第9回ゼロカーボンエネルギー研究所コロキウム
"原子力将来シナリオ研究と解析手法の開発動向"

NMB4.0の概要とアップデート履歴

阿部拓海
日本原子力研究開発機構

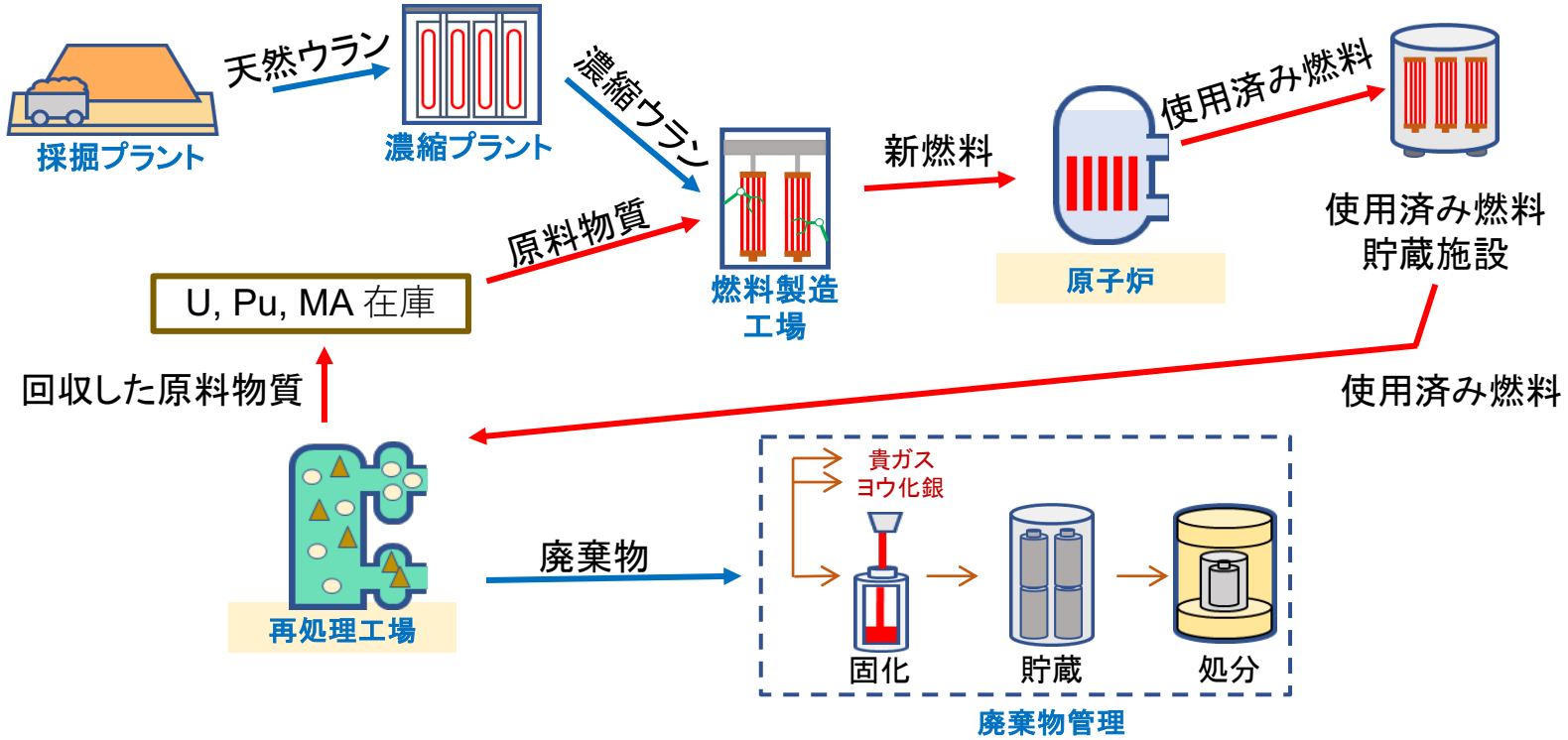
発表の概要

- **背景**
  - 核燃料サイクルとは
- **NMB4.0の紹介**
  - 核燃料サイクルシミュレータNMB4.0とは
  - NMBの入出力
  - NMBの解析例
  - アップデート履歴
  - 今後の展望
- **まとめ**

核燃料サイクルとは

核燃料サイクルとは、核燃料をリサイクルして再利用する仕組み

➡ 資源を有効利用し、CO_2排出量削減や持続可能な社会の構築に貢献



核燃料サイクルにまつわる技術の評価・社会実装

- 定量的な諸量(燃料組成、廃棄物量など)評価に基づいた、様々な専門家による分野横断的な議論が必要

➡ **誰でも扱えて、核燃料サイクル全体の諸量を定量化する核燃料サイクルシミュレータが求められている**

核燃料サイクルシミュレータNMB4.0とは



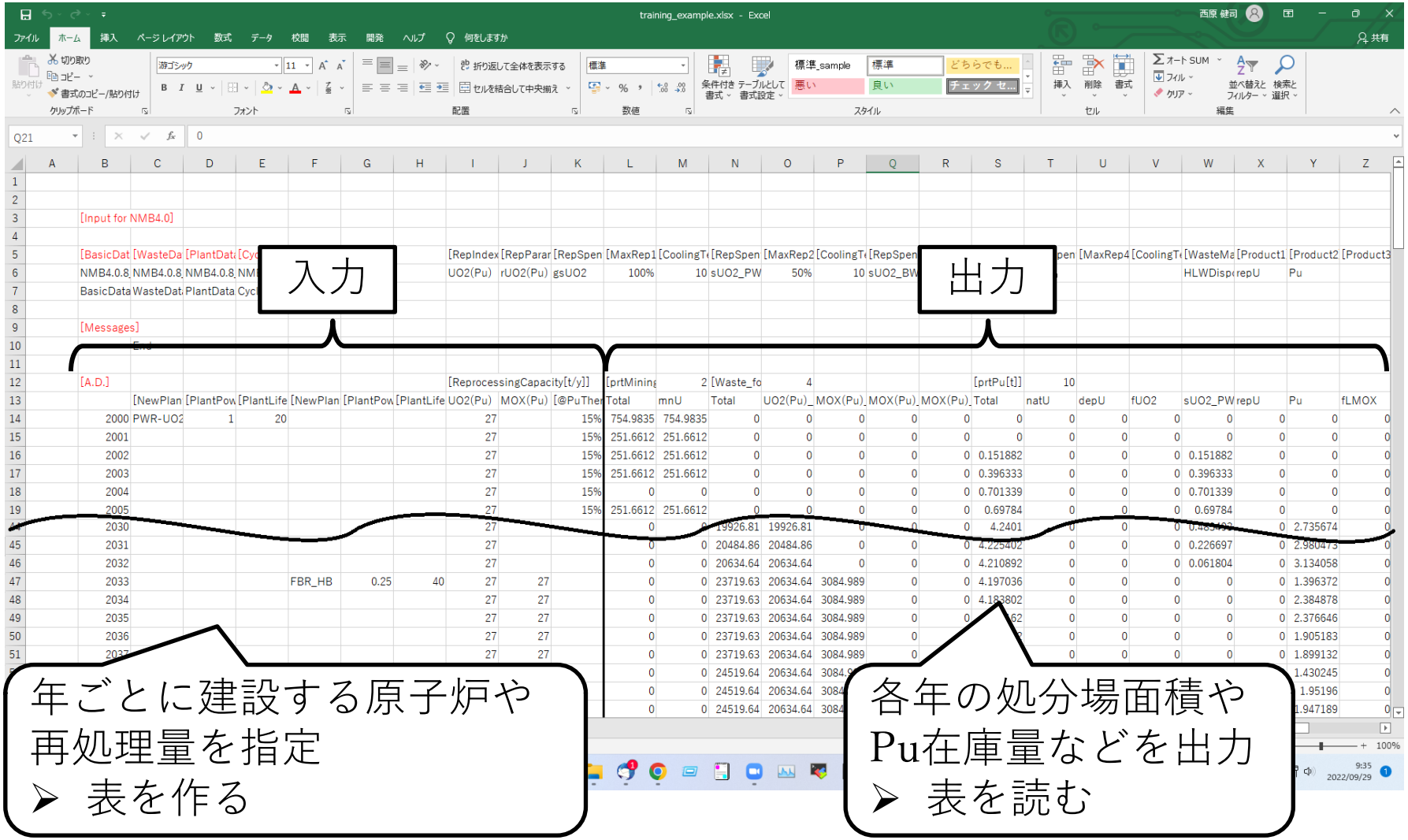
がJAEAと東工大により開発された[1]

	その他のシミュレータ	NMB4.0
アクセス性	非公開が多い	オープンソース
使用言語	C++, JAVA, etc.	VBA (エクセル上で動作)
解析核種	主にアクチノイド26種のみ	アクチノイド26種と核分裂生成物153種
解析対象	燃料製造工程と原子炉	廃棄物処理を含む核燃料サイクル全体

[1] T. Okamura, et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 19, (2021).

NMBの入出力

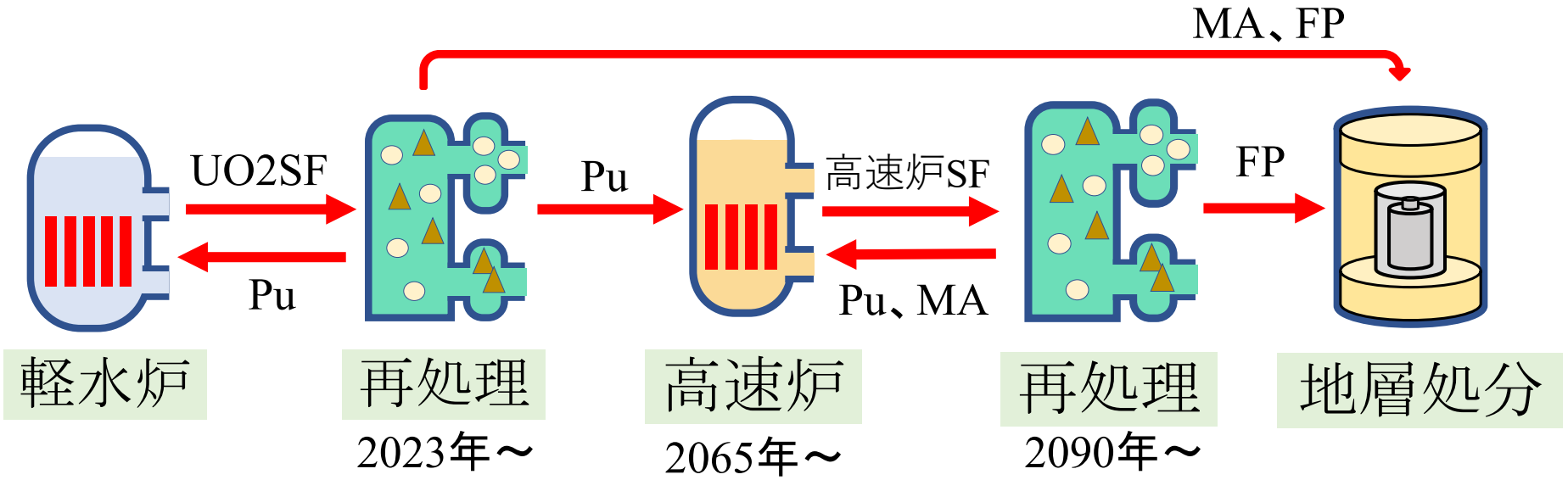
表の形で入出力を行う



解析例 条件(サンプルインプットBのFシナリオ)

