

# 濃縮・埋設事業所 廃棄物埋設施設 保安規定変更認可申請

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合  
(第490回) における指摘事項への回答



日本原燃株式会社

令和5年9月27日

# 目次



## ○指摘事項への回答

No. 1 : 玄海原子力発電所のSF設定根拠 .....	2頁～4頁
No. 2 : 2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲 .....	5頁～15頁
No. 3 : サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性 .....	16頁～23頁
No. 4 : 燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス .....	24頁～33頁
No. 5 : 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 .....	34頁～35頁
No. 6 : 事業許可で定めた区画別放射エネルギーを上回らないこと .....	36頁～38頁
No. 7 : ICRP Pub.43の考え方の扱い .....	39頁～40頁

## ○添付資料

添付資料1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説 .....	41頁～53頁
添付資料2 : Cs-137および全α核種の分析方法 .....	54頁～81頁

# 指摘事項【No. 1】

## 玄海原子力発電所のSF設定根拠



### 【指摘事項】

- ・旧原子力安全委員会です承された考え方および敦賀発電所の設定変更の実績を参考にスケーリングファクタ（以下、「SF」という。）を設定したというのは理解するが、今回SFを新規設定しようとしている玄海発電所の廃棄体についてもこの方針が適用できる根拠を「根拠資料とともに」まとめて説明すること。

（参考資料1-1,P10）

### 【回答】

- ・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）（18頁参照）
- ・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。（3～4頁参照）

# 指摘事項【No. 1】

## 玄海原子力発電所のSF設定根拠



【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〕**」<sup>(参1)</sup>に添付の「**廃棄体中の放射能濃度の決定手順**」<sup>(参2)</sup>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。

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

(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

# 指摘事項【No. 1】

## 玄海原子力発電所のSF設定根拠



### 【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 $7.5 \times 10^{-2}$ 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

# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## (1) 放射能濃度に係るスケーリングファクタの新規設定

### 【全αのスケーリングファクタ新規設定】

- ・2010年の軽微な燃料損傷の影響が2012年度～2014年度に限定されることを説明すること。（参考資料1-1,P11）

### 【回答】

- ・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年度に限定されるものと推定した。（6～15頁参照）
  - 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。
    - ※NUCIA登録情報によると、「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」であり、第490回審査会合では「軽微な燃料損傷」と表現していたもの。実態として内容の変更はない。
  - 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。

# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【試料分析結果（事実）】

- ・2011年度～2016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・2015年度・2016年度の全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

	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度
全α(Bq/g)	ND ( $<6.36 \times 10^{-2}$ )	$9.83 \times 10^{-2}$	$5.77 \times 10^{-2}$	$7.38 \times 10^{-2}$	ND ( $<5.14 \times 10^{-2}$ )	ND ( $<4.42 \times 10^{-2}$ )
Cs-137(Bq/g)	$7.84 \times 10^{-2}$	$1.51 \times 10^{-1}$	$2.80 \times 10^{-1}$	$3.78 \times 10^{-1}$	$3.29 \times 10^{-1}$	$1.75 \times 10^{-1}$

## 【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/cm<sup>3</sup>程度
  - 2010年12月9日：0.30Bq/cm<sup>3</sup>
  - 2010年12月10日：0.59Bq/cm<sup>3</sup>



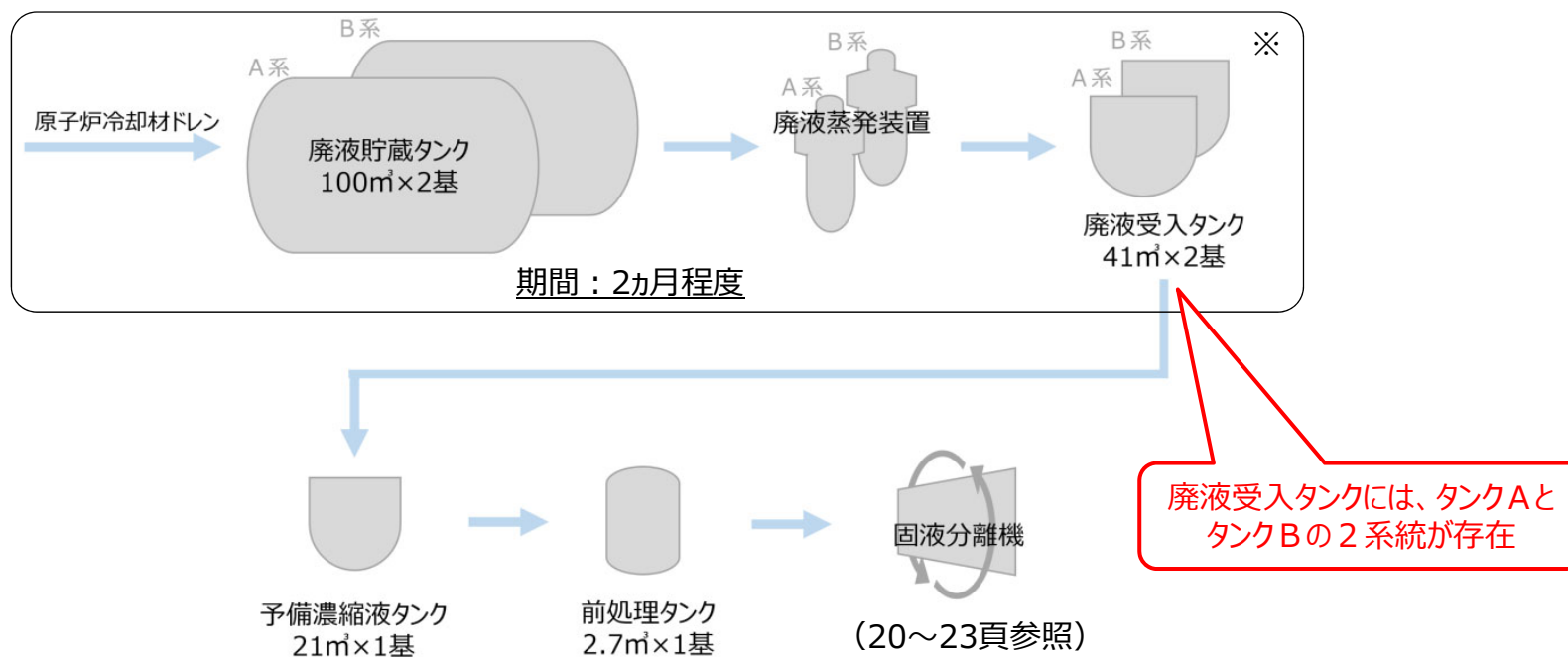
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。



