

研究炉Gr会合の説明資料

平成31年3月26日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

核燃料・バックエンド研究開発部門

埋設事業センター

- 炉3-1 研究施設等廃棄物の埋設事業の概要と研究炉グループの経緯

- 炉3-2-1 試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討

- 炉3-3-1 試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度及び放射能インベントリの評価手順

研究施設等廃棄物の 埋設事業の概要と 研究炉グループの経緯

平成31年3月11日

日本原子力研究開発機構 (JAEA)
核燃料・バックエンド研究開発部門
埋設事業センター

1. 国内における放射性廃棄物の処分方法
2. 埋設処分施設の概念設計
3. 埋設事業で受け入れる廃棄体の放射能濃度
4. 埋設事業の初期建設期間の主な流れ
5. 発生者等と原子力機構の情報交換
6. 各廃棄物発生者からの主な廃棄物の流れ(例)
7. 研究炉グループ会合の経緯
8. 本日の議題

1. 国内における放射性廃棄物の処分方法

JAEAの第一期事業の範囲

南

放射能の濃度

北

5

低レベル放射性廃棄物

高レベル放射性廃棄物

地表

70m

300m

① トレンチ処分

② コンクリートピット処分

③ 中深度処分

④ 地層処分

70mより深い深度

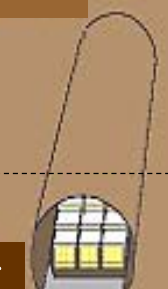
地下300m以上の深度



日本原子力研究開発機構
廃棄物埋設実地試験

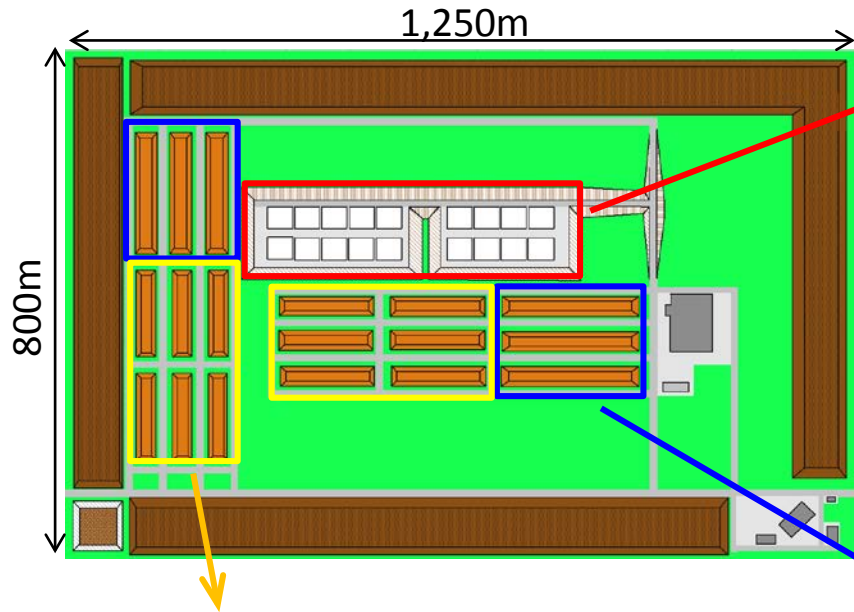


日本原燃(株)
低レベル放射性廃棄物
埋設センター

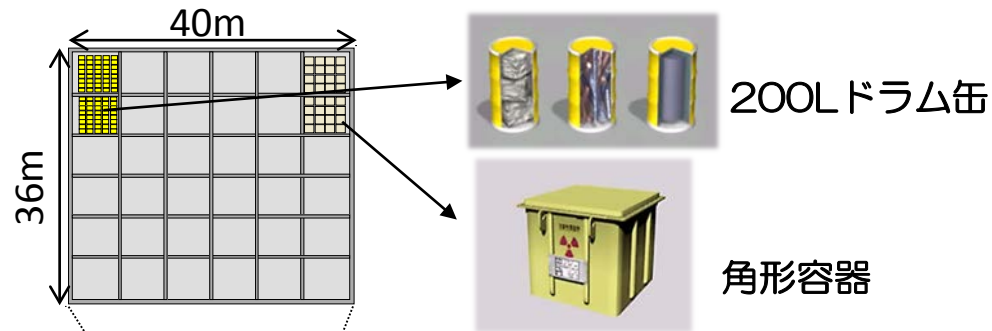


2. 埋設処分施設の概念設計

- 概念設計におけるトレンチ埋設施設、コンクリートピット埋設施設の概念



コンクリートピット埋設施設



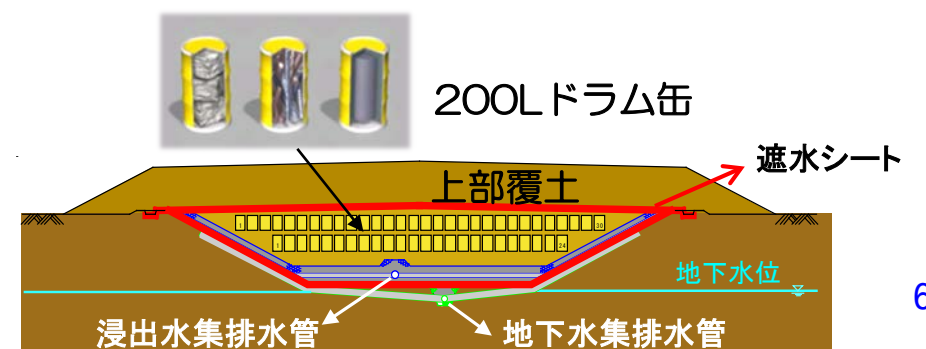
トレンチ埋設施設(安定型)

- 金属・コンクリート等廃棄物等の安定5品目



トレンチ埋設施設(付加機能型)

- 安定5品目以外の廃棄物



3. 埋設事業で受け入れる廃棄体の放射能濃度

● 現時点での試算結果

トレンチ処分

放射性物質の種類 ^{*1}	平均放射能濃度 ^{*2} (Bq/t)	炉規法規則の濃度上限値(Bq/t)
Co-60	1×10^7	1×10^{10}
Sr-90	9×10^4	1×10^7
Cs-137	4×10^5	1×10^8

*1: 本表の核種は、炉規法規則に定められているもの

*2: 概念設計に用いた研究施設等廃棄物のトレンチ処分対象廃棄体の平均放射能濃度の評価値

コンクリートピット処分

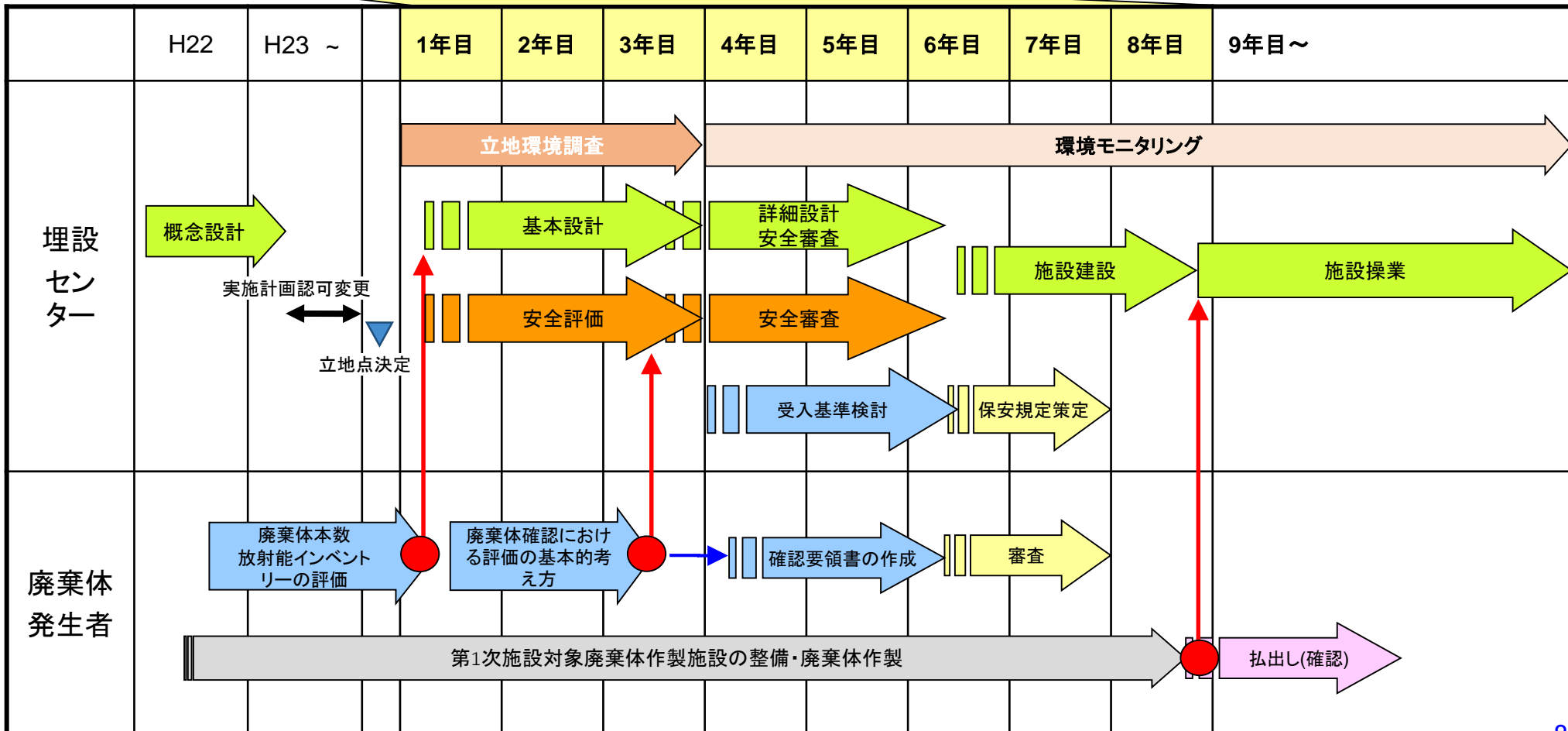
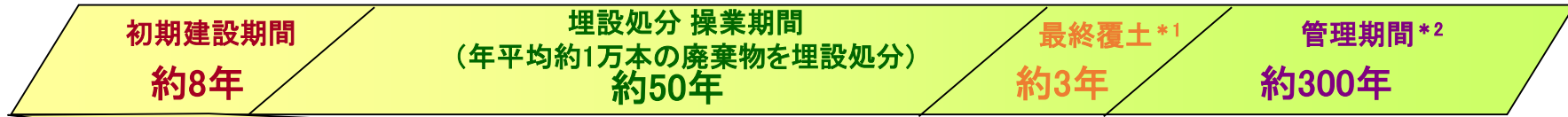
放射性物質の種類 ^{*1}	平均放射能濃度 ^{*2} (Bq/t)	炉規法規則の濃度上限値(Bq/t)
C-14	8×10^7	1×10^{11}
Co-60	2×10^9	1×10^{15}
Ni-63	2×10^8	1×10^{13}
Sr-90	8×10^7	1×10^{13}
Tc-99	6×10^4	1×10^9
Cs-137	1×10^8	1×10^{14}
アルファ線を放出する放射性物質 ^{*3}	9×10^5	1×10^{10}