我が国の原子力利用をモデル化、発電容量33GWeを維持

- ✓ 2023年から六ケ所再処理工場が稼働
- ✓ 2065年から高速炉を先行導入
- ✓ 2090年頃から高速炉本格導入、MOX燃料再処理

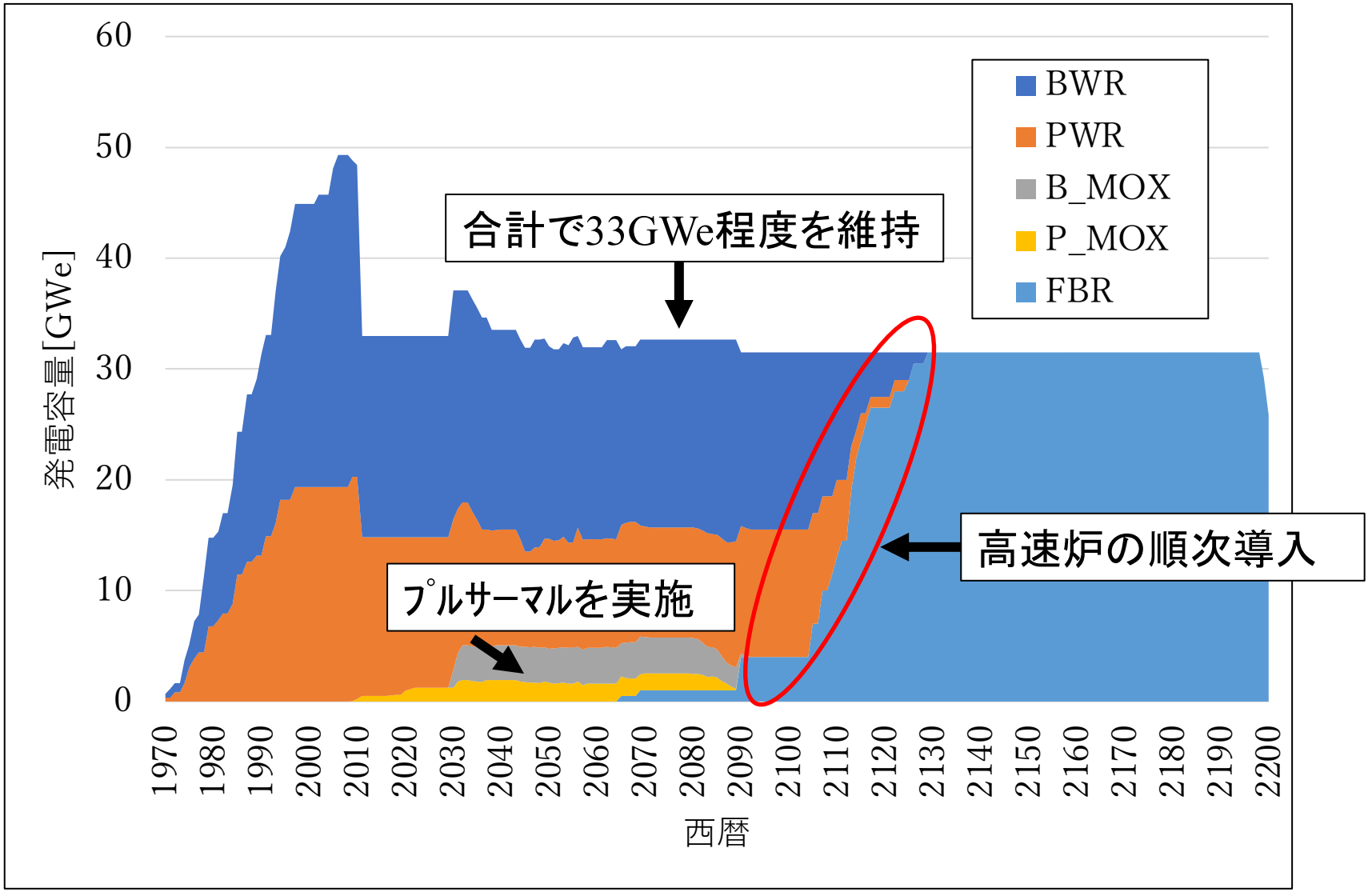


入力値

- 原子炉の出力、寿命、設備利用率、最大ﾌﾟﾙｻｰﾏﾙ割合
- 再処理工場の容量

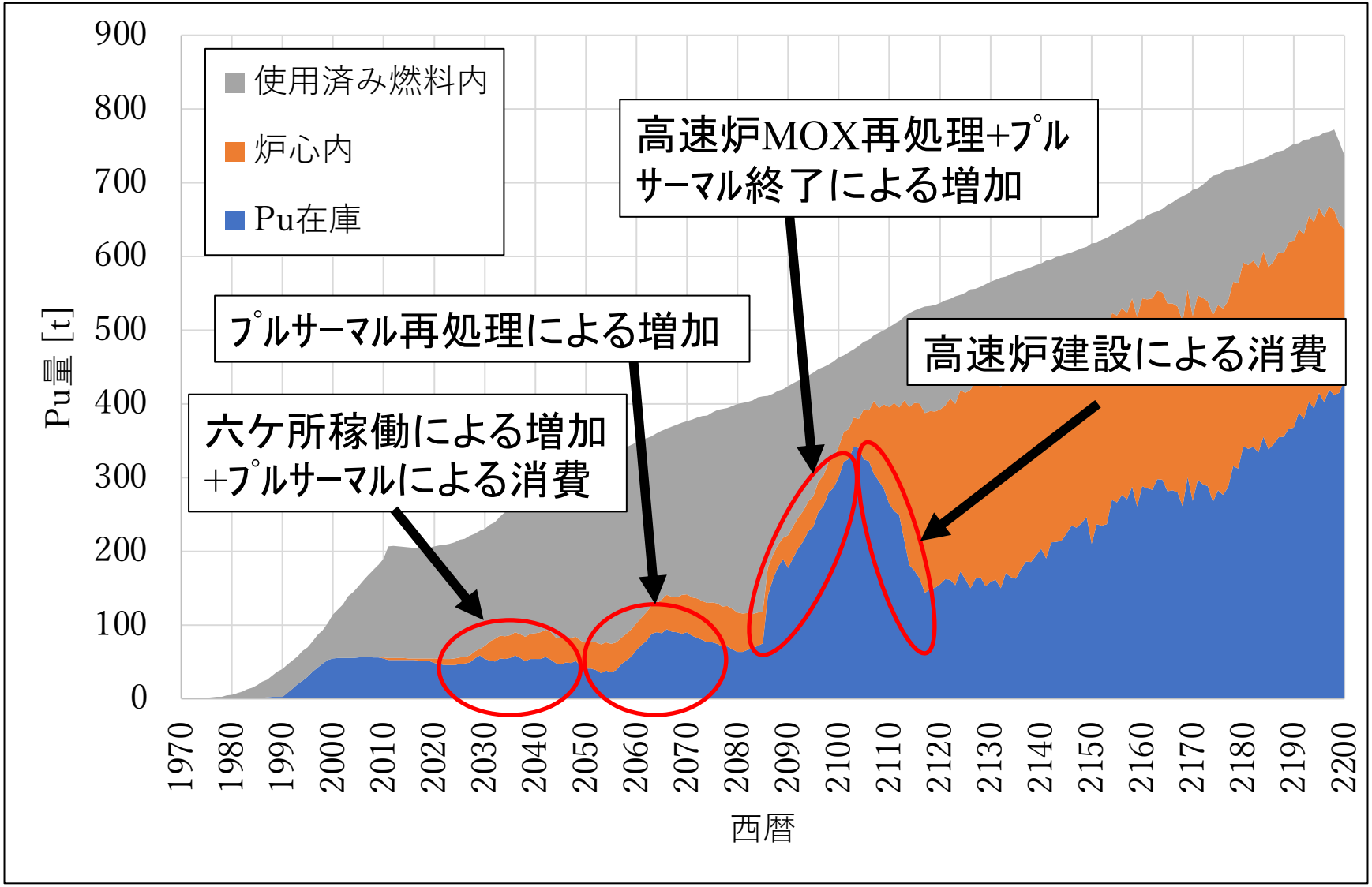
➢ 発電容量、Puインベントリと処分場面積の推移を表示

結果(発電容量の推移)



出力が炉型ごと、燃料ごとに確認できる

結果(Puインベントリ)

