

再処理リサイクル路線の安全性と環境適合性

2005年9月4日

京都大学原子炉実験所 山名 元

- ✓ 再処理リサイクル路線は、原子力バックエンドにおける「放射性物質・核物質の総合管理方策」として選定するものである。
- ✓ 軽水炉使用済燃料の再処理は、短期的な需要に応じてプルトニウムを回収する事だけのために行うのではなく、むしろ、今後のわが国の長期的な原子力利用の展望の下で最適と思われる「使用済燃料の総合的管理方策」として選択すべきものである。
- ✓ 再処理リサイクル路線を否定する意見は多いが、直接処分路線との二者択一をいずれ行われねばならない。直接処分と再処理リサイクル路線の対比評価という視点が極めて重要である。
- ✓ 時期(タイミング)・経済性・安全性・廃棄物管理の確実性・世代責任・技術的フレキシビリティ・代替方策の現実性・エネルギー戦略としての価値・立地地域共生の歴史・など多くのファクターが関係するが、中でも環境適合性と安全性は、路線選択の重要な評価ポイントになる。
- ✓ 再処理路線の、放射性廃棄物面での特性(環境適合性)と、安全性への考え方について、意見を述べさせていただく。

バックエンド管理方策としての考え方の違い

オプション	プルトニウム管理の基本的考え方	放射性廃棄物管理の基本的考え方
再処理リサイクル	<ul style="list-style-type: none"> ✦ プルトニウムを回収して燃料サイクル内の管理下に置き、一部を利用・消費しながら資源として備蓄して将来的な原子力の長期利用に備える。 ✦ 地上施設で管理することによって、その利用や消費、増殖などの選択肢を残す。 ✦ プルサーマル段階では、プルトニウムを燃焼することで、核兵器利用の出来ない状態に固定化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ✦ 使用済燃料を化学処理することによって、使用済燃料からウランとプルトニウムを取り除き、核分裂生成物とMA核種だけを凝縮したコンパクトで信頼性の高い高放射性廃棄物として製造し地層処分する ✦ 再処理に伴って発生する低レベル廃棄物は、適切な区分に基づき適当な深度に埋設処分する
直接処分	<ul style="list-style-type: none"> ✦ 使用済燃料をそのまま埋設処分することで、プルトニウムを人間の管理下から外し、その資源としての価値は放棄する ✦ プルトニウムは放射性廃棄物として処分場に蓄積する 	<ul style="list-style-type: none"> ✦ 使用済燃料の成分を分別することなく、全てを高放射性廃棄物として地層処分する
長期貯蔵	<ul style="list-style-type: none"> ✦ 使用済燃料のまま貯蔵施設に長期的に保管して管理する ✦ 将来的に、再処理・直接処分の二者択一を判断する 	<ul style="list-style-type: none"> ✦ 使用済燃料のまま貯蔵施設に長期的に保管して管理する。次世代および次世代に管理責任を継承する。 ✦ 将来的に、再処理・直接処分の二者択一を判断する

高放射性廃棄物の比較

	直接処分路線		再処理リサイクル路線	
廃棄体	使用済燃料		ガラス固化体 (使用済燃料 1 tに相当すると仮定)	
廃棄体長さ	4.1 (PWR)		1.3 m	
廃棄体重さ	670 kg (PWR)		500 kg	
処分体サイズ (含オーバーパック)	高さ: 4.76 m 直径: 1.24 m		高さ: 1.73 m 直径: 0.82 m	
処分体重さ (含オーバーパック)	4体収納: 40.9 t (燃料1tHMあたり22.2 t) 2体収納: 25.4 t (燃料1tHMあたり27.6 t)		6.1 t (燃料1tHMあたり7.6 t)	
固化体マトリックス	照射済みの二酸化ウラン (非均質)		ガラス (均質)	
容器	燃料: ジルカロイ キャニスタ: 炭素鋼		キャニスタ: ステンレス オーバーパック: 炭素鋼	
含まれる元素	U, Pu, 全てのFP, MA		FP (希ガス・ヨウ素を含まない), MA	
品質の統一性	燃料体の種類や履歴により個体差が大きい		個体差があまりない	
全放射能(Bq/HMt)	1000年時点で: 2160 Bq	10000年時点で: 533 Bq	1000年時点で: 1280 Bq	10000年時点で: 53 Bq
放射能(Bq/HMt)	50年時点で: 9440 Bq	1000年時点で: 2110 Bq	50年時点で: 1950 Bq	1000年時点で: 315 Bq
発熱量(W/HMt)	30年時点で: 998 W	50年時点で: 722 W	30年時点で: 755 W	50年時点で: 475 W
研究開発状況	海外において進められており国内では実施せず		国内において長い研究経験を持つ	

