

IRIDにおける福島第一原子力発電所廃炉 に関する技術開発状況

(5) 放射性廃棄物の処理・処分に関する技術開発

2014年9月10日

大井 貴夫

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

本件は、資源エネルギー庁からの委託事業としてIRIDが受託し実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」及びIRIDが補助事業者となった「平成25年度廃炉・汚染水対策事業費補助金」の成果の一部を含む。

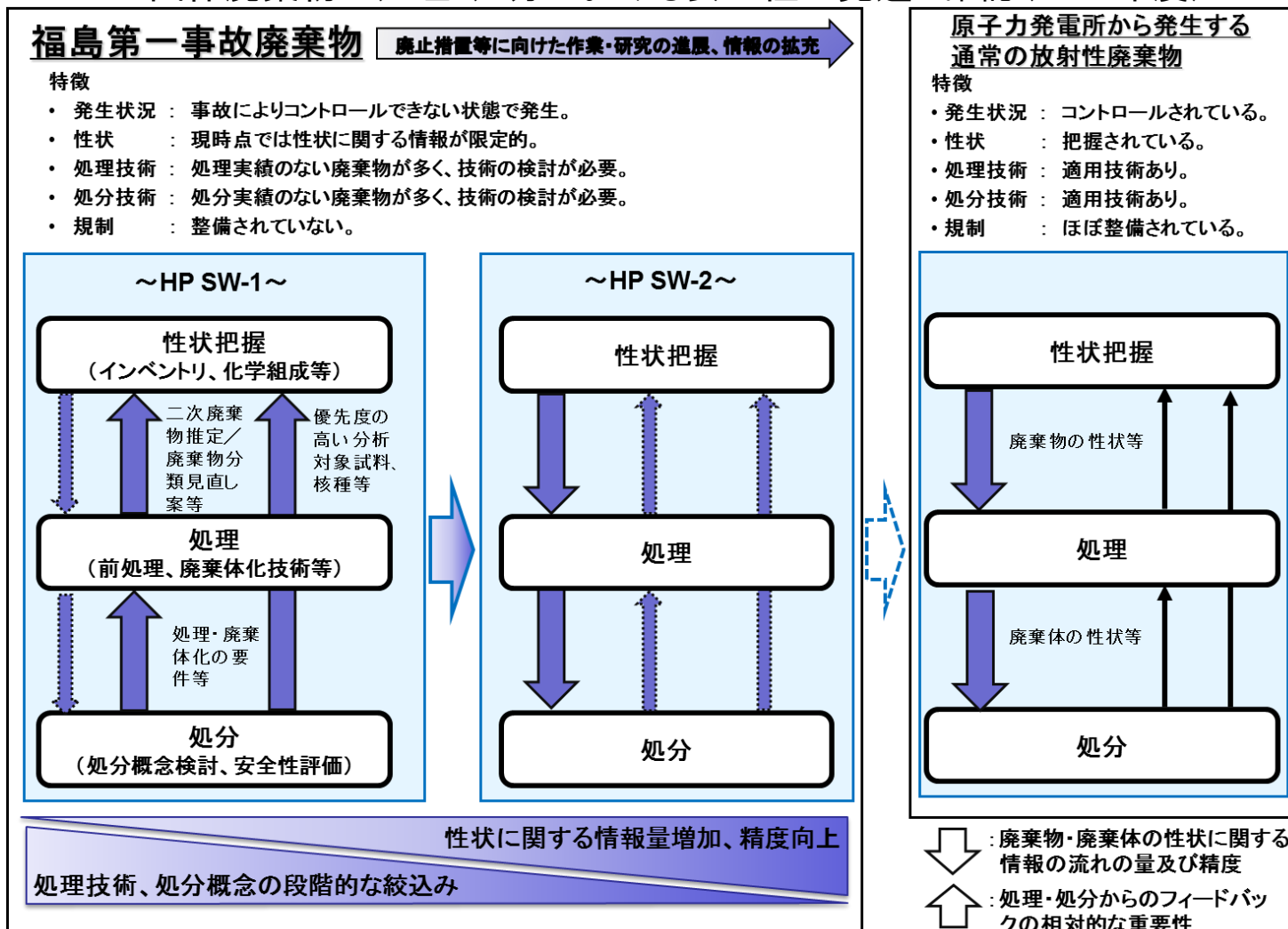
発表内容

1. 事故廃棄物の処理・処分に係る検討の進め方
2. 処理・処分に係る技術/研究開発項目
 - 2-①廃棄物ストリームに関する検討
 - 2-②性状把握に関する検討
 - 2-③廃棄物の処分に係る検討
3. まとめ

1. 事故廃棄物の処理・処分に係る検討の進め方

HP SW-1: 固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ(2017年度)

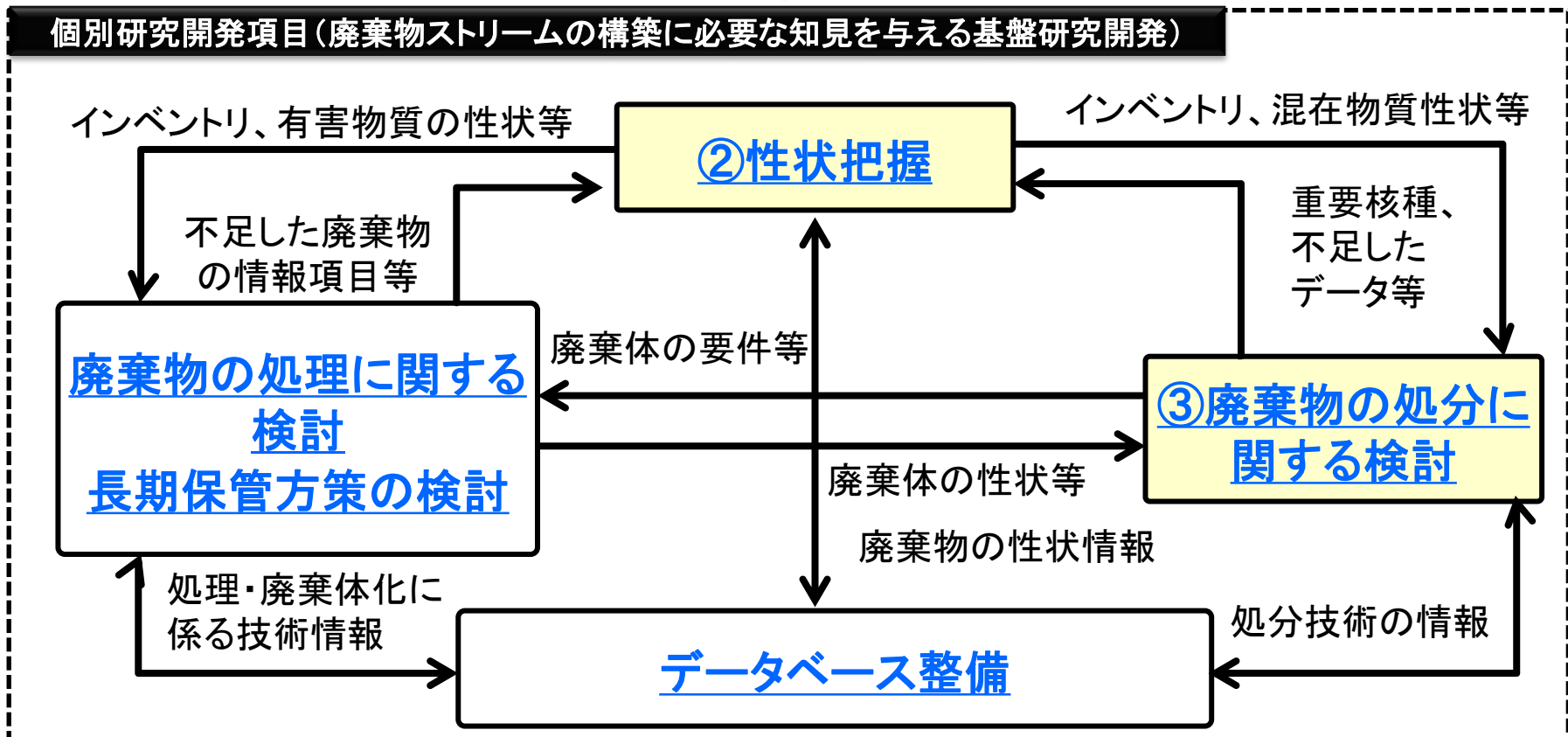
HP SW-2: 固体廃棄物の処理・処分における安全性の見直し確認(2021年度)



