NMB methodology r.0

西原健司

Team NMB



内容

- 主要な事柄
  - 物質
  - プラント処理量
  - 解析の流れ
  - 各プラントの物質操作
- その他の事柄
  - 使用済燃料/在庫探索
  - 炉心燃料組み合わせ
  - 高速増殖炉ブランケット
  - ADS
  - NEAベンチマークでの検証

主要な事柄

物質タグ

NMBの基本機能は、各工程の物質重量$x_i(m,t)$を計算すること。

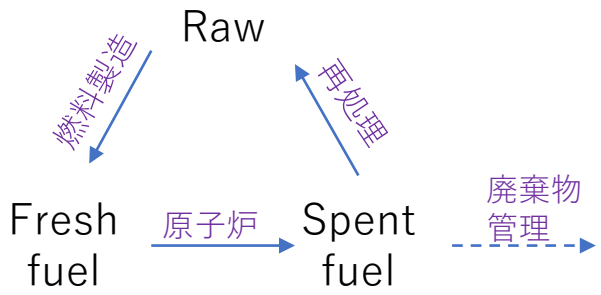
$x_i(m,t)$

i: isotope, m: material tag, t: year

物質タグは３種類

1. 原材料 (Raw material)
2. 新燃料 (Fresh fuel)
3. 使用済燃料 (Spent fuel)

工程(プラント)を通ることで、物質につけられた物質タグが変化



（廃棄物については、別途廃棄物タグで扱われる。）

NMB4.0でデフォルト定義されている物質タグ

物質タグ	説明	物質タグ	説明	物質タグ	説明
natTh	天然トリウム	fUO2	ウラン新燃料	sUO2	ウラン使用済燃料
repTh	再処理回収トリウム	fUO2_BWR	ウラン新燃料(BWR)	sUO2_BWR	ウラン使用済燃料(BWR)
natU	天然ウラン	fUO2_PWR	ウラン新燃料(PWR)	sUO2_PWR	ウラン使用済燃料(PWR)
enrU	濃縮ウラン	fLMOX	軽水炉 MOX 新燃料	sLMOX	軽水炉 MOX 使用済料
depU	劣化ウラン	fLMOX_BWR	軽水炉 MOX 新燃料(BWR)	sLMOX_BWR	軽水炉 MOX 使用済料(BWR)
repU	回収ウラン	fLMOX_PWR	軽水炉 MOX 新燃料(PWR)	sLMOX_PWR	軽水炉 MOX 使用済料(PWR)
Pu	プルトニウム在庫	fMOX	MOX 新燃料	sMOX	MOX 使用済燃料
dirtyPu	高次化プルトニウム在庫	fLMOX_RB	RBWR 用 MOX 新燃料	sLMOX_RB	RBWR 用 MOX 使用燃料
gcrPu	ガス炉由来プルトニウム	fMOX_MA	MA 含有 MOX 新燃料	sMOX_MA	MA 含有 MOX 使用燃料
gcrcbPu	CleanBurn 炉由来プルトニウム	fROX	ROX（岩石型）新燃料	sROX	ROX（岩石型）使用済燃料
wepPu	兵器級プルトニウム	fUROX	ウラン含有 ROX 新燃料	sUROX	ウラン含有 ROX 使用済燃料
MA	MA 在庫	fMIX	MIX 新燃料	sMIX	MIX 使用済燃料
		fBLK	高速炉ブランケット新燃料	sBLK	高速炉ブランケット使用済燃料
		fBLK_AX	高速炉ブランケット新燃料（軸方向）	sMAN	高速炉ブランケット使用済燃料（軸方向）
		fBLK_RD	高速炉ブランケット新燃料（径方向）	sPuN	高速炉ブランケット使用済燃料（径方向）
		fMAN	MA 窒化物新燃料	sBLK_AX	MA 窒化物使用済燃
		fPuN	Pu 窒化物新燃料	sBLK_RD	Pu 窒化物使用済燃料
		fCANDU	CANDU 型炉新燃料	sCANDU	CANDU 型炉使用済料
		fGCR	ガス炉新燃料	sGCR	ガス炉使用済燃料
		fGCRCB	CleanBurn 炉新燃料	sGCRCB	CleanBurn 炉使用済料

評価対象核種

- アクチノイド核種 26
  - あらゆる核燃料サイクルを解析可
- 核分裂生成物 153　T. OKAMURA et al., JAEA-Data/Code 2020-023
  - 廃棄物の質量・発熱・放射能・線量の99.9%を再現できるように選定
- 放射化生成物 0
  - C14、Cl36など処分場で影響の大きい核種を評価できない。（今後整備が必要）

