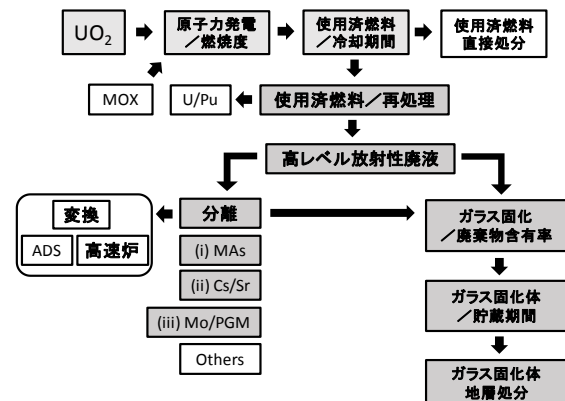


図1 検討対象プロセスの概念(着色部:実際の計算対象)

一方、継続的な原子力利用とそれにより発生する廃棄物の量、最終的な廃棄物処分場の負荷を時間軸で検討した例が、フランスの原子力・代替エネルギー庁(CEA)から2012年に報告されている。全5巻からなる本報告書の第2巻「長寿命放射性核種の分離・変換」[6]において、電力供給力の維持、原子力技術に関する企業競争力の存続、そしてプルトニウム(Pu)のリサイクル利用という同国の原子力利用戦

Cross-sectoral research on the nuclear energy system for less-impacted radioactive waste management by Hidekazu ASANO (asano@rwmc.or.jp)

\*1 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター FE・BEイノベーションチーム

Radioactive Waste Management Funding and Research Center, Front-end & Back-end Innovation Team

〒104-0044 東京都中央区明石町6番4号ニチレイ明石町ビル12階

本稿は、日本原子力学会バックエンド部会第34回「バックエンド」夏期セミナーにおける講演内容に加筆したものである。

略が検討の前提条件として読み取れる。廃棄物量の算定根拠となるのは、時間軸（100年）を意識した原子力発電設備容量の維持、及び炉型の進化（現状軽水炉が第3世代型を経て最終的に第4世代ナトリウム冷却型高速炉に置き換わる）の下での、プルトニウム（Pu）のリサイクルとマイナーアクチノイド（MA）の分離・変換の導入であり、それらの組合せに基づいて、ガラス固化体を埋設する地層処分場の面積削減効果が定量的に提示されている。この第2巻の報告書の調査より、関連するプロセス条件を横断的につなげて物量評価をする際、特に廃棄物処分の視点からは、物量評価の根拠となる原子力利用に関する時間軸を意識したシナリオ、及び環境負荷低減の効果を定量的に評価するための指標を、研究者自身が考案し、状況や研究に応じて更新、使い分けることを教訓として得た。

これらの構想と教訓の下、核燃料サイクルの諸条件が使用済燃料とガラス固化体に及ぼす影響について、処分場の負荷低減を念頭に、核種分離の効果を踏まえながら、研究を進めた。以下に研究成果の概要を紹介する。

### 3 評価指標の導入

放射性廃棄物の減容・有害度低減、という言葉をよく耳にする。環境負荷低減の観点から本研究では、前者の減容に着目し、定量評価の対象として、燃料サイクルの諸条件に基づいて発生する処分対象廃棄物量とした。これを処分場における廃棄体専有面積に置き換え、その削減効果を比較することで、環境負荷低減に効果のある燃料サイクル諸条件の組合せを比較した。評価対象は高レベル放射性廃棄物のガラス固化体である。

ここで、CAERA 指標と称する、包括的な検討による廃棄体専有面積削減効果の評価指標を導入した（Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area）。次式に示すように、CAERA の値は、処分場の単位面積当りに埋設される廃棄物量（酸化物換算重量）を示している。

$$CAERA(kg/m^2) = \frac{\text{廃棄物含有率}(wt\%/本) - Na_2O\text{含有率}(wt\%/本)}{\text{廃棄体専有面積}(m^2/本)} \times \text{固化ガラス重量}(kg) \times \frac{1}{100}$$