2. 処理・処分に係る技術/研究開発項目

① 廃棄物ストリームに関する検討

廃棄物ストリーム: 事故廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱い



2-①廃棄物ストリームに関する検討

➤ 背景・検討の必要性

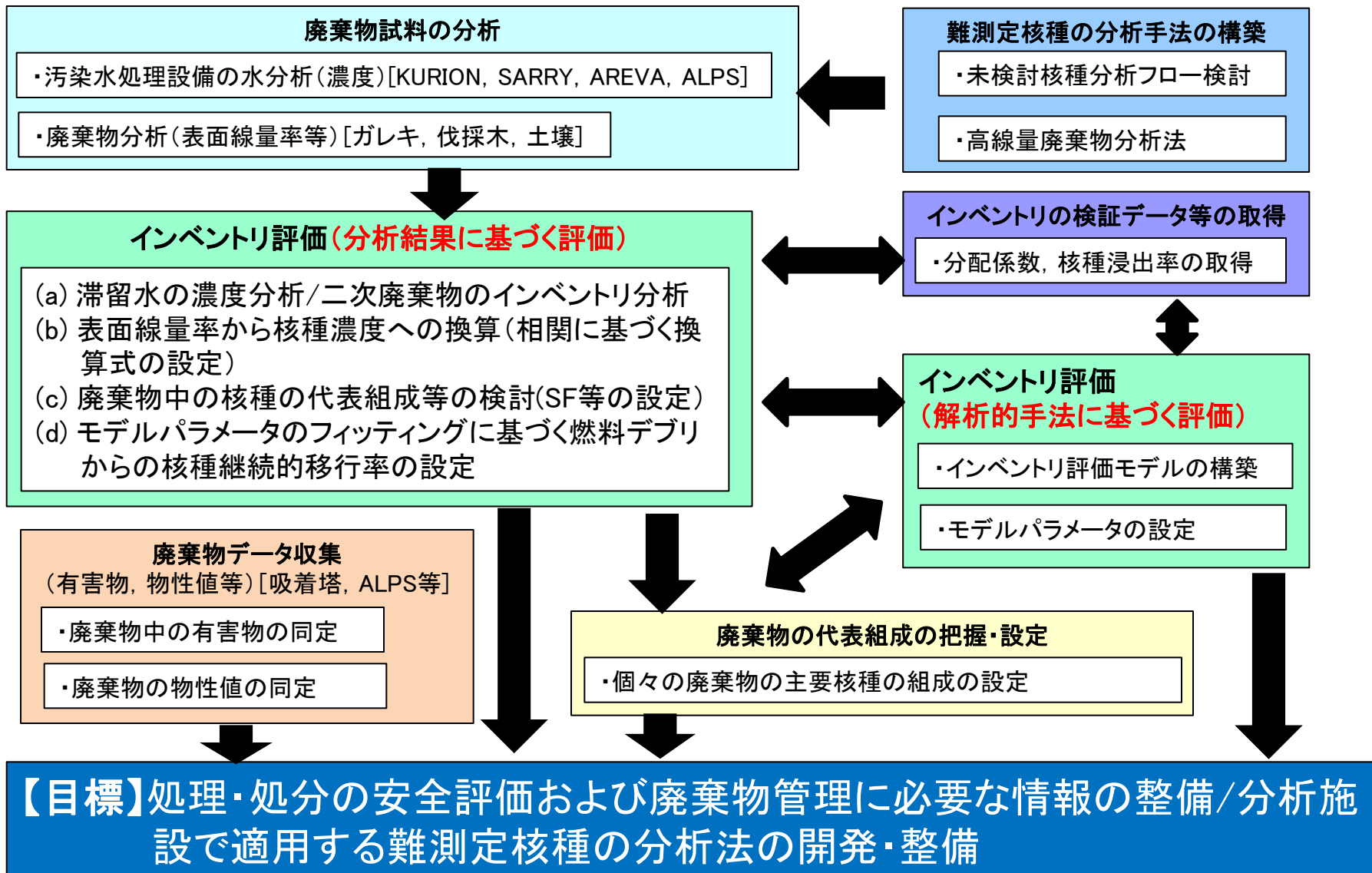
- * 従来の廃棄物に対する検討・評価と異なり、対象とする廃棄物の取り扱いが決まっていない。そのため、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱いを個別研究開発項目（性状把握、処理、保管、処分等）の成果に基づき、総合的に検討する。

➤ 実施内容

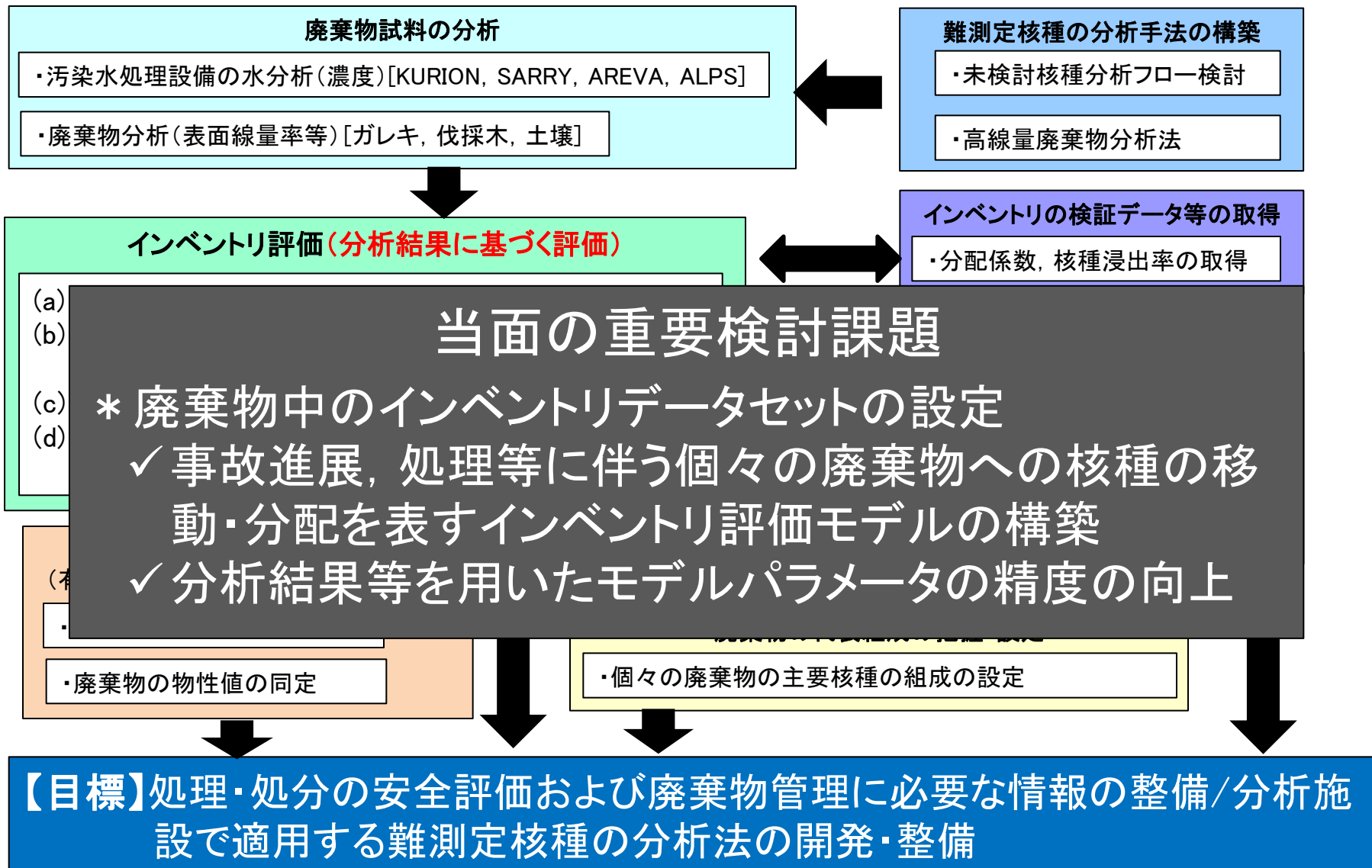
- * 個別研究開発項目ごとに示される処理方法、保管方法、処分方法等に関する検討成果を組み合わせた、廃棄物ストリーム候補の提示。
- * 廃棄物ストリームの候補の前提条件や定量的な目標値の実現性、それらの実施が他の個別研究開発項目に及ぼす影響や課題などの検討。
- * 安全かつ合理的な処理・処分の観点からの総合的な検討
たとえば、
 - ✓ 短半減期核種が減衰し、処分の安全性に対する影響が低減するまで待ってから処分を行う長期保管のオプションの適用に関する検討
 - ✓ 除染、区分、再利用などの廃棄物の前処理に関するオプションの適用に関する検討