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

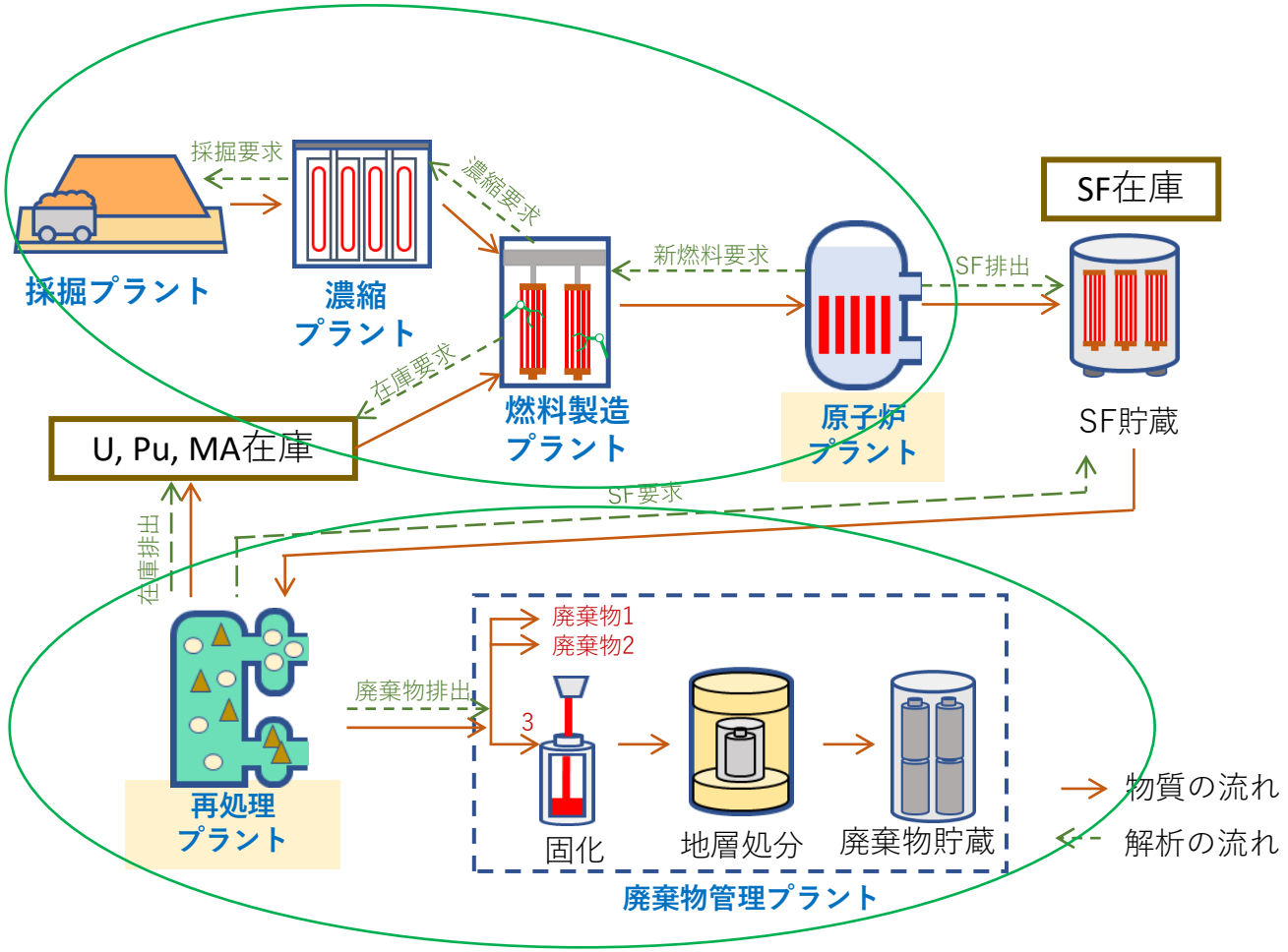
H3	Rb85	Zr91	Mo95	Ru103	Pd108	Cd114	Sn122	Te127m	Xe132	Ba134	Pr141	Pm146	Sm154	Gd156	Ho166m
Se78	Rb87	Zr92	Mo96	Ru104	Pd110	Cd116	Sn124	Te128	Xe133	Ba136	Pr143	Pm147	Eu150	Gd157	Tm171
Se79	Sr86	Zr93	Mo97	Ru106	Ag109	In115	Sn126	Te130	Xe134	Ba137	Nd142	Pm148	Eu151	Gd158	Other
Se80	Sr88	Zr94	Mo98	Rh102	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)

プラント：物質流れと解析流れ

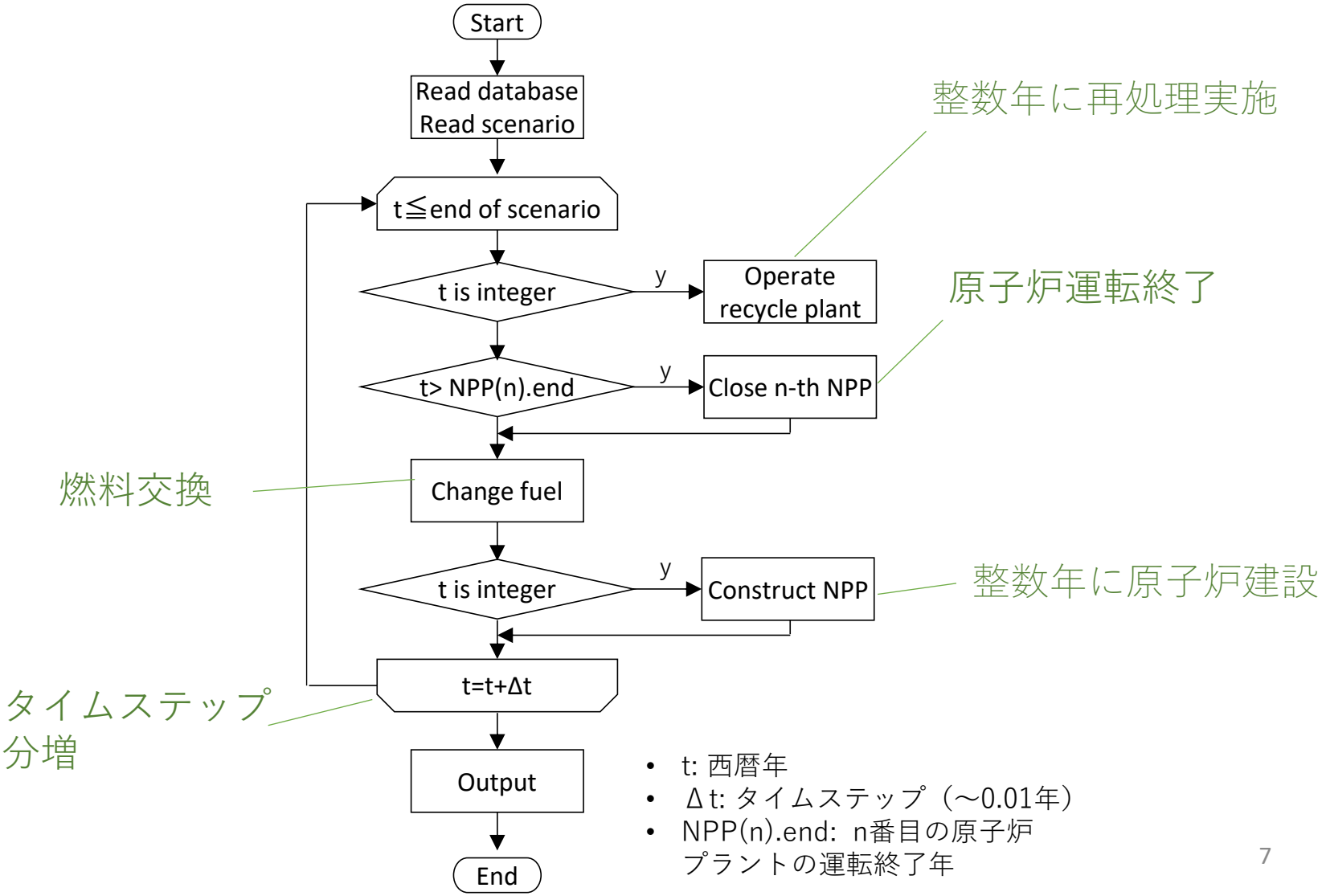
解析の流れ

- ユーザー指定された容量の原子炉プラントが運転される瞬間に燃料製造プラントで燃料を製造する。
- 燃料製造に濃縮ウランが必要な場合には、その瞬間に濃縮プラントで濃縮が行われる。
- 濃縮に必要な天然ウランも同時に採掘プラントで採掘される。
- 現実には、年間の処理量の上限が存在するため、そのようなことは不可能である。
- NMBでは、原子炉からの需要を先取りして、各々のプラントの上限を満たす適切な採掘～燃料製造計画が立案されることを暗黙に仮定していることになる。
- 廃棄物管理も同様。