<原子炉冷却材ドレンの処理フロー>



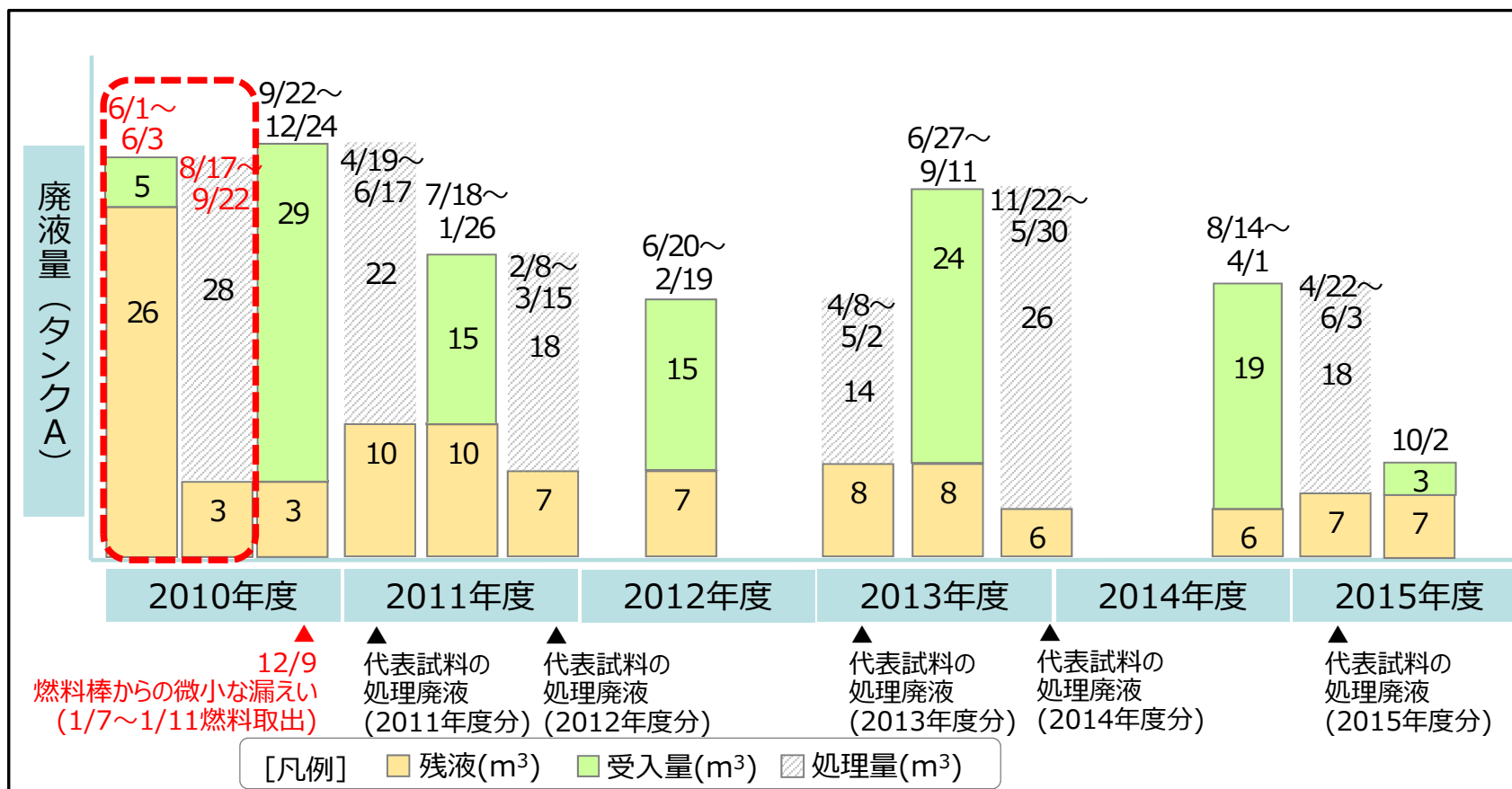
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。