処分面積 (m ² /tU)	軟岩: 173.9 m ² /tU	硬岩: (326.1) m ² /tU	軟岩: 112.5 m ² /tU	硬岩: 58.5 m ² /tU
---------------------------	------------------------------	--------------------------------	------------------------------	-----------------------------

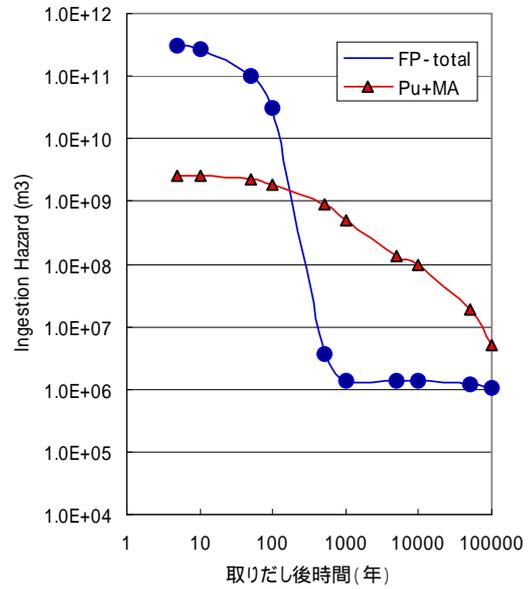
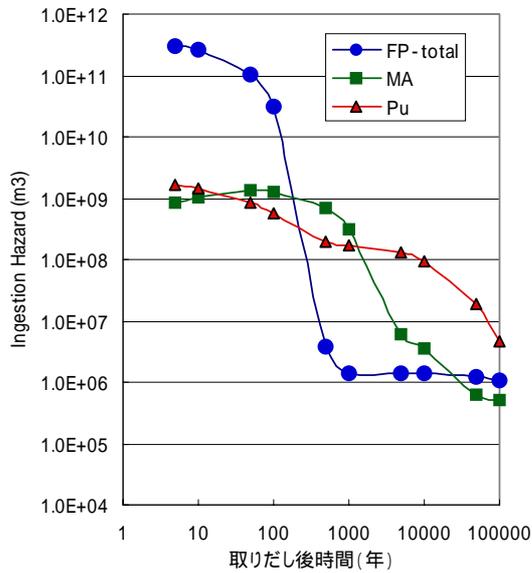
再処理路線・直接処分路線 廃棄物物量の比較

総使用済燃料量 100,000 tHM

		直接処分	再処理リサイクル
原子力発電所	浅地中処分対象 (1000 m ³) 1)	889	889
	余裕深度処分対象 (1000 m ³) 2)	27	27
核燃料サイクル	燃料体数/ガラス固化体体数 3)	217,391	125,000
	高レベル廃棄体体積 (1000 m ³) 4)	266	89
	高レベル廃棄体重量 (kt) 5)	8,696	763
	地層処分対象 (1000 m ³) 6)	-	72
	余裕深度処分対象 (1000 m ³) 7)	-	79
	浅地中処分対象 (1000 m ³) 8)	-	248

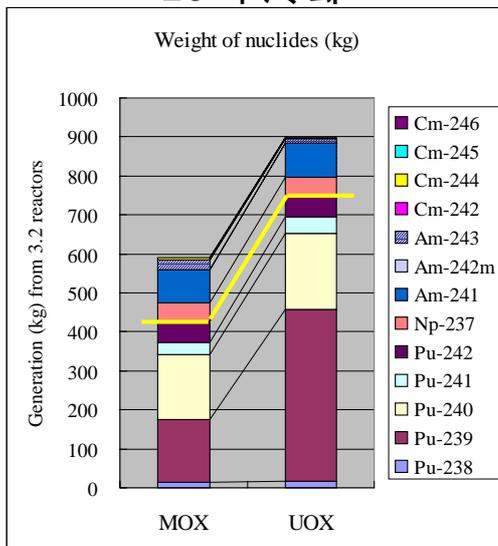
- 2050年末までの推定量(策定会議資料)を単位トンあたりに規格化して計算
- 2050年末までの推定量(策定会議資料)を単位トンあたりに規格化して計算
- 使用済燃料: 0.46t/体、 ガラス固化体: 1.25体/t と仮定した
- 使用済燃料キャニスタ(4体): 4.9 m³ ガラス固化体オーバーパック: 0.71 m³
- 使用済燃料キャニスタ(4体): 40 t ガラス固化体オーバーパック: 6.1 t
- TRU廃棄物処分技術検討書(H17年7月)の値を単位トンあたりに規格化して計算
- TRU廃棄物処分技術検討書(H17年7月)の値を単位トンあたりに規格化して計算
- TRU廃棄物処分技術検討書(H17年7月)の値を単位トンあたりに規格化して計算