原子炉プラントと再処理プラントを起点とした解析が行われ、二つの在庫がそれらを結んでいる。

全体フローチャート



- t: 西暦年
- Δt: タイムステップ（～0.01年）
- NPP(n).end: n番目の原子炉プラントの運転終了年

プラント: 処理量

NMBのプラントは 6 種類。それぞれ、処理量$y(p,t)$を計算する。

$$y(p,t), \quad p: \text{plant tag}, t: \text{year}$$

NMB4.0で用いられる6プラント

プラント	処理量 y の定義
採掘プラント	採掘したウラン等資源量（t/年）
濃縮プラント	濃縮した天然ウラン重量(t/年)およびSWU/年
燃料製造プラント	製造した燃料の重金属重量(t/年)
原子炉プラント	発電容量（GWe）、発電量（GWey, TWh）
再処理プラント	再処理した使用済み燃料重量(t/年)
廃棄物管理プラント	積算発生廃棄体数（本）、廃棄物貯蔵量（本）、積算処分場面積（m2）

赤塗＝ユーザーが各年の最大処理量を定義、それ以外＝NMB内で従属的に決定

プラントにおける物質操作

“プラント”において5つの操作がなされる。

(a) 生成

新しく$x(m_0)$を生成する。ウランなどの採掘でのみ行われる。

(b) 分割

$x(m_0)$を$x(m_1)$~$x(m_n)$に分割する。$x_i(m_0) = \sum_k x_i(m_k)$

(c) 合成

$x(m_1)$~$x(m_n)$を足し合わせて$x(m_0)$を得る。$x_i(m_0) = \sum_k x_i(m_k)$

(d) 燃焼

$x(m_0)$に中性子を照射し、$x(m_1)$に変化させる。$x(m_1)$は、Aを燃焼行列とし$x(m_0)$を初期条件とした場合の$\frac{dx}{dt} = Ax$の解である。

(e) 冷却

$x(m_0)$を保管し、放射性物質の崩壊により、$x(m_1)$に変化させる。$x(m_1)$は、Dを崩壊行列とし$x(m_0)$を初期条件とした場合の$\frac{dx}{dt} = Dx$の解である。

ウラン採掘プラント

U235濃縮度e_{enrU}、重量w_{enrU}の物質が時刻tに原子炉に装荷

$$x_{\mathrm{U235}}(\mathrm{fUO2},t)=e_{\mathrm{enrU}}w_{\mathrm{enrU}},\quad x_{U238}(\mathrm{fUO2},t)=(1-e_{\mathrm{enrU}})w_{\mathrm{enrU}}$$

fUO2=ウラン新燃料

自動的に計算開始時に物質タグnatUを持つ天然ウランを生成操作する。

$$x_{\mathrm{U235}}(\mathrm{natU},0)=e_{\mathrm{natU}}w_{\mathrm{natU}},\quad x_{\mathrm{U238}}(\mathrm{natU},0)=(1-e_{\mathrm{natU}})w_{\mathrm{natU}},$$

$$w_{\mathrm{natU}}=\frac{e_{\mathrm{enrU}}-e_{\mathrm{depU}}}{e_{\mathrm{natU}}-e_{\mathrm{depU}}}w_{\mathrm{enrU}}$$

natU=天然ウラン

ウラン採掘の処理量$y(\mathrm{mining},t)$は、採掘した天然ウラン重量で表す。ただし、時刻tについては、採掘時点ではなく、需要発生時点（すなわち、原子炉に燃料を装荷した時点）である。

$$y(\mathrm{mining},t)=w_{\mathrm{natU}}$$

NMBコードでは、採掘プラントの処理量が無限大であると仮定しているが、現実には、採掘プラントには上限が存在する。したがって、原子炉からの需要を先取りして、上限を満たす適切な運転（輸入）計画が立案されることを暗黙に仮定している。

この立案のためには、原子炉において需要が発生する年数で結果を示し、それに間に合うよう採掘・濃縮・燃料製造プラントを間に合わせるという考え方が便利である。そのため、処理量を需要発生時点で定義している。

ウラン濃縮プラント

天然ウラン$x(\mathrm{natU},0)$に対して以下の**分割操作**が行われる。

enrU=濃縮ウラン　depU=劣化ウラン

$$x_{U235}(\mathrm{enrU},\mathrm{t}) = e_{\mathrm{enrU}}, \quad x_{U238}(\mathrm{enrU},\mathrm{t}) = 1 - e_{\mathrm{enrU}}$$
$$x_{U235}(\mathrm{depU},\mathrm{t}) = (w_{\mathrm{natU}} - 1)e_{\mathrm{depU}}, \quad x_{U238}(\mathrm{depU},\mathrm{t}) = (w_{\mathrm{natU}} - 1)(1 - e_{\mathrm{depU}})$$

処理量は、処理した天然ウランの重量w_{natU}あるいは、SWU単位。
時刻は採掘と同じく、需要発生時点

$$y(\text{enrichment weight}, t) = w_{\mathrm{natU}},$$

$$y(\text{enrichment SWU}, t) = w_{\mathrm{enrU}}V(e_{enrU}) + w_{\mathrm{depU}}V\left(e_{\mathrm{depU}}\right) - w_{\mathrm{natU}}V(e_{\mathrm{natU}}),$$
$$V(e) = (1 - 2e)\ln\frac{1-e}{e}$$

燃料製造プラント　1/2

合成操作により燃料を製造する。

$$x_i(\mathrm{fLMOX},\mathrm{t}) = w_{fLMOX}\left(\alpha x_i(\mathrm{Pu},\mathrm{t}) + (1-\alpha)x_i(\mathrm{repU},\mathrm{t})\right)$$

$$w_{fLMOX} = \frac{(\text{発電容量GWe})}{(\text{発電効率})} \quad （比出力\ \mathrm{MW\,t/t}\ ）$$

処理量は製造した燃料重量。時刻は需要発生時（燃料装荷時）

$$y(\text{fuel fabrication}, t) = w_{\mathrm{fLMOX}}$$

fLMOX=プルサマル新燃料
Pu=Pu在庫
repU=回収ウラン
α =Pu富化度

燃料と原材料の組み合わせ

燃料種類	Th採掘	濃縮U	U在庫	Pu在庫	MA在庫	kinf調整対象
ウラン燃料	-	○	-	-	-	ウラン濃縮度
プルサーマル燃料	-	-	○	○	-	Pu割合
MOX燃料	-	-	○	○	-	Pu割合
MA含有MOX燃料	-	-	○	○	○	Pu割合
ブランケット燃料	-	-	○	-	-	なし
ADS燃料	-	-	-	○	○	Pu割合（初期炉心燃料のみ）