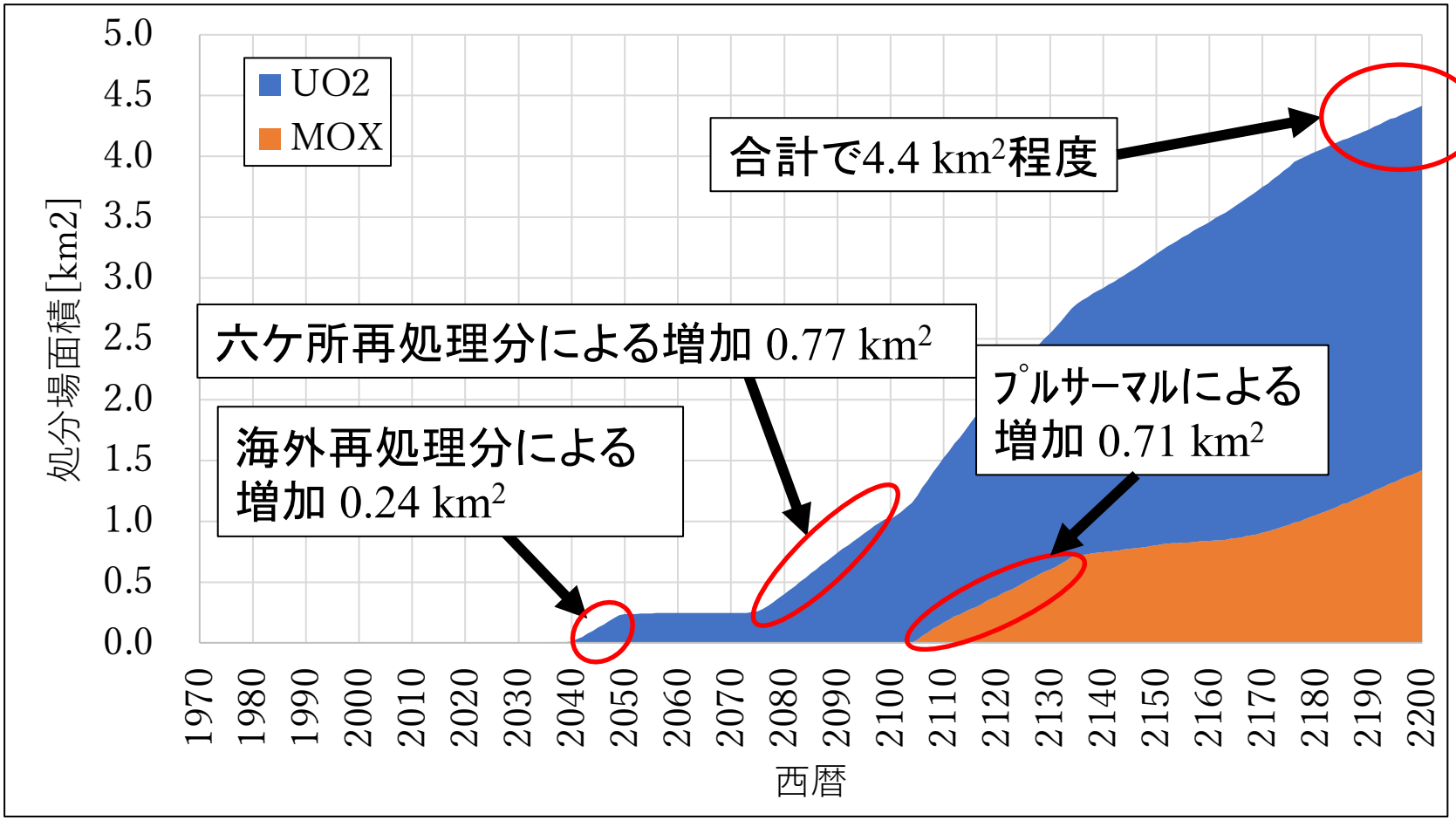


詳細な将来のPu量見積もりが可能

結果(処分場面積)

NMBは簡易的な処分場温度評価モデルを有する

- 廃棄体中の廃棄元素量を考慮した処分場面積の算出が可能



将来の処分場面積の見積もりが可能

NMB4.0のアップデート履歴

- 公開以降、7回のアップデートを実施→最新は4.0.9
- 今春、**メジャーアップデート 4.1.0 を計画中**

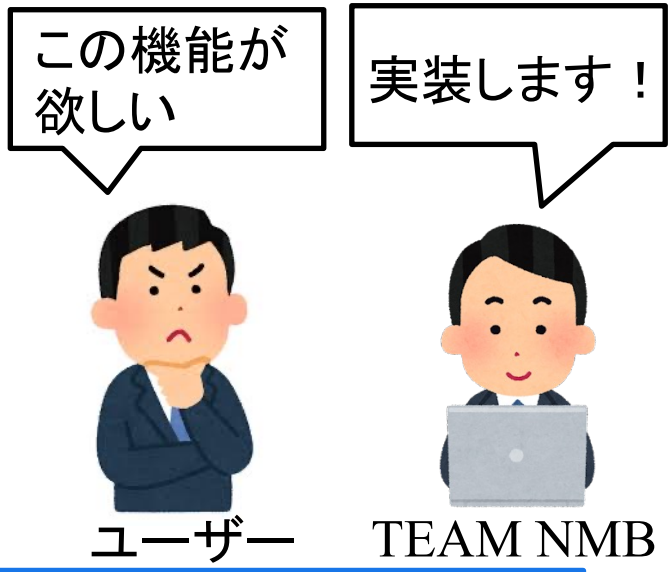
年	月	公開パッケージ	主な実装項目
2022	4	4.0.3 4.0.4	RBWRデータベース SingleFuelMode追加
	6	4.0.5	ORLIB2NMB
	7	4.0.6	ウラン再濃縮 Thサイクル
	8	4.0.7	リスタート機能
2023	2	4.0.8	炉内燃料のバッチ数が異なる場合に対応 PWRMOXの直接処分概念を追加
	6	**4.0.9**	**コスト計算機能 軽水炉燃料の高燃焼度化切り替えに対応**
2024	**?**	**4.1.0**	**複数の機能拡張 ソースコードの刷新**

アップデート・新機能

これらの実装はユーザーの要望を反映

解析に関する実装・機能

- ✓ RBWRデータベース
- ✓ 回収ウランなどの再濃縮モデル
- ✓ Th核燃料サイクル
- ✓ 燃料のバッチ数が異なる炉心への対応



ユーザビリティに関する機能

- ✓ リスタート機能
  - ➢ 計算結果を保存し、保存データをもとに計算を再開
- ✓ ORLIB2NMB
  - ➢ ORIGEN断面積ライブラリをNMB用データベースに変換

#ユーザーと共に進化するコード(NMB4.0ホームページより)

- ➢ 今年度実施した4.0.9アップデートと
  今春リリース予定の4.1.0アップデートについて紹介

4.0.9の追加機能　コスト計算機能

NMB内に**コストに関するデータベースを整備し、シナリオの経済性を評価可能に**

- 原子炉の建設、運転・保守点検、廃止措置に伴い発生する各年度の費用
- 核燃料サイクル施設(燃料製造、再処理、etc.)の取り扱い単価をもとにした各年度の費用

➢ シナリオの割引率を考慮した**発電量当たりコスト**(LCOE : Levelized Cost Of Electricity)も算出

  ➢ 他電源との経済性比較にNMBを活用できる

データベースの引用元

文献	引用データ
NEA 5990, Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management (2006)	軽水炉建設費、フロントエンドとバックエンドの取り扱い単価など
NEA7061, The Economics of the Back End of the Nuclear Fuel Cycle (2013)	フロントエンドとバックエンドの取り扱い単価など
IEA, Projected Costs of Generating Electricity 2020 Edition (2020)	国内軽水炉の建設費など

4.1.0の機能拡張

来る4.1.0ではメジャーアップデートとして複数の機能拡張を行い、ソースコードを刷新

機能拡張

- ✓ フロントエンドでも容量指定ができるように改修
- ✓ 使用済み燃料中間貯蔵プラント・輸送プラントの追加
- ✓ 物質生成を追加

ソースコードの刷新

- ✓ リファクタリングの実施
  - ✓ 可読性を向上させ、コードの理解・編集を容易にする

フロントエンドの容量指定

機能拡張前

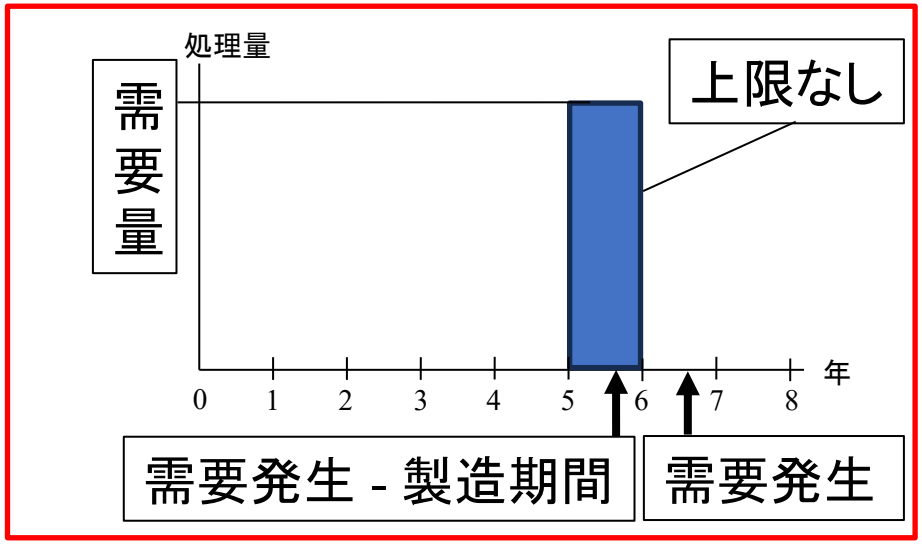
フロントエンドのプラント(採掘、濃縮、燃料製造)はそれぞれの需要発生時にのみ稼働し、需要量のみを出力

機能拡張後

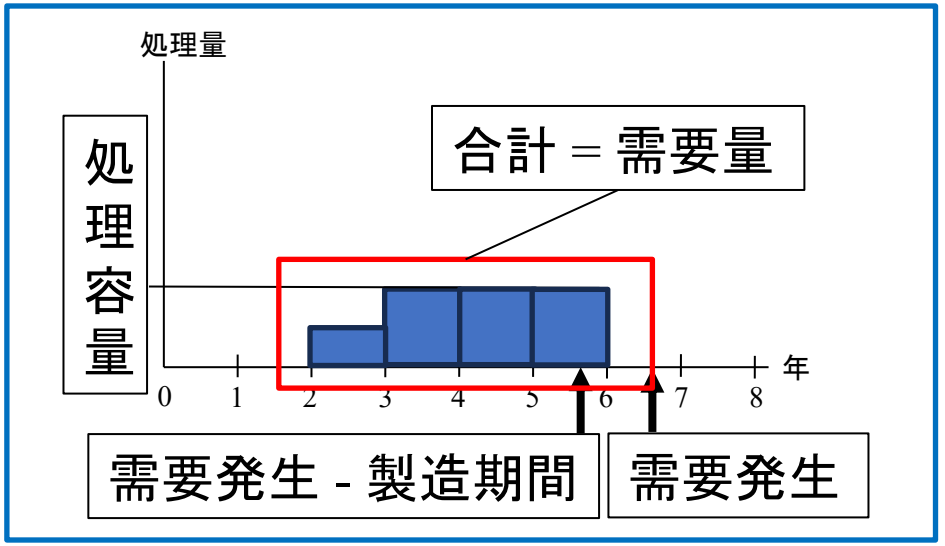
フロントエンドプラントの各年における処理容量を指定可能にする

- 各年の処理容量の範囲内で需要量を満たすように各プラントが稼働
- 処理容量を超過した場合は注意文を出力
  - ➢ **立案した稼働計画の妥当性を確認できるようになる**

