

文部科学省国家課題対応型研究開発事業
令和5年度 原子力システム研究開発事業
成果報告会

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
(放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究開発)
(令和元年10月～令和5年3月)

2024年3月11日(月)

朝野英一(研究代表)
(公財)原子力環境整備促進・資金管理センター

韓治暎、中瀬正彦、相楽洋、東京工業大学
松村達郎、原子力研究開発機構
千葉豪、北海道大学

報告事項

1. 研究構想
2. 分野横断型研究の特徴
3. 研究成果
4. 総まとめ

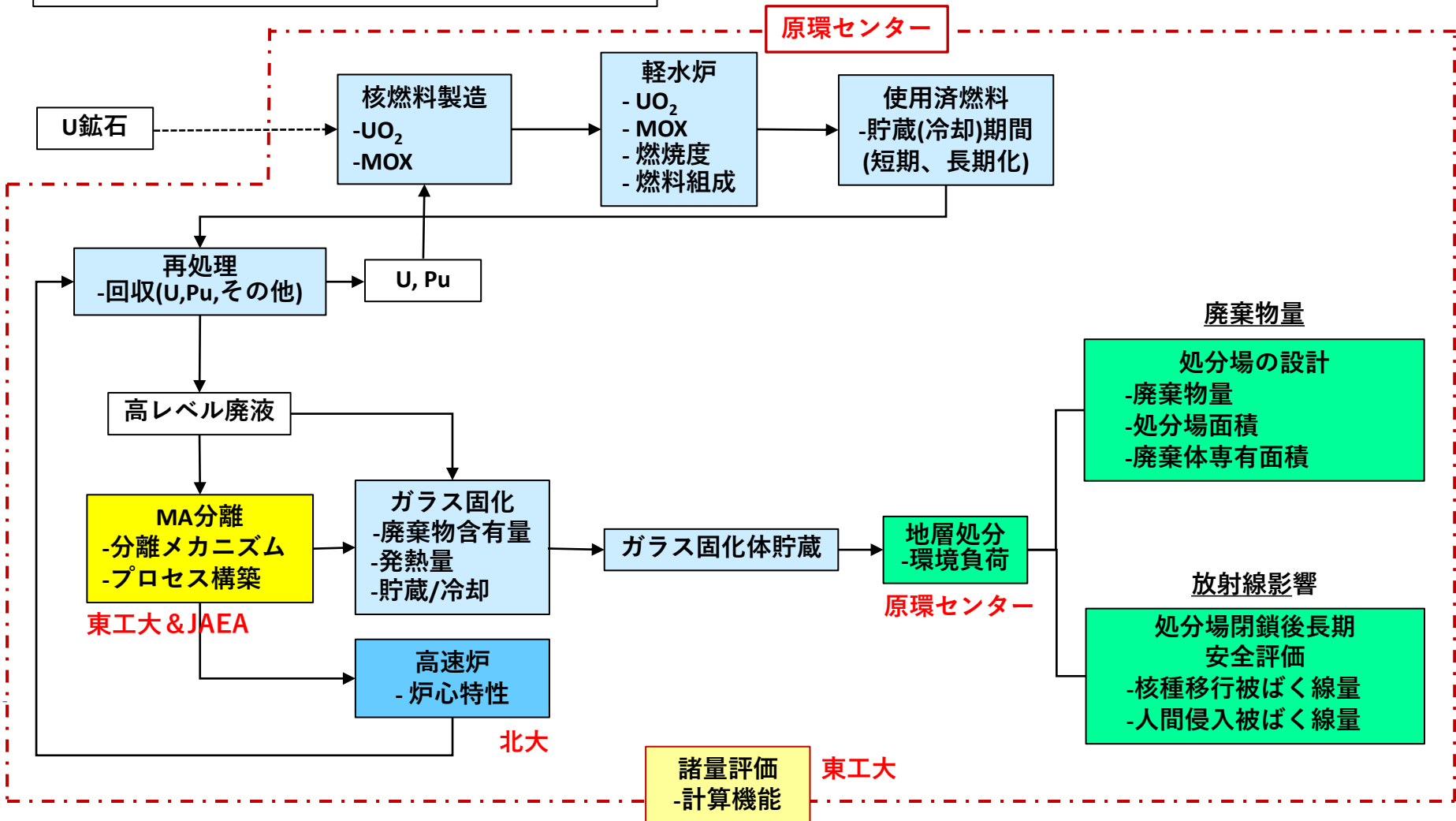
1. 研究構想

環境影響評価

- ✓ 廃棄物処分負荷の削減
- ✓ 多様な核燃料サイクル条件の組合せ
- ✓ 分野横断型の評価法
- ✓ 技術オプションの提示

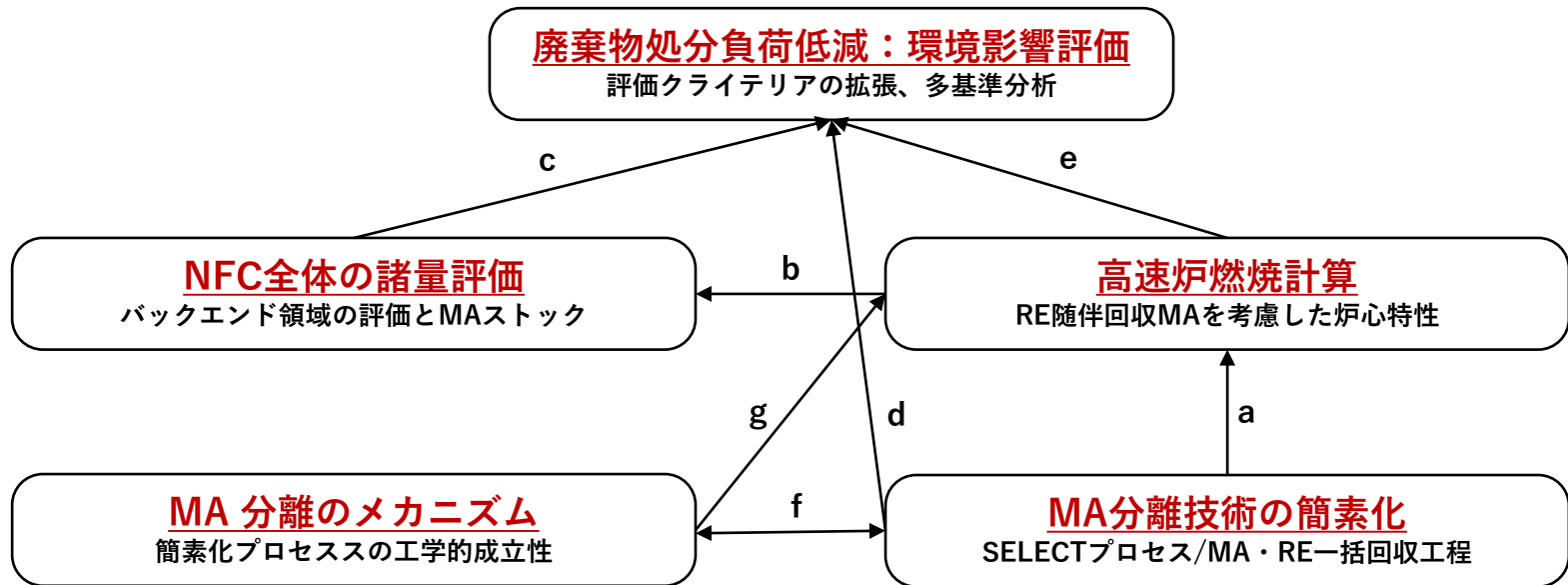


- 放射性廃棄物の減容・有害度低減
- MA分離の簡素化



2. 分野横断型研究の特徴

(1) 連携と統合



- a. MA分離技術(SELECTプロセス)の簡素化/Am回収率、MA純度/RE随伴
- b. 高速炉炉心特性 / FR-SF組成
- c. 諸量評価 / MAストック
- d. MA分離段数の削減
- e. 高速炉炉心特性 / 反応度
- f. MA分離メカニズム / 簡素化MA分離の工学的成立性、代替技術の可能性
- g. 先進的再処理法の適用可能性

(2)環境負荷低減のための技術オプション

【UO₂燃料】

条件	NFC条件					環境影響評価(領域/クライテリア)						備考
						処分システム負荷			MA分離負荷		高速炉炉心負荷	
	燃焼度 (GWd/ tHM)	SF冷却 期間 (年)	MA分離 (%)	廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	廃棄物量	放射線影響		SELECT プロセス 必要段数	MA ストック (kg/TWh)	FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)
処分場 面積 (m ² /TWh)						核種移行 被ばく線量 (μSv/y/TWh) ×10 ⁻⁷	人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)					
1	45	15	0	20.8	3.43	152	4.1	29	0	0.0	81	0
2			70	25.0	2.41	107	4.1	13	6	0.0	55	52
3			90	25.0	2.39	106	4.1	5	10	0.89	54	66
4			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	1.54	41	48
5			99.9	25.0	2.39	106	4.1	1	40	1.57	58	94
6		50	0	20.8	3.49	155	4.1	47	0	0.0	73	0
7			70	25.0	2.42	108	4.1	21	6	0.51	38	52
8			90	25.0	2.40	106	4.1	7	10	2.17	35	66
9			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	2.96	21	48
10			99.9	25.0	2.39	106	4.1	0	40	3.00	39	94

【MOX燃料】

条件	NFC条件					環境影響評価(領域/クライテリア)						備考
						処分システム負荷			MA分離負荷		高速炉炉心負荷	
	燃焼度 (GWd/ tHM)	SF冷却 期間 (年)	MA分離 (%)	廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	廃棄物量	放射線影響		SELECT プロセス 必要段数	MA ストック (kg/TWh)	FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)
処分場 面積 (m ² /TWh)						核種移行 被ばく線量 (μSv/y/TWh) ×10 ⁻⁷	人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)					
UO ₂ _45_15CP_ MA分離0%	45	15	0	20.8	3.43	152	4	29	0	0.0	81	0
1	45	15	0	12.8	15.19	674	9.4	55	0	0.0	74	0
2			70	17.7	4.86	216	9.4	52	6	10.8	50	52
3			90	24.1	2.55	113	9.4	35	10	15.4	44	66
4			99.5	25.0	2.35	104	9.4	5	16	17.6	40	48
5			99.9	25.0	2.35	104	9.4	3	40	17.7	43	94
6		50	0	12.0	22.82	1014	9.4	56	0	0.0	63	0
7			70	15.5	6.97	310	9.4	55	6	16.9	29	52
8			90	24.8	2.45	109	9.4	54	10	23.2	21	66
9			99.5	25.0	2.35	104	9.4	4	16	26.2	16	48
10			99.9	25.0	2.35	104	9.4	2	40	26.3	19	94

