

【公開版】

日本原燃株式会社	
資料番号	保 1) 埋設個別 03 R5
提出年月日	2023 年 10 月 20 日

放射能濃度に係るスケーリングファクタの
新規設定に係る補足説明資料

目次



1. 概要	1
2. 経緯	2
3. 変更理由等	3
4. 保安規定の新旧比較	4
添付資料 1 : 放射能濃度に係るスケーリングファクタの 新規設定について	5
添付資料 2 : Cs-137および全 α 核種の分析方法について	70
参考資料 : 廃棄物埋設およびスケーリングファクタについて	99

1. 概要



本資料は、濃縮・埋設事業所廃棄物埋設施設保安規定（以下「保安規定」という。）の変更認可申請内容のうち「放射能濃度に係るスケーリングファクタの新規設定」の経緯、変更理由等について説明するものである。

2. 経緯



- 当社は、廃棄体の放射能評価の一つとしてスケーリングファクタ法を用いており、保安規定で設定しているスケーリングファクタについて、廃棄体が発生する年度単位で継続使用の可否を確認している。
- 九州電力は、玄海3/4号機のセメント固化体に適用するスケーリングファクタについて、2011年度まで継続使用できることを確認した。
- 九州電力は、2012年度以降の廃棄体搬出に向け、スケーリングファクタ等の継続使用の可否を確認するため、玄海3/4号機のセメント固化体のサンプリング分析を実施した。
- サンプリング分析の結果、セメント固化装置の洗浄工程で発生した廃棄体について、2012～2014年度の3カ年に限り、きわめて微量な全αが検出され、保安規定で設定している従来スケーリングファクタの適用範囲を外れていることを確認した。
- このため、九州電力からの情報に基づき、スケーリングファクタの新規設定の検討（設定値、設定期間）を実施した。

3. 変更理由等

【変更の理由】

2012年度以降に発生した九州電力・玄海3/4号機の洗浄セメント固化体について、新たなスケーリングファクタを設定して廃棄体の放射能評価を適切に行うため。

【変更の内容】

九州電力・玄海3/4号機において2012～2014年度にセメント固化装置の洗浄工程で発生した廃棄体に係る全αのスケーリングファクタとして、 3.6×10^{-1} を新規設定する。

【変更の妥当性】

九州電力・玄海3/4号機の運転実績や廃液処理実績等に基づいた詳細検討を行った上でスケーリングファクタおよび期間が設定され、放射能評価が適切に行えることから妥当である。

4. 保安規定の新旧比較



現行

1号廃棄体のうち均質・均一固化体、セメント破砕物充填固化体の放射能濃度に係る
スケーリングファクタ等一覧

～中略～

[key核種 : Cs-137]

難測定 核種	BWR			PWR
	福島第一 1/2号	福島第一 3/4号、 敦賀1号	Cs-137 低レベル プラント	
Sr-90	⁴⁾ 7.2×10^{-2}	^{4) 5)} 6.5×10^{-3}	⁴⁾ 3.5×10^{-1}	2.5×10^{-2}
I-129	5.7×10^{-7}			2.5×10^{-8}
全α	⁴⁾ 8.2×10^{-3}	^{4) 5)} 3.5×10^{-4}	⁴⁾ 2.9×10^{-2}	⁶⁾ 3.7×10^{-3}

- 4) : 福島第一原子力発電所の濃縮廃液ペレット固化体（濃縮廃液ペレット固化体とグラニュールを混合した固化体のペレット側放射能濃度評価を含む。）については、Sr-90に対し 1.1×10^{-1} を、全αに対し 1.2×10^{-2} とする。
- 5) : 敦賀1号において平成2年度以降に発生した廃棄体については、全αを 8.7×10^{-3} とする。
また、平成16年度以降に発生した廃棄体については、Sr-90を 2.6×10^{-1} とする。
- 6) : 敦賀2号において平成18年度以降に発生した廃棄体については、全αを 7.5×10^{-2} とする。

～中略～

改正後

1号廃棄体のうち均質・均一固化体、セメント破砕物充填固化体の放射能濃度に係る
スケーリングファクタ等一覧

～中略～

[key核種 : Cs-137]

難測定 核種	BWR			PWR
	福島第一 1/2号	福島第一 3/4号、 敦賀1号	Cs-137 低レベル プラント	
Sr-90	⁴⁾ 7.2×10^{-2}	^{4) 5)} 6.5×10^{-3}	⁴⁾ 3.5×10^{-1}	2.5×10^{-2}
I-129	5.7×10^{-7}			2.5×10^{-8}
全α	⁴⁾ 8.2×10^{-3}	^{4) 5)} 3.5×10^{-4}	⁴⁾ 2.9×10^{-2}	^{6) 7)} 3.7×10^{-3}

- 4) : 福島第一原子力発電所の濃縮廃液ペレット固化体（濃縮廃液ペレット固化体とグラニュールを混合した固化体のペレット側放射能濃度評価を含む。）については、Sr-90に対し 1.1×10^{-1} を、全αに対し 1.2×10^{-2} とする。
- 5) : 敦賀1号において平成2年度以降に発生した廃棄体については、全αを 8.7×10^{-3} とする。
また、平成16年度以降に発生した廃棄体については、Sr-90を 2.6×10^{-1} とする。
- 6) : 敦賀2号において平成18年度以降に発生した廃棄体については、全αを 7.5×10^{-2} とする。
- 7) : 玄海3/4号において2012年度から2014年度にセメント固化装置の洗浄工程で発生した廃棄体については、全αを 3.6×10^{-1} とする。

～中略～

添付資料 1

放射能濃度に係るスケーリングファクタの 新規設定について

目次

1. はじめに	7
2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス	8
3. 各年度代表試料の放射化学分析結果	16
4. セメント固化処理システムの処理フローと洗浄廃液の発生過程	19
5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察	20
6. SF設定値について	39
7. SF設定期間について	44
8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度	47
9. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について	54
10. 充填固化体SF継続について	56
11. 申請放射エネルギーを超えないことの確認、管理について	57
12. おわりに	58
補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説	59

1. はじめに

- ・廃棄体の放射能評価の一つとしてスケーリングファクタ法（以下、「SF法」という。）を用いており、保安規定で設定しているスケーリングファクタ（以下、参考文献を引用している箇所を除き「SF」という。）について、廃棄体が発生する年度単位で継続使用の可否を確認（以下、「継続評価」という。）している。
- ・継続評価の適用範囲から外れる場合は、スケーリングファクタ等（以下、参考文献を引用している箇所を除き「SF等」という。）の変更・新規設定の対応が必要となる。
- ・本添付資料は、SF等の継続評価およびSF等の変更・新規設定に係る全体プロセスを述べた上で、九州電力・玄海3/4号機のセメント固化装置の洗浄工程で発生した廃棄体（以下、「洗浄セメント固化体」という。）に係るSFの新規設定について、これまでの検討結果を補足事項や参考事項とともに整理したものである。

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

1. SF等継続の妥当性確認

(1) SF等の継続使用に係る適用性を確認（電力）

- SF等の継続使用に係る妥当性確認を実施
 - ・核種分析、分析結果の確認、SF等の変動要因の確認

2. SF等継続の妥当性評価

(1) SF等の継続使用に係る妥当性評価の実施依頼（電力→日本原燃）

- SF等の継続使用に係る妥当性評価の実施を日本原燃に依頼
 - ・核種分析データ
 - ・SF等の継続使用に関する説明書
(廃棄物埋設確認申請書の元となる情報)
 - ・SF等の変動要因確認結果に関する説明書
(大規模な原子炉構成材料の交換、燃料損傷の有無、固化処理装置の変更)

(2) SF等の継続使用に係る妥当性評価の実施（日本原燃）

- 電力から受領した確認結果の妥当性評価を実施※
 - ※廃棄物埋設施設 保安規定の下部規定に基づき実施

(3) SF等の継続使用に係る妥当性評価結果の通知（日本原燃→電力）

- 妥当性評価結果を文書で通知

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

3. 電力自主検査

(1) 事前調整データの通知（電力→日本原燃）

- 引渡を予定している廃棄体に係るデータを日本原燃に通知

(2) 廃棄体整理番号の発行情報（日本原燃→電力）

- 引渡を予定している廃棄体の発生年度がSF等継続可能範囲内であることを確認し、整理番号を発行※

※廃棄物埋設施設 保安規定の下部規定に基づき実施

(3) 電力自主検査（電力）

- 日本原燃から発行を受けた整理番号により、廃棄体の自主検査を実施

※電力は、廃棄体検査装置での放射能測定を行う際は、スクリーニングレベル（難測定核種の最大放射能濃度に相当するKey核種濃度の1 / 10を超えない範囲でSFを適用するための基準）をあらかじめ設定しており、スクリーニングレベルを超えないように管理している。

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

4. 廃棄物埋設確認申請準備

(1) 申請データ等の提出（電力→日本原燃）

- 電力自主検査により作成された廃棄体データおよび廃棄物埋設確認申請に係る添付書類を提出（SF等継続評価を含む場合は書類に含める）

(2) 廃棄体確認監査（日本原燃）

- 廃棄物埋設確認申請に係る記録類の確認（SF等継続評価を含む場合は確認に含む）※
※保安規定の下部規定に基づき実施

5. 廃棄物埋設確認申請

(1) 廃棄物埋設確認申請（日本原燃）

- 原子力規制委員会へ申請書を提出（SF等継続評価を含む場合は書類に含める）



SF等継続年度の更新

（廃棄物埋設施設 保安規定の下部規定に基づき、継続年度の実績を更新・管理）

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

SF等継続の適用範囲から外れる場合は、以下のプロセスを履行する。

SF等変更・新規設定に係るプロセス

1. 廃棄確認方法の改訂等に係る検討（電力）
（変更または新規設定するSF等についての検討を行い、検討結果を取り纏め、日本原燃へ提出）

2. 検討内容に対する妥当性確認（日本原燃）
（検討内容について電力と適宜協議し、内容を確認）



3. 保安規定変更申請（日本原燃）

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

【SF等継続にあたっての基本的考え方（均質・均一固化体の場合）】

- ・従来 S F 等は、平成2年度までに発生した約500体のサンプル分析データをもとに設定されたものであり、平成3年度以降に発生する廃棄体の S F 等の適用については、「**廃棄確認の実施について〔通達〕**」(参1) に添付の「**廃棄体中の放射能濃度の決定手順**」(参2) に以下の記載がある。

5. 今後発生する廃棄体の放射能決定方法

…。現在事業許可がされている廃棄体20万本の内今後発生する廃棄体（平成3年度以降に作製した廃棄体）については、**大規模な原子炉構成材料の交換、燃料損傷及び固化処理装置の変更**がない限り、前章までに述べた方法で各グループ毎に設定したスケーリングファクタ及び平均放射能濃度（以下、本項では「スケーリングファクタ等」という）は基本的に変動しないと考えられる。

したがって、各グループ毎に**代表サンプルの放射化学分析を継続してスケーリングファクタ等の変動を確認し、その結果と従来値間に有意な差異が認められない場合**には従来のスケーリングファクタ等を継続使用することができるとしている。

(参1) 廃棄確認の実施について〔通達〕 4安局第205号 平成4年10月22日

(参2) 廃棄体中の放射能濃度の決定手順について 平成3年12月

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

- ・前ページに示す基本的な考え方に基づき、S F 等の変動要素を確認した上で、代表サンプルの放射化学分析から求めた核種比等が従来SF等を超えないことを確認している。

【S F 等の変動要素の確認】

○大規模な原子炉構成材料の交換

- ・原子炉構成材料中に存在する安定同位元素の熱中性子捕獲により生成される核種（CP核種）への影響を確認するため、定期検査等による原子炉構成材料の交換実績や原子炉水中のCo-60濃度を確認

○燃料損傷

- ・プラントの燃料であるUおよびPuの核分裂反応により生成される核分裂生成物（FP核種）への影響を確認するため、原子炉水中のI-131濃度による燃料損傷の有無を確認

○固化処理装置の変更

- ・均質・均一固化体のSF等への影響を確認するため、固型処理装置（固化処理方法含む）に変更がないかを確認

【代表サンプルの放射化学分析結果による確認】

○液体廃棄物等の放射化学分析によるS F 等の変動を確認

- ・分析結果により求めた核種比（あるいは平均放射能濃度値）が、従来S F 等の値に対し、10倍を超えていないことを確認

○従来S F 等の10倍を超えている場合

- ・S F 等の変動要素も含めた要因を特定し、新規設定（設定変更）の検討を実施

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

◆SF等の継続使用に係る適用性を確認（九州電力）

- 2012年度以降のSF等の継続使用に係る妥当性確認を実施
 - ・核種分析、分析結果の確認、SF等の変動要因の確認

↓ 適用性確認の結果

- ◆九州電力・玄海3/4号機（以下、「玄海3/4号機」）の均質・均一固化体のうち、セメント固化装置の洗浄工程で発生した廃棄体のサンプリング分析において、2012～2014年の3カ年に限りきわめて微量の全αが検出（※1）され、全α／Cs-137が従来SFの適用範囲を外れている（※2）ことを確認した。

※1：「1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（47頁）」参照

※2：「全α検出、未検出のSF適用可否の判断について（54～55頁）」参照

↓

- ◆11頁のSF等変更・新規設定プロセスに基づき、新規設定の検討を実施
- ◆検討の結果、玄海3/4号機において2012年度～2014年度に発生した均質・均一固化体を埋設するためには、保安規定において、全αのSFを新規設定する必要があるとの結論に至った。

2. SF等の継続・変更・新規設定プロセス

【玄海3/4号機の均質・均一固化体に係るSF等継続の評価実績】

- ・評価年度（2010年度および2011年度の場合）
 - 分析対象試料：セメント固化体（今回と同様）
 - 関係する廃棄物埋設確認申請実績
 - 2010年度分：2012年11月9日付けで申請（2012埋埋発第97号）
 - 2011年度分：2020年12月15日付けで申請（2020埋埋発第37号）
 - 事業者の対応プロセスに基づき、SF等の変動要素に加え、従来SF等の10倍を超えていないこと、全aについては、54頁に示す判断フローも含めて確認し、継続可能と判断した。

3. 各年度代表試料の放射化学分析結果

各年度の洗浄セメント固化体の放射化学分析結果と従来SFとの比較について、下表に示す。

表 2010年度から2018年度の全α/Cs-137放射能濃度と従来SFとの比較

	2010年度	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
全α(Bq/g) ※1	N.D. ($<7.89 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.36 \times 10^{-2}$)	9.83×10^{-2}	5.77×10^{-2}	7.38×10^{-2}	N.D. ($<5.14 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<4.42 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<5.09 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<5.61 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g) ※1	N.D. ($<7.75 \times 10^{-2}$)	7.84×10^{-2}	1.51×10^{-1}	2.80×10^{-1}	3.78×10^{-1}	3.29×10^{-1}	1.75×10^{-1}	1.86×10^{-1}	1.70×10^{-1}
全α/Cs-137 ※2	1.02	0.82	0.65	0.21	0.20	0.16	0.26	0.28	0.33
全α従来SF ※3	3.7×10^{-3}	←	←	←	←	←	←	←	←
(全α/Cs-137) / 全α従来SF ※2	276	222	176	57	54	44	71	76	90

【補足】

※1：「<」は、検出限界値以下であることを示す。

※2：2010,2011,2015～2018年度は、検出限界値を用いて算出したもの。

※3：保安規定の値を示す。

3. 各年度代表試料の放射化学分析結果（代表試料の分析方法）

【代表試料の分析方法について】

- ・代表試料の分析方法は、旧・科学技術庁の「放射能測定法シリーズ」を参考とし、電力大で検討し確立した分析方法である「原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法（MRW-1001）」「PWR液体試料放射化学分析法（MRW-1002）」に基づくものである。
- ・分析方法は、平成2年度までに発生した廃棄物のSF等を設定するために適用した方法と同様である。

【全αの分析方法（概要）】

1. 粉碎した試料を硝酸／過塩素酸で溶解し、不溶解残渣を更にフッ化水素処理し液化する。
2. 溶液のpHを調整した後にテノイルトリフルオロアセトン（TTA）のキシレン溶液にα核種を抽出する。
3. 抽出液をプランチェット上で乾固／赤熱し、2πガスフローカウンタにてα線を計測する。

※詳細は、「添付資料2：Cs-137および全α核種の分析方法について」参照

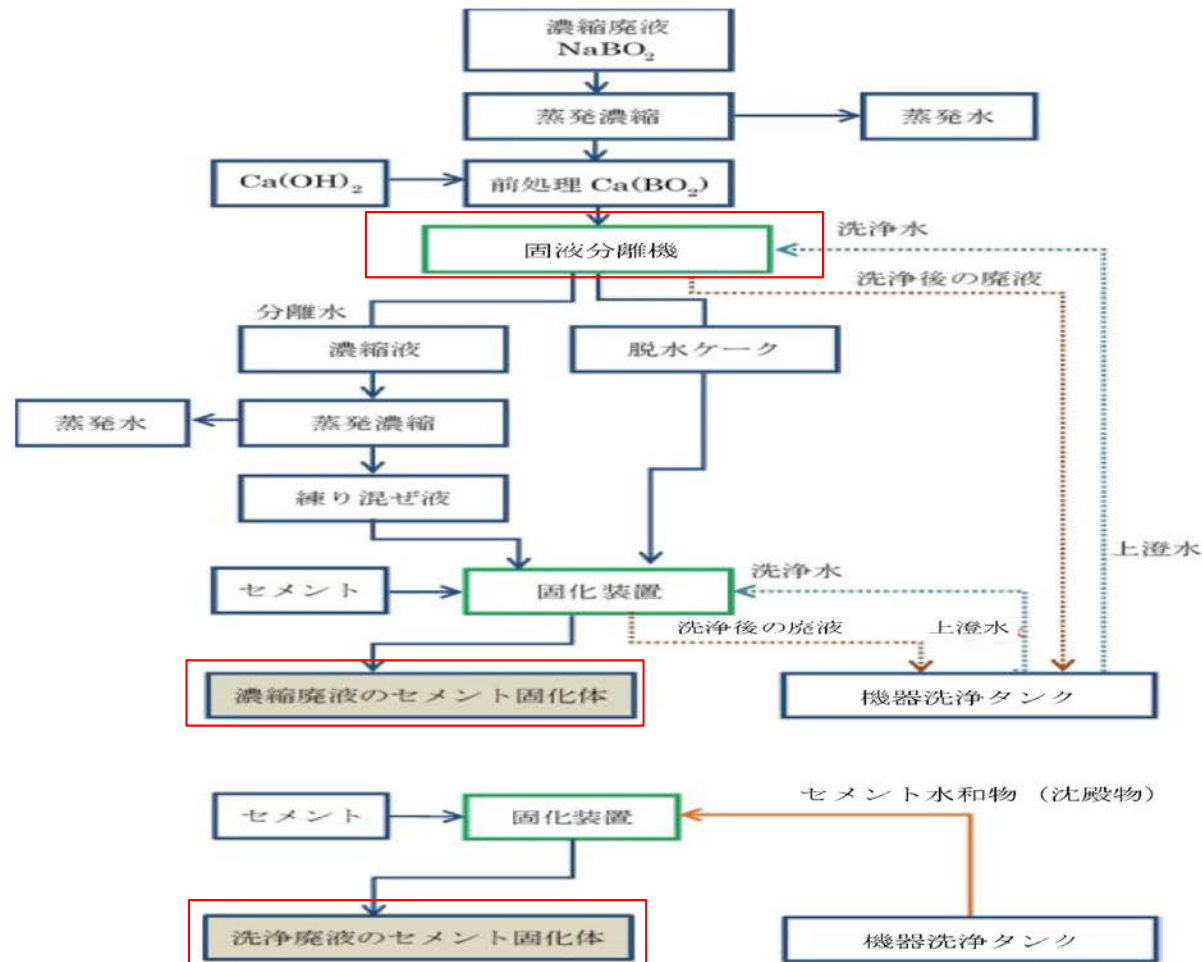
3. 各年度代表試料の放射化学分析結果（検出限界値設定根拠）

【検出限界値設定根拠について】

- 全 α 核種の検出限界値は、理論的に測定時間を長くすれば低くなっていくが、長時間測定した場合の検出限界値は緩やかに低下する傾向となる。
- したがって、玄海では理論的な検出限界を考慮し、合理的に測定できるように測定時間を定めており、検出限界値は恣意的に決まるものではない。
- 具体的には、試料の測定時間60分の検出限界値は、約 $6E-2$ (Bq/g) である。試料の測定時間120分の検出限界値は、約 $4E-2$ (Bq/g) であり、60分測定時の検出限界値と同レベルであるため、試料の測定は60分としている。

4. セメント固化処理システムの処理フローと洗浄廃液の発生過程

- ◆ 玄海3/4号機から発生する廃液は、同一の固化装置で処理される
- ◆ 玄海3/4号機から発生する均質・均一固化体は以下の2種類
 - ✓ 濃縮廃液をセメント固化したもの（濃廃セメント固化体）
 - ✓ 固液分離機および固化装置を洗浄した廃液をセメント固化したもの（洗浄セメント固化体）
- ◆ 濃縮廃液と洗浄廃液を別々にセメント固化する装置は玄海3/4号機固有



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察①】 SF等変動の主な変動要因等による影響の可能性

何故、従来SF(3.7×10^{-3})に対して10倍超過(最大で 6.5×10^{-1})したのか？

放射能濃度比の主な変動要因等について確認

◆ SF等変動の三要素 (※1) に変更がないことについて

- ✓ 大規模な原子炉構成材料の変更：なし
- ✓ 燃料損傷の有無：2010年度に玄海3号機の原子炉冷却材中のI-131濃度が上昇（最大濃度 $5.9 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ ）している。PWRプラントに対する判断基準(※2)を下回っているが、サンプリング分析において、全αが検出されている。
なお、玄海4号機においては、原子炉冷却材中のI-131濃度の有意な変動はない。
- ✓ 固型化処理装置の変更：なし
(※1) 「廃棄確認の実施について〔通達〕 4安局第205号 平成4年10月22日」に添付の「廃棄体中の放射能濃度の決定手順について 平成3年12月」
(※2) 「I-129のスケーリングファクタの継続使用に係る判断方法について JNES-SS-0806 2008年6月」に示すI-131濃度（PWRプラント共通： $1 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ ）

◆ 分析方法等に係る要因について

- ✓ 試料分析方法の変更：なし
- ✓ 放射能測定器は定期的に点検・校正 → 点検結果に異常なし
- ✓ 試料の採取方法の変更：なし

主な変動要因等によるものではないことから、他の要因の可能性について考察した。

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察（規制当局への連絡等）

【玄海3号機で2010年12月に確認された微小な燃料漏えい】

- ・「1次冷却材中のよう素濃度の上昇」についてはプラント情報として九州電力より規制当局（旧原子力安全・保安院、常駐検査官）へ連絡がなされている。（プレスリリース情報も九州電力より公表）
- ・あわせてNUCIAへ登録がなされている。

【規制当局への連絡】

<連絡日：2010年12月9日>

- 内容：1次冷却材中のよう素濃度について、12月9日測定値：0.30Bq/cm³となり、12月8日迄の測定値：0.15Bq/cm³程度に対し有意な上昇となったこと及び監視強化を行うことを連絡（プレス：2010年12月9日公表）

<連絡日：2010年12月10日>

- 内容：1次冷却材中のよう素濃度について、12月10日の測定値：0.59Bq/cm³となったこと及び12月11日より定検を前倒して実施し（運転には支障はないものの）調査を行うことを連絡（プレス：2010年12月10日公表）

【原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）登録情報】

- 事象発生日時：2010年12月10日
- 件名：1次冷却材中のよう素濃度の上昇について
- よう素濃度の測定値：0.59Bq/cm³（2010年12月10日）
- 事象発生箇所：原子炉本体－燃料－燃料集合体－被覆管
- 原因：燃料棒に偶発的に発生したピンホールからの微小な漏えい

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察②】 SF等変動の主な変動要因以外の影響の可能性

他の要因の可能性とは？



SFの10倍を超過したのは洗浄セメント固化体のみであり
セメント固化工程に起因する可能性がある



玄海3/4号機は濃縮廃液と洗浄廃液を別々にセメント固化する仕様
(19頁参照)



濃縮廃液を固相と液相に分離する固液分離機に
要因があるのではないか？

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察②】 SF等変動の主な変動要因以外の影響の可能性 固液分離機内における核種移行特性について

- ◆ 濃廃セメント固化体と洗浄セメント固化体となる過程で、全 α とCs-137の核種移行特性の相違により、洗浄セメント固化体に全 α 、濃廃セメント固化体にCs-137が多く集まったものと推定している（下表に各年度の核種移行割合を示す）。
 - ✓ 全 α の移行
 - 固液分離過程でボウル内壁面に多く分布
 - 固液分離機のボウル内スクリューにより固相の大部分は掻き出されるが、ボウル内壁面に残留した固相は洗浄により機器洗浄タンクに移行
 - ✓ Cs-137の移行
 - 分離水（液相）への移行割合が大きく、脱水ケーキ（固相）への移行割合は小さい

表 全 α およびCs-137の核種移行割合（2011年度～2015年度）

全 α	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
濃廃	90.9%*	76.3%*	82.9%*	78.9%*	92.3%*
洗浄	<u>9.1%*</u>	<u>23.7%</u>	<u>17.1%</u>	<u>21.1%</u>	<u>7.7%*</u>
Cs-137	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
濃廃	99.4%	98.7%	98.0%	98.8%	99.3%
洗浄	0.6%	1.3%	2.0%	1.2%	0.7%

* 検出限界値を用いて算出したもの

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察（核種分析結果等）

【核種分析結果（事実）】

- ・1994年度～2018年度の代表試料の分析結果を下表に示す。
- ・下表の状況から、以下のことが確認できる。
 - 2011年度以前・2015年度以降の全α濃度は検出限界値以下である。
 - 2012年度～2014年度の全α濃度は検出レベルである。
 - 2011年度～2014年度にかけてCs-137の濃度は上昇し、2014年度を境に低下傾向にある。

表. 洗浄セメント固化体の核種分析結果

	1994年度		1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<1.63 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<2.34 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.43 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.74 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.79 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<9.84 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<3.61 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.62 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<8.02 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	N.D. ($<6.54 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<5.07 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<6.78 \times 10^{-3}$)	1.35×10^{-2}	1.08×10^{-2}	2.41×10^{-2}	7.77×10^{-2}	6.45×10^{-1}	9.22×10^{-1}
	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度	2007年度	2008年度	2009年度	2010年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<8.01 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.10 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.40 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.44 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.96 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.92 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.65 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.70 \times 10^{-2}$)	ND ($<7.89 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	1.68×10^{-1}	3.41×10^{-1}	5.57×10^{-2}	N.D. ($<6.11 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<2.35 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<3.95 \times 10^{-2}$)	3.91×10^{-2}	N.D. ($<4.13 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<7.75 \times 10^{-2}$)
	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	
全α(Bq/g)	ND ($<6.36 \times 10^{-2}$)	9.83×10^{-2}	5.77×10^{-2}	7.38×10^{-2}	ND ($<5.14 \times 10^{-2}$)	ND ($<4.42 \times 10^{-2}$)	ND ($<5.09 \times 10^{-2}$)	ND ($<5.61 \times 10^{-2}$)	
Cs-137(Bq/g)	7.84×10^{-2}	1.51×10^{-1}	2.80×10^{-1}	3.78×10^{-1}	3.29×10^{-1}	1.75×10^{-1}	1.86×10^{-1}	1.70×10^{-1}	

【原子炉冷却材中のI-131濃度（事実）】

- ・燃料棒からの微小な漏えいが確認された時期と原子炉冷却材中のI-131濃度の推移は以下のとおり。
(九州電力のプレスリリース情報（2010年12月10日付け）より抜粋）
 - 2010年12月8日まで：0.15Bq/cm³程度
 - 2010年12月9日：0.30Bq/cm³
 - 2010年12月10日：0.59Bq/cm³

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察②】 SF等変動の主な変動要因以外の影響の可能性
23頁および24頁の結果から、次のことが考えられる。

<事実>

- ✓ Cs-137は、濃廃セメント固化体側に多く含まれる傾向があり、2012～2014年度によらず、その傾向に大きな変化は見られない。
- ✓ 全aは、2012～2014年度の洗浄セメント固化体の割合が2011,2015年度（全a：検出限界値）と比較し大きい。
- ✓ 2011年度以前，2015年度以降の全aは検出限界値以下である。

<考察>

- ✓ 2011年度は、全aが検出限界値以下であるため、2010年度の燃料棒からの微小な漏えいによる影響がない、または影響があった場合でも放射化学分析では検出できないほど低い濃度であったと考えられる。
- ✓ 2015年度は、全aが検出限界値以下であるため、燃料棒からの微小な漏えいによる影響が2014年度までに留まり、放射化学分析では検出できないほど低い濃度であったと考えられる。



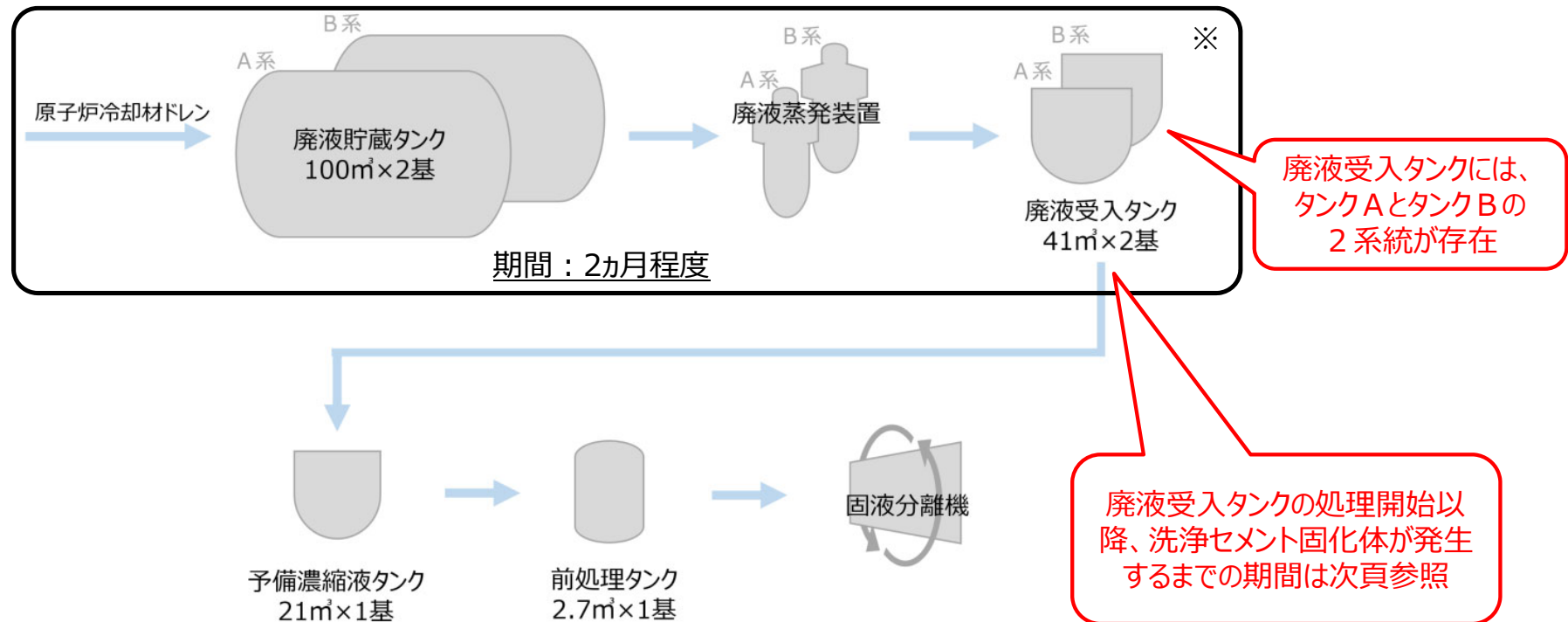
2012～2014年度に影響が限定される理由について考察した。

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察③】 2012～2014年度に影響が限定される理由（廃液受入,処理状況）