*1: 本表の核種は、炉規法規則に定められているもの

*2: 概念設計に用いた研究施設等廃棄物のコンクリートピット処分対象廃棄体の平均放射能濃度の評価値

*3: Am-241で代表

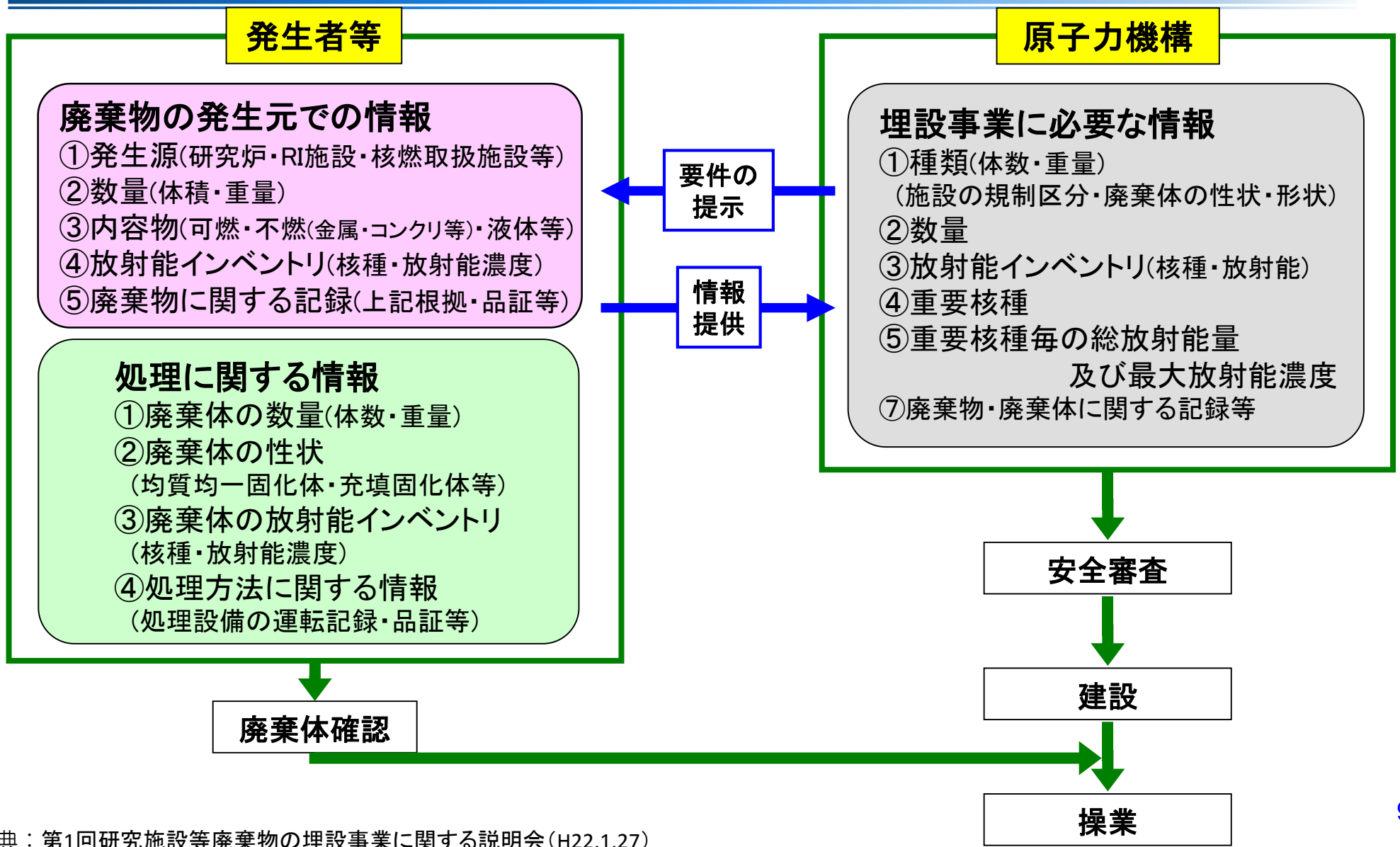
4. 埋設事業の初期建設期間の主な流れ



* 1: 覆土は埋設段階ごとに行われる。この3年は全ての埋設を完了させるための最終的な覆土を指す。

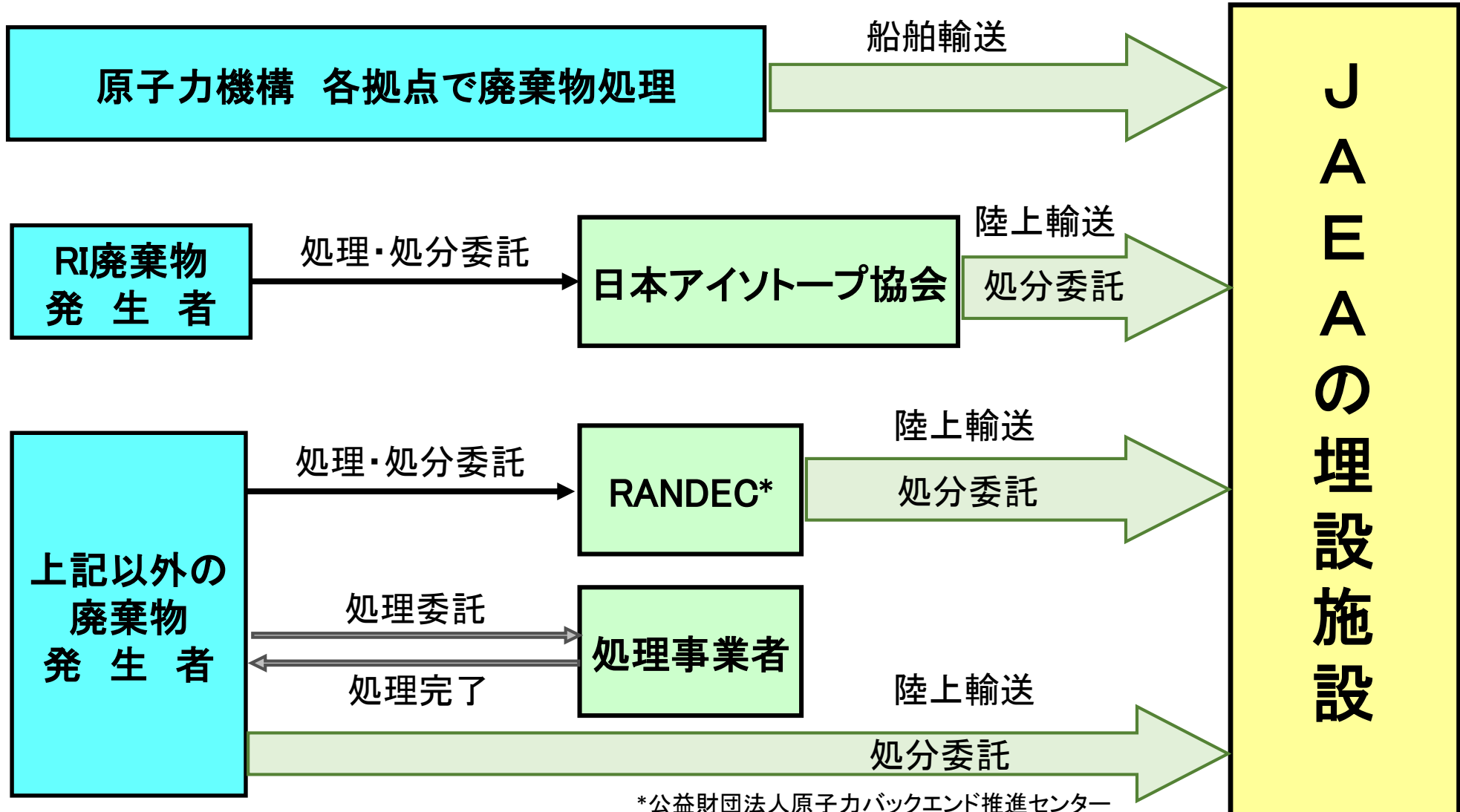
* 2: 管理期間は、トレンチ処分で50年、ピット処分で300年を想定している。

5. 発生者等と原子力機構の情報交換





6. 各廃棄物発生者からの主な廃棄物の流れ(例)

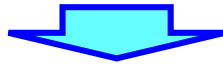


*公益財団法人原子力バックエンド推進センター

*日本アイソトープ協会が受託しない廃棄物の処理を予定

7. 研究炉グループ会合の経緯(1/2)

- 研究施設等廃棄物の埋設事業を行うためには、発生者等においては廃棄体確認に必要な廃棄体製作及び放射能評価の課題、JAEAにおいては埋設事業の許可申請の課題について、協力しながら取り組む必要がある。
- このためJAEAでは、**研究施設等廃棄物の埋設事業に関する発生者説明会**を実施
(第1回:平成21年度、第2回:平成22年度、第3回:平成23年度)



廃棄体確認(廃棄体製作及び放射能評価)並びに事業許可申請(埋設施設の設計及び安全評価)を円滑に進めるため、**廃棄物の区分に基づき以下の6グループを設置し、グループ毎に発生者とJAEAとの情報交換等を進めていく**ことで合意

- (1) 原子炉の運転・解体等により発生する廃棄物(研究炉グループ)
- (2) ホットラボから発生する廃棄物(ホットラボグループ)
- (3) ウラン使用施設から発生する廃棄物(ウラン使用グループ)
- (4) トリウム使用施設から発生する廃棄物(トリウム使用グループ)
- (5) 複数の核燃料物質等を使用する施設から発生する廃棄物(複数核種使用グループ)
- (6) 燃料加工事業から発生する廃棄物(燃料加工事業グループ)

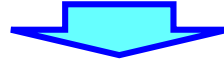
- 平成25年度 アンケートに基づき各発生者の参加グループが決定

7. 研究炉グループ会合の経緯 (2/2)

- 研究炉グループ会合と関連する業務の実施状況

- **平成25年度 第1回研究炉グループ会合を実施** (H25.12.6)

埋設する廃棄物等の本数、重量、放射能インベントリ等に関する計算・評価した情報の提供依頼



収集した各研究炉の放射能評価状況を整理した結果、各研究炉で採用されている放射能評価手法が異なっていることから、廃棄体確認や埋設施設の事業許可申請を合理的に進めるためには、共通的な放射能評価方法を検討していくことが必要

- **平成26年度 第2回研究炉グループ会合を実施** (H26.12.24)

立教大学の研究炉をモデル炉として、JAEAで整備された放射能評価ツールを用いて放射化計算を実施し、この計算方法を共通的な放射能評価方法とする方針で合意



平成26年度 計算コード信頼性確認を実施(材料組成は文献値)

平成27年度 材料組成分析対象元素の選定及び核種分析のためのサンプリング計画の作成

平成28年度 サンプリング計画に基づく試料採取、元素分析及び核種分析の実施

平成29年度 元素分析結果を用いた放射能濃度評価計算結果と核種分析結果の比較、及び計算手法の妥当性検証

- **平成30年度 第3回研究炉グループ会合** (H31.3.11)

モデル炉における放射能評価結果と共通的な放射能評価方法の案について意見交換



8. 本日の議題

1. モデル炉の放射能評価結果のご報告
2. モデル炉の放射能評価結果に基づく
共通的な放射能評価マニュアルに関する意見交換
3. 廃棄体製作に関する受入基準のご説明

試験研究用原子炉の解体により発生する 廃棄物の放射能濃度評価方法の検討

平成31年3月11日

日本原子力研究開発機構 埋設事業センター

はじめに

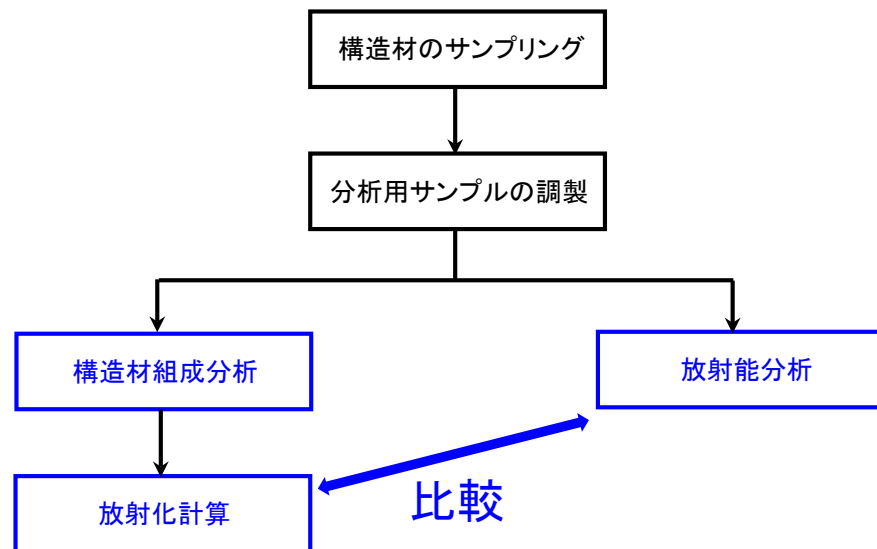
- 原子力機構が進めている研究施設等廃棄物の埋設事業において対象とする廃棄物は、原子力機構内だけでなく原子力機構外の機関の様々な種類の施設から発生する
- 埋設対象の廃棄物の放射能に関する情報は、埋設事業の許可申請の際に放射能インベントリを設定することに加え、処分場において廃棄物を受け取る際に受け入れ可能な廃棄物かどうかの放射能濃度の確認のために必要となる

本検討

- 試験研究用原子炉の廃止措置に伴って発生する解体廃棄物について、原子炉を解体する前段階での合理的な放射能濃度評価方法を検討

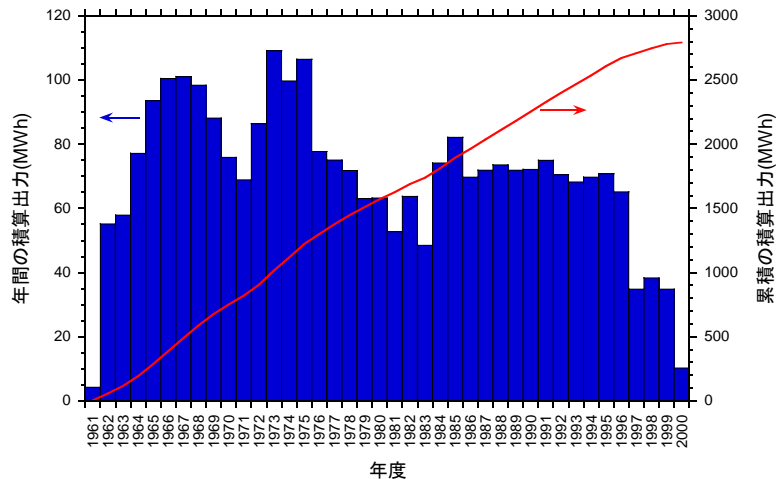
検討内容

- 発電所廃棄物の放射能濃度評価法のうち、理論計算法による評価の検討
- モデルとする試験研究用原子炉の主な構造物を対象に、精度の良い評価のために、構造材組成の分析及びその結果を反映した放射化計算を実施
- 構造材の放射能分析も実施し、放射化計算と比較



本検討の内容

- 今回、検討対象とする研究炉として立教大学炉を選定
- 熱出力100 kWのTRIGA-II型炉
- 炉内平均熱中性子束： $10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- 1961年に臨界に達して以降、40年間運転
- 廃止措置中で、生体遮蔽等の構造物はまだ解体されていない