機能拡張前イメージ



機能拡張後イメージ



使用済み燃料貯蔵・輸送プラントの追加

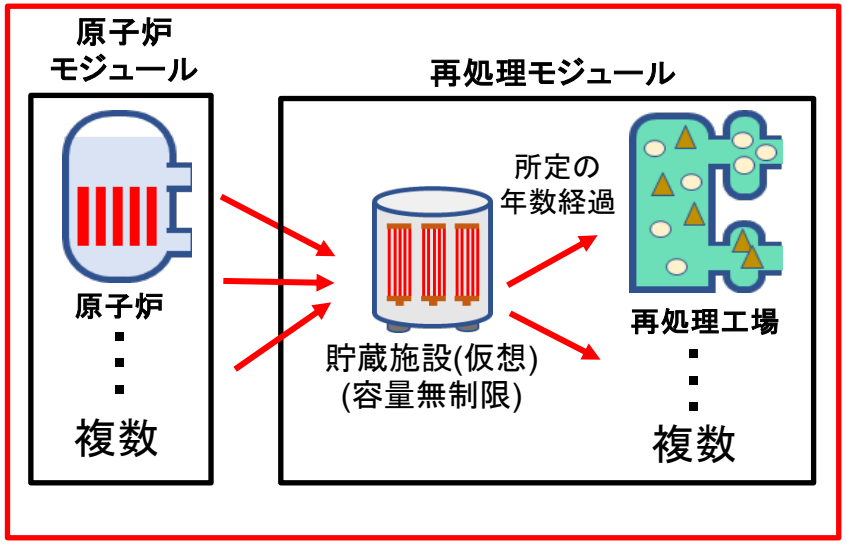
機能拡張前

中間貯蔵施設は、湿式･乾式を区別せず、全発電所の使用済み燃料を集約する、容量無制限の仮想的なもの

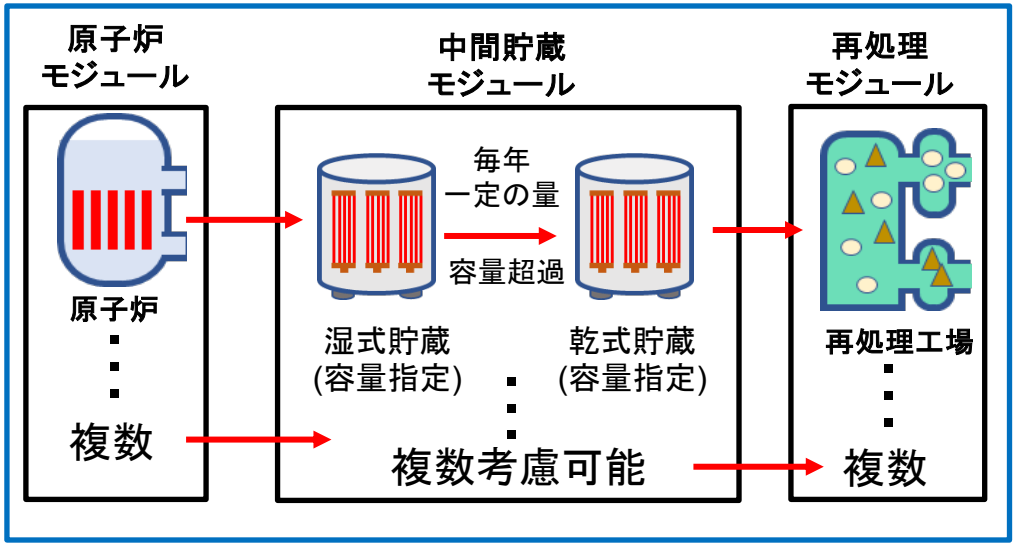
機能拡張後

- 中間貯蔵施設を複数指定し、その容量も入力可能に
- 貯蔵施設間の輸送も考慮可能に
  - ➢ **湿式･乾式貯蔵施設の使用状況の再現･将来予測が可能になる**
  - ➢ **発電所サイト単位の詳細な諸量評価が可能になる**

機能拡張前イメージ



機能拡張後イメージ



物質生成の追加

機能拡張前

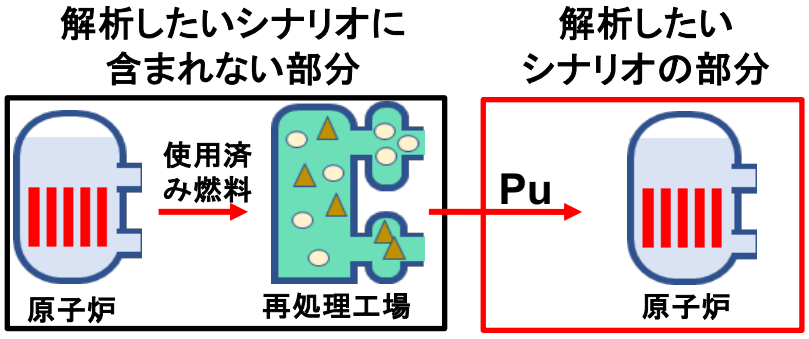
解析したいシナリオの外から入手した原料物質は考慮できず、仮想的な原子炉の運転・再処理を行って模擬的に生成する必要があった

機能拡張後

任意の時間に、任意の組成の物質を発生させることを可能とする

- **Puなどの購入による入手を考慮したシナリオの解析が容易になる**

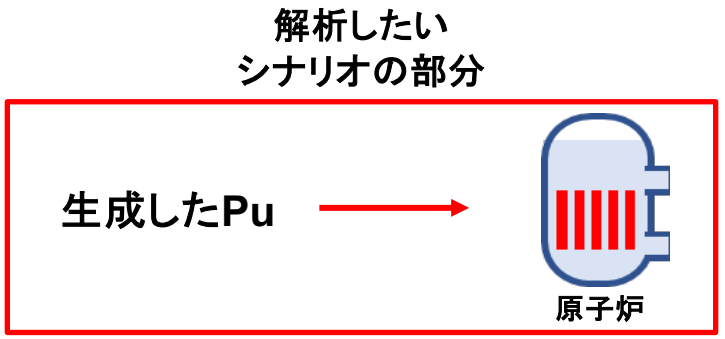
機能拡張前イメージ



1つの入力シート

- 入力・出力の複雑化
- 想定した組成のPuを得ることは難しい

機能拡張後イメージ



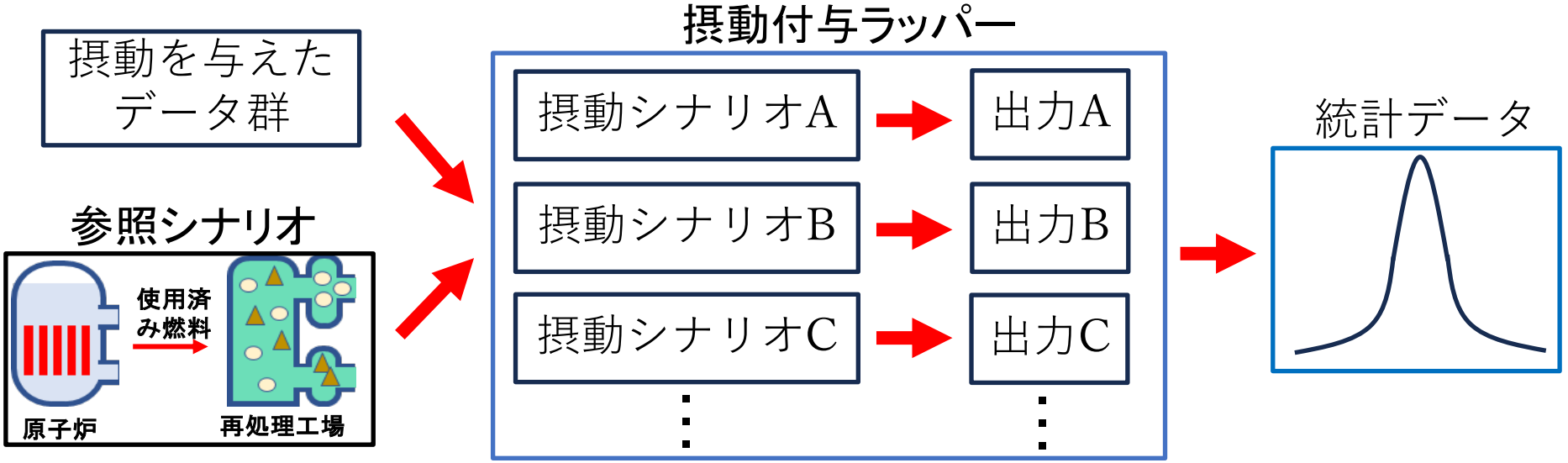
- 入力・出力の単純化
- 任意組成を指定可能

今後の展望

複数の機能拡張を検討中　その中の1つを紹介

摂動付与ラッパー

- 断面積や入力値へ摂動を与え、NMBを繰り返し実行して統計的なシナリオ評価を行うラッパーを整備する
  - インベントリや廃棄体数・処分場面積などの不確かさを定量化する
  - 各プラントの事故発生確率を用いて発電量の確率分布を得る



他の機能拡張案・研究テーマ案をNMB4.0ホームページにて公開中

まとめ

- NMB4.0
  - Microsoft Excel®上で動作するオープンソースコード
  - バックエンドを含む核燃料サイクル全体を解析可能

- 2022年3月のリリース以降、7回のアップデートを実施
  - ユーザーの要望を受けて新機能を実装
  - 今春、メジャーアップデート **4.1.0 を計画中**
    - 複数の機能拡張
    - ソースコードの刷新

- 複数の機能拡張案・研究テーマ案をホームページ上に掲載

➢ **#ユーザーと共に進化するコード(NMB4.0ホームページより)**

今後も要望がありましたらお申し付けください！

予備スライド

RBWRデータベースの整備

✓ 日立GEの日野氏らが協力

要望を受け、ユーザー独自の炉型をNMBデータベースに追加した

データベースに追加するために必要な情報

項目		単位
1. 原子炉	1.1 名称	-
	1.2 熱効率	%
	1.3 設備利用率	%
	1.4 電気出力	GWe
	1.5 バッチ長さ	day
	1.6 バッチ数	-
	1.7 炉寿命	year
2. 燃料	2.1 燃料比出力	MW/tHM
	2.2 燃焼初期の アクチノイド燃料組成	%
	2.3 燃焼末期の アクチノイド燃料組成	%
	2.4 1群断面積	barn
	2.5 Pu富化度上限	