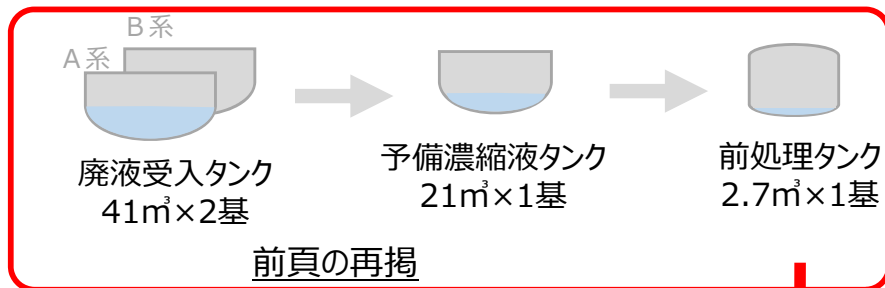
<廃液の発生系統（事実・推定）>

- ・（事実 [※]）原子炉冷却材ドレンはまず廃液貯蔵タンクへ流入し、廃液蒸発装置にて濃縮処理された後、廃液受入タンクに移送されるが、過去の処理実績から2ヶ月程度を要する。
- ・（推定）今回の対象期間においても、原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンクに移送されるまでに2ヶ月程度のタイムラグが生じたものと考えられる。
- ・（事実）廃液受入タンクの廃液は前処理されたのち、固液分離機へ移送される。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

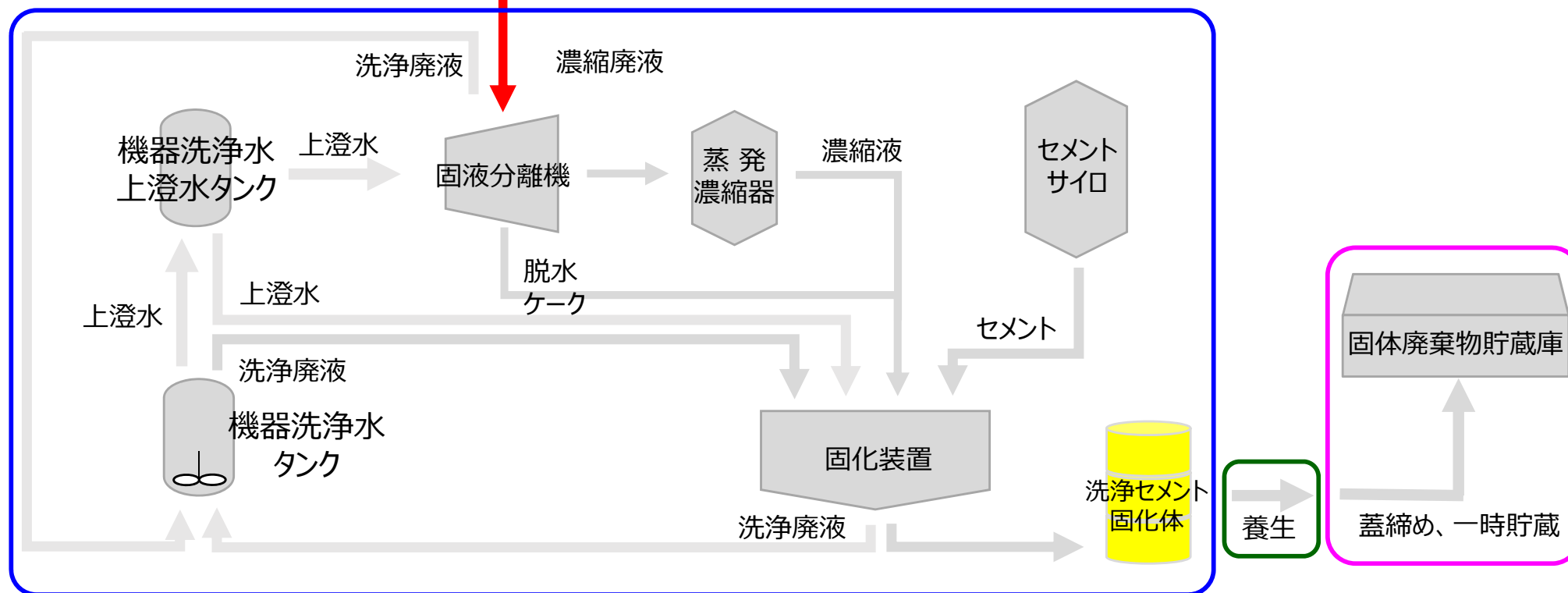
【廃液受入タンクの処理開始から洗浄セメント固化体が発生するまでの期間】



■ 期間の詳細

- ① 廃液受入タンク～固液分離機への移送：1～3週間程度
(蒸発濃縮、前処理 (pH調整など) を実施した後、固液分離機へ移送)
- ② 固液分離機～洗浄セメント固化体の製作：2～3週間程度
(遠心分離された濃縮液と脱水ケーキから「濃廃セメント固化体」を製作し、固液分離機と固化装置を洗浄した廃液から「洗浄セメント固化体」を製作)
- ③ 洗浄セメント固化体の乾燥 (養生)：1週間程度
- ④ 洗浄セメント固化体の蓋締め、一時貯蔵～固体廃棄物貯蔵庫への保管：1ヶ月程度

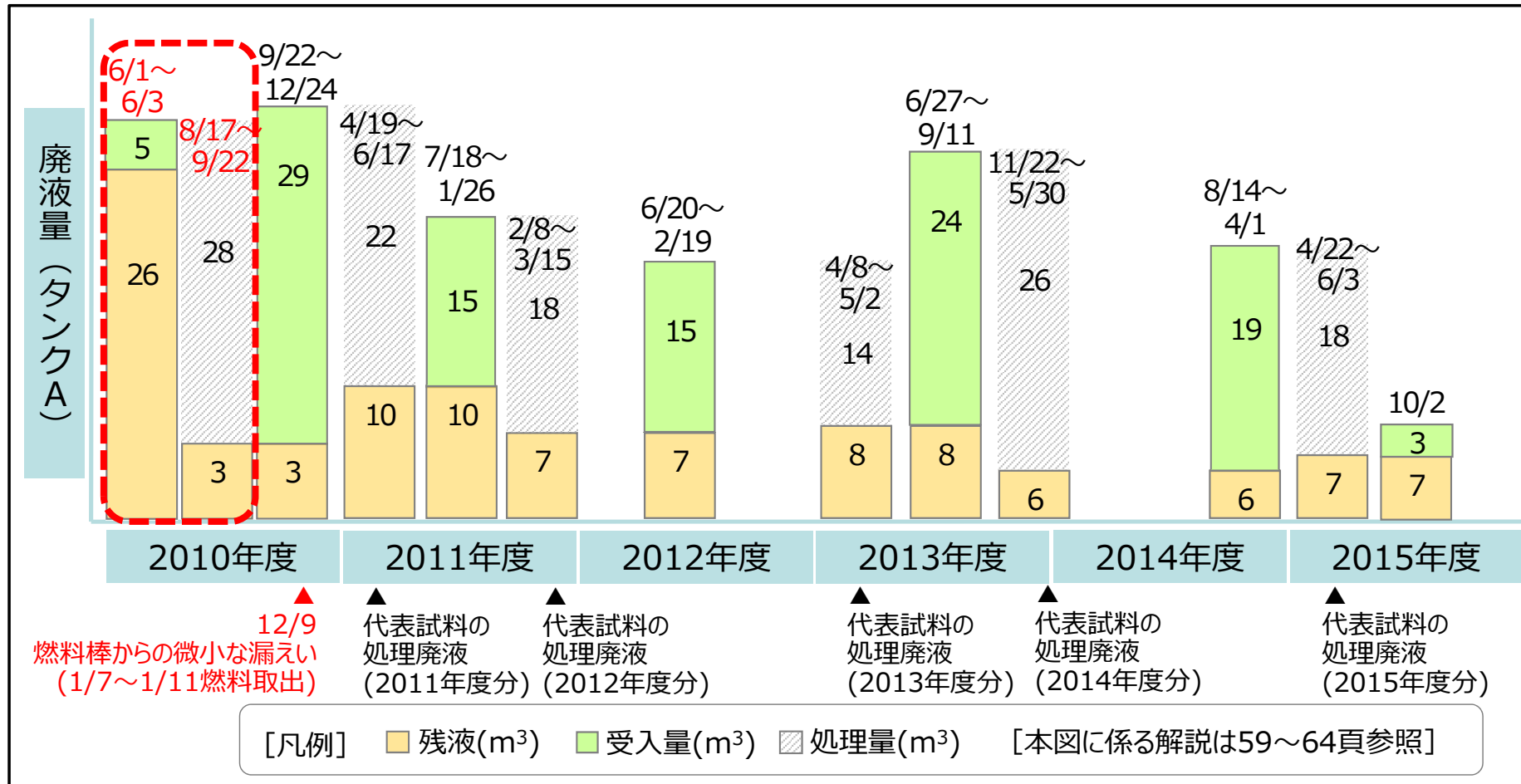
■ 期間全体：①～④の合計
1～2ヶ月程度



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由①）】

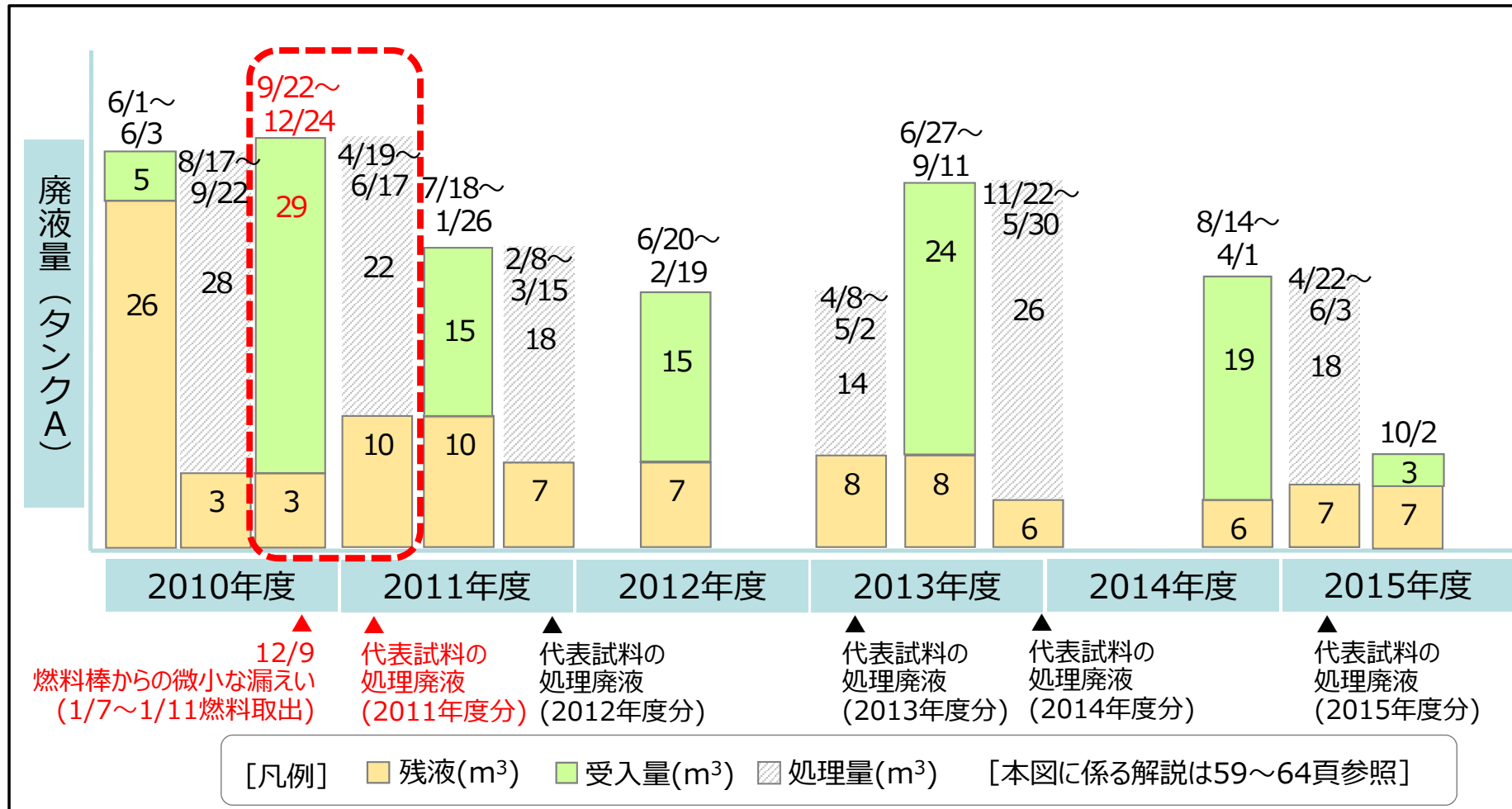
- ・（事実）2011年1月7～11日に燃料の取出しを行っており、影響した燃料は再使用されていない。また、それ以降、新たに燃料棒からの漏えいは確認されていない。
- ・（事実）2010年12月9日以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生していないため、以下の図（赤字箇所）に示す、廃液受入（2010年6月1～3日）や廃液処理（2010年8月17日～9月22日）への影響は起こりえない。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由②）】

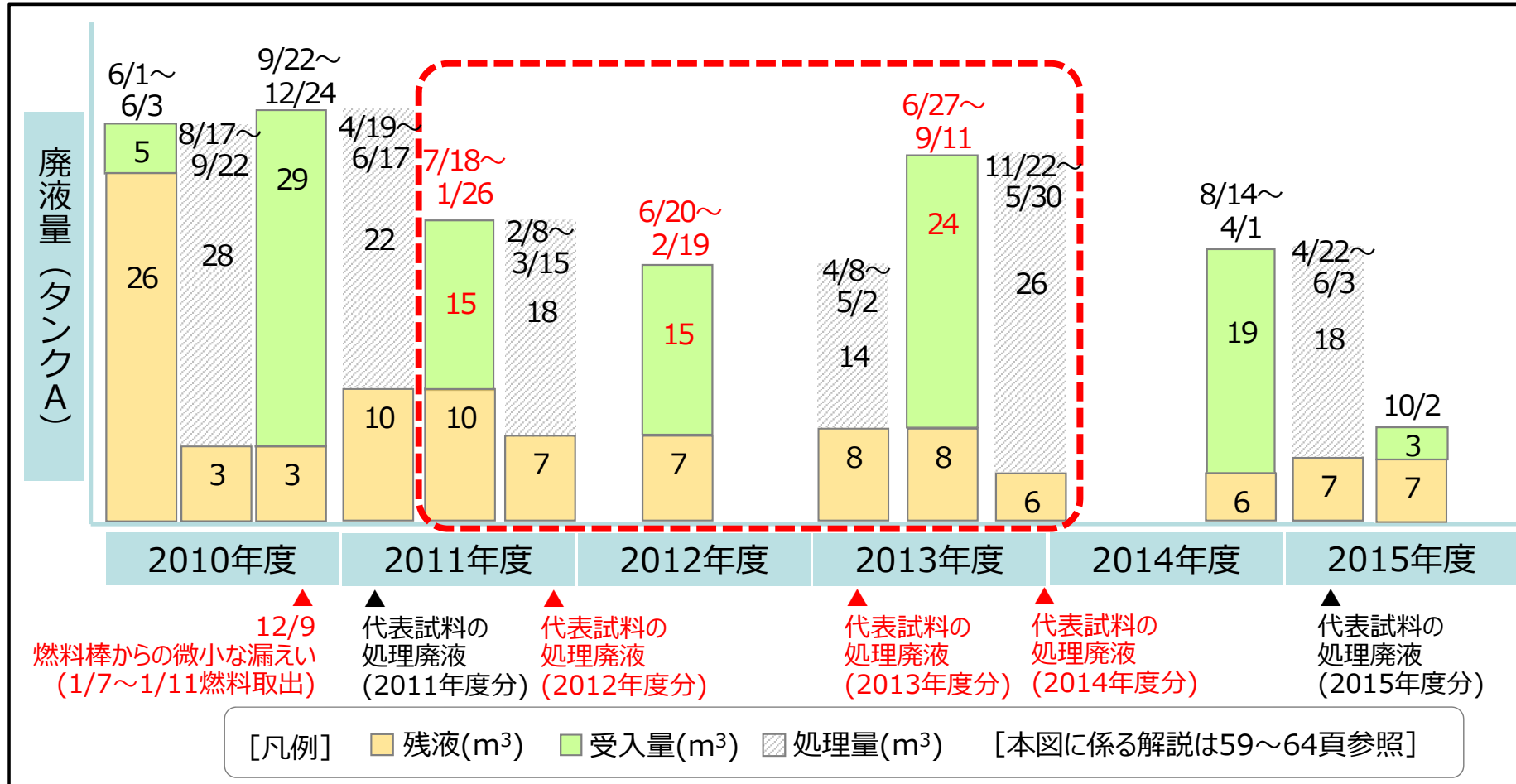
- ・（事実）廃液受入タンクAには2010年9月22日～12月24日にかけて廃液を受入れている。
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種が未検出であった。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあるため、2010年12月9日以降に廃液受入タンクAに受入れた廃液は、影響を受けていない廃液である可能性が高いと考えられる。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由③）】

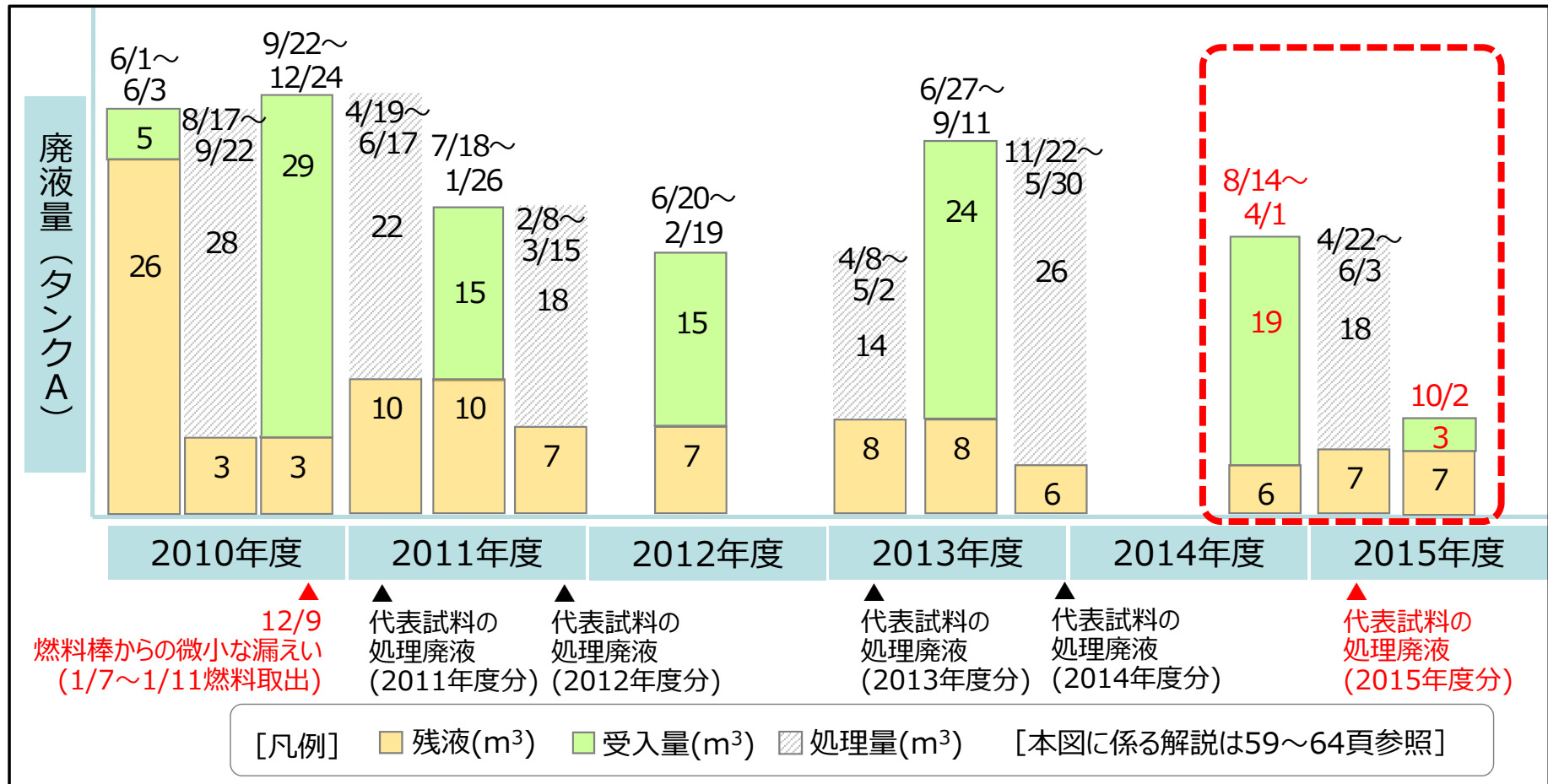
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種が検出されている。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあることを踏まえても、当該期間（赤枠内）は燃料棒からの微小な漏えいの影響を受けた廃液が廃液受入タンクAに流入していると考えられ、影響を受けた廃液がタンク内の大部分を占め、影響が顕在化したものと考えられる。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由④）】

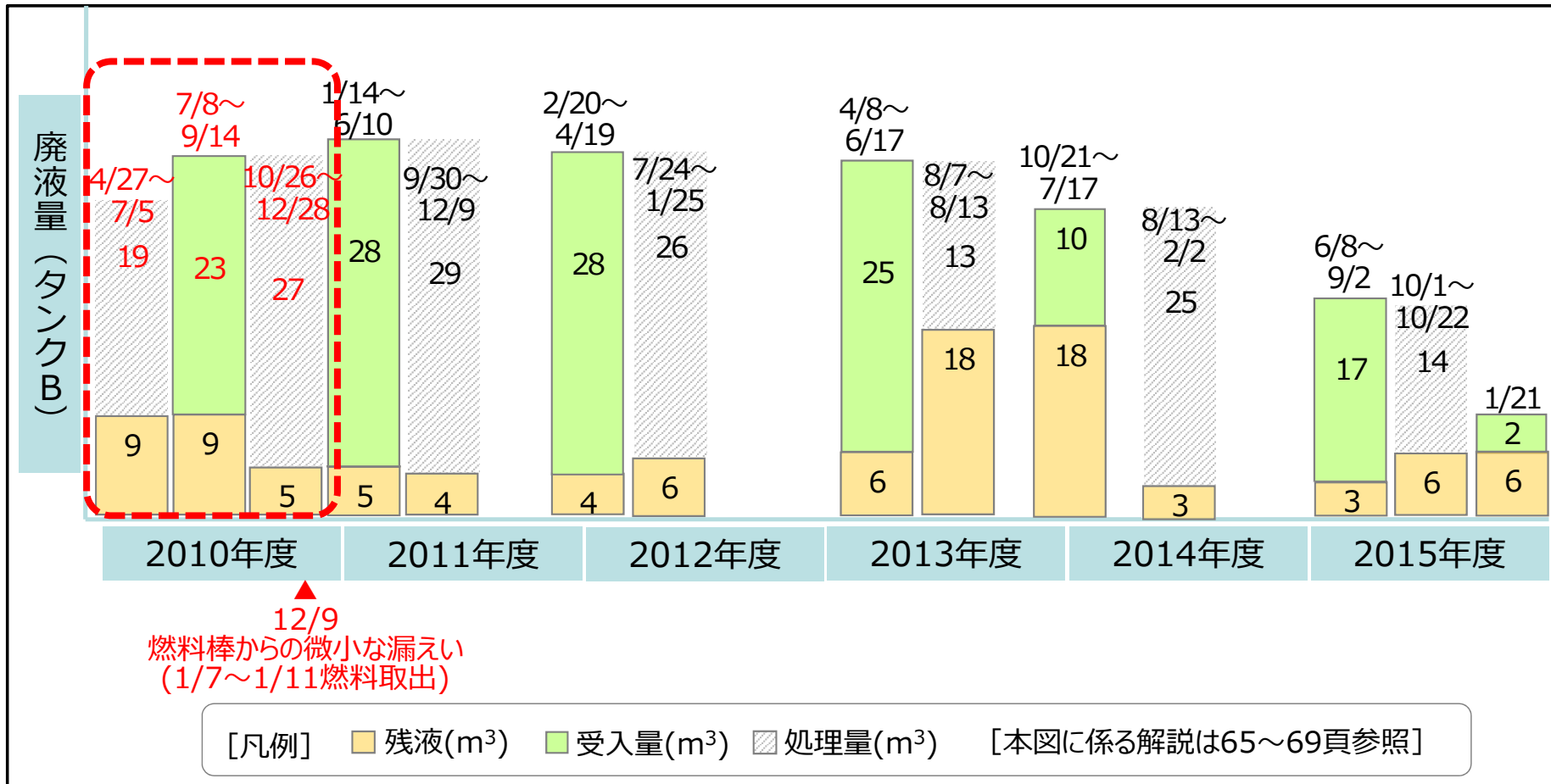
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種は未検出となっている。
- ・（推定）上記の事実を踏まえれば、当該期間（赤枠内）以降は、2010年12月9日の燃料棒からの微小な漏えいによるα核種の影響が徐々に低下し、2014年度までにそのほとんどが処理されたものと考えられる。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由①）】

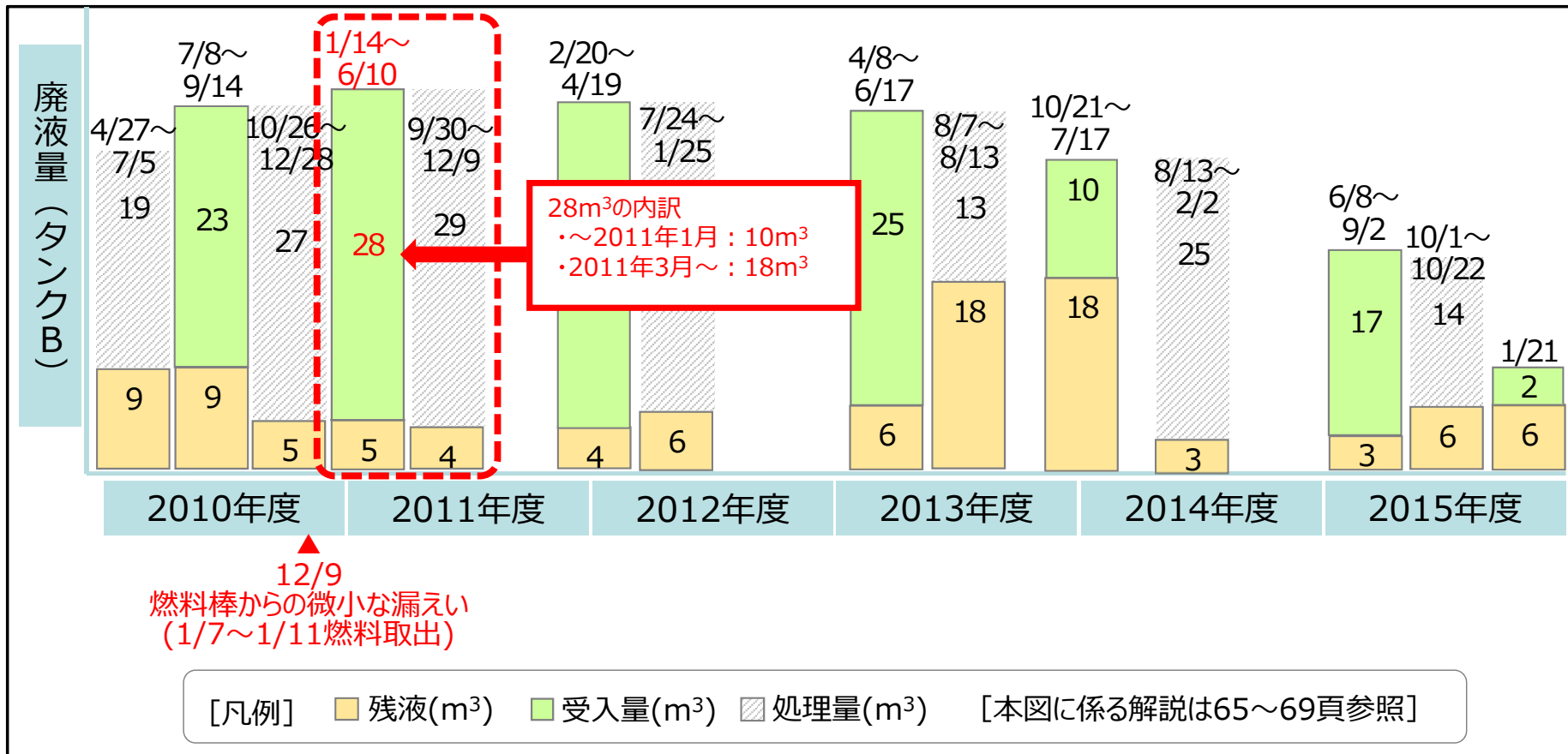
- ・（事実）2011年1月7～11日に燃料の取出しを行っており、影響した燃料は再使用されていない。また、それ以降、新たに燃料棒からの漏えいは確認されていない。
- ・（事実）2010年12月9日以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生していないため、以下の図（赤字箇所）に示す、廃液受入（2010年7月8日～9月14日）や廃液処理（2010年4月27日～7月5日、2010年10月26日～12月28日）への影響は起こりえない。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由②）】

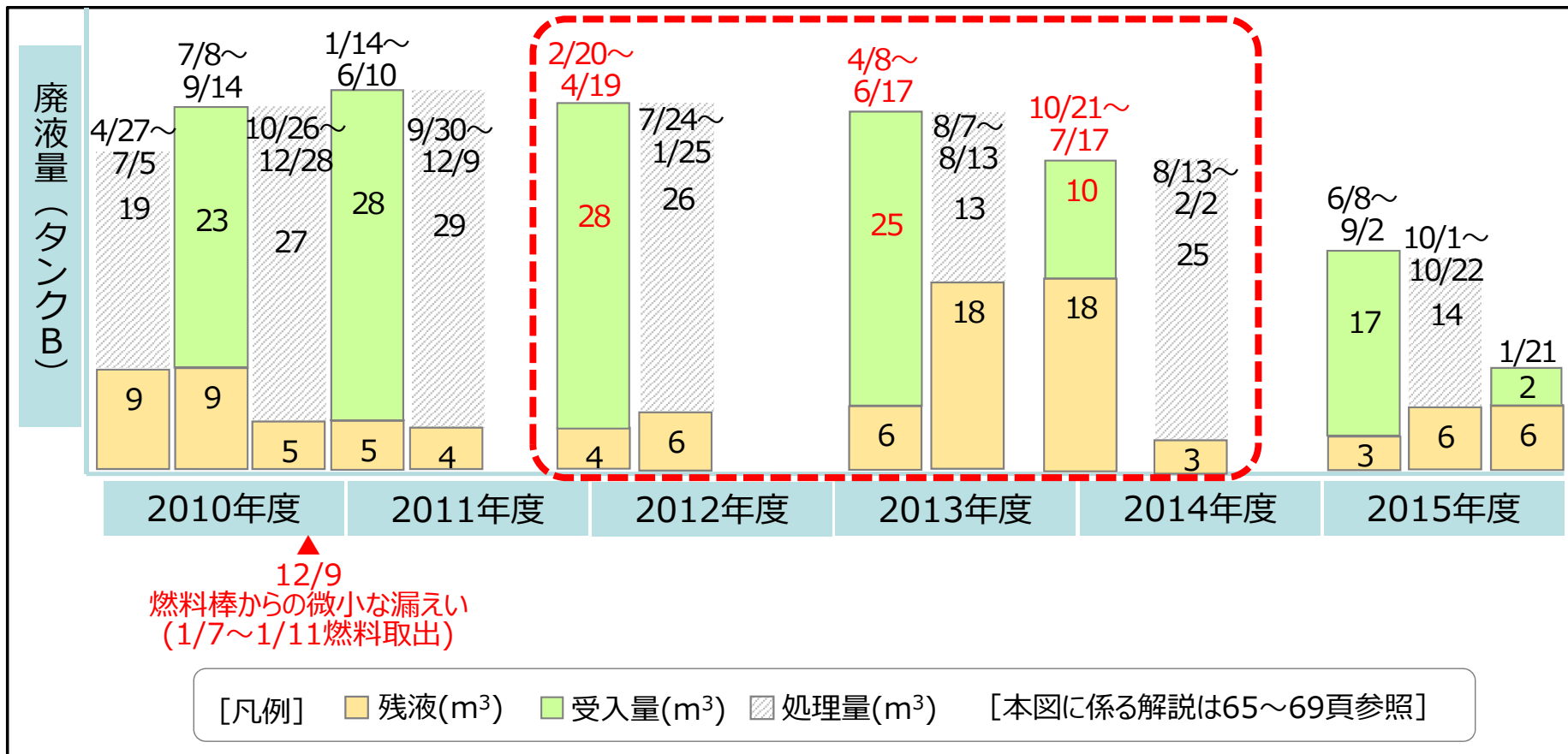
- ・（事実）廃液受入タンクBには2010年1月14日～6月10日にかけて廃液を受入れており、2011年1月までは10m³程度、2011年3月以降（2011年2月の受入れ実績なし）は18m³程度の受入実績がある。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあるため、タンク内33m³のうち15m³の廃液は、影響を受けていない可能性が高い。
- ・（推定）一方、残りの18m³については、廃液の影響の程度は不明であるが、当該年度の代表試料は、48頁の考え方にに基づき選定した上でSF継続評価を行っているため、問題ないものと考えている。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由③）】