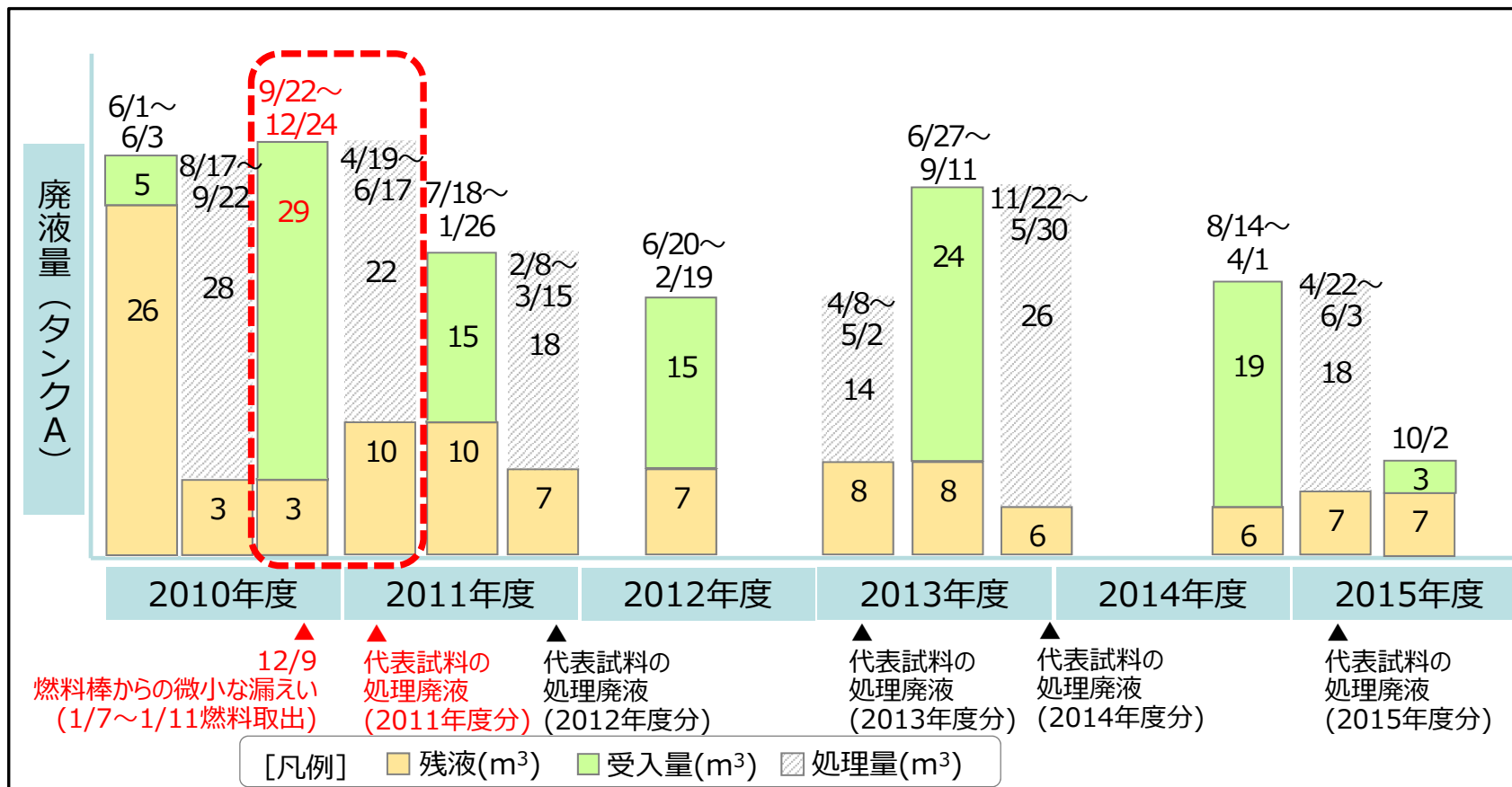
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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（7頁参照）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。



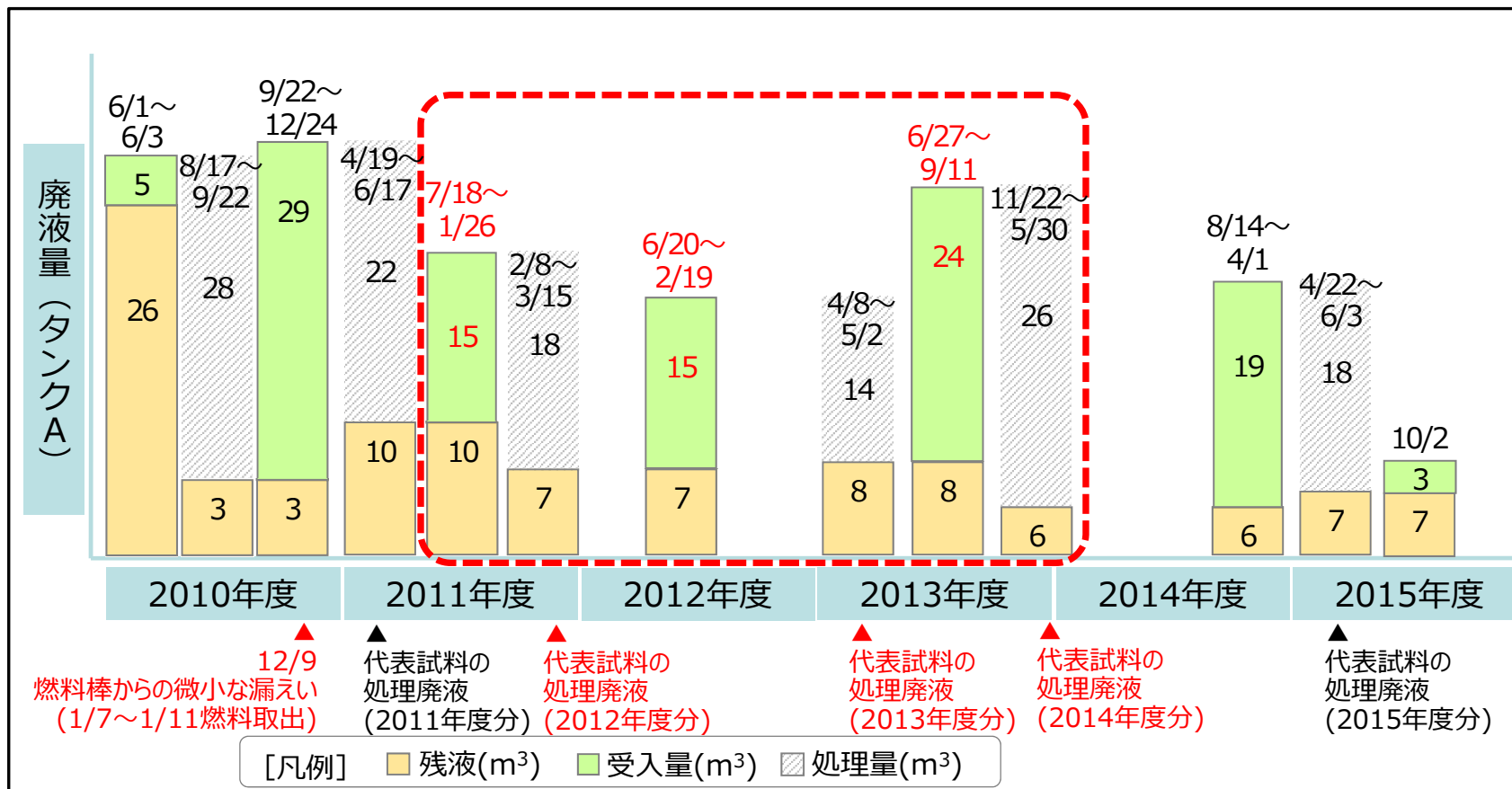
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。