2014年度から検討実施、2017年度に廃棄物ストリーム候補の検討に関する結果を「基本的な考え方」としてまとめる予定

2-②性状把握に関する検討



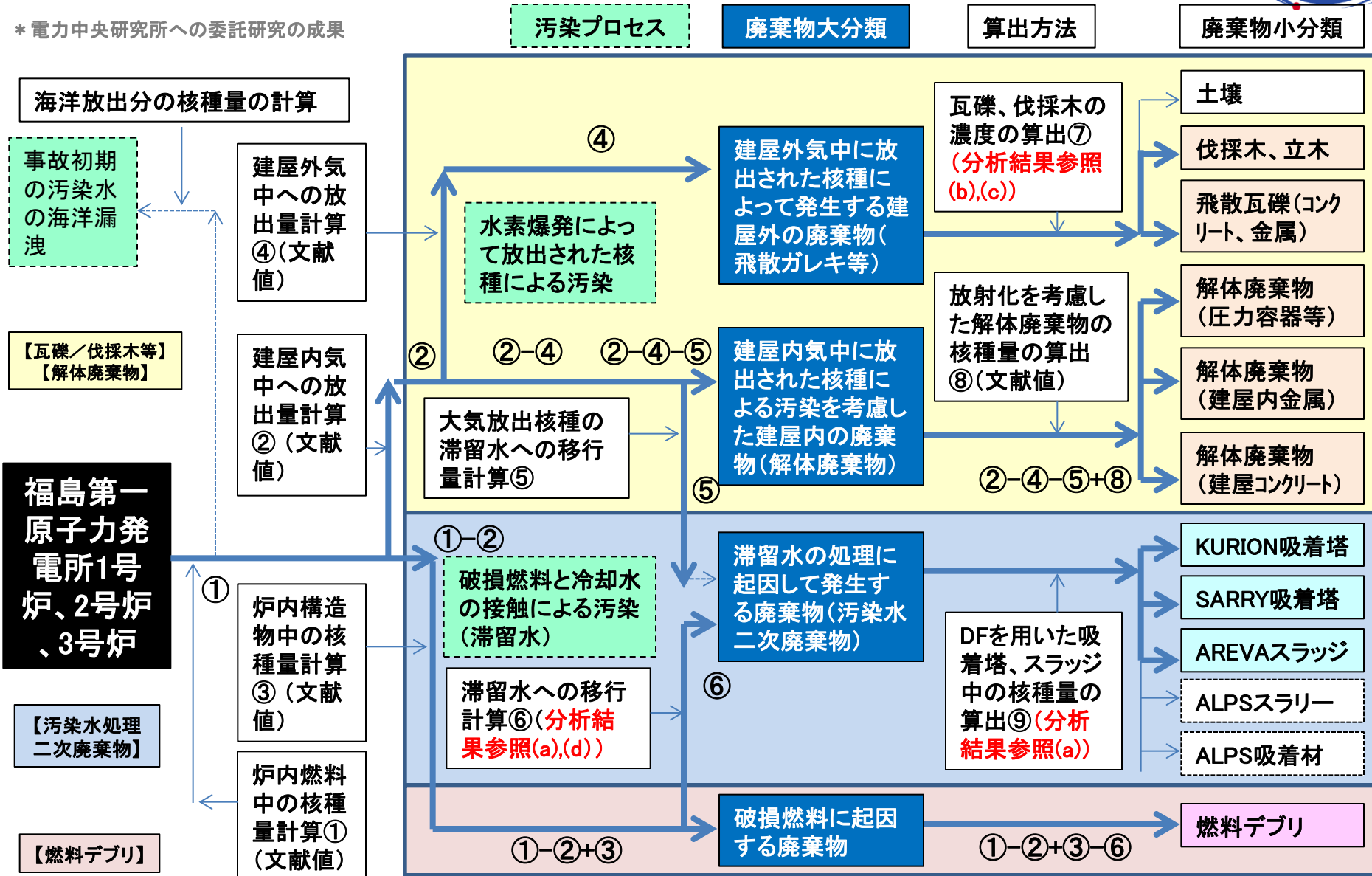
2-②性状把握に関する検討



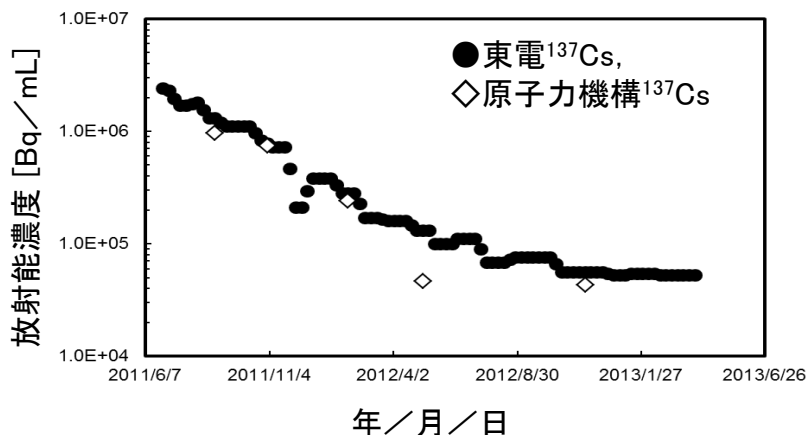
インベントリ評価モデル構築とモデルパラメータの設定*



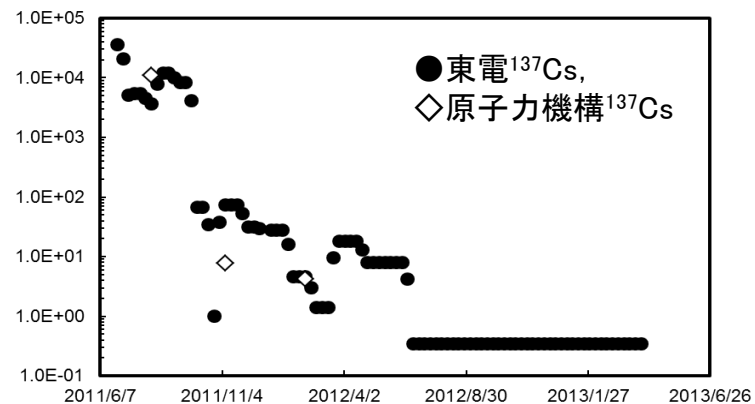
* 電力中央研究所への委託研究の成果



吸着塔/スラッジ中の核種インベントリの推算例



セシウム吸着装置における¹³⁷Csの入口濃度推移



セシウム吸着装置における¹³⁷Csの出口濃度推移

廃棄物	稼働期間	廃棄物量	総核種量	平均核種濃度
セシウム吸着装置 廃吸着塔	平成23年6月17日 ～平成25年4月2日	424 [塔]	1.68×10^{17} [Bq]	3.96×10^{14} [Bq/塔]
第二セシウム吸着 装置廃吸着塔	平成23年8月16日 ～平成25年4月2日	78 [塔]	7.95×10^{16} [Bq]	1.02×10^{15} [Bq/塔]
除染装置スラッジ	平成23年6月22日 ～平成23年9月13日	579 [m ³]	8.00×10^{14} [Bq]	1.38×10^{12} [Bq/m ³]

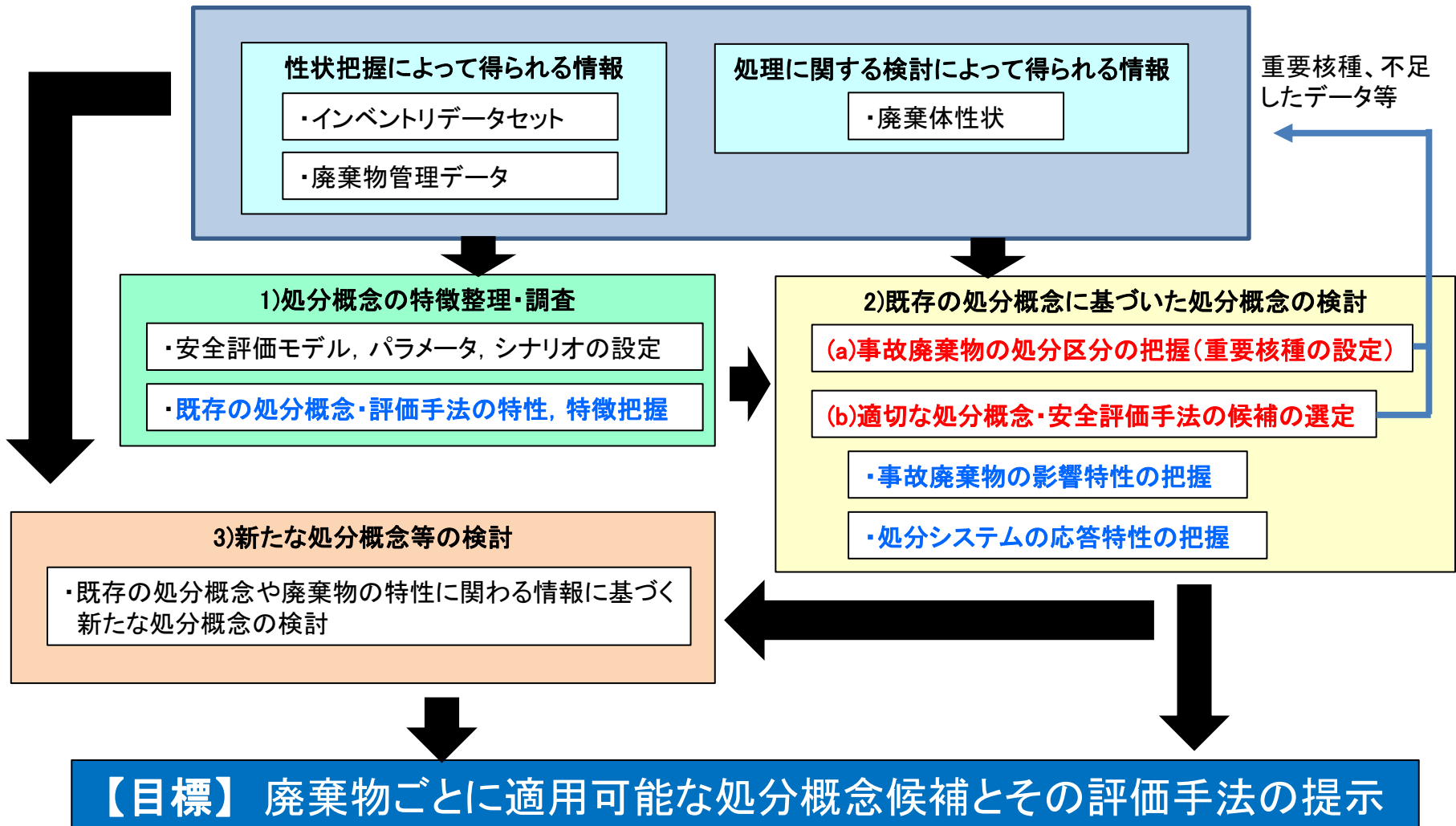
分析値を用いたCs-137の汚染水中の核種濃度 (Bq/m³) (平均値等) の設定