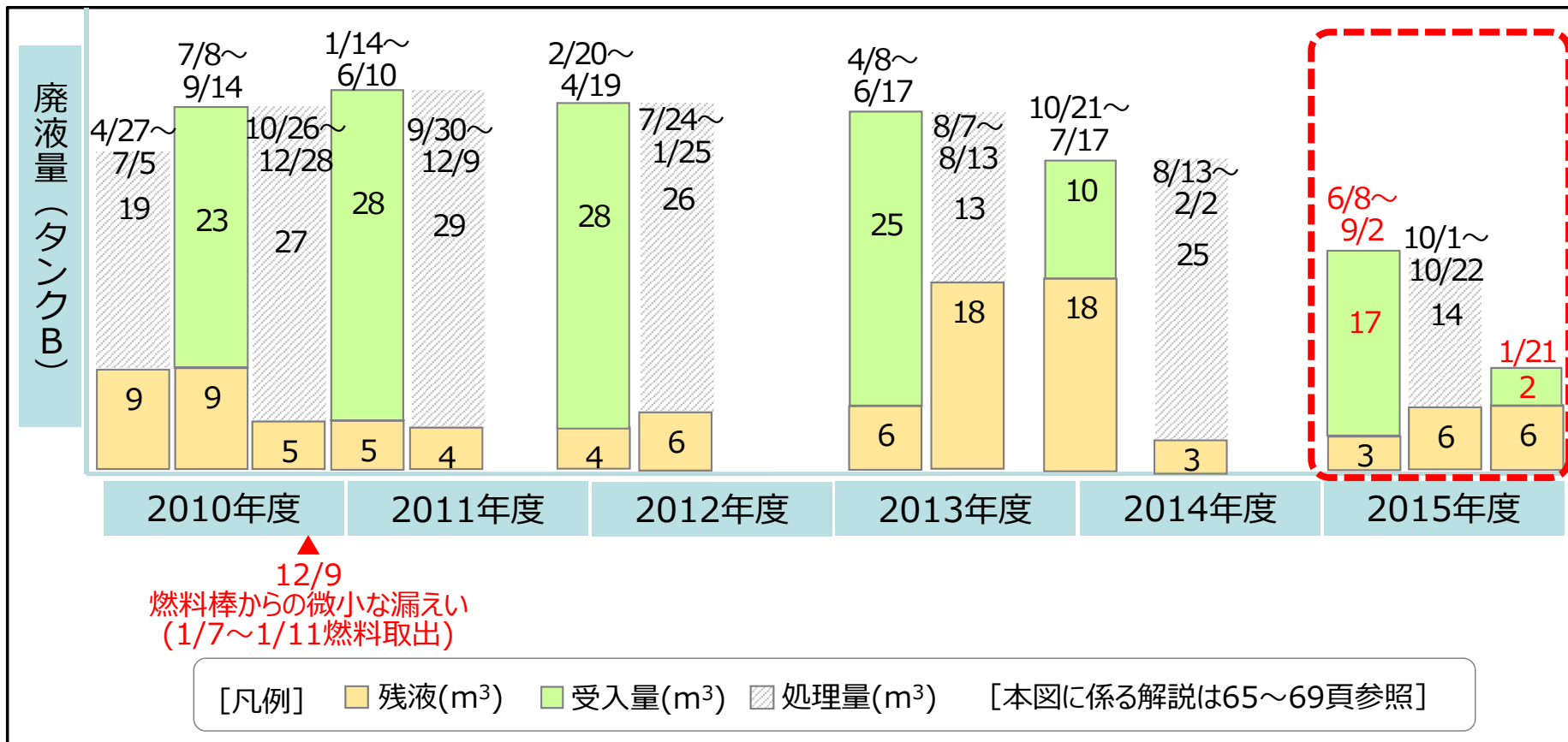
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種が検出されている。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあることを踏まえても、当該期間（赤枠内）は燃料棒からの微小な漏えいの影響を受けた廃液が廃液受入タンクBに流入していると考えられ、影響を受けた廃液がタンク内の大部分を占め、影響を受けているものと考えられる。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

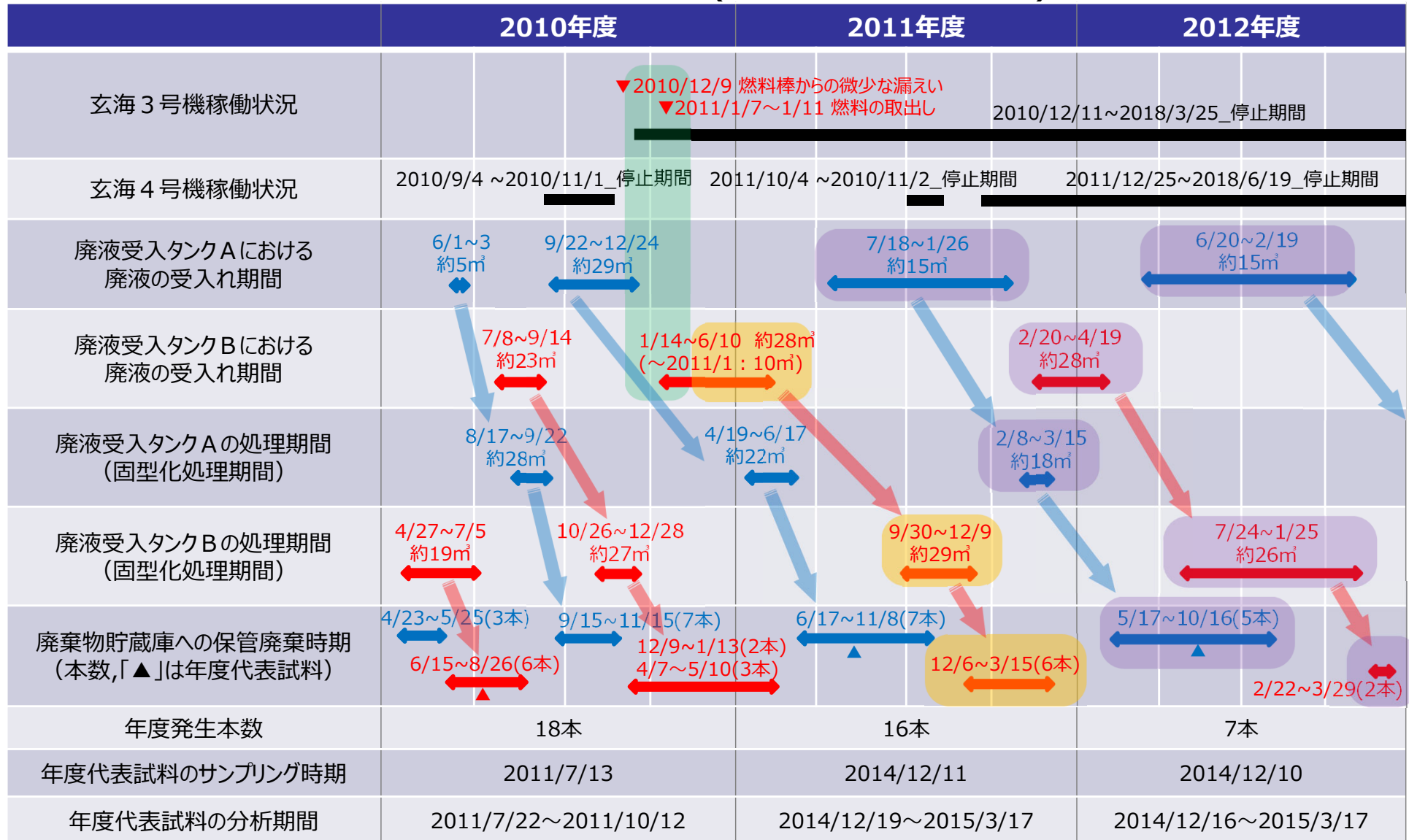
【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（影響が限定される理由④）】

- ・（推定）廃液受入タンクAの状況に照らせば、当該期間（赤枠内）以降は、2010年12月9日の燃料棒からの微小な漏えいによるα核種の影響が徐々に低下し、2014年度までにそのほとんどが処理されたものと考えられる。



5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察 (2010~2012年度の時系列)

燃料棒からの微少な漏えい後の廃液受入～廃棄体発生までの状況(2010~2012年度の時系列)



■ : 原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンクに移送されるまでに2ヶ月程度のタイムラグあり

■ : 廃液の影響の程度は不明であるが、48頁の考え方にに基づき2011年度の代表試料を選定しSF継続の妥当性評価を実施

■ : 2010年12月9日の燃料棒からの微少な漏えいの影響を受けていた可能性あり

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察 (2012年度～2014年度に影響が限定されることの考察)

【玄海3号機で発生した2010年の軽微な燃料損傷の影響が2012年度～2014年度に限定される理由】

- ・核種分析結果および廃液移送・処理等の状況を踏まえ、以下の理由により、2010年の影響は2012年度～2014年度に玄海3/4号機で発生した廃棄体に限定されるものと推定した。
 - 2010年度：燃料棒からの微小な漏えいが確認された12月9日以降の廃液を処理した廃棄体はないこと。
 - 2011年度：主な廃液である原子炉冷却材ドレンは、廃液受入タンクに移送されるまでに2ヶ月程度のタイムラグがあり、燃料棒からの微小な漏えいが確認された2010年12月9日以降に発生した原子炉冷却材ドレンは、タイムラグにより2010年12月24日までに廃液受入タンクに移送された廃液（2011年度の代表試料に含まれた廃液）には含まれていない可能性が高く、代表試料の分析結果は全 α 核種が未検出であったこと、一部の廃液については、影響の程度が不明なもの、当該年度の代表試料は、当時の考え方にに基づき選定・SF継続評価を行っているため問題ないものと考えられること。
 - 2015年度以降：代表試料の分析結果は全 α 核種は未検出であることから、2010年12月9日の燃料棒からの微小な漏えいによる α 核種の影響が徐々に低下し、2014年度までにそのほとんどが処理されたものと考えられること。

【2015年度以降の対応】

- ・ α 核種が系統内に滞留している可能性も考えられるため、今後のSF等継続確認においては、今回の事例を踏まえた新たな視点も考慮し評価していく。

5. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

【考察①～③のまとめ】

- ✓ SF等変動の主な変動要因等(三要素の変更有無、分析方法等の要因) については、SF継続使用要件を満たしている。
- ✓ 三要素のうち、燃料損傷の有無については、I-131濃度のしきい値はこえないものの、燃料棒からの微小な漏えいに伴う全αが検出されている。
- ✓ 固液分離機内での全αとCs-137の移行特性の違いにより、洗浄セメント固化体中の全αとCs-137の核種比が変動する。
- ✓ 廃液受入、処理状況から、玄海3号機で発生した燃料棒からの微小な漏えいの影響は、2012～2014年の3ヵ年かつ、玄海3/4号機で発生した廃棄体に限定される。



<結論>

○以下の条件が重なったことで、2012～2014年の3ヵ年に限り、従来SFに対し10倍超過に至ったと考えられる。

- 燃料棒からの微小な漏えいに伴い廃液中に全αが検出されたこと
- 廃液処理の過程で固液分離機を経由すること

6. SF設定値について

2010年度から2018年度の洗浄セメント固化体の放射能濃度比の結果は下表のとおり。

表 2010年度から2018年度の全α/Cs-137放射能濃度比

	2010年度	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<7.89 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.36 \times 10^{-2}$)	9.83×10^{-2}	5.77×10^{-2}	7.38×10^{-2}	N.D. ($<5.14 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<4.42 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<5.09 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<5.61 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	N.D. ($<7.75 \times 10^{-2}$)	7.84×10^{-2}	1.51×10^{-1}	2.80×10^{-1}	3.78×10^{-1}	3.29×10^{-1}	1.75×10^{-1}	1.86×10^{-1}	1.70×10^{-1}
全α/Cs-137	1.02	0.82	0.65	0.21	0.20	0.16	0.26	0.28	0.33

◆ 以下に示す理由により、2012年度から2014年度の玄海3/4号機の均質・均一固化体（洗浄セメント固化体）について、算術平均値である 3.6×10^{-1} を全αのSFとして設定する

✓ 旧・原子力安全委員会により了承された考え方において、SFの設定にあたり算術平均を適用することが示されていること（※1）

✓ 他の事例として、算術平均によるSF設定変更を行った実績（※2）があること

（※1）「廃棄確認の実施について〔通達〕 4安局第205号 平成4年10月22日」に添付の「廃棄体中の放射能濃度の決定手順について 平成3年12月」

（※2）「日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機で製作される均質・均一固化体の全αのスケーリングファクタの設定変更について JNES-EV-2013-9003 平成26年2月」

6. SF設定値について（算術平均の採用理由）

【算術平均を採用した理由】

- ・今回のSF新規設定にあたっては、サンプルデータ数の違いはあるものの、旧原子力安全委員会です承された考え方に基づき、「難測定核種とKey核種の放射能濃度比の算術平均値」として算出した。
- ・今回のSF新規設定にあたって使用するサンプルデータは、表面線量当量率の測定結果の分布から、年度ごとに最頻値の廃棄体を代表試料として分析している。（最頻値が複数ある場合は、表面線量当量率が高い廃棄体を代表試料とするよう選定）
- ・また、日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機で製作される均質・均一固化体の全αのSFの設定は、従来のSFを決めた際の考え方と同様に、全αとCs-137の放射能濃度比の算術平均値が採用されている。
- ・以上のことから、実績のある方法として、玄海原子力発電所の廃棄体についても全αとCs-137の放射能濃度比の算術平均値をSF新規設定値に採用した。

6. SF設定値について（算術平均の採用理由）

【旧・原子力安全委員会です承された考え方】

- ・「廃棄確認の実施について〔通達〕」（参1）の添付である「廃棄体中の放射能濃度の決定手順」（参2）に以下の記載がある。

この中で、SFは「難測定核種とkey核種の放射能濃度比の算術平均値」とすることが示されている。

4.放射能濃度決定方法の技術的検討

(2) スケーリングファクタ法

b.スケーリングファクタの決定方法

・・・。

実際の測定データでは難測定核種とkey核種との放射能濃度間には、スケーリングファクタをaとした時、以下の基本式が想定される。

$$y = a \cdot x$$

ここで、スケーリングファクタ値aは最小二乗法により以下の式で表される。

$$a = \frac{\sum_{i=1}^n (y_i / x_i)}{n}$$

(参1) 廃棄確認の実施について〔通達〕 4安局第205号 平成4年10月22日

(参2) 廃棄体中の放射能濃度の決定手順について 平成3年12月

6. SF設定値について（算術平均の採用理由）

【敦賀発電所のSF設定変更の実績】

- ・「日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機で製作される均質・均一固化体の全αのスケーリングファクタの設定変更について」^(参3) に以下の記載がある。
- ・この中で、従来のSFを決めた際の考え方と同様に全αとCs-137の放射能濃度比の算術平均値が採用されている。

2.4.2 SF設定値の妥当性について

…。日本原燃は平成18～22年度の濃縮廃液の分析結果から求めた全α/Cs-137比の算術平均によりこれらの年度のSFを設定している。

これは従来のSFを決めた際の考え方と同じである。

なお、平成18年度は従来SFの10倍を超過していないが、新たなSFによる評価では、全αの放射能濃度が従来のSFでの評価に比べて大きくなり、保守的である。

以上より、平成18～22年度の均質・均一固化体の全αのSFとして 7.5×10^{-2} を設定するという日本原燃の見解は妥当と判断できる。

(参3) 日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機で製作される均質・均一固化体の全αのスケーリングファクタの設定変更について (JNES-EV-2013-9003) 平成26年2月

6. SF設定値について（算術平均の採用理由）

【算術平均値を用いた場合と各年度の核種比を用いた場合の試算結果の比較】

- ・算術平均値（0.36）を用いた場合、単年度（2012年度）では非保守になる可能性がある。
- ・しかしながら、廃棄体発生本数は、2012年度7本、2013年度8本、2014年度8本であり、年度のバラツキは小さいこと、また算術平均値を用いた場合と各年度の核種比を用いた場合の放射能評価では、算術平均値を用いた場合の方が保守側となる（下表参照）ことから、3か年全体としての算術平均値の設定としても問題ないと考えた。

年度および比較項目		試算結果
2012年度	A：算術平均値（0.36）を用いた場合	$0.36 \text{ (新SF)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 7\text{本 (発生本数)} = \underline{2.52\text{Bq}}$
	B：各年度の核種比を用いた試算結果	$0.65 \text{ (核種比)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 7\text{本 (発生本数)} = \underline{4.55\text{Bq}}$
2013年度	A：算術平均値（0.36）を用いた場合	$0.36 \text{ (新SF)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 8\text{本 (発生本数)} = \underline{2.88\text{Bq}}$
	B：各年度の核種比を用いた試算結果	$0.21 \text{ (核種比)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 8\text{本 (発生本数)} = \underline{1.68\text{Bq}}$
2014年度	A：算術平均値（0.36）を用いた場合	$0.36 \text{ (新SF)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 8\text{本 (発生本数)} = \underline{2.88\text{Bq}}$
	B：各年度の核種比を用いた試算結果	$0.20 \text{ (新SF)} \times 1\text{Bq/本 (key核種放射エネルギーの仮定値)} \times 8\text{本 (発生本数)} = \underline{1.60\text{Bq}}$
3か年合計		算術平均値（0.36）を用いた場合の合計： <u>8.28Bq</u>
		各年度の核種比を用いた場合の合計： <u>7.83Bq</u>

7. SF設定期間について

以下に示す理由により、燃料棒からの微小な漏えいの影響は限定的と考えられる。

- ✓ 2011年度以前,2015年度以降の全aは検出限界値以下であること (※)
- ✓ 2010年度以降のCs-137濃度は2014年度を境に低下傾向にあること (※)
- ✓ 廃液受入,処理状況から、燃料棒からの微小な漏えいの影響は、2012～2014年の3か年に限定されること

よって、新規SFの設定期間は2012年度から2014年度の3か年に限定する。

※ 24頁参照

なお、SF設定値および設定期間の内訳は次のとおり。

廃棄体種別	核 種	～2011年度	2012～2014年度	2015年度～
均質・均一固化体 (濃廃セメント固化体)	全a	従来SF	従来SF	従来SF
	全a以外	従来SF	従来SF	従来SF
均質・均一固化体 (洗浄セメント固化体)	全a	従来SF	0.36	従来SF
	全a以外	従来SF	従来SF	従来SF
充填固化体	全a	従来SF	従来SF	従来SF
	全a以外	従来SF	従来SF	従来SF

7. SF設定期間について (事業許可の廃棄体数量に対する埋設可能な廃棄体数量の裕度)

埋設可能な廃棄体数量に影響はなく、事業許可で認められている廃棄体数量に対する裕度は変わらない。

新規SFを適用する玄海洗浄セメント固化体（以下、当該廃棄体）を埋設予定の1号埋設施設6群は、事業許可に基づく埋設可能数量25,600本に対し、2023年8月末時点の埋設数量実績は22,067本（約86%）である。**当該廃棄体は23本の見込み※1**であり、これらを埋設した場合の**増加量は比率にして約0.09%**である。

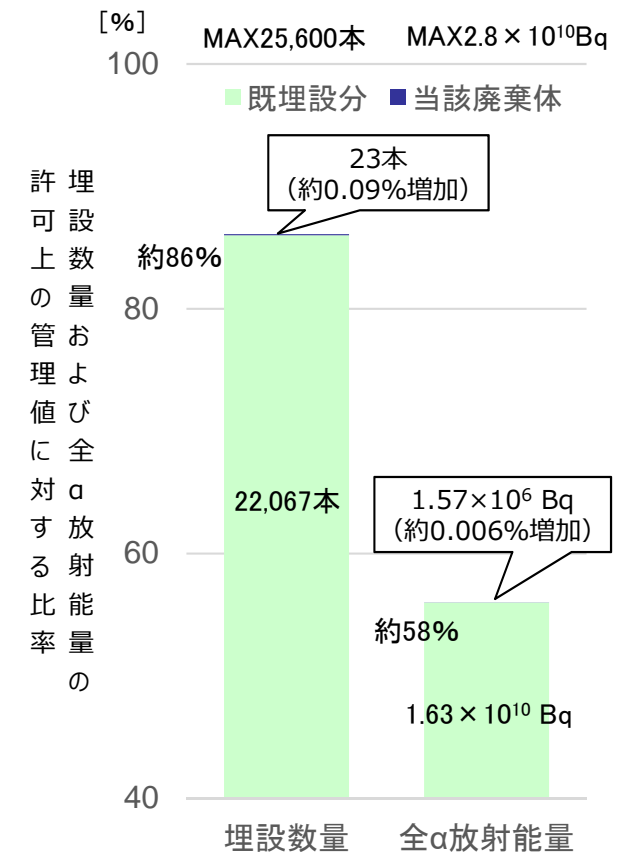
一方、事業許可および保安規定に基づく1号埋設施設6群に埋設可能な全αの放射エネルギー2.8×10¹⁰ Bq に対し、2023年8月末時点の埋設放射エネルギー実績は1.63×10¹⁰ Bq（約58%）である。**当該廃棄体の全α放射エネルギーを試算すると1.57×10⁶ Bq ※2**であるため**全α放射エネルギーの増加量は比率にして約0.006%**である。

これまでの実績においても埋設数量に比べ全α放射エネルギーは管理値に対する裕度は大きく、新規SFを設定して廃棄体を埋設した場合の増加量は埋設数量より全α放射エネルギーのほうが小さい。

※1 九州電力からの聞き取り本数2023年10月現在

※2 次ページ参照

当該廃棄体を埋設した場合の影響
(1号埋設施設6群)



7. SF設定期間について (事業許可の廃棄体数量に対する埋設可能な廃棄体数量の裕度)

[解説]

- 当該廃棄体の全α放射エネルギーの試算方法

廃棄体1本あたりの全α放射エネルギー算定式

$$\text{廃棄体1本あたりの全}\alpha\text{放射エネルギー [Bq/本]} = \text{SF (全}\alpha\text{/Cs-137)} \times \text{Key核種 (Cs-137)の放射能濃度 [Bq/g]} \times \text{廃棄体重量 [g/本]}$$

代表サンプルのデータ等に基づき
保守的に値を設定

当該廃棄体1本あたりの全α放射エネルギー試算値

$$6.81 \times 10^4 \text{ [Bq/本]} = 3.6 \times 10^{-1} \text{ (新規設定値)} \times 3.78 \times 10^{-1} \text{ [Bq/g] (2014年度分析値)} \times 5.00 \times 10^5 \text{ [g/本] (事業許可における対象3ヶ年代表サンプルの最大値) 1号廃棄体最大重量}$$

当該廃棄体23本分の全α放射エネルギー:

$$6.81 \times 10^4 \text{ [Bq/本]} \times 23 \text{ [本]} = 1.57 \times 10^6 \text{ [Bq]}$$

試算値の考察

これまで1号埋設施設6群に受け入れた玄海セメント固化体1本あたりの全α放射エネルギーは平均で 1.47×10^4 Bq/本であり、当該廃棄体の全α放射エネルギーの試算結果はその5倍程度である。当該廃棄体に適用されるSFは従来より2桁高い値であるが、廃棄体製作過程における濃縮廃液の固液分離によって洗浄廃液にはCs-137がほとんど残らない（第490回審査会合資料参考資料1-1添付7ページ目参照）ことから、洗浄セメント固化体のKey核種（Cs-137）の放射能濃度が濃縮セメント固化体に比べて1桁程度小さい。そのため玄海セメント固化体全体で見ると全α放射エネルギーは大きく増加していないと考えられる。

なお、1号埋設施設6群の廃棄体1本あたりの割り当て放射エネルギー（ 2.8×10^{10} Bq [6群の全α埋設可能放射エネルギー]） $\div 25,600$ 本 [6群の埋設可能数量] = 1.09×10^6 Bq/本に比べて十分少ないことから埋設数量より全α放射エネルギーのほうが管理値に対する比率の増加量が小さい。

8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度

表 各年度代表試料（洗浄セメント固化体）の放射化学分析結果

	1994年度		1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<1.63 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<2.34 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.43 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.74 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.79 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<9.84 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<3.61 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.62 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<8.02 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	N.D. ($<6.54 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<5.07 \times 10^{-3}$)	N.D. ($<6.78 \times 10^{-3}$)	1.35×10^{-2}	1.08×10^{-2}	2.41×10^{-2}	7.77×10^{-2}	6.45×10^{-1}	9.22×10^{-1}
	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度	2007年度	2008年度	2009年度	2010年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<8.01 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.10 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.40 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<3.44 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.96 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.92 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.65 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.70 \times 10^{-2}$)	ND ($<7.89 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	1.68×10^{-1}	3.41×10^{-1}	5.57×10^{-2}	N.D. ($<6.11 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<2.35 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<3.95 \times 10^{-2}$)	3.91×10^{-2}	N.D. ($<4.13 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<7.75 \times 10^{-2}$)
	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	
全α(Bq/g)	ND ($<6.36 \times 10^{-2}$)	9.83×10^{-2}	5.77×10^{-2}	7.38×10^{-2}	ND ($<5.14 \times 10^{-2}$)	ND ($<4.42 \times 10^{-2}$)	ND ($<5.09 \times 10^{-2}$)	ND ($<5.61 \times 10^{-2}$)	
Cs-137(Bq/g)	7.84×10^{-2}	1.51×10^{-1}	2.80×10^{-1}	3.78×10^{-1}	3.29×10^{-1}	1.75×10^{-1}	1.86×10^{-1}	1.70×10^{-1}	

【代表試料選定について】

各年度の代表試料は、当該年度に発生した廃棄体のうち、表面線量当量率の測定結果の分布から、年度ごとに最頻値の廃棄体を代表試料として分析している。

なお、玄海3/4号機において、洗浄セメント固化体を製作する各工程は手順書に基づき同じ条件下で作業していることから、製作された廃棄体の性状はほぼ均一であると考えられる。

8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【試料の代表性について】

- 各年度の代表試料は、当該年度に発生した廃棄体のうち、表面線量当量率の測定結果の分布から、年度ごとに最頻値の廃棄体を代表試料として分析している。（最頻値が複数ある場合は、表面線量当量率が高い廃棄体を代表試料とするよう選定）
- 玄海3/4号機において、洗浄セメント固化体を製作する各工程は手順書に基づき同じ条件下で作業していることから、製作された廃棄体の性状はほぼ均一であると考えられる。

表. 洗浄セメント固化体の表面線量当量率と発生本数

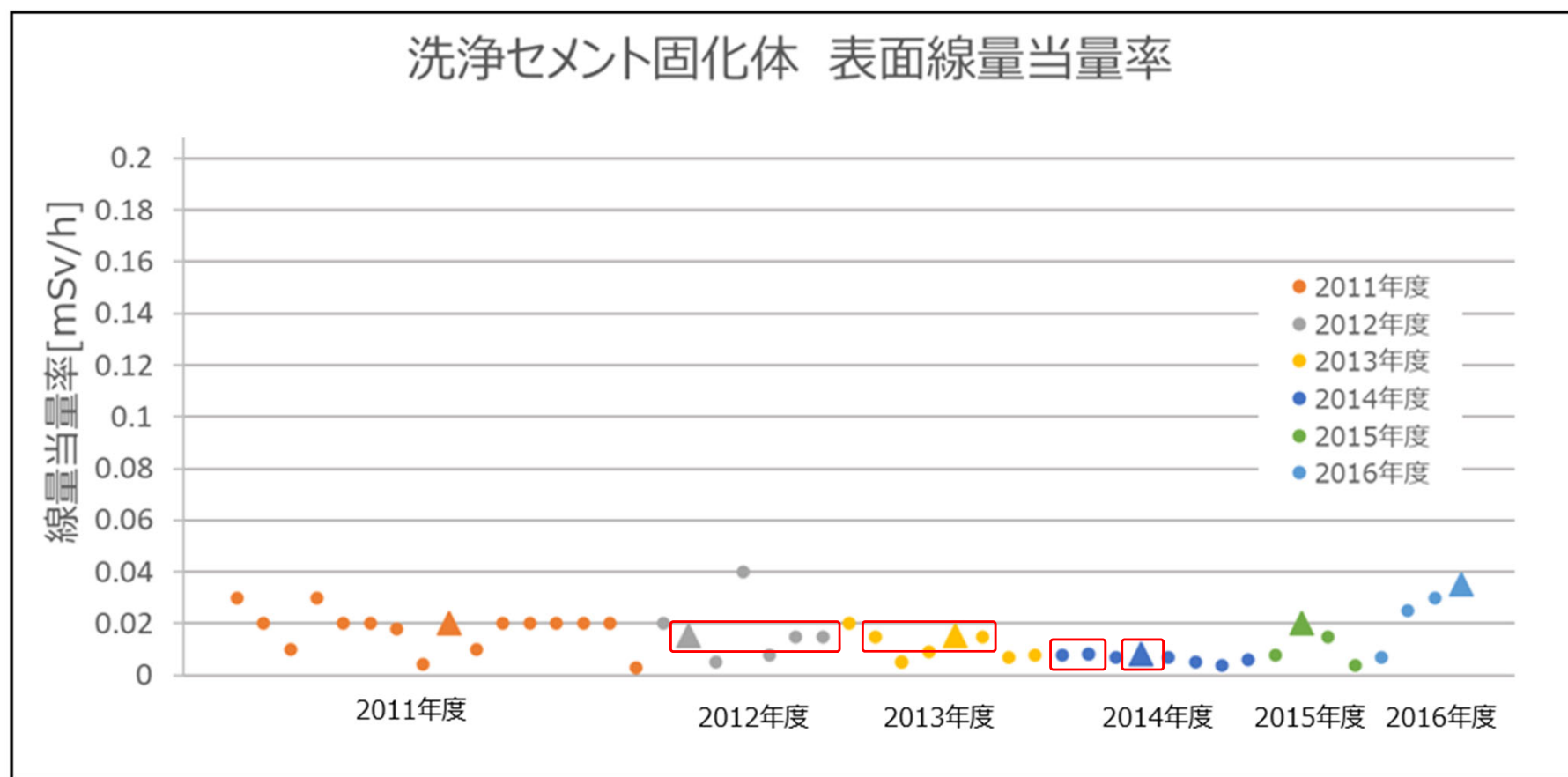
発生年度	洗浄セメント発生本数	表面線量当量率 (最大)	表面線量当量率 (最小)	表面線量当量率 (左記以外)
2012年度	7本	0.04mSv/h (1本)	0.005mSv/h (1本)	0.008mSv/h (1本) <u>0.015mSv/h*</u> (3本) 0.02mSv/h (1本)
2013年度	8本	0.02mSv/h (1本)	0.005mSv/h (1本)	0.007mSv/h (1本) 0.008mSv/h (1本) 0.009mSv/h (1本) <u>0.015mSv/h*</u> (3本)
2014年度	8本	<u>0.008mSv/h*</u> (3本)	0.004mSv/h (1本)	0.005mSv/h (1本) 0.006mSv/h (1本) 0.007mSv/h (2本)