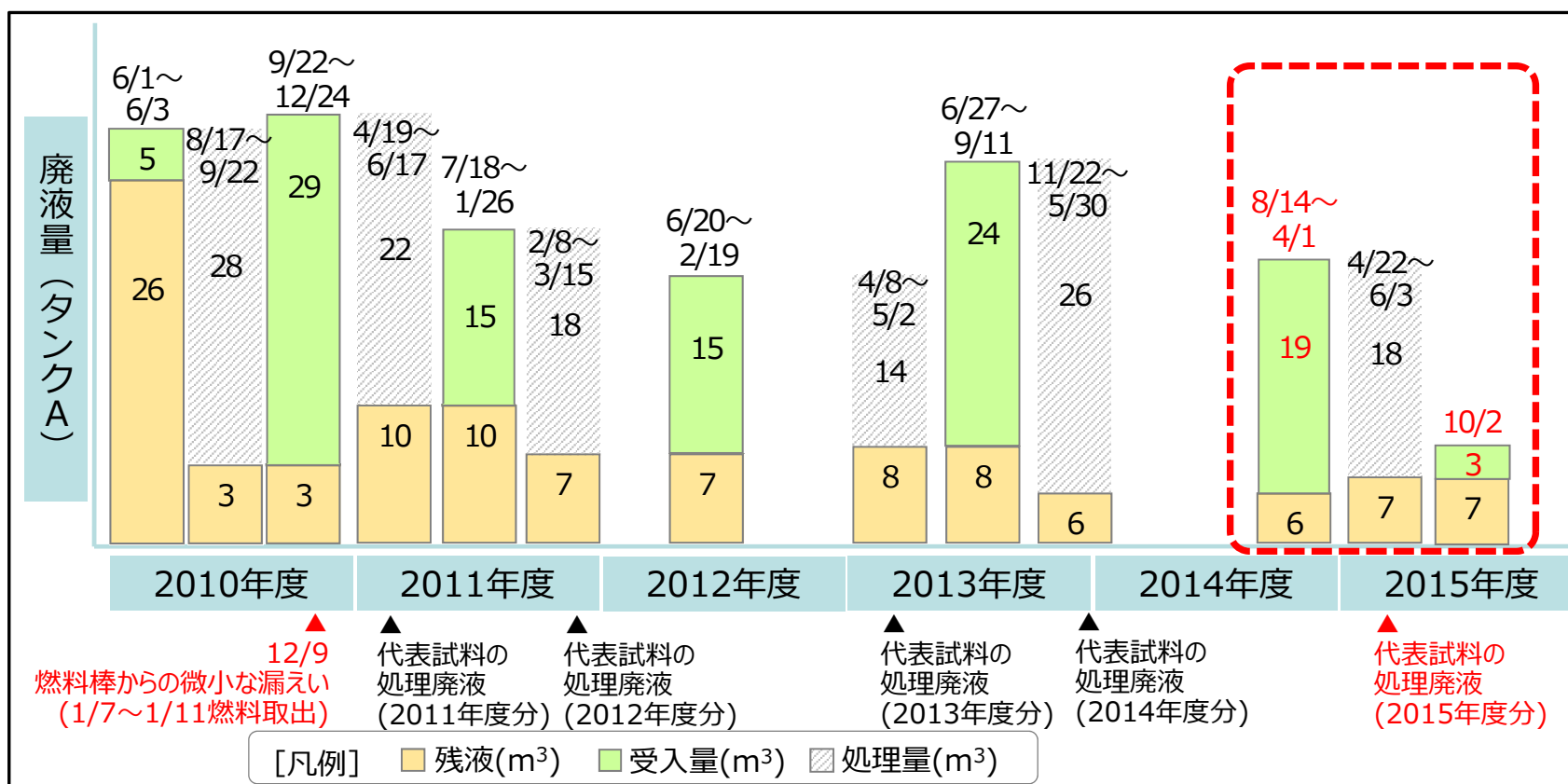
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。



