付　録

付録 1　　委員会委員
付録 2　　委員会開催記録
付録 3.1　　上振れ/現状/下振れシナリオに対するマテリアルバランス評価
付録 3.2　　高速炉システムに関する技術調査
付録 3.3　　加速器駆動システムによる分離・変換技術
付録 3.4　　加速器による LLFP 核変換技術
付録 3.5　　六ケ所再処理工場における放射性廃棄物の処理について
付録 3.6　　地層処分：国内外の規制の状況等
付録 3.7-1　　包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現
　セッション３　処分場の設計と工学技術
付録 3.7-2　　包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現
　セッション５　閉鎖後長期の安全性の評価
付録 3.8　　廃棄物管理における負荷低減：分野横断的な原子力システム研究
付録 3.9　　マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発

付録１　委員会委員

主査	稲垣　八穂広	九州大学
幹事	西原　健司	日本原子力研究開発機構
	朝野　英一	原子力環境整備促進・資金管理センター
委員	大和田　仁	原子力環境整備促進・資金管理センター
	斉藤　拓巳	東京大学
	山下　雄生	東芝
	牧野　仁史	日本原子力研究開発機構
	佐々　敏信	日本原子力研究開発機構
	渡部　創	日本原子力研究開発機構
	中瀬　正彦	東京工業大学
	鷹尾　康一朗	東京工業大学
	宇佐見　剛	電力中央研究所
	長谷川　聡	日本原燃株式会社
	兼平　憲男	日本原燃株式会社
	石尾　貴宏	日本原燃株式会社

付録２　委員会開催記録

回	日	場所	議題
1	令和１年８月６日	JAEA 東京事務所	1.　委員会設立の背景、経緯、目的 2.　研究会の進め方についての討論 3.　予算執行についての確認
2	令和１年10月９日	JAEA 東京事務所	1.　前回議事録、論点の確認 2.　分離・変換技術調査
3	令和１年11月６日	JAEA 東京事務所	1.　前回議事録、論点の確認 2.　処理・処分技術調査
4	令和１年12月４日	JAEA 東京事務所	1.　前回議事録、論点の確認 2.　処理・処分技術調査
5	令和２年１月27日	日本原燃 東京支社	1.　前回議事録、論点の確認 2.　処理・処分技術調査 3.　今年度のまとめ、および、今後の活動方針の議論

上振れ/現状/下振れシナリオに対するマテリアルバランス評価 4

JAEA 西原健司

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会
第11回会合（2019/6/19）より一部改変

原発による電力供給

- 2030年の電力需要＝9808億kWh*
- 原子力発電20～22%＝1962～2158億kWh
- 設備利用率75%を仮定して、29.8～32.8GWeの原発が必要

*長期エネルギー需給見通し（平成27年7月経済産業省）

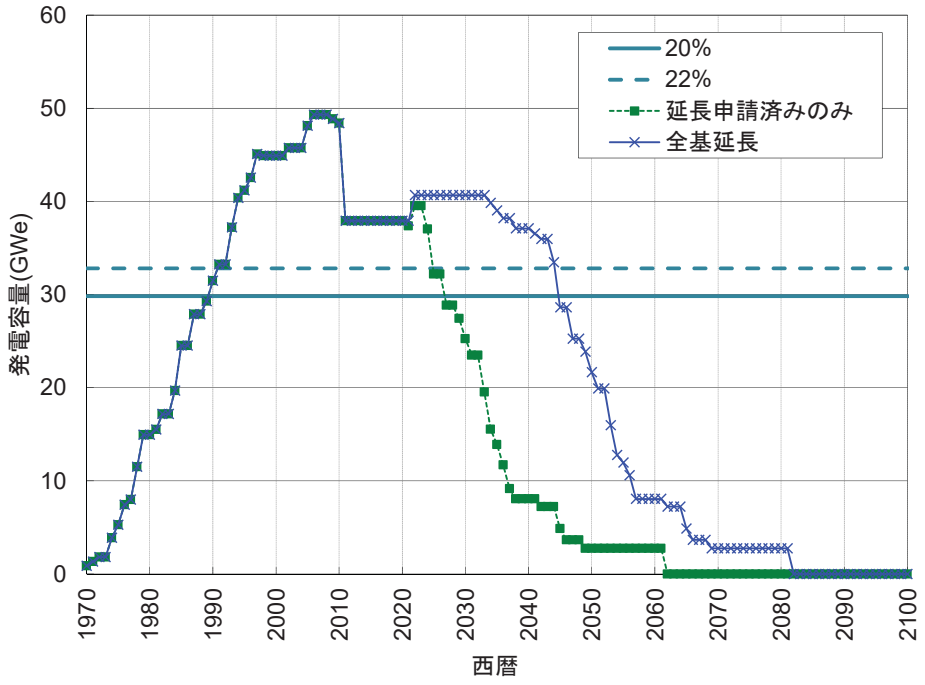
国内の原発（2018年7月）

設置者	発電所	設備番号	炉型	出力	運転開始日	運転終了
東京	柏崎	6	AB	135.6	1996/11/7	
東京	柏崎	7	AB	135.6	1997/7/2	
中部	浜岡	5	AB	126.7	2005/1/18	
北陸	志賀	2	AB	120.6	2006/3/15	
中国	島根	3	AB	137.3	2022/1/1	建設中
電源開発	大間		AB-MOX	138.3	2022/1/1	建設中
日本原電	東海	2	B	110	1978/11/28	延長申請済
東北	女川	1	B	52.4	1984/6/1	
東北	女川	2	B	82.5	1995/7/28	
東北	女川	3	B	82.5	2002/1/30	
東北	東通	1	B	110	2005/12/8	
東京	福島2	1	B	110	1982/4/20	2017/1/1
東京	福島2	2	B	110	1984/2/3	廃炉検討中
東京	福島2	3	B	110	1985/6/21	廃炉検討中
東京	福島2	4	B	110	1987/8/25	廃炉検討中
東京	柏崎	1	B	110	1985/9/18	
東京	柏崎	2	B	110	1990/9/28	
東京	柏崎	3	B	110	1993/8/11	
東京	柏崎	4	B	110	1994/8/11	
東京	柏崎	5	B	110	1990/4/10	
中部	浜岡	3	B	110	1987/8/28	
中部	浜岡	4	B	113.7	1993/9/3	
北陸	志賀	1	B	54	1993/7/30	
中国	島根	2	B	82	1989/2/10	
中部	浜岡	1	B	54	1976/3/17	2009/1/30
中部	浜岡	2	B	84	1978/11/29	2009/1/30
中国	島根	1	B	46	1974/3/29	2015/4/30
日本原電	敦賀	1	B	35.7	1970/3/14	2015/4/27

設置者	発電所	設備番号	炉型	出力	運転開始日	運転終了
東京	福島1	1	B	46	1971/3/26	2012/4/19
東京	福島1	2	B	78.4	1974/7/18	2012/4/19
東京	福島1	3	B	78.4	1976/3/27	2012/4/19
東京	福島1	4	B	78.4	1978/10/12	2012/4/19
東京	福島1	5	B	78.4	1978/4/18	2014/1/31
東京	福島1	6	B	110	1979/10/24	2014/1/31
日本原電	東海	1	GC	16.6	1966/7/25	1998/3/30
日本原電	敦賀	2	P	116	1987/2/17	
北海道	泊	1	P	57.9	1989/6/22	
北海道	泊	2	P	57.9	1991/4/12	
北海道	泊	3	P	91.2	2009/12/22	
関西	美浜	3	P	82.6	1976/12/1	延長申請済
関西	高浜	1	P	82.6	1974/11/14	延長申請済
関西	高浜	2	P	82.6	1975/11/14	延長申請済
関西	高浜	3	P	87	1985/1/17	
関西	高浜	4	P	87	1985/6/5	
関西	大飯	1	P	117.5	1979/3/27	2018/3/1
関西	大飯	2	P	117.5	1979/12/5	2018/3/1
関西	大飯	3	P	118	1991/12/18	
関西	大飯	4	P	118	1993/2/2	
四国	伊方	2	P	56.6	1982/3/19	
四国	伊方	3	P	89	1994/12/15	
九州	玄海	2	P	55.9	1981/3/30	
九州	玄海	3	P	118	1994/3/18	
九州	玄海	4	P	118	1997/7/25	
九州	川内	1	P	89	1984/7/4	
九州	川内	2	P	89	1985/11/28	
関西	美浜	1	P	34	1970/11/28	2015/4/27
関西	美浜	2	P	50	1972/7/25	2015/4/27
四国	伊方	1	P	56.6	1977/9/30	2016/5/10
九州	玄海	1	P	55.9	1975/10/15	2015/4/27

- ✓ 大間、島根3を含む。東電東通1を含まない。
- ✓ 延長申請済みは、60年寿命と見なす。

現在の発電容量



- ✓ 大間、島根3を含む。東電東通1を含まない。
- ✓ 延長申請済みは、60年寿命と見なす。

評価シナリオ（上振れ）

ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
A （上振れ）	40～44%を2050年以降維持する。 全基60年延長する。	A1	軽水炉継続、ワンススルー（六カ所再処理工場稼働無し）
		A2	軽水炉を軽水SMRで更新、全量再処理（第二再処理導入）
		A3	軽水炉を高速SMRで更新（2055年、BR=1.1） 全量再処理
		A4	同上。ただし、MAをPuに随伴させてリサイクルする。
A’ （上振れ）	2040年から年間1.1GWeで穏やかに容量を増やし、40～44%を2100年以降維持する。 全基60年延長する。	A’1	A1と同じ。
		A’2	A2と同じ。
		A’3	A3と同じ。ただし、高速SMRは2060年からBR=1.2で導入。
		A’4	A4と同じ。ただし、高速SMRは2060年からBR=1.2で導入。

軽水炉SMRは「発電容量が300MWeになった大型現行軽水炉（60GWd/tHM）」、高速炉SMRは「発電容量が300MWeになった大型高速炉（FS経済型炉）」で近似する

評価シナリオ（現状）

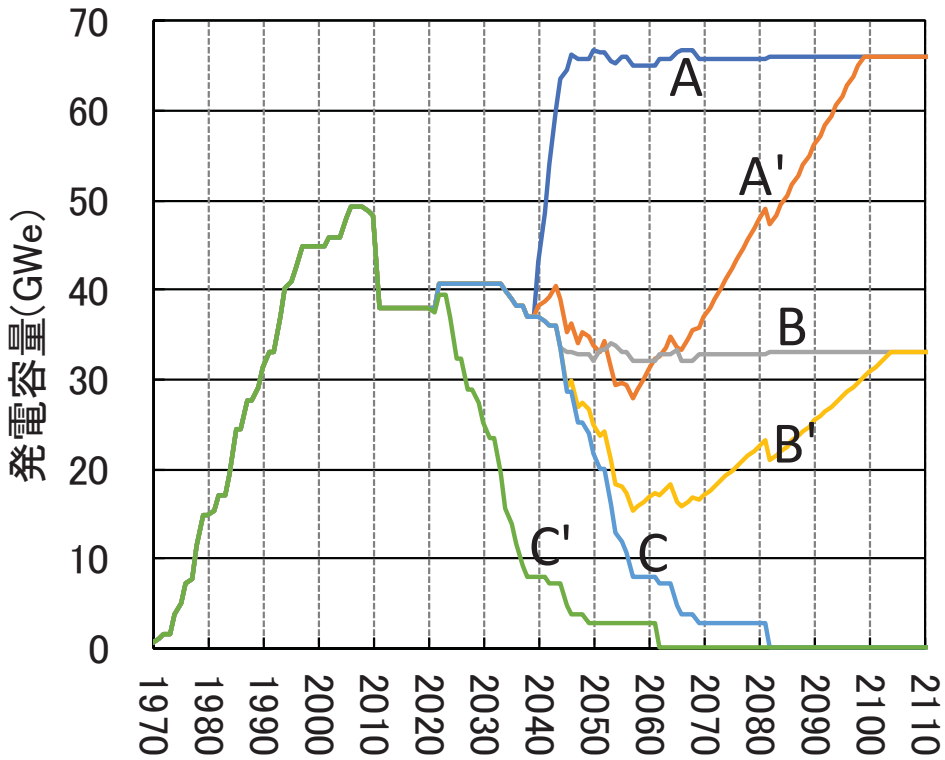
ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
B （現状）	20～22%を2030年以降維持する。 全基60年延長する。	B1	軽水炉継続、ワンススルー（六カ所再処理工場稼働無し）
		B2	軽水炉を軽水SMRで更新、全量再処理（第二再処理導入）
		B3	軽水炉を高速SMRで更新（2055年、BR=1.03） 全量再処理
		B4	同上。ただし、MAをPuに随伴させてリサイクルする。
B’ （現状）	2040年から年間1.1GWeで穏やかに容量を加え、20～22%を2100年以降維持する。 全基60年延長する。	B’1	B1と同じ。
		B’2	B2と同じ。
		B’3	B3と同じ。ただし、高速SMRはBR=1.2で導入。
		B’4	B4と同じ。ただし、高速SMRはBR=1.2で導入。

軽水炉SMRは「発電容量が300MWeになった大型現行軽水炉（60GWd/tHM）」、高速炉SMRは「発電容量が300MWeになった大型高速炉（FS経済型炉）」で近似する

評価シナリオ（下振れ）

ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
C （下振れ）	新設/リプレースなし（フェードアウト） 全基60年延長する。	C1	ワンススルー（六カ所再処理工場稼働無し）
		C1.5	一部再処理（余剰Puを生じさせない）
		C2	全量再処理（必要なら六カ所延長）
C’ （下振れ2）	新設/リプレースなし 運転延長認可取得済みのみ60年延長	C’1	ワンススルー（六カ所再処理工場稼働無し）
		C’1.5	一部再処理（余剰Puを生じさせない）
		C’2	全量再処理（必要なら六カ所延長）

各シナリオの発電容量



各シナリオの再処理容量（tHM/年）

ID	ｻﾌﾞｹｰｽ	ウラン使用済み燃料（六ケ所以降）	MOX使用済み燃料
A（上振れ）	A1	-	-
	A2	2026～ 800 2064～ 1200 2130～800	-
	A3	2026～ 800 2064～ 1200	2050～ 120 2096～ 600
	A4	2026～ 800 2064～ 1200	2050～ 120 2096～ 600
A’（上振れ）	A’1	-	-
	A’2	2026～ 800 2064～ 900	-
	A’3	2026～ 800 2064～ 800	2055～ 200 2075～ 400 2095～ 600
	A’4	2026～ 800 2064～ 800	2055～ 200 2075～ 400 2095～ 600

ID	ｻﾌﾞｹｰｽ	ウラン使用済み燃料（六ケ所以降）	MOX使用済み燃料
B（現状）	B1	-	-
	B2	2026～ 800 2064～ 800 2100～ 500	-
	B3	2026～ 800 2064～ 800	2050～ 100 2110～ 300
	B4	2026～ 800 2064～ 800	2050～ 100 2110～ 300
B’（現状）	B’1	-	-
	B’2	2026～ 800 2064～ 500	-
	B’3	2026～ 800	2050～ 100 2080～ 200 2110～ 300
	B’4	2026～ 800	2050～ 100 2080～ 200 2110～ 300

ID	ｻﾌﾞｹｰｽ	ウラン使用済み燃料（六ケ所以降）	MOX使用済み燃料
C（下振れ）	C1	-	-
	C1.5	2026～ 800 2064～ 0	-
	C2	2026～ 800	-
C’（下振れ）	C’1	-	-
	C’1.5	2026～ 800 2047～ 0	-
	C’2	2026～ 800	-

本研究委員会の観点

どんな原子力将来像を想定して、分離・変換と処理・処分を検討するか？

- 上振れシナリオAは対象としない。→主要ケースに対応するケースは比較検討する。
- ウラン使用済み燃料ワンススルー（直接処分）は対象としない。→リファレンスとしてあったほうが良い。（国内の検討のレベルが地層処分と違うことに注意）。
- サブケースB2、B3、C1.5か？ B4（MAリサイクル）はB3のオプション
- B2（軽水炉＋プルサーマル継続）における分離変換の役割を考える。プルサーマル使用済み燃料はどうする？

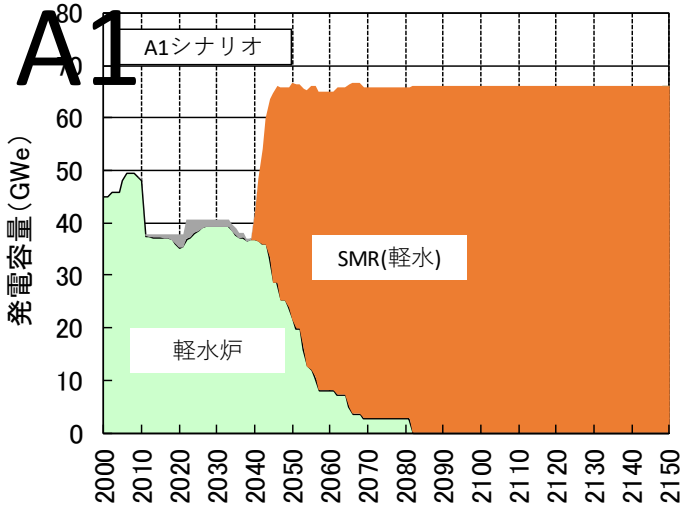
→プルサーマル直接処分考慮すべき。再処理した場合のプルトニウムの処分はアメリカの解体核があるくらい。

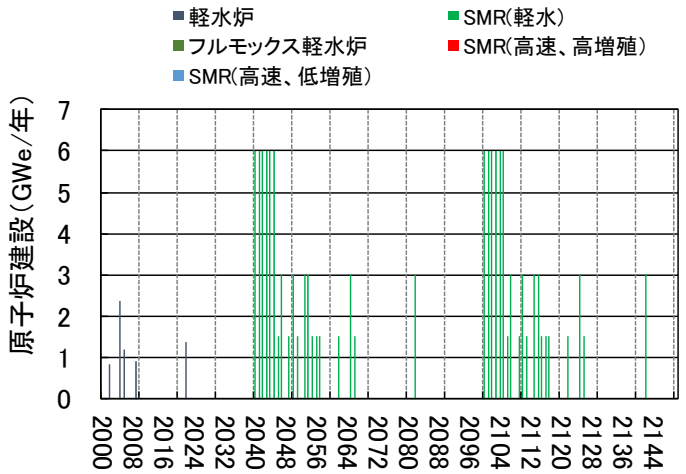
- B3（高速炉移行）は検討対象になる。→ok
- C1.5（ウランSF一部再処理＋プルサーマル）における分離変換の役割はあるか？残されるウラン使用済み燃料とプルサーマル使用済み燃料はどうする？→プルサーマルはB2と同様考慮する。

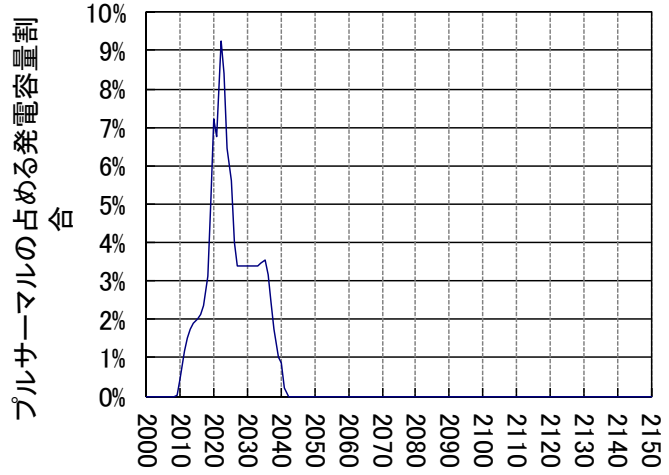
以下、諸量評価結果

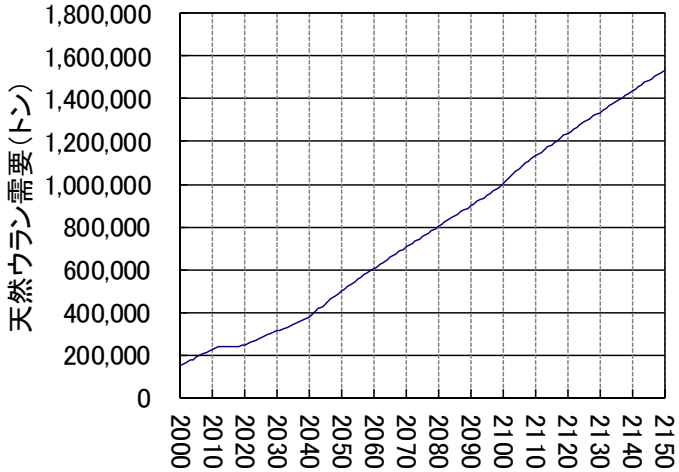
（余白）

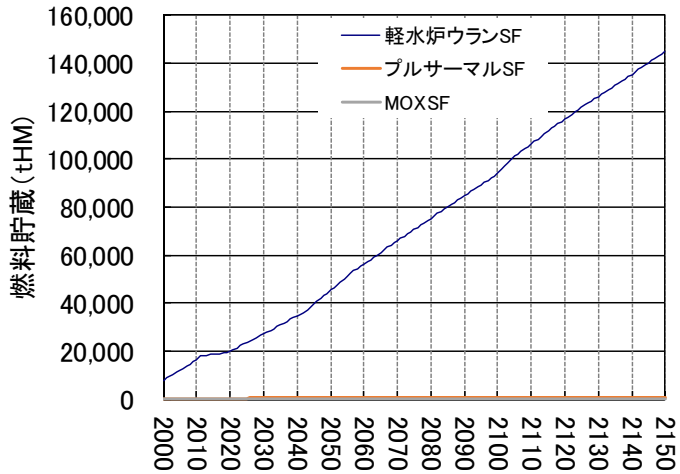
A1

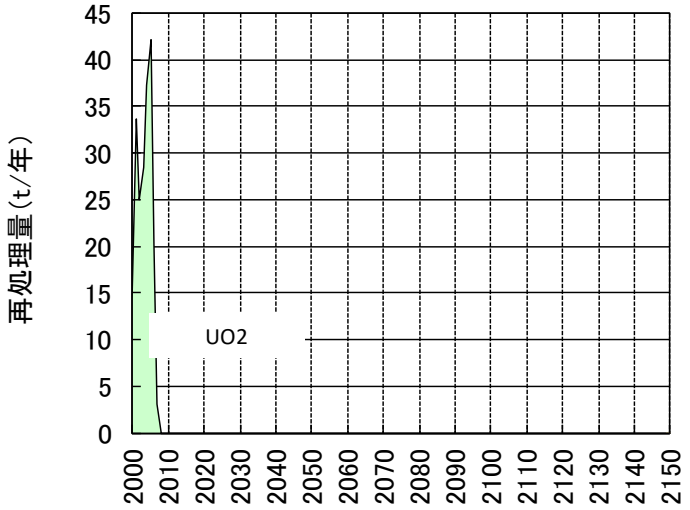

A1シナリオ
発電容量（GWe）
SMR(軽水)
軽水炉

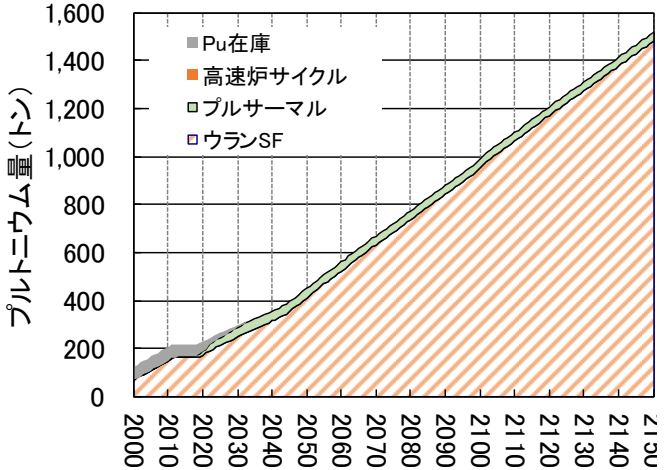

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(軽水、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

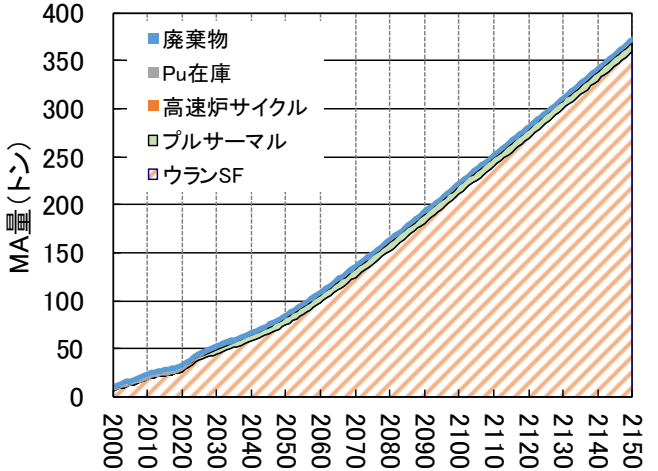

プルサーマルの占める発電容量割合

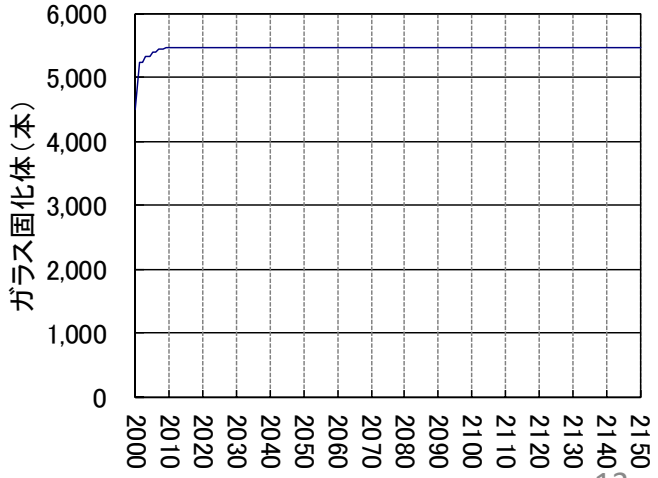

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

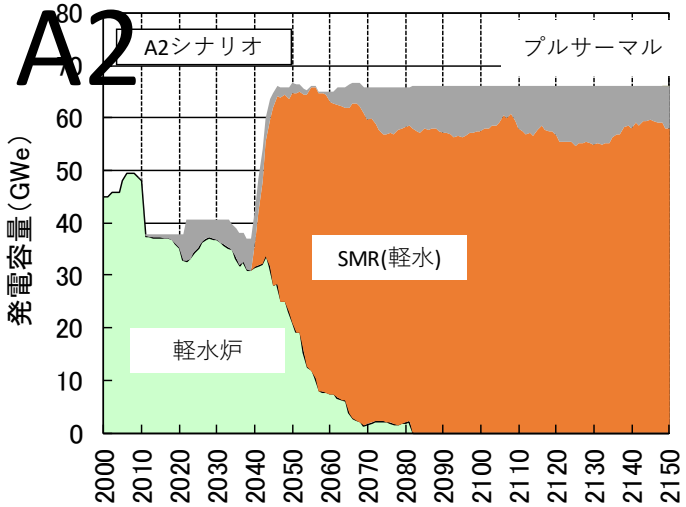

再処理量（t/年）
UO2

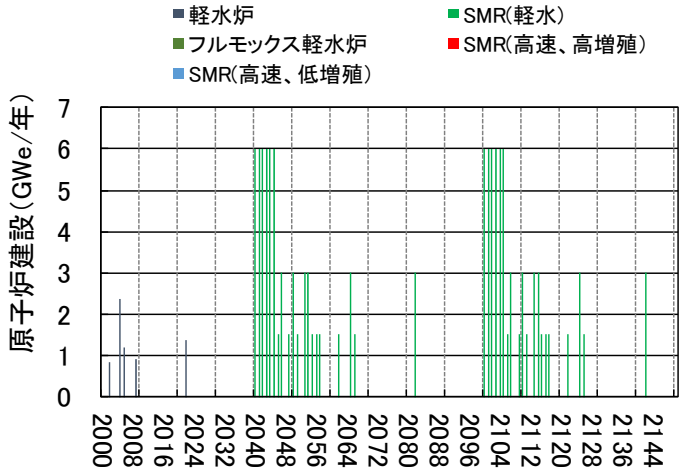

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

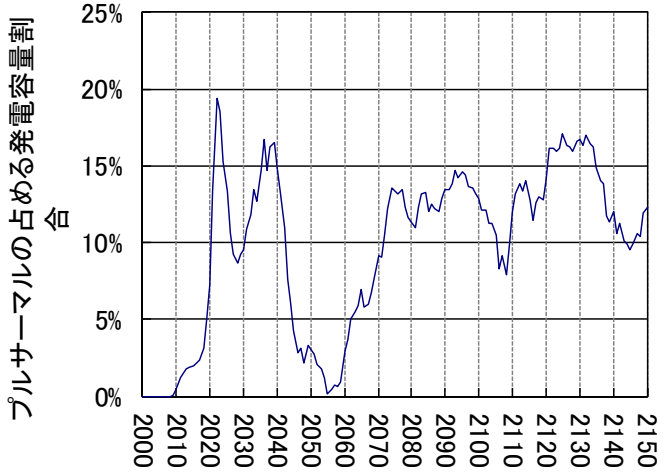

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

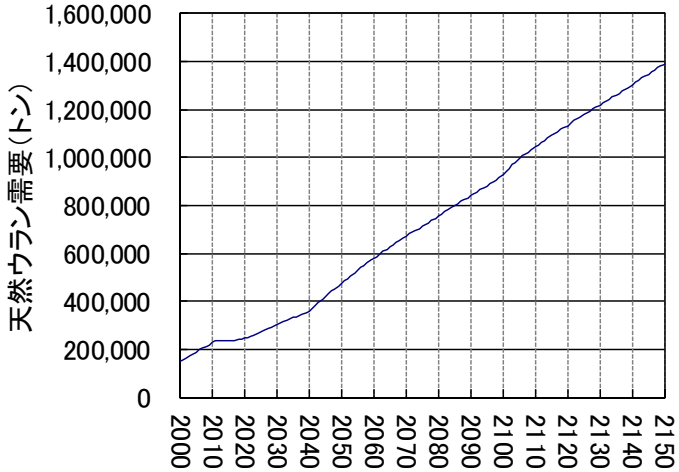

ガラス固化体（本）

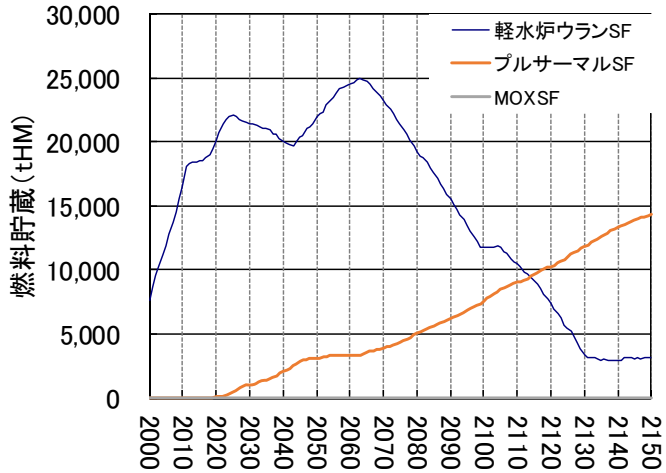
A2

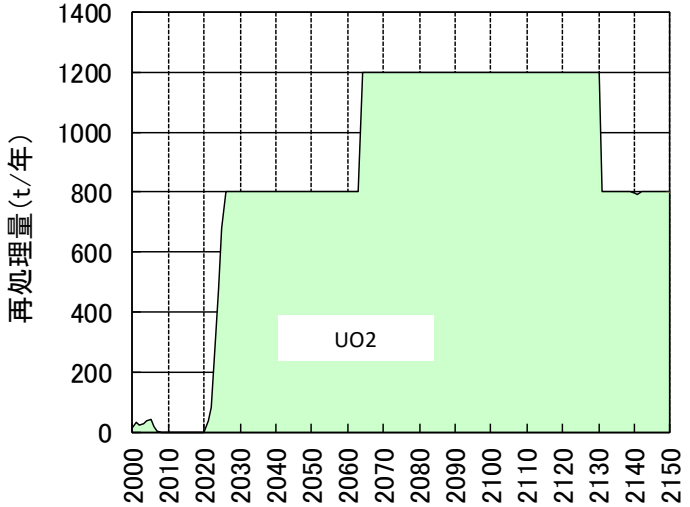

A2シナリオ
プルサーマル
SMR(軽水)
軽水炉
発電容量（GWe）

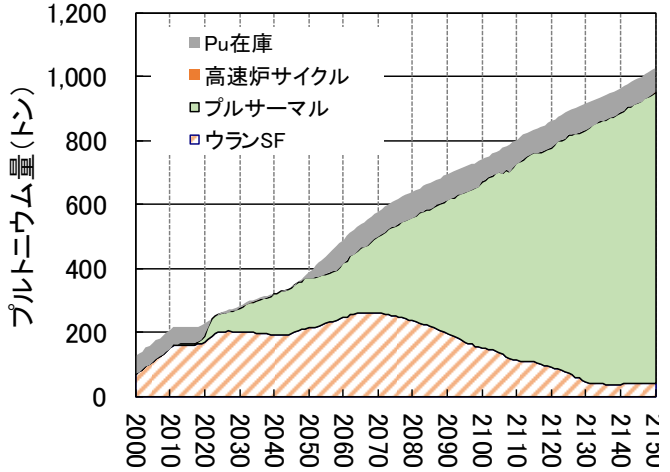

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

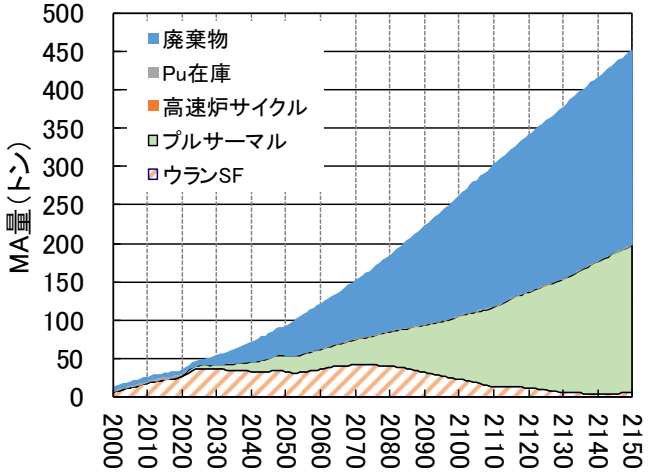

プルサーマルの占める発電容量割合

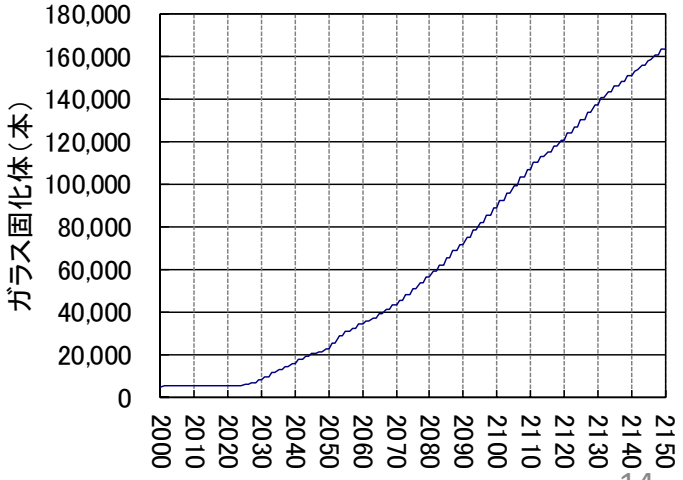

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

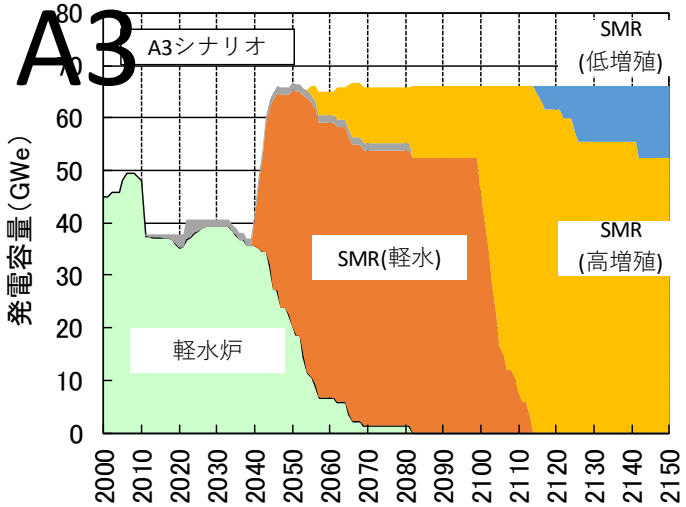

UO2
再処理量（t/年）

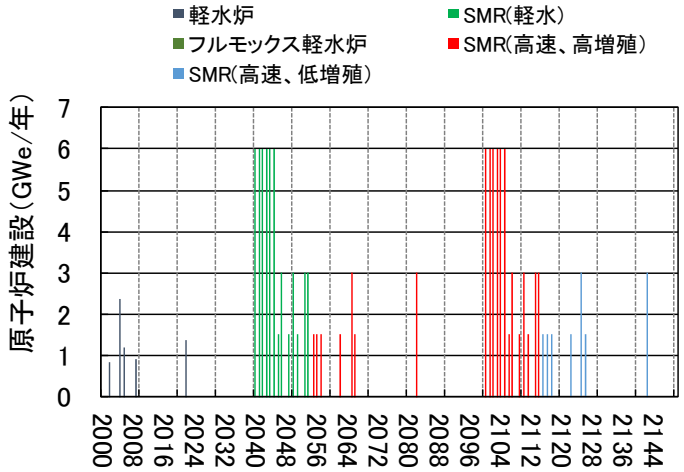

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

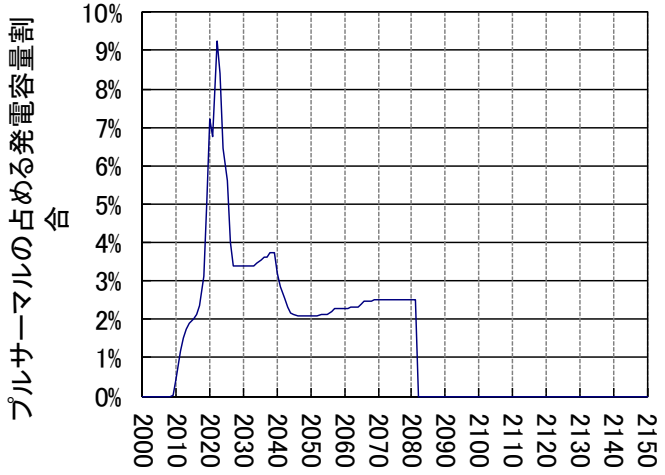

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

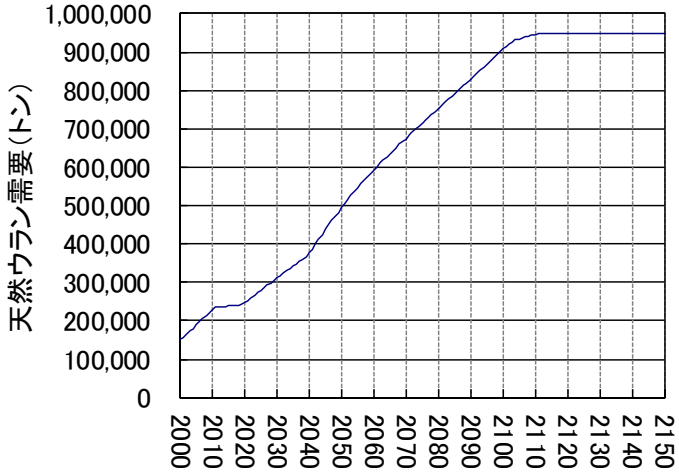

ガラス固化体（本）

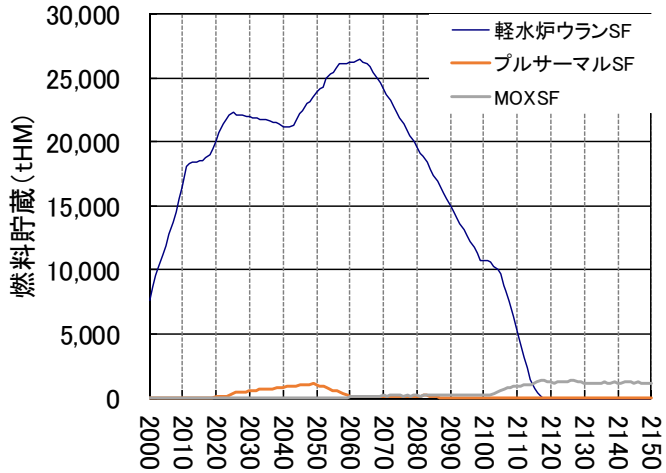
A3

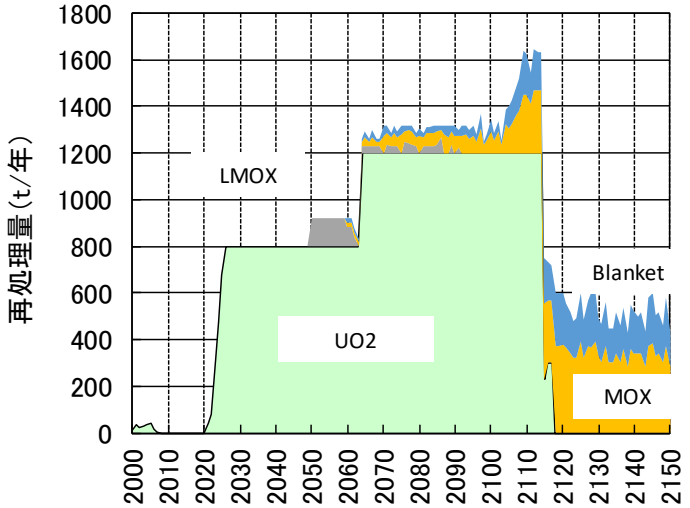

A3シナリオ
SMR
(低増殖)
SMR(軽水)
SMR
(高増殖)
軽水炉
発電容量（GWe）

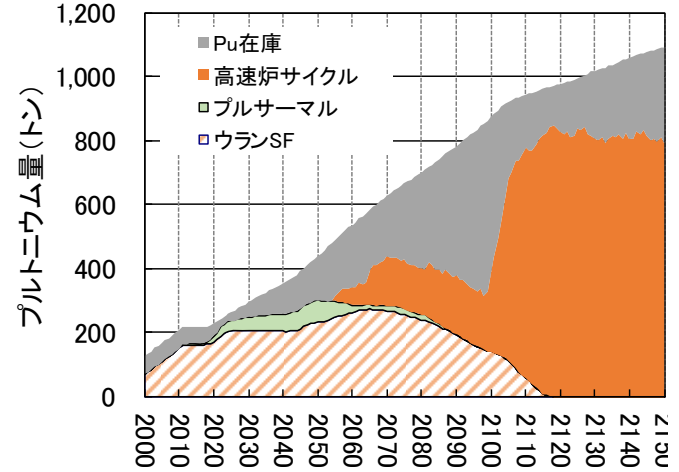

軽水炉
SMR(軽水)
フルモックス軽水炉
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

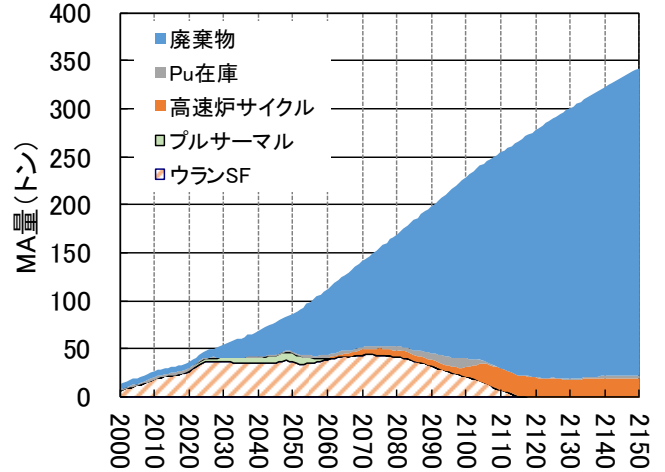

プルサーマルの占める発電容量割合

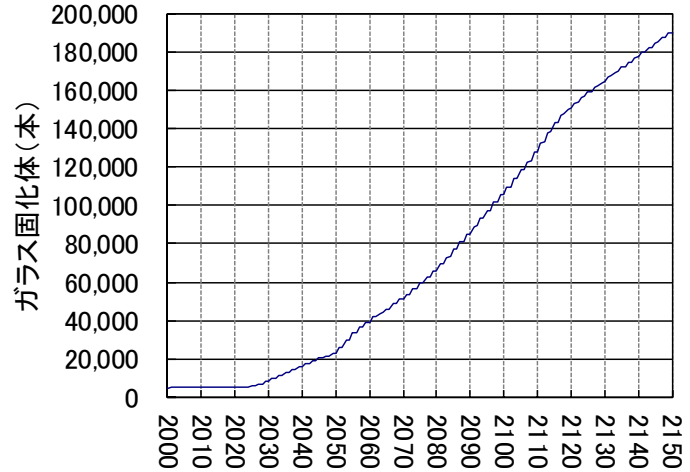

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

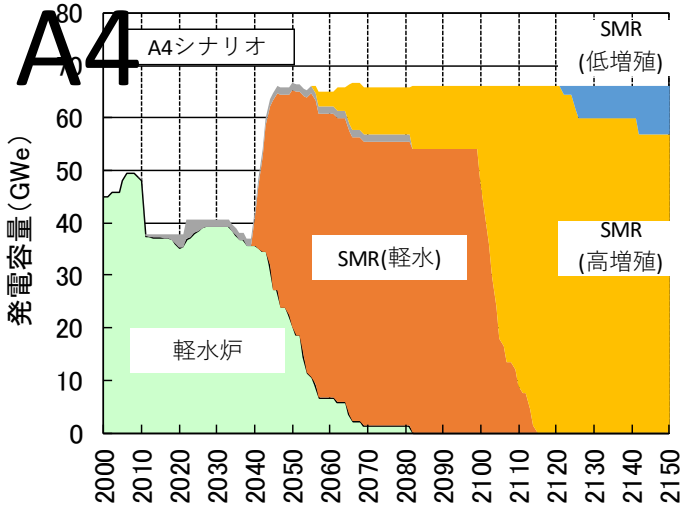

LMOX
Blanket
UO2
MOX
再処理量（t/年）

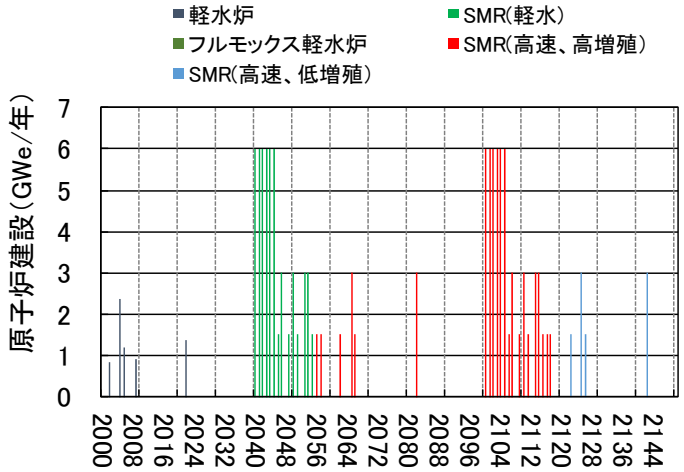

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

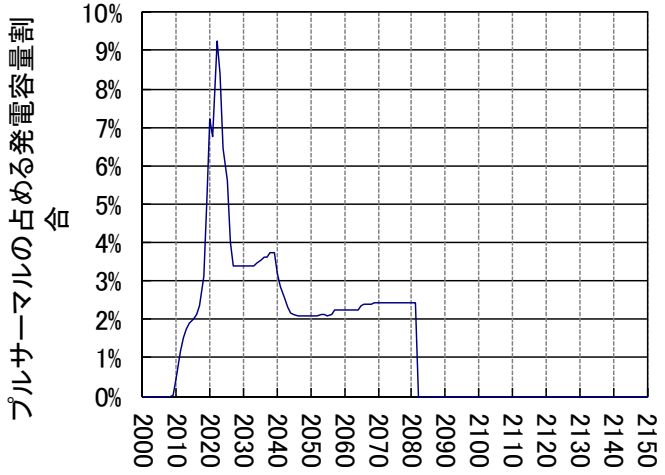

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

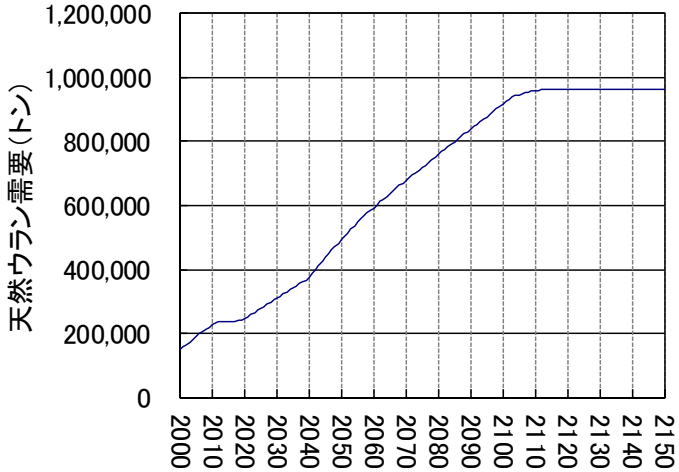

ガラス固化体（本）

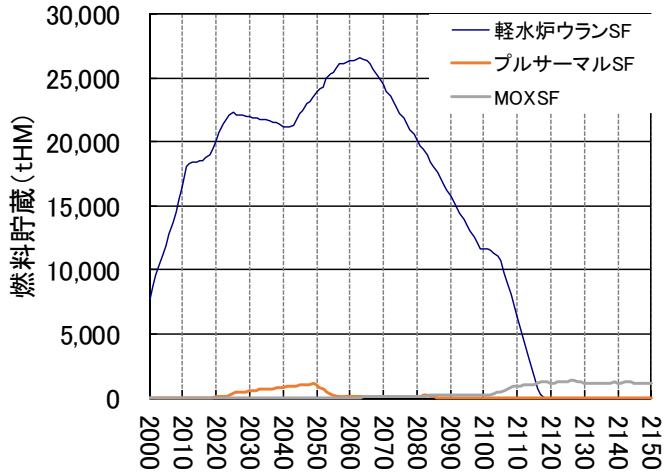
A4

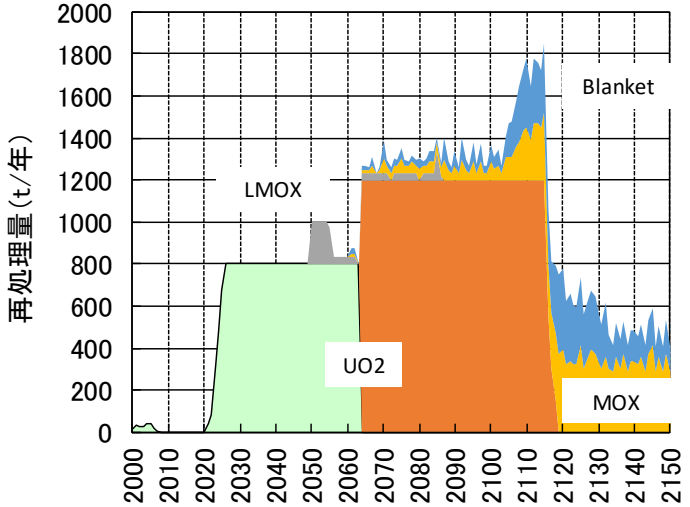

A4シナリオ
SMR
(低増殖)
SMR
(高増殖)
SMR(軽水)
軽水炉
発電容量（GWe）

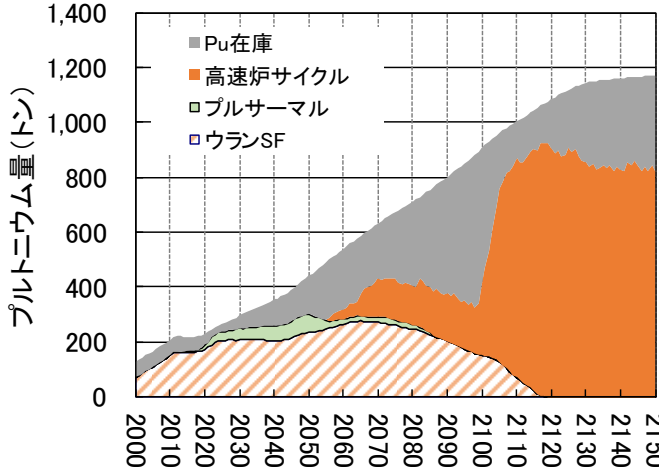

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

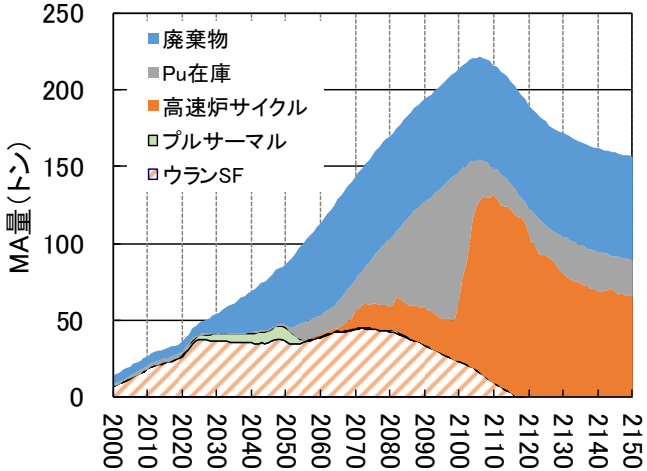

プルサーマルの占める発電容量割合

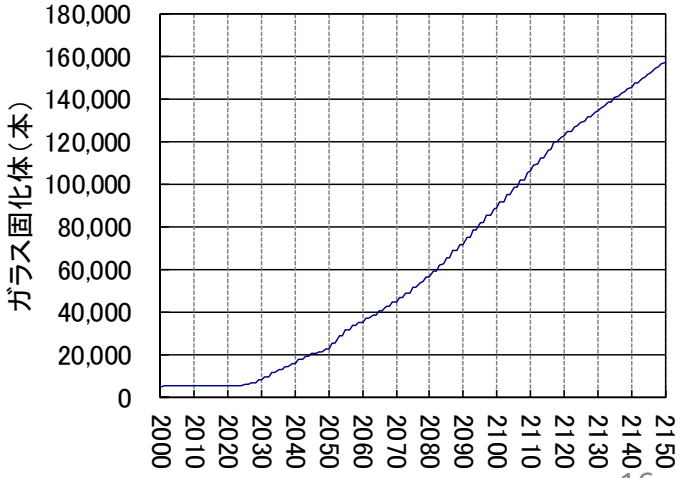

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

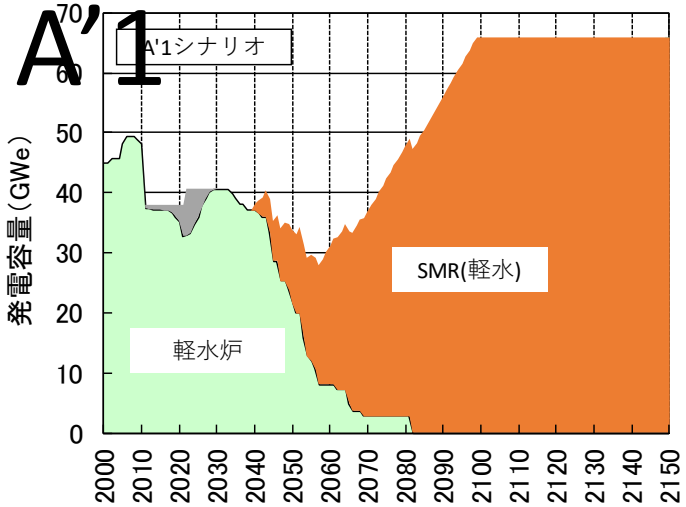

Blanket
LMOX
UO2
MOX
再処理量（t/年）

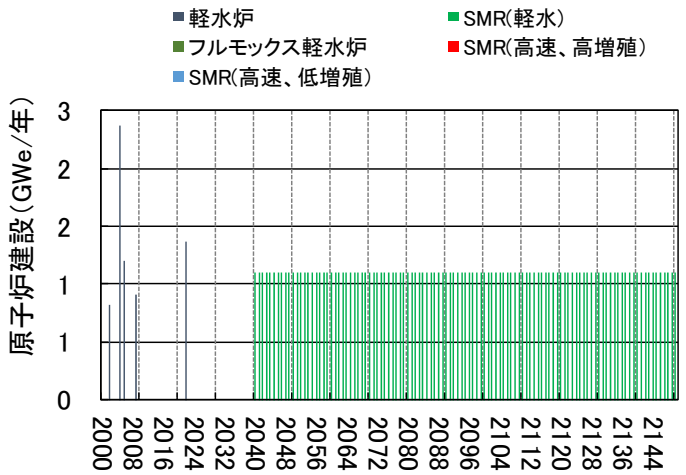

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

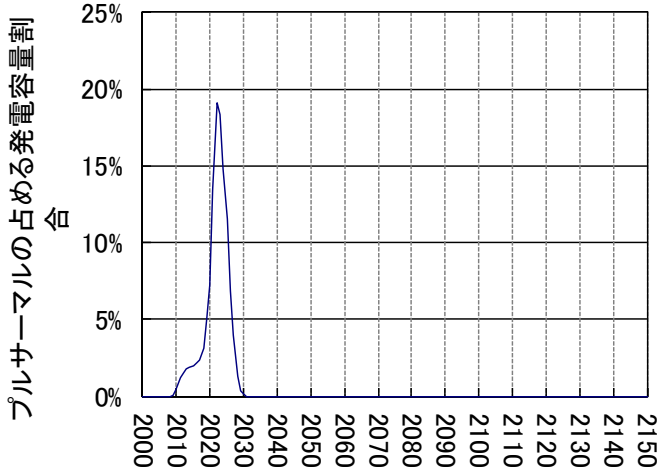

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

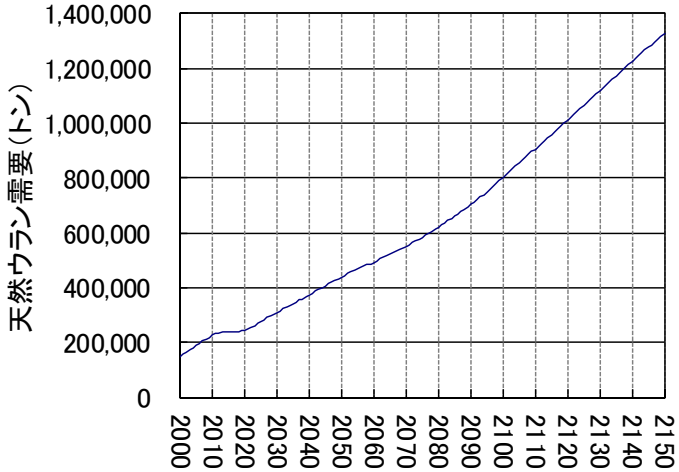

ガラス固化体（本）

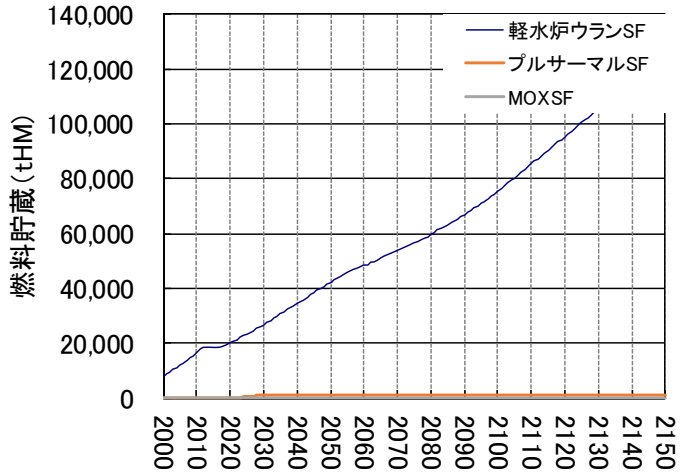
A'1

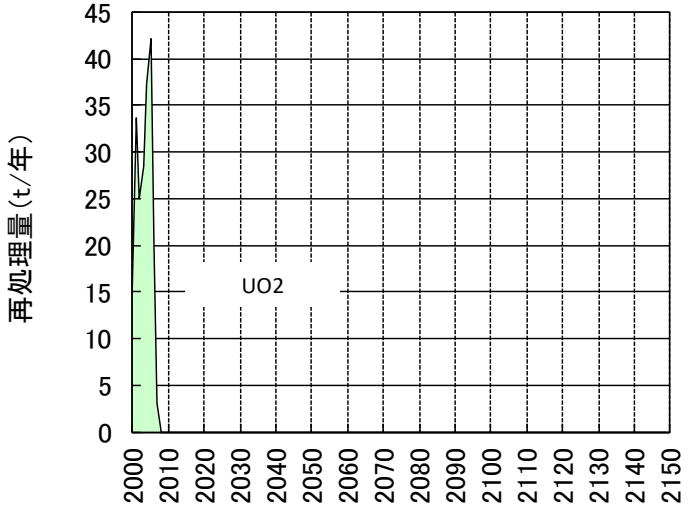

A'1シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)

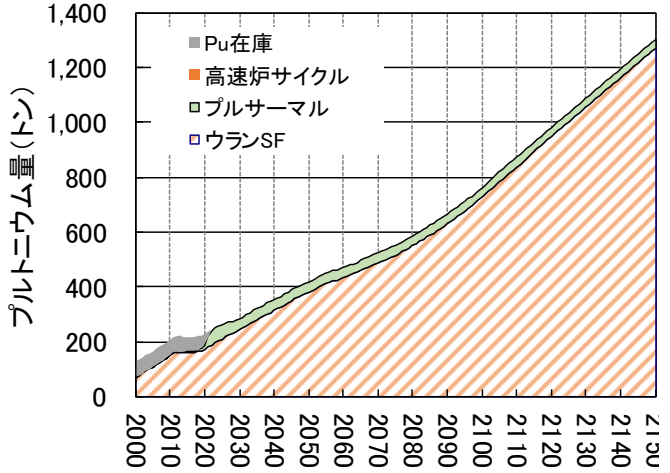

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

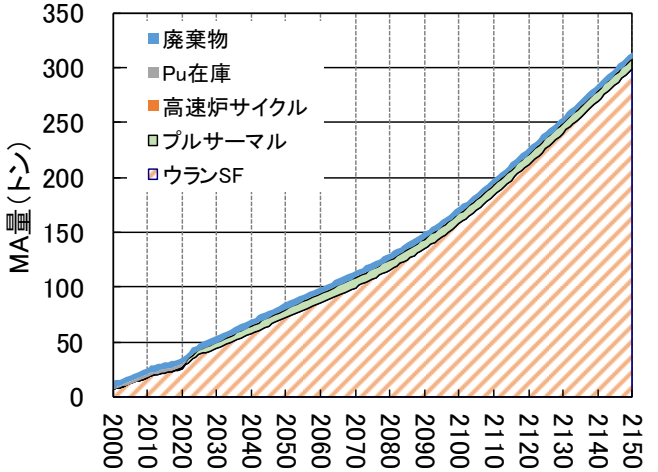

プルサーマルの占める発電容量割合

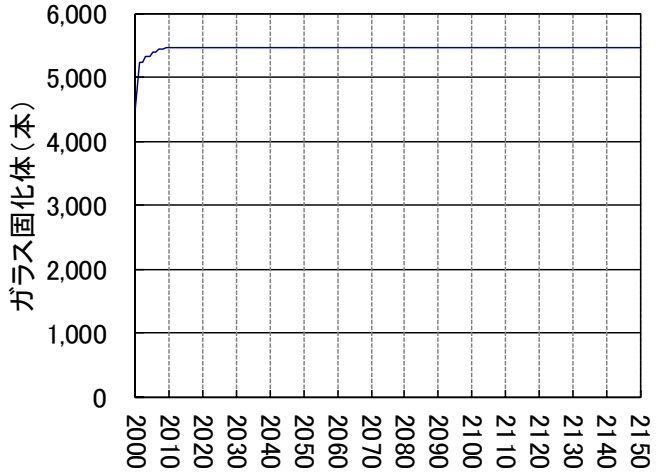

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

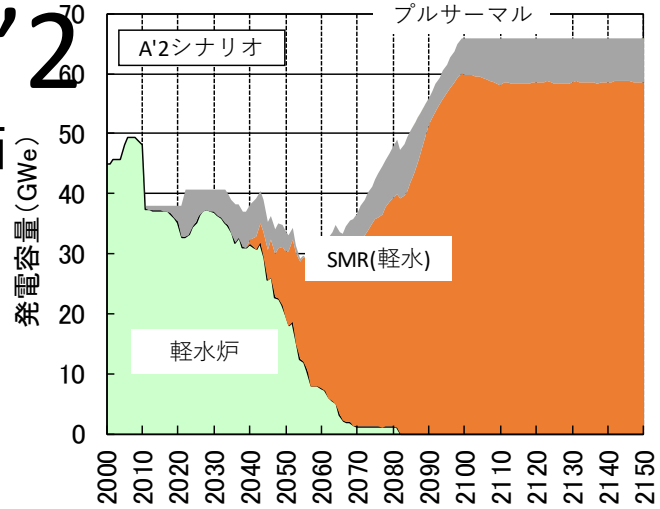

UO2
再処理量（t/年）

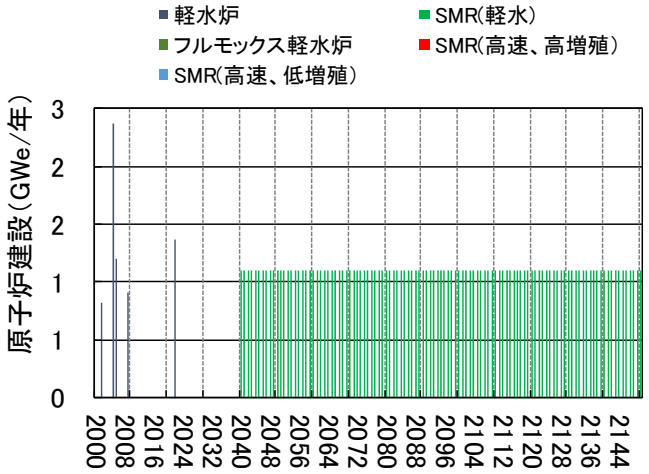

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

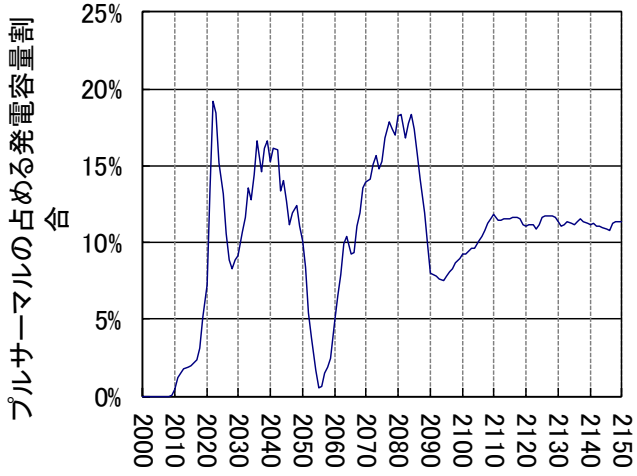

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

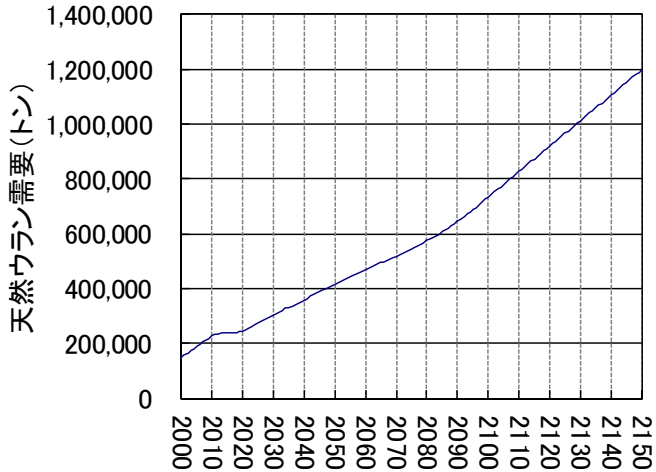

ガラス固化体（本）

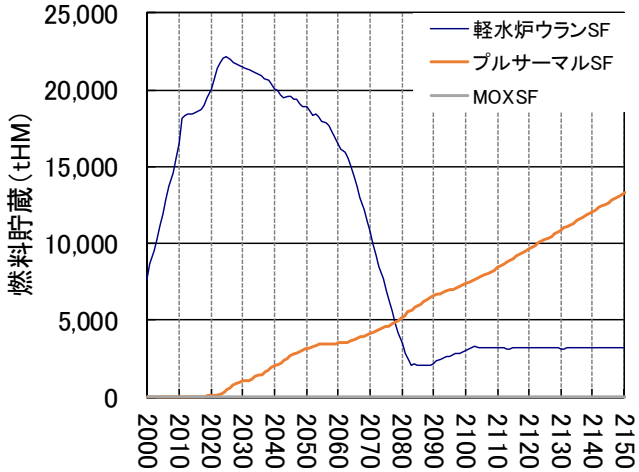
A’2 評価

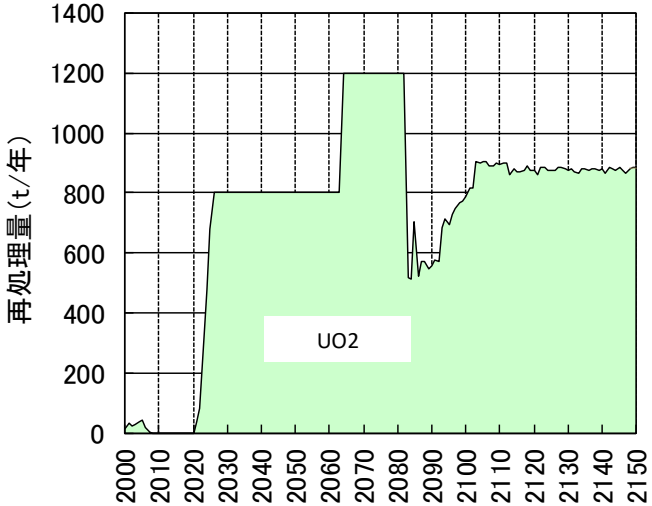

A'2シナリオ
プルサーマル
SMR(軽水)
軽水炉
発電容量（GWe）

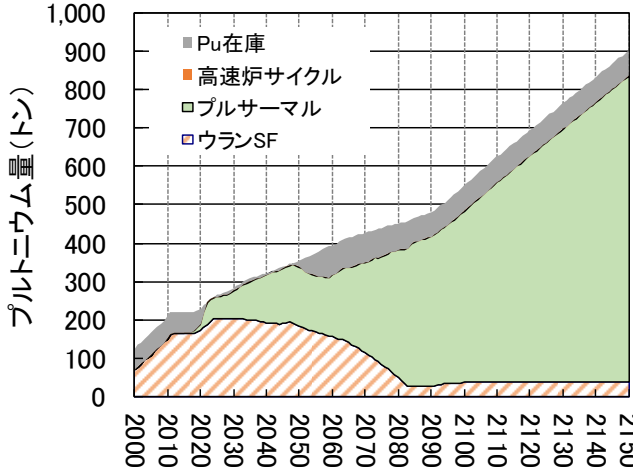

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

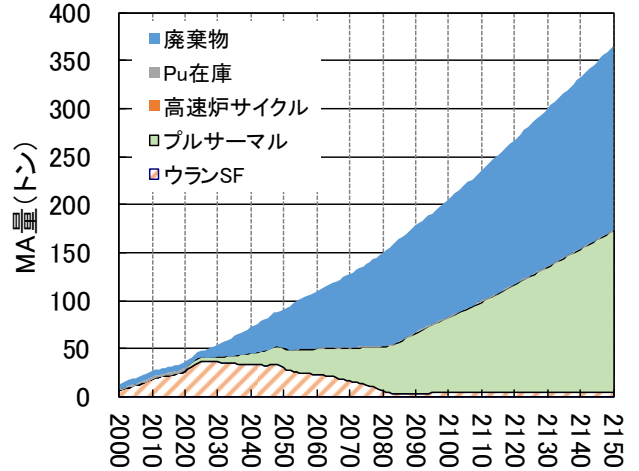

プルサーマルの占める発電容量割合

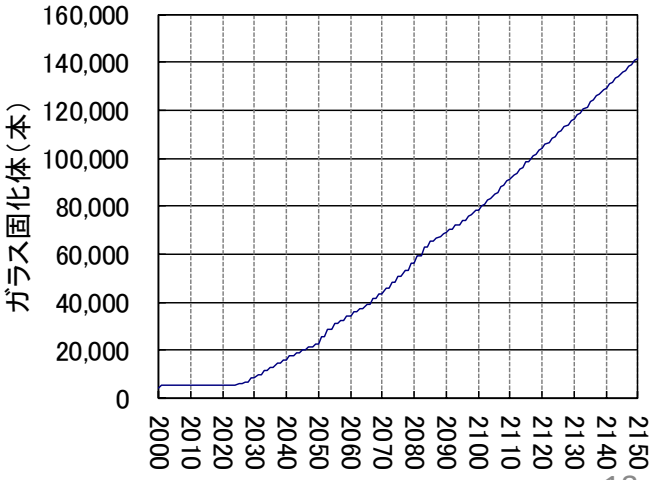

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

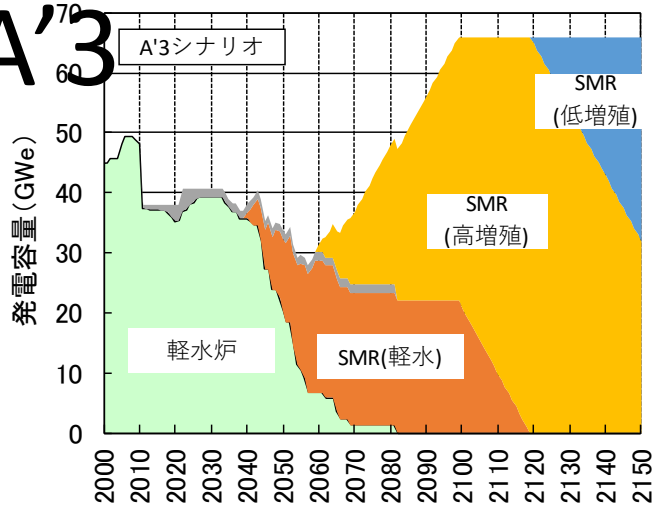

UO2
再処理量（t/年）

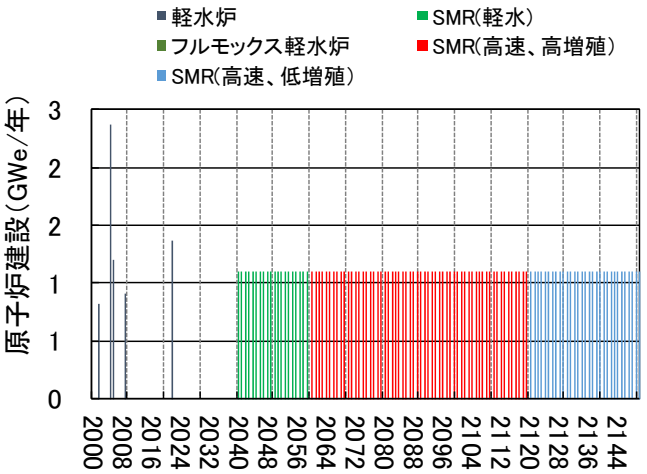

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

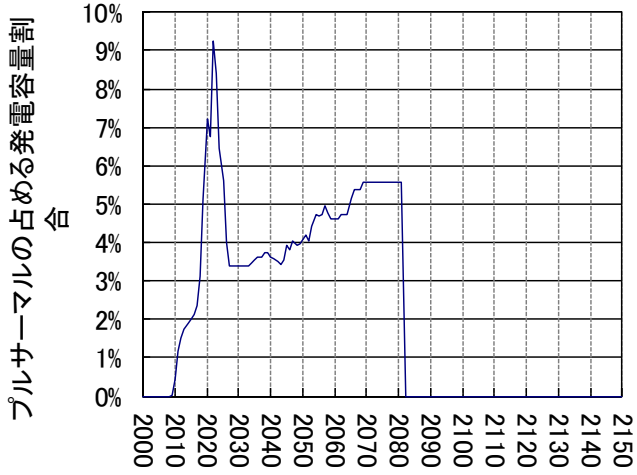

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

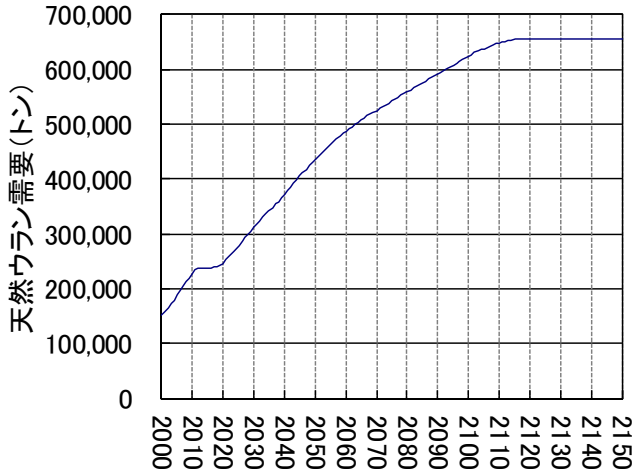

ガラス固化体（本）

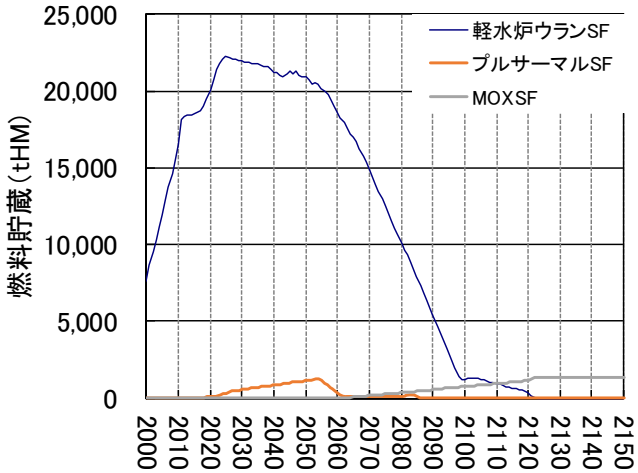
A'3

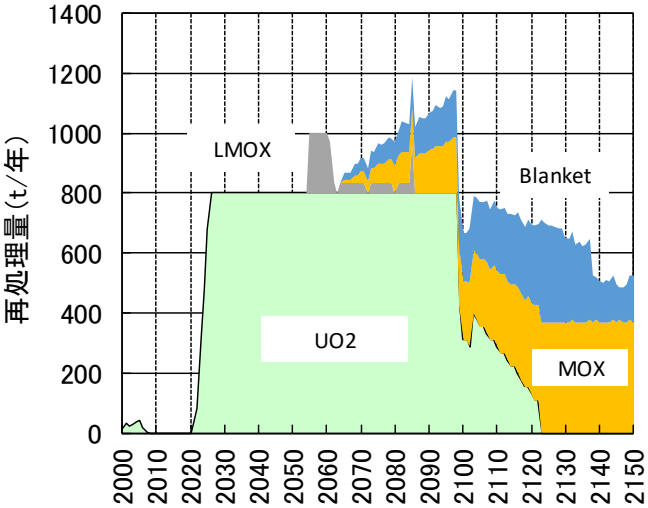

A'3シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)
SMR
(高増殖)
SMR
(低増殖)

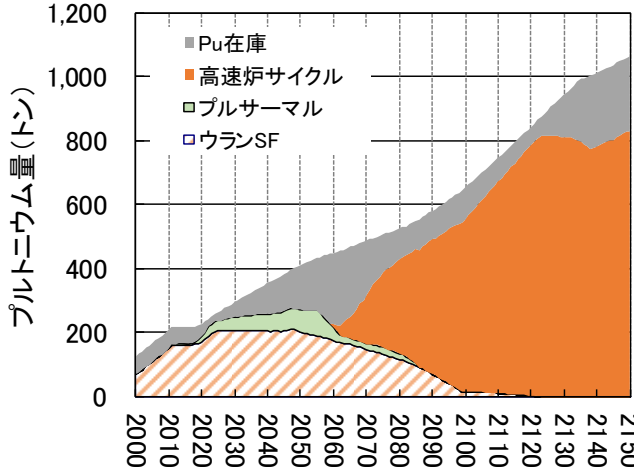

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

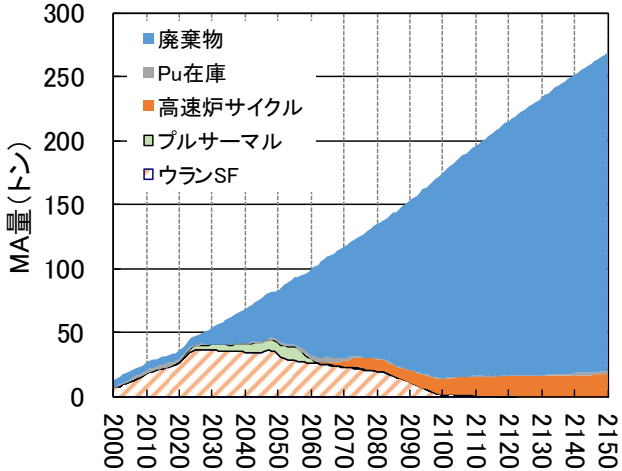

プルサーマルの占める発電容量割合

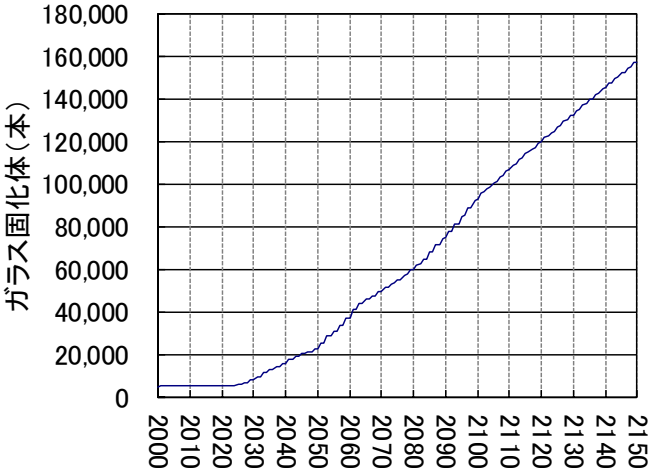

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

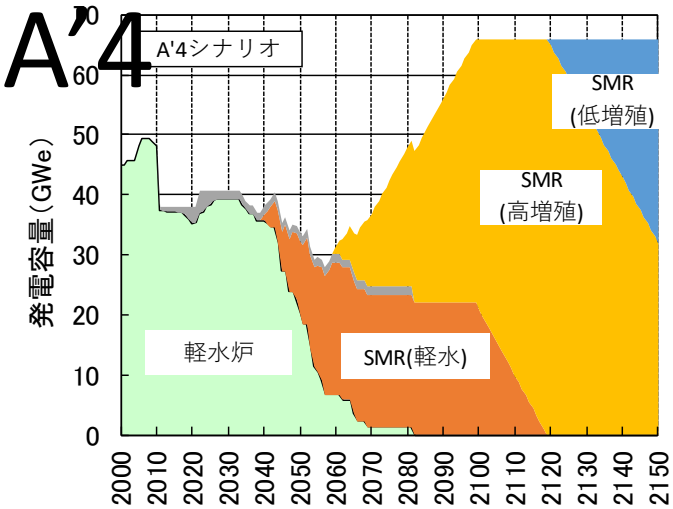

LMOX
Blanket
UO2
MOX
再処理量（t/年）

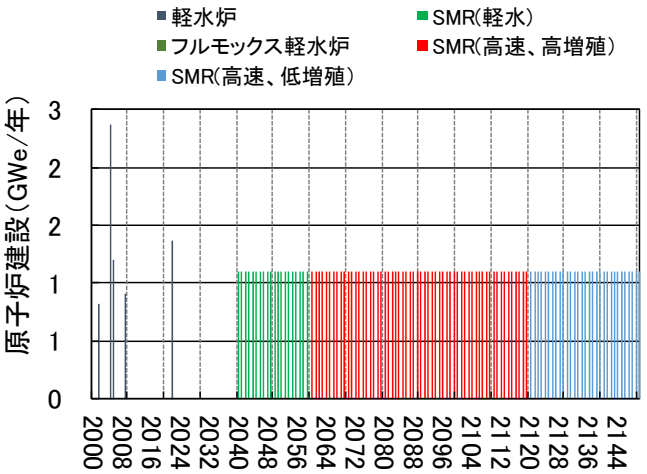

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

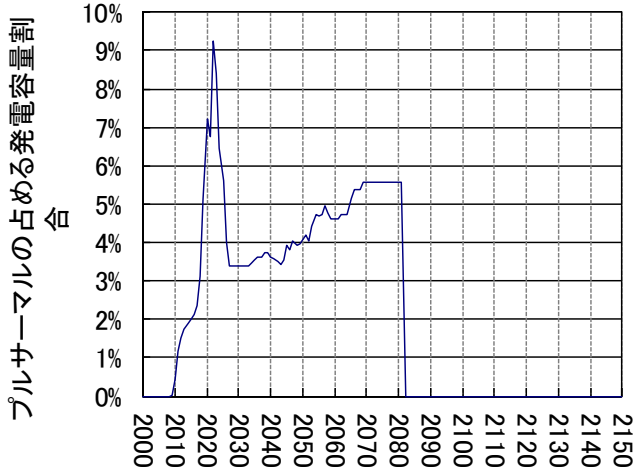

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

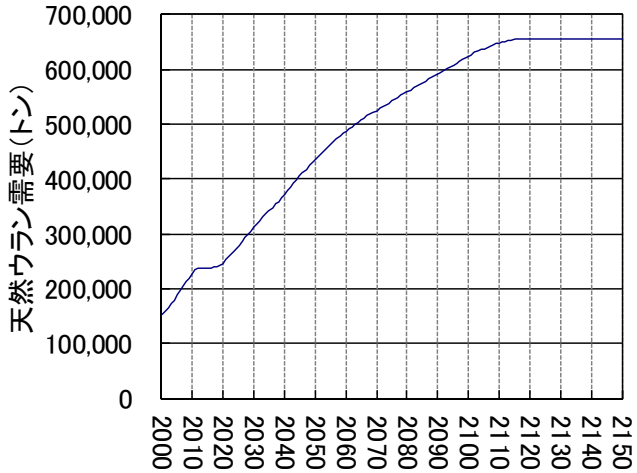

ガラス固化体（本）

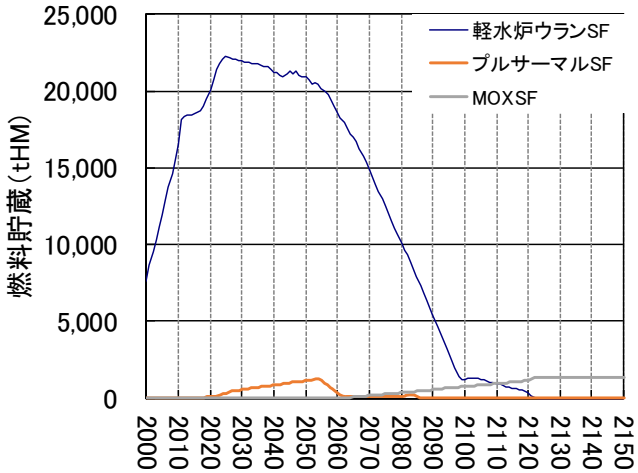
A'4

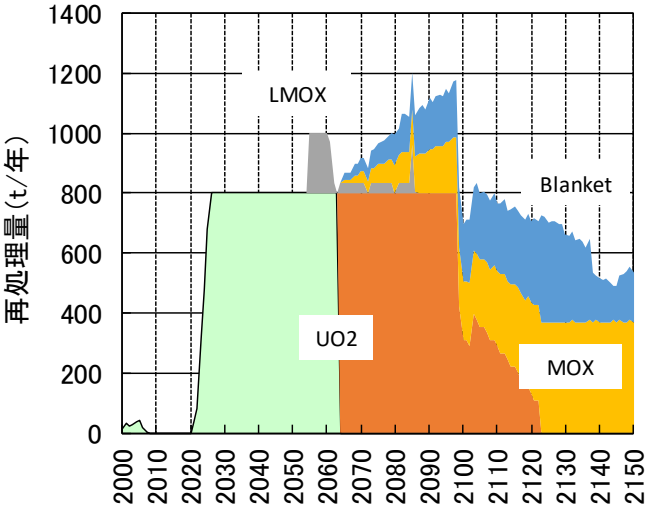

A'4シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)
SMR
(高増殖)
SMR
(低増殖)

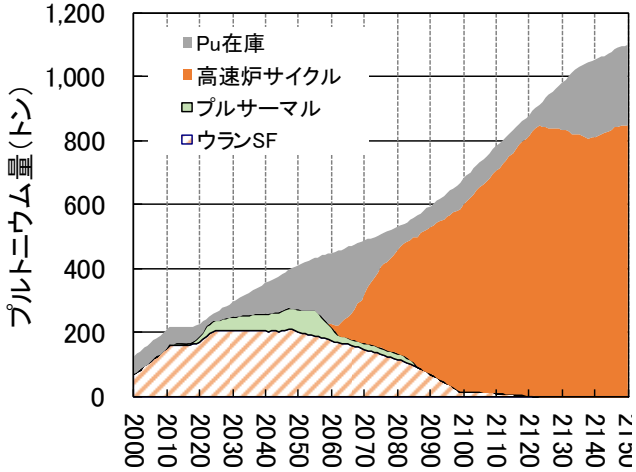

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

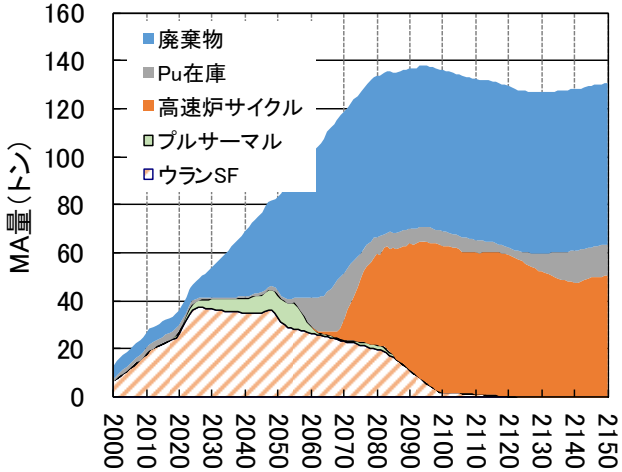

プルサーマルの占める発電容量割合

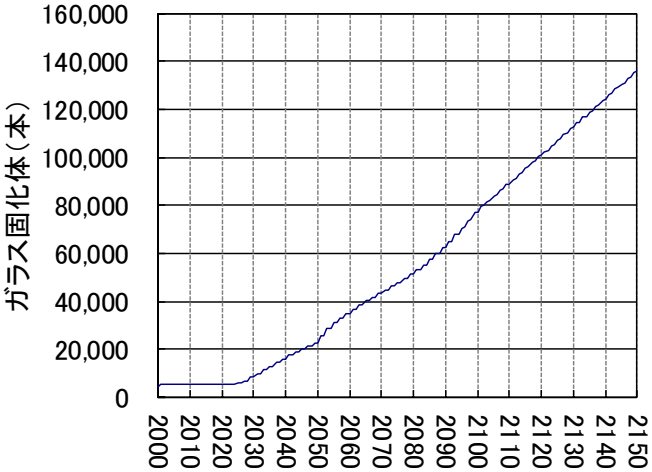

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

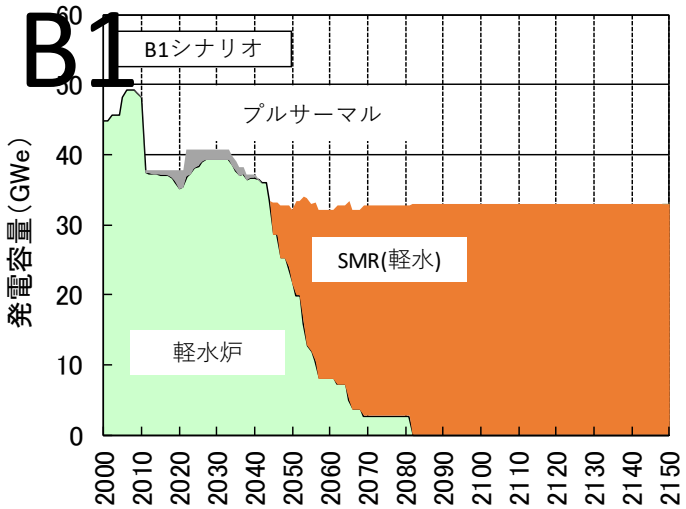

LMOX
Blanket
UO2
MOX
再処理量（t/年）

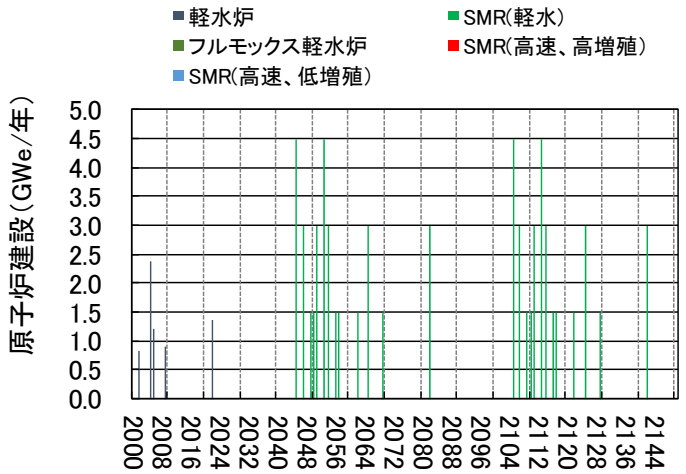

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

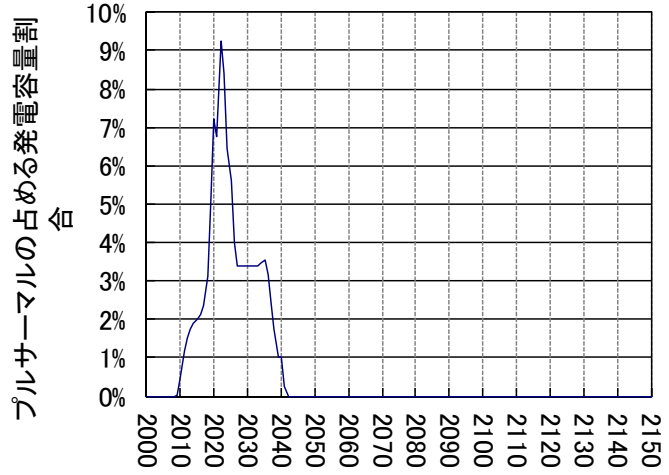

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

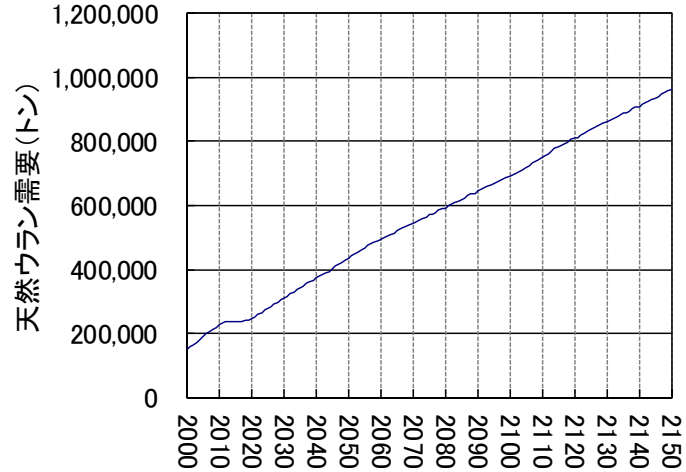

ガラス固化体（本）

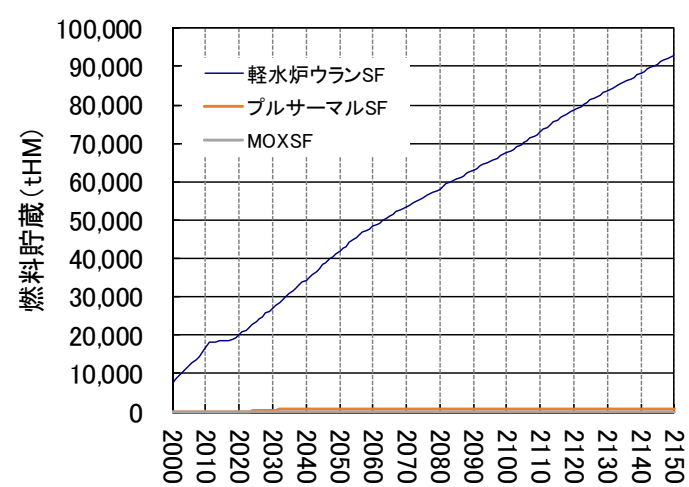
B1

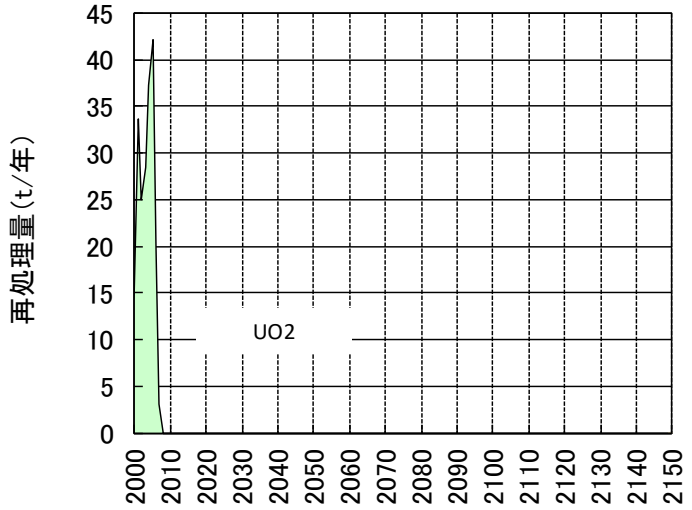

B1シナリオ
プルサーマル
SMR(軽水)
軽水炉
発電容量（GWe）

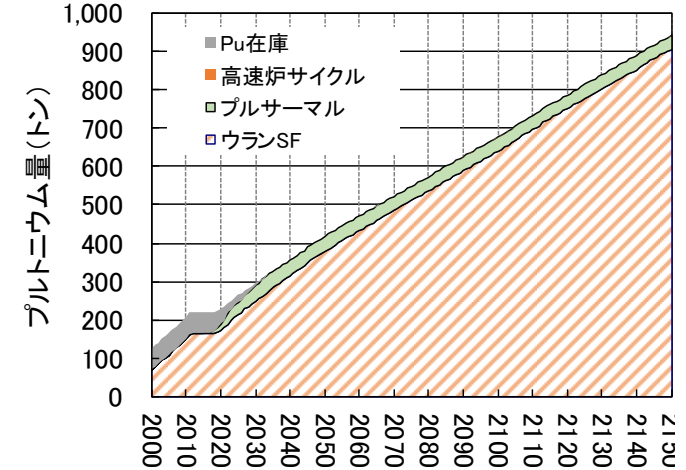

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

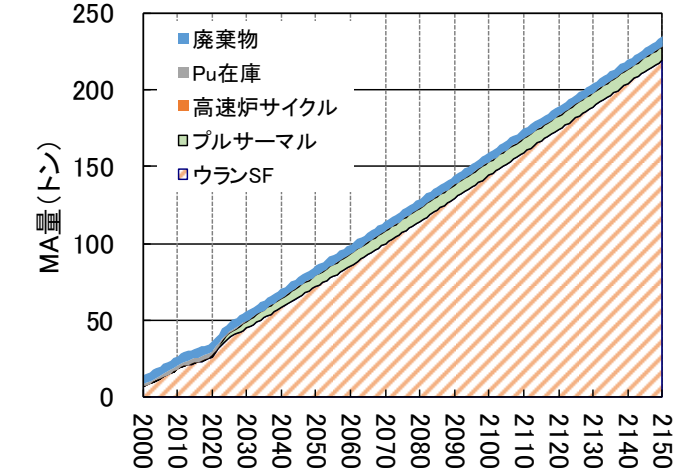

プルサーマルの占める発電容量割合

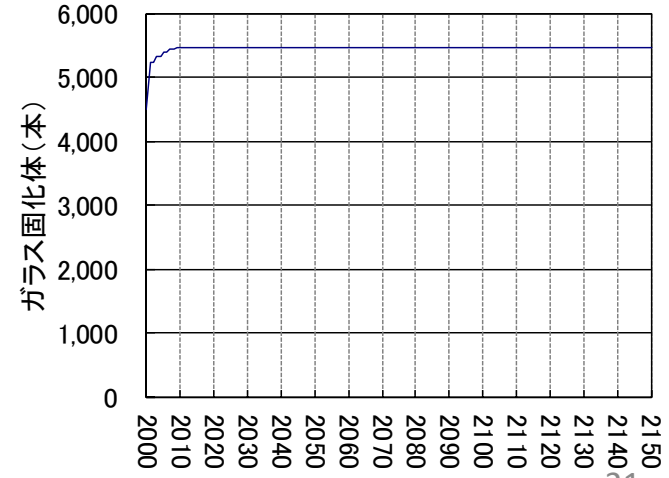

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

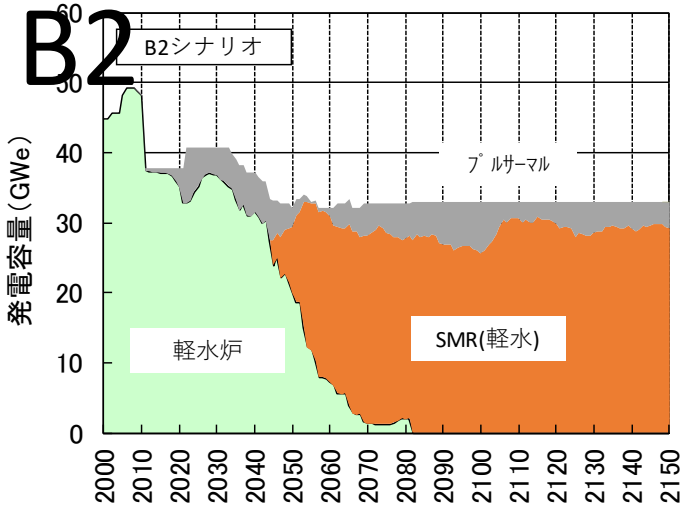

UO2
再処理量（t/年）

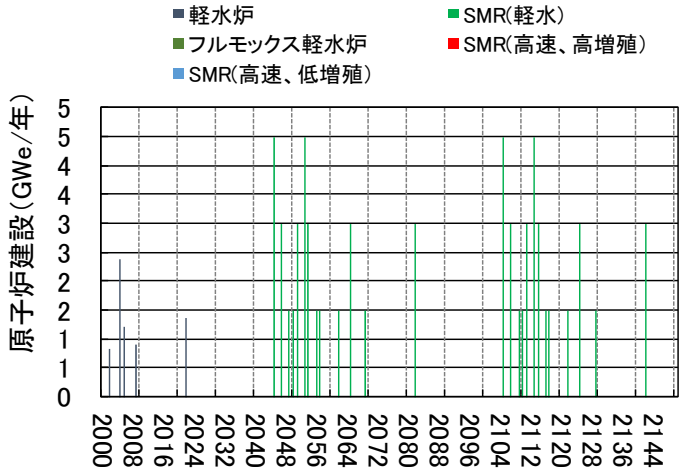

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

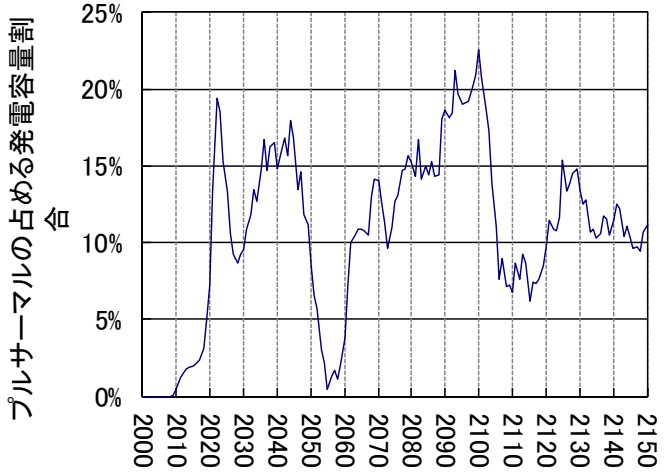

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

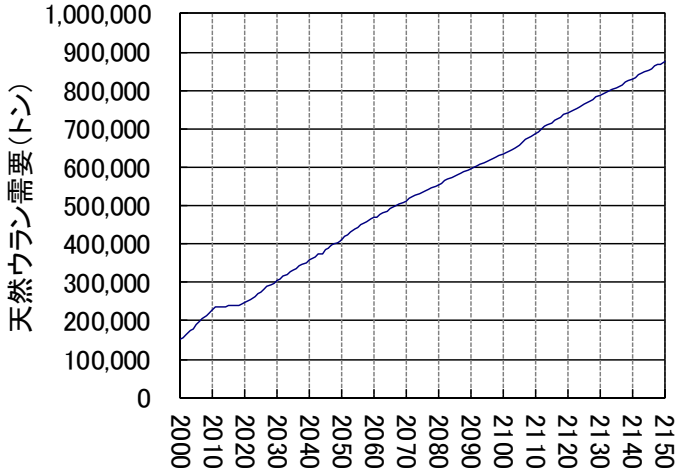

ガラス固化体（本）

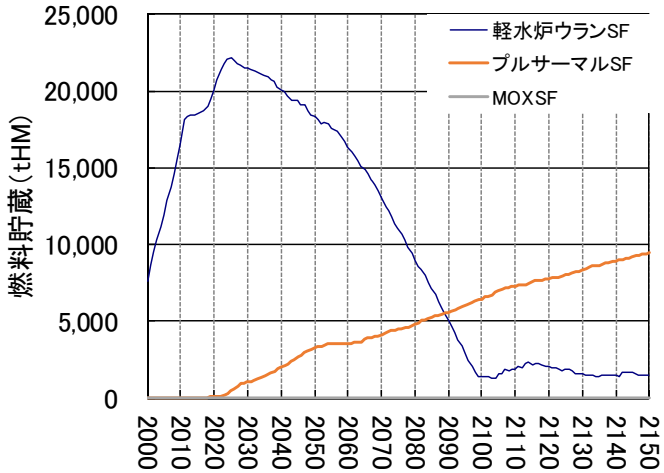
B2

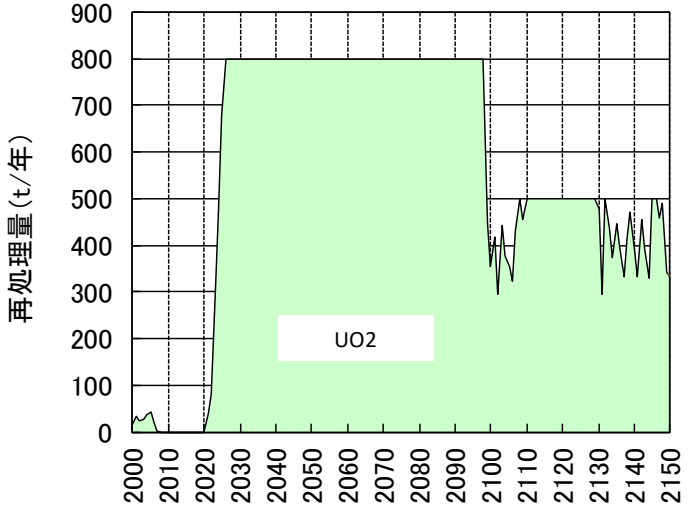

B2シナリオ
発電容量（GWe）
プルサーマル
軽水炉
SMR(軽水)