※代表試料として選定した廃棄体

8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【表面線量当量率の測定結果の分布】

- ・2012年度～2014年度の洗浄セメント固化体の表面線量当量率の分布を示す。
- ・他の年度（2011年度、2015年度、2016年度）も含め、全体傾向としては0.04mSv/h以下の低い範囲に収まっており、かつバラつきは小さい。



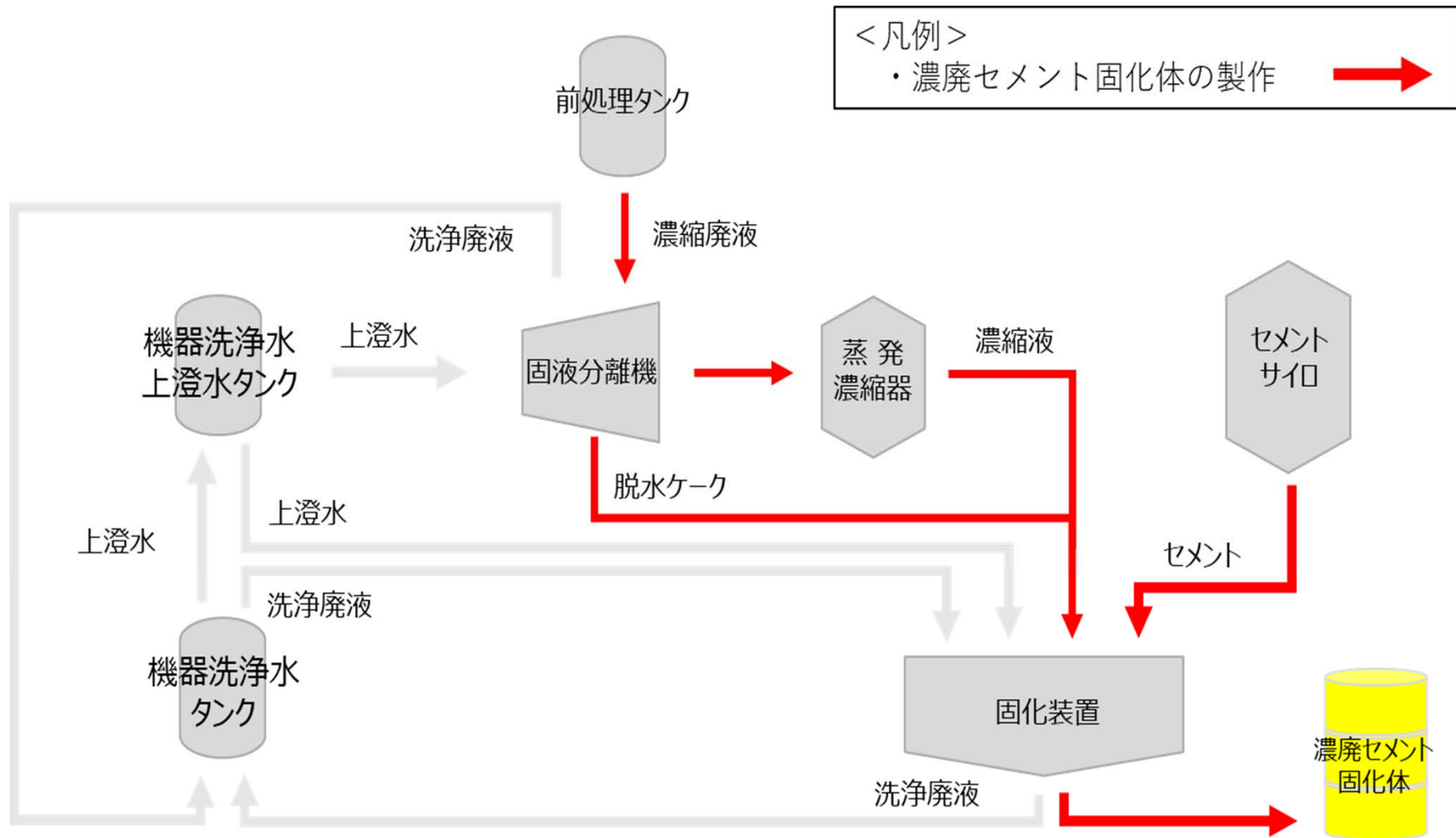
□ 最頻値

△は各年度の代表試料

8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【洗浄セメント固化体に係る固型化の流れ】

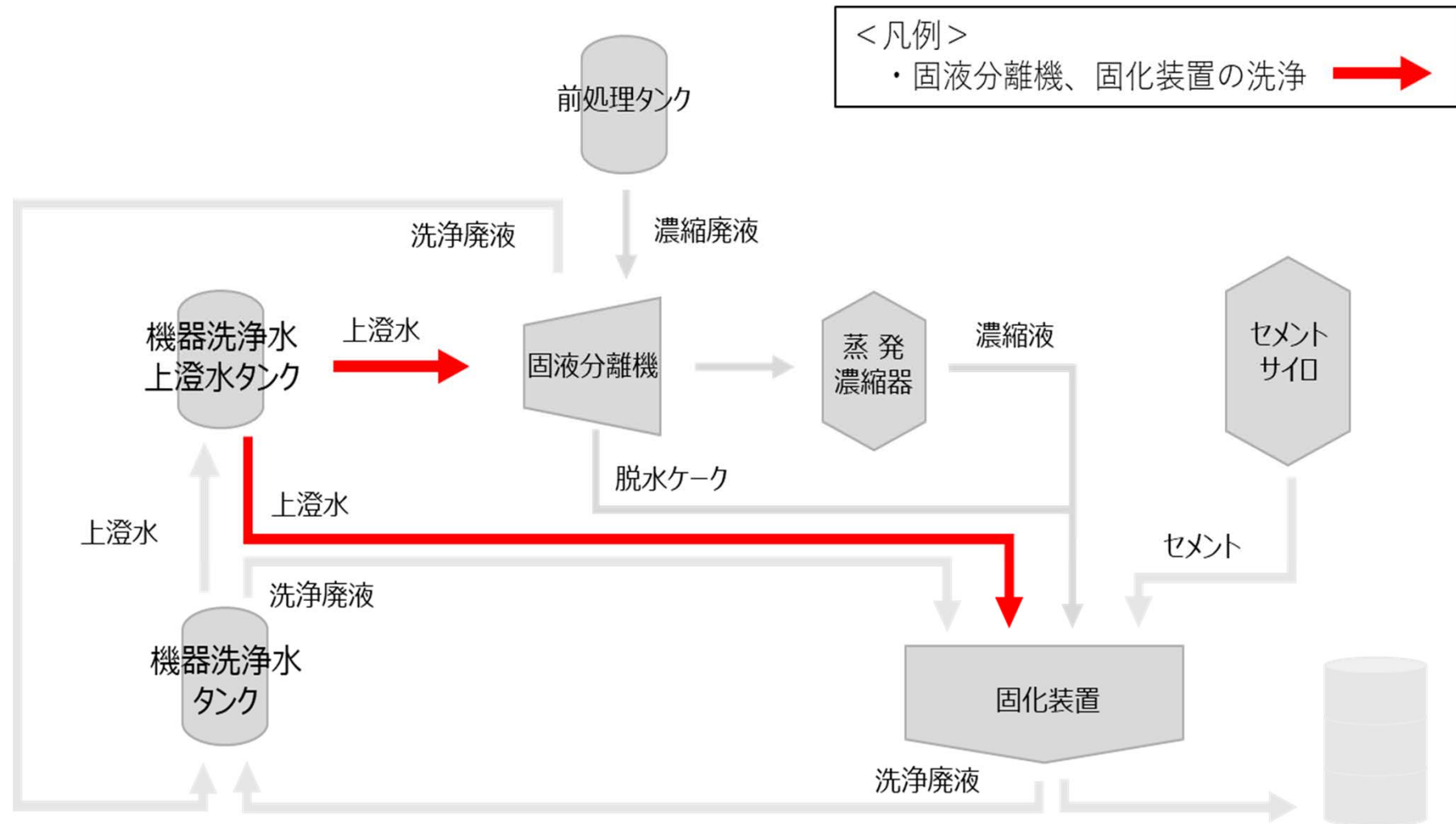
①濃廃セメント固化体を1本製作する。



8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【洗浄セメント固化体に係る固型化の流れ（事実）】

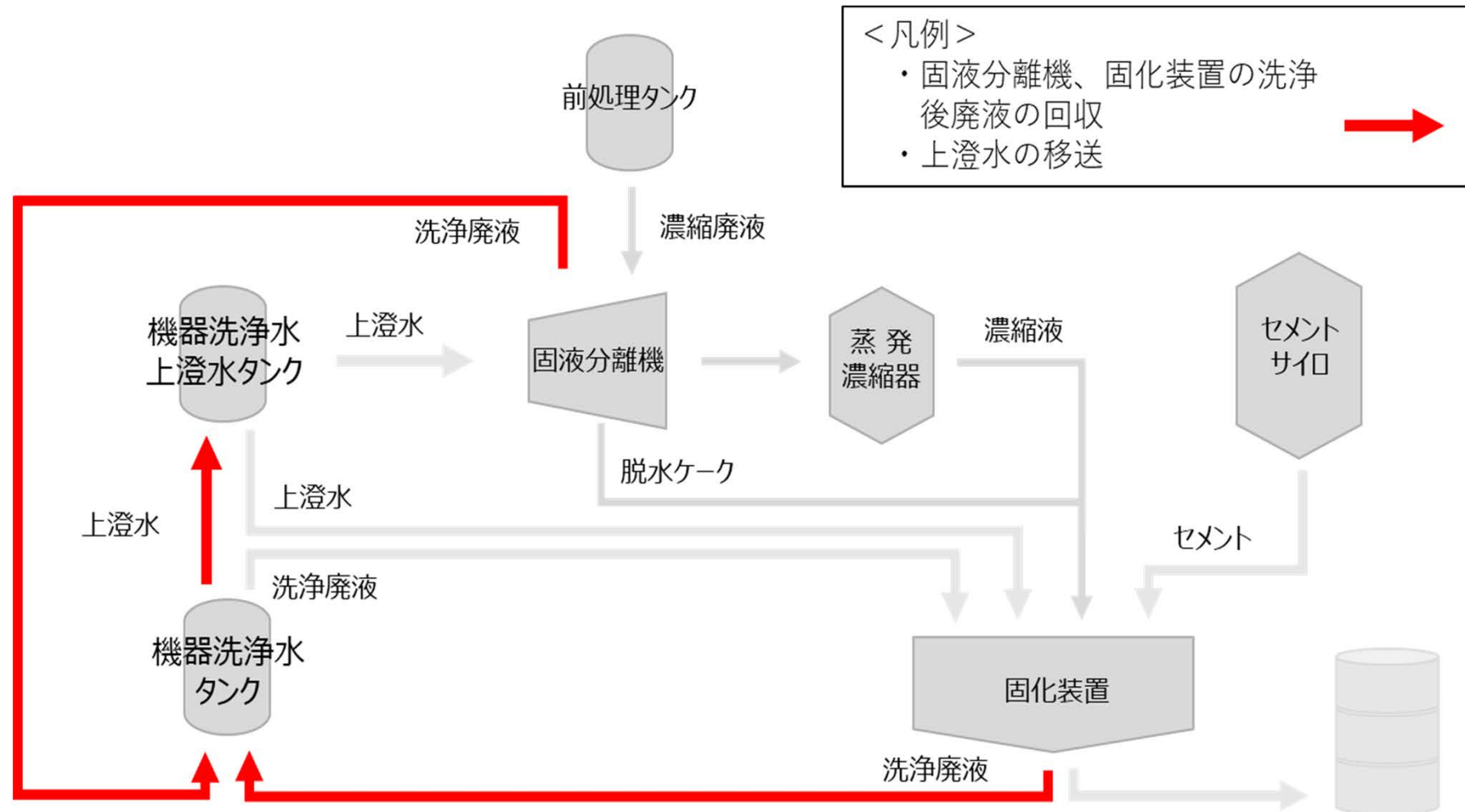
②固液分離機および固化装置を1回洗浄する。



8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【洗浄セメント固化体に係る固型化の流れ】

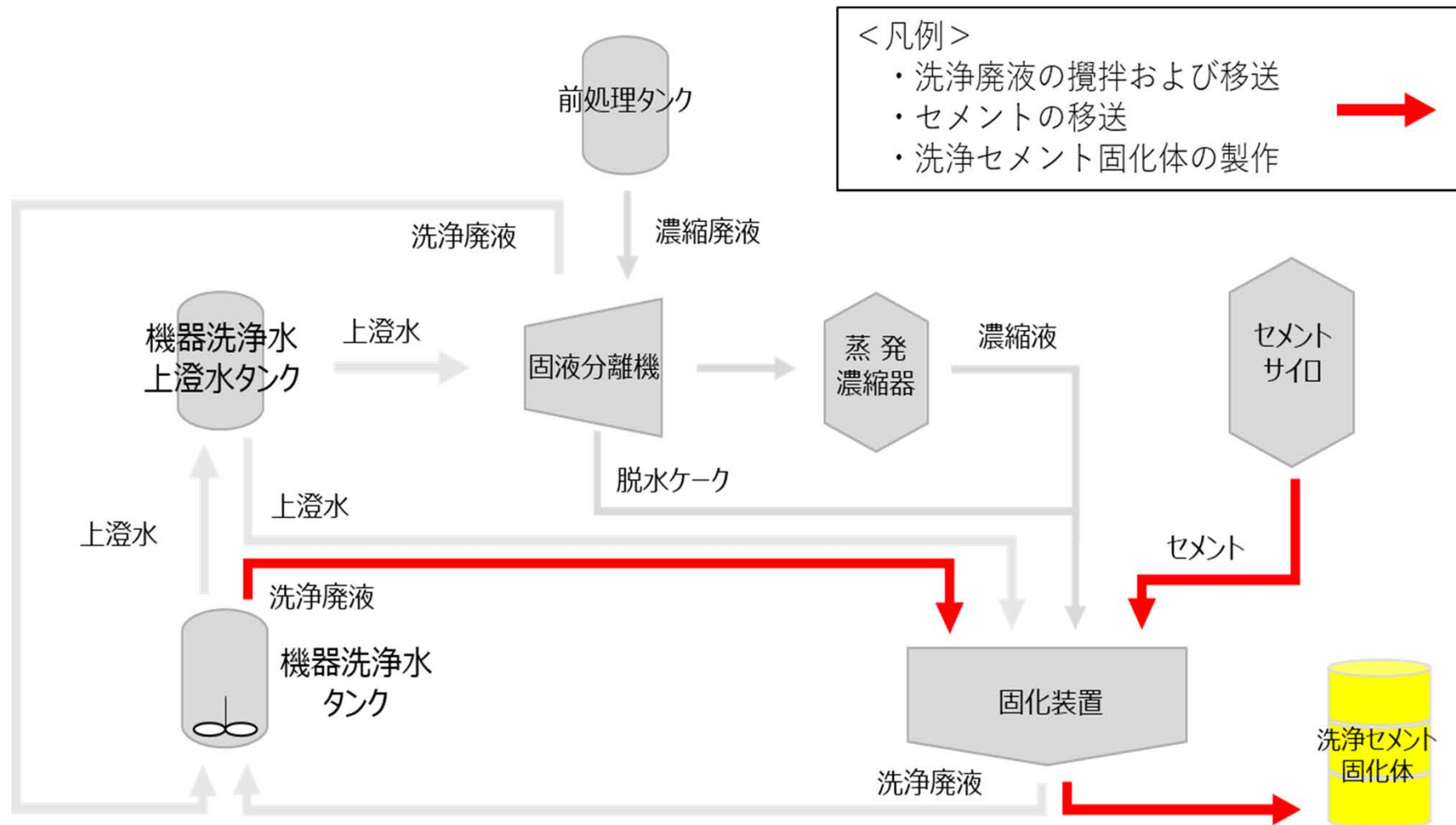
- ③ 洗浄後の廃液を機器洗浄水タンクへ回収する。
- ④ 上澄水を機器洗浄水上澄水タンクへ移送する。
- ⑤ 機器洗浄水タンク内の廃液の比重が1.2～1.3なるまで、①～④を4回程度繰り返す。



8. 1994年度から2018年度の全αおよびCs-137放射能濃度（試料の代表性）

【洗浄セメント固化体に係る固型化の流れ】

- ⑥ 洗浄廃液を攪拌しながらセメントとともに固化装置へ移送する。
- ⑦ 洗浄廃液とセメントを練り混ぜ・混合し、洗浄セメント固化体 1 本を製作する。



9. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について

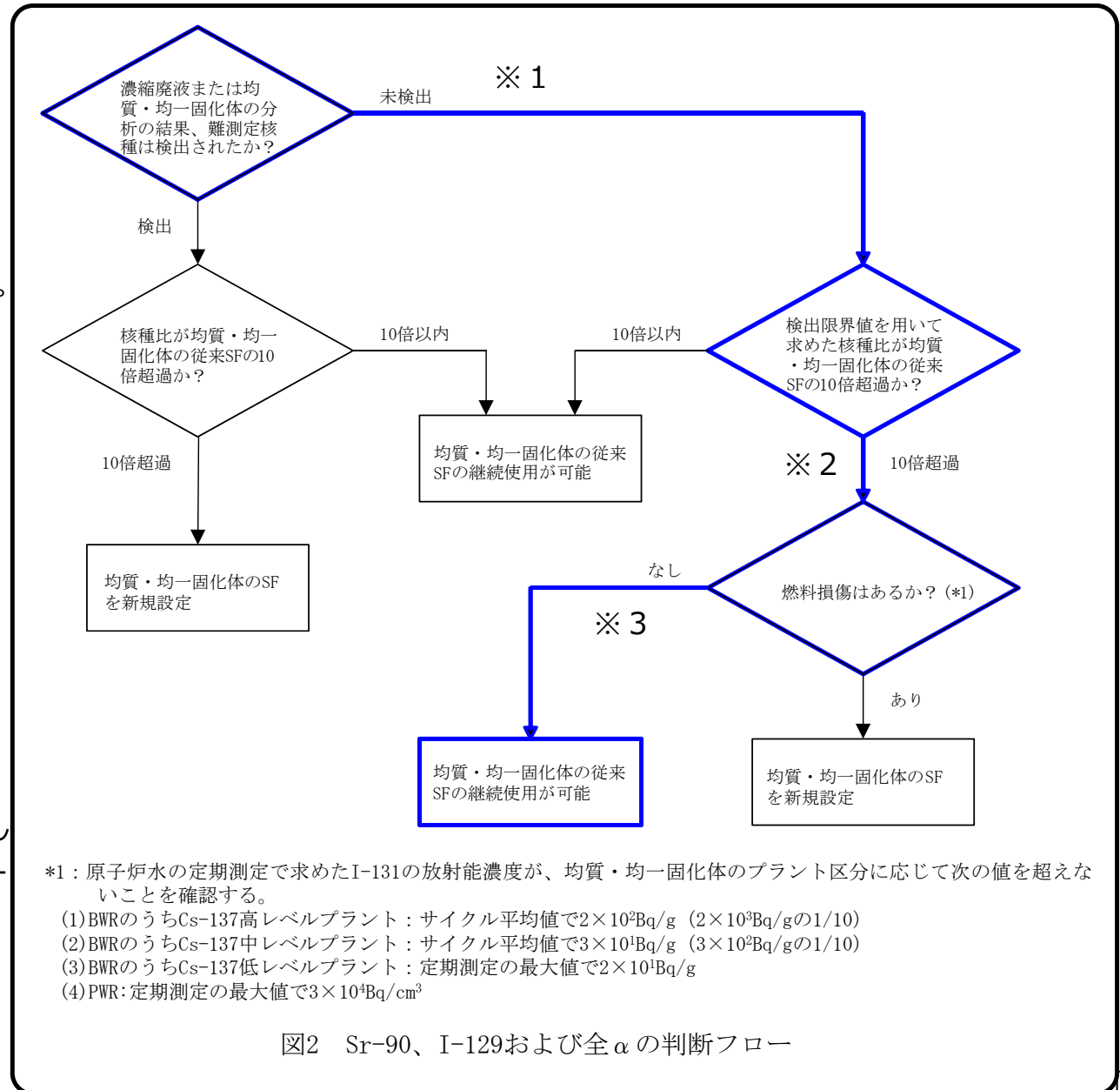
廃棄体確認要領の抜粋

➡ : 2010年度、2011年度、2015年度、2016年度全α核種の分析結果によるSF継続判断を示す。

※1 : 検出限界値とは、16頁に示す全α核種の放射能濃度であり、以下のとおり。
 2010年度 : $<7.89 \times 10^{-2}$
 2011年度 : $<6.36 \times 10^{-2}$
 2015年度 : $<5.14 \times 10^{-2}$
 2016年度 : $<4.42 \times 10^{-2}$

※2 : 16頁に示す従来SFに対する比率は、以下のとおり。
 2010年度 : 276倍
 2011年度 : 222倍
 2015年度 : 44倍
 2016年度 : 71倍

※3 : 燃料損傷はあるか(※1)の判断においての(4)PWR:定期測定 of 最大値で $3 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ の記載は、過去実績を示しているものであり、実際には、JNES-SS-0806 (2008年6月)に示すI-131濃度(PWRプラント共通 : $1 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$)にて判断する。



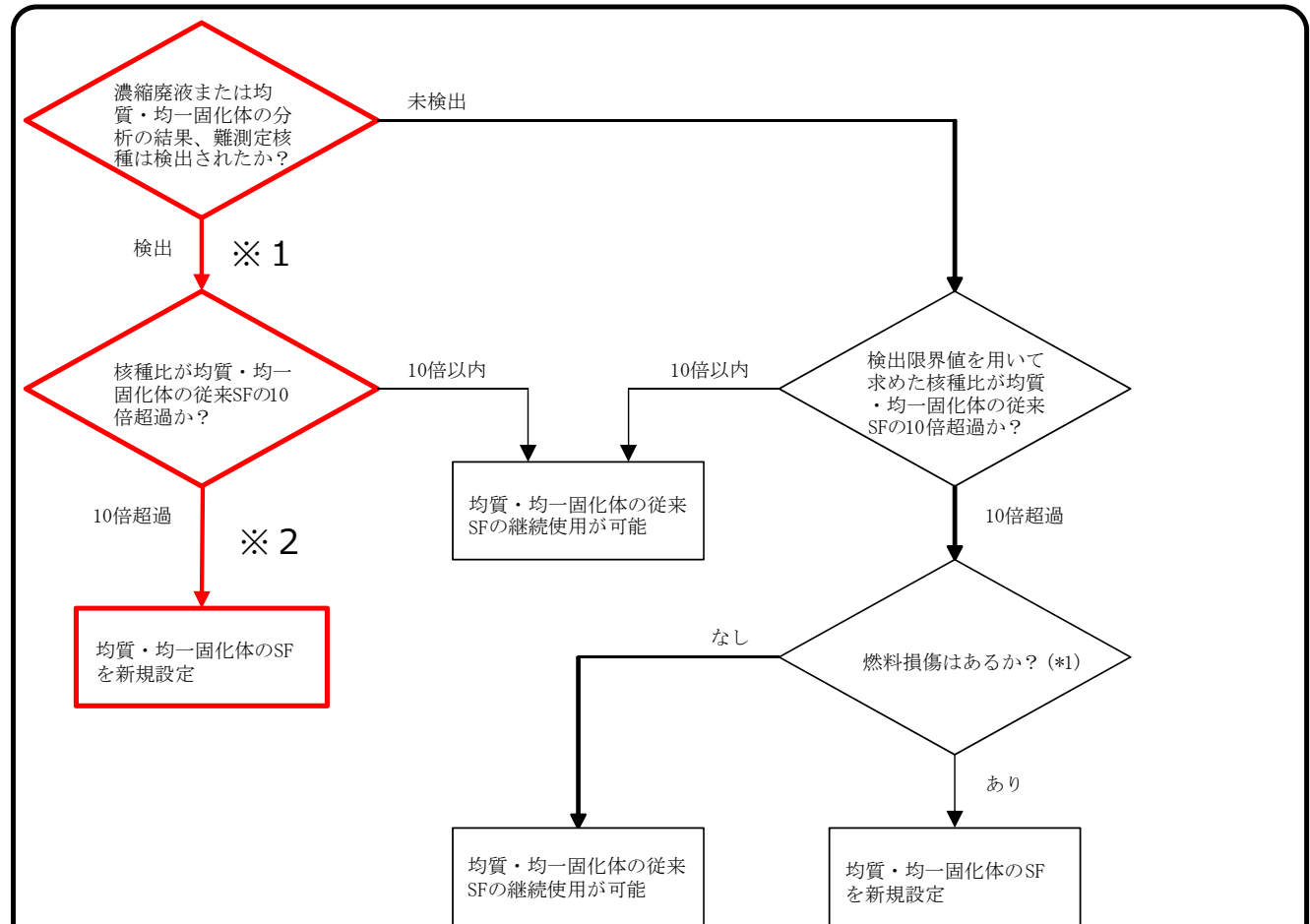
9. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について

廃棄体確認要領の抜粋

➡ : 2012～2014年度の全α核種の分析結果によるSF継続判断を示す。

※1 : 検出とは、16頁に示す全α核種の放射能濃度であり、以下のとおり。
 2012年度 : 9.83×10^{-2}
 2013年度 : 5.77×10^{-2}
 2014年度 : 7.38×10^{-2}

※2 : 16頁に示す従来SFに対する比率は、以下のとおり。
 2012年度 : 176倍
 2013年度 : 57倍
 2014年度 : 54倍



*1 : 原子炉水の定期測定で求めたI-131の放射能濃度が、均質・均一固化体のプラント区分に応じて次の値を超えないことを確認する。
 (1) BWRのうちCs-137高レベルプラント : サイクル平均値で $2 \times 10^2 \text{Bq/g}$ ($2 \times 10^3 \text{Bq/g}$ の1/10)
 (2) BWRのうちCs-137中レベルプラント : サイクル平均値で $3 \times 10^1 \text{Bq/g}$ ($3 \times 10^2 \text{Bq/g}$ の1/10)
 (3) BWRのうちCs-137低レベルプラント : 定期測定の最大値で $2 \times 10^1 \text{Bq/g}$
 (4) PWR : 定期測定の最大値で $3 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$

図2 Sr-90、I-129および全αの判断フロー

10. 充填固化体SF継続について

【2012年～2014年の充填固化体のSF継続への影響について】

充填固化体のSFは、濃縮廃液の放射能濃度比で継続可否を判断していることから、全α/Cs-137が従来SFに対して10倍を超過していないことを確認している。

九州電力は、固型化前の濃縮廃液が発生した段階における全αの放射能濃度比が従来SFの10倍を超えていないかどうかの計算結果は以下のとおり。

表 全α/Cs-137 放射能濃度比の計算結果

	2010年度	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度
全α(Bq/g)	N.D. ($<7.93 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<6.35 \times 10^{-2}$)	6.92×10^{-2}	4.82×10^{-2}	4.99×10^{-2}	N.D. ($<5.14 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<4.12 \times 10^{-2}$)
Cs-137(Bq/g)	N.D. ($<5.86 \times 10^{-2}$)	1.21×10^0	1.93×10^0	1.95×10^0	4.36×10^0	3.82×10^0	1.77×10^0
発生本数割合：濃廃/洗浄	6/1	10/1	5/1	6/1	6/1	12/1	6/1
全α/Cs-137	$1.36 \times 10^{0*}$	$5.25 \times 10^{-2*}$	3.58×10^{-2}	2.47×10^{-2}	1.14×10^{-2}	$1.35 \times 10^{-2*}$	$2.33 \times 10^{-2*}$
SF10倍	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}	3.70×10^{-2}
(全α/Cs-137)/(SF10倍)	<u>36.76*</u>	<u>1.42*</u>	<u>0.97</u>	<u>0.67</u>	<u>0.31</u>	<u>0.37*</u>	<u>0.63*</u>

※検出限界値を用いて算出したもの。

<結論>

均質・均一固化体の全α10倍超過は、濃縮廃液の固化処理装置内での移行特性に起因するものであり、濃縮廃液が発生した段階において、SFの10倍を超えていないことから、**充填固化体のSF継続には影響しない。**

1 1. 申請放射エネルギーを超えないことの確認、管理について

【申請放射エネルギーを超えないことについて、現状の管理方法】

申請放射エネルギーを超えないことについて、現状の管理方法は以下のとおり。

＜受入計画作成段階＞

保安規定の下部規定（廃棄物埋設計画作成要領）に基づき、次年度の受入計画（案）を作成するにあたり、申請書等に記載した放射性物質の種類毎の放射エネルギーを超えないこと、放射エネルギーに極端な片寄りがないこと等の遵守事項を満足していることを確認している。

受入計画作成段階においては、過去の受入実績等により保守的に放射エネルギーを推定した上で確認している。満足しない場合は、受入不可となるため、電力と協議・再調整する。

＜廃棄物埋設確認申請（前）段階＞

保安規定の下部規定（廃棄体確認要領）に基づき、申請予定廃棄体を埋設した場合における埋設施設の状況が申請書等に記載した放射性物質の種類毎の放射エネルギーを超えないこと、放射性物質濃度に極端な片寄りがないことなどの遵守事項を満足していることを確認している。

廃棄物埋設確認申請（前）段階においては、電力より受領する申請予定廃棄体データ（受入れ予定廃棄体に対する自主検査が終了し、放射エネルギーが確定）を基に放射エネルギーの確認を行っている。満足しない場合は、受入不可となるため、計画部門と受入計画に関する調整を行うとともに、電力と協議・再調整する。

以上のことから、現状、各段階において申請放射エネルギーを超えることはないことを確認しており、今後の廃棄体の受入れにおいても同様の対応にて管理・継続していくこととなる。