- 類似の炉心が既存データベースに含まれていれば代用可能
- 最低限、アクチノイド核種の捕獲及び核分裂断面積があれば整備可能

ORLIB2NMB

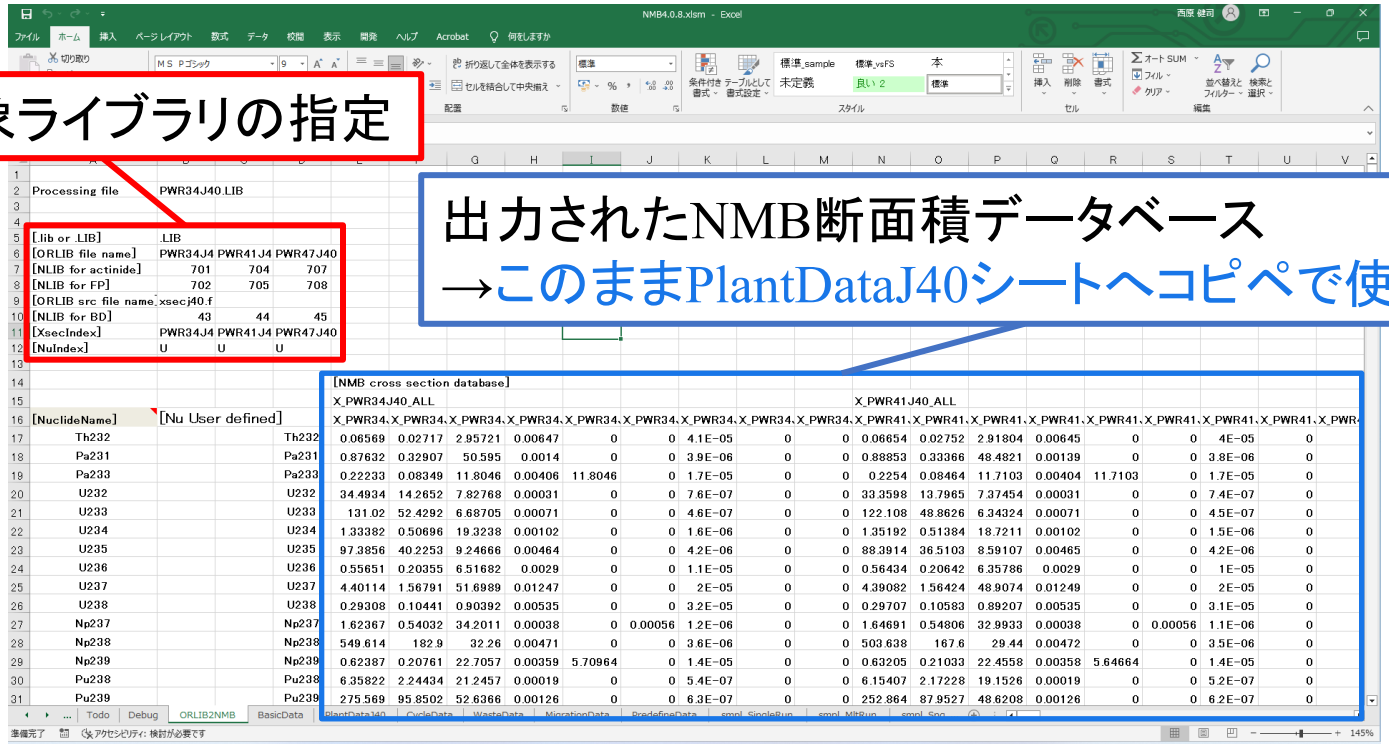
✓ 講習会でいただいた意見を参考

ORIGEN用断面積ライブラリからNMB断面積データベースを出力

- ORIGENで核設計した新型炉を容易にNMBへ適用可能に
- 複数の断面積ライブラリファイルを一気に変換
- ORLIBJ40、J33、J32およびORIGEN2.2付属ライブラリで動作確認

変換対象ライブラリの指定

出力されたNMB断面積データベース
→このままPlantDataJ40シートへコピペで使用可能!



Processing file	PWR34J40.LIB		
[.lib or .LIB]	.LIB		
[ORLIB file name]	PWR34J4	PWR41J4	PWR47J40
[NLIB for actinide]	701	704	707
[NLIB for FP]	702	705	708
[ORLIB src file name	xsecj40.f		
[NLIB for BD]	43	44	45
[XsecIndex]	PWR34J4	PWR41J4	PWR47J40
[NuIndex]	U	U	U

[NMB cross section database]

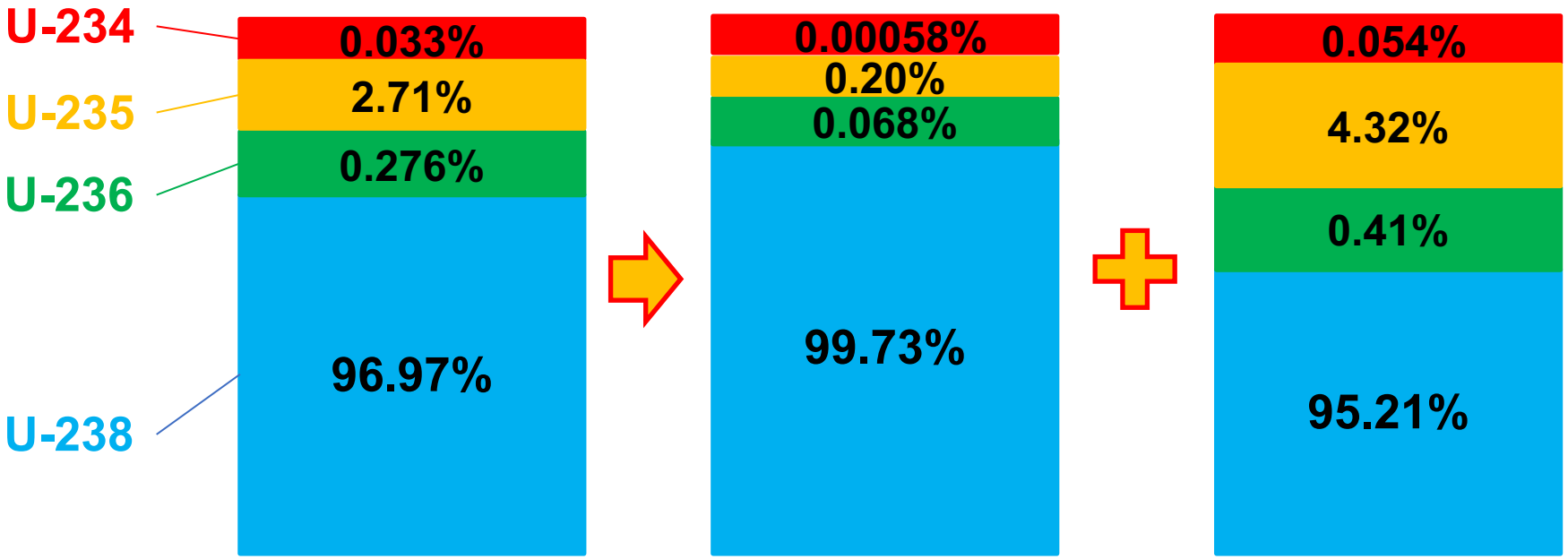
[NuclideName]	[Nu User defined]																		
					X_PWR34J40_ALL								X_PWR41J40_ALL						
					X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR34	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR41	X_PWR
Th232			Th232		0.06569	0.02717	2.95721	0.00647	0	0	4.1E-05	0	0	0.06654	0.02752	2.91804	0.00645	0	0	4E-05	0
Pa231			Pa231		0.87632	0.32907	50.595	0.0014	0	0	3.9E-06	0	0	0.88853	0.33366	48.4821	0.00139	0	0	3.8E-06	0
Pa233			Pa233		0.22233	0.08349	11.8046	0.00406	11.8046	0	1.7E-05	0	0	0.2254	0.08464	11.7103	0.00404	11.7103	0	1.7E-05	0
U232			U232		34.4934	14.2652	7.82768	0.00031	0	0	7.6E-07	0	0	33.3598	13.7965	7.37454	0.00031	0	0	7.4E-07	0
U233			U233		131.02	52.4292	6.68705	0.00071	0	0	4.6E-07	0	0	122.108	48.8626	6.34324	0.00071	0	0	4.5E-07	0
U234			U234		1.33382	0.50696	19.3238	0.00102	0	0	1.6E-06	0	0	1.35192	0.51384	18.7211	0.00102	0	0	1.5E-06	0
U235			U235		97.3856	40.2253	9.24666	0.00464	0	0	4.2E-06	0	0	88.3914	36.5103	8.59107	0.00465	0	0	4.2E-06	0
U236			U236		0.55651	0.20355	6.51682	0.0029	0	0	1.1E-05	0	0	0.56434	0.20642	6.35786	0.0029	0	0	1E-05	0
U237			U237		4.40114	1.56791	51.6989	0.01247	0	0	2E-05	0	0	4.39082	1.56424	48.9074	0.01249	0	0	2E-05	0
U238			U238		0.29308	0.10441	0.90392	0.00535	0	0	3.2E-05	0	0	0.29707	0.10583	0.89207	0.00535	0	0	3.1E-05	0
Np237			Np237		1.62367	0.54032	34.2011	0.00038	0	0.00056	1.2E-06	0	0	1.64691	0.54806	32.9933	0.00038	0	0.00056	1.1E-06	0
Np238			Np238		549.614	182.9	32.26	0.00471	0	0	3.6E-06	0	0	503.638	167.6	29.44	0.00472	0	0	3.5E-06	0
Np239			Np239		0.62387	0.20761	22.7057	0.00359	5.70964	0	1.4E-05	0	0	0.63205	0.21033	22.4558	0.00358	5.64664	0	1.4E-05	0
Pu238			Pu238		6.35822	2.24434	21.2457	0.00019	0	0	5.4E-07	0	0	6.15407	2.17228	19.1526	0.00019	0	0	5.2E-07	0
Pu239			Pu239		275.569	95.8502	52.6366	0.00126	0	0	6.3E-07	0	0	252.864	87.9527	48.6208	0.00126	0	0	6.2E-07	0

ウラン再濃縮

✓ 原環センターの浜田氏、朝野先生の要望を反映

天然ウラン以外を用いたウラン濃縮を解析可能とした

- 劣化ウラン、回収ウランを原料として使用可能
- U-232~U-238までの7核種の含有割合を算出可能(以前はU-235、U-238のみ)