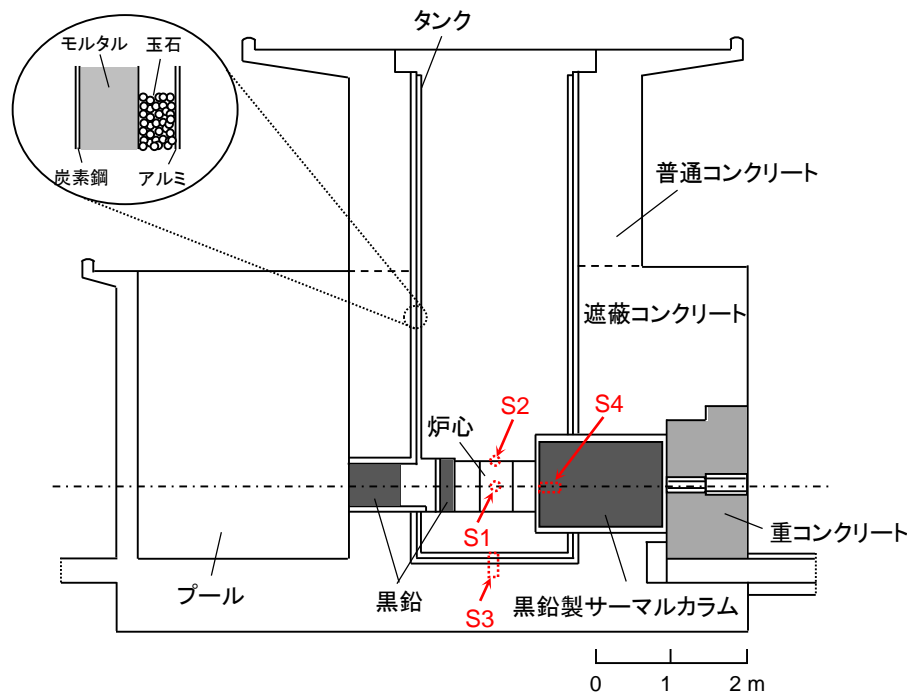
運転履歴



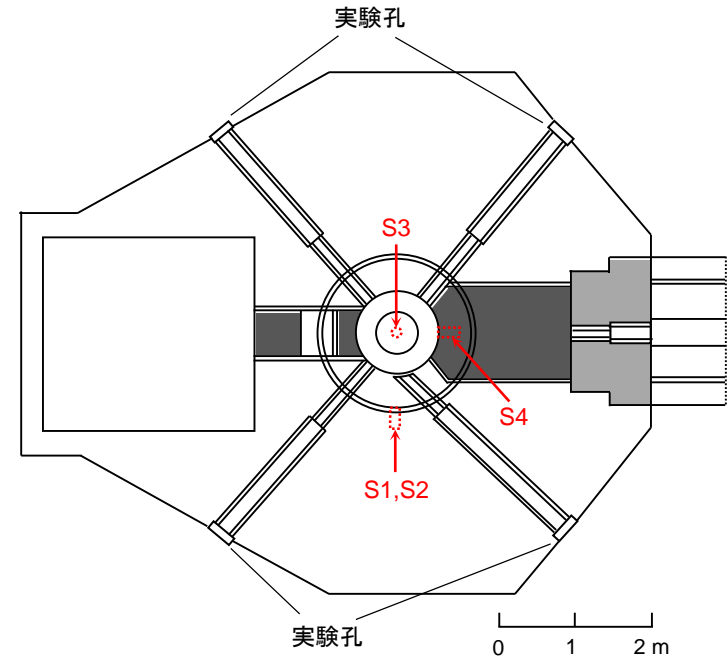
構造物の外観

立教大学炉の構造

- 二重構造のタンク(アルミニウム合金・炭素鋼)、黒鉛製サーマルカラムを有する



側面図



上面図

本検討では、評価対象物としてアルミ合金、炭素鋼、遮蔽コンクリート*及び黒鉛を選定



*原料として砂鉄を使用

予備的な放射化計算: サンプル位置の選定 (S1~S3)、構造材組成分析及び放射能分析に同一サンプルを用いることの検討

構造材のサンプリング



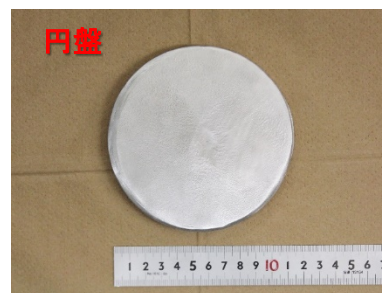
採取したサンプル

S1～S4の4箇所のコアボーリングにより計10サンプルを採取

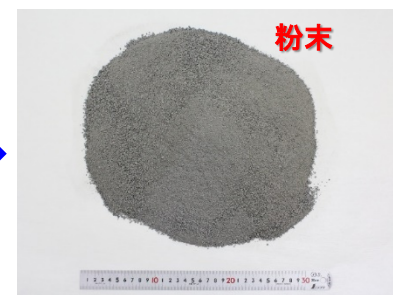
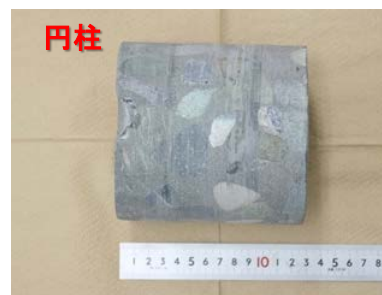


材料組成・放射能分析に向けて分析用サンプルの調製

アルミニウム合金・炭素鋼



コンクリート・黒鉛



構造材	サンプリング位置	サンプル形状と寸法		密度 (g cm ⁻³)
		形状	寸法	
アルミニウム合金	S1	円盤	120 mmφ × 6 mm	2.73
	S2	円盤	120 mmφ × 6 mm	2.71
	S3	円盤	120 mmφ × 12.7 mm	2.71
炭素鋼	S1	円盤	120 mmφ × 6 mm	7.87
	S2	円盤	120 mmφ × 6 mm	7.87
	S3	円盤	120 mmφ × 9 mm	7.87
遮蔽コンクリート	S1	円柱	120 mmφ × 約200 mm ^b	2.70
	S2	円柱	120 mmφ × 約200 mm ^b	2.69
	S3	円柱 + 破片 ^a	120 mmφ × 約120 mm	— ^d
黒鉛	S4	円柱	60 mmφ × 約130 mm ^c	1.72

^a サンプル採取中に一部破砕。

^b 炉心側から120 mmを切断した円柱部を分析に使用し、残りは密度測定に用いた。

^c 炉心側から50 mmを切断した円柱部を分析に使用し、残りは密度測定に用いた。

^d 破砕した部分を含めて全量を分析に使用したため、密度の測定は実施していない。

構造材の組成分析

- 予備的な放射化計算による、生成放射能への寄与が大きい核種の起源元素を中心に分析対象として選択

分析対象とした元素

構造材	サンプリング位置	元素数	元素
アルミニウム合金	S1～S3	9	Li, Fe, Co, Ni, Cu(S3のみ), Nb, Ag, Eu, U
炭素鋼	S1～S3	10	Li, Fe, Co, Ni, Cu(S3のみ), Nb, Ag, Cs, Eu, U
遮蔽コンクリート	S1～S3	13	Li, N, O, Cl, Ca, Fe, Co, Ni, Cd(S3のみ), Ba, Eu, Th, U
黒鉛	S4	10	Li, N, Cl, Fe, Co, Ni, Cu, Cd, Eu, U

- 分析用サンプルを用い、構造材毎・対象元素毎に異なるスキームによる分析操作を実施

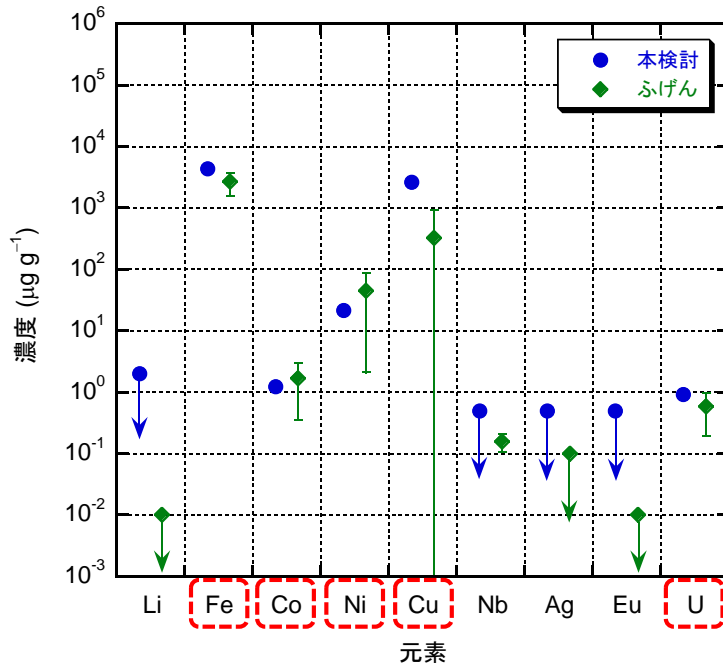


金属元素: ICP-MS及びICP-AESにより定量

非金属元素(N, O, Cl): N, Clは吸光光度法、Oは赤外線吸収法により定量

構造材の組成分析結果

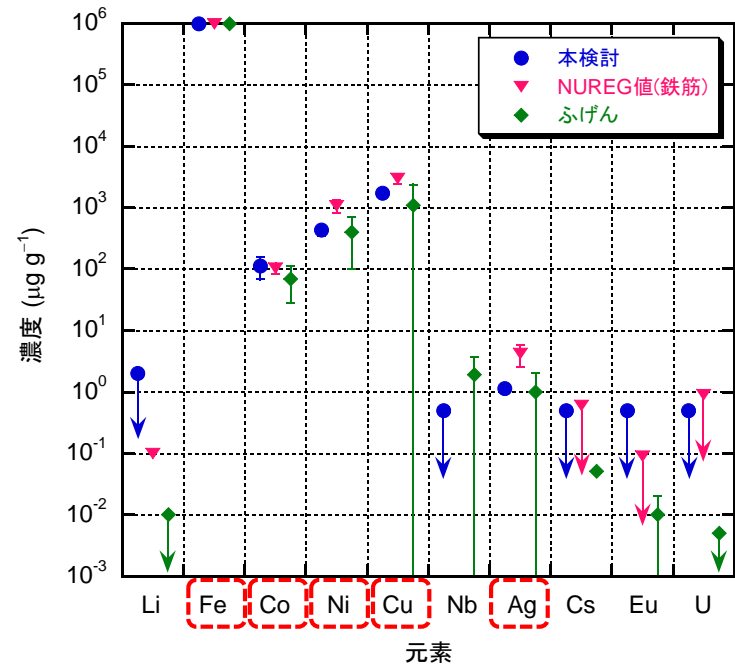
- 分析結果を文献データ等と比較



アルミニウム合金

アルミニウム合金: Fe及びCuの含有量が比較的高い

炭素鋼: ふげんのデータと全体的に一致



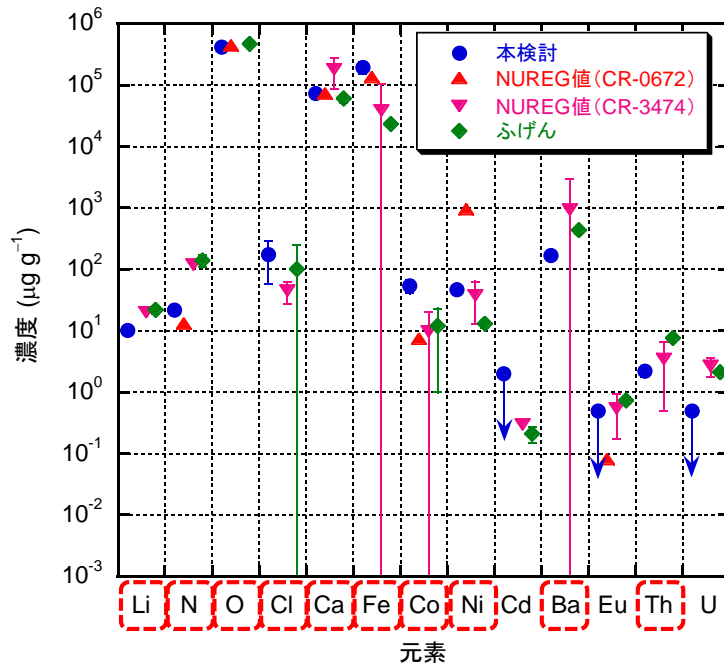
炭素鋼

ふげん: 川太他, 日本原子力学会和文論文誌, 9, 405-418 (2010).

NUREG値: J. C. Evans et al., NUREG/CR-3474 (1984).

構造材の組成分析結果

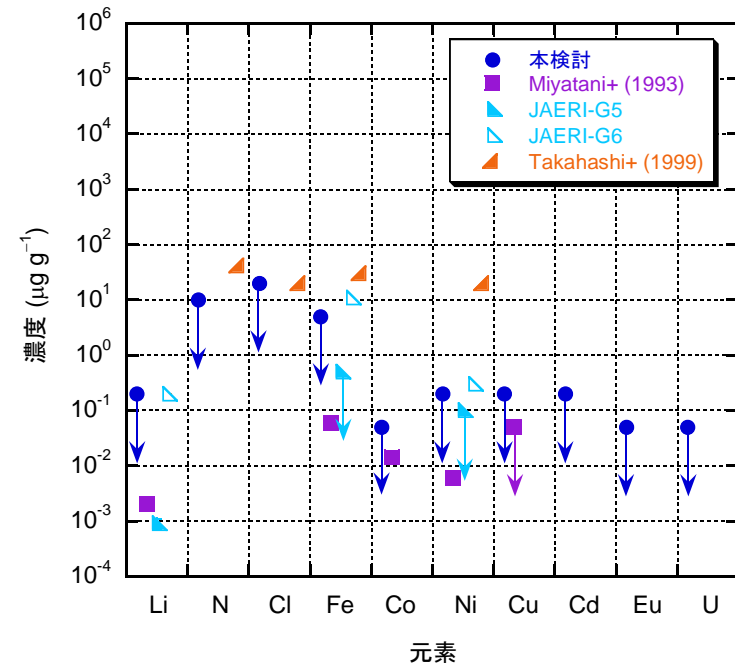
- 分析結果を文献データ等と比較



遮蔽コンクリート

遮蔽コンクリート: Fe, Co, Niの含有量が比較的高い
 → 原料として砂鉄を配合しているため

黒鉛: 全ての元素が定量下限値以下、文献データのばらつきが大きい



黒鉛

NUREG値: H. D. Oak et al., NUREG/CR-0672 (1980); J. C. Evans et al., NUREG/CR-3474 (1984).

Miyatani+ (1993): IAEA-TECDOC-690, p. 304-308 (1993).

JAERI-G5, -G6: JAERI-M 93-013 (1993).

Takahashi+ (1999): In: Proc. IAEA Technical Committee Meeting on Nuclear Graphite Waste Management, p. 1-16 (1999).

構造材の放射能分析

- 構造材組成分析と同じ分析用サンプルを使用
- 予備的な放射化計算による、全体の放射能に対する寄与割合が大きい数核種を分析対象として選択(全5核種)

分析対象とした核種

構造材	サンプリング位置	核種数	核種
アルミニウム合金	S1～S3	3	^3H , ^{60}Co , ^{63}Ni
炭素鋼	S1～S3	4	^3H (S3のみ), ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{152}Eu (S3のみ)
遮蔽コンクリート	S1～S3	3	^3H , ^{60}Co , ^{152}Eu
黒鉛	S4	5	^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{152}Eu

γ 線放出核種 (^{60}Co , ^{152}Eu) : 容器に溶液又は粉末を入れてGe検出器による γ 線スペクトロメトリー

β 線放出核種 (^3H , ^{14}C , ^{63}Ni) : 構造材毎・核種毎に異なるスキームによる単離後に液体シンチレーションカウンターにより測定

構造材の放射能分析結果

構造材	核種	サンプリング位置	放射能濃度 (Bq g ⁻¹)
アルミニウム合金	³ H	S1	0.105 ± 0.001
		S2	0.0225 ± 0.0007
		S3	0.00234 ± 0.00052
	⁶⁰ Co	S1	0.154 ± 0.006
		S2	0.0682 ± 0.0045
		S3	0.0417 ± 0.0050
	⁶³ Ni	S1	0.314 ± 0.009
		S2	0.119 ± 0.009
		S3	0.0588 ± 0.0050
炭素鋼	³ H	S3	< 0.0016
	⁶⁰ Co	S1	3.38 ± 0.07
		S2	1.45 ± 0.03
		S3	0.785 ± 0.019
	⁶³ Ni	S1	0.588 ± 0.019
		S2	0.258 ± 0.016
		S3	0.0727 ± 0.0086
¹⁵² Eu	S3	< 0.077	
遮蔽コンクリート	³ H	S1	9.91 ± 0.01
		S2	4.79 ± 0.01
		S3	1.136 ± 0.003
	⁶⁰ Co	S1	1.13 ± 0.02
		S2	0.518 ± 0.006
		S3	0.180 ± 0.002
	¹⁵² Eu	S1	1.38 ± 0.02
S2		0.536 ± 0.009	
黒鉛	³ H	S4	1.65 ± 0.01
	¹⁴ C	S4	323.4 ± 0.3
	⁶⁰ Co	S4	0.337 ± 0.003
	⁶³ Ni	S4	0.0788 ± 0.0055
	¹⁵² Eu	S4	0.0145 ± 0.0018