(3) MA分離プロセスの簡素化

MA回収プロセスにおける低回収率とRE随伴を許容して廃棄物処分の負荷低減につながるMA分離手法

- ①低回収率 & 高純度
- ②RE随伴

- ・ 分離プロセスの簡素化 ⇒ 早期導入
- ・ 発熱量の削減 ⇒ 処分場面積削減
- ・ 地層処分安全評価/核種移行被ばく線量評価 ⇒ 影響なし

従来のMA分離

放射性廃棄物としてのMAの発熱と放射性毒性に着目。高速炉(FR)や加速器(ADS)での核変換を前提。
⇒ MA回収率：99.5%以上、MA純度：90%程度。

【分離手順】

U&Pu回収後の高レベル廃液からの高いMA分離、回収、及びMAの単離(REとの分離)
(核変換によってはAmとCmの単離も視野)

【技術的課題】

MAに随伴するREの高度な分離 ⇒ MA/RE相互分離プロセスが全体成立性の鍵 & 相互プロセス機器の重層化

3. 研究成果

(1) 廃棄物処分における環境影響評価研究、A. 評価及び評価指標の導出（原環センター）

・ R元

- ① 環境影響評価指標の考え方提示
- ② 環境負荷評価対象の選定

・ R2：UO₂燃料

- ① 環境負荷評価の実施
 - ・ 1領域3クライテリア（処分システム負荷/廃棄物量、動的&静的放射線影響）
- ② 負荷低減評価のための指標と評価法の提示

・ R3：MOX燃料

- ① 環境負荷評価の実施
 - ・ 1領域3クライテリア（処分システム負荷/廃棄物量、動的&静的放射線影響）

⇒ UO₂燃料及びMOX燃料由来ガラス固化体地層処分の環境負荷低減に対するMA70%、90%分離の効果を核燃料サイクル条件と組合せて把握

・ R4：分野横断型の環境影響評価

- ① 評価指標の拡大：1領域3クライテリア⇒3領域6クライテリア
- ② 環境負荷評価結果の多基準分析による簡素化MA分離の優位性、効果、影響の評価
- ③ 環境影響評価指標の分類、提示
- ④ 廃棄物処分の負荷低減につながる核燃料サイクル条件組合せ(技術オプション)の提示

【環境影響評価・例、UO₂燃料由来ガラス固化体の地層処分】

◆ UO₂燃料/NFC条件組合せ

- ・ 燃焼度(発電量) : 45 GWd/tHM
- ・ 使用済燃料冷却期間: 15, 50年
- ・ MA分離 : 0, 70, 90, 99.5, 99.9%

◆ UO₂標準: 45GWd/tHM、SF/CP: 15年、MA分離0%

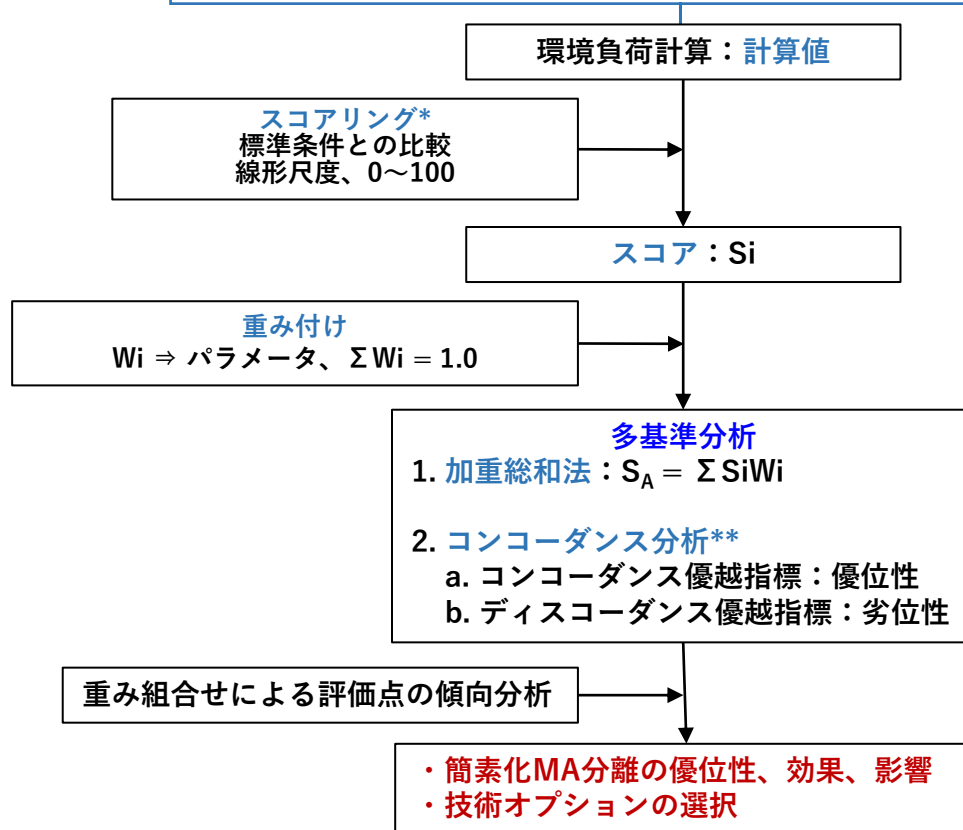
条件	NFC条件					環境影響評価(領域&クライテリア)						備考	
						処分システム			MA分離		高速炉炉心		高速炉燃料
						廃棄物量	放射線影響						
燃焼度 (GWd/tHM)	SF冷却 期間 (年)	MA分離 (%)	廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	CR1 処分場 面積 (m ² /TWh)	CR2 核種移行 被ばく線量 (μ Sv/y/TWh) $\times 10^{-7}$	CR3 人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)	CR4 SELECT プロセス 分離段数	CR5 MA ストック (kg/TWh)	CR6 FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)		
1	45	15	0	20.8	3.43	152	4.1	29	0	0.0	81	0	
2			70	25.0	2.41	107	4.1	13	6	0.0	55	52	
3			90	25.0	2.39	106	4.1	5	10	0.89	54	66	
4			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	1.54	41	48	
5			99.9	25.0	2.39	106	4.1	1	40	1.57	58	94	
6	45	50	0	20.8	3.49	155	4.1	47	0	0.0	73	0	
7			70	25.0	2.42	108	4.1	21	6	0.51	38	52	
8			90	25.0	2.40	106	4.1	7	10	2.17	35	66	
9			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	2.96	21	48	
10			99.9	25.0	2.39	106	4.1	0	40	3.00	39	94	

【分野横断型の負荷評価】

多基準分析「複数の基準で代替案を評価し、意思決定を支援する分析手法」

- ①意思決定
- ②視点の多様化
多目的、多属性、多基準⇔公平性、効率性
- ③複数の代替案
最良案の確認、順位付け、絞り込み
- ④実績
社会基盤整備、環境影響評価
- ⑤複数の手法：10種類以上
- ⑥重み付け/ウェイトイング
恣意性、合意形成プロセス構築が困難

環境影響評価(領域/クライテリア)					
処分システム			MA分離		高速炉炉心
廃棄物量	放射線影響				
CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
処分場面積 (m ² /TWh)	核種移行被ばく線量 (μ Sv/y/TWh) $\times 10^{-7}$	人間侵入被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)	SELECT プロセス 分離段数	MA ストック (kg/TWh)	FR 炉心特性 (スコア値)

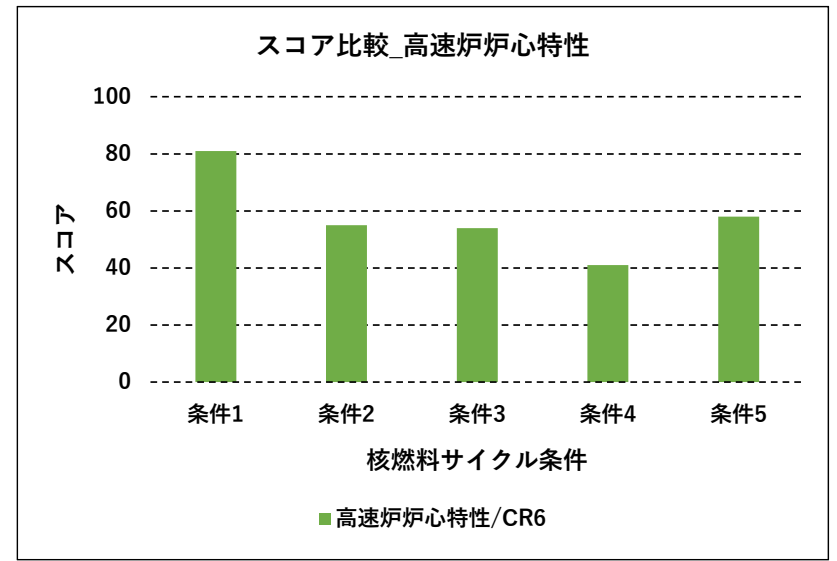
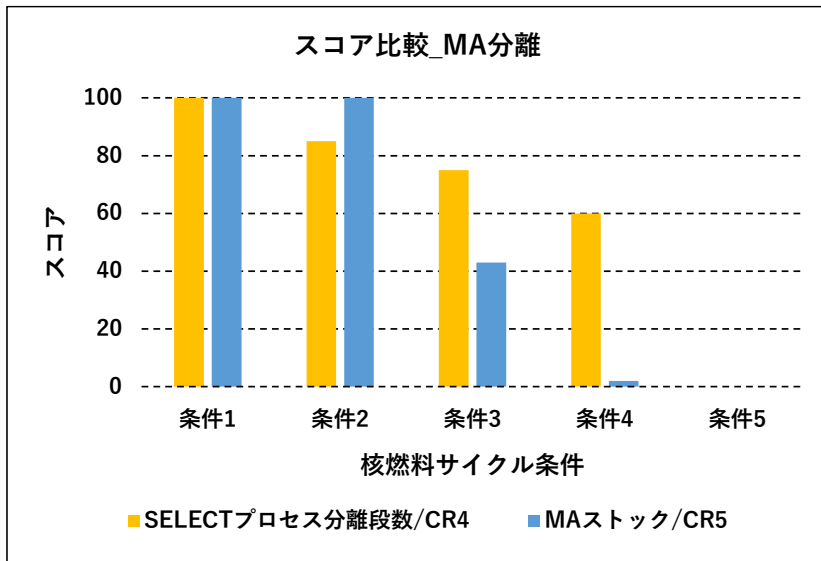
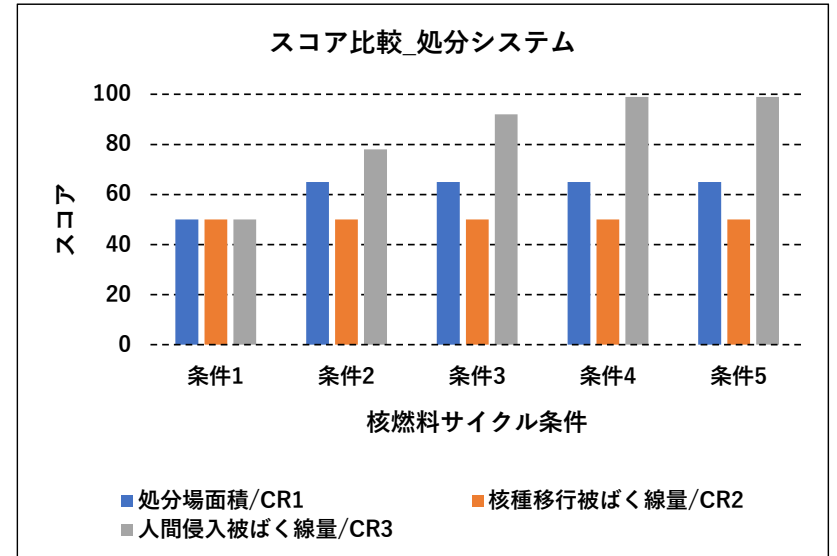
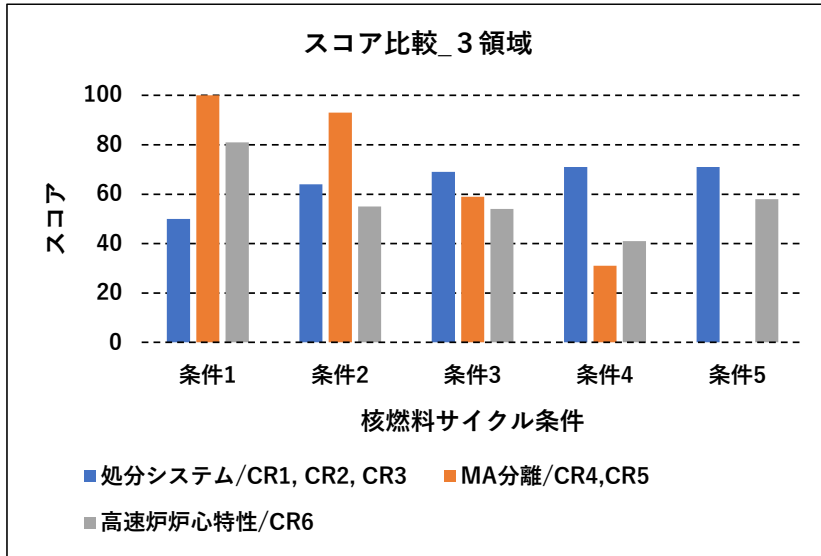