燃料製造プラント　2/2

無限増倍率を指定して、濃縮度やPu富化度を調整する。

$$k_\infty = \frac{\sum_i \nu\Sigma_{f,i}\, x_i(\mathrm{fMOX}, t + aT)}{\sum_i \left(\Sigma_{c,i} + \Sigma_{f,i}\right) x_i\,(\mathrm{fMOX}, t + aT)}$$

$\nu\Sigma_{f,i}$：核種iの微視的核分裂中性子生成断面積

$\Sigma_{c,i}$：核種iの微視的吸収断面積

$\Sigma_{f,i}$：核種iの微視的核分裂断面積

T: 炉内滞在時間（年）

a: $\{0, 0.5, 1\}$から、一つの値をとる。
（燃焼初期、中期、末期に対応）

- 無限増倍率は、核分裂中性子生成断面積、核分裂断面積、および、捕獲断面積から計算され、そのほかのn,2nなどの反応は含まない。
- 無限増倍率による調整のほかに、Pu割合を固定して燃料製造を実施することもできる。
- その他のPu割合を決定する手法として、等価フィッサイル法があるが、NMBには実装されていない。これは、新燃料に対して、$\sum_i \left(\nu\sigma_{f,i} - \sigma_{f,i} - \sigma_{c,i}\right) x_i = \mathrm{const.}$ となるようにPu割合を決定するものである。

原子炉プラント　1/2

燃焼操作により新燃料を使用済燃料に変換する。

fUO2=ウラン新燃料
sUO2=ウラン使用済燃料

$$\frac{d\vec{N}(T)}{dt} = \boldsymbol{A}\vec{N}(T)$$

$$\vec{N}(T)\Big|_{T=0} = x_i(\mathrm{fUO2}, t_0)$$

$$x_i(\mathrm{sUO2}, t_1) = \vec{N}(T)\Big|_{T=t_1-t_0}$$

$$A = D + \phi\left(C_{fission} + C_{capture} + C_{n,2n} \cdots\right) \qquad \phi = \frac{P}{P_F \cdot F \cdot \vec{N}}$$

ϕ: 中性子束、P:原子炉出力、P_F：核分裂一回毎の出力を表すベクトル、D：崩壊による変化を表す行列、F：単位中性子束当たりの核分裂断面積のベクトル、C：単位中性子束当たりの核分裂/捕獲/(n,2n)反応などによる変化を表す行列、である。

処理量は発電容量（GWe）、発電量(TWh)

$$y(\text{power plant}, t) = \mathrm{P}$$

$$y(\text{power generation}, t) = \mathrm{P} \cdot 365.25 \cdot 24 \cdot 10^{-6} \cdot \epsilon_{\mathrm{op}}$$

ϵ_{op}:運転率

原子炉プラント　2/2

$$\frac{d\vec{N}(T)}{dt} = \boldsymbol{A}\vec{N}(T)$$
$$\vec{N}(T) = \overrightarrow{N_0}\exp(\boldsymbol{A}\mathrm{t})$$
$$\cong \overrightarrow{N_0}(1 + \boldsymbol{A}t + \frac{1}{2}(\boldsymbol{A}T)^2 + \cdots)$$

実際は行列なのでこのように解けないが、十分に$\boldsymbol{\Delta t}$が小さければ良い精度となる。

行列指数法(n次)による燃焼方程式の解

$$\vec{N}(T + \Delta t) = \left(\boldsymbol{I} + \boldsymbol{A}\Delta t + \frac{1}{2!}(\boldsymbol{A}\Delta t)^2 + \frac{1}{3!}(\boldsymbol{A}\Delta t)^3 + \cdots\right)\vec{N}(T)$$

要素iごとの表記　$N_i^{(k+1)} = N_i^{(k)} + \frac{1}{k+1}\Delta t \sum A_{ij}N_j^{(\mathrm{k})}$

k: 次数{0,1,2,…}
$N_i^{(0)}$:　初期の核種数
$N_i^{(k)}$：Δt後の核種数

OEM法(Transpose, 1次)による燃焼方程式の解

$$\vec{N}(T + \Delta t) = \vec{N}(T) + \Delta\vec{t}\circ\left(\boldsymbol{A}\vec{N}(t)\right)$$

°:　要素ごとの積(アダマール積)

$$\widetilde{\Delta t_i} = \frac{1 - \exp(-\lambda_i \Delta t)}{\lambda_i}$$

$\lambda_i = -A_{ii}$　,崩壊定数+核変換率

要素iごとの表記　$N_i^{(1)} = N_i + \widetilde{\Delta t_i}\sum_j A_{ij}N_i^{(0)}$

OEM法(Transpose, 2次)による燃焼方程式の解

NMBで推奨する解法（他に比べて小さい計算コストでよい精度が出る。）

要素iごとの表記　$N_i^{(2)} = N_i^{(1)} + \frac{1}{2}\widetilde{\Delta t_i}\sum_{j\neq i} A_{ij}N_j^{(1)}$

補足：OEM法の発想

■ Conventional matrix exponential method (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 must be smaller enough than the shortest $T_{1/2}$ (9 hour).