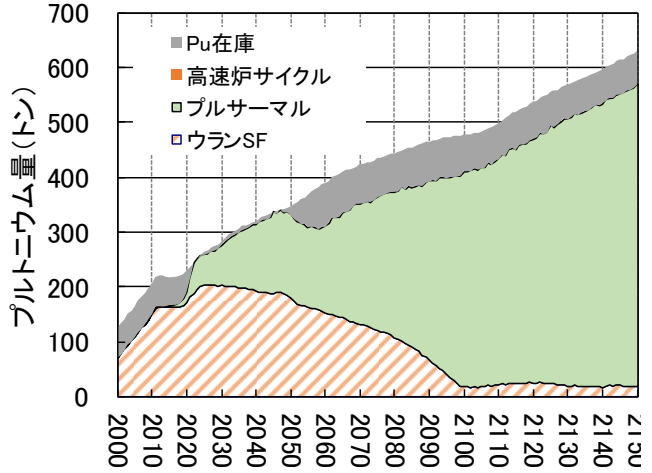

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

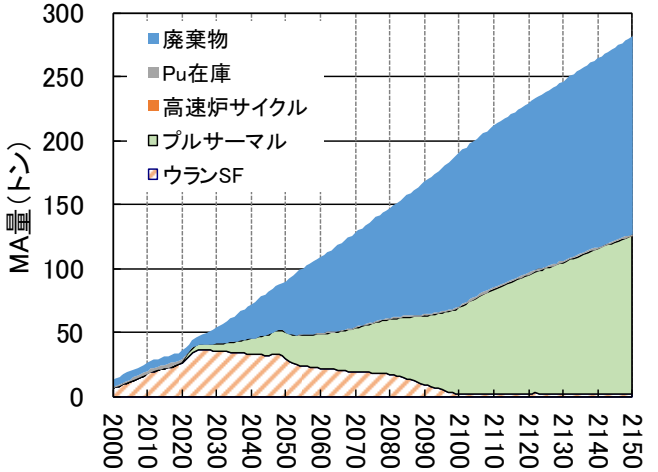

プルサーマルの占める発電容量割合

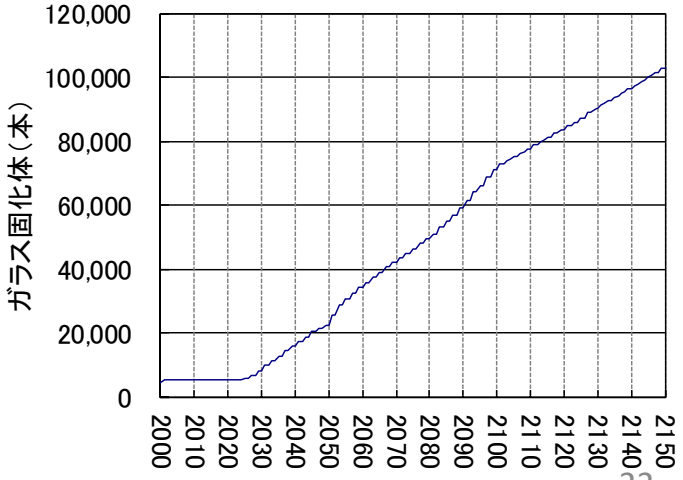

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

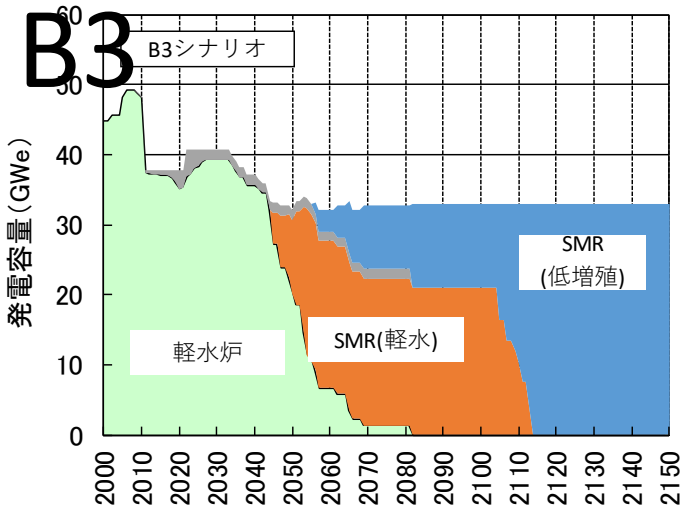

再処理量（t/年）
UO2

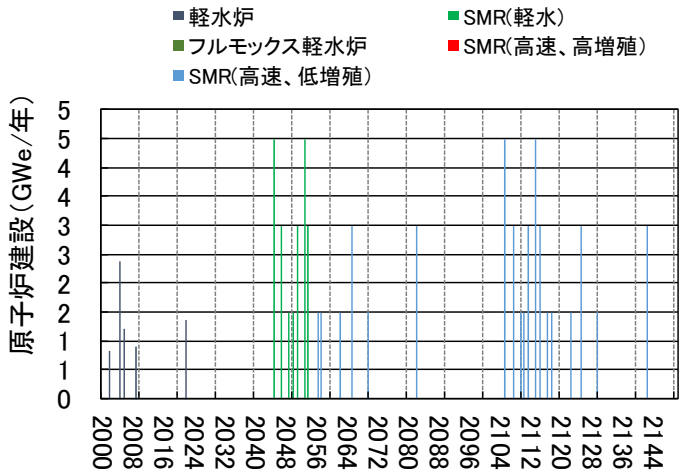

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

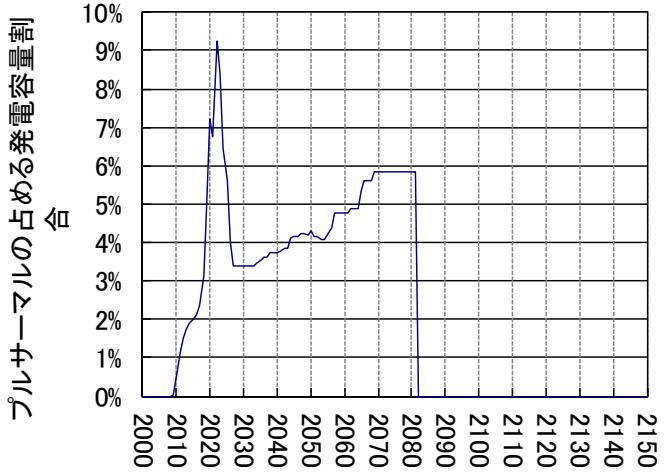

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

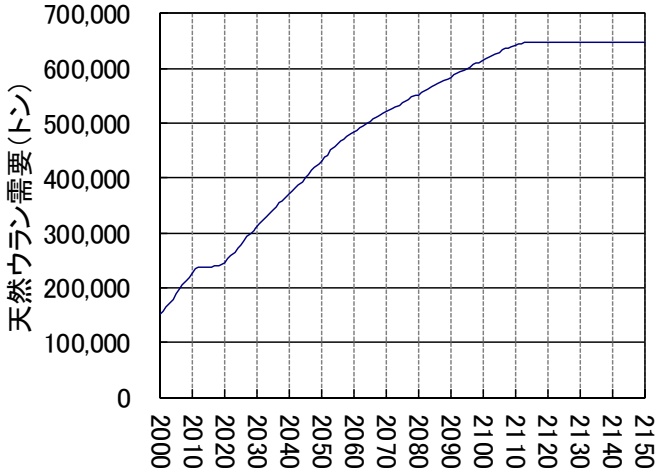

ガラス固化体（本）

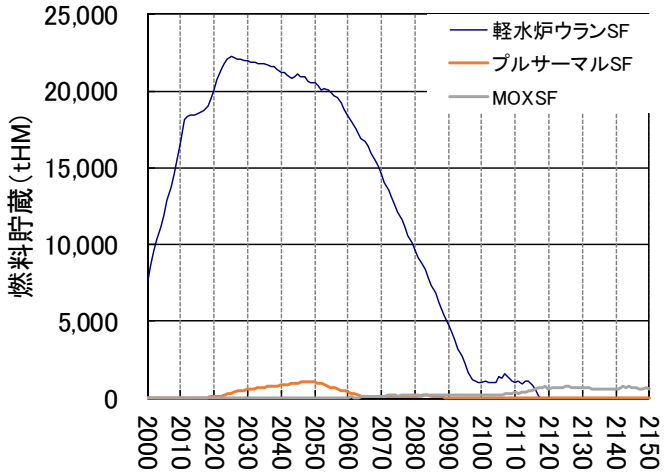
B3

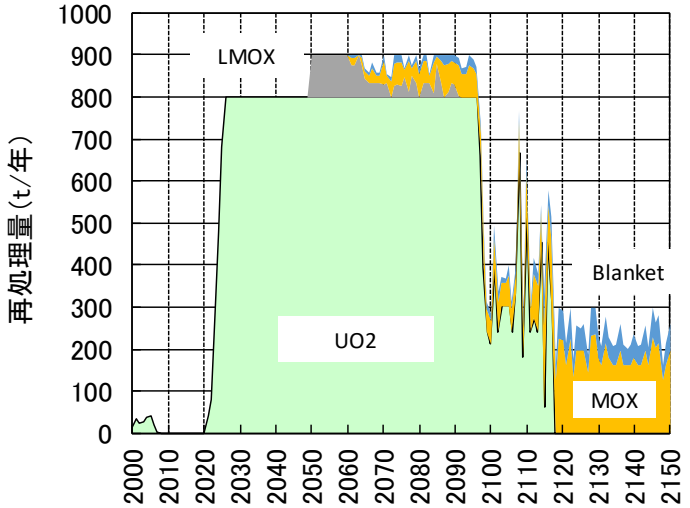

B3シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)
SMR
(低増殖)

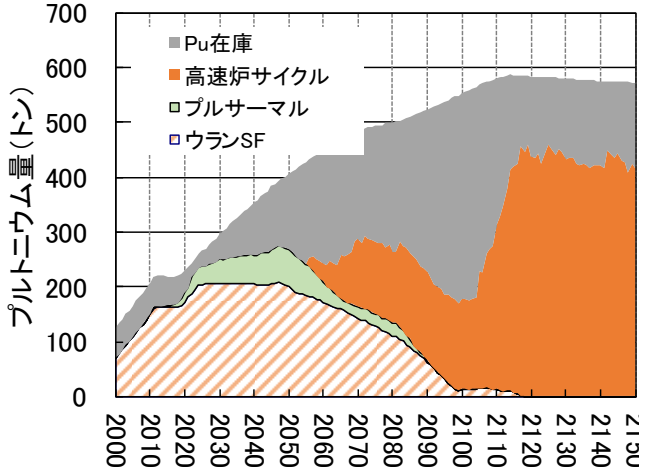

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

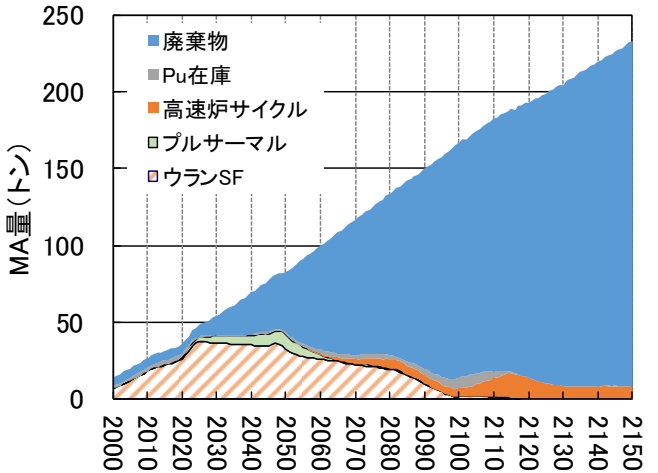

プルサーマルの占める発電容量割合

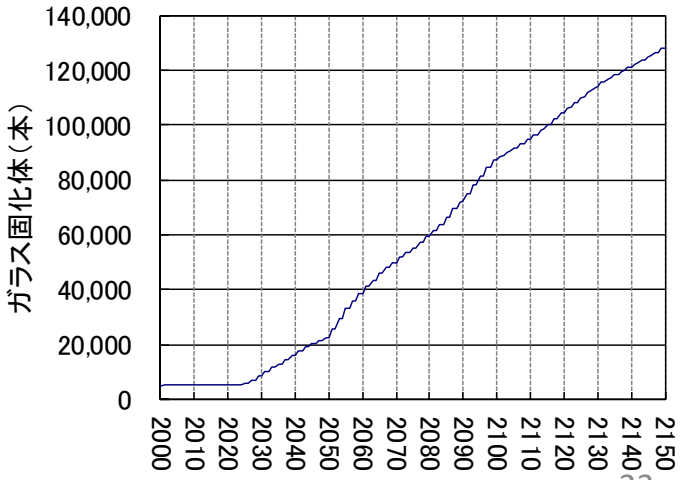

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

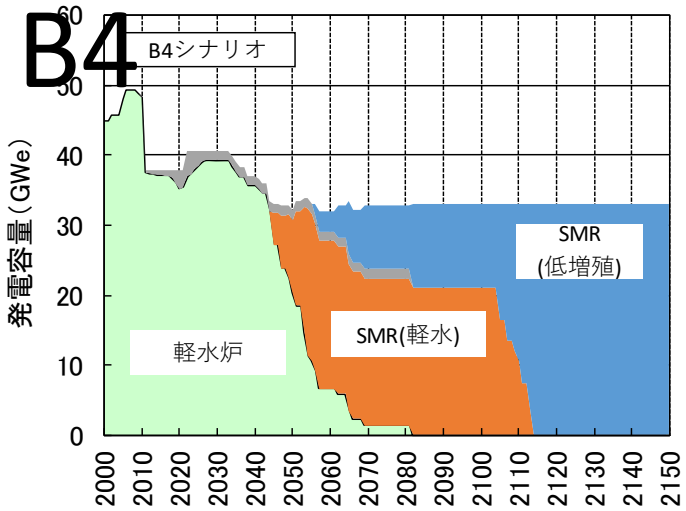

LMOX
UO2
Blanket
MOX
再処理量（t/年）

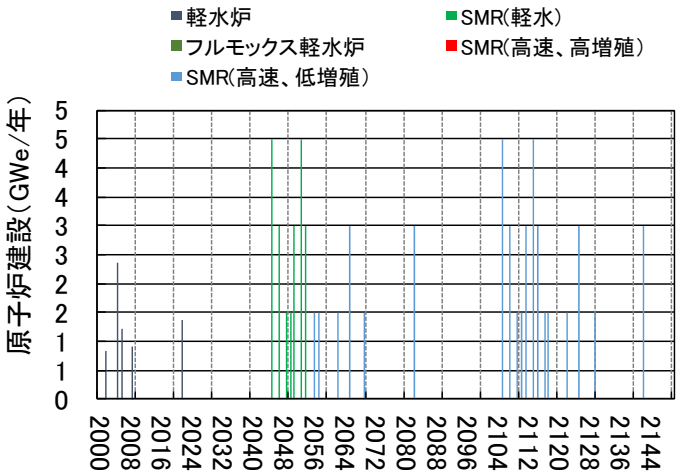

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

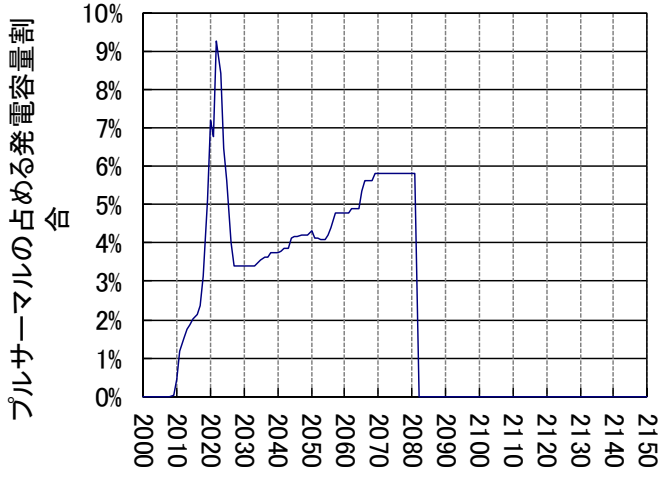

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

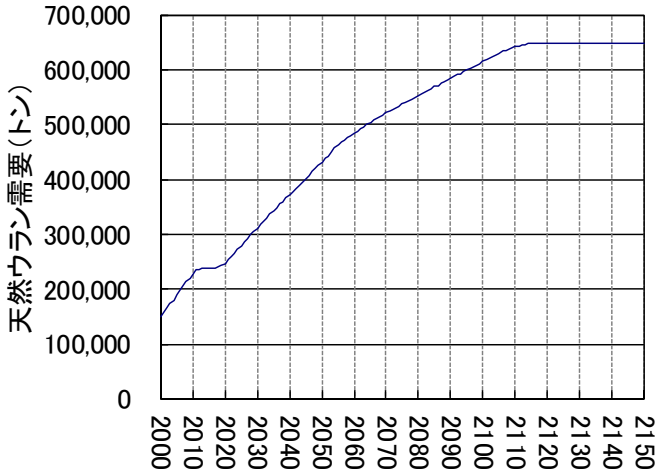

ガラス固化体（本）

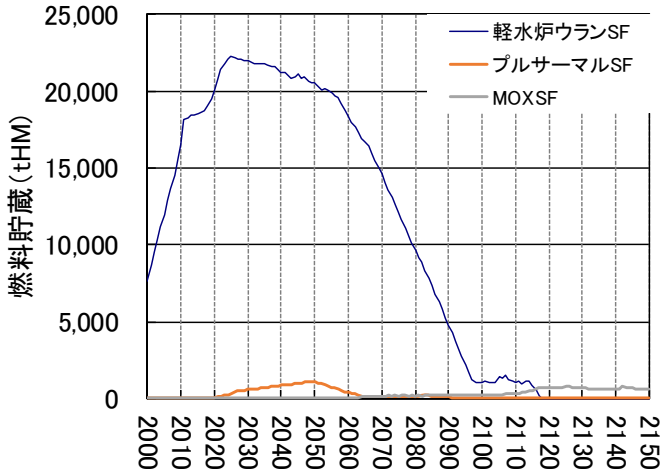
B4

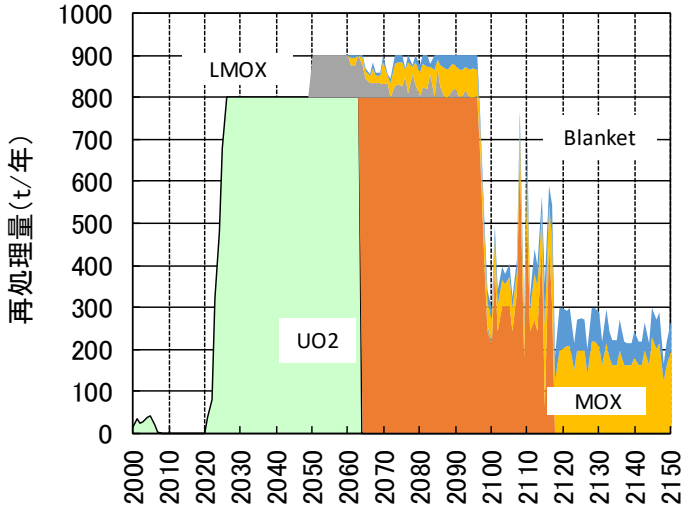

B4シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)
SMR
(低増殖)

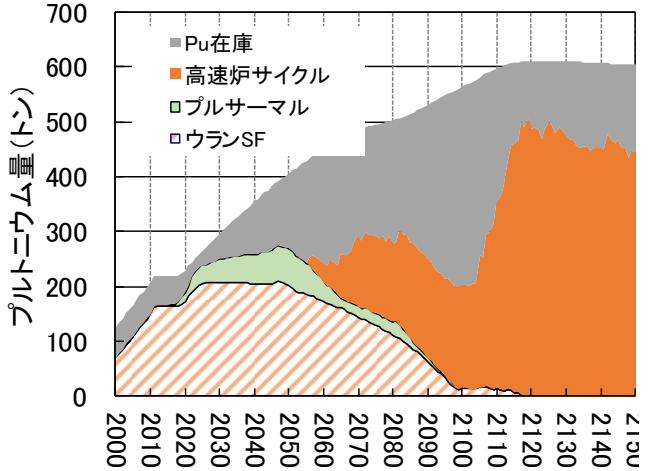

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

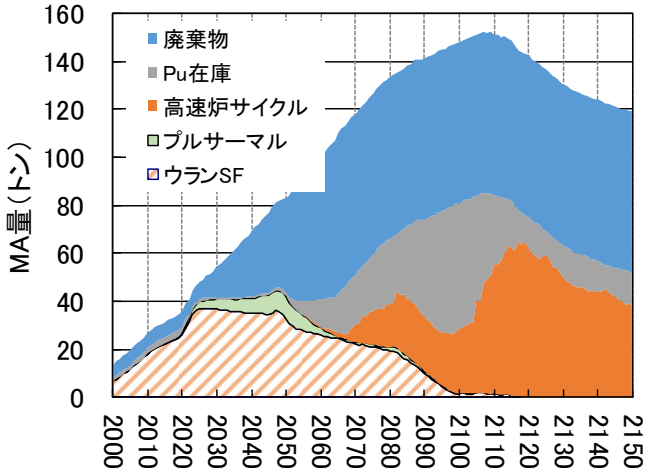

プルサーマルの占める発電容量割合

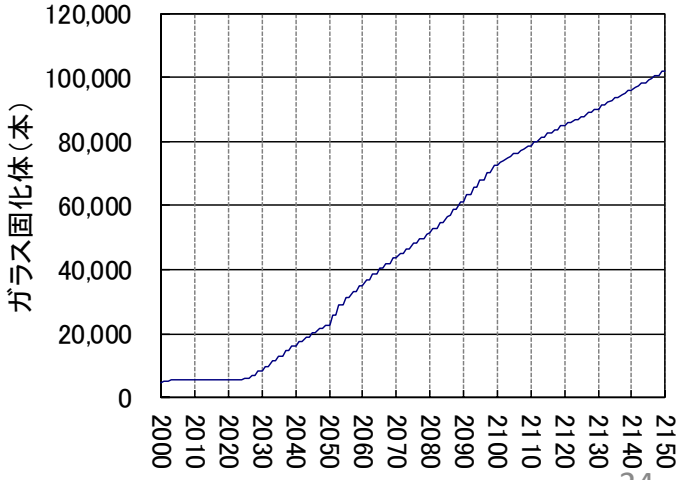

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

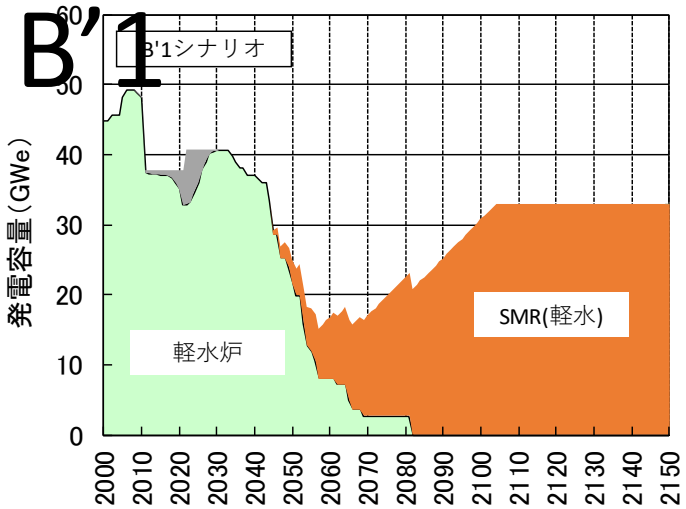

LMOX
Blanket
UO2
MOX
再処理量（t/年）

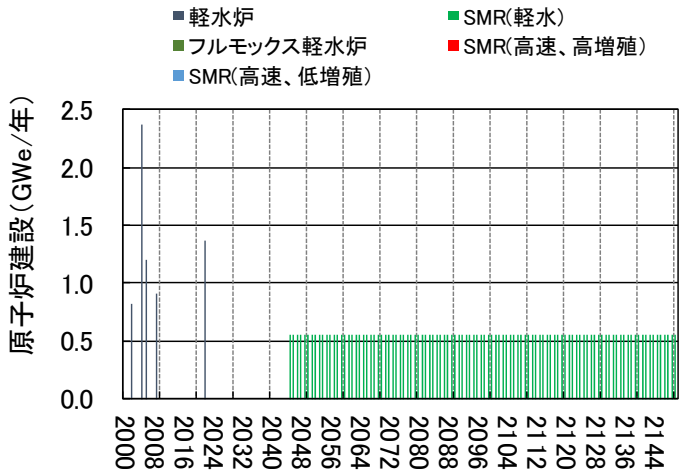

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

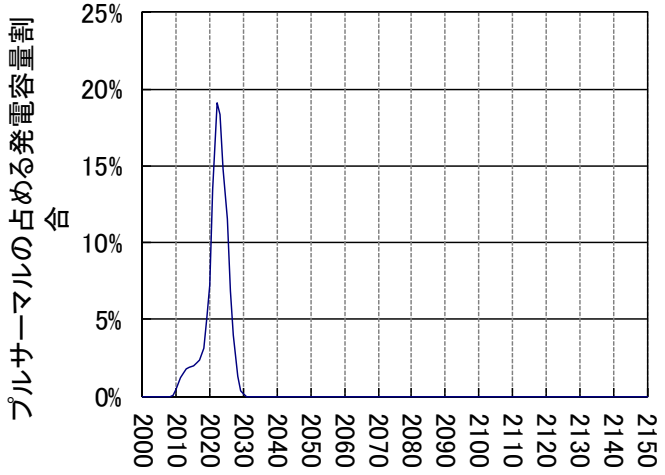

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

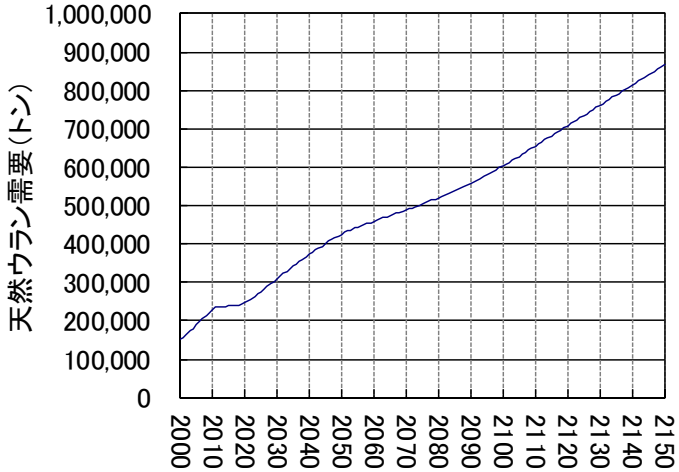

ガラス固化体（本）

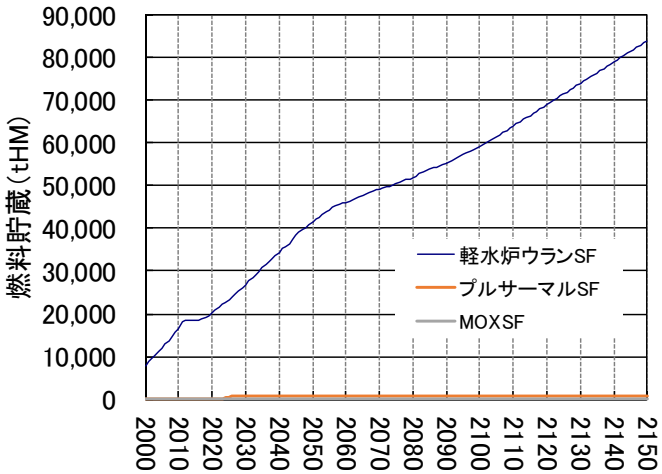
B'1

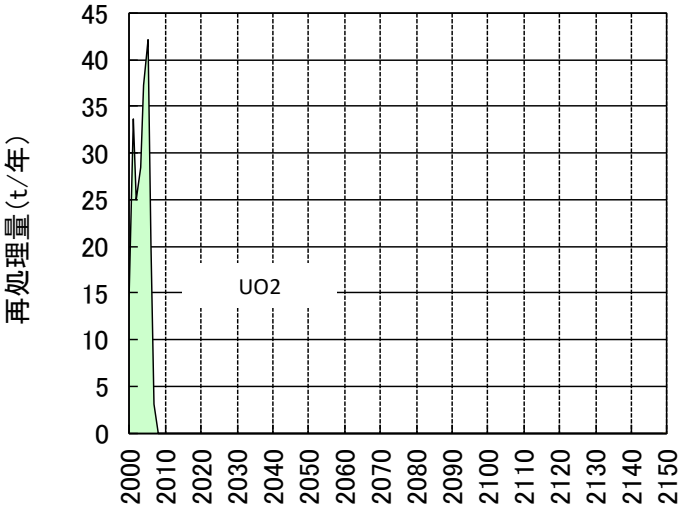

B'1シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)

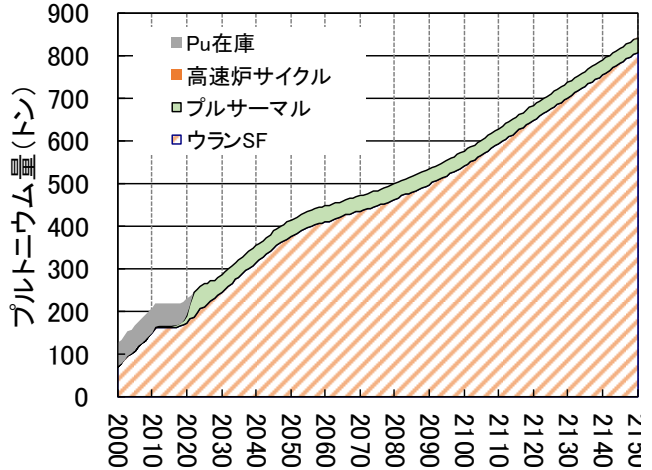

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

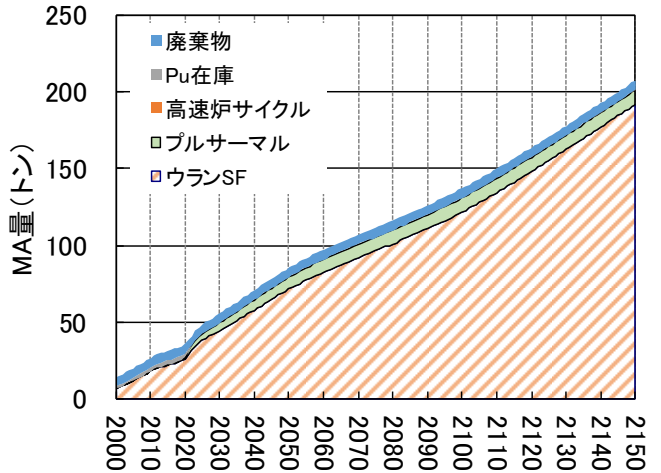

プルサーマルの占める発電容量割合

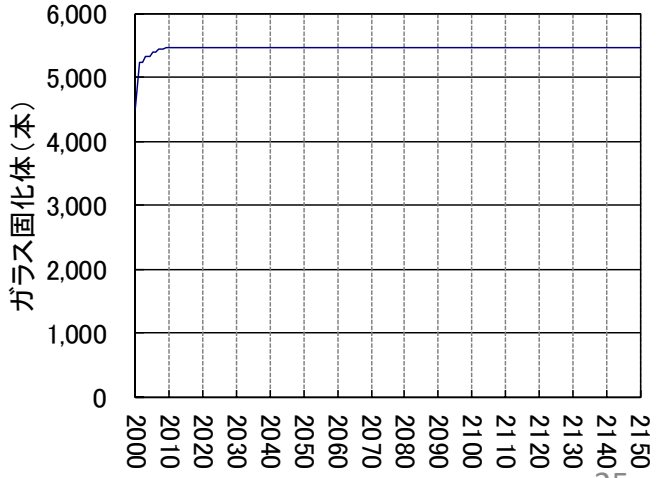

天然ウラン需要（トン）


燃料貯蔵（tHM）
軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF

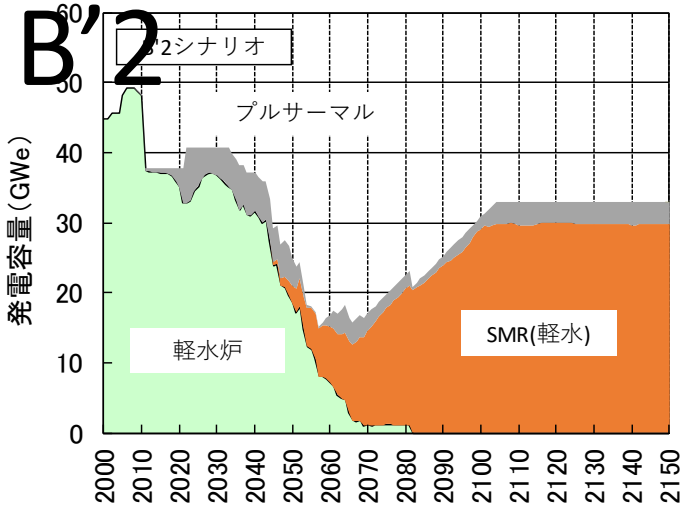

再処理量（t/年）
UO2

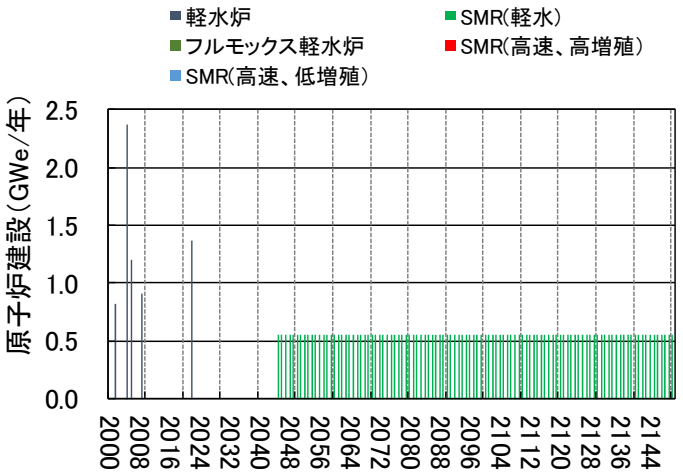

プルトニウム量（トン）
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF

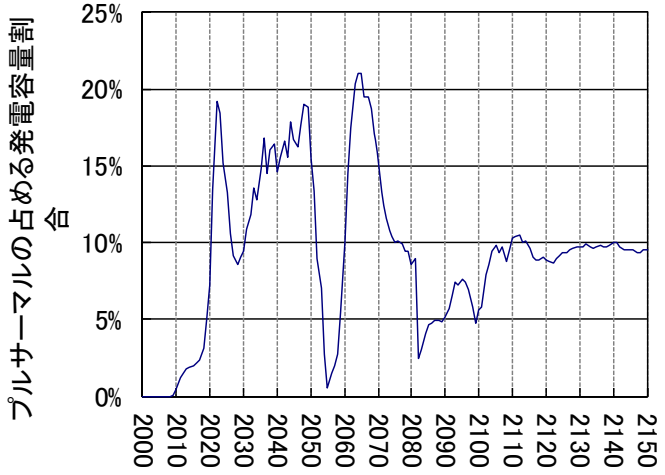

MA量（トン）
廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF

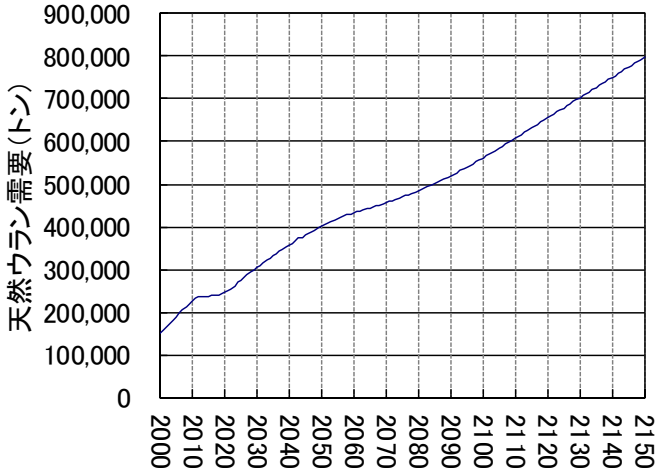

ガラス固化体（本）

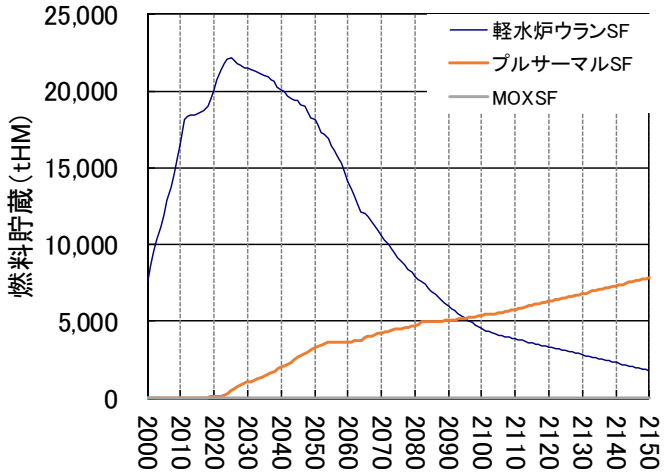
B'2

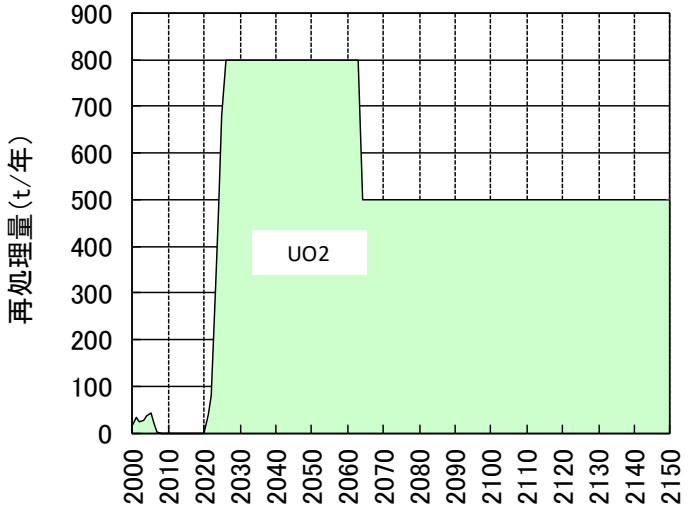

B'2シナリオ
プルサーマル
軽水炉
SMR(軽水)
発電容量（GWe）

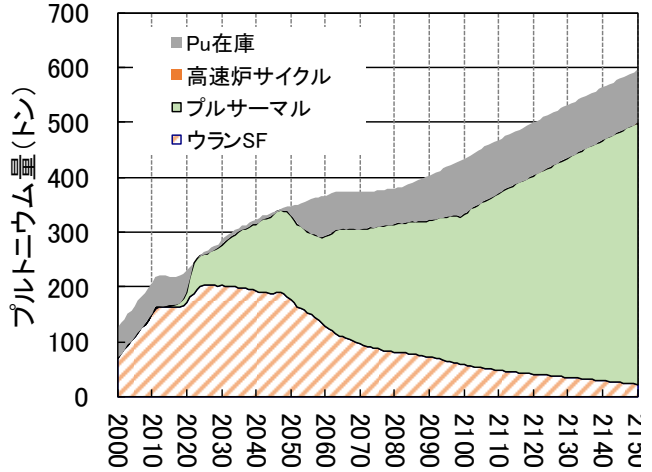

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

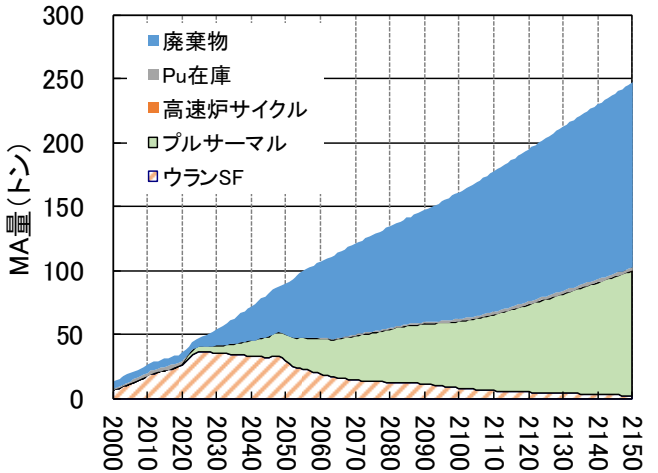

プルサーマルの占める発電容量割合

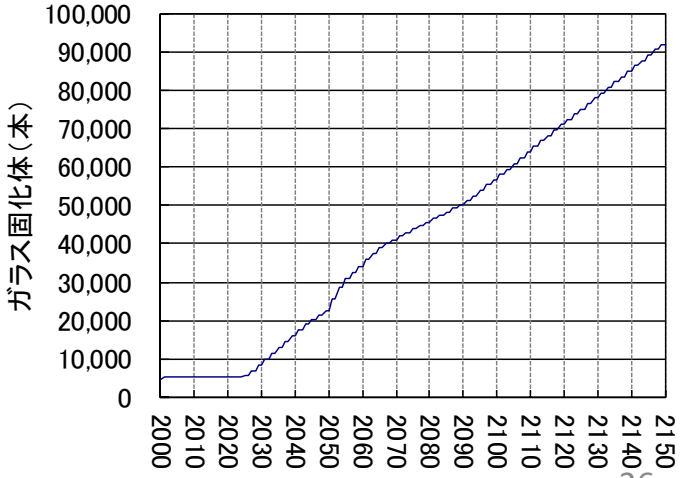

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

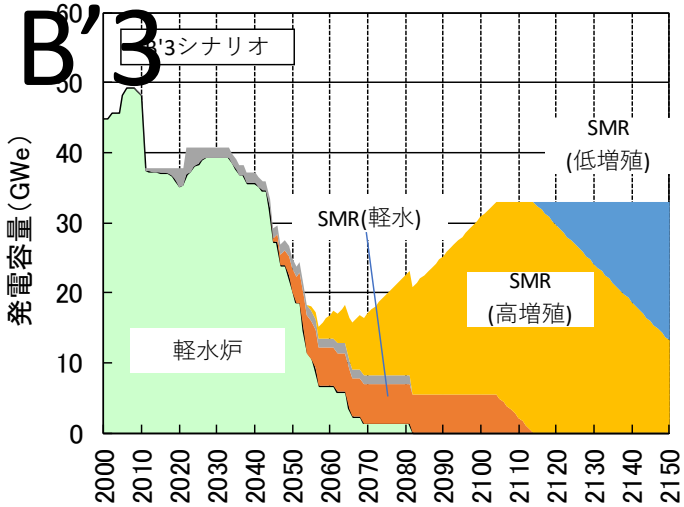

UO2
再処理量（t/年）

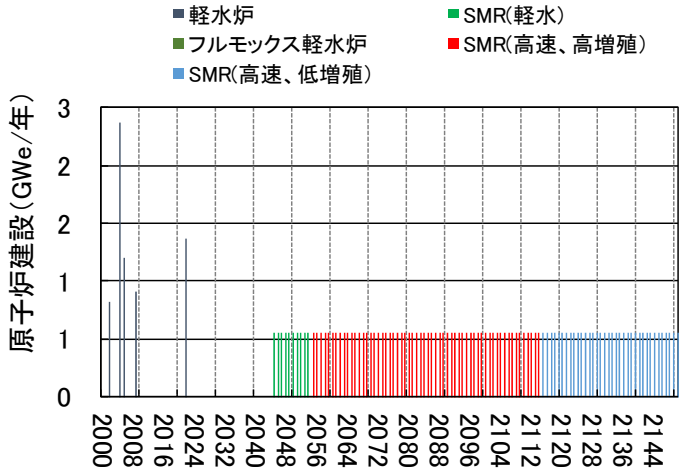

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

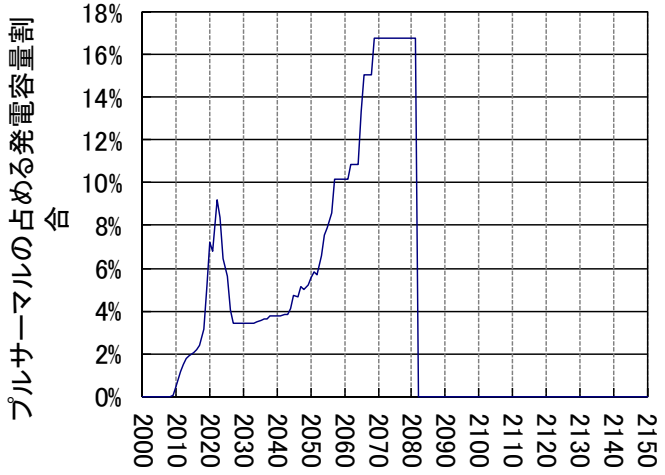

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

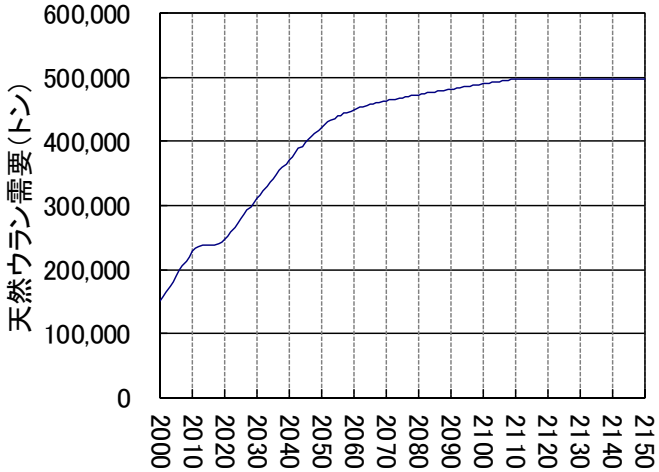

ガラス固化体（本）

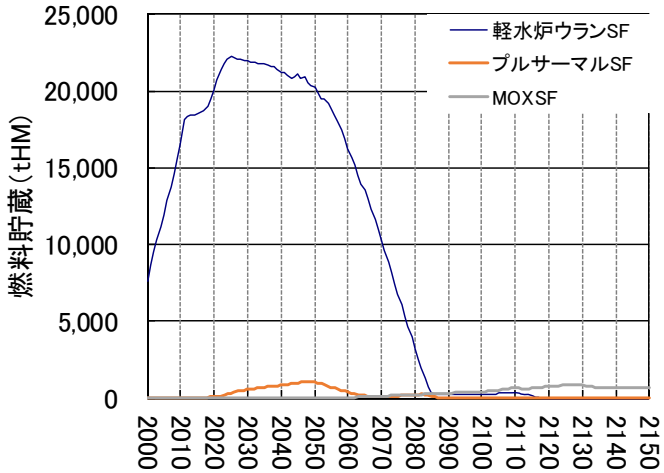
B'3

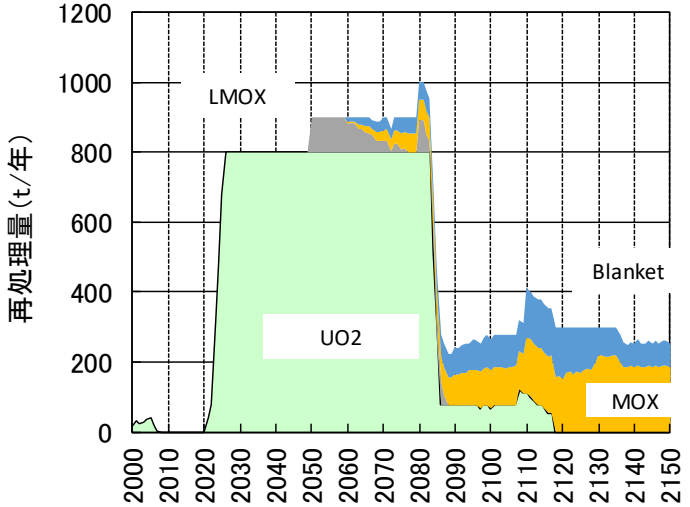

B'3シナリオ
発電容量（GWe）
SMR
(低増殖)
SMR(軽水)
SMR
(高増殖)
軽水炉

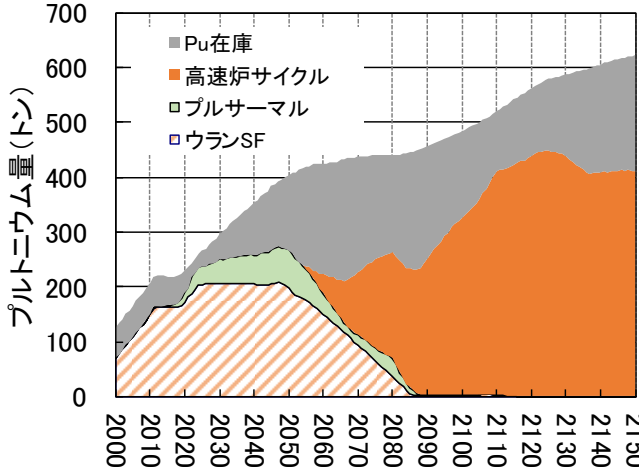

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

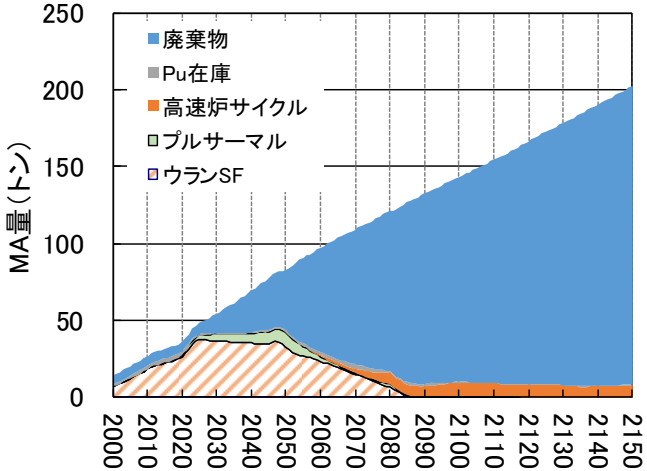

プルサーマルの占める発電容量割合

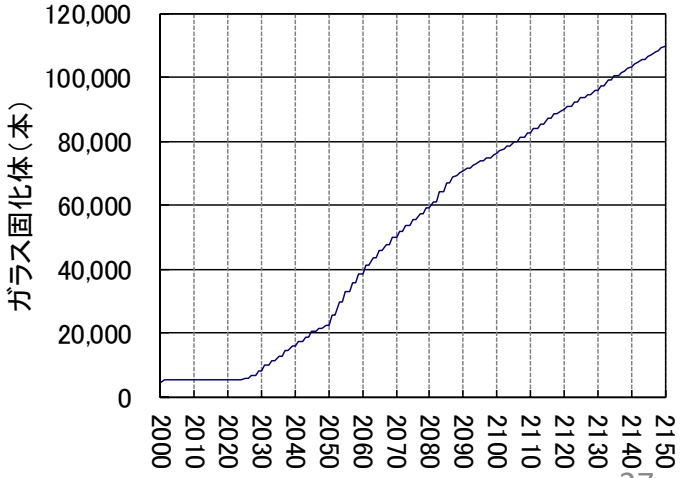

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

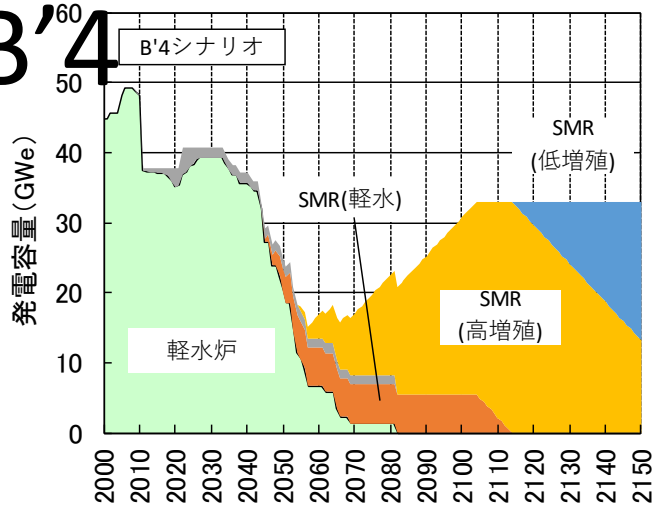

LMOX
UO2
Blanket
MOX
再処理量（t/年）

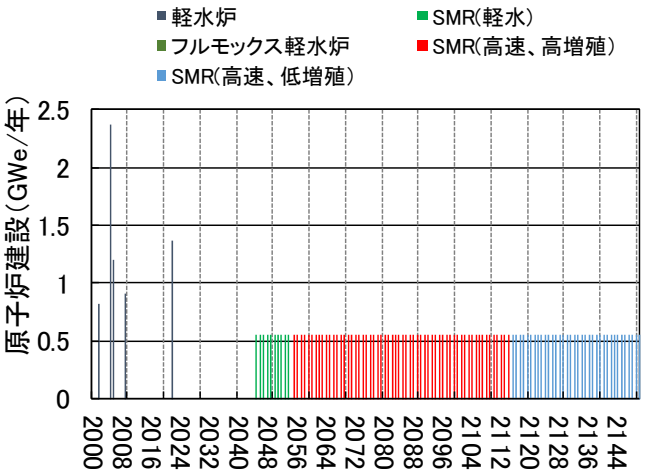

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

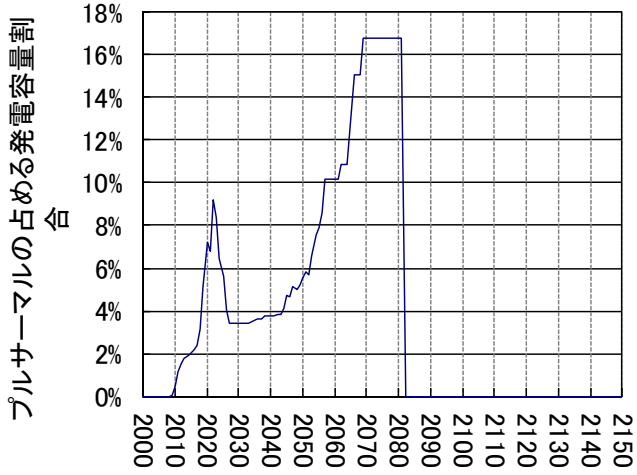

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

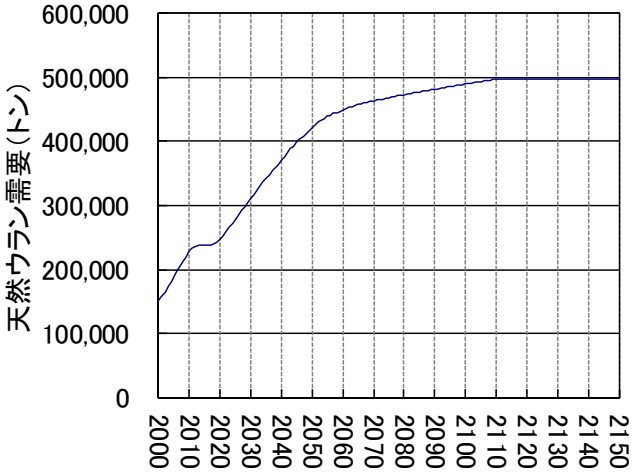

ガラス固化体（本）

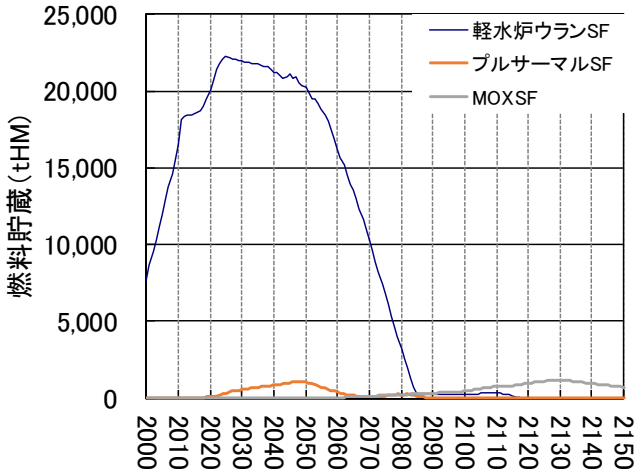
B'4

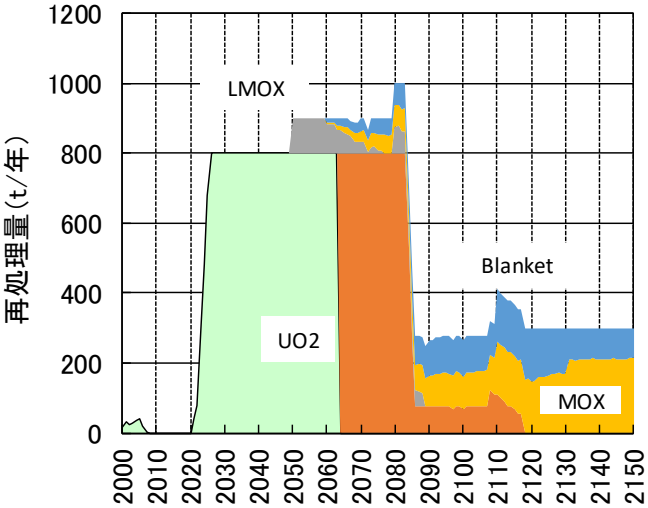

B'4シナリオ
発電容量（GWe）
軽水炉
SMR(軽水)
SMR
(高増殖)
SMR
(低増殖)

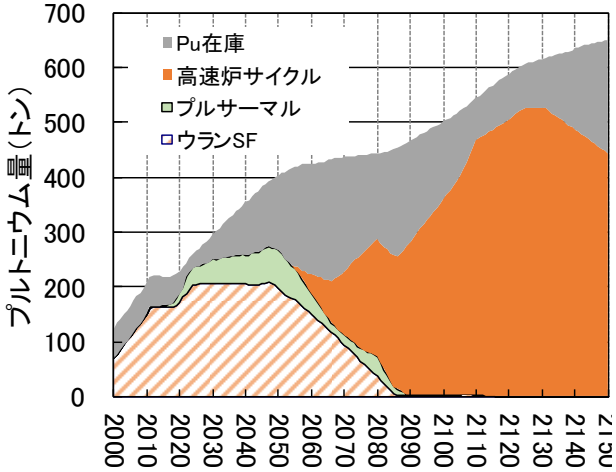

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

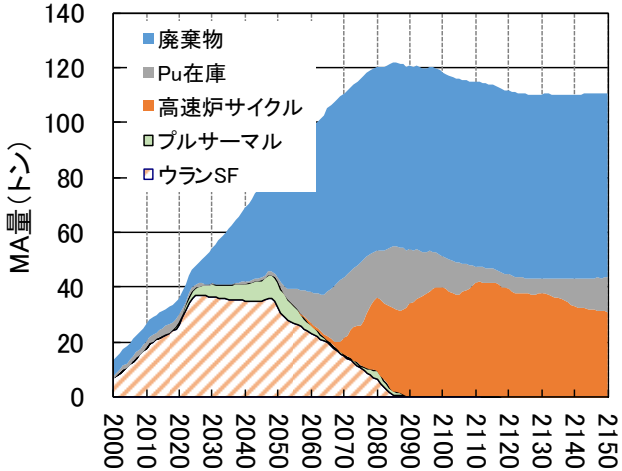

プルサーマルの占める発電容量割合

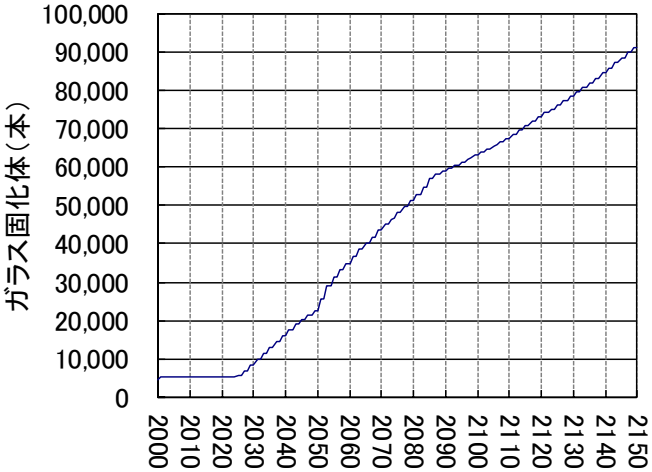

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

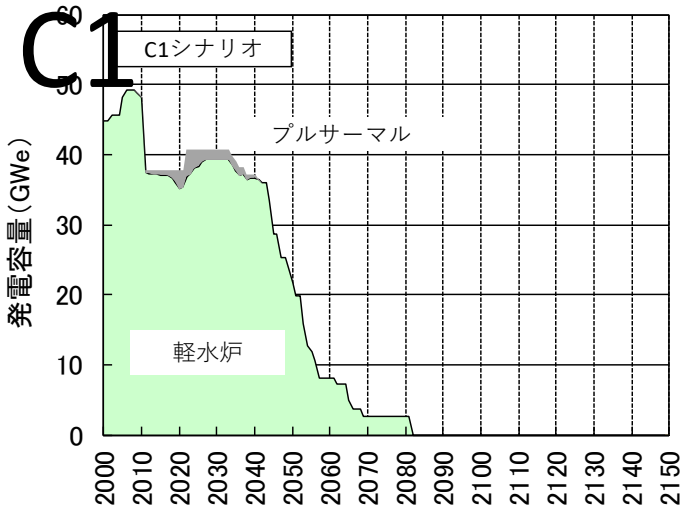

LMOX
UO2
Blanket
MOX
再処理量（t/年）

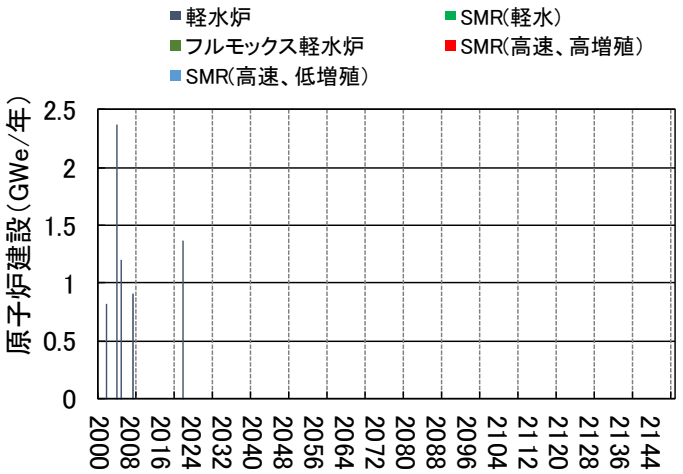

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

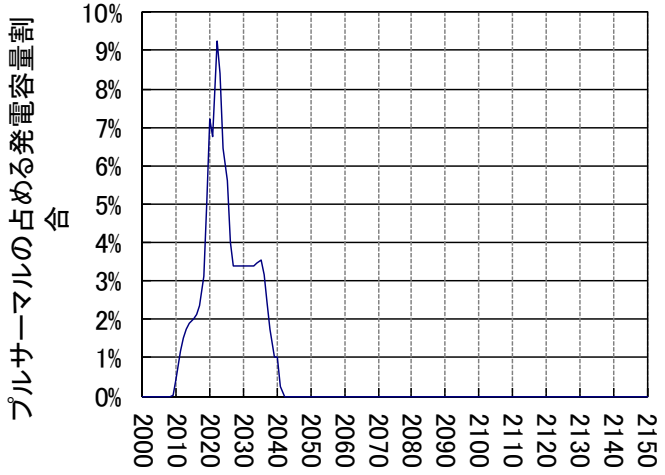

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

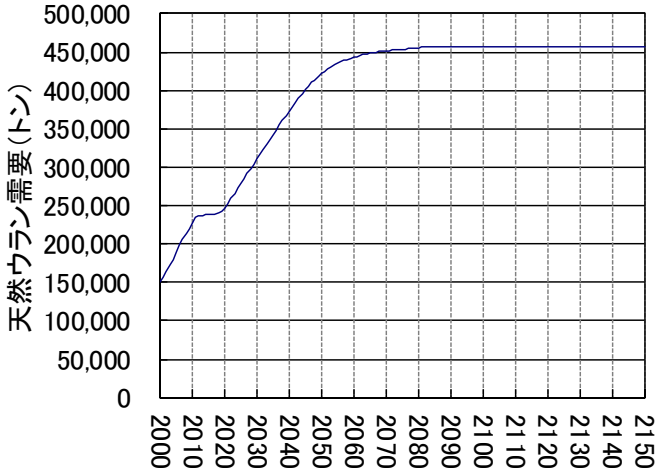

ガラス固化体（本）

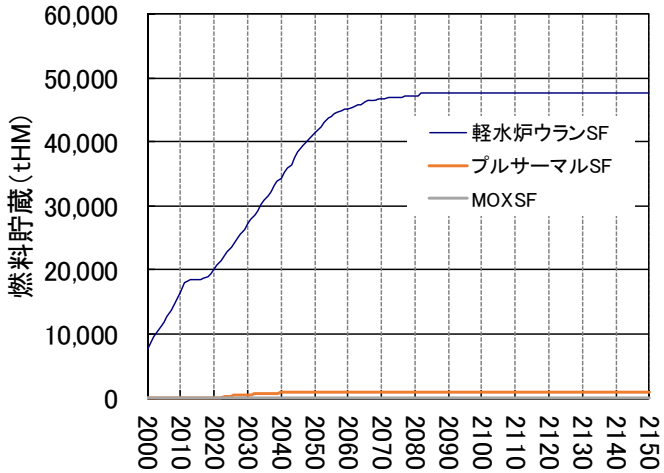
C1

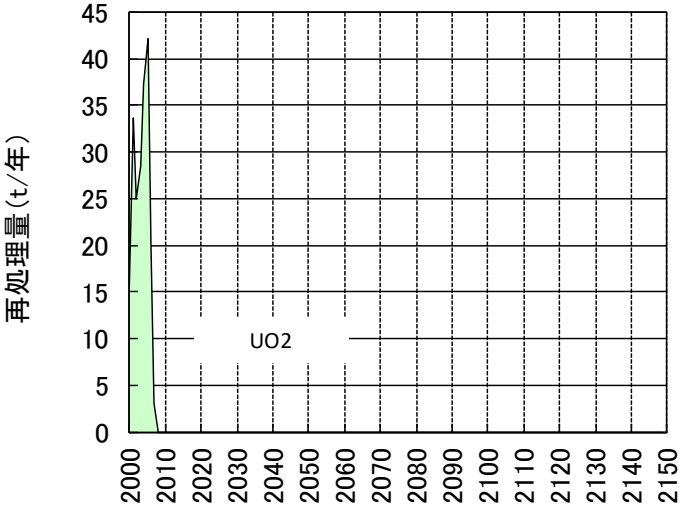

C1シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

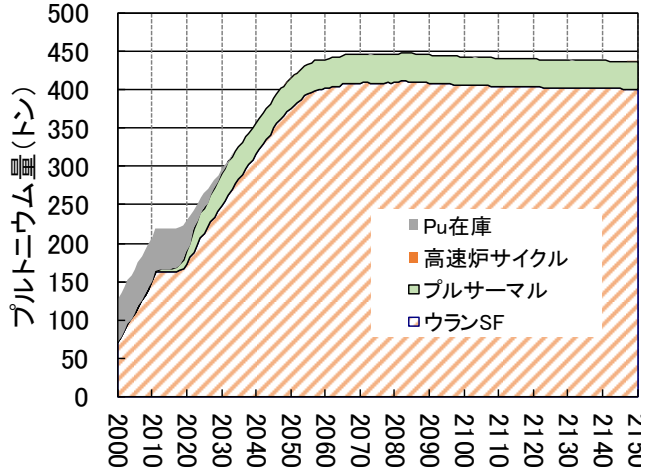

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

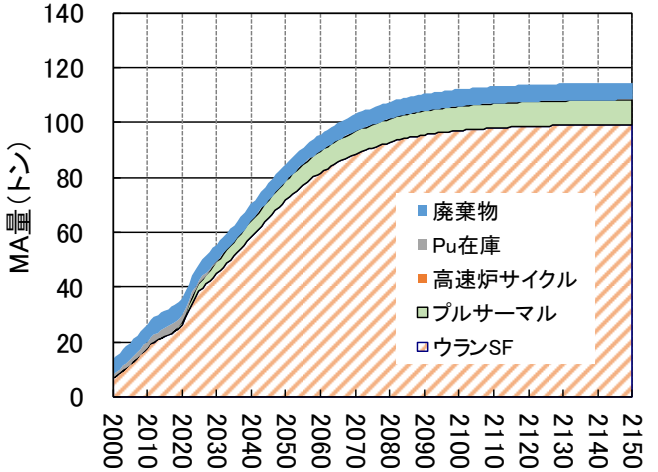

プルサーマルの占める発電容量割合

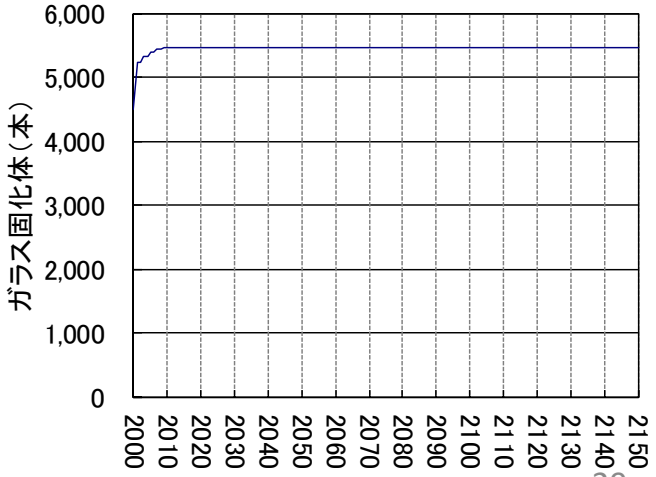

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

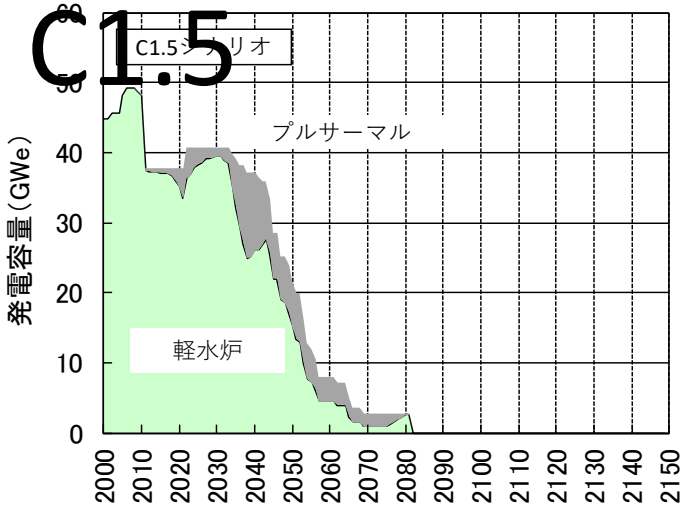

UO2
再処理量（t/年）

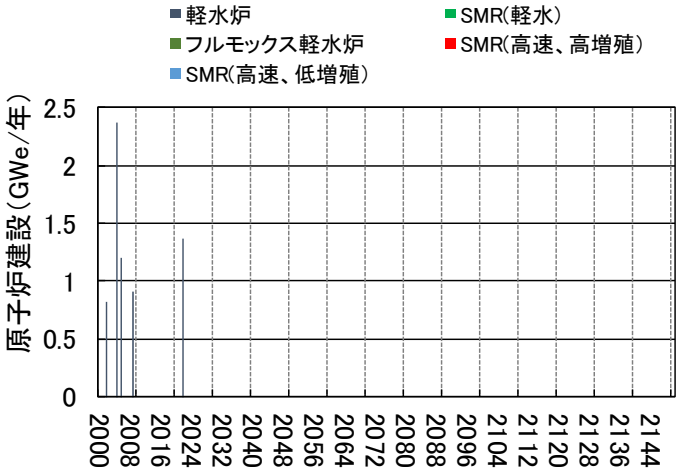

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

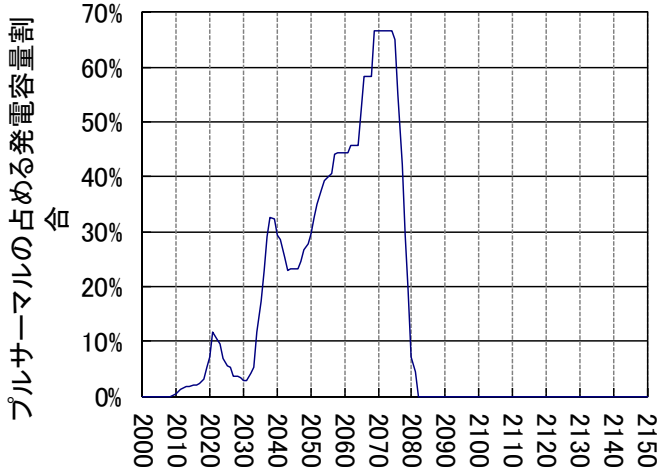

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

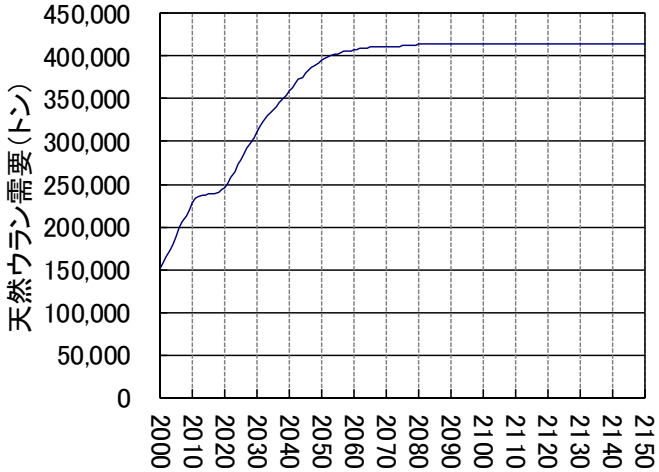

ガラス固化体（本）

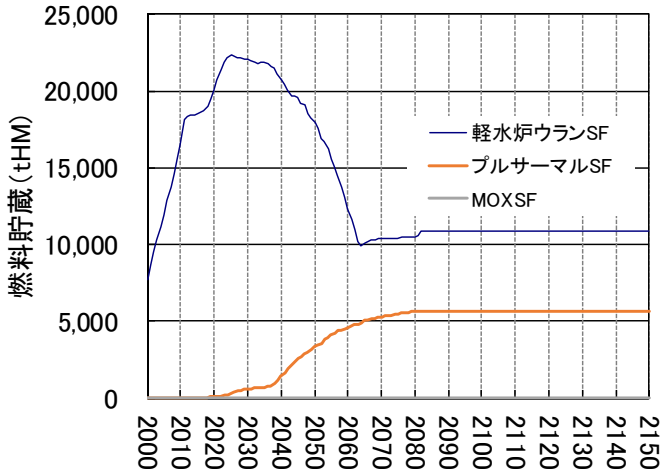
C1.5

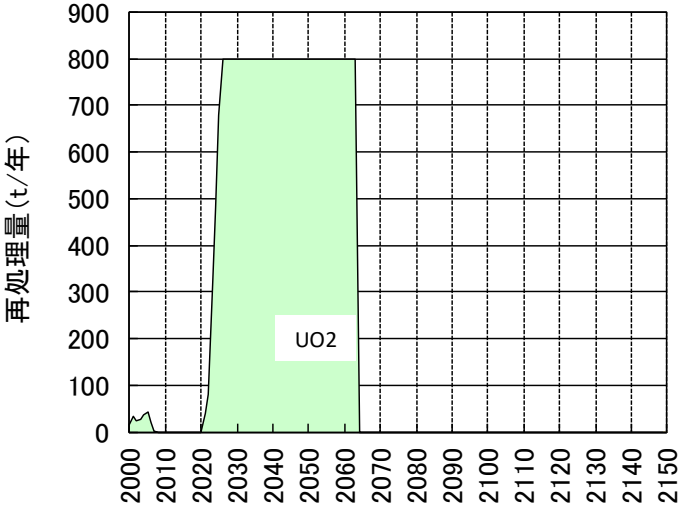

C1.5シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

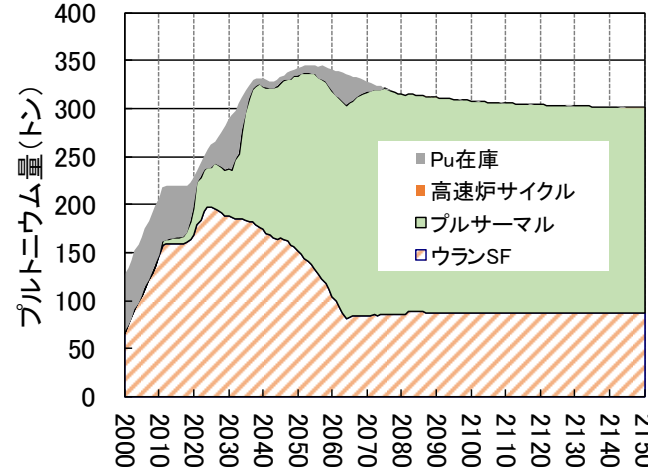

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

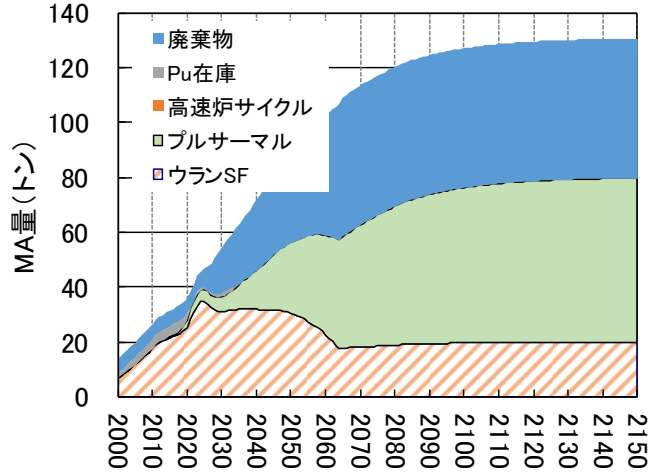

プルサーマルの占める発電容量割合

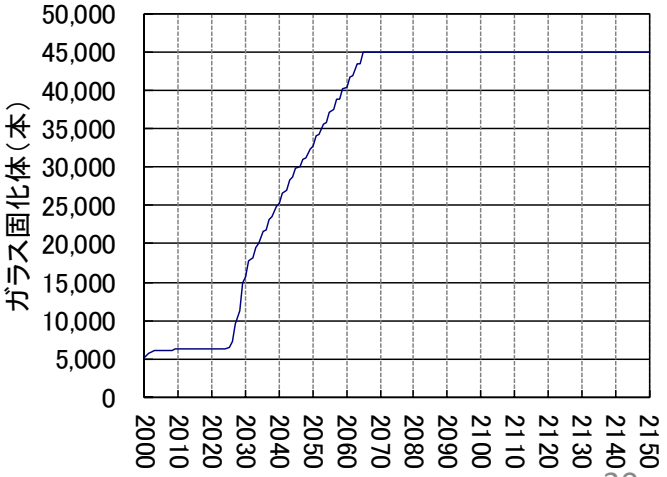

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

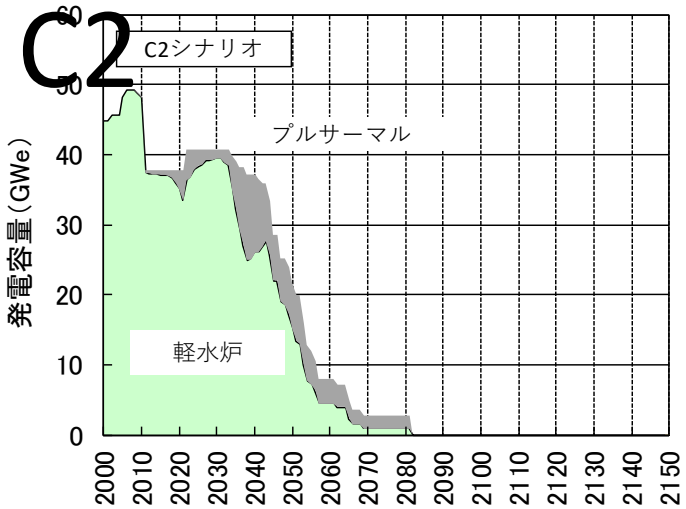

UO2
再処理量（t/年）

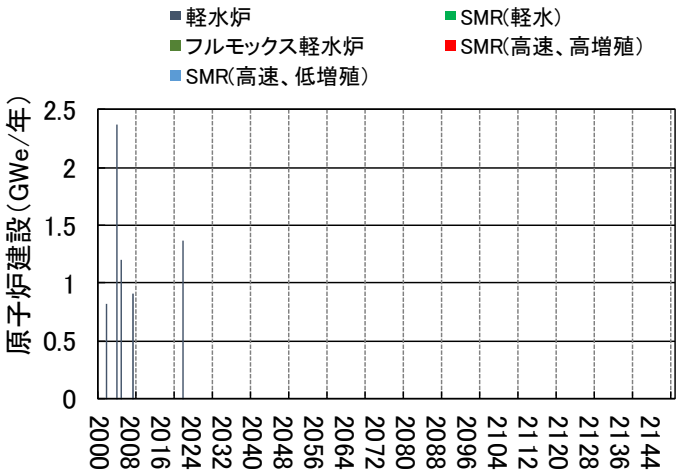

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

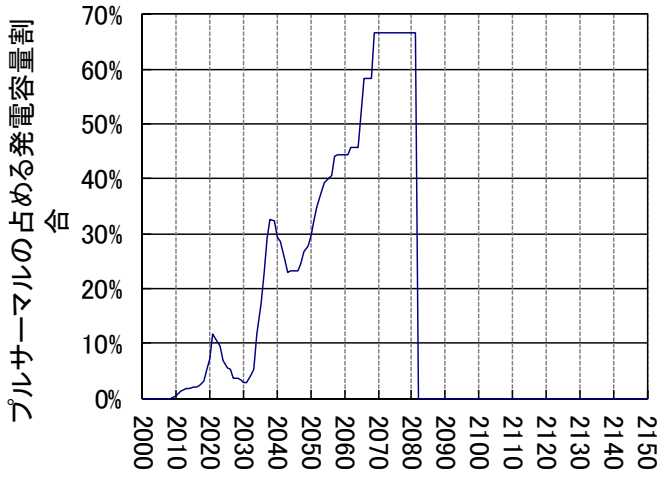

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

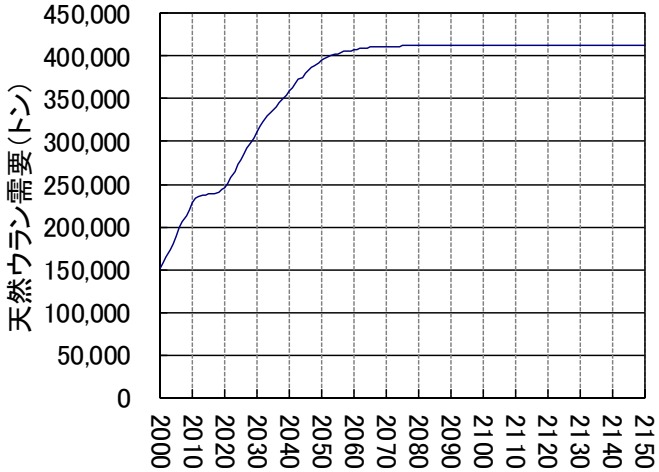

ガラス固化体（本）

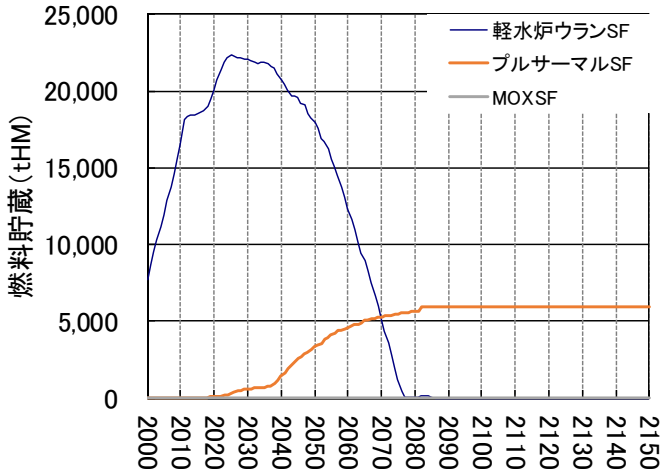
C2

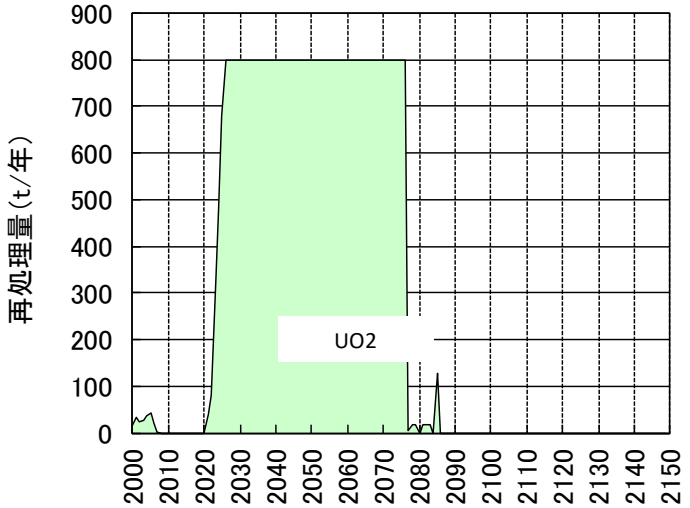

C2シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

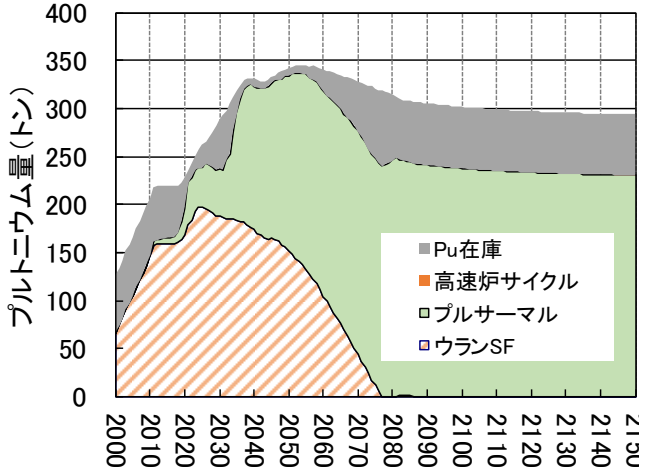

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

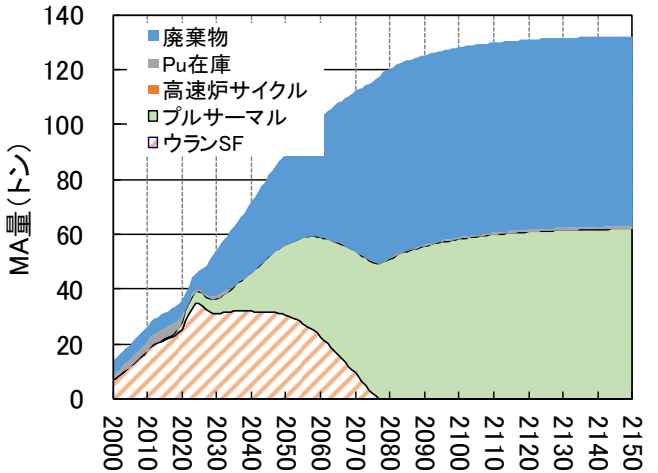

プルサーマルの占める発電容量割合

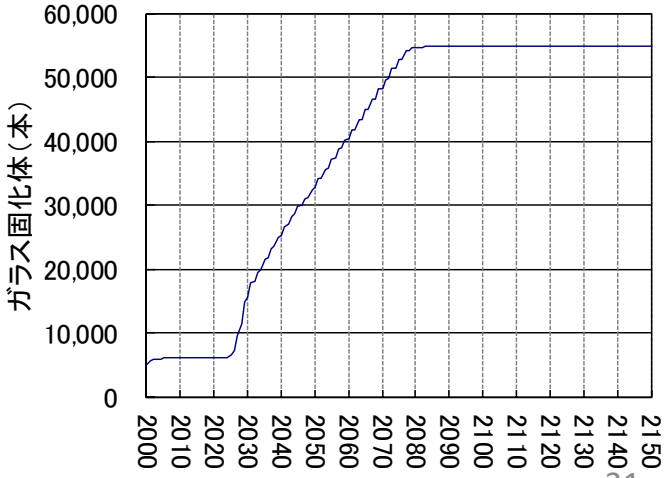

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

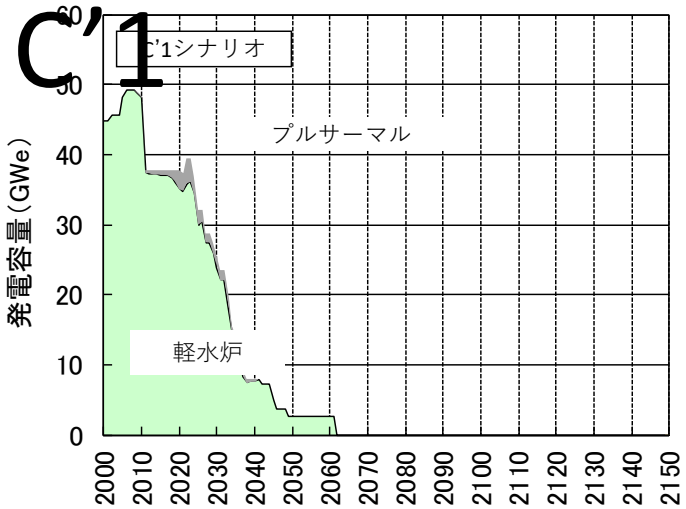

UO2
再処理量（t/年）

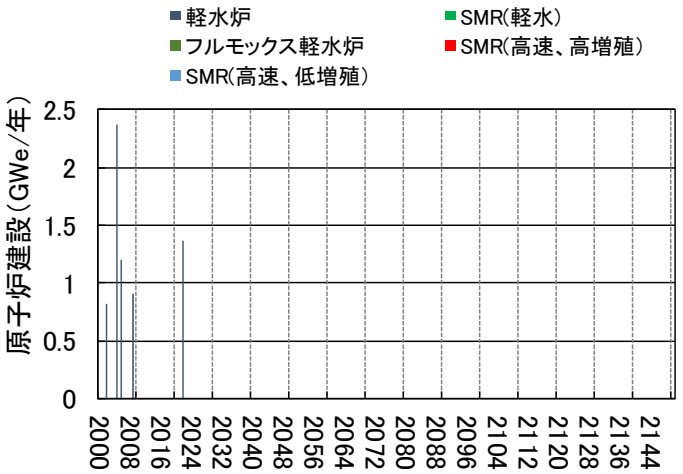

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

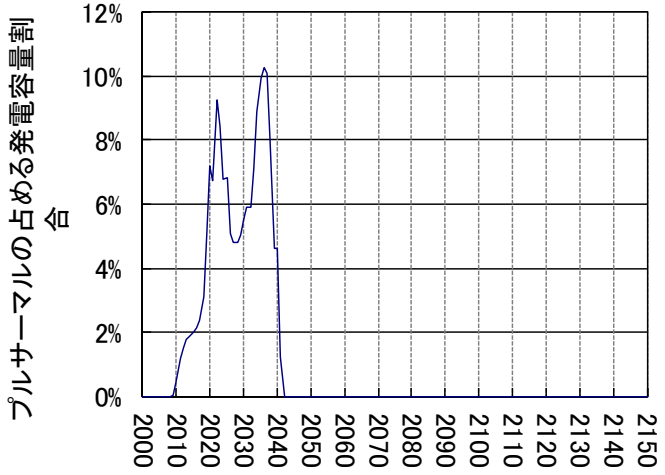

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

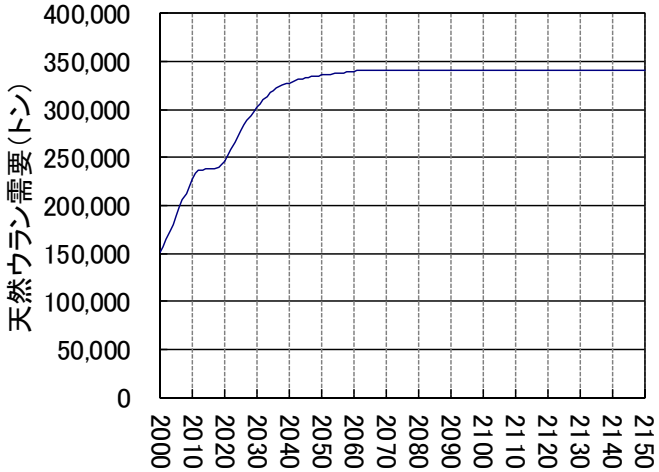

ガラス固化体（本）

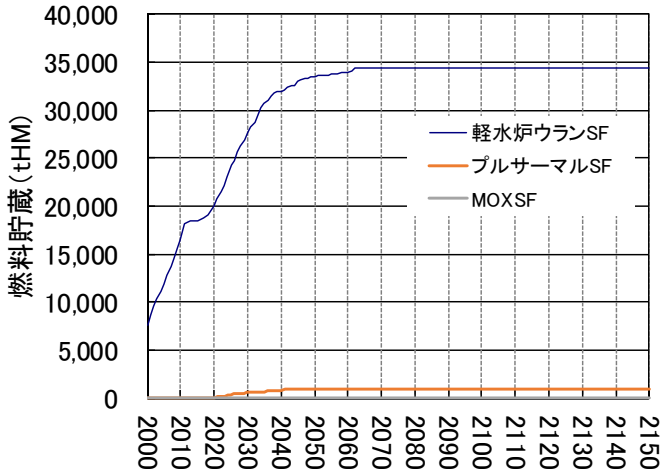
C’1

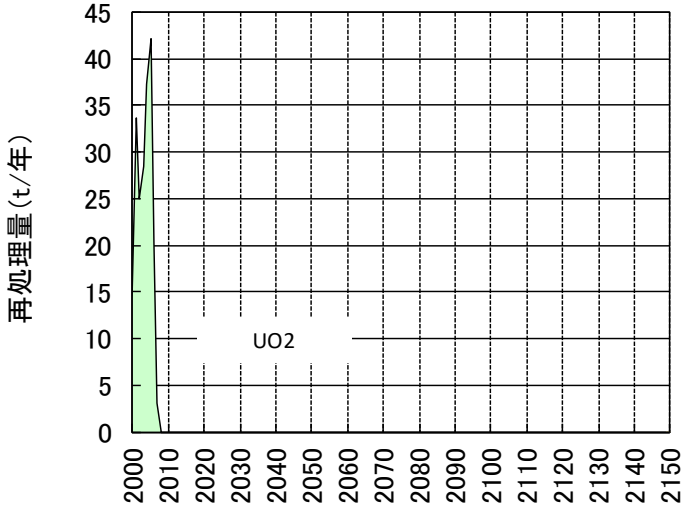

C’1シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

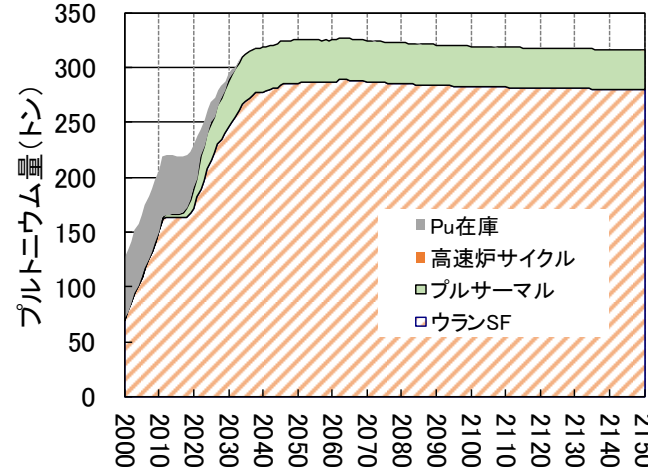

軽水炉
SMR(軽水)
フルモックス軽水炉
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

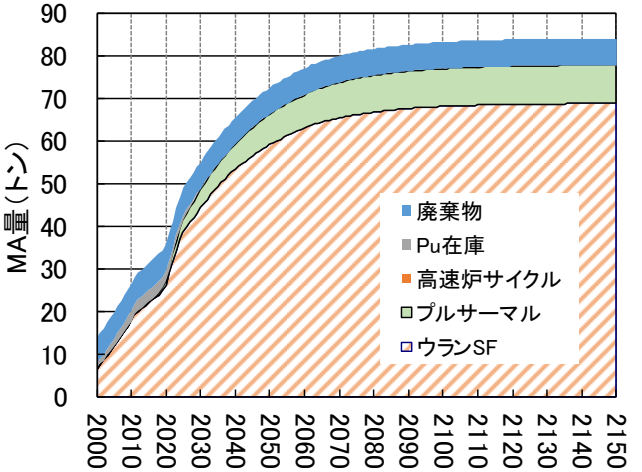

プルサーマルの占める発電容量割合

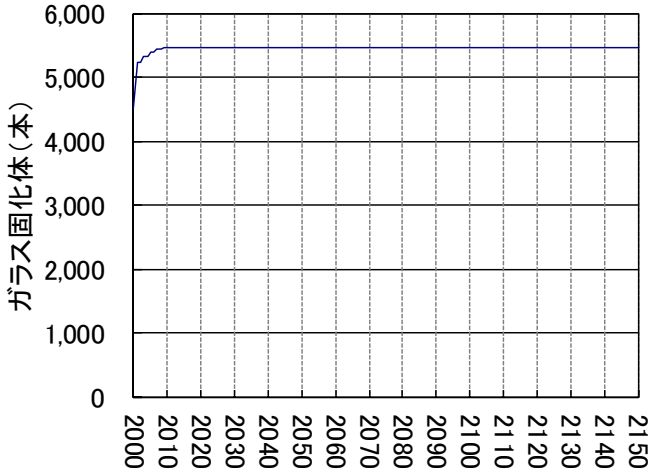

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

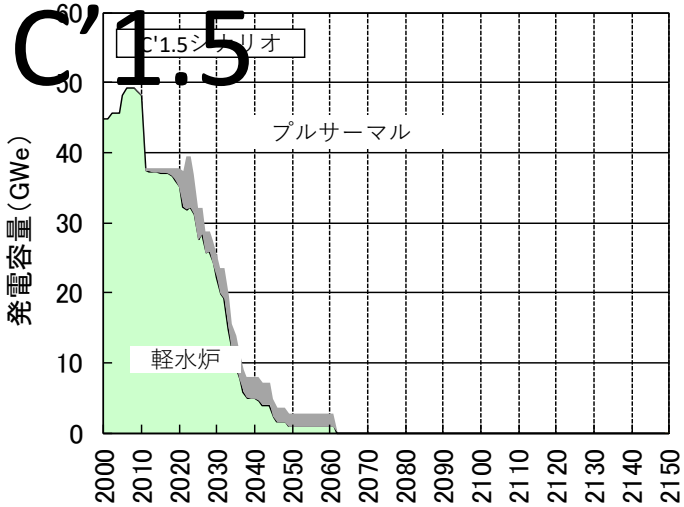

UO2
再処理量（t/年）

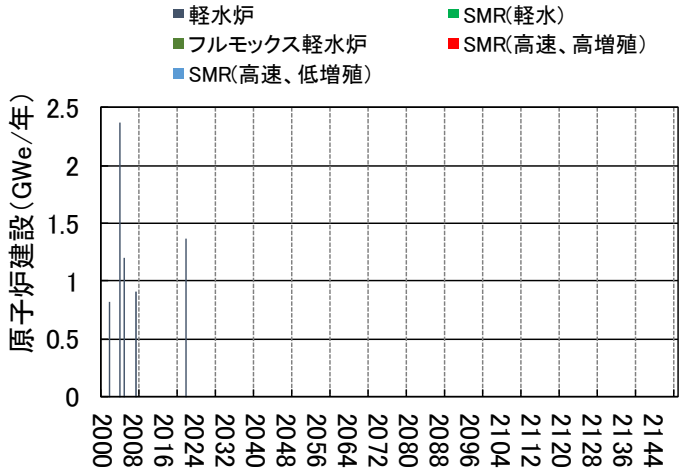

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

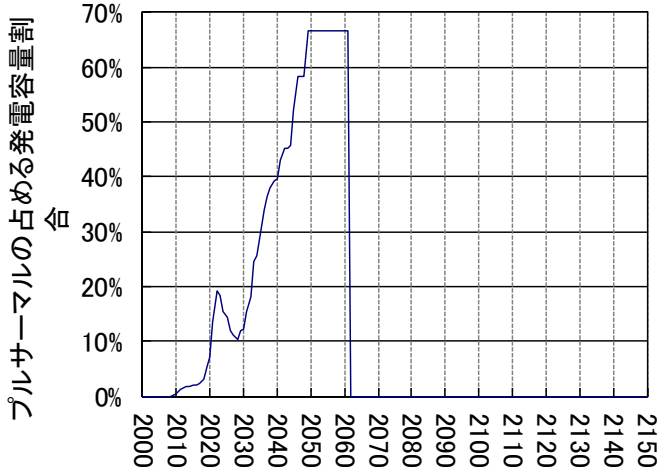

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

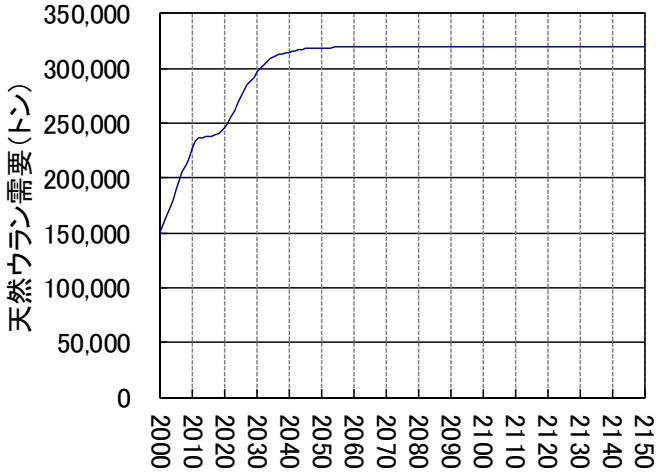

ガラス固化体（本）

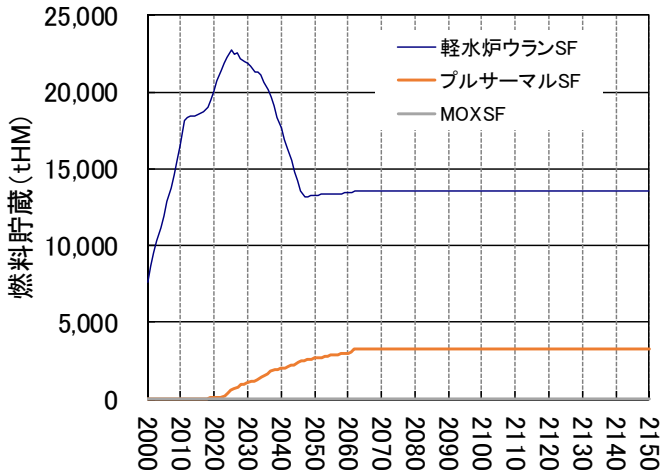
C’1.5

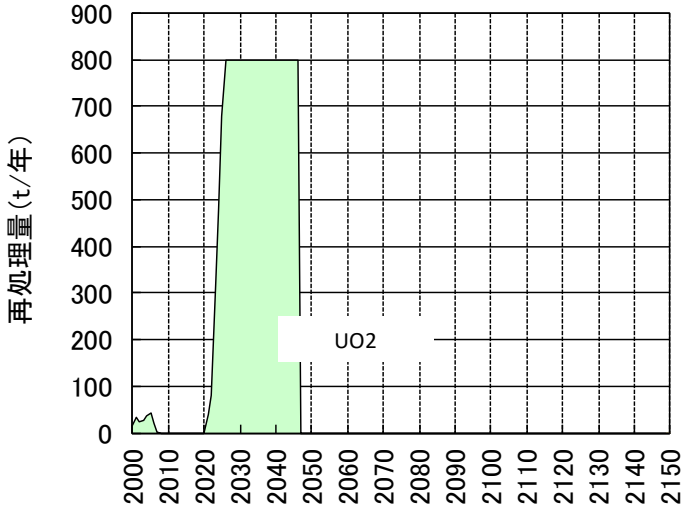

C'1.5シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

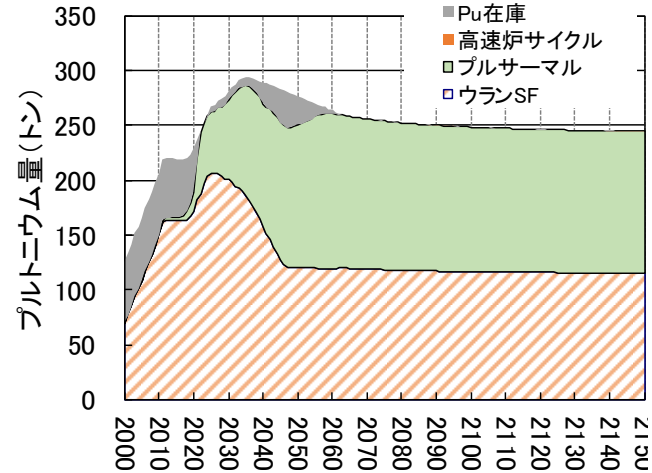

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(高速、低増殖)
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
原子炉建設（GWe/年）