サイクル諸条件と CAERA 指標の関係を表2に示す。核種分離については、短期発熱から Cs と Sr、長期発熱についてマイナーアクチノイド（MA）、ガラス溶融炉内での析出、沈降に関して Mo と PGM（白金族元素, Platinum group metal）を考慮した。

使用済燃料の再処理条件とガラス固化条件は第2次取りまとめ[7]を踏襲し、以下の計算コードを利用した。

- ・ 燃焼/崩壊計算：ORIGEN-ARP2.00, ORIGEN2.2-UPJ
- ・ 核データライブラリ：ENDF/B-VI, JENDL4.0

表2 サイクル諸条件と CAERA 指標の関係

No.	項目	単位	パラメータ(例)	図における表示方法	
1	燃料タイプ	—	UO <sub>2</sub> , MOX	UO <sub>2</sub> 用/MOX用に分けて表示	
2	燃焼度	GW d/THM	28, 33, 45, 55, 70	差異による影響は無視可能	
3	使用済燃料冷却期間	年	4, 10, 20, 30	色分けによる区分	
4	核種分離割合	Cs, Sr	%	0.70, 90	シンボルによる区分
		MA	%	0.70, 90	同上
		Mo, PGM	%	0.70	同上
7	廃棄物含有率	wt%/本	20, 30, 35	CAERA値として表示	
8	廃棄体専有面積	m <sup>2</sup> /本	44 ~ 300		

- ・ 伝熱計算：COMSOL Multiphysics code

地層処分場の廃棄体専有面積の比較においては、緩衝材の上限温度 100°Cを目安とした。図2に CAERA 値 (kg/m<sup>2</sup>) と緩衝材最高温度 (°C) の関係を示す。基本ケースとして第2次取りまとめでの値, 0.97kg/m<sup>2</sup>を示した(図中の×印。処分深度 1,000m, 花崗岩, 縦置き)。本図において、緩衝材最高温度 100°C以下で、CAERA 値が 0.97 以上になる領域（ハッチング部分）が廃棄体専有面積の削減が可能となる条件、換言すると、地層処分において廃棄物量としての負荷低減に貢献できるサイクル条件の組み合わせが提示可能になる領域を示している。

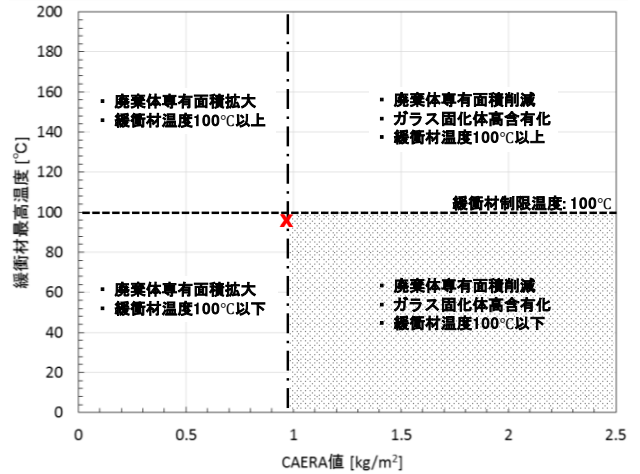


図2 CAERA 値と緩衝材最高温度の関係<sup>1)</sup>

### 4 廃棄体専有面積削減効果

表2に示すサイクル条件とそのパラメータの組合せによる CAERA 値と廃棄体専有面積削減効果の計算結果例を表3に示す。

表3 各計算ケースにおける廃棄体専有面積削減効果<sup>2)</sup>

計算ケース	使用済燃料冷却期間 [年]	Cs/Sr分離 [wt%]	MA分離 [wt%]	Mo/PGM分離 [wt%]	ガラス固化体廃棄物含有率 [wt%]	CAERA値 [kg/m <sup>2</sup> ]	廃棄体専有面積削減効果 [%]
1	4	90	0	70	35	2.25	43
2	15	70	0	70	25	1.35	72
3	20	70	0	70	25	1.15	84
4	30	0	0	0	21	0.97	0
5	40	0	0	0	21	0.97	0
6	50	0	90	70	35	2.25	43
7	100	0	70	70	35	2.25	43