■ 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-normal

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

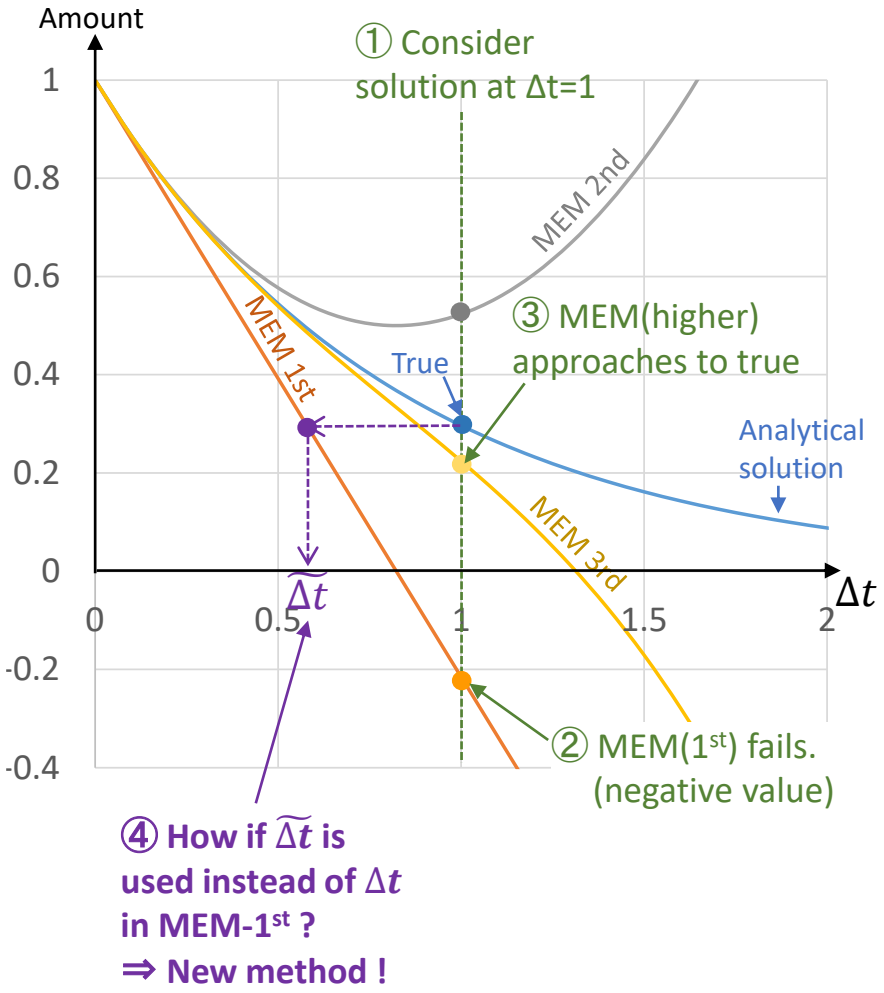
✓ OEM-transpose

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

OEM-transpose performs better.

Δt can be very long.

Solution of single decay



再処理プラント

分割操作により使用済み燃料からプルトニウムなどの原材料を得るとともに、廃棄物全体を計算する。

$$x_i(\mathrm{Pu,t}) = r_i(\mathrm{Pu})\, x_i(\mathrm{sUO2,t})$$

$$x_i(\mathrm{repU,t}) = r_i(\mathrm{repU}) x_i(\mathrm{sUO2,t})$$

$$x_i(\mathrm{Waste_all,t}) = r_i(\mathrm{Waste_all})\, x_i(\mathrm{sUO2,t})$$

$$\sum_m r_i(m) = 1$$

sUO2=ウラン使用済燃料
Pu＝Pu在庫
repU=回収ウラン
Waste_all=廃棄物全体
m: 分配先の物質タグ

$r_i(\mathrm{Pu})$：核種iの使用済燃料からPu在庫への分配率

処理量は処理した使用済み燃料の重量(トン/年)

$$y(\mathrm{reprocessing}, t) = w(\mathrm{sUO2}, t)$$

使用済み燃料の再処理の順番については後述

廃棄物管理プラント1/2

再処理プラントから送られてくる廃棄物全体を個々の廃棄物に分割操作する。

$$x_i(\mathrm{Waste1}, \mathrm{t}) = r_i(\mathrm{Waste1})\, x_i(\mathrm{Waste_all}, \mathrm{t})$$

$r_i(\mathrm{Waste1})$：廃棄物の全体の内、Waste1部分

例：通常の軽水炉再処理では、希ガス廃棄物、ヨウ素廃棄物、そして、残りの高レベル放射性廃棄物（HLW）の３つが発生する。

処理量は、積算*発生廃棄体数（本）、廃棄物貯蔵量（本）、積算*処分場面積（m2）で表される。

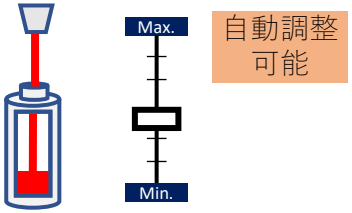
*　廃棄物については単年度の発生量や面積より、積算の方が便利なことが多い。

廃棄物管理プラント2/2

「廃棄物管理」＝固化＋貯蔵＋処分

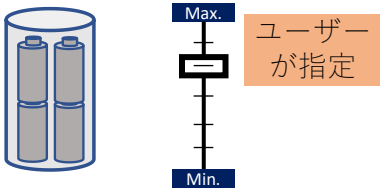
固化、貯蔵、処分の組み合わせを、個々の廃棄体に対して指定する。

固化 含有率設定 (wt%)



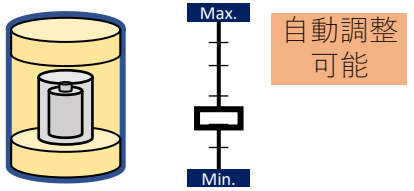
自動調整可能

貯蔵 貯蔵期間(年)



ユーザーが指定

処分 廃棄体間隔（m）



自動調整可能

廃棄物固化において考慮できる制限

項目	説明	指定方法
重量	固化体中の酸化物または元素重量割合	1
固化時発熱	固化体の発熱量（W/本）	10
処分場緩衝材最高温度	指定した貯蔵期間後に、指定した処分方法で処分した場合の処分場緩衝材最高温度（℃）	100
処分時発熱	指定した貯蔵期間後の発熱量（W/本）	1,000
MoO3含有	モリブデン酸化物の重量割合	10,000
PGM含有	白金族元素酸化物の重量割合	100,000

6つの制限は任意に組み合わせ可能で、指定した制限を満たす最大の廃棄物含有割合を選択する。

選択できる処分概念

項目	説明
PWR直接処分	PWR集合体直接処分。0.125～4本/キャスク
BWR直接処分	BWR集合体直接処分。0.125～12本/キャスク
硬岩竪置	硬岩竪置。離間距離1.11～28m。(4.44m未満は1処分孔に複数廃棄体)
硬岩横置	硬岩横置。坑道間距離4.44～90m
硬岩横置(PEM)	硬岩横置PEM方式。坑道間距離9.6～90m
集積	集積型定置

指定した貯蔵期間後に、複数の処分方法のうち、最も稠密で処分場緩衝材最高温度を満たす処分方法を選択する。（固化制限100と同時使用不可）

補足：処分場温度変化の評価法

1. Heat transfer equation to be solved.

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

Temperature　　Heat source

Temperature-INdependent parameters

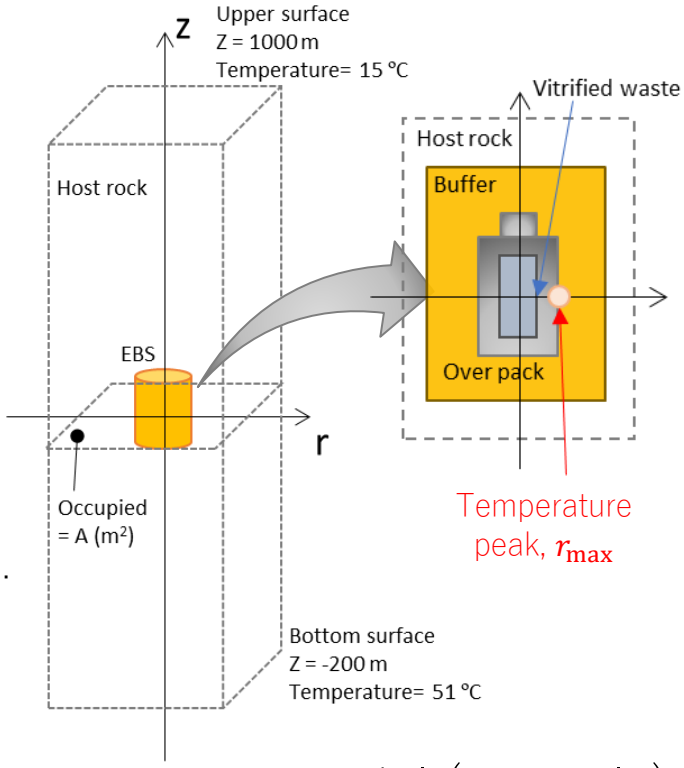
2. Source can be disintegrated by nuclide.