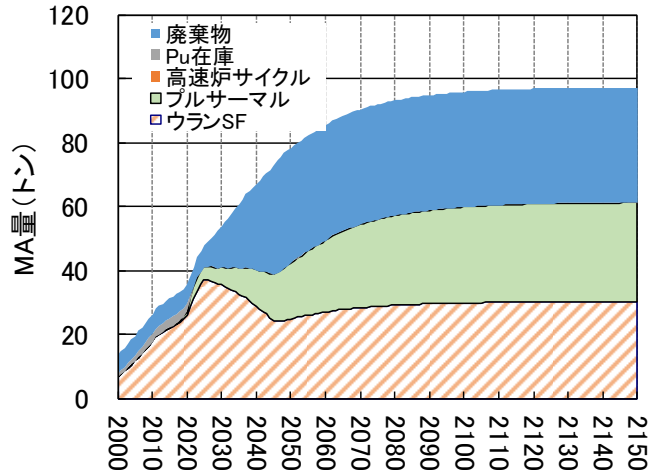

プルサーマルの占める発電容量割合

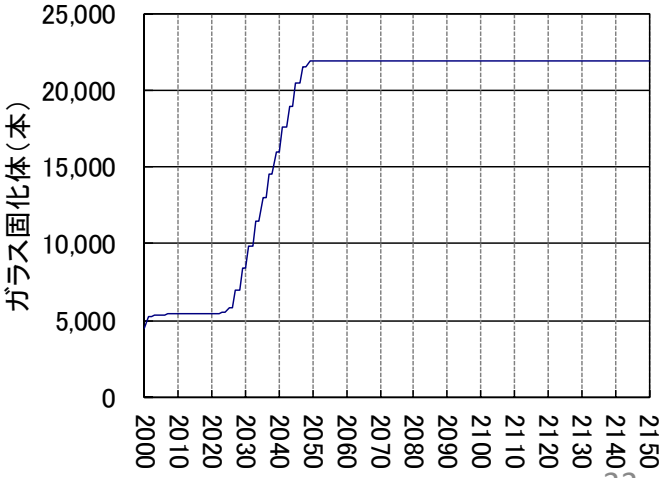

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）

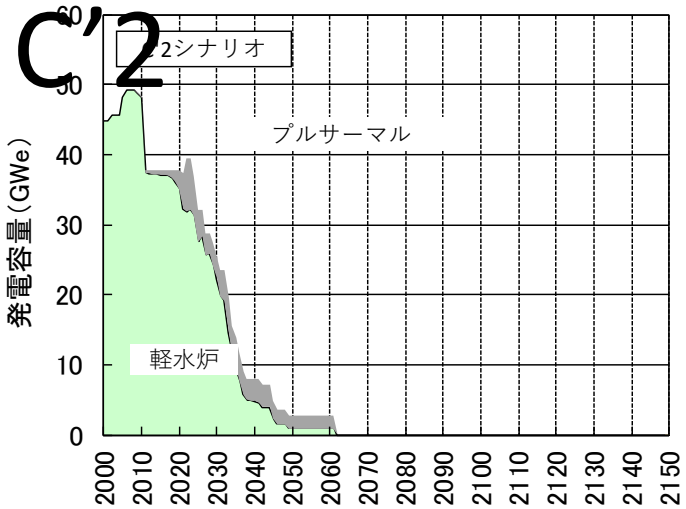

UO2
再処理量（t/年）

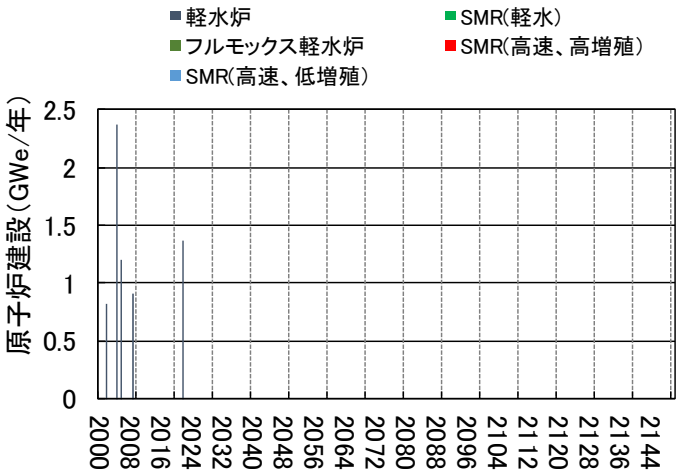

Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）

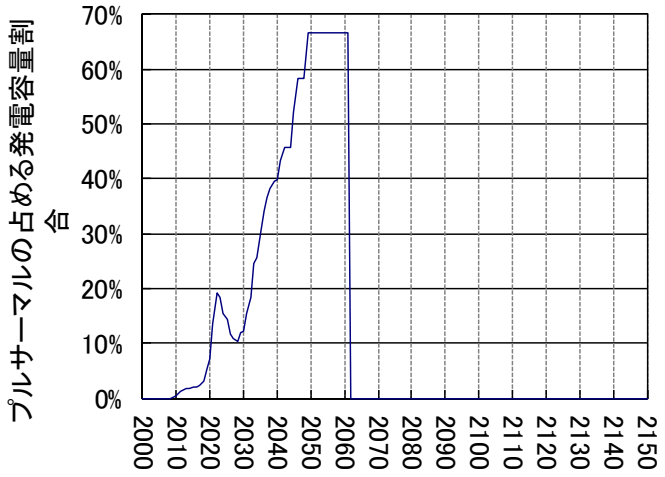

廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）

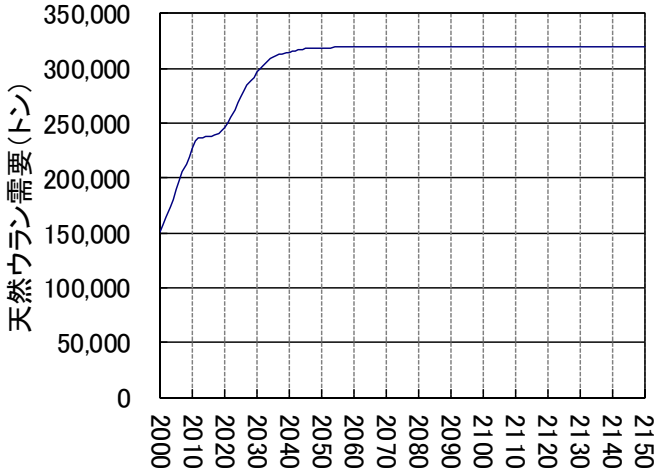

ガラス固化体（本）

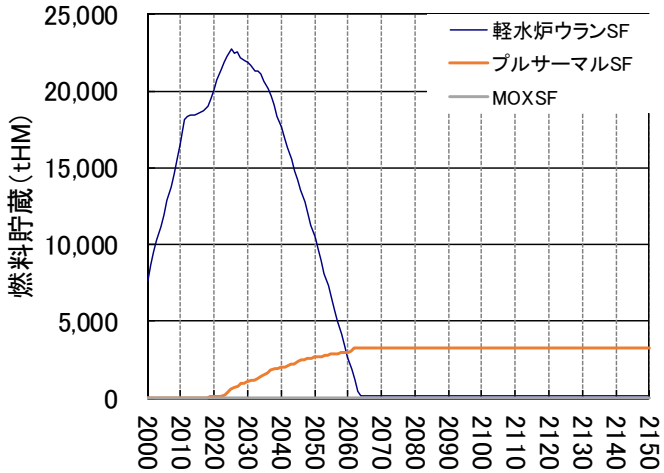
C'2

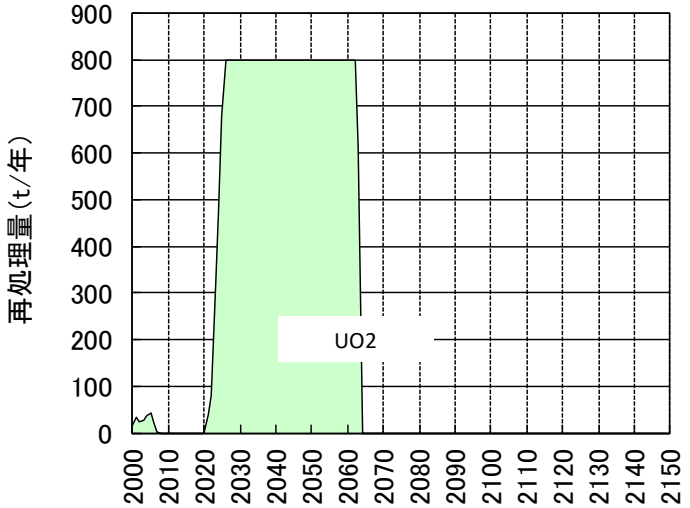

C'2シナリオ
プルサーマル
軽水炉
発電容量（GWe）

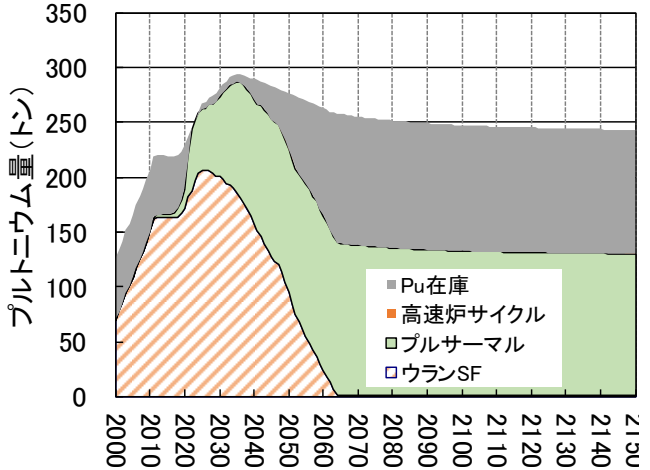

軽水炉
フルモックス軽水炉
SMR(軽水)
SMR(高速、高増殖)
SMR(高速、低増殖)
原子炉建設（GWe/年）

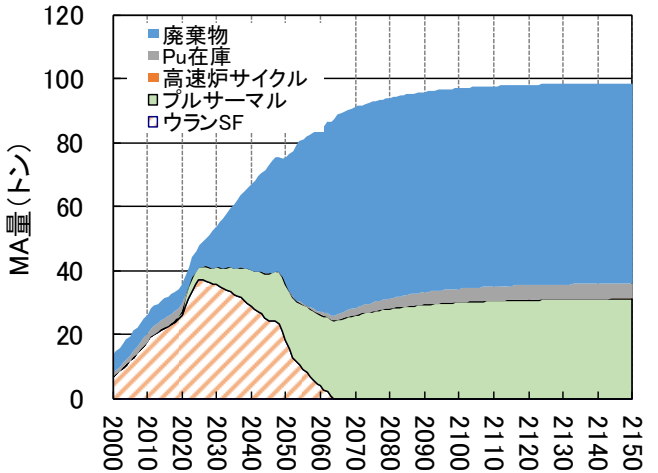

プルサーマルの占める発電容量割合

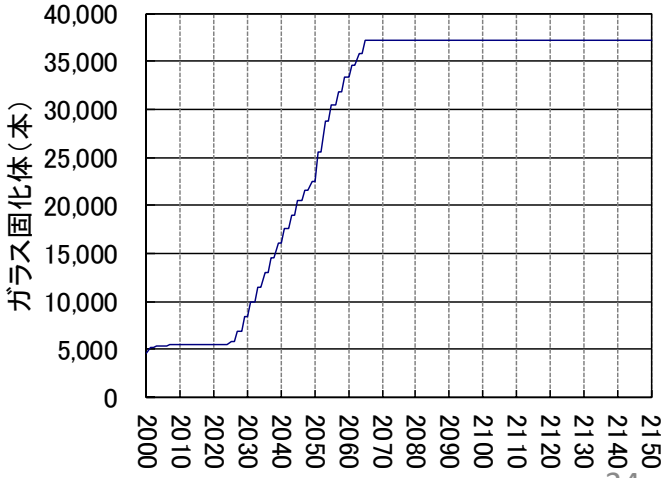

天然ウラン需要（トン）


軽水炉ウランSF
プルサーマルSF
MOXSF
燃料貯蔵（tHM）


UO2
再処理量（t/年）


Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
プルトニウム量（トン）


廃棄物
Pu在庫
高速炉サイクル
プルサーマル
ウランSF
MA量（トン）


ガラス固化体（本）

高速炉システムに関する技術調査

令和元年10月9日

（国）日本原子力研究開発機構
高速炉・新型炉研究開発部門

渡部　創

Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

調査内容

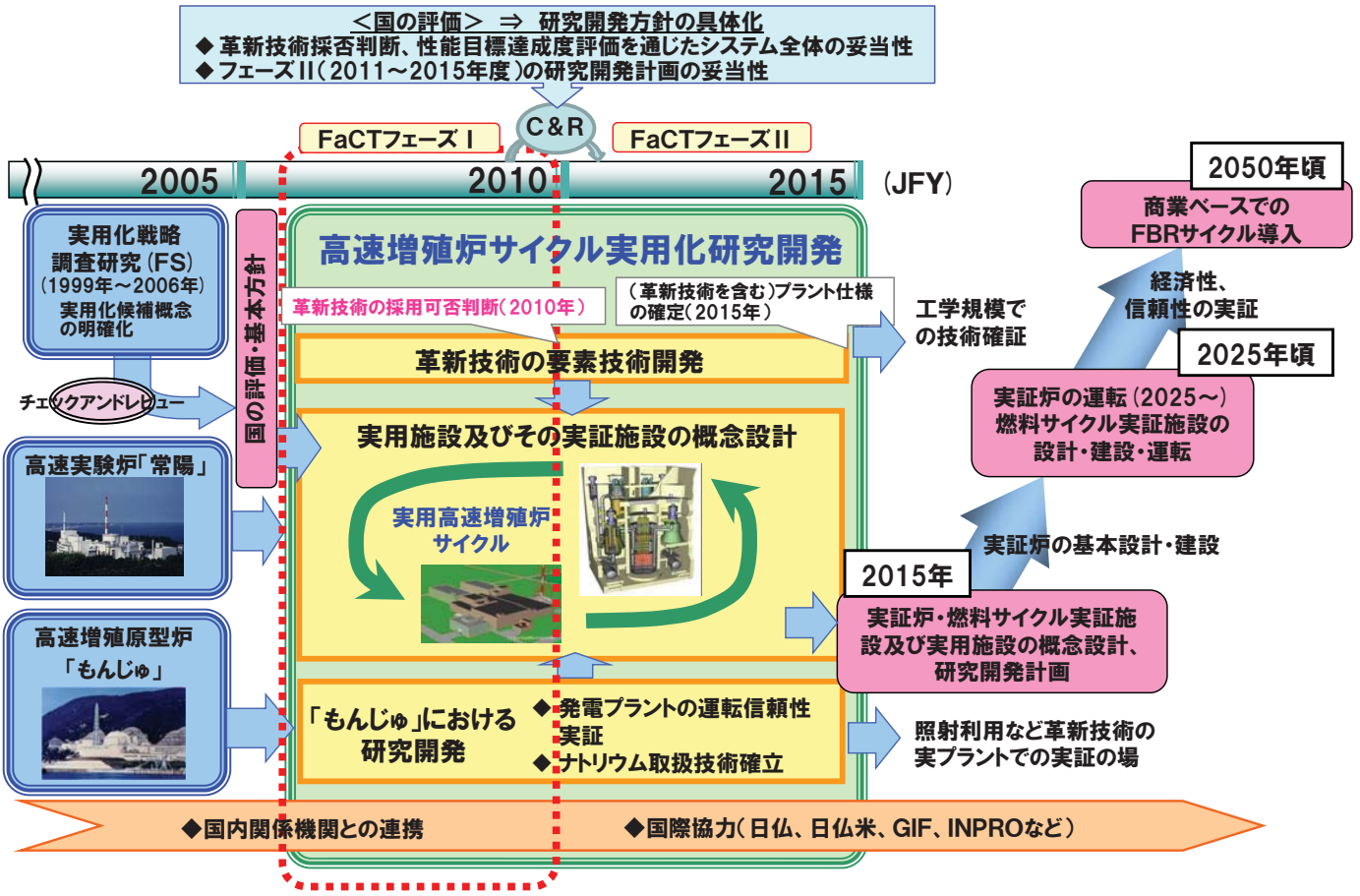
- FaCT研究に係る経緯、高速炉開発の戦略ロードマップ

●FaCT報告書より抜粋
- 炉システム及び成立性評価
- 再処理システム及び成立性評価

●R1　FBR委員会資料より抜粋
- 再処理技術開発の現状

別添
高速炉システムの達成度評価の概要(FaCT報告書より抜粋)

FaCT当時のFBRサイクル導入に向けた想定



炉システム及び成立性評価

FaCT(Phase I)で採用した高速炉概念

➢ 将来の基幹電源となり得る「安全性、信頼性、経済性」を実現し、ウラン資源の持続的利用を達成できるナトリウム冷却高速増殖炉のプラント概念

プラント概念の特徴

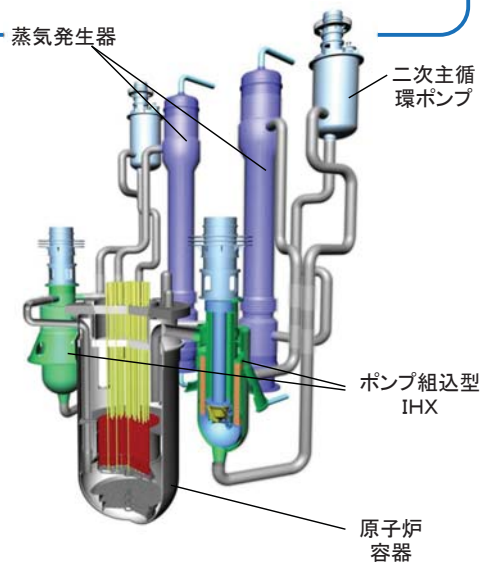
◆ 安全性向上
- ➢ 受動的な炉停止機構（制御棒の自重挿入）
- ➢ 自然循環による炉心冷却

◆ 信頼性向上
- ➢ ナトリウム配管・容器の2重化
- ➢ 蒸気発生器伝熱管に資産保護性の高い「防護管付伝熱管を採用
- ➢ ナトリウム中機器・構造の保守性向上

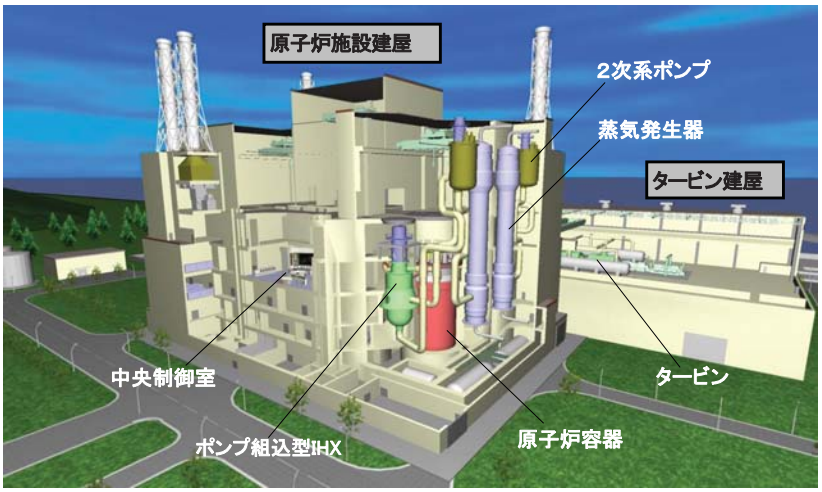
◆ 経済性向上
- ➢ 燃料の高燃焼度化（15万MWd/t）と18～26ヶ月の長期運転サイクル
- ➢ 2ループ構成で高出力化（150万kWe級）
- ➢ 高クロム鋼による配管短縮
- ➢ ポンプ組込型中間熱交換器

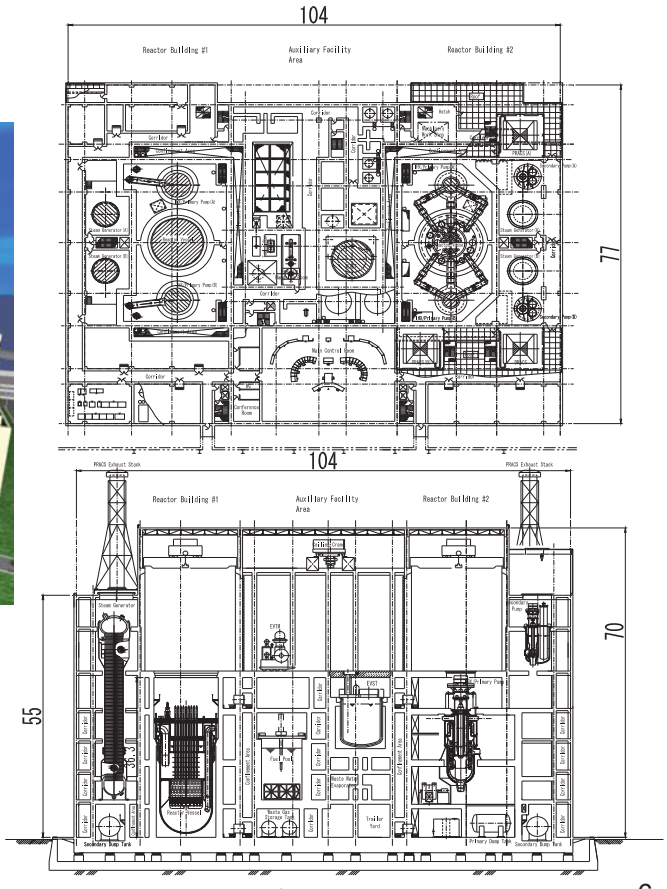
主要仕様及び性能

項目	性能
炉形式	Na 冷却アドバンスドループ型
炉心・燃料形式	均質2領域炉心（ MOX 燃料高内部転換型）
燃料集合体形式	改良内部ダクト型集合体
ヒートバランス	1次系： 550/395℃ 、2次系： 520/335℃
ループ数	2ループ
崩壊熱除去系	直接炉心冷却系 × 1、 1次系共用型炉心冷却系 × 2系統
主循環ポンプ及び中間熱交換器	1次系ポンプ組込型 IHX
蒸気発生器形式	一体貫流型縦置有液面直管型 防護管付き伝熱管
構造材料	原子炉容器：316FR 鋼 冷却系機器：改良9Cr-1Mo鋼
免震方式	高速炉用免震装置による建屋免震
プラント熱効率	約 42 %
増殖比	1.03, 1.1, 1.2
稼働率	90% 以上



実用炉ツインプラント概念（1500MWe×2）



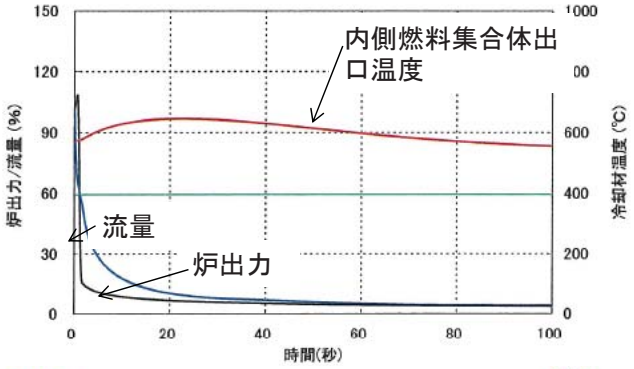


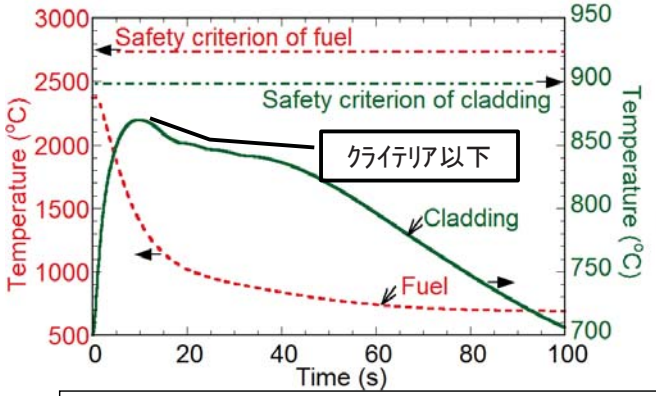
Section

プラントシステム成立性評価　(1) 安全性評価

LOF型事象の解析結果

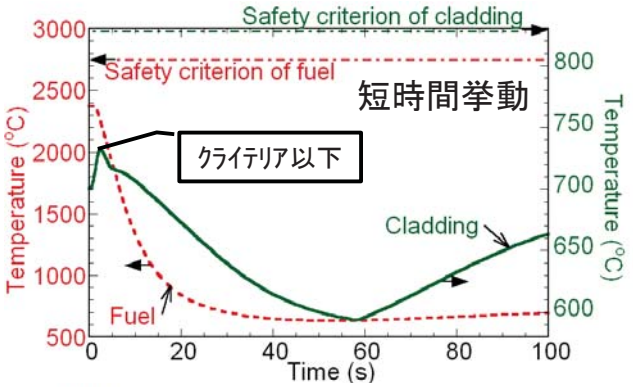
主炉停止系（1次ポンプ回転数低）で炉停止

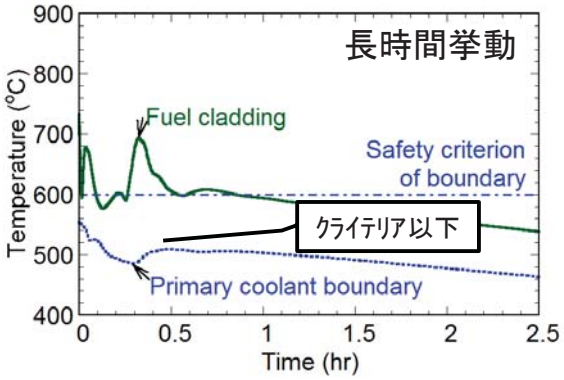




クライテリアを満足⇒現状の設計は妥当

外部電源喪失事象時、DRACS1系統とPRACS2系統による自然循環除熱





プラントシステム成立性評価　(2) 耐震性

耐震性評価の考え方：

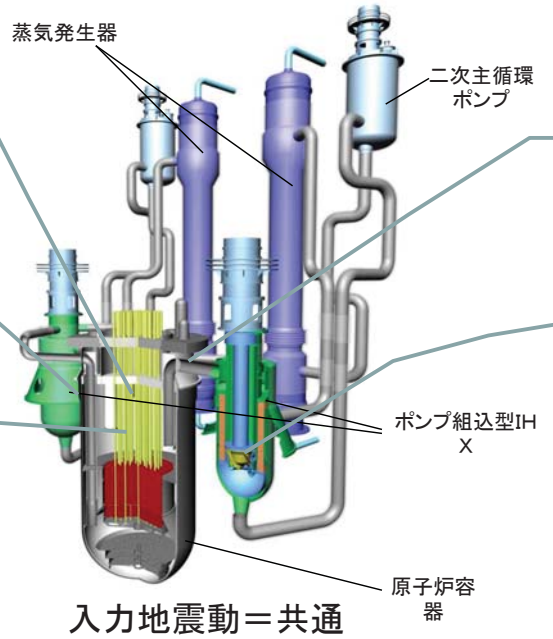
中越沖地震の影響も考慮し入力地震動を設定、各機器評価用の床応答曲線を算定後、各機器の耐震評価を行う。
評価項目は、概念成立性に影響を及ぼす項目を選定。

主要評価項目（各機器の設計成立性で評価）

制御棒挿入性を確保

容器の耐座屈成立性を確保

炉心の集合体飛上がり量、反応度投入量を制限



入力地震動＝共通

配管での発生応力を制限

ポンプ下部軸受と主軸の焼き付けに至るような接触を防止

各機器の設計の中で、それぞれ耐震性を評価。
耐震性が確保できていることを確認。

プラントシステム成立性評価　(3) プラント建設費

- 評価条件

◆革新技術の採否判断完了後のプラント概念設計から得られた物量データを基に評価。
（注）但し、これら建設費には土地代、港湾費は含まない。

■ 評価結果

◆初号機の利子込建設単価は、25万円/kWeなり、<u>最新の国内軽水炉の建設単価25～29万円/kWeと同等か1割程度低く、将来における基幹電源として競合できる経済性を有するものと判断する。</u>

実用炉（150万kWeツイン）※	
（初号機：利子込）	7，590億円（25万円/kWe）
（習熟後：オーバーナイト）	5，370億円（18万円/kWe）

※：2010年9月の評価値。

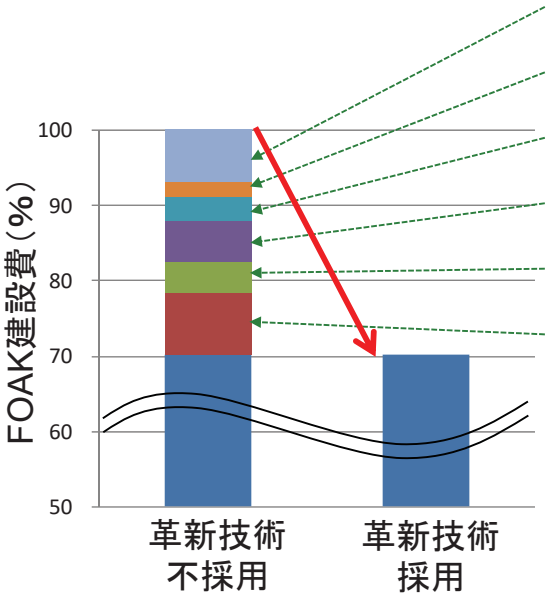
プラントシステム成立性評価　(3) プラント建設費
＜革新技術の採用効果＞

- 評価条件

◆革新技術の代替案を採用した際のプラント物量の増加を考慮して評価した建設費との比較により、革新技術の建設コスト削減効果を評価する。

■ 評価結果

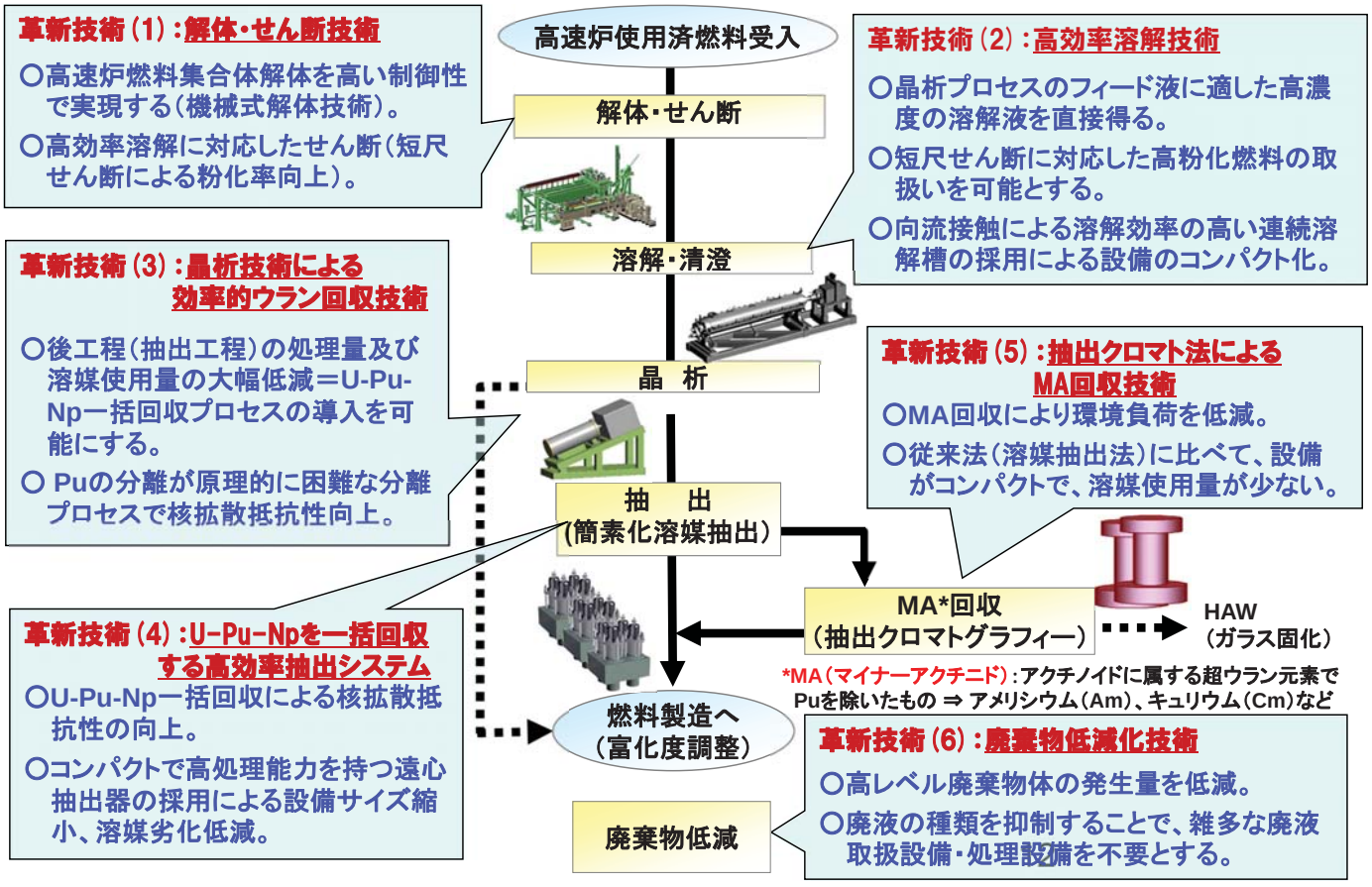
◆革新技術は、FOAK建設コストを約30％削減する効果がある。



- PNC/FMS鋼をODS鋼にした場合：7%減
- SGをループ当り2基から1基に大型化した場合：2%減
- コールドベッセルをホットベッセルにした場合：3%減
- 316FR鋼を9Cr鋼にした場合：6%減
- IHX及びポンプの分離配置を合体した場合：4%減
- 4ループから2ループにした場合：8%減

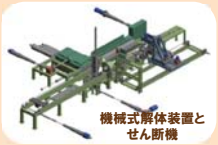
再処理システム及び成立性評価

先進湿式再処理法（NEXT法）の概要



FaCT Phase-Iでの革新技術の採否判断状況

◆ ①解体・せん断技術


機械式解体装置とせん断機

- 「もんじゅ」模擬集合体を用いた解体試験にて、2時間程度で解体が可能であることを確認。
- 「もんじゅ」模擬集合体を用いたせん断試験にて、2時間以内のせん断及び短尺せん断が可能であることを確認。

【判断結果】 **採用**

◆ ②高効率溶解技術

連続溶解槽

- 使用済燃料溶解試験にて、400gHM/Lまでの高効率溶解を確認し、シミュレーションにより目標（500gHM/L）達成見通し。2010年度に500gHM/Lを確認。
- 連続溶解槽モックアップ試験にて、ハルの排出性、燃料の保持性を確認。

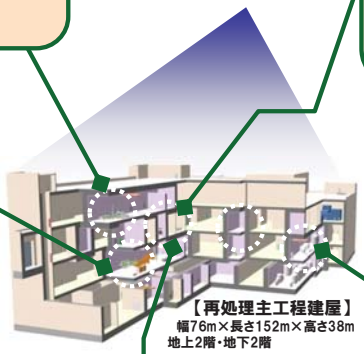
【判断結果】 **採用**

◆ ⑥廃棄物低減化（廃液二極化）技術

- ソルトフリー洗浄試薬の性能試験にて、Zr、Ruについて目標とした洗浄性能の達成を確認。Puについては未確認。
- 試薬分解試験において分解性能は目標達成。さらに、分解生成物の気相への移行率は十分低いことを確認。ただし、気相中での挙動評価が課題。

【判断結果】 **検討継続**

投資対効果を考慮しつつ、廃棄物低減化技術に係る研究開発プログラムを再構築した上で、2013年度末までにサイクル技術全体の開発計画の中で検討。


【再処理主工程建屋】
幅76m×長さ152m×高さ38m
地上2階・地下2階

◆ ③晶析技術による効率的ウラン回収技術

晶析装置と結晶洗浄器

- 所定のU回収率条件では、液体不純物のDFは目標達成（DF=100）したが、固体不純物（Cs、Ba）は不足。
- 装置開発では0℃前後の低温域での晶析システムや非定常事象検知方法の有効性を確認。

【判断結果】 **検討継続**

検討を継続し、技術的成立性に関する課題についてR&Dで見通しを確認した上で、2015年までに実用化までのR&Dの進め方を決定。リスク回避の観点からコプロセッシング法についても並行してR&Dを実施。

◆ ④U-Pu-Npを一括回収する高効率抽出システム

- 使用済燃料溶解液を用いた試験にて、目標とした回収率・除染係数の達成見通し。
- 遠心抽出器試験において、目標とした装置性能（流量、段効率）の達成及び装置安定性を確認。
- 機械的耐久性は3年・耐放射線性は2年までを達成

遠心抽出器

【判断結果】 **採用**

◆ ⑤抽出クロマト法によるMA回収技術

- 複数の抽出剤候補から最も有望なTODGAとR-BTPの組み合わせを選定。
- FPのDFはほぼ目標達成見通し（Tc以外は100以上）であるが、MA（Am・Cm）回収率は不足（95%）。

MA抽出クロマト塔

- 火災・爆発に関する安全性確保に関して通水による除熱、吸着材抜出による発熱源排除などの対策が実施可能。

【判断結果】 **検討継続**

検討を継続し、技術的成立性に関する課題についてR&Dで見通しを確認した上で、2015年までに実用化までのR&Dの進め方を決定。

再処理技術開発の現状

福島原発事故以降のF再を取り巻く主な状況

- FaCTプロジェクトのフェーズⅠ（2006～2010年度）成果を取りまとめ、公表したが、福島第１原子力発電所の事故の影響により国の評価が中断
- FaCTプロジェクトのフェーズⅡへの移行は見送り
- 維持管理などの必要な取組を除いて、原則、研究開発を凍結

- 平成24年9月　「革新的エネルギー・環境戦略」
- 平成24年10月～平成25年9月　もんじゅ研究計画作業部会
- 平成26年4月　第四次エネルギー基本計画
- 平成28年12月　高速増殖炉もんじゅの廃炉及び高速炉開発方針に係る政府決定
- 平成30年7月　第五次エネルギー基本計画
- 平成30年12月　高速炉開発の戦略ロードマップ発表

F再開発は現在、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発に比重を移すとともに、六ヶ所後継プラントの技術構築に向けた技術開発を着実に実施

高速炉開発の戦略ロードマップ

・昨年12月21日の原子力関係閣僚会議にて決定

・**高速炉開発の方針**や**今後10年程度の開発作業**を特定

高速炉開発の方針

・高い安全性の確保や更なるコスト削減を指向

・民間がイノベーションを進めながら多様な技術開発を推進し、炉概念を提案。これを受けて、ステークホルダーが有望な炉概念を絞り込む

・今後10年の前半5年間は**多様な技術間での競争**を促すステップ、後半5年間では**提示された概念の絞り込みと重点化**を行い、その後、関係者の理解の共通化等を前提として、**実用化に向けて開発課題及び工程の検討**に進む

・**国研の役割としては、開発計画の立案・推進に技術面で参画するとともに、研究開発基盤を提供する**

高速炉開発の戦略ロードマップ

今後10年程度の各プレイヤーの役割

① 国による方向性の提示（国）
② 電気事業者等ステークホルダーの関与（電気事業者）
③ 技術成熟度に応じた資金支援（国）
④ 研究開発基盤の提供（原子力機構、大学）
⑤ メーカーの創意工夫を活かしたイノベーションの実現（メーカー）
⑥ 技術評価と選択（国、原子力機構、電気事業者）

戦略ロードマップでの燃料サイクルの位置づけ

・核燃料サイクルは引き続き維持
・資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた高速炉開発の意義を実現するためには再処理技術が必要
・高速炉開発に関連する燃料製造・処理技術の研究開発への取組が重要

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための開発

MA分離技術の特徴

	原　理	利　点	課　題
溶媒抽出法	抽出剤を含有する有機相と硝酸溶液等の水相との間の分配平衡が元素により異なることを利用する分離法	・連続多量処理が容易 ・高い回収率と高い分離度 ・工業的経験が豊富	・取扱液量増大 ・装置規模拡大の可能性 ・希釈剤の選択 ・第三相形成防止
抽出クロマトグラフィ	抽出剤を適当な単体に保持し、溶媒抽出の原理の下、固液間抽出で分離する方法	・希釈剤不要 ・高い分離性能 ・装置がコンパクト（抽出剤の高密度充填）	・原子力界での工業的な経験が少ない ・遠隔操作、保守性の問題 ・溶離液量増大の可能性

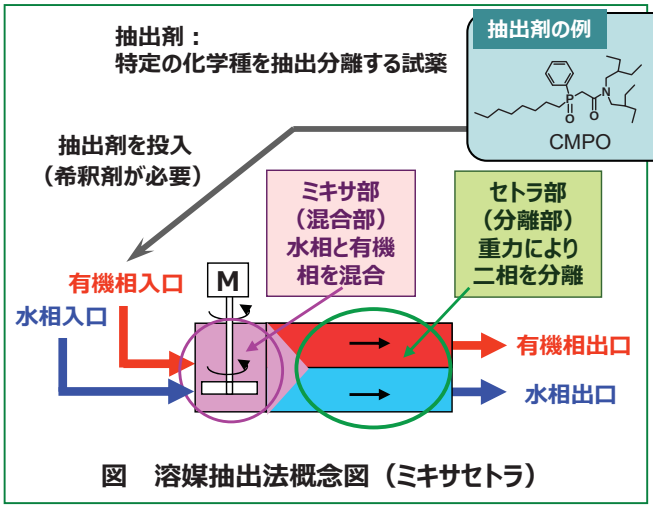


図　溶媒抽出法概念図（ミキサセトラ）

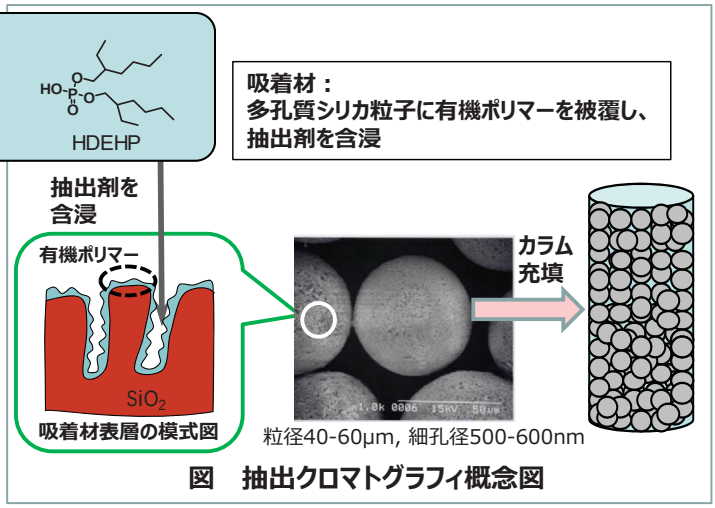


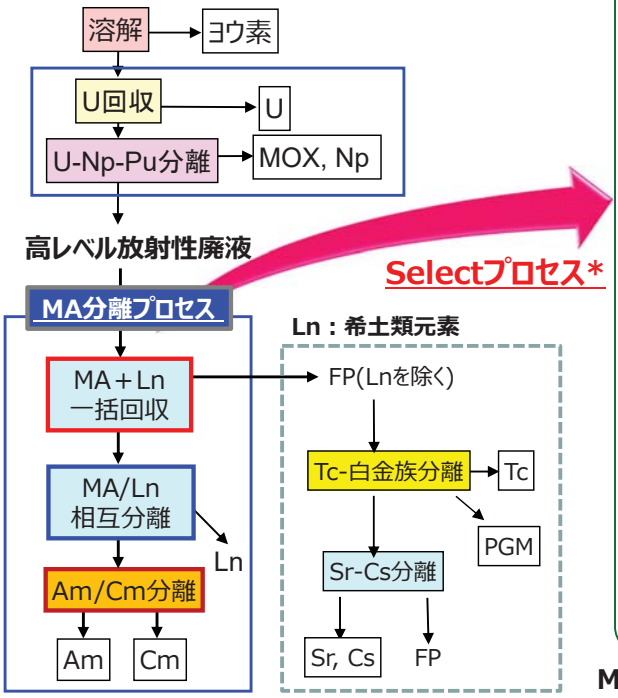
図　抽出クロマトグラフィ概念図

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための開発

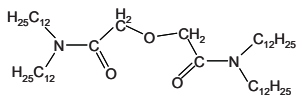
溶媒抽出法によるMA分離技術開発

【Selectプロセス】

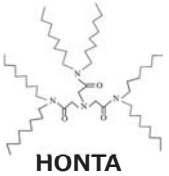
安価で焼却可能な抽出剤を利用し、Amなどを99.9%以上の高効率で分離可能とするプロセス



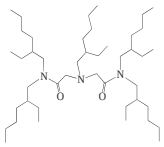
【主な成果】



TDdDGA
(MA+Ln一括回収)
MAを検出限界以下まで回収



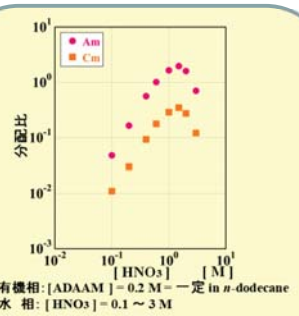
HONTA
(MA/Ln相互分離)
MA回収率95%以上
（Lnの90%を分離）



ADAAM(EH)
(Am/Cm分離)
Am回収率99.9%以上
（Cmの90%を分離）

MA分離用の新規抽出剤と分離性能

実高レベル放射性廃液による分離試験により性能評価

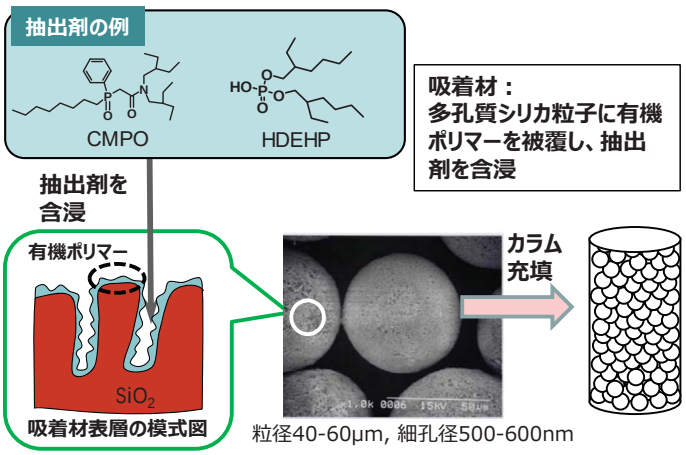


AmとCmの高い相互分離性を確認（トレーサー試験）

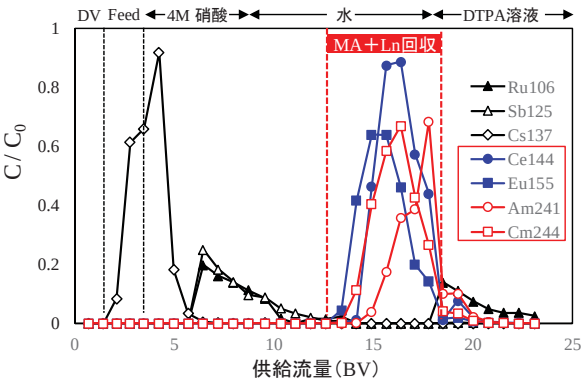
*Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための開発

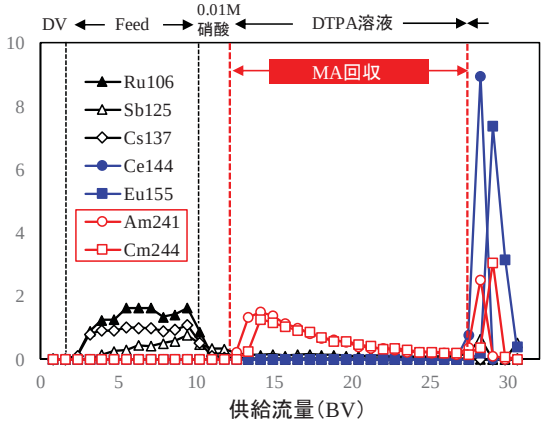
抽出クロマトグラフィによるMA分離技術開発



吸着材の基本構造



高レベル放射性廃液からのMA＋Ln共回収結果の例



MA＋Ln共回収溶液からのMA分離結果の例

- 既往の実績をもとに、まずは第1段階（MA＋Ln共回収：抽出剤：CMPO）、第2段階（MA/Ln分離：抽出剤：HDEHP）によるフローシートを検討
- 現状では、第1段階は99%程度、第2段階は80%程度のMA回収率であり、課題となる後段の分離性能を高めるため、吸着材の構造や分離条件の改良を実施中
  ⇒**分離条件の改良により、MA回収率96%の分離性能を高レベル放射性廃液によるホット試験で実証**

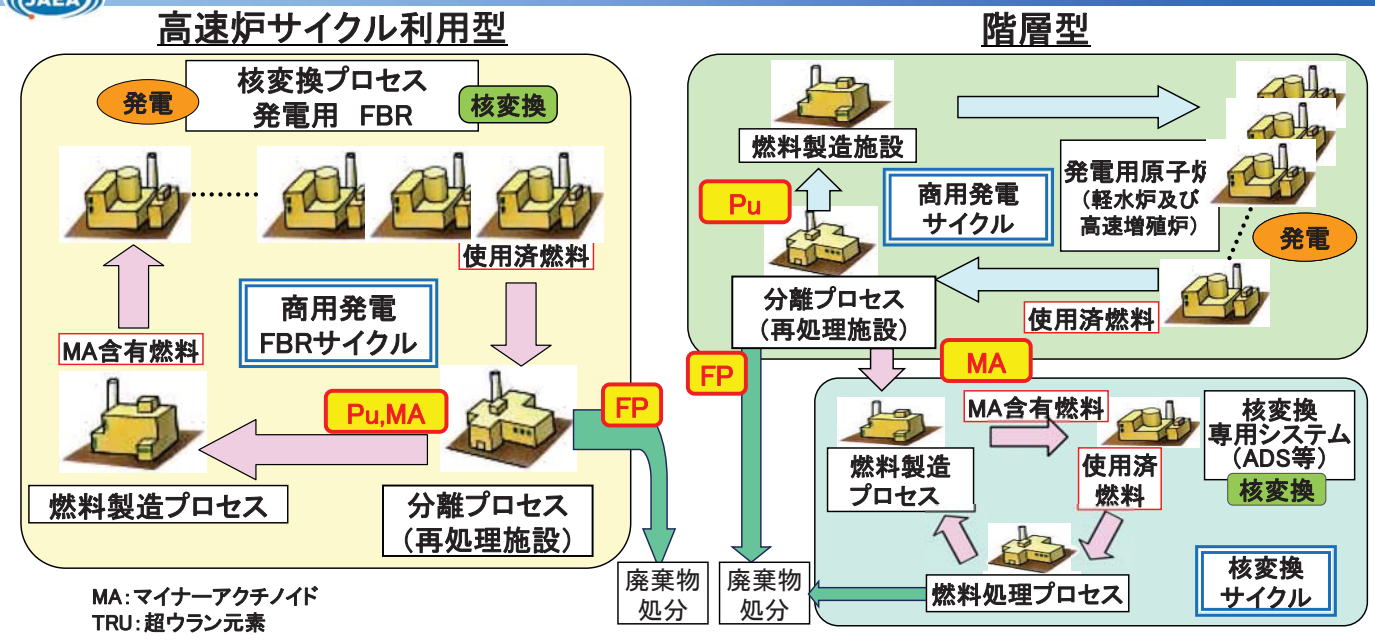
加速器駆動システムによる分離・変換技術

JAEA 西原健司

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」
研究専門委員会

2019/10/9

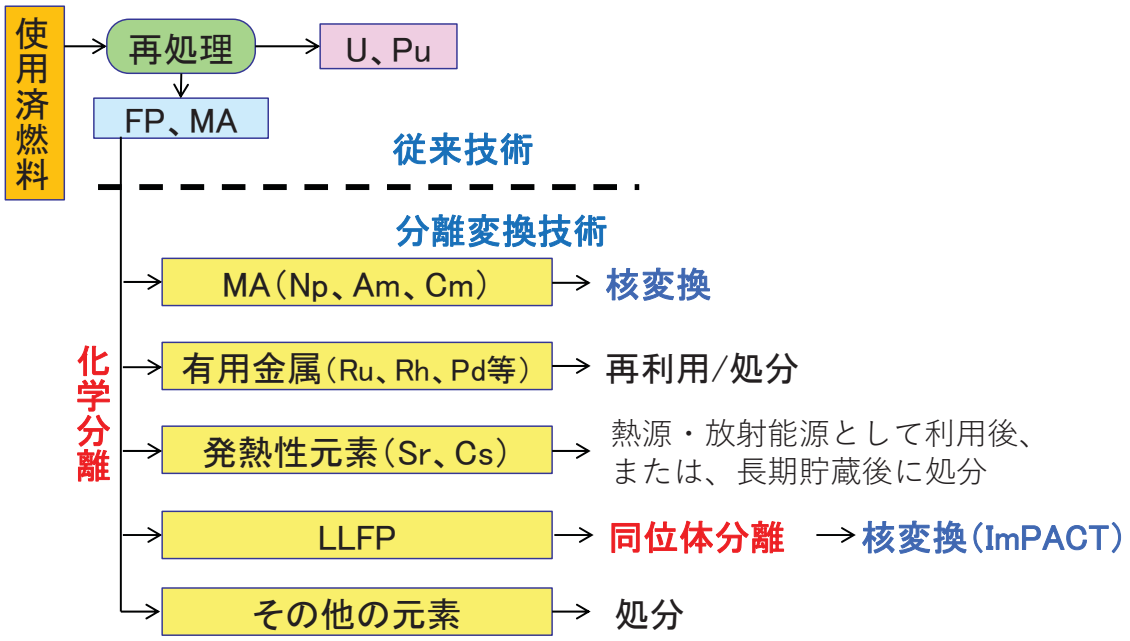
高速炉サイクル型と核変換専用サイクル型(階層型)



- **発電炉を用いた分離変換技術**
- ひとつの閉サイクル内でPuと共にMAをリサイクル
- 発電炉(高速炉)内でMAを核変換

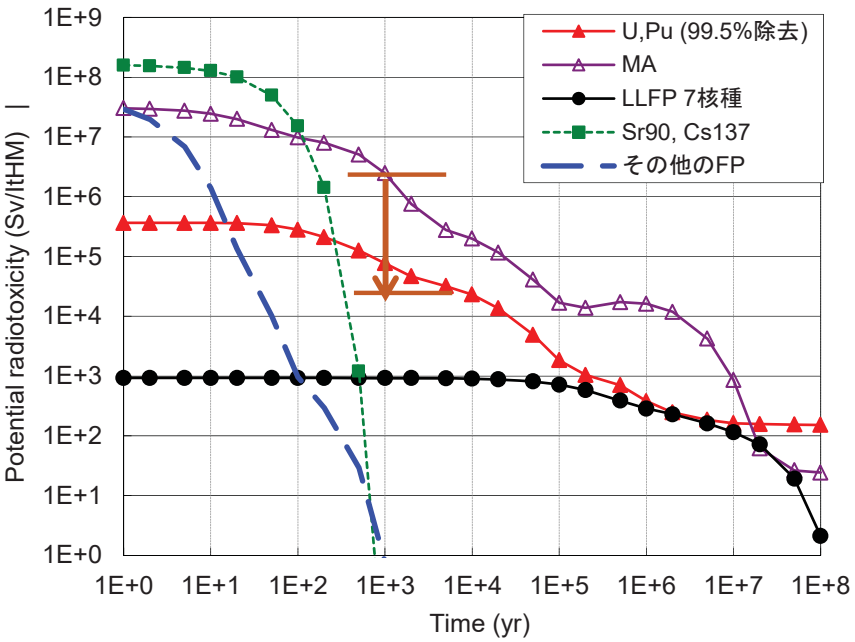
- **発電用サイクルに核変換サイクルを付設**
- 核変換専用システム(加速器駆動システム: ADS 等)
- コンパクトな核変換サイクルにMAを閉じ込める

分離



高レベル廃液を多様に分離する

使用済み燃料1トンを経口摂取したときの線量



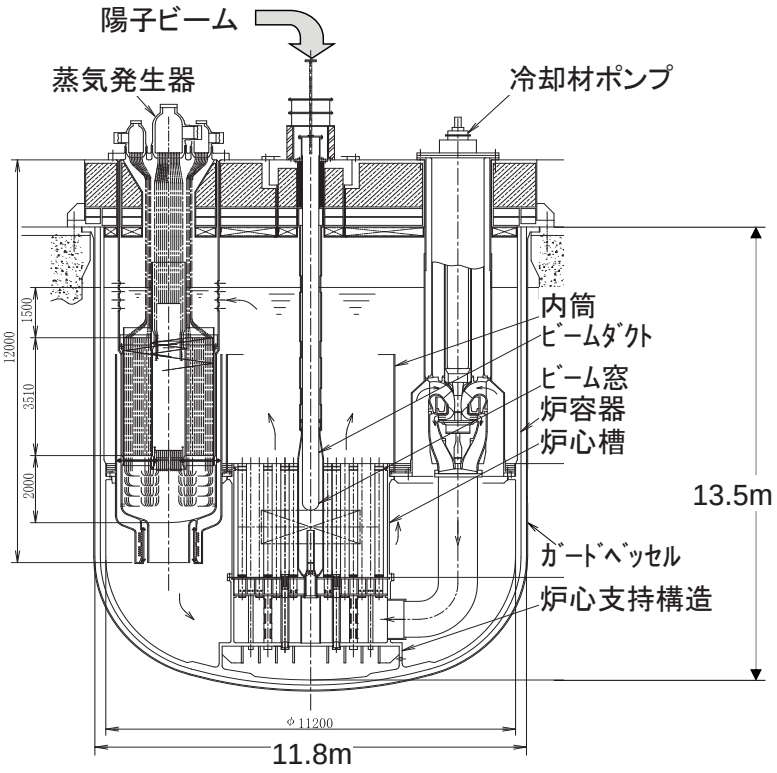
目標：MA、U、Puを1/100にする。

→分離で99.9%回収、ADS使用済み燃料の再処理で99.9%回収（数回の照射で核変換される）

ADSの概略仕様

- 陽子ビーム：1.5GeV
- 核破砕ターゲット：Pb–Bi
- 冷却材：Pb–Bi
  入り口：300℃、出口：407℃
- 最大 k_{eff} = 0.97
- 熱出力： 800MWt
- MA初期装荷量 ： 2.5t
- 燃料組成 ：
  (MA +Pu)N + ZrN
- 核変換効率：
  10%MA ／ 年
- 燃料交換法：600EFPD, 1 バッチ

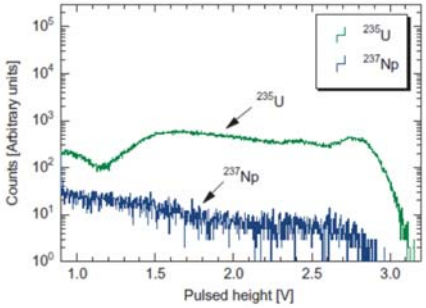
- 主循環ポンプ：2基
- 蒸気発生器：4基
- 崩壊熱除去系：3系統



炉物理実験

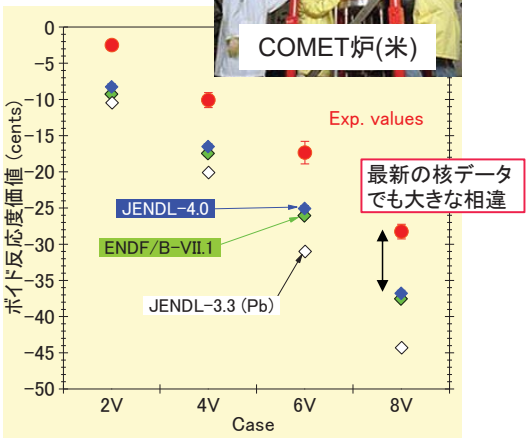
低エネルギー陽子・低エネルギー中性子・少量MAを用いて、核データ検証のための炉心要素模擬・未臨界度測定を実施

京都大学臨界実験装置KUCAにおけるMA断面積評価実験



KUCA+FFAGにおける^{237}Np と ^{235}Uの核分裂反応によるパルス発生

CH. Pyeon et al., Journal of Nucl. Sci. and Technol. **56**, 684-689 (2019).

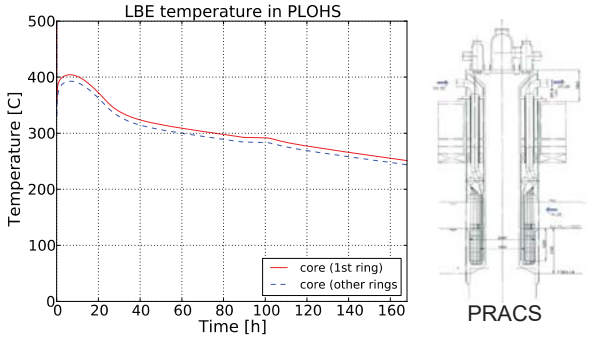


米国COMET炉の高濃縮ウラン体系における鉛置換反応度実験結果

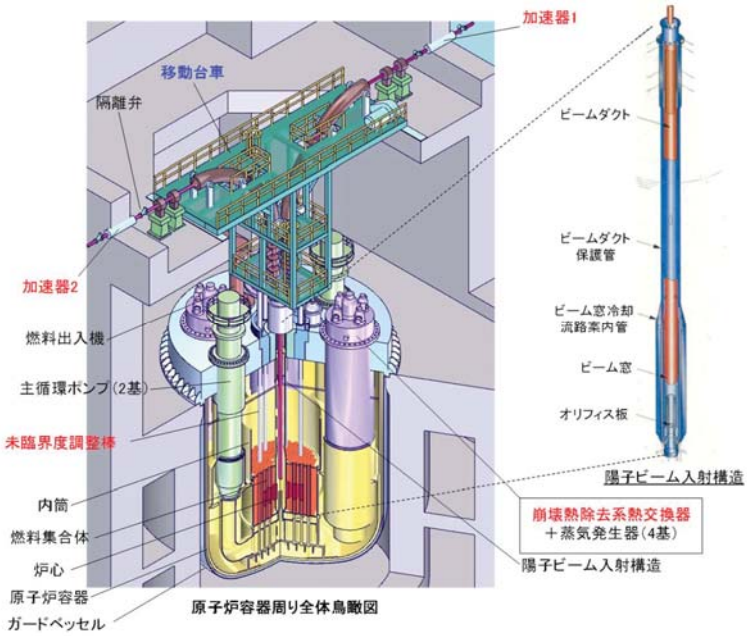
M. Fukushima, et al., Nuclear Science and Engineering, DOI: 10.1080/00295639.2017.1373520

実用ADS概念設計

- 並列化・超伝導化により、信頼性を向上したADS用加速器の仕様を提示
- 燃焼反応度調整によるビーム窓設計条件緩和
- 受動的崩壊熱除去システムよる安全性の高いADSプラント概念の提示



除熱源喪失事象時の冷却材温度の経時変化解析例
（一週間の間、温度が400℃以下）



安全性・安定性に優れたADSプラント概念

ターゲット窓材の腐食特性評価

鉛ビスマスによる液体金属脆化・腐食に対するシミュレーションモデル構築および実験データ取得

- 装置整備（各種強度試験機への鉛ビスマス槽の設置）を段階的に進め、段階的に最大600℃までの鉛ビスマス中の各種強度データを取得中

LBE中引張試験機

LBE中引張試験機

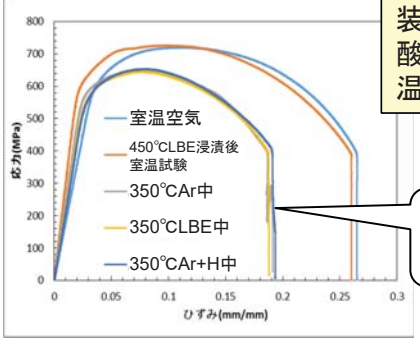
装置移設・改造後
酸素濃度制御下
温度依存性データ取得

LBE中疲労試験機

装置調整後
酸素濃度制御下
温度依存性データ取得

LBE中クリープ試験機

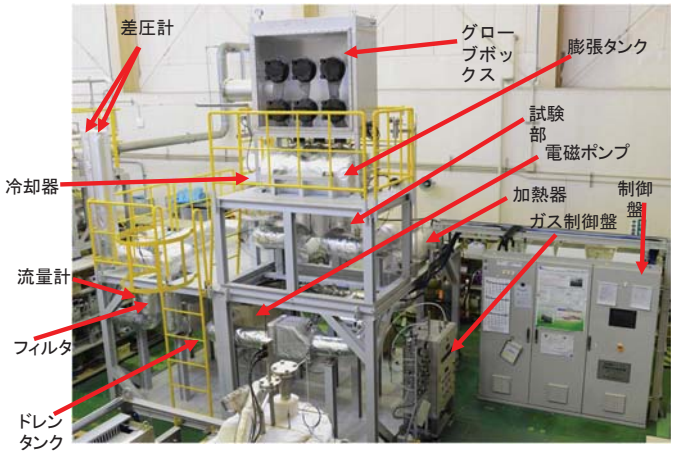
装置移設・改造後
酸素濃度制御下
温度依存性データ取得



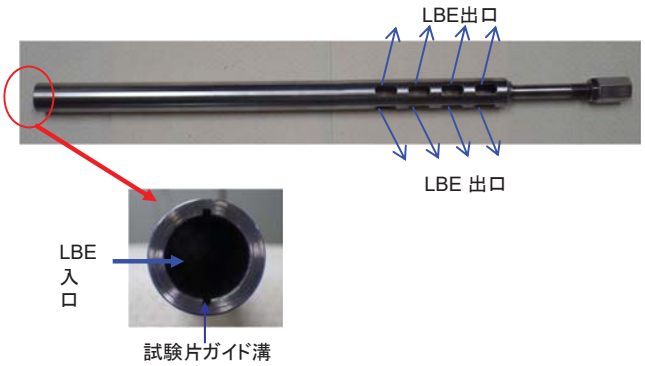
飽和酸素濃度のLBE中では液体金属脆化の影響は見られない。酸素濃度制御下での試験に移行。

飽和酸素濃度下引張データ

LBE腐食試験ループによる材料腐食試験



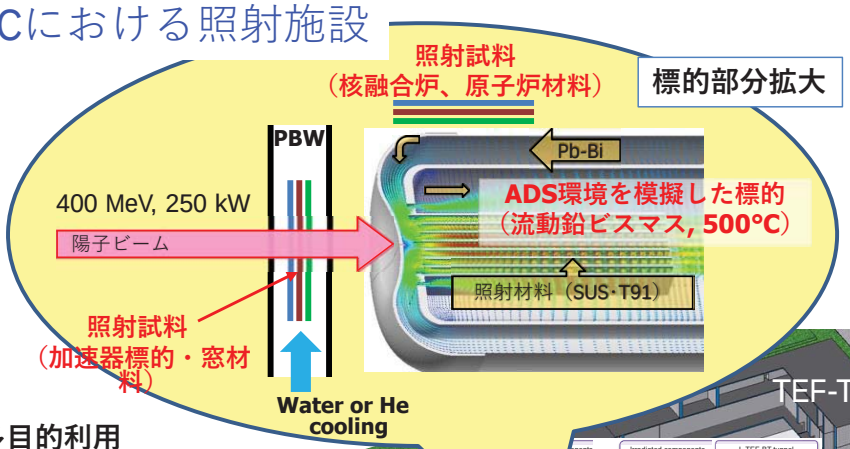
ループ外観図



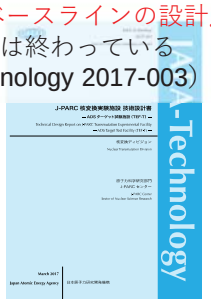
試験片ホルダ

- *酸素濃度制御された流動LBE環境下での材料試験を実施*
- *さらに、応力付与下での材料腐食試験部を追加予定*

J-PARCにおける照射施設

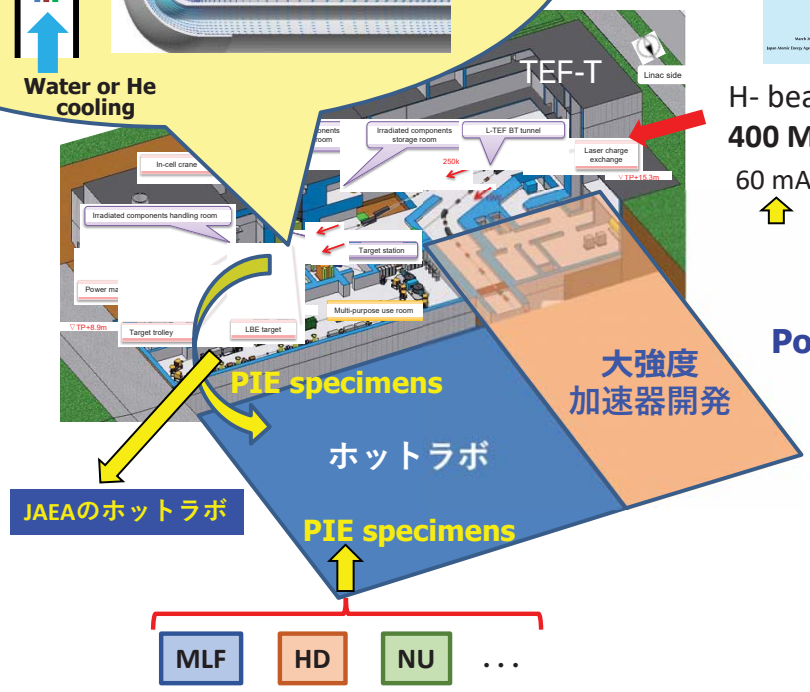


J-PARC ADSターゲット試験施設（TEF-T）がベースラインの設計. 基本設計は終わっている（JAEA-Technology 2017-003）



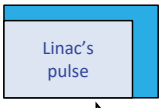
TEF-T 多目的利用

1. **中性子重照射**
   - ϕ ~10^{12} [n/cm^2/s]
   - 医療用RI製造試験
   - 放射化分析
   - 材料照射, 等
2. **高エネルギー中性子ビーム**
   - ϕ ~10^{8} [n/cm^2/s]
   - 半導体素子のソフトエラー試験
   - イメージング
3. **一部の陽子ビーム利用**
   - 不安定核ビーム（ISOL）を用いた研究開発



H- beam from Linac
400 MeV, 250 kW

60 mA

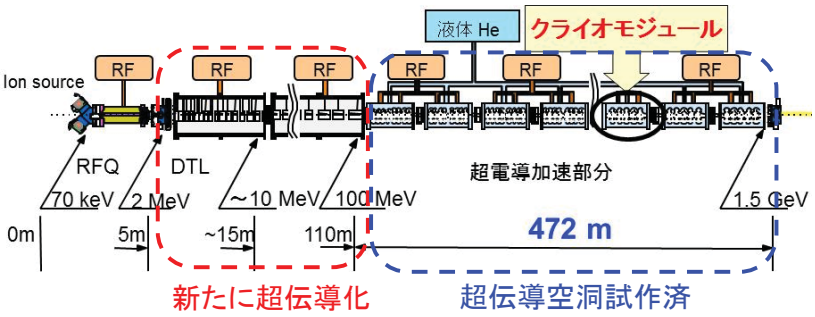


600 μs

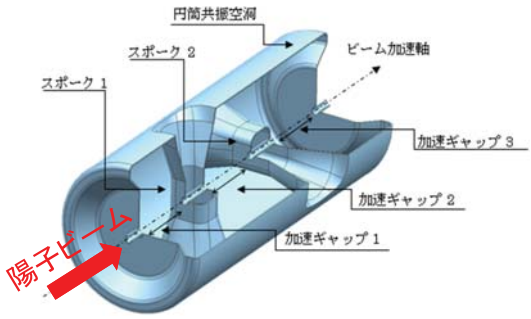
Power upgrade to 360 kW

低エネルギー超伝導空洞の概念検討

- 低エネルギー部(100MeV以下)の空洞を超伝導化するために、空洞内の電磁場とビームの連成計算を実施する計算環境を整備し、形状の最適化検討を実施。



実用ADS加速器概念



低エネルギー部超伝導空洞の形状最適化検討結果

- 中国を初めとする各国では超伝導リニアックの開発が著しい。その一方で、J-PARCでは出力上昇・安定運転のために試作を含む超伝導加速器の技術開発が中断されている。
- 試作を含む低エネルギー部の超伝導加速器および、加速器出力制御技術の開発が急務。

ADS用燃料サイクル技術の研究開発

3つのMA燃料サイクル関連技術の研究開発

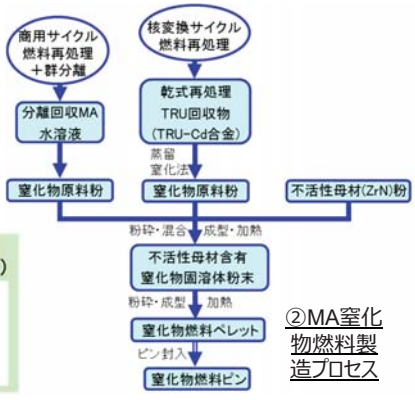
実廃液試験用セル内抽出装置

高レベル廃液 → 群分離 → MA → 燃料製造 → MA燃料 → 核変換専用システム(ADS) → 照射済MA燃料 → 燃料処理 → 回収MA

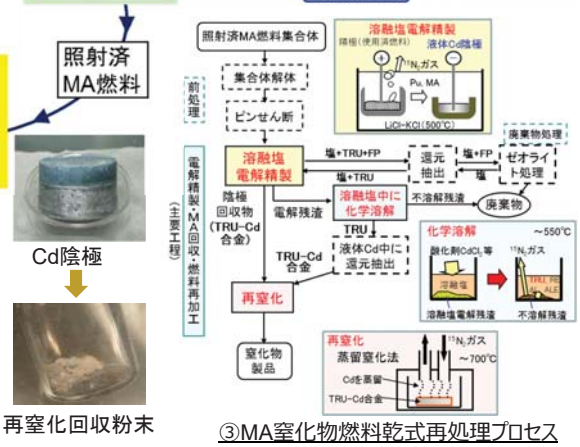
①溶媒抽出法によるMA分離プロセスを開発中
- 第1ステップ、第2ステップそれぞれ抽出剤を選定
- 実廃液を用いた試験を開始

②窒化物を第一候補として研究開発
- MA窒化物燃料製造の基本プロセスフローを構築
- MA試料で原理確認
- 模擬物質で各種データ取得

模擬物質ペレット



②MA窒化物燃料製造プロセス



③MA窒化物燃料乾式再処理プロセス

Cd陰極

再窒化回収粉末

高レベル廃液 → 第1ステップ MA・RE一括回収プロセス → RE以外のFP
第2ステップ MA/RE相互分離プロセス → RE / MA

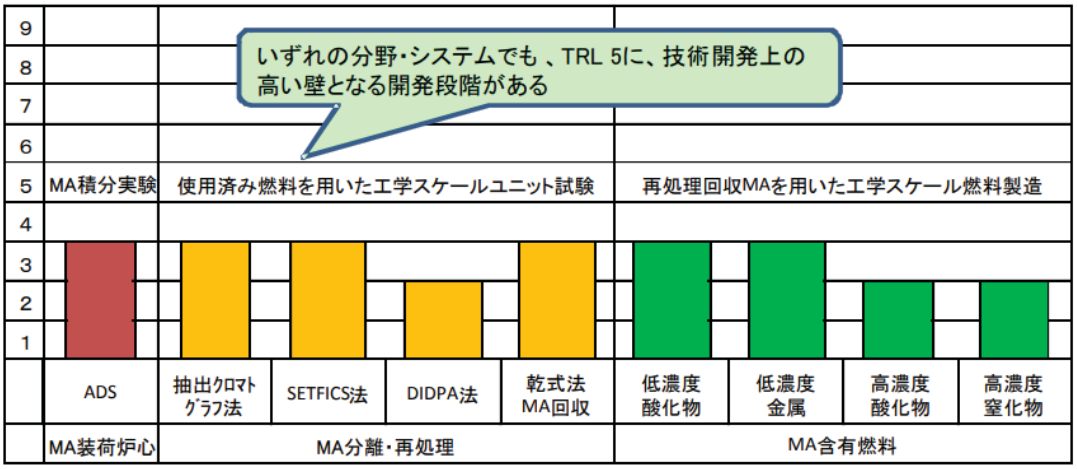
RE: 希土類元素

①MA分離プロセス

③溶融塩電解法による乾式処理を第一候補として研究開発
- 小規模試験で原理確認
- 工学規模試験のため模擬物質を用いた試験を実施中

技術開発段階

「分離変換・MAリサイクル」研究専門委員会，日本原子力学会誌，Vol.52，No.12 (2010)

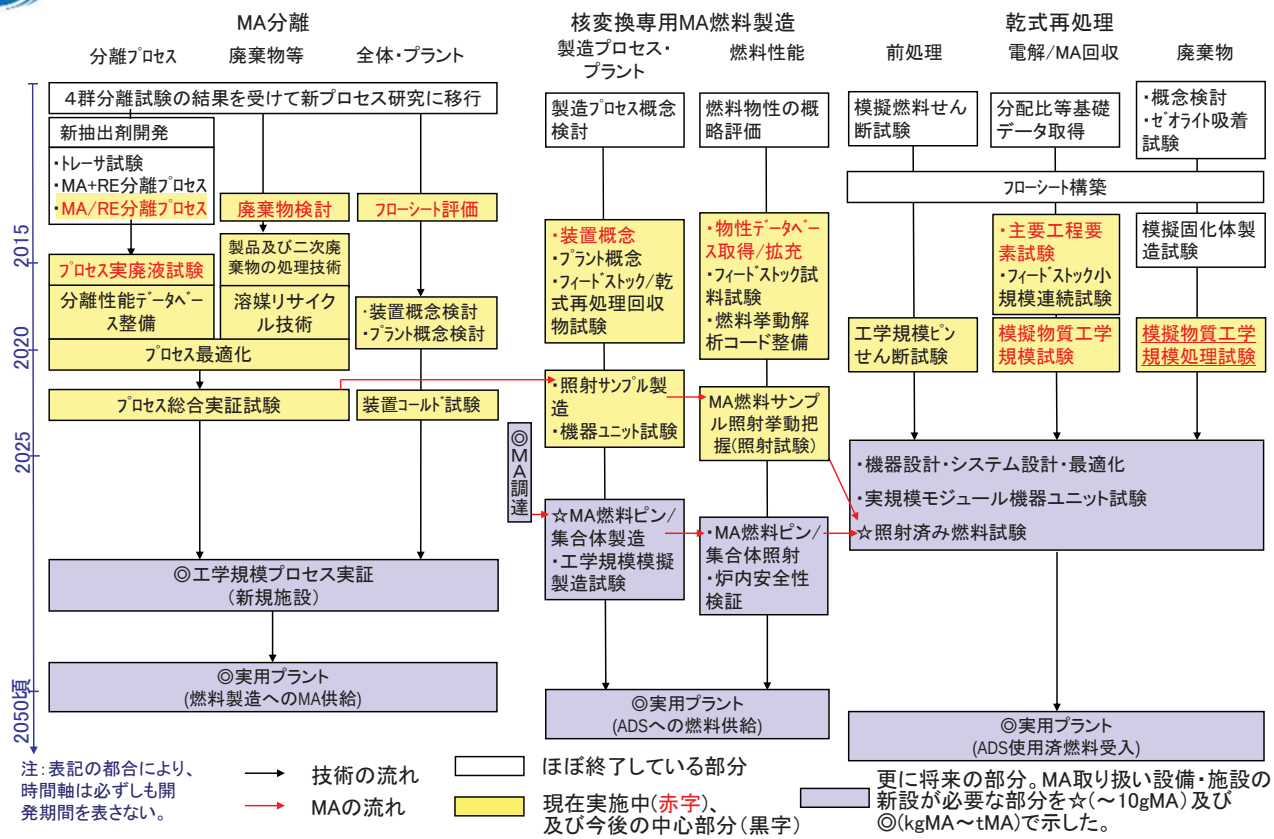


2050～2060年の実用化が目指されているが、工学規模への投資は行われていない。

TRL	開発段階	
9	性能実証段階	実機プラント運転
8		実機プラント試験
7		プロトタイプ試験運転
6	原理実証段階	技術基盤の確立
5		要素技術の完成
4		要素技術の開発
3	概念開発段階	技術開発の活性化
2		技術概念の具体化
1		システム概念の構築

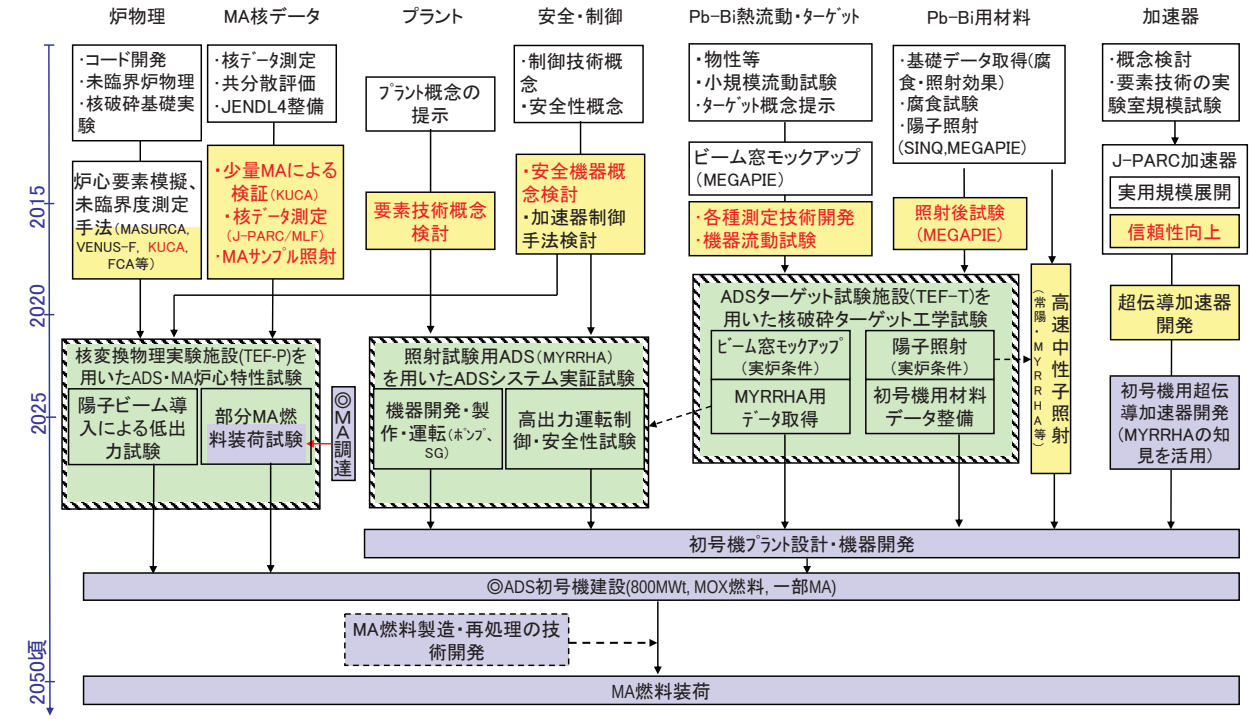
H27.8.13 群分離・核変換技術評価作業部会 資料8-1より

ロードマップ(1) 群分離と燃料サイクル



H27.8.13　群分離・核変換技術評価作業部会　資料8-1より

ロードマップ(2) ADS



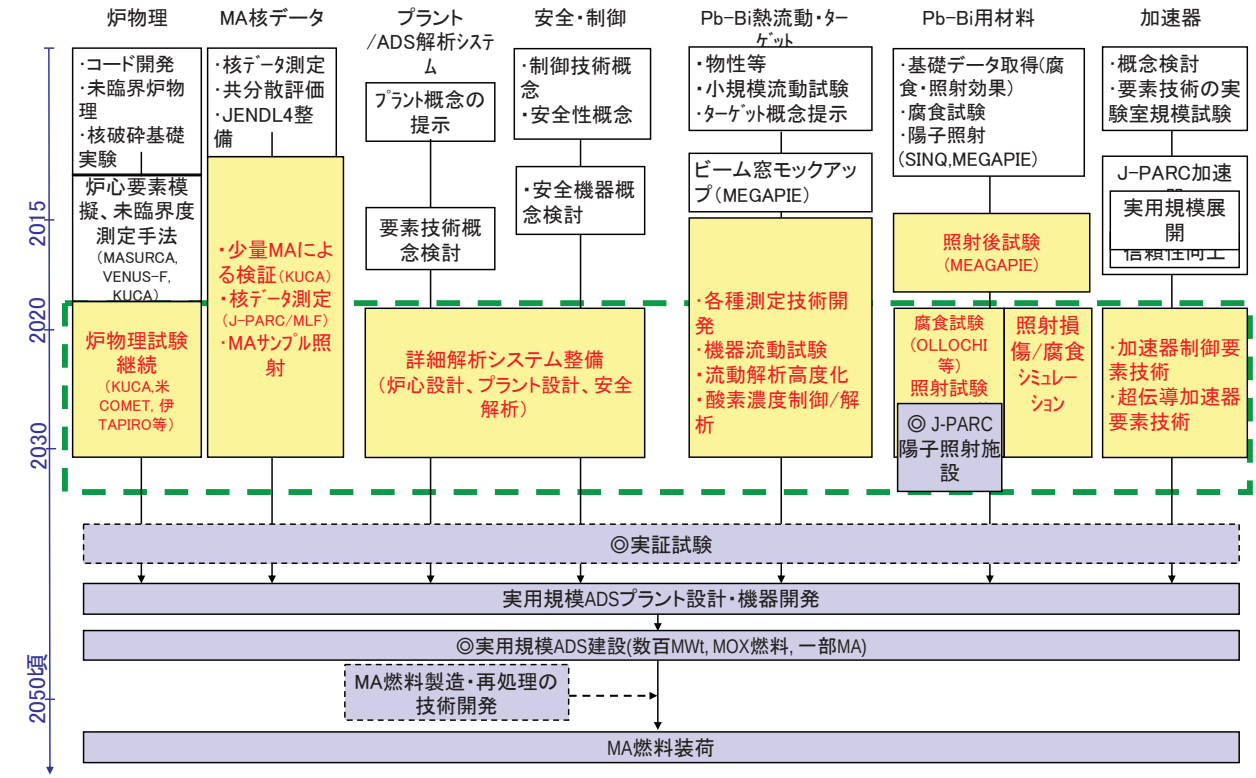
注：表記の都合により、時間軸は必ずしも開発期間を表さない。

→ 技術の流れ
→ MAの流れ

□ ほぼ終了している部分
□ 現在実施中(赤字)、及び今後の中心部分(黒字)

▨ 評価を踏まえて進めていく部分
□ 更に将来の部分。施設の新設が必要な部分を◎で示した。

ロードマップ(2) ADS　(H30PT専門委員会資料)



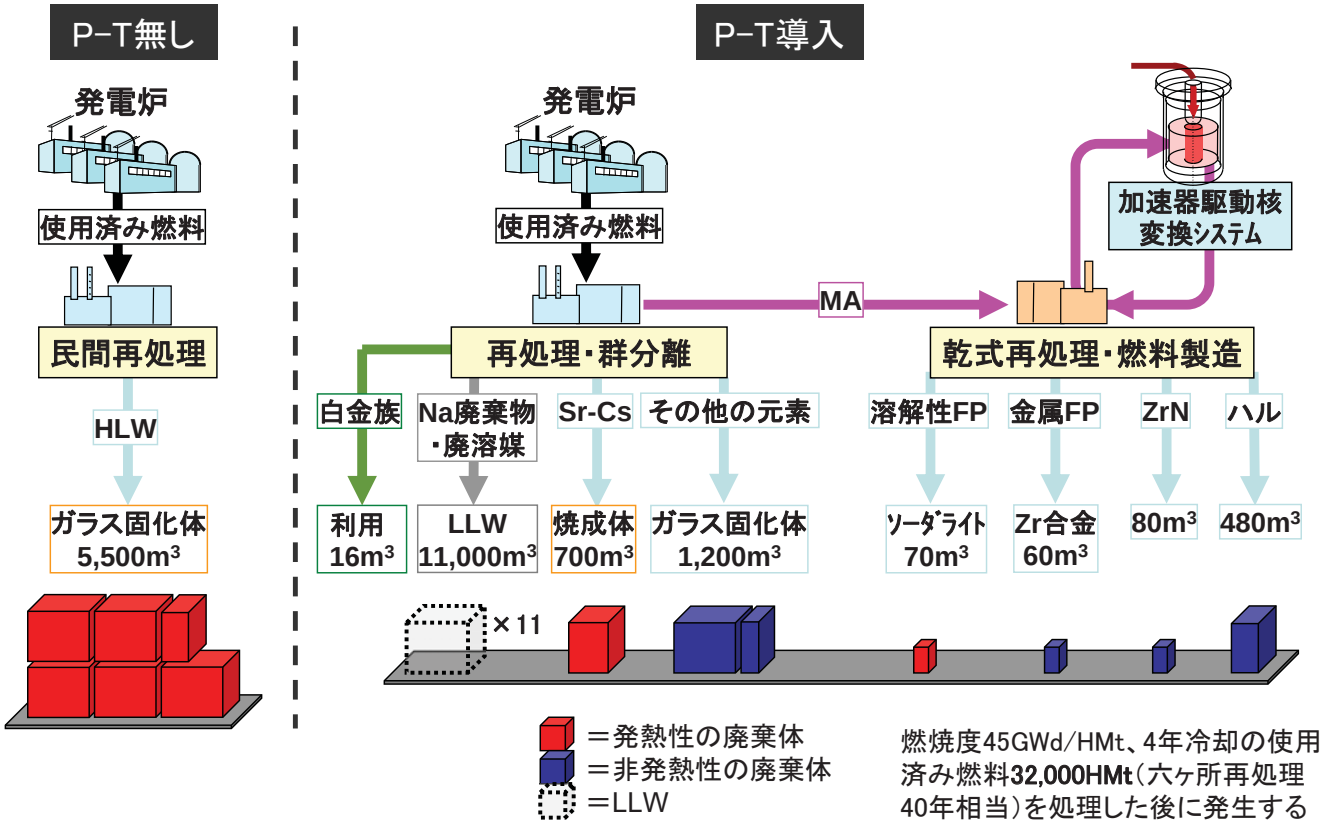
注：表記の都合により、時間軸は必ずしも開発期間を表さない。

→ 技術の流れ
→ MAの流れ

□ ほぼ終了している部分
□ 現在実施中(赤字)、及び今後の中心部分(黒字)

⬚ PSi計画
□ 将来計画。施設の新設が必要な部分を◎で示した。

二次廃棄物



燃焼度45GWd/HMt、4年冷却の使用済み燃料32,000HMt（六ヶ所再処理40年相当）を処理した後に発生する廃棄体体積

経済性

軽水炉40GWeからのMAを成熟したADS4基で核変換するとした場合のコスト概算

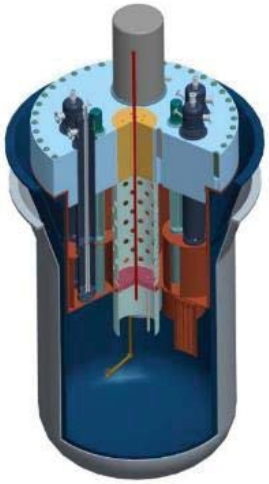
（単位：億円）

項目	コスト
ADS 4基	24,600
群分離工程	5,700
MA燃料製造	5,200
MA燃料再処理	4,500
ADSによる発電電力を売電	−7,500
処分場建設コストの低減	−19,000
計	13,400

JAERI-Review2005-043

- ADSを単純な発電システムとすると、21円/kWh
- 軽水炉の総発電量で除すると、0.12 ～ 0.13 円/kWh（割引率：0 %）

ベルギーのMYRRHA計画　概要



目的

- 核廃棄物の核変換技術の開発
- 先進的な原子炉（特に鉛冷却炉）の開発
- 核分裂炉及び核融合炉のための高速中性子照射施設
- 加速器に基づく科学コミュニティーへの貢献
- Si照射やRI製造のための中性子照射施設

□2010年3月　**ベルギー政府がサポートを表明**
- 建設費**960Mユーロのうち40%を負担**
- 2010～2014年の準備段階に60Mユーロを支給

□2016年頃の着工を目標としていたが、3年遅延

□建設費を**1,500Mユーロ**と再評価

□**加速器部分（250Mユーロ）**の整備から着手する計画変更

□**2018年8月：ベルギー政府が2019～2038年の間の558Mユーロ投資を決定**

原子力機構・日本との関係
- 2006年11月に協力取り決め締結
- 2010年から欧州の「中央設計チーム（CDT）」に参加
- 2013年2月にプロジェクト参加への「関心表明」を発出
- 2015～2016年にベルギー・日本間のADS協力を検討
- 2016年、JAEA-SCK・CEN協力取り決めを延長

仕様

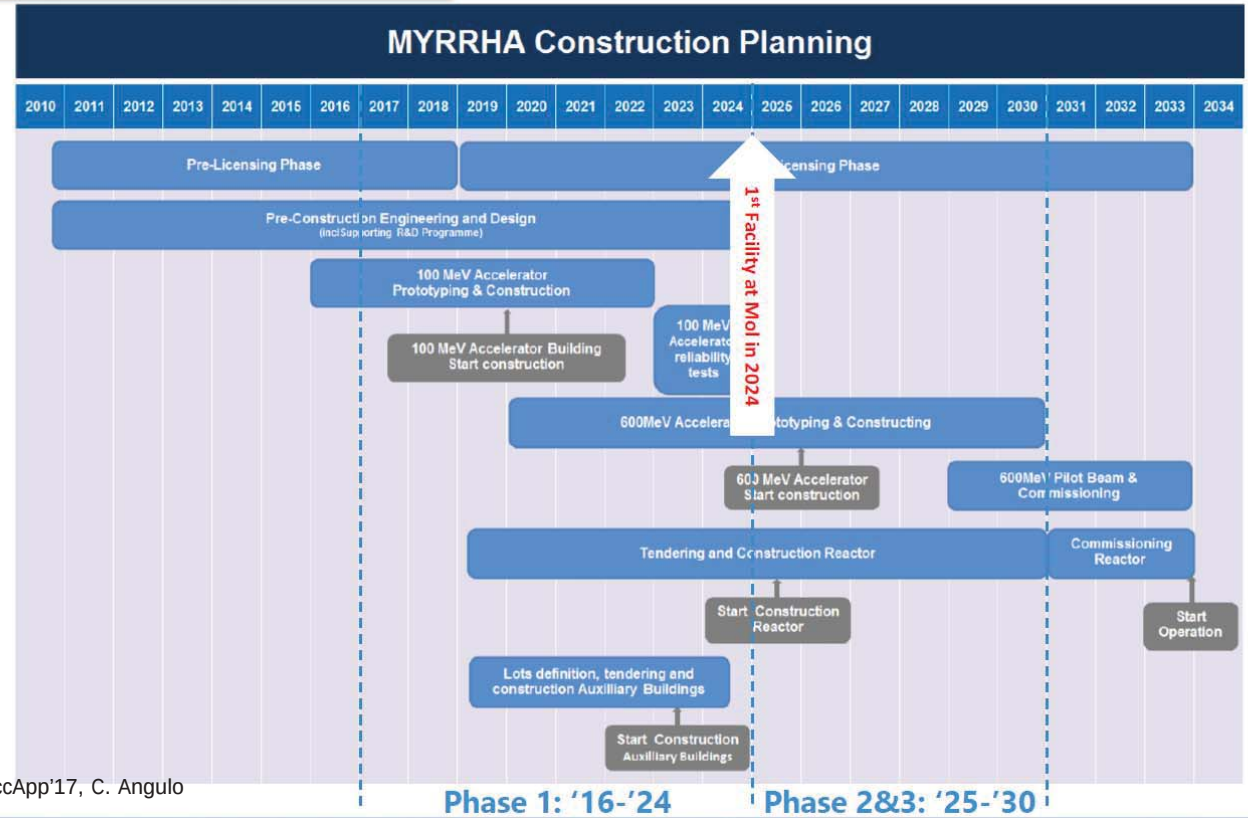
- 陽子加速器：超伝導LINAC (600MeV, 4 mA)
- 核破砕ターゲット、炉心冷却剤：Pb-Bi
- 最大 k_{eff} = 0.9552（ks=0.96）
- 熱出力：未臨界時50～100MWt
  臨界時　～100MWth
- 燃料組成　：MOX（富化度30wt%）

○臨界での運転も可能な概念に変更

○窓なし型ターゲット概念を追求していたが、窓あり概念に変更

MYRRHA Project Phased implementation plan (2016-2030)

> Implementation High-Level overview



AccApp'17, C. Angulo

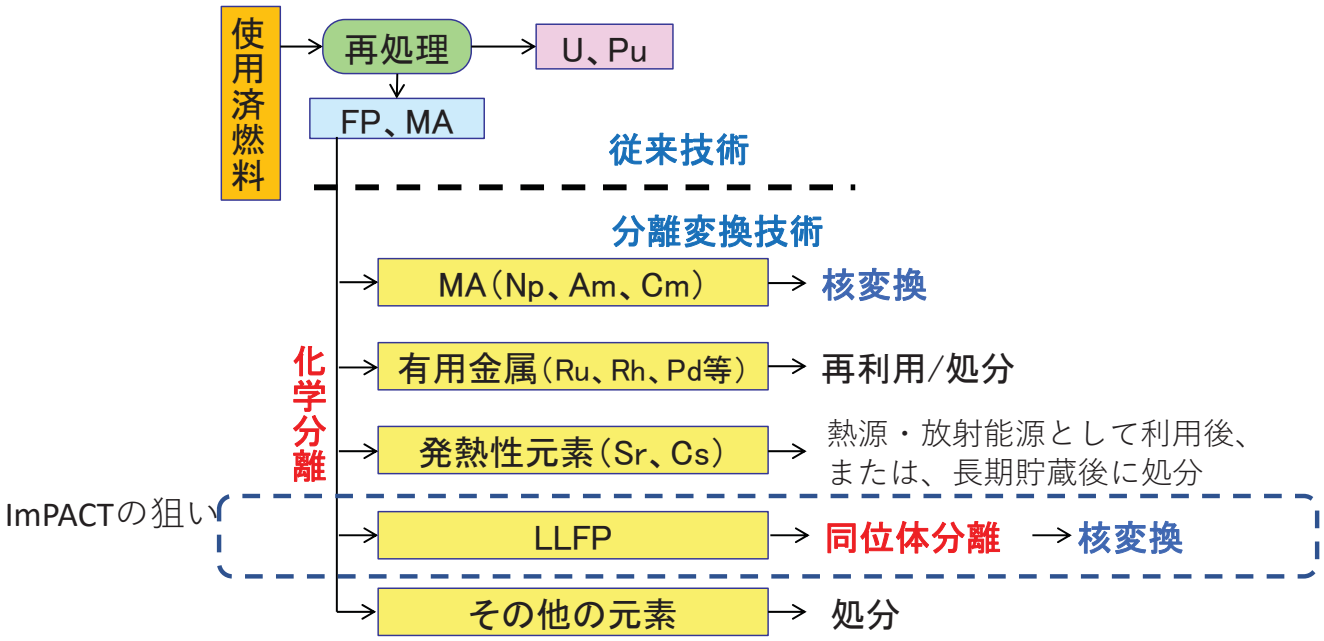
加速器によるLLFP核変換技術

JAEA 西原健司

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」
研究専門委員会

2019/10/9

分離



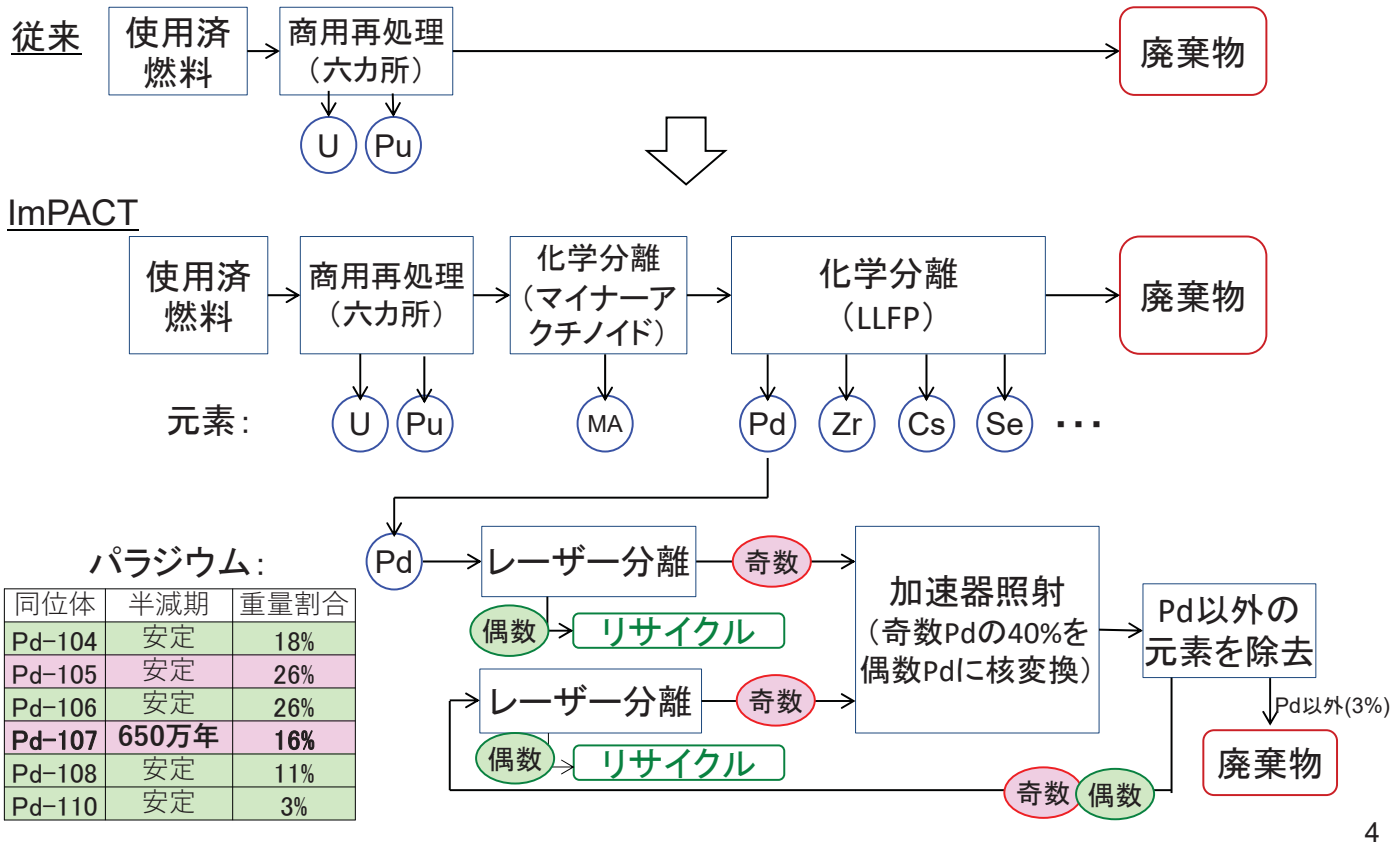
高レベル廃液を多様に分離する

LLFP 7 核種 + MA

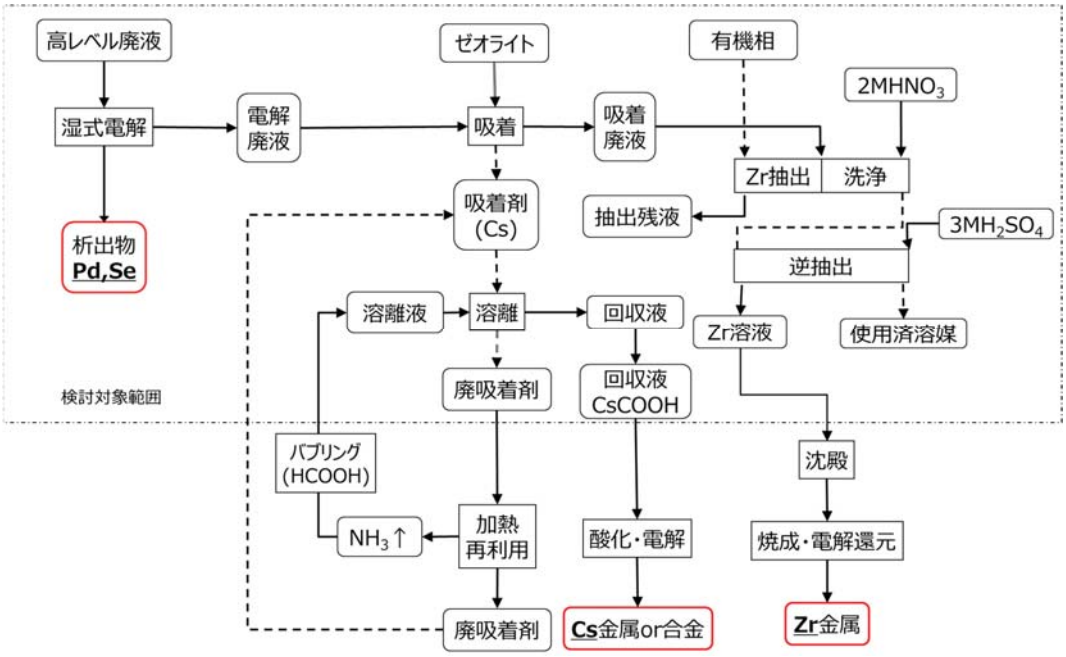
核種	半減期（年）	生成量 (kg/year/炉)	対処方法
Se-79	$3x10^5$	0.1	加速器
Zr-93	$1.5x10^6$	19.2	加速器。資源化可能性あり
Tc-99	$2.1x10^5$	21.0	原子炉照射
Pd-107	$6.5x10^6$	6.2	加速器。資源化可能性あり
Sn-126	$2.3x10^5$	0.6	加速器が有望だが、ImPACTでは取り扱わず
I-129	$1.6x10^7$	4.8	原子炉照射
Cs-135	$2.3x10^6$	10.4	加速器
MA		25.0	原子炉照射

ImPACTでは、Se-79、Zr-93、Pd-107、Cs-135の4核種を対象とした。

ImPACTの処理の流れ



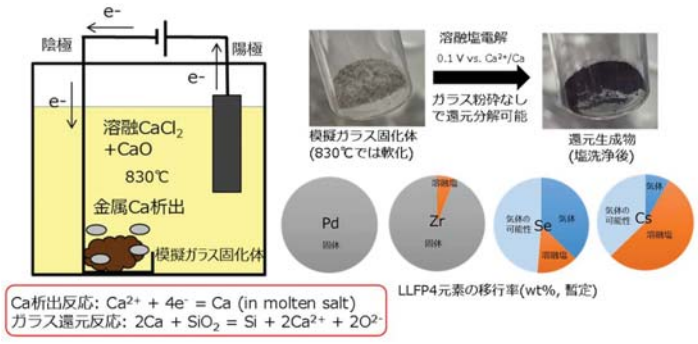
化学分離



	Pd	Se	Cs	Zr
模擬廃液を用いた一連試験での回収率(%)	95	62	91	90

ガラス固化体からのLLFP回収

乾式概念



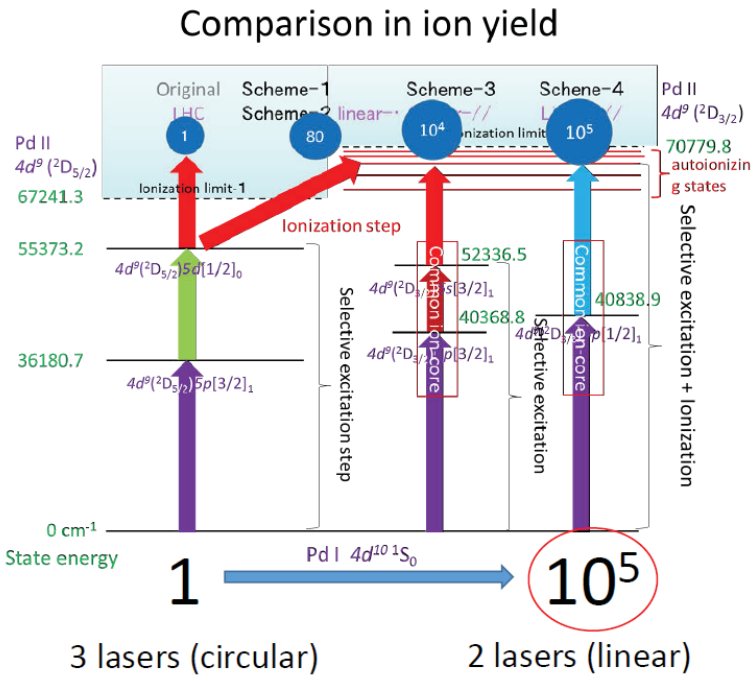
溶融塩電解により模擬ガラス固化体を還元分解しLLFPを分離回収

・金属Ti製造法の一種であるOS法を原子力分野に適用
・溶融塩電解で金属Caを析出させ、析出した金属Caでガラスを還元分解
・化学的性質に応じてLLFPを気相/溶融塩相/固相に粗分離

湿式概念

酸性条件下でのガラス固化体湿式処理による様々な核種の溶出

レーザー偶奇分離



従来法に比べて10^5倍の効率を達成

出力100万キロワットの原子力発電所１基から発生する使用済み核燃料に含まれるパラジウム全量（27kg/年）を偶奇分離処理するための処理速度

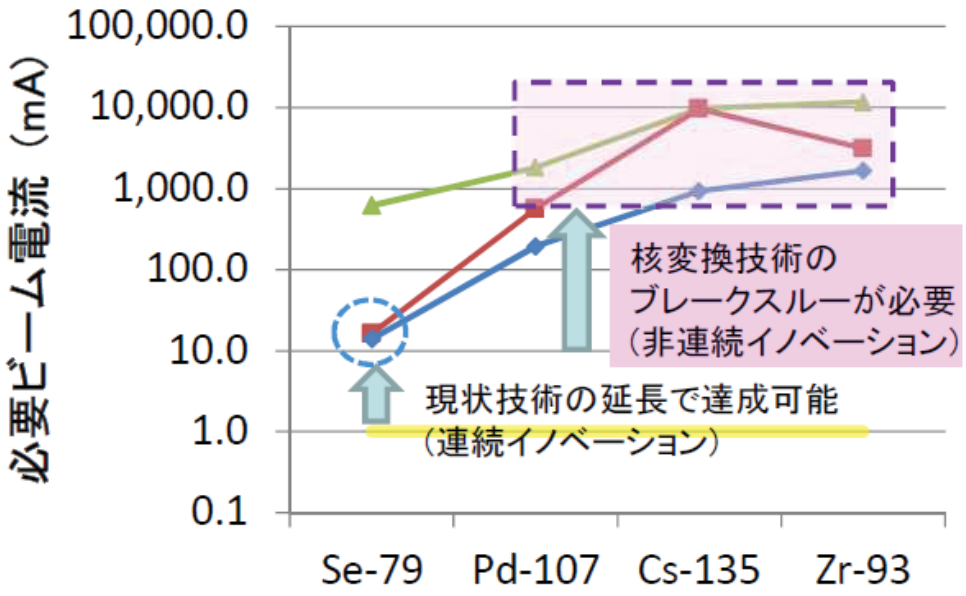
⇒ 74 g/日

4.9 × 10^{14}イオン／レーザーパルス @10 kHz

大強度化、複数光路による照射などでさらに改良可能

ImPACT International Symposium on “New Horizons of Partitioning and Transmutation Technologies with Accelerator System”, Dec. 2018

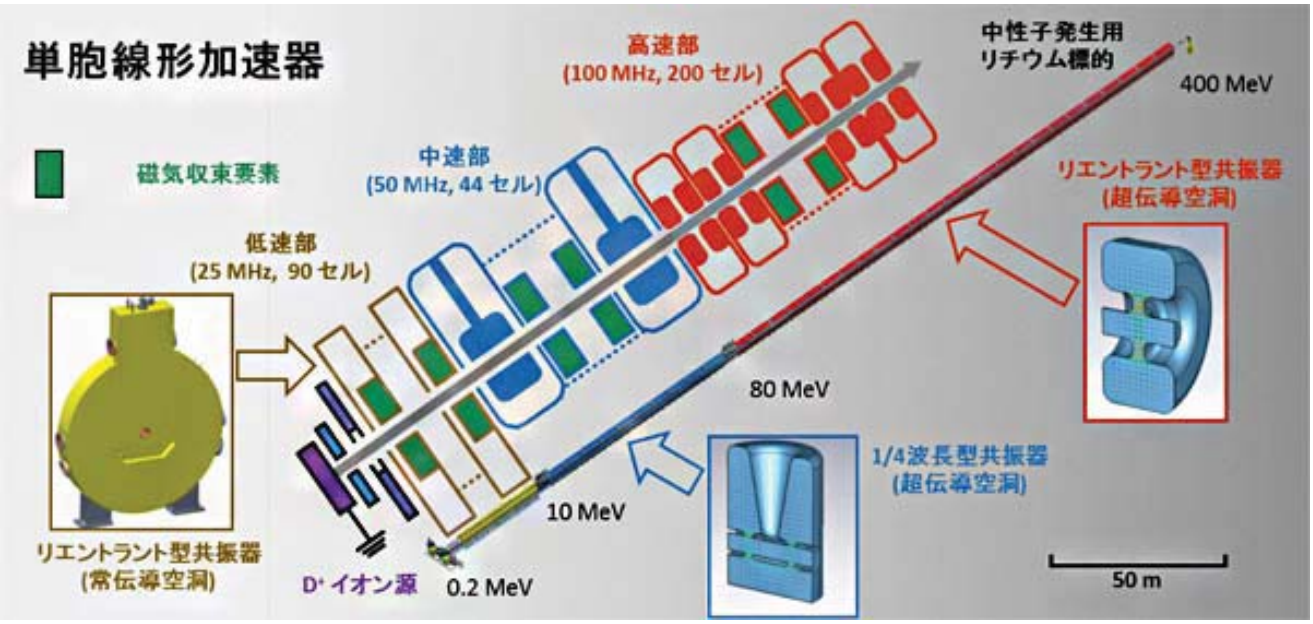
加速器



1GeV陽子によって有効半減期3年で核変換するために必要なビーム電流

1A級加速器の概念検討を実施した。（現状は1mA）

加速器



100メガワット（MW、Mは100万）級の重陽子ビームを出力できる線形加速器の新概念を提案

理研プレスリリース（2019/8/9）

廃棄物発生量

40年間の全廃棄体発生量

従来ガラス固化体	**40,000本**

廃棄体

	化学分離プロセスから				レーザー分離・核変換プロセスから			
主要含有元素	全般	Pd,Ba	Mo	Mo,Ru	Pd	Zr, Y	Se	Cs
廃棄体化方法	ガラス固化	ガラス固化	ガラス固化	金属	金属	金属	金属	塩化物/酸化物
発生本数（本/40年）	11,199	7	61	32	3.2	30.1	7.1	705

ImPACT合計	**12,000本**

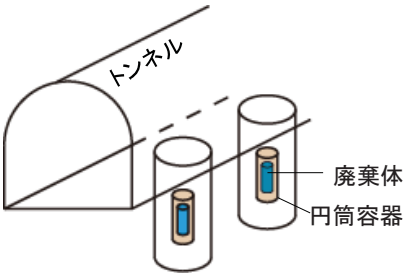
（−70%）

集積的な定置

従来ガラス固化体

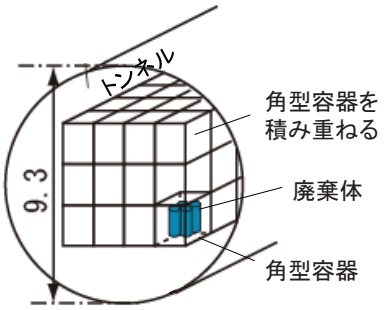
文献：JNC TN1400 99-020

今回：分離＋300年貯蔵



竪置き定置

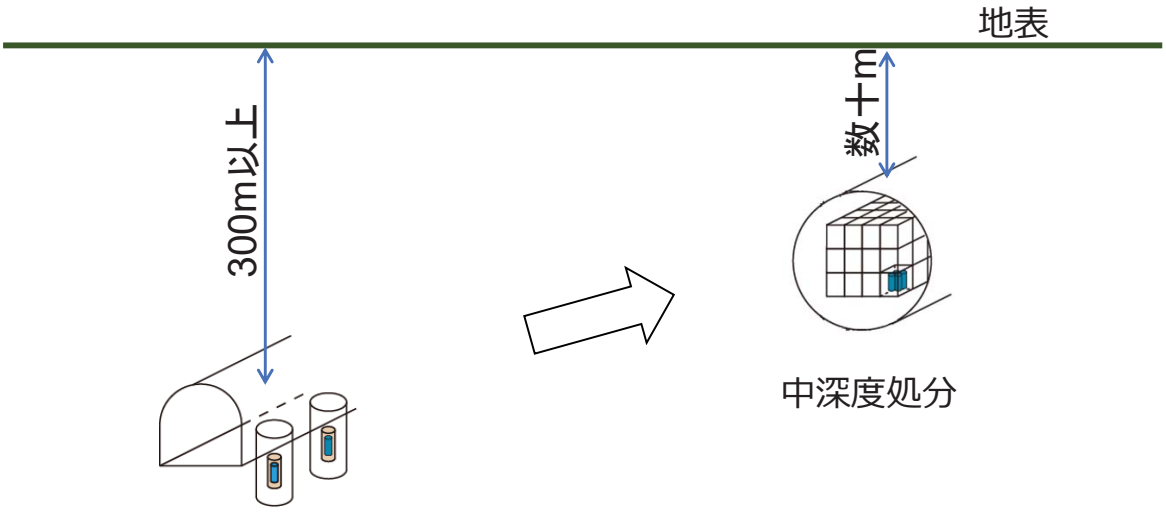
処分場面積　～2km^2



今回：集積定置

処分場面積　～0.01km^2

中深度処分



従来地層処分

中深度処分

地層処分:

- 放射能濃度の高い廃棄物を生活圏から隔離。
- 地下水に染み出したとしても遅延させる。

中深度処分:

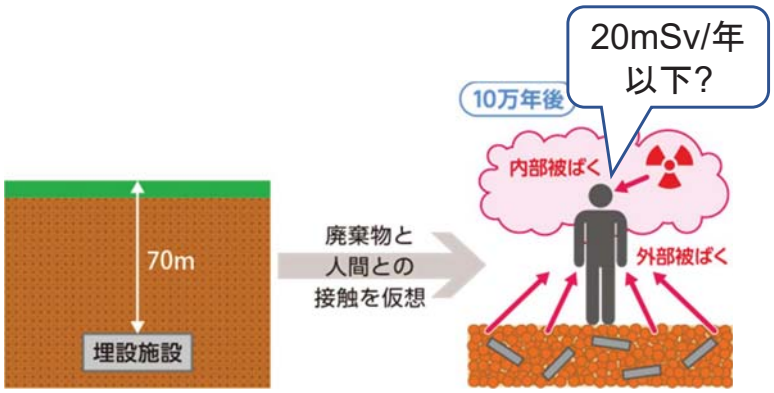
- 放射能濃度の小さい廃棄物を生活圏からある程度隔離。

中深度処分安全評価

大分類	中分類（最大値を取る）	小分類（和を取る）	概要
			最も厳しい
濃度制限シナリオ*1 制限値20mSv/年	地下水シナリオ	**地表水飲用,農作物,農耕外部,農耕吸入,畜産物,水産物**	10万年後の地上への暴露を仮想。その後、地下水に移行して公衆が被ばく。
	居住シナリオ	**外部,吸入,農作物摂取**	10万年後の地上への暴露を仮想。その後、居住者への外部被ばく等。
人間侵入シナリオ*2 制限値20mSv/年	ボーリングコア観察シナリオ	外部、吸入、経口	1万、10万、30万年後にボーリング調査を実施した作業者の被ばく
	トンネル掘削シナリオ	外部、吸入、経口	1万、10万、30万年後にトンネル掘削を行った作業者の被ばく。（常にボーリングを上回る。）
自然シナリオ*3 制限値10μSv/年	-	**河川水利用,河川岸建設,河川岸居住,河川岸農耕**	処分場から移行した放射性物質による公衆被ばく。

*1 日本原子力研究開発機構. (2016). ウラン及び長半減期核種を含んだ研究施設等廃棄物を対象とした処分方策に関する技術的検討, JAEA-Technology 2016-036.
*2 日本原子力研究開発機構. (2010). ウラン廃棄物の余裕深度処分概念の検討(6), JAEA-Research 2010-050.
*3 原子力安全委員会. (2007). 低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について.