燃料からの処分環境への核種の浸出割合に関する文献値等 (Cs-137で正規化した値) を用いて、他の核種の汚染水中の核種濃度 (Bq/m³) を設定

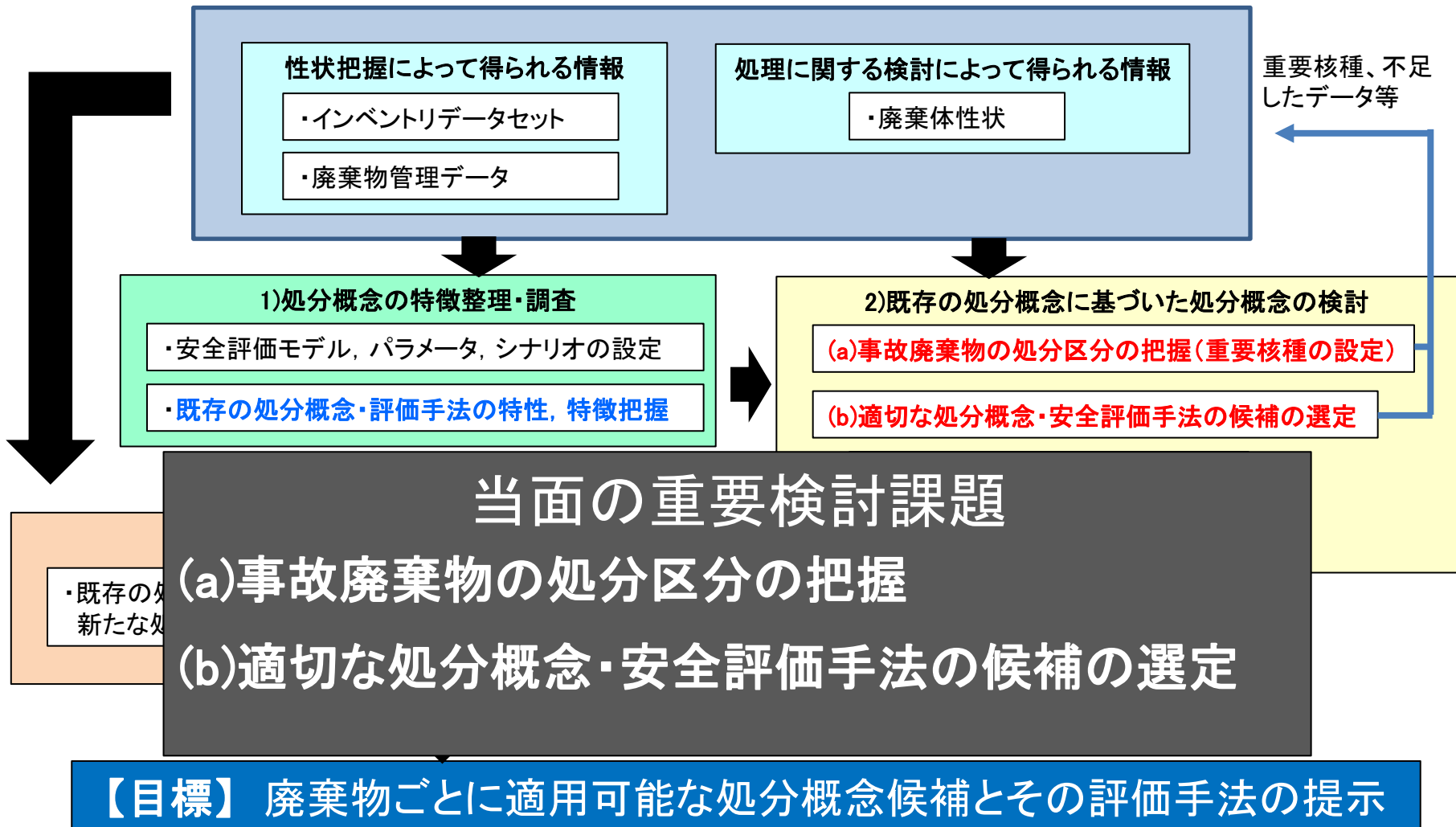
分析値を用いた吸着塔、スラッジのDFを設定 (未分析核種については、化学的類似性を考慮して設定)

吸着塔/スラッジ中の核種インベントリの推算

2-③廃棄物の処分に関する検討



2-③廃棄物の処分に関する検討

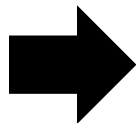


(a)事故廃棄物の処分区分の把握

暫定的な燃料デブリのインベントリと基準線量相当濃度との比較

【2013年度】

L1、L2、L3ごとに、濃度上限値モデルを用いて求められている基準線量相当濃度(C)と暫定的に求めた廃棄物中の核種濃度(D)を用いて、個々の廃棄物の処分区分を試行的に求めた。



【2014年度以降】

安全評価のためのモデル・シナリオ・パラメータを整備し、それらを用いて、基準線量相当濃度を求める。

廃棄物の核種濃度の見直しを行い、個々の廃棄物の暫定的な処分区分を示す。また、合わせて、個々の処分概念毎に、線量への寄与の高い主要核種を重要核種として抽出する。

核種	5年後放射能		D/C			相対重要度(数字桁以内)		
	Bq/core	Bq/ton	トレンチ	ビット	余裕	トレンチ	ビット	余裕
H-3	9.4E+14	7.5E+12	1.4E+04	2.7E-04	7.5E-18	6	9	19
Be-10	8.7E+06	6.9E+04	2.2E-05	5.0E-07	2.2E-08	15	11	9
C-14	2.4E+11	1.9E+09	8.8E+01	6.9E-01	2.2E-05	8	5	6
Se-79	9.0E+10	7.2E+08	3.1E+01	1.3E+00	6.5E-04	9	5	5
Sr-90	1.7E+17	1.3E+15	3.2E+09	1.5E+04	1.3E-15	0	1	16
Zr-93	4.8E+12	3.8E+10	3.2E+01	1.4E+00	7.3E-03	9	5	4
Nb-93m	1.2E+12	9.4E+09	1.3E-01	9.9E-09	9.4E-21	11	13	22
Nb-94	3.8E+08	3.0E+06	1.8E+00	6.7E-03	3.0E-24	10	7	25
Mo-93	4.9E+02	3.9E+00	3.2E-07	1.5E-08	3.9E-30	16	13	31
Tc-99	3.3E+13	2.7E+11	2.4E+05	1.1E+04	2.4E-01	5	1	2
Ru-106	2.9E+16	2.3E+14	1.0E+00	1.6E+00	2.3E-16	10	5	17
Pd-107	2.3E+11	1.8E+09	1.5E+00	6.4E-02	1.8E-21	10	6	22
Ag-108m	9.7E+07	7.7E+05	4.5E-01	1.4E-03	7.7E-25	10	8	26
Sn-121m	5.7E+12	4.5E+10	2.8E+02	3.2E-01	4.5E-20	8	6	21
Sn-126	1.5E+12	1.2E+10	9.1E+03	3.8E+01	2.0E-02	6	4	3
Sb-125	5.1E+15	4.1E+13	2.0E+01	3.7E-01	4.1E-17	9	6	18
Te-125m	1.9E+15	1.5E+13	2.5E-05	2.4E-05	1.5E-17	15	10	18
I-129	7.5E+10	6.0E+08	9.8E+02	4.3E+01	8.9E-02	7	4	3
Cs-134	5.2E+16	4.1E+14	1.3E+01	2.1E+01	4.1E-16	9	4	17
Cs-135	1.1E+12	9.0E+09	6.9E+01	3.5E+00	9.0E-21	8	5	22
Cs-137	2.3E+17	1.8E+15	1.2E+08	3.5E+03	1.8E-15	2	2	16
Ce-144	2.7E+16	2.2E+14	1.5E-01	5.5E-01	2.2E-16	11	5	17
Sm-151	8.7E+14	6.9E+12	1.4E+02	7.9E-01	6.9E-18	8	5	19
Eu-152	7.0E+12	5.5E+10	1.7E+03	2.8E-03	5.5E-20	7	8	21
Eu-154	7.0E+15	5.5E+13	4.6E+05	3.5E+00	5.5E-17	4	5	18
U-232	4.6E+10	3.6E+08	1.5E+02	2.6E-01	3.6E-22	8	6	23
U-233	3.8E+07	3.0E+05	1.7E-01	7.2E-03	6.8E-07	11	7	8
U-234	1.1E+11	8.8E+08	1.5E+03	6.3E+01	9.8E-02	7	3	3
U-235	1.4E+11	1.1E+09	5.4E+03	2.3E+02	1.1E+00	6	3	2
U-236	7.2E+11	5.7E+09	5.7E+01	1.7E+00	2.6E-02	8	5	3
U-238	1.1E+12	8.8E+09	2.6E+04	1.0E+03	1.3E+01	6	2	0
Np-237	6.4E+11	5.1E+09	3.2E+03	1.2E+02	6.1E-01	7	3	2
Pu-238	4.9E+15	3.9E+13	1.2E+06	4.9E+03	1.5E+00	4	1	1
Pu-239	8.9E+14	7.1E+12	3.6E+05	1.1E+04	2.4E-01	4	1	2
Pu-240	1.0E+15	8.2E+12	4.1E+05	1.3E+04	1.0E-02	4	1	4
Pu-241	2.2E+17	1.8E+15	2.4E+06	4.8E+04	1.5E+00	4	0	1
Pu-242	3.4E+12	2.7E+10	1.3E+03	4.2E+01	2.8E-03	7	4	4
Am-241	2.4E+15	1.9E+13	8.0E+05	1.5E+04	4.7E-01	4	1	2
Am-242m	1.7E+13	1.4E+11	6.2E+03	8.5E+01	7.2E-03	6	3	4
Am-243	3.0E+13	2.4E+11	2.8E+04	3.0E+02	2.4E-03	6	3	4
Cm-242	5.3E+13	4.2E+11	6.6E+01	2.8E-01	8.5E-05	8	6	6
Cm-243	2.2E+13	1.8E+11	4.2E+03	3.5E-01	6.9E-06	6	6	7
Cm-244	2.7E+15	2.1E+13	8.4E+04	9.2E+01	7.3E-05	5	3	6
Cm-245	3.6E+11	2.9E+09	3.0E+02	3.9E+00	1.4E-03	8	5	4
Cm-246	5.9E+10	4.7E+08	2.0E+01	1.3E-01	6.2E-07	9	6	8
最大	2.3E+17	1.8E+15	3.2E+09	4.8E+04	1.3E+01			