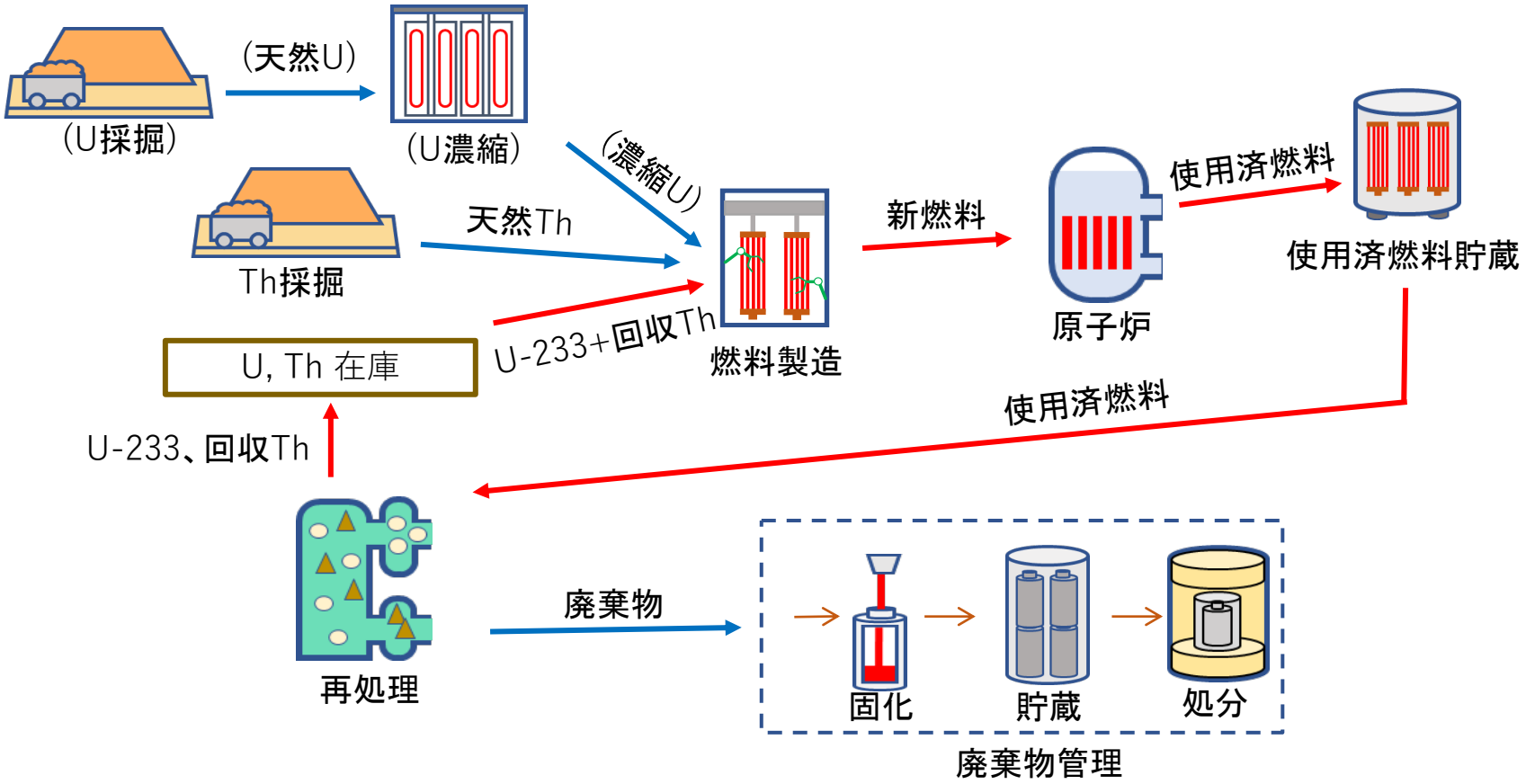
回収ウラン濃縮の計算例

Thサイクルの実装

✓ 中部大学の中谷氏らの要望を反映

トリウム核燃料サイクルに対応

- トリウムの採掘、トリウム燃料原子炉の運転、再処理を模擬
- トリウム＋濃縮ウランドライバ燃料炉心の考慮も可能

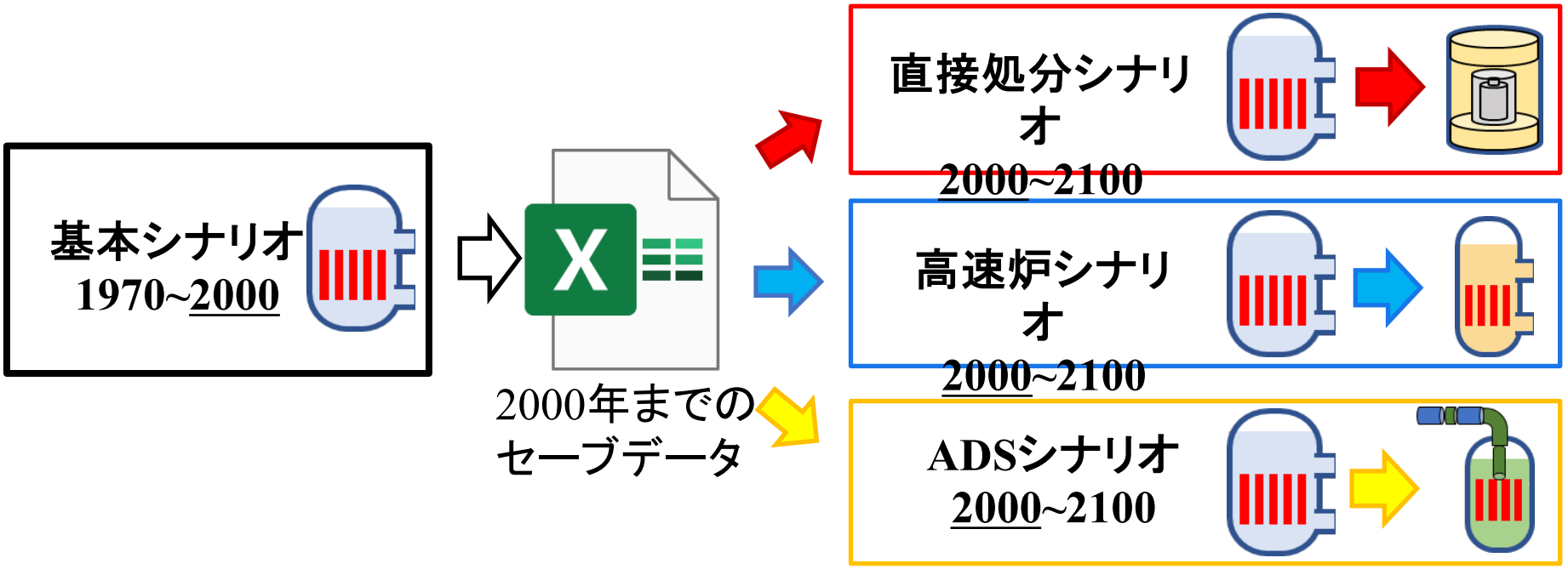


リスタート機能

✓ 日立GEの日野氏らの要望を反映

計算を途中の年から再開するリスタート機能を整備

- 任意の年で計算結果を保存(save)し、読み込む(load)
- 途中まで同じシナリオの解析を大幅に効率化
- 結果の再出力のみ行う機能も整備

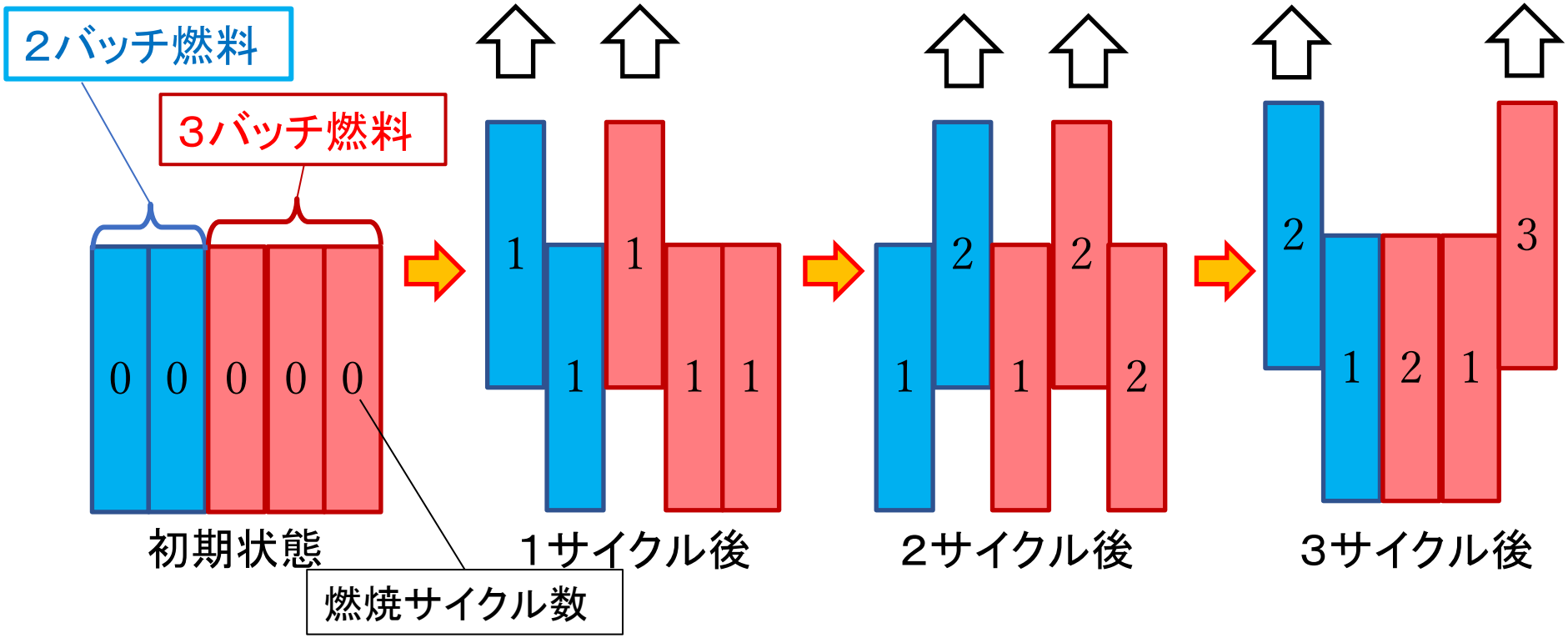


異なるバッチ数に対応

✓ 日立GEの渡邉氏らの要望を反映

燃料のバッチ数が異なる炉心の解析に対応

- ブランケット燃料の解析がより正確になった
- 炉心燃料の燃焼度が異なる場合の解析を可能にした
- 燃料ごとの出力割合が運転サイクルによって変化する場合にも対応



実用上必要な前核種を網羅（合計179）

- 26 アクチノイド
  - トリウム～キュリウムまで。
- 153 核分裂生成物
  - 使用済み核燃料中の物量・放射能量の99.9%を占める。
  - 無視された短寿命FP娘核種に合算。T. OKAMURA et al., JAEA-Data/Code 2020-023

Table 26 Actinides

Th,Pa	U	Np	Pu	Am	Cm
Th232	U232	Np237	Pu238	Am241	Cm242
Pa231	U233	Np238	Pu239	Am242m	Cm243
Pa233	U234	Np239	Pu240	Am243	Cm244
	U235		Pu241		Cm245
	U236		Pu242		Cm246
	U237				
	U238				

Shortest $T_{1/2}$ = 2.117d (Np-238)

Table 153 FPs

H3	Rb85	Zr91	Mo95	Ru103	Pd108	Cd114	Sn122	Te127m	Xe132	Ba134	Pr141	Pm146	Sm154	Gd156	Ho166m
Se78	Rb87	Zr92	Mo96	Ru104	Pd110	Cd116	Sn124	Te128	Xe133	Ba136	Pr143	Pm147	Eu150	Gd157	Tm171
Se79	Sr86	Zr93	Mo97	Ru106	Ag109	In115	Sn126	Te130	Xe134	Ba137	Nd142	Pm148	Eu151	Gd158	Other
Se80	Sr88	Zr94	Mo98	Rh102	Ag110m	Sn116	Sb121	Te132	Xe135	Ba138	Nd143	Pm148m	Eu152	Gd160	
Se82	Sr89	Zr95	Mo99	Rh103	Cd109	Sn117	Sb123	I127	Xe136	Ba140	Nd144	Sm147	Eu153	Tb158	
Br81	Sr90	Zr96	Mo100	Rh105	Cd110	Sn118	Sb125	I129	Cs133	La139	Nd145	Sm148	Eu154	Tb159	
Kr83	Y89	Nb93m	Tc99	Pd104	Cd111	Sn119	Sb126	I131	Cs134	Ce140	Nd146	Sm149	Eu155	Tb160	
Kr84	Y90	Nb94	Ru100	Pd105	Cd112	Sn119m	Te125	Xe128	Cs135	Ce141	Nd147	Sm150	Eu156	Dy160	
Kr85	Y91	Nb95	Ru101	Pd106	Cd113	Sn120	Te125m	Xe130	Cs137	Ce142	Nd148	Sm151	Gd154	Dy161	
Kr86	Zr90	Mo94	Ru102	Pd107	Cd113m	Sn121m	Te126	Xe131	Ba133	Ce144	Nd150	Sm152	Gd155	Dy162	

Shortest $T_{1/2}$ = 9.14h (Xe-135)

十分な精度を有する高速燃焼アルゴリズム (1/2)

■ 従来の行列指数法 (MEM)

MEM-1st order: $X(t+\Delta t) = (I + A\Delta t)X(t)$

Ex.) If nuclide i has a short half-life,

$A_{ii} = -\lambda_i$ (Large negative value)

$1 + A_{ii}\Delta t < 0$, Calculation fails.