濃度制限シナリオ評価結果



評価の考え方

評価結果

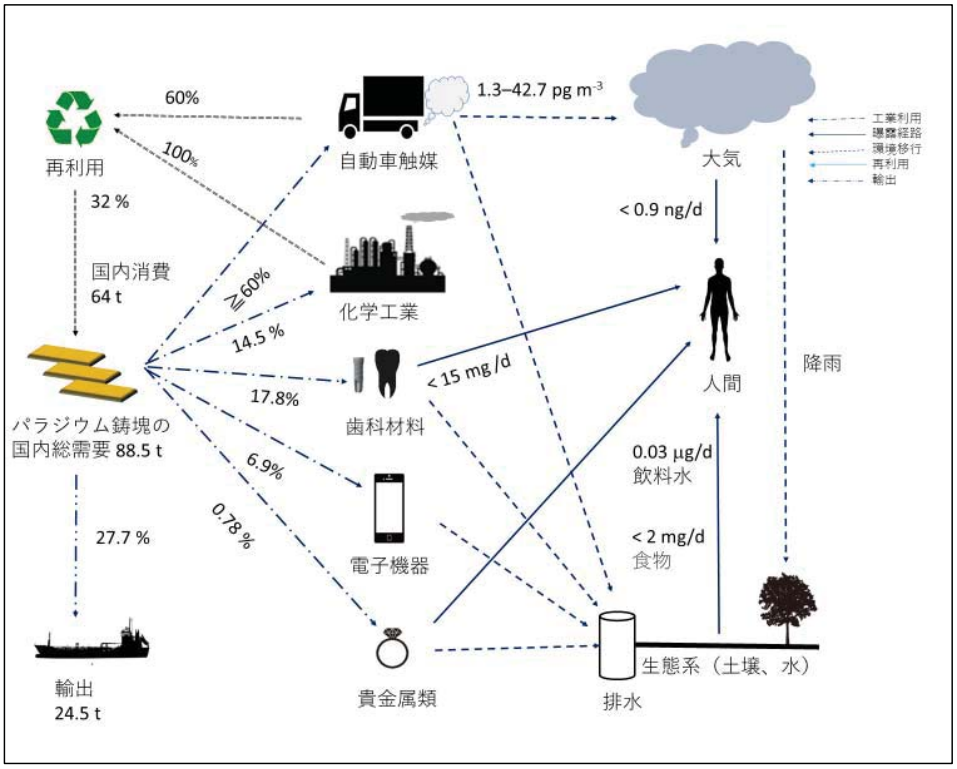
元素	線量（mSv/年）
MA	50
Sn	N.A.
Tc	N.A.
Nb	14
Pd	0.05
Zr	0.28
Se	4.9
Cs	4.8
その他	0.00
合計	N.A.

NG
OK!

緑＝本プロジェクトで取り組んだLLFP
下線＝単独で制限値を超えている元素

- 本プロジェクトで研究対象とした4つのLLFP（パラジウム、ジルコニウム、セレン、セシウム）については制限値を満足した
- 一方、研究対象としていないマイナーアクチノイド（ネプツニウム、アメリシウム等）、スズ、テクネシウムは制限値を上回った。これらについては、既往研究でも取り組まれているが、今後、一層の低減が必要である。

クリアランス



国内におけるパラジウムの産業利用と
人が放射線被ばくする可能性のある経路の調査研究

15

検討された評価経路と最大線量、年間10μSvを与える濃度
パラジウムー１０７

曝露経路（シナリオ）	1Bq/gの濃度での最大線量（mSv/年）	10μSv/年に相当する濃度（Bq/g）	備　考
自動車排ガス触媒から放出された微粒子の吸入	3.3×10^{-12}	3.1×10^{9}	成人、一般公衆
食品・飲料水からの摂取	1.3×10^{-10}	7.8×10^{7}	1-2歳児
歯科補綴材（義歯など）からの溶出	2.0×10^{-10}	4.9×10^{7}	成人、一般公衆
パラジウムの加工時における粉塵の吸入	3.2×10^{-6}	3.3×10^{3}	成人、金属加工作業者

曝露経路	重要または今後検討を要するパラメータ・変動要因
自動車触媒	エアロゾルの濃度と物理化学的性状
食品･飲料水	濃度の地域差、年齢、消化管吸収率
歯科用資材	溶解性、個人差、日本の特殊性
金属加工	エアロゾル濃度、保護具使用の有無

クリアランスレベルを試算し、問題点や検討を要するパラメータを明らかにする

16

資源化可能性

	単位	Pd	Zr
リサイクルされるPd・Zr重量 （六カ所再処理工場相当）	kg/年	1,300	3,100
10μSv/年相当の放射能濃度	Bq/g	3,300	90
Pd107・Zr93の目標重量割合	ppm	170	1.0
本プロジェクトにおけるPd107・Zr93含有率（Pd107、Zr93を99%分離）	ppm	2,700 ～6,900	2,900 ～11,700

15～40分の1程度にPd107含有量を低減すれば資源化可能

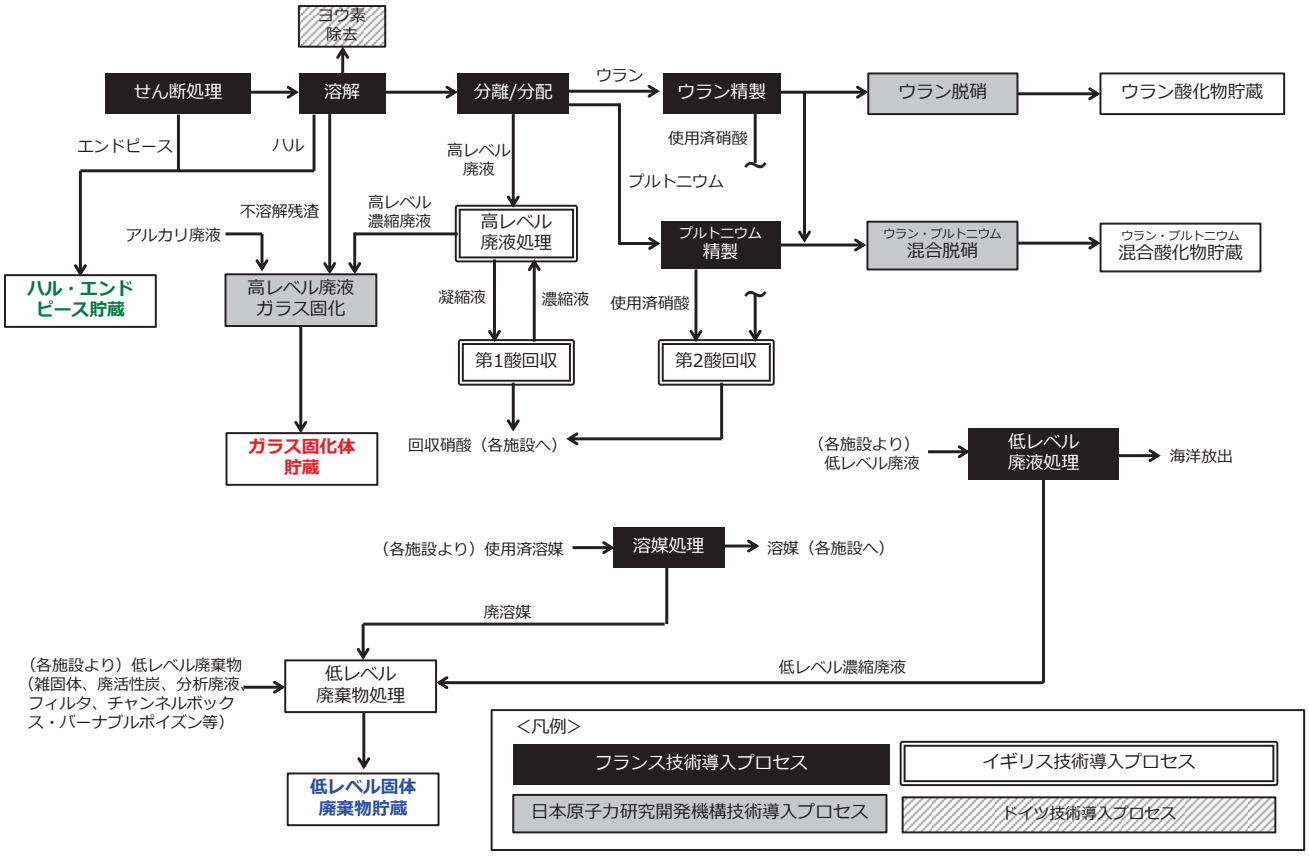
3～4桁低減する必要。原子力に限定した利用が考えられる。

六ヶ所再処理工場における放射性廃棄物の処理について

2019年11月6日
「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」
研究専門委員会

日本原燃株式会社

六ヶ所再処理工場の工程概要



六ヶ所再処理工場における放射性固体廃棄物の推定年間発生量

種類	推定年間発生量	備考
ガラス固化体	約1000本（注1）	高レベル廃液 約520m^{3}相当（注2）
ハル及びエンドピース	約400本（1000Lドラム換算）	約300t（廃棄物重量）
低レベル濃縮廃液の乾燥処理物	約1750本（200Lドラム換算）	低レベル濃縮廃液 約1200m^{3}相当
廃溶媒の熱分解生成物	約150本（200Lドラム換算）	廃溶媒　約40m^{3}相当
廃樹脂及び廃スラッジ	約10m^3（200Lドラム換算）	―
チャンネルボックス及びバーナブルポイズン	約550本（注3）	約100t（廃棄物重量）（注3）
雑固体廃棄物（注4）	約4300本	約1000t相当 （発生時の廃棄物重量）

注1：　1本あたりの発熱量を約2.3kWとした場合のガラス固化体の推定年間発生量
注2：　高レベル廃液は、高レベル濃縮廃液、不溶解残渣廃液、アルカリ濃縮廃液、アルカリ洗浄廃液
注3：　BWR使用済燃料及びPWR使用済燃料をそれぞれ年間400 tU_{Pr}ずつ再処理する場合の推定年間発生量
注4：　再処理設備本体の運転開始に先立ち、使用済燃料の受入施設及び貯蔵施設を使用して、使用済燃料の受入及び貯蔵を行う期間に発生する雑固体廃棄物の推定年間発生量は、200Lドラム缶換算で約1700本

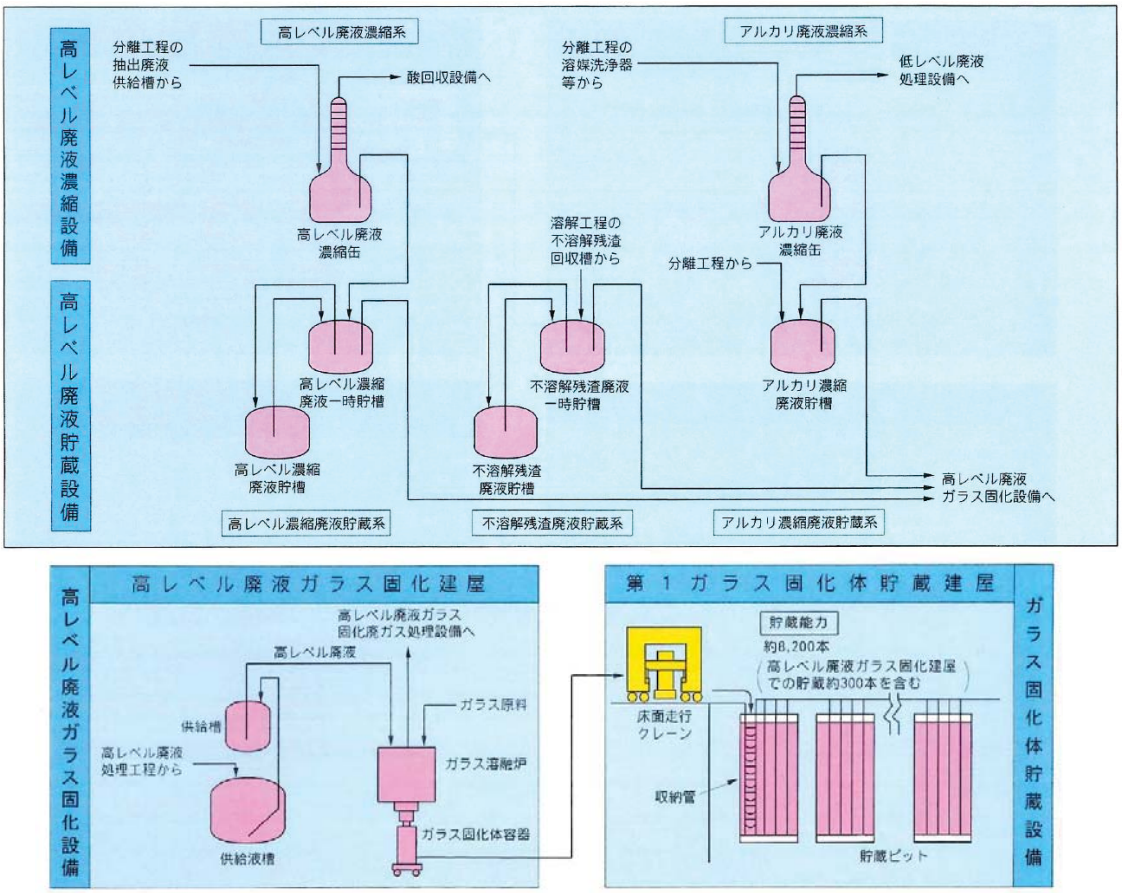
使用済燃料における主要核種の高レベル廃液への移行率（六ヶ所再処理工場の場合）

核種	移行率
テクネチウム	65%
ルテニウム／ロジウム	75%
その他FP	100%
ウラン	0．04%
ネプツニウム	50%
プルトニウム	0．07%
その他アクチノイド	100%

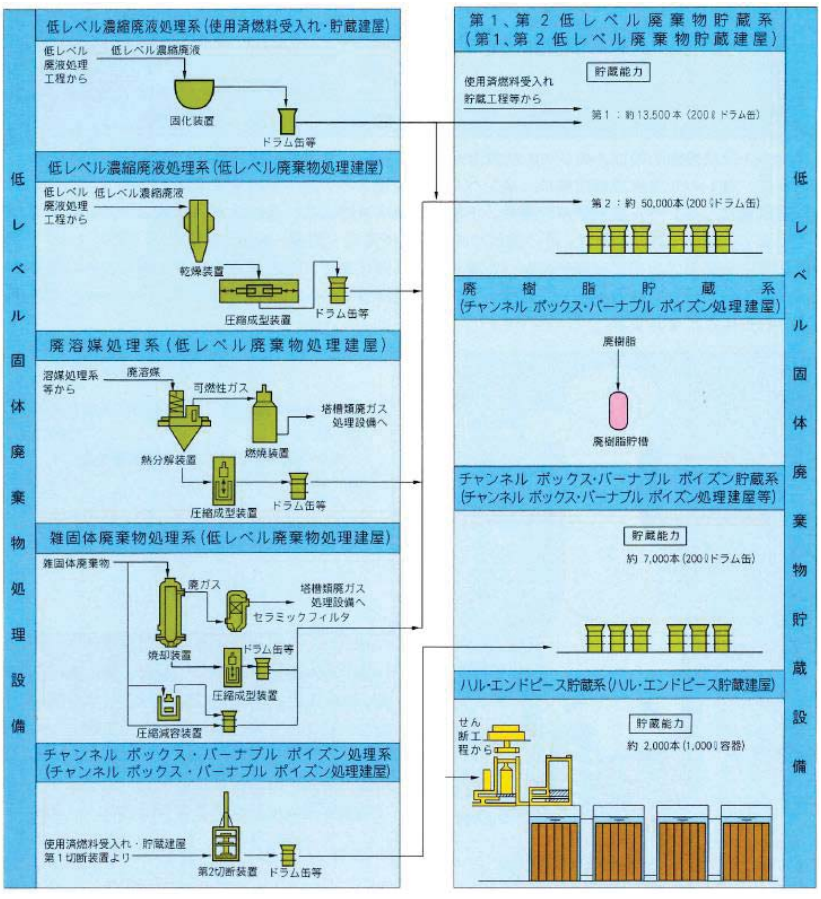
（ORIGEN2計算条件）
- 原子炉の型式：PWR
- 照射前燃料濃縮度：4.5 %
- 平均燃焼度：45,000 MWd／t･U_{pr}
- 比出力：38 MW／t･U_{pr}
- 冷却期間：4年

再処理施設における放射性核種の挙動　平成3年7月　JNFS R-91-001　を基に作成

六ヶ所再処理工場の高レベル廃液処理設備／ガラス固化設備概要

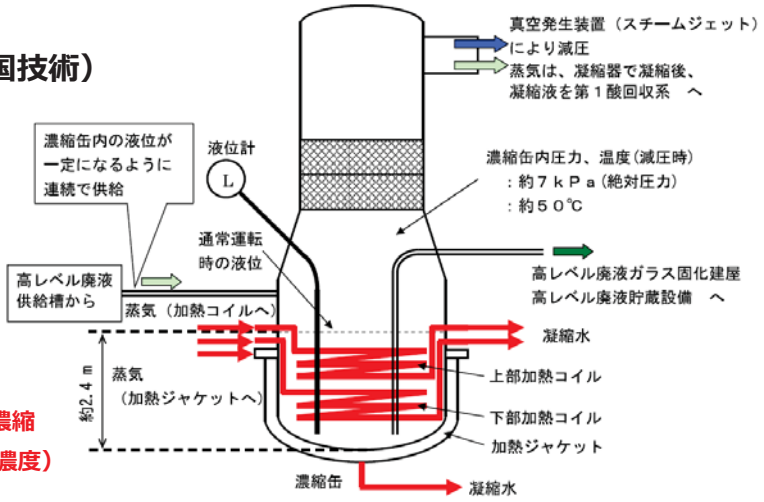


六ヶ所再処理工場の低レベル固体廃棄物処理設備概要

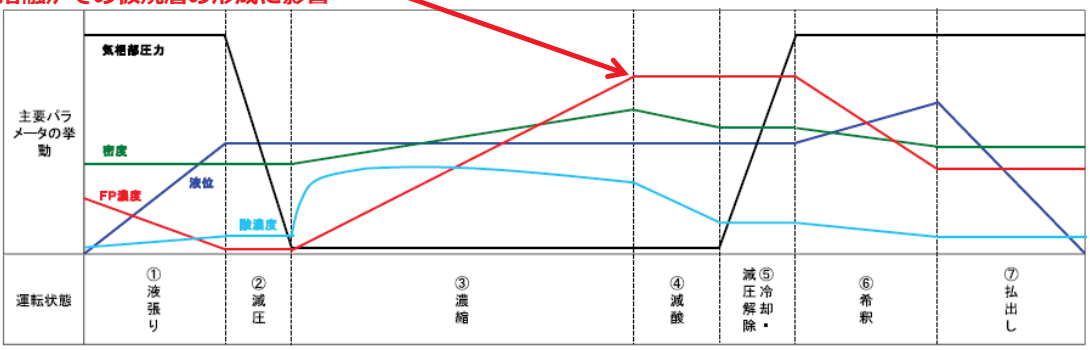


高レベル廃液濃縮缶の概要

- **主な仕様**
  - **型式：ケトル型減圧蒸発方式（英国技術）**
  - **主要材料：R-SUS304ULC**
  - **運転方式：バッチ式**
  - **加熱方式：ジャケット（底部）**
    コイル[redacted]本
  - **運転温度(液温)：約50℃**
  - **硝酸濃度：約[redacted]mol/L**



設計濃縮度：[redacted]L/tU（[redacted]tU/batch）※約[redacted]倍濃縮
濃縮終了時点目標FP濃度：[redacted]g/L（酸化物重量換算濃度）
※ガラス溶融炉での仮焼層の形成に影響

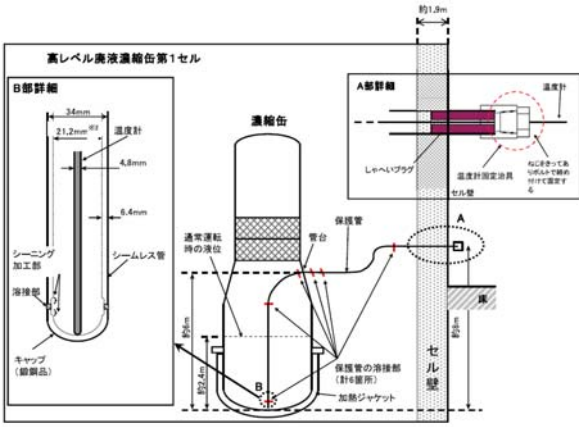


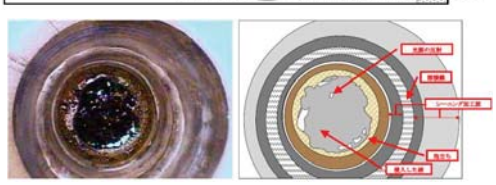
[redacted]：商業機密の観点から公開できません。

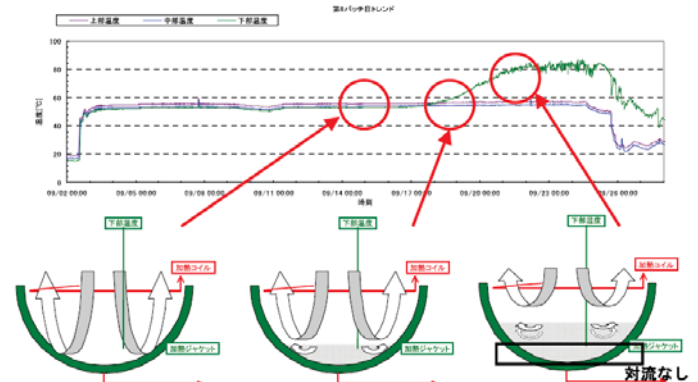
再処理施設　分離建屋　高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管内への漏えいについて（報告）（改正版）【公開版】平成23年1月19日（改正）を基に作成

高レベル廃液濃縮缶における過去のトラブルと対策（1/3）

- 高レベル廃液濃縮缶の温度計保護管内への高レベル廃液の漏えい
  （発生日：2010年7月30日）
  （主な要因）
  高レベル廃液濃縮缶内に生じた析出物により濃縮缶内の高レベル廃液の対流が阻害され、濃縮缶内の下部温度が想定を超えて上昇したことにより、保護管のキャップ部でトンネル腐食が発生したと推定







・析出物が無い状態では、缶内全体で対流が生じており温度上昇は生じていない。

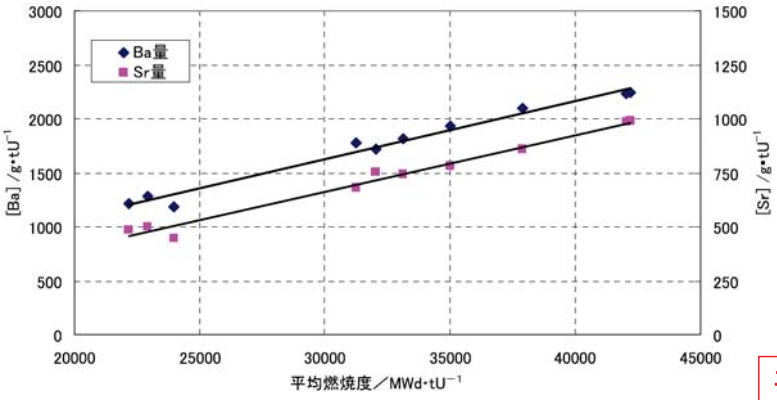
・析出物の沈降により、堆積層が形成され、保護管の下端を超える程度の位置に到達する。
・堆積層が厚くなることにより濃縮缶下部の析出物を含む液の密度が上昇し、濃縮缶下部の対流が弱まる。これにより堆積層と廃液層の間の液移動が弱まる。
・対流が弱まることから層内の液に加熱ジャケット及び析出物からの熱が蓄積し温度が上昇する。

・濃縮缶内の析出物量が増加する。
・濃縮缶下部の密度は更に増加し、濃縮缶下部での対流がほぼなくなる。
・堆積層と廃液層の間の液移動も微小となり、その流速もさらに低くなることからより多くの熱が堆積層内の液に蓄積。
・液温は沸点程度まで上昇。この際の沸点は、対流がなくなっていることから、水頭圧等に応じた飽和温度程度となっている。

対流なし

再処理施設　分離建屋　高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管内への高レベル廃液の漏えいについて（報告）（改正版）【公開版】平成23年1月19日（改正）を基に作成

高レベル廃液濃縮缶における過去のトラブルと対策(2/3)



アクティブ試験中の第1～10バッチで処理した使用済燃料の平均燃焼度とBa、Sr含有量の関係(ORIGEN2計算結果)※1

運転バッチ	運転バッチ毎の処理量 [tU]	平均燃焼度 [MWD/tU]	最大下部温度 [℃]
1	31	22900	56
2	43	32000	56
3	16	24500	54
4	50	24100	57
5	49	27000	64
6	54	42100	87
7	44	42100	92
8	58	35200	105
9	56	32100	89
10	48	34000	86

平均燃焼度が高い燃料を処理している運転バッチにおいて、下部温度が上昇する傾向

＜高レベル廃液の濃縮、酸濃度低下に伴い生成する主な析出物※2＞

- **硝酸ストロンチウム・バリウムの共晶 $Ba_{0.5}Sr_{0.5}(NO_3)_2$**
  →基本的に硝酸バリウムの溶解度が低く、飽和するため析出。低硝酸濃度の水溶液あるいは水で溶解可能。

- **モリブドリン酸 $P_2O_5 \cdot 24MoO_3 \cdot 7H_2O$**
  →酸濃度が高い場合に生成。3 M程度の硝酸溶液に溶解。アルカリ水溶液に溶解可能。

- **モリブデン酸ジルコニウム $ZrMo_2O_7(OH)_2(H_2O)_2$**
  →酸濃度が低い場合に生成。6 M程度の硝酸溶液に溶解。強アルカリ水溶液と酸性水溶液で溶解可能。

※1 再処理施設 分離建屋 高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管内への高レベル廃液の漏えいについて(報告)(改正版)【公開版】平成23年1月19日(改正)
※2 再処理プロセス・化学ハンドブック 第3版 JAEA-Review 2015-002 p547-550

高レベル廃液濃縮缶における過去のトラブルと対策(3/3)

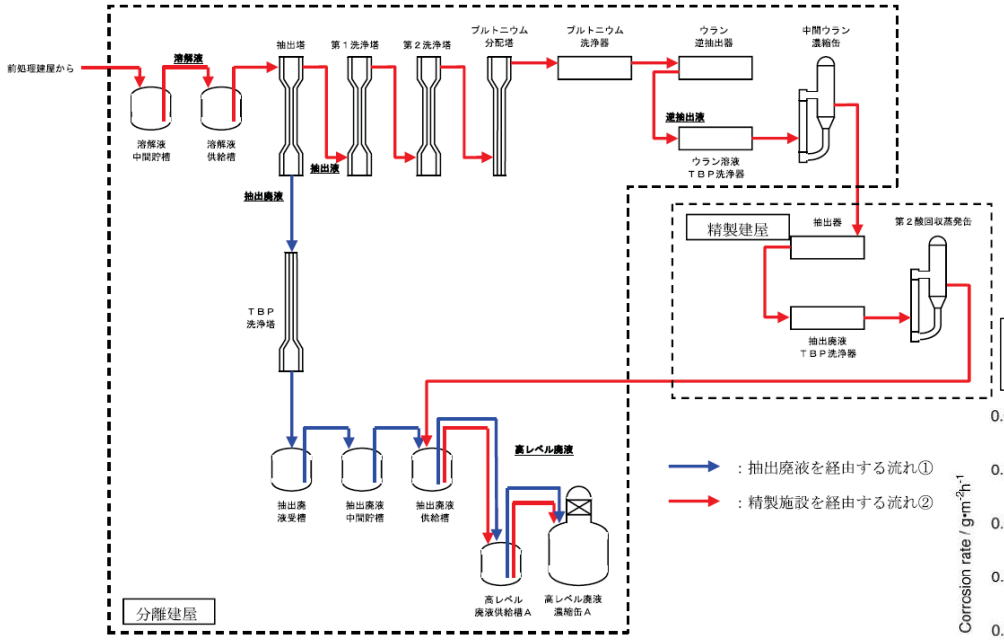
◆ 高レベル廃液濃縮缶の下部温度上昇に対する対策

- 濃縮缶の定期的な洗浄運転
- 濃縮缶内の3本の温度計(上部、中部、下部)の指示値の平均値が55℃に到達した場合、温度を下げるための操作を実施(負圧を深くする or 減酸運転を実施)
- 3本の温度計のいずれかが65℃に到達した場合は、濃縮運転を停止し、減酸運転、冷却等の操作を行い、濃縮液の移送を実施
  析出物による温度上昇と想定される場合は、濃縮液移送後、洗浄操作を実施
  →高レベル廃液濃縮缶の過度な腐食防止のため温度管理を厳格化

◆ その他懸案事項

- ネプツニウムによる高レベル廃液濃縮缶の腐食加速(新知見)
- 高レベル廃液濃縮缶の底部の肉厚測定装置の技術開発
- 高レベル廃液濃縮缶の増設

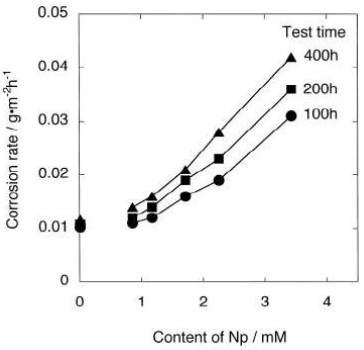
（参考）高レベル廃液濃縮缶へ流入するNpの流れ



六ヶ所再処理工場におけるネプツニウムの主要な流れ※1

ネプツニウムはほぼ全量高レベル廃液濃縮缶へ流入する

ネプツニウムはステンレス鋼の腐食を加速する



Npの有無によるR-SUS304ULCの腐食速度の比較
（減圧下、9mo/L沸騰硝酸溶液中）※2

※1 再処理施設 分離建屋 高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管内への高レベル廃液の漏えいについて（報告）（改正版）【公開版】平成23年1月19日（改正）
※2 本岡, 山本; 材料と環境, 57, 536-541 (2008)

日本原子力学会「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
・日時：2019年11月6日（水）13:30から17:00
・場所：日本原子力研究開発機構　第7会議室

「地層処分：国内外の規制の状況等」

日本原子力学会フェロー
田辺博三

内　　容

1．日本の規制の状況（中深度処分、地層処分）
（説明の観点：高レベル廃棄物を分離変換し中深度処分可能とする条件の考え方。法定の濃度上限値（区分値）と受入れ基準（WAC））

2．諸外国での規制の状況（廃棄物/処分区分、英、仏、スウェーデン）
（説明の観点：処分方法、処分対象廃棄物、地層処分の安全基準、評価期間等）

3．フランスの検討事例
（説明の観点：参考として、フランスにおける分離変換研究の経緯、検討内容、成果、今後の方針）

4．これまでの論点の例とまとめ方についての提案
（説明の観点：分離変換の方々と処分の方々の意見、論点）

国際的な放射性廃棄物の分類スキーム

出典：IAEA, Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSG-1, IAEA (2009).

○　分類スキーム

・　1.8　本安全指針の目的は、廃棄物の処分との関わりによって、主に長期的な安全に関する考慮に基づいた放射性廃棄物を分類するための一般的なスキームを設定することである。⇒説明者注：実際には、国によって、区分、処分方法が異なることに注意。

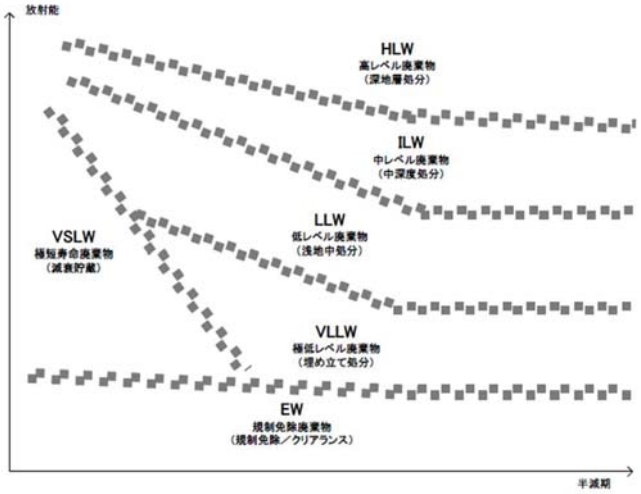


図1.廃棄物分類スキームの概念説明図

高レベル廃棄物（HLW）：放射性崩壊プロセスにより多量の熱が発生するほど十分に放射能濃度のレベルが高い廃棄物、あるいは、そのような廃棄物に対する処分施設の設計において考慮される必要がある長寿命放射性核種が大量である廃棄物。通常、地下数百メートル程度（several hundred metres）から、それ以深の深く、安定な地層への処分が、HLWの処分オプションとして一般的に認識されている。

中レベル廃棄物（ILW）：特に長寿命放射性核種を含んでいるため、浅地中処分で提供されるよりもより高い程度の閉じ込めと隔離が必要となる廃棄物。しかしながら、ILWは、貯蔵および処分期間中の熱放散に対する措置を必要としない、あるいは限られた措置だけを必要とする。ILWは長寿命放射性核種、とくにアルファ線を放出する放射性核種を含むかもしれず、それは、制度的管理に依存することができる期間において、浅地中処分に対して受入れ可能となる放射能濃度レベルまでには減衰しない。それゆえ、この分類の廃棄物は、数十メートルのオーダー（order of tens of metres）から数百メートル程度（a few hundred metres）のより深い深度での処分が必要となる。

低レベル廃棄物（LLW）：クリアランスレベルを超えているが、長寿命放射性核種の量が限られている廃棄物。このような廃棄物は、最長で数百年程度（a few hundred years）にわたり頑健な隔離と閉じ込めを必要とし、工学的浅地中施設での処分が適当である。この分類は非常に幅広い廃棄物を含有する。LLWは、放射能濃度のより高いレベルの短寿命放射性核種、および長寿命放射性核種も含むかもしれないが、比較的放射能濃度のレベルが低い。

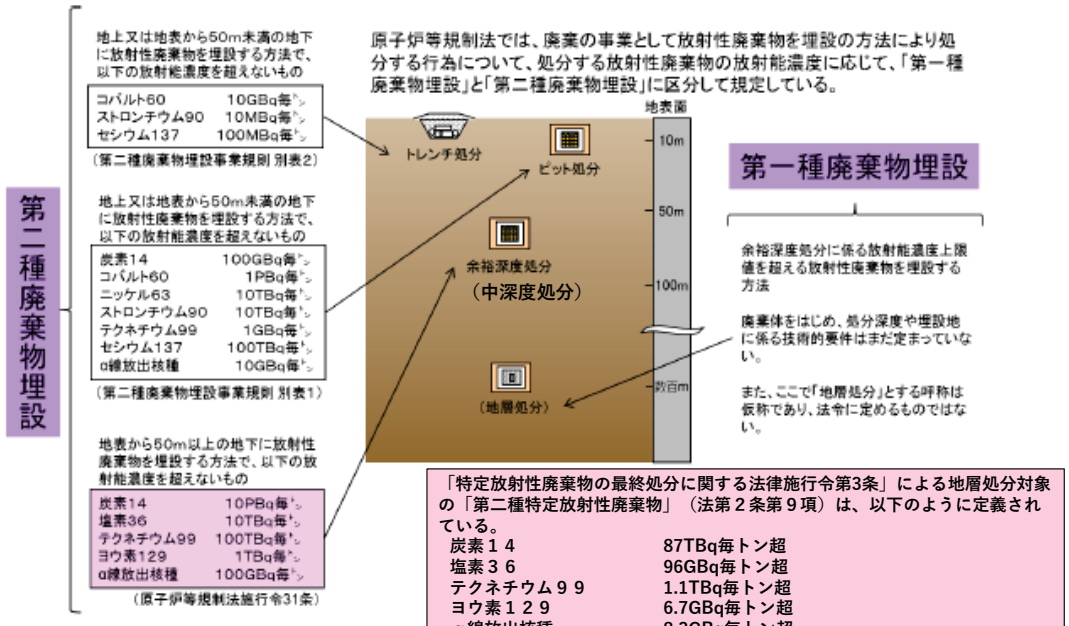
極低レベル廃棄物（VLLW）：必ずしもEWの規準を満たさないが、高いレベルの閉じ込めおよび隔離の必要がなく、そのため、限られた規制上の管理を伴う、浅地中の埋め立て方式の施設への処分に適している廃棄物。このような埋め立て方式の施設では、その他の危険な廃棄物も含まれるかもしれない。本分類の典型的な廃棄物には、低レベルの放射能濃度の土壌および瓦礫が含まれる。VLLW中のより半減期の長い放射性核種の濃度は、通常かなり限られる。

極短寿命廃棄物（VSLW）：最長でも数年程度（a few years）という一定期間にわたり減衰貯蔵されることができ、その後、管理無しの処分や利用あるいは放出のため、規制機関により承認された措置に従って、規制上の管理からクリアランスされることができる廃棄物。この分類は、研究や医療目的のためにしばしば利用される極短寿命の放射性核種を主に含む廃棄物を含む。

規制免除廃棄物（EW）：参考文献[6]に記載された放射線防護目的のため、規制上の管理から、クリアランス、規制免除または規制除外の規準を満たす廃棄物。

1．日本の規制の状況（日本の処分方法）

表 E1-2　廃棄の事業（埋設の方法による放射性廃棄物の最終的な処分）



（出典：使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約 （廃棄物等合同条約）第5回日本国国別報告書（2014）に加筆。）

質問：

高レベル廃棄物からMAを除いても地層処分が必要であるという説明は、一般の人には理解してもらえない。説明する資料はないか。

回答：

現在の法令では、処分方法毎に処分する廃棄物の放射能量の上限値が規定されています。また、その対象核種はMAだけではありません。上限値は、モデル処分場とシナリオ、パラメータ等を設定して、核種ごとに評価し、防護基準（１０マイクロシーベルト/年、等）に達する量が評価されています。

なお、濃度上限値は、処分が可能な放射性廃棄物の範囲を処分の方法別に明確化することを意図して定められるものであり、埋設事業の許可申請を行うことができる放射性廃棄物中の放射性核種濃度の最大値であり、これを下回るからといって、直ちに埋設事業の許可がなされるものではありません。

実際の申請では、それぞれの廃棄物埋設施設の自然条件のデータ、計画される埋設の具体的方法、埋設量、管理期間などを基に、安全審査の考え方にしたがって、事業者が策定する廃棄物受入れ基準（WAC）に基づいて埋設される放射性廃棄物中の放射性物質に起因する放射線量が評価された上、それが災害の防止上支障がないものであることが個々の施設・計画ごとに確認されてはじめて決まるものです。

放射性廃棄物の処分には、通常、2つの放射能濃度上限値がある。

A 法令で定義する上限値あるいは区分値

B 処分実施主体が、具体の処分施設で規定する上限値（廃棄物受け入れ基準）

処分施設固有の放射性廃棄物の受入れ基準（WAC）（補足説明）

処分施設に受入れる放射性廃棄物は、規制要件などを踏まえて、処分事業者が開発するセーフィーケースから導出される要件を満たす必要。

廃棄物受け入れ基準（WAC）とは

要件20：処分施設における廃棄物受入れ

処分施設での定置のために受入れられた廃棄物パッケージと非パッケージ廃棄物は、処分施設の操業と閉鎖後のためのセーフティケースと完全に整合がとれ、そのセーフティケースから導出された規準に従わなければならない。

5.1.　廃棄物受入れ規準の可能性のあるパラメータの例には、放射性核種含有量あるいは放射能限度、発熱、廃棄物形態とパッケージングの特性のような、処分されるべき廃棄物パッケージおよび非パッケージ廃棄物の特性と性能要件を含む。

（出典：IAEA, Disposal of Radioactive Waste, Safety Standard Series No. SSR-5, 2011.）

A 法令で定義する上限値あるいは区分値

地層処分と中深度処分（余裕深度処分）の放射能区分値の根拠と法令における規定

a. 中深度処分の濃度上限値を算出した報告書（根拠）

原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」（平成19年５月21日）

https://a.msip.securewg.jp/docview/viewer/docNA18BCD693C67b5981ebdb49341ad21e40931033722a715abe7fa6f6877a36ccf66c02398c5b4

参考資料１　各処分方法に対する試算結果及び放射能濃度上限値

b. 法令に規定された区分値

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（最終処分法）

・a.で算出された基準線量相当濃度を適用。

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（原子炉等規制法）

・a.で算出された濃度上限値を適用。（基準線量相当濃度をもとにβγ核種は100倍、α核種は10倍）

中深度処分の濃度上限値の算出結果と法令における規定の関係

中深度処分の濃度上限値を算出した報告書（根拠）
原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」
（平成19年５月21日）参考資料１　各処分方法に対する試算結果及び放射能濃度上限値

表３ 中深度処分における試算濃度（基準線量*相当濃度）（Bq/ton）

	従来の濃度上限値	基準線量相当濃度（第3次中間報告[2)]）	試算濃度(C)		
			①原子炉	②サイクル	①+②
C-14	5.2E+14	5.2E+13	8.7E+13	8.7E+13	8.7E+13
Cl-36	1.0E+11	1.0E+10	9.6E+10	9.6E+10	9.6E+10
Zr-93	—	1.8E+12		5.2E+12	5.2E+12
Tc-99	8.2E+11	8.2E+10	1.1E+12	1.1E+12	1.1E+12
Sn-126	—			5.9E+11	5.9E+11
I-129	—	3.1E+09		6.7E+09	6.7E+09
U-234	—	1.0E+12		8.9E+09	8.9E+09
U-235	—			1.0E+09	1.0E+09
U-238	—			7.0E+08	7.0E+08
Np-237	1.3E+10	1.3E+09		8.3E+09	8.3E+09
Pu-238	—			2.5E+13	2.5E+13
Pu-239	—			3.0E+13	3.0E+13
Pu-240	—			8.0E+14	
Pu-241	—			1.2E+15	1.2E+15
Am-241	—			4.1E+13	4.1E+13
Am-242m	—			1.9E+13	1.9E+13

試算濃度をもとに
βγ核種は100倍
α核種は10倍

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律施行令第3条」による地層処分対象の「第二種特定放射性廃棄物」に適用。

炭素１４	87TBq毎トン超
塩素３６	96GBq毎トン超
テクネチウム９９	1.1TBq毎トン超
ヨウ素１２９	6.7GBq毎トン超
α線放出核種	8.3GBq毎トン超

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第31条」による中深度処分と地層処分の区分値に適用。

炭素１４	10PBq毎トン
塩素３６	10TBq毎トン
テクネチウム９９	100TBq毎トン
ヨウ素１２９	1TBq毎トン
α線放出核種	100GBq毎トン

＊中深度処分では、地下水移行シナリオのみを評価シナリオと選定し基準線量を10μSv/yとした。なお、ラドンガス吸入による被ばく経路は除外している。

濃度上限値試算の前提条件等

処分概念

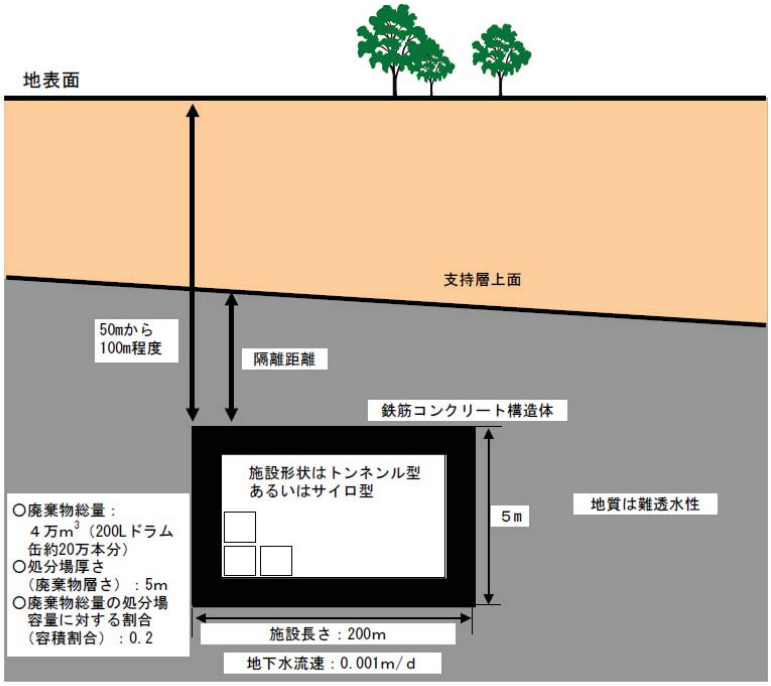


図５　余裕深度処分概念図

濃度上限値試算の前提条件等

評価シナリオ、評価経路

本評価においては、「地下水移行シナリオ」を「一般的事象を想定したシナリオ」（発生頻度が高く、一般公衆が被ばくを受ける可能性の懸念されるシナリオ）とし、評価シナリオとして選定した。また、処分場跡地における「建設シナリオ」や「居住シナリオ」等の人間接近シナリオは一般的とは想定し難いとして濃度上限値評価のためのシナリオとして選定しない。また、操業中シナリオについても、従来の余裕深度処分評価に倣い評価対象としない。
本評価の被ばく経路は、従来の余裕深度処分評価で選定されている１４の被ばく経路を選定した。本評価において選定した被ばくシナリオの一覧を表３に示す。また「地下水移行シナリオ」は、河川水の利用に伴う評価経路「河川水利用経路」と河川岸における人間活動に伴う三つの評価経路（「河川岸建設作業経路」、「河川岸居住経路」、「河川岸農耕経路」）から構成されるものとし、以上四つの評価経路では表３に示すような被ばく経路の重畳を考慮する。また、これら四つの評価経路の概念図を図６に示す。

表３　余裕深度処分の評価シナリオ及び評価経路

評価シナリオ	評価経路	利用形態		線量評価対象者	被ばく形態	経路番号
地下水移行シナリオ	河川水利用経路	河川水	飲料水利用	飲料水利用者	飲料水摂取・内部	1
			灌漑水利用	農耕作業者	土壌直接線・外部	2
					塵埃吸入・内部	3
				農作物消費者	農作物摂取・内部	4
			飼育水利用	畜産物消費者	畜産物摂取・内部	5
			河川産物消費	河川産物消費者	河川産物摂取・内部	6
	河川岸建設作業経路	河川岸	建設作業	建設作業者	土壌直接線・外部	7
					塵埃吸入・内部	8
	河川岸居住経路		居住	居住者	土壌直接線・外部	9
					塵埃吸入・内部	10
	河川岸農耕経路		農耕作業	農耕作業者	土壌直接線・外部	11
					塵埃吸入・内部	12
			農作物消費	農作物消費者	農作物摂取・内部	13
			畜産物消費	畜産物消費者	畜産物摂取・内部	14

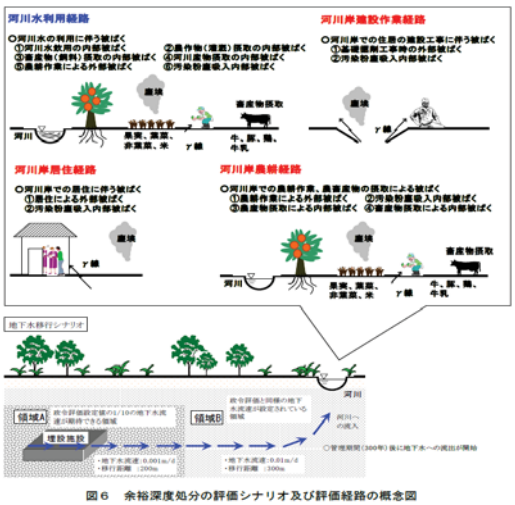


図６　余裕深度処分の評価シナリオ及び評価経路の概念図

B 処分実施主体が、具体の処分施設で規定する上限値（廃棄物受け入れ基準）

中深度処分の安全審査の考え方（規制基準等）における要件（説明者注：地層処分の規制基準は未策定だが、中深度処分のそれの多くが適用可能としている。）

・10万年後の濃度制限のための人間接触シナリオ

不確実性が大きくなる前の離隔に必要な深度（人間侵入防止のための深度）が確保されている時点（10 万年後）において、あえて廃棄物埋設地内の廃棄物と人間の接触を仮想した設定に基づいた線量評価を行い、影響が一定水準以下になることを要求。

・廃止措置終了後の設計上の対策を確認するための人間侵入シナリオ

掘削によって地表と廃棄物を短絡する経路が形成されたとしても、その影響が及ぶ廃棄物に含まれる放射性核種の量が限定され、埋設した廃棄物全体に及ぶことなく生活圏への放射性核種の移行量が抑えられるよう、廃棄物埋設地の内部を人工バリアで区画することを要求。生活圏への放射性核種の移行量を抑えるための廃棄物埋設地内の区画の妥当性を確認。（説明者注：区画の妥当性要件は処分施設レイアウトに影響を及ぼす可能性あり）

・廃棄物埋設地は、廃止措置の開始後において廃棄物埋設地の保全に関する措置を必要としない状態に移行する見通しがあるものでなければならない。

・自然事象シナリオ（次頁の図も参照）

発生が合理的に想定できる範囲内で最も厳しい設定を含む網羅的なシナリオに基づく評価の結果により、公衆の受ける線量が一年間当たり３００マイクロシーベルトを超えないこと。

・中深度処分に係る廃棄物埋設地は、公衆の受ける被ばく線量が合理的に達成できる範囲でできる限り十分に低く抑えられるよう設計されていること。

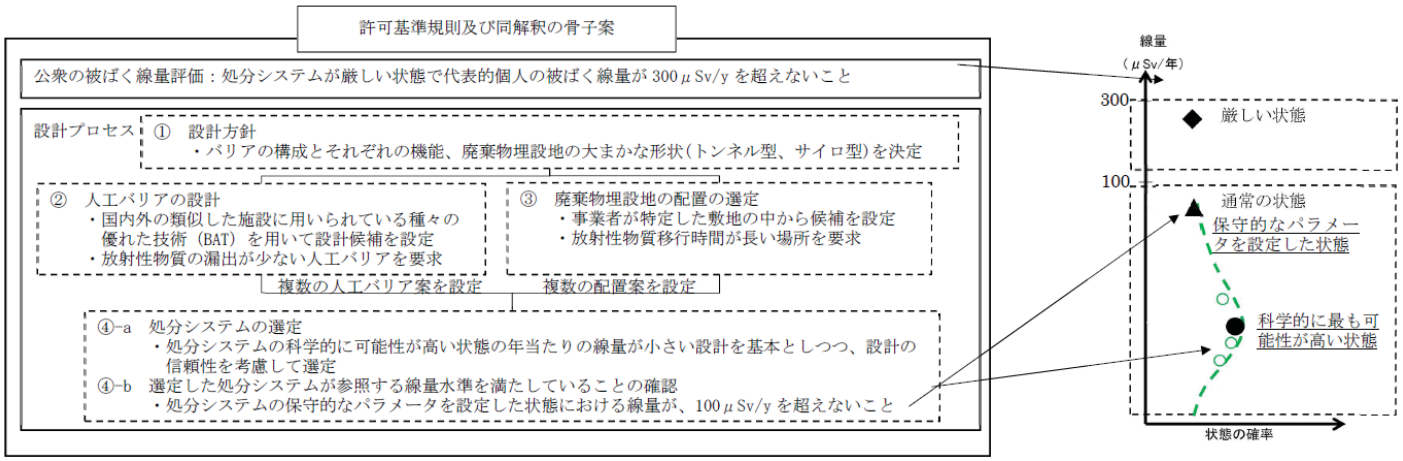
決定した設計が、合理的に通常起こり得ると考えられる範囲内の状態設定で、保守的にパラメータを設定した場合の評価シナリオにより与えられる線量が、一年間当たり１００マイクロシーベルトを超えないこと。

・人為事象シナリオ

廃棄物埋設地の限定された区域に含まれる放射性物質に起因する公衆の受ける線量が一年間当たり２０ミリシーベルトを超えないこと。

出典：原子力規制委員会資料3「中深度処分等に係る規制基準等の策定について－第二種廃棄物埋設に係る事業許可基準規則等の骨子案の事業者との意見交換の実施－」（平成30年8月1日）

中深度処分における廃棄物埋設地の廃止措置後の保全に関する措置を必要としないための設計プロセス及び公衆の被ばく線量評価に係る審査ガイド骨子案



出典：原子力規制委員会資料3「中深度処分等に係る規制基準等の策定について－第二種廃棄物埋設に係る事業許可基準規則等の骨子案の事業者との意見交換の実施－」（平成30年8月1日）

以上の評価に基づいて具体の処分施設のWACを規定する。
地層処分を中深度処分にするためには、
- 高レベル廃棄物、TRU廃棄物の分離変換
- 政令濃度上限値＞実際の処分場の受け入れ基準（WAC）
- Σ核種濃度/WAC値＜１

参考　　法令の濃度上限値とWACの比較の例

－WACは政令濃度上限値よりも1桁から2桁程度低い－

表　六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの放射性廃棄物受入れ基準（WAC）

https://a.msip.securewg.jp/docview/viewer/docNCC182ADAA645963ed5c62de4ef6fc46015c444aa75aaf424a04e95db6198e6fb48f4ddeac925

放射性物質の種類	2号廃棄物埋設施設（現行）		3号廃棄物埋設施設		法令上の放射能濃度上限値（Bq/t）
	最大放射能濃度（Bq/t）	総放射能量（Bq）	最大放射能濃度（Bq/t）	総放射能量（Bq）	
トリチウム	1.22×10^{12}	1.22×10^{14}	1.2×10^{12}	1.5×10^{13}	—
炭素14	3.37×10^{10}	3.37×10^{12}	3.3×10^{10}	2.0×10^{12}	1×10^{11}
コバルト60	1.11×10^{13}	1.11×10^{15}	1.1×10^{13}	1.5×10^{14}	1×10^{15}
ニッケル59	8.88×10^{8}	3.48×10^{12}	8.8×10^{8}	5.0×10^{10}	—
ニッケル63	1.11×10^{12}	4.44×10^{14}	1.1×10^{12}	5.5×10^{12}	1×10^{13}
ストロンチウム90	6.66×10^{10}	6.66×10^{12}	6.6×10^{10}	6.7×10^{11}	1×10^{13}
ニオブ94	3.33×10^{8}	3.33×10^{10}	3.3×10^{8}	8.1×10^{9}	—
テクネチウム99	7.40×10^{7}	7.40×10^{9}	7.4×10^{7}	7.4×10^{7}	1×10^{9}
ヨウ素129	1.11×10^{6}	1.11×10^{8}	1.1×10^{6}	8.3×10^{6}	—
セシウム137	4.07×10^{11}	4.07×10^{13}	4.0×10^{11}	7.3×10^{11}	1×10^{14}
アルファ線を放出する放射性物質	5.55×10^{9}	2.33×10^{11}	5.5×10^{8}	2.3×10^{11}	1×10^{10}

※３号廃棄物埋設施設では塩素36濃度の高い廃棄体の受入れを制限するため、主要な放射性物質の種類に塩素36は含まれない

2．諸外国での規制の状況（廃棄物/処分区分、英、仏、スウェーデン）

（１）英国の放射性廃棄物区分と処分方法

名称及びサブカテゴリー			定義	根拠法等	処分方法	安全評価・安全指標	処分方法に基づく名称
高レベル放射性廃棄物（HLW）				Cmnd. 2919：放射性廃棄物管理政策レビュー（1995）	地層処分（サイト選定段階）	EA等「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」2009. 安全基準 ・許可期間内：線量拘束値0.3 mSv/y、サイト拘束値0.5mSv/y ・許可期間後：リスク基準値10^{-6}/y 評価期間は、将来の放射線学的リスクがピークに達する時期まで、あるいは不確実性が過大になるために定量的な評価を実施する意味がなくなる時期まで	Higher Activity Waste（HAW）
中レベル放射性廃棄物（ILW）			下記基準を超えるもの		地層処分（サイト選定段階）		
低レベル放射性廃棄物（LLW）			≤4GBq/t-α ≤12GBq/t-β・γ		LLWRの廃棄物受け入れ基準（WAC）を満たさないLLWは地層処分（サイト選定段階）		
	極低レベル放射性廃棄物（VLLW）	量の多いVLLW	^{14}C, ^{3}H only≤40MBq/t or Other β/γ ≤4MBq/t＊	2007年「英国における固体低レベル放射性廃棄物の長期管理政策」（LLW政策）	浅地中処分（LLWR、ドーンレイ処分場が操業中）	EA等「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における浅地中処分施設：許可要件に関するガイダンス」2009. 安全基準は地層処分と同じ	Low Level Waste（あるいはLower Activity Waste(LAW)
					埋立処分（3か所で操業中）（200 MBq/tまで受入れ可能な処分場もある）		
		量の少ないVLLW	^{14}C, ^{3}H only≤4 MBq on 0.1㎥ with no one item >400kBq or Other β/γ ≤400kBq in 0.1㎥ with no one item>40kBq		一般ごみと同様の処分		
極短寿命放射性廃棄物			一定期間、一定放射能の医療廃棄物に適用。				
規制免除			再利用・処分　0.4Bq/g	1993年放射性物質法（RSA93）	イギリスではクリアランスレベルは規定されておらず、規制免除レベルを使用。		

（1）英国の放射性廃棄物区分と処分方法

低レベル放射性廃棄物処分場（LLWR）の放射性廃棄物受入れ基準（WAC）

出典：LLWR Ltd., Waste Acceptance Criteria – Low Level Waste Disposal
WSC-WAC-LOW – Version 5.0 Issue 1– July 2016.
https://a.msip.securewg.jp/docview/viewer/docN263D82594E751a9f3aabc7d789cecbabcdc2f63c258f9584532daea84e5c6a4f409ca9d83d54

核種グループ毎の放射能（濃度）/基準値の和が1を超えないこと

$$QA/DILA + QB1/DILB1 + QB2/DILB2 + QC/DILC \leq 1$$

where QN is the total Activity or Specific Activity of group N radionuclides and DILN is the Discrete Item Limit for that group, depending on the mass of the Discrete Item.

Table 3.1: Discrete Item Limits

Radionuclide	Mass 1 kg or less	Mass between 1 and 100 kg	Mass 100 kg or greater
Group A	0.001 GBq	1 GBq/t	0.1 GBq
Group B1	0.01 GBq	10 GBq/t	1 GBq
Group B2	0.3 GBq	300 GBq/t	30 GBq
Group C	1 GBq	1000 GBq/t	100 GBq

Table 3.2: Radionuclide Groups for Limiting Discrete Items

Group A	Nb-94 Ag-108m Sn-126 Ra-226 Th-229 Th-230 Th-232 Pa-231 Np-237 Am-243 Cm-247 Cm-248 Cf-251
Group B1	I-129 Pu-238 Pu-239 Pu-240 Pu-242 Am-241 Am-242m All alpha-emitting uranium isotopes (1) Cm-245 Cm-246
Group B2	C-14 Cl-36 Ca-41 Sr-90 Zr-93 Mo-93 Tc-99 Cs-135 Cs-137 Pb-210 Ac-227 Pu-241 Cm-243 Cm-244 Cf-250
Group C	H-3 Co-60 Ni-59 Ni-63 Nb-93m Sm-151 Eu-152 All radionuclides with half-life shorter than 10 years. Most radionuclides with half-life shorter than 20 years (2).

(1) U-233, U-234, U-235, U-236, U-238 and all mixtures thereof

(2) The exceptions are radionuclides that have half-life shorter than 20 years but decay to moderately long-lived alpha emitters, notably Pu-241, Cm-244 and Cf-250.

WACは放射能以外の物理化学的性状についても規定

（2）仏国の放射性廃棄物区分と処分方法

名称及びカテゴリー	定義（ANDRA）	根拠法等	安全評価・安全指標	処分方法
高レベル放射性廃棄物（HLW）	高レベルガラス固化体	ANDRA, National Inventory of Radioactive Materials and Waste Essential, 2015.	ASN「深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針」2008. 安全基準 ・リファレンス状態：1万年までは線量拘束値0.25mSv/y、1万年以降は参考値扱い ・変動状態：リスク概念の適用可能、個人被ばく線量が確定的影響レベルよりも十分低いこと 1万年間の天然バリアの安定性立証基準適用、1万年以降も参考値として適用	地層処分（建設許可申請準備段階）
長寿命中レベル放射性廃棄物（LL-ILW）	SL-LILWの基準を超える再処理廃棄物等（PWRのLL-ILW； ・burnable poison rod assemblies ・control rods ・metal structures）	ANDRA, National Inventory of Radioactive Materials and Waste Essential, 2015.		
長寿命低レベル放射性廃棄物(LL-LLW)	・天然ウランガス黒鉛（UNGG）炉ならびにその他の原子炉（とくに実験炉の解体によって生じる黒鉛廃棄物および関連工法の廃棄物 ・その比放射能によって地層施設での処分が不可能になるラジウム含有廃棄物 ・その他のタイプの長寿命低レベル放射性廃棄物（アスファルト混合廃液、低比放射能ラジウム、ウラン、およびトリウムを含有する物質、使用済み長寿命低レベル放射性密封放射線源等）	長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針 ANDRA, "PNGMDR 2013-2015 PROJET DE STOCKAGE DE DECHETS RADIOACTIFS DE FAIBLE ACTIVITE MASSIQUE A VIE LONGUE (FA-VL) RAPPORT D'ETAPE 2015", 2015.	ASN「長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針」2008. 安全基準は地層処分に同じ	浅地中処分（深さ20m）、（調査中）
短寿命低中レベル放射性廃棄物 (SL-LILW)	半減期が31年未満の放射性廃棄物を多く含有する廃棄物 α放射体 ≤0.37GBq/t-α（平均値） ≤3.7GBq/t-α（個々のパッケージ）		「安全基本規則（RFS）I.2：短中寿命かつ低中レベル放射性廃棄物の地表処分に関する安全目標及び基本設計」1984. 定量的な安全基準は規定されていないが実施主体が地層処分を参考	浅地中処分（ピット処分）（オープン処分場操業中、ラマンシュ処分場は監視段階）
極低レベル放射性廃棄物（VLLW）	一般的には <100Bq/g		原子力施設ではない	浅地中処分（トレンチ処分）（モルビリエ処分場操業中）
極短寿命放射性廃棄物	Management by decay for very short-lived waste containing radionuclides with a half-life < 100 days.			減衰保管処分

（2）仏国の放射性廃棄物区分と処分方法

短寿命低中レベル放射性廃棄物処分場（オーブ処分場）の放射性廃棄物受入れ基準（WAC）

出典：Michel Dutzer, FROM WASTE PACKAGES ACCEPTANCE CRITERIA TO WASTE PACKAGES ACCEPTANCE PROCESS AT THE CENTRE DE L'AUBE DISPOSAL FACILITY, Proceedings of WADRAP 2002, SEPTEMBER 23–26, 2002.

核種毎の濃度上限値

Activity limits are derived from the safety scenarios. Some limits are prescribed to avoid “hot spots” in the repository. This is the case for nuclides the impact of which is relevant not for a single package but for a group of packages or sometimes the whole repository. Long lived beta emitters belong to that category. Requirements are expressed in terms of specific mass activity limitation.

安全基本規則（RFS）I.2

α放射体

<0.37GBq/t-α（平均値）

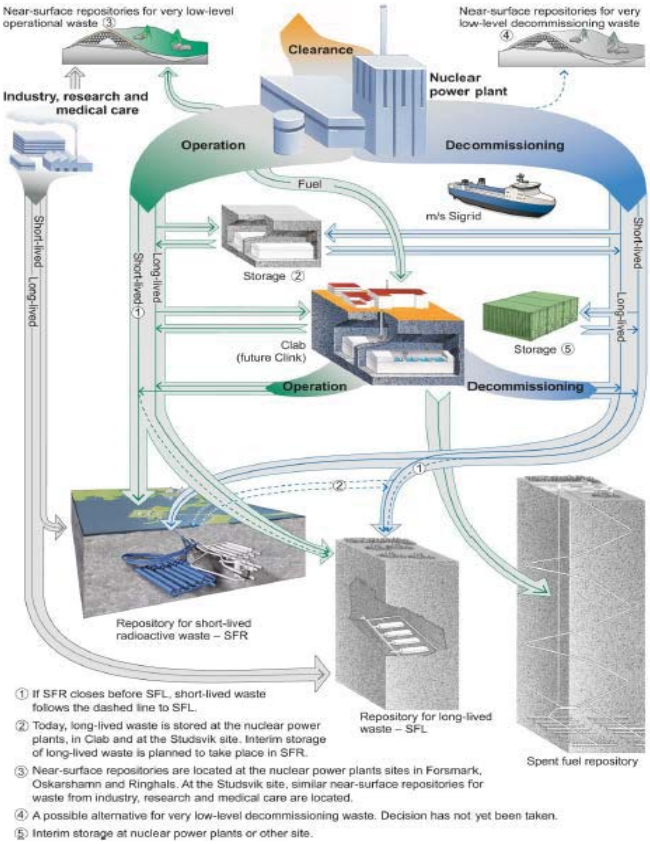
<3.7GBq/t-α（個々のパッケージ）

WACは放射能以外の物理化学的性状についても規定

Element	Radiological capacity of the facility TBq	Activity limit per package (bq/g)
3H	4. 103	2. 10^5
14C	8.15 102	9.2 104
36Cl	4. 10-1	2.4. 104
41Ca	1.25 10-1	3 105
60Co	4. 105	1.3. 108
59Ni	4. 103	1.1 . 105
63Ni	4. 104	3.2. 106
79Se	3.72 10-2	5.5 104
90Sr	4. 104	6. 106
93Zr	4. 102	1.8. 104
94Nb	2.01 101	1.2 102
93Mo	1.02	3.8 104
99Tc	1.23 101	4.4 104
107Pd	3. 103	3. 105
108mAg	2.49 101	1.4 103
129I	3.03 10-1	1.4 103
135Cs	6. 101	2.6 105
137Cs	2. 105	3.3 105
151Sm	1. 104	4.5 105
total alpha emitters (after 300 years)	7.5 102	3.7 103

（3）スウェーデンの放射性廃棄物区分と処分方法

廃棄物区分		定義（SKB社の廃棄物区分と処分場の割り当て）		根拠法等	安全評価・安全指標	処分方法
長寿命	高レベル放射性廃棄物（HLW）	使用済燃料	発電所使用済燃料 その他の使用済燃料（研究炉、MOX使用済燃料など）	Sweden's sixth national report under the Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management, 2017. Extending the SFR, 2018. Radionuclide inventory for application of extension of the SFR repository - Treatment of uncertainties, 2015. 廃棄物区分制度なし。発生者/SKBが割り当て	SSMFS 2008:37 使用済燃料及び原子力廃棄物の最終管理における人間の健康と環境の保護に関する放射線安全機関の規則 安全基準 使用済燃料または原子力廃棄物の処分場は、その閉鎖後の有害な影響に係る年間リスクが、最大のリスクを受けるグループの代表的個人について10^{-6}を超えないように設計しなければならない。（2008:37） リスク解析は最大100万年	地層処分（建設許可申請中）
短寿命	低中レベル放射性廃棄物	LILW-LL 炉内構造物、RPV（PWR）、制御棒（BWR）等 CLAB、キャニスター封入施設廃止措置廃棄物 スタズビック研究施設等 MIR長寿命廃棄物	受入れ基準未定			SFL（地層処分、研究中）、総処分容量16,000 m^3 metallic waste：concrete barrier legacy waste等; bentonite barrier
		LILW-SL 運転廃棄物（原子炉、CLAB）	総インベントリ10^{16} Bq（安全評価） The waste with the highest radioactivity, designated for SFR is intended for disposal in the silo.			SFR1（操業中）、総処分容量63,000 m^3 サイロ、坑道（1BMA, 1BTF, 2BTF, 1BLA）
		LILW-SL 運転廃棄物 廃止措置廃棄物（原子炉、原子力施設）				SFR3（拡張申請中），総処分容量約107,000m^3+9RPV(BWR) 坑道（2-5BLA, 2BMA, 1BRT）
	極低レベル放射性廃棄物（VLLW）	VLLW-SL	<100～300GBq-total <100MBq-α			地上埋設施設（3NPPサイト、スタズビックサイト）（操業中）
	クリアランス		再利用 α核種 0.1Bq/g βγ核種 0.5Bq/g α核種 0.4Bq/cm2 βγ核種 4Bq/cm2、 他	放射線防護法(2001 改正) 放射線防護研究所規則(1996 改正)		無条件再利用 産業埋め立て処分場での処分



（3）スウェーデンの放射性廃棄物区分と処分方法

低レベル放射性廃棄物処分場（SFR）の放射性廃棄物受入れ基準（WAC）

- 安全評価のためのインベントリは設定されているが、受け入れ可能な廃棄体は、発生源のほか、パッケージ表面線量率によって区分されている。
- このため、参考として、SFRに予定されている総インベントリを総処分容量で除することにより、廃棄体単位体積当たりの放射能量を算出する。

SFR	総レファレンスインベントリ	総処分容量	放射能濃度（参考）＊
Silo, BRT, 1BMA, 2BMA,1BTF, 2BTF, 1BLA and 2-5BLA	9.70E+14Bq	170,000m^3	5.7GBq/m^3
Silo単独	6.71E+14Bq		

＊　田辺注：総インベントリと総処分容量から試算

出典：SKB, Radionuclide inventory for application of extension of theSFR repository - Treatment of uncertainties, Doc. ID 1427105, 2015.

Table 3-9 Repository inventory

Radionuclide	Reference inventory [Bq]	Maximum inventory [Bq]	Uncertainty factor (1.645σ)
H-3	3.52E+12	2.12E+13	6.04
Be-10	1.27E+06	6.38E+07	50.15
C-14 org	9.22E+11	1.27E+12	1.38
C-14 oorg	5.09E+12	7.00E+12	1.37
C-14 ind	1.65E+10	4.26E+10	2.59
Cl-36	1.54E+09	5.62E+09	3.66
Ca-41	1.95E+10	7.08E+10	3.63
Fe-55	2.91E+12	1.59E+13	5.48
Co-60	1.55E+13	2.87E+13	1.85
Ni-59	1.02E+13	2.99E+13	2.95
Ni-63	8.06E+14	2.36E+15	2.93
Se-79	1.31E+09	6.56E+10	50.19
Sr-90	4.66E+12	7.16E+12	1.54
Zr-93	6.19E+09	1.26E+11	20.43
Nb-93m	2.36E+13	6.81E+13	2.88
Nb-94	1.91E+11	5.83E+11	3.05
Mo-93	2.92E+10	5.95E+10	2.03
Tc-99	6.33E+10	2.34E+11	3.71
Pd-107	2.89E+09	1.79E+10	6.19
Ag-108m	2.97E+11	6.44E+12	21.67
Cd-113m	1.06E+10	5.55E+11	52.20
In-115	3.13E+05	8.29E+05	2.65
Sn-126	2.61E+08	7.24E+09	27.71
Sb-125	1.32E+11	1.54E+12	11.64
I-129	1.17E+09	3.76E+09	3.20
Cs-134	2.20E+11	5.86E+11	2.66
Cs-135	5.67E+09	1.30E+10	2.30
Cs-137	7.06E+13	1.08E+14	1.53
Ba-133	8.31E+08	2.05E+09	2.47
Pm-147	3.59E+11	1.18E+12	3.28
Sm-151	6.00E+11	1.38E+12	2.29
Eu-152	1.52E+11	5.26E+11	3.47
Eu-154	5.58E+11	1.55E+12	2.78
Eu-155	1.01E+11	3.20E+11	3.17
Ho-166m	9.09E+09	1.98E+10	2.17
U-232	8.96E+05	2.22E+06	2.48
U-234	4.75E+07	1.14E+08	2.39
U-235	6.57E+08	1.82E+09	2.77
U-236	2.59E+07	6.25E+07	2.42
U-238	9.52E+08	2.09E+09	2.19
Np-237	5.75E+08	1.69E+09	2.94
Pu-238	1.32E+11	2.99E+11	2.27
Pu-239	2.80E+10	5.75E+10	2.06
Pu-240	3.87E+10	7.91E+10	2.04
Pu-241	5.23E+11	1.26E+12	2.42
Pu-242	2.03E+08	4.82E+08	2.38
Am-241	2.33E+13	2.82E+14	12.10
Am-242m	5.79E+08	1.37E+09	2.36
Am-243	2.57E+09	5.06E+09	1.97
Cm-243	3.25E+08	6.99E+08	2.15
Cm-244	2.19E+10	5.26E+10	2.40
Cm-245	2.84E+07	6.91E+07	2.44
Cm-246	8.58E+06	2.10E+07	2.45
Total	**9.70E+14**	**2.95E+15**	**3.04**

3．フランスの検討事例

①1991年放射性廃棄物管理研究に関する法律（通称：バタイユ法）（1991年12月30日）

a．高レベル・長寿命中レベル放射性廃棄物に関して以下の3つの研究の実施方針を制定
(a)長寿命の放射性核種の分離及び短寿命核種への変換を可能とする解決方法（担当：CEA）
(b)地下研究所を利用した、可逆性のあるまたは可逆性のない地層処分の実現可能性（担当：ANDRA）
(c)長期中間貯蔵の方法及び事前に必要となる廃棄物の前処理方法（担当：CEA）

b. 本法律の発効から15年を超えない期間に、政府は議会に対し、これらの研究を総括評価した報告書と、必要があれば、高レベル・長寿命放射性廃棄物処分場の建設の許可およびこの処分場に付随する地役権と拘束の規定を定める法律案を提出しなければならない。

②2005年から2006年にかけての、1991年法にもとづく研究成果のとりまとめと評価

フランス研究省技術局、議会科学技術選択評価委員会（OPECST）、国家評価委員会（CNE）、公開討論会、原子力安全当局（ASN）による評価、提言

③2006年放射性廃棄物及び放射性物質の持続可能な管理に関する計画法（2006年6月28日）

(a)長寿命放射性核種の分離及び変換
(b)地下深部の地層における可逆的な処分
(c)中間貯蔵・処理

④2006年法以降の政策として放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画（PNGMDR）を策定

ア.原子力安全機関（ASN）取りまとめ、放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画（PNGMDR）2007～2009年

イ.原子力安全機関（ASN）及びエネルギー・気象総局（DGEC）取りまとめ、放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画（PNGMDR）2010～2012年

b.分離・変換

-原子力・代替エネルギー庁は、2012年末までに、研究の総括を行うために報告書を提出しなければならない。

CEAの分離・変換に関する2012年までの成果

CEA, Report on Sustainable Radioactive Waste Management, December 2012.

http://www.cea.fr/english/Documents/corporate-publications/report-sustainable-radioactive-waste-management.pdf

CEAの分離・変換に関する2012年までの成果（仏語）

http://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%201.pdf

http://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%202.pdf

http://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%203.pdf

http://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%204.pdf

http://www.cea.fr/multimedia/Documents/publications/rapports/rapport-gestion-durable-matieres-nucleaires/Tome%205.pdf

報告書は、CEAがEDF、AREVAと協働し、ANDRA、CNRS（フランス国立科学センター）の貢献により、第4世代炉のFR及び分離・変換の開発成果をまとめたものである。

このうち、分離・変換はTome202の報告書に詳しい

2012年までの成果の概要

(1) 分離・変換技術

①長寿命FPの分離・変換

核種の選定はEURATOMの共同研究 (PAGIS (1985) and subsequently EVEREST (1997) and SPA (2000)) における安全評価結果にもとづき、支配核種からヨウ素、テクネチウム、セシウムを選定。

研究成果

a. 長寿命FPの分離

(a) ヨウ素とテクネチウムの分離にはPUREXプロセスを適用可。

・ヨウ素は分離され海洋放出されているが天然の希釈効果により安全確保。

・テクネチウムは可溶性成分と不溶性成分が共存。可溶性成分（50%から85%）のみ回収可能。

(b) セシウムの分離には特別なプロセスの開発が必要。新抽出剤が開発された。

b. 長寿命FPの変換

(a) 中性子バランスの観点から余剰中性子の多い高速炉を選択。

(b) テクネチウムは（ターゲットの）耐照射性が良好で最も有望。しかし、変換効率が低いため量を1/10に減らすためには数百年にわたり数回のリサイクルが必要。

(c) ヨウ素は炉内で安定なターゲット形態が得られず実行不可。

(d) セシウムは主に2つの同位体（LLFPであるCs-135、安定なCs-133）から構成。Cs-135は変換されるも、Cs-133の大半がCs-135に変換されるため、結果的に消滅する量よりも新たに生成する量が多い。このため照射前に同位体分離が必要であるため、極めて扱いにくく現実的ではない。

結果

・テクネチウムの分離・変換のみが実現可能であるが、収率は低い。さらに、地層処分環境では溶解度が低く移動性が低いことが分かったため、その変換の関心を大幅に低減。

・セシウムの核変換のパターンは非常に複雑で非現実的。さらに、粘土中の収着現象により移動性が低いことを示す1990年代の研究により、さらなる研究に関心が払われなかった。

・ヨウ素については、照射下で（ターゲットとなる）安定した化合物が存在しないことが、その核変換を考慮するための制約要件と考えられる。

・しかし、ガラス固化体内に存在する推定量のヨウ素量推定値に基づいてAndraによって行われた評価結果では、放射線量が非常に低く、規制値をはるかに下回っている。

・Andraによって行われた処分の評価結果では、塩素36の放射線量が大きい。この放射性核種は、燃料マトリックス中および集合体構造材料中に存在する痕跡量の天然塩素から生成される長寿命核種であるため、ガラス固化体および長寿命中レベル廃棄物中に極めて薄い形態で存在し、その変換のための回収は事実上不可能である。この放射性核種の放射線影響を低減するためには、生成された塩素36の量を減らす方法の探索（照射される物質中に存在する痕跡量の天然塩素を減少させることによって）が、核変換よりも効果的な解決策となるだろう。

・これらの結果により、CEAは2006年に長寿命FPの核変換の研究の中断を提案し、マイナーアクチノイドの核変換に集中。

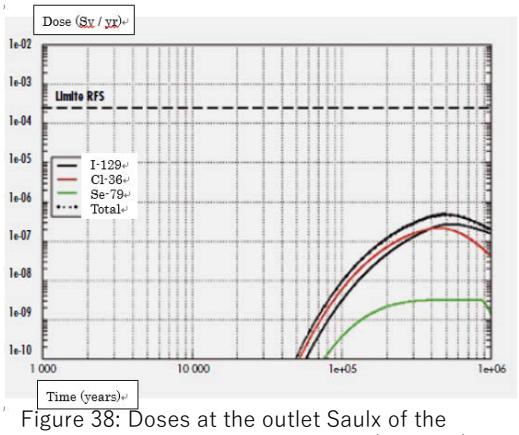


Figure 38: Doses at the outlet Saulx of the Oxfordian - typical HLW packages (C1 + C2) Normal evolution scenario

Table A1: Feasibility of separation and transmutation of LLFP

Long-lived FP	Separation	Transmutation
Iodine	Easy	Practically impossible
Technetium	Easy (soluble part) Very difficult (part insoluble)	Feasible
Cesium	Difficult but feasible	Unrealistic without isotopic separation

It should be recalled that the transmutation of long-lived fission products is not technically possible.

②MAの分離・変換

・Amの分離・変換は中長期的な発熱量を低減し処分場面積を縮小し最適化する可能性。

・Cmには、短寿命のCm-242（163日）とCm-244（18年)が含まれており、発熱量、放射線量、中性子（自発核分裂）放射量が大きいため、燃料加工や輸送において取扱い上の課題がある。

・Npは長半減期であり放射性毒性への寄与は小さい。

2012年以降の研究

・Amの分離・変換の研究を継続。（MAの中ではAmが最も廃棄物管理に利益を与えるとともに、リサイクル操業に対する放射線防護と発熱の影響が小さい。）

・Amの分離・変換技術は実験室規模では開発済み。工業規模でも技術的成立性を確認中。

・FR実証炉ASTRIDへの装荷試験を計画。

CURRENT ASTRID PROJECT TIMETABLE;
- Commissioning of the core assembly fabrication facility (AFC) around 2020.
- First demonstration of americium transmutation (in a test pin) a few years after Astrid diverges.
- First recycling of Astrid fuel in 2030–2035;
- If applicable, demonstration of americium transmutation (at the sub-assembly scale) after 2035.

（出典： CEA, Report on Sustainable Radioactive Waste Management Executive Summary, December 2012.)