12. おわりに

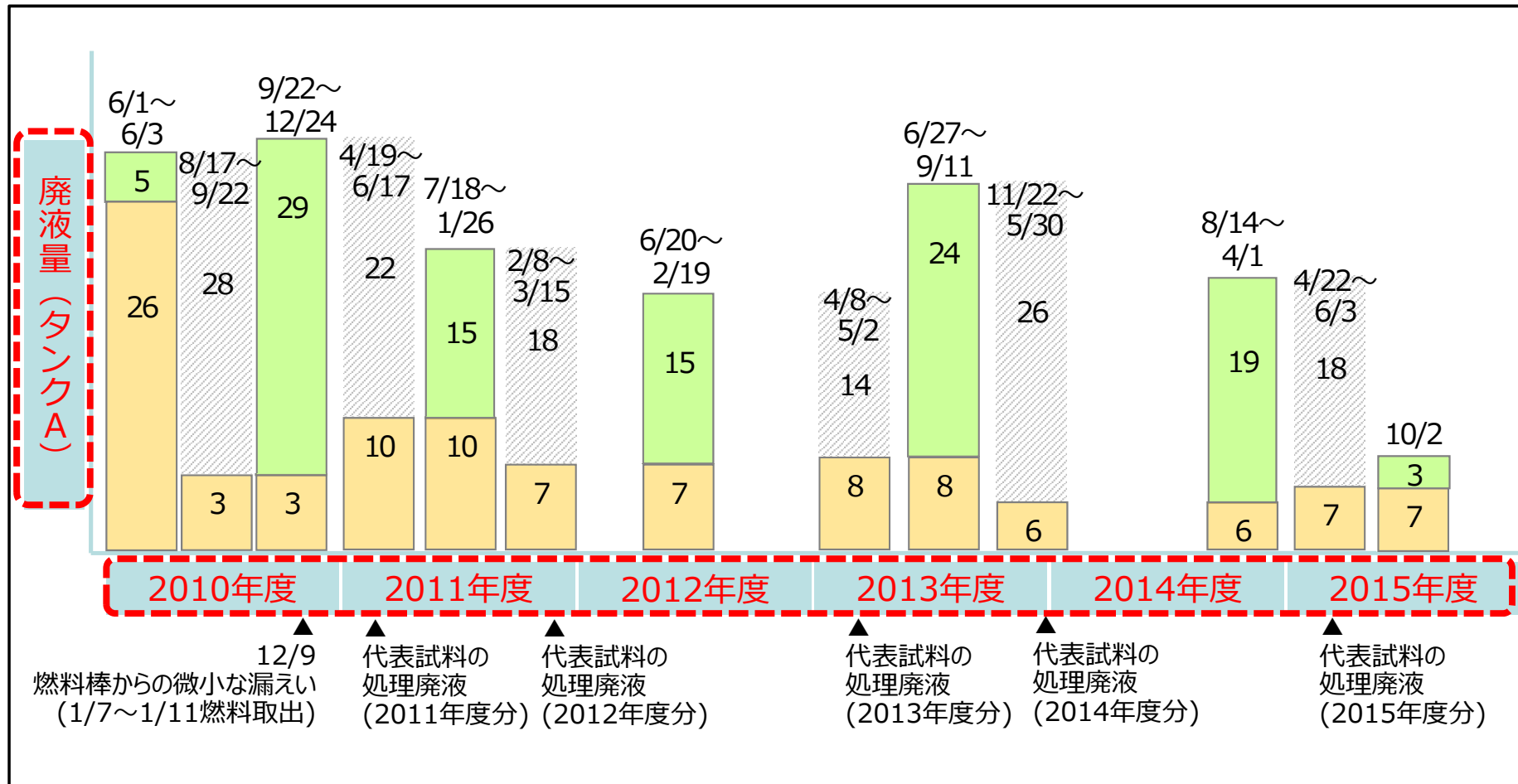
【今後のSF等継続評価について】

今回のSF新規設定に係る検討や審査会合等を踏まえた新たな視点（代表試料の考え方、SF設定期間を設定する上での廃液処理状況等による定量的な評価等）も考慮し、今後のSF等継続評価を行う。

補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説①）】

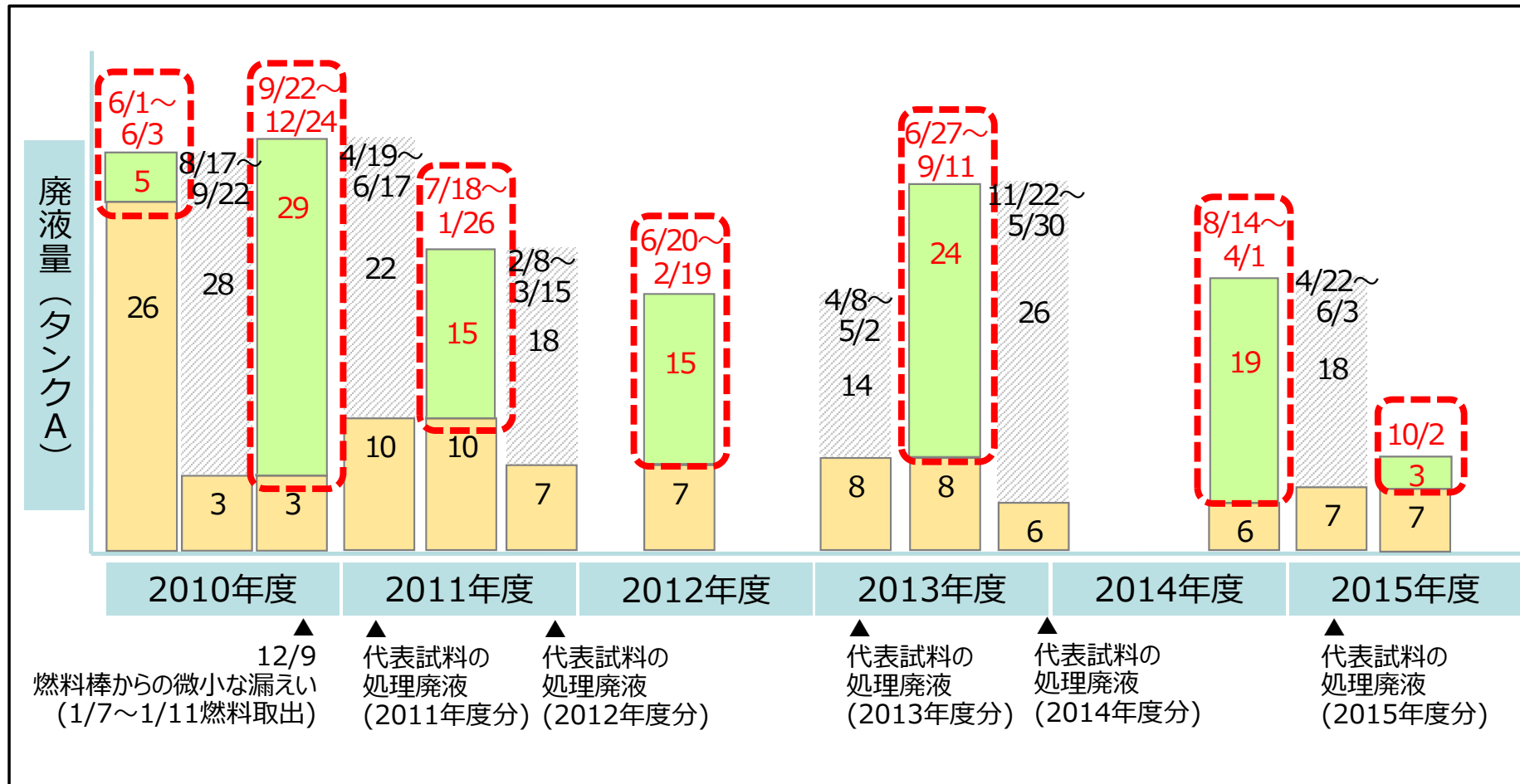
- ・廃液受入タンクには、タンクAとタンクBの2系統が存在する。
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクAの状況であり、縦軸は廃液受入タンクAの廃液量（m³）を、横軸は2010年度～2015年度の廃液受入状況と廃液処理状況を示したもの。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説②）】

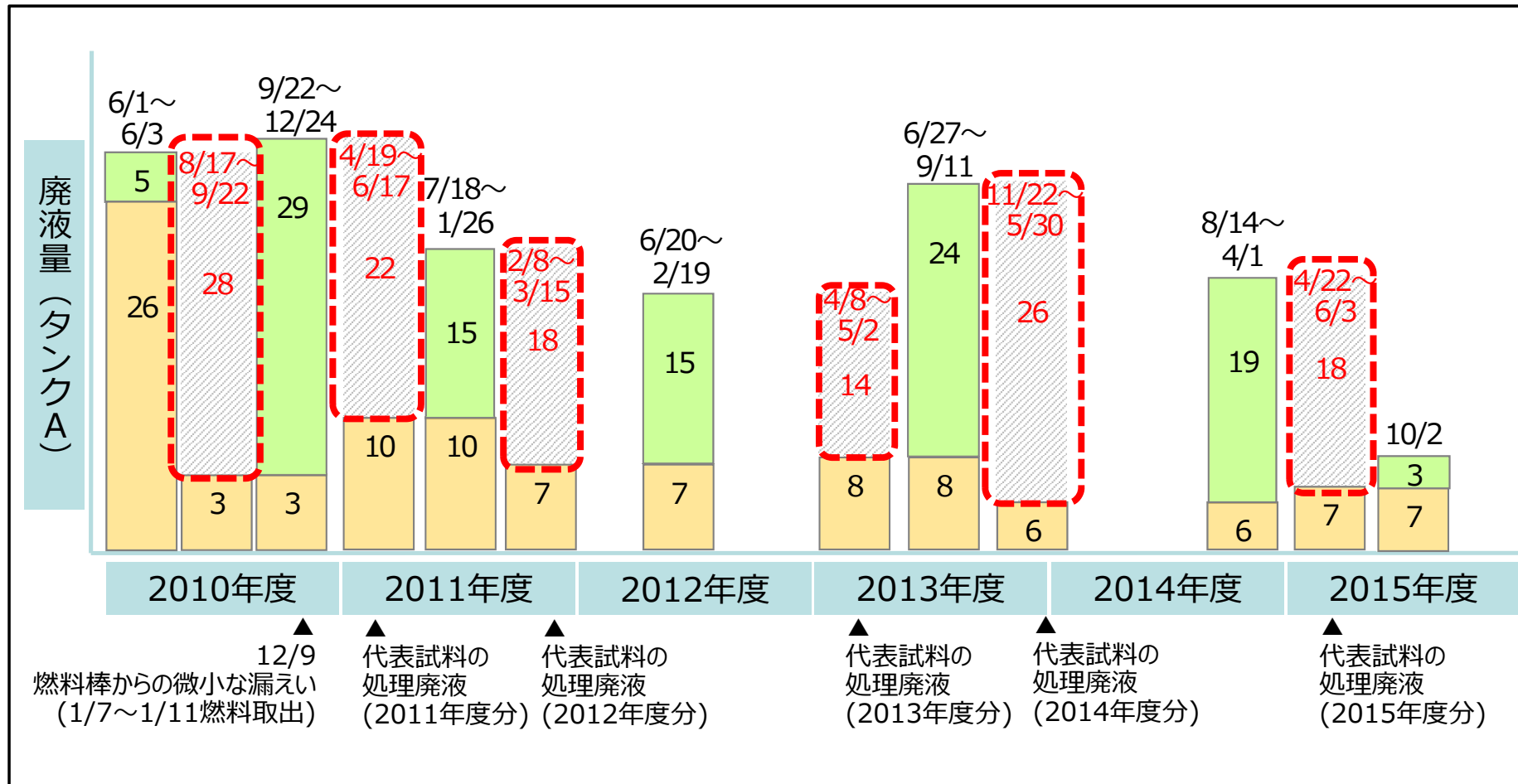
・以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクAに廃液を受入れた時期と廃液受入量（m³）を示したものの。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説③）】

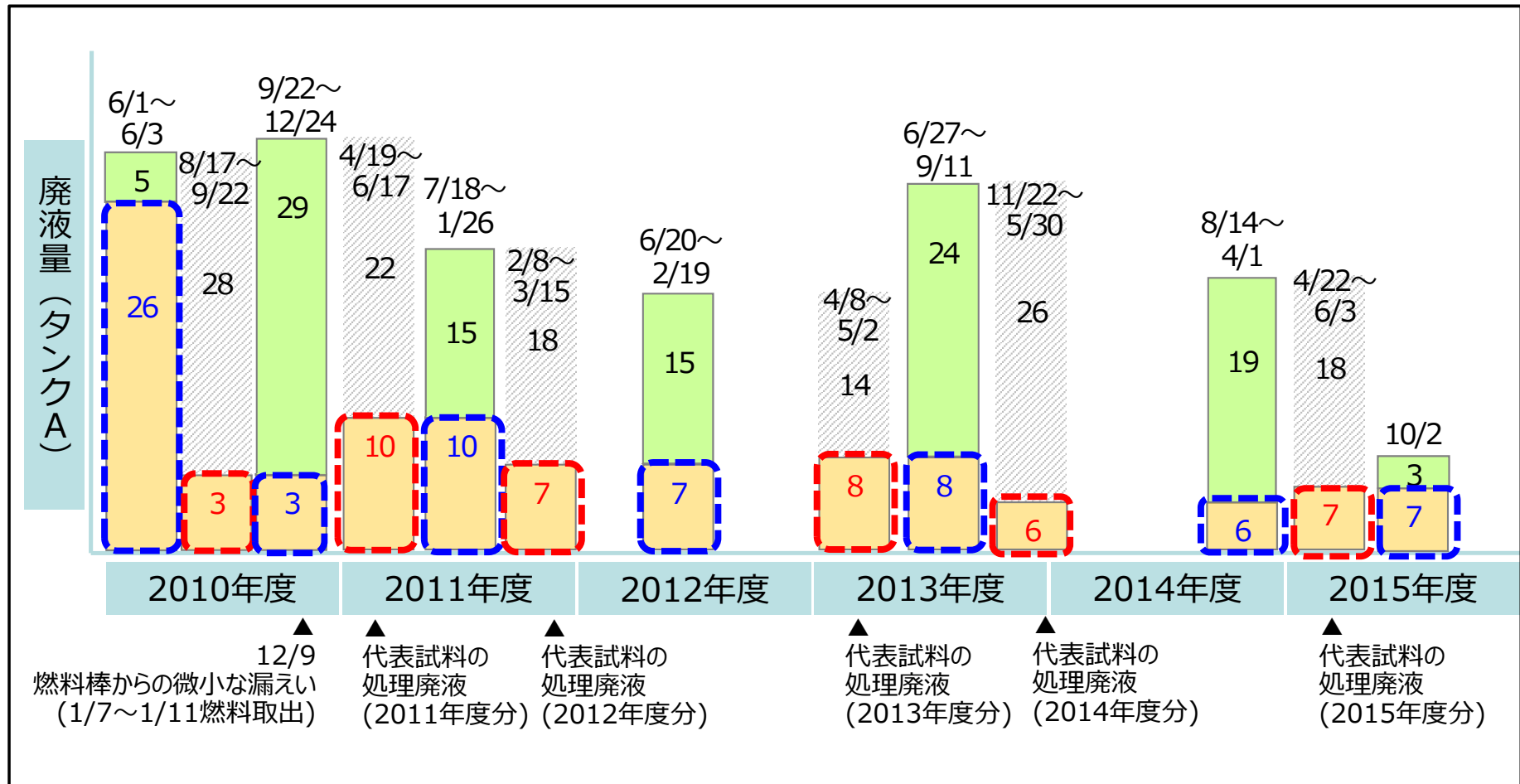
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクAの廃液を処理した時期と廃液処理量（m³）を示したもの。
- ・廃液処理により、濃縮セメント固化体および洗浄セメント固化体が発生する。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説④）】

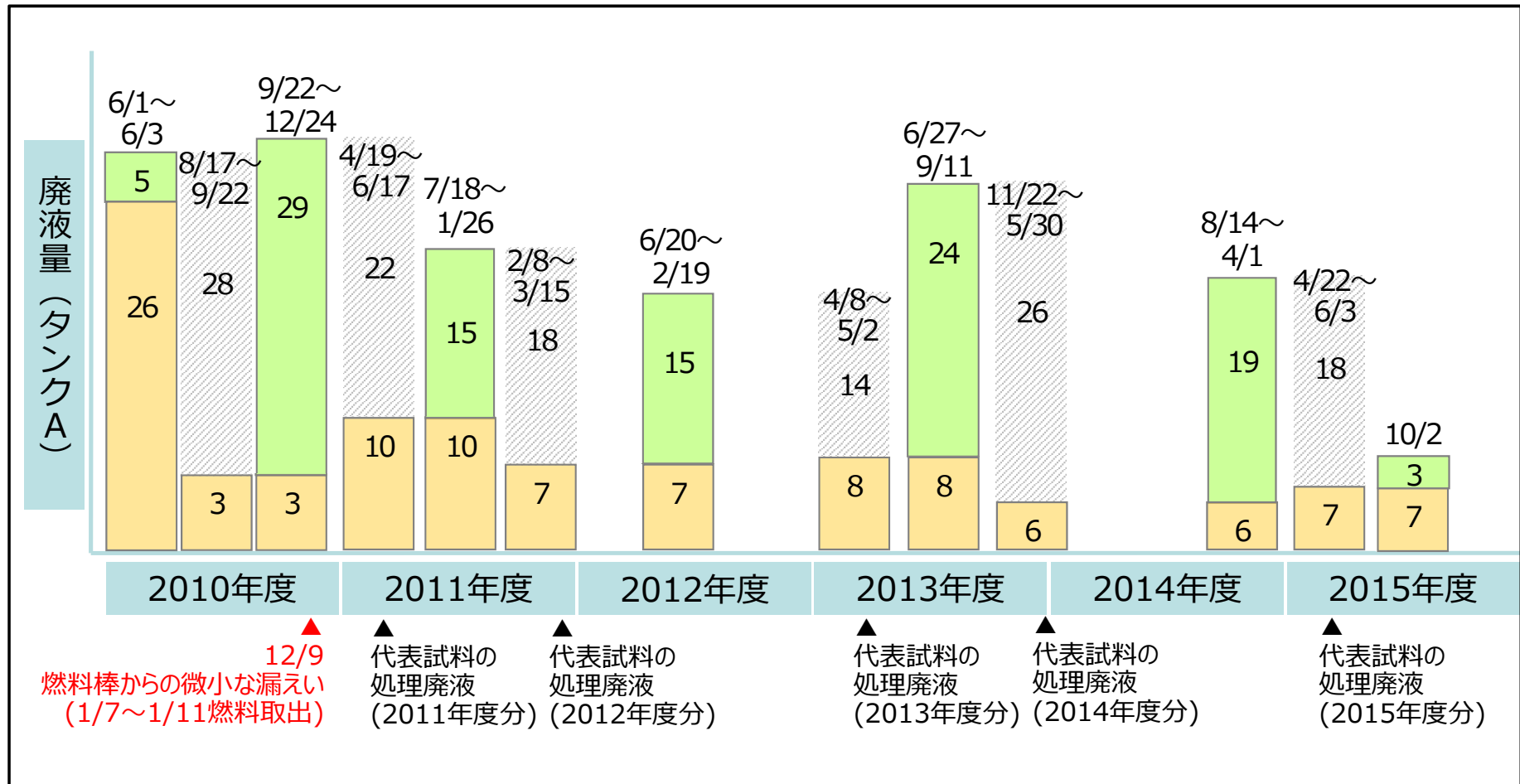
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液処理後の廃液受入タンクAの残液量（m³）を示したものの。
- ・以下の図（青字箇所）は廃液受入タンクAの残液量（m³）を示したものであるが、実際には新たに受け入れる廃液と混ざり合っている状態となる。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説⑤）】

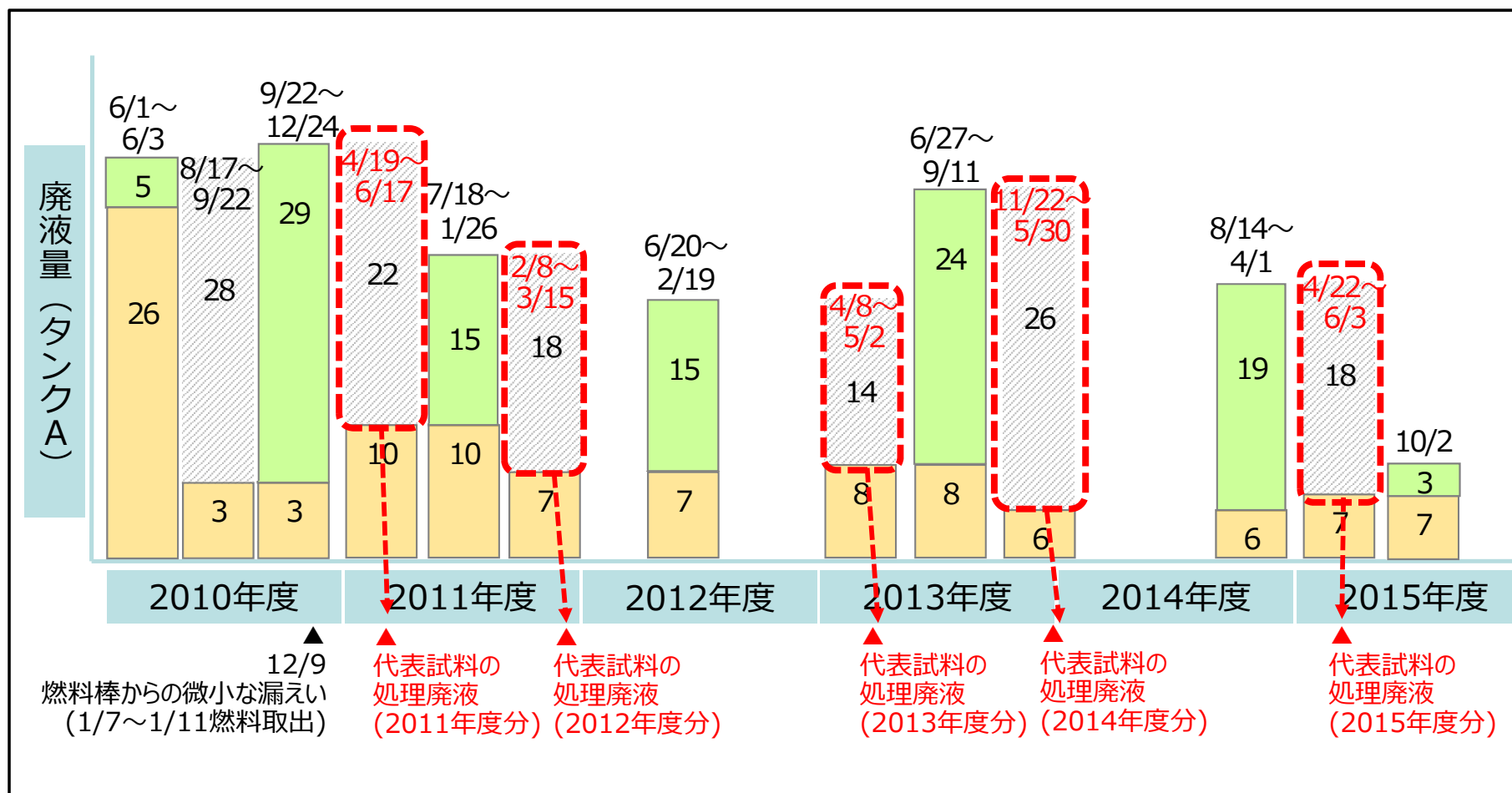
- ・以下の図（赤字箇所）は玄海原子力発電所3号機における「燃料棒からの微小な漏えい（よう素濃度の上昇）」を確認した時期を示したものの。
- ・以下の図（赤字箇所）のうちカッコ内は、微小な漏えいを確認した燃料を取出した時期を示したものの。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（図の解説⑥）】

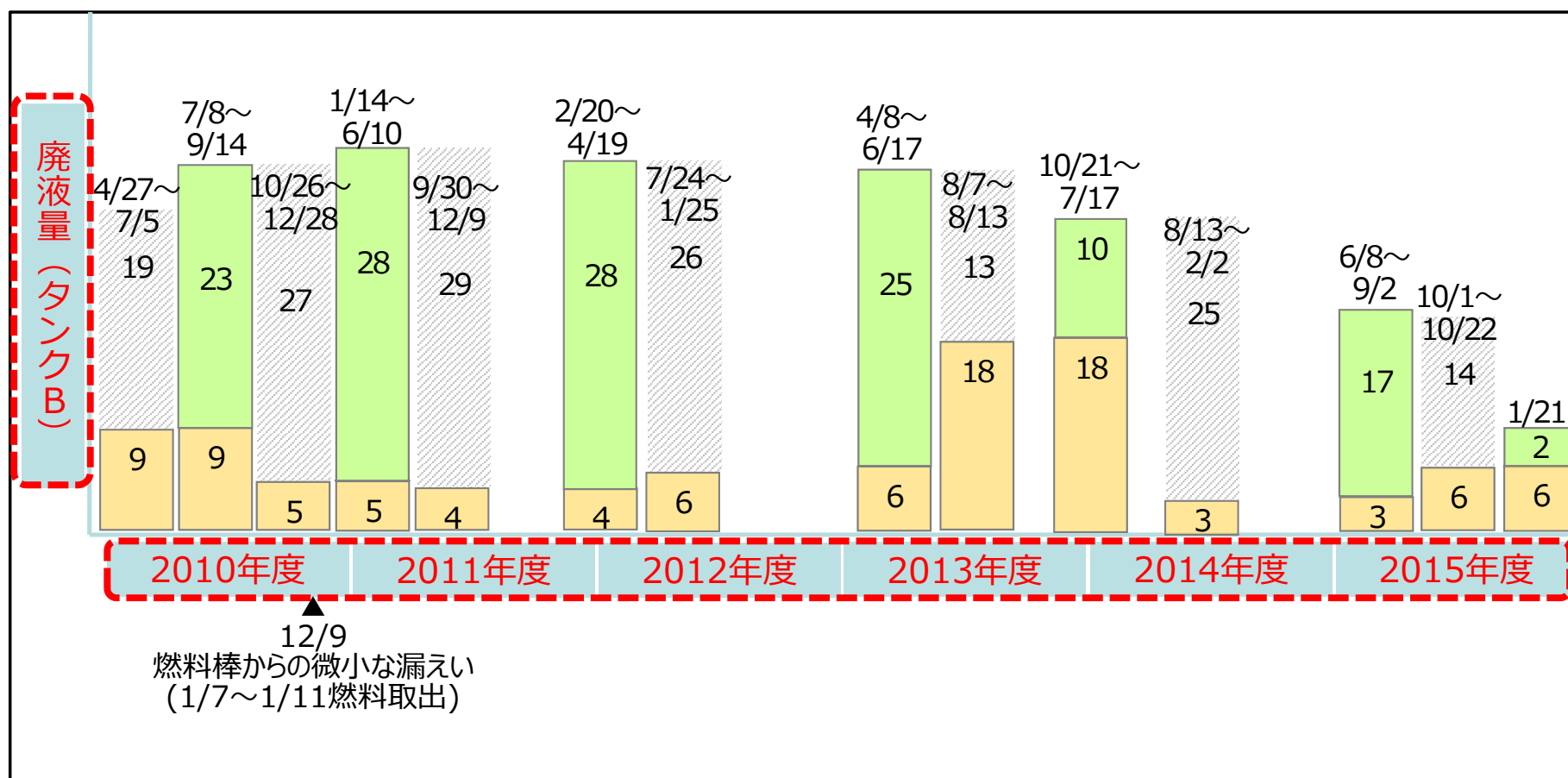
- ・以下の図（赤字箇所）は年度の代表試料として選定した洗浄セメント固化体に関する処理バッチを示したものの。
- ・2011～2015年度までの代表試料は全てタンクAに由来する洗浄セメント固化体から採取している。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（図の解説①）】

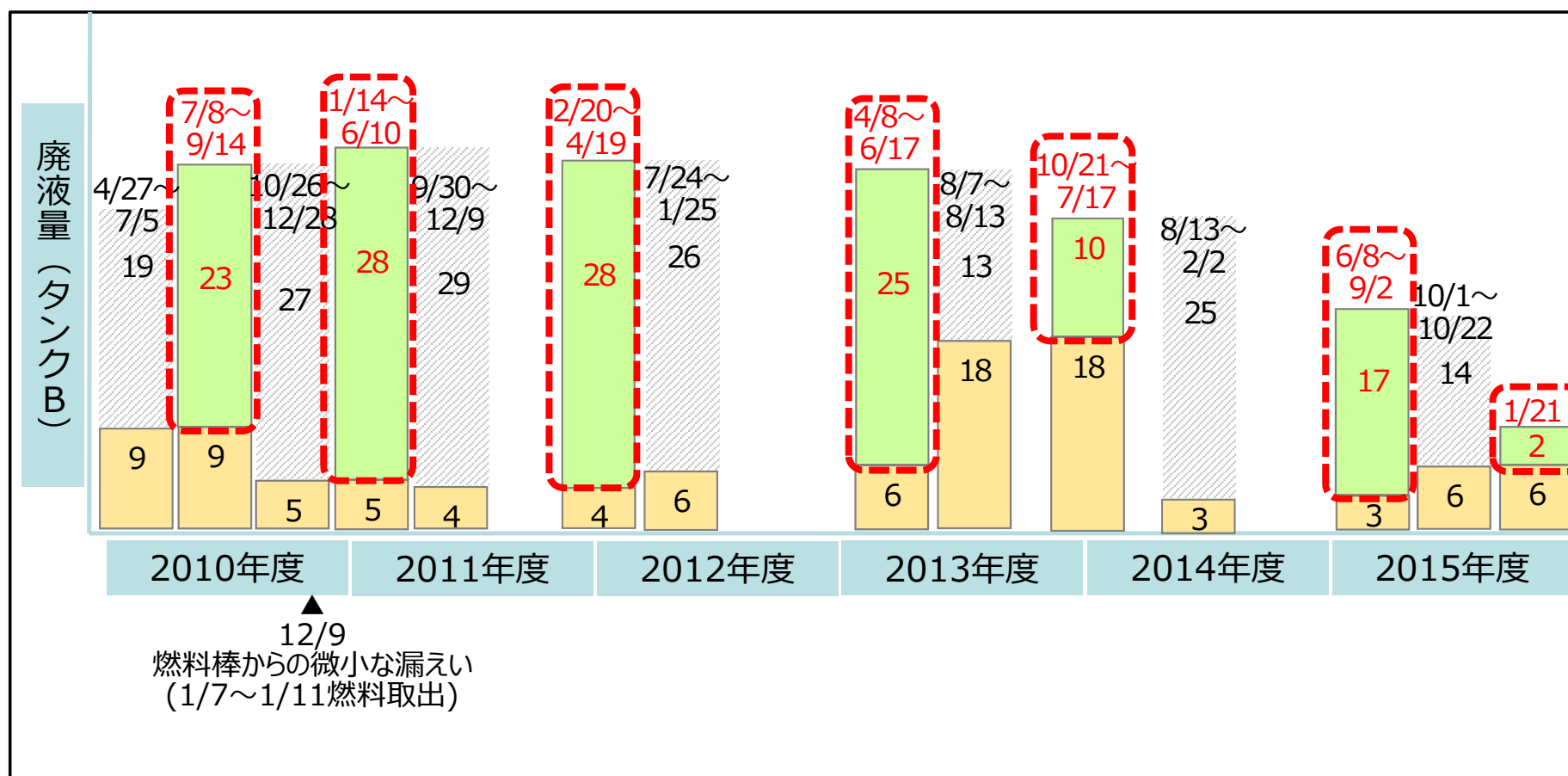
- ・廃液受入タンクには、タンクAとタンクBの2系統が存在する。
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクBの状況であり、縦軸は廃液受入タンクBの廃液量（m³）を、横軸は2010年度～2015年度の廃液受入状況と廃液処理状況を示したものの。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（図の解説②）】