- 2016年12月1日時点の放射能濃度

アルミニウム合金、炭素鋼及び遮蔽コンクリート

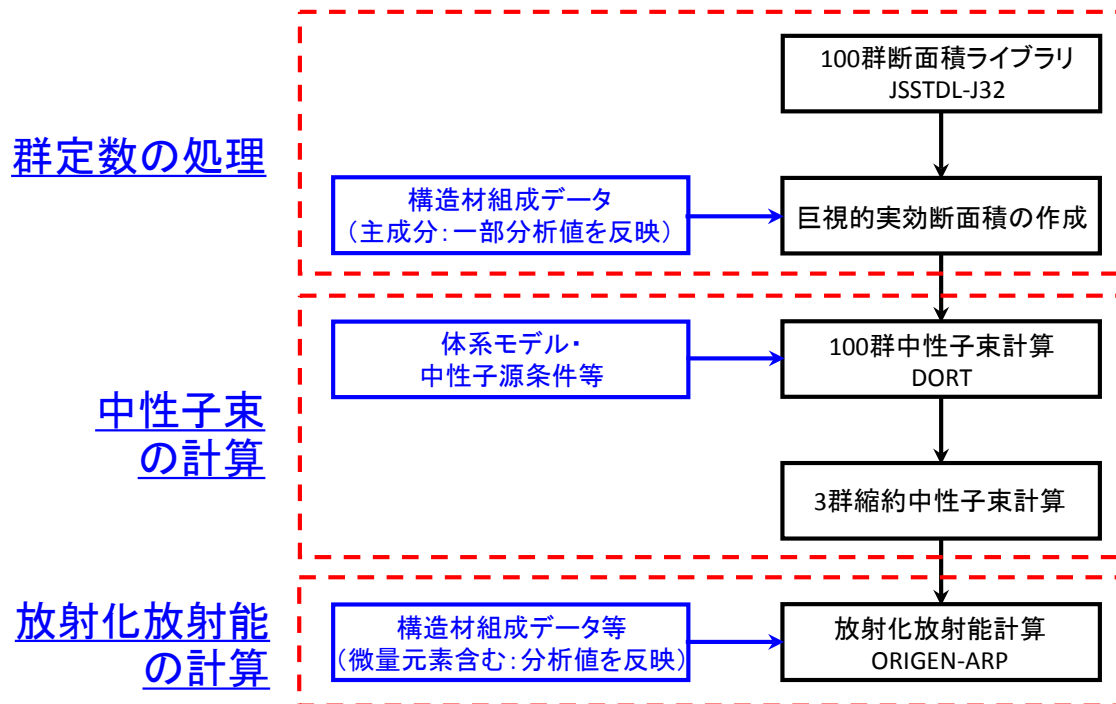
- S1～S3のサンプルを分析した核種全ての分析値が得られた
- S3のみ分析した炭素鋼の³H及び¹⁵²Euの分析値は得られなかった
- 起源元素であるLi及びEuの分析値も得られていない
- 放射能濃度はS1 > S2 > S3の順

黒鉛

- 5核種全ての放射能濃度分析値が得られた
- 起源元素の分析値は得られていない
- 99%以上が¹⁴Cの放射能

放射化計算手順

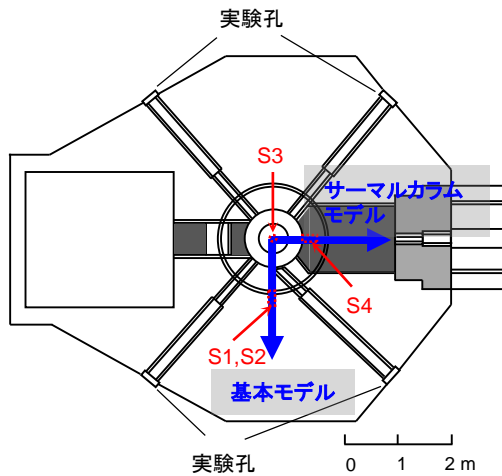
- これまでに実績があり、利用しやすい計算コードによる計算方法として、**2次元の離散座標Sn法**による評価を実施
- 断面積ライブラリとして100群のJSSTD-LJ32 (JENDL-3.2に基づく)を使用
- 中性子束計算は**DORTコード**、放射化放射能計算は**ORIGEN-ARPコード**を使用



放射化計算手順の概要

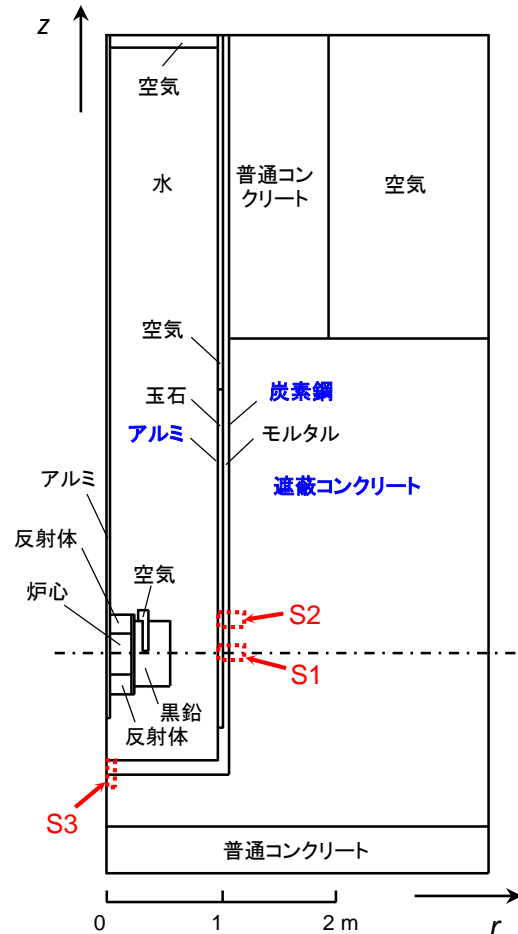
2次元r-zモデル

- タンク・コンクリート壁を評価するためのモデル(基本モデル)とサーマルカラムを評価するためのモデル(サーマルカラムモデル)の二つの2次元r-zモデルを作成

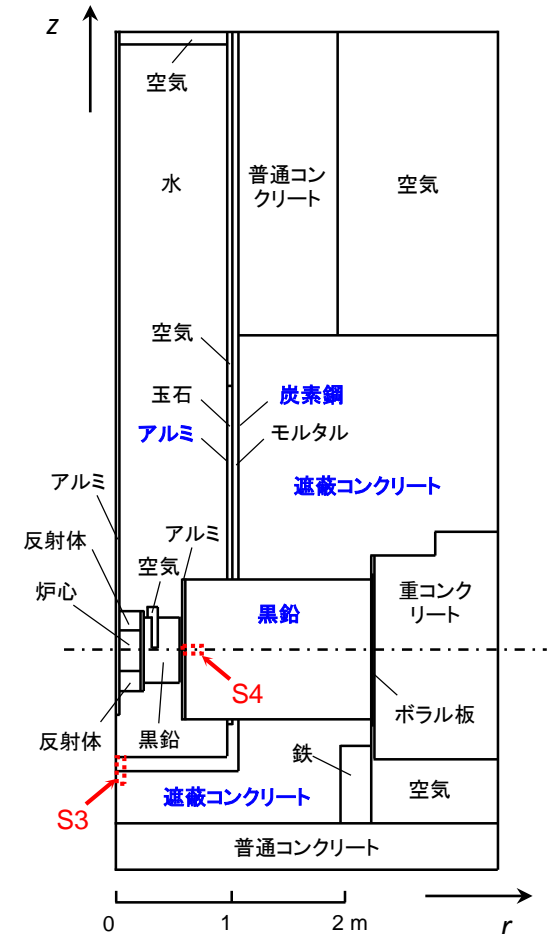


上面図

放射能評価対象物については組成に分析値を反映



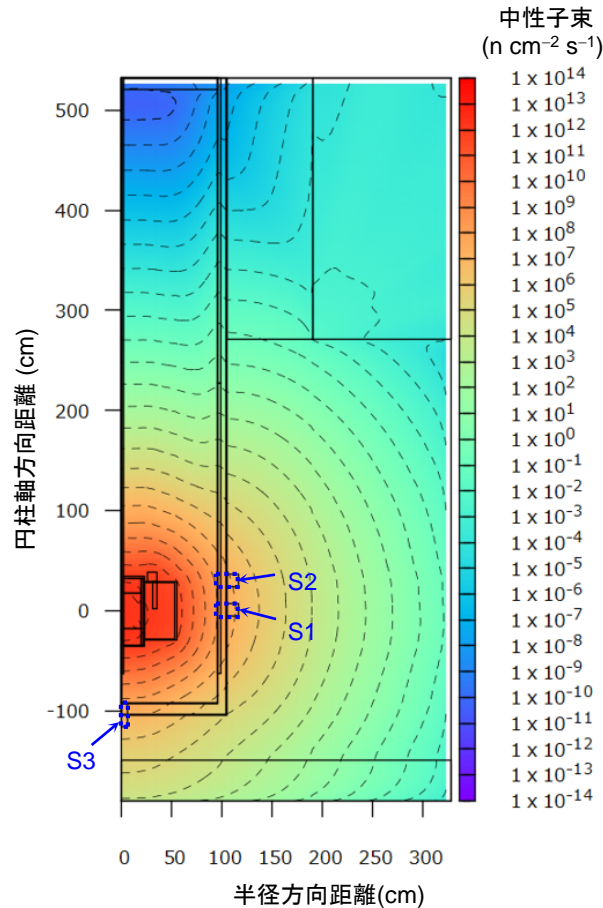
基本モデル



サーマルカラムモデル 33

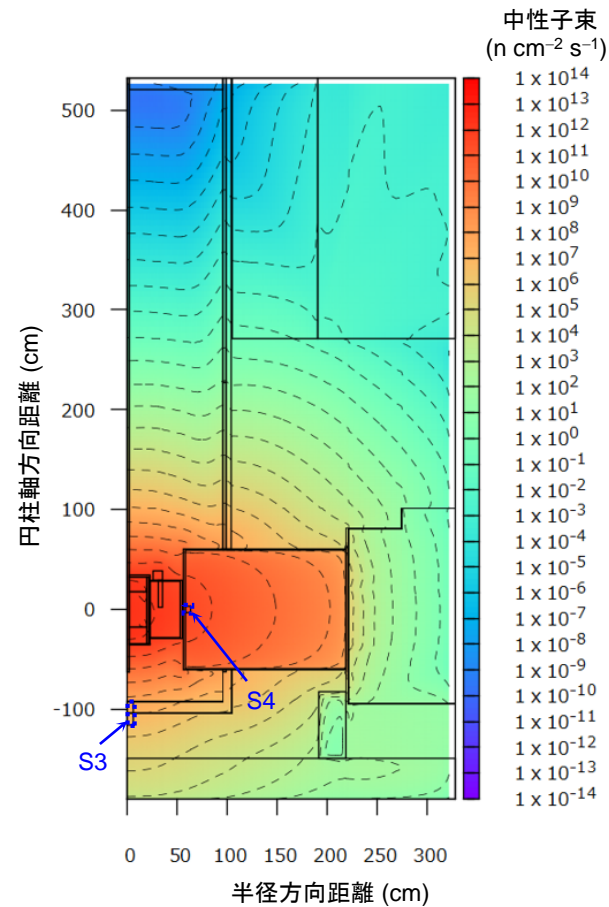
熱中性子束計算結果(2次元)

定格熱出力(100 kW)での運転時における分布



基本モデル

S1~S3の差異は一桁程度

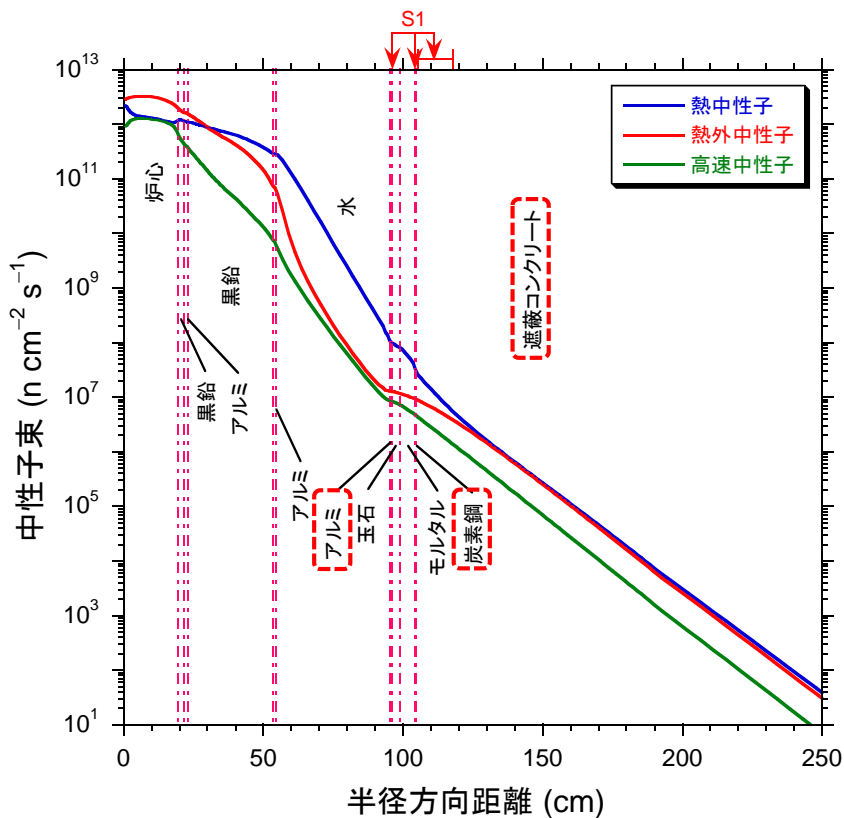


サーマルカラムモデル

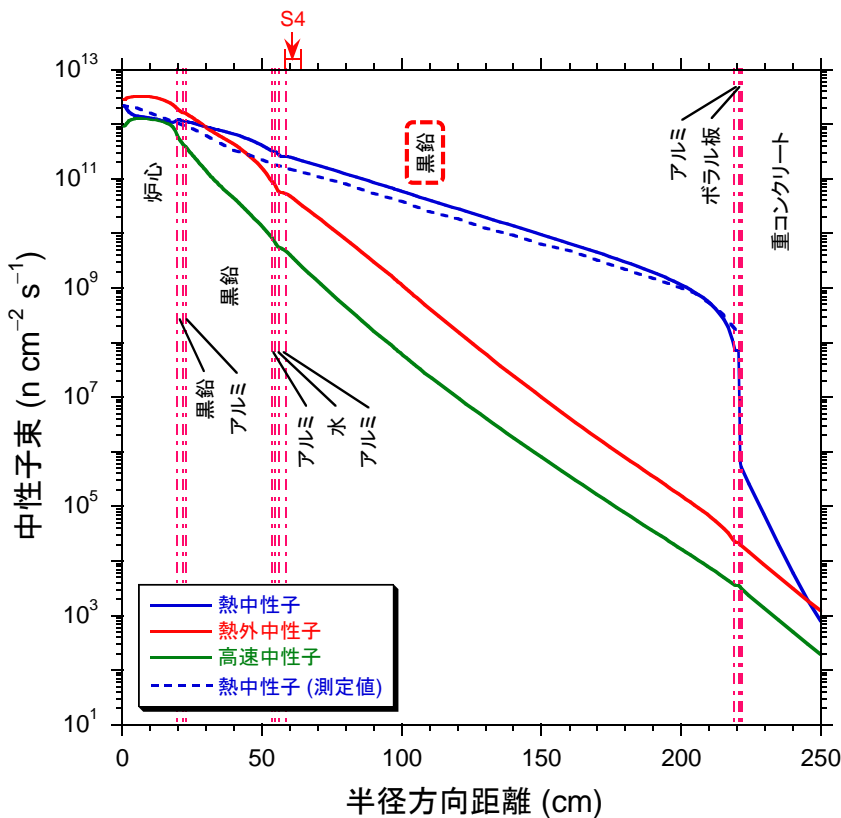
サーマルカラム領域で
高い熱中性子束

3群中性子束計算結果(半径方向、z = 0 cm)