*佛教大学総合研究所紀要別冊ポスト京都議定書における低炭素循環型社会形成に関する研究(2011年3月)

*Multi-criteria analysis: a manual, Department for Communities and Local Government: London, January 2009

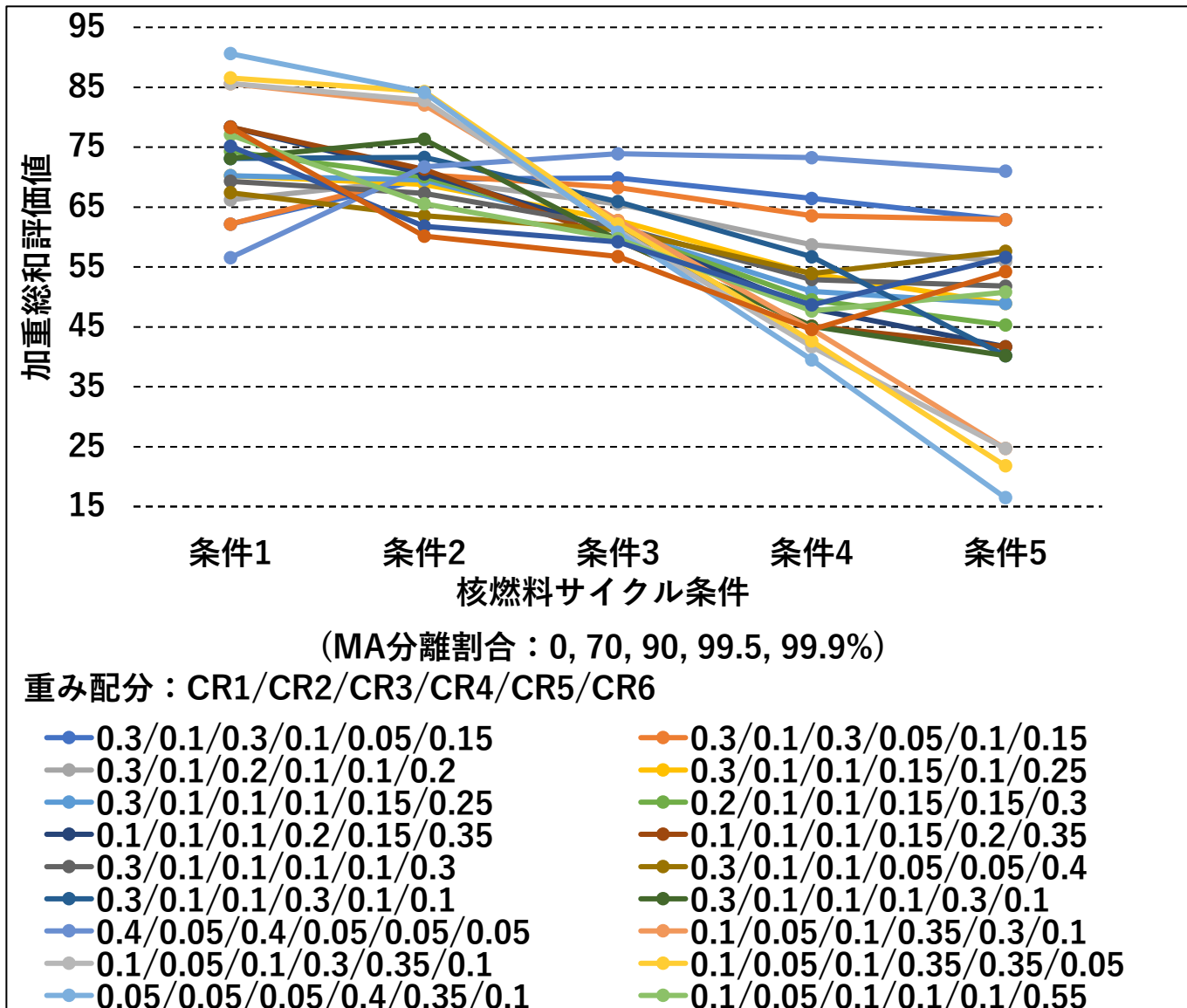
** コンコーダンス分析, P.Nijkamp, 1977

【スコア：UO₂_45GWd/tHM_SF15年冷却】



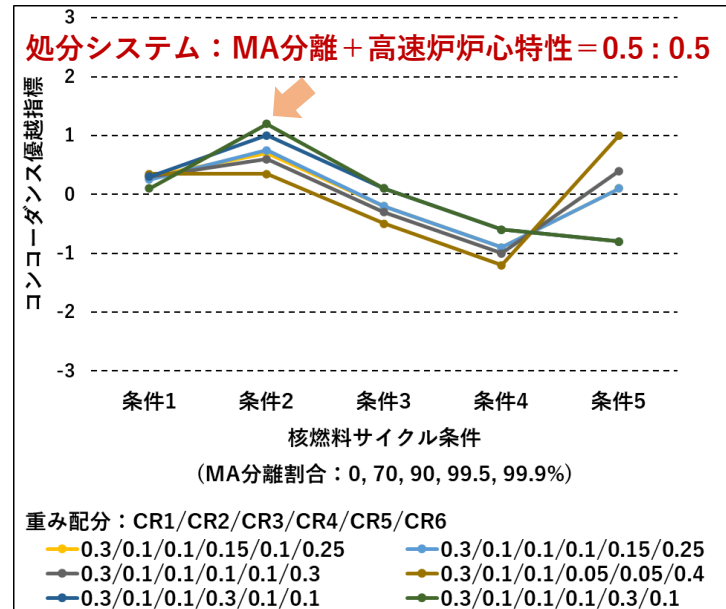
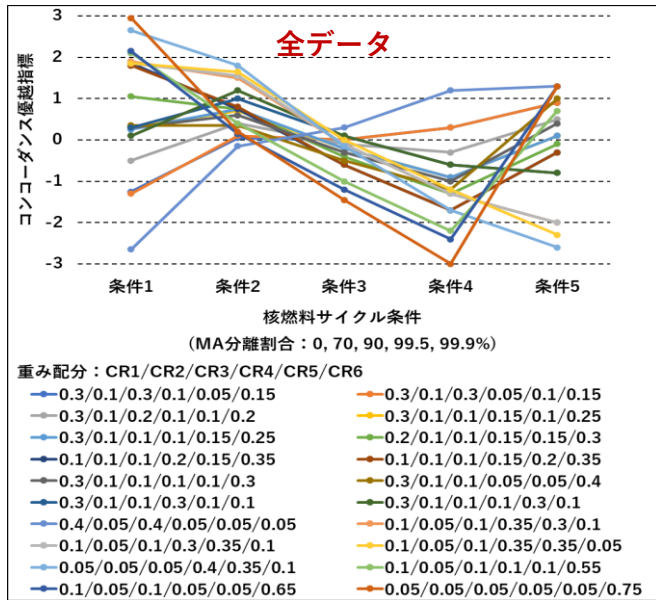
【加重総和：UO₂_45GWd/tHM_SF15年冷却】

全データ

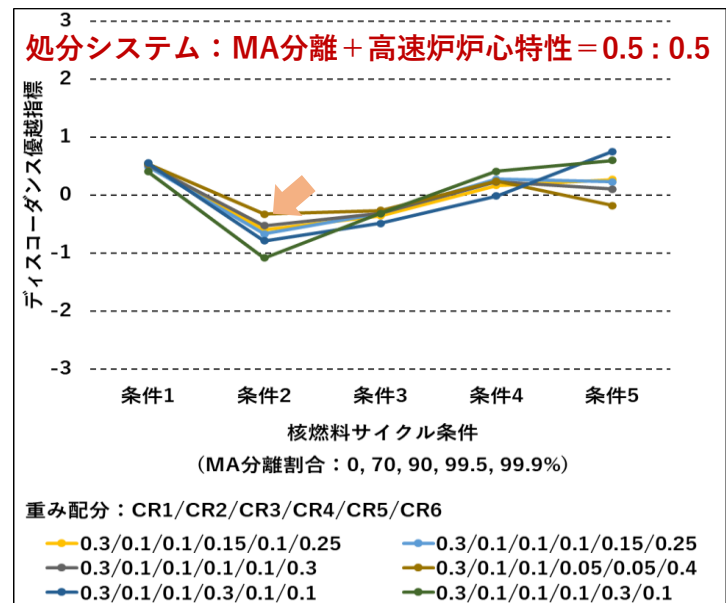
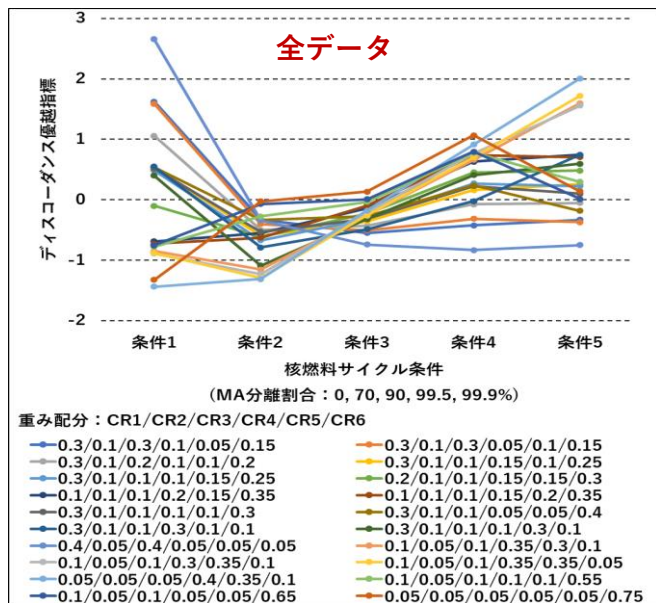