(2)　分離・変換の処分への効果

①廃棄物の本数・体積（シナリオスタディ）

Scenarios		No transmutation	Transmutation Am alone	Transmutation of all MAs
Package HLW (CSD-V)		103,000 packages (18,000 m3)	96,000 packages (17,000 m3)	89,000 packages (16,000 m3)
Packages IL-LL	Structural wastes (CSD-C)	246,000 packages (45,000 m3)	254,000 packages (46,000 m3)	255,000 packages (46,000 m3)
	Technological waste	55,000 packages (15,000 m3)		

注：仏国DOSSIER2005によれば、CSD-Cにはハル等（hulls and end pieces）だけでなく、activation product waste、alpha waste、technological waste (organic, metallic)、magnesium cladding waste、PWR primary and secondary source rodsが含まれる。

条件
-再処理-Puリサイクル
-Alpha limit to 2. 10^{19}/g-glass
-（FP＋MA）酸化物含有量＜17.5%
-原子炉型と出力
-2150年までの評価
-変換は将来建設されるFRの規模及び適切な燃料サイクル施設によってのみ実現される。したがって、それまでに発生する廃棄物には適用されない。

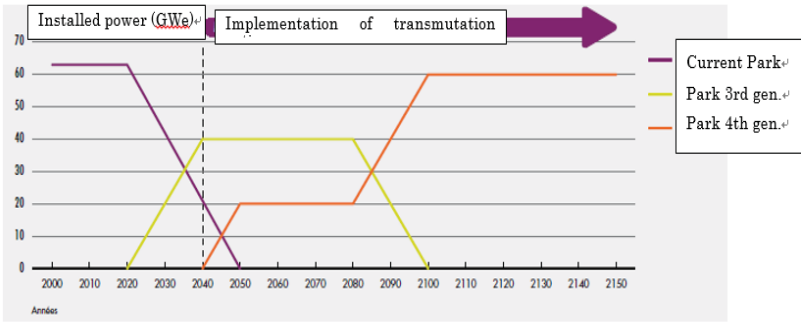


Figure 29: Production by sector

(2)　分離・変換の処分への効果

①廃棄物の本数・体積（シナリオスタディ）（続）

高レベルガラス固化体（CSD-V）への効果

○制限事項

－ガラス中のFPとMAの酸化物含有量制限：17.5%。　MA酸化物重量は通常1桁以上小さく、ガラス固化体の体積にはFPの影響が大きい。したがって、検討中のMAの分離・変換シナリオではほとんど影響なし。

－10,000年の間に容器中に蓄積する崩壊アルファ量の制限は、現在値は$1x10^{19}$個/gであり、将来の科学的進展により$2x10^{19}$個になる。上述と異なり、この制限はMAの量に影響する。この場合、CSD-Vの体積は変換シナリオに大きく依存する。

Scenarios	Alpha limit to 1. 10^{19}		Alpha limit to 2. 10^{19}	
	Operational limit	Number and volume of CSD-V	Operational limit	Number and volume of CSD-V
Without transmutation	alpha	150,000 packages (26,000 m3)	fission products and actinides (PFA)	103,000 packages (18,000 m3)
Transmutation Am alone	fission products and actinides (PFA)	96000 packages (17 000 m3)	fission products and actinides (PFA)	96000 packages (17 000 m3)
MA transmutation	fission products and actinides (PFA)	89,000 packages (16,000 m3)	fission products and actinides (PFA)	89,000 packages (16,000 m3)

②放射性毒性

・MAを分離・変換した場合、係数20から100小さくなる。

・Amのみを分離・変換した場合、Cm-244から生成するPu-240の影響で、係数2程度しか小さくならない。

・分離・変換を開始する2040年までに発生した廃棄物や原子力利用を終了（フェーズアウト）した場合の残留アクチノイド（Pu + MA）の影響により、放射性毒性の低減効果は限定的になる可能性。

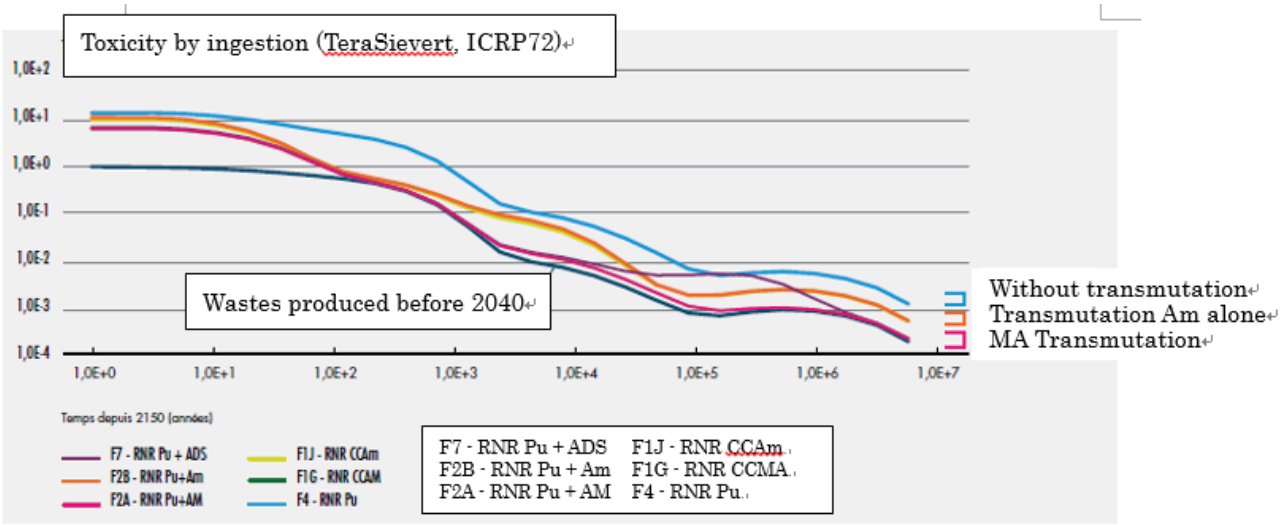


Figure 37: Inventory of radiotoxicity by ingestion of waste produced during the scenarios studied

③発熱量

・短期の熱出力の主な寄与は、核分裂生成物の半減期30年程度のCs-137およびSr-90とMAのうち半減期18年のCm-244。

・UOxおよびMOx燃料の再処理からの高レベル放射性廃棄物の残留熱出力の計算では、100～120年を超えると、残存熱出力は主にMAのうち半減期433年のAm-241同位体。

・処分前に十分な貯蔵期間を考慮することにより、Cs、SrおよびCmの短期的な熱寄与が低減されるため、Amの核変換は、中長期の熱出力を低減し、したがって処分施設の専有面積を低減する可能性がある。

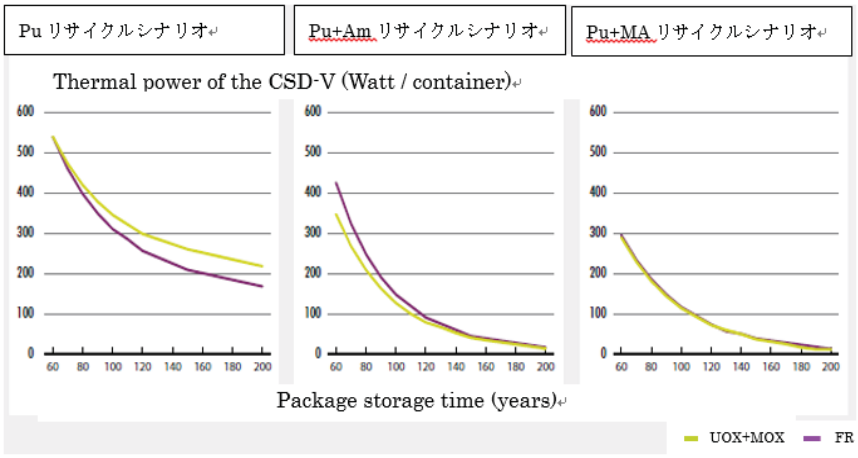


Figure 39: Evolution of the thermal power of CSD-V packages with the storage time

④処分場面積

・2010年に実施した研究

・Cigeoプロジェクトをベースに検討。

・仮想事故あるいは人間侵入時の安全性を保つためモジュールあたりの放射性核種量（特にI-129）を一定量に制限。したがって、モジュール数は一定。

・モジュール間隙、アクセスインフラ要件、長寿命中レベル廃棄物の体積の影響で限定的。結果は図41。

・2012年に実施した研究

・2040年から2150年に製造される廃棄物を対象。

・ANDRAは、120年貯蔵、高レベル廃棄物処分エリアと長寿命中レベル廃棄物処分エリアのさらなる稠密化（モジュールの単一化）および長期安全性の観点からの変換のメリット・デメリットの検討を実施。

・例えば、高レベル廃棄物処分エリアについて、セル長の40mから80mへの延長、モジュールのレイアウトの最適化、長寿命中レベル廃棄物処分エリアの見直し等。結果は図42。

・間隙水中の放射性核種濃度の上昇があっても人間侵入シナリオ評価に影響はない。

・ガス蓄積挙動の変化はさらに調査が必要。

・高レベル廃棄物エリアは1/10に減少したが、中レベル長寿命廃棄物エリアを含む全エリアでは1/3にとどまる。

④処分場面積（続）

・2010年に実施した研究

・Cigeoプロジェクトをベースに検討。

・仮想事故あるいは人間侵入時の安全性を保つためモジュールあたりの放射性核種量（特にI-129）を一定に制限。したがって、モジュール数は一定。

・モジュール間隙、アクセスインフラ要件、長寿命中レベル廃棄物の体積の影響で限定的。結果は図41。

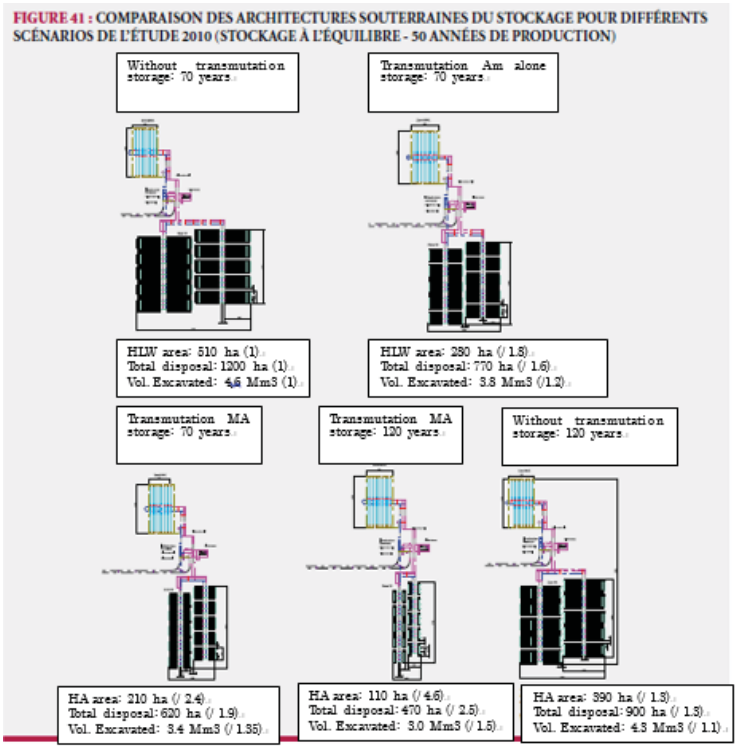


Figure 41: Comparison of underground disposal architectures for different scenarios of the 2010 study (equilibrium disposal - 50 years of production)

④処分場面積（続）

・2012年に実施した研究

・2040年から2150年に製造される廃棄物を対象。

・ANDRAは、120年貯蔵、高レベル廃棄物処分エリアと長寿命中レベル廃棄物処分エリアのさらなる稠密化（モジュールの単一化）および長期安全性の観点からの変換のメリット・デメリットの検討を実施。

・例えば、高レベル廃棄物処分エリアについて、セル長の40mから80mへの延長、モジュールのレイアウトの最適化、長寿命中レベル廃棄物処分エリアの見直し等。結果は図42。

・間隙水中の放射性核種濃度の上昇があっても人間侵入シナリオ評価に影響ない。ガス蓄積挙動の変化はさらに調査が必要。高レベル廃棄物エリアは1/10に減少も、中レベル長寿命廃棄物エリアを含む全エリアでは1/3にとどまる。

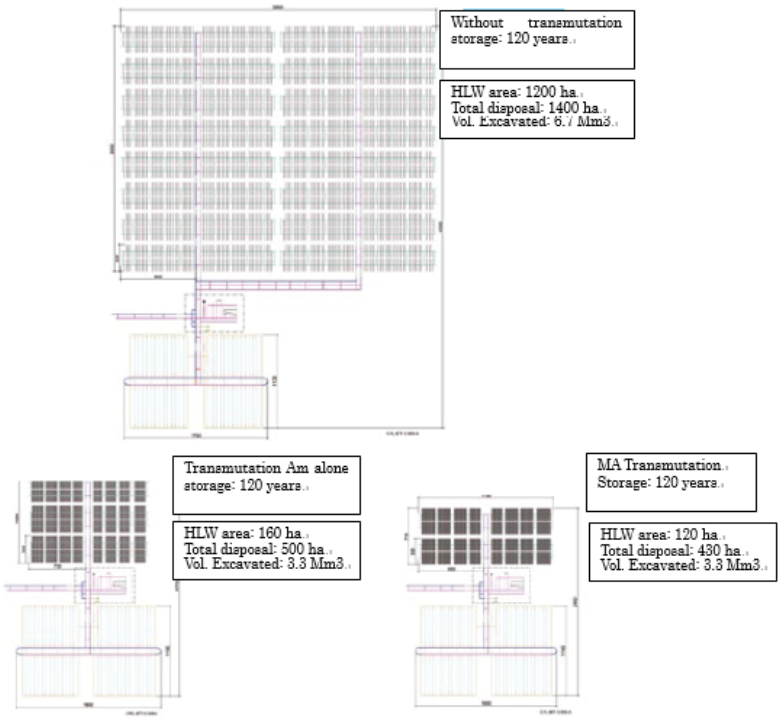


Figure 42: Comparison of underground disposal architectures for different scenarios of the 2012 study (single disposal for all the waste produced over the duration of the scenarios - 110 years of production)

⑤サイクル施設への影響

図29の原子力発電炉の導入（高速炉は2040年導入）を前提とし、必要な再処理量を検討。

－2040年から、PWR-UOX燃料に加えてすべてのPWR-MOX燃料を15年間以内に再処理し高速炉に必要なPuを回収する。再処理量は1100t/y（約2200集合体/y）。

－2110年以降は高速炉燃料のみ再処理。再処理量は450t/y（約2800集合体/y）。

－この中間の期間は、PWR-UOX燃料と高速炉燃料の両方を再処理。再処理量は1000から1100t/yから高速炉燃料のみの450t/yに減少する。

以下は、変換モード毎に影響を評価。

－均質モード・高速炉炉心では、MAは数重量%まで装荷。その結果、仏国のすべての原子炉からのMAが変換される。再処理量は450t/y。

－非均質モード・ADS炉心あるいは高速炉ブランケット燃料では、ADS炉心燃料あるいは高速炉炉心周辺のブランケット燃料に装荷。25t/y（700燃料集合体/y）のADS燃料、あるいは高速炉の30から70t/yブランケット（250から600燃料集合体）。

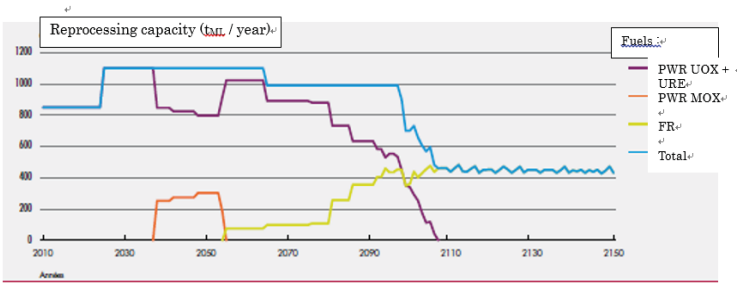


Figure 43: Reprocessing capabilities for the 2040 FR deployment scenario with constant installed power

a.燃料加工

・MELOXと同様の燃料製造工程を検討。

・図10にシナリオ毎の燃料の酸化物粉末の発熱量と中性子線量を示す。

・MA装荷の場合、放射線防護の強化（中性子線とガンマ線照射に対する）が必要。また、熱発生のため温度制御が必要。

・一方、臨界管理には困難さなし（PuよりもAmあるいはMAのほうが容易）。

・ADS燃料はMA装荷量が多く不活性のマグネシア母材が使用されるが、他のシナリオで使用されている方法と同じ方法で製造されると考えられることに留意すべきである。

・MAからの発熱量制限が厳しい。通常は数十kgハンドリングできるが、CCMAでは数kg、ADS燃料では数百gとなる。

・MAの分離・変換はCm、特にCm244の存在により、燃料製造に遠隔操作が必要となる。

・Amだけの分離・変換は製造プロセスがさほど困難ではないが、それでもプロセスと設備遮へいのための改造が必要となる。

Table 10: Thermal power and neutron emission of powders at manufacture (at equilibrium)

SCÉNARIOS	No trans.	Transmutation de tous les AM			Transmutation Am seul		
		homogène	hétérogène	ADS	homogène	hétérogène	
Fuels	FR core	FR core	CCAM 20 %	ADS core	FR core	CPAm 2 %	CCAm 10 %
Thermal power W / kgHM (Relative value)	1,5 (1)	9 (5)	56 (38)	160 (140)	4 (2)	4,5 (2,5)	7 (6)
Neutron emission (Relative value)	(1)	(130)	(1700)	(3600)	(1,5)	(1,9)	(3,5)

CCMA: MA装荷ブランケット、CCAm：Am装荷ブランケット、CPAm：Am装荷燃料

b.再処理

・MA装荷集合体の再処理はUOX、MOX、FRのさまざまな使用済燃料を受け入れることができる施設で行われる。再処理プロセスはラハーグ工場の場合と同様に、湿式製錬プロセスに基づくと考えられるが、ADS燃料の場合はこのプロセスの実現可能性は得られておらず、乾式製錬が代替法である。

・マイナーアクチノイドの核変換を伴うシナリオは、関係する元素の分離プロセスの実施を必要とする。 シナリオによって、プルトニウムとマイナーアクチノイドを一緒に分離回収する群分離プロセス（GANEX）、アメリシウムとキュリウムを分離する逐次分離プロセス（DIAMEX-SANEX）、あるいはアメリシウムを選択分離するための分離プロセス（EXam）である。これらすべてのプロセスはまだ開発段階である。その実現可能性は実験室規模で実証されているが、それらの工業的実装には依然として長いR＆Dプロセスが必要である。

・プルトニウムのリサイクルは安全な形状の装置の使用を必要としているため、マイナーアクチノイドの集合体を処理する際の臨界事故のリスクを制御することは特に困難はない。 冷却システムおよび放射線防護の強化は、特に、マイナーアクチノイドの転換工程において必要とされる。

c.輸送

・マイナーアクチノイドを有する燃料は、熱（表11）または中性子（表12）のいずれかの放出特性を有し、これは標準FR燃料のものよりもかなり高く、PWR燃料（UOXおよびMOX）のものは現在取り扱っている。 意外なことに、最も不利な集合体は、新規であるか使用済であるかにかかわらず、高濃度のキュリウムを含む集合体（マイナーアクチノイド装荷ブランケット（CCMA）およびADS燃料）である。 使用済みCCAmの場合にも当てはまることに留意すべきである。これはアメリシウムの核変換が大量のキュリウムを生成するという事実を反映している。

Table 11: Thermal Power of New and Used Assemblies (at equilibrium around 2130)

SCÉNARIOS	No trans.	Transmutation de tous les AM			Transmutation Am seul	
		Homogène	Hétérogène	ADS	Homogène	Hétérogène
Fuel	FR core	FR core	CCAM 20 %	ADS core	FR core	CCAm 10 %
New assembly (KW / ass.)	0,3	1,6	**9,1**	**8,3**	0,7	1,4
Used Assembly (5 y) (KW / ass.)	1,0	1,9	**11**	**7**	1,5	**5**

TABLEAU 12 : ÉMISSIONS NEUTRONIQUES MAXIMALES DES ASSEMBLAGES NEUFS ET USÉS

SCÉNARIOS	No trans.	Transmutation de tous les AM			Transmutation Am seul	
		Homogène	Hétérogène	ADS	Homogène	Hétérogène
Fuel	FR core	FR core	CCAM 20 %	ADS core	FR core	CCAm 20 %
New assembly (neutron / ass.)	$3{,}6\ 10^{7}$	$2{,}8\ 10^{9}$	$\mathbf{3{,}2\ 10^{10}}$	$\mathbf{1{,}6\ 10^{10}}$	$4{,}7\ 10^{7}$	$1{,}6\ 10^{8}$
Used Assembly (neutron / ass.)	$0{,}8\ 10^{9}$	$2{,}3\ 10^{9}$	$\mathbf{2{,}7\ 10^{10}}$	$\mathbf{1{,}5\ 10^{10}}$	$3{,}4\ 10^{9}$	$\mathbf{1{,}4\ 10^{10}}$

CCMA: MA装荷ブランケット、CCAm：Am装荷ブランケット、CPAm：Am装荷燃料

・したがって、これらの燃料を輸送する問題は、それ自体が研究の対象となっている。 各燃料について、熱応力および放射線防護を考慮した現在の概念に基づいて輸送容器の型式が提案されている。 この作業により、各シナリオに必要な年間輸送数を推定し、それを核変換のないシナリオと比較することができた（図44）。

・大量のマイナーアクチノイド、特にキュリウム（CCAMおよびADS燃料）を大量に含む物体の輸送は、本当に困難な点である。 この段階で採用された前提では、集合体全体を輸送することは不可能であり、輸送の回数が大幅に増加し、原子炉施設での組立および分解作業が必要になる。 そのような管理はもちろん、技術的にも経済的にも非常に不利になる。

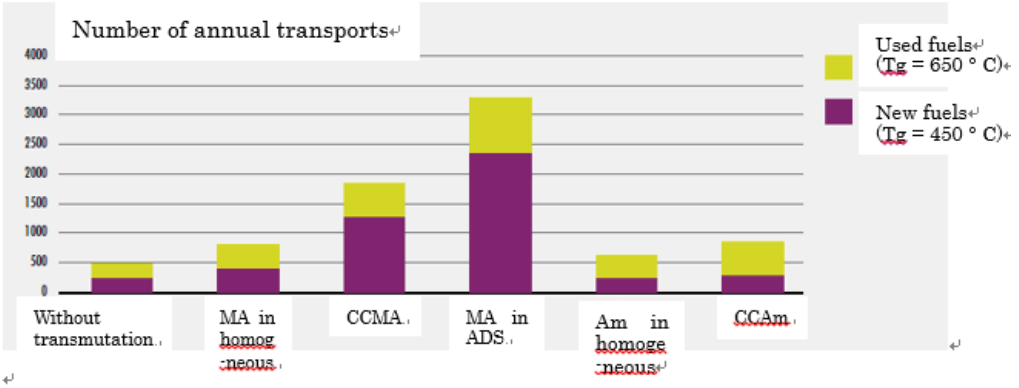


Figure 44: Number of annual transports required for the various scenarios (Sheath temperature limited to 450 ° C for new assemblies and 650 ° C for used assemblies)

（CCMA: MA装荷ブランケット、CCAm：Am装荷ブランケット、CPAm：Am装荷燃料）

d.原子炉

FRの設計と運転に及ぼすアクチノイドの核変換の影響は第4.2章に示されている。 ここでは、使用済燃料集合体の取り扱いと原子炉の利用可能性への影響という2つの側面について議論する。

・使用済燃料集合体の取り扱いは、それらの残留熱によって大きく制限されることが想起される。 現時点では2つの制限がある：

- 原子炉容器からの燃料集合体の搬出には、ナトリウムで運転する場合、最大許容熱出力は20 kWである。 後者を40kWに増加させる可能性についての研究が行われている。
- 燃料集合体の水中での保存のために微量のナトリウムを除去するため、それらを事前に洗浄する必要がある。 洗浄の最大許容熱出力は2.5kWです。 研究は7.5kWを目標としている。

・ブランケットまたはADS燃料に高レベルのMAを装荷すると、照射された集合体の残留熱の経時変化を大きく修正することになる。 標準的なFR燃料や、残存熱が数日から数十日の間に大幅に減少する均質な核変換燃料とは対照的に、この熱出力のはるかに遅い減衰は、核変換生成物であるアメリシウムによるものである。

・図45から、装荷ブランケットの影響が明らかである。 ナトリウム移送の利用を考慮しても、約50日より前には原子炉容器からCCAmを搬出することはできなかった。 したがって、炉心周辺のタンク内で貯蔵することは、不可欠である。

・同じように、CCMA集合体またはCCAm集合体をそれぞれ約15年前、7年前に洗浄することは不可能であろう。 このため、ナトリウムのもとで中間貯蔵（原子炉容器の外）が必要であり、それに応じて寸法を決めなければならない。これは、これらの集合体の再処理前の冷却時間の増加をもたらし、5.2.1に示されるすべての燃料について5年間の冷却期間を仮定した曲線と比較して、サイクル中のMAの量を著しく増加させる。

変換概念については、例えば、原子力委員会研究開発専門部会分離変換技術検討会資料2009.1.21を参照。
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/bunri/siryo/bunri06/siryo1-2.pdf

（CCMA: MA装荷ブランケット、CCAm：Am装荷ブランケット、CPAm：Am装荷燃料）

・したがって、照射された装荷ブランケットからの熱の放出は、取り扱いのための厳しい制約が伴う。 これが、この困難を回避するためにいくつかの最適化方法が探索された理由である。 最も興味深い方法の1つは、ブランケットの照射時間を半分に減らす（10ではなく5サイクル）ことであり、残留発熱量を同じ量だけ減少させる結果になる.ブランケットの残留発熱量は、常に40 kWの制限より小さく、原子炉容器から遅滞なくこれらの集合体を取り外すことを可能にしている。 さらに、7.5kWの制限に達するのに要する時間は約400日に短縮されることにより、大容量の中間貯蔵の必要性が大幅に軽減される。

原子炉の利用可能性への影響

・MAの含有量が高い集合体の取り扱いは、原子炉の利用可能性に悪影響を及ぼす可能性がある。 今日定量可能な唯一の事は、核変換集合体を管理するのに必要な追加時間または最も熱い集合体を搬出するために必要な冷却期間に関連する操作損失であり、核変換の概念に応じて0.3～2％である。

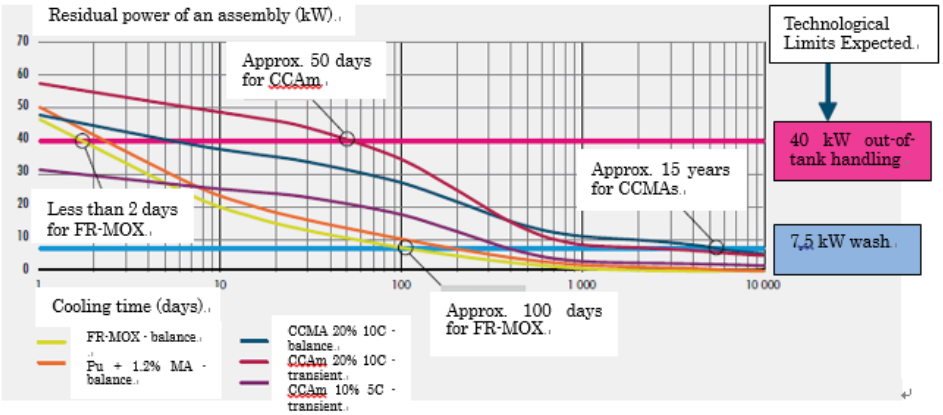


Figure 45: Residual power of irradiated assemblies

（CCMA: MA装荷ブランケット、CCAm：Am装荷ブランケット、CPAm：Am装荷燃料）

⑥経済性への影響

平均発電単価（割引率は最初の30年間と後半を分けて設定）に基づく経済性評価の結果からは、ADSをアクチノイド燃焼炉に用いるシナリオを除き、変換モデルによる差異は見られなかった。

FRを用いる全てのシナリオで、変換による追加コストは4から9%の範囲であり、一方、ADSを用いるシナリオでは追加コストは約25%であった。

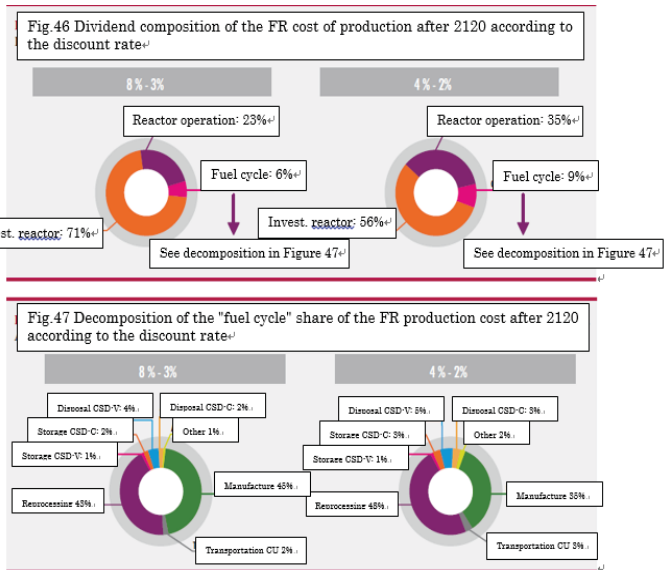


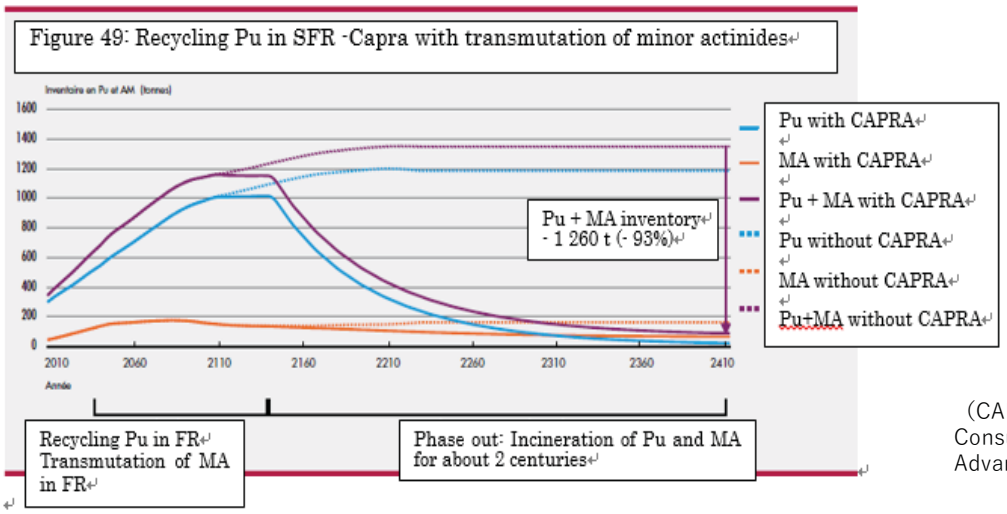
Table 13: Standardized Average Cost of Production

SCÉNARIOS	Discount rate 8% - 3%			Discount rate 4% - 2%		
	Total	Réacteur	Cycle	Total	Réacteur	Cycle
SANS	100	94	6	100	91	9
HÉTÉROGÈNE (TOUS LES AM)	106	96	10	107	92	14
HÉTÉROGÈNE (Am SEUL)	104	95	9	105	92	13
HOMOGÈNE (TOUS LES AM)	108	95	12	109	92	17
HOMOGÈNE (Am SEUL)	105	95	10	106	92	13
EN ADS (TOUS LES AM)	126	116	10	124	110	14

(3) "end-of-life" （または“phase out”シナリオ）

FRの導入とともにMAが変換され、Puが燃焼される場合、約2世紀にわたる燃焼により、アクチノイド（Pu ＋ MA）のインベントリが90%以上低減できる。この場合、地層処分するアクチノイドのインベントリは100t未満となるので、分離・変換のメリットをほとんど減じない。

核変換が長期間（典型的には数世紀）にわたって実施され、及び地層処分されるアクチノイドの最終インベントリを十分に減らすために1から2世紀にわたると見積もられる「エンドオフライフ」戦略を伴う場合にのみ、核変換が有意義である。



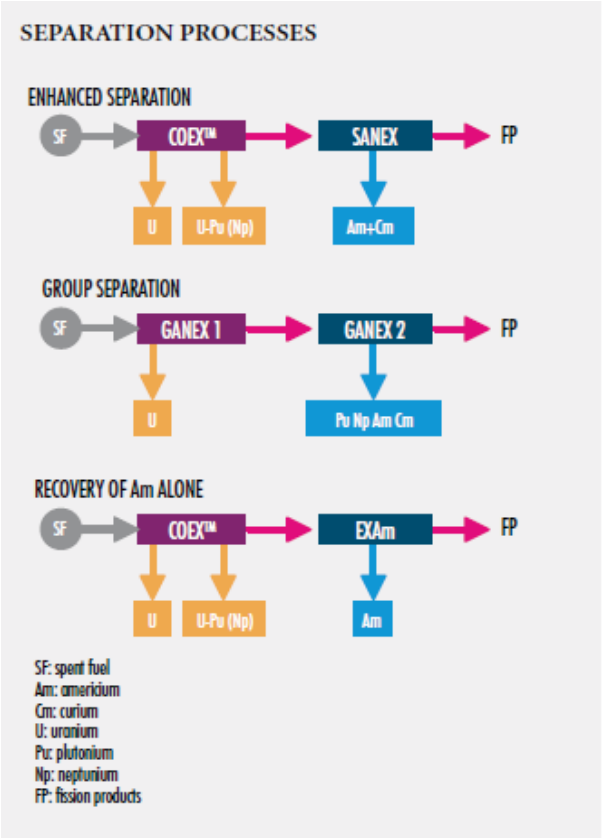
（CAPRA core：Advanced Consumption of Plutonium in Advanced Reactor）

開発中の分離プロセス

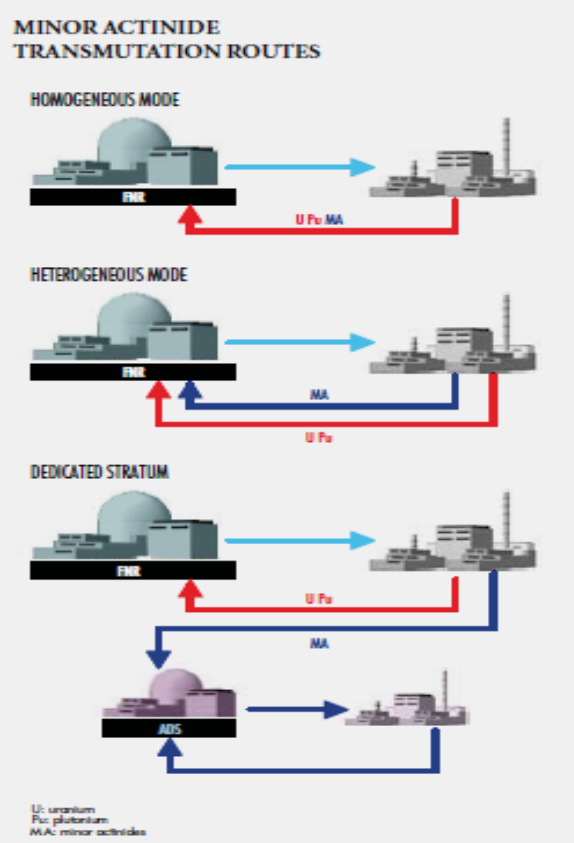
・SANEXプロセス：再処理の後、AmとCmを分離

・GANEXプロセス：Uを回収した後、アクチノイド（Pu＋MA）を一括回収

・EXAmプロセス：再処理後、Amのみを分離



FRまたはADSを用いた変換モード



4．これまでの論点の例とまとめ方についての提案

期待される成果

- 分離変換と処分の論点を抽出・整理
- 各論点について科学的な根拠作り
- 現時点で技術経済性、安全性の定量化が困難な場合であっても、今後、何をどう評価したらよいかの方法論を提示
- 定量化可能であれば、技術経済性、安全性に関して、実際に算出した結果がまとめられること
- 分離変換を導入したら処分はどうなるか、という感度解析だけではなく、事業化を見据え、実現可能性を踏まえたシナリオ評価

以上により、今後の研究開発、事業化の基礎あるいは指針となることを期待

分離変換と処分の論点の抽出・整理の例

論点	分離変換の方	処分の方	検討方法例
○有害度低減（長期潜在リスクの低減）			
・ウラン原料と同等になる期間が数千年⇒数百年に短縮	・同左	・数百年の意味は安全になるということではない ・ガラス固化体約0.5トンは数百トンのウラン鉱石（ウラン含有量による）に匹敵。比較の意味。比放射能濃度（Bq/t）が同等になるのは100万年以上先である ・ウラン鉱石並みになっても安全ではない	・比較は何のためにするのか ・もし比較するとすれば適切な指標は何か ・適切な指標による比較 ・評価期間は短くなるか
・地層処分の閉鎖後長期安全性が向上	・同左	・有害度と被ばく線量は直接関連しない ・地層処分は天然バリアと人工バリアによる隔離機能と閉じ込め機能により放射性物質を閉じ込めるシステムによって安全の保証に頑健性を与えることが出来る	・地層処分の安全性確保の理解 ・処分システムとは ・シナリオと核種移行解析 ・被ばく線量評価結果
・地層処分の代替技術 例えば、地層処分⇒中深度処分	・同左	・原子炉等規制法、最終処分法の区分値、定義、規制基準、中深度処分の受入れ基準（WAC）のクリアが必要* ・長寿命核種の99%を分離変換したとしてもTRU廃棄物と同等程度 ・地層処分低レベル廃棄物（TRU廃棄物）がある以上、地層処分は必要（分離変換により増える）	・中深度処分の規制の考え方について、規制基準案* ・WACの検討方法 ・分離変換の目標案 ・分離変換に対する国際機関、各国の評価
・地層処分の社会的受容性向上	・ウラン原料と同等になれば理解されやすい	・分離変換により廃棄物問題が解決するかのような説明は地層処分の緊要性の認識を曖昧にし、最終処分に向けて回り道する遠因にならないか懸念	（社会科学的検討は対象外？）
・廃棄物問題の解決に貢献	・同左	・貢献する効果は微々たるもので根本的な解決策とは言えない	（社会科学的検討は対象外？）

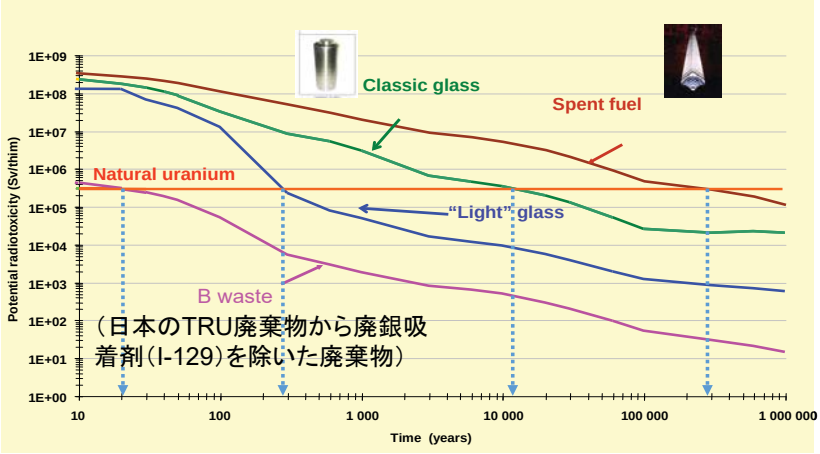
＊現在、中深度処分の規制基準は案の段階であるが、もし適用したら、WACがどうなるかという検討。

論点	分離変換の方	処分の方	検討方法例
○処分場のコンパクト化			
・廃棄体体積減少	・高速炉の高い熱効率により高レベル廃棄物発生量が減少 ・分離変換による分別処分で高レベル廃棄物体積が減少	・高レベル廃棄物の発生量は極めて少なく、対策において廃棄物の量が技術的な課題になることはない	・高レベル廃棄物処理の観点から体積減少（kWh当たり原単位）の試算 －原子炉熱効率 －分別処分 －He蓄積制限 －発熱量
・処分場コンパクト化	・発熱性FP（SrおよびCs）を分離後に焼成体として固化後、100年以上の長期にわたって冷却してから廃棄する方法により、MA核変換と焼成体の130年貯蔵を行なうことで地層処分に必要な面積を約25%程度まで削減でき　さらに、320年貯蔵を実施した場合には、約1/100程度にまで削減できる	・分離変換の導入時期、既発生・処分済高レベル廃棄物によりコンパクト化は限定的 ・処分場設計でコンパクト化も可能 ・原子力利用（分離変換期間）長期化ほど効果的	・原子炉型戦略、発電量、スケジュールの想定 ・分離変換の導入可能時期の想定（既存再処理あるいは次期再処理に導入する可能性、次ページ参照） ・長期貯蔵＋処分と分離変換＋処分（Cs,Srは長期貯蔵）の比較検討 ・ガラス固化体を対象にする場合のシナリオ想定
○一部資源化	・白金属元素、希土類元素、zr等を資源利用することで海外市場に左右されない供給源を確保する		・市場調査 ・代替材料の有無 ・代替方法の有無

（出典：(1)大井川宏之、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減への挑戦、第9回原子力機構報告会（平成26年））
(2)中村博文、高速炉サイクル確立に向けた研究開発の現状と今後について、第10回原子力機構報告会（平成27年））
(3) K. NISHIHARA, et. al, "Comparative Study of Plutonium and Minor Actinide Transmutation Scenario", Proceedings of 21st International Conference & Exhibition; Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL 2015), p.388 - 395, 2015/09.
(4)核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化　公開シンポジウム、講演資料、2018.
(5)増田純男、高レベル放射性廃棄物問題の解決に向けて日本の進捗状況を考察する、エネルギーレビュー2019-7、2019.
(6)田辺博三、放射性廃棄物の処分と分離変換、原環センタートピックスNo.126. No.127、2018.
その他多数。

検討方法の例

・（天然ウラン＋子孫核種）の毒性との比較は何を示唆するのだろうか？



・比較は何のためにするのか
・もし比較するとすれば適切な指標は何か
・適切な指標による比較
・評価期間

潜在的放射能毒性が天然ウランと同等になる時期：

SF	：約30万年
ガラス固化体	：約1万年
ガラス固化体（MA分離後）	：約300年
B廃棄物	：約20年

➡ 実際にはB廃棄物は浅地中処分どころか地層処分しなければならない。それでは20年は何を意味するのだろうか？

検討方法の例

・分離変換の導入可能時期、導入方法の想定

・導入可能な時期は？　既存再処理の場合は改造が必要。分離した物質の貯蔵が必要。
・次期再処理であれば、プロセスに最初から組み入れることが可能。

【研究例】
「MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」（タイプA）

（出典：科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会（第20回）参考資料23、H30.7.2より引用）

参考

分離変換技術に関する原子力委員会放射性廃棄物専門部会の指摘

出典：原子力委員会放射性廃棄物専門部会「最終処分関係行政機関等の活動状況に関する評価報告書」（平成28年9月30日）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/hosya_haiki/houkoku.pdf

○ 分離変換技術に係る研究開発に関しては、高速炉サイクル利用型については高速炉サイクル研究開発・評価委員会において、核変換専用サイクル型（加速器駆動システム（ADS）等）については原子力基礎工学研究・評価委員会において、それぞれ原則的に事前・中間・事後評価が行われ、それらの結果が公表されている。平成19年度以降、地層処分への影響、効果等に関する評価は行われていない。

○ 長寿命核種の分離変換技術については、地層処分への影響、効果等を適切に評価するため、今後、地層処分関連技術に関する専門家の参加も得た上で技術評価が行われることが望まれる。

（参考）英国における高レベル廃棄物等の管理オプションの検討と勧告

出典：CoRWM, Managing our Radioactive Waste Safely, CoRWM's recommendations to Government, July 2006.
https://a.msip.securewg.jp/docview/viewer/docN414C32541CABccd980ec06f1efc7c8218bdff8e545a2e5912a4d6207edf31f21e9c271aee2d6

For over three decades, efforts to find solutions to the problem of long-term radioactive waste management in the UK have failed. The Committee on Radioactive Waste Management was asked by Government in 2003 to make recommendations for the long-term management of the UK's higher activity wastes that would both protect the public and the environment, and inspire public confidence.

The options on CoRWM's long list were:

1. interim or indefinite storage on or below the surface
2. near surface disposal, a few metres or tens of metres down
3. deep disposal, with the surrounding geology providing a further barrier
4. phased deep disposal, with storage and monitoring for a period
5. direct injection of liquid wastes into rock strata
6. disposal at sea
7. sub-seabed disposal
8. disposal in ice sheets
9. disposal in subduction zones
10. disposal in space, into high orbit, or propelled into the Sun
11. dilution and dispersal of radioactivity in the environment
12. partitioning of wastes and transmutation of radionuclides
13. burning of plutonium and uranium in reactors
14. incineration to reduce waste volumes
15. melting of metals in furnaces to reduce waste volumes

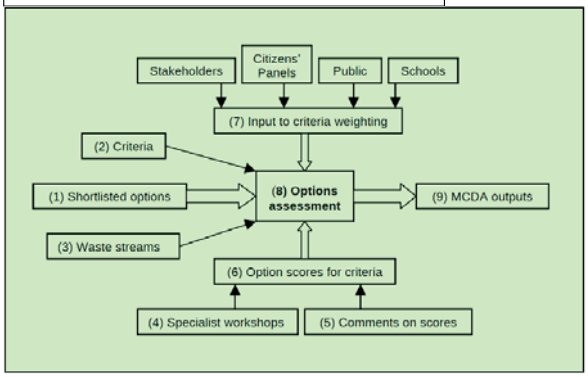
12.から15.の除外
In the course of discussing the status of the long-listed options, CoRWM decided that the last four options were not complete waste management options in themselves. Rather, they were nuclear or waste process treatments that in some cases were already available to nuclear operators. These four options were therefore ruled out of the shortlisting process. Partitioning and transmutation was ruled out for the additional reason that there was no proof of concept and that the cost would be disproportionate to benefits derived.

CoRWM agreed that it would consider, later in its process, recommending that Government keep a 'watching brief' on some eliminated options (especially subs ab ed disposal and partitioning and transmutation).

Screening criteria
Review

long-term interim storage
deep geological disposal
phased deep geological disposal

MCDA assessment process
bespoke options assessment process
a rational and systematic approach
transparency and traceability
robustness



holistic assessment

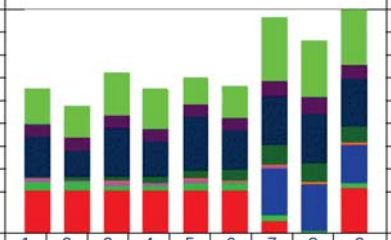
- high level waste
- spent nuclear fuel
- plutonium
- highly enriched uranium
- intermediate level waste and low level waste not suitable for the low level waste repository near Drigg (intermediate level waste and non-Drigg low level waste)
- depleted, natural and low enriched uranium
- reactor decommissioning waste.

The four Citizens' Panels
National Stakeholder Forum and Nuclear Site Round Tables
Discussion Guide that enabled several thousand members of the public, including schools
A project with schools in Bedfordshire

Headline Criterion
Public Safety, Individual – short term (up to 300 years)
Public Safety, Individual – long term (longer than 300 years)
Worker Safety
Security
Environment
Socio-Economic
Amenity
Burden on Future Generations

(MCDA: Multi-Criteria Decision Analysis)

HLW baseline case with specialist scores and CoRWM swing weights

Criteria	Option	Cumulative Weight
Safety <300 yrs		23.3
Worker Safety		7.7
Security		23.3
Environment		7.1
Socio-Economic		0.9
Amenity		1.7
Burden on Fut Gen		16.0
Implementability		4.0
Flexibility		16.0
	1 2 3 4 5 6 7 8 9	
	Storage / Disposal	
Total		100.0

Long term interim storage

1. Interim stores, above ground, at or near current locations of waste and protected to current standards
2. Interim stores, above ground, centralised and protected to current standards
3. Interim stores, above ground, at or near current locations of waste and protected
4. Interim stores, above ground, centralised and protected
5. Interim stores, underground, at or near current location of wastes and protected by ground cover
6. Interim stores, underground, centralised and protected by ground cover

Geological disposal

7. Geological disposal
8. Deep borehole disposal

Phased geological disposal

9. Phased geological disposal

Broadly, there was a general preference for geological disposal for most waste streams with a minority favouring interim storage.
The option of Phased Geological Disposal (PGD) had attracted considerable support from the public and stakeholders for its apparent ability to deliver flexibility while reducing burdens on the future.
Current site storage options all score better than their associated centralized options. The largest contributor to this difference is the security criterion.

The MCDA analysis led to three conclusions:
- Overall, geological disposal options ranked higher than storage options.
- The difference in ranking between geological disposal and storage is substantial for most waste streams and for most of the limiting case sector scenarios.
- Generally, the borehole option is the lowest ranked geological disposal option.

53

放射性廃棄物管理委員会（CoRWM）の勧告の要旨は以下の通りである。

1.リスクの観点から、地層処分を放射性廃棄物の長期管理のための実施可能な最善策と判断。また、地層処分については、公衆及び利害関係者の信頼の醸成及び維持を行いつつ、可能な限り早く実施することを目指すべき。

2.地層処分の実施に関わる不確実性などの観点から、処分が実施されるまでの確固たる中間貯蔵計画が廃棄物の長期管理戦略に不可欠。

3.柔軟かつ段階的な意思決定手続きを推奨。

4.不確実性の低減のための地層処分の長期安全性に関する研究開発プログラムの強化への関与。

5.意思決定の柔軟性を担保するため、地層処分以外の長期管理オプションの可能性の維持への関与。

6.誘致する地域が実施手続きに参加の時点で、処分される廃棄物のインベントリを明確に規定。

7.ウラン、使用済燃料プルトニウムを廃棄物として管理することが決定した場合の安全な貯蔵及び地層処分に向け固型化の実施。

8.原子炉の解体廃棄物の中で地層処分対象を決定する際は、低レベル放射性廃棄物に関する協議で検討される、他の受け入れ可能な管理オプションも考慮。

9.施設のサイト選定も含む、提案された長期管理アプローチにおける信用及び信頼の構築に不可欠な公衆及び利害関係者の参加の継続。

10.放射性廃棄物関連施設のサイト選定についての提案への地域の関与は自発的な参加の原則に基づくべき。

11.地域の参加への自発性は、短期的には参加を促進し、長期的には放射性廃棄物関連施設が地域に受け入れられることを確かにするように設計された地域社会の総合政策の提供によって裏付け。また参加については、地域の福祉が向上するという期待に基づくものであるべき。

12.受け入れの可能性のある地域と実施主体の開かれた対等な関係に基づく協力関係の構築による地域参加の達成。

13.あらかじめ定められた時点までの、手続きからの撤退に関する地域の権利。

14.手続きの妥当性を確保するため、重要な決定は民主的に選ばれた適切な組織により承認。

15.最終勧告で示された実施手続きを監督する独立機関の迅速な指名。

54

（参考）スウェーデンにおける分離変換研究

出典：Partitioning and transmutation Current developments – 2013 A report from the Swedish reference group for P&T-research, Technical Report TR-13-29, 2017.
file:///C:/Users/tanabe/AppData/Local/Packages/Microsoft.Office.Desktop_8wekyb3d8bbwe/AC/INetCache/Content.Outlook/FYM39N5S/TR-13-29.pdf

- This report is written on behalf of the Swedish reference group for research on partitioning and transmutation. The reference group has been assembled by SKB and its members represent the teams that are active in this field at Swedish universities.
- Future P&T in Sweden
  - Since this report was compiled (2013) the economical support to P&T has been reduced substantially. SKB ended the P&T support by 2014 and support from the Swedish Research Council diminished by the same time.
  - SKB's reason for ending the financing is that a geological (KBS-3) repository has been selected and the application for construction is now being scrutinized by the authorities. P&T is therefore no longer needed as an alternative option.
  - From a Swedish perspective it is important to follow the international development on new reactors and P&T and maintain a reasonable level of competence within the country.
  - The application of P&T for an effective and substantial decrease in the amount of long-lived elements that need final disposal implies the use of nuclear energy during a very long time – beyond 100 years. Though there are legal possibilities for the power companies to plan for new reactors as exchange for the ones taken out of operation there are presently no plans for continuing nuclear power production after the present reactors have been taken out of operation.

（参考）スウェーデンにおける分離変換研究

出典：Partitioning and transmutation Current developments – 2013 A report from the Swedish reference group for P&T-research, Technical Report TR-13-29, 2017.
file:///C:/Users/tanabe/AppData/Local/Packages/Microsoft.Office.Desktop_8wekyb3d8bbwe/AC/INetCache/Content.Outlook/FYM39N5S/TR-13-29.pdf

- A successful development of P&T will not eliminate the need for deep geologic repositories for high-level waste and for long-lived wastes. The complex processes will unavoidably create waste streams containing small amounts of long-lived radionuclides.
- The development may, however, decrease the demands on engineered barriers. It may also decrease the required volumes of high level waste in the repositories (volumes of low- and intermediate-level waste will, on the other hand, tend to increase as a result of the partitioning processes).
- The development may, however, decrease the demands on engineered barriers. It may also decrease the required volumes of high level waste in the repositories (volumes of low- and intermediate-level waste will, on the other hand, tend to increase as a result of the partitioning processes).

原子力発電と地層処分（閉鎖後）の安全確保の対比

・原子力発電も地層処分も、高い放射能を持つ放射性物質を人と環境から防護するためのシステムである。

・原子力発電では核燃料を、地層処分では使用済核燃料あるいは再処理後の高レベル廃棄物（ガラス固化体）を対象としており、対象物の放射能は、右図のとおり。

運転中の核燃料

↓

使用済核燃料

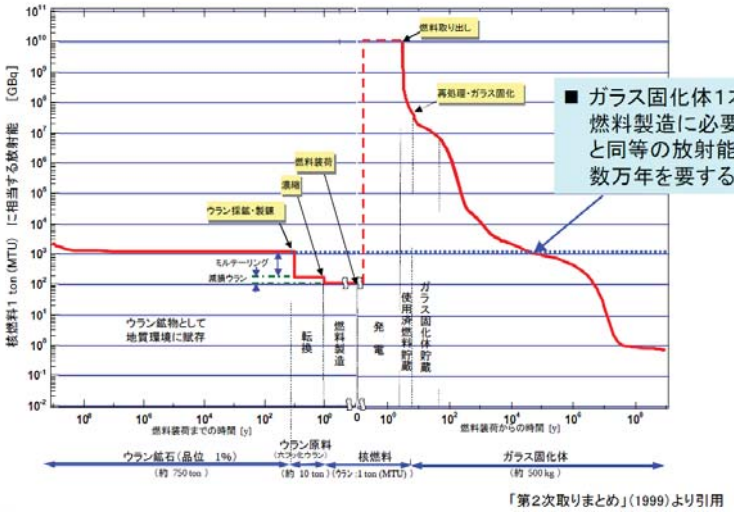
↓

高レベル廃棄物（ガラス固化体）

・また、運転中の核燃料は高いレベルのリスクが継続するが、使用済燃料あるいはガラス固化体ではリスクは時間とともに減衰していく。

ガラス固化体が有する放射能の時間的変化

時間の経過に伴い放射能は減衰するが，長期間にわたり残存する



■ ガラス固化体1本の元になった燃料製造に必要なウラン鉱石と同等の放射能量になるまで数万年を要する

「第2次取りまとめ」（1999）より引用

原子力発電と地層処分（閉鎖後）の安全確保の対比

・両者とも、科学的に想定できるいかなる状態においても、環境への放射性物質の放出を抑制する仕組みを構築している。

・前者は数十年の運転期間であり、人間や装置等が関わる能動的な対策（深層防護）、原子炉固有の受動的な安全性等により安全性を確保する。

・後者は放射能がウラン及び子孫核種レベルに減衰するまでに数万年以上を要することから、人間や装置等に依存することは不可能であり、受動的な仕組みで安全性を確保する。

・以上の対策によって、核燃料あるいは使用済核燃料/高レベル廃棄物（ガラス固化体）の放射能が人間に直接影響（被ばく）を及ぼすことを防止し、放射線防護基準以下になるように抑制する。

原子力発電と地層処分（閉鎖後）の安全確保の対比

対比項目	原子力発電	地層処分（閉鎖後）
対象	核燃料	使用済核燃料あるいは高レベルガラス固化体
対象の状態	臨界、核分裂連鎖状態	非臨界、非反応
安全確保の基本的考え方	・核分裂を「止める」 ・燃料を「冷やす」 ・放射性物質を「閉じ込める」	・放射性物質を「隔離する」 ・放射性物質を「閉じ込める」
安全確保の仕組み	・能動的対策 ・受動的対策	・受動的対策 ・放射性物質の放出につながるシナリオの網羅と評価（基本・変動、擾乱（稀頻度）シナリオ）
バリア	5重のバリアによる「閉じ込め」 ・ペレット ・燃料被覆管 ・原子炉容器 ・原子炉格納容器 ・コンクリートのしゃへい壁あるいは原子炉建屋	「隔離」 ・天然バリア（地層） 「閉じ込め」 ・天然バリア ・工学バリア 　・燃料ペレットあるいはガラス固化体 　・オーバーパック（金属容器） 　・緩衝材（ベントナイト粘土） 　・埋め戻し材（掘削ずり/ベントナイト粘土） 　・プラグ・シール（ベントナイト粘土/コンクリート）

原子力発電：中国電力（株）HPを引用して作成　http://www.energia.co.jp/atom/more2.html
地層処分：IAEA　SSR-5等を引用して作成

原子力発電と地層処分（閉鎖後）の安全確保の対比

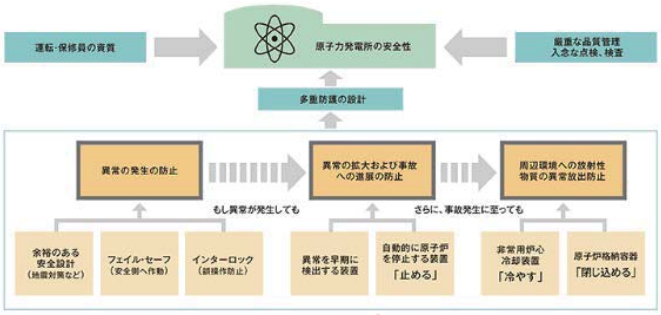
対比項目	原子力発電	地層処分（閉鎖後）
安全確保の仕組みの具体	具体例 ・自己制御性（原子炉固有の安全性） ・多重防護（深層防護）の設計 　・異常の発生防止 　・事故への拡大防止 　・周辺への放射性物質の異常放出防止	具体例 ・隔離 　・地層による人間の生活環境、地上の擾乱からの隔離 ・閉じ込め 　・地層の移行抑制機能（低透水性、拡散場、収着性） 　・燃料ペレットあるいはガラス固化体の移行抑制機能（浸出率/溶解度） 　・オーバーパックによる閉じ込め 　・緩衝材の移行抑制機能（拡散場、収着性） 　・埋め戻し材の移行抑制機能（低透水性、収着性） 　・プラグ・シールの止水機能（力学プラグ、低透水性シール）

原子力発電：中国電力（株）HPを引用して作成http://www.energia.co.jp/atom/more2.html
地層処分：IAEA　SSR-5、資源エネルギー庁HP等を引用して作成

原子力発電と地層処分（閉鎖後）の安全確保の対比

原子力発電

ウランが核分裂すると放射性物質（核分裂生成物）ができます。この放射性物質は，運転中だけでなく運転を止めた後も，放射線と熱を出し続けるため，徹底した安全確保の取り組みが必要です。このため，原子力発電所では，「多重防護」の考え方を徹底して取り入れ，何段階もの安全対策を講じています。

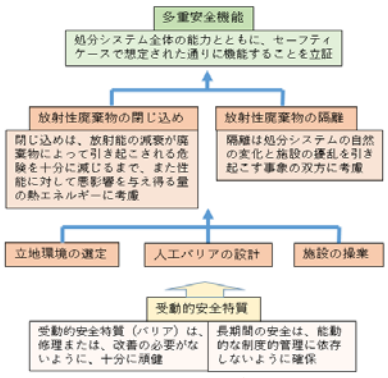


IAEA　SSR-2/1の深層防護の考え方

防護レベル	目的
1	異常運転や故障の防止（異常の発生防止）
2	異常運転の制御及び故障の検知（事故への拡大防止）
3	設計基準内への事故の制御（著しい炉心損傷等の重大事故への拡大防止）
4	過酷なプラント状態の制御（早期または大量の放射性物質の放出防止）
5	放射性物質の大規模な放出による影響の緩和（サイト外の被害の低減）

地層処分（閉鎖後）

高レベル放射性廃棄物は、放射能レベルが高い期間は地下水と接触しないように、厚い金属容器（オーバーパック）に格納し、水を通しにくい粘土（緩衝材）で覆った上で、一定の間隔を空けて、安定した岩盤に1本ずつ埋設をしていきます。



IAEA　SSR-5の深層防護の考え方

安全のための設計概念
要件７：多重安全機能
要件８：放射性廃棄物の閉じ込め
要件９：放射性廃棄物の隔離
要件10：受動的安全特質のサーベイランスと管理

原子力発電：電事連、中国電力（株）のHPを引用して作成　、IAEA安全基準「原子力発電所の安全：設計」（SSR-2/1Rev.1）
地層処分：資源エネルギー庁HP　https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/hlw/hlw01.html、IAEA安全基準「放射性廃棄物の処分」（SSR-5）を基に作成

参考

地層処分では超長期の評価が必要で、原子力発電所のような実証をすることができない。このため、処分施設の安全性を支える科学的、技術的、制度的及び管理上の論拠や証拠を集約したもの（閉鎖後セーフティーケース）を構築する必要がある。その範囲はサイト及び処分施設の設計・建設・操業の適切性、放射線学的リスクの評価、処分施設の安全に係るすべての作業の品質と妥当性の保証に及ぶ。

IAEA, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSG-23, IAEA (2012)参照）

論拠、証拠の例として、以下のような類似天然事象（ナチュラルアナログ）があげられる。

【ＮＵＭＯコラム】20億年前の「原子炉」から学ぶ

「天然の原子炉が発見された」。1972年にフランス原子力庁が公表した報告は、世界の科学者を驚かせました。

天然のウランには、核分裂しにくいウラン238と核分裂しやすいウラン235が一定の割合で含まれています。ところが、アフリカのガボン共和国東部のオクロ鉱床から採掘されたウラン鉱石から、ウラン235の割合が異常に少ないものが見つかりました。これを受け、各分野の研究者を動員して調査・研究を行った結果、オクロのウラン鉱床には核分裂生成物（ウランが核分裂してできる物質）が含まれていること、その核分裂が約20億年前に起きていたことも分かり、フランス原子力庁は、自発的な核分裂反応が連続していた「天然原子炉」の存在を全世界に伝え、日本の新聞もこの発見を報じました。

発見後、この天然原子炉に関する研究が進められ、ウランやプルトニウム、ネプツニウムなど、様々な放射性物質が地層の中に約20億年間保存されていたという観測結果が得られました。さらに、様々な物質の移動や保持に関するシミュレーションによる計算結果は、観察結果とほぼ一致することも確認できました。

これらの知見は、人間が実験室で得られるものではありません。オクロ天然原子炉は、20億年間かけて積み上げられてきた「自然の実験室」であり、地層処分の長期安全性（地層による閉じ込め性）を考察する上で、多くの学びを提供してくれます。

（参考）　諸外国の処分概念と安全評価事例からのまとめ

国名	対象廃棄物	天然バリア	工学バリアの主要な役割＊	安全評価の特徴
フランス	ガラス固化体	粘土層 飽和層 還元環境	廃棄物容器は貯蔵、輸送及び処分場操業における安全性を確保し、その期間のガス放出を制限する。オーバーパックと緩衝材は処分場のTHM条件を制御し母岩を力学的損傷から防護する。シールは掘削影響領域（EDZ）と通じた放射性核種の移行を軽減し、地圏に通じる短絡経路を妨げる。	決定論的評価 シナリオ毎に解析し防護基準と比較
スウェーデン	使用済燃料	結晶質岩 飽和層 還元環境	廃棄物を受容体から密閉 する際の長寿命廃棄物容器の役割を強調している。密閉が破れた場合であっても、廃棄物形態が安定であり、ベントナイト緩衝材と地圏が放射性核種の移行にさらなるバリアとなること から、処分 システ 全体は適切な性 能を 提供する。	確率論的評価を決定論的評価で補完 事象を確率論的に評価 シナリオ毎に解析し防護基準と比較
フィンランド	使用済燃料	結晶質岩 飽和層 還元環境	廃棄物の密閉と閉じ込めを提供し、放射性核種の放出を最小化する。	決定論的評価 シナリオ毎に解析し防護基準と比較
アメリカ	使用済燃料 ガラス固化体	凝灰岩 不飽和層 大気雰囲気	長寿命のドリップシールドと廃棄物容器を使用して廃棄物を密閉すること、及び保持、遅延及び拡散バリアによって放射性核種の放出を制限することにより、天然バリアを補完している。	事象を確率論的に評価 トータルシステム性能評価結果を防護基準と比較

*出典： OECD/NEA, Engineered Barrier Systems and the Safety of Deep Geological Repositories State-of-the-art Report, ISBN 92-64-18498-8, In co-operation with the EUROPEAN COMMISSION, EUR 19964 EN, 2003.

○諸外国の処分概念と安全評価事例のまとめ

・基本的なシナリオの条件

国名	天然バリア	工学バリア				
		廃棄物形態	耐食性容器	ドリップシールド	緩衝材	埋め戻し材・シール
フランス	健全な状態。	○ ガラス固化体の閉じ込め期間は約30万年。	○ 閉じ込め期間は4000年。 1本の初期欠陥。	×	×	○ 地下水の 循環を抑制。 拡散場の維持。
スウェーデン	健全な状態。 ただし、腐食を生じる亀裂に交差する処分孔では亀裂エロージョンにより流出。処分孔と交差する高い地下水流速（移流条件）を持つ亀裂は、核種の保持性能が低く、生物圏に通じる経路となることを想定。	○ 使用済燃料マトリックスからの放出速度は10^{-7}/年。	○ 閉じ込め期間は100万年。 腐食により約12万年後に1本破損（決定論的評価）あるいは100万年間に0.12本破損（確率論的評価）	×	○ 拡散場の維持等。 ただし、腐食を生じる高い地下水流速の亀裂に交差する処分孔では緩衝材はエロージョンにより流出。	○ 拡散場の維持等。
フィンランド	健全な状態。 ただし、初期欠陥のある廃棄物は比較的好ましくない水理地質学的特性を伴う処分孔に定置される。	○ 使用済燃料マトリックスからの放出速度は10^{-7}/年。	○ 閉じ込め期間は100万年。 1本に直径1.0 mmの初期貫通欠陥。	×	○ 拡散場の維持等。	○ 拡散場の維持等。
アメリカ	健全な状態。	○ 使用済燃料マトリックス、ガラス固化体からの放出率を考慮。	○ 浸透水による応力腐食割れ、パッチ腐食まで閉じ込め。	○ 浸透水による腐食まで容器を浸透水から防護。	×	×

注：アメリカは他の国と異なり、基本的なシナリオに確率の低いシナリオ（10^{-8}/年以上の発生確率）の影響を重ね合わせており、各バリアの挙動も影響を受けることに留意が必要である。

NUMO
原子力発電環境整備機構

「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現 －適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－」（レビュー版）

セッション３　処分場の設計と工学技術

NUMO包括的技術報告書（レビュー版）に関する外部専門家向け説明会

原子力発電環境整備機構（NUMO）
山本　陽一

第４章の目的とアプローチ

○目的

多様な地質環境条件に対して，所要の安全機能を有する処分場の構築するための技術基盤が整っていることを提示

○アプローチ（再掲）

- 最新の科学的知見や技術開発成果に基づき，多様なサイト条件や社会的な環境変化などに対して柔軟に対応し，安全な処分場を成立させるための設計技術（設計因子を基軸とした体系的な設計の方法論や，設計オプションの考慮など）を準備していることを提示
- 検討対象母岩の地質環境モデルに基づいて，閉鎖前と閉鎖後長期の安全性，および建設・操業・閉鎖の工学的実現性を充足する処分場の仕様を具体的に提示
- この際，断層の存在など，サイト調査において現実的に遭遇する可能性がある地質環境への設計上の対応や処分概念の違いによる得失などを考慮できる，実用性のある設計の方法論を適用
- 処分場の設計で提示する仕様が現時点あるいは近い将来に到達可能な技術を用いて工学的に実現可能であることを提示。回収可能性が確保できることを提示

説明内容（処分場の設計と工学技術）

1．設計の考え方

2．人工バリアの設計

3．地下施設の設計

4．地上施設の設計

5．回収可能性の維持と回収方法

6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映

7．まとめと今後の取り組み

設計の方針

処分施設の仕様は，文献調査，概要調査，精密調査の各段階で取得される地質環境情報や，その時点の最新の技術開発成果などに基づき，段階的に詳細化と最適化を図る。

○ 設計因子を基軸とした体系的な設計の方法論の適用

異なるサイトや異なる事業段階においても，処分場に求められるさまざまな要件を整合的に考慮できるよう首尾一貫した設計の考え方（設計因子を基軸とした体系的な設計）を適用する。

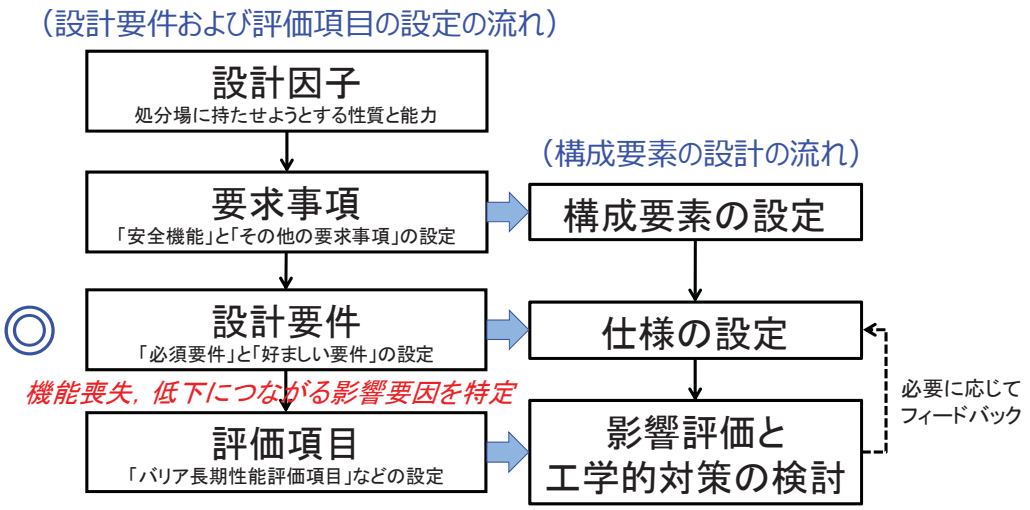
※設計因子：
設計によって処分場に持たせようとする性能と能力を取りまとめたもの
閉鎖後長期の安全性，閉鎖前の安全性，工学的成立性，モニタリング，回収可能性，環境影響，社会経済的側面など

○ 設計オプションの整備

多様な地質環境や，長い事業期間中における科学技術の進歩などに柔軟に対応して，処分場の設計を進められるように，複数の設計オプション（多様な選択肢）を整備する。

設計因子を基軸とした体系的な設計

- 設計因子に対して，処分場に必要な要求事項を明確にして設定する。
- 適切な処分概念と処分場の構成要素を設定し，要求事項として表された処分場が有すべき安全機能を期待する構成要素に割り当てる。
- 要求事項の下位の属性として設計要件を構成要素毎に展開して，設計要件に対する設計での確認方法と指標および基準を設定する。
- 設計要件を充足するように基本となる仕様を設定する。
- この仕様を対象として，操業期間中や閉鎖後に構成要素の機能喪失や低下につながる可能性がある影響要因を特定し，仕様の妥当性を判断する影響評価を行う。



設計因子，要求事項および設計要件に基づく設計の流れ

設計因子と要求事項の設定

◆国際機関や関連する原子力施設の規制等で示されている処分場の安全確保の要件
◆最終処分基本方針など政策上の重要課題
◆処分場設計の実用性および合理性に係る要件

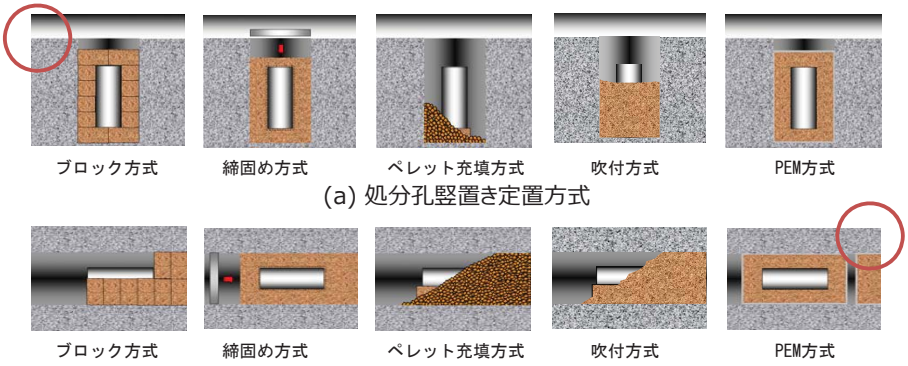
設計因子	処分場に必要な要求事項
閉鎖前の安全性	・廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止 ・施設外への放射性物質の放出の防止 ・放射線の遮蔽 ・作業環境の維持 ・災害の発生・拡大の防止 ・災害時の避難経路の確保
閉鎖後の安全性	・自然現象の著しい影響からの防護 ・人の接近の抑制 ・放射性物質の溶出抑制 ・放射性物質の移行抑制
回収可能性	・回収可能性の維持 ・回収可能性の維持による安全性への影響の防止・低減
工学的成立性	・実現可能な建設・操業・閉鎖の作業工程・方法 ・実証された技術の適用
経済的合理性	・処分場の建設・操業・閉鎖の合理性 ・調達性

処分場に求められる安全機能
（第2章参照）

※ 環境保全，モニタリングも設計因子として考慮するが，本報告書では検討しないこととした。
環境保全については，サイトの地表の地質環境条件や社会条件に関する情報が必要であり，モニタリングについては，地上・地下施設の設計や建設・操業・閉鎖の具体的な方法を絞り込んだうえで検討することが合理的であることから，これらの設計因子については，今後，サイトの地質環境条件やそれに基づいて実施する詳細設計が具体化した時点で設定する。

設計オプションの整備　～地質環境や社会条件への柔軟な対応～

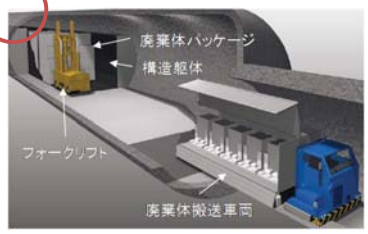
処分場概念，地下施設レイアウト，処分区画の配置，廃棄体の定置形態（竪置き，横置きなど），オーバーパックや緩衝材などの人工バリア構成要素の材料などに関する設計上の多様な選択肢



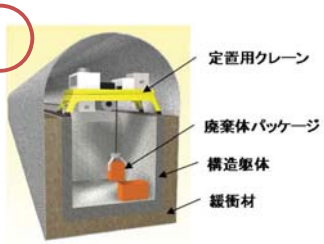
(a) 処分孔竪置き定置方式

(b) 処分坑道横置き定置方式

【 HLW人工バリアの定置・施工方法の例】

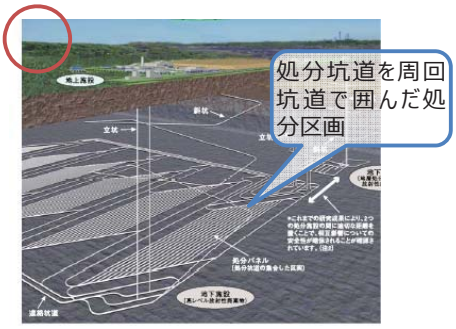


(a) フォークリフト方式



(b) クレーン方式

【 TRU等廃棄体パッケージの定置方法の例】

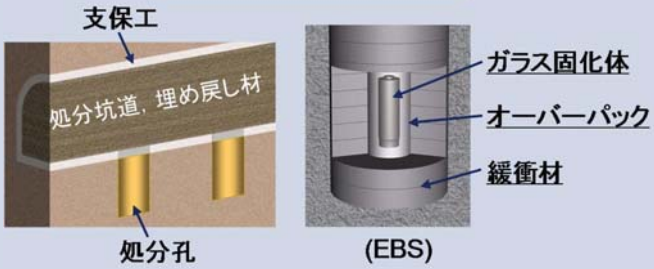
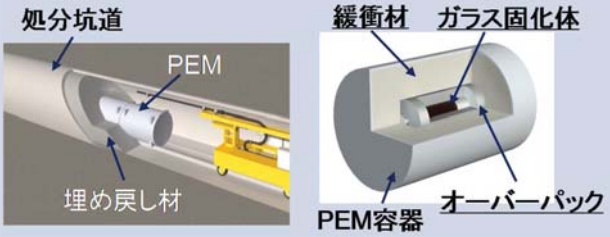
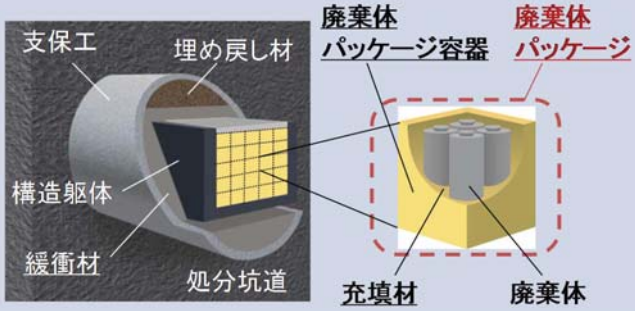


(a) パネル型（NUMO, 2009）

(b) デッドエンド型（SKB, 2011）

【 地下施設のレイアウトの例】

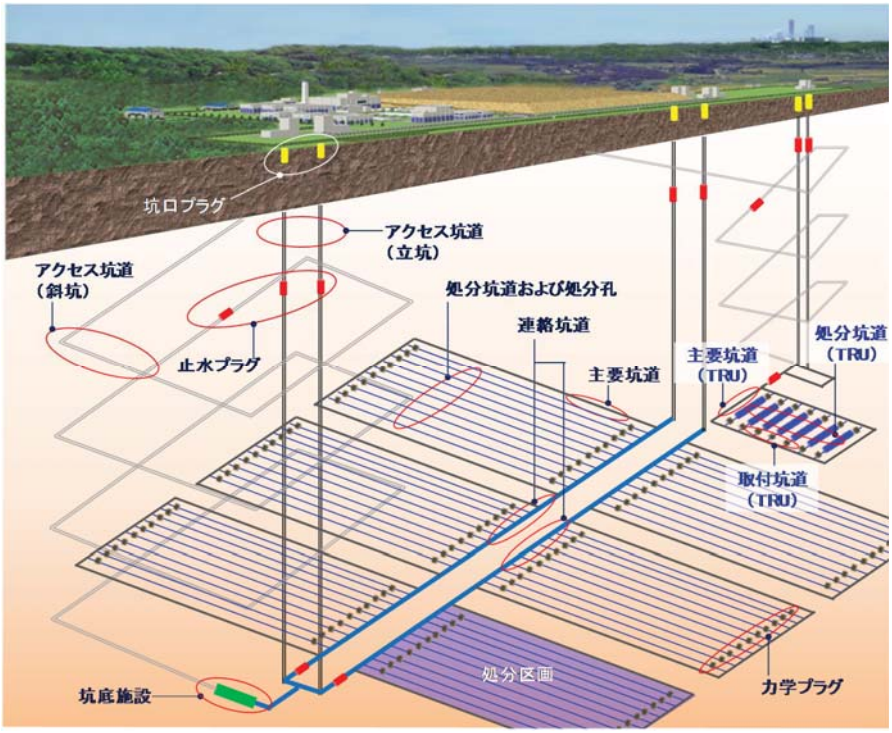
報告書に適用した処分概念

高レベル放射性廃棄物処分場の処分概念	TRU等廃棄物処分場の処分概念
分散定置型 竪置き・ブロック方式  横置き・PEM方式※  	集積定置型  注）アンダーラインの構成要素が人工バリア

※ PEM（Prefabricated Engineered Barrier System Moduleの略）：地上施設で廃棄体を人工バリアと一体化したモジュールを地下施設に搬送し，定置する技術

地下施設の構成要素

さまざまな用途の坑道群（アクセス坑道，処分坑道，連絡坑道など），プラグ（止水プラグ，力学プラグ，坑口プラグ），坑内環境を維持するための設備などから構成

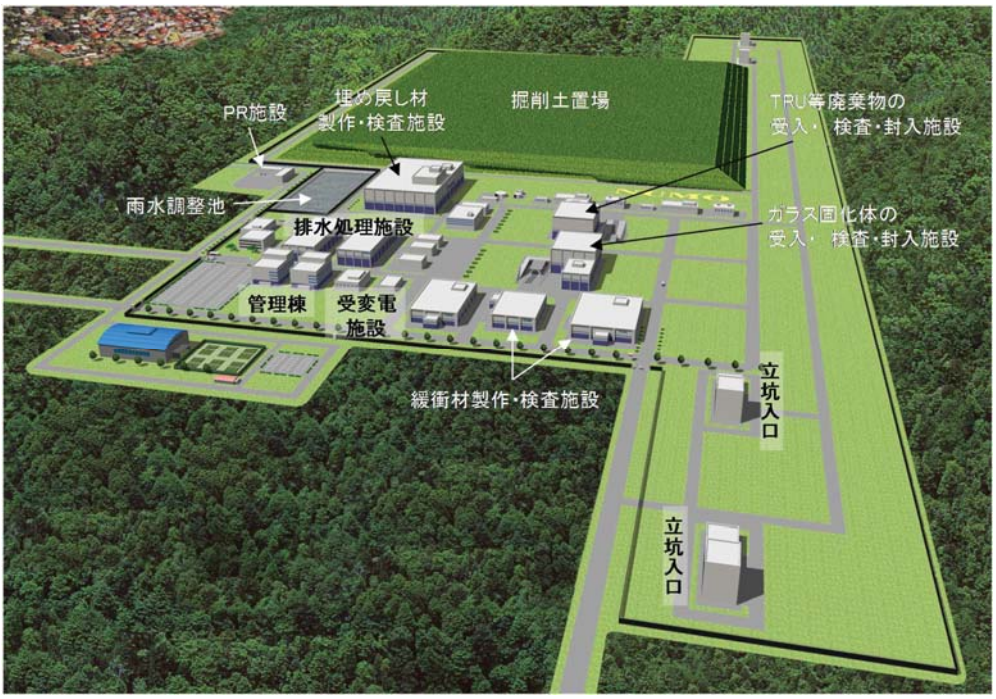


＋

- 支保工
- 埋め戻し材
- 構造躯体（TRU）
- 換気，排水，照明などの設備
- 搬送容器，搬送車両

地上施設の構成要素

廃棄体を受け入れ，地下に搬送して定置するための準備と事業管理に必要な施設，
地下施設で行われる作業を支援するための一群の施設



＋

- 港湾施設
- 専用道路

閉鎖前の安全性に関する安全機能と構成要素の関係

＜放射線防護＞

基本概念	安全機能	構成要素
操業時閉じ込め	廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止	ガラス固化体，オーバーパック 廃棄体パッケージ
	施設外への放射性物質の放出の防止	廃棄体受入施設 換気設備（排気フィルタも含む）
放射線遮蔽	放射線の遮蔽	廃棄体パッケージ間充填材，廃棄体受入施設の遮蔽壁，廃棄体搬送車両，定置装置などの設備・機器

＜一般労働安全＞

基本概念	安全機能	構成要素
作業環境の維持	換気能力	坑道の換気経路，換気設備（冷房設備含む）
	排水能力	坑道の排水経路，排水設備
	照明能力	坑道の照明設備
災害の発生・拡大の防止	防火対策	防火設備，消火設備
	坑道の力学的安定性	支保工
	そのほかの災害防止対策	落下・転倒防止装置，非常用貯水槽
災害時の避難経路確保	避難経路の確保	アクセス坑道（入気），連絡坑道，緊急待避所，風門，通信・連絡設備

閉鎖後長期の安全性に関する安全機能と構成要素の関係

基本概念	安全機能		構成要素 HLW	構成要素 TRU
隔離	自然現象の著しい影響からの防護		地質環境	地質環境
	人の接近の抑制		地質環境	地質環境
閉じ込め	放射性物質の溶出の抑制		ガラス固化体 オーバーパック	廃棄体 廃棄体パッケージ
	放射性物質の移行の抑制	放射性物質の溶解の抑制	地質環境	地質環境
		遅い地下水流速による放射性物質の移行の抑制	地質環境	地質環境
		放射性物質の移流による移行の抑制	緩衝材	緩衝材
		コロイド移行の抑制	緩衝材	緩衝材
		放射性物質の収着	緩衝材 地質環境	緩衝材 廃棄体パッケージ間充填材 地質環境
		放射性物質の分散	地質環境	地質環境
		坑道およびその周辺が卓越した放射性物質の移行経路となることの抑制	止水プラグ 埋め戻し材	止水プラグ 埋め戻し材

※1 地質環境：地下水の流れが極めて遅く，還元性の化学環境を有する地質媒体
※2 赤字：人工バリアの構成要素，青字：地下施設の構成要素を表している

地下施設設置深度の設定

○ 上限深度

- 最終処分法（地表から300 m より深い位置の岩盤）
- 隆起・侵食（評価期間における安全評価結果が目安値を満足すること）

○ 下限深度

- 深くなることによる地圧や地温の上昇による影響に対して設置可能な深度

地下施設設置深度の設計要件

設計要件	内 容	深度を深くすることによる影響	
		構成要素	要求事項への影響
坑道の力学的安定性	現実的な支保工で坑道の力学的安定性を確保すること	坑道	地圧の増大に伴う空洞安定性の低下
緩衝材の制限温度	合理的な廃棄体占有面積で緩衝材の温度を制限温度（100℃）を超えないように抑えること	緩衝材	地温の増大に伴う廃棄体専有面積の増加
坑内の制限温度	現実的な換気設備により，坑内環境を労働安全衛生規則で定める制限温度（37℃）を超えないように抑えること	換気設備	地温の増大に伴う換気（冷房）容量の増加

○本報告書の地下施設設置深度 ⇨ 下限深度に対して設定

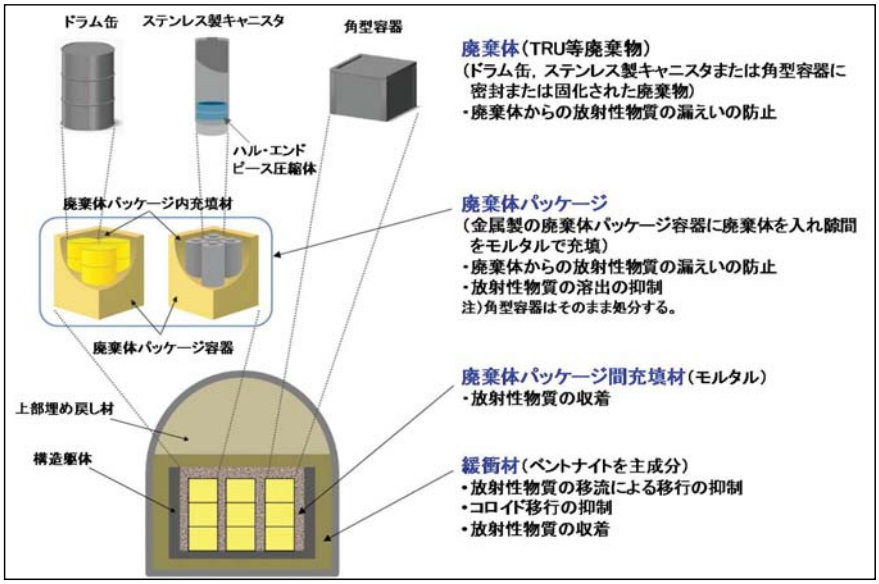
深成岩類，先新第三紀堆積岩類 ⇒ 1,000 m（坑内制限温度の設計要件から）
新第三紀堆積岩類 ⇒ 500 m（坑道の力学的安定性の設計要件から）

1．設計の考え方
2．人工バリアの設計
3．地下施設の設計
4．地上施設の設計
5．回収可能性の維持と回収方法
6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
7．まとめと今後の取り組み

人工バリアの構成要素

○高レベル放射性廃棄物処分場

○TRU等廃棄物処分場



人工バリアの構成と安全機能

オーバーパックの設計（HLW）

○期待する安全機能

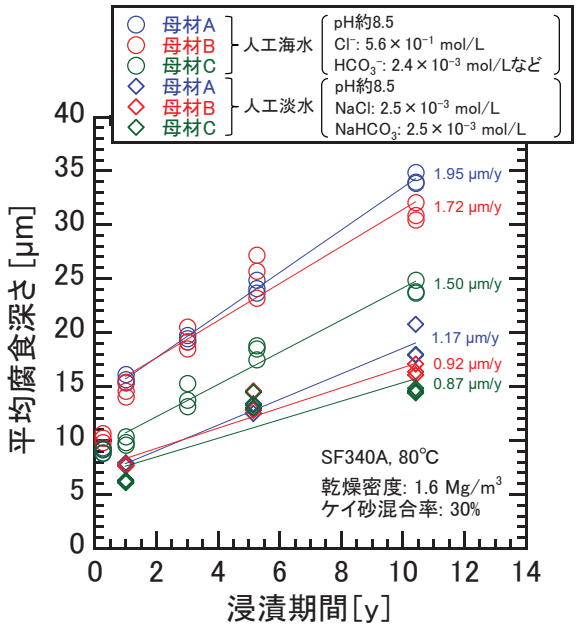
ガラス固化体の放射能が大きく減衰する少なくとも1,000年間はガラス固化体と地下水の接触を防止する。

＜設計要件＞

要求事項	設計要件	方法	指標	基準
操業中の廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止 放射性物質の溶出の抑制	耐食性	全面腐食であることを確認した上で，少なくとも1,000年間の最大腐食深さを見積り，その値以上の腐食代を設定する。	腐食代	＞1,000年間の最大腐食深さ
	構造健全性	オーバーパックに常時作用する荷重に対して，オーバーパックが許容状態以下となるように材料，形状，厚さを設定する。	オーバーパックの応力状態や変形状態	許容状態以下であること
	耐食性に対する放射線影響の抑制	オーバーパック表面の吸収線量率が，腐食速度が加速される吸収線量率のしきい値以下となるように，遮蔽代を設定する。	吸収線量率	≦3 Gy/h
実証された技術の適用	製作性	現在の技術で十分製作可能である材料および形状とする。	－	－
実現可能な作業工程・方法	遠隔封入性	遠隔操作によるガラス固化体の挿入が可能なように，クリアランスを設ける。また，遠隔操作による溶接が可能である溶接部構造とする。	－	－
	遠隔定置性	遠隔操作による定置が可能なオーバーパック形状および把持構造を設定する。	－	－

オーバーパックの必要厚さ

10年間の炭素鋼浸漬腐食試験や放射線分解生成物による腐食促進の評価など，耐食性に関する知見が拡充されたことを受け，オーバーパックに必要な厚さを見直した。



還元性環境における平均腐食速度の経時変化
（RWMC，2017）

単位：mm

	深成岩（竪置き方式）	
	平板部	円筒部
①必要腐食代 (埋設後初期の 酸化性環境における腐食)	≥11	≥11
②必要腐食代 (埋設後長期の 還元性環境における腐食)	≥6	≥6
③必要耐圧代 (静水圧等への耐圧性)	≥104	≥44
④必要遮蔽代 (放射線による腐食促進の防止)	≥80	≥80
オーバーパックの必要厚さ (①+Max(②+③,④))	≥121	≥91

※ 必要厚さ≥ 約160mm
（第２次取りまとめ）

現状の設定値190mm

必要な安全機能の確保に対して設定値の余裕が高まった。

緩衝材設計の検討条件

○ 材料

- ベントナイトを主成分（Na型のクニゲルV1）
- ケイ砂の混合を考慮（熱伝導性，締固め性の向上）

○ 製作・施工方法と隙間の状態

対象	製作方法	隙間の状態
HLW（竪置き）	圧縮成型（ブロック）	2 cm（オーバーパック～緩衝材） 4 cm（緩衝材～処分孔）
HLW（横置き）	PEM容器内での締固め	2 cm（オーバーパック～緩衝材）
TRU※	現場締固め，吹付け工法	なし

※ TRUにおいて緩衝材は廃棄体グループ1，2，4Hに対して設置（非収着性，高発熱の廃棄体）

○ 地下水の水質

- 淡水，海水相当の塩水（降水起源～沿岸部の海水起源の地下水への対応）

○ ベントナイトのCa型化

- 坑道内のコンクリート製残置物からのCaの拡散による交換性陽イオンの置換（特に，TRU）

緩衝材の設計要件

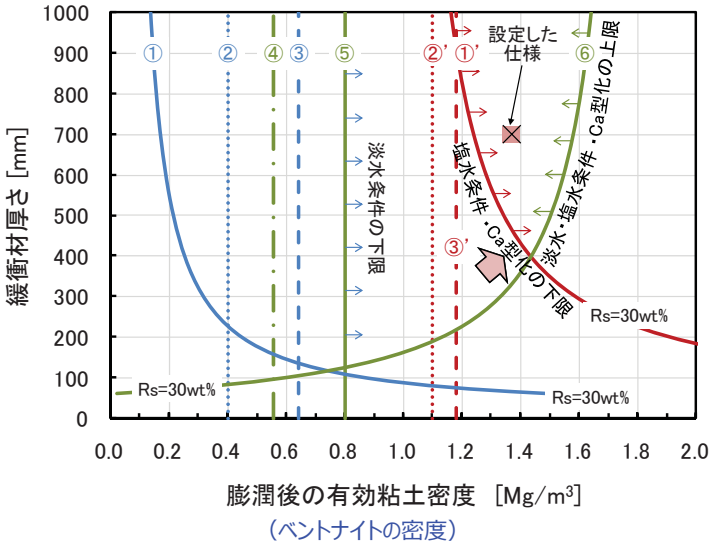
○期待する安全機能

地下水の流れを抑制するとともに，放射性物質を収着することによって，放射性物質の周辺岩盤への移行を抑える。また，力学的・化学的緩衝作用によってガラス固化体を封入したオーバーパックを保護する。

要求事項	設計要件	方法	指標	基準	対象	
					HLW	TRU
放射性物質の移流による移行抑制 コロイド移行の抑制	低透水性	緩衝材中の放射性物質の移行が拡散によって支配されるように，緩衝材の密度を設定する。	ペクレ数	0.1以下	●	●
	自己シール性	施工時の隙間を充填可能な膨潤性を有していることを確認する。	膨潤率／隙間体積比	2以上	●	
	コロイドろ過能	コロイドが緩衝材中を透過しないように，緩衝材の密度を設定する。	コロイド透過率	0	●	●
	自己修復性	ガス発生により亀裂が生じたとしても，閉塞することのできる密度を確認する。	破過前後の透水係数の増加割合	1以下	●	●
放射性物質の溶出の抑制 （オーバーパックの成立性に必要な事項）	微生物影響の防止	緩衝材内で微生物活動が生じないことを確認する。	菌体数	増殖しないこと	●	
	物理的緩衝性	オーバーパックの腐食膨張による緩衝材の圧密応力と地下水静水圧の和がオーバーパックの耐圧強度を下回ることを確認する。	緩衝材圧密反力と地下水静水圧の合計	オーバーパックの耐圧強度を下回り，急増しないこと	●	
実証された技術の適用	製作施工性	緩衝材の製作が可能であることを確認する。	有効粘土密度（Mg/m³）	HLW:1.8以下 TRU:1.6以下	●	●

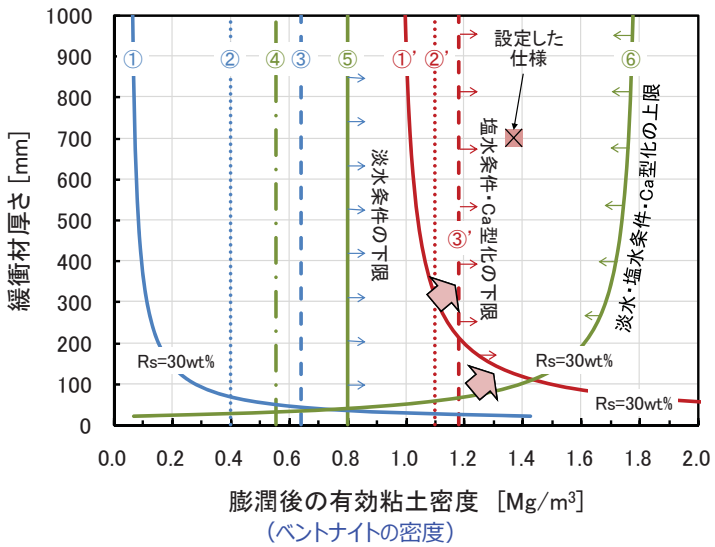
設計要件を満足する緩衝材の仕様成立範囲（HLW）

① 自己シール性を有する下限（淡水）
② 低透水性を有する下限（淡水）
③ 自己修復性を有する下限（淡水）
④ 微生物影響を防止する下限（共通）
⑥ 製作施工性の上限（共通）
①’ 自己シール性を有する下限（塩水，Ca型化）
②’ 低透水性を有する下限（塩水，Ca型化）
③’ 自己修復性を有する下限（塩水，Ca型化）
⑤ コロイドろ過能を有する下限（共通）



［竪置き・ブロック方式］

① 自己シール性を有する下限（淡水）
② 低透水性を有する下限（淡水）
③ 自己修復性を有する下限（淡水）
④ 微生物影響を防止する下限（共通）
⑥ 製作施工性の上限（共通）
①’ 自己シール性を有する下限（塩水，Ca型化）
②’ 低透水性を有する下限（塩水，Ca型化）
③’ 自己修復性を有する下限（塩水，Ca型化）
⑤ コロイドろ過能を有する下限（共通）



［横置き・PEM方式］

- 上記の設計要件を満足する必要厚さにして十分な安全性の余裕を有する。⇒ 合理化の方向性
- PEM方式の場合は緩衝材の膨潤により充填する隙間が少なくできるため，自己シール性の仕様成立範囲はより広範囲になる。

設計要件を満足する緩衝材の仕様成立範囲（TRU）

設計要件	有効粘土密度 [Mg/m^3]		
	淡水条件	塩水条件	Ca型化
低透水性	0.4以上	1.1以上	1.1以上
コロイドろ過能	0.8以上	0.8以上	0.8以上
自己修復性	0.6以上	1.2以上	1.2以上
製作施工性	1.6以下（現場締固め）		

○ 仕様成立範囲

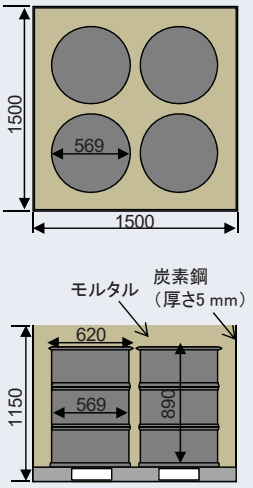
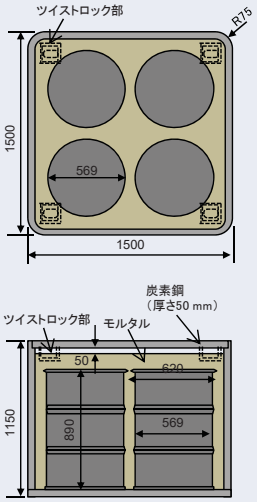
有効粘土密度（ベントナイトの密度）：1.2 ～ 1.6 （Mg/m^3）

仕様は，ベントナイトの密度：1.4 Mg/m^{3}に設定
緩衝材の乾燥密度：1.6 Mg/m^3 （ケイ砂を30%混合）

廃棄体パッケージの設計要件（TRU）

要求事項	設計要件	方法	指標	基準
操業中の廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止	耐食性	操業中の大気腐食による腐食深さが，板厚と比較して顕著ではないことを確認する。	腐食深さ	板厚と比較して顕著でないこと
	構造健全性	操業中に作用する荷重に対して，廃棄体パッケージの許容状態以下となるように材料，形状，厚さを設定する。	オーバーパックの応力状態や変形状態	許容状態以下であること
実証された技術の適用	製作性	現在の技術で十分製作可能である材料および形状とする。	–	–
実現可能な作業工程･方法	遠隔封入性	遠隔操作による廃棄体の収容が可能なように，クリアランスを設ける。また，遠隔操作による容器内の充填，溶接が可能な構造とする。	–	–
	遠隔定置性	遠隔操作による定置が可能な廃棄体パッケージ形状および把持構造を設定する。	–	–

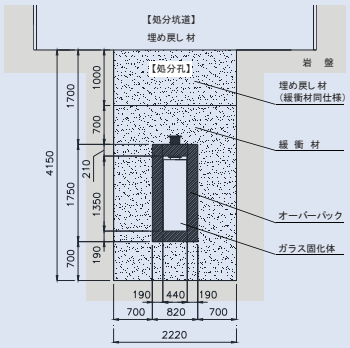
廃棄体パッケージの仕様

種類	廃棄体パッケージ(A)	廃棄体パッケージ(B)
定置方法	フォークリフト	クレーン
参考仕様	第2次TRUレポート	低レベル放射性廃棄物の処分容器
材質/厚さ	炭素鋼 / 5 mm	炭素鋼 / 50 mm
寸　法 （ドラム缶の例） 単位：mm		

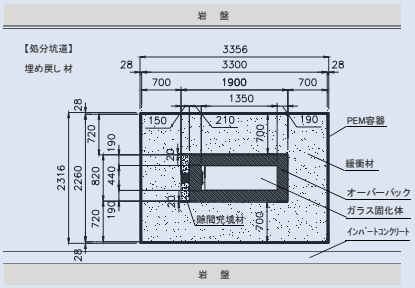
人工バリアの仕様例

高レベル放射性廃棄物処分場

【竪置き・ブロック方式】



【横置き・PEM方式】

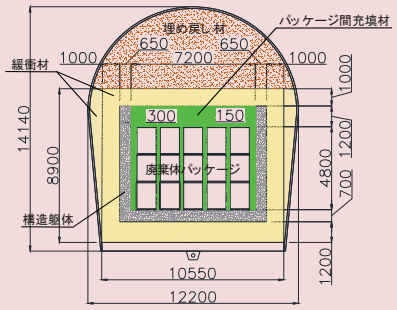


①オーバーパック
材料：炭素鋼
鋼材の規格：SF340A
φ= 820 mm, H = 1750 mm
厚さ: 190 mm

②緩衝材
材料：ベントナイトとケイ砂の混合
乾燥密度: 1.6 Mg/m^3
ベントナイトとケイ砂の割合： 7：3
（乾燥重量比）
厚さ：700 mm
ベントナイト製品名：クニゲルV1

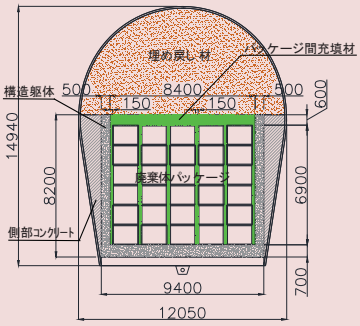
TRU等廃棄物処分場

【緩衝材を設置する場合】
Gr. 1, 2, 4H



※グループ2の例

【緩衝材を設置しない場合】
Gr. 3, 4L



※グループ3の例

①廃棄体パッケージ（容器）
材料：炭素鋼
鋼材の規格：SM400A
厚さ: (A) 5 mm, (B) 50 mm

②廃棄体パッケージ間充填材
材料：モルタル，30 N/mm^2
厚さ:≧ 150 mm

③緩衝材
厚さ: ≧ 1000 mm
配合・密度は高レベル放射性廃棄物と同じ

1．設計の考え方
2．人工バリアの設計
3．地下施設の設計
4．地上施設の設計
5．回収可能性の維持と回収方法
6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
7．まとめと今後の取り組み

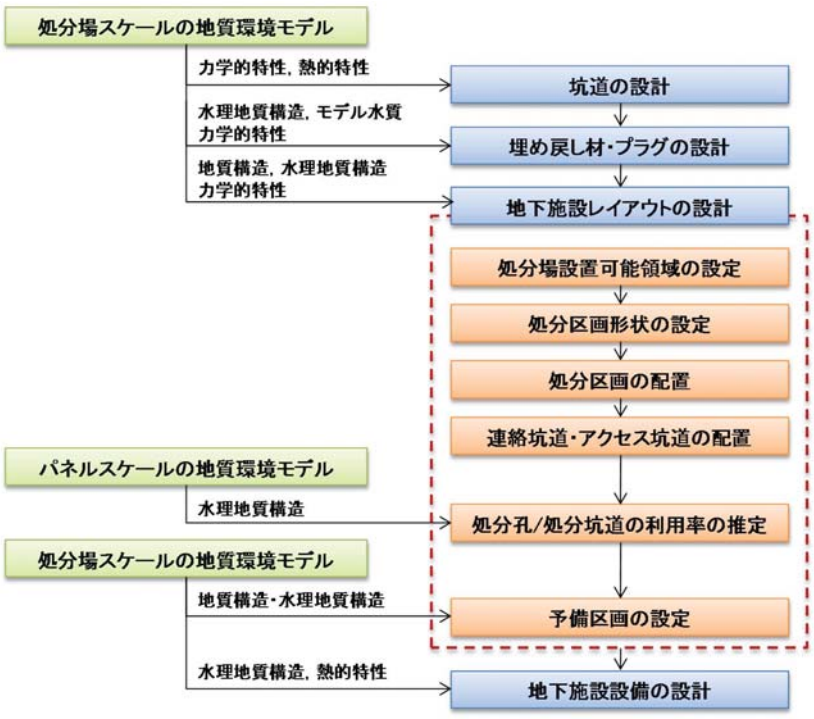
地下施設の設計手順

① 坑道の設計では，それぞれの坑道に必要な断面形状・寸法，および，設定した設置深度における空洞安定性の評価に基づいて支保を設計する。

② 埋め戻し材・プラグの設計では，坑道周囲の掘削損傷領域（EDZ）の地下水流動特性に対する影響を考慮したうえで，埋め戻し材の仕様，およびプラグの仕様とその設置位置を設定する。

③ 地下施設のレイアウトの設計では，坑道断面と埋め戻し材・プラグの仕様を踏まえ，処分区画の規模や形状，およびその配置に加え，連絡坑道の配置やアクセス坑道の数や配置などを検討し，地下施設全体のレイアウトを設定する。

④ 地下施設設備の設計では，換気・冷房設備，排水設備などについて，設定した地下施設レイアウトを対象として検討する。



処分場の坑道の役割

役割	アクセス坑道（斜坑）	アクセス坑道（立坑※）	連絡坑道 主要坑道 取付坑道	処分坑道
廃棄体および操業関連機械などの搬送通路	●	–	●	●
作業従事者の移動通路	–	●	●	–
建設機械の移動通路	–	●	●	–
掘削土の搬出路	–	●	●	–
換気経路	●	●	●	–
排水経路・給水経路	–	●	●	–
給電・通信路	–	●	●	–
緊急時避難経路	●	●	●	–

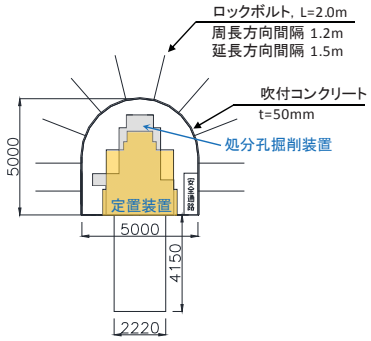
※ 立坑は複数配置し，各立坑の役割は配置に応じて割り当てる。

坑道の設計要件

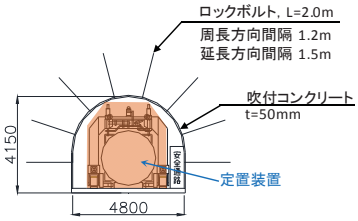
要求事項	設計要件	内容	設計項目
労働災害の発生・拡大の防止	空洞安定性	建設・操業が安全かつ円滑に行われるよう坑道の力学的安定性が確保できること	坑道形状，内空径 支保工，廃棄体定置間隔， 処分坑道中心間距離
	坑壁剥落防止	坑壁の剥落を防止すること	支保工
災害時の避難経路の確保	安全通路の確保	作業従事者が立ち入る区画については，安全通路が確保されること	坑道形状，内空径
作業環境の維持	収容性	人工バリアの設置，建設・操業に必要な設備・機器，換気・排水設備などのユーティリティ設備に必要な空間を確保すること	坑道形状，内空径
放射性物質の移流による移行抑制（緩衝材の成立性に必要な事項）	廃棄体の発熱影響の低減	廃棄体からの熱影響により人工バリアの性能が著しく低下しないこと	処分坑道中心間距離， 廃棄体定置間隔

坑道の設計　～HLWの処分坑道断面と支保仕様の検討例～

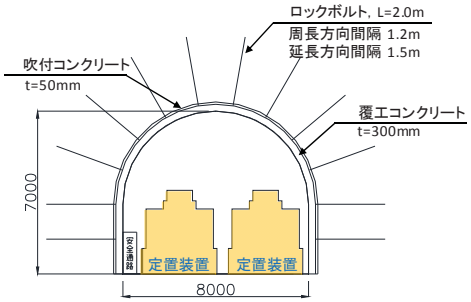
深成岩／先新第三紀堆積岩モデル



竪置きの処分坑道

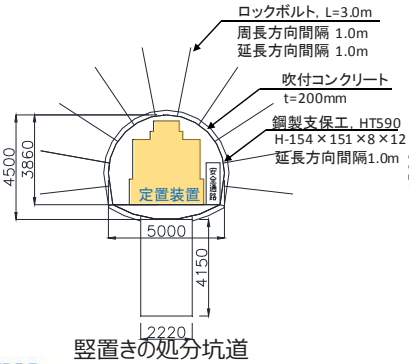


横置き・PEM方式の処分坑道

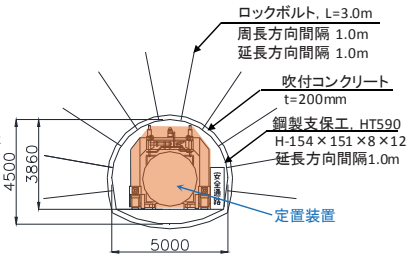


連絡坑道

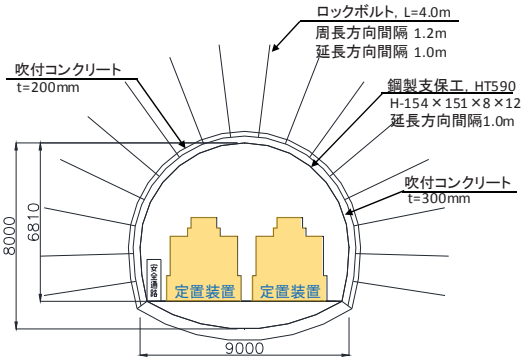
新第三紀堆積岩モデル



竪置きの処分坑道



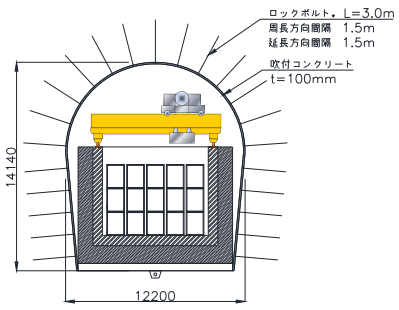
横置き・PEM方式の処分坑道



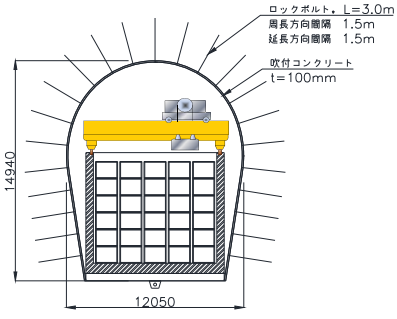
連絡坑道

坑道の設計　～TRU等廃棄物処分の処分坑道断面と支保仕様の検討例～

深成岩／先新第三紀堆積岩モデル

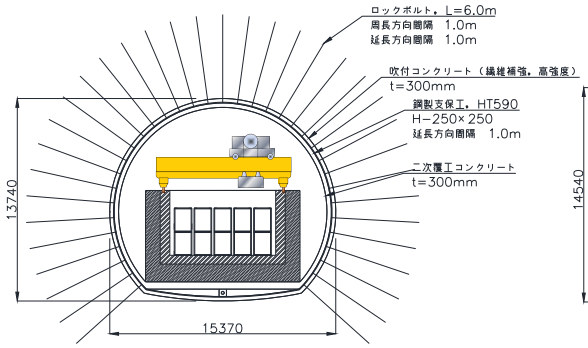


(a) グループ2

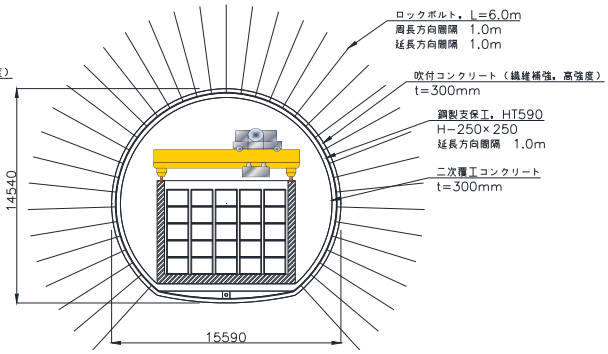


(b) グループ3

新第三紀堆積岩モデル

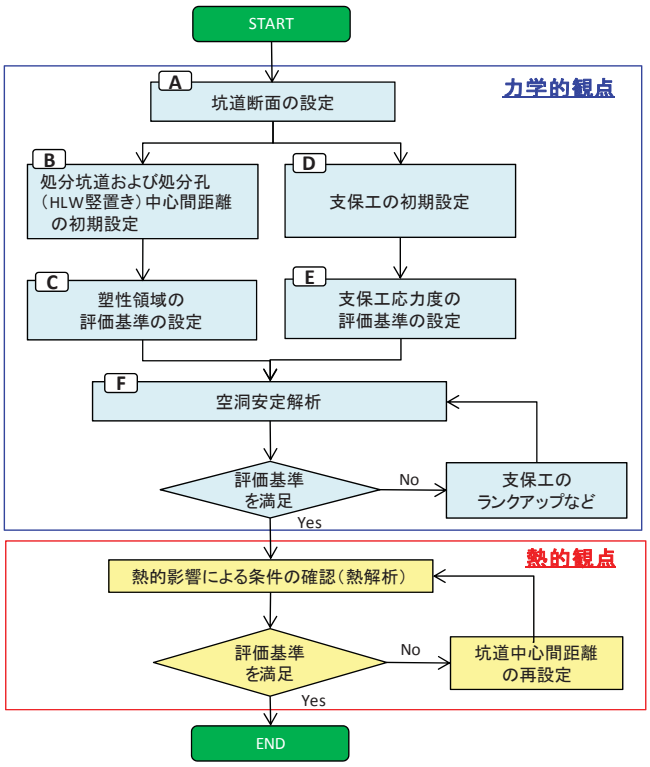


(c) グループ2



(d) グループ3

処分坑道の中心間距離の設定

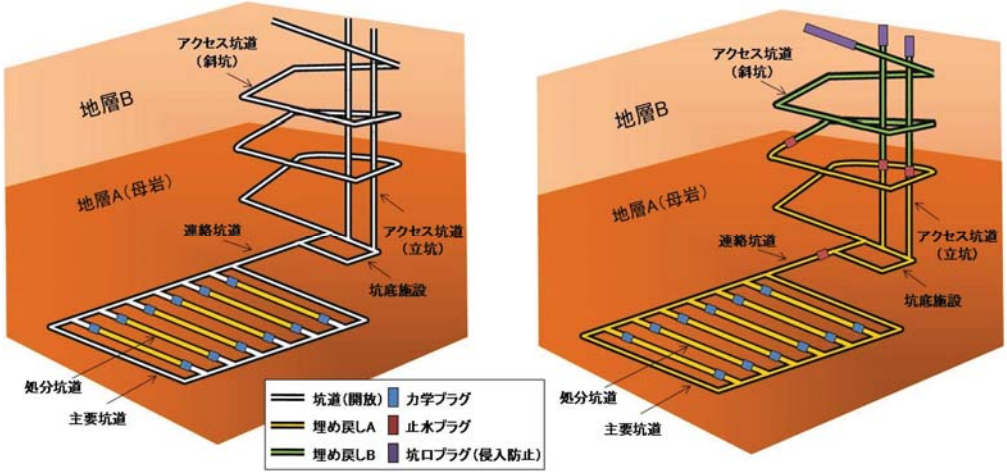


処分坑道の中心間距離の設定フロー

処分坑道の中心間距離の設定結果（HLW）

条件		竪置き・ブロック方式		横置き・PEM方式			
		パネル型		デッドエンド型			
		深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
空洞安定性	処分坑道のみ	10.0 m以上	12.0 m以上	10.0 m以上	9.6 m以上	12.0 m以上	9.6 m以上
	取付部考慮	—	—	16.0 m以上	16.0 m以上	21.6 m以上	16.0 m以上
廃棄体熱影響	貯蔵期間50年	10.0 m	12.0 m	10.0 m	11.0 m	12.0 m	11.0 m
設定値（最大値）		10.0 m	12.0 m	16.0 m	16.0 m	21.6 m	16.0 m

埋め戻し材・プラグの設置



(a) 操業期間（処分坑道の埋め戻しと力学プラグの設置）　(b) 処分場の閉鎖（全坑道の埋め戻しと止水プラグの設置）

坑道の埋め戻しとプラグの設置イメージ

- 廃棄体を定置した後の処分坑道は，操業期間中に埋め戻すことを想定。
- 閉鎖措置の段階では処分場を地上から隔離することを目的として，連絡坑道，アクセス坑道などの埋め戻しを行う。
- これらの埋め戻し材の施工と処分場の隔離を確実にするため，力学プラグと止水プラグを設置する。

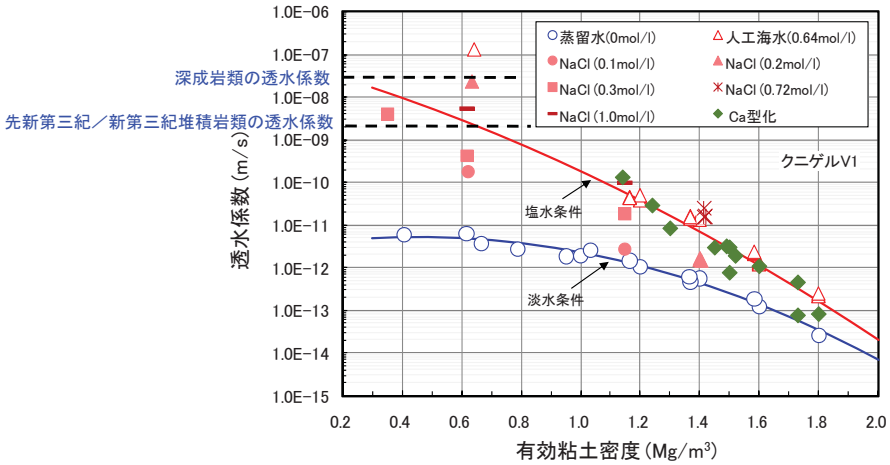
坑道シーリングの構成要素に期待する機能と役割

構成要素	要求事項	機能/役割の説明
止水プラグ	放射性物質の移行の抑制	• 埋め戻し材との組み合わせで閉鎖後のアクセス坑道およびその周辺が放射性物質の移行経路になることを防ぐ。
埋め戻し材		• 放射性物質の移行経路となるような地下水の流れを抑制する。
	緩衝材／止水プラグの成立性に必要な事項	• 再冠水後の緩衝材や止水プラグ（粘土プラグ）の坑道への膨出を抑制する。
力学プラグ		• 処分坑道において埋め戻しの完了していない空間側への埋め戻し材の膨出を抑制する。

埋め戻し材の設計

設計要件	確認方法	指標	基準
低透水性	坑道内が卓越した地下水の流動経路にならないように，埋め戻し材の密度を設定する。	透水係数	母岩の平均的な透水係数の10倍以下
製作施工性	坑道内での埋め戻し施工が可能な密度であることを確認する。	乾燥密度	1.8 Mg/m^{3}以下