- 熱中性子群(0.001 eV~0.876 eV)、熱外中性子群(0.876 eV~1.0 MeV)、高速中性子群(1.0 MeV~14.9 MeV)の計算結果



基本モデル



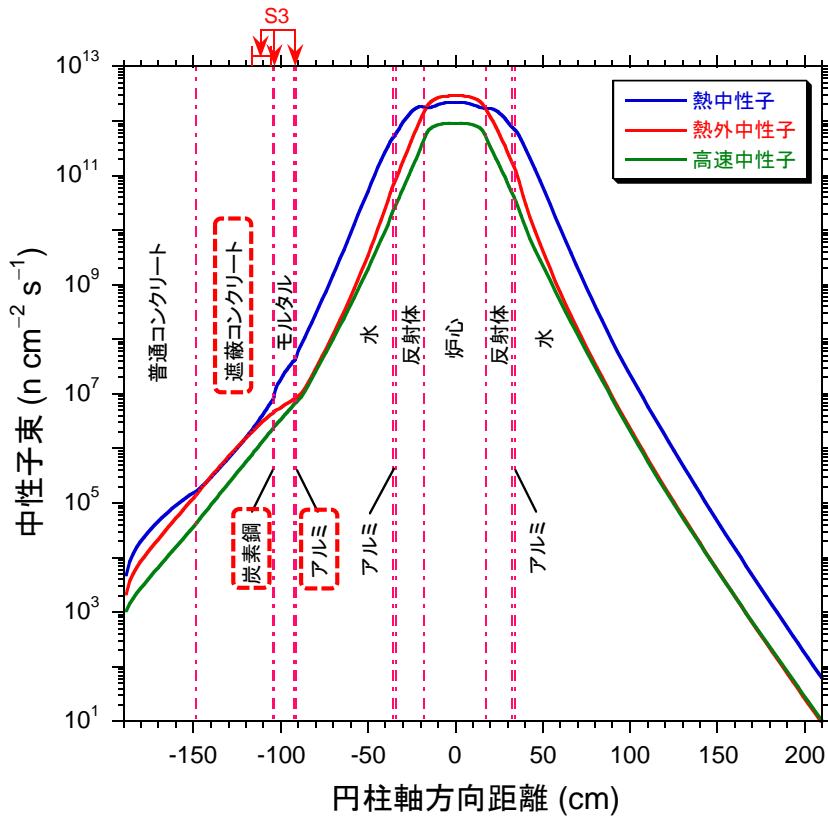
サーマルカラムモデル

→ サーマルカラムモデルにおける熱中性子束の計算値は測定値*と一致

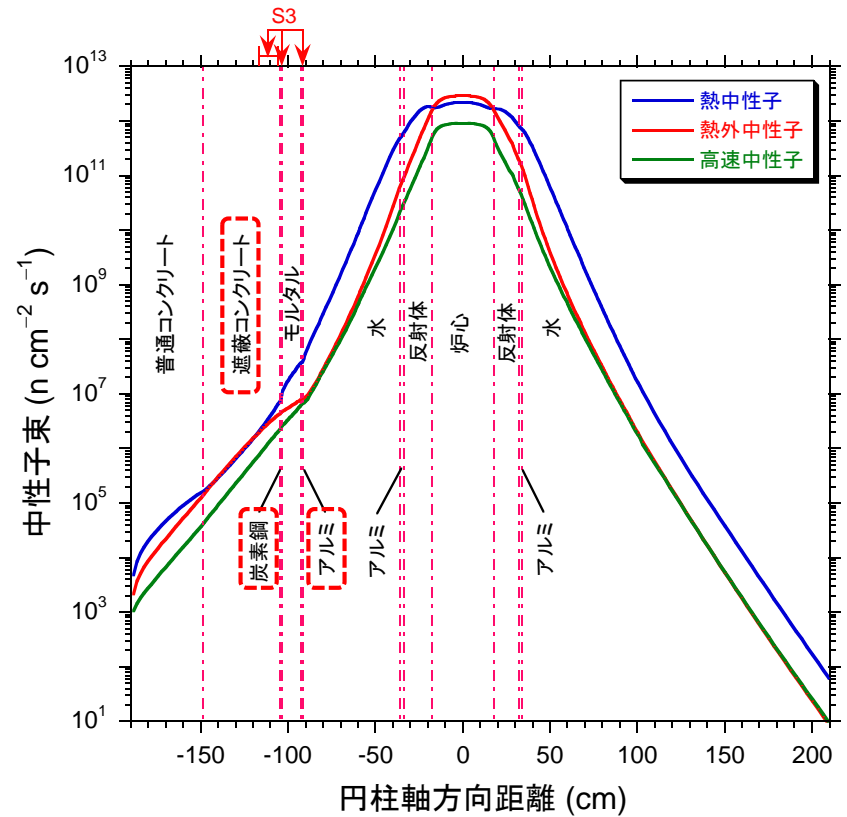
*原子力施設デコミッションング研究協会:平成11年度原子炉解体高度化技術開発 成果報告書(その2)-核燃料施設解体技術総合調査-(2000).

3群中性子束計算結果(円柱軸方向、 $r = 0$ cm)

- 熱中性子群(0.001 eV~0.876 eV)、熱外中性子群(0.876 eV~1.0 MeV)、高速中性子群(1.0 MeV~14.9 MeV)の計算結果



基本モデル



サーマルカラムモデル

→ 両モデルの差異は小さい

放射化計算結果

構造材	核種	サンプリング位置	放射能濃度 (Bq g ⁻¹)		C/M比	
			測定値M	計算値c		
アルミニウム合金	³ H	S1	0.105 ± 0.001	0.962	9.2	
		S2	0.0225 ± 0.0007	0.726	32	
		S3	0.00234 ± 0.00052	0.401	171	
	⁶⁰ Co	S1	0.154 ± 0.006	0.315	2.0	
		S2	0.0682 ± 0.0045	0.205	3.0	
		S3	0.0417 ± 0.0050	0.148	3.6	
	⁶³ Ni	S1	0.314 ± 0.009	0.190	0.60	
		S2	0.119 ± 0.009	0.118	0.99	
		S3	0.0588 ± 0.0050	0.117	2.0	
炭素鋼	³ H	S3	< 0.0016	0.421	> 2.6 × 10 ²	
		⁶⁰ Co	S1	3.38 ± 0.07	7.91	2.3
			S2	1.45 ± 0.03	4.88	3.8
	S3		0.785 ± 0.019	4.50	5.7	
	⁶³ Ni	S1	0.588 ± 0.019	0.990	1.7	
		S2	0.258 ± 0.016	0.625	2.4	
		S3	0.0727 ± 0.0086	0.414	5.7	
	¹⁵² Eu	S3	< 0.077	0.082	> 1.1	
	遮蔽コンクリート	³ H	S1	9.91 ± 0.01	23.0	2.3
S2			4.79 ± 0.01	15.5	3.2	
S3			1.136 ± 0.003	6.05	5.3	
⁶⁰ Co		S1	1.13 ± 0.02	1.92	1.7	
		S2	0.518 ± 0.006	1.26	2.4	
		S3	0.180 ± 0.002	0.958	5.3	
¹⁵² Eu		S1	1.38 ± 0.02	1.97	1.4	
		S2	0.536 ± 0.009	1.32	2.5	
		S3	0.116 ± 0.002	0.647	5.6	
黒鉛	³ H	S4	1.65 ± 0.01	7.21 × 10 ³	4.4 × 10 ³	
	¹⁴ C	S4	323.4 ± 0.3	105	0.30	
	⁶⁰ Co	S4	0.337 ± 0.003	33.0	98	
	⁶³ Ni	S4	0.0788 ± 0.0055	3.81	48	
	¹⁵² Eu	S4	0.0145 ± 0.0018	2.88 × 10 ³	2.0 × 10 ⁵	

- 2016年12月1日時点の放射能濃度
- 計算値は各サンプル内のメッシュ点における計算結果を体積平均した値

炭素鋼及び遮蔽コンクリート

- 分析値の得られた全核種について一桁以内の保守的評価

アルミニウム合金

- ⁶⁰Coは良好な結果
- ³HはLiの含有量の過大評価によりC/Mが大きくなっている
- ⁶³NiはNi及びCu起源であり、どちらも分析値を反映 → 分析操作に原因？

黒鉛

- 定量下限値を使用したため、著しい過大評価 (³H、⁶⁰Co、⁶³Ni、¹⁵²Eu)
- 一方で、¹⁴Cは過小評価 → Nの散逸の影響

まとめ

- 立教大学のTRIGA-II型炉を対象として、理論計算法による放射能濃度評価の適用に関する検討を実施
- アルミニウム合金、炭素鋼、遮蔽コンクリート及び黒鉛をサンプリングし、構造材組成分析及び放射能分析を実施
- 放射化計算では2次元離散座標Sn法に基づく中性子束計算及び放射化放射能計算を実施し、一部構造材組成分析結果を反映



- 炭素鋼及び遮蔽コンクリートでは、全体的に保守的かつよい精度の評価が実現できた
- アルミニウム合金では、構造材組成分析結果を反映したにも拘らず⁶³Niの計算値が過小評価となった
- 黒鉛の構造材組成分析では全元素の定量下限値しか得られなかったが、全核種の放射能分析値は得られた
 - ³H、⁶⁰Co、⁶³Ni、¹⁵²Euは計算に定量下限値を使用したため、著しい過大評価
 - ¹⁴CはN分析時のN散逸の影響により、過小評価

試験研究用原子炉の解体により発生する 廃棄物の放射能濃度及び放射能 インベントリの評価手順

平成31年3月11日

日本原子力研究開発機構 埋設事業センター

はじめに

- 原子力機構が進めている研究施設等廃棄物の埋設事業において対象とする廃棄物は、原子力機構内だけでなく原子力機構外の機関の様々な種類の施設から発生する
- 埋設対象の廃棄物の放射能に関する情報は、埋設事業の許可申請の際に放射能インベントリを設定することに加え、処分場において廃棄物を受け取る際に受け入れ可能な廃棄物かどうかの放射能濃度の確認のために必要となる
- 今後埋設事業を円滑に進めていくために、廃棄物の多様な発生施設毎にそれらの特徴を踏まえて、**共通的な放射能濃度評価方法を構築することが合理的である**
- 今回、**試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物のうち、放射能の主な由来が放射化によると考えられるものを対象として、各事業者が放射能濃度及び放射能インベントリを評価するために、共通的に参考にできる手順書の作成について検討した**

評価手順書の概要

- はじめに(1章)
 - ✓ 適用範囲・留意事項
- 用語の定義(2章)
- 本書の概要(3章)
- 放射能の評価対象物と評価方法(4章)
 - ✓ 炉心建造物の外側から遮蔽体系までの範囲の建造物を対象とする
 - ✓ 原子力発電所から発生する廃棄物に対する放射能濃度評価法を参考に、理論計算法の適用を基本とする

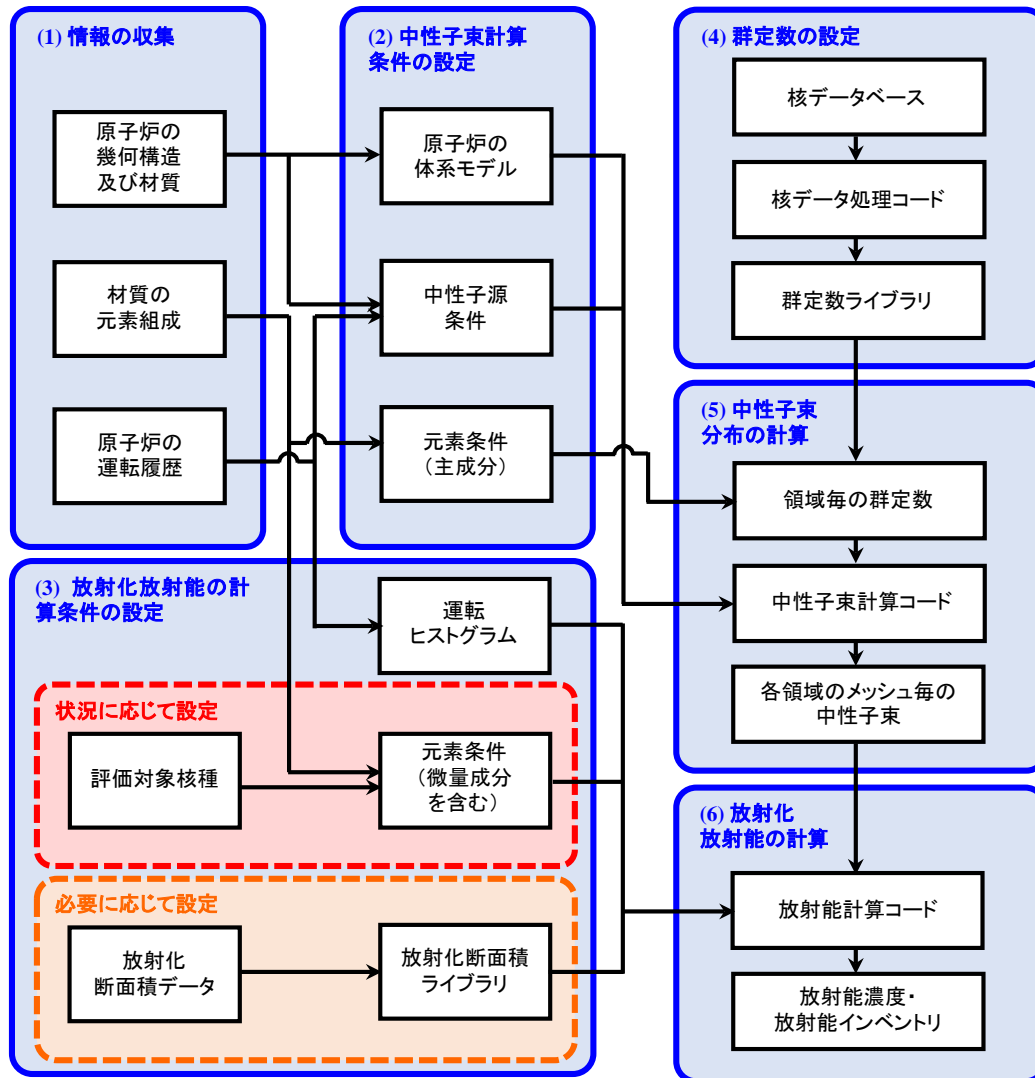
- 放射化計算による放射能評価手順(5章)
- 重要核種の予備的な抽出(6章)
- 放射能濃度及び放射能インベントリの評価(7章)