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

Spatial distribution is unique.

3. Solve for each nuclide by FEM in advance.

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



Repository model (example)

4. Sum up in NMB and get exact solution ☺

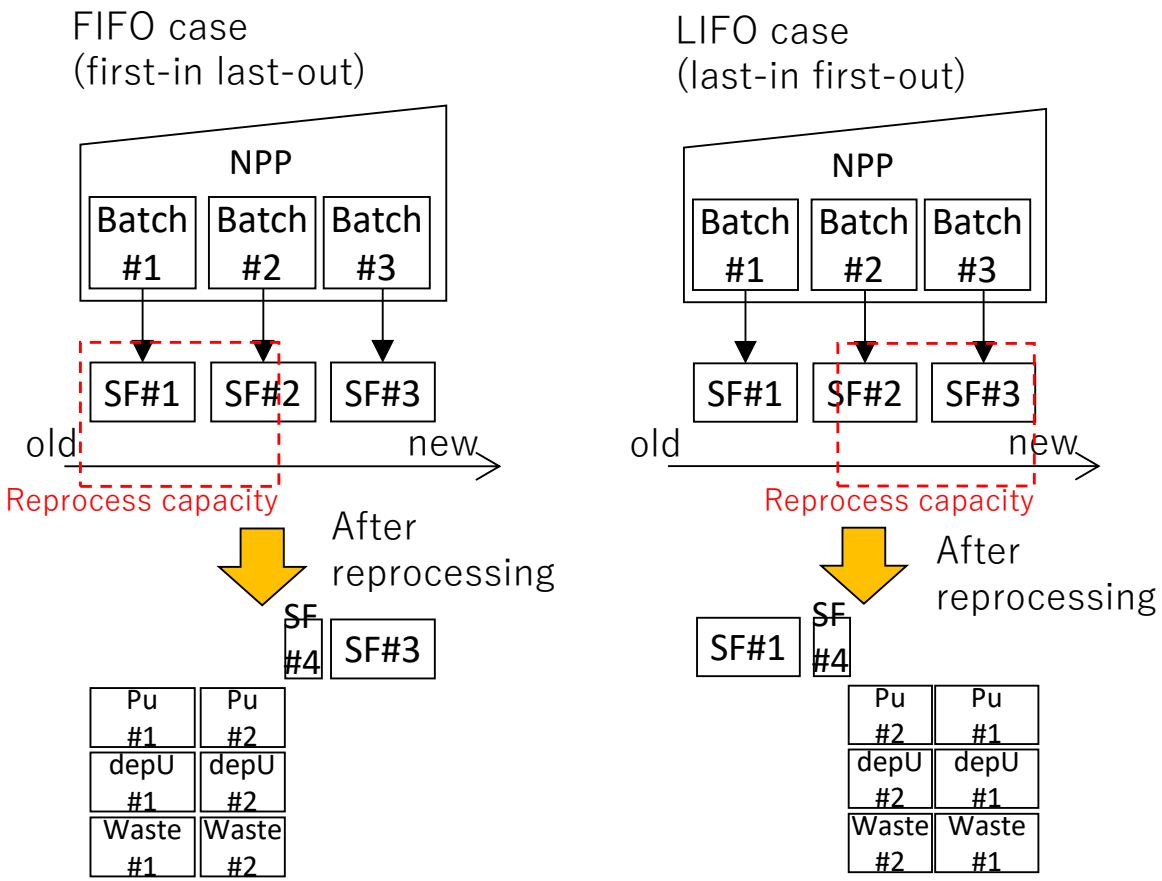
$$u(r,t) = \sum_i A_i u_i(r,t) \quad \text{or} \quad u(r_{max},t) = \sum_i A_i u_i(r_{max},t)$$

Inventory in waste (Watt)　　in database(K/Watt)

その他の事柄

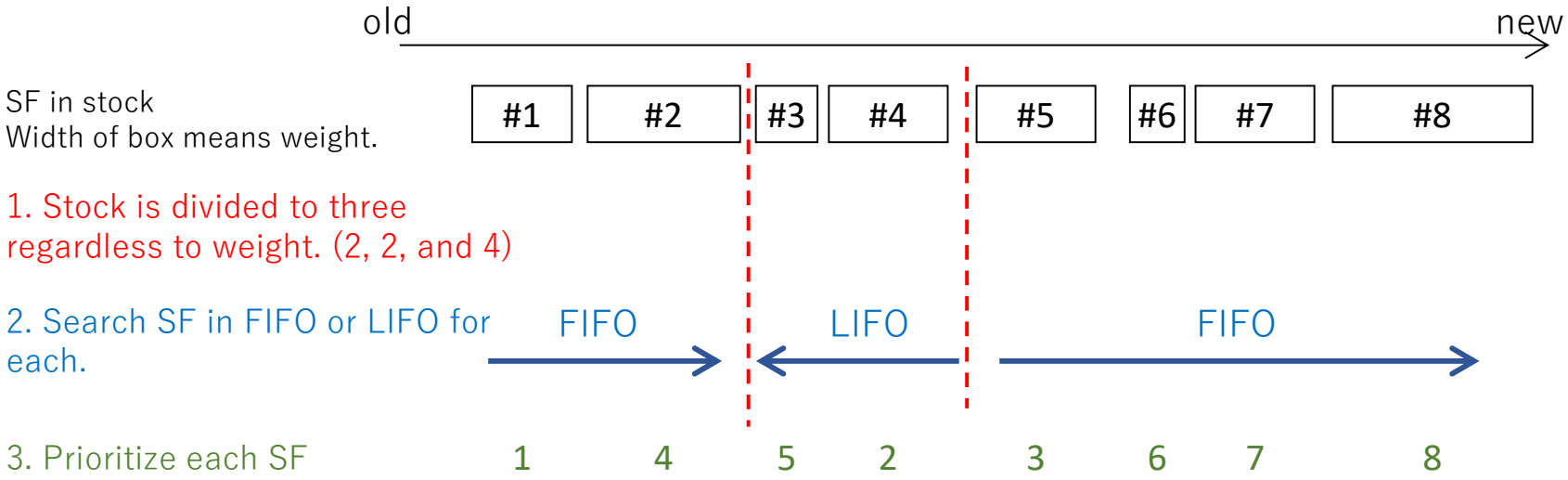
使用済み燃料および在庫の探索　1/3

- NMBでは、個々の原子炉プラントから発生する各バッチの使用済み燃料の情報を、個別に（明示的に）保持*
- 個々の使用済み燃料を取り出しの年代順に並べることができ、古い方、あるいは新しい方から順に再処理することができる。