評価項目	確認方法	指標	基準
緩衝材および止水プラグの膨出抑制	再冠水後の緩衝材および止水プラグの膨出を抑制し，これらの有効粘土密度が仕様成立範囲に収まることを，埋め戻し材仕様に対して確認する。	有効粘土密度（緩衝材，止水プラグ）	1.2 Mg/m^{3}以上



ベントナイトの有効粘土密度と透水係数の関係

（松本ほか，1997；棚井ほか，1998；菊池ほか，2003；日本原子力研究所，2003；笹倉ほか，2003；菊池ほか，2005；に基づき作成）

埋め戻し材の仕様例

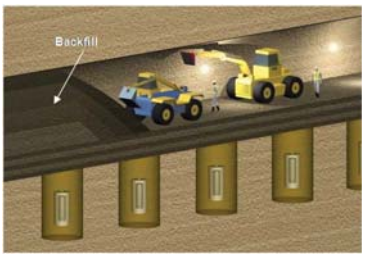
No.	仕様	対象坑道	施工方法
1	配合：ベントナイト／ 掘削土 = 15% / 85% 乾燥密度：1.8 Mg/m^3 有効粘土密度：0.6 Mg/m^3	処分坑道（HLW竪置き方式），処分坑道（TRU），連絡坑道，取付坑道，主要坑道，アクセス斜坑，アクセス立坑	撒き出し･締固め工法
2	配合：ベントナイト／ 掘削土 = 50% / 50% 乾燥密度：1.6 Mg/m^3 有効粘土密度：1.2 Mg/m^3	処分坑道（HLW横置き･PEM方式）	吹付け工法 （遠隔操作による）

■ 仕様 No.1

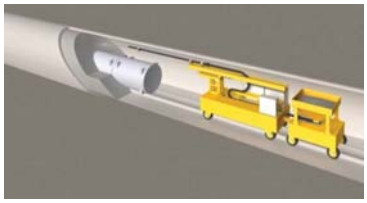
- 対象とする坑道で作業空間の放射線遮蔽が確保されていることから，施工機械の運転など埋め戻し作業を直接人間が行うことが可能であり，幅広い実績と効率性から「撒き出し･締固め工法」を採用。
- 「膨出抑制」の観点から最も低圧縮になる（乾燥密度が高くなる）配合条件を設定。

■ 仕様 No.2

- 緩衝材による放射線遮蔽効果が期待できるが，安全性の高い放射線防護の観点から，埋め戻し作業は遠隔操作による無人化施工で行うことを想定。PEM容器と坑道間の隙間が比較的大きいこと，砂分を多く含む場合の配合や密度に対して適用範囲の広い「吹付け工法」を採用。
- 遠隔操作による施工を想定することから，施工時の隙間充填性に対する品質の余裕を見込んで，直接施工による仕様No.1の場合よりも「膨潤性」と「低透水性」の高い仕様を設定。



撒き出し･締固め工法による坑道の埋め戻し作業のイメージ（竪置き方式）



吹付け工法による坑道の埋め戻し作業のイメージ（横置き方式）

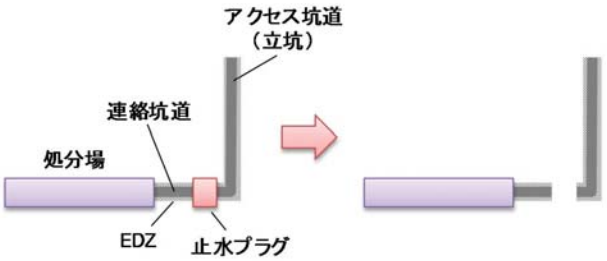
止水プラグの設計

要求事項

- 閉鎖後のアクセス坑道およびその周辺が放射性物質の移行経路になることを防ぐ。

設計概念の特徴

- アクセス坑道に接続する連絡坑道に設置
- 止水プラグにより掘削前の母岩相当となる低透水性の領域を設けることで，連絡坑道とアクセス坑道間に天然バリアと同等の水理的な状態を創出
- EDZを含む坑道を通じた地上への移行経路を分断



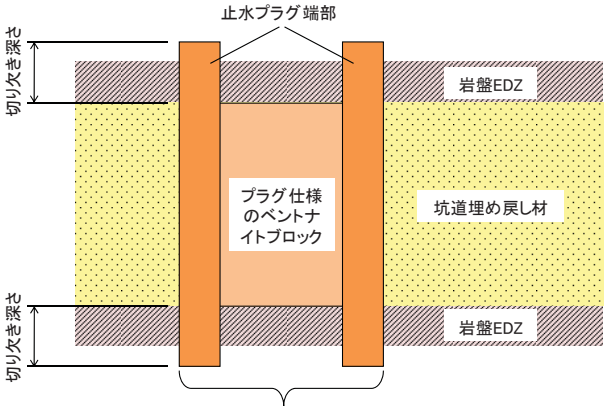
止水プラグによる坑道シーリングの概念

設計要件

設計要件	内　容	対応
低透水性	坑道埋め戻し材との組み合わせで，坑道およびその周辺に沿った地下水の流動を抑制すること	・ベントナイトの使用（材料） ・EDZ幅を上回る切欠き（構造）
施工の実現性	既存の技術または実現性の見通しのある技術で施工可能であること	・締固めたベントナイトブロックの積み上げ

設計手順

材料選定 ➡ 材料仕様の設定 ➡ 構造仕様の設定



止水プラグの構造

止水プラグの設計要件と仕様例

○ 材料に対する設計要件

設計要件	内　容	指標	基準
低透水性	止水プラグ中の放射性物質の移行が拡散によって支配されるように，密度を設定する。	ペクレ数	0.1以下
製作施工性	ベントナイトブロックが製作可能な密度であることを確認する。	有効粘土密度	1.8Mg/m^{3}以下

○ 構造に対する設計要件

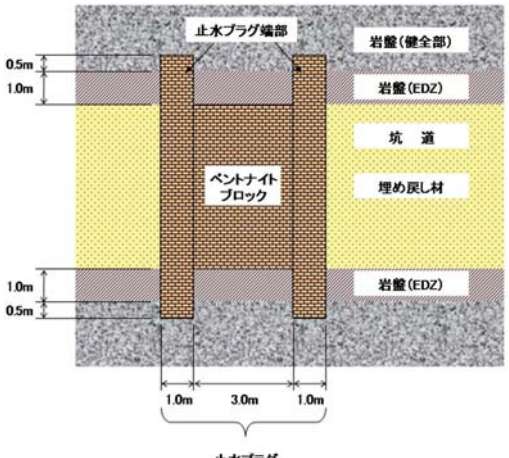
設計要件	内　容	指標	基準
低透水性	坑道およびその周辺に沿った地下水の流動を分断するように，掘削前の母岩に相当する低透水性の領域が設定されていることを，止水プラグの仕様に対して確認する。	地下水通過流量	掘削前の母岩以下

材料の仕様成立範囲

設計要件	有効粘土密度 [Mg/m^3]			適用
	淡水条件	塩水条件	Ca型化	
低透水性	0.4	1.1	1.1	下限
製作施工性	1.8（ブロック）			上限
共通仕様	1.1 ～ 1.8			

止水プラグの材料仕様

配 合 （乾燥重量比）	乾燥密度 [Mg/m^3]	有効粘土密度 [Mg/m^3]	備考
ベントナイト 70 % ケイ砂 30 %	1.6	1.4	ベントナイトブロック製作の目標密度

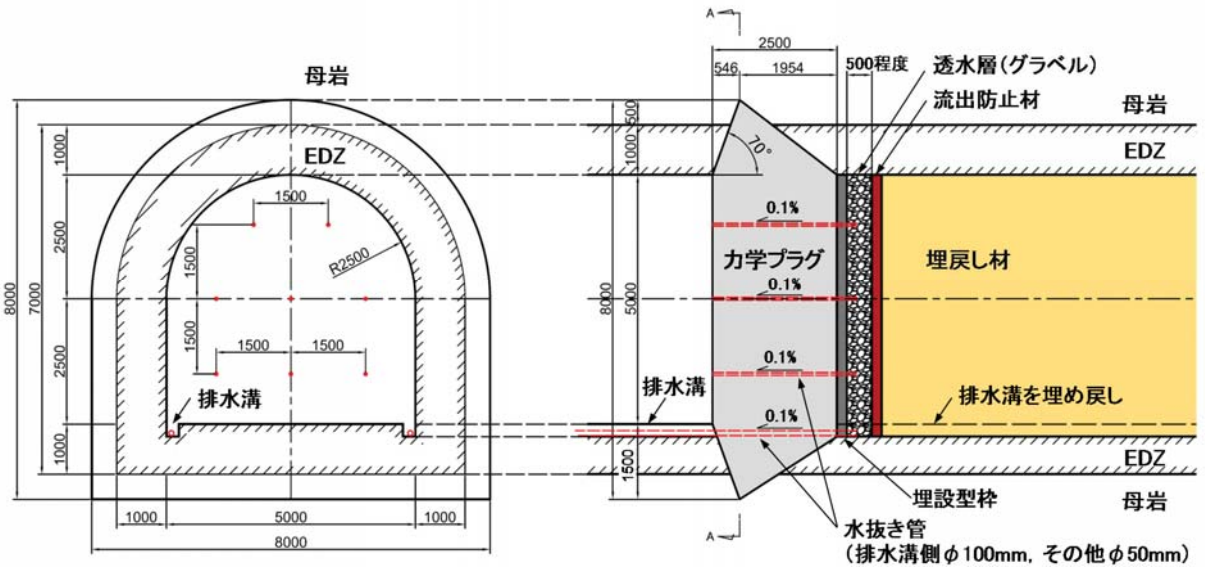


設計した止水プラグの構造

力学プラグの設計要件と仕様例

○ 設計要件

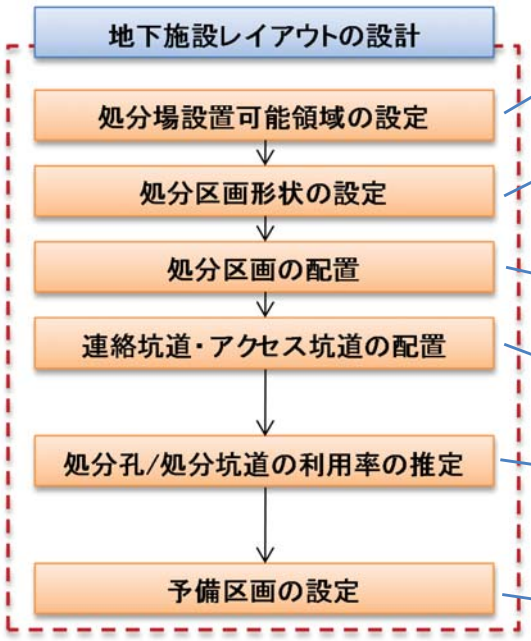
設計要件	内 容	指標	基準
構造健全性	力学プラグに作用する荷重と発生断面力に対して構造健全性を維持し，埋め戻し材の膨出を防止できることを，力学プラグの仕様に対して確認する。	曲げ応力度 せん断応力度	許容応力度 以下
製作施工性	力学プラグが施工可能であること，設計条件を満たすコンクリートの配合が可能であることを確認する。	28日材齢の強度	設計基準強度 以上



坑道断面図（A-A断面）　　縦断面図

設計した力学プラグの構造

レイアウトの設計における特徴的な検討内容/条件



- 断層・割れ目の影響を考慮して対処方法を検討
- 異なる処分区画形状のタイプ（HLW）（パネル型，デッドエンド型）
- HLW処分場とTRU処分場を同一深度に併置
- 合理的な建設・操業の作業動線，換気経路
- 廃棄体を埋設する場所として好ましくない断層・割れ目の特性を設定
- 廃棄体の定置が困難になる割合を推定し，設置可能領域内に予備区画を確保

地下施設レイアウトの設計要件

処分区画の配置の設計要件

設計要件	扱い※	内 容	設計項目
処分坑道に沿った地下水流動の抑制	—	地下水流動方向に対して処分坑道の方向が直交であること	処分坑道の配置方向
処分坑道の空洞安定性確保	—	最大主応力と処分坑道の方向が一致していること	処分坑道の配置方向 坑道仕様
排水経路の確保	—	放射線管理区域を通過した湧水がほかの処分区画へ移動しないよう，処分坑道の勾配および処分区画全体の傾斜が設定されていること 出来るだけ自然流下による排水が可能なこと	処分坑道の勾配
併置処分に伴う相互影響の低減	○	HLWおよびTRUの処分区画が相互に熱的あるいは化学的影響を与えることのないように，処分区画を配置すること	HLWおよびTRUの処分区画の配置

連絡坑道・アクセス坑道の配置の設計要件

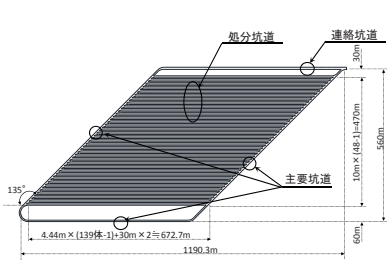
設計要件	扱い※	内 容	設計項目
坑道の力学安定性の確保	○	連接した坑道において空洞安定性が確保できること	坑道離間距離
作業動線の独立性の確保	○	建設資機材搬入，掘削土の搬出，廃棄体定置，埋め戻しの各作業動線が独立していること（建設と定置・埋め戻しの動線が交差しない）	坑道の配置 立坑の本数と本数
換気経路の独立性の確保	○	作業動線に応じた換気経路が確保されていること，放射線管理区域と非管理区域で排気の経路が独立していること	坑道の配置 立坑の本数と本数
排水経路の独立性の確保	○	作業動線に応じた排水経路が確保されていること，かつ，放射線管理区域と非管理区域で排水経路が独立していること	連絡坑道の配置および勾配
避難経路の確保	○	建設・操業に伴う災害に備えて，避難経路が確保されていること，避難経路が確保できない場合に備えて，緊急退避所が備えられていること	避難経路 緊急待避所
アクセス斜坑の限界勾配		運搬方式に応じた限界勾配以下とすること	アクセス斜坑の勾配

※ ○：地下施設レイアウトの設計に必須の要件，－：好ましい要件

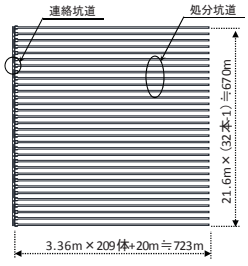
処分区画の設定

高レベル放射性廃棄物処分場

○ 処分区画の形状（HLW）



パネル型
（深成岩類，竪置きの例）



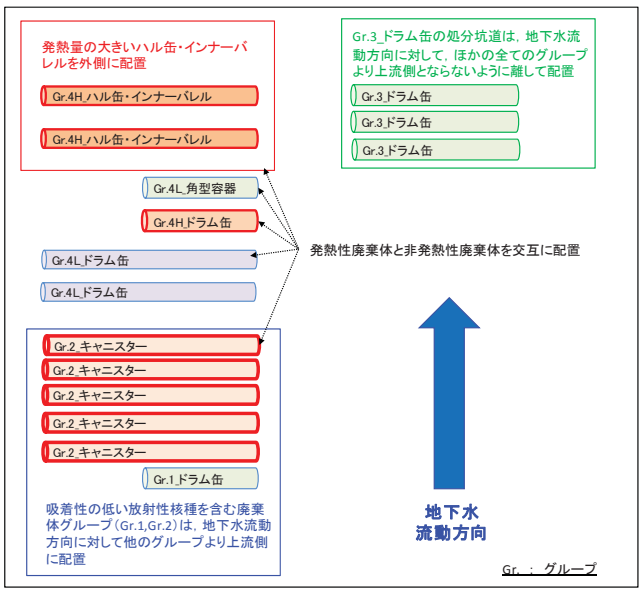
デッドエンド型
（新第三紀堆積岩類，横置きPEM方式の例）

○ 処分区画のタイプと区画数（HLW）

処分概念	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
竪置き・ブロック方式	パネル型 6区画	パネル型 6区画	デッドエンド型 8区画
横置き・PEM方式	デッドエンド型 6区画	デッドエンド型 6区画	デッドエンド型 8区画

TRU等廃棄物処分場

○ 廃棄体特性を考慮した処分坑道の配置

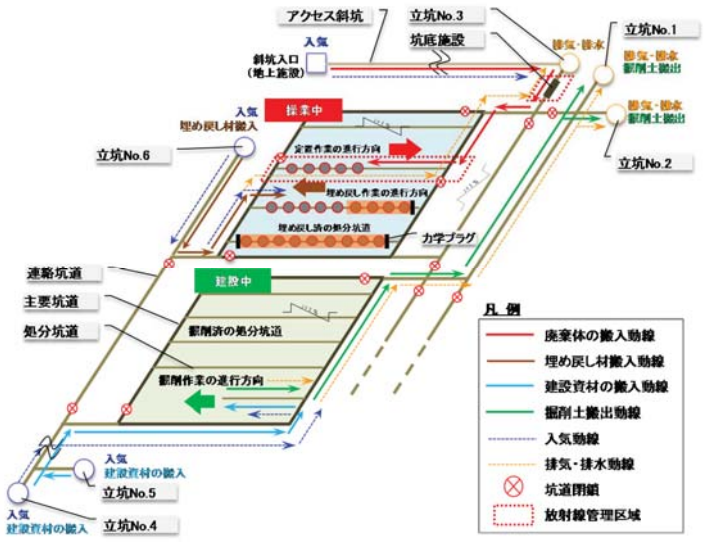


地下施設レイアウトの設計　～断層，割れ目に対する対処～

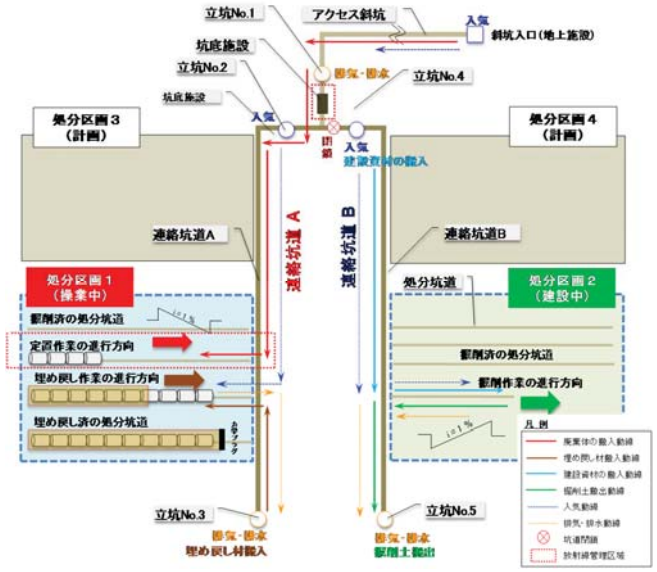
断層，割れ目の分類	地質環境モデルの構築における考え方	地下施設の設計での取り扱い
長さ 10 km以上の断層	活断層の可能性がある断層と想定する。 文献調査から精密調査の前半の段階において除外する断層として取り扱う。 広域スケールの地質構造モデルで記載するが，処分場スケールのモデル領域からは除外するように扱う。	左記の対応により，地下施設レイアウトの検討では対象とならない。
長さ 1～10 kmの断層	文献調査から精密調査の前半の段階においてその位置や特性を概ね把握できる断層。 広域スケールおよび処分場スケールの地質環境モデルにその分布が記載される断層。	異常出水などにより掘削に支障を生じる可能性があるため，断層が分布する領域に処分坑道を配置しない。 ⇒レイアウト決定特性（LDF）に設定
長さ 1 km未満の断層	母岩中に普遍的に分布しているため，概要調査および精密調査の段階においてすべてを検出することは現実的ではなく，その性状の把握や統計量の算出を目的とした調査・評価を行うこととなる。 パネルスケールの地質環境モデルで記載される断層。	処分区画の設置領域に分布することを許容して取り扱う。湧水対策の観点から処分坑道または処分孔の掘削，緩衝材の施工に支障が生じる可能性がある場合には，分布箇所に廃棄体を定置しない。 ⇒定置位置決定特性（EDFに設定）

連絡坑道とアクセス坑道の配置

パネル型とデッドエンド型の建設区画と操業区画の独立性，換気経路確保の容易性の観点からの比較



【パネル型】

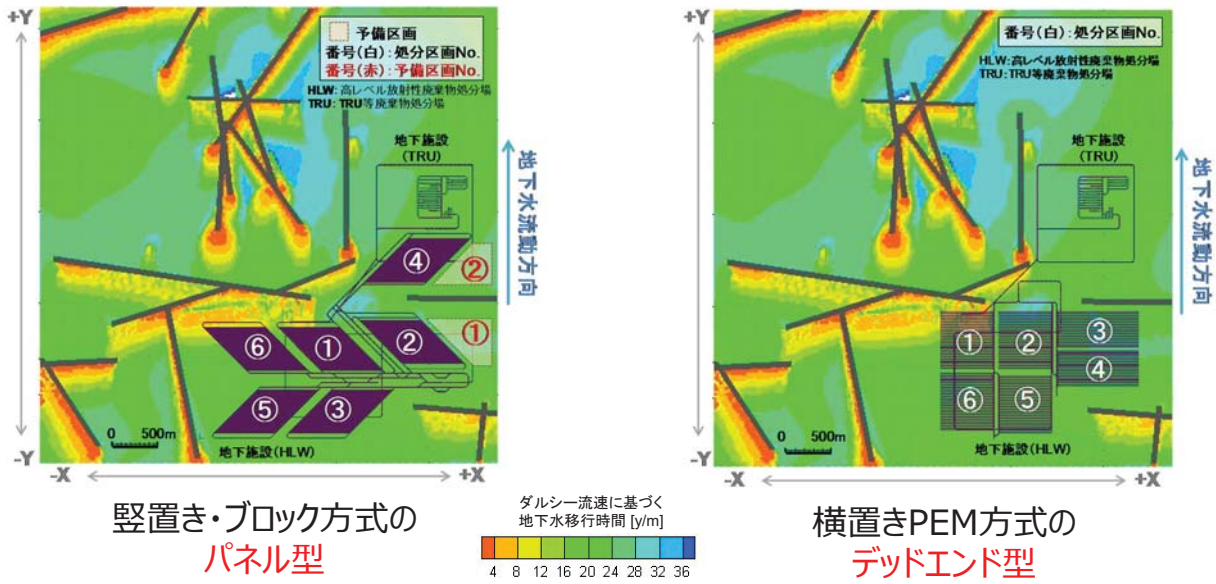


【デッドエンド型】

- 貫通した坑道が多いので，換気の制御のために風門を複数設置する必要があり，換気経路が複雑化。
- 搬送定置装置の進入路が限定され，定置と埋め戻しの作業動線が複雑化

- 連絡坑道毎に独立した換気経路を有するため，風門による制御は必要ない。
- 定置区画と建設区画を独立できるため，建設・操業の作業動線と換気経路がシンプル

地下施設レイアウトの設計例（深成岩類）



竪置き・ブロック方式の
パネル型

横置きPEM方式の
デッドエンド型

- 複雑な地質構造に対しても，地下水移行時間が短い位置，および断層破砕帯の分布位置を避けて処分区画を配置可能。
- TRU等廃棄物処分場との併置が可能（HLW処分場の下流側に設置）。
- 処分坑道内の湧水による定置率が低い場合にも，予備区画を準備することで所定数量の廃棄体を埋設することは可能。

地下施設設備の設計

閉鎖前の安全性（一般労働安全）に関する安全機能と構成要素の関係（再掲）

基本概念	安全機能	構成要素
作業環境の維持	換気能力	坑道の換気経路，**換気設備（冷房設備含む）**
	排水能力	坑道の排水経路，**排水設備**
	照明能力	坑道の照明設備
災害の発生・拡大の防止	防火対策	防火設備，消火設備
	坑道の力学的安定性	支保工
	そのほかの災害防止対策	落下・転倒防止装置，非常用貯水槽
災害時の避難経路確保	避難経路の確保	アクセス坑道（入気），連絡坑道， 緊急待避所，風門，通信・連絡設備

換気・冷房設備の設計　～設計要件と規則/指針～

＜設計要件＞

設計要件	内　容	設計項目
作業エリアの酸素濃度の維持	作業エリアの酸素濃度を維持するため，必要量の空気を送気できること	換気ファン，風門
可燃性ガスの希釈	地質環境条件によって坑道内に発生する可燃性ガス（メタンガス等）を希釈し，地上に排出できること	換気ファン，風門
有害ガスや粉塵の希釈	建設工事に伴って坑道内に発生する有害ガス（発破の後ガスや機械の排出ガス）や粉塵などを希釈し，地上に排出できること	換気ファン，風門，集じん機
作業エリアの温度の維持	作業エリアの温度が適温となるように，岩盤や建設機械によって熱せられた空気を冷却できること	冷却設備能力
坑道内の通気速度制限	坑道内の通気速度が定められた通気速度基準を超えないこと	換気ファン，風門
事故時の放射性物質の漏えいの防止	地下施設内で放射性物質の漏えいを伴う事故が発生した場合にも，施設外への放出を防止すること	換気ファン，風門，緊急換気設備

＜関係する規則／指針＞

準拠基準類	指標	基準値	摘要
労働安全衛生規則　第611条	温度	37 ℃ 以下	法令
ずい道等建設工事における換気技術指針	温度	湿球温度28 ℃ 以下	指針による目標値
	風速	0.3 m/s 以上 0.5 m/s 以上（可燃性ガス）	
	作業従事者の呼気	0.05 m^3/s 人	
鉱山保安法施行規則	風速	7.5 m/s 以下	鉱山保安法は適用外のため参考値として設定

換気・冷房施設の仕様例（HLW）

換気設備の仕様例（深成岩類の場合）

名称	仕様	数　量	
		竪置き・ブロック方式	横置き・PEM方式
坑口ファン	定格風量 2,000 m^3/min 定格全圧 4.9 kPa	4 台 （排気用立坑2本×2台）	1 台 （排気用立坑1本×1台）
局部ファン	定格風量 1,000 m^3/min 定格全圧 2.9 kPa	6 台	6 台
集じん機	定格風量1,200 m^3/min	6 台	6 台
風　門	W=5,000 mm	42 台（処分坑道）	–
風　門	W=8,000 mm	26 台（連絡坑道）	37 台（処分坑道）
軟　管	φ900 mm	4,000 m	3,300 m

冷房設備の仕様例

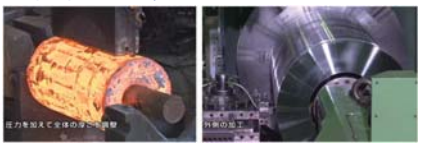
処分概念	竪置き・ブロック方式			横置き・PEM方式		
岩種	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
処分区画形状	パネル型	パネル型	デッドエンド型	デッドエンド型	デッドエンド型	デッドエンド型
冷房能力の合計 [kW]	1,200	設置不要	3,200	800	設置不要	1,600

処分場の建設・操業技術

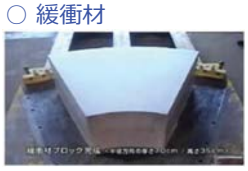
○ アクセス坑道（立坑）

地下研における立坑の建設（JAEA, 2008）

○ オーバーパック



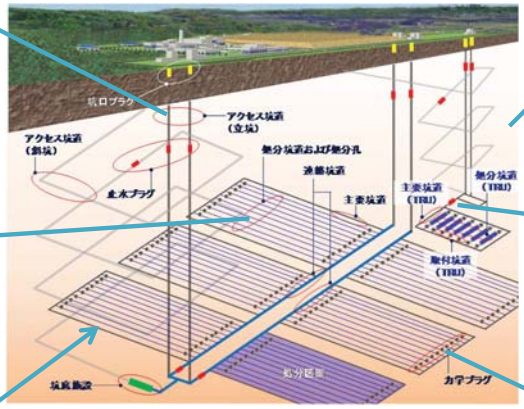
○ 緩衝材



人工バリア製作技術の開発・実証（RWMC, 2014）

○ 埋め戻し

横（斜め）締固め工法による
坑道の埋め戻し（SKB, 2001）



○ 処分孔

地下研における模擬処分孔の掘削
（JAEA, 2014）

○ 止水プラグ

粘土プラグの実証試験
（藤田ほか, 2007）※JAEA

○ 処分坑道，連絡坑道など

地下研における水平坑道の建設（JAEA, 2013）

○ 竪置き・ブロック方式

（JAEA, 2014）

○ 横置き・PEM方式

（RWMC提供）

人工バリアに対する操業技術の開発・実証

○ カ学プラグ

コンクリートプラグの実証試験
（SKB, 2015）

1．設計の考え方

2．人工バリアの設計

3．地下施設の設計

4．地上施設の設計

5．回収可能性の維持と回収方法

6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映

7．まとめと今後の取り組み

廃棄体の受入・検査・封入施設の設計要件

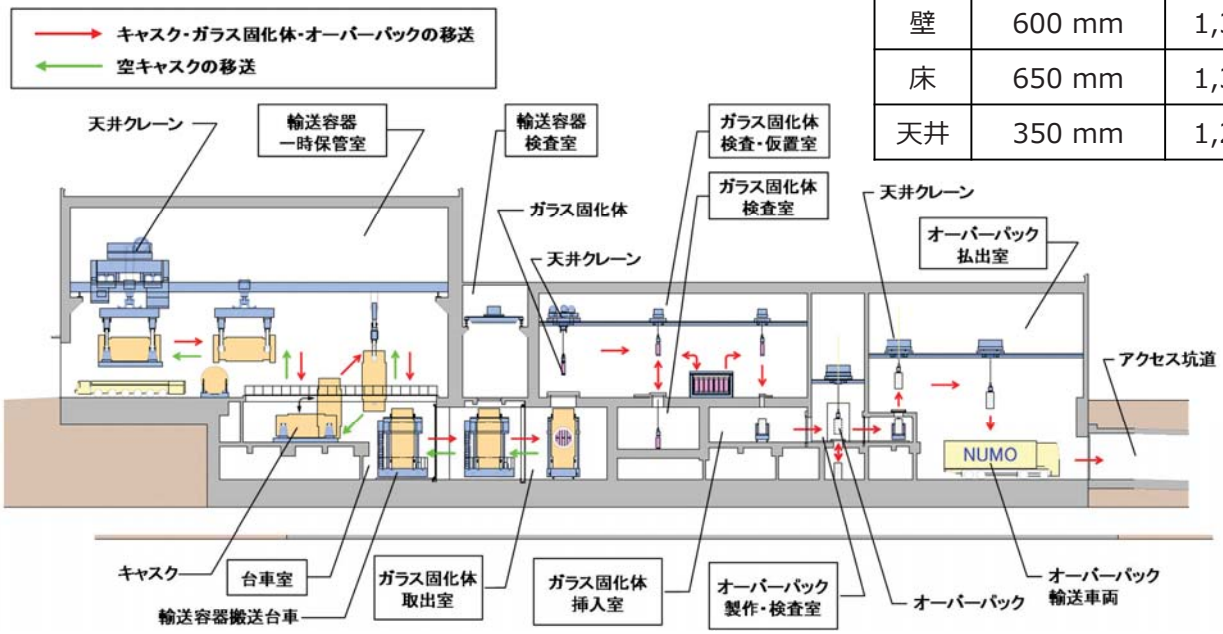
	設計要件	内 容	設計項目
閉鎖前の安全性	周辺公衆の放射線からの防護	事業所周辺の線量を十分に低減できるよう，遮蔽そのほかの適切な措置を講じていること	施設設置位置，遮蔽壁 換気設備，輸送容器
	作業従事者の放射線からの防護	管理区域そのほか事業所内の人間が立ち入る場所における線量を低減できるよう，遮蔽そのほかの適切な措置を講じていること	遮蔽壁，輸送容器 放射線管理区域設定
	閉じ込め機能の確保	放射性物質による汚染が発生するおそれのある作業区画は，その内部を負圧状態に維持することが可能であること	放射線管理区域設定 換気設備（含，排気フィルタ） 廃棄体，オーバーパックまたは廃棄体パッケージ，輸送容器
	異常状態における機能喪失の防止	「落下」,「火災」，「爆発」，「外部電源喪失」，および「そのほかの装置の故障」などの異常状態においても，閉じ込めの機能を喪失しないように，異常の発生防止策，拡大防止策を考慮した設計であること	廃棄体，オーバーパックまたは廃棄体パッケージ 定置用クレーンなどの廃棄体などを取り扱う設備，装置
	放射線の監視測定	閉じ込め機能が確保されていることを監視できること，漏えいを検知し，速やかに警報できること	監視測定設備
工学的成立性	廃棄体の収容性	1回の輸送で受け入れる輸送容器を一時的に保管できること	建屋内区域の配置設計
	廃棄体パッケージ製造能力	1日に所定の数量の廃棄体パッケージを製造できること	廃棄体取扱設備
	遠隔操作性	遠隔操作により廃棄体を検査できること 遠隔操作により廃棄体をオーバーパックまたは廃棄体パッケージ容器に封入できること	廃棄体取扱設備

廃棄体受入・検査・封入施設の設計（HLW）

※ TRUの設計例は参考資料に掲載

必要遮蔽厚さ（HLW）

分類	輸送容器 一時保管室	ガラス固化体 検査・仮置室
壁	600 mm	1,300 mm
床	650 mm	1,300 mm
天井	350 mm	1,200 mm



・輸送船１回の最大積載数を受け入れ可能な施設とした。
・作業従事者に対する線量限度（50 mSv/年）を超えないように，部屋ごとの立ち入り頻度，滞在時間に応じて線量率区分を設定して遮蔽壁の必要厚さを設計。

自然現象に対する安全対策の考え方

自然現象	安全対策　（著しい影響は設置領域から除外されていることを前提）
地震	耐震設計を行い，地震力に対して十分耐えうることができる構造とする。
津波	サイトの周辺の地形を考慮して，津波によって影響が及ぼされることがないよう施設を高台に設置することや，防潮堤の設置，浸水防止扉の設置などの対策を施す。
洪水	サイトの周辺の地形を考慮して，高台に設置することや，浸水防止扉の設置などの対策を施す。
風（台風）	サイトの周辺で観測された最大風速を考慮して，施設設計において，台風などの風により損傷を受けることがないよう設計する。
竜巻	施設は，竜巻などの風圧，飛来物の衝撃荷重に対して，損傷を受けることがない設計とする。
凍結	サイトの周辺で観測された最低気温を条件として設計する。
降水	サイトの周辺で観測された最大降水量を条件として設計する。構内排水計画の策定および建物内への浸水を防止する。
積雪	サイトの周辺で観測された最大積雪量を考慮して，施設設計において，積雪により損傷を受けることがないよう設計する。
落雷	落雷により施設の安全性を損なわないよう避雷設備を設計する。
地滑り	サイトの周辺での観測記録および敷地付近の地形や地質の状況を考慮して，必要に応じて地滑り対策工法を施す。
火山の影響	降下火砕物（火山灰）が施設に影響を与える可能性がある場合には，降下火砕物の飛来，衝突，堆積などにより施設の機能が損なわれない設計とする。
生物学的事象	考慮すべき生物学的事象として，鳥類の侵入などを想定し，施設や立坑の出入口の開口部には網目構造のバードスクリーンを設置し，侵入を防止する設計とする。
森林火災	延焼被害を防止するために，施設と周辺の森林との間に可燃物を排除した領域（防火帯）を設けるなどの対策を施す。

人為事象に対する安全対策の考え方

人為事象	安全対策
飛来物（航空機落下など）	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，必要な場合には，航空機などの飛来物が施設に衝突することを想定しても安全が確保できる設計とする。
ダムの崩壊	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，必要な場合には，高台に設置することや，浸水防止扉の設置などの対策を施す。
爆発	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，近隣の施設の爆発事故の影響が想定される場合には，安全上重要な施設を離間距離をとって配置するなどの対策を施す。
近隣工場の火災	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，近隣工場の火災の影響が想定される場合には，安全上重要な施設を離間距離をとって配置するなどの対策を施す。
有毒ガス	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，近隣の施設からの有毒ガスの影響が想定される場合には，安全上重要な施設を離間距離をとって配置するなどの対策を施す。
船舶の衝突	地上施設の設置位置の周辺状況を考慮して，船舶が施設に衝突する可能性が想定される場合には，安全上重要な施設を海岸から離間距離をとって配置するなどの対策を施す。
電磁的障害	電磁的な干渉や妨害を受ける可能性のある施設や廃棄体を扱う設備については，フェイルセーフ機能を設け，障害が起こった場合にも安全性が確保されるように対策を施す。
不法な侵入などの防止	不法な侵入により，地上施設の安全性が損なわれることを防ぐために，廃棄物の防護のための区域の設定，サイバーテロに対する情報セキュリティ対策，防護対象物への接近を困難にする対策，区域の出入り管理，見張り人による区域内外の巡視などの検知の対策，治安当局への連絡体制の整備などの妨害破壊行為の防止対策を施す。

1．設計の考え方
2．人工バリアの設計
3．地下施設の設計
4．地上施設の設計
5．回収可能性の維持と回収方法
6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
7．まとめと今後の取り組み

なぜ回収可能性が必要か？

改定された最終処分基本方針（2015年5月22日閣議決定）

第４　特定放射性廃棄物の最終処分の実施に関する事項
　最終処分事業は極めて長期にわたる事業であることを踏まえ，今後の技術その他の変化の可能性に柔軟かつ適切に対応する観点から，基本的に最終処分に関する政策や最終処分事業の可逆性を担保することとし，今後より良い処分方法が実用化された場合等に将来世代が最良の処分方法を選択できるようにする。このため，機構は，特定放射性廃棄物が最終処分施設に搬入された後においても，安全な管理が合理的に継続される範囲内で，最終処分施設の閉鎖までの間の廃棄物の搬出の可能性（回収可能性）を確保するものとする。

第５　特定放射性廃棄物の最終処分に係る技術の開発に関する事項
　国及び関係研究機関は，最終処分の安全規制・安全評価のために必要な研究開発，深地層の科学的研究等の基盤的な研究開発及び最終処分技術の信頼性の向上に関する技術開発等を積極的に進めていくものとする。合わせて，最終処分施設を閉鎖せずに回収可能性を維持した場合の影響等について調査研究を進め，最終処分施設の閉鎖までの間の特定放射性廃棄物の管理の在り方を具体化する。当該技術開発等の成果については，最終処分事業や国の安全規制において有効に活用されることが重要である。

- 将来世代が最良の処分方法を選択できるように，可逆性と回収可能性を担保する。
- 閉鎖せずに回収可能性を維持した場合の影響について研究を進め，管理の在り方を具体化する。

可逆性・回収可能性の定義

可逆性（Reversibility）

原則として，処分システムを実現していく間に行われる**決定を元に戻す，あるいは検討し直す能力**を意味する。後戻り（Reversal）とは，決定を覆し，以前の状態に戻す行為。

回収可能性（Retrievability）

原則として，**処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄物パッケージ全体を取り出す能力**を意味する。回収（Retrieval）とは，廃棄物を取り出す行為。

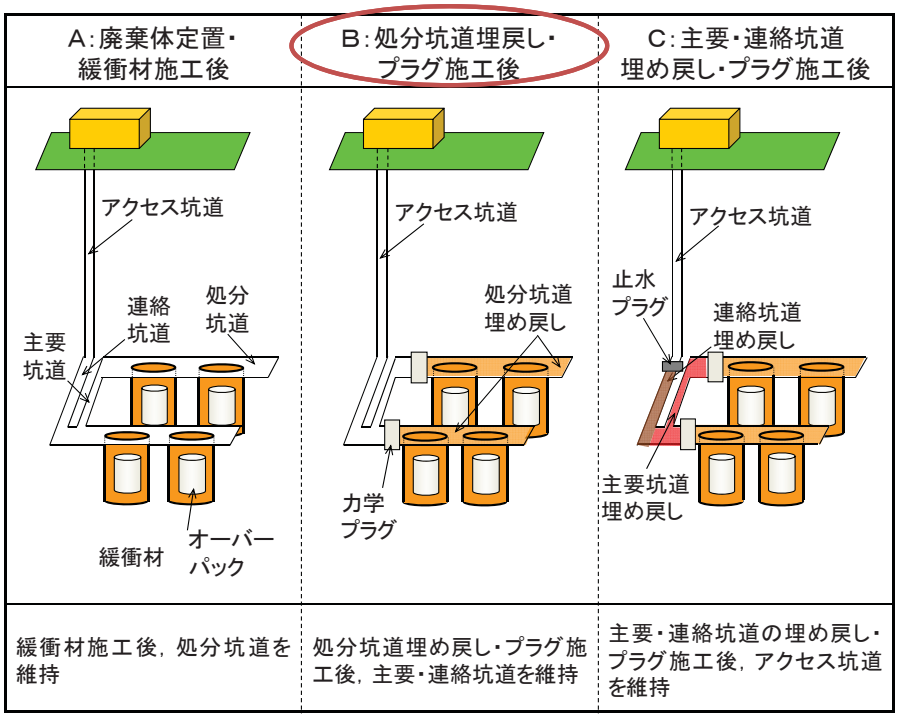
（出典：OECD/NEA,2011）

○ 実施内容

- 回収可能性の維持することによる影響，維持するのに好ましい状態について整理
- 現状の設計に対して回収可能性を維持するための技術の工学的成立性

回収を維持する状態

回収可能性を維持する状態として３つの状態を想定し，回収可能性を維持することに伴う地層処分に対する影響（坑道の維持管理，人工バリアの温度，緩衝材の流出，オーバーパックの腐食等の観点）について比較評価



回収方法（処分概念に対応した回収技術の整備）

①処分坑道端部プラグの除去

（竪置き・ブロック方式の場合）

②処分坑道埋め戻し材の除去（自由断面掘削機）

③緩衝材の除去
（右図の塩水噴射除去装置）

④オーバーパックの回収
（右図の装置に機能を備える）

竪置きを対象とした回収方法のイメージ
（RWMC，2015）

（横置き・PEM方式の場合）

②隙間埋戻し材の機会除去（外周部）

③隙間埋戻し材の塩水ジェット除去（PEM周辺）

④PEMの回収
（専用装置の開発による）

PEMの回収方法のイメージ

処分概念に対応した回収技術の概念を検討し，現状の設計で回収可能性を確保できることを確認。
遠隔操作による実証的な検討が国内外で実施中。

1．設計の考え方
2．人工バリアの設計
3．地下施設の設計
4．地上施設の設計
5．回収可能性の維持と回収方法
6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
7．まとめと今後の取り組み

前回の報告会での主なご意見と報告書への反映（1/2）

■ 経済性や合理化

コストも実現性の大きな要因であるため，設計，施工段階での合理化については，方向性を含めて積極的に記載・説明をお願いしたい。

- ➢ 必要な性能に対する余裕やそれぞれの条件に対する特徴を比較して合理化の方向性を提示。
- ➢ 今後必要な取り組みとして具体的内容の記述を追加。また、地層処分研究開発全体計画（H30-H34）に反映。

■ プラグの設置イメージ

プラグ（力学，止水）の施設における設置状況の全体的イメージと操業から閉鎖後の想定される状態と性能の考え方などについて分かり易く説明していただきたい。

- ➢ 坑道の埋め戻しとプラグ設置のイメージ図を追加して，期待する性能の考え方を説明。

前回の報告会での主なご意見と報告書への反映（2/2）

■ 作業環境の基準

坑道内の温度や換気などの一般労働安全にかかわる地下の作業環境について，情報を追加して欲しい。

- ➢ 換気・冷房設備の設計を新たに追加。坑道内の作業環境に関して基準を定めている規則，指針を参照し，設計要件に設定。

■ 自然現象への対応

処分場閉鎖前の自然現象への対応については，関心も高く丁寧に説明する必要がある。

- ➢ 様々な自然現象に対する安全対策について類似施設を参考に取りまとめ，自然現象に関する設計の考え方として記述を追加。

1．設計の考え方
2．人工バリアの設計
3．地下施設の設計
4．地上施設の設計
5．回収可能性の維持と回収方法
6．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
7．まとめと今後の取り組み

まとめ

- わが国の多様な地質環境に柔軟に対応するための設計の考え方を，実際のサイトにどのようにどのように適用するのか，処分場の設計例とともに示した。
- 処分概念については，従来より検討してきた竪置き・ブロック方式に加え，湧水対策および品質管理の容易性の観点から横置き・PEM方式を高レベル放射性廃棄物処分の有望な設計オプションの一つとして提示した。
- 現実的な地質環境に対応した地下施設の設計手法として，断層の分布を考慮したレイアウトの判断指標，割れ目からの湧水を考慮した廃棄体定置の判断指標を導入した。
- 処分場の閉鎖後にアクセス坑道が地上と地下とを結ぶ短絡的な放射性物質の移行経路となることを防止するための，坑道の埋め戻しとプラグの設置の考え方と設計例を示した。
- 処分場の建設・操業・閉鎖および回収可能性を確保するための技術開発や実規模大の実証試験が国内外で進められており，第２次取りまとめ以降，技術の実用性が向上している。

わが国の地質環境の特徴に柔軟に対応して，所要の安全機能を有する処分場を設計することは可能であり，それらを支える工学技術の実用性も向上している。

第２次取りまとめおよび第2次TRUレポートからの進展

- 複数の設計オプションの整備が進められており，多様なサイト条件や科学技術の進歩などに柔軟に対応して処分場を設計するため選択肢が拡充された。
- 幅広い地下水質等への影響を考慮した上で安全機能を確保できる人工バリアの仕様が示された。また，最新の科学的知見を反映した人工バリア仕様の合理化の方向性が提示された。
- 地下施設の設計において，断層および割れ目に対する対処方法や坑道内の換気設備の設計など，実践的な検討を実施。
- 処分場の建設・操業・閉鎖および回収可能性を確保するための技術開発や実規模大の実証試験が国内外で進められており，技術の実用性が向上した。

処分場の設計と工学技術に関する今後の取り組み

所要の安全機能を確保した処分場を構築するための実用的な設計技術，および基本となる人工バリアの仕様・材料は準備されてきていることを示した。今後の取り組みについては，処分場の安全性および経済的合理性を高めるとともに，実証試験などを通じた技術の実用化や品質管理手順・方法の確立を図ることを目標とする。

分類	主な実施項目
人工バリア	➢ 人工バリア代替材料と設計オプションの整備 ➢ TRU等廃棄物処分に対する人工バリアの閉じ込め機能の向上 ➢ 人工バリア長期挙動の評価技術の整備と実証 ➢ 人工バリアの設計手法，材料特性試験の標準化 ➢ 人工バリアの製作技術および定置技術の開発と実証
地上・地下施設	➢ 処分施設の設計技術の向上 ➢ 処分場建設の安全性を確保する技術の高度化 ➢ 処分場閉鎖後の水みちを防止する技術の整備
回収可能性	➢ 廃棄体回収技術の開発と実証 ➢ 回収可能性の維持に伴う影響評価技術の整備

ご清聴ありがとうございました

参考文献（1/2）

藤田朝雄，杉田裕，升元一彦，風間秀（2007）：結晶質岩における粘土プラグの閉鎖性能に関わる原位置試験および解析評価，原子力バックエンド研究，Vol.14, No.1, pp.13-30.

JAEA（日本原子力研究開発機構）（2013）：幌延深地層研究計画の成果と今後の予定，第16回 地層処分研究開発・評価委員会，資料16-4（H25.3.19），http://www.jaea.go.jp/04/tisou/iinkai/hyouka_iinkai/16-4.pdf（2016年7月15日閲覧）.

JAEA（日本原子力研究開発機構）（2014）：幌延深地層研究計画 平成25年度調査研究成果報告，JAEA-Review 2014-039.

JAEA（日本原子力研究開発機構）（2008）：幌延深地層研究計画 平成20年度調査研究計画，JAEA-Research 2008-063.

菊池広人，棚井憲治，松本一浩，佐藤治夫，上野健一，鐵剛志（2003）：緩衝材の飽和透水特性-II －海水性地下水が緩衝材の透水性に及ぼす影響－，JNC TN8430 2003-002.

菊池広人，棚井憲治（2005）：幌延地下水を用いた緩衝材・埋め戻し材の基本特性試験，JNC TN8430 2004-005.

松本一浩，菅野毅，藤田朝雄，鈴木英明（1997）：緩衝材の飽和透水特性，PNC-TN8410 97-296.

日本原子力研究所（2003）：平成14 年度 放射性廃棄物処分の長期評価手法の調査報告書（1/2）「確立的アプローチによる長期的評価手法の調査」.

NUMO（原子力発電環境整備機構）（2009）：公募関係資料，特定放射性廃棄処分の最終処分施設の設置可能性を調査する区域.

参考文献（2/2）

RWMC（原子力環境整備促進・資金管理センター）（2014）：オーバーパックの製造工程，2014年3月18日公開，https://www.youtube.com/watch?v=kiguuGpQOis（2018年2月8日閲覧）.

RWMC（原子力環境整備促進・資金管理センター）（2014）：緩衝材の製造工程，2014年3月18日公開，https://www.youtube.com/watch?v=UStNmCzaXLk&feature=youtu.be（2016年03月16日閲覧）.

RWMC（原子力環境整備促進・資金管理センター）（2015）：平成26年度地層処分技術調査等事業　地層処分回収技術高度化開発　報告書.

RWMC（原子力環境整備促進・資金管理センター）（2017）：平成28年度地層処分技術調査等事業　処分システム工学確証技術開発　報告書（第1分冊）人工バリア品質／健全性評価手法の構築－オーバーパック.

笹倉剛，畔柳幹雄，岡本道孝，小林一三（2003）：ベントナイト変遷挙動のモデル化のためのデータ取得 II，JNC TJ8400 2003-048.

SKB (2001) : Äspö Hard Rock Laboratory. Report on the installation of the Backfill and Plug Test, SKB IPR-01-17.

SKB（2011）: Site selection – siting of the final repository for spent nuclear fuel, SKB R-11-07.

SKB（2015）: System design of Dome Plug, Experiences from full-scale wire sawing of a slot abutment for the KBS-3V deposition tunnel plug, SKB R-14-24.

棚井憲治，三原守弘，田中益弘，伊藤勝，前田崇宏（1998）：カルシウム型化及びカルシウム型ベントナイトの基本特性－膨潤圧，透水係数，一軸圧縮強度及び弾性係数－，PNC TN8410 98-021.

NUMO 原子力発電環境整備機構

「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現
－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－」（レビュー版）

セッション５　閉鎖後長期の安全性の評価

NUMO包括的技術報告書（レビュー版）に関する外部専門家向け説明会

原子力発電環境整備機構（NUMO）
藤崎　淳

第６章の目的とアプローチ

○目的

わが国の多様な地質環境に対して，処分場の閉鎖後長期にわたる安全性を評価するための技術基盤が整っていること，および閉鎖後長期の安全性を確保できる見通しを有することを提示

○アプローチ（再掲）

- 国際的な指針などを参考に，さまざまな不確実性を適切に取り扱うためリスク論的な考え方を導入し，安全性を判断するめやすとなる基準を仮設定したうえで，定量的な安全評価を行うために必要な考え方や手法を提示
- 地質環境条件の違いや処分場の仕様の違いを反映し，異なる処分場が有するそれぞれの長期的な性能を合理的に比較・評価できる核種移行解析の手法を整備していることを提示
- これらに基づき，検討対象母岩の地質環境モデルおよび処分場の設計結果を対象として，発生可能性に応じた安全評価シナリオを設定し，閉鎖後長期の処分場の性能を解析。解析結果と仮設定した基準との比較を通じて，安全性を議論

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

安全評価の進め方

➢ 処分場の閉じ込め性能を線量を指標として評価

安全評価シナリオ構築

•処分場の将来の状態を設定し，
安全上重要と考えられる核種の移行挙動を記述

核種移行解析モデル構築

• シナリオを表現する数理モデルの構築

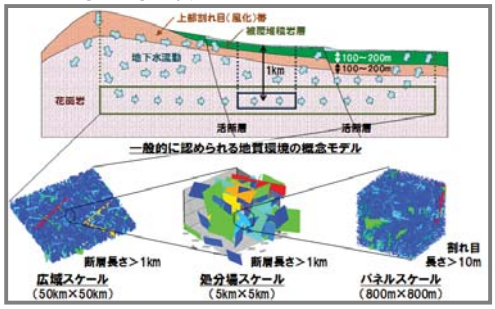
データセット設定

• 数理モデルに入力するデータの設定

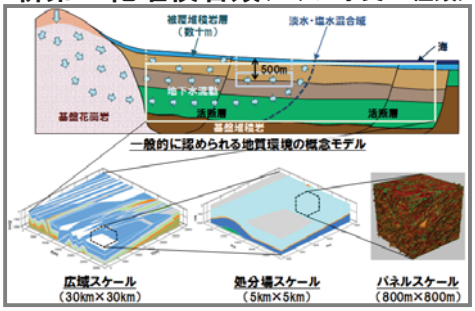
線量の算出 ⟷ 基準との比較

評価の対象とする処分場

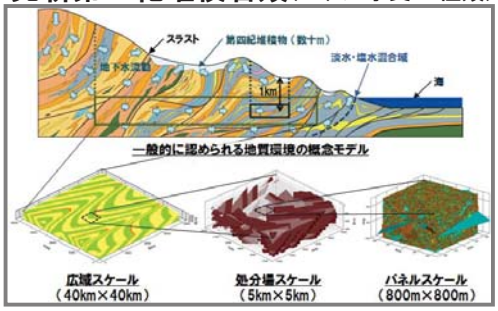
深成岩類 （モデル水質:2種類）



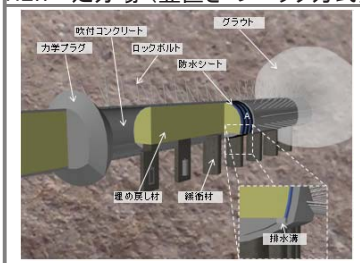
新第三紀堆積岩類(モデル水質:2種類)

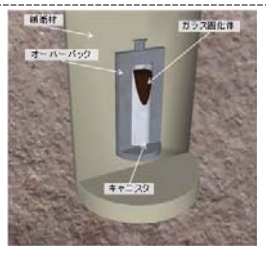


先新第三紀堆積岩類(モデル水質:2種類)

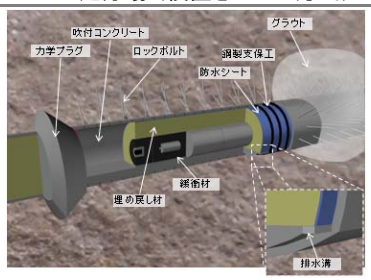


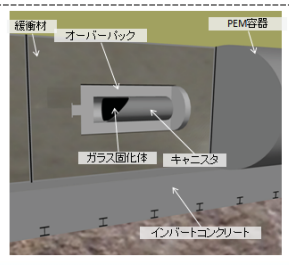
HLW※処分場（竪置き・ブロック方式）



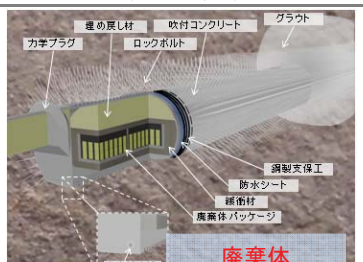


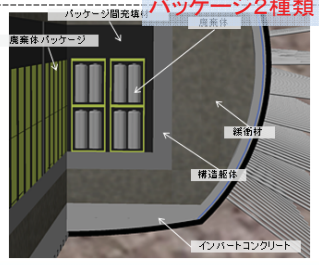
HLW※処分場（横置き・PEM方式）





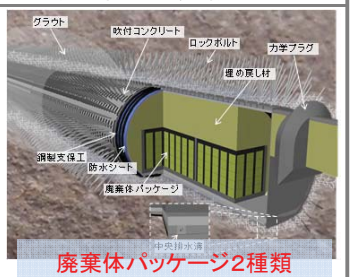
TRU等廃棄物処分場（緩衝材有り）

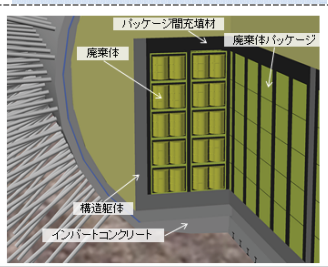




廃棄体
パッケージ2種類

TRU等廃棄物処分場（緩衝材無し）





廃棄体パッケージ2種類

※高レベル放射性廃棄物

リスク論的考え方に基づく安全評価と評価基準（1/2）

- 線量と発生確率を別々に考察して評価する「線量確率分解アプローチ」を採用
- シナリオを発生可能性に応じて区分し，区分ごとに基準値を設定
- ICRP等の国際機関の指針を基本にシナリオ区分とめやす線量を設定
- 評価期間は，計算上最大の線量が現れるまでの時期が確認できるまでの期間とした

シナリオ区分	各シナリオの定義	めやす
基本シナリオ	●適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した処分場の設計によって期待する安全機能を発揮できるように構築された地層処分システムに対して**発生する可能性が最も高いと想定されるシナリオ　→（もしも被ばくが起きるとすれば，そのようなことをもたらす発生の可能性が高いとみなすべきもの）**	**安全性の確認：300μSv/y**（安全性を確認するめやす線量として線量拘束値を設定） 基本シナリオに対する事業者としての**努力目標：10μSv/y**（諸外国の安全規制に適用されている基準の最小値を設定）
変動シナリオ	●基本シナリオに対して，科学的知見に基づいて合理的に設定できる不確実性を考慮したシナリオ	

リスク論的考え方に基づく安全評価と評価基準（2/2）

シナリオ区分	各シナリオの定義とめやす基準の考え方	めやす
稀頻度事象シナリオ	● 適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した処分場の設計によって期待する安全機能を発揮できるように構築された地層処分システムに対しては**発生可能性が極めて小さいと考えられる自然事象にかかわるシナリオ** ● **このようなシナリオを想定したとしても，著しい放射線学的影響がないことを示すため**のシナリオであり，ICRPが示している同様のシナリオに対する被ばく状況の参考値の幅を適用	20～100mSv(1年目) 1～20mSv/y(2年目以降)
人間侵入シナリオ	● 地層処分システムは本来的に人間侵入が生じる可能性を最小限とするようにサイトを選定し処分場を設計することによって構築されていることから，**人間侵入シナリオが生ずる可能性は極めて小さい** ● その発生を想定したとしても，著しい放射線学的影響がないことを確認するためのシナリオであり，ICRPが示している同様のシナリオに対する被ばく状況の参考値の幅を適用	20～100mSv(1年目) 1～20mSv/y(2年目以降)

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み

2．安全評価の基本的手順

3．安全評価シナリオの作成

4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

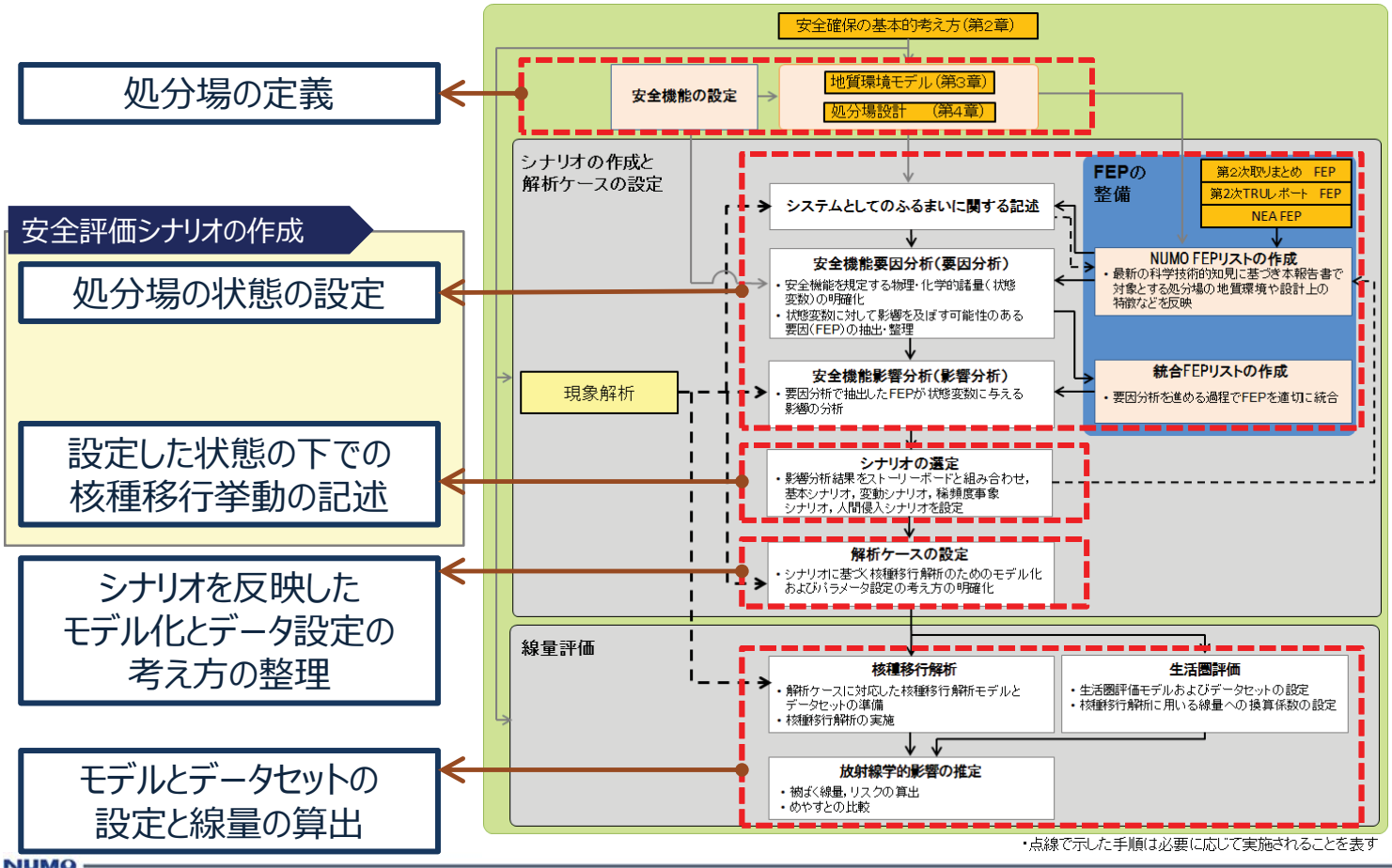
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

7．人間侵入シナリオの評価

8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映

9．まとめと今後の取り組み

安全評価のフロー



ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み

2．安全評価の基本的手順

3．安全評価シナリオの作成

4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析

7．人間侵入シナリオの評価

8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映

9．まとめと今後の取り組み

処分場閉鎖後のシステムとしてのふるまいに関する記述 ①

■ 安全機能を割り当てられた構成要素の状態を設定するにあたり，建設・操業を経て閉鎖された時点のシステムの状態が時間・空間的にどのように変遷するかを記述

➢ 時間枠

・T1：処分場閉鎖から再冠水完了までの期間

・T2：再冠水完了から放射性核種の移行が生ずるまでの期間

・T3：放射性核種の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間

・T４：地質環境の特性に関する不確実性が増大する期間

➢ 空間スケール

・ニアフィールドスケール（人工バリアおよび処分坑道とその周辺100m程度）

・パネルスケール（数百m×数百m）

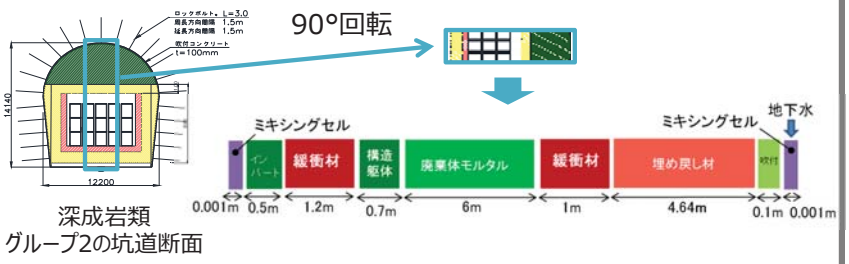
・処分場スケール（数km×数km）

・広域スケール（数十km×数十km）

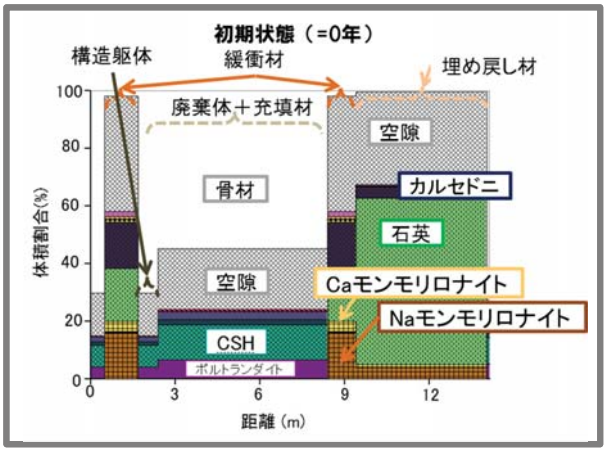
処分場の状態設定に資する情報の取得 (1/3)

① ⑥

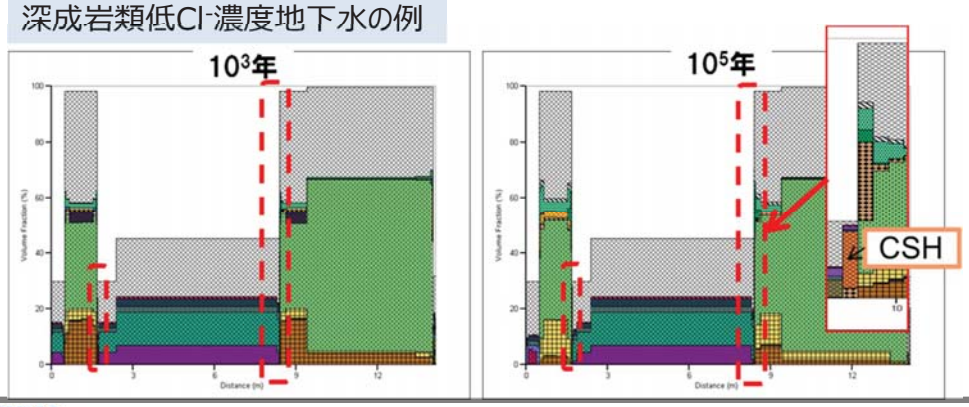
■変質解析（セメントと緩衝材の相互作用）の例



反応速度式に従った鉱物の溶解・沈殿
間隙率変化に伴う拡散係数の変化
} を考慮して解析



深成岩類低Cl⁻濃度地下水の例



CSHやカルサイトが沈殿
↓
沈殿による空隙率低下
↓
物質移行率低下
↓
変質が抑制され
緩衝材が長期に安定

処分場の状態設定に資する情報の取得 (2/3)

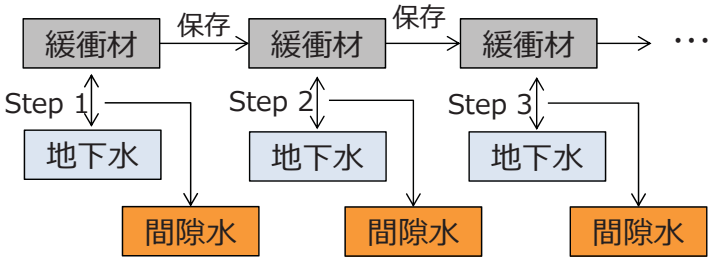
① ⑥

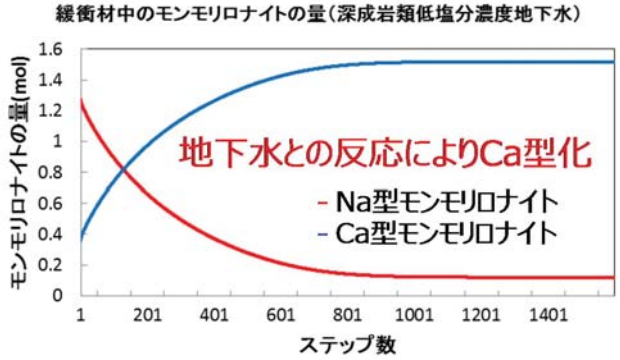
■ 緩衝材の地下水による変質の評価

- 緩衝材間隙水の水質
- 緩衝材の交換性陽イオン組成

} を評価

計算モデルの概念図





岩種	地下水	解析結果
深成岩類	低Cl⁻	Ca型化
	高Cl⁻	Ca型化
新第三紀堆積岩類	低Cl⁻	Ca型化
	高Cl⁻	Na型で安定
先新第三紀堆積岩類	低Cl⁻	Ca型化
	高Cl⁻	Na型で安定

処分場の状態設定に資する情報の取得 (3/3)

① ⑥

■ TRU等廃棄物に含有する硝酸塩の移行挙動評価の例 (地質環境の安全機能の状態設定に反映)

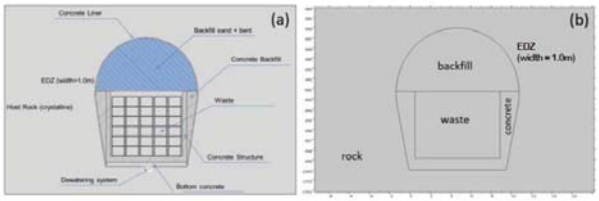


図-1 設計断面と幾何学モデル

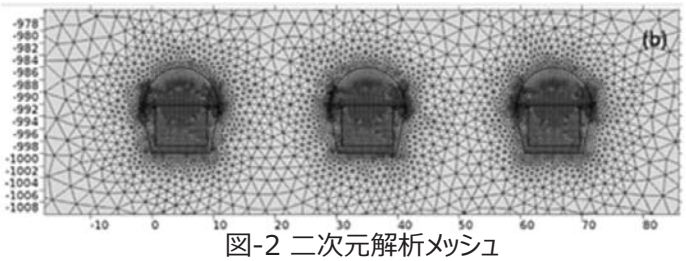


図-2 二次元解析メッシュ

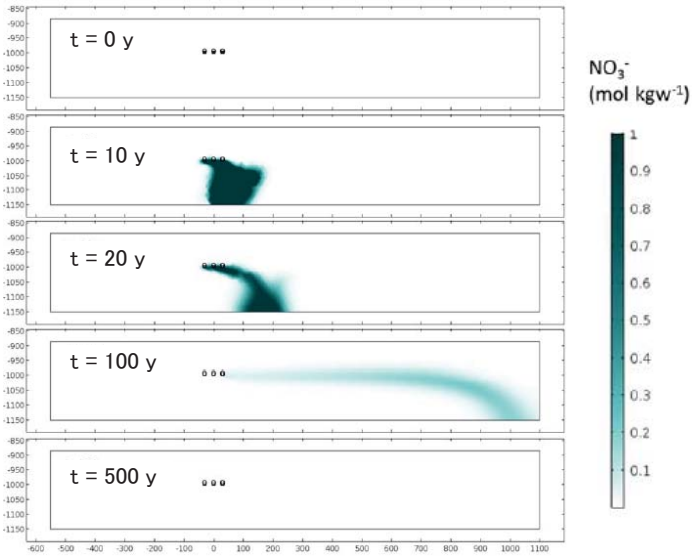


図-3 硝酸イオンの移行挙動

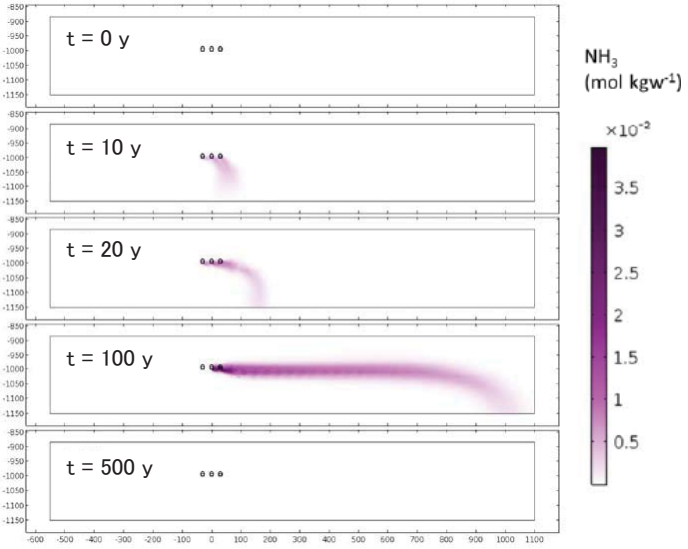


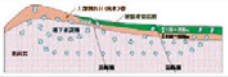
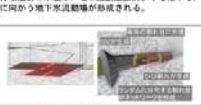
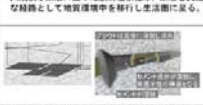
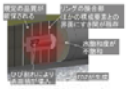
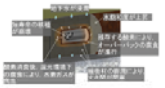
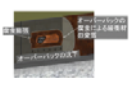
図-4 アンモニアの移行挙動

処分場閉鎖後のシステムとしてのふるまいに関する記述

①

➢地層処分システム全体のふるまいを俯瞰し，時間・空間スケールに関する整合性を確認できるようにする表現方法として「ストーリーボード」を導入

時　間

空間スケール	現在の地質環境が継続すると考えられる期間（T_1～T_3）				地質環境の特性に関する不確実性が増大する期間（T_4）
	← 建設・操業 →	処分場閉鎖	再冠水完了	放射性核種の移行の生起	
		処分場閉鎖から再冠水完了までの期間（T_1）	再冠水完了から放射性核種の移行が生ずるまでの期間（T_2）	放射性核種の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間（T_3）	
広域スケール		・火山および大規模な活断層から十分な離隔を確保。 ・新規断層の発生について極めて小さい可能性あり。 ・隆起・侵食や海水準変動といった広域的で緩慢なプロセスによって，温度場，水理場，応力場，化学場の状態が少しずつ変化する。			・処分場の安全機能に影響を及ぼすような地質環境の変化が生ずる可能性が極大。
処分場スケール					
	・地下施設に地下水が継続的に流入し，地下施設に向かう流動場が形成。 ・坑道に地下水が流出することにより，処分場設置領域の水圧が低下。 ・アクセス坑道を通じて酸素が取り込まれる。	・廃棄体の発熱により処分場近傍の温度が上昇し，いずれ低下に転じる。 ・処分場近傍の水圧は，地下施設建設前よりも低下し，処分場に向かう地下水流動場が形成される。	・処分場近傍の温度が徐々に低下し，初期の地温に近づく。 ・処分場近傍の水理場は地下施設建設前の状態に回復し定常状態に至り，坑道に直交する地下水流動場が形成。 ・還元環境に回復。	・処分場近傍の温度場，水理場，応力場，化学場は定常とみなせる状態が継続。 ・大規模な断層に至った放射性核種は，断層を支配的な経路として地質環境中を移行し生活圏に至る。	・地下施設近傍の温度場，水理場，応力場，化学場の変化を生ずる可能性がある。
パネルスケール					
	・ガラス固化体の定置が完了した領域の温度が上昇。 ・坑道近傍の水圧が低下。 ・坑道周辺にEDZが発生。 ・埋め戻し材と坑道壁面との間に隙間が生じる。 ・取り込まれた酸素により，坑道壁面近傍に酸化性の領域が生起。	・ガラス固化体の発熱により坑道近傍の温度が上昇し，いずれ低下に転じる。 ・埋め戻した坑道の水飽和度は不飽和。 ・支保工は健全で埋め戻し材には地圧は作用しない。 ・坑道周辺にEDZが存在。 ・埋め戻し材と坑道壁面との間に隙間が残存。 ・坑道壁面近傍に酸化性の領域が存在。 ・セメント系材料から高アルカリ成分が溶出し，坑道近傍の地下水のpHが上昇。	・坑道近傍の温度が徐々に低下し，初期の地温に近づく。 ・坑道周辺の水圧は建設前の状態に回復し定常状態に至り，坑道に直交する地下水流動場が形成。 ・埋め戻し材の膨潤変形により坑道壁面との隙間が消滅。 ・坑道壁面近傍の酸素は黄鉄鉱などの還元剤により徐々に消費され，還元環境に移行しつつある。 ・埋戻し材や止水プラグは地下水との反応により少しずつ変質する。	・坑道近傍の温度場および水理場は，定常状態。 ・坑道の支保コンクリートが変質・劣化し透水性が増大。連続した高透水性の構造となる。 ・上記の連続した高透水性の構造は，止水プラグにより分断されるため，この構造に沿った地下水流は生じない。 ・岩盤のクリープ変形により，坑道が内側に変形。 ・還元環境に回復。 ・放射性核種は地下水の流れに沿って移流・分散メカニズムにより移動する。	・温度場，水理場，応力場，化学場の変化を生ずる可能性がある。
ニアフィールドスケール					
	・ガラス固化体製造時にガラスマトリクスに亀裂が生成。 ・ガラス固化体定置後に廃棄体の発熱により周辺温度が上昇。 ・坑道壁面から地下水が流入。 ・緩衝材は鋼板リング方式にて施工するため，リング間やオーバーパックとの間に隙間が残留。 ・処分坑道の周辺にEDZが発生。 ・処分坑道周辺に酸化性雰囲気の領域が生起。	・ガラスマトリクスに製造時に生じた亀裂が存在。 ・ガラス固化体の発熱により温度が上昇し，いずれ低下に転じる。 ・ニアフィールドの水飽和度は不飽和。 ・緩衝材が膨潤し，廃棄体を力学的に安定な状態に維持するとともに，地下水の流れを妨げる。 ・緩衝材リング間やオーバーパックとの間に隙間が存在。 ・処分坑道周辺にEDZが存在。 ・オーバーパックやPEM容器が残存する間素を溶質しながら少しずつ腐食する。地下水は還元環境に移行しつつある。 ・放射線分解および還元環境における鉄の腐食により，水素ガスが発生。 ・緩衝材に鉄による変質がわずかに生じる。	・ニアフィールドの温度は徐々に低下して初期の地温に近づく。 ・人工バリア外側の水圧は建設前の値に回復する。 ・緩衝材は膨潤し，定置時に生じた隙間が消滅。 ・緩衝材や埋戻し材は地下水との反応によって少しずつ変質する。 ・廃棄期間中に取り込まれた緩衝材中の酸素が消費され，還元環境となる。 ・オーバーパックの腐食膨張により緩衝材が変形。PEM容器の腐食膨張により緩衝材と埋め戻し材が変形。 ・オーバーパックやPEM容器の腐食に伴い，ガラス近傍および緩衝材中の間隙水組成が変化。 ・放射線分解および還元環境における鉄の腐食により，水素ガスが発生。 オーバーパックは少なくとも1000年間は健全。	・温度場および水理場は定常状態。 ・地下水流動場は，変質・劣化したコンクリート支保工や，埋め戻し時に残置された緩水溝など高透水性の構造の影響を受ける。 ・ガラス固化体に地下水が接触し溶解する。 ・オーバーパックが完全に腐食し腐食膨張が止まる。 ・時間とともに密閉性が喪失するオーバーパックの本数が増加。 ・放射線分解および還元環境における鉄の腐食により，水素ガスが発生。 ・緩衝材や止水プラグ，埋戻し材は地下水との反応によって少しずつ変質する。 ・ガラス固化体から地下水に溶出した放射性核種は，緩衝材中を拡散によって移行する	・温度場，水理場，応力場，化学場の変化を生ずる可能性がある。

安全機能への影響の分析

② ③

■設定した状態の下で安全機能がどのように働くかを分析

➢安全機能と影響を及ぼす可能性のあるFEP※を整理
（安全機能要因分析）

➢「システムとしてのふるまいに関する記述」において考慮したFEPの網羅性を確認

➢各々の安全機能について，関連するFEPによる影響を分析
（不確実性による影響の分析も含む）

※FEP：地層処分システムの各構成要素の特徴(**F**eature)，特徴に影響を与える事象(**E**vent)，地層処分システムの時間的変遷のプロセス（**P**rocess)の略称

安全機能要因分析

②

➢安全機能の働きの程度に影響する物理的・化学的性質などを状態変数として抽出

➢安全機能に関連付けた状態変数に対し，「処分場のシステムとしてのふるまいの記述」等を参照してFEPを関連付け

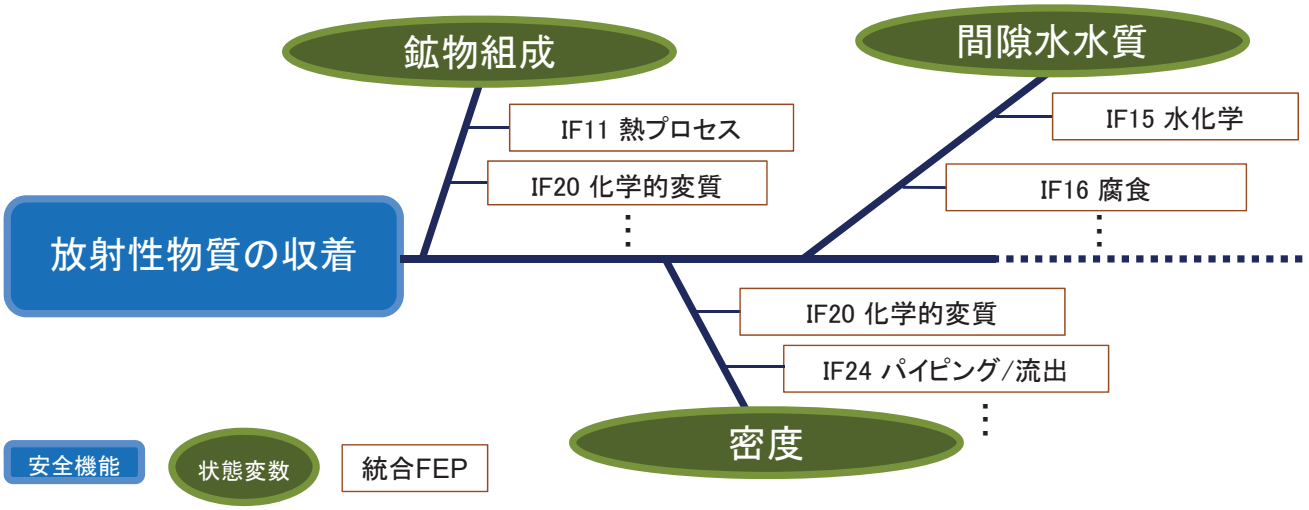
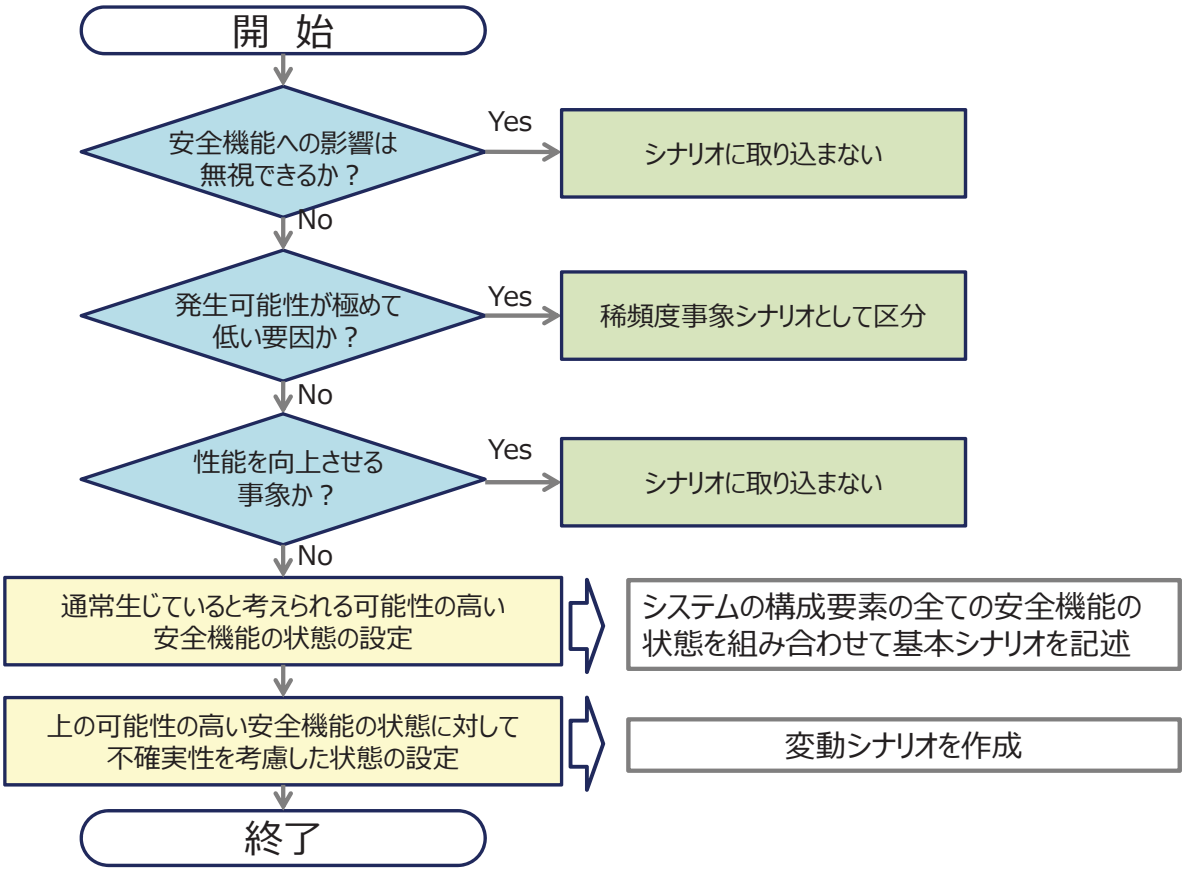


図-1 緩衝材の安全機能「放射性物質の収着」に関する要因分析図の例

安全機能への影響分析

③ ④



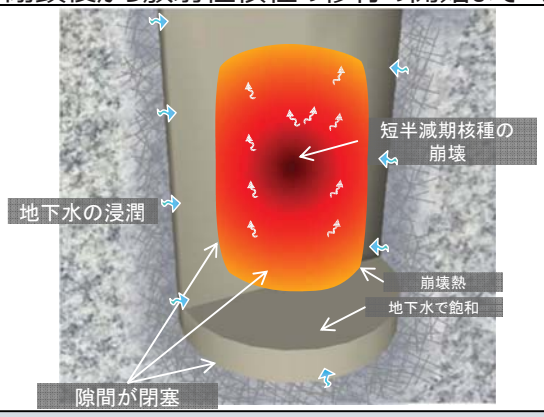
ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

解析ケース設定の例 (1/4)

④ ⑤

期間：閉鎖後から放射性核種の移行の開始まで（T1，T2）



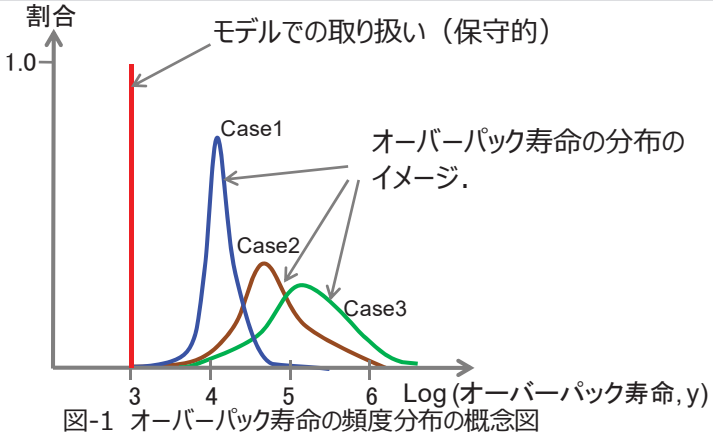


図-1 オーバーパック寿命の頻度分布の概念図

基本シナリオ	核種移行解析上の取り扱いの考え方 （解析ケースの設定）
•緩衝材は数十年～数百年程度で水で満たされる。 •廃棄体からの発熱により近傍の温度は一時上昇。放射性核種が移行を開始する時期には，ほぼ元の地温に近づく。 •オーバーパックは，坑道内に残存する酸素により表面から11mm程度腐食し，その後の還元環境下では腐食速度が低下し，1000年までに6mm程度進行する。最新の知見に基づけば，現在の設計厚さ190mmでは17,000年程度閉じ込め機能を維持する可能性が示唆されている。	•オーバーパックの寿命を，これまでに国際的なレビューを受けた値である1000年とし，この時期に４万本のオーバーパックがいっせいに閉じ込め機能を失うとする。

解析ケース設定の例 (2/4)

④ ⑤

期間：放射性核種の移行の開始以降(T3)

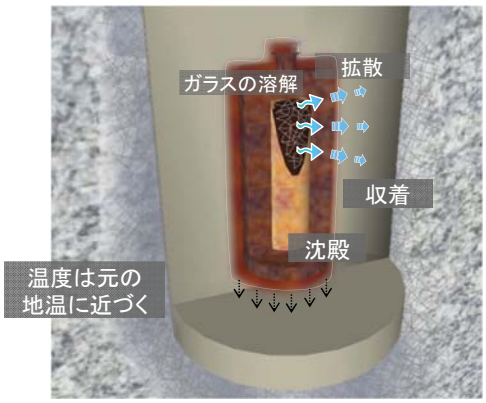


図-1 廃棄体近傍の核種移行の概念図

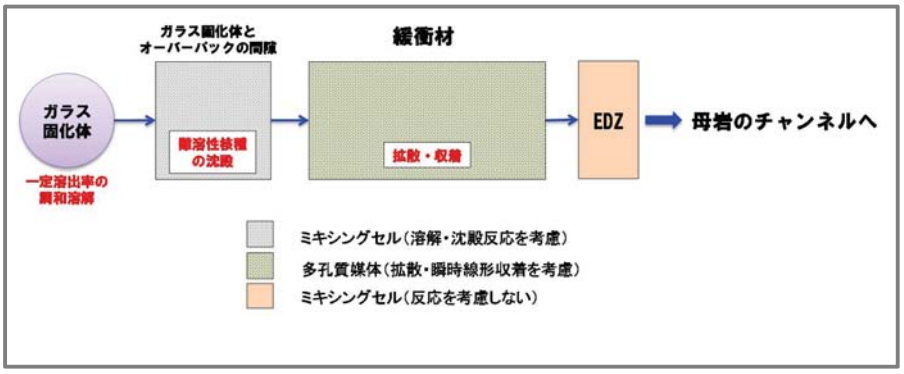


図-2 人工バリア中の核種移行解析モデルの概念図

基本シナリオ	核種移行解析上の取り扱いの考え方 （解析ケースの設定）
•オーバーパックの開口部から侵入した地下水にガラス固化体が接触し，放射性核種がガラスの溶解とともにゆっくりと地下水に溶解。 •放射性核種の溶解は溶解度を上限として抑制。 •地下水中の放射性核種は緩衝材中を拡散により移行する。この際，放射性核種は鉱物に収着し移行が遅延される。 •緩衝材中を移行した放射性核種はやがて母岩に移行する。	•オーバーパックの存在は考慮しない（移行の抵抗なし）。 •ガラスの溶解速度は長期の浸出試験をふまえて保守的に設定。 •ガラス固化体の近傍での放射性核種の沈殿を考慮。 •緩衝材中の収着と拡散を考慮。

解析ケース設定の例 (3/4)

④ ⑤

期間：放射性核種の移行の開始以降(T3)　廃棄物　：TRU等廃棄物
対象スケール　：ニアフィールドスケール

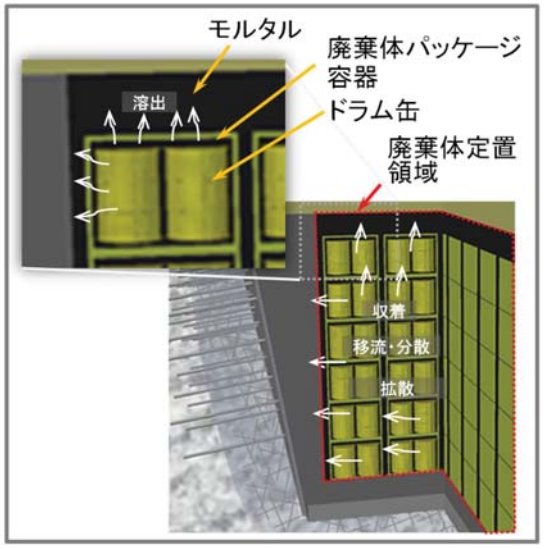


図-1　廃棄体近傍の核種移行の概念図

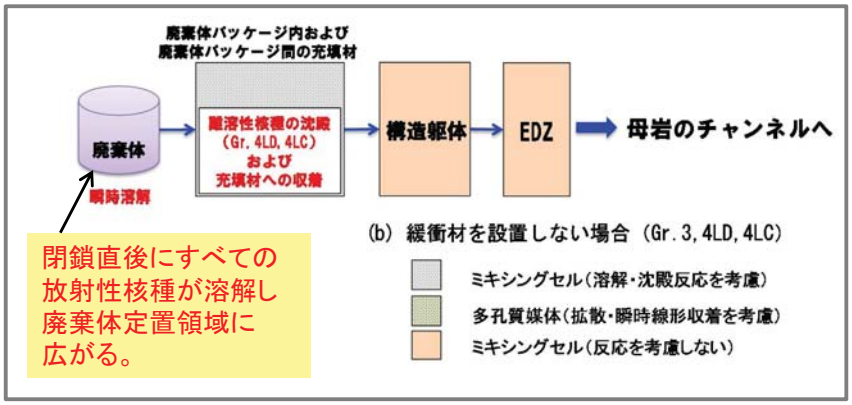


図-2　人工バリア中の核種移行解析モデルの概念図
（TRU等廃棄物処分場　緩衝材敷設なしのケース）

基本シナリオ	核種移行解析上の取り扱いの考え方
•廃棄体パッケージが地下水に接触し，廃棄体から溶出した放射性核種は，廃棄体や廃棄体パッケージ内に充填されたセメントに収着しつつ，母岩に向かい移行する。	• 1 次元のモデルで表現。 •廃棄体定置領域における核種の移行挙動を簡略化し，閉鎖後にすべての放射性核種が瞬時に溶解し，廃棄体定置領域に広がる。

解析ケース設定の例 (4/4)

④ ⑤

時期：放射性核種の移行の開始以降(T3)

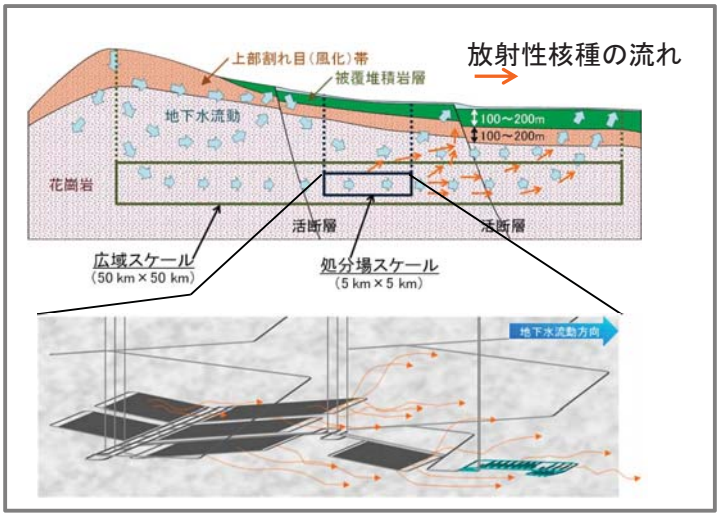


図-1　シナリオにおける放射性核種の移行の概念（深成岩類）

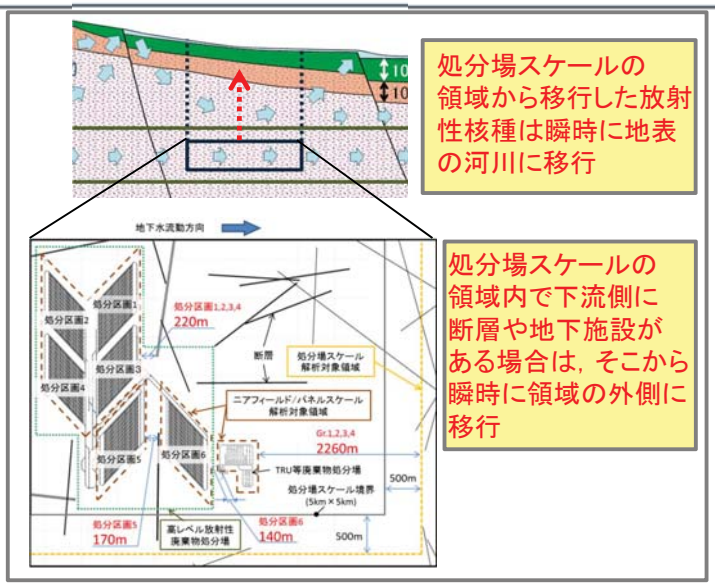


図-2　モデルにおける放射性核種の移行の取り扱い（深成岩類）

基本シナリオ	核種移行解析上の取り扱いの考え方 （解析ケースの設定）
•放射性物質は，岩盤の亀裂ネットワーク中の移流・分散によって処分場の周囲に移行。 •処分場スケールの領域に大規模な断層などがある場合は，地下水の流れが変化し，一部の放射性核種はこの領域の外側に移行する。広域スケールの領域に移行した核種は地表まで到達する大規模な活断層などに沿って生活圏に移行する。	•処分場スケールの領域中の移行距離は，下流側の大規模な断層や地下施設までの距離とする。これらがない場合には，領域の下流端まで。 •処分場スケールの領域から外側に移行した放射性核種は瞬時に河川に移行。河川への入り口は 1 箇所に設定（空間的な広がりを無視）。

空間スケールに対応した核種移行解析の概念

⑦

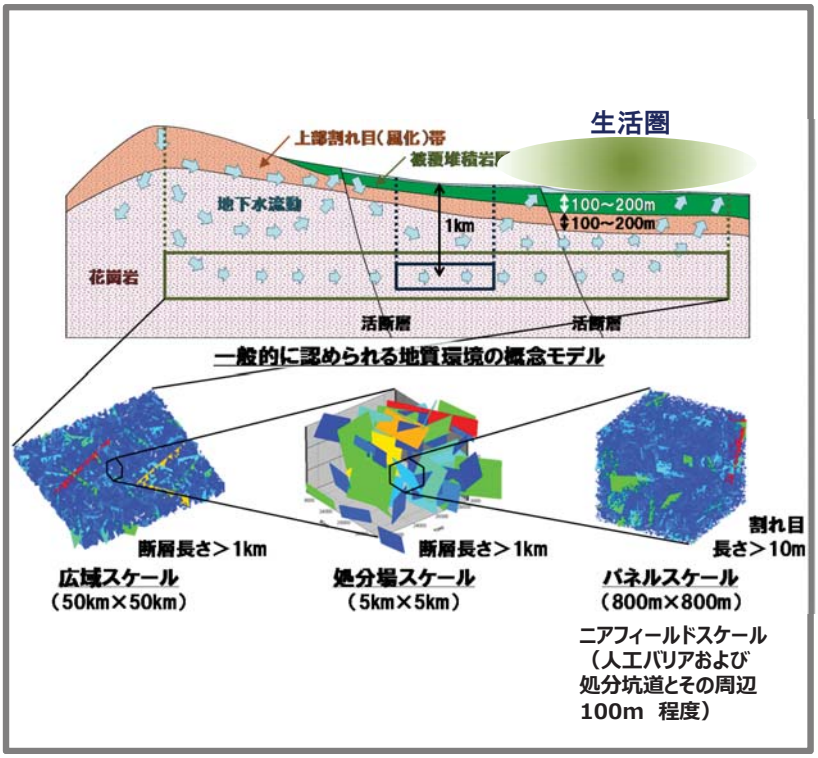


図-1 空間スケール（深成岩類の例）

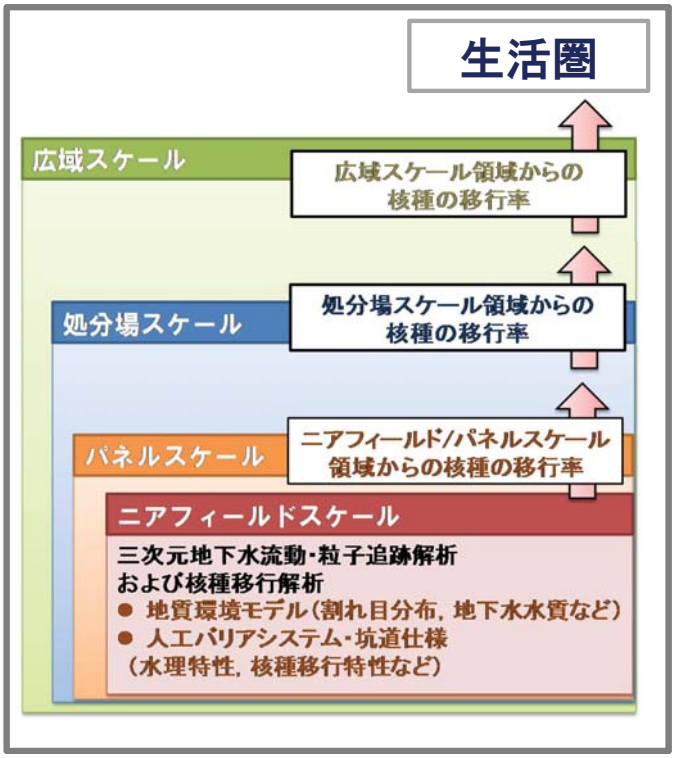


図-2 空間スケール間の核種の移行の概念

核種移行解析で考慮する空間スケール

⑦

処分場スケール
境界
(5 km×5
km)

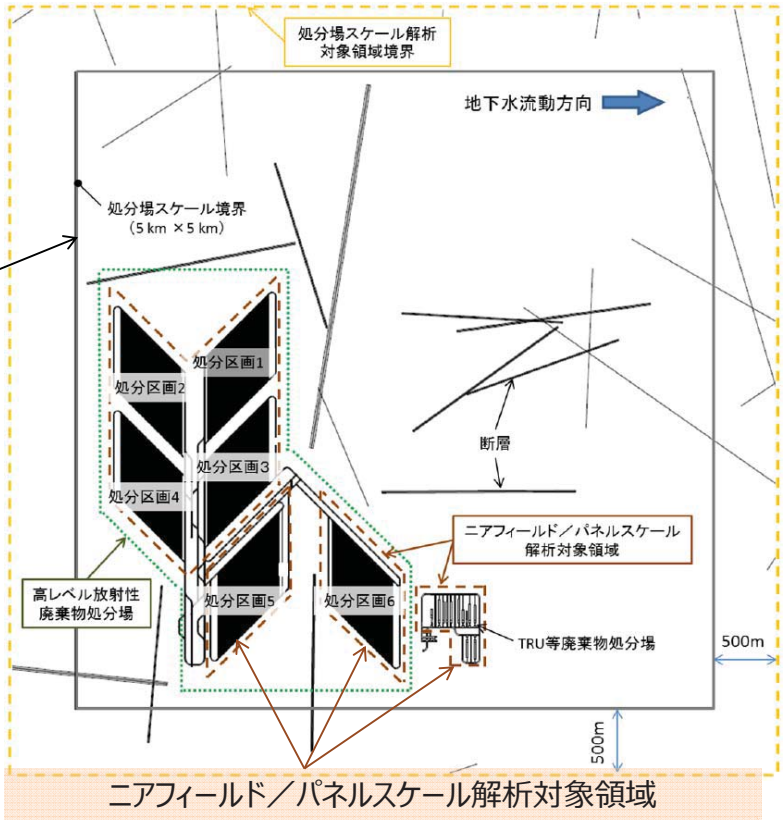


図-1 核種移行解析で考慮する空間スケールの設定の例
（深成岩類を対象とした高レベル放射性廃棄物処分場（竪置き・ブロック方式）とＴＲＵ等廃棄物処分場の併置の例）

ニアフィールド／パネルスケールのモデル構築

⑦

モデル化の方針

- 人工バリアおよび母岩の特徴に即して，ニアフィールドスケールの領域における放射性核種の移行経路や移行距離，移行速度などを精緻に評価する

方針に基づく対応策

- 処分場の構成要素を三次元空間に忠実に表現
- 母岩中の割れ目の空間分布を割れ目ネットワークモデルで表現
- 三次元地下水流動解析・粒子追跡解析を実施
- 核種移行解析においては，さまざまなシナリオに対して多岐にわたる核種を対象とした多数の計算を実施できるよう，三次元の粒子追跡解析の結果に基づき簡略的なモデルを作成

モデル解析領域と構成要素 (1/4)

⑦

高レベル放射性廃棄物処分場（竪置き・ブロック方式）

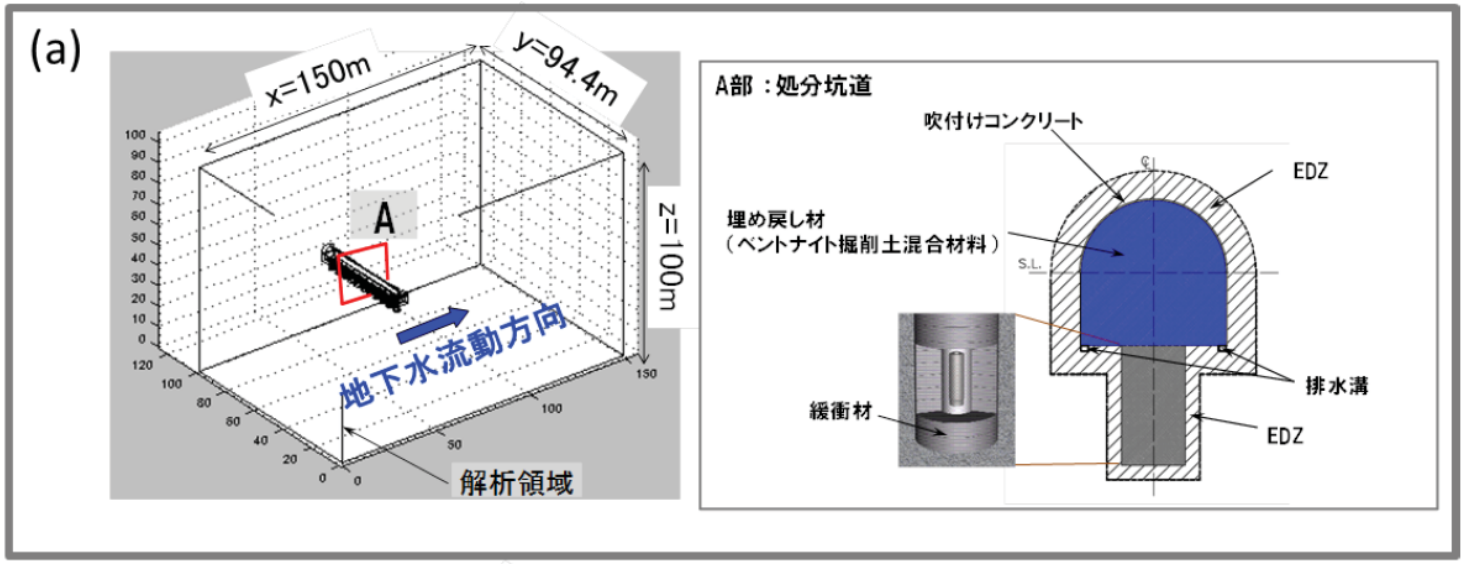


図-1　深成岩類の処分場，先新第三紀堆積岩類の処分場におけるニアフィールドスケールの三次元地下水流動・粒子追跡解析の解析体系例

モデル解析領域と構成要素 (2/4)