→ 次頁以降で説明

- おわりに(8章)

放射化計算の手順

- 2次元離散座標Sn法による評価を基本とする



中性子束の計算条件等

- 過去にJPDRからのコンクリート廃棄物の評価で実績があり、DOORSに収納され利用がしやすい2次元輸送計算コードを使用
→ DORT、DOT等
- 群定数は汎用の核データライブラリのデータを核データ処理コードにより編集したものを使用
- 体系モデルは構造図・組立図等に基づいてモデル化(一部形状を単純化)
- 中性子源はエネルギースペクトル、強度分布、炉心部の発生中性子数を設定(定格運転時の熱出力に依存)

炉心部の発生中性子数

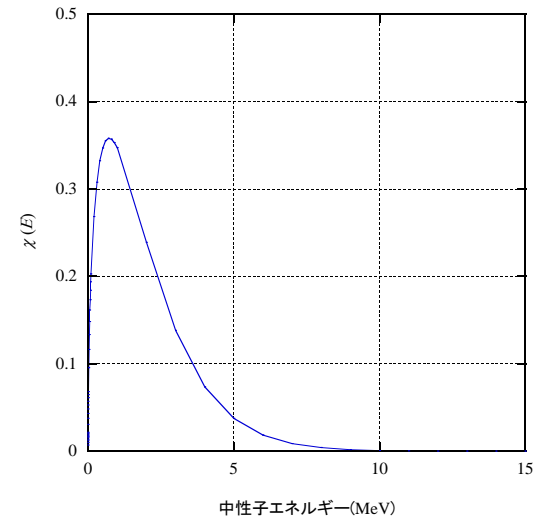
$$N = 3.12 \times 10^{10} (\text{fission s}^{-1}\text{W}^{-1}) \times 2.5 (\text{neutrons fission}^{-1}) \times P/V$$

N : 単位体積・単位時間当たりの発生中性子数、 P : 定格熱出力(W)、 V : 有効炉心体積

- 主成分の元素成分条件は分析値・規格値・証明書類・文献データ等に基づき設定

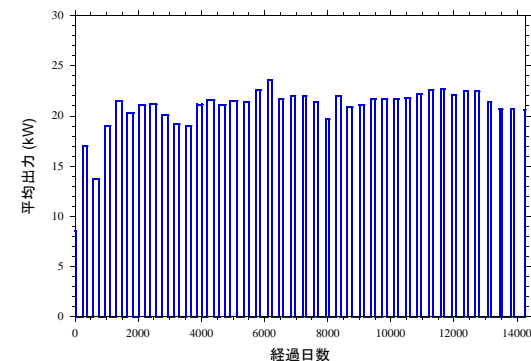
→ 複雑形状部は構成する材質の体積比率で元素組成の均質化

$$\chi(E) = 0.453 \exp(-E/0.965) \sinh(2.29E)^{1/2}$$



Wattの式)

- 放射能計算コードを使用
→ ORIGEN-ARP、ORIGEN-S、ORIGEN-79、ORIGEN2等
- 計算により得られた中性子束を使用
- 放射化断面積はコードに内蔵されたライブラリを使用可能(スペクトルの変化を考慮して3群を推奨、ORIGEN2の場合は1群)
- 運転履歴に基づいて、簡略的な運転ヒストグラムを作成
→ 一つの運転期間内は一定の平均出力で運転されているとして扱う
- 微量成分を含む元素成分条件は状況に応じて文献データ・分析値等に基づき設定
→ [次頁以降で説明](#)



立教大学炉の計算例

重要核種の抽出手順の概要

元素濃度データの設定

① 重要核種候補の予備的な抽出

網羅的な起源元素データ
(材質証明書・文献データ等)

② 重要核種の予備的な抽出

重要核種候補の起源元素の分析データ等

核種毎の決定経路の
基準線量相当濃度 $C_{min,i}$

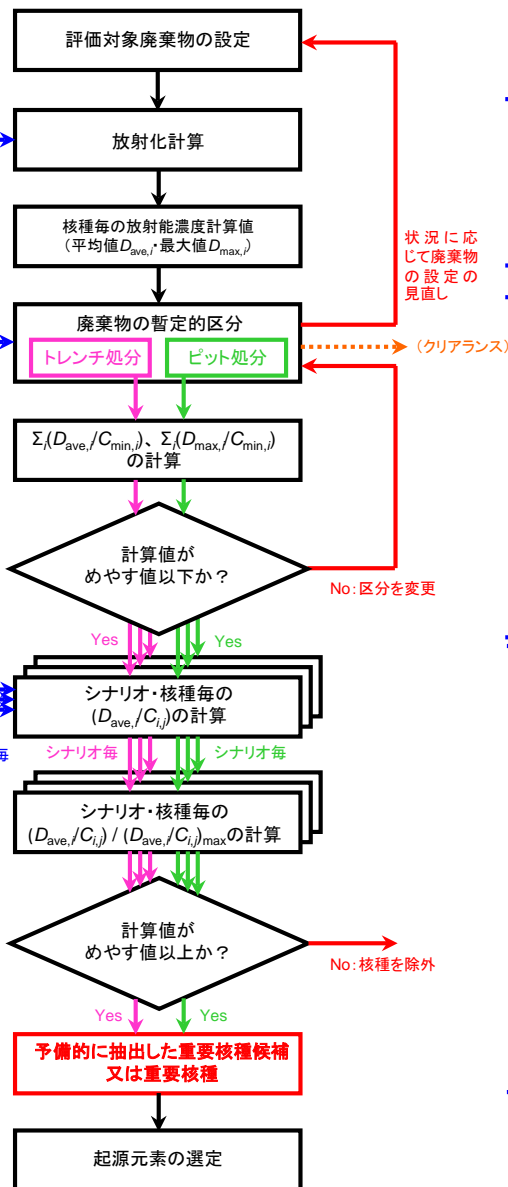
基準線量相当濃度: 基準とする被ばく線量に相当する廃棄物中の放射性核種の濃度
→ 暫定的な値を139核種* に対して設定

核種・シナリオ毎の
基準線量相当濃度 C_{ij}

2段階の手順により抽出

① 文献データ等に基づく放射化計算結果を利用した重要核種候補の抽出

② 分析データ等に基づく放射化計算結果を利用した重要核種の抽出



→ 評価対象廃棄物の設定

放射化計算

評価対象廃棄物における平均放射能濃度 D_{ave} 、最大放射能濃度 D_{max} を核種毎に算出

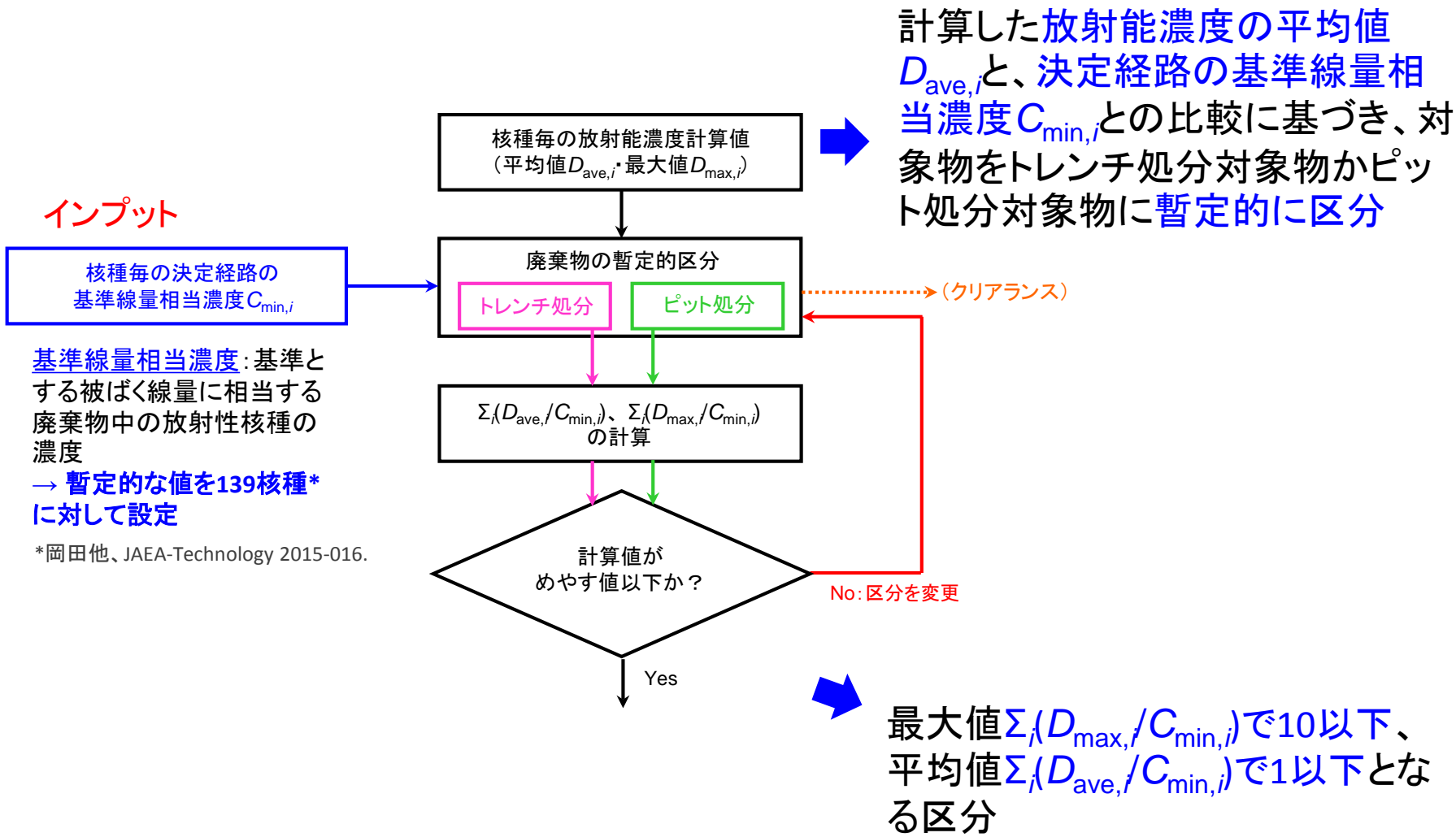
廃棄物の区分

↓
次頁以降で説明

重要核種の予備的な抽出

↓
次頁以降で説明

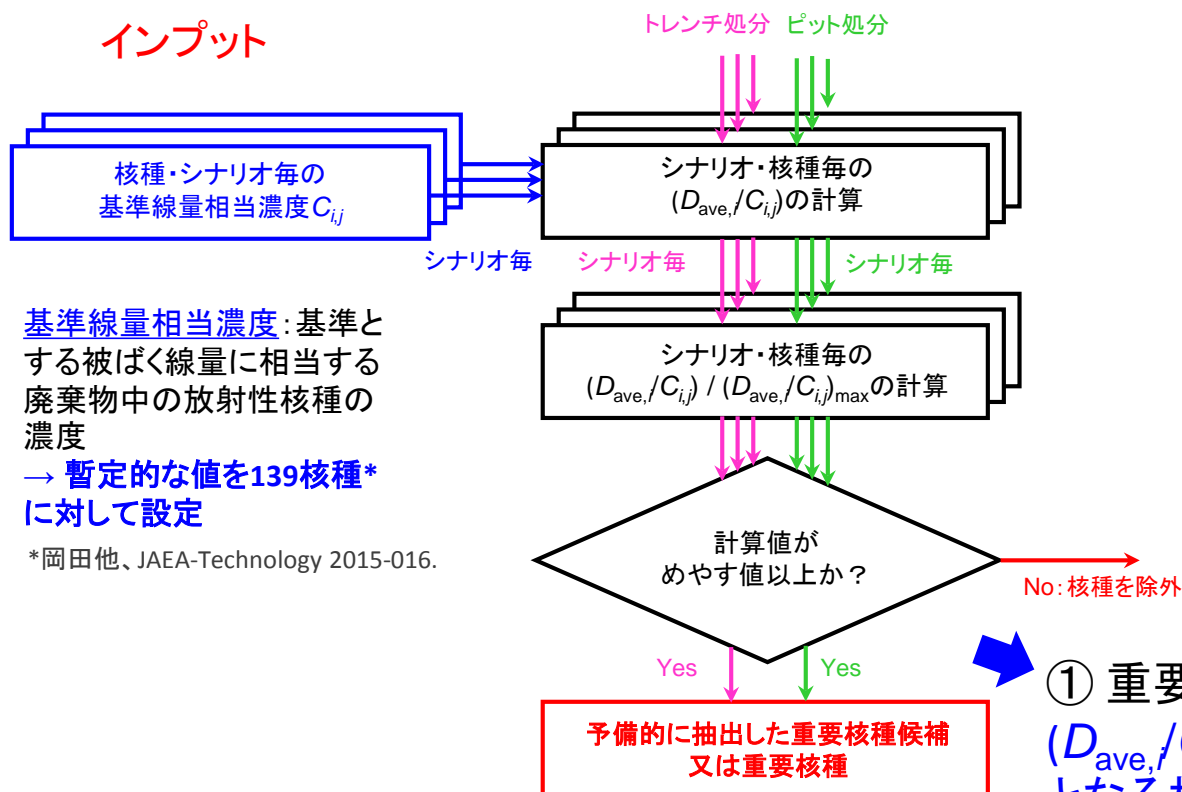
→ 起源元素の選定



基準線量相当濃度: 基準とする被ばく線量に相当する廃棄物中の放射性核種の濃度
 → 暫定的な値を139核種*
 に対して設定

*岡田他、JAEA-Technology 2015-016.

インプット



基準線量相当濃度: 基準とする被ばく線量に相当する廃棄物中の放射性核種の濃度

→ 暫定的な値を139核種*
に対して設定

*岡田他、JAEA-Technology 2015-016.