【コンコードダンス分析/重み配分、処分システム、MA分離、高速炉炉心特性】

コンコードダンス優越指標：優位性



ディスコードダンス優越指標：劣位性



3. 研究成果

(1) 廃棄物処分における環境影響評価研究、B. 諸量の評価 (東工大)

・ R元

- ① 核燃料サイクル諸量解析コードの調査
- ② NFCSS コードを用いた諸量計算の試行

- ・ 使用済燃料の多様な処理処分条件に対応する諸量評価のために、NFCSS コードに新たな機能を追加する必要性を確認

* **NFCSS : Nuclear Fuel Cycle System Simulation, IAEA**

・ R2

- ① 標準条件において NFCSS コードを用いた核燃料サイクルの諸量評価

- ・ NFCSS コードの諸量計算手法を検討
- ・ 使用済燃料の崩壊熱及び放射性毒性計算用 Excel ファイルを代替する新たなプログラムの開発を開始

- ② MA の回収・リサイクルの評価

- ・ UO₂ 使用済燃料からPuとMAを回収、高速炉でリサイクルすること想定し、燃料発熱量の観点から評価

・ R3

- ① 放射性廃棄物の環境負荷評価プログラムの開発

- ・ 使用済燃料の多様な処理処分条件に応じて核燃料サイクルの諸量と放射性廃棄物の環境負荷(発熱量、放射性毒性)を評価

- ② MA の回収・リサイクルの評価

- ・ UO₂ と MOX 使用済燃料の冷却期間及び MA 回収率に応じて回収 MA の発熱負荷を評価

・ R4

- ① 新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド諸量評価プログラムの開発

- ・ MA の回収・リサイクルにおいて MA 諸量(ストックと処分)評価手法を開発
- ・ 高速炉導入における核燃料サイクル条件に応じて MA の諸量を評価
- ・ MA ストックを環境影響量におけるクライテリア5 (CR5) に使用

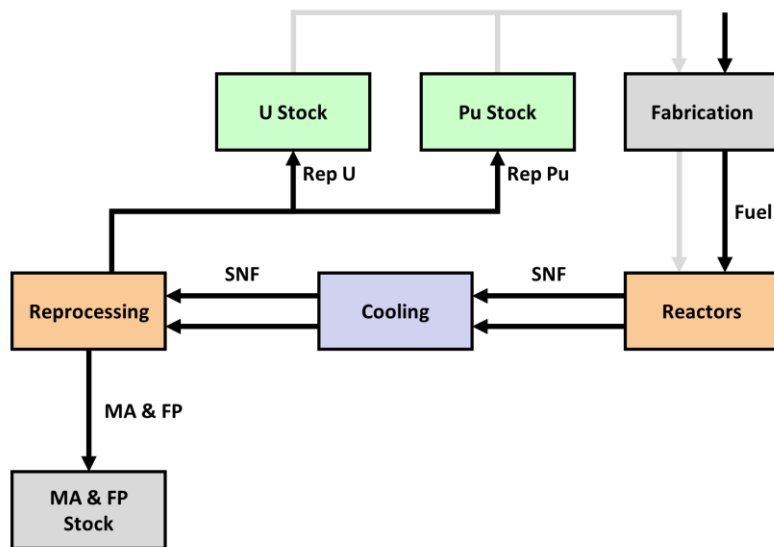
- ② 新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド評価能力の整備

- ・ 新型炉導入核燃料サイクルに対応できるよう開発プログラムの関連データベースを構築・整備

核燃料サイクルの諸量評価

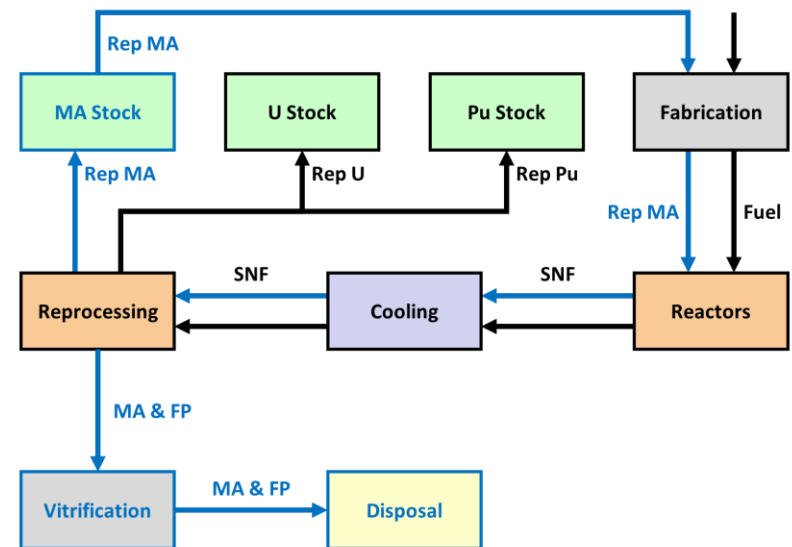
□ IAEA / NFCSS

- U & Pu 分離：100%
- MA 分離：100%
- MA リサイクル：機能無し
- MA & FP 処分
 - ストック：処分考慮無し
 - 崩壊熱、放射性毒性計算機能無し
(使用済燃料に対する計算機能はあり)



□ 本研究

- U & Pu 分離：99.5% (0 ~ 100% 可能)
- MA 分離：0 ~ 100%
 - MA ストック & MA 処分
- MA リサイクル：核変換
- MA & FP 処分
 - ガラス固化、地層処分
 - 崩壊熱、放射性毒性等評価



放射性廃棄物の環境負荷評価プログラム

User Inputs:

- 電気出力
- 熱効率
- 比出力
- 稼働率
- 再処理能力

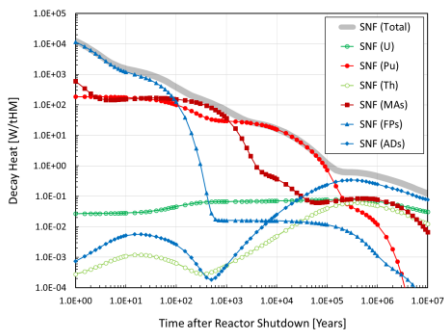
- 燃焼度
- 冷却期間
- 再処理・分離効率
- 使用済燃料 (選択)

BNFC (BACK END OF NUCLEAR FUEL CYCLE) V1.0																																
INPUT																																
Electric Power [MWe]	Efficiency [%]	1																												2	HLW Mass [kg/tHM]	HLW Heat [kW/tHM]
1.00000E+03	33.00%	H																												He	43.977	1.025
Thermal Power [MW]	Specific Power [MW/tHM]	3	4	Z	Actinides or Daughters	Z	FPs or Daughters	Z	Others	5	6	7	8	9	10	HLW O-Mass [kg/tHM]	VWU Weight [kg/Unit]															
3.03030E+03	38.00	Li	Be	X	SP [%]	X	SP [%]	X		B	C	N	O	F	Ne	54.135	400.000															
Load Factor [%]	Burnup [MWd/tHM]	11	12													VW Loading [kg/Unit]	Glass Content [wt%/Unit]															
80.00%	45000	Na	Mg													22.00%	11.30%															
Annual Loading [tHM/Year]	Cooling Time [Years]	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	VW Mass [kg/Unit]	No of Units [Units/tHM]											
1.96633E+01	15	K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr	88.000	1.26											
Rep Ratio [%]	Rep Capacity [tHM/Year]	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	VW Heat [kW/Unit]	VW Radiotoxicity [Sv/Unit]											
100.00%	8.00000E+02	Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe	0.811	1.10874E+08											
		55	56		72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	Mo Content [wt%/Unit]	PGM Content [wt%/Unit]											
		Cs	Ba		Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn	1.36%	1.33%											
					70.0%															1.36%	1.33%											
		87	88		104	105	106	107	108	109	110	111	112	113	114	115	116	117	118	Tunnel Spacing [m]	Package Pitch [m]											
		Fr	Ra		Rf	Db	Sg	Bh	Hs	Mt	Ds	Rg	Cn	Nh	Fl	Mc	Lv	Ts	Og	10.00	4.44											
Reactor Start Year	Reactor End Year	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71			Occupied Area [m ² /Unit]	Disposal Area [m ² /tHM]												
2021	2070	La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu			44.40	56.16												
Spent Nuclear Fuel PWR.UO2.4.5%.38MW.45GWd		89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102	103			CAERA [kg/m ²]													
		Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr			0.643													
					99.5%	70.0%	99.5%	70.0%	70.0%																							

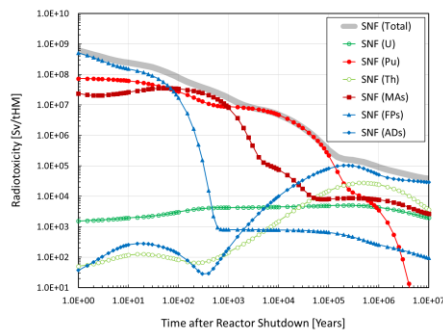
User Inputs:

- ガラス固化体重量
- 廃棄物含有率
- 坑道離間距離
- 廃棄体ピッチ
- NaO₃含有率

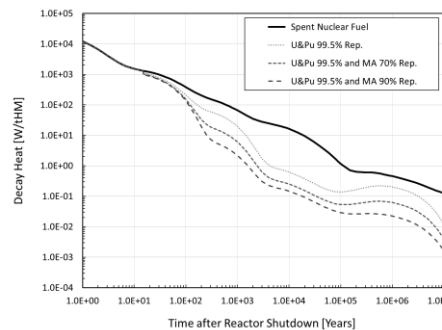
Output



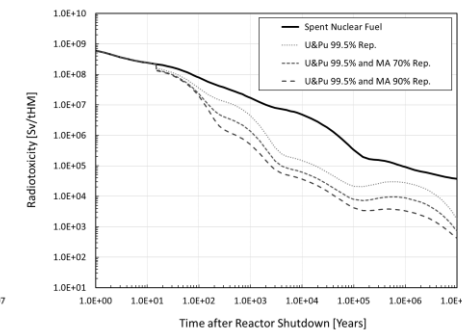
使用済燃料の崩壊熱の要素別寄与度



使用済燃料の放射性毒性の要素別寄与度



放射性廃棄物の崩壊熱



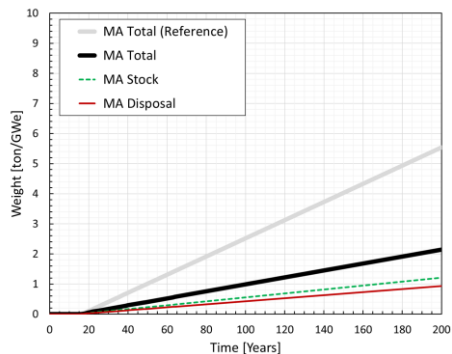
放射性廃棄物の放射性毒性

核燃料サイクルのバックエンド諸量評価プログラム

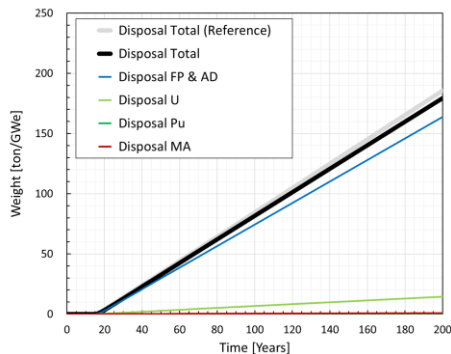
User Input

Nuclear Fuel Cycle Option 2 : Simultaneous Introdution of LWRs and FRs													
Reactor Operation													
Reactor/Fuel Type	Power		Load Factor	Discharge Burnup [GWd/THM]	Specific Power [MWt/THM]	Initial Fuel Loading [THM/Y]	Annual Fuel Loading [THM/Y]	Fuel Residence Time		Fuel Exchange Batch	Cooling Time [Years]	Reprocessing Capacity [ton/Y]	
	Electric [GWe]	Thermal [GWt]						Calculated [Years]	User Input [Years]				
*Beginning													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						
*Initial Recycle of Reprocessed SNF													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						
*Equilibrium Recycle of Reprocessed SNF													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						

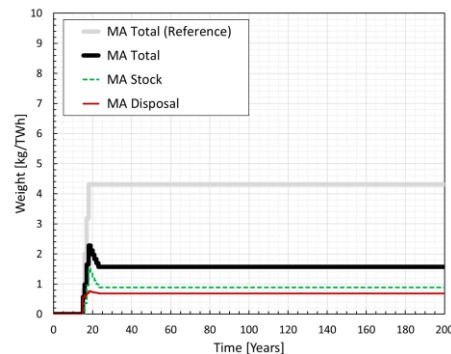
Output



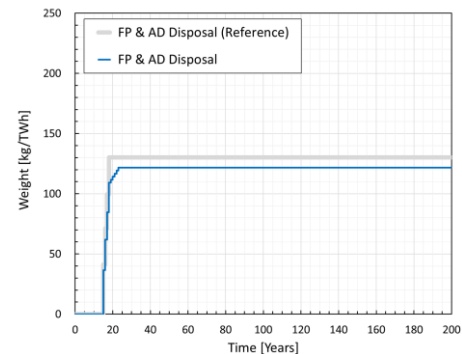
廃棄物処分量
[ton/GWe]



MAストック量及びMA処分量
[ton/GWe]



MAストック量及びMA処分量
[kg/TWh]



FP及びAD処分量
[kg/TWh]

核燃料サイクルのバックエンド諸量評価プログラム

MA 諸量評価手法

- MA平衡期リサイクル ($t > t_e = t_r + t_c$)



3. 研究成果

(2) Am分離プロセスの工学的設計研究、A. 分離メカニズムの検証(東工大)

・ R元

① 既往のMA抽出剤、抽出プロセスの調査

- ・ 簡素化MA分離を適用する観点から抽出剤やプロセスを、希土類元素(RE)随伴を許容したMA分離の簡素化とMAの純度は維持したまま低回収率の簡素化分離の二つに分類して調査した。
- ・ 分配比や抽出速度といった熱力学データを調査した。

・ R2

② MA分離に関する検討

- ・ RE随伴を許容する簡素化MA分離は、既往の良く研究されているDGA抽出剤で可能であると結論付けた。

③ 乾式再処理における簡素化MA分離に関する検討

- ・ 乾式再処理ではU、Puと共にMAを全量回収することが主流。従って湿式とは簡素化MA分離アプローチは異なる。湿式との比較には、廃棄物処分の検討が不足している。

・ R3

④ 簡素化MA分離の概要

- ・ 既報文献の熱力学データを用い、DGA抽出剤でのRE随伴を許容した簡素化MA分離プロセス解析を行い、従来検討のMA分離に対して大幅な段数などの簡素化が可能であることを示した。

・ R4

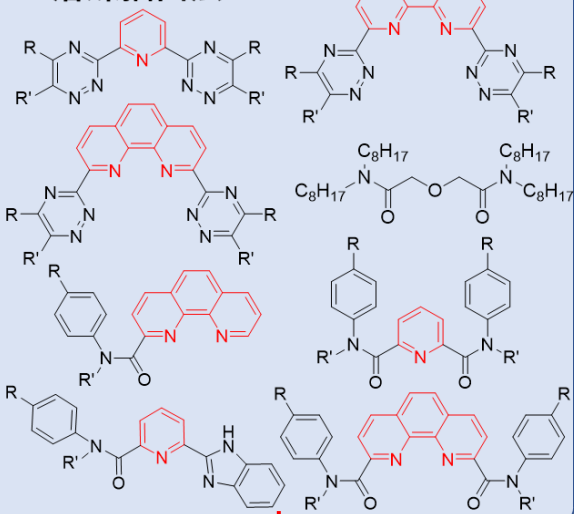
⑤ 簡素化MA分離の工学適用性

- ・ 性能が不十分とされた抽出剤でも、RE随伴を許容した簡素化MA分離は適用可能であることを分離プロセス解析で示した。
- ・ 工学適用のためには抽出器の仕様、運転可能範囲、また抽出速度論の影響による組成の変動も重要であることが分かった。

⇒ MA分離の簡素化する方向でもTRLを上げるための工学試験が必要である。

抽出剤

< 溶媒抽出法 >



多様な抽出プロセス

日本

-ARTIST Process

-SELECT Process

-NEXT process

-4群分離プロセス

米国

-UREX (U Extraction + 多様な元素分離)

-ALSEP

欧州

-GANEX, COEX etc

①MA抽出剤、抽出プロセスの調査

分離方法

< 協同抽出・錯化剤を援用した抽出、その他 >

- ✓ 複数の抽出剤の組み合わせ
- ✓ DGAとマスキング剤(水相)の組合せ
- ✓ MA価数制御との組み合わせ($Am^{3+} \rightarrow AmO_2^{2+}$)
- ✓ イオン溶液 ✓ 逆ミセル

< 吸着 > ✓ 固液抽出、吸着、抽出クロマト

- ✓ ゲル/液抽出-配位子搭載型ゲル

< 乾式再処理 >

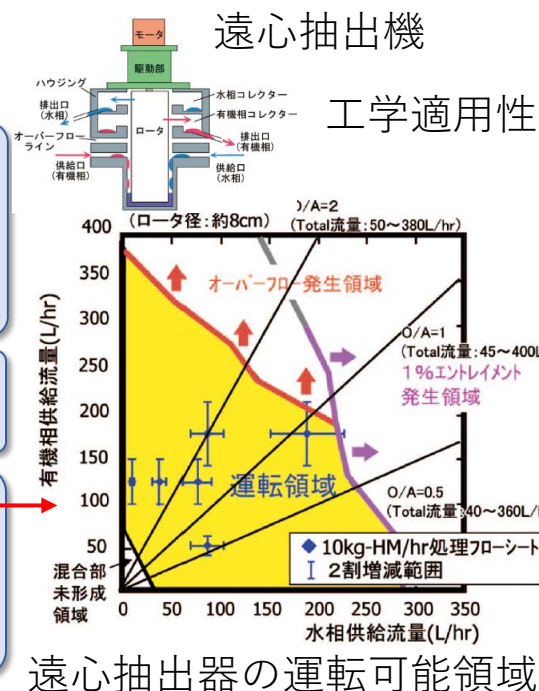
- 電気化学的手法

< 抽出器 >

- ✓ 操作可能範囲
- 高効率、高処理量
- ✓ メンテナンス性、安全性、信頼性

< その他 >

- ✓ 共晶、晶析、沈殿



SELECT一段目の**DGA**による簡素化MA分離が有力

- よく研究され、TRLが高い
 - MAとREの相互分離性は低いが高レベル廃液相当の硝酸濃度域でMA、REを一括回収可能；簡素化に適する
- ⇒DGA以外の抽出剤も併せて、分離プロセス計算による**工学適用性を提示した(最終年度)**

乾式の既往研究ではMAはU、Puと共に燃料側に回収、MAは廃棄物へは殆ど移行しない。

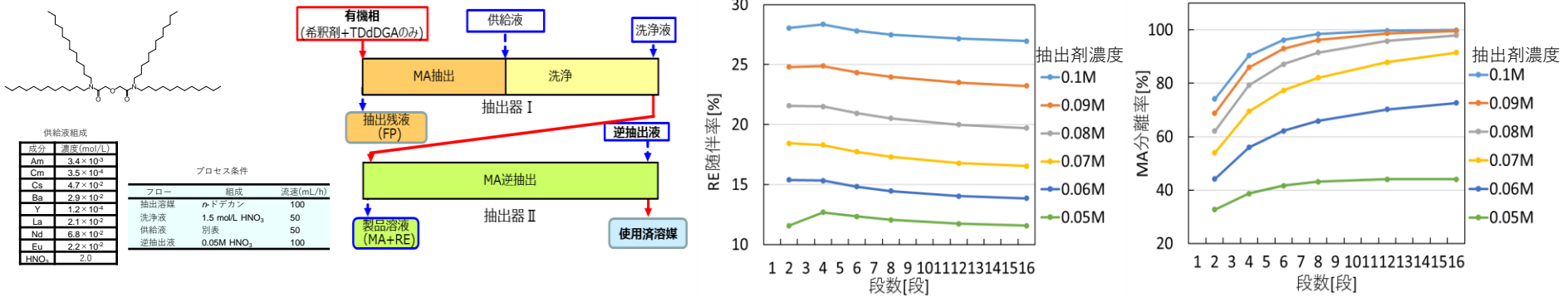
- ✓ **湿式再処理とは異なる簡素化分離の考え方**
- ✓ 湿式より酸化還元電位的にMA/RE分離は難しい
- ✓ 廃棄物処分の知見が湿式ほど充実していない。