(b)適切な処分概念・安全評価手法の候補の選定



安全性および実現性の観点から合理的と考えられる処分概念の候補をそれぞれの廃棄物ごとに可能な限り定量的な論拠とともに提示する。

そのため、

- ①既存の処分概念・評価手法の特性
- ②事故廃棄物の影響特性
- ③処分システムの応答特性



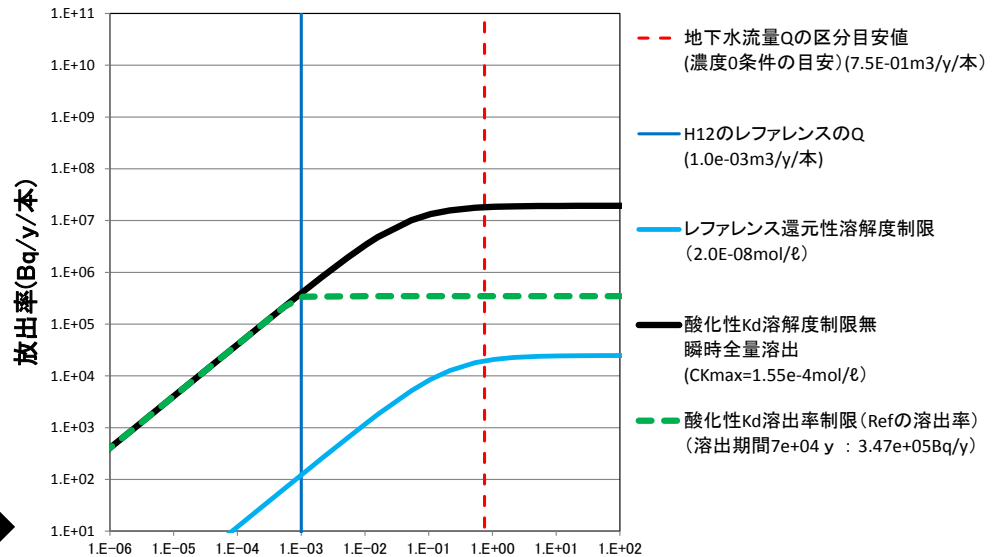
を把握・理解し、

➤どのような場合にどの処分概念がどのような影響を受けるか？

➤安全裕度を向上させる対策？

➤頑健性の高い処分概念は？

等に関する知見を集積し、適用可能な処分概念(新たな処分概念も含む)を定量的な論拠とともに提示する。



地下水流量(Q m3/y/本)

地層処分的人工バリアシステムの応答特性(Np-237)の把握(例)

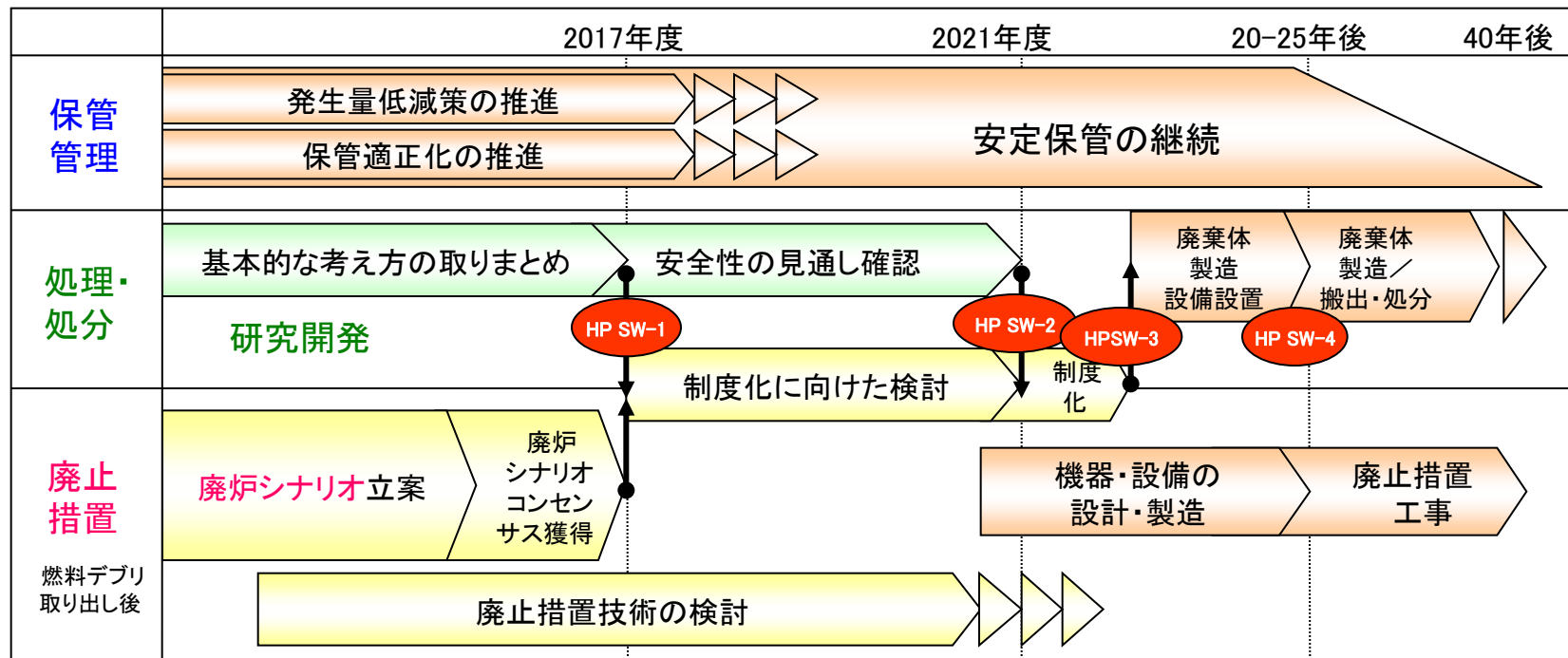
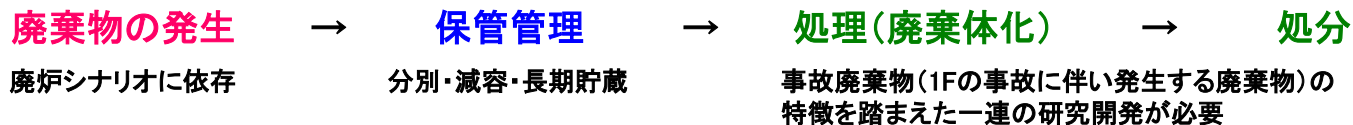
- 解析解に基づき、システムの安全性に影響を与える主要パラメータ(地下水流量Q、溶解度、Kd、溶出率)を同定する。
- それらの変化が人工バリアからの放出率に及ぼす影響の仕組みを把握・理解する(例えば、瞬時溶出条件で安全を確保可能な環境条件の把握)。
- これらの情報を、廃棄体化等にフィードバックし、適切な処分概念の構築等に反映させる。

3. まとめ

- 個別研究開発項目の検討に基づく廃棄物ストリームに関する総合的な検討の実施が重要
- 現段階における重要検討事項
 - ◆ 廃棄物中のインベントリや共存物質に関する情報(性状把握)
 - 分析値と文献値、解析的手法を併用し、様々な不確実性を考慮して、廃棄物中の核種インベントリを設定する。
 - ◆ 個々の廃棄物の処分区分の見通しと選定論拠の整備(処分)
 - インベントリ情報と事故廃棄物の特徴を考慮した情報(処理に関する情報も含む)に基づく廃棄物の処分区分の提示とその論拠の整備
 - 安全評価結果等を活用した、優先的に取得すべきデータや、処分の安全性に有意な影響を与える条件等の明示
 - 最新の知見を反映した検討を繰り返すことによる精度の向上