Δt は最も短い半減期(9時間)より十分に短い必要があった。

■ Okamura explicit method (OEM)

$$\widetilde{\Delta t_i} \equiv \frac{e^{A_{ii}\Delta t}-1}{A_{ii}}, \quad \widetilde{\Delta t} = \begin{pmatrix} \widetilde{t_1} & \widetilde{t_i} & \widetilde{t_N} \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ \widetilde{t_1} & \widetilde{t_i} & \widetilde{t_N} \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ \widetilde{t_1} & \widetilde{t_i} & \widetilde{t_N} \end{pmatrix}$$

✓ OEM-1

$$X(t+\Delta t) = \left(I + A \circ \widetilde{\Delta t}\right)X(0)$$

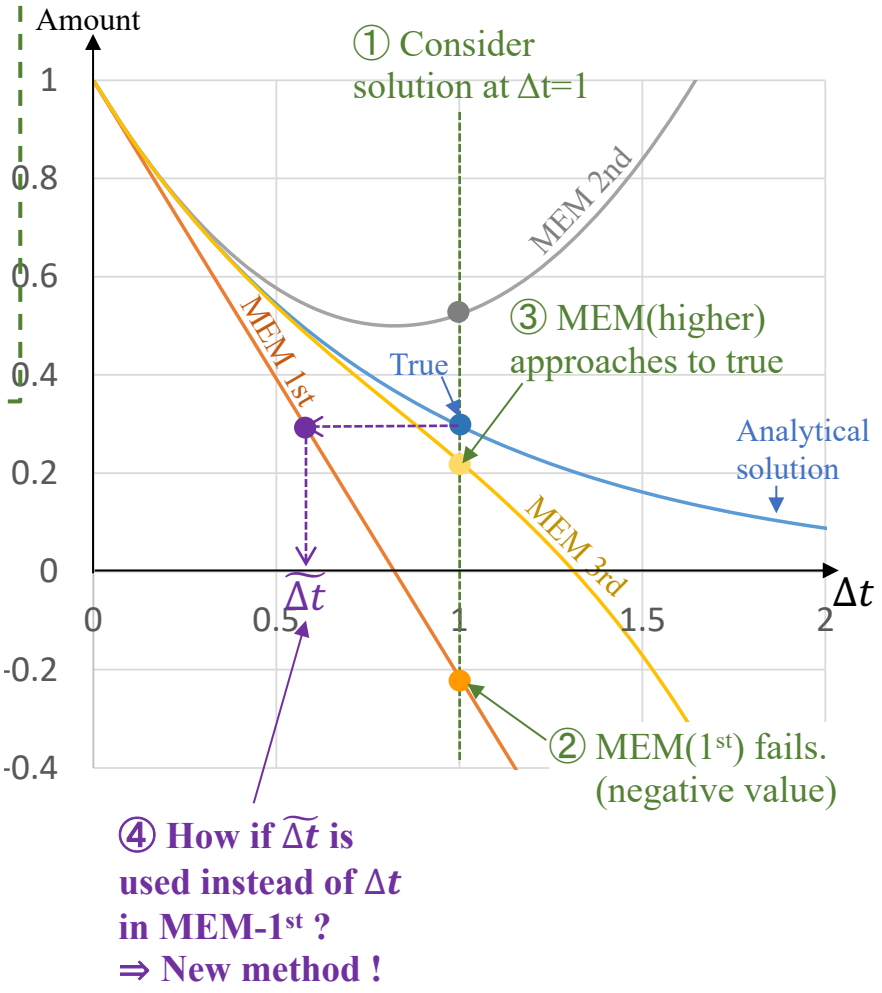
✓ OEM-2

$$X(t+\Delta t) = \left(I + A \circ \widetilde{\Delta t}^{\mathrm{T}}\right)X(0)$$

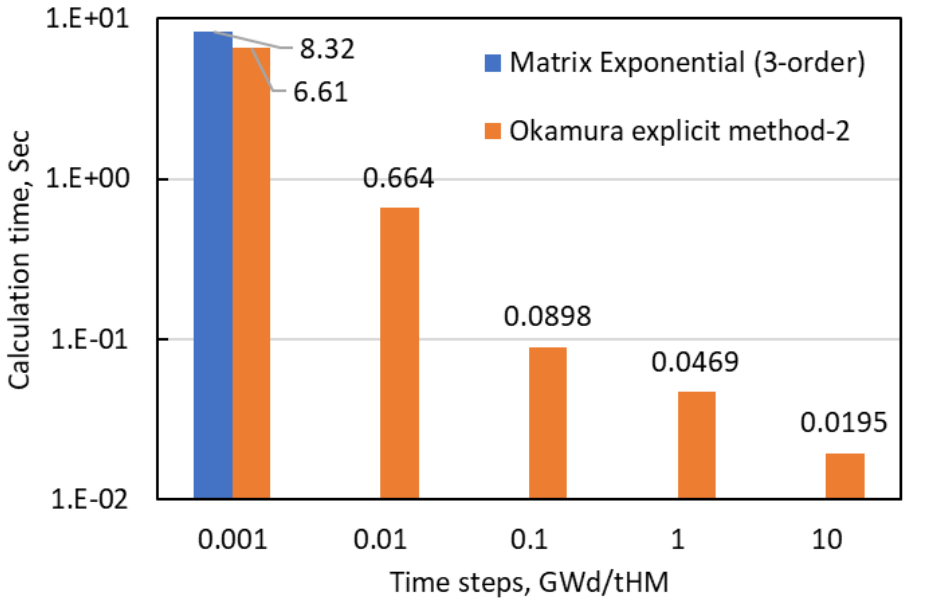
OEM-2 performs better.

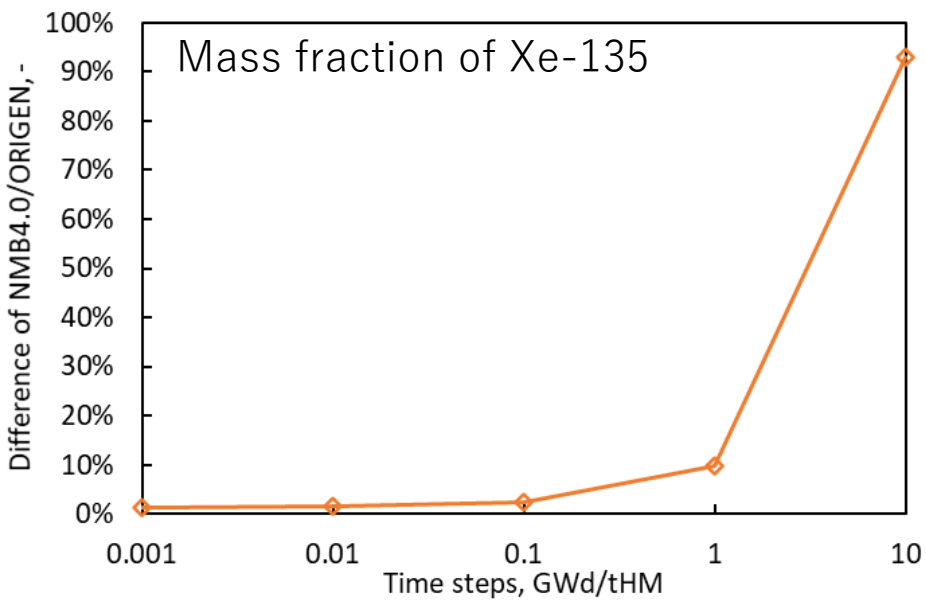
Δt が非常に長くても（数十日）破綻せず、精度を保つ。

Solution of single decay



十分な精度を有する高速燃焼アルゴリズム (2/2)



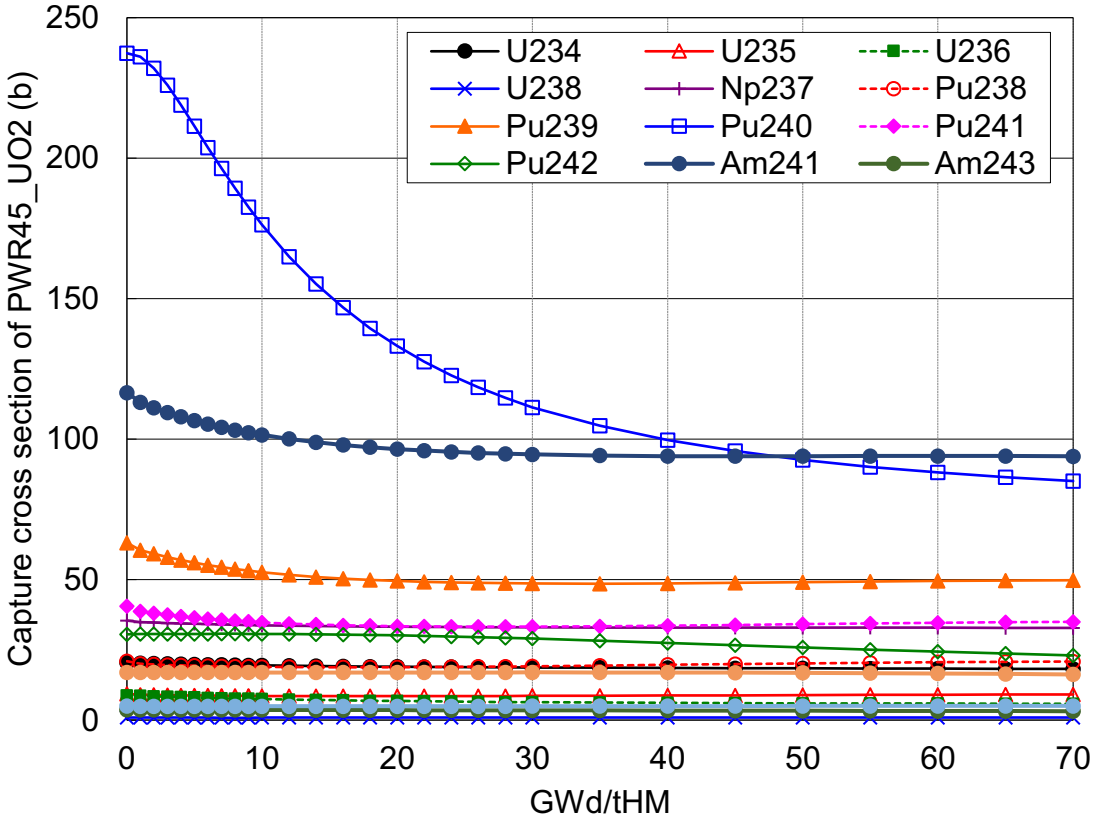


- ✓ 従来法ではタイムステップ $>10^{-3}$ GWd/tHM (=0.8h) で破綻
- ✓ 新しいOEM-2では破綻しない。
- ✓ OEM-2法の最大誤差は一部核種で、1 GWd/tHM (32 日)で現れる。
- ✓ 計算時間は、200倍程度高速化。 (0.001と1GWd/tHMの比較)