R2年度PO中間フォローでの協議、依頼に基づく検討

②DGAによるMA簡素化分離プロセス計算検討結果

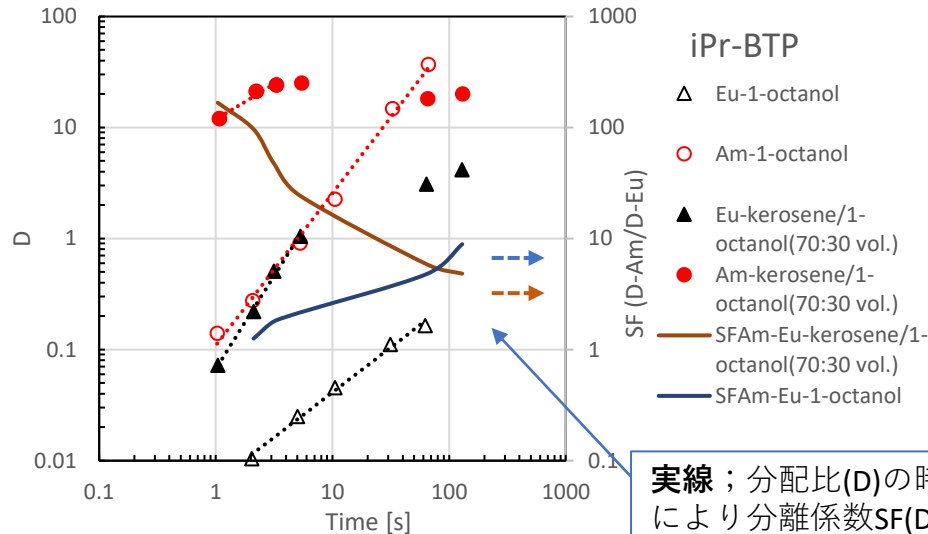
- DGA、D2EHPA、CMPOといった抽出剤の平衡状態におけるAm、模擬の希土類元素(RE)の抽出に関するデータを収集。

→ミキサセトラの段数解析(下図)により、MAの分離率、希土類の随伴率に及ぼす抽出剤(DGA)濃度依存性を定量的に明らかにし、簡素化MA分離の概要を明らかにした。



✓ 既に関与されている抽出剤で簡素化MA分離ならば実現可能

④⑤簡素化MA分離の工学適用に関する検討*



実線；分配比(D)の時間変動により分離係数 $SF(D_{Am}/D_{Eu})$ が振とう時間と共に低下

- 既報の振とう時間依存性データを収集。
- a. MA分離プロセスの簡素化のために段数を下げたり、単位時間当たりの処理量上げる場合には、抽出速度(非平衡状態)に由来する組成変動に注意が必要。
- b. 工学機器の運用可能範囲に留意が必要。大型の抽出器でも抽出速度等のメカニズムに留意することで、適用可能と結論づけた。

✓ 例え簡素化であったとしても工学適用試験によるTRLが重要

*P.J.Panak and A Geist, Complexation and Extraction of Trivalent Actinide and Lanthanides by Triazinylpyridine N-Donor Ligands, Chem Rev, 113(2), 1199-1236, 2013.

文献のグラフから値を取り出し、分離係数を追加でプロット

3. 研究成果

(2) Am分離プロセスの工学的設計研究、

B. 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築(原子力機構)

・ R元

- ① 原子力機構において開発しているMA分離プロセス「SELECTプロセス」において、簡素化に重要な工程として、分離が困難で工程が巨大化し抽出段数に40段を必要としているMA/RE相互分離工程を選定
- ② 廃棄物処分の評価で示された回収率70%及び90%の条件にて予備的な解析を実施

・ R2：分離段数合理化検討

- ① MA/RE相互分離工程のプロセス条件をパラメータとし、分離目標値達成の可能性を解析
 - ・ 供給液等の硝酸濃度を調整することで、抽出段数を1/10である4段としてもAm回収率70%においてRE80%以上を除去可能であることを示し、大きな簡素化の可能性を確認した。

・ R3：MA製品の核変換システムへの供給の検討

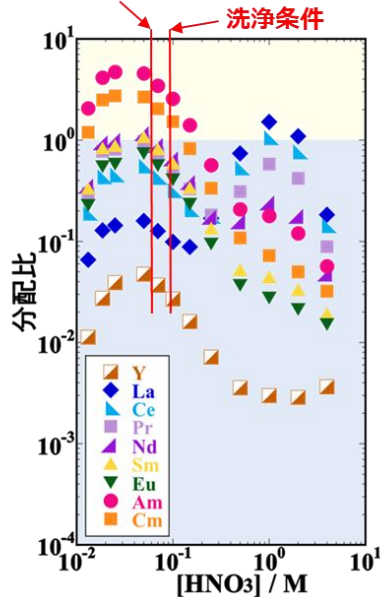
- ① 核変換システムに供給可能な純度のMA製品を得るMA/RE相互分離工程のプロセス条件を把握
 - ・ 供給液等の条件をパラメータとして解析を実施。分離段数を6段、あるいは10段まで合理化しても、Am回収率90%あるいは70%の条件では、核変換システムへ供給可能な純度での回収が可能であることが明らかとなった。

⇒分離が困難なMA/RE相互分離工程において、廃棄物処分の評価で得られた目標値をもとにプロセスを再評価することによって、大幅な簡素化が可能であることを示した。

・ R4：MA製品を核変換システムに供給可能な簡素化MA分離プロセスの確立

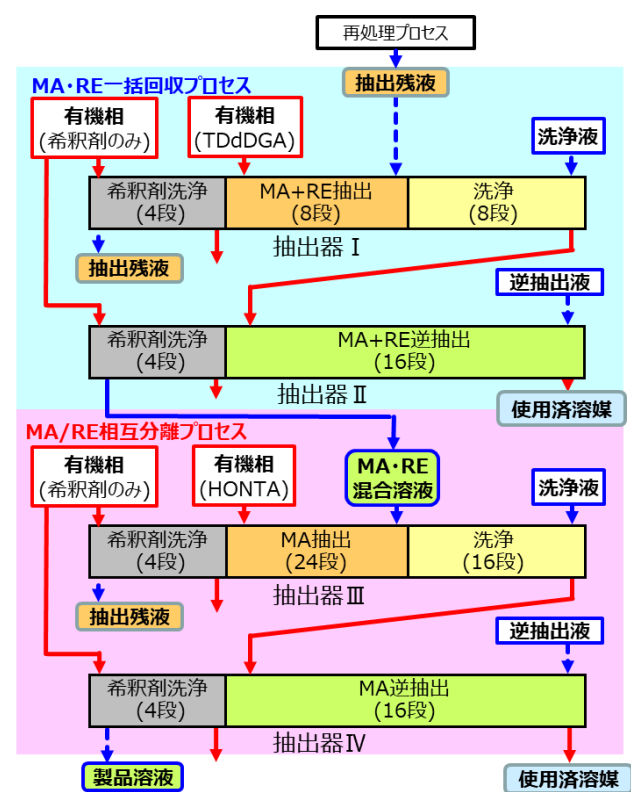
- ① 核変換システムに供給可能なMA製品の純度を確保し、廃棄物処分の評価に示された回収目標値を達成する簡素化MA分離プロセスを実現し、社会実装に対応できるプロセス構成を確立した。

SELECTプロセスにおける抽出条件



① MA/RE相互分離工程に使用する HONTA抽出剤の抽出挙動

有機相: [HONTA] = 0.05 M/ n-ドデカン
 水相: [HNO₃] = 0.015~4 M, [RE] = 各1 ppm,
 [MA] = トレーサー



② SELECTプロセスのMA分離工程

③ MA/RE相互分離工程の条件とAm回収率と製品MAの組成

ケース	分離段数(抽出+洗浄)			供給液 硝酸濃度(M)	洗浄液 硝酸濃度(M)	Am回収率 (%)	MA純度 (%)	備考
	全段数	抽出段	洗浄段					
1	40	24	16	0.06	0.09	100	94	SELECTプロセス標準ケース
2	16	10	6	0.09	0.12	92	87	16段 回収率90%
3	16	10	6	0.05	0.08	100	48	16段 低純度高回収率条件
4	10	6	4	0.10	0.10	91	66	10段 回収率90%
5	10	6	4	0.05	0.08	99	40	10段 低純度高回収率条件
6	6	4	2	0.12	0.14	71	52	6段 回収率70%
7	6	4	2	0.08	0.09	90	41	6段 回収率90%
8	4	3	1	0.10	0.12	71	39	4段 回収率70%