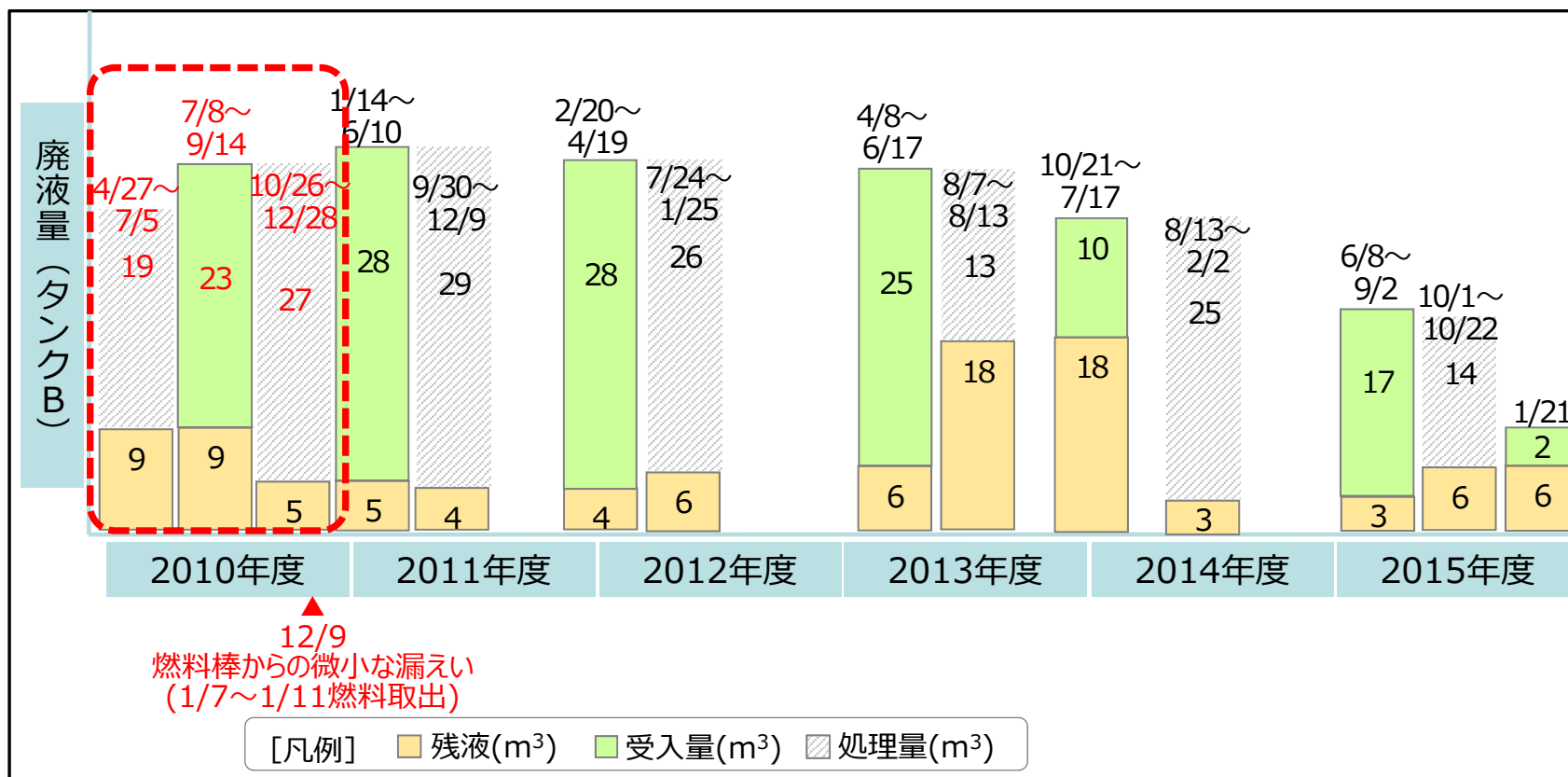
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。



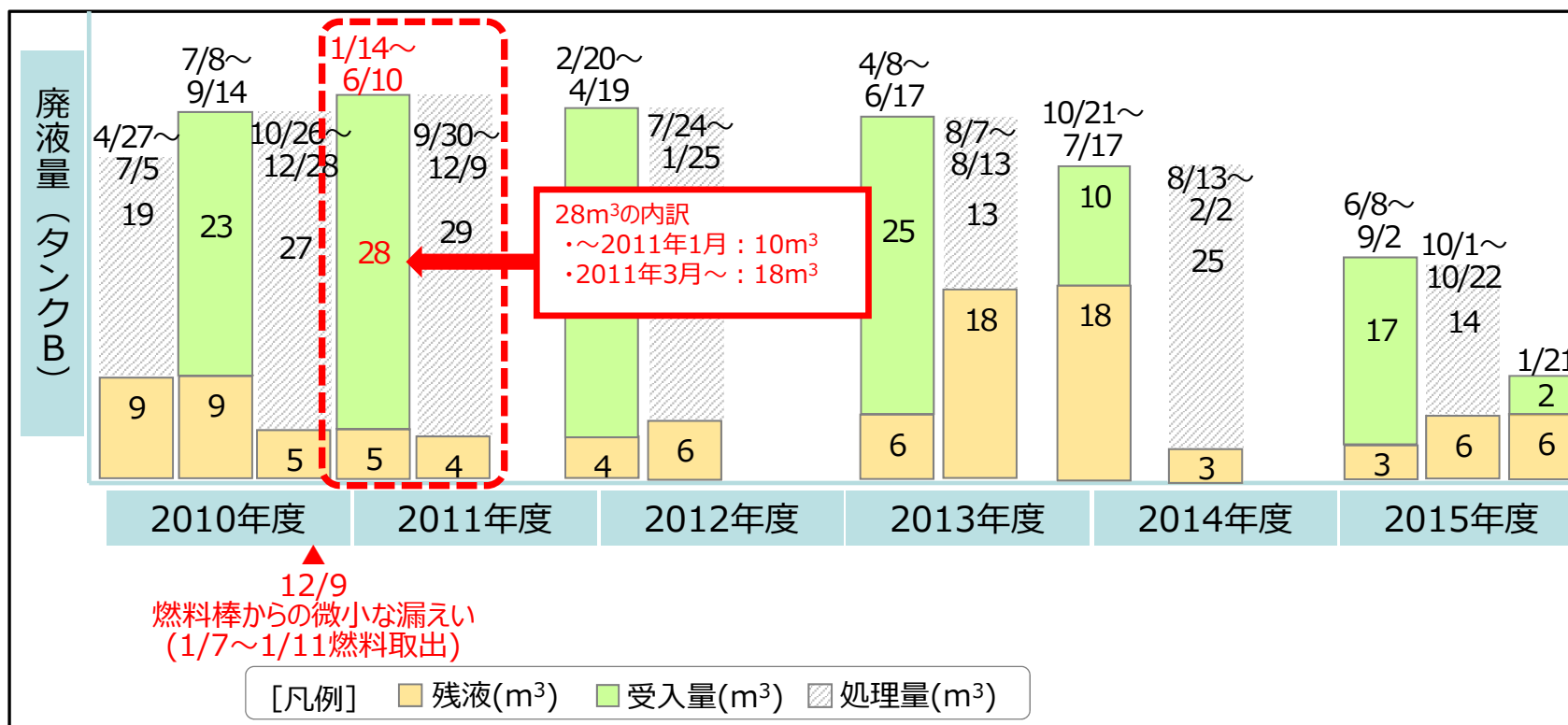
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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10m<sup>3</sup>程度、2011年3月以降（2011年2月の受入れ実績なし）は18m<sup>3</sup>程度の受入れ実績がある。
- ・（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33m<sup>3</sup>のうち15m<sup>3</sup>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18m<sup>3</sup>については、廃液の影響の程度は不明であるが、2頁に示す考え方に従って代表試料を選定し、SF継続評価がなされているため、問題ないものと考えている。