付録

放射性廃棄物処理・処分の中長期ロードマップ

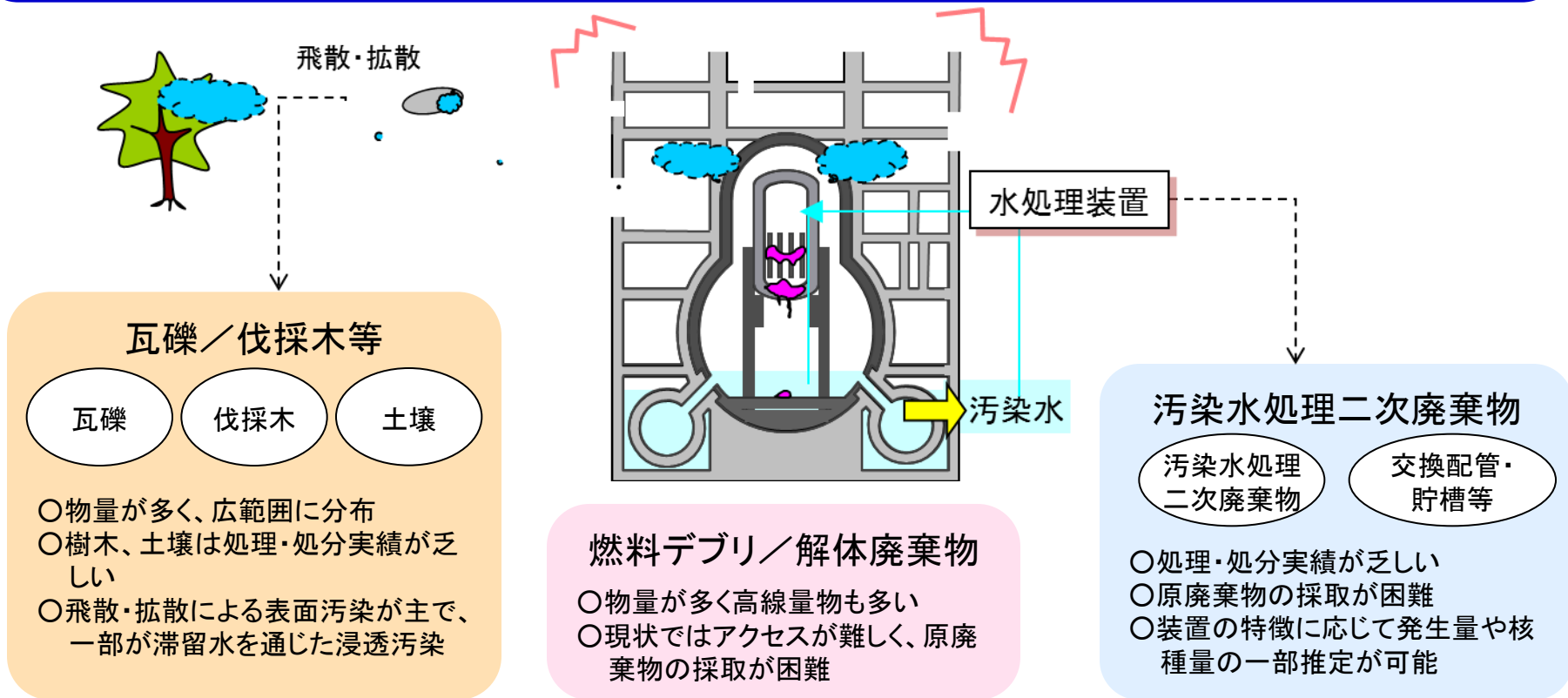


HP 次工程へ進む判断のポイント。追加で必要な研究開発や工程又は作業内容の見直しも含めて検討・判断する。

- HP SW-1: 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ(2017年度)
- HP SW-2: 固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通し確認(2021年度)
- HP SW-3: 廃棄体仕様・製造方法の確定(第3期)
- HP SW-4: 廃棄体製造設備の設置及び処分の見通し(第3期)

事故廃棄物の特徴

- ◆ 事故によりコントロールできない状態で発生
- ◆ 1～3号機の炉心燃料を起源とした汚染*
- ◆ 廃止措置作業が状況に応じて変化するため、発生量の想定が困難
- ◆ 汚染範囲が広く、高線量箇所もあるため、データが非常に限定的(特に長半減期核種の組成)



* :放射化物、運転廃棄物由来のものが含まれる可能性がある。

日本原子力学会「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」特別専門委員会委員会
 福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分 ～廃棄物情報の整理と課題解決に向けた考慮事項～、平成26年3月、より抜粋

処理・処分に係る技術/研究開発項目

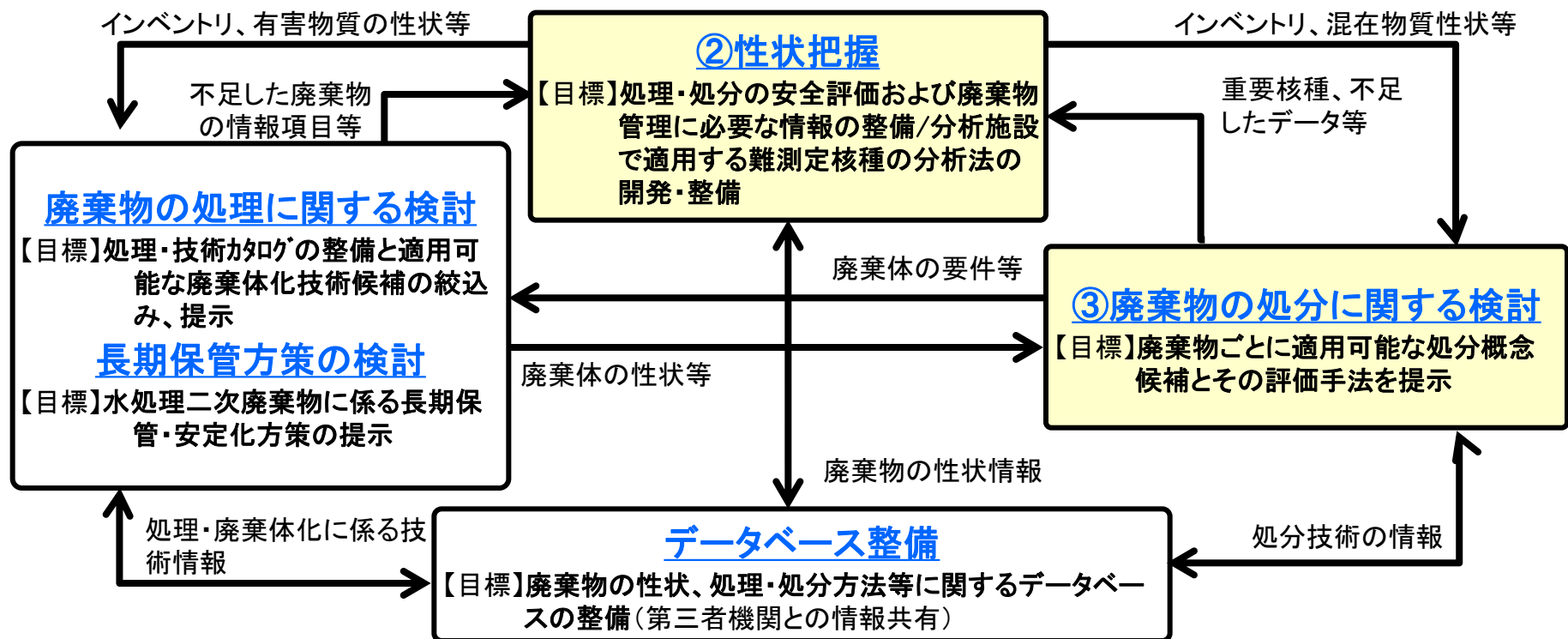
① 廃棄物ストリームに関する検討

廃棄物ストリーム: 事故廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱い

処理・処分等に関する技術情報(前提条件を含む)、政策・制度等に係る情報

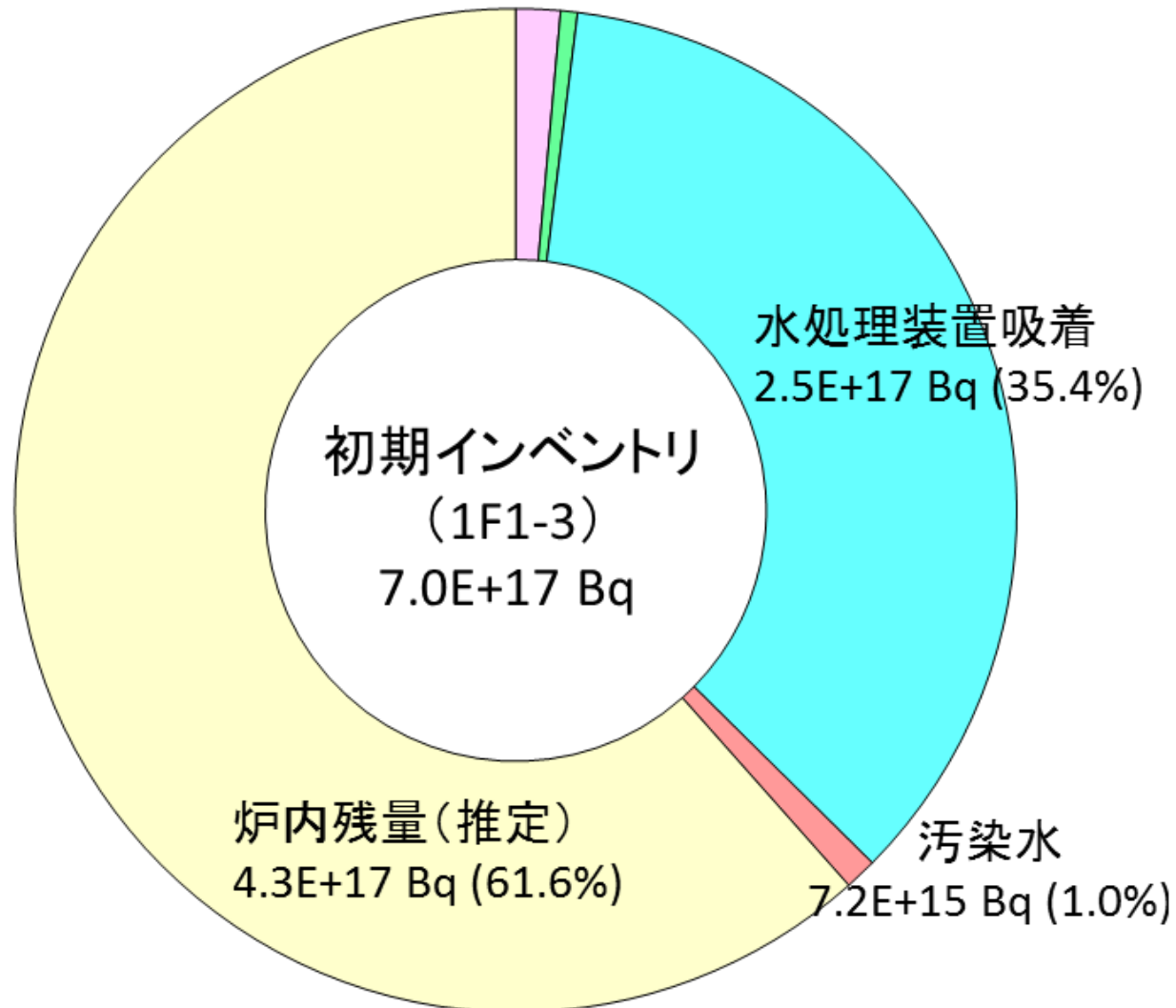
個別の研究成果の総合的な判断と調整、安全かつ合理的な処理・処分の実現に向けて必要な検討課題等の提示