3. 研究成果

(3) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化（北海道大学）

・ R元

① 高速炉燃焼計算システムの開発

- ・ 高速炉炉心燃焼計算システムの検証と改良

② 燃料サイクルの諸条件が高速炉特性に及ぼす影響の定量的な評価

- ・ 評価対象となる高速炉の炉心の設定と解析のための入力データの整備

・ R2

① 高速炉燃焼計算システムの開発

- ・ REの炉内での生成・消滅を直接的に考慮する機能の実装

② 燃料サイクルの諸条件が高速炉特性に及ぼす影響の定量的な評価

- ・ LWRの運転・再処理条件が異なる計864ケースについての高速炉燃焼解析を実施

・ R3

① 高速炉燃焼計算システムの開発

- ・ 主成分分析と回帰モデルに基づく代理モデルの理論構築

② 燃料サイクルの諸条件が高速炉特性に及ぼす影響の定量的な評価

- ・ SELECTプロセスでの簡素化再処理を想定した試計算を実施

・ R4

① 高速炉燃焼計算システムの開発

- ・ 教師データの生成と、それに基づく代理モデルの作成及び検証

② 燃料サイクルの諸条件が高速炉特性に及ぼす影響の定量的な評価

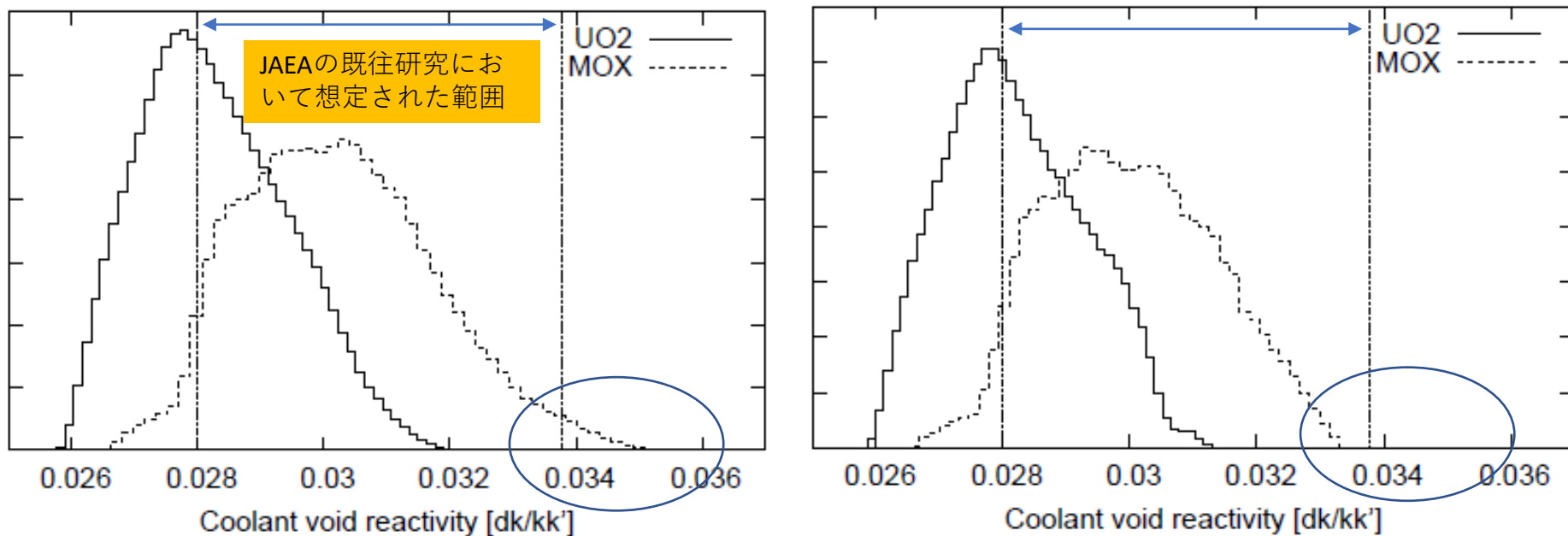
- ・ 簡素化SELECTプロセスで想定された条件に基づいて平衡期・移行期高速炉の炉心特性を評価
- ・ 代理モデルの活用による、連続的なLWRの運転・再処理条件の想定の下での検討を実施

LWR燃料組成・運転条件等の想定の違いが移行期高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価

様々な燃料仕様・運転条件でのLWR使用済燃料由来のTRU組成を用いた移行期高速炉の炉心特性がとりうる値の定量的な評価を行った（後述する代理モデルを活用し、膨大な計算ケースでの計算を実施）。

冷却材ボイド反応度の計算例

（左：TRU組成計算時にパラメータの軸方向分布考慮なし、右：考慮あり）



LWR炉心内で冷却材密度の数値を一定値とした保守的な想定（上図左）に対して、実際の軸方向分布を考慮した合理的な想定（上図右）では、非安全側の分布に大きな差異が見られ、JAEAの従来想定とほぼ同様の結果が得られた。

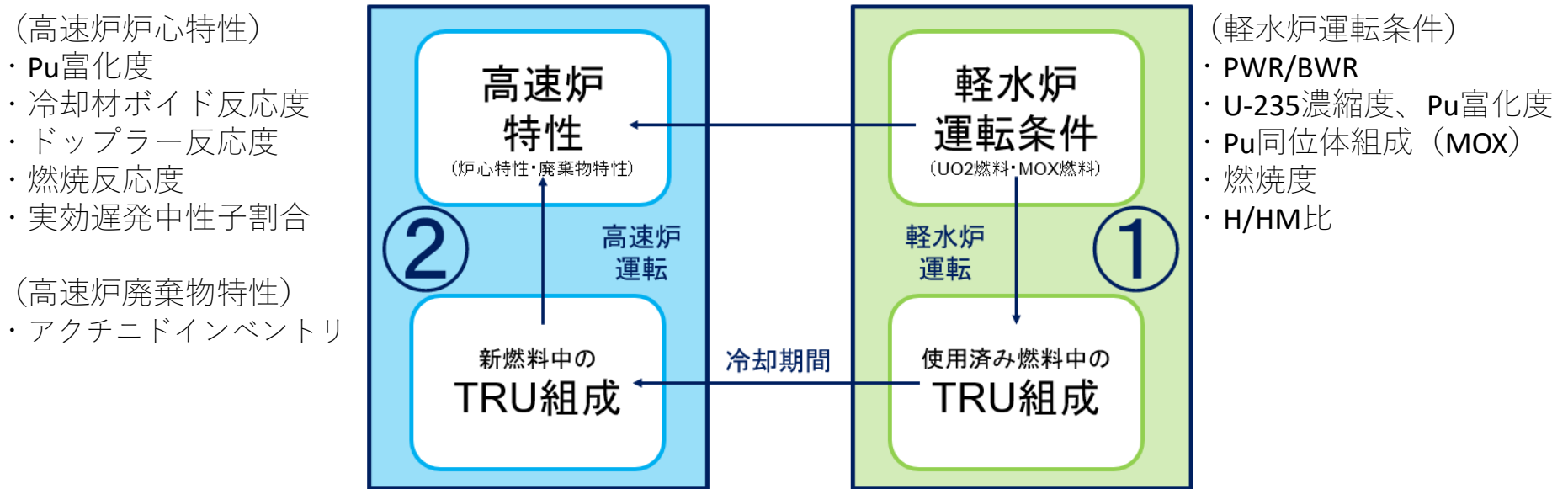
高速炉炉心燃焼に関する燃焼モデルの高度化の検討(1/2)

以下のモデルを開発した：

○LWRの燃料仕様・運転条件から、使用済燃料中のTRU組成を予測するモデル
(下図①)

○移行期高速炉に装荷する燃料のTRU組成から、その炉心特性と使用済み燃料中の
アクチノイドインベントリを予測するモデル (下図②)

⇒代理モデル：Excelシートとして整備、研究項目(1)Bにて活用

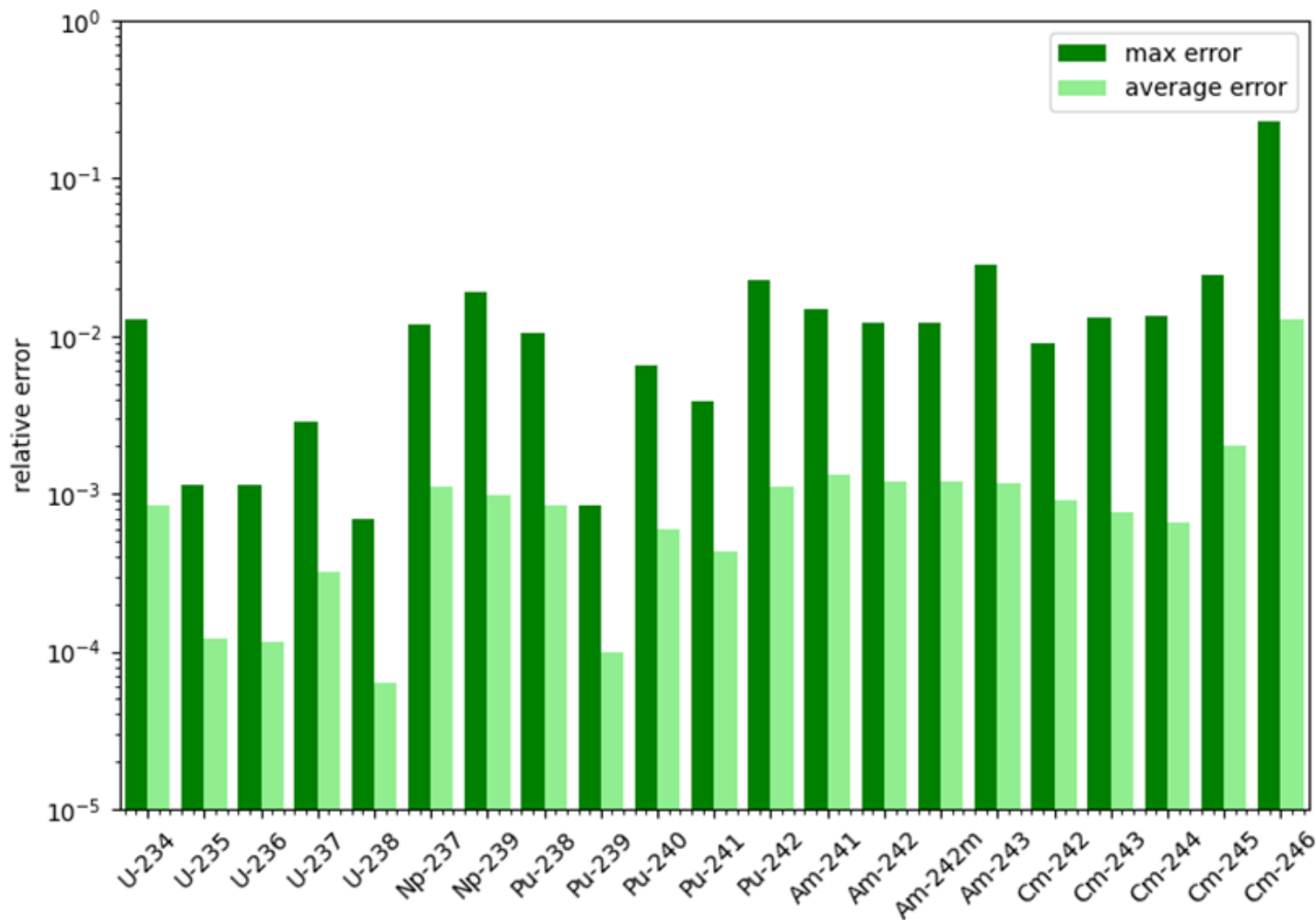


「LWR諸条件」から「高速炉特性」を直接求めるモデルとせず、①と②を分離させ、かつ代理モデルの導入が不要な冷却期間の計算を代理モデルに含めないことにより、高精度かつ融通性の高い代理モデルを実現した。

高速炉炉心燃焼に関する燃焼モデルの高度化の検討(2/2)

軽水炉・高速炉の燃焼計算に基づく「オリジナルモデル」と「代理モデル」との比較を行い、代理モデルの予測精度を定量化した。**高速炉使用済燃料中のアクチノイドインベントリは概ね数%の精度で予測可能**であることを示した。