⑦

TRU等廃棄物処分場　（グループ２）

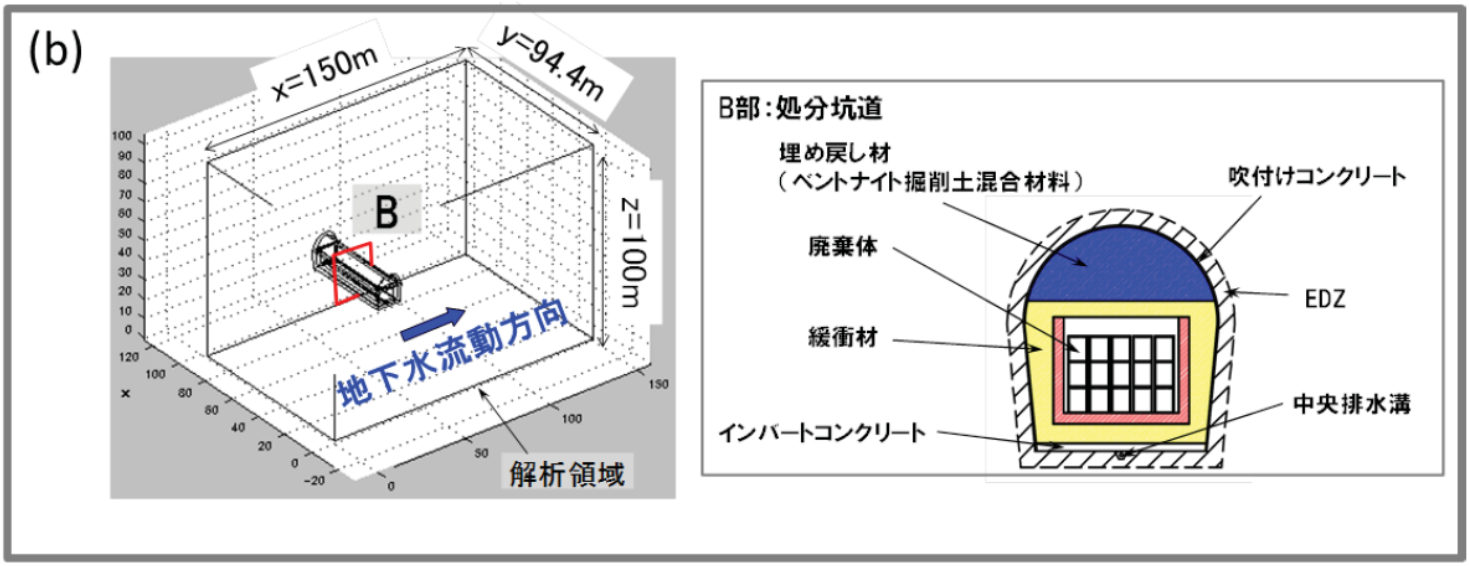


図-1　深成岩類の処分場，先新第三紀堆積岩類の処分場におけるニアフィールドスケールの三次元地下水流動・粒子追跡解析の解析体系例

モデル解析領域と構成要素 (3/4)

⑦

高レベル放射性廃棄物処分場（竪置き・ブロック方式）

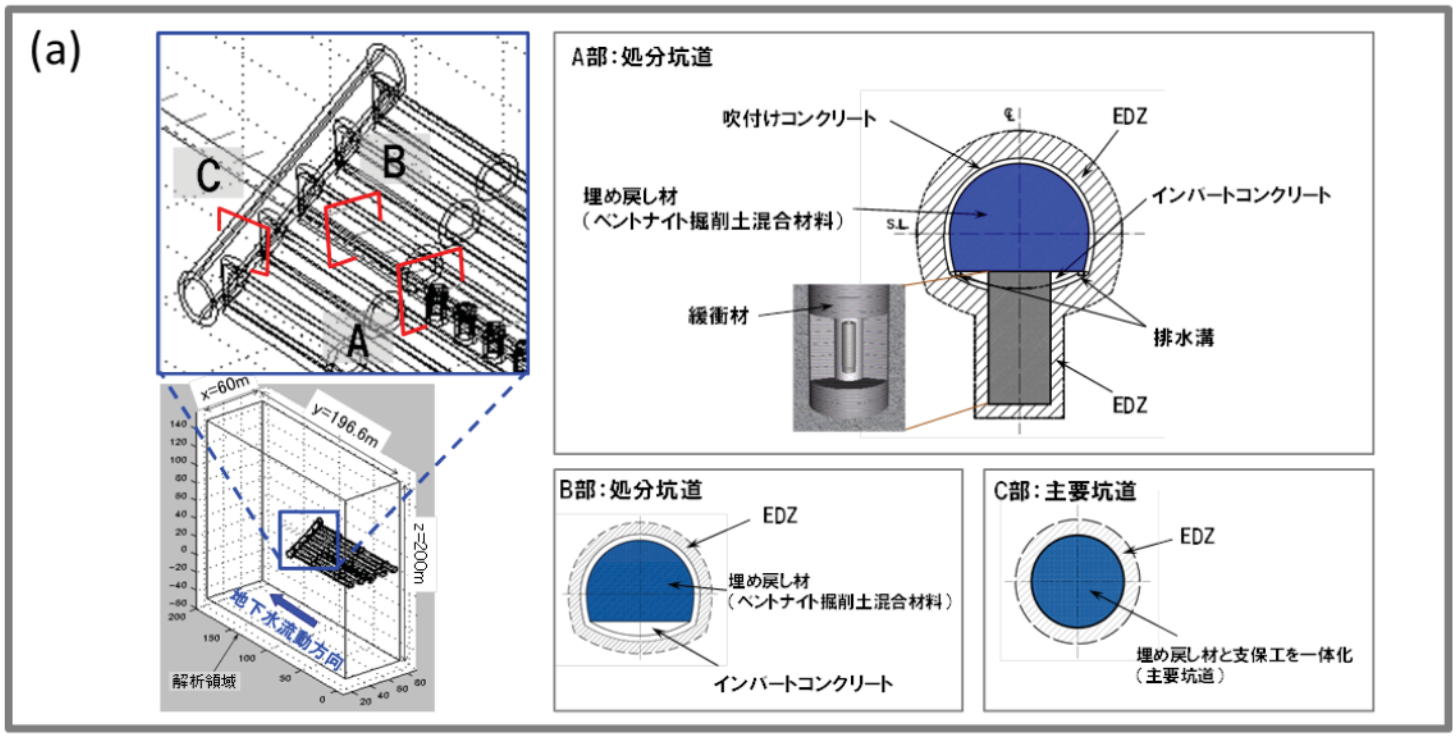


図-1　新第三紀堆積岩類の処分場におけるニアフィールドスケールの三次元地下水流動・粒子追跡解析の解析体系例

モデル解析領域と構成要素 (4/4)

⑦

TRU等廃棄物処分場　（グループ２）

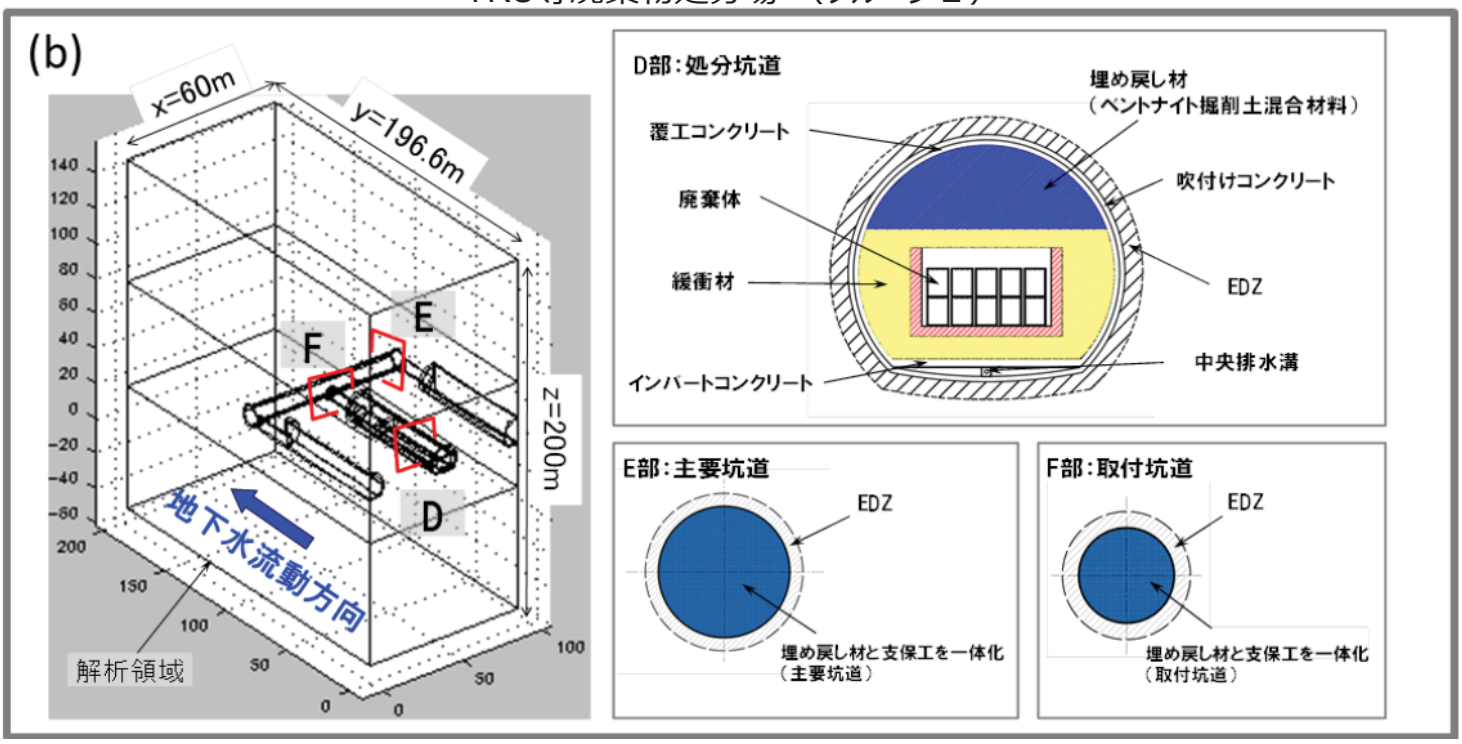
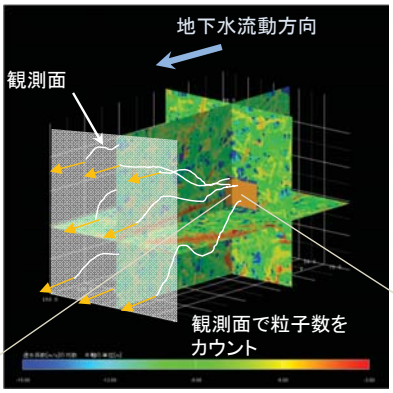


図-1　新第三紀堆積岩類の処分場におけるニアフィールドスケールの三次元地下水流動・粒子追跡解析の解析体系例

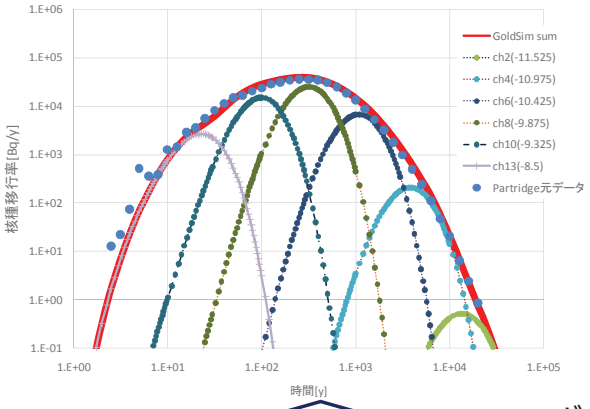
簡略化した核種移行解析モデルの作成

⑦

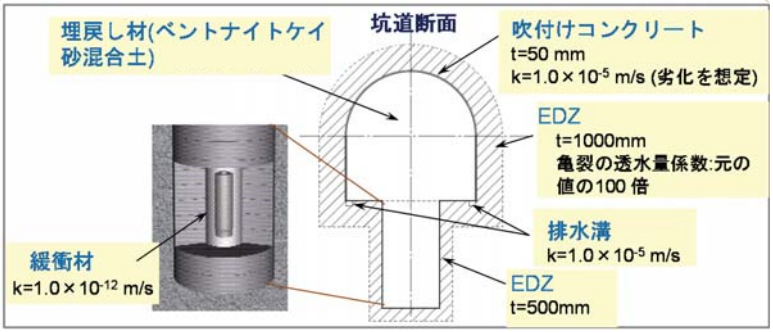
－三次元の粒子追跡解析に基づく一次元モデルの構築－

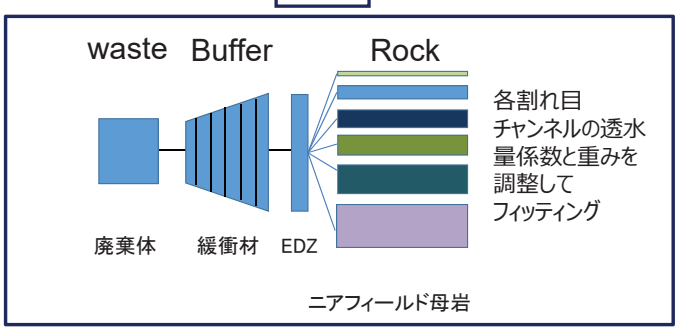


三次元粒子追跡解析(解析コード：Partridge)



フィッティング





一次元の物質移行解析（Goldsim）

図-1　ニアフィールドの簡略化核種移行解析モデルの構築

割れ目ネットワークモデルの取り扱い

⑦

■割れ目ネットワークモデル：母岩の割れ目に関する空間的な特性を統計的に扱い計算機上で作成

⇒計算機上で作成された１つのネットワークモデルは特定の場を決定論的に再現するものではない

■「代表性のある」地下水流動・核種移行挙動を評価するためには，統計的に十分な数の割れ目ネットワークモデルを対象とした粒子追跡解析を行い，「平均的な」粒子移行挙動に基づいた一次元の核種移行解析モデルの設定が必要

■ ネットワークモデルでの多様性を少数のケースで考慮可能とするために，100ケースの割れ目ネットワークモデルを対象とした地下水流動解析を行い，解析対象領域の透水性を指標として粒子追跡解析に用いる割れ目ネットワークモデルを層別サンプリングにより抽出

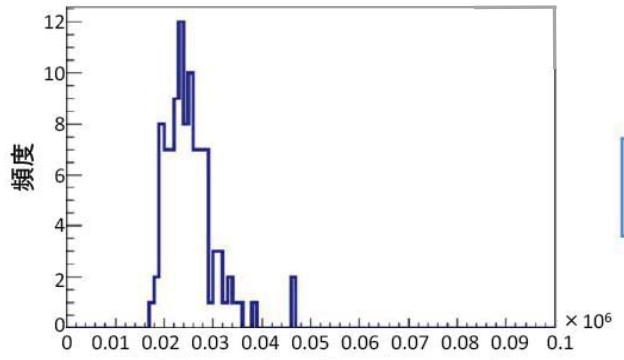


図-1 地下水流動解析結果（深成岩類，HLWの例）

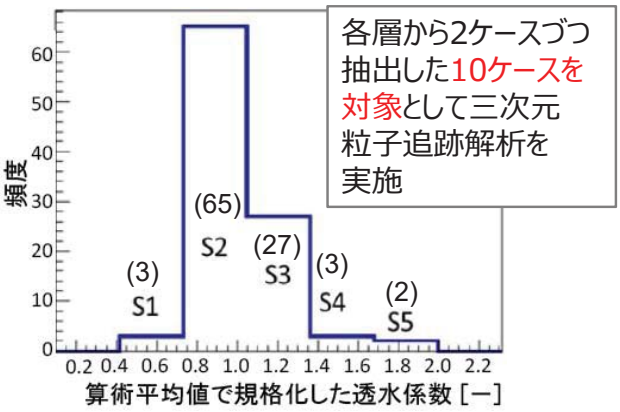
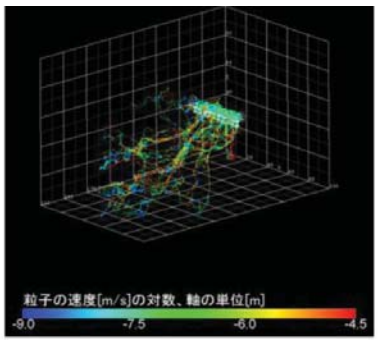


図-2 層別した透水係数のヒストグラム

三次元粒子追跡解析に基づく簡略化した核種移行解析モデル

⑦



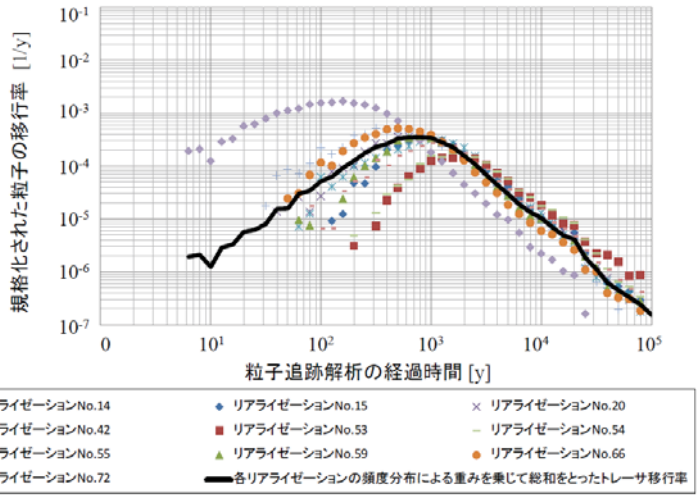
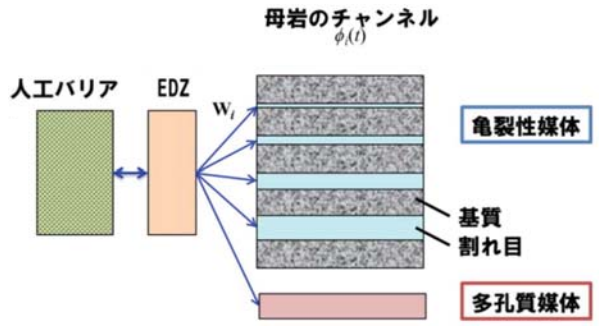


図-1 10ケースの粒子追跡解析結果の例（深成岩類，HLWの例）



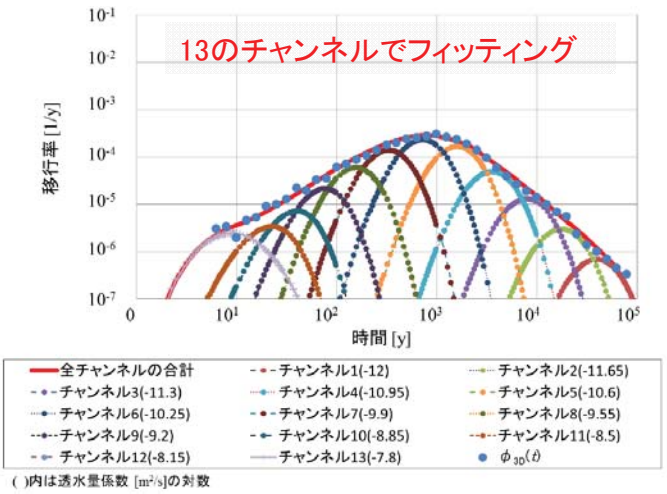
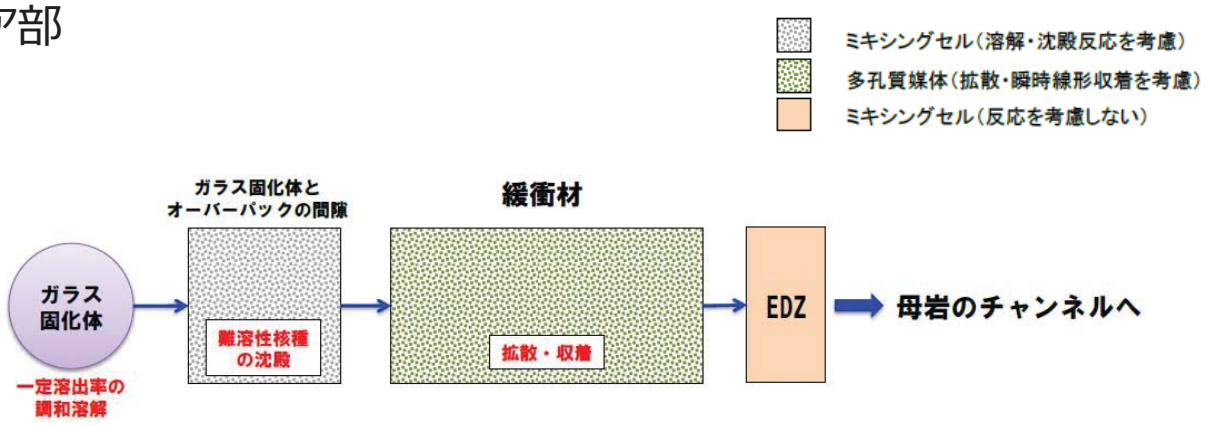


図-2 マルチチャンネルによるフィッティング（深成岩類，HLWの例）

簡略化した核種移行解析モデル（高レベル放射性廃棄物処分場） ⑦

■ 人工バリア部



■ 母岩のチャンネル部（基本ケース，竪置き・ブロック方式の例）

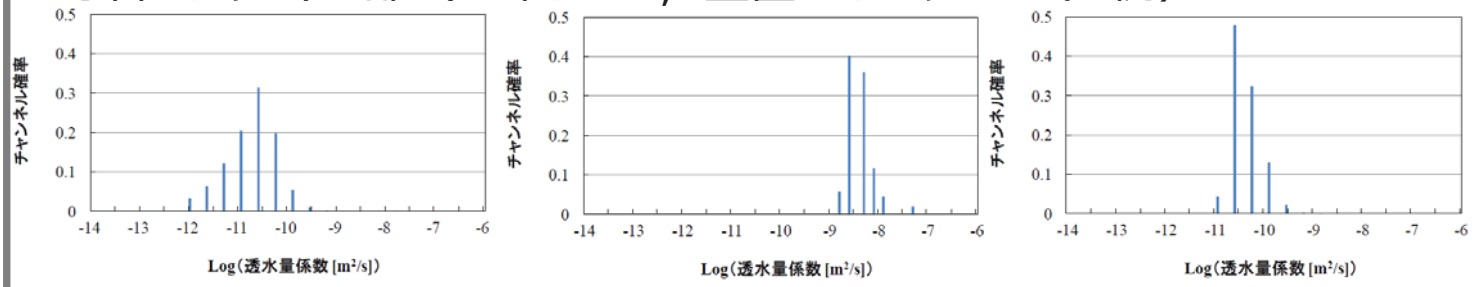
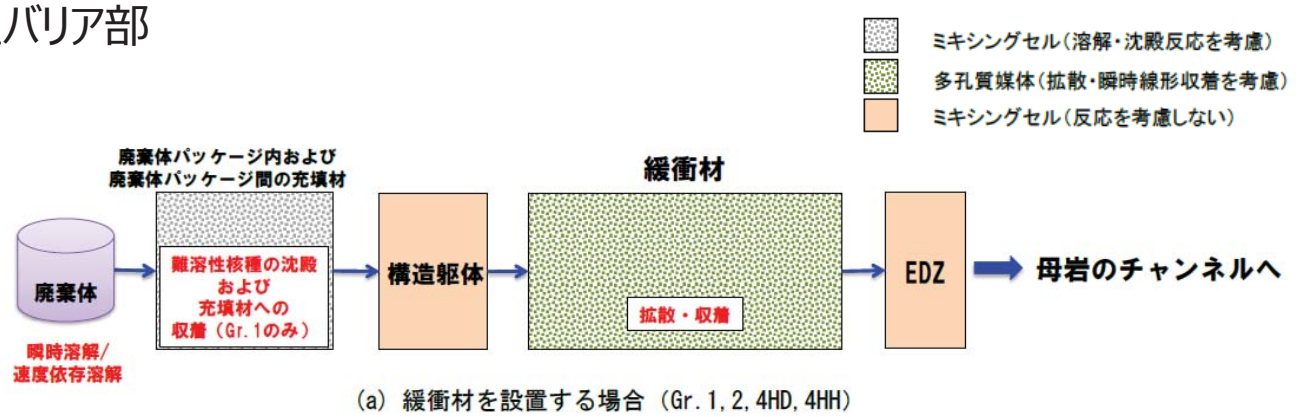


図-1　深成岩類　　図-2　新第三紀堆積岩類　　図-3　先新第三紀堆積岩類

簡略化した核種移行解析モデル（TRU等廃棄物処分場，緩衝材あり） ⑦

■ 人工バリア部



（a）緩衝材を設置する場合（Gr.1, 2, 4HD, 4HH）

■ 母岩のチャンネル部（基本ケースの例）

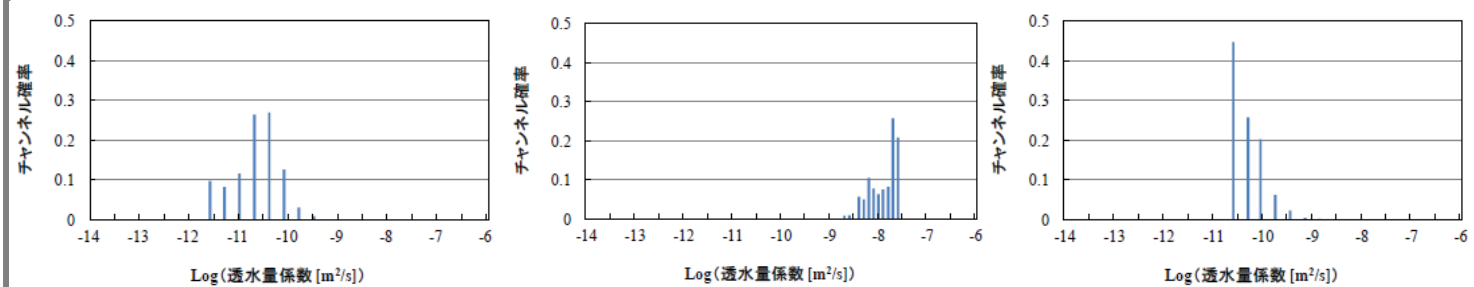
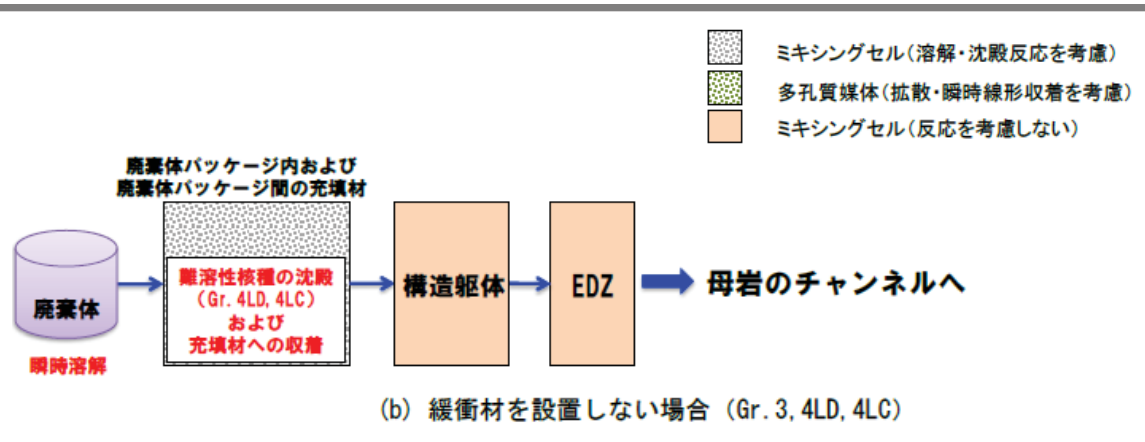


図-1　深成岩類　　図-2　新第三紀堆積岩類　　図-3　先新第三紀堆積岩類

簡略化した核種移行解析モデル（TRU等廃棄物処分場，緩衝材なし）

⑦

■ 人工バリア部



(b) 緩衝材を設置しない場合（Gr. 3, 4LD, 4LC）

■ 母岩のチャンネル部（基本ケースの例）

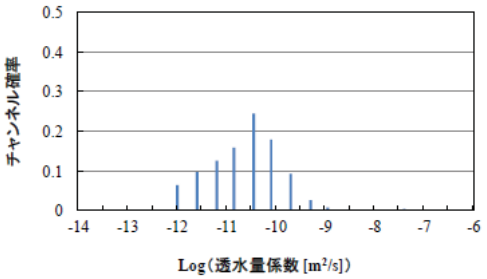


図-1 深成岩類

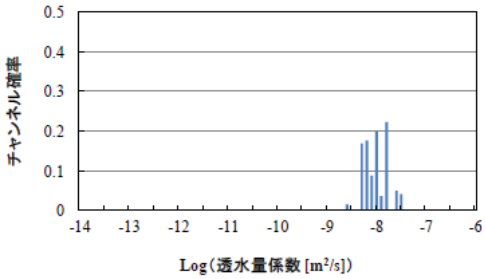


図-2 新第三紀堆積岩類

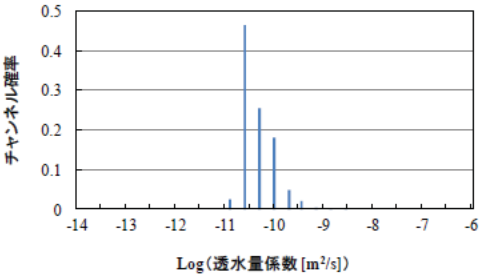


図-3 先新第三紀堆積岩類

処分場スケールのモデル構築 (1/5)

⑦

- 母岩を対象として粒子追跡解析を実施

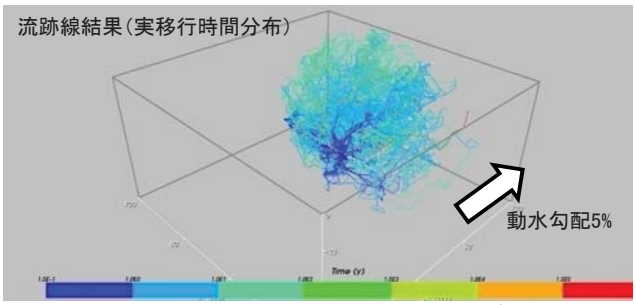


図-1 3次元地下水流動解析に基づく粒子追跡解析結果の例

$$V_R = \frac{T}{e_{ave}} \cdot i = \frac{L}{t_R} \qquad T = \frac{L}{t_R \cdot i} \cdot e_{ave}$$

V_R : 実流速
T : 透水量係数
L : 移行距離 ⇒ 100m
t_R : 実移行時間
i : 動水勾配 ⇒ 5%
e_{ave} : 開口幅 ⇒ 経験則

流線ごとの平均実流速から割れ目の透水量係数を算定

一次元のマルチチャンネルモデルで表現

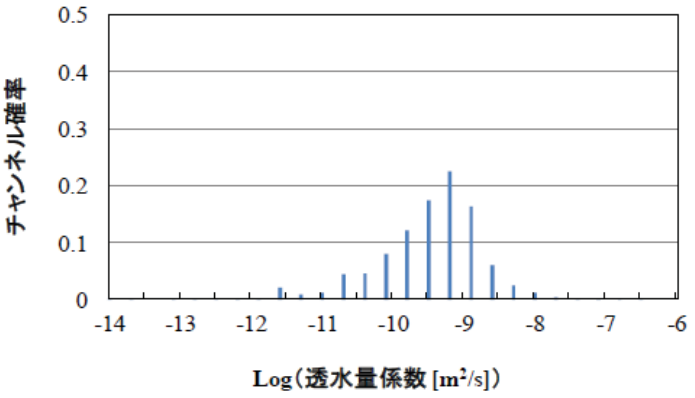
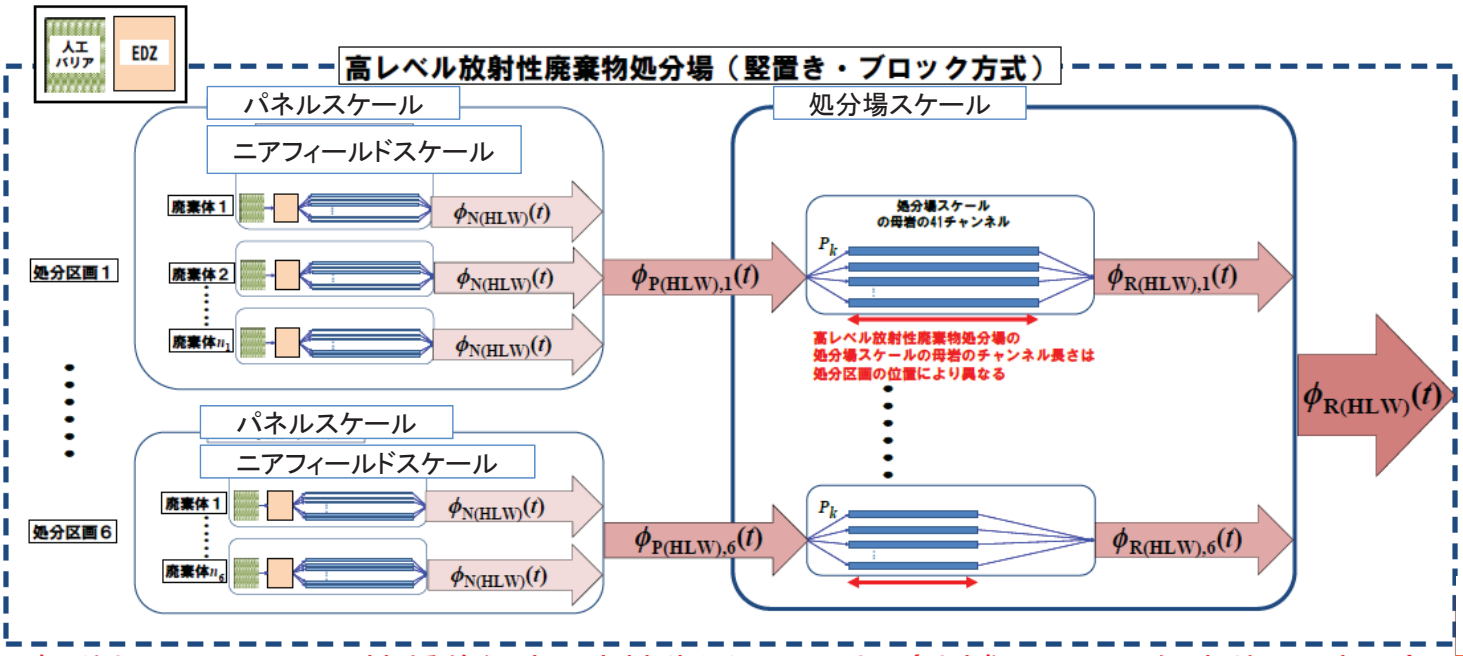


図-2 マルチチャンネルの重み分布（深成岩類，基本ケースの例）

処分場スケールのモデル構築 (2/5)

⑦

- パネルスケールからの核種の移行率 ＝ ニアフィールドスケールの廃棄体1本あたりからの核種の移行率 × 対象領域の廃棄体本数
- パネルスケールからの核種の移行率を処分場スケールのマルチチャンネルに入力



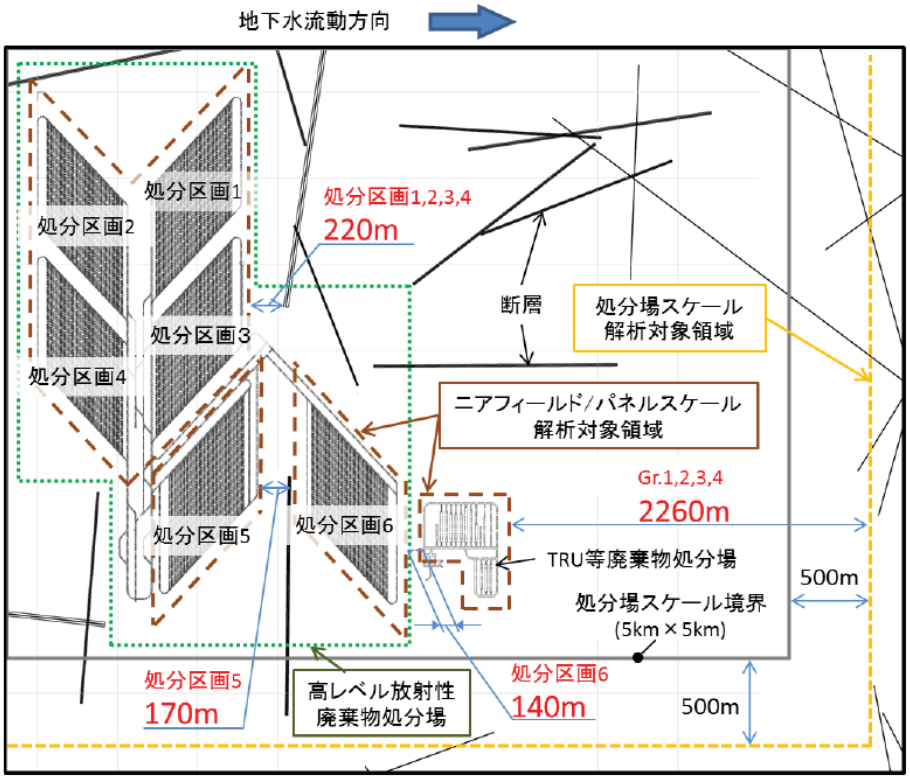
※ 処分場スケールからの核種移行率を直接生活圏に入力（広域スケールを保守的に取扱い）

処分場スケールのモデル構築 (3/5)

⑦

➢ 処分場スケールの移行距離（深成岩類の例）

竪置き・ブロック方式

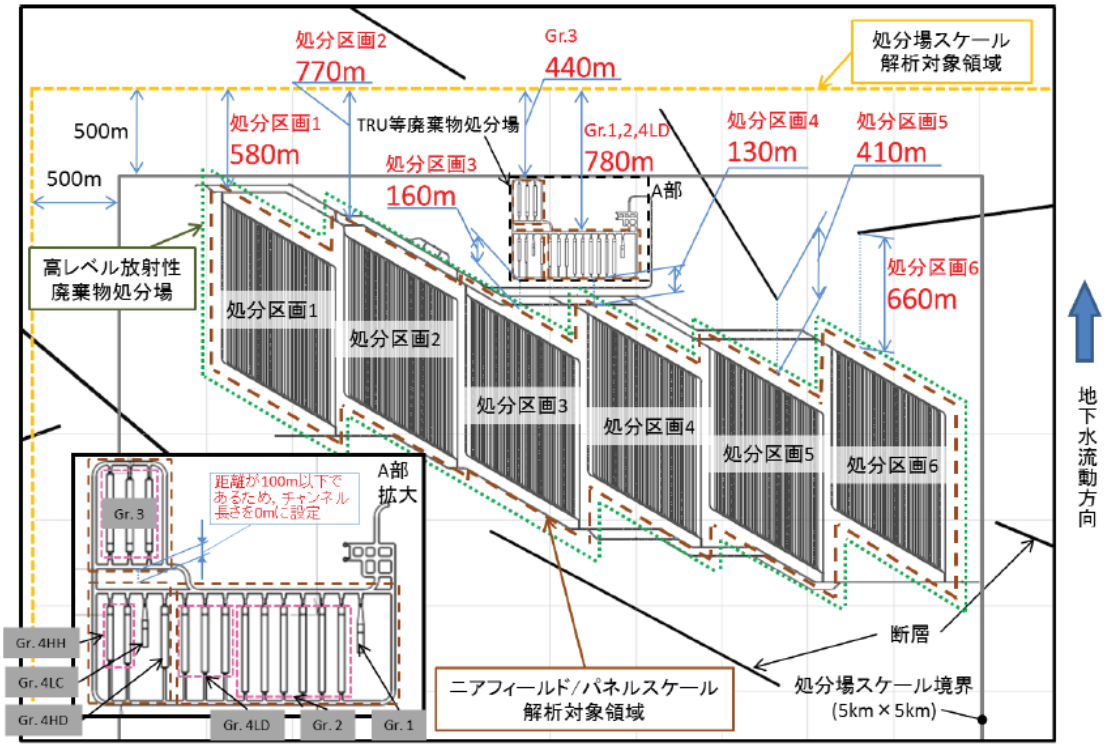


処分場スケールのモデル構築 (4/5)

⑦

➢ 処分場スケールの移行距離（新第三紀堆積岩類の例）

竪置き・ブロック方式

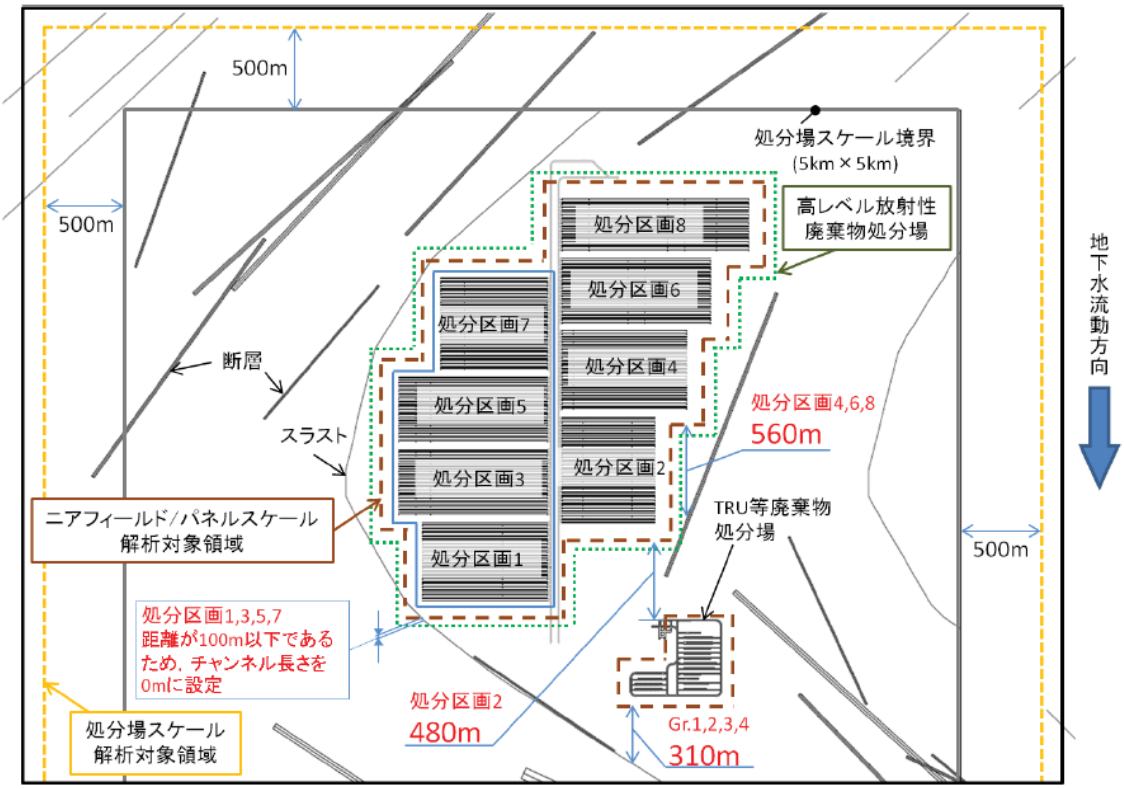


処分場スケールのモデル構築 (5/5)

⑦

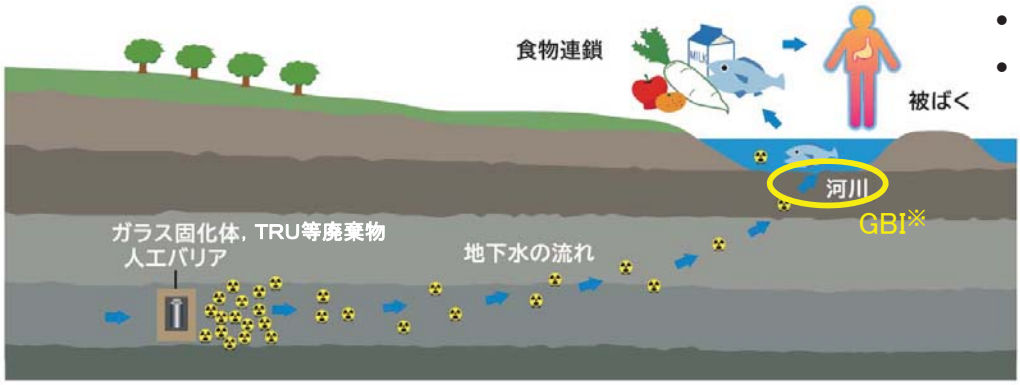
➢ 処分場スケールの移行距離（先新第三紀堆積岩類の例）

竪置き・ブロック方式



生活圏評価のモデル (1/3)

⑧



- 核種移行プロセス
- 被ばくプロセス
  （内部／外部被ばく）

（NUMOパンフレット「知ってほしい、地層処分」に加筆）

- 核種移行プロセスのモデル化
- 人間の生活様式に基づく被ばく形態のモデル化
- モデルのアウトプット：核種ごとの線量への換算係数（[Sv/y] / [Bq/y]）

※GBI (Geosphere- Biosphere Interface)

生活圏評価のモデル (2/3)

⑧

➢ GBIを平野部の河川と設定
- 第四紀火山の中心から半径15kmの範囲を除外した地域の平均標高は100 m程度
- 処分場がその地下に建設されると，一般にそれよりも下流域にGBIが存在
- 年間使用水量の約9割を河川から取水
- 河川よりも海域の方が水量が多い（河川をGBIとする方が保守的）

➢ 気候を温暖気候に設定
- 長期的な気候変動を考慮：我が国の気候区分は寒帯～亜熱帯となる可能性
- 多くのケースで寒帯気候よりも温暖気候の方が保守的評価を導く

➢ 代表的個人を想定する集団として，農業従事者グループ，淡水漁業従事者グループ，海洋漁業従事者グループを設定

生活圏評価のモデル (3/3)

⑧

地表における核種移行プロセスの設定

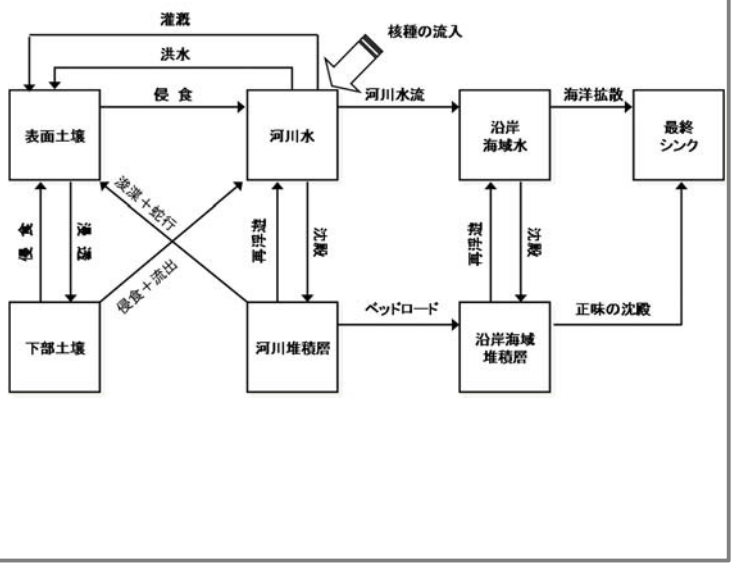


図-1　生活圏評価における核種移行プロセスの例
（河川水GBI※・温暖気候・農業従事者グループの場合）

人間の被ばくプロセスの設定

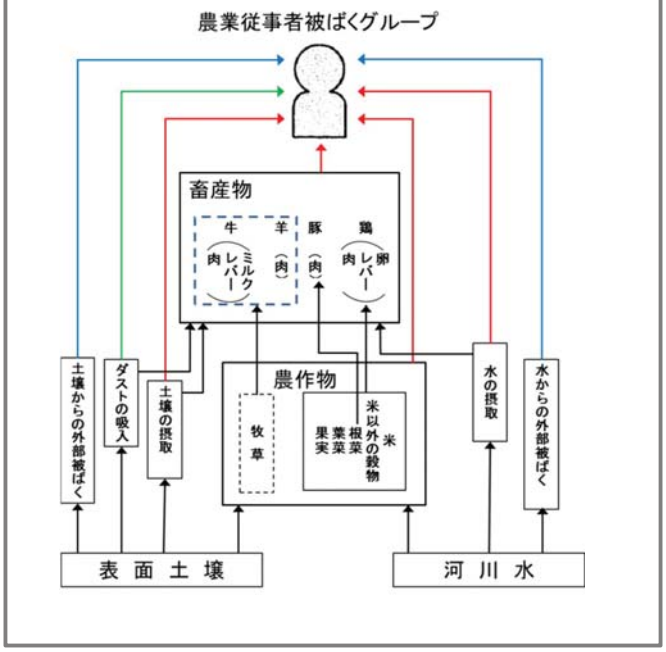


図-2　生活圏評価における被ばくプロセスの例
（河川水GBI・温暖気候・農業従事者グループの場合）

※　GBIを河川とした場合

核種移行解析に用いるデータの設定 (1/2)

⑦

■ 評価対象核種と放射能インベントリ　（すべてのシナリオについて共通）

➢ ガラス固化体に対する評価対象核種

- 地下水移行シナリオに関して，これまで国内における安全評価で対象とした核種を基本としたうえで，諸外国における最新の動向の調査・評価を行い設定

  →C-14, Cl-36, I-129を新たに追加

- 稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオを念頭に以下の核種を追加
  - 半減期が比較的短いが放射能量や放射線学的影響の大きい核種
    → Sr-90, Cs-137
  - 内部被ばくに対する重要度が高いアクチノイド系列の核種

➢ TRU等廃棄物に対する評価対象核種

- 第2次TRUレポートにおける地下水移行シナリオを念頭に選定されたものを設定
- ガラス固化体のケースと同様に稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオを念頭に設定

➢ 生活圏評価における評価対象核種

- 上記ガラス固化体，TRU等廃棄物に対する評価対象核種に加え，地表付近で生成する崩壊系列上の半減期25日以上の核種も評価対象核種に設定

核種移行解析に用いるデータの設定 (2/2)

⑦

■ 核種移行パラメータの設定

全国地下水水質データの分析（約2万件）

↓

モデル地下水/間隙水の設定

↓

品質の高い実測地下水データを基に熱力学平衡計算により設定

- 採水時に擾乱を受けていることが想定されるため（脱ガスの影響など），地下水と特定の鉱物との化学平衡を仮定して化学平衡計算により値を補正
- HLWの間隙水では緩衝材との反応をモデル化
- TRU等廃棄物の間隙水では緩衝材およびセメントとの反応をモデル化

↓

核種移行パラメータ設定

核種移行パラメータ設定の概要

溶解度		間隙水の水質を基に熱力学平衡計算により設定
収着分配係数	緩衝材	圧縮ベントナイト中の実効拡散係数と見かけの拡散係数から設定
	母岩	モデル地下水水質に基づいて最新のJAEA収着データベースから設定
実効拡散係数	緩衝材	最新の実測データを踏まえ，各元素の支配化学種の電荷を考慮して設定
	母岩	最新の拡散データから設定

生活圏評価に用いるデータの設定 (1/2)

⑧

■ 生活圏評価における核種移行プロセスに関わるパラメータ

➢ 環境媒体のサイズ
- 関連するパラメータ間の整合を考慮して設定
- 井戸，河川，沿岸海域水，土壌等

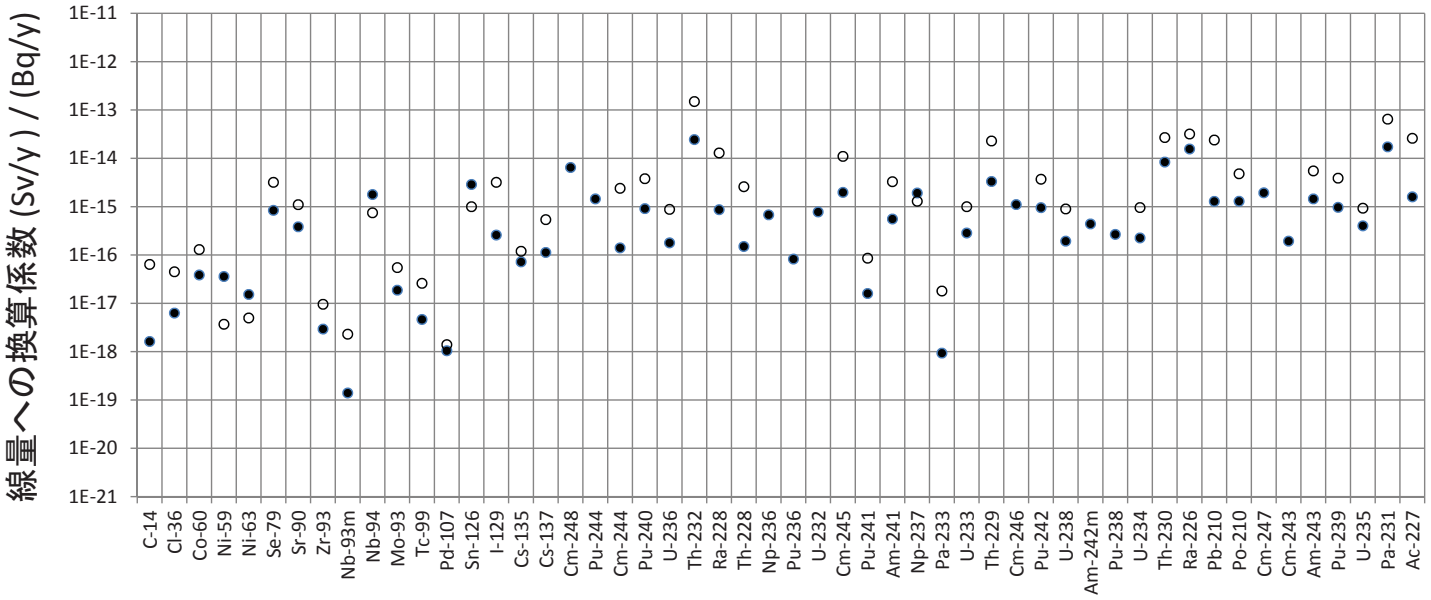
➢ 環境媒体間の移行量：
- 河川流量，地下水流量等⇒統計データ等から平均値を採用
- 侵食速度，堆積物の沈澱量等⇒我が国の評価事例や公開文献から引用

➢ 元素毎の土壌の分配係数
- IAEAのデータベースから最新の値を引用

➢ 河川流量
- 全国の一級河川の流量の対数平均値（1×10^{9} （m^3/y））を設定

生活圏評価に用いるデータの設定 (2/2)

■算出された線量への換算係数

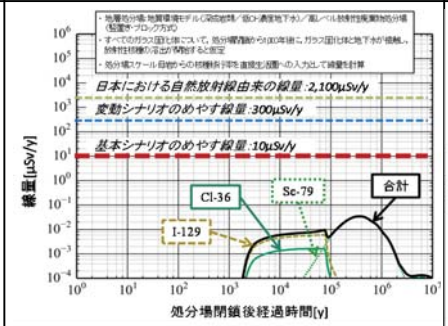
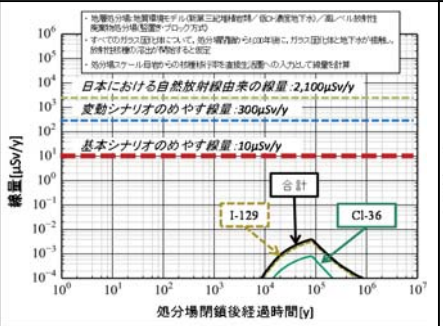
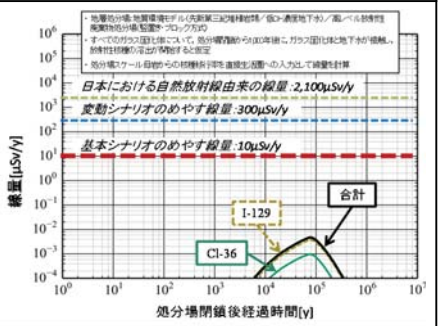
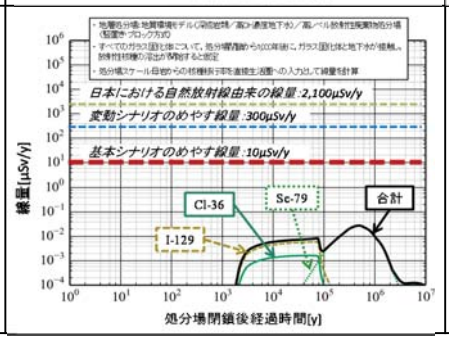
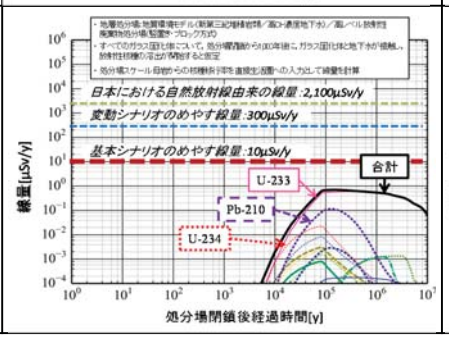
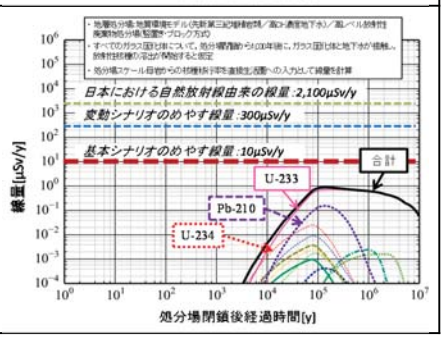


● 本検討　○第２次TRUレポート

図-1 農業従事者に対する線量への換算係数
（GBI河川水，温暖気候の場合）

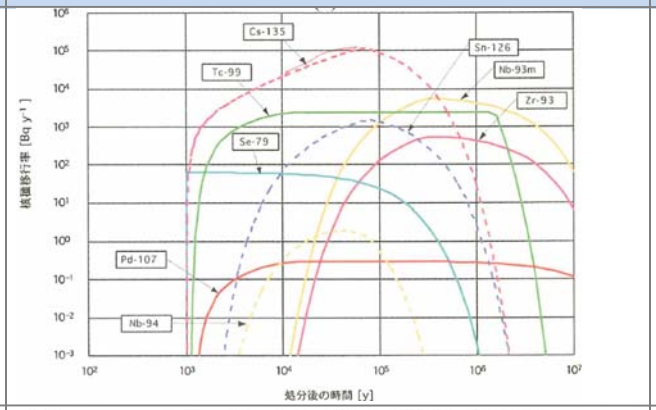
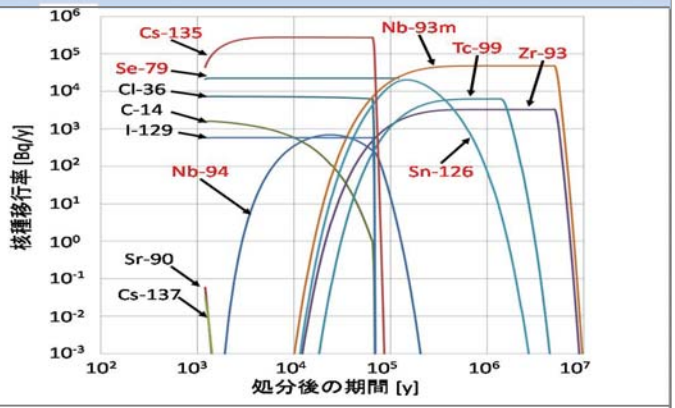
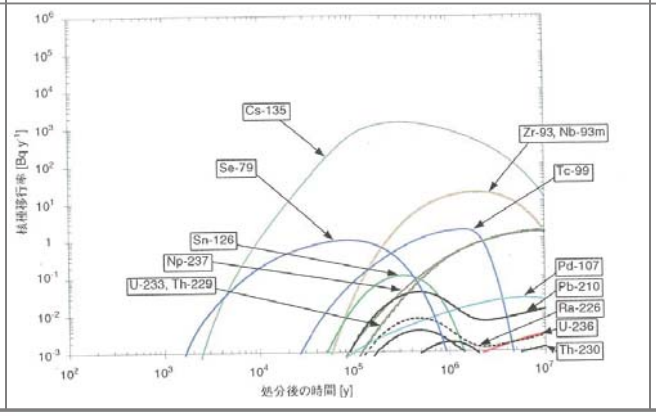
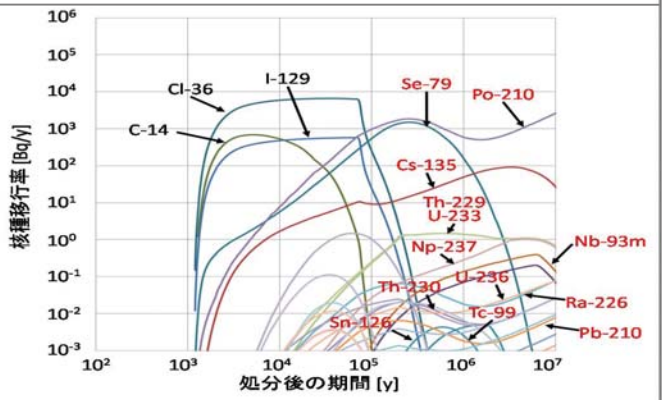
基本ケースの解析結果（高レベル放射性廃棄物）（1/4）

３種類の岩種と２種類の地下水タイプで，高レベル放射性廃棄物からの基本ケースの最大線量の評価結果は，「めやす」として仮設定した目標値（年当たり10 μSv）を下回る

	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
低Cl⁻濃度地下水モデル			
高Cl⁻濃度地下水モデル			

基本ケースの解析結果（高レベル放射性廃棄物）(2/4)

■ 第２次取りまとめとの核種の移行率の比較（深成岩類，低Ｃｌ⁻濃度地下水）

	第２次取りまとめ　出典：JNC（1999）	包括的技術報告書
人工バリア出口		
母岩出口		

基本ケースの解析結果（高レベル放射性廃棄物）(3/4)

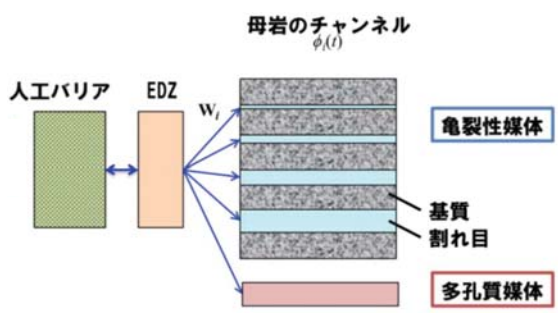
■ 第２次取りまとめとの核種の移行率の比較（深成岩類，低Ｃｌ⁻濃度地下水）

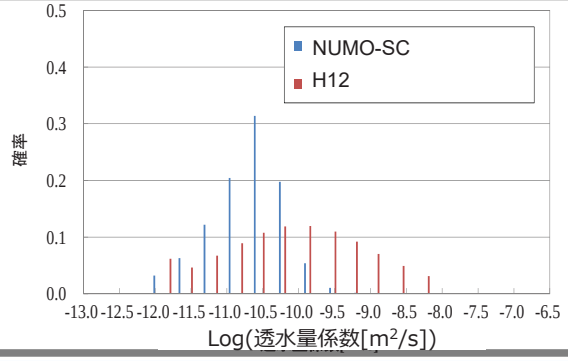
□ 核種移行パラメータの比較

		Cs-135		Se-79		Zr-93		Tc-99		Nb-93m	
		H12	SC	H12	SC	H12	SC	H12	SC	H12	SC
溶解度（mol/kg）		可溶性	可溶性	3×10^{-9}	3×10^{-8}	1×10^{-6}	1×10^{-8}	4×10^{-8}	5×10^{-9}	1×10^{-4}	2×10^{-5}
緩衝材	D_e（m^2/s）	6×10^{-10}	8×10^{-9}	2×10^{-10}	4×10^{-11}	3×10^{-10}	1×10^{-10}	3×10^{-10}	1×10^{-10}	3×10^{-10}	1×10^{-10}
緩衝材	K_d（kg/m^3）	0.01	0.06	0	0.0004	10	3	0.1	5	1	0.2
母岩	D_e（m^2/s）	3×10^{-12}	9×10^{-13}	3×10^{-12}	9×10^{-13}	3×10^{-12}	9×10^{-13}	3×10^{-12}	9×10^{-13}	3×10^{-12}	9×10^{-13}
母岩	K_d（kg/m^3）	0.05	0.04	0.01	0.001	0.1	0.8	1	8	0.1	0.4

H12: 第2次取りまとめレファレンスケース，SC：包括的技術報告書・深成岩類低Cl^-濃度地下水 基本ケース

□ マルチチャンネルの透水量係数分布の比較

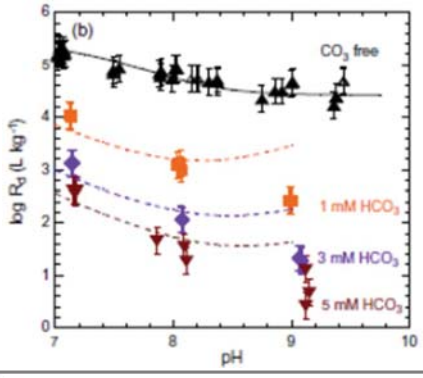




基本ケースの解析結果（高レベル放射性廃棄物）(4/4)

■ 新第三紀堆積岩類（高Cl⁻濃度地下水モデル）の支配核種に関して

- 堆積岩類の高Cl⁻濃度の地下水については炭酸濃度が高く（約40m mol/L），金属イオンが炭酸錯体を形成
- Uの取り扱い
  - 熱力学計算に基づくと溶液中で大半はU（VI）で存在
  - U (VI)については還元環境かつ炭酸が存在する環境下での収着データが存在せず
  - UのKdを酸化環境かつ比較的高い炭酸濃度（1～5m mol/L）の条件における収着データを外挿 して設定
  - Kd設定値：2×10^{-6} m^3/kg(高Cl⁻濃度地下水モデル(炭酸濃度：約40m mol/L)），6 m^3/kg（低Cl⁻濃度地下水モデル(炭酸濃度：約2m mol/L)）

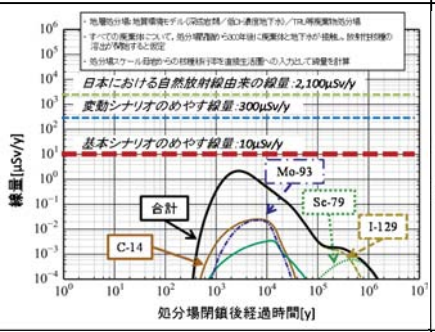
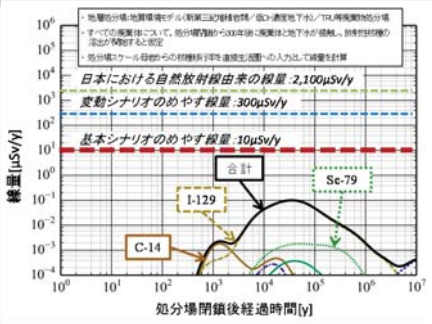
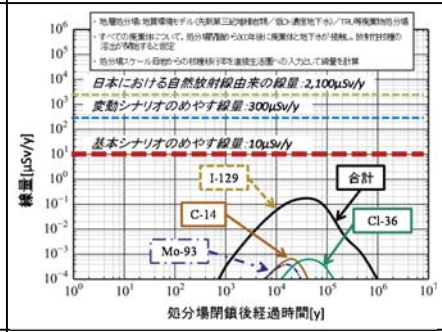
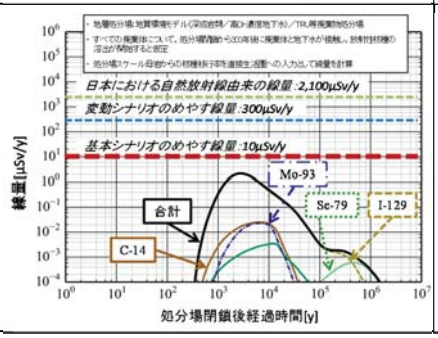
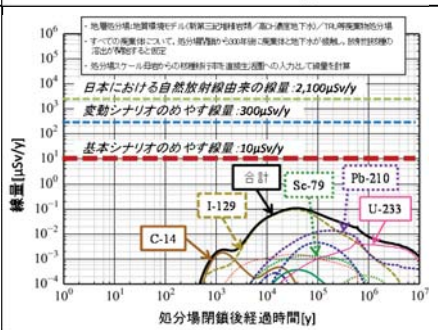
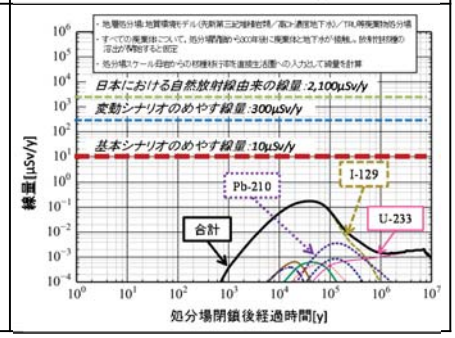


- U(VI)のモンモリロナイトへの収着に対する炭酸濃度の影響（Marques Fernandes et al., 2012）
- HCO_3^- の濃度が5 mmol/L である場合のモンモリロナイトに対するU(VI)のKdは，1 mmol/Lである場合の約100分の一

Marques Fernandes, M., Baeyens, B., Dahn, R., Scheinost, A.C., Bradbury, M.H. (2012): U(VI) sorption on montmorillonite in the absence and presence of carbonate: A macroscopic and microscopic study, Geochim. Cosmochim. Acta, 93, pp.262–277.

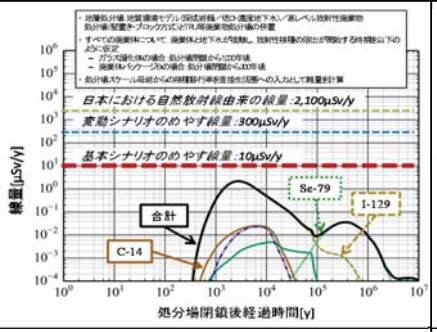
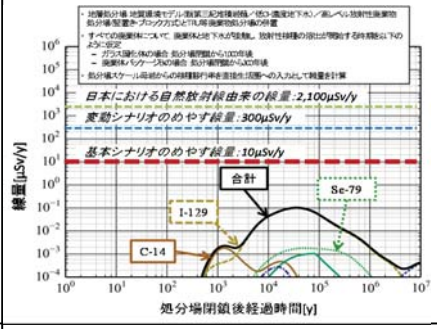
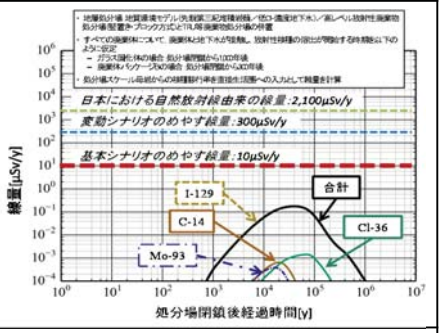
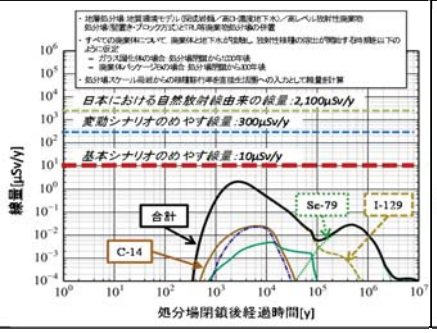
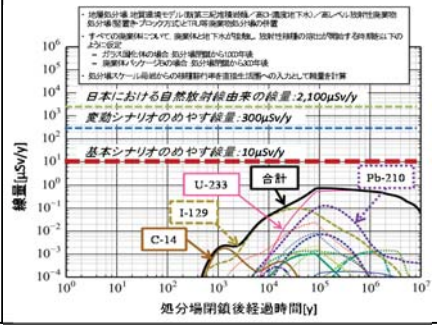
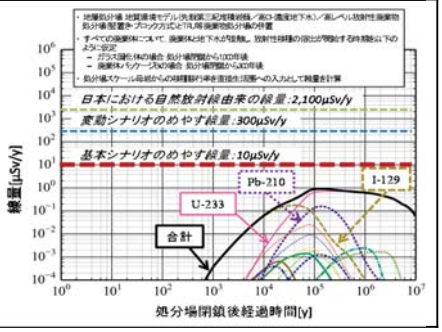
基本ケースの解析結果（TRU等廃棄物）

3 種類の岩種と 2 種類の地下水タイプで，TRU等廃棄物からの基本ケースの最大線量の評価結果は，「めやす」として仮設定した目標値(年当たり10 μSv)を下回る

	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
低Cl⁻濃度地下水モデル			
高Cl⁻濃度地下水モデル			

基本ケースの解析結果（高レベル放射性廃棄物＋TRU等廃棄物） ⑨

高レベル放射性廃棄物とTRU廃棄物の併置処分でも，基本ケースの最大線量の評価結果は，「めやす」として仮設定した目標値(年当たり10 μSv)を下回る

	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
低Cl^-濃度地下水モデル			
高Cl^-濃度地下水モデル			

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

変動シナリオに対応する解析ケースの設定

⑤

□変動シナリオに対応する解析ケースの設定

- 基本ケースにおける核種移行解析上の取り扱いと処分場構成要素の状態に関する取り扱いを参照しつつ，変動ケースにおける取り扱いの考え方を検討
- 処分場の状態設定の不確実性に対する変動のみならず，基本ケースで用いる**評価モデルやデータセットへの摂動として与えられるものも変動ケース**とする

表-1 変動シナリオに対応する解析ケースの例（HLW処分場）

構成要素	安全機能	不確実性を考慮した状態 または考慮すべき評価モデルやデータセットの摂動	核種移行解析上の取り扱いの考え方
ガラス固化体	ガラスマトリクスによる溶出の抑制	・ 以下の不確実性によりガラスの溶解速度が増大する可能性がある。 – 初期ひび割れの不確実性 – オーバーパックの腐食による外部応力による割れ目の発生に関する不確実性 – ガラス固化体の溶解に及ぼす鉄腐食生成物，緩衝材の影響に関する不確実性	・ ガラス溶解速度の設定に反映する。本解析ケースを「ガラス溶解速度不確実性ケース（HLW）」とする。
オーバーパック	廃棄体と地下水の接触の防止	・ 基本シナリオに不確実性を考慮した状態を包含する。	・ 基本シナリオに対応する解析ケースを包含する。
緩衝材	放射性物質の移流による移行の抑制	・ 拡散係数の測定データの摂動を考慮する。	・ 緩衝材の実効拡散係数の設定に反映する。本解析ケースを「緩衝材中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース（HLW）」とする。

変動シナリオに対応する解析ケースの例（1/2）

⑤

解析ケース名称	基本ケースにおける取り扱い（上段）と変動ケースでの取り扱い（下段）	
ガラス溶解速度不確実性ケース（HLW）	基本	長期溶解速度を用いたガラス溶解モデルを適用する。製造時のひび割れによる表面積の増加を考慮してガラスの溶解速度を設定
	変動	以下の不確実性を考慮してガラスの溶解速度を増大させて設定 • 初期ひび割れの不確実性 • オーバーパックの腐食による外部応力による割れ目の発生に関する不確実性 • ガラス固化体の溶解に及ぼす鉄腐食生成物、緩衝材の影響に関する不確実性
ハル・エンドピース腐食速度不確実性ケース（TRU）	基本	既往の測定データに基づき、ジルカロイ、ステンレス鋼・インコネルの腐食速度を設定
	変動	測定データの摂動を考慮し、腐食速度を基本ケースに対し増大させて設定

変動シナリオに対応する解析ケースの例（２/2）

⑤

解析ケース名称	基本ケースにおける取り扱い（上段）と変動ケースでの取り扱い（下段）	
緩衝材への核種の収着分配係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本	緩衝材の仕様や間隙水水質に対応する収着分配係数の平均的な値を適用
	変動	緩衝材の収着分配係数に関する測定データの摂動を考慮し，収着分配係数の平均的な値より低い値を設定
緩衝材中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本	緩衝材の乾燥密度や間隙水水質に対応する実効拡散係数の平均的な値を適用
	変動	緩衝材の実効拡散係数に関する測定データの摂動を考慮し，実効拡散係数が平均的な値より大きい状態を設定
母岩への核種の収着分配係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本	岩種や地下水水質に対応する収着分配係数の平均的な値を適用
	変動	母岩の収着分配係数に関する測定データの摂動を考慮し，収着分配係数が平均的な値よりも低い状態を設定

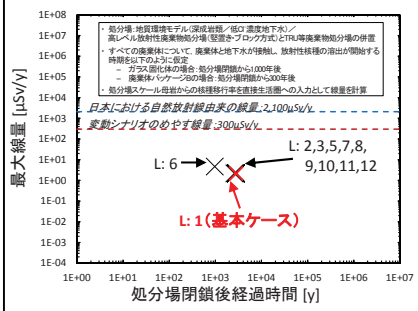
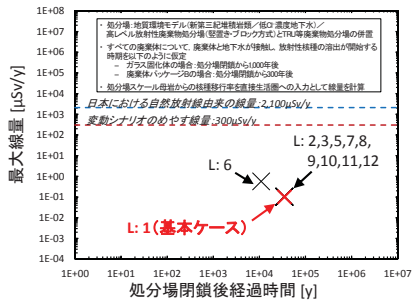
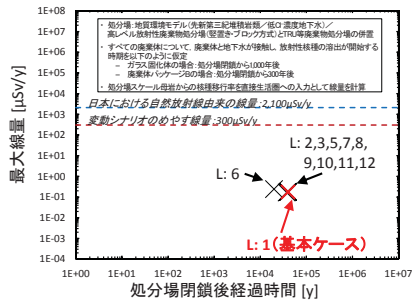
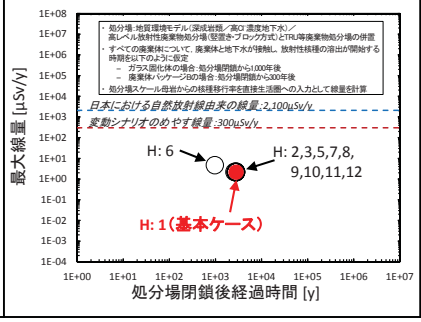
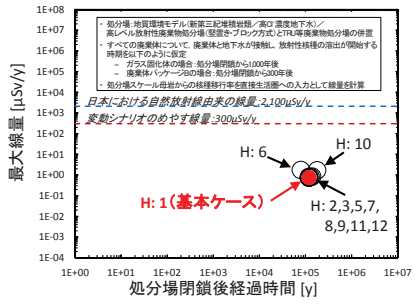
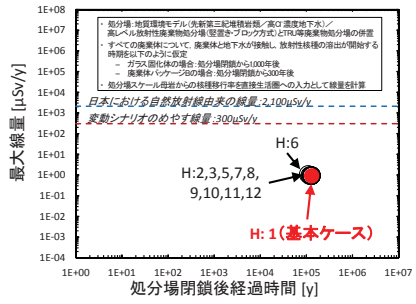
変動シナリオに対応する解析ケース（変動ケース）一覧

⑤

No.	名　　称
1	基本ケース
2	ガラス溶解速度不確実性ケース
3	ハル・エンドピース腐食速度不確実性ケース
4	構造躯体の劣化不確実性ケース
5	硝酸プルームの広がりに関する不確実性ケース
6	母岩の割れ目の連結性に関する不確実性ケース
7	緩衝材への核種の収着分配係数の不確実性ケース
8	緩衝材中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース
9	母岩への核種の収着分配係数の不確実性ケース
10	母岩中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース
11	溶解度設定における温度影響の不確実性ケース
12	溶解度制限固相の熱力学データの不確実性ケース

変動ケースの線量評価結果

併置処分においても変動ケースの最大線量の評価結果は，「めやす」として仮設定した年当たり300 μSvを下回る。

	深成岩類	新第三紀堆積岩類	先新第三紀堆積岩類
低Cl⁻濃度地下水モデル			
高Cl⁻濃度地下水モデル			

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

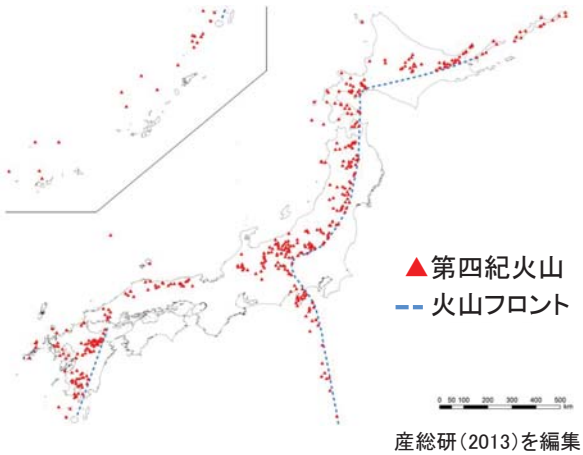
稀頻度事象シナリオと発生可能性

③ ④

稀頻度事象シナリオ名称	概要	発生可能性
新規火山発生シナリオ	• 新規火山が発生し処分場を直撃	● 10^{-6}[1/y]/100[km^2]以下（東北日本で適切なサイトを選定した場合の将来10万年程度を越える期間における発生確率）
断層伸展シナリオ	• 処分場下の地震発生層相当の地下深部から断層が伸展し処分場を直撃	● 9.3×10^{-11} 回/ y（20 km 規模の断層が処分場スケールの領域に発生し，それが処分場に直接的な影響を与える事象の発生確率）

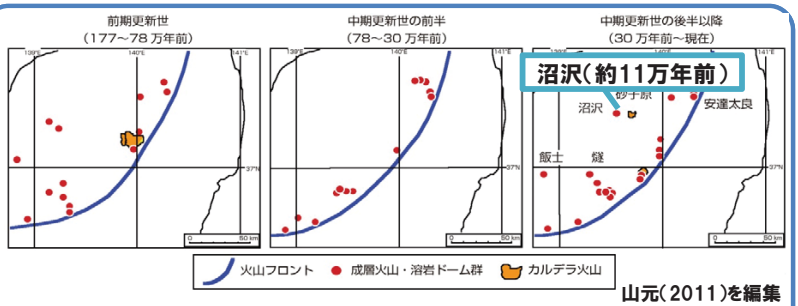
新規火山発生シナリオの事象発生時期の設定

④



産総研(2013)を編集

- 火山フロントは長期（少なくとも約260万年間）にわたり安定
- サイト選定において，第四紀火山の中心から半径15kmの範囲，その外側でマグマの貫入等の可能性が高い範囲を除外



山元(2011)を編集

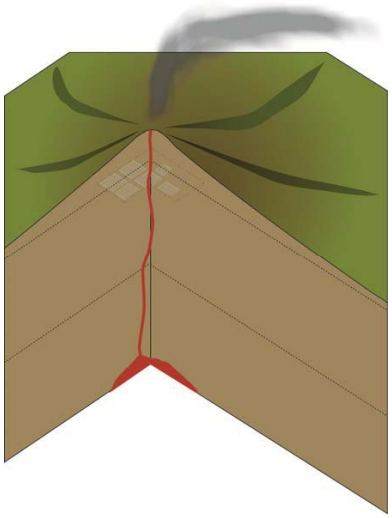
東北日本南部における火山の時空間分布変化

- 火山フロントの背孤域において，10万年以上にわたり火山が存在していなかった地域においても火山の発生例あり
- 閉鎖後10万年程度を超える長期間における火山・火成活動の発生を完全に否定することはできない

閉鎖後10万年後に火山が新規に発生すると設定

新規火山発生シナリオの設定

④



- 処分場閉鎖から10万年後に，マグマが処分場に貫入
- 火道の領域（火道面積）に存在する放射性物質がマグマに取り込まれ，噴出物（火山灰など）として地表に放出

- 噴出物は既存の土壌と均一に混合
- 混合した土地に農業従事者が生活して被ばくすることを想定

新規火山発生シナリオの線量評価とリスク評価

⑤ ⑦ ⑧ ⑨

【評価の前提】

- マグマの貫入に至るまでの10万年間，すべての核種は放射性崩壊をしながら廃棄体内部に閉じ込められているとする
- 火道面積と噴出物量が記載されている噴火を対象に線量評価を実施

【線量評価およびリスク評価】

- 線量結果は，めやす線量（事象発生1年目：20～100mSv，事象発生2年目以降：1～20mSv/y）を下回る

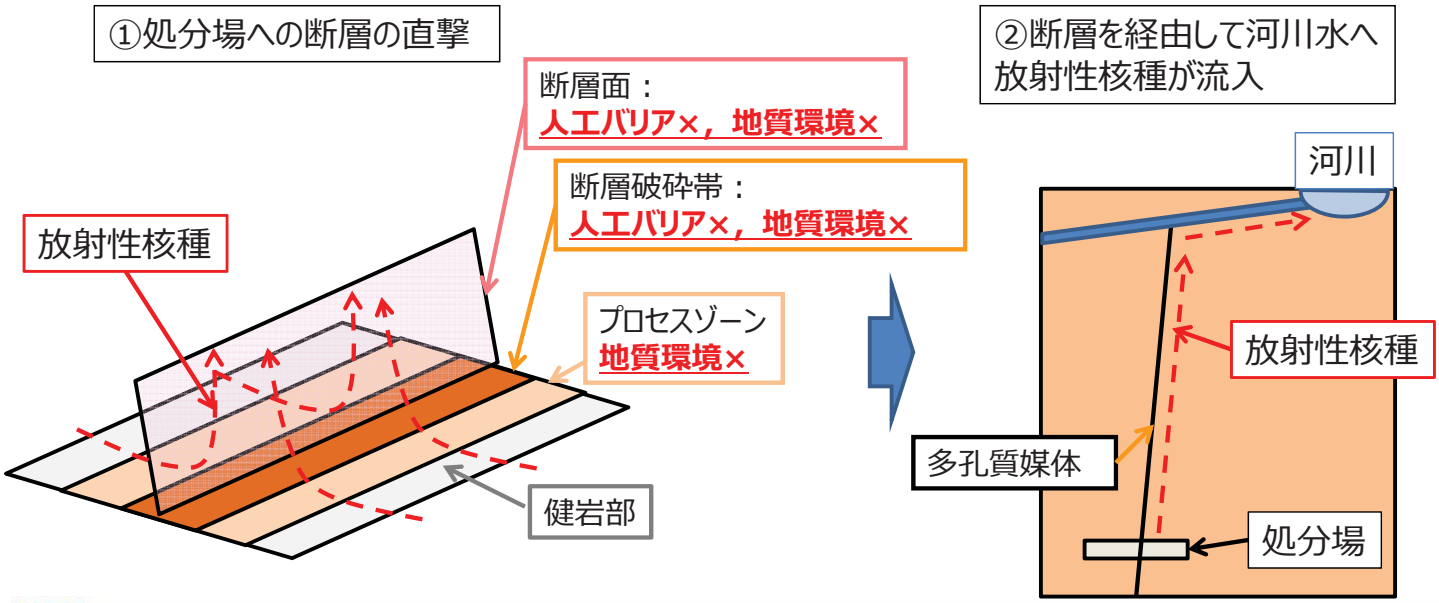
名称等	火道面積(km^2)	噴出物量(km^3)	線量結果(mSv/y)
三途川カルデラ	0.2	1×10^{2}	2×10^{-3}
子持火山	7×10^{-2}	10	7×10^{-3}
上宝	4	40	4×10^{-2}
雲仙岳	2×10^{-2}	0.2	9×10^{-2}

- 東北日本で適切なサイトを選定した場合における発生確率（10^{-6}[1/y]/100[km^2]以下）を用いて算出した最大リスクは1×10^{-12}[1/y]となり，リスク拘束値10^{-5}[1/y]を大きく下回る

断層伸展シナリオに対応する解析ケース (1/2)

⑤

■ 断層破砕帯やプロセスゾーンの領域は一度の断層活動で急激に発達することはないが，評価では一度の活動で十分に発達するという極端な状態を想定。
■ 発生時期を特定することは困難であるため，1,000年，1万年，10万年で評価
■ すべての核種は発生時期まで放射性崩壊をしながら廃棄体内部に閉じ込められているとする

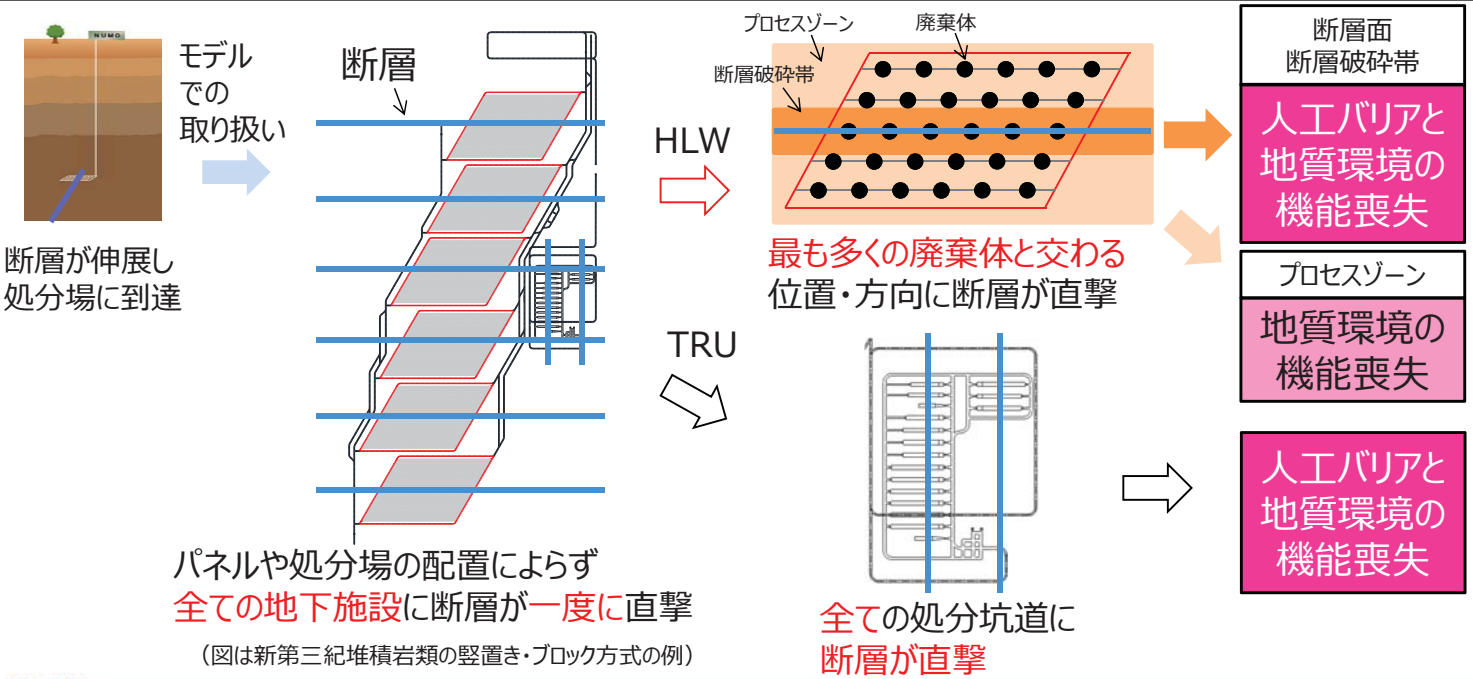


断層伸展シナリオに対応する解析ケース (2/2)

⑤

■ 一度に、全ての地下施設へ断層が直撃するという非現実的な設定を採用
➢HLW処分場：人工バリアと地質環境の両方の安全機能が全喪失（廃棄体の約10%）
地質環境のみの安全機能が全喪失（廃棄体の約90%）
➢TRU等廃棄物処分場：人工バリアと地質環境の両方の安全機能が全喪失（全廃棄体*）

*：全ての処分坑道が破壊されるという設定



断層伸展シナリオの線量およびリスク評価

⑦ ⑧ ⑨

【線量評価およびリスク評価】

- 線量結果は，めやす線量（事象発生1年目：20～100mSv，事象発生2年目以降：1～20mSv/y）を下回る

検討対象母岩	モデル水質（Cl^-濃度）	最大線量[mSv/y]
深成岩類	低	4
	高	4
新第三紀堆積岩類	低	14
	高	14
先新第三紀堆積岩類	低	4
	高	4

- 本シナリオの1年間あたりの発生確率9.3×10^{-11} 回/yを用いて算出した最大リスク（新第三紀堆積岩類の場合）は，7×10^{-14} [1/y]となり，リスク拘束値10^{-5} [1/y]を大きく下回る

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

評価すべき人間侵入の設定 (1/2)

④

- 国内外の地層処分における報告書を参考に，人間侵入シナリオの選定の方針①～⑤を整理
- 方針①～⑤に基づき，国際FEPに示されている人為事象に関係するものからボーリングによる掘削活動を選定

① 処分施設に直接的な擾乱を与える行為を対象とする

② 処分場閉鎖後の期間に生ずると考えられる行為を対象とする

③ 偶発的な侵入を対象（意図的な侵入は考慮しない）とする

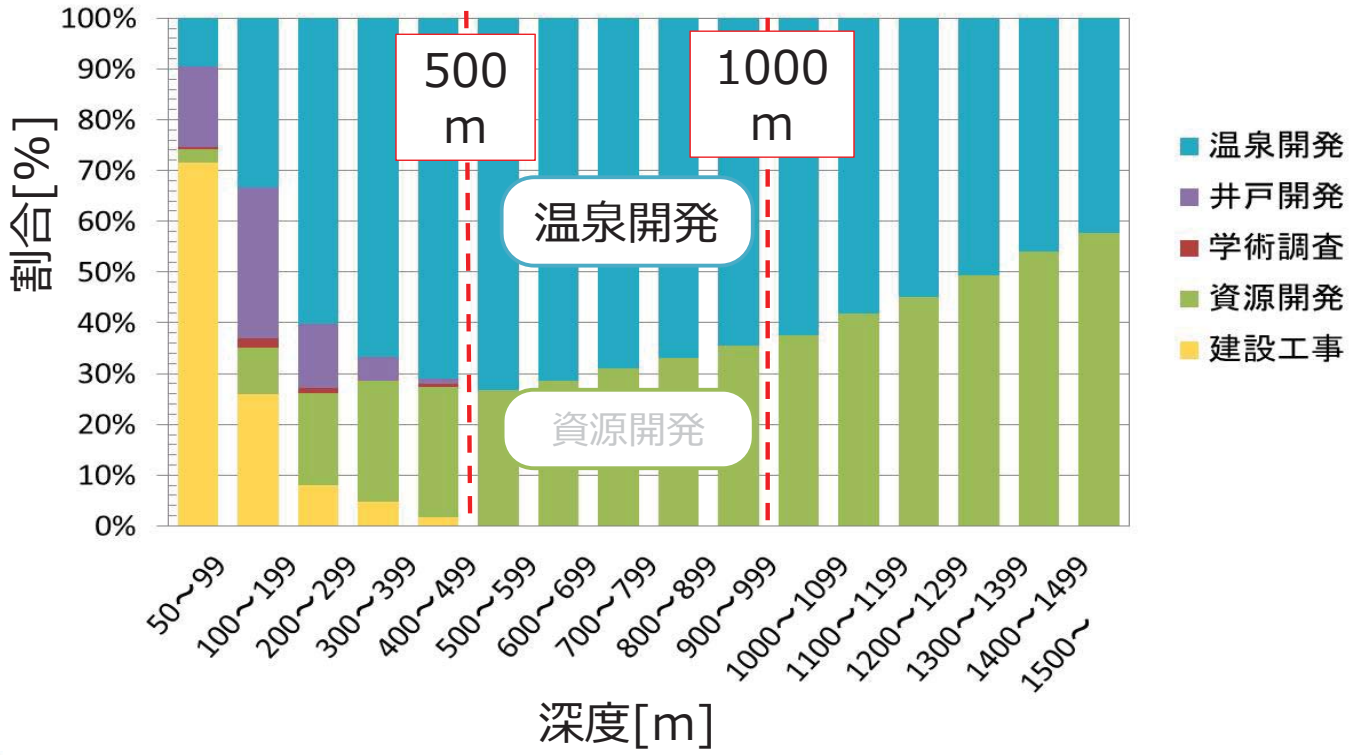
④ 偶発的な人間侵入への対策により，その発生可能性を極めて小さく抑えることができると考えられるものの，処分場へ擾乱を与えるという観点で考慮する必要があるものを対象とする

⑤ 想定するシナリオは，人間侵入の行為としてもっともらしい（plausible）ものであるとともに，現在の技術と手順に基づき様式化したものとする

評価すべき人間侵入の設定 (2/2)

④

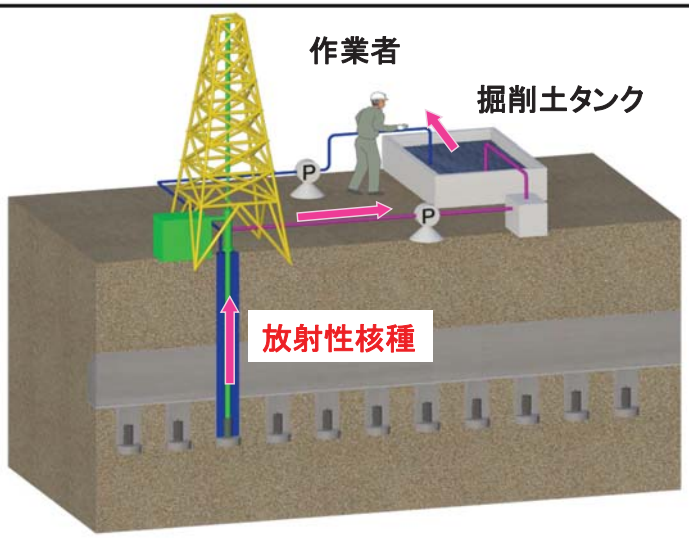
国内におけるボーリングの実績，および，サイト選定時に鉱物資源が 分布する地域が除外されることを踏まえ，温泉開発を目的としたボーリングを想定



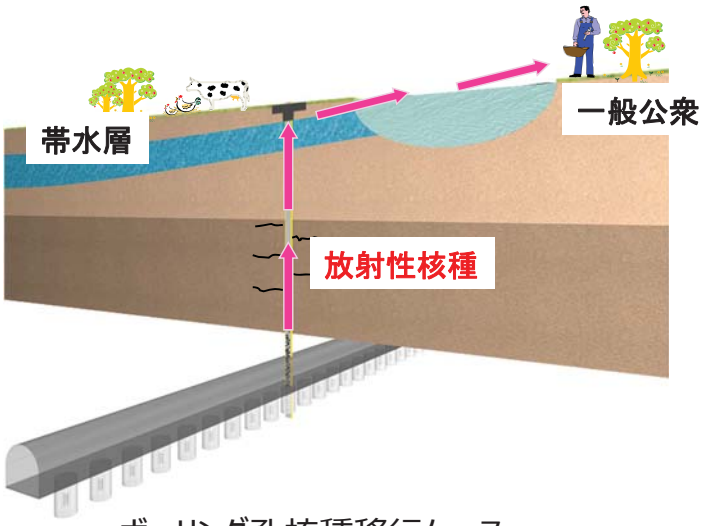
人間侵入シナリオの設定

④

- 記録保存の有効性またはオーバーパック等のボーリングに対する物理的抵抗性が維持される期間は，偶発的な侵入が回避されるとして，300年，1000年，18,000年*1，35,000年*2を発生時期として設定
- 放射性核種は人間侵入の発生時まで放射性崩壊により減衰しつつ廃棄体内に滞留
- ボーリング孔が廃棄体または処分坑道を直撃
- ボーリング作業者の被ばくと、ボーリング孔を経由して地表に到達した放射性核種による一般公衆の被ばくを評価



ボーリング作業従事者被ばくケース



ボーリング孔核種移行ケース

*1:TRU等廃棄物のみ，*2：高レベル放射性廃棄物のみ

人間侵入シナリオの解析ケース

⑤

放射能の移行挙動

- 人間侵入の発生時まで放射性崩壊により減衰しつつ廃棄体内に滞留
- ガラス固化体またはTRU等廃棄物の，ボーリング孔が貫通した時点で廃棄体に留まっていた核種は，全量が瞬時に地下水へ溶出

ボーリング作業従事者被ばくケース

- 温泉開発を目的としたボーリングにおいて使用される機材の仕様（例：ボーリング口径）を参照し現実的な値を設定
- ダスト濃度や観察時間など一意に設定することが難しいパラメータについては，IAEAなどの文献で用いられている値を参考に設定

ボーリング孔核種移行ケース

- 地下水中へ溶出した核種は，全量ボーリング孔に瞬時に移行
- ボーリング孔内の核種移行パラメータについては，充填物の物性などの不確実性を考慮し，保守的に設定（例えば，砂と同程度の透水係数（1×10^{-5} m/s）を採用）
- ボーリング孔内の移行経路長は地下施設の設置深度と被覆堆積岩層の厚さから設定

線量およびリスク評価

⑦ ⑧ ⑨

■ 線量評価およびリスク評価結果

- 線量結果は，めやす線量（事象発生1年目：20～100mSv，事象発生2年目以降：1～20mSv/y）を下回る

解析ケース		記録管理の有効性を考慮した発生時期		物理的抵抗性を考慮した発生時期	
		300年	1,000年	18,000年（TRU等廃棄物）	35,000年（HLW）
ボーリング作業従事者被ばくケース［単位：mSv］	掘削土観察	50～60	20	6	0.6～0.7
	コア観察	40	20	4～6	0.4
ボーリング孔核種移行ケース［単位：mSv/y］		2～7	0.6～2	0.6～2	7×10^{-5}～2×10^{-4}

- 日本全国の深度300 mから1,000 mまでの範囲で温泉開発を目的としたボーリングの発生頻度を用いて算出したリスクは，リスク拘束値10^{-5} [1/y]を大きく下回っている。
  - ボーリング作業従事者被ばくケース：リスクの最大値は2×10^{-7} [1/y]
  - ボーリング孔核種移行ケース：リスクの最大値は2×10^{-8} [1/y]

ご説明の内容

1．安全評価の基本的枠組み
2．安全評価の基本的手順
3．安全評価シナリオの作成
4．基本シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
5．変動シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
6．稀頻度事象シナリオに対応する解析ケースの設定と核種移行解析
7．人間侵入シナリオの評価
8．前回の報告会での主なご意見と報告書への反映
9．まとめと今後の取り組み

前回の報告会での主なご意見と報告書への反映

■ 第２次取りまとめや第2次TRUレポートからの進展

第２次取りまとめや第2次TRUレポートからの変更点を示すべき。

- 安全評価におけるリスク論的な考え方の適用，シナリオ作成の体系的方法論の開発，地質環境や処分場の設計を反映した現実的な解析モデルの開発，最新のデータベースの整備と適用が技術的に進展させた点であることを明示。

■ 核種インベントリの設定根拠

核種インベントリの設定根拠を説明すべき。

- ガラス固化体，TRU等廃棄物に対する評価対象核種および生活圏評価における評価対象核種の設定の考え方を明示

まとめ (1/2)

■ 国内外の動向やこれまでの安全評価事例などを参考に，今後，処分場のサイト選定を進めていく過程で繰り返し実施する安全評価への適用を指向した評価の枠組みとこれに沿った方法論を構築

- シナリオの発生可能性を考慮したリスク論的な考え方を適用
  - 線量／確率分解アプローチに基づくシナリオ区分（基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオ，人間侵入シナリオ）の提示
  - 各シナリオ区分における線量評価結果やリスク評価結果が満たすべきめやすの提示
- シナリオの構築方法では，処分システム要素に期待される安全機能からトップダウンに検討する方法とFEPに基づくボトムアップ的な検討を行う方法を組み合わせた新たな方法を開発
- 現実的な安全評価を目指し，母岩の地質環境やそれに応じて設計された処分場の特徴をできるだけ忠実に反映した解析モデルを開発
- 最新のデータベースを用いたデータセットを設定

まとめ (2/2)

■ 第２次取りまとめおよび第2次TRUレポートからの主要な進展
- シナリオの発生可能性を考慮したうえで，放射線学的影響を議論するリスク論的な考え方を適用
- 安全機能を視軸として，関連するFEPによりもたらされる状態に基づきシナリオを構築する手法を導入
- 化学反応と物質移行を連成した人工バリアの変質などの現象解析の情報を状態設定に反映
- 緩衝材や埋戻し材、排水溝などの人工物を多孔質媒体で表現し、母岩を割れ目ネットワークモデルで表現した三次元モデルを用いた粒子追跡解析を実施
- 処分坑道などの設計や母岩の割れ目の連結性を反映した粒子追跡解析結果を用いて核種移行解析モデルを構築
- 廃棄体下流に存在する断層や処分パネルなどの地下施設の配置を反映して，評価上の核種移行距離を設定
- 第２次取りまとめおよび第2次TRUレポート以降に拡充されたデータベースを用いて核種移行パラメータを設定

今後の取り組み

■ 現状の評価の保守性をより合理的なものとするための，現実的な評価技術の開発

■ 安全評価シナリオの作成から解析ケース設定に至る一連の作業の追跡性の向上

■ 核種移行パラメータを設定するために必要なデータの継続的な拡充

分　類	主な技術開発項目
(1)地層処分システムの状態設定のための現象解析モデルの高度化	➢ ニアフィールド構成要素の現象解析モデルの構築・高度化 ➢ 廃棄体由来の発生ガスに関する現象解析モデルの妥当性検討 ➢ 現象解析モデルの統合化技術の構築　など
(2)リスク論的考え方に則したシナリオの構築手法の高度化	➢ シナリオ構築から核種移行解析ケース設定に用いる情報の管理ツールの整備 ➢ 様々なデータを利用可能なストーリーボードの高度化　など
(3)地層処分システムの状態変遷などを反映した核種移行解析モデルの高度化	➢ ニアフィールドにおける状態変遷を考慮した核種移行解析モデルの構築 ➢ 水みちの微細透水構造などを反映した核種移行解析モデルの構築・高度化
(4)施設設計などを反映した核種移行解析モデルの高度化	➢ 施設設計を反映した核種移行解析モデルの構築・高度化 ➢ 地質環境の変遷に応じた生活圏評価手法の高度化
(5)核種移行などに関するデータの取得およびデータベース整備	➢ 処分場について想定される多様な環境や状態を対象とした核種移行パラメータの設定に資するデータの拡充 ➢ さまざまな生活圏の条件を想定した評価に係るデータの拡充　など

ご清聴ありがとうございました

参考文献

JNC（核燃料サイクル開発機構）（1999）：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－分冊3 地層処分システムの安全評価，JNC-TN1400 99-023.

Marques Fernandes, M., Baeyens, B., Dahn, R., Scheinost, A.C., Bradbury, M.H. (2012): U(VI) sorption on montmorillonite in the absence and presence of carbonate: A macroscopic and microscopic study, Geochim. Cosmochim. Acta, 93, pp.262-277.

産総研（産業技術総合研究所）（2013）：日本の火山（第3版），200万分の1地質編集図 No.11，産業技術総合研究所 地質調査総合センター.

山元孝広（2011）：地質学から見た高レベル放射性廃棄物処分の安全評価－事象のシナリオに基づく長期予測の方法論，シンセオロジー，4，pp. 200-208.