個別研究開発項目(廃棄物ストリームの構築に必要な知見を与える基盤研究開発)

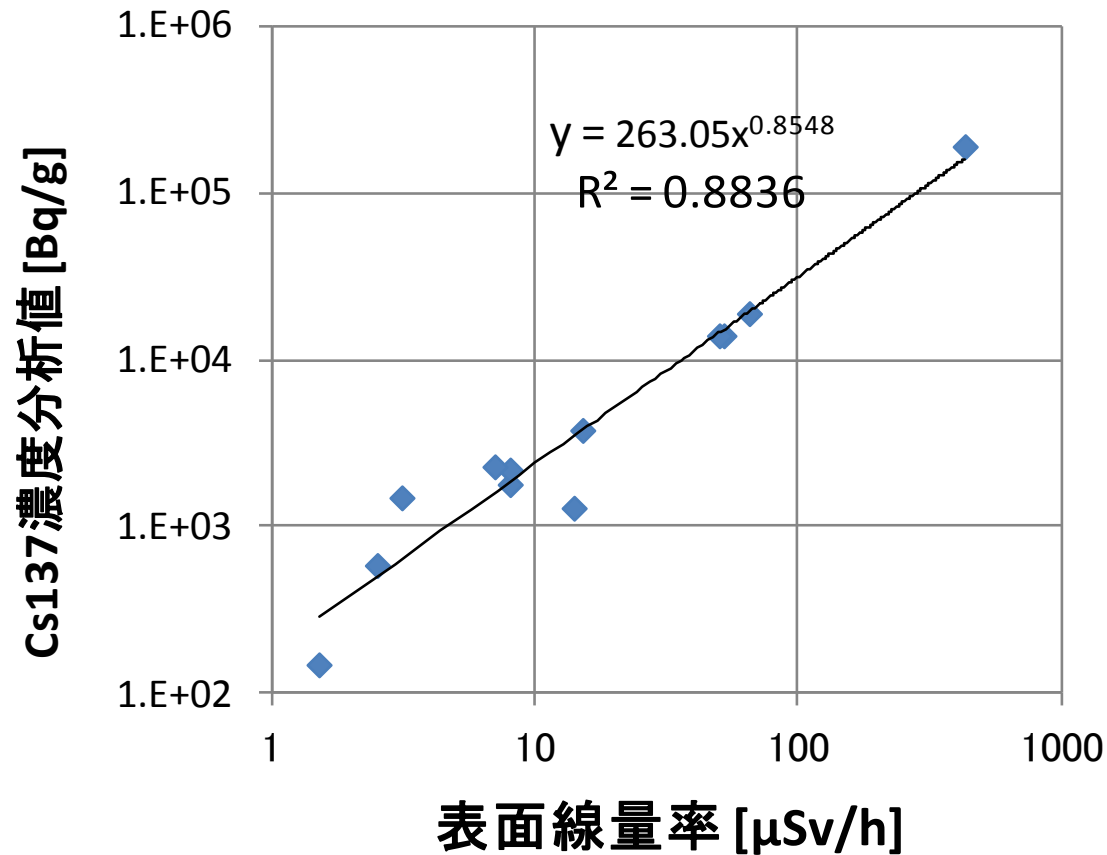


Cs-137の分布状況の推定結果

大気放出 $1.0\text{E}+16$ Bq (1.4%) 海洋放出 $3.8\text{E}+15$ Bq (0.5%)



(b)表面線量率から核種濃度への換算



測定値であるCs-137の表面線量率 ($\mu\text{Sv/h}$) と濃度 (Bq/g) から相関式を推定



実際の保管場所での受入目安表面線量率を用いてガレキのCs-137の濃度 (Bq/g) を推算

(C)廃棄物中の核種の代表組成等の検討

輸送比 T の定義・計算

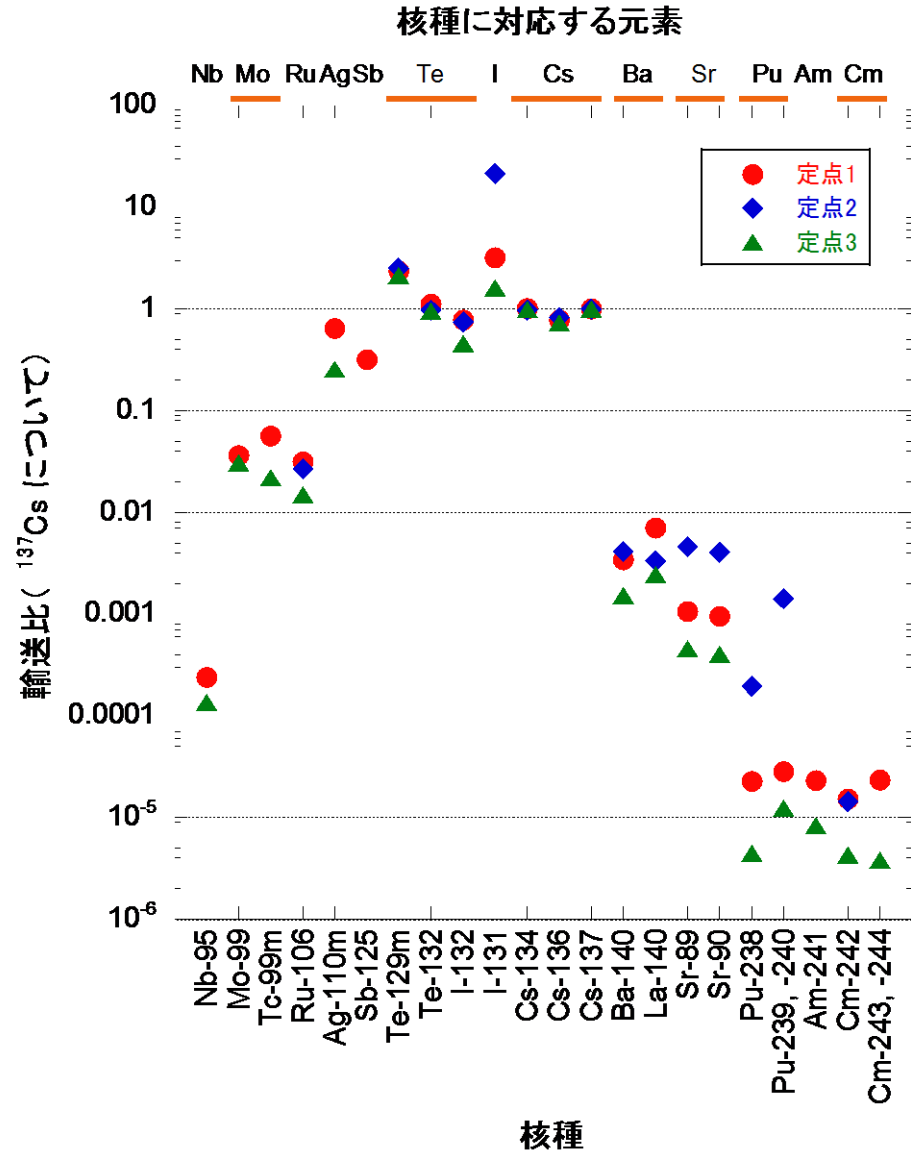
- 元素Xが核燃料 (fuel) から土壌 (soil) へと移行した割合を、基準とする核種が核燃料 (fuel) から土壌 (soil) へと移行した割合に対する比として求める。

$$T_X = \frac{N_{X,soil}/N_{X,fuel}}{N_{std,soil}/N_{std,fuel}} = \frac{A_{X,soil}/A_{X,fuel}}{A_{std,soil}/A_{std,fuel}}$$