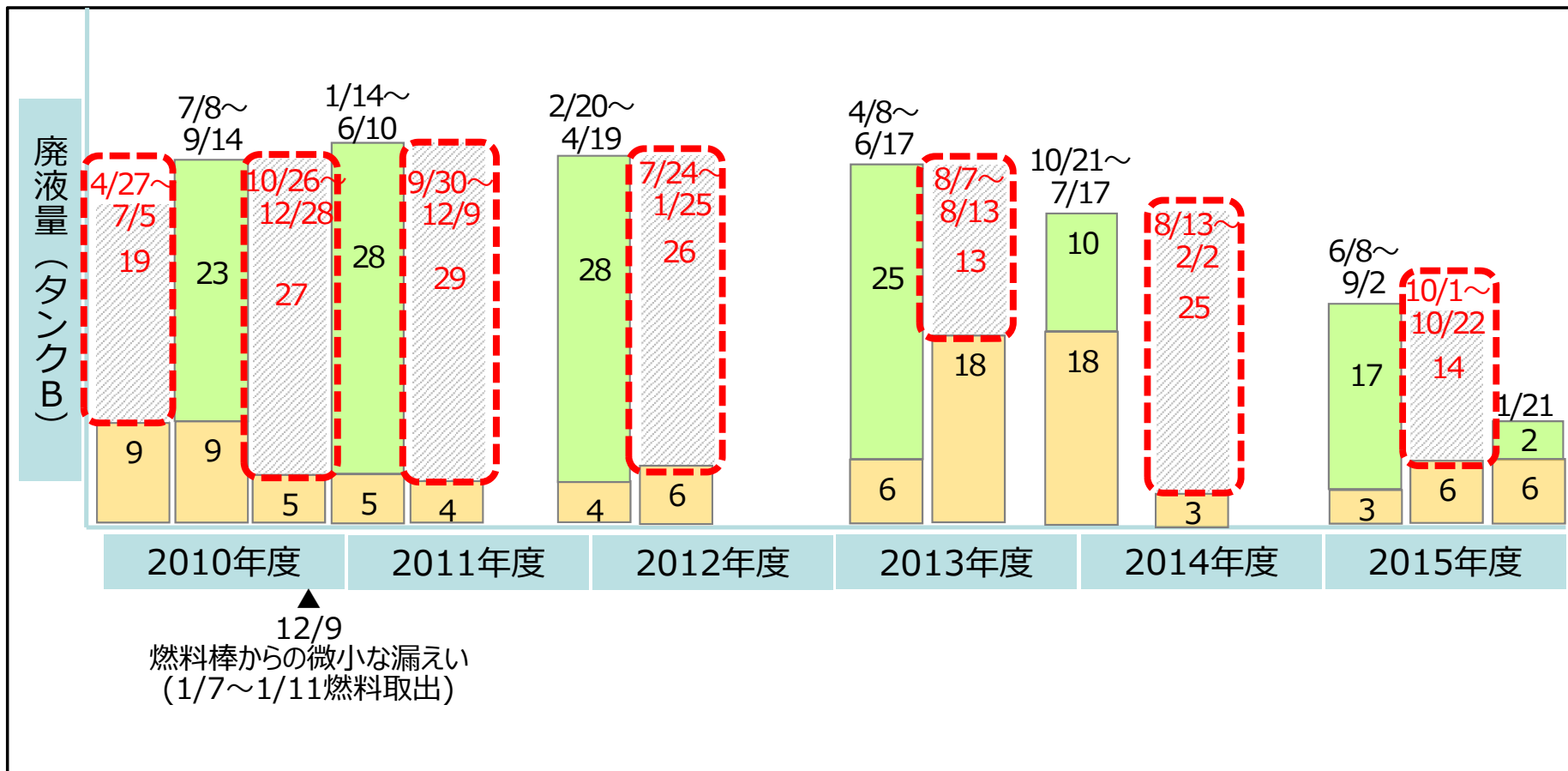
- 以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクBに廃液を受入れた時期と廃液受入量（m³）を示したものの。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（図の解説③）】

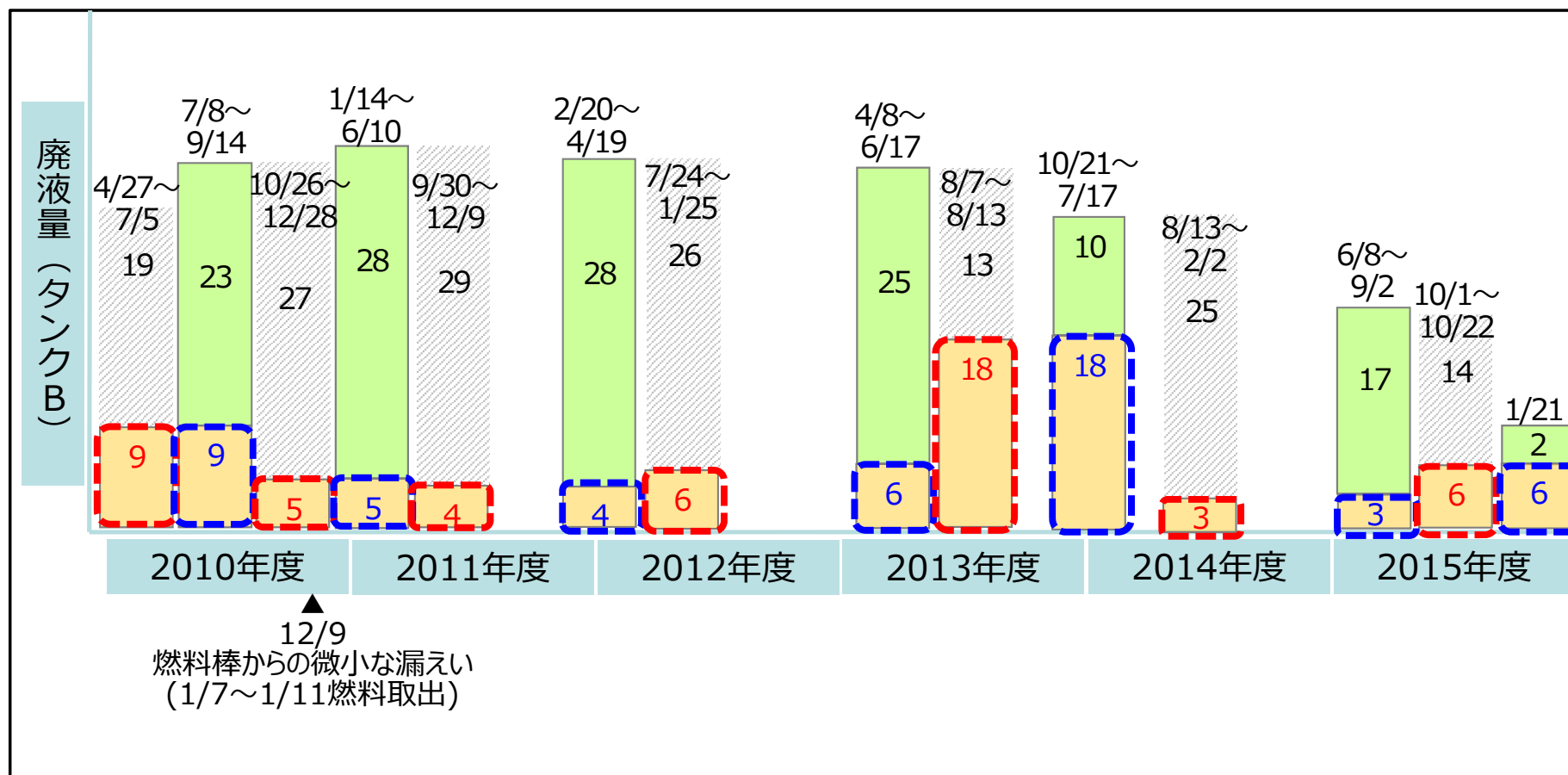
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液受入タンクBの廃液を処理した時期と廃液処理量（m³）を示したものの。
- ・廃液処理により、濃縮セメント固化体および洗浄セメント固化体が発生する。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（図の解説④）】

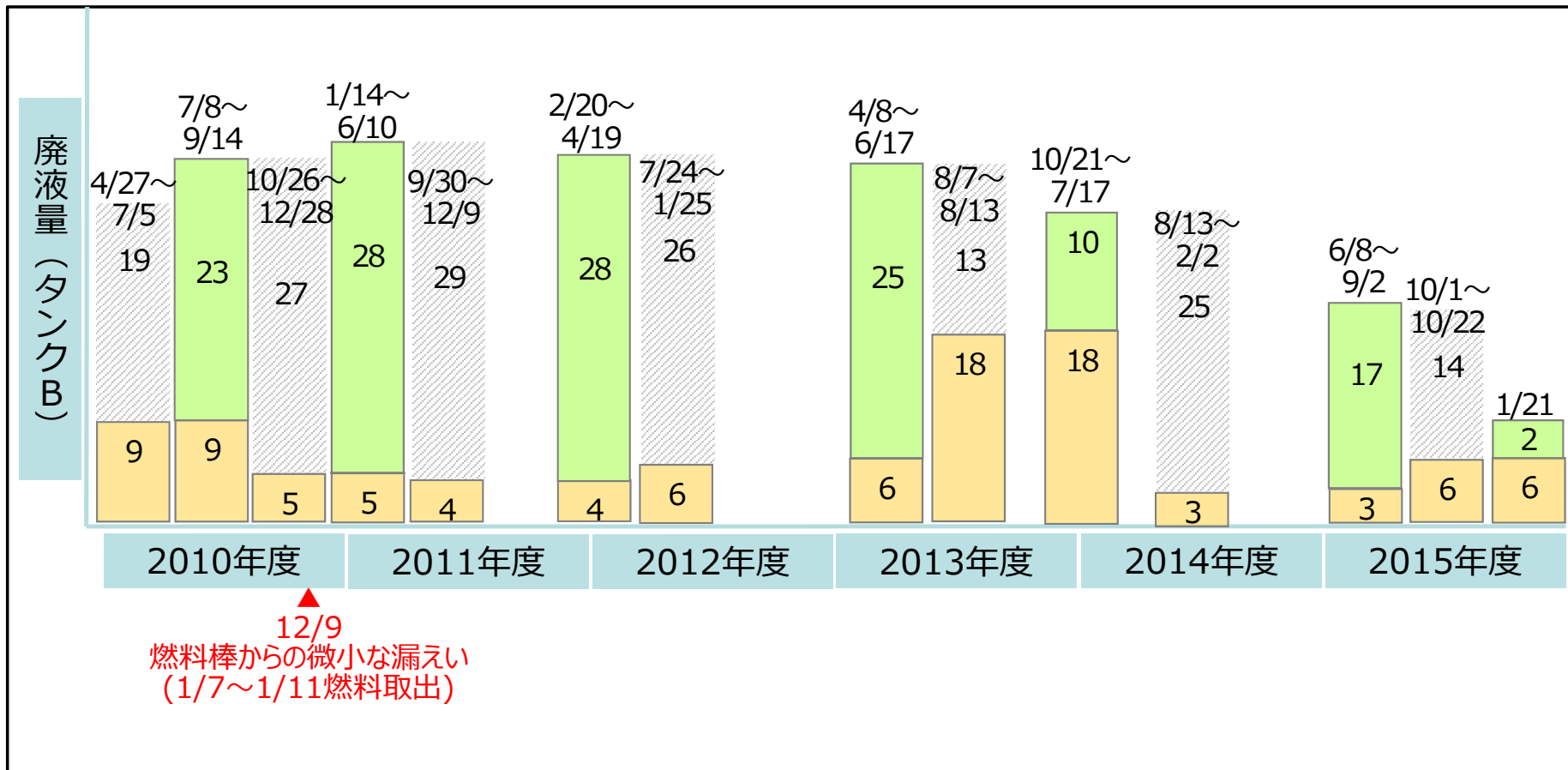
- ・以下の図（赤字箇所）は廃液処理後の廃液受入タンクBの残液量（m³）を示したものの。
- ・以下の図（青字箇所）は廃液受入タンクBの残液量（m³）を示したものであるが、実際には新たに受け入れる廃液と混ざり合っている状態となる。



補足：廃液受入タンクA・Bの廃液受入・処理状況図の解説

【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（図の解説⑤）】

- ・以下の図（赤字箇所）は玄海原子力発電所3号機における「燃料棒からの微小な漏えい（よう素濃度の上昇）」を確認した時期を示したもの。
- ・以下の図（赤字箇所）のうちカッコ内は、微小な漏えいを確認した燃料を取出した時期を示したもの。



添付資料 2

Cs-137および全 α 核種の分析方法について

目次

1. Cs-137の分析方法

- (1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋 …… 72
- (2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋 ……………74

2. 全 α 核種の分析方法

- (1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋 …… 86
- (2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋 ……………88

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋

3.9 Cs-137

① 液体試料(鉄共沈法)

$\text{H}_2\text{SO}_4/\text{KMnO}_4$ 処理を行い、溶液に鉄担体を添加し、鉄共沈操作により妨害核種除去を行う。必要に応じ AgI 共沈操作を加える。溶液中のCs-137の γ 線をGe検出器で測定する。

② 液体試料(よう化ビスマス酸/塩化白金酸沈澱分離法)

HNO_3 環境下で蒸発濃縮し、水酸化鉄、水酸化ランタン共沈処理、引き続き炭酸バリウム、炭酸ストロンチウム共沈処理を行う。氷酢酸を添加し、溶液を中和する。よう化ビスマス酸を添加し、よう化ビスマス酸セシウム沈殿を回収する。沈殿を NaOH で溶解し、次いで塩化白金酸セシウム沈殿として回収する。Cs-137の γ 線をGe検出器で測定する。

③ セメント試料

粉体試料を $\text{HNO}_3/\text{HClO}_4$ で溶解する。溶液に対し鉄共沈操作、必要に応じ水酸化コバルト沈澱、硫化コバルト沈澱処理を行い、溶液中のCs-137の γ 線をGe検出器で測定する。

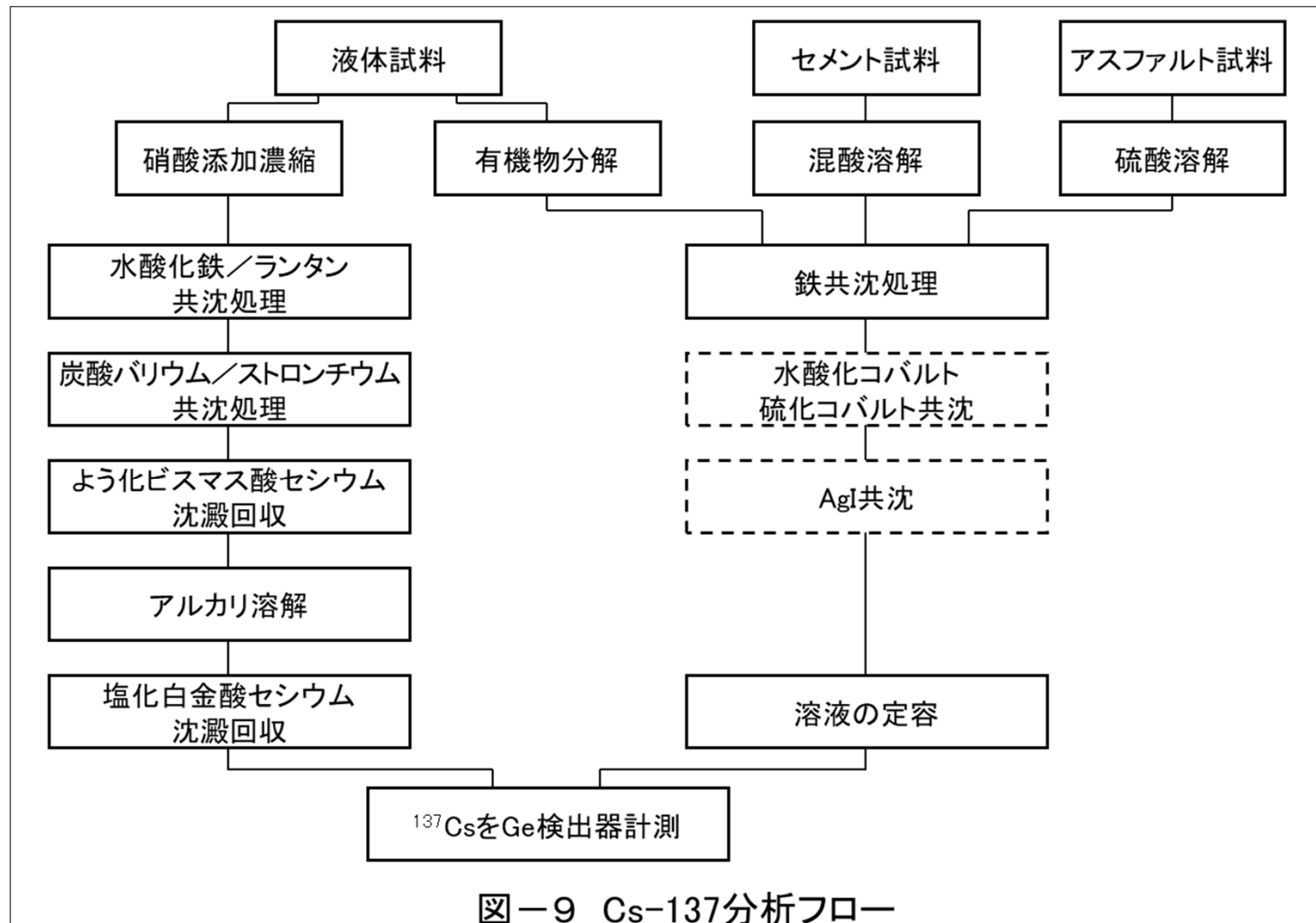
④ アスファルト試料

$\text{H}_2\text{SO}_4/\text{H}_2\text{O}_2$ で溶解する。セメントと同様の共沈操作を行う。

Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋



Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

PWR液体試料中のセシウム(Cs-137)分析法

1. 範囲

本分析法は、PWRプロセス流体中の ^{134}Cs および ^{137}Cs の分析法に関して示したものである。

2. 分析法概要

^{134}Cs および ^{137}Cs は、Ge半導体検出器を用いた γ 線スペクトロメリーで定量分析が可能である。ここでは、 ^{134}Cs および ^{137}Cs が γ 線スペクトロメリーで直接定量ができない場合、その検出限界を下げるため、妨害となる放射性核種を鉄共沈法で除去した後、 γ 線スペクトロメリーによる定量を行う共沈法と、共沈法では検出限界を下げきれなかった場合を考慮して、セシウム元素をヨウ化ビスマス酸セシウムとして沈殿分離処理して計測する、沈殿分離法の2法を用いる。

^{134}Cs は、半減期2.062年で主に605KeVと796KeVの γ 線を放出する。

^{137}Cs は、半減期30.0年で主に662KeVの γ 線を放出する。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

3. 共沈法

3.1 分析装置、器具および試薬

(1) 装置

- ① Ge半導体検出器
- ② 吸引濾過装置一式
- ③ 電熱器(300、600および1200Wの切換え可能なもの)
- ④ 化学天秤
- ⑤ 原子吸光／炎光分光分析装置

(2) 器具

- ① ホールピペット(1ml、2ml)
- ② ビーカ(100ml、300ml、500ml、1000ml)
- ③ 計測用ポリビン(100ml広口)
- ④ pH試験紙(全域用)
- ⑤ 0.45 μ mメンブランフィルタ(47mm ϕ)[ミリポア社製]
- ⑥ メスシリンダ(試料分取用、100ml)
- ⑦ ビーカ用時計皿(1000mlビーカ用等)

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

- ⑧ 攪拌棒(4mm ϕ × 180mm)
- ⑨ 5C定量濾紙(47mm ϕ)
- ⑩ デシケータ
- ⑪ 安全ピペッタ(定量50ml)
- ⑫ 分離型フィルタホルダ(47mm ϕ)

(3) 試薬

- ① 水酸化ナトリウム溶液(6M)
- ② 硝酸銀溶液(10%)
- ③ 塩化ナトリウム溶液(10%)
- ④ 硫酸(conc)
- ⑤ 過マンガン酸カリウム溶液(2%)
- ⑥ 硝酸(conc)
- ⑦ アンモニア水(28.0~30.0%)(1+9)

(4) 担体溶液

- ① セシウム担体溶液(10mgCs⁺/ml): CsNo₃
- ② 鉄(Ⅲ)担体溶液(10mg³⁺/ml): Fe(No₃)₃

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

3.2 分析操作

(1) 試料をビーカに分取し、セシウム担体溶液2mlを添加する。(試料量は分析目標の検出限界値を満足できる量とする。)

(2) 試料中に還元性物質等がある場合(特に濃縮廃液等の試料)は、酸化処理を行う。操作例としては、硫酸(conc)を加え酸性(pH<1.0)に調整する。アスファルト固化装置供給液タンク水(濃縮廃液)のようにアルカリ試料の場合は、硫酸添加時に突沸するので注意すること。

試料がピンク色を呈するまで過マンガン酸カリウム溶液(2%)を加え、時計皿をして300W電熱器上で40~60分加熱し、液が透き通る感じになるまで続ける。

(3) 試料に鉄担体1mlを加え、攪拌し、加熱を続ける。

(4) 加熱しながら、水酸化ナトリウム溶液(6M)を水酸化第二鉄の沈殿ができるまでゆっくり加える。

さらに、試料中に ^{110m}Ag の存在が考えられる試料(1次冷却材等)については、塩化ナトリウム溶液1~2mlを加え白色の沈殿が生じるまで硝酸銀溶液を加える。(塩化銀として除去)

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

3.2 分析操作

- (5) 冷却後、これを $0.45\ \mu\text{m}$ のメンブランフィルタで吸引濾過する。フィルタは、100ml純水に水酸化ナトリウム溶液(6M)0.1mlを添加したアルカリ水で十分洗浄する。
- (6) 濾液を100mlにメスアップしポリビンに入れ、Ge半導体検出器により γ 線スペクトロメトリにより、 ^{137}Cs を定量する。有機物の分解処理等鉄共沈以外の操作を行った場合は、蛍光分光分析によりCsの化学回収率を求め、鉄共沈のみの場合は化学回収率は、100%とする。
- (7) 分析フローシートを図-1に示す。

3.3 放射能濃度の計算

γ 線スペクトロメトリ解析プログラムにより濃度計算を行う。

Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4. 沈殿分離法

4.1 分析装置、器具及び試薬

(1) 装置

- ① Ge半導体検出器及び解析システム
- ② 吸引濾過装置一式
- ③ 遠心分離器
- ④ 化学天秤
- ⑤ 電熱器(300、600および1200Wの切換え可能なもの)
- ⑥ 乾燥器

(2) 器具

- ① ホールピペット(1ml, 2ml)
- ② ビーカ(100ml, 1000ml等)
- ③ pH試験紙(全域用)
- ④ 氷浴
- ⑤ 5C定量濾紙(25mmφ)
- ⑥ 攪拌棒(4mmφ × 180mm)
- ⑦ 沈澱管(100ml等)
- ⑧ 分離型フィルタホルダ(25mmφ)
- ⑨ 安全ピペット(容量50ml)

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

(3) 試薬

- ① 氷酢酸
- ② 酸化ビスマス(Bi_2O_3)
- ③ よう化水素酸(50%)
- ④ よう化ビスマス酸試薬:酸化ビスマス50gを50%よう化水素酸250g中に溶解する。
- ⑤ 塩化白金酸溶液(10%)
- ⑥ エタノール
- ⑦ 過酸化水素水(30~35.5%)
- ⑧ 塩酸(0.5M)
- ⑨ 炭酸ナトリウム溶液(2M)
- ⑩ 硝酸(conc)
- ⑪ 水酸化ナトリウム溶液(6M)

(4) 担体溶液

- ① セシウム溶液(10mg as Cs^+ /ml): CsNO_3
- ② 鉄担体溶液(10mg as Fe^{3+} /ml): $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$
- ③ ランタン担体溶液(10mg as La^{3+} /ml): $\text{La}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$
- ④ バリウム担体溶液(10mg as Ba^{2+} /ml): $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$
- ⑤ ストロンチウム担体溶液(10mg as Sr^{2+} /ml): $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4.2 分析操作

図-2に沈殿分離法の分析フローシートを示す。

- (1) 1ℓビーカに試料を分取し、セシウム担体2mℓを加え、硝酸(conc)で酸性とした後蒸発濃縮する。次に鉄(Fe)、ランタン(La)、バリウム(Ba)、ストロンチウム(Sr)担体溶液各々1mℓを加え、沸騰するまで加熱し、水酸化ナトリウム溶液(6M)を滴下し、水酸化鉄、水酸化ランタンを沈殿させる。これに2Mの炭酸ナトリウム溶液を加え、バリウム、ストロンチウムの炭酸塩を沈殿させ熟成後、冷却し遠心分離して沈殿を捨てる。
- (2) 泡が出なくなるまで氷酢酸を滴下し、2~3滴過剰に加える。これにより化ビスマス酸試薬10mℓを加え、氷浴中で5分間攪拌しながら冷却する。これを遠心分離して上澄液を廃棄する。
- (3) よう化ビスマス酸セシウムの赤色沈殿を、冷却した塩酸(0.5M)5mℓで2回洗浄し、遠心分離後洗浄水は廃棄する。
- (4) 水酸化ナトリウム溶液(6M)1滴を加え、よう化ビスマス酸セシウムの溶解を完全にするため攪拌する。赤色が消えて水酸化ビスマスの白色沈殿物が生成したら、水で5mℓに希釈し遠心分離をして沈殿を廃棄する。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4.2 分析操作

- (5) 硝酸 (conc) 1ml を加え酸性にし、加熱・沸騰させ、よう素を除去し (よう素を完全に除去するため、過酸化水素水 1、2 滴を加えると良い) 放冷する。
- (6) 塩酸 (conc) と塩化白金酸溶液 (10%) を各々 3ml ずつ加え加熱して、塩化白金酸セシウムの黄色の沈殿を熟成させる。氷浴中で冷却しながらエタノールを加える。遠心分離した後、上澄液を廃棄する。
- (7) 沈殿を重量既知の濾紙に移し、冷水 5ml で 2 回、エタノール 5ml で 3 回洗浄し、110°C で 10 分間乾燥した後デシケータで放冷し秤量後、計測用にマウントする。

Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4.3 放射能濃度の計算

所有のγ線スペクトロメトリ解析プログラムにより計算を行う。沈殿分離法では、セシウムの回収率を計算するため原則として、以下の計算方法による。

$$\text{Cs (Bq/ml)} = \frac{(a-b) \times 10^4}{E \times V \times \sigma \times 60} \times \frac{f \times c}{0.395 \times W}$$

ただし、a: 沈殿の計数率 (cpm)

b: バックグラウンドの計数率 (cpm)

E: 測定効率 (%)

V: 試料の容量 (ml)

σ: γ線放出率 (%)

W: 沈殿の重量 (mg)

f: セシウム担体溶液のセシウム濃度 (mg/ml)

c: 加えたセシウム担体溶液の容量 (ml)

Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

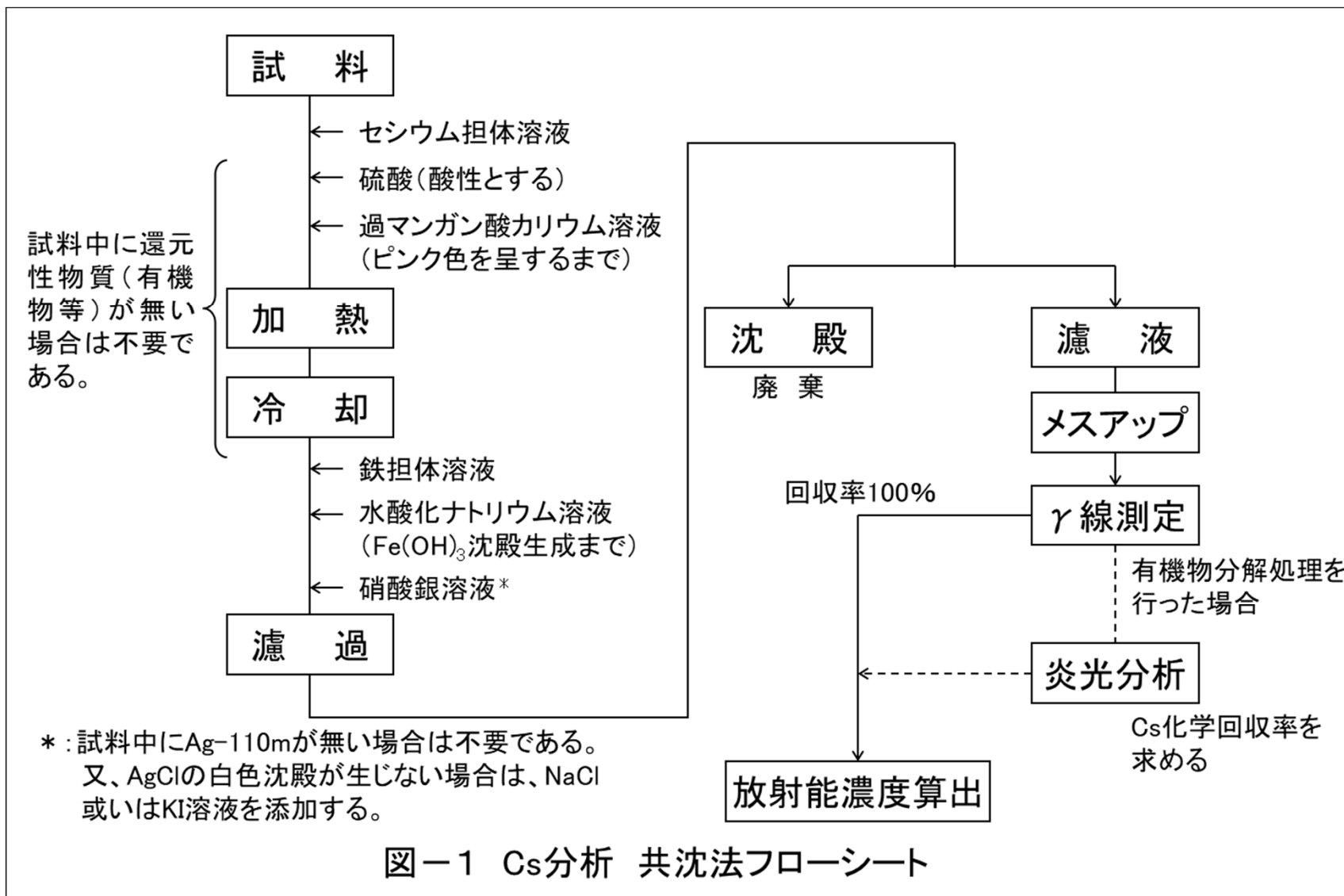


図-1 Cs分析 共沈法フローシート

Cs-137および全α核種の分析方法

1. Cs-137の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

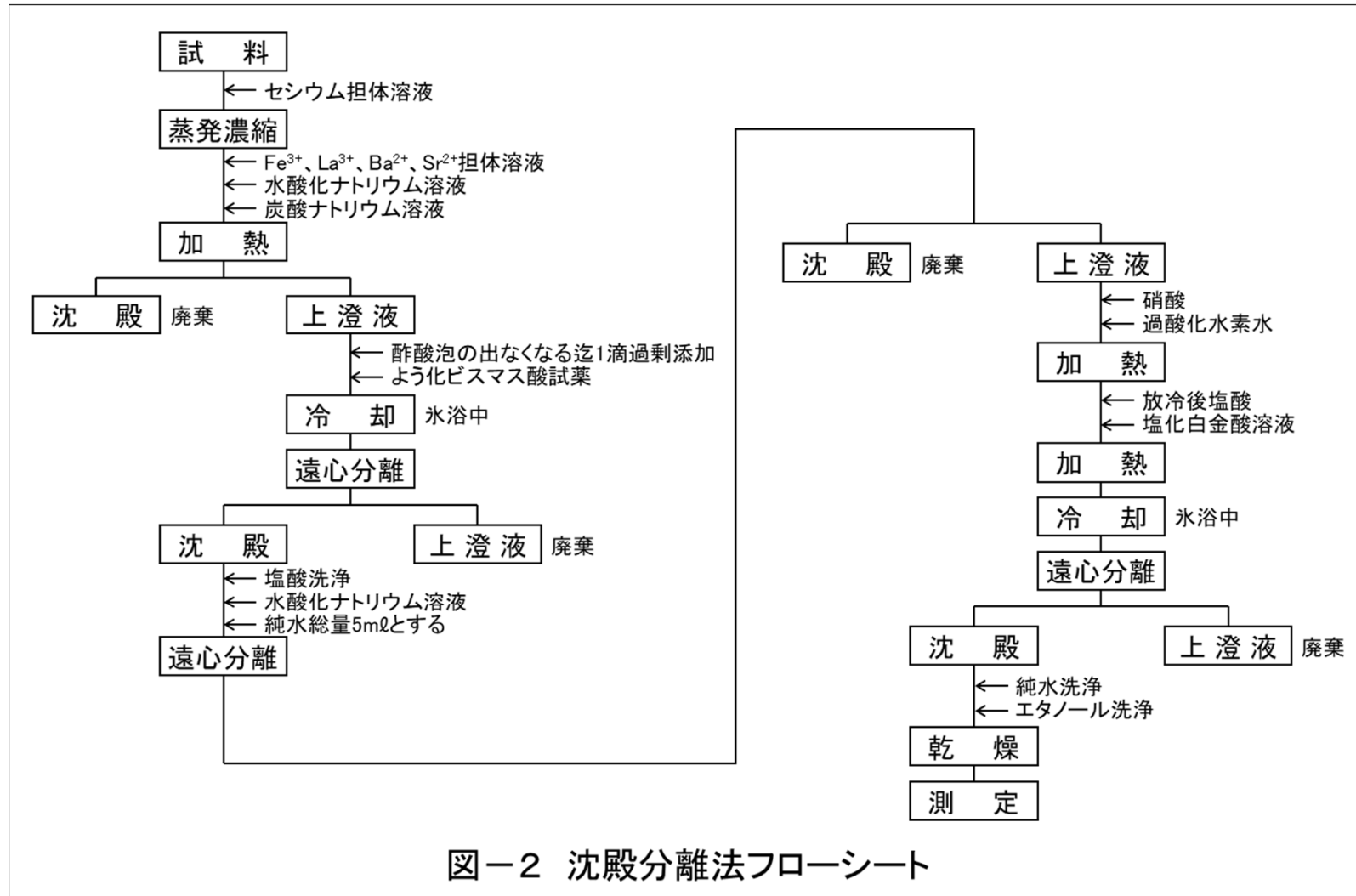


図-2 沈殿分離法フローシート

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋

3.10 全 α (TRU)