- ① 重要核種候補の予備的な抽出:
 $(D_{ave,i}/C_{i,j}) / (D_{ave,i}/C_{i,j})_{max} \geq 0.001$ 程度
 となる核種
- ② 重要核種の予備的な抽出:
 $(D_{ave,i}/C_{i,j}) / (D_{ave,i}/C_{i,j})_{max} \geq 0.01$ 程度
 となる核種

放射能濃度及び放射能インベントリの評価

- 放射能濃度の評価

- ✓ 評価した放射能濃度は、放射能分析値と比較

- 全体的に保守的な評価となっていることを確認

- 放射能インベントリの評価

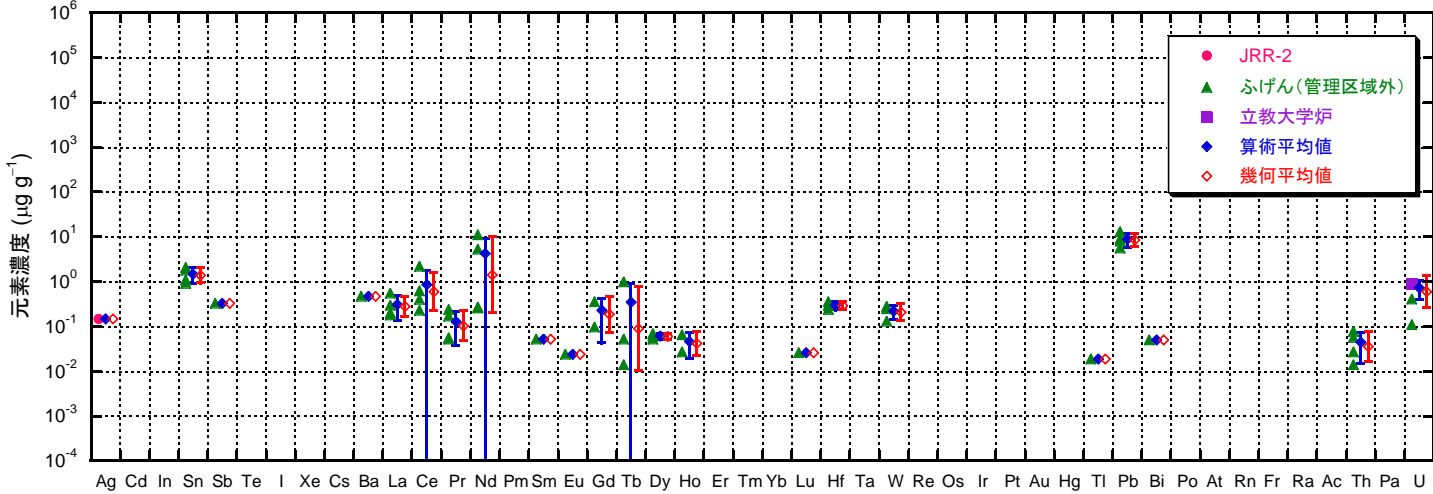
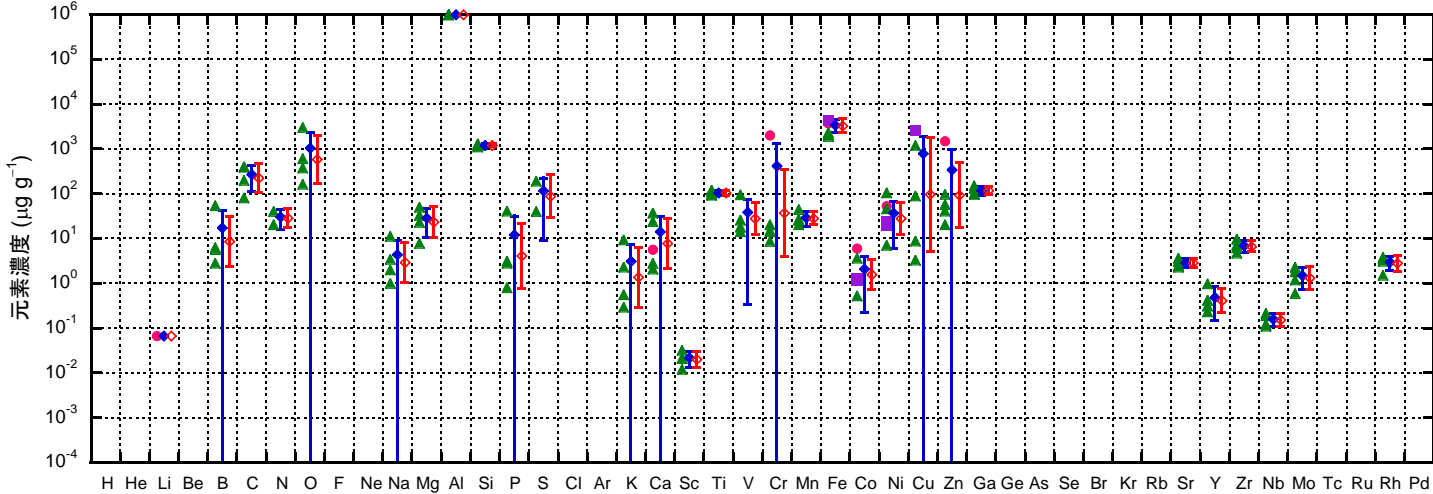
- ✓ 評価対象物毎に、評価した放射能濃度に重量を乗じて放射能を算出

- ✓ トレンチ処分・ピット処分の区分ごとに分類

- ✓ 2次元モデルでは精度の良い評価が難しい構造物に対しては、放射能分析による評価や、3次元モデルを用いた計算による評価等の方法が考えられる

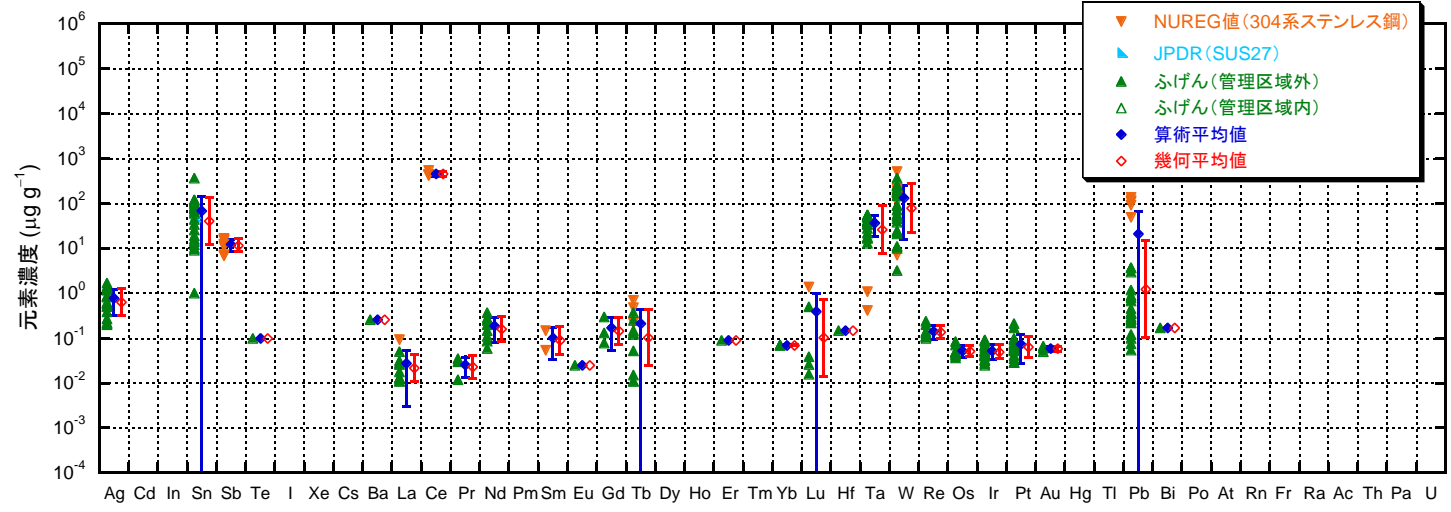
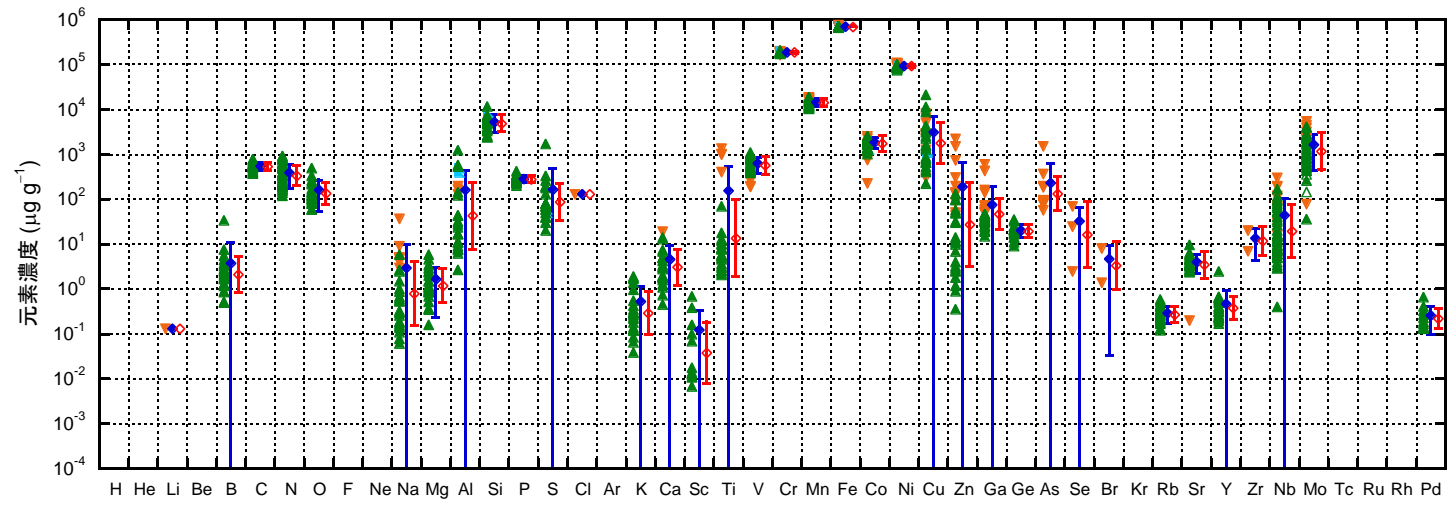
- ① 廃棄物発生事業者のみなさんのご意見を踏まえて、評価手順書を取りまとめる。
- ② 評価手順書をまとめた後に、最新の知見(評価方法、基準値、参考データ)が得られれば、適宜見直す(内容の追加を中心とする)。
- ③ 評価方法は利用が容易な方法として2次元Sn法を選択しているが、同等又は高度な方法(3次元Sn法、モンテカルロ法)の利用を妨げるものではない。それらの活用方法についても今後検討していきたい。

アルミニウム合金の元素成分



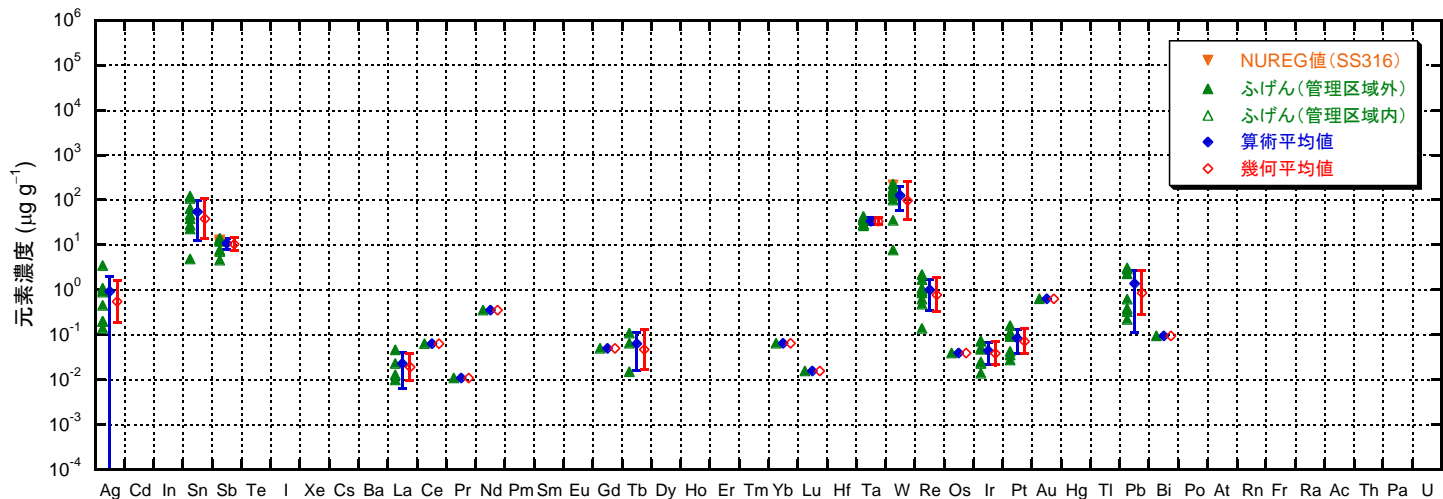
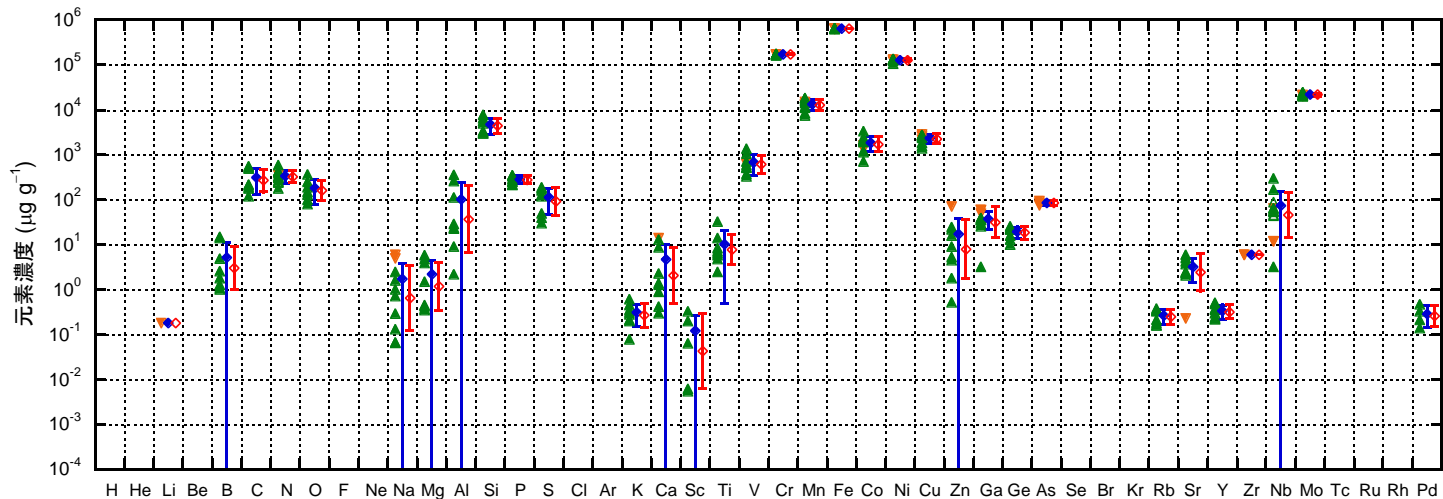
元素