放射線毒性の問題



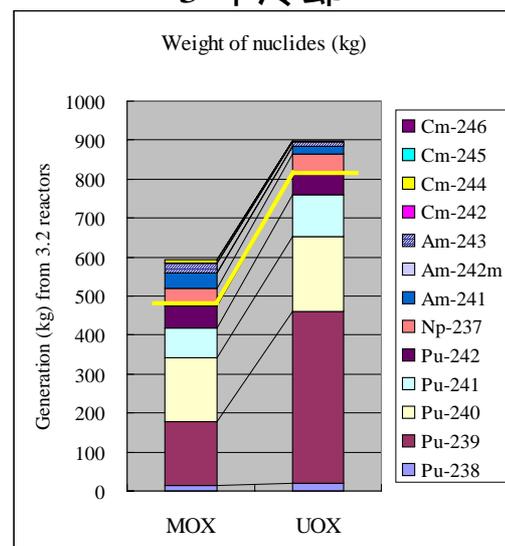
プルサーマルする場合としない場合 ◆生成重核種の重量での比較◆

20年冷却



Abundance		Abundance	
Pu-238	0.03	Pu-238	0.02
Pu-239	0.38	Pu-239	0.59
Pu-240	0.39	Pu-240	0.26
Pu-241	0.07	Pu-241	0.06
Pu-242	0.13	Pu-242	0.07

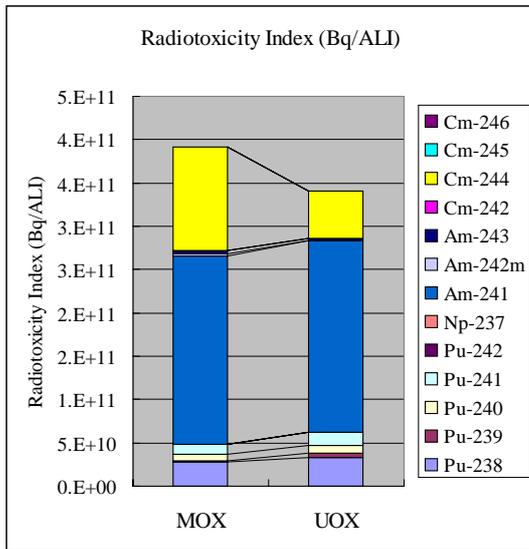
3年冷却



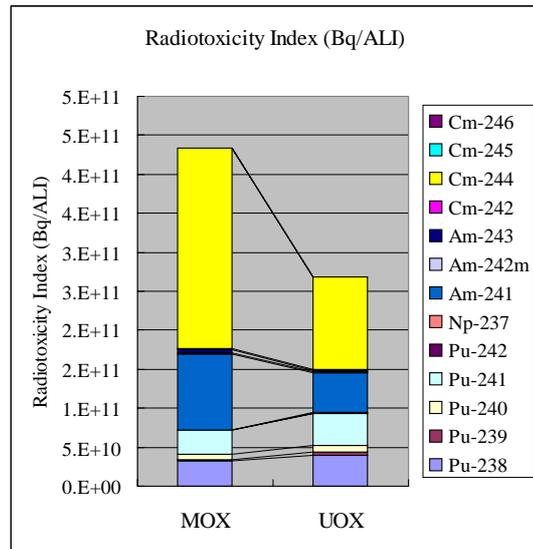
Abundance		Abundance	
Pu-238	0.03	Pu-238	0.02
Pu-239	0.34	Pu-239	0.54
Pu-240	0.35	Pu-240	0.24
Pu-241	0.17	Pu-241	0.13
Pu-242	0.12	Pu-242	0.06