① 液体試料

$\text{H}_2\text{SO}_4/\text{KMnO}_4$ 処理を行い、溶液のpHを調整した後にテノイルトリフルオロアセトン(TTA)のキシレン溶液にアクチニド核種を抽出する。抽出液をプランチェット上で乾固/赤熱し、 α 線を 2π ガスフローカウンタで測定する。

② セメント試料

$\text{HNO}_3/\text{HClO}_4$ で溶解し、残渣のHF処理を行う。溶液のpHを調整し、U,PuをTBP-ヘキサンで抽出、Am、CmをDIDPA-TBP-ヘキサンで抽出する。 HNO_3 に逆抽出後、ステンレス板にアクチニド核種の電着処理を行う。表面障壁型Si半導体検出器で電着試料の α 線スペクトルを測定する。

③ アスファルト試料

$\text{H}_2\text{SO}_4/\text{H}_2\text{O}_2$ で溶解する。溶液からのアクチニド抽出操作は、セメントと同様に行う。

Cs-137および全α核種の分析方法

2. 全α核種の分析方法

(1) 原子力発電所放射性廃棄物等の放射化学分析法 (MRW-1001) 抜粋

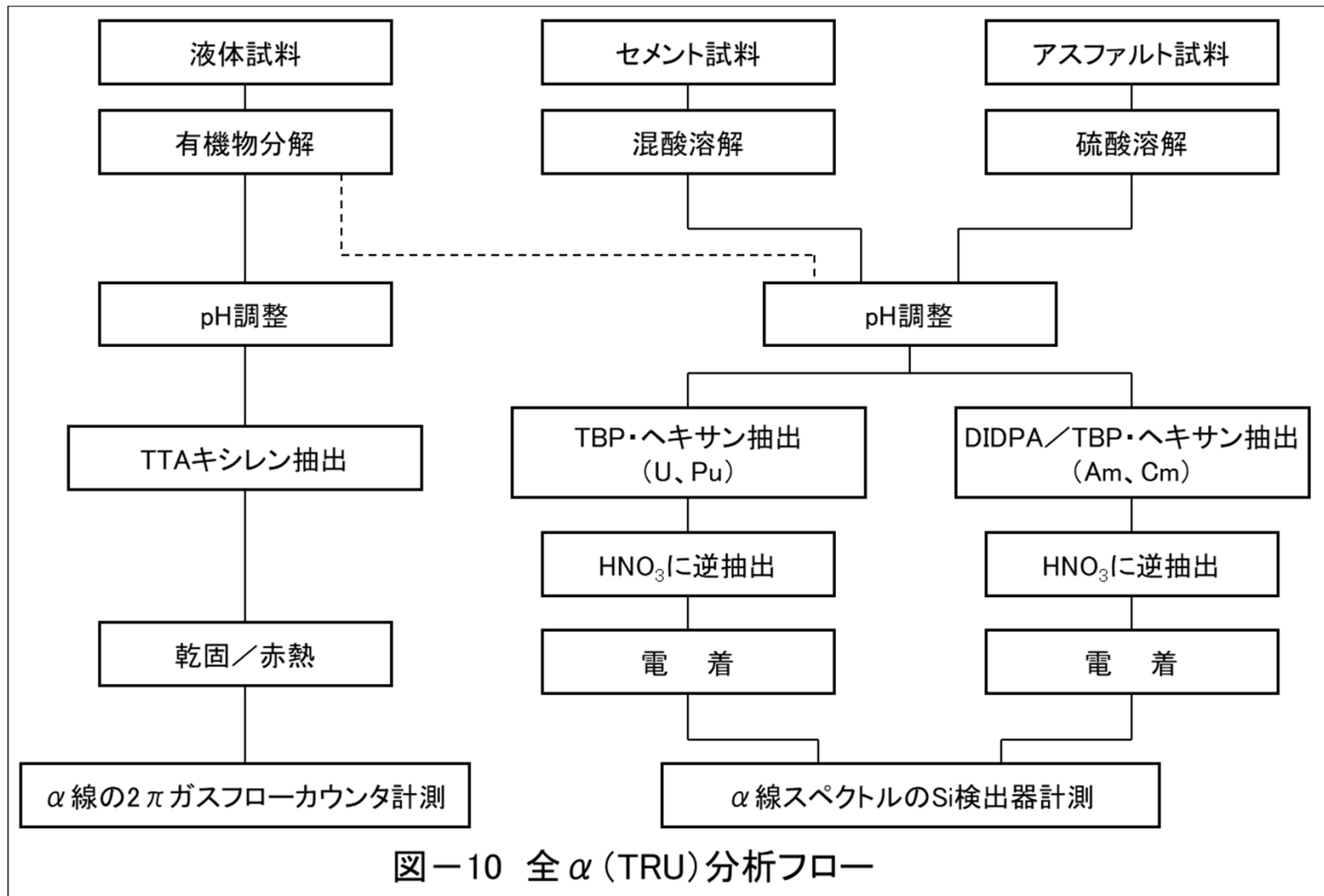


図-10 全α (TRU)分析フロー

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

PWR液体試料中の全 α 分析法

1. 範囲

本分析法は、PWR型原子力発電所内の1次系プロセス流体中の α 線放出核種(アメリシウム、プルトニウム、ネプツニウム)の分析法に関して示したものである。

2. 分析法概要

試料を $0.45\mu\text{m}$ メンブランフィルタで濾過し、イオン状とクラッド状試料に濾別する。イオン状の α 線放出核種は試料をpH5.0に調整した後、0.5M-TTAキシレン溶液で抽出し、抽出液を蒸発乾固し、それを 2π ガスフローカウンタによる α 線計測にて定量する。クラッド状の α 線放出核種は溶融処理後、イオン状と同時に抽出処理する。

3. 分析装置・器具および化学試薬

(1) 装置

- ① 2π ガスフローカウンタ
- ② 吸引濾過装置一式
- ③ 電気炉(max 1000°C)
- ④ pH計

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

- ⑤ 遠心分離機
- ⑥ 電熱器 (300、600および1200Wの切換え可能なもの)
- ⑦ 振盪器 (1000mlスキーブ型分液ロートがセットできるもの)
- ⑧ 赤外線ランプ式乾燥器 ⑨ ホットプレート

(2) 器 具

- ① 0.45 μ mメンブランフィルタ (47mm ϕ) [ミリポア社製]
- ② ステンレス製プランジェット (1inch径)
- ③ 分離型フィルタホルダ (47mm ϕ)
- ④ 石英坩堝 (30ml) ⑤ 坩堝挟み (300mm)
- ⑥ 攪拌棒 (4mm ϕ \times 180mm)
- ⑦ テフロンコック付スキーブ型分液ロート (100ml、500ml、1000ml等)
- ⑧ ホールピペット (4ml、5ml、20ml等)
- ⑨ ビーカ (100ml、300ml、500ml、1000ml等)
- ⑩ ビーカ用時計皿 (1000mlビーカ用)
- ⑪ 安全ピペッター (容量50ml)
- ⑫ 遠沈管 (100ml等)

Cs-137および全α核種の分析方法

2. 全α核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

(3) 化学試薬

- ① 硫酸 (conc)
- ② 過酸化水素水 (30.0～35.5%)
- ③ ピロ硫酸カリウム (粉末)
- ④ 硝酸 (conc)
- ⑤ アセトン
- ⑥ 無水酢酸ナトリウム (粉末)
- ⑦ 酢酸 (conc)
- ⑧ 酢酸ナトリウム緩衝溶液: 無水酢酸ナトリウム205gを水に溶解し、1ℓとする。
これに酢酸 (conc) を加え、pH=5.0に調整する。
- ⑨ テノイルトリフルオロアセトン: $C_8H_5F_3O_2S$:
TTA: (株) 同仁化学研究所製等
- ⑩ キシレン
- ⑪ TTA-キシレン溶液: TTA 111gをキシレンに溶解し、1ℓとする。(0.5M)
- ⑫ コロジオン溶液 (5%)
- ⑬ 水酸化ナトリウム溶液 (6M)

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4. 分析操作

- (1) 試料は、分析目的に合わせて、その適当量(250ml:採取量は分析目標の検出限界値に合わせて決める)を1ℓビーカーに分取する。
- (2) 硝酸(conc)を加え酸性にし、5分間加熱沸騰する。
- (3) 有機物が多い廃液に対しては、硫酸(conc)50mlを加える。濃縮廃液はアルカリであるので、添加時に突沸などの恐れがあるため、少量ずつ加えること。注1)

注1) 冷却材相当の試料(特に有機物を含む恐れのない試料)に対しては、(3)~(5)の酸化処理の必要はない。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4. 分析操作

- (4) 時計皿をして、電熱器(1200W)で突沸しないように注意しながら加熱し、白煙が充満してから更に30分間加熱し、放冷する。
- (5) 急激な反応を起こさないように過酸化水素水を少量ずつビーカ壁面からたらし加え、電熱器(600W)で加熱する。透明になるまで(4)より繰り返す。
注2)
- (6) 放冷し、約200ml純水を加える。
- (7) 0.45 μ mメンブランフィルタを用いて吸引濾過する。
- (8) フィルタを4つ折りにし石英坩堝に入れ、アセトン0.1mlを滴下し、硝酸(conc)数滴を加え、電熱器(600W)上で加熱する。
- (9) フィルタが黒灰化したら、粉碎したピロ硫酸カリウム2~4gを加え、電気炉650°C×20分で溶融処理する。

注2) 液の濁りはなく、固形物が多量に存在し、濾過が困難と考えられる場合には、(3)より繰り返す。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4. 分析操作

- (10) 冷却後、溶融物を温水で溶解し、操作(7)の濾液と合わせる。(分析目的が、試料中のイオン状全 α およびクラッド状全 α として、別個にデータを取るものであれば(10)で濾液と合わせず、それぞれについて(11)以降の操作を行う。)
- (11) 水酸化ナトリウム溶液(6M)でpH \approx 1にした後、酢酸ナトリウム緩衝溶液を10mlを加え良く混合した後、テフロンコック付スキーブ型分液ロート(1000ml)に移す。
- (12) これに、40mlのTTA-キシレン溶液を正確に加え、30分間振盪器にかけ、良く攪拌し(抽出に時間を要するので、必ず振盪器で30分以上振盪すること)、2相分離する 注3)

注3) 2相分離しない場合には、100ml遠沈管に移し、 \sim 3000回転/minで5分間遠心分離を行い、抽出液を分離する。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

4. 分析操作

- (13) 有機相の1/10～1/5をホールピペットで正確にステンレス製のプランシェット上に分取する。プランシェットをホットプレート上に乗せ、ゆっくり加熱を始め、続いて赤外線ランプで、時間をかけてゆっくり蒸発乾固する。この際、有機相がプランシェットの壁に登らないようグリスを塗っておき、できるだけプランシェットの中央で乾固する。
- (14) 蒸発乾固後、ガスバーナ中に1～2秒通して赤熱し、揮発性物質および水分を除去する。
- (15) 放冷後、0.2～1.0mlの少量のコロジオン溶液を滴下し、試料面をカバーする。
- (16) コロジオンが完全に乾燥後、 2π ガスフローカウンタで α 線を計測する。

Cs-137および全 α 核種の分析方法

2. 全 α 核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

5. 計 測

5.1 放射線計測装置

全 α 放射能測定には、 U_3O_8 標準試料を用いて計数効率を取得した 2π ガスフロー型計数器を用いる。

5.2 放射線計測

- (1) 5.1の U_3O_8 線源を用い、装置の動作が正常か否かを確認する。
- (2) バックグラウンドを50分間測定する。
- (3) 測定試料を50分間測定する。(測定時間は分析目的の検出限界値に合わせて決定する)
- (4) 測定試料の測定の後、再びバックグラウンドを50分間測定し、最初の値と加算しバックグラウンド測定時間は100分間とする。

Cs-137および全α核種の分析方法

2. 全α核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

6. 放射能計算

6.1 全α濃度

(1) 測定試料の全計数率からバックグラウンドの計数率を差引き、正味の計数率 n (cpm) 及び標準偏差 Δn を次式より求める。

$$n \pm \Delta n = \left(\frac{N_s}{T_s} - \frac{N_b}{T_b} \right) \pm \left(\frac{N_s}{T_s^2} + \frac{N_b}{T_b^2} \right)^{1/2}$$

ただし、 N_s : 測定試料の全計数値 (counts)

T_s : 測定試料の測定時間 (分)

N_b : バックグラウンドの計数値 (counts)

T_b : バックグラウンドの測定時間 (分)

$n \pm \Delta n$: 測定試料の正味の計数率 (cpm)

(2) 得られた測定試料の正味計数率より、試料に含まれる全αの濃度 C (Bq/ml) を次式より求める。

$$C \pm \Delta C = \frac{n \pm \Delta n \times 10^4}{E \times V \times B \times 60}$$

ただし、 $C \pm \Delta C$: 全α濃度 (Bq/ml)

$n \pm \Delta n$: 測定試料の正味計数率 (cpm)

E : 計数効率 (%)

V : 試料量 (ml)

B : 有機相分取率 (%)

Cs-137および全α核種の分析方法

2. 全α核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

6.2 検出限界

検出限界濃度 (Bq/ml) は次式より求める。

$$d = \frac{3}{2} \left\{ \frac{3}{T_s} + \sqrt{\left(\frac{3}{T_s}\right)^2 + 4 \cdot \frac{N_b}{T_b} \left(\frac{1}{T_s} + \frac{1}{T_b}\right)} \right\}$$

$$DL = \frac{d \times 10^4}{E \times V \times B \times 60}$$

ただし、d: 検出器の検出限界値 (cpm)

T_s: 測定試料の測定時間 (分)

N_b: バックグラウンドの計数值 (counts)

T_b: バックグラウンドの測定時間 (分)

E: 計数効率 (%)

V: 試料量 (ml)

B: 有機相分取率 (%)

6.3 抽出溶媒分取率

有機相分取率は次式より求める。

$$B(\%) = \frac{(\text{計測キシレン量ml})}{40\text{ml}} \times 100$$

Cs-137および全α核種の分析方法

2. 全α核種の分析方法

(2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

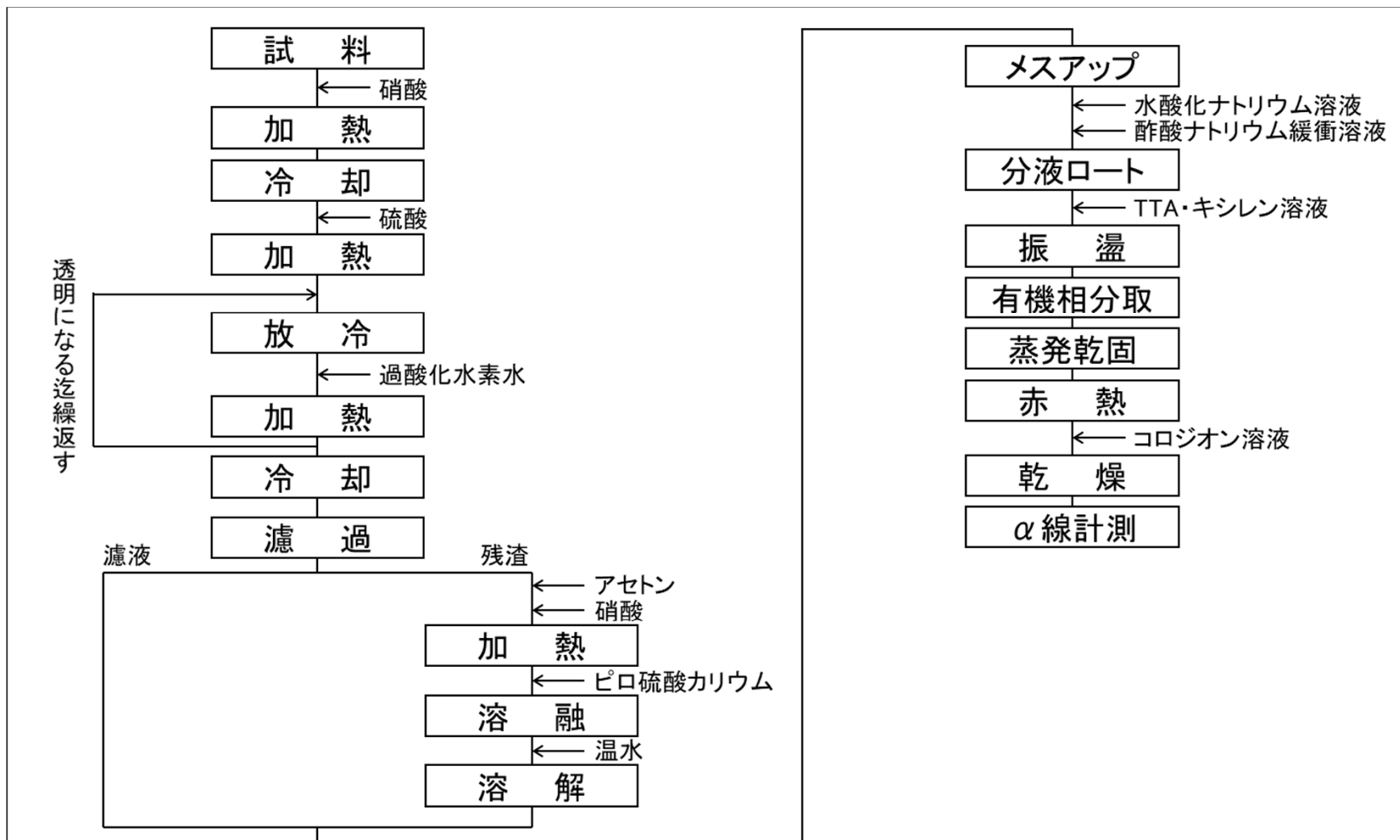


図-1 全α分析フローシート

参考資料

廃棄物埋設およびスケーリングファクタについて

目次

本資料の位置付け	101
1. 廃棄体の種類や概要	102
2. 廃棄体製作から埋設までの流れ	104
3. 受入基準確認のプロセス	105
4. スケーリングファクタとは	108
5. 事業許可と保安規定上の位置付け	112
6. 運用の経緯	117

本資料の位置付け

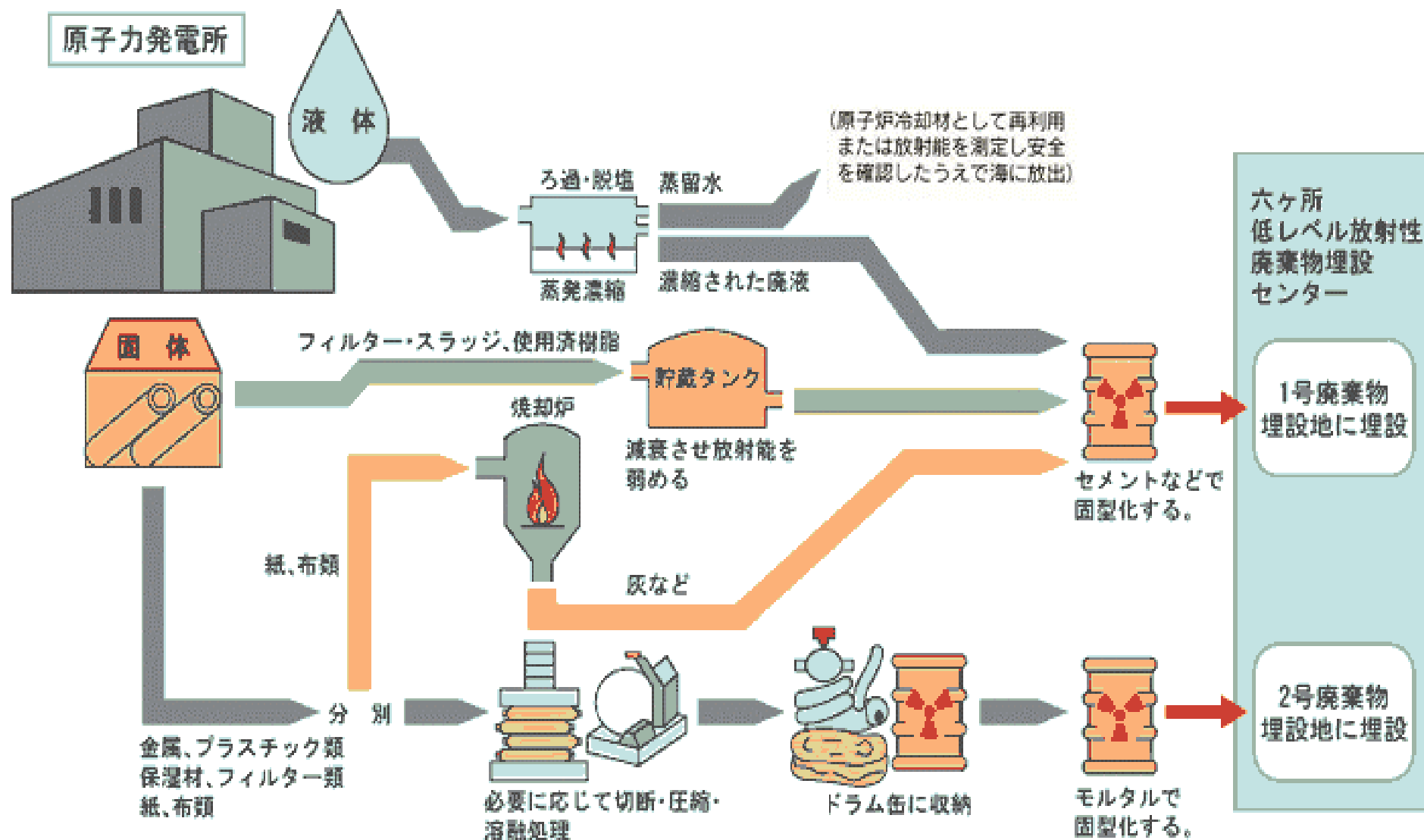
玄海原子力発電所3/4号機改良型セメント固化体における全aのスケーリングファクタを新規設定するにあたり、廃棄体の概要を含む埋設役務やSF等の背景を明確にすることで、理解促進を図ることを目的としている。

具体の資料構成は、以下のとおり。

- ✓ 廃棄体の種類や概要
- ✓ 廃棄体製作から埋設までの流れ
- ✓ 廃棄体受入基準のプロセス
- ✓ スケーリングファクタとは？
- ✓ 事業許可と保安規定上の位置付け
- ✓ 運用の経緯

1. 廃棄物の種類や概要

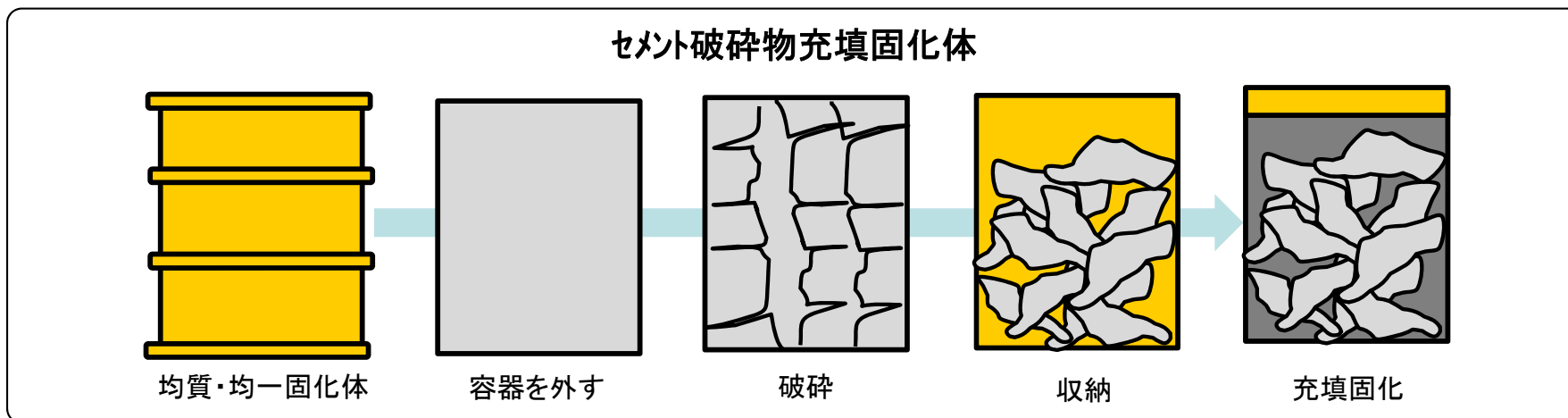
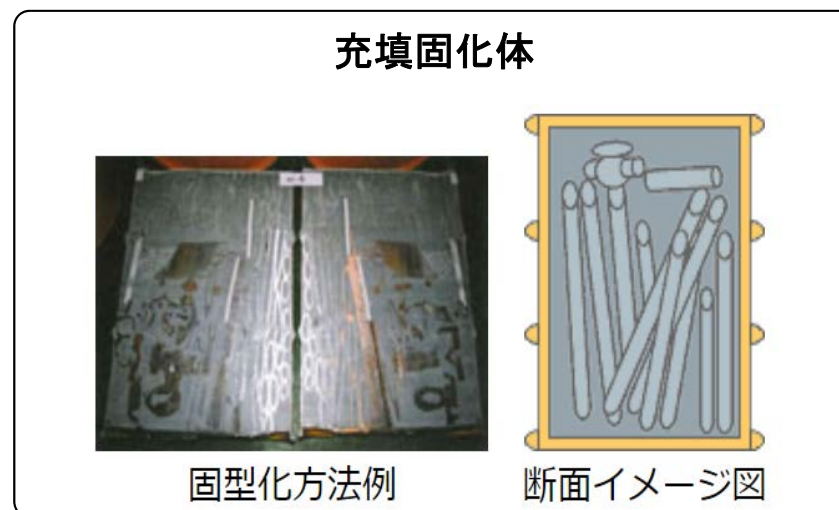
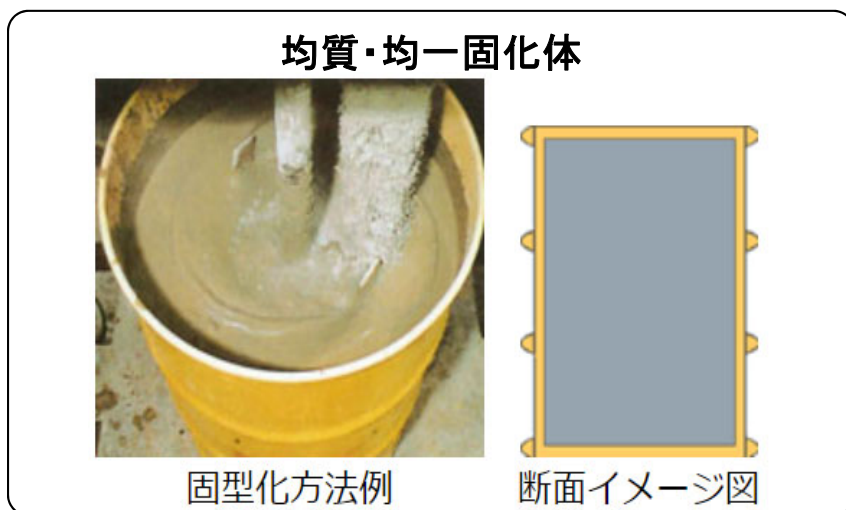
埋設するための処理方法(例)