ケース1では、使用済燃料冷却期間は基本ケースと同じ4年でも、CsとSrの90wt%、MoとPGMの70wt%を分離し、ガラス固化体の廃棄物含有率を35wt%にすると、処分場での廃棄体専有面積は基本ケースの半分以下になることが分かる。このように、サイクル諸条件のパラメータ変化の組合せから CAERA 値が算出され、廃棄体専有面積の削減効果が明らかとなる。ケース2と3では、Cs、Srの分離割合を70wt%としているが、両ケースの使用済燃料冷却期

1)×印が第2次取りまとめでの基本ケース, CAERA 値:0.97.

処分深度 1,000m,花崗岩,縦置き,処分坑道離間距離 10m, 廃棄体ピッチ 4.44m.

2)計算ケースと計算コードの関係は次の通り.

- ・ 計算ケース 1,4,5 : ORIGEN-ARP2.00, ENDF/B-VI
- ・ 計算ケース 2,3,6,7 : ORIGEN2.2-UPJ, JENDL4.0

間の条件において、ガラス固化体の廃棄物含有率を 25wt% 以上にあげた場合、廃棄体専有面積の削減効果は得られなかった。これは使用済燃料冷却期間長期化による MA 核種、特に Am の蓄積と発熱に起因すると考えられる。ケース 6 と 7 からは、使用済燃料貯蔵期間が長期化した場合に廃棄物含有率を上げると CAERA 値が低下、すなわち廃棄体専有面積が増大するが、その原因となる MA を 70wt% 以上分離すると専有面積は基本ケースの半分以下になることが確かめられた。

このように、CAERA 値のプロットを利用すると、廃棄体専有面積削減効果の視点で、使用済燃料の冷却期間、ガラス固化体の廃棄物含有率、高レベル廃液からの核種分離に関する対象核種と分離割合の効果に関する情報を得ることができる。また、処分対象となる総廃棄体本数、それに要する廃棄体専有面積、及びその時の CAERA 値を仮定することで、この条件を満足するのに必要なガラス固化体の廃棄物含有率を逆算して求めることが可能となる。

## 5 原子力システムの分野横断的な研究

前項 4 では、CAERA という評価指標を用いて、燃料サイクル諸条件と地層処分場における負荷を廃棄物量との関係で評価、考察した。大切なことは評価指標が包含するものと代表値として示すもの。それが廃棄物処分の環境負荷とどう関係しているかである。それには環境負荷の評価対象を研究者自身で設定することも求められる。

また、その際は、CAERA の例から明らかのように、本来連続して関係、影響し合うプロセス、条件、パラメータを評価の中でつなげて考えることが求められる。この関係を表 4 に示す。(a)が図 2 の基本ケースの点であり、(b)は図 2 の基本ケースの点の周囲に広がる 4 つの象限(領域)のいずれかに該当することになる。右下のハッチング領域に該当するものを選択するとしても答えは 1 つではない。この領域に収まるものはいずれも、緩衝材の上限温度を満足して廃棄体専有面積を基本ケースよりも小さくできる条件の集まりになる。矢印は、廃棄物管理における負荷低減対象を起点に、そこに至るプロセスを順次遡って考えようという意図を示している。

廃棄物処分の環境負荷を念頭に置いた原子力システムの研究とは、このように関連するプロセス、条件、パラメータを横断的に関連させて、目的に合致する選択肢を提示しようとするものである。その際、検討、評価の前提となる原子力利用に関するシナリオを、これも研究者自身が考案、記述することが求められる。ここでいうシナリオとは、原子力発電への依存度、設備の容量や寿命、Pu の利用を考慮した MOX の利用、再処理施設やガラス固化施設の稼働などの状況設定に加えて、核種分離技術の導入や使用済燃料の貯蔵期間の考慮、あるいは直接処分の可能性、さらには分離した核種の核変換技術の導入など、技術オプションの効果を段階的に定量化して状況設定に反映したものと考えることができる。このような原子力システムは、その外側ではわが国のエネルギー利用シナリオとも密接に関わることになる。