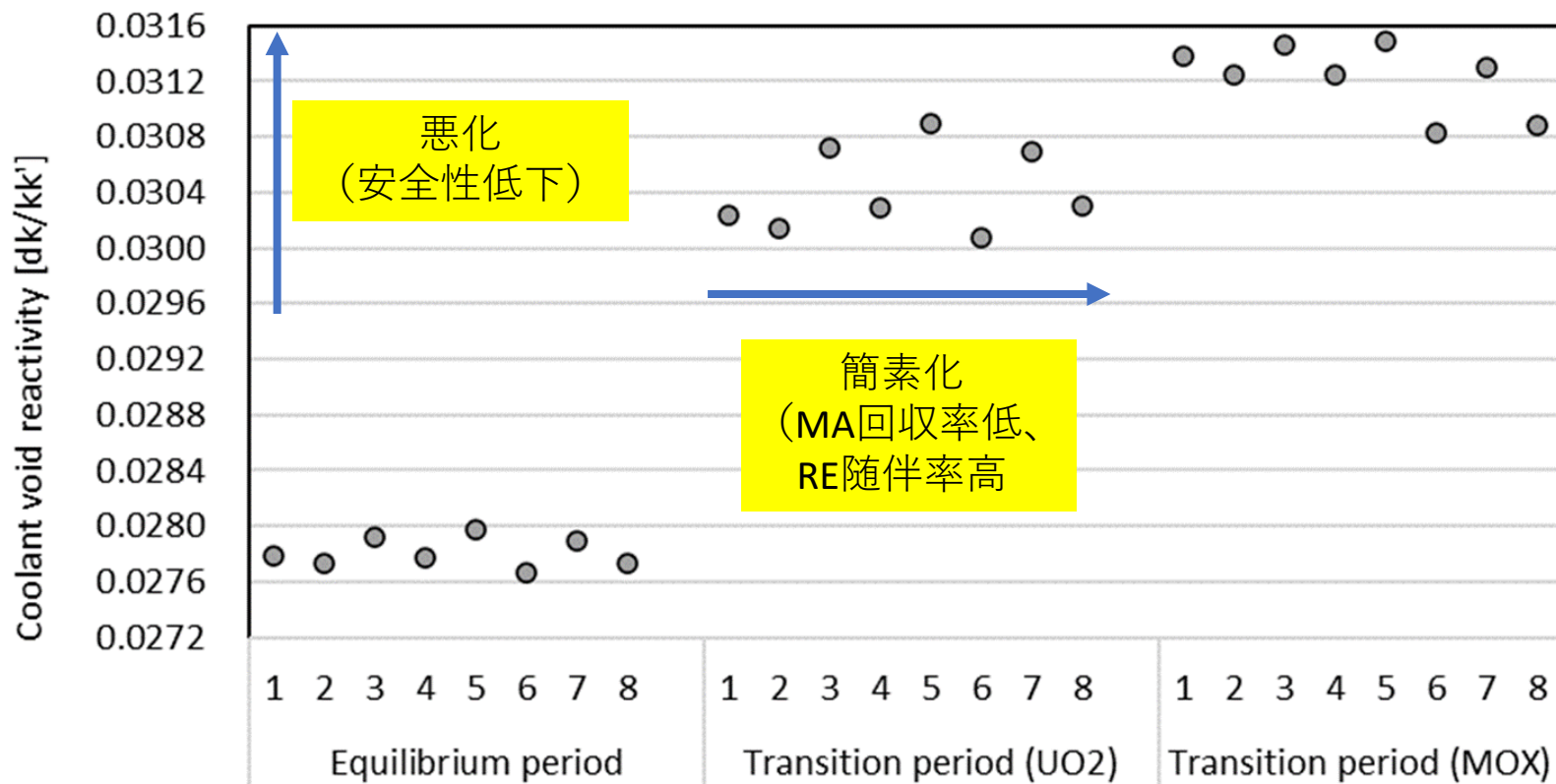
移行期高速炉からの取り出し燃料中のアクチノイドインベントリの予測精度



高速炉システムでのMA・REの回収効率条件の想定の違いが高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価(1/2)

研究項目(2)Bより提示されたいくつかのMA・REの回収効率条件を基に、平衡期・移行期高速炉の炉心特性の評価を行い、回収効率と炉心特性の関係を定量的に評価した。

簡易化再処理の高速炉炉心特性（ボイド反応度）への影響

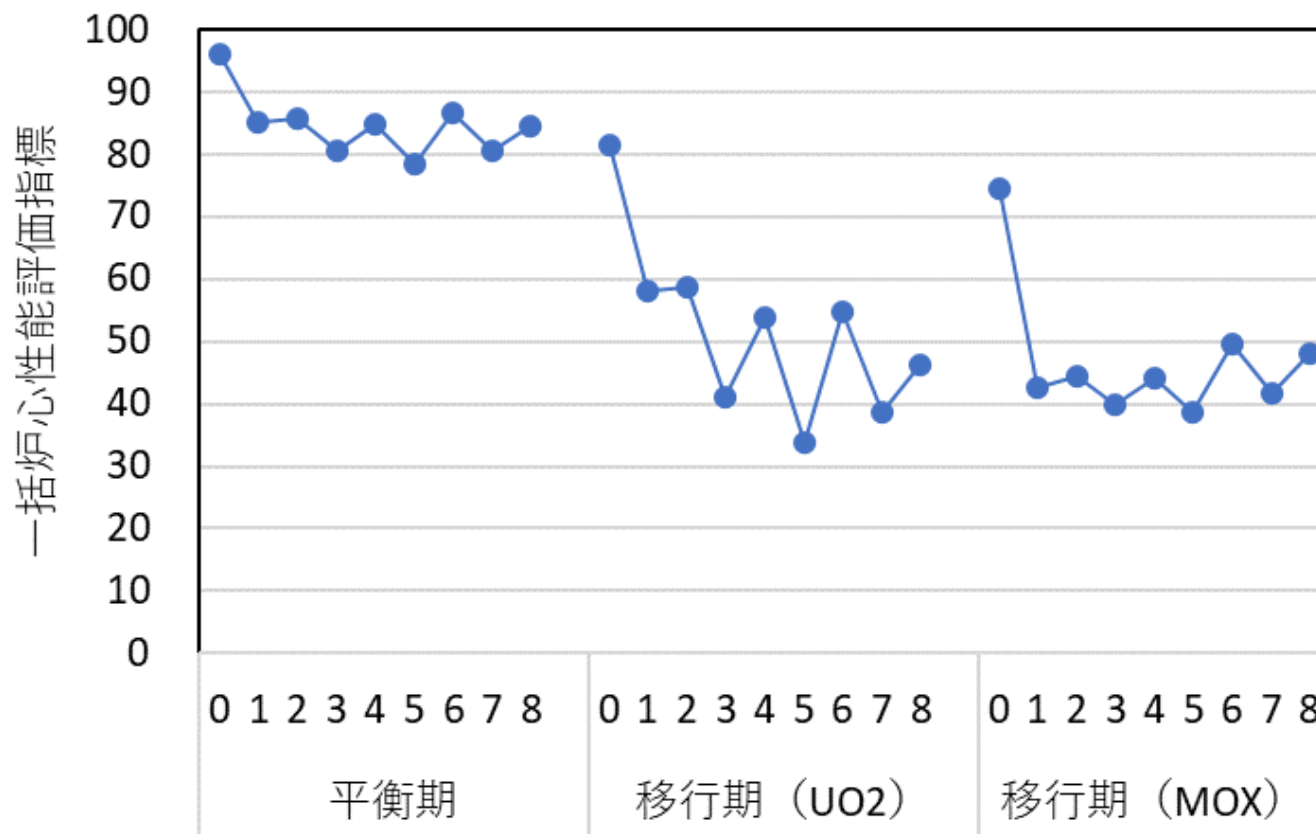


再処理プロセスの簡素化によるボイド反応度の影響は、MA回収率の低下は安全側、RE随伴率の増加は非安全側に作用する。**平衡期と比べ、移行期高速炉において、簡素化の影響がより大きいことを明らかにした。**

高速炉システムでのMA・REの回収効率条件の想定の違いが高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価(2/2)

燃焼反応度、冷却材ボイド反応度、ドップラー反応度の値に基づいて、「炉心特性評価点」を算出した（ケース0はMA・REリサイクルを行わない条件）。

簡易化再処理の高速炉炉心特性への影響



MA・REの回収効率条件の違いによる影響は、LWR-UO2-SF由来のTRUを用いる移行期高速炉で大きく現れることが分かった。

3. 研究成果

(4) 研究推進

- ① 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 外部評価委員会(主査：1名、委員：3名)の設置と開催、2019年度：1回、2020～2022年度：各年度2回
- ② 外部発表
 - a. 日本原子力学会: 2021年春～2023年春
 - i. 春&秋シリーズ発表：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(1)～(14)
 - ii. 口頭発表：TRU 組成のばらつきが移行期の高速炉の炉心特性に与える影響の評価
 - iii. 学生ポスター発表：PARC-MAを用いたMA簡素化分離プロセス検討に基づく環境負荷低減型地層処分に関する研究
 - b. IAEA主催：International Conference on Radioactive Waste Management : Solution for a Sustainable Future, November 1-5, 2021, IAEA Headquarters, Vienna, Austria
 - i. 口頭発表：1件
 - ii. ポスター発表：2件
 - c. 国際会議：International Symposium on Zero-Carbon Energy Systems, IZES 2023, January10-12, 2023, Tokyo Institute of Technology, Japan
 - ・口頭発表：5件
 - d. 査読付き論文
 - J. Fan & G. Chiba, Reactor reactivity calculation with simplified –P3 and perturbation theories, Journal of Nuclear Science and Technology, 2023, Vol.60, No.12, 1500-1513
 - J. Fan & G. Chiba, Development and verification of fast reactor burnup calculation module FRBurner in code system CBZ, Journal of Nuclear Science and Technology, 2021, Vol.58, No.12, 1269-1287
 - e. 査読付き論文投稿準備中
 - IZES発表内容を論文化、現在準備中：4件

4. 総まとめ

・ 成果

- ① 方法論 ⇒ 分野横断型評価/廃棄物処分から見た核燃料サイクルの統合
- ② 技術オプション ⇒ 核燃料サイクル条件組合せに基づく廃棄物処分における環境負荷低減
- ③ MA分離の簡素化 ⇒ 処分場負荷低減 + 早期導入

・ 新規性

- ① MA分離と地層処分の連携/融合 ⇒ (高回収率+高純度)vs.(核種分離不要)に新視点
- ② 分離プロセスの軽量化 ⇒ MA分離技術の早期導入
- ③ バックエンド領域 ⇒ 原子力システム全体最適化のためのイノベーション/スキーム
- ④ 分野横断型検討チーム ⇒ 炉、再処理(核種分離)、廃棄物処分、サイクル全体諸量評価

・ 発展性

- ① 新型炉・革新炉開発に新視点 ⇒ 廃棄物管理ファースト、バックエンドファースト
- ② 全体最適化 ⇒ 将来原子力システムの新しい解
- ③ 多様な専門家の参画 ⇒ 方法論の深化、ツールの高度化、評価領域の拡大、多様な視点/価値/基準の導入
- ④ 技術開発課題の取捨選択
- ⑤ 合意形成への貢献

・ 展望/課題

- ① 手法の実装 ⇒ 次世代原子力利用システム(新型炉・革新炉)
- ② 方法論の確立 ⇒ 各研究項目の精度向上: 条件多様化、計算手法、重み、評価クライテリアなど
- ③ 工学的適用性の確認 ⇒ MA分離技術のTRLの向上(乾式再処理法とその廃棄物処分の研究を含む)

ご清聴ありがとうございました。

END