プルサーマルする場合としない場合
 ◆生成重核種の放射線毒性での比較◆

20 年冷却



3 年冷却



核燃料サイクル施設の安全性の問題

原子力施設の安全性はリスク論で考えるべきである

$$\boxed{\text{リスク}} = \boxed{\text{ハザード}} \times \boxed{\text{暴露}}$$

エンドポイント(なって欲しくない結果)を明確にすること
 ハザードの存在量を明確にすること
 暴露(確率)を明確にすること

再処理施設のエンドポイント(これだけは絶対に避ける)

- 一般住民の平常時 1 mSv/y の被ばくを超えない
- 極めて稀な場合にも 5 mSv/y の被ばくを超えない

着目を集めるテーマ

環境放出放射能によるリスク
 事故時の影響評価、事故の発生確率

核燃料サイクル施設の安全性の問題

原子力施設の安全性はリスク論で考えるべきである

$$\boxed{\text{リスク}} = \boxed{\text{ハザード}} \times \boxed{\text{暴露}}$$

再処理批判派の意見の傾向

- ハザード(放射能)の特殊性を主張し過ぎる傾向
- 液体として処理することに対して極端に忌避感覚を持つ傾向
- 事象発生確率や防護措置に関する定量的な反対論拠が不足する傾向
- 「取り返しがつかない」など、工学対応性を極端に否定する傾向

かつての原子力推進派の問題

- リスクがあたかもゼロであるかの説明を行ってきたこと
- 施設運用上の品質保証に問題があったこと

再処理施設の安全性について

環境放出放射能の問題:

- 放出放射能による被ばく評価の妥当性
- 放出放射能による被ばく量の有意性(リスク評価上の意義)

事故時安全性の問題:

- 施設の安全設計において、設計基準事象が適切に評価されているか
- その事象による影響評価が適切に行われているか

テロ問題:

- テロについては防御・防衛と、本質的抑止を目指すことが基本
- テロを基準として考えると、あらゆる産業や社会自体が成立しない?
- テロに対しては、practically achievable な措置の妥当性が論点

自然放射線による被ばくと再処理による被ばく

六ヶ所再処理工場平常時実効線量
(事業許可申請書)

自然放射線源による被ばくの全世界平均
(原子放射線の影響に関する国連科学委員会の総会に対する2000年報告書 付属書)

	外部被ばく	内部被ばく
Kr-85	5.30	-
他希ガス	0.81	-
H-3	0.00	4.40
C-14	0.00	7.70
I-129	0.07	0.92
I-131	0.21	0.23
他ヨウ素	0.04	0.03
核種	0.00	0.47
核種	0.97	0.86
合計	7.4	14.6
合計	22.0	

	年実効線量 μSv
宇宙放射線	
直接電離および光子成分	280 (300)
中性子成分	100 (80)
宇宙線生成放射性核種	10 (10)
	390
外部大地放射線	
屋外	70 (70)
屋内	410 (390)
	480
吸入被ばく	
ウランおよびトリウム系列	6 (10)
ラドン (^{222}Rn)	1150 (1200)
トロン (^{220}Rn)	100 (70)
	1256
食品被ばく	
K-40	170 (170)
ウランおよびトリウム系列	120 (60)
	290
合計	2400

青森県でのラドンによる平均的自然被ばく

	住居		職場		年被ばく線量 $\mu\text{Sv}/\text{y}$
	屋内	屋外(庭)	屋内	屋外	
^{222}Rn 濃度 (Bq/m^3)	14	4.5	4.2	4.5	
Occupancy Factor	0.73	0.02	0.17	0.08	
年被ばく線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)	320	4.3	56	11	390

T. Iyogi et al., J. Environmental Radioactivity., 67, 91(2003)

六ヶ所再処理工場の安全設計思想

	候補事象	設計基準事象	代表事象
異常な過渡変化 (AT)	470	40	7
異常な過渡変化を超える事象 (BAT)	580	23	7

AT 発生防止対策(種々の設計上の措置)



BAT 拡大防止対策(インターロックなど)



影響緩和対策(換気系など)

- 故障発生確率の低さ、異常進展の遅さなどから、異常事象にいたる確率は非常に低い(ハザードインベントリーの高い工程に対して、事象発生確率を非常に低くする設計措置がなされている)。
- BAT事象が発生する確率は十分低いと考えられる。
- あらゆる想定事象に対して、エンドポイントを超えない確認が行われている。
- 総合的に、非常に堅牢な設計措置がなされていると理解している。
- 再処理工場は、エネルギー発生率や内在エネルギーが低く、異常進展の遅い工程であることから、大規模な閉じ込め喪失のような事象は起こらない。