6000 回の燃焼計算 従来法13-14 時間 ➡ 約5分

燃焼度依存の断面積

- アクチノイド核種については、燃焼度ごとの断面積を用いる必要がある。
- NMBは、JENDLなどから生成されたORIGEN用ライブラリを取り込んでおり、SF組成の予測精度が高い。



JAEA-Data/Code 2012-032

原子炉と燃料の組み合わせに対する多様なデータベース

原子炉
PWR
BWR
CANDU
GCR
Water FR
FR (BR=1.2, 1.02)
MSR
ADS

X

燃料
PWR UO2 (33, 45, 50) MOX (33, 45, 50)
PWR UO2 (33, 45, 50) MOX (33, 45, 50)
CANDU natural U fuel
GCR fuel
Water FR fuel
FR fuel, blanket, MA fuel
MSR fuel
ADS nitride fuel

- ORIGENライブラリに含まれる多くの燃料が使用可能
- 低減速炉、高速系溶融塩炉、ADSが評価されて使用可能

炉形データベース追加に必要な情報

以下の情報もとにデータベースに整備することでNMBによる解析が可能

Item	Sub-item	Unit
1. Plant	1.1 Name*	
	1.2 Thermal efficiency*	%
	1.3 Load factor*	%
	1.4 Electric output*	GWe
	1.5 Batch length*	day
	1.6 Batch number*	(integer is desirable)
	1.7 Life	year
2. Fuel	2.1 Averaged specific heat*	MW/tHM
	2.2 Actinide composition at BOC*	%
	2.3 Actinide composition at EOC	%
	2.4 One-group micro cross section at several burn-up steps* ($\sigma_{f,}$, σ_{cap}, $\sigma_{(n,2n)}$, $\nu\ \sigma_{f}$)	barn
	2.5 Limits for actinide composition	(Pu upper limit for MOX)
3. Other	3.1 Cooling period before reprocessing	Year
	3.2 Actinide loss in reprocessing	% for each element
	3.3 Actinide weight in an assembly	tHM, (for direct disposal)
	3.4 Dimension of an assembly	(for direct disposal)
4. Reference	4.1 Reference	

* indispensable

柔軟なPu富化度の決定

様々なPu同位体比に対して、より現実的な解析を行うために、
燃焼初期、中期、または、末期の無限増倍率からPu富化度を決定

$$k_\infty = \frac{\sum_i \nu\Sigma_{f,i} w_i}{\sum_i \left(\Sigma_{c,i} + \Sigma_{f,i}\right) w_i}$$

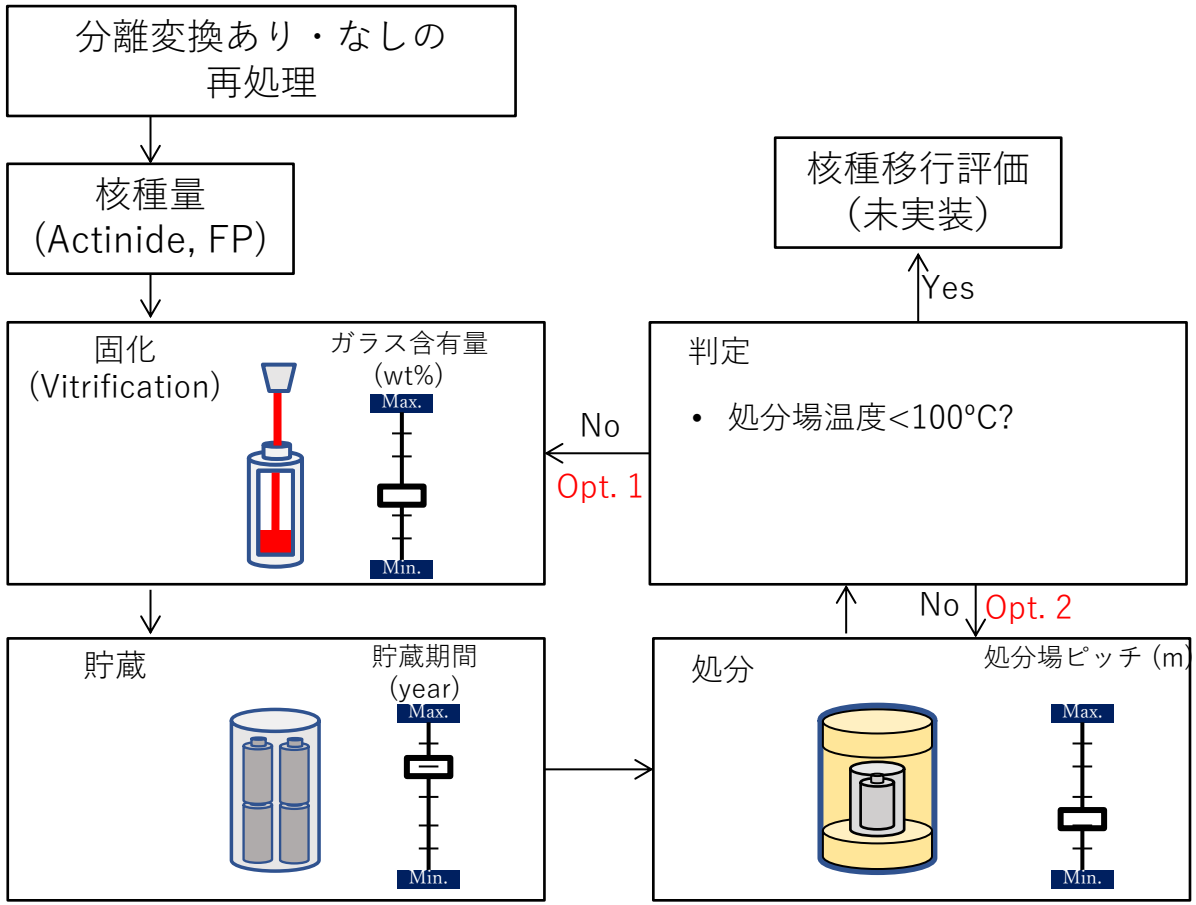
w_i: Weight of nuclide i
ν: Number of emitted neutron/fission
Σ_f: Fission cross section
Σ_c: Capture cross section

Option	Method	Example
Constant	Fixed value	20% for sodium FR
k_∞ at beginning	k_∞ of fresh fuel at input value	1.22 for PWR MOX45
k_∞at middle	k_∞ at middle of burn-up (future)	1.13 for PWR MOX45
k_∞at middle(actinide)	k_∞ at middle (actinide) (future)	1.18 for PWR MOX45
k_∞at end	k_∞ of spent fuel (actinide and FP)	1.04 for PWR MOX45
k_∞at end (actinide)	k_∞ of spent fuel (actinide) (future)	1.14 for PWR MOX45

従来の等価法では新燃料に対して $\sum_i \left(\nu\Sigma_{f,i} - \Sigma_{f,i} - \Sigma_{c,i}\right) w_i = \text{const.}$
しかし、等価法では燃焼を考慮することができず、不完全。

高レベル廃棄物管理モデル

多様な分離変換技術を含むHLW管理（廃棄体発生量、貯蔵期間、処分場レイアウト）を定量化することができる。そのために、ガラス固化体に対する現実的な制限（発熱、重量、**処分後緩衝材温度**）を考慮できる。



廃棄物管理のためのデータベース

- 核種ごとの崩壊熱、放射能、放射性毒性の時間変化のデータベース。
- 各処分場概念の核種ごとの処分場の温度変化を、廃棄物間のピッチを変化させながら求めてデータベース化
  - PWRの直接処分、BWRの直接処分、縦置定置、水平定置、コンパクト定置
- 核種ごとの処分場内移行と一般公衆への時間依存性線量のデータベース（開発中）。

核種ごとの処分場温度上昇

1. 熱伝導方程式を考える

$$\sigma\rho\frac{d}{dt}u(r,t) = \kappa\nabla^2 u(r,t) + Q(r,t)$$

温度　　熱源

非温度依存パラメータ

2. 熱源を核種ごとに分けて考える

$$Q(r,t) = \sum_i A_i p(r) q_i(t)$$

空間分布は一様とする

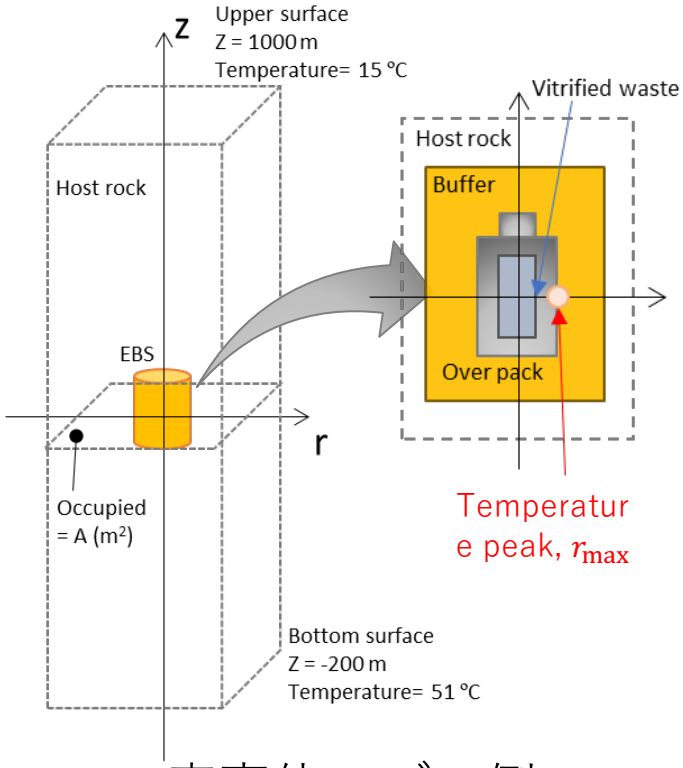
3. 核種ごとの式を**FEMで事前に計算**

$$\sigma\rho\frac{d}{dt}u_i(r,t) = \kappa\nabla^2 u_i(r,t) + p(r)q_i(t)$$

4. NMB内で合算し、解を得る

$$u(r,t) = \sum_i A_i u_i(r,t) \quad \text{or} \quad u(r_{\max},t) = \sum_i A_i u_i(r_{\max},t)$$

廃棄物中の含有量(W)　　データベース化(K/W)



廃棄体モデル例