*　使用済み燃料バッファーに、その時点で存在する全ての燃料を混合して格納し、そこから再処理する考え方もある。その場合FIFOやLIFOなどの探索方法を取ることはできず、常に「平均的に使用済み燃料を選ぶ」こととなる。

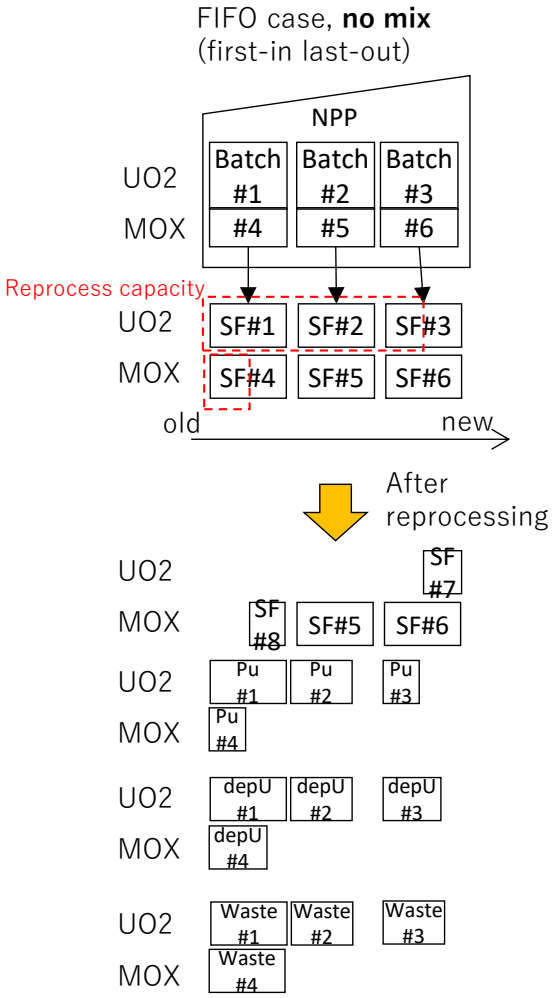
使用済み燃料および在庫の探索　2/3

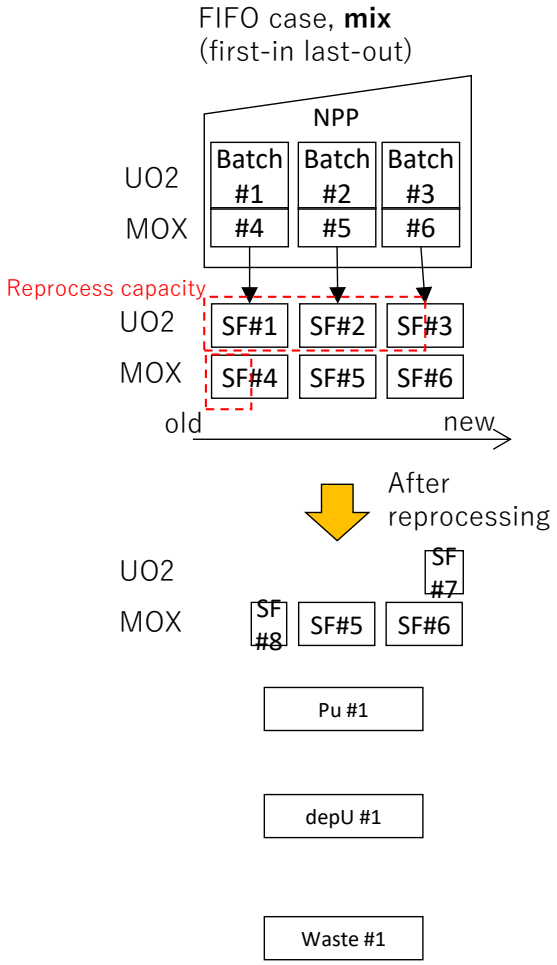


「ストック分割」による探索（3分割の場合）

- ストック分割により新しい燃料と古い燃料をひとつずつ交互に取ったり、中程度の燃料から順に取ったりするような方法も実行できる。
- 分割数が十分に大きくなると、平均的に各年代の使用済み燃料を選んでいることになる。
- 分割数が１の時は通常のLIFO/FIFOと同じ。

使用済み燃料および在庫の探索　3/3





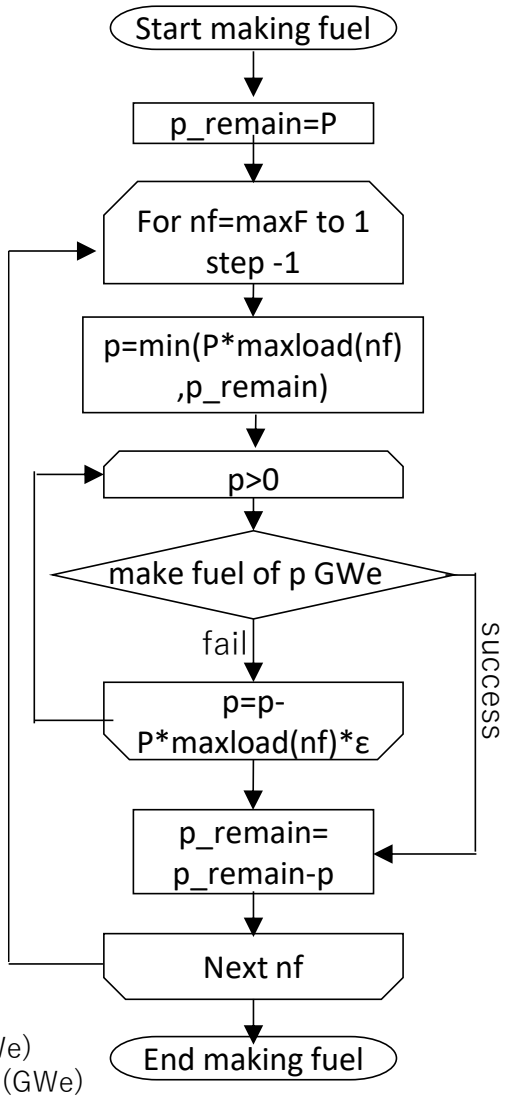
- 現実の再処理工程では、ある程度燃料集合体を混合させてPuや廃棄物を作成することが考えられる。
- 例えば、軽水炉プルサーマル燃料の再処理を行う際に、ウラン使用済み燃料と混合する。
- 本機能を用いるためには、再処理プラントの指定で [MixSpentFuel] をtrueにする。
- 平均化できる期間は「１年」のみ