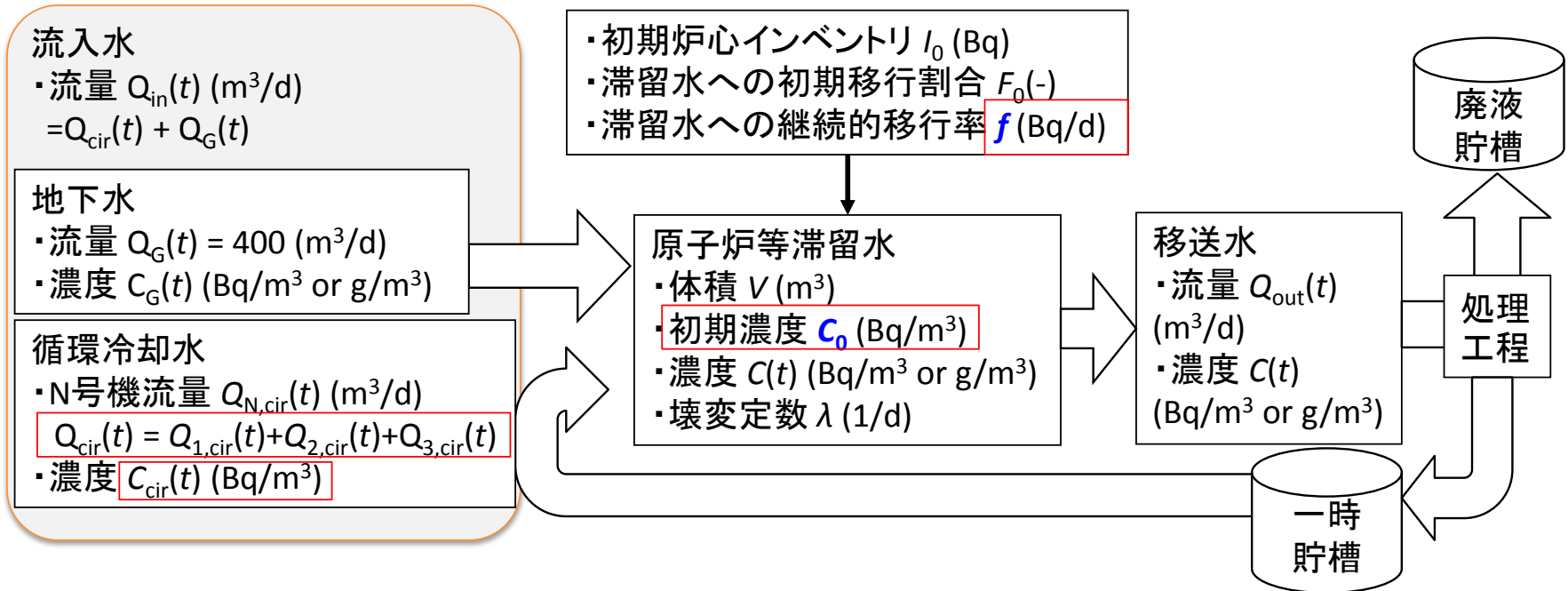
- N は原子数、 A は放射能 (Bq)、 X は対象とする核種、 std は基準とする核種 (^{137}Cs) とした。
- A は半減期補正して適用した。

- ◆ 原子炉から土壌に移行した程度は次の通り。

$I > \text{Te} > \text{Cs} > \text{Ag} > \text{Mo} \sim \text{Ru} >$
 $\text{Ba} > \text{Sr} > \text{Nb} > \text{Pu} \sim \text{Am} \sim \text{Cm}$



評価モデル



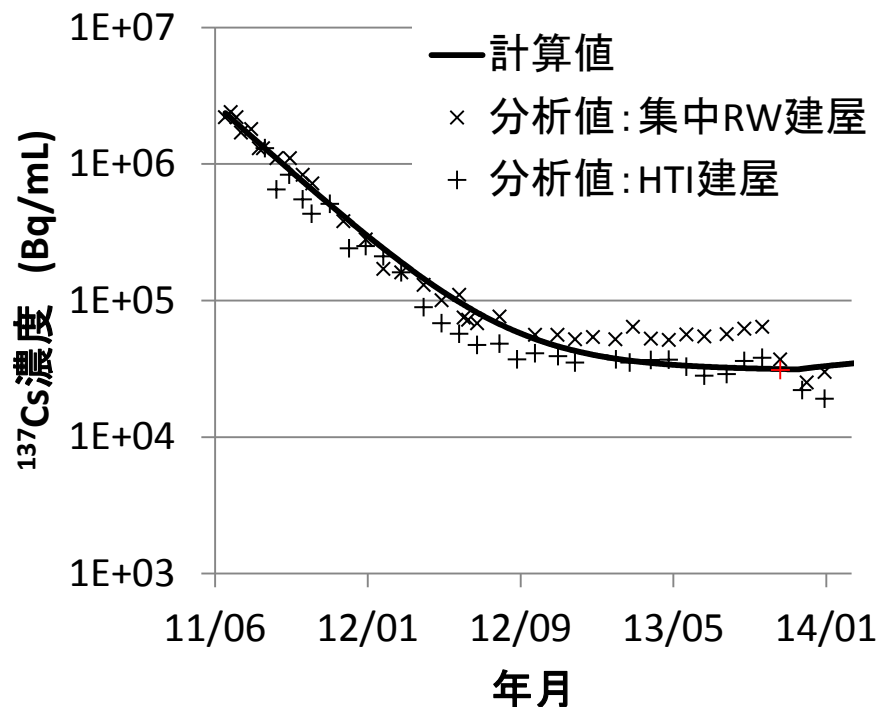
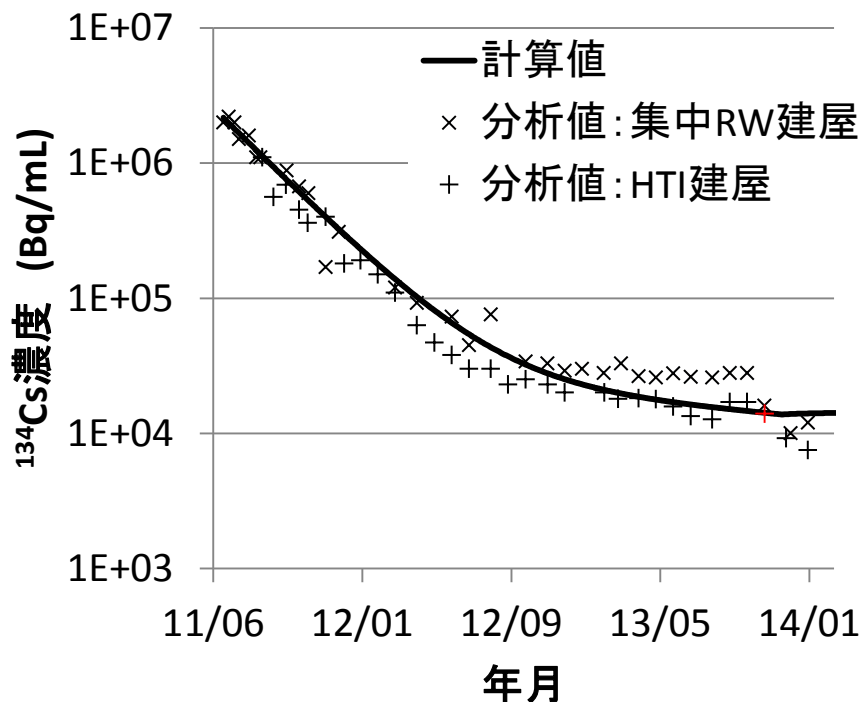
$$\frac{dC(t)}{dt} \cdot V = f + C_G(t) \cdot Q_G(t) + C_{cir}(t) \cdot Q_{cir}(t) - C(t) \cdot Q_{out}(t) - \lambda \cdot C(t) \cdot V \quad (1)式$$

- ・ f は一定と仮定。
- ・ $C_{cir} = 0$ と仮定。
- ・ $C_G = 0, C_{cir} = 0, Q_{out} = Q_{in} = Q_G + Q_{cir}, t=0$ において $C = C_0$
- ・ Q_{cir} は一定と仮定。東京電力の報告値を使用。
- ・ V はCs分析結果から推定、 $V = 96,000 m^3$

$$C(t) = \frac{b}{a} + \left(C_0 - \frac{b}{a} \right) \cdot e^{-at} \quad a = \frac{Q_{in}}{V} + \lambda, \quad b = \frac{f}{V} \quad (2)式$$

➡ **フィッティングにより、 C_0 および f を算出**

(d)燃料デブリからの核種継続的移行率 f の設定



	^{134}Cs	^{137}Cs
初期炉心インベントリ I_0 (Bq)	6.56×10^{17}	6.94×10^{17}
初期濃度 C_0 (Bq/mL)	2.2×10^6	2.4×10^6
継続的移行率 f (Bq/d)	2.4×10^{13}	2.5×10^{13}
水処理開始1,000日後の水処理二次廃棄物中のインベントリ(Bq)	9.4×10^{16}	2.4×10^{17}

- 初期に滞留水に移行した ^{134}Cs , ^{137}Cs の99%以上は除染された。
- 原子炉建屋等から継続的に移行する成分を考慮すべきと考えられ、現在はその寄与が主であると推定される。
- ^{134}Cs と ^{137}Cs の差異は半減期によるものである。

* 水処理設備が稼働したH23年6月17日を基準日とした。

瓦礫のインベントリ推定結果(核種量)の例