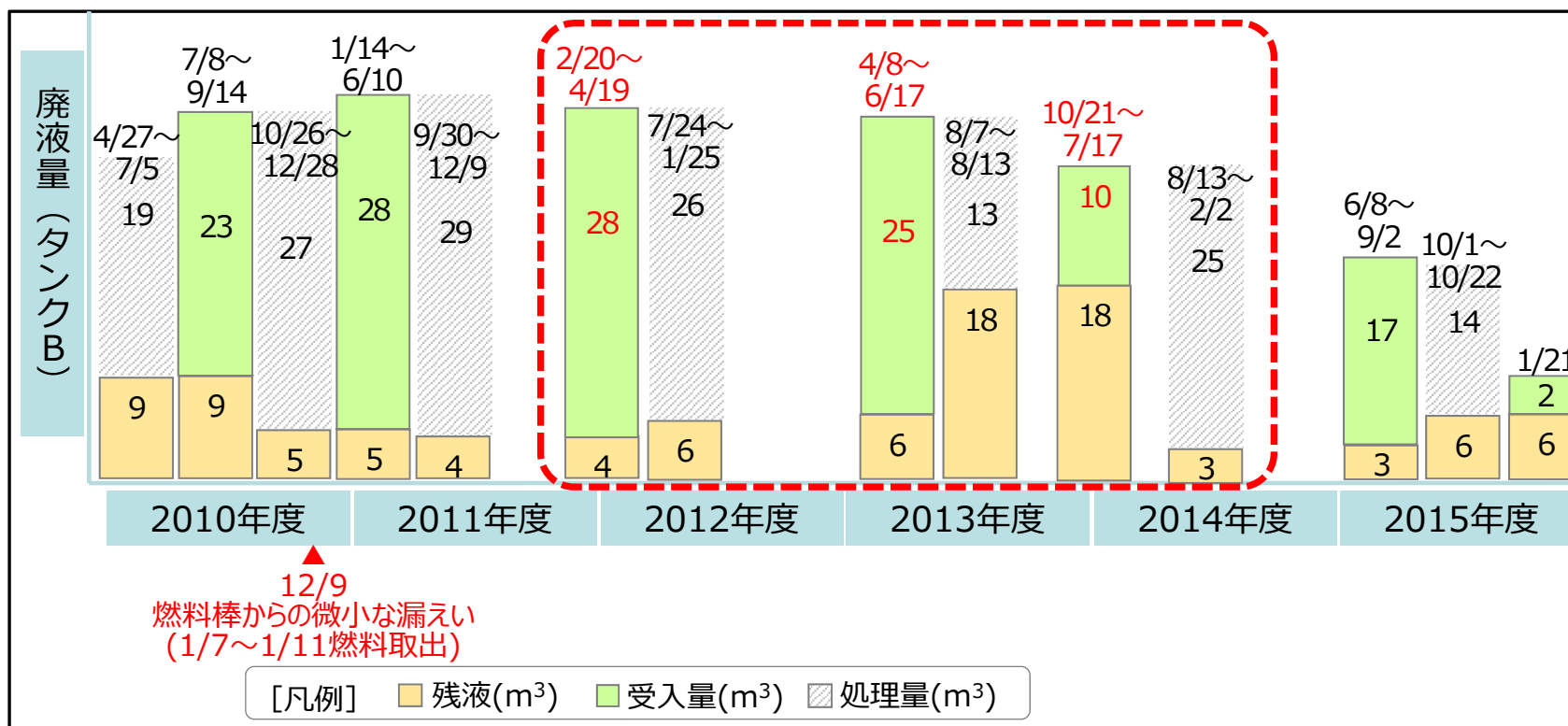
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微小な漏えいの影響範囲