再処理プラントにおける1年分の平均化

炉心・燃料組み合わせ

- NMBでは、原子炉と燃料をそれぞれ型式として定義し、その組み合わせで原子炉プラントを定義する。（例：軽水炉に対するウラン燃料とプルサーマル燃料）
- P GWeの1つの炉心にmaxF種類の燃料を装荷する場合のフローチャートを示す。燃料の種類はウラン燃料とプルサーマル燃料でmaxF＝2種類
- ウラン燃料の番号(nf)を１、プルサーマル燃料の番号(nf)を２とした場合、プルサーマルの最大装荷割合maxload(2)=0.33
- 一方、ウラン燃料の最大装荷割合は0.67ではなく、maxload(1)=1.0。（プルサーマル燃料はプルトニウムの需給状況によって必ずしも最大値を取らず、その分をウラン燃料で補う必要があるから）
- P* maxload(2) GWeでプルサーマル燃料の製造を試み、プルトニウム不足によって失敗した場合、**P* maxload(2)*(1-ε)**で試行し、更に失敗した場合は、**P* maxload(2)*(1-2ε)**で試行を続ける。
- 成功するか、最後まで失敗した場合は、ウラン燃料**(nf=1)**の製造を行う。
- 高速炉のブランケット領域についてもこの方法で計算することが可能であるが、増殖比を計算する際に燃料とブランケット部のつながりを考慮する必要があるため、高速炉ブランケットについては別途指定方法がある。

炉心への複数燃料装荷フローチャート



- nf: 燃料番号
- maxF: 燃料番号の最大値
- maxload(nf): 燃料nfの最大装荷割合

- P: 炉心出力(GWe)
- p: 燃料nfの出力(GWe)
- p_remain: 燃料未製造の出力(GWe)
- ε: 原材料が不足している場合の出力の減少割合0.05

高速増殖炉ブランケット

fMOX=MOX新燃料
fBlk=ブランケット新燃料
sUO2=MOX使用済燃料
sBlk=ブランケット使用済燃料

増殖比の定義

$$BR(t) = \frac{\sum_{\mathrm{fiss}}\{x_i(\mathrm{sMOX}, \mathrm{t}+T) + x_i(\mathrm{sBlk}, \mathrm{t}+T)\}}{\sum_{\mathrm{fiss}}\{x_i(\mathrm{fMOX}, \mathrm{t}) + x_i(\mathrm{fBlk}, \mathrm{t})\}}$$

fissは核分裂性核種で、NMBでは、U233、U235、Pu239、Np239、Pu241の5核種を指す

方法１：増殖比をユーザーが指定し、その増殖比を達成するために必要なブランケット重量をNMB内部で計算する。

$$w_{\mathrm{fBlk}}(t) = -\frac{\mathrm{BR}(t)\sum_{fiss} x_i(\mathrm{fMOX}, \mathrm{t}) - \sum_{fiss} x_i(\mathrm{sMOX}, \mathrm{t})}{\mathrm{BR}(t)\sum_{fiss} a_i(\mathrm{fBlk}, \mathrm{t}) - \sum_{fiss} a_i(\mathrm{sBlk}, \mathrm{t})}$$

- a_iは1トンに規格化された重量、w_{fBlk}はブランケット部の重量である。
- $a_i(\mathrm{sBlk}, \mathrm{t})$は、ブランケット部の中性子束を入力することで計算される。本来ブランケット部の中性子束はブランケット装荷量によって変化するが、中性子束はブランケット燃料重量にかかわらず一定であると近似される。

方法2：ブランケット量を固定し、ブランケット部の比出力および、炉心全体に占める発熱割合をデータベースで指定する。

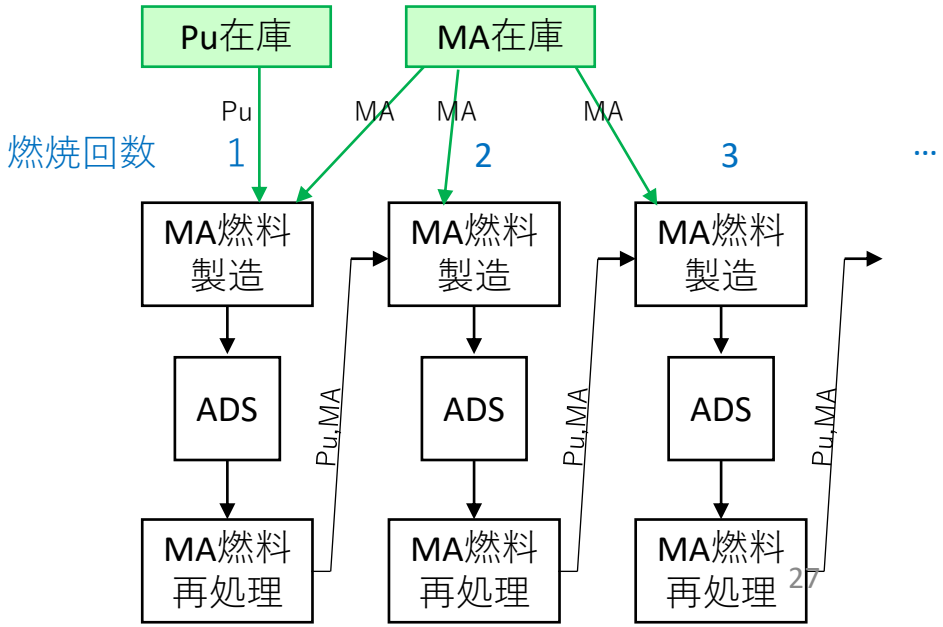
$$w_{\mathrm{fBlk}} = \frac{(\text{発電容量GWe})(\text{ブランケット部発熱割合})}{(\text{発電効率})} \quad (\text{比出力 MWt/t})$$

- 増殖比は燃料部組成に依存する。

ADS

- MA核変換を目的とするADSでは燃料製造が燃焼回数によって異なるように設計されているため、NMBでもADS用の指定が用意されている。
- ADSの初装荷燃料ではウランを含まないが、MAのみでは臨界性が不足するため、適切な未臨界度（0.95～0.98程度）に調整するためにPuが30~40％程度添加される。
- Puの添加は初装荷燃料に対してのみ行われ、それ以降の燃料製造においては、MAの捕獲反応により臨界性が補われるため、MAのみの追加となる。また、燃焼の過程で発生する少量のウランが含まれる。
- NMBでは初装荷燃料に対して無限増倍率を用いたPu富化度調整を行う。その後の燃料については、比出力を用いて必要となる重金属重量を求め、不足するMAをMA在庫から供給する。

ADS燃料サイクル



QA