2019年度日本原子力学会「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
第４回委員会

廃棄物管理における負荷低減：分野横断的な原子力システム研究

内容
1. 経緯
2. 発表例
3. シナリオ
4. 負荷低減と評価指標
5. 評価例
6. 分野横断研究
7. 今後の研究に向けて

2019年12月4日

朝野英一

（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター

1. 経緯

1.1全体：分野横断的な廃棄物管理に関する研究

原安協
核燃料サイクル
基本問題懇談会
2004～2012年

文科省/令和元年度/原子力諸ステム研究開発事業
「廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究」

原環センター/東工大/北大/東北大/九大

H26～30(2014～2018)年度自主調査研究
「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」
・サイクル&廃棄物諸条件連携/処分場負荷/廃棄体専有面積
・核種分離/プロセス
・高速炉/処分場負荷

AESJ2018春発表
Papers　publication
AESJ2019春発表

2019(～2021)年度自主調査研究)
「多様な核燃料サイクル条件を考慮したバックエンド対策の最適化に関する研究」
・サイクル/廃棄物/諸条件/多様性
・原子力利用形態
・バックエンド対策/最適化/選択肢

IAEA/SFM19発表
AESJ2020春発表予定

・原子力利用シナリオ
・燃料サイクル分野横断
・バックエンドシステム最適化

1-2 核燃料サイクル基本問題懇談会/原子力安全研究協会（2004年1月～2012年）

①バックエンドの視点からサイクル横断的取り組み
②専門家：炉物理・炉工学、発電炉/運転、燃料/製造、再処理、廃棄物処理・処分
③高燃焼度化
④ガラス固化技術
⑤TRU廃棄物
⑥FBRサイクル/環境負荷低減
⑦国際会議

【成果】

論文

LWR high burn-up operation and MOX introduction; Fuel cycle performance from the viewpoint of waste management,
Y.Inagaki, T.Iwasaki, S.Sato, T.Ohe, K.Kato, S.Torikai, Y.Niibori, S.Nagasaki, and K.Kitayama
J.Nucl. Sci. Technol. Vo.46, No.7, 667-689(2009).

Thermal impact on geological disposal of hull and end piece wastes resulting from high-burn-up peration of LWR and introduction of MOX fuels into LWR,
F.Hirano, S.Sato, T.Kozaki, Y.Inagaki, T.Iwasaki, T.Ohe, K.Kato, K.Kitaya, S.Torikai, Y.Niibori and S.Nagasaki
J. Nucl. Sci. Technol, Vol.26, No.5, 443-452 (2009).

Burning of MOX fuels in LWRs; fuel history effects on thermal properties of hull and end piece wastes and the repository performance,
F.Hirano, S.Sato, T.Kozaki, Y.Inagaki, T.Iwasaki, T.Ohe, K.Kato, K.Kitayam, S.Nagasaki and Y.Niibori
J. Nucl. Sci. Technol., Vol.49, No.3, 310-319(2012).

2. 研究発表例

【口頭発表/日本原子力学会】

「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*」

No.	着眼点	対象	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	CEA2012年報告書	シナリオ、評価指標
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/導入
4	廃棄体専有面積	Cs/Sr分離、高含有ガラス	分離割合(十分条件)、評価指標/有効性
5	廃棄体専有面積	MA分離、SNF/UO2冷却期間	分離割合(十分条件)、評価指標／有効性
6	研究開発への提言	バックエンドシステム統合	－
7	高速炉/分離核種燃焼	燃焼計算手法、データ	燃焼計算手法の高度化
8	高速炉/MAリサイクル	高速炉廃棄物特性	MA分離効果、影響
9	ガラス固化プロセス	Mo、PGM、廃棄物含有率	廃棄体専有面積/ガラス固化条件
10	廃棄体定置方式	横置き、核種分離	定置方式/専有面積削減
11	MOX燃料/冷却期間	MA分離、廃棄物含有率	MOX発熱特性/MOX基本形
12*	高速炉/TRU廃棄物	TRU廃棄物	-
13～16*	MOX燃料/発熱特性	MOX燃料廃棄物、計算条件、比較対象	-

1～6：AESJ2018年春、7～11：同2019春、12～16：同2020予定

*佐藤正知/北海道大学名誉、 新堀雄一/東北大学、稲垣八穂広/九州大学
千葉豪、小林優/北海道大学、竹下健二、中瀬正彦/東京工業大学、
川合康太/東京工業大学(現：三菱総合研究所)、
岡村知拓、三成映理子/東京工業大学
坪能和宏、川久保政洋、桜木智史、朝野英一/原環センター

【Paper】

Kawai K, Sagara H, Takeshita T, 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. 2018;55(10):1130-1140.

T. Okamura, K. Kawai, E. Minari, M. Nakase, H. Asano & K. Takeshita, Effect of Cs and Sr separation on occupied area reduction in current nuclear energy system and its evaluation by CAERA index, Sep Sci Technol. 14 Feb. 2019, on line publication

3.シナリオ
3.1 時間軸と実現可能性、CEA報告書から

(1) 近未来/Near future(～2030)
- 総電力需要(kWh)
- 原子力発電依存(%)
- 総原子力発電設備容量(GWe)
- 原子力発電設備寿命＆リプレース(年)
- Full-MOX 発電所の導入(Pu利用)
- 商用使用済燃料再処理工場稼働(処理能力)
- 商用ガラス固化施設稼働(処理能力)

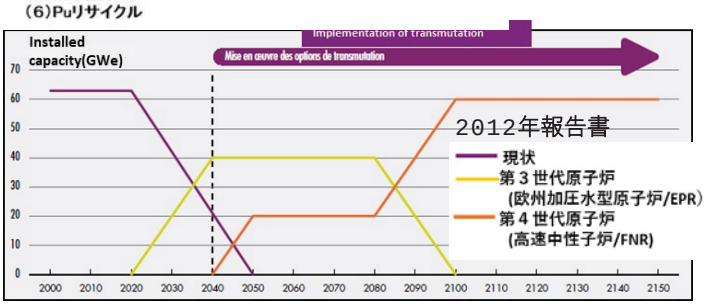
(2) 次未来/Next near future(～2100)
- 核種分離技術の導入：再処理工場
- 使用済燃料直接処分の導入
- 核変換の導入
  FR＆ADS,発電と廃棄物減容・有害度低減の両立, 燃料サイクルの成立性、廃棄物発生(量、種類)

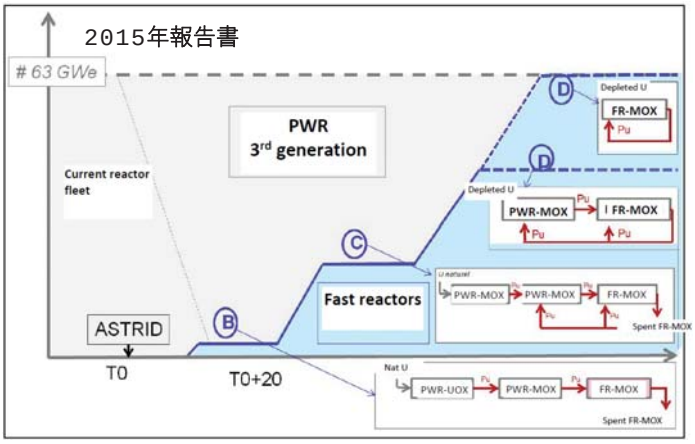
(3) エンドポイント

例：CEA/フランス

○研究方針
(1)地層処分/粘土層：科学的かつ技術的実現可能性
(2)放射性毒性(インベントリ)の存在
(3)核変換オプション：マイナーアクチニド/アメリシウム

○戦略
(1)原子力発電設備容量：60GWe
(2)シナリオ：現行の原子炉⇒第3世代/EPR⇒第4世代原子炉/SFR
(3)時間軸：～100年
(4)電力供給
(5)企業競争力
(6)Puリサイクル





2012年報告書：第２巻 Separation-transmutation of long-lived radioactive elements/Séparation-transmutation des éléments radioactifs á vie longue, December 2012
2015年報告書：Advances in research on partitioning-transmutation and plutonium multi-recycling in fast neutron reactors, Summary of results, June 2015

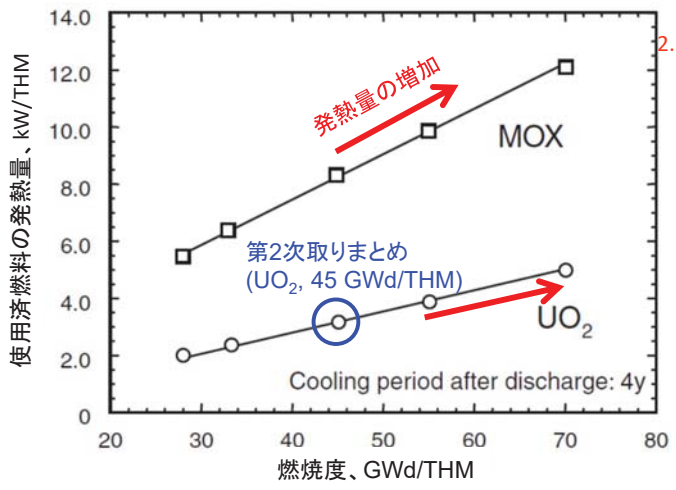
3.2 シナリオ作成上の留意事項、CEA報告書から

No.	項目	対象	パラメータ	単位
1	シナリオ	原子力発電設備容量	－	GWe
		Puリサイクル	－	－
		時間	現状⇒移行期⇒平衡期	年
2	ケーススタディ	核種分離	分離対象核種／Am、MA	－
			分離割合	%
		核変換方法	有／無	－
			SFR／均質炉、非均質炉	－
			ADS	－
3	ガラス固化体	廃棄物含有量	－	Wt%/本
		α核種濃度	－	Bq/本
		発生本数	－	本
4	総インベントリー	評価対象核種	Pu、Am、MA	ton
5	放射性毒性	核変換	有／無	－
		経口摂取	－	Sv
6	処分場への影響	放射線影響	被ばく線量	Sv/y
		発熱影響	最高温度	℃
7	処分場面積	面積削減効果	HLW専有面積	ha、m^2
			処分場全体面積	ha、m^2

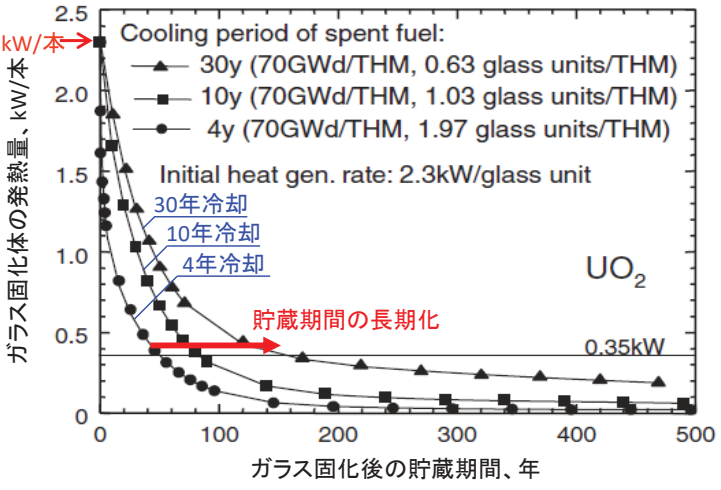
4．負荷低減と評価指標
4.1 着目点

・UO_2燃料の高燃焼度化、MOX燃料の利用（プルサーマル）
・使用済燃料の冷却期間の長期化

参照データ(例)



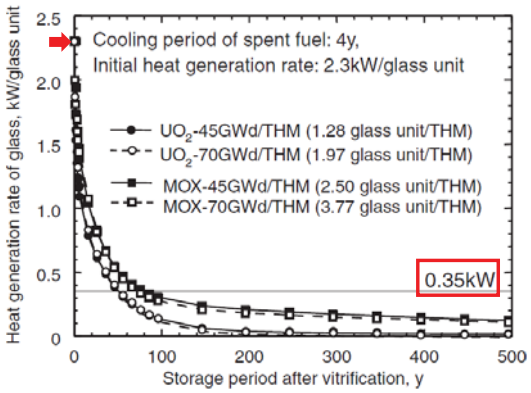
使用済燃料の発熱量と燃焼度の関係



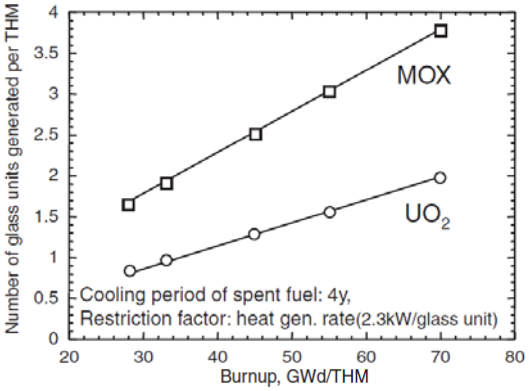
ガラス固化体の発熱量と貯蔵期間の関係

Y. Inagaki et al., LWR High Burn-Up Operation and MOX Introduction; Fuel Cycle Performance from the Viewpoint of Waste Management, J. Nucl. Sci. technol., Vol.46, No.7, 2009

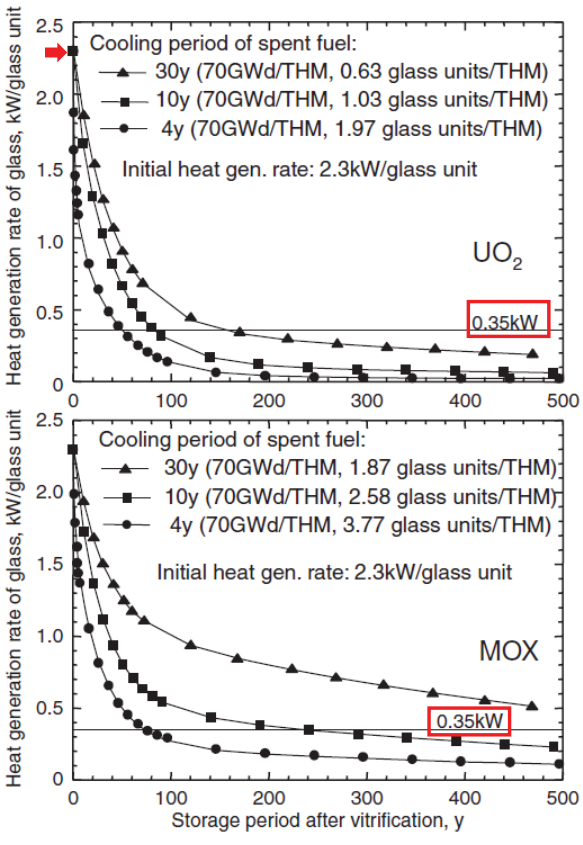
Comparison between Type of Fuel, Burn-up & Cooling Period



Heat generation vs. storage period of vitrified waste



Number of vitrified waste vs. burn-up



Heat generation vs. cooling period of vitrified waste

Y. Inagaki et al., LWR High Burn-Up Operation and MOX Introduction; Fuel Cycle Performance from the Viewpoint of Waste Management, J. Nucl. Sci. technol., Vol.46, No.7, 2009

4.2 燃料サイクル諸条件と負荷低減評価指標

(1) 視点

放射性廃棄物の減容・有害度低減

環境負荷低減

定量的評価：核燃料サイクル諸条件 ⟷ 廃棄物量（処分場面積）削減

- **緩衝材温度vs.廃棄体専有面積**
- **核燃料サイクル諸条件⇒使用済燃料／ガラス固化体の発熱量⇒緩衝材温度**

↓

- **評価指標**

(2) 評価指標

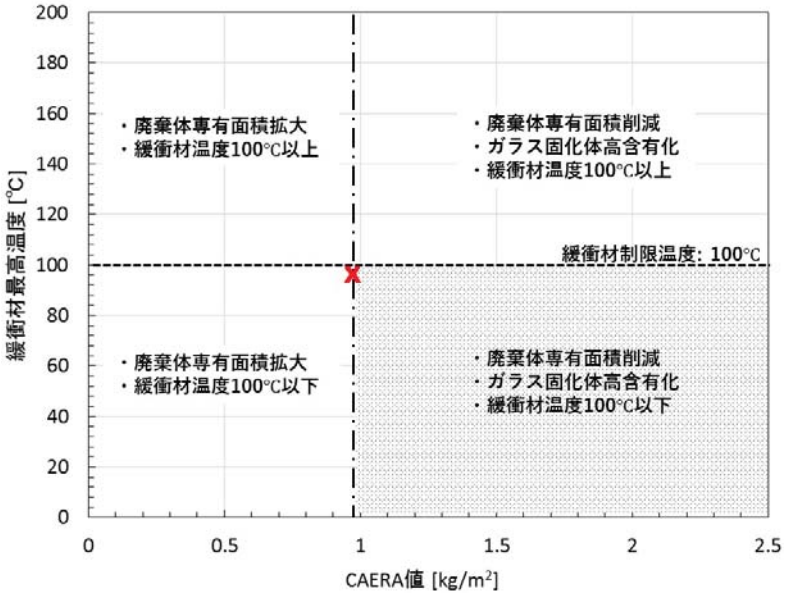
核燃料サイクル諸条件と地層処分場への影響/緩衝材温度を一元的に集約

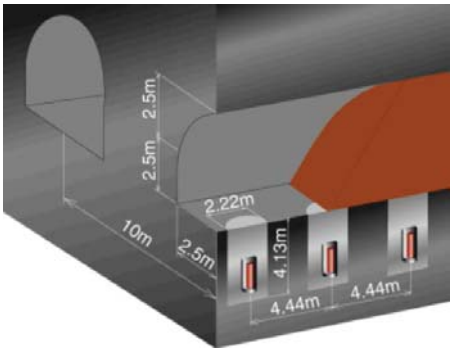
No.	項目		単位	パラメータ（例）	図における表示方法
1	燃料タイプ		−	UO_2, MOX	UO_2用／MOX用に分けて表示
2	燃焼度		GWd/THM	28, 33, 45, 55, 70	差異による影響は無視可能
3	使用済燃料冷却期間		年	4, 10, 20, 30	色分けによる区分
4	核種分離割合	Cs,Sr	%	0, 70, 90	シンボルによる区分
		MA	%	0, 70, 90	同上
		Mo,PGM	%	0, 70	同上
5	廃棄物含有率		wt%/本	20, 30, 35	CAERA値として表示
6	廃棄体専有面積		m^2/本	44 ～ 300	

CAERA指標：包括的な検討による廃棄体専有面積削減効果
（Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area）

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

(3) CAERA指標と緩衝材温度との関係 -UO2燃料-





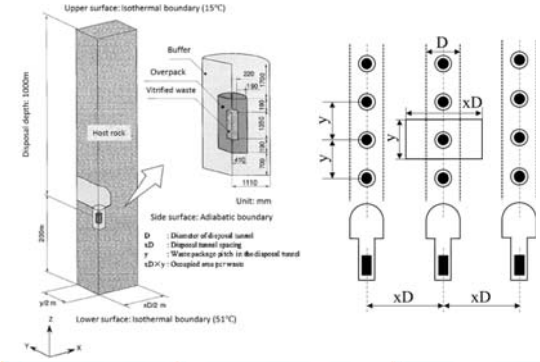
＊地層処分場、竪置き定置方式

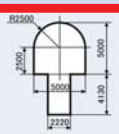
✕:基本ケース
- CAERA = 0.97 kg/m²
- 緩衝材最高温度＜100℃
- 坑道離間距離：10 m
- 廃棄体ピッチ：4.44 m
- 廃棄体専有面積：44.4 m²

＊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－
分冊２　地層処分の工学技術，JNC TN1400-99-022, H11.11.26

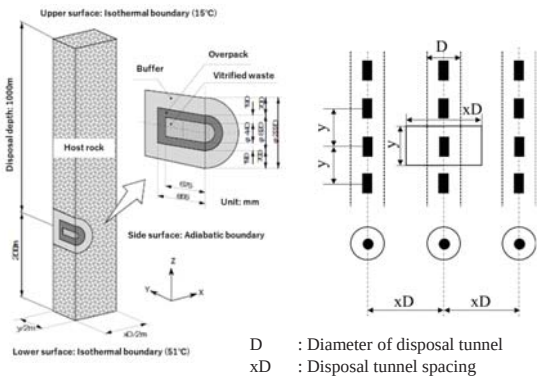
(4) Engineering, EBS and repository design, Glass

■ Vertical emplacement method



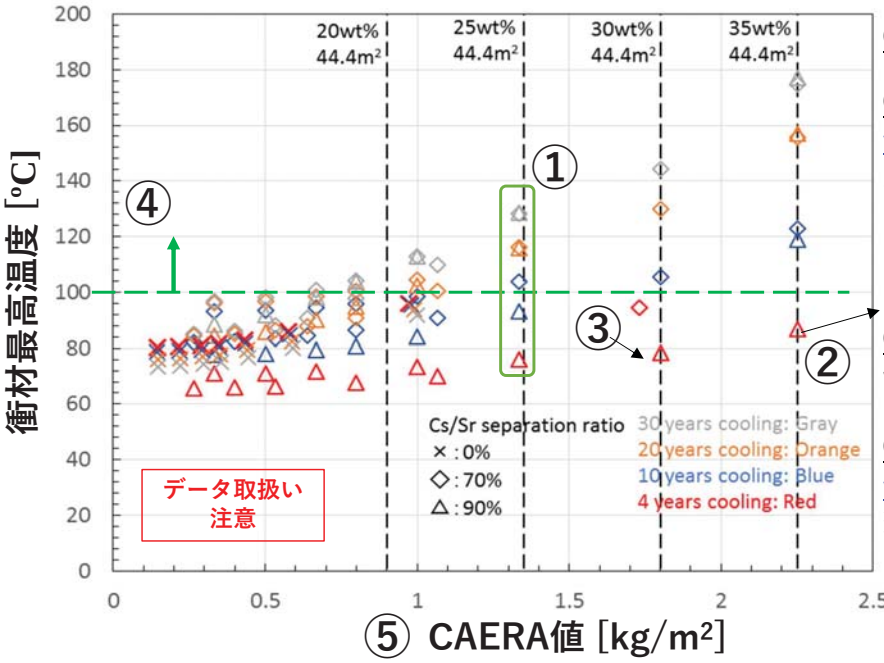
Vertical	Emplacement method	Horizontal
44.4 m²/unit	Minimum occupied area per unit	13.9 m²/unit
	Disposal tunnel	

■ Horizontal emplacement method



D : Diameter of disposal tunnel
xD : Disposal tunnel spacing
y : Waste package pitch in the disposal tunnel
xD × y: Occupied area per wastez

5. 評価例
5.1 廃棄体専有面積の削減：UO_2燃料/ガラス固化体の地層処分
(1) 全体概要



①冷却期間の最適化

② 廃棄物含有率の最適化
例
$2.5kg/m^2 => 2.5 \times 44.4m^2 = 111kg$
$111kg + 40kg(Na_2O) = 151kg$
$151kg/400kg => 37.8wt\%$

③ 分離割合の最適化
傾向を基に予測

④適用範囲の拡大
例
緩衝材温度制限値の変更
100℃ => 120℃

⑤要求面積／要求廃棄物含有率の評価
例 100,000本, 廃棄体専有面積；4km², CAERA指標値: 3.0kg/m²

$$4 \times 10^6[m^2] \times 3.0[kg/m2] = 12 \times 10^6[kg]$$
$$12 \times 10^6[kg] \div 100,000[\text{glass unit}] = 120\ [kg/\text{glass unit}] = 40\ [wt\%_{Na2O}]$$

(2) 評価条件

UO_2燃料
- Mo/PGM分離割合70%
- Cs/Sr, MA分離割合0, 30, 50, 70, 90%
- 廃棄物含有率 20, 25, 35wt%

本条件における廃棄体専有面積削減効果が最大となる条件

Case	使用済燃料冷却期間 [年]	Cs/Sr 分離 [%]	MA 分離 [%]	Mo/PGM 分離[%]	ガラス固化体 廃棄物含有率 [wt%]
1	4	90	0	70	35
2	15	70	0	70	25
3	20	70	0	70	25
4	30	0	0	0	21
5	40	0	0	0	21
6	50	0	90	70	35
7	100	0	70	70	35

評価１
発熱性核種除去
ガラス品質向上
廃棄物高充填化

評価2
SF冷却の長期化
発熱低減
ガラス品質向上
廃棄物高充填化

5.2 サイクル条件組合せ

(1) Viewpoints

a. Volume reduction

b. Mitigation of degree of harmfulness of radioactive waste

Volume reduction of waste & repository design

Volume of radioactive waste

↓

Size of repository

↓

Disposal area

↓

Waste occupied area

↕

Upper limit temperature/buffer material/100℃

↑

Emplacement pitch & T-to-t distance

Repository concept for vitrified waste*

	Disposal tunnel to tunnel distance xD [m]	Pitch between waste y [m]	Waste occupied area [m²]
Vertical emplacement	10	4.44	44.4

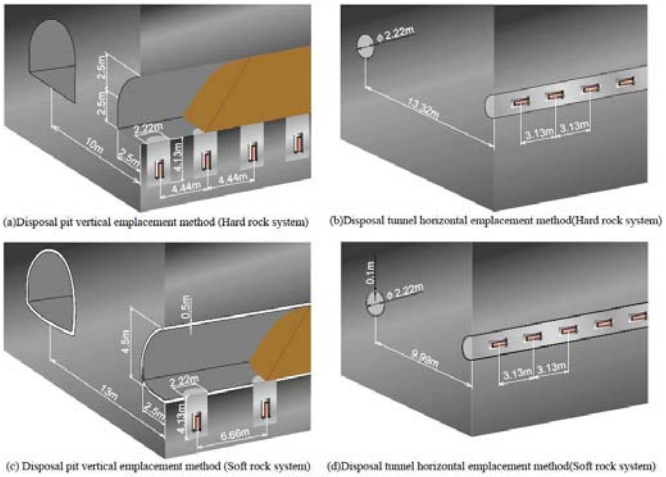


Figure 4.2.2-6 Specifications of the disposal tunnel and the waste package pitch

* H. Asano, et al., RWMC/TokyoTech, Cross-sectoral study on nuclear energy system for less-impacted radioactive waste management, Effect of various spent nuclear fuel properties and reprocessing conditions on geological disposal, SFM19, Vienna, Austria, 2019
https://media.superevent.com/documents/20190626/d4939e24de05515f5dd77ae0206f8ca7/33_h.asano_crosssectoralstudy.pdf
https://media.superevent.com/documents/20190618/ecc05e8c997c0f567022ea7a7a8484ae/id33_asano.pdf

(2) Fuel cycle conditions and calculation

Process	Parameters	Unit	Referencs case	Our study
Reactor	Type	-	17×17 PWR	
	Fuel	-	UO2	
	Burn-up	GWd/tHM	45	28, 45, 70
Reprocesssing/ Nuclide separation	SF cooling period	year	4	4, 10, 15, 20, 30, 50
	U	%	99.6	
	Pu	%	99.5	
	H, C, I, Cl, Noble gas	%	100	
	Cs, Sr	%	0	0, 70, 90
	MA (Np, Cm, Am)	%	0	0, 70, 90
	Mo	%	0	0, 70, 90
	PGM (Ru, Rh, Pd)	%	0	0, 70, 90
Vitrification	Glass generation	unit/tHM	1.25	1.25, variable
	Waste loading	wt%	20.8	15, 18, 20.8, 25, 30, 35
	Heat generation	kW/unit	≦ 2.3*	
	MoO_3	wt%	≦ 1.5*	
	PGM	wt%	≦ 1.25*	
	Na_2O	wt%	10	
	Weight	kg/unit	400	
Geological disposal	Emplacement	-	Vertical/Horizontal	

Limitation

ORIGEN2.2-UPJ, JENDL4.0/ORLIBJ40, COMSOL Multiphysics Code

*Inagaki Y, Iwasaki T, Sato S, et al. LWR high burnup operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management. J Nucl Sci Technol. 2009;46:677–689.

(3) Calculation & results
a. Properties of vitrified waste under various conditions of fuel burn-up and SF cooling period

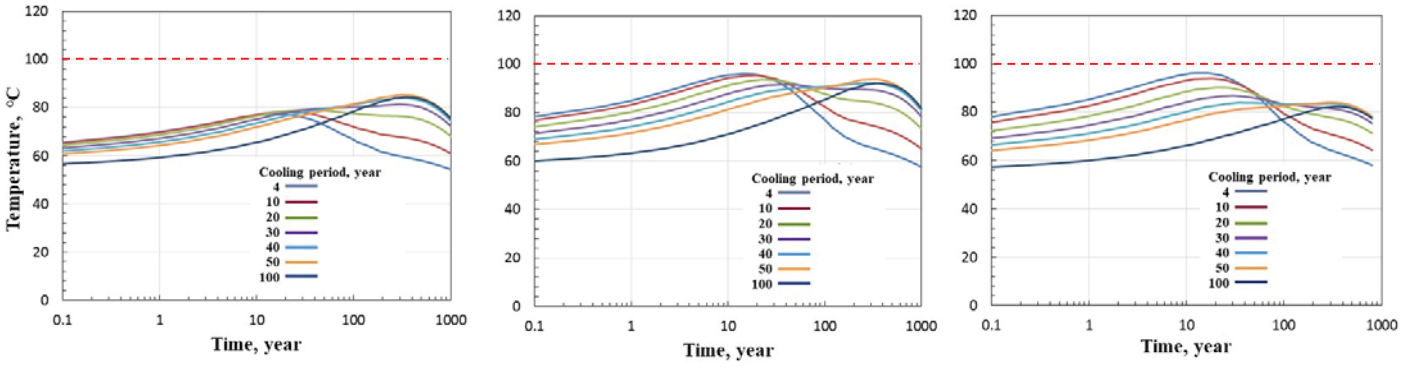
UO_2
***Vitrified waste generation : 1.25 unit/tHM**
****Vitrified waste generation : 1.91unit/tHM**
MoO3 : ≦1.5wt%
PGM : ≦1.25wt%

Burn-up (GWd/tHM)	Spent fuel cooling period(year)		4	10	20	30	50	100
28*	Waste loading (wt%/glass unit)		17.18	17.24	17.31	17.36	17.41	17.44
	Heat generation rate (kW/glass unit)	Vitrification	1.55	0.68	0.53	0.44	0.32	0.17
		Disposal	0.216	0.213	0.204	0.191	0.166	0.122
45*	Waste loading (wt%/glass unit)		20.83	20.92	21.01	21.07	21.13	21.17
	Heat generation rate (kW/glass unit)	Vitrification	2.30	1.10	0.83	0.68	0.48	0.24
		Disposal	0.343	0.328	0.301	0.273	0.225	0.155
70**	Waste loading (wt%/glass unit)		20.69	20.75	20.82	20.86	20.91	20.94
	Heat generation rate (kW/glass unit)	Vitrification	2.30	1.15	0.85	0.68	0.46	0.21
		Disposal	0.348	0.325	0.288	0.254	0.201	0.128

(3) Calculation & results
a. Properties of vitrified waste under various conditions of fuel burn-up and SF cooling period

UO_2
Vitrified waste
Geological disposal : Vertical, 44.4m²
Upper limit temperature of buffer material : 100℃

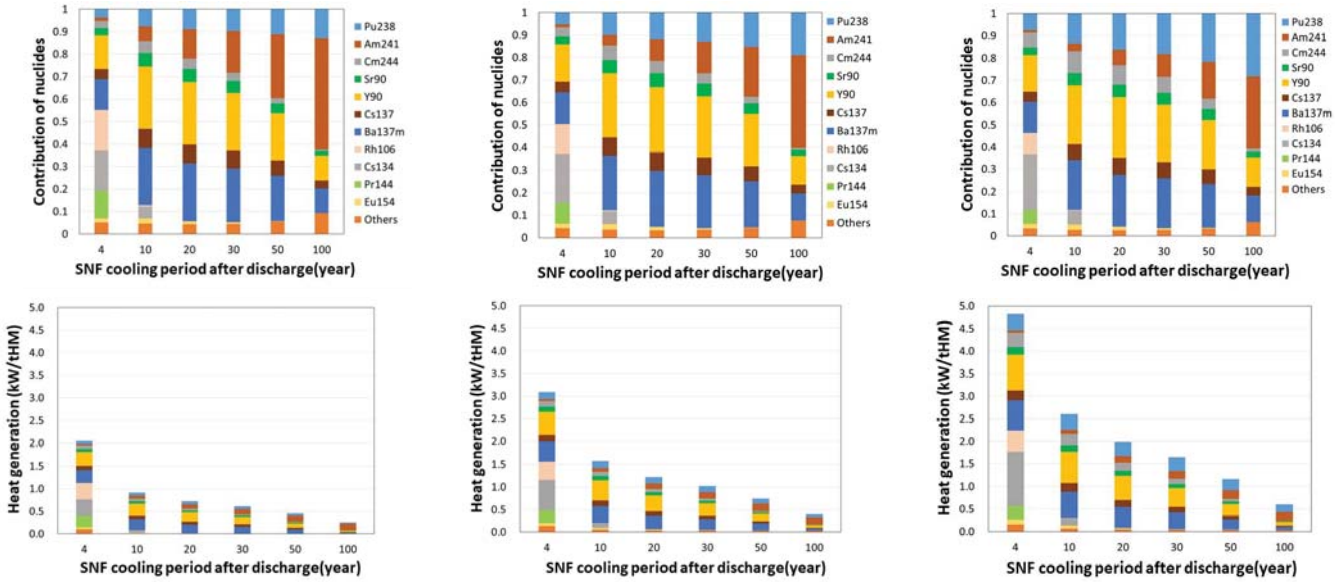
Time after disposal vs. Temperature of buffer material placed surrounding waste package at the repository



28 GWd/tHM　　45 GWd/tHM　　70 GWd/tHM

(3) Calculation & results
a. Properties of vitrified waste under various conditions of fuel burn-up and SF cooling period

Heat generation /nuclides/Spent fuel/UO_2



28 GWd/tHM **45 GWd/tHM** **70 GWd/tHM**

(3) Calculation & results
a. Properties of vitrified waste under various conditions of SF cooling period and

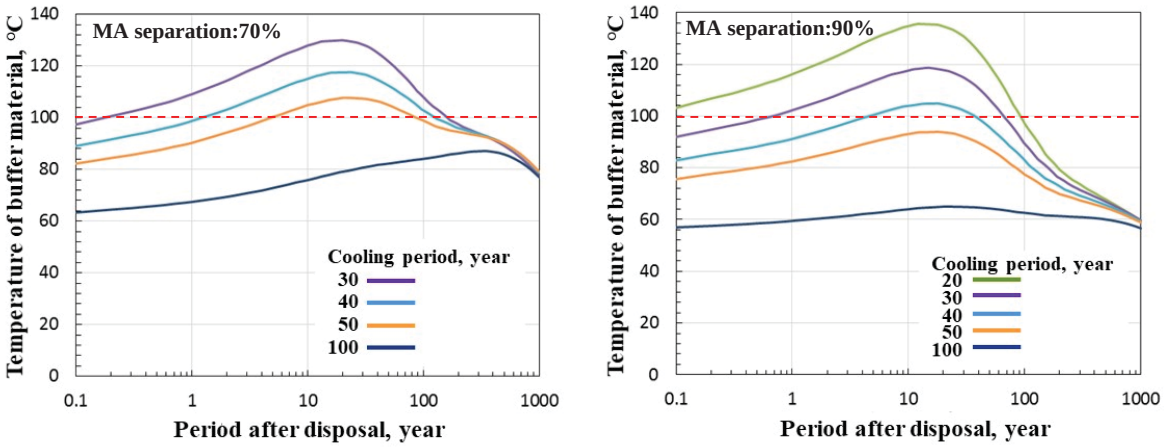
UO_2/Burn-up：45GWd/tHM
Waste loading : 35wt%
Mo & PGM : 70% separation

Spent fuel cooling period (year)	MA separation (%)	Heat generation rate (kW/glass unit)	MoO_3 content (wt%)	PGM content (wt%)	Waste generation (glass unit/tHM)
4	0	5.80	1.16	0.90	0.447
	70	5.65	1.18	0.92	0.438
	90	5.60	1.19	0.93	0.435
10	0	3.03	1.15	0.90	0.451
	70	2.80	1.18	0.92	0.439
	90	2.77	1.19	0.93	0.436
20	0	2.28	1.14	0.89	0.455
	70	2.05	1.17	0.92	0.441
	90	1.99	1.18	0.92	0.437
30	0	1.86	1.13	0.88	0.458
	70	1.63	1.17	0.91	0.442
	90	1.56	1.18	0.92	0.437
50	0	1.29	1.12	0.88	0.461
	70	1.05	1.17	0.91	0.443
	90	0.98	1.18	0.92	0.438
100	0	0.64	1.12	0.87	0.463
	70	0.40	1.16	0.91	0.444
	90	0.33	1.18	0.92	0.439

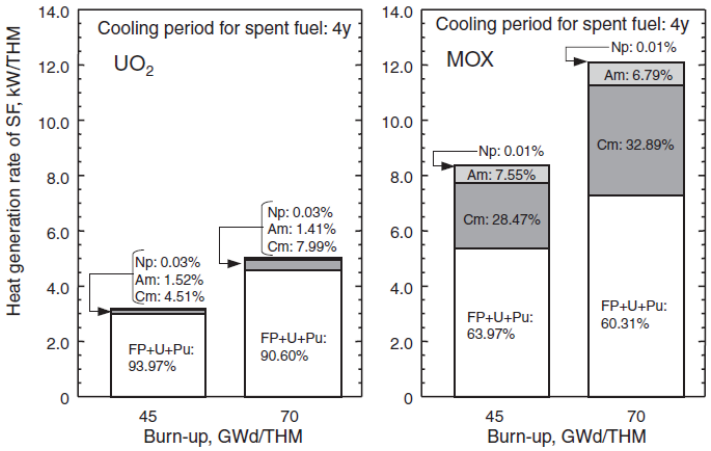
< 2.3

(3) Calculation & results
b. Properties of vitrified waste under various conditions of SF cooling period and MA separation ratio

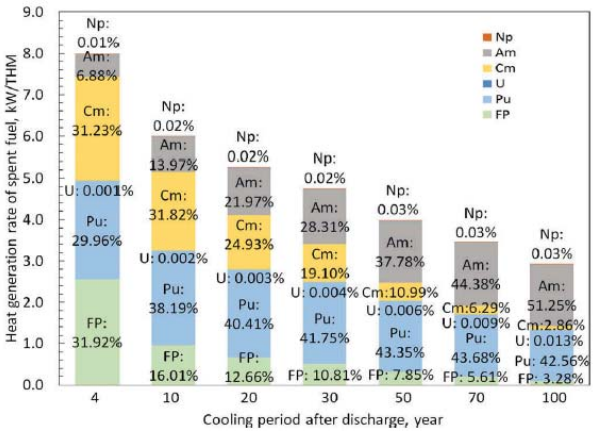
UO_2/Burn-up：45GWd/tHM
Waste loading : 35wt%
Mo & PGM : 70% separation
Geological disposal : Vertical, 44.4m²



5.3 MOX fuel
(1) heat generation characteristics



Heat generation rate of spent fuel with burn-up of 45GWd/THM and 70GWd/THM at 4 years of cooling after discharge and the contribution of MA (Np, Am, and Cm)



Contribution of minor actinides in MOX spent fuel (45GWd/THM) on heat generation rate

Inagaki.Y, et al., LWR High Burn-Up Operation and MOX Introduction; Fuel Cycle Performance from the Viewpoint of Waste Management, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 46, No. 7, p. 677–689 (2009)

K. Kawai, 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, JOURNAL OF NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY, 2018, VOL. 55, NO. 10, 1130–1140

(2) 計算条件＆計算方法：MOX

ORIGEN2.2-UPJ、JENDL-4.0（ORLIBJ40)

プロセス	パラメータ	単位	リファレンスケース /UO_2	RWMC自主研究/東工大共同研究	
				UO_2	MOX
炉	炉型	-	17×17 PWR		
	燃焼度	GWd/THM	45	28、45、70	
	使用済燃料冷却期間	year	4	50, 100	4, 50, 100
再処理/核種分離	Carry-over fraction of U	%	0.442		
	Carry-over fraction of Pu	%	0.548		
	H, C, I, Cl, Noble gas	%	0		
	MA (Np, CM, Am)	%	0	0, 70, 90	
ガラス固化	廃棄物含有率	wt%	20.8	30, 35	16, 20*, 25, 35
	発熱量	kW/unit	≦2.3		
	MoO_3 含有量	wt%	≦1.50		
	PGM 含有量	wt%	≦1.25		
	Na_2O 含有量	wt%/unit	10		
	ガラス固化体 仕様	-	JNFL基本仕様		
	ガラス固化体 体積	liter/unit	150		
	ガラス固化体 重量	kg/unit	400		
地層処分	定置方式	-	竪置き		

*20wt%：UO2/MOX混合の場合のみ

(2) 計算結果：MOX

Table 1. Waste loading and number of glass units per THM at various conditions of burn-up and cooling period (upper table, UO_2 fuel; lower table, MOX fuel).

		Waste loading (wt%)		Number of glass units (Glass unit/THM)		Number of glass units (Glass unit/GWd)		Restriction factor	
UO_2 Fuel	Cooling period (year)	Burn-up (GWd/THM) 55	70	55	70	55	70	55	70
	4	20.88	20.49	1.515	1.966	0.0275	0.0281	Heat	
	10	21.81	21.68	1.406	1.777	0.0256	0.0254	MoO_3 content	
	20	21.90	21.76						
	30	21.96	21.81						

		Waste loading (wt%)			Number of glass units (Glass unit/THM)			Number of glass units (Glass unit/GWd)			Restriction factor		
MOX Fuel	Cooling period (year)	Burn-up (GWd/THM) 28	33	45	28	33	45	28	33	45	28	33	45
	4	16.32	16.17	16.05	1.550	1.820	2.435	0.0554	0.0552	0.0541		Heat	
	10	19.85	20.01	19.53	0.995	1.175	1.614	0.0355	0.0356	0.0359		PGM content	
	20	20.85	20.52	20.02			1.607			0.0357			
	30	21.17	20.83	20.32									

Table 2. Required separation ratio of Mo and PGM and waste loading of waste glass.

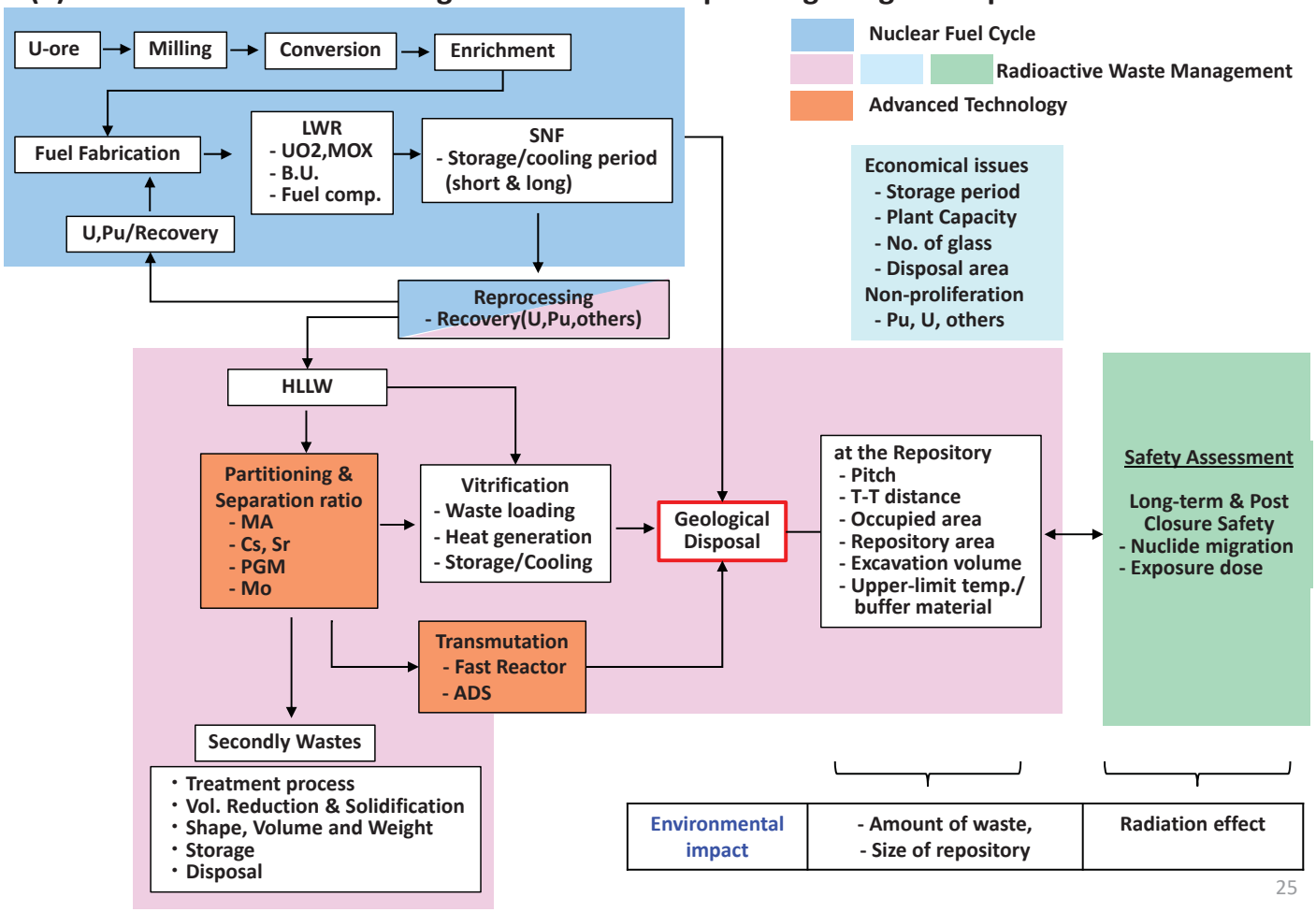
Cooling period	Burn-up (GWd/THM)		UO_2 Fuel 55	70	MOX fuel 28	33	45
10	Waste loading (wt%)		29.0	27.8	20.1	20.1	19.5
	Required separation ratio (%)	Mo	44.7	41.4	-	-	-
		PGM	42.3	41.1	3.1	1.4	-
20	Waste loading (wt%)		34.3	33.1	22.4	22.0	21.5
	Required separation ratio (%)	Mo	58.2	56.5	-	-	-
		PGM	56.3	56.2	14.4	14.4	14.9
30	Waste loading (wt%)		39.3	38.1	23.9	23.6	23.2
	Required separation ratio (%)	Mo	65.9	65.1	-	-	-
		PGM	64.4	64.9	21.9	22.9	25.0

The hyphen means separation of the element is not required because heat generation rate is already reached to 2.3 kW/glass unit without its extraction

Kawai K, Sagara H, Takeshita T, 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. 2018;55(10):1130-1140.

6. 分野横断研究/Integrated approach for future NFC system

(1) Potential areas for reducing environmental impact in geological disposal



(2) 燃料サイクル条件の多様性

Current

Reactor	Fuel	Burn-up (GWd/tHM)	Spent fuel cooling period (year)	Reprocessing /Purex /Recovery(%)	Pre-conditioning of HLLW		Vitrification*/ Vitrified waste		Geological disposal	
					Nuclide separation	SR** (%)	WL*** (wt%)	SP**** (year)	Emplace-ment	Effects on repository
LWR	UO_2	45	4	U/99.5 Pu/99.5	–	0	20	50	Vertical/ Horizontal	Waste occupied area, example: .4.4m X 10m =44m2, vertical emplacement

Future

LWR, FR, Advanced Reactor, etc.,	UO_2 MOX	45 >45	4 15 20 30 50 70 100	U/99.5 Pu/99.5	Heat generation	MA	Np Am Cm	0 70 90 99 99.5 99.9 100	16 20 25 30 35	<50 50 >50	Vertical/ Horizontal	Waste package pitch(m) Tunnel-to-tunnel distance(m) Waste occupied are(m^2) Entire repository area(m^2) Tunnel excavation volume (m^3) Upper limit temperature of buffer material (℃)
						FPs	Cs Sr					
					Property of glass	Mo	Mo					
						PGM	Ru Rh Pd					

*Vitrification: Glass matrix and glass melter operation, Limitation: Heat generation≦2.3kW/unit, MoO3≦1.5wt%, PGM≦1.25wt%, Na_2O=10wt%, Weight=400kg/unit

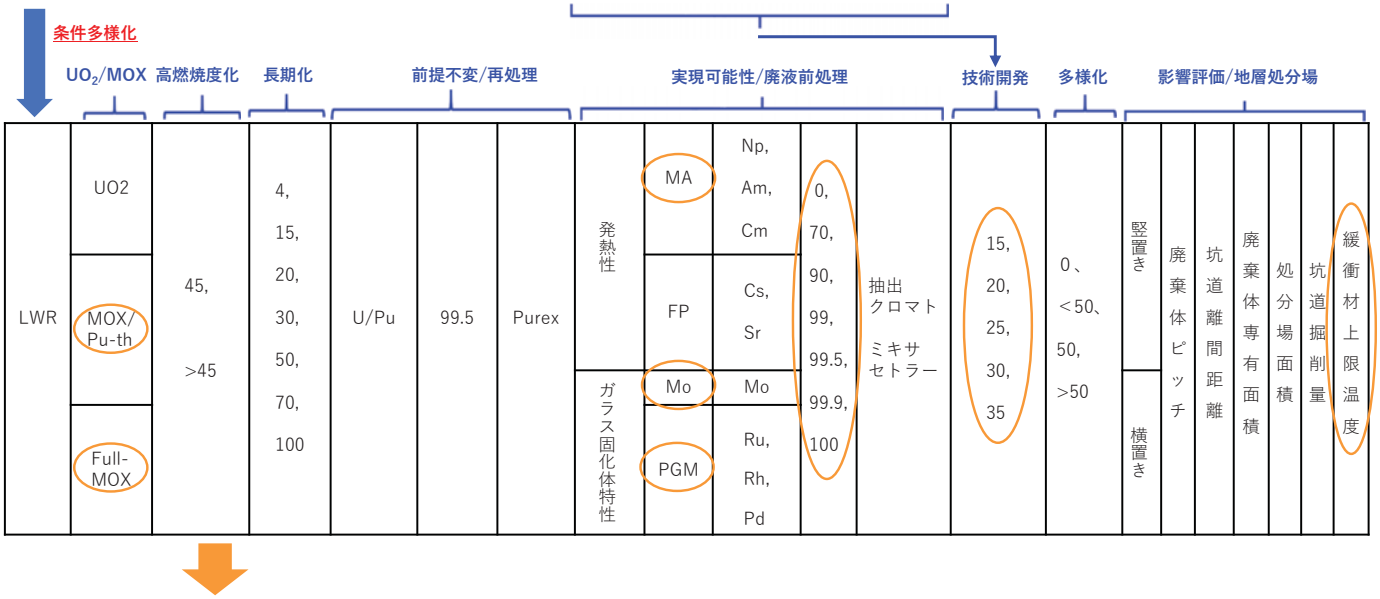
**SR: Separation ratio, ***WL: Waste loading, ****SP: Storage period

Target nuclides/Load reduction/Geological disposal

MA	Am	Cs/Sr	Mo	PGM(Ru, Rh, Pd)
Separation ratio(wt%)				
Heat generation of vitrified waste(kW/glass)			Waste loading(wt%)/Upper limit/Vitrified waste	
Repository area （waste occupied area）			Number of vitrified waste	

7. 今後の研究に向けて

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
–	UO2/MOX	燃焼度（GWd/THM）	冷却期間（年）	分離対象核種	分離割合（wt%）	分離プロセス	ガラスマトリックス・原料供給形態	溶融炉/運転制御技術	廃棄物含有率（wt%）	貯蔵期間（年）	廃棄体専有面積（m²/本）
LWR	UO_2	45	4	U/Pu	99.5	Purex	PGM&YP対策	PGM&YP対策	約20	50	44/縦置き



- **UO2⇒MOX製造、MOX燃料組成、Pu富化度**
- **MA分離：プロセスフローシート、廃棄体性状、処分場負荷**
- **廃棄物含有率：α核種濃度**
- **MoO_3、PGM：ガラス固化体固溶限界濃度＆上限濃度（溶融炉運転、仮焼層安定性、ガラス固化体浸出率）**
- **MOX由来ガラス固化体の地層処分場負荷評価：基本ケース（標準形）**
- **緩衝材（ベントナイト）上限温度：>100℃**

End

本資料で用いたデータは原環センター自主研究「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（平成26～29年度)」の成果の一部である。

資料中、「データ取扱注意」としたものは、今後論文化等により正式に外部発表する予定のものです。その旨留意ください。

マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発

（平成25-26年度 原子力システム事業 環境負荷低減研究開発B）

フィージビリティスタディーの概要

研究代表者: 九州大学 稲垣 八穂広
共同研究者: 日立GE 深澤 哲生
共同研究者: 福島高専 佐藤 正知

第4回「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会 2019.12.4

研究の背景：MA分離変換の効果と課題

効 果

- 高レベル廃棄物の***有害度低減***および***減容***による***環境負荷低減***

課 題

- **分離変換技術の実用化までの期間**

相当期間の研究開発必要

↓

分離変換の有無によらずSNF再処理より高レベル廃液（MA+FP）発生

↓

分離変換実用化以前に発生する高レベル廃液は現状のガラス固化

↓

一旦ガラス固化されたMAは再取出し困難、分離変換適用も困難

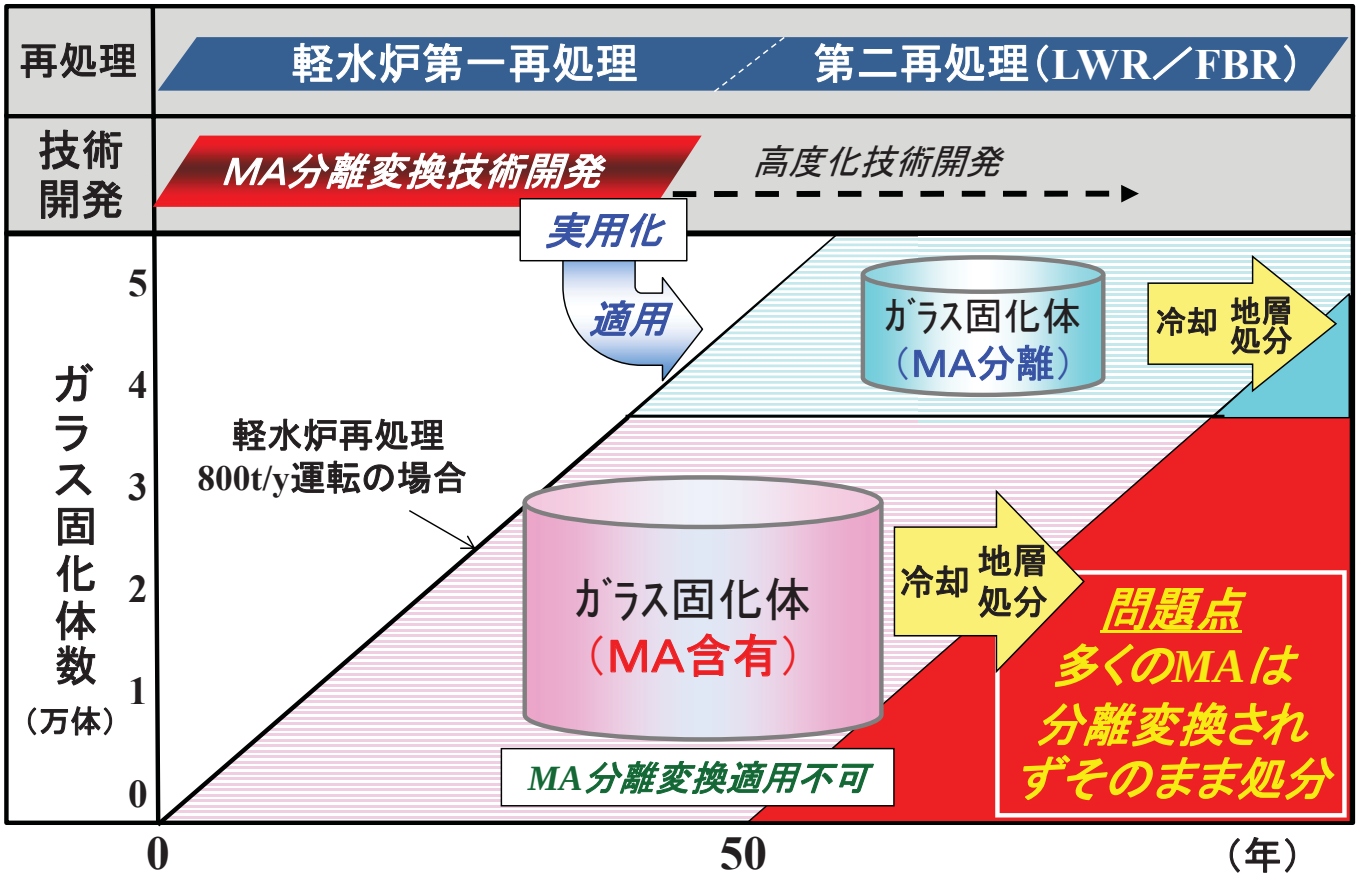
↓

多くのMAはガラス固化体として地層処分

↓

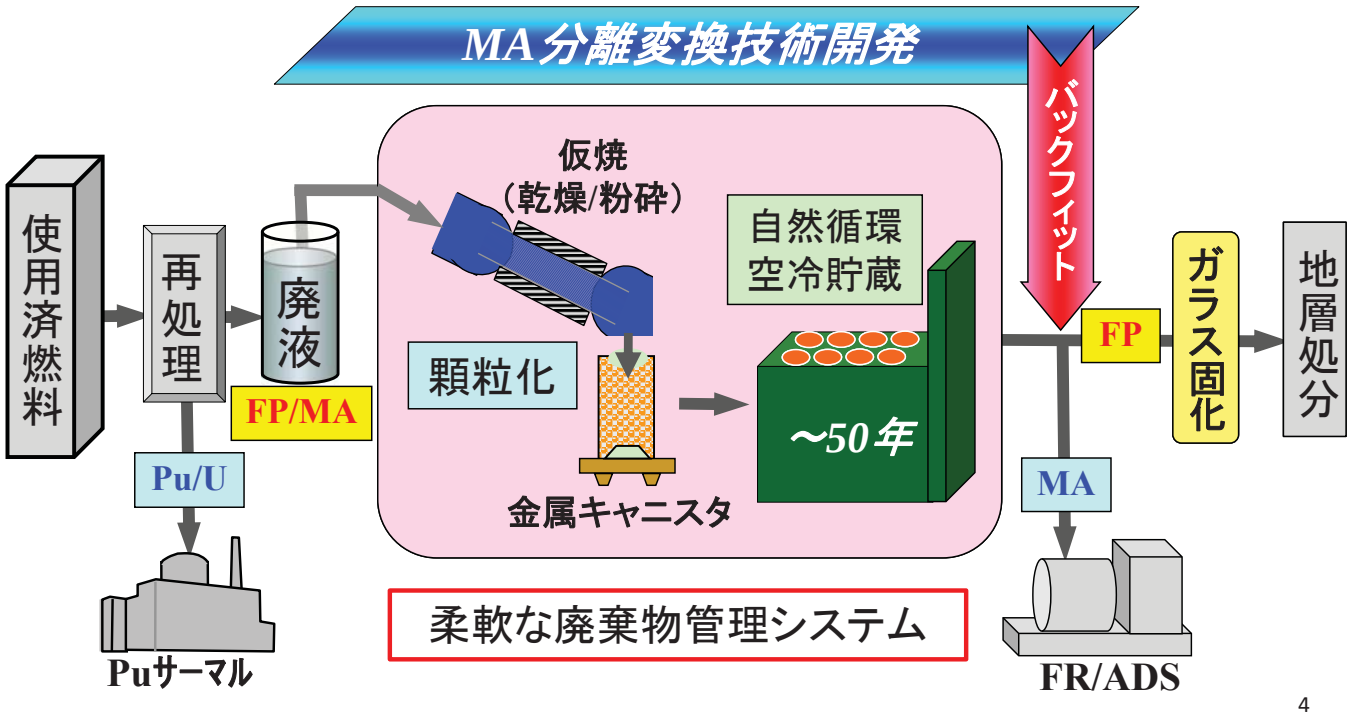
全体としての環境負荷低減効果：小

研究の背景：従来の廃棄物管理法の課題

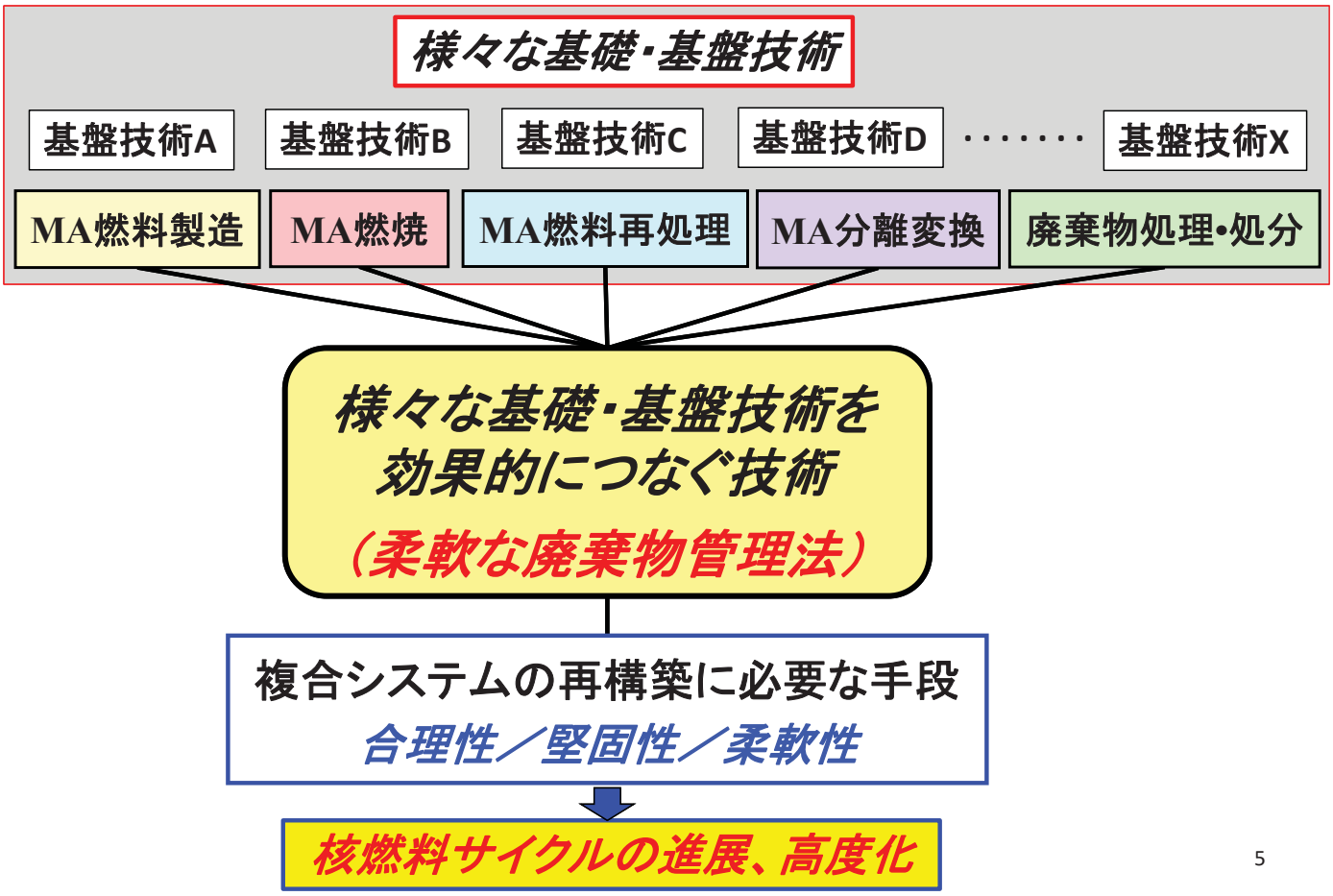


柔軟な廃棄物管理法の提案とその概念

SNF再処理 ⇒ 高レベル廃液（FP/MA） ⇒ 顆粒化 ⇒ 冷却
貯蔵（～50年） ⇒ MA分離変換／FPガラス固化 ⇒ 地層処分



柔軟な廃棄物管理法の意義

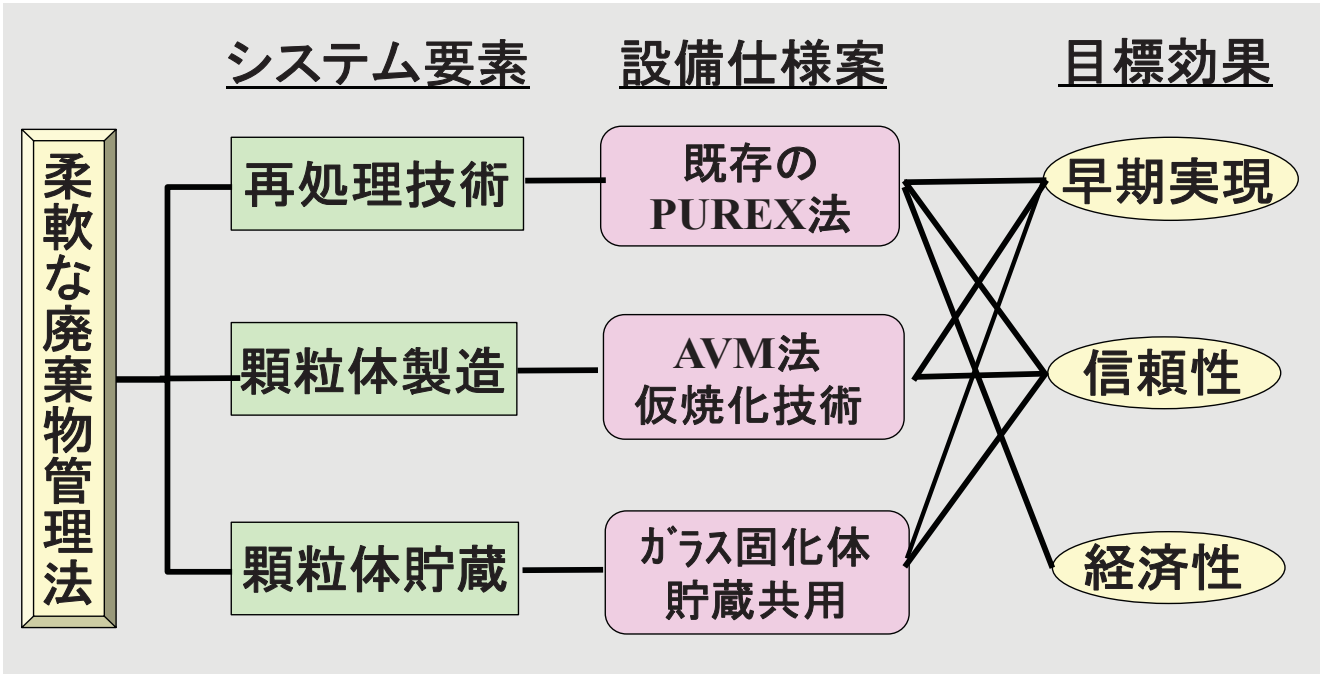


研究の目的

① 「柔軟な廃棄物管理法」の技術的成立性を示す。
② その環境負荷低減効果を定量的に示す。

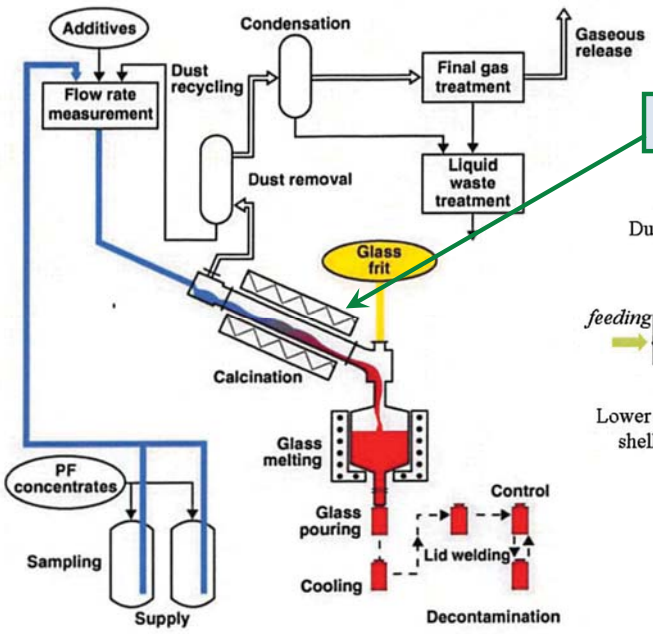
検討項目	(1) 廃棄物顆粒化技術の開発 ① 廃棄物顆粒体製造技術の調査と選定 ② 模擬廃液を用いた顆粒化技術の確認
	(2) 廃棄物顆粒体長期貯蔵の成立性評価 ① 材料化学的安定性評価 ② 廃棄物顆粒体の熱伝導率評価 ③ 貯蔵設備の成立性と事故時安全性評価
	(3) 環境負荷低減効果の定量評価 ① 潜在的有害度評価 ② 処分場面積評価

柔軟な廃棄物管理システムの目標と考え方

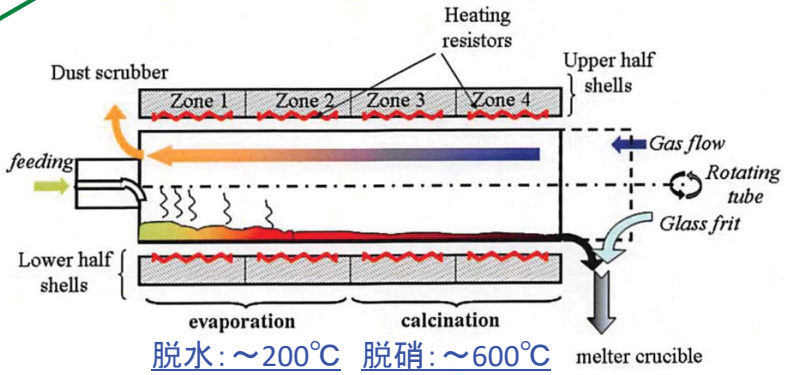


廃棄物顆粒化技術の開発：顆粒体製造技術の選定

ラアーグガラス固化プラントにおけるAVM法プロセス



ロータリーキルンによる仮焼（Calcination）

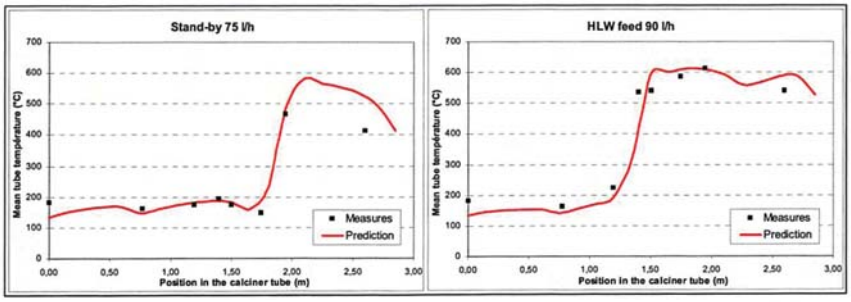


脱水：～200℃　脱硝：～600℃

添加物
- $Al(NO_3)_3$：突沸防止
- Sugar：Ru揮発抑制

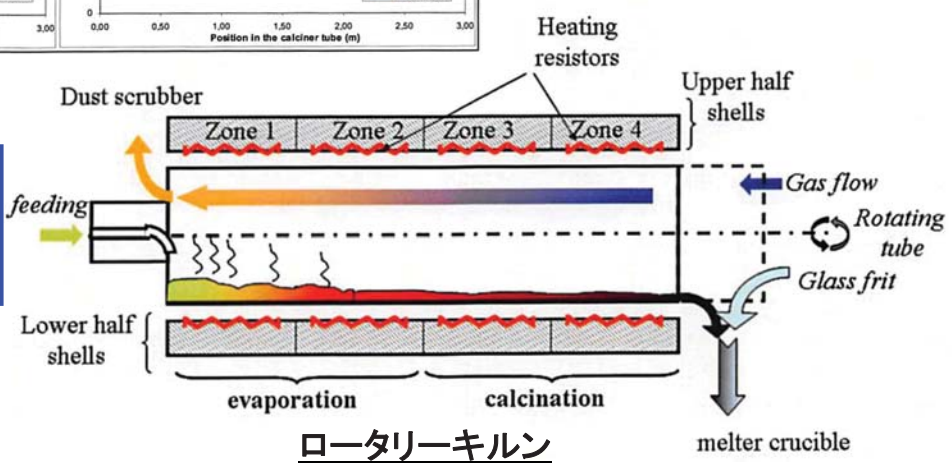
廃棄物顆粒化技術の開発：顆粒体製造技術の選定

高レベル廃液ガラス固化（仮焼）の技術調査



仮焼温度
- 100 → 600° C
  （脱水→脱硝→仮焼体）
- 廃液供給流速により調整

添加物
- $Al(NO_3)_3$：突沸防止
- Sugar： Ru揮発抑制



ロータリーキルン

Calciner process principles and design (Petitjean, et al., Waste Management Conference, 2006)

廃棄物顆粒化技術の開発：模擬廃液の作製

模擬高レベル廃液組成（JAEA、CRIEPの公開データを基に決定）

溶媒：3M HNO_3

＊Na無の場合（将来の再処理条件を想定）

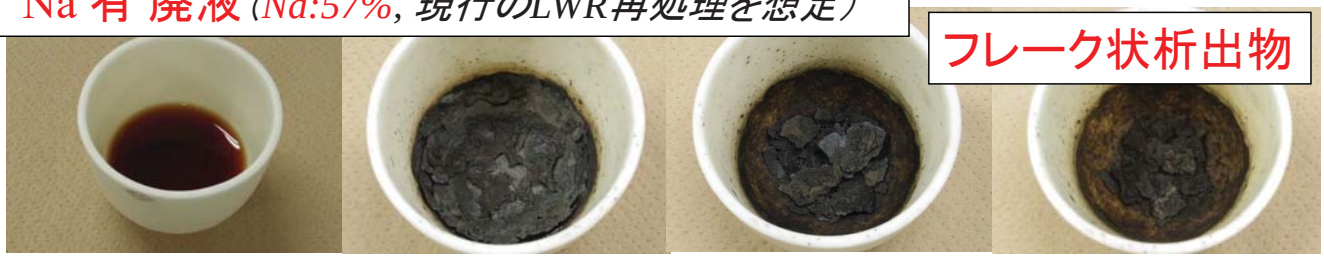
元素	試薬		濃度 [mol/l]	組成 [mol.%]	組成＊ [mol.%]
Cs	$CsNO_3$	FP（アルカリ金属）	0.034	3.35	7.74
Sr	$SrNO_3$	FP（アルカリ土類金属）	0.013	1.30	2.99
Ba	$Ba(NO_3)_2$	FP（アルカリ土類金属）	0.018	1.78	4.11
Zr	$ZrO(NO_3)_2 \cdot 2H_2O$	FP（遷移金属）	0.056	5.50	12.7
Mo	H_2MoO_4	FP（遷移金属）	0.051	5.06	11.7
Ru	$Ru(NO_3)_3$	FP（白金族）	0.034	3.38	7.81
Rh	$Rh(NO_3)_3$	FP（白金族）	0.006	0.58	1.33
Pd	$Pd(NO_3)_2$	FP（白金族）	0.023	2.31	5.35
La	$La(NO_3)_3 \cdot 6H_2O$	FP（ランタニド）	0.020	2.00	4.63
Ce	$Ce(NO_3)_3 \cdot 6H_2O$	FP,MA（ランタニド,アクチニド模擬）	0.052	5.16	11.8
Nd	$Nd(NO_3)_3 \cdot 6H_2O$	FP,MA（ランタニド,アクチニド模擬）	0.065	6.46	14.8
Fe	$Fe(NO_3)_3 \cdot 9H_2O$	腐食生成物	0.065	6.46	14.9
Na	$NaNO_3$	溶媒洗浄廃液	0.573	57.3	0

廃棄物顆粒化技術の開発：模擬廃液の仮焼

模擬廃液の仮焼結果

Na 有 廃液 (*Na:57%, 現行のLWR再処理を想定*)

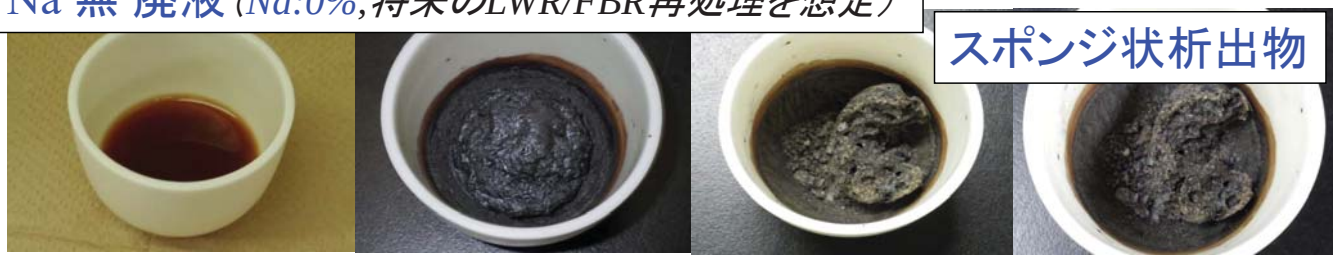
フレーク状析出物



仮焼前　600°C仮焼後　700°C仮焼後　800°C仮焼後

Na 無 廃液 (*Na:0%, 将来のLWR/FBR再処理を想定*)

スポンジ状析出物

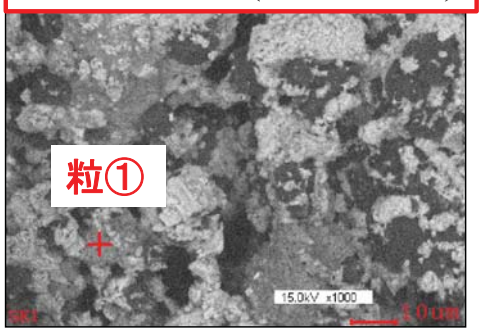


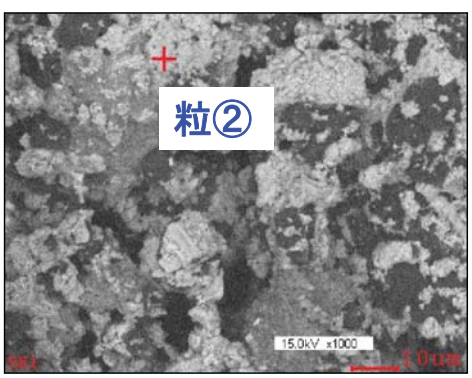
仮焼前　600°C仮焼後　700°C仮焼後　800°C仮焼後

顆粒体長期貯蔵の成立性：模擬廃液仮焼体の特性評価

仮焼体のSEM/EDX分析結果

Na有 仮焼体 (仮焼600°C)



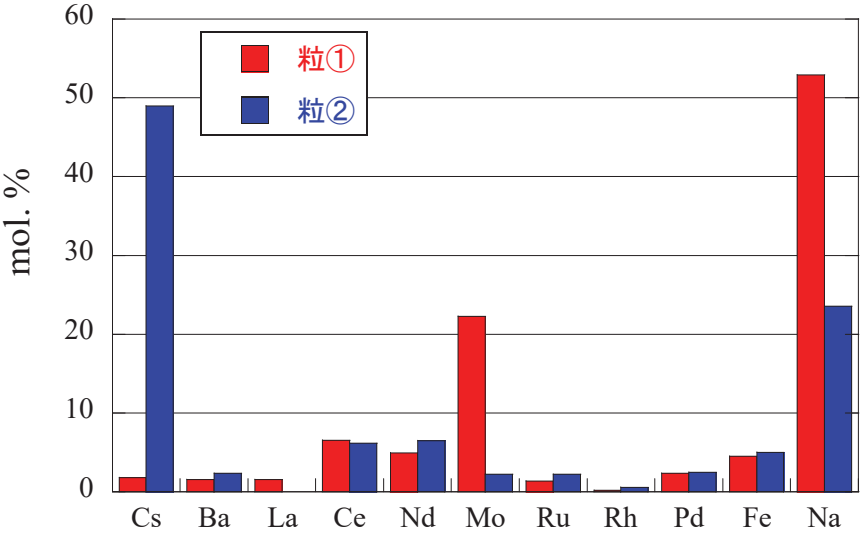


- 粒中に分離相を確認

EDXによる分析

→ 粒ごとに元素の偏在を確認

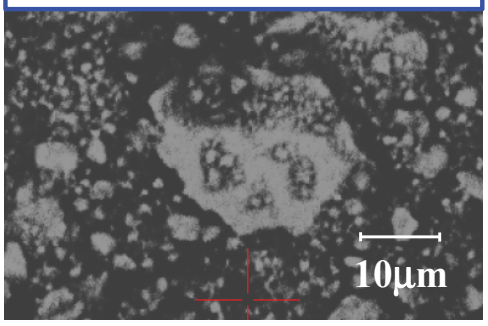
多種の結晶粒の集合体

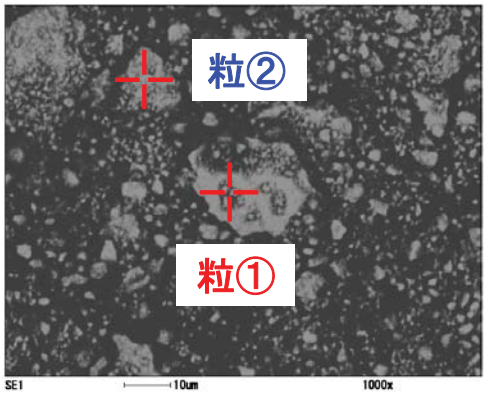


顆粒体長期貯蔵の成立性：模擬廃液仮焼体の特性評価

仮焼体のSEM/EDX分析結果

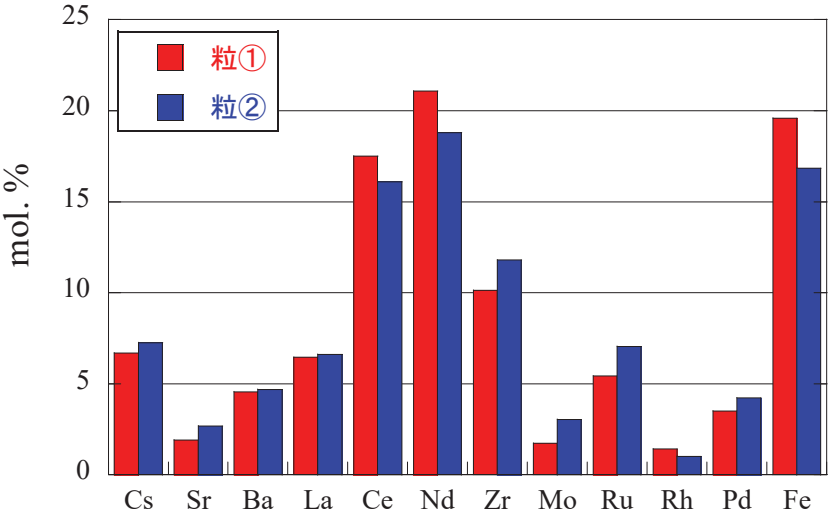
Na無 仮焼体 (仮焼600℃)





- 粒中に分離相を確認

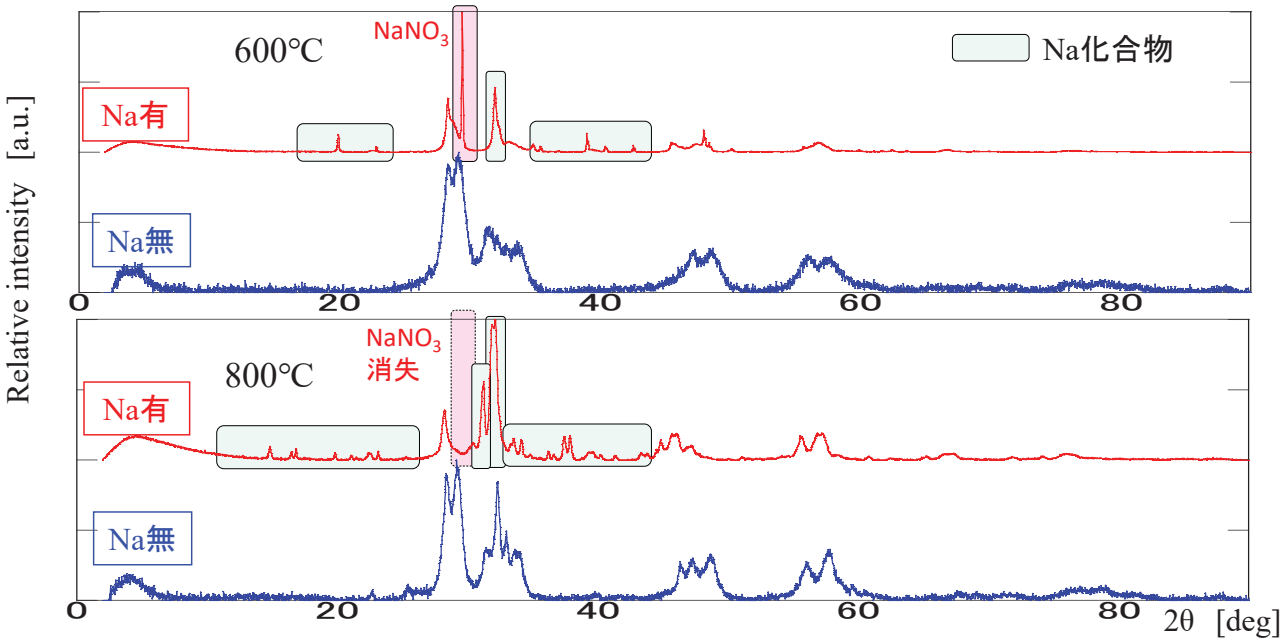
EDXによる分析
→ 元素の大きな偏在は確認できず



13

顆粒体長期貯蔵の成立性：模擬廃液仮焼体の特性評価

模擬廃液仮焼体のXRD分析結果



Na有廃液

600℃：$NaNO_3$, $CsNO_3$, $Sr(NO_3)_2$
多くは硝酸塩。一部は酸化物。
800℃：硝酸塩⇒消失⇒ 複合酸化物

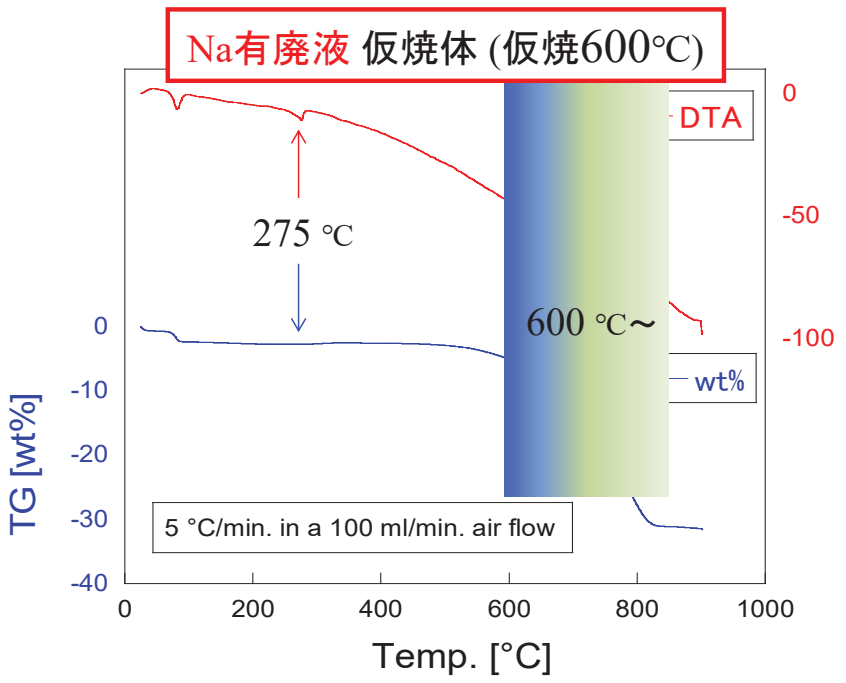
Na無廃液

600℃： Fe_2O_3, ZrO_2, CeO_2
多くは酸化物。硝酸塩確認できず
800℃： 酸化物の結晶性増大

14

顆粒体長期貯蔵の成立性：模擬廃液仮焼体の特性評価

模擬廃液仮焼体のDTA/TG分析結果



$NaNO_3$の熱分解過程 (Tagawa, 1987)

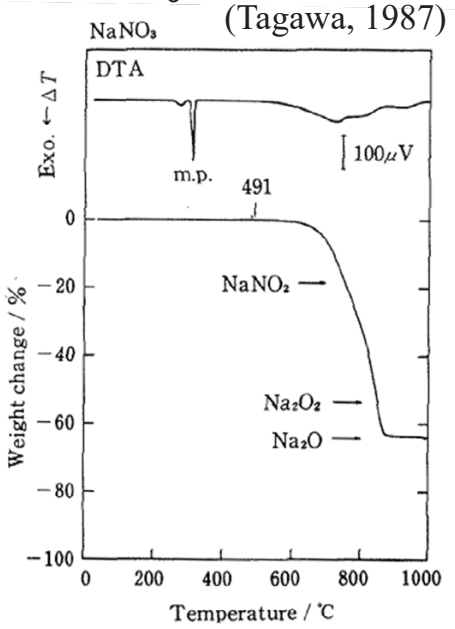


Fig. 3 TG and DTA curves of $NaNO_3$ at 5℃·min^{-1} in a 100 cm^3·min^{-1} air flow.

◎ 275℃付近
→ $NaNO_3$の融解

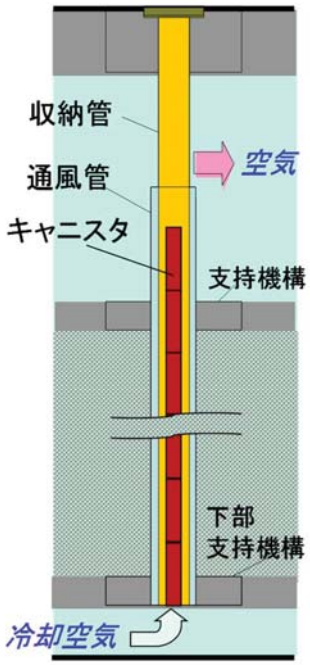
◎ 600℃付近～800℃付近
→ 硝酸塩の熱分解／脱硝

◎ $NaNO_3$に類似

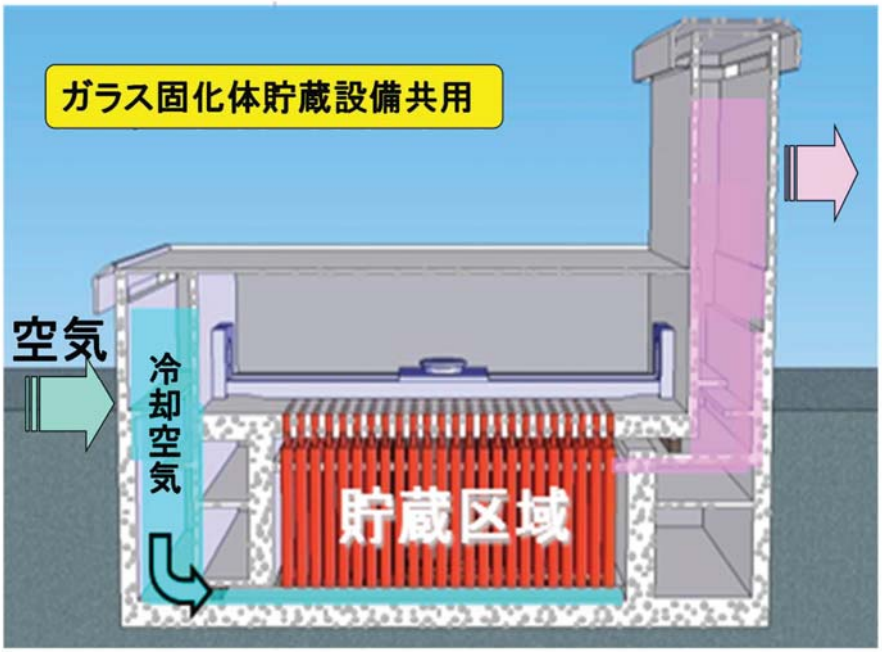
顆粒体長期貯蔵の成立性：冷却貯蔵設備の概念

貯蔵は自然循環、間接空気冷却方式とし高い安全性を確保

●間接冷却法

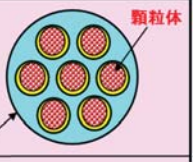


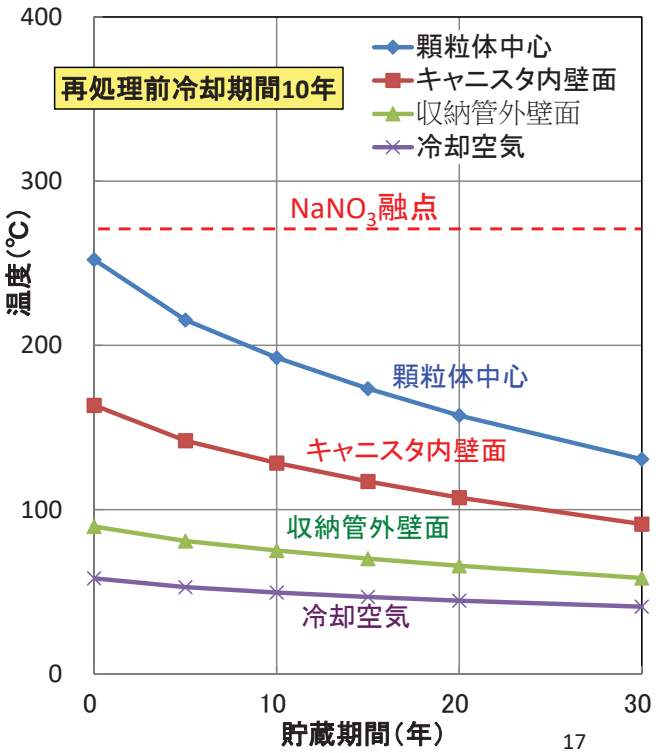
●自然循環空気冷却設備



顆粒体長期貯蔵の成立性：冷却貯蔵設備の熱解析

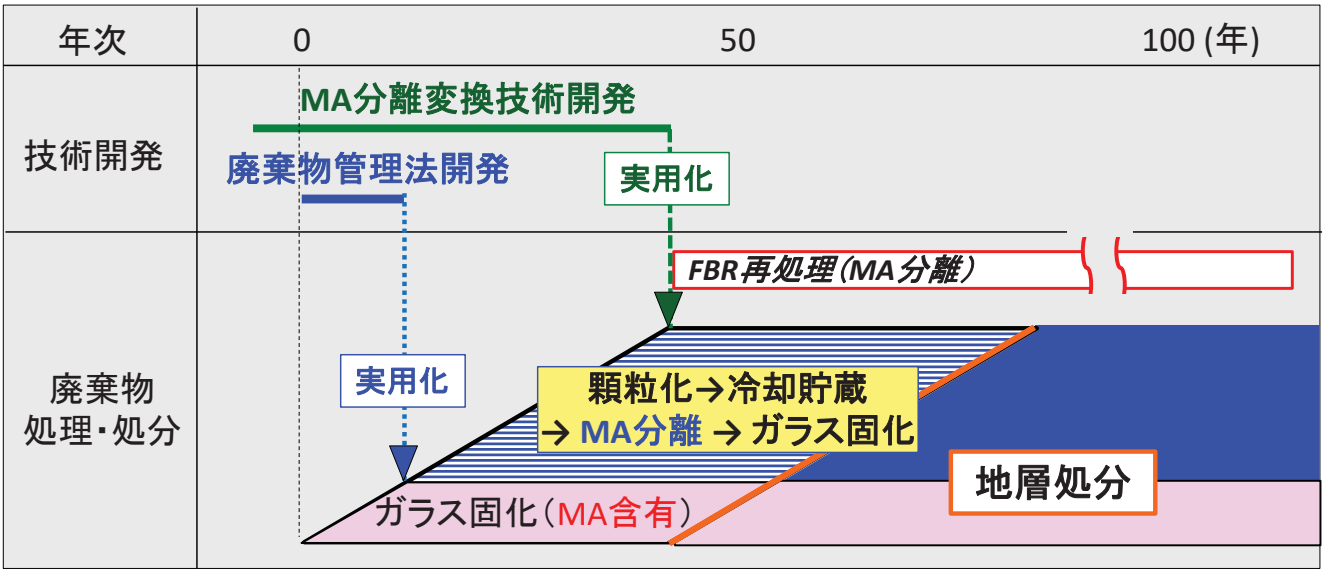
ガラス固化体と共用貯蔵⇒自然循環、間接空気冷却⇒高い信頼性
細径キャニスター採用⇒最高温度を低減⇒材料化学安定性を確保

No	項　目	単位	ガラス固化体	廃棄物顆粒体
1	断面図	―		
2	構成 発熱元素	―	FP/MA	FP/MA
3	構成 $NaNO_3$	―	含有	含有
4	構成 母材	―	ホウケイ酸ガラス	硝酸Na＋空気
5	通風管外径	cm	60	60
6	収納管本数	本	1	7
7	収納管外径	cm	46	12.9
8	キャニスタ外径	cm	43	12.1
9	SNF冷却期間	年	4	10
10	発熱量	w/体	2300	1120
11	熱伝導率	kW/m/k	0.9	0.14
12	中心最高温度	cm	500	252
13	冷却流路面積	cm2	980	1724
14	水力等価直径	cm	6.0	7.4



環境負荷低減効果の定量評価：評価条件

1. MA分離変換技術の実用化時期：40年後（FBR再処理から）
2. 柔軟な廃棄物管理法の実用化時期：10年後
3. 再処理条件：800t/年、40年運転、総処理量32,000 ton
4. 使用済燃料の再処理前冷却期間：現在の実績を基に30年

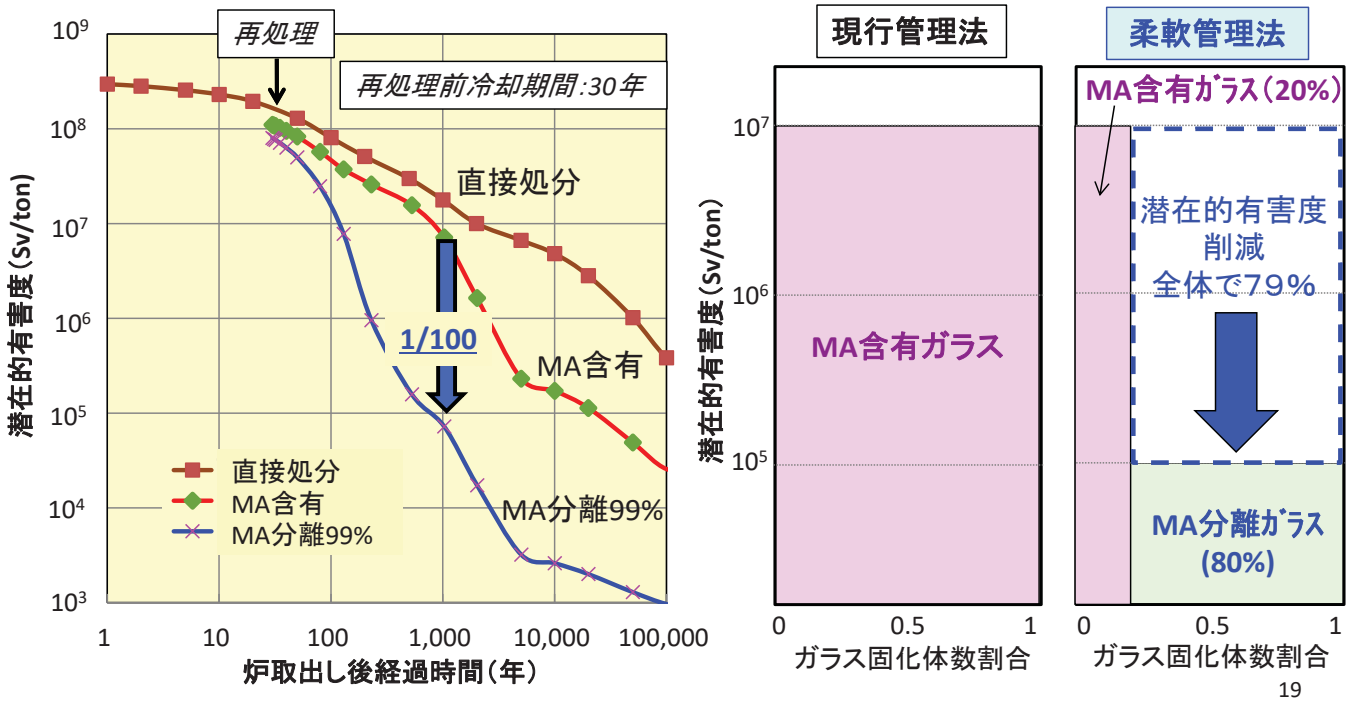


環境負荷低減効果の定量評価：潜在的有害度低減効果

MA分離：ガラス固化体の潜在的有害度⇒1/100 (炉取出し後1000年)

柔軟な廃棄物管理法：MA分離ガラス(80%)＋MA含有ガラス(20%)

⇒ 1000年後の潜在的有害度を79%低減

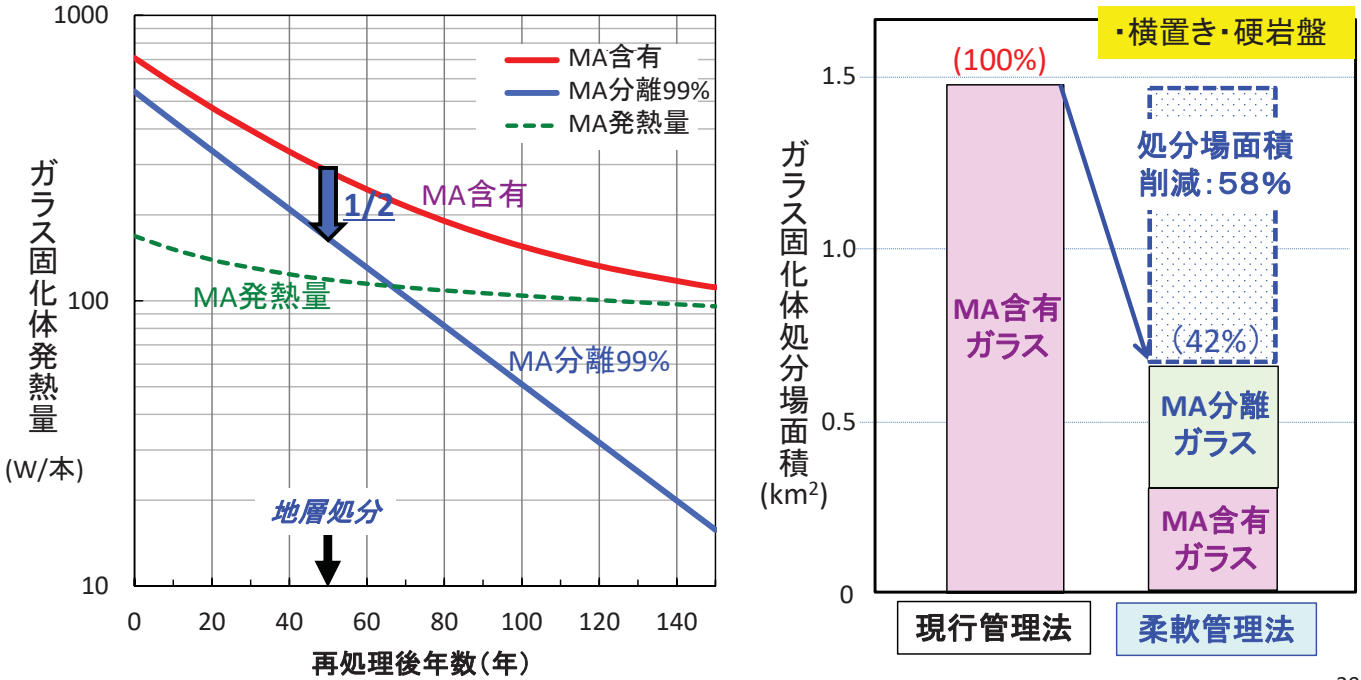


環境負荷低減効果の定量評価：処分場面積低減効果

MA分離：ガラス固化体発熱量（処分時）⇒**1/2**　処分場面積⇒**1/3**

柔軟な廃棄物管理法：MA分離ガラス(80%)＋MA含有ガラス(20%)

⇒ 処分場面積を58%低減



研究のまとめと今後の展開

MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発

フェーズⅠ（本研究）	成果	・本管理法の環境負荷低減効果を評価・確認 ・廃棄物顆粒化技術を選定、基礎試験により成立見通し確認
	課題	①廃棄物顆粒化の実用化技術開発、顆粒体物性データ評価 ②模擬廃棄物顆粒体製造データに基づく有効性確認
フェーズⅡ（次期研究）	実施内容	①ロータリーキルン法による廃棄物顆粒体製造技術の実用化試験 ②模擬廃棄物顆粒体の基礎物性データ測定評価 ③柔軟な廃棄物管理システムの有効性評価

「柔軟な廃棄物管理法」の有効性を確証、有力な選択肢として確立

柔軟な廃棄物管理法の将来性

今後研究開発される廃棄物処理処分技術例

MA燃料製造	MA燃焼	再処理	ガラス固化	群分離
・高発熱/低除染	・FR/ADS	・湿式/乾式	・高充填ガラス	・LLFP/有用元素

「柔軟な廃棄物管理法」
将来実用化される高度技術のバックフィットを可能に

「柔軟な廃棄物管理法」：多様な技術開発状況に柔軟かつ簡便に対応するための有効な手段

将来の技術開発進展・社会ニーズを反映して
最適な廃棄物処理処分の実現（環境負荷低減/経済性/信頼性）

柔軟な廃棄物管理法：現在の研究

MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

（平成28-31年度 原子力システム事業　放射性廃棄物減容、有害度低減研究開発A ）

研究代表者：NFD　鈴木　晶大　　共同研究者：九州大学　稲垣 八穂広
大阪大学　室屋　祐佐
日立GE　深澤　哲生
JAEA　松村　達郎

No	開発項目＼開発フェーズ		F/S 1 2 3	実用化開発 4 5 6 7	実証試験 8 9 10 11	許認可・追設 12 13 14 15
1	技術開発・試験	顆粒化技術	顆粒化原理試験	ロータリーキルン顆粒化試験技術開発	実廃液を用いた実証試験	許認可・追設 → 実用化
2		高密度化技術	—	加圧/加熱ペレット化技術開発		
3		廃液再生技術	—	模擬廃液再生試験		
4		長期貯蔵技術	貯蔵設備概念設計	顆粒体長期貯蔵技術開発		
5	効果評価	環境負荷低減	有害度・処分場面積評価	サイクル変動に対する有効性評価	過酷事故・経済性評価	
6		信頼性/経済性	—	MA/FP発熱量低減効果評価		