## 【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。





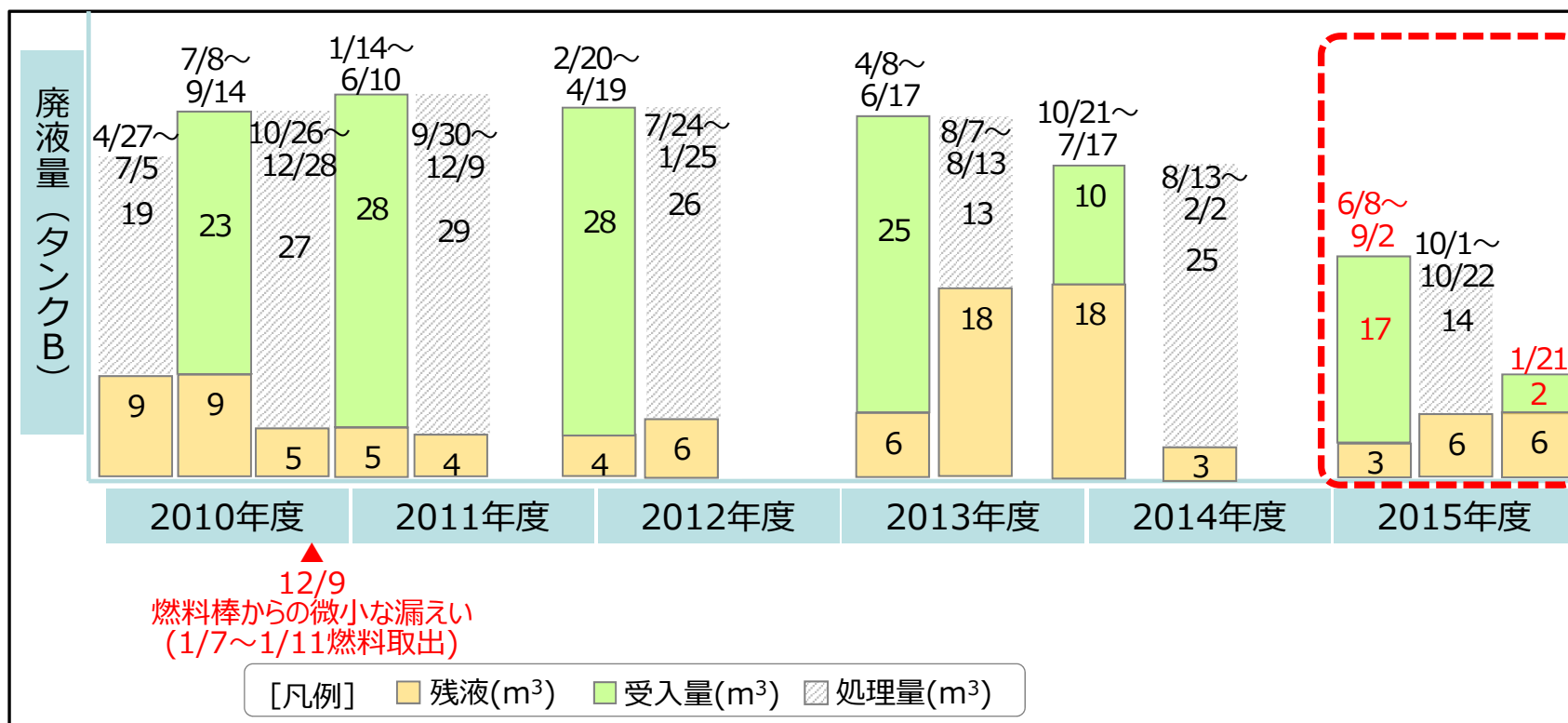
# 指摘事項【No. 2】

2010年の燃料棒からの微少な漏えいの影響範囲



## 【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少な漏えいによる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。



# 指摘事項【No. 3】

## サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



### 【指摘事項】

- ・サンプル分析方法とサンプルの代表性について説明すること。（参考資料1-1,P5,12）
- ・全αとCs-137の核種比は年度で異なり、3カ年の算術平均で設定すると2012年度は放射能評価の観点から過小評価になるが、どのように考えているのか説明すること。  
（参考資料1-1,P10）

### 【回答】

#### [サンプル分析方法とサンプル代表性]（17～23頁参照）

- ・分析手法は、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（添付資料2）に基づくものである。
- ・サンプル代表性は、当該年度に発生した廃棄体を代表するように、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（複数ある場合は、表面線量当量率が高い廃棄体）を選定している。

#### [算術平均による設定の妥当性]

- ・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ことから、3カ年全体としての算術平均値の設定としても問題ない。

## 指摘事項【No. 3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



### 【サンプル分析方法について】

- ・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. 抽出液をプランケット上で乾固／赤熱し、2πガスフローカウンタにてα線を計測する。

# 指摘事項【No. 3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



## 【サンプルの代表性について】

- ・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。（20～23頁参照）
- ・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）

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



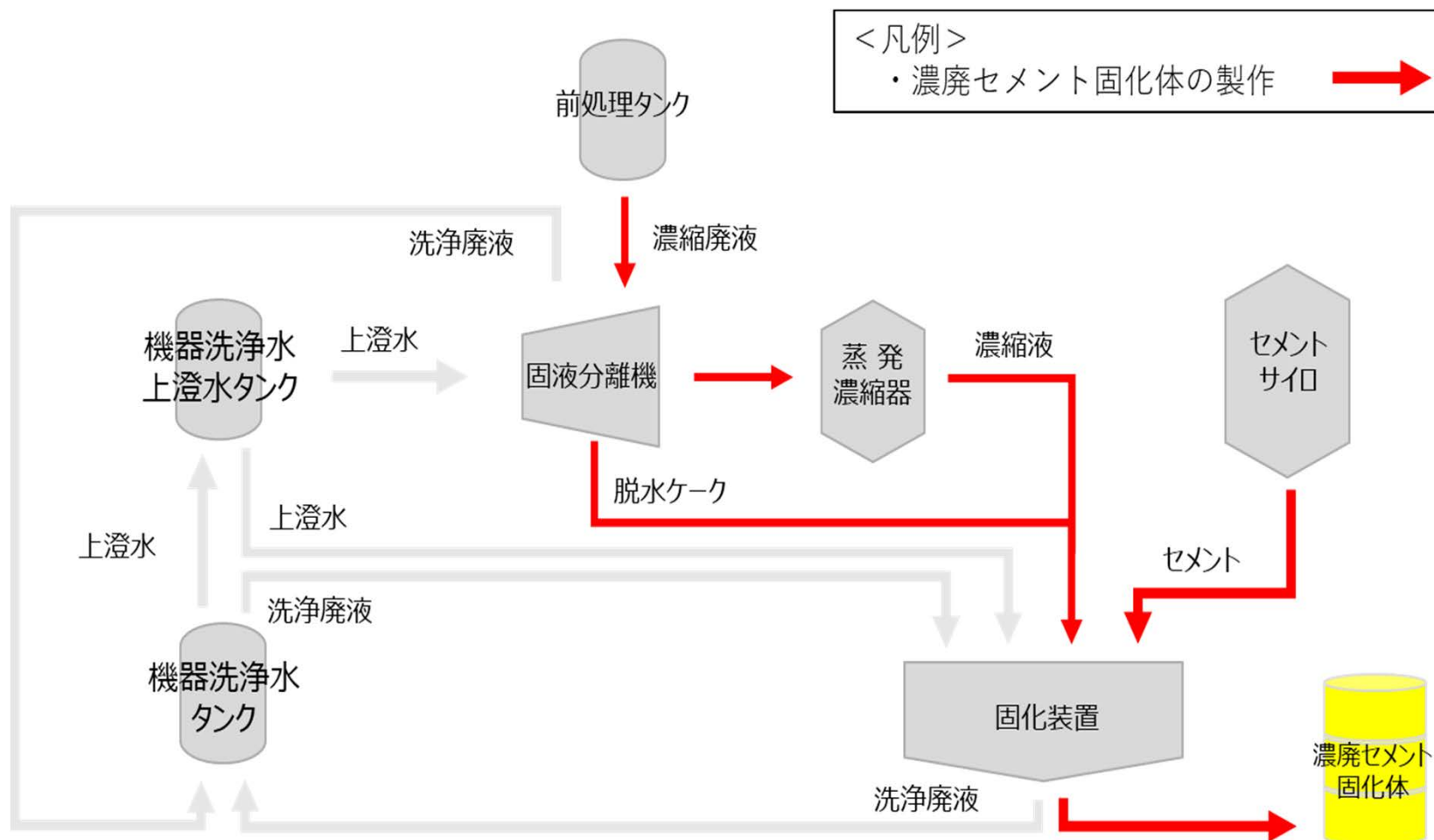
# 指摘事項【No.3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