表 4 分野横断的研究における燃料サイクル諸条件の考慮対象の比較

### (a) 基本ケース

炉型	燃料		使用済燃料		再処理			ガラス固化		ガラス固化体	地層処分
	UO <sub>2</sub> /MOX	燃焼度	冷却期間	分離プロセス	分離効率	分離対象核種	ガラス種別/ガラスマトリックス	溶融炉/運転	廃棄物含有率	貯蔵期間	廃棄体専有面積
LWR	UO <sub>2</sub>	45GWd/THM	4年	Purex	99.5	U/Pu	-	-	約20wt%	50年	44m <sup>2</sup> /本

### (b) 燃料サイクル諸条件の多様性を考慮

炉型	燃料	燃焼度	冷却期間	対象核種と分離効率に依存	地層処分からの要求値	MA: Np, Am, Cm	対策	-	高含有	発熱考慮	-処分場全体-廃棄体専有面積-高レベル廃液処理方法
						Cs/Sr				Mo	
LWR, FR, etc.,	UO <sub>2</sub> /MOX/Pu thermal	Low~High	4年以上								
	MOX/full						対策	YP析出			
							対策	沈降			

以上が 2018 年春報告の概要である。

## 6 次の一歩について

冒頭述べた様に、原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠である。今後の廃棄物管理を考える際のキーワードを、21 世紀後半(時間軸)、Pu 利用推進(原子力利用シナリオ)、環境負荷低減型地層処分(課題、目標)とし、全体統合の視点での分野横断的な原子力システムの検討の実施を考えると、関連する分野(プロセス)の専門家の交流が不可欠である。議論の参加者が常に技術選択と実現性という 2 つの言葉を意識しておくことが、実効性を持った選択肢の具体的な提示につながるものと考えている。

こうした考え方に追い風となる論説、記事 3 件を挙げる[8-10]。次の一歩は踏み出せるものと考えている。

### 参考文献

- [1] Inagaki, Y. et al.: LWR high burn-up operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management, J Nucl Sci Technol. ; 46(7), 667- 689, (2009).
- [2] Hirano, F. et al.: Thermal impact on geological disposal of hull and end piece wastes resulting from high-burn-up operation of LWR and introduction of MOX fuels into LWR, J Nucl Sci Technol. ; 46(5), 443-452, (2009).
- [3] Hirano, F. et al.: Burning of MOX fuels in LWRs; fuel history effects on thermal properties of hull and end piece wastes and the repository performance, J Nucl Sci Technol. ; 49(3), 310-319, (2012).
- [4] Kawai, K. et al.: High burn-up operation and MOX burning in LWR; Effects of burn-up and extended cooling period of spent fuel on vitrification and disposal, J Nucl Sci Technol. ; 55(10), 1130-1140, (2018).
- [5] 21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢: Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究(1)-(6), 日本原子力学会 2018 春の大会, 予稿/放射性廃棄物処理, 3011-16, (2018).

- [6] Séparation-transmutation des éléments radioactifs á vie longue, CEA, Décembre 2012.(2012).
- [7] 核燃料サイクル開発機構: わ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次取りまとめ—, JNC TN1400 99 020,022,023, 平成11年11月26日, (1999).
- [8] 田辺博三: 放射性廃棄物の処分と分離変換(その1 & その2), 原環センタートピックス, No.126, 2018.6& No.127, 2018.9,(2018).
- [9] 高木直行: GLOBAL2017 国際会議の概要報告,1.分離・核変換技術, 日本原子力学会誌, 60(5), (2018).
- [10] 稲垣八穂広: 巻頭言「分野の垣根を超えた議論を」, 原子力バックエンド研究; 25(1), (2018).