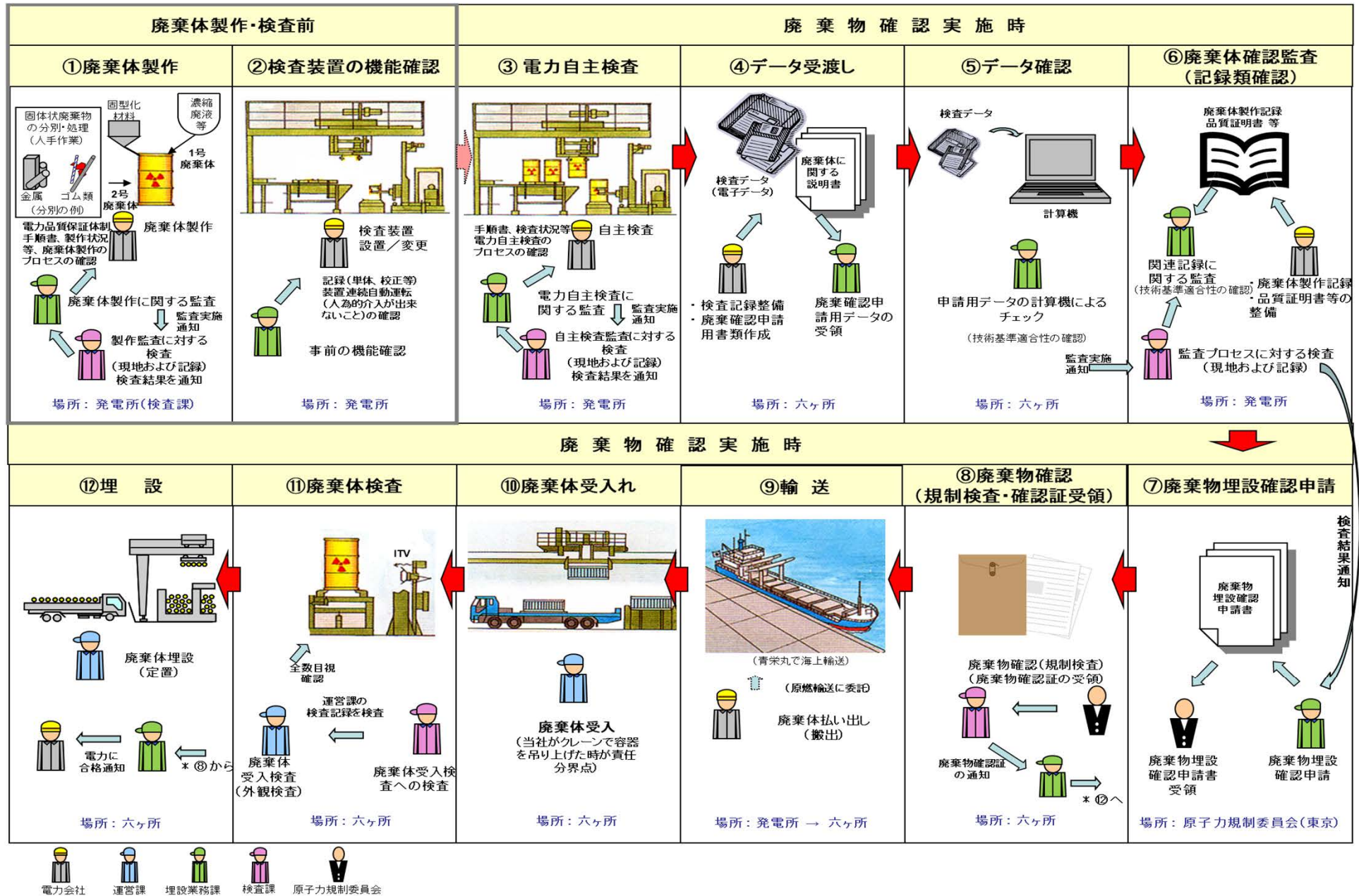
1. 廃棄物の種類や概要

○埋設対象廃棄物

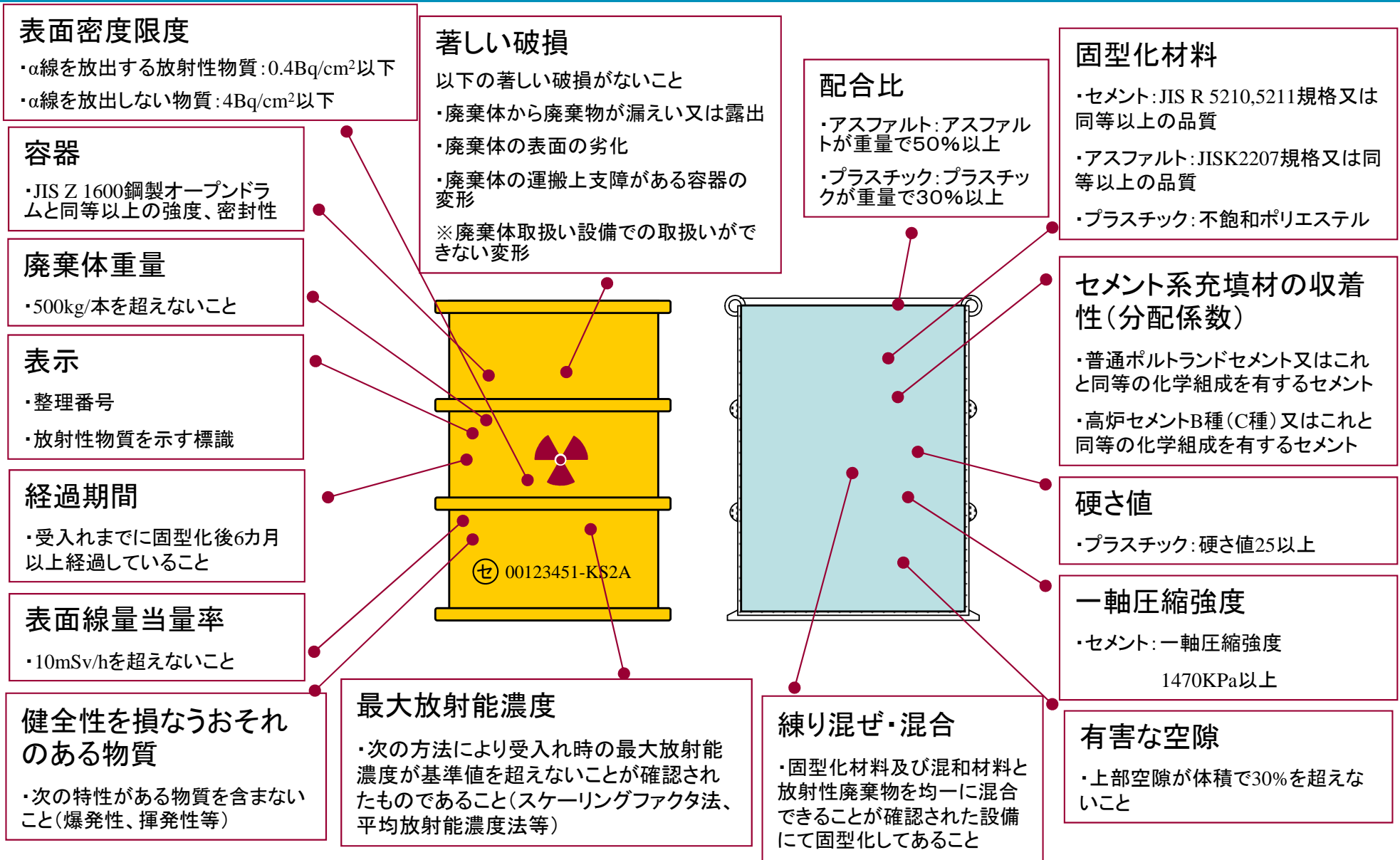
- ✓ 均質・均一固化体 ……廃液、使用済樹脂等の放射性廃棄物をセメント、アスファルト等で均一に固型化したもの
- ✓ 充填固化体 ……金属類等の固体状の放射性廃棄物をセメント系充填材で一体となるように固型化したもの
- ✓ セメント破砕物充填固化体…均質・均一固化体として製作したセメント固化体の破砕物の充填固化体



2. 廃棄体製作から埋設までの流れ



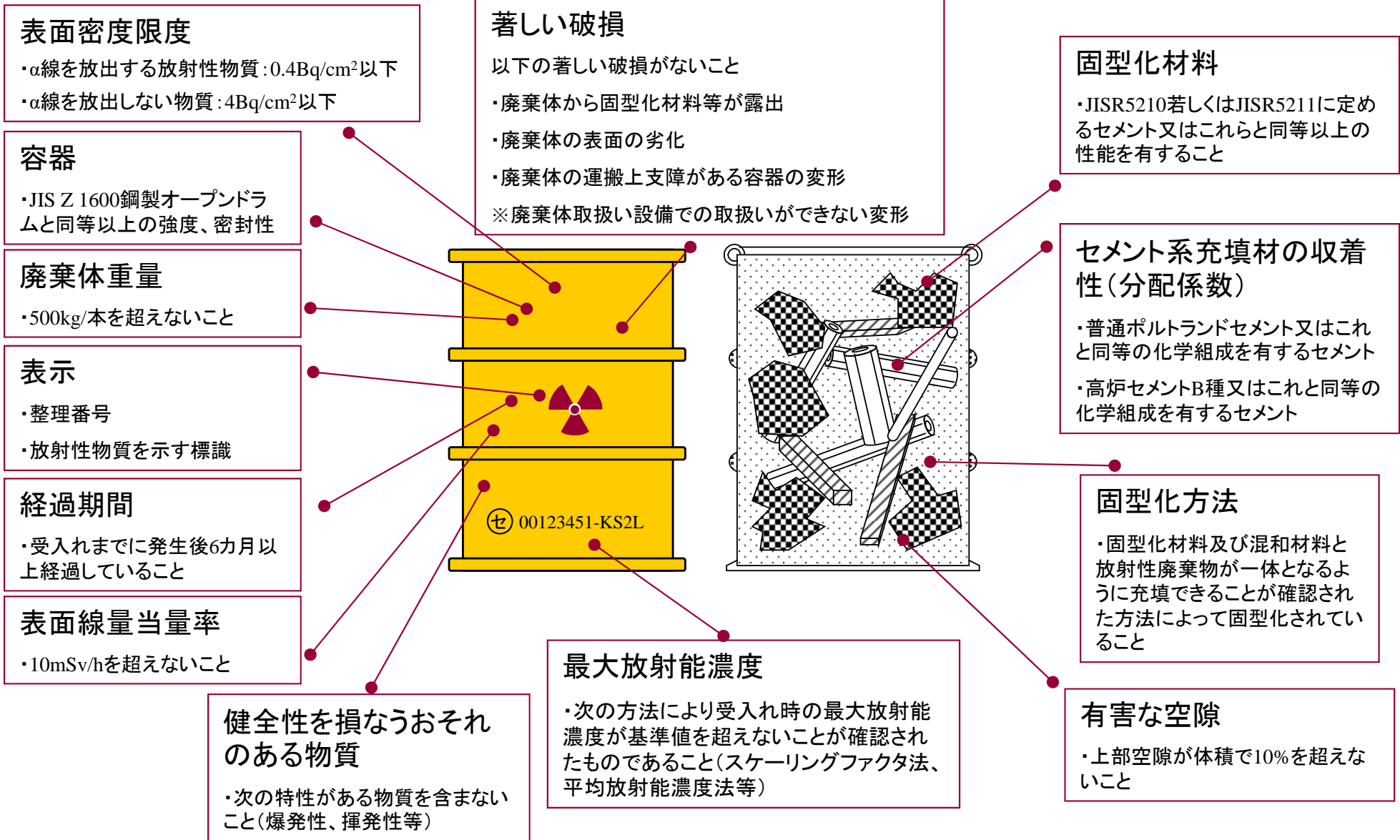
3. 受入基準確認のプロセス 1号廃棄体のうち均質・均一固化体の受入基準



※1 「耐埋設荷重」および「落下による飛散又は漏えいする放射性物質の量」に関しては割愛している。
 ※2 各受入基準項目の内容については、要点を抜粋して記載している。

保安規定に規定している

3. 受入基準確認のプロセス_1号廃棄体のうち充填固化体およびセメント破砕物充填固化体の受入基準

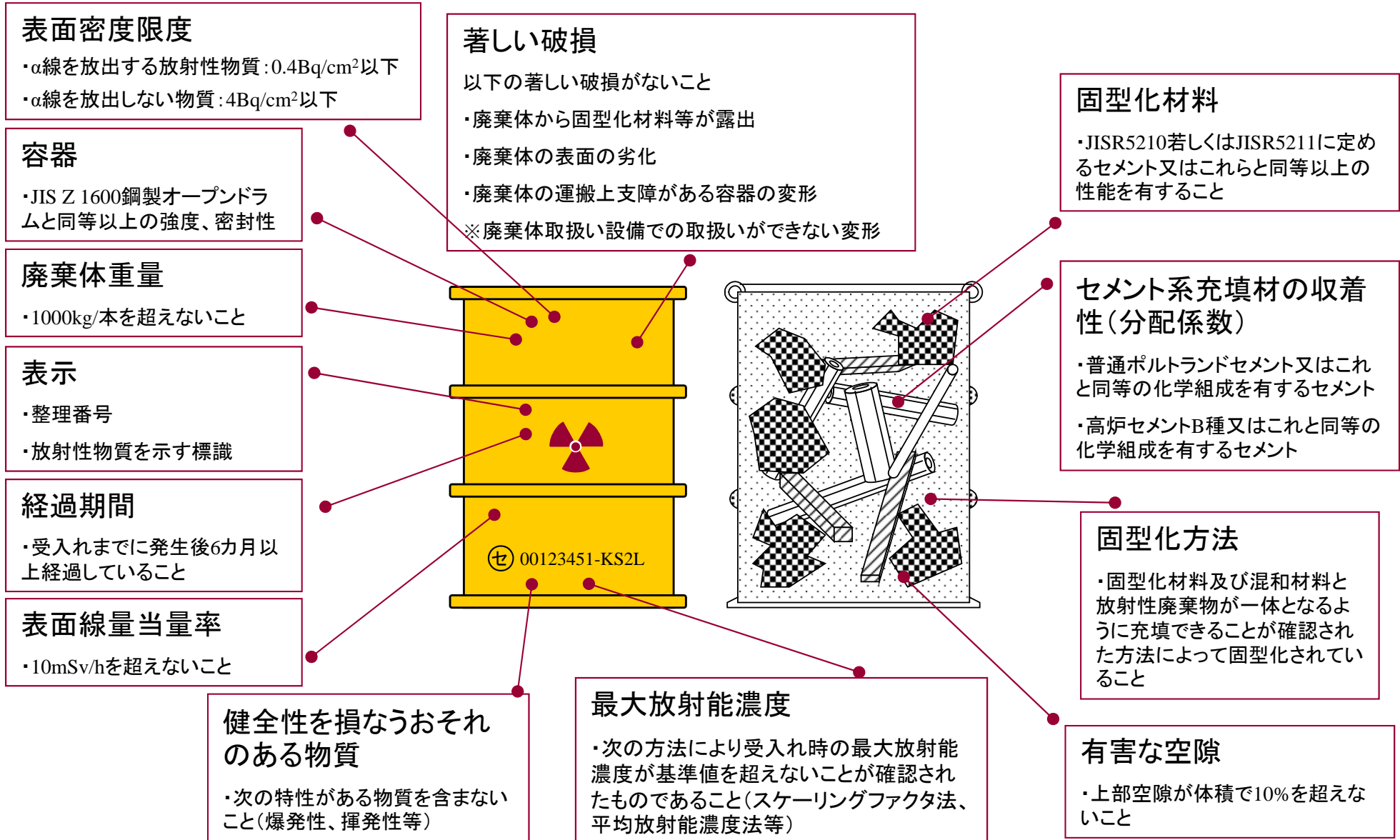


※1 「耐埋設荷重」および「落下による飛散又は漏えいする放射性物質の量」に関しては割愛している。

※2 各受入基準項目の内容については、要点を抜粋して記載している。

保安規定に規定している

3. 受入基準確認のプロセス 充填固化体 (2号, 3号廃棄体) の受入基準



※1 「耐埋設荷重」および「落下による飛散又は漏えいする放射性物質の量」に関しては割愛している。
 ※2 各受入基準項目の内容については、要点を抜粋して記載している。

保安規定に規定している

4. スケーリングファクタとは_主要な放射性物質について

核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下、「二種埋規則」という。）第2条に基づき、日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センターの廃棄物埋設事業変更許可申請書に記載されている、以下が主要な放射性物質となっている。

放射性核種	主な放出放射線
H-3	β線
C-14	β線
Cl-36	β線
Co-60	γ線
Ni-59	EC
Ni-63	β線
Sr-90	β線
Nb-94	γ線
Tc-99	β線
I-129	β線
Cs-137	γ線
全α	α線

4. スケーリングファクタとは_放射能濃度の決定方法

原子力発電所における廃棄体中の放射能濃度の決定方法は以下のとおりである。

決定方法	決定方法の概要
非破壊外部測定法	廃棄体の外部から非破壊測定し、当該廃棄体中の放射能濃度を測定する方法
スケーリングファクタ法	代表サンプルの放射化学分析から得られる難測定核種とKey核種の相関関係と個々の廃棄体外部からの非破壊測定結果を組み合わせることで当該廃棄体中の放射能濃度を決定する方法
平均放射能濃度	代表サンプルの放射化学分析値から得られる平均的な放射能濃度から、当該廃棄体中の放射能濃度を決定する方法
理論計算法	原子炉燃焼計算等により理論的に当該廃棄体中の放射能濃度を決定する方法
原廃棄物分析法	固型化処理直近プロセス廃棄物から試料を採取してこれを放射化学分析し、廃棄体中の放射能濃度を決定する方法

4. スケーリングファクタとは_放射能濃度の決定方法

均質・均一固化体の放射能濃度の決定方法については、以下のとおり。

放射性核種	決定方法	key核種
H-3	平均放射能濃度法	---
C-14	PWR: SF法	Co-60
	BWR: 平均放射能濃度法	---
Cl-36	平均放射能濃度法	Co-60
Co-60	非破壊外部測定法	---
Ni-59	理論計算法	---
Ni-63	スケーリングファクタ法	Co-60
Sr-90	スケーリングファクタ法	Cs-137
Nb-94	スケーリングファクタ法	Co-60
Tc-99	平均放射能濃度法	---
I-129	スケーリングファクタ法	Cs-137
Cs-137	非破壊外部測定法	---
全 α	スケーリングファクタ法	Cs-137

4. スケーリングファクタとは_スケーリングファクタ法について

12種類の主要な放射性物質は、廃棄体外部から非破壊測定困難な放射性核種（以下、「難測定核種」という。）と廃棄体外部から非破壊測定可能なγ線を放出する放射性核種（以下、「key核種」という。）に区分される。

すなわち、key核種は非破壊測定装置により廃棄体それぞれについて計測することができるが、難測定核種は原理的に非破壊測定が困難である。

したがって、難測定核種については、代表サンプルの放射化学分析により得られる測定データから、key核種と相関関係を有することを確認した後、その回帰係数を算出し、この回帰係数を使用して個々の廃棄体の放射能濃度を間接的に推定する。

上記の回帰係数は次式における係数aとして算出し、これをスケーリングファクタ（以下、「SF」という。）と呼んでいる。

難測定核種濃度

$$= \text{SF} \times \text{key核種濃度}$$

ここで、SFの算出式としては次式（算術平均）を採用している

$$SF = \frac{\frac{y_1}{x_1} + \frac{y_2}{x_2} + \dots + \frac{y_n}{x_n}}{n} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \frac{y_i}{x_i}$$

ここで、 n : データ数

x_i : Key核種濃度

y_i : 難測定核種濃度

5. 事業許可と保安規定上の位置付け

【事業許可】

八 第二種廃棄物埋設を行う放射性廃棄物に含まれる放射性物質の種類ごとの最大放射能濃度、総放射エネルギー及び区画別放射エネルギー放射性廃棄物に含まれる放射性物質は原子炉冷却材を起源としたものであり、廃棄物埋設を行う放射性廃棄物に含まれる主要な放射性物質の種類ごとの受入れ時における最大放射能濃度、総放射エネルギー及び区画別放射エネルギーは、次表に示すとおりである。

放射性物質の種類	最大放射能濃度 (Bq/t)	総放射エネルギー (Bq) ^{*1}	区画別放射エネルギー (Bq) ^{*2}			
			1群から6群 (均質・均一固化体)	7, 8群 (充填固化体)	8群 (均質・均一固化体)	8群 (セメント破砕物充填固化体)
H-3	3.0×10^{11}	9.9×10^{13}	9.2×10^{13}	1.5×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
C-14	8.5×10^9	2.8×10^{12}	2.5×10^{12}	1.9×10^{11}	8.4×10^{10}	8.4×10^{10}
Cl-36	9.2×10^7	2.9×10^{10}	2.8×10^{10}	2.3×10^5	9.2×10^8	9.2×10^8
Co-60	2.7×10^{12}	9.0×10^{14}	8.3×10^{14}	1.5×10^{13}	2.8×10^{13}	2.8×10^{13}
Ni-59	8.8×10^9	2.7×10^{12}	2.6×10^{12}	4.9×10^9	8.7×10^{10}	8.7×10^{10}
Ni-63	1.1×10^{12}	3.5×10^{14}	3.3×10^{14}	5.4×10^{11}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}
Sr-90	1.6×10^{10}	5.4×10^{12}	5.0×10^{12}	6.5×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}
Nb-94	8.5×10^7	2.7×10^{10}	2.5×10^{10}	7.9×10^8	8.3×10^8	8.3×10^8
Tc-99	1.8×10^7	5.9×10^9	5.6×10^9	7.2×10^6	1.9×10^8	1.9×10^8
I-129	2.7×10^5	8.9×10^7	8.3×10^7	8.1×10^5	2.8×10^6	2.8×10^6
Cs-137	1.0×10^{11}	3.3×10^{13}	3.1×10^{13}	7.1×10^{10}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
アルファ線を放出する放射性物質	5.5×10^8	2.0×10^{11}	1.7×10^{11}	2.3×10^{10}	5.8×10^9	5.8×10^9

受入れ時における最大放射能濃度に係る制約はあるものの、放射能濃度の決定方法については、触れていない。

*1: 1群から8群までの総放射エネルギーは、1群から6群(均質・均一固化体)、7, 8群(充填固化体)、8群(均質・均一固化体)及び8群(セメント破砕物充填固化体)の区画別放射エネルギーの合計値を、有効数字2桁(3桁以下切り捨て)で示した値である。

*2: 区画別放射エネルギーは、線量評価に用いる値とし、本施設に埋設する廃棄物の種類ごとに設定する。

5. 事業許可と保安規定上の位置付け

【保安規定】

別表 2 1号廃棄体のうち均質・均一固化体に係る廃棄物受入基準（第17条、第32条関係）

確認項目	受入基準
2. 最大放射能濃度	<p>次のいずれかの方法により、受入れ時の放射能濃度が別表2の5に示す1号廃棄体の最大放射能濃度を超えないことが確認されたものであること。</p> <p>(1) スケーリングファクタ法 (2) 平均放射能濃度法 (3) 非破壊外部測定法 (4) 理論計算法 (5) 原廃棄物分析法</p> <p>スケーリングファクタ等については別紙のとおりとする。</p>

別表 2 の 5 事業許可申請書に記載した最大放射能濃度（第17条、第32条関係）

放射能濃度の決定方法および受入れ時の放射能濃度が最大放射能濃度を超えないことの制約あり

核種名	1号廃棄体 [Bq/t]	2号廃棄体 [Bq/t]	3号廃棄体 [Bq/t]
トリチウム	3.0×10^{11}	1.2×10^{12}	1.2×10^{12}
炭素14	8.5×10^9	3.3×10^{10}	3.3×10^{10}
塩素36	9.2×10^7	-	-
コバルト60	2.7×10^{12}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}
ニッケル59	8.8×10^9	8.8×10^9	8.8×10^9
ニッケル63	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
ストロンチウム90	1.6×10^{10}	6.6×10^{10}	6.6×10^{10}
ニオブ94	8.5×10^7	3.3×10^8	3.3×10^8
テクネチウム99	1.8×10^7	7.4×10^7	7.4×10^7
ヨウ素129	2.7×10^5	1.1×10^6	1.1×10^6
セシウム137	1.0×10^{11}	4.0×10^{11}	4.0×10^{11}
アルファ線を放出する放射性物質	5.5×10^8	5.5×10^8	5.5×10^8

5. 事業許可と保安規定上の位置付け

【保安規定】

別紙 放射能濃度に係るスケーリングファクタ等一覧（抜粋）

[key 核種 : Cs-137]

難測定 核種	BWR			PWR
	福島第一 1/2号	福島第一 3/4号、 敦賀1号	Cs-137 低レベル プラント	
Sr-90	⁴⁾ 7.2×10^{-2}	⁴⁾ ⁵⁾ 6.5×10^{-3}	⁴⁾ 3.5×10^{-1}	2.5×10^{-2}
I-129	5.7×10^{-7}			2.5×10^{-8}
全 α	⁴⁾ 8.2×10^{-3}	⁴⁾ ⁵⁾ 3.5×10^{-4}	⁴⁾ 2.9×10^{-2}	⁶⁾ 3.7×10^{-3}

- 4) : 福島第一原子力発電所の濃縮廃液ペレット固化体（濃縮廃液ペレット固化体とグラニューールを混合した固化体のペレット側放射能濃度評価を含む。）については、Sr-90 に対し 1.1×10^{-1} を、全 α に対し 1.2×10^{-2} とする。
- 5) : 敦賀1号において平成2年度以降に発生した廃棄体については、全 α を 8.7×10^{-3} とする。
また、平成16年度以降に発生した廃棄体については、Sr-90 を 2.6×10^{-1} とする。
- 6) : 敦賀2号において平成18年度以降に発生した廃棄体については、全 α を 7.5×10^{-2} とする。

核種別、燃料区分、プラント区分に応じてSFの値を設定している

5. 事業許可と保安規定上の位置付け

【事業許可と保安規定とのつながり】

事業許可の「受入れ時における最大放射能濃度」は、二種埋規則の第二条第1項の要求を受け、記載している埋設可能な最大濃度である。

一方、保安規定の「受入れ時における最大放射能濃度が1号廃棄体の最大放射能濃度を超えないこと」については、言葉のとおり、事業許可で定める最大放射能濃度を超えないことを廃棄物受入基準として定めたものであり、二種埋規則の第八条第2項第三号の要求を受けてのものである。

また、保安規定では「受入れ時における最大放射能濃度が1号廃棄体の最大放射能濃度を超えないこと」の他に、放射能濃度の決定方法についても触れており、その1つとしてSF法がある。

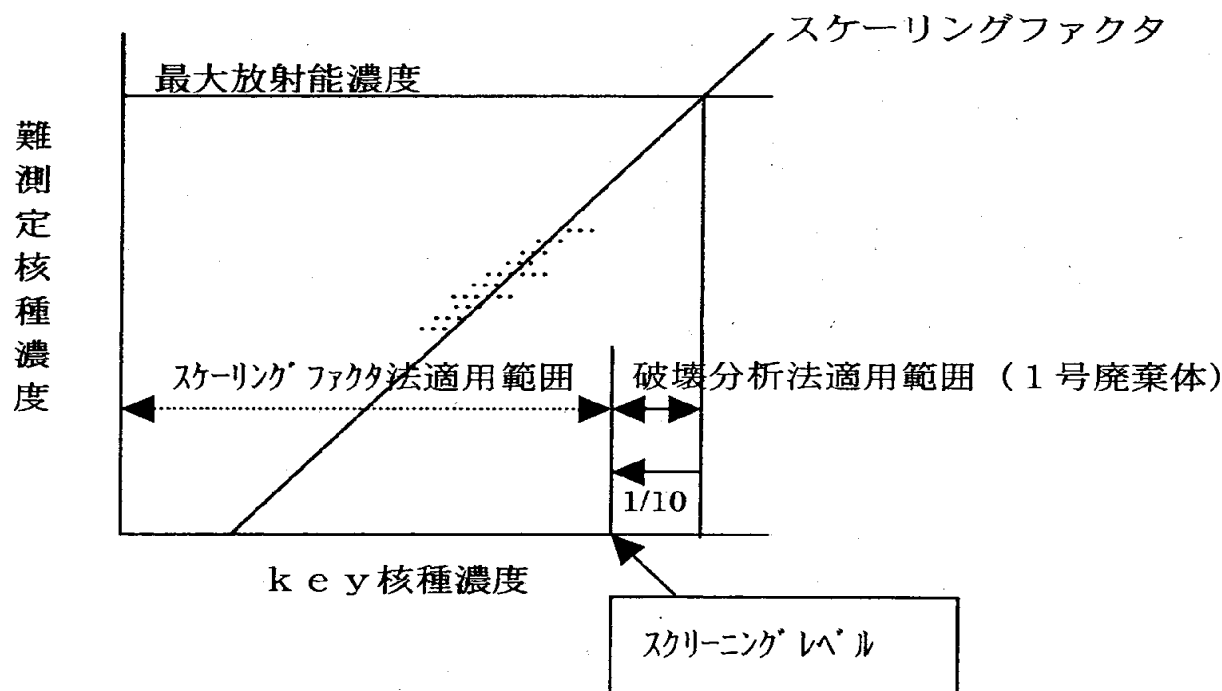
また、各プラント毎のSF設定値についても、別紙として定めている。

5. 事業許可と保安規定上の位置付け

スケーリングファクタ法を適用するにあたっては、以下の条件を満たす必要がある。

スケーリングファクタ法の適用範囲

難測定核種の濃度はKey核種濃度に対してある程度のバラツキを持っているため、難測定核種の濃度が最大放射能濃度を超えないことを担保する目的から、難測定核種の最大放射能濃度に相当するKey核種濃度の1/10（スクリーニングレベル）を超えない範囲でスケーリングファクタ法を適用することとしている。（下図）



スクリーニングレベルでkey核種濃度を管理することで、難測定核種の濃度が最大放射能濃度を超えないことを担保することができる。

6. 運用の経緯_均質・均一固化体のSF等継続にあたっての 基本的考え方

- ◆ 従来SF等は、平成2年度までに発生した約500体のサンプル分析データをもとに設定されたものであり、平成3年度以降に発生する廃棄体のSF等の適用については、「**廃棄確認の実施について〔通達〕**」(参1)の添付である「**廃棄体中の放射能濃度の決定手順**」(参2)に以下の記載がある。

5. 今後発生する廃棄体の放射能決定方法

…。現在事業許可がされている廃棄体20万本の内今後発生する廃棄体(平成3年度以降に作製した廃棄体)については、**大規模な原子炉構成材料の交換、燃料損傷及び固化処理装置の変更がない限り、前章までに述べた方法で各グループ毎に設定したスケーリングファクタ及び平均放射能濃度(以下、本項では「スケーリングファクタ等」という)は基本的に変動しないと考えられる。**

したがって、各グループ毎に**代表サンプルの放射化学分析を継続してスケーリングファクタ等の変動を確認し、その結果と従来値間に有意な差異が認められない場合には従来のスケーリングファクタ等を継続使用することができるとしている。**

(参1) 廃棄確認の実施について〔通達〕 4安局第205号 平成4年10月22日

(参2) 廃棄体中の放射能濃度の決定手順について 平成3年12月

6. 運用の経緯_均質・均一固化体のS F等継続の確認内容

- ◆ 前ページに示す基本的な考え方に基づき、S F等の変動要素を確認した上で、代表サンプルの放射化学分析から求めた核種比等が従来SF等を超えないことを確認している。

【S F等の変動要素の確認】

○大規模な原子炉構成材料の交換

- ・原子炉構成材料中に存在する安定同位元素の熱中性子捕獲により生成される腐食生成物（CP核種）への影響を確認するため、定期検査等による原子炉構成材料の交換実績や原子炉水中のCo-60濃度を確認

○燃料損傷

- ・プラントの燃料であるUおよびPuの核分裂反応により生成される核分裂生成物（FP核種）への影響を確認するため、原子炉水中のI-131濃度による燃料損傷の有無を確認

○固化処理装置の変更

- ・均質・均一固化体のSF等への影響を確認するため、固型処理装置（固化処理方法含む）に変更がないかを確認

【代表サンプルの放射化学分析結果による確認】

○液体廃棄物等の放射化学分析によるS F等の変動を確認

- ・分析結果により求めた核種比（あるいは平均放射能濃度値）が、従来S F等の値に対し、10倍を超えていないことを確認

○従来S F等の10倍を超えている場合

- ・S F等の変動要素も含めた要因を特定し、新規設定（設定変更）の検討を実施

6. 運用の経緯_充填固化体のSF等継続にあたっての 基本的考え方

- ◆ 従来SF等は、平成9年度までに発生した約1000体のサンプル分析データをもとに設定されたものであり、平成10年度以降に発生する廃棄体のSF等の適用については、「充填固化体の廃棄確認の実施について（通知）」（参3）の添付である「廃棄体（充填固化体）中の放射能濃度の決定手順について」（参4）中に以下の記載がある。

5. 今後発生する廃棄体の放射能濃度決定方法

2号廃棄物埋設施設に埋設する廃棄体20万本のうち、今後発生する固体状廃棄物を固型化した廃棄体については、大規模な原子炉構成材料の交換または燃料損傷がない限り、前章までに述べた方法で各グループ毎に設定したスケーリングファクタ及び平均放射能濃度（以下、本項では「スケーリングファクタ等」という）は基本的に変動しないと考えられる。

スケーリングファクタ等の変動は液体廃棄物と固体状廃棄物のいずれでも確認できることから、液体廃棄物または固体状廃棄物の放射化学分析や原子炉水等の測定によりスケーリングファクタ等に従来値との有意な差異が認められないと判断される場合には、従来のスケーリングファクタ等を継続使用することができると考えられる。

（参3） 充填固化体の廃棄確認の実施について（通知） 11安（廃棄）第43号 平成11年9月27日

（参4） 廃棄体（充填固化体）中の放射能濃度の決定手順について 平成11年8月

6. 運用の経緯_充填固化体のS F等継続の確認内容

- ◆ 前ページに示す基本的な考え方に基づき、S F等の変動要素を確認した上で、代表サンプルの放射化学分析から求めた核種比等が従来SF等を超えないことを確認している。

【S F等の変動要素の確認】

○大規模な原子炉構成材料の交換

- ・原子炉構成材料中に存在する安定同位元素の熱中性子捕獲により生成される腐食生成物（CP核種）への影響を確認するため、定期検査等による原子炉構成材料の交換実績や原子炉水中のCo-60濃度を確認

○燃料損傷

- ・プラントの燃料であるUおよびPuの核分裂反応により生成される核分裂生成物（FP核種）への影響を確認するため、原子炉水中のI-131濃度による燃料損傷の有無を確認

○固化処理装置の変更

- ・充填固化体は対象外、ただし、液体廃棄物等により確認を行う場合は対象

【代表サンプルの放射化学分析結果による確認】

○固体状廃棄物、液体廃棄物等の放射化学分析によるS F等の変動を確認

- ・分析結果により求めた核種比（あるいは平均放射能濃度値）が、従来S F等の値に対し、10倍を超えていないことを確認

○従来S F等の10倍を超えている場合

- ・S F等の変動要素も含めた要因を特定し、新規設定（設定変更）の検討を実施