ステンレス鋼 (SUS304系) の元素成分



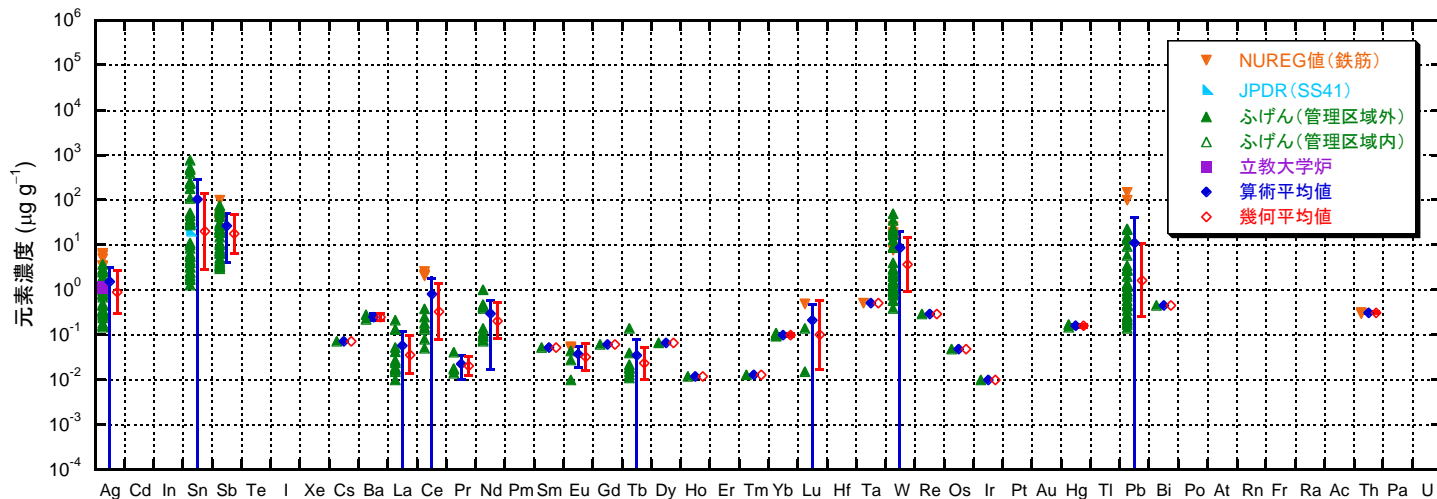
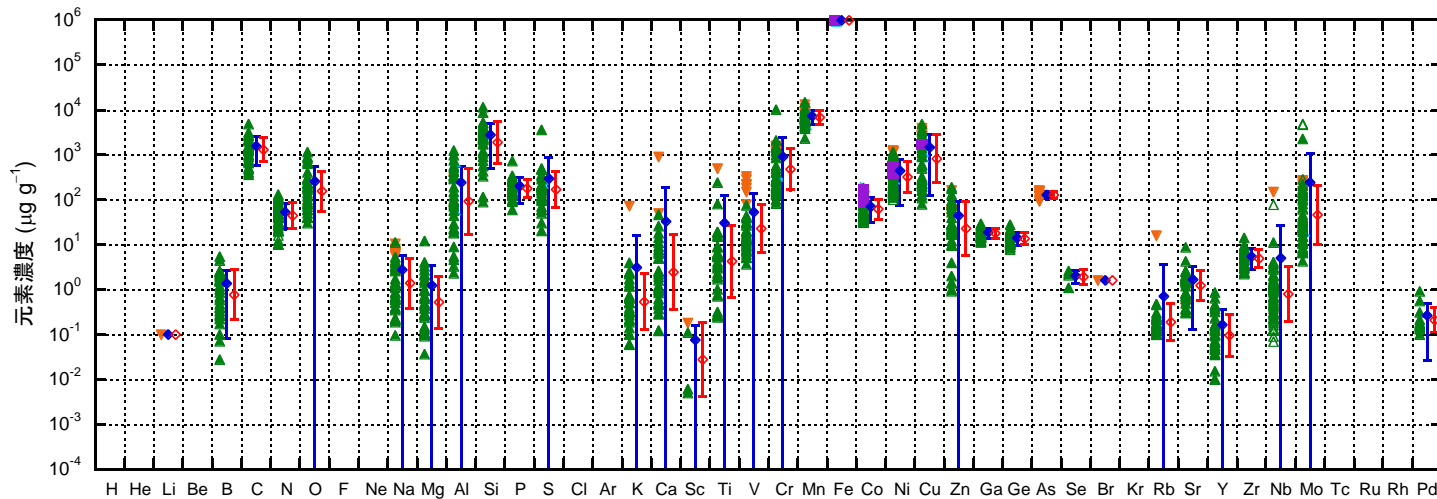
元素

ステンレス鋼 (SUS316系) の元素成分



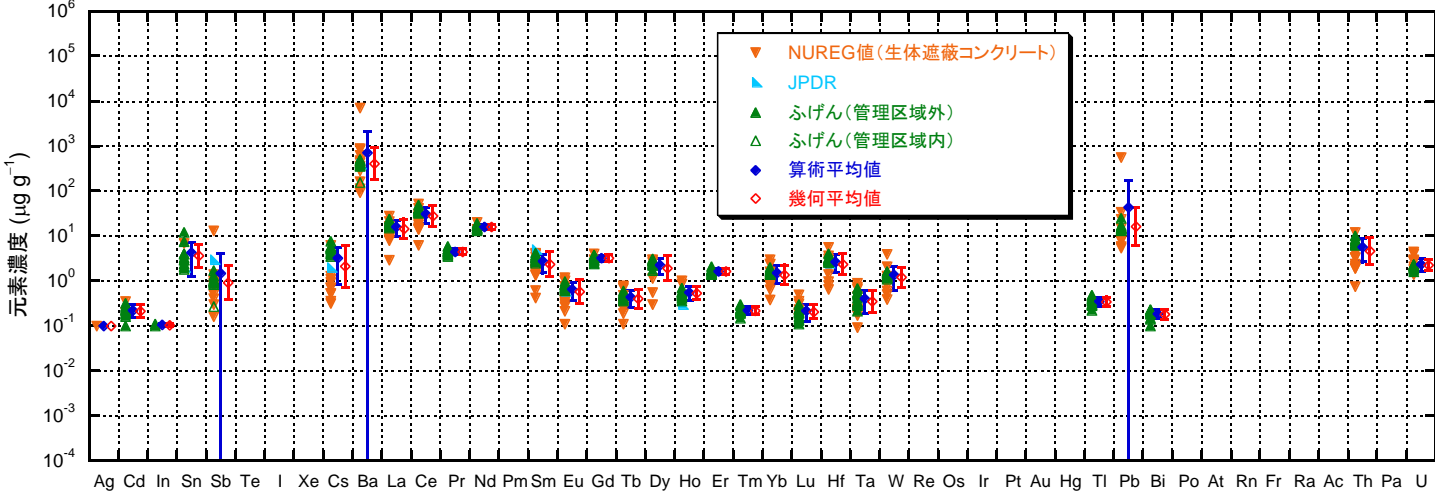
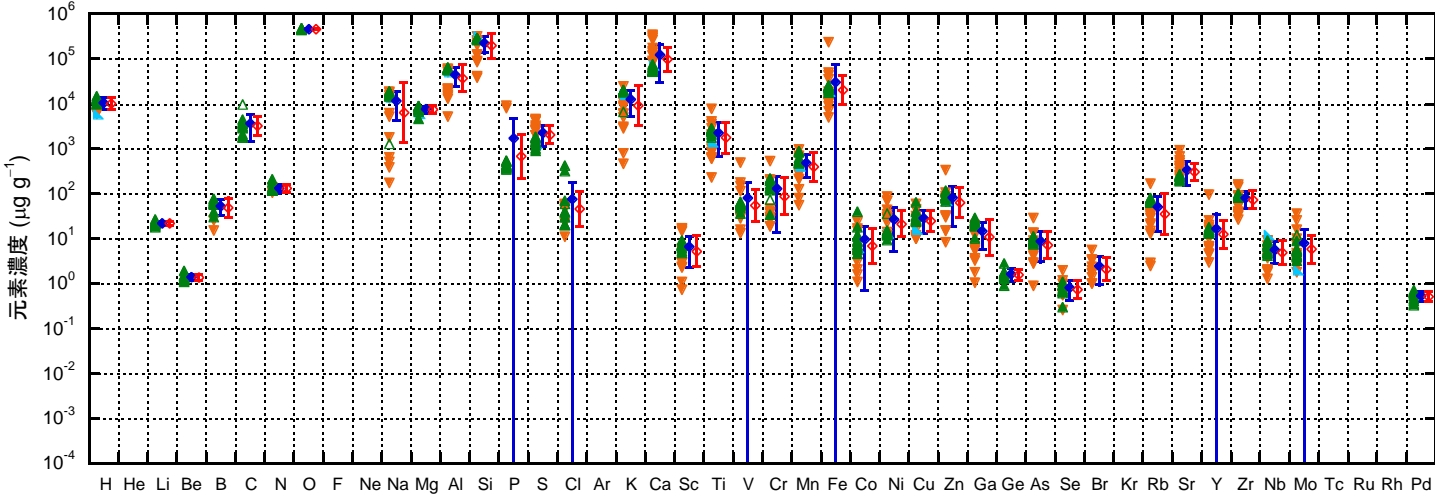
元素

炭素鋼の元素成分



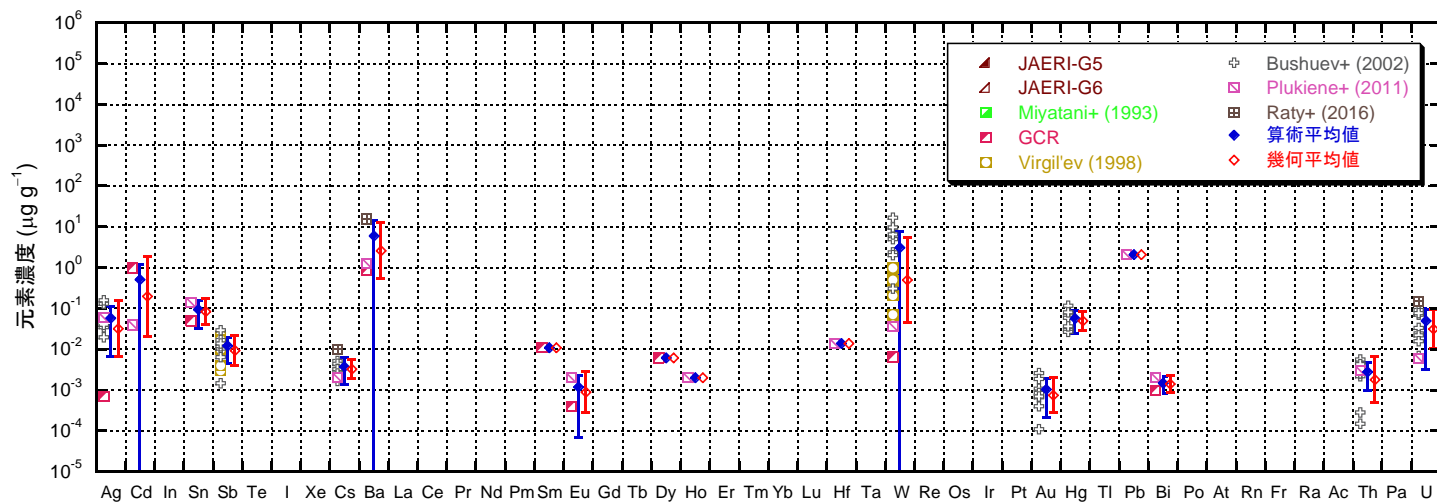
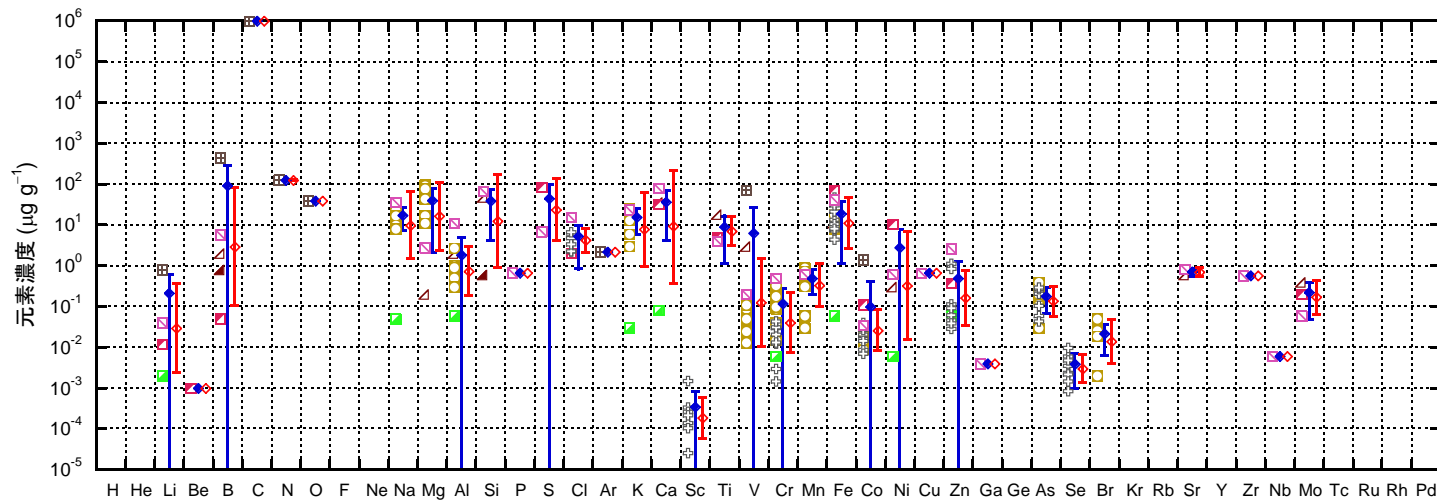
元素

コンクリートの元素成分



元素

黒鉛の元素成分



元素