## 【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。



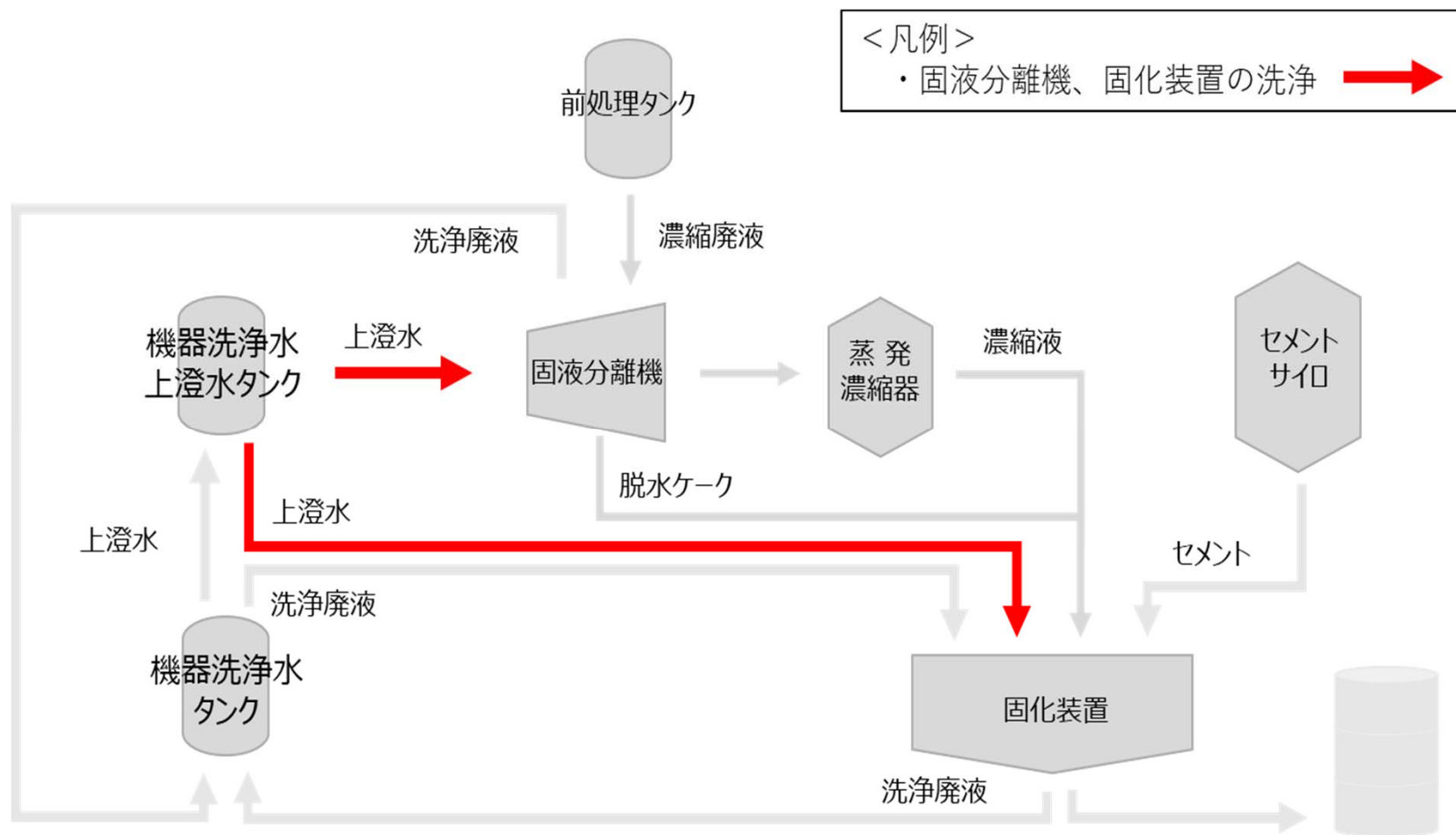
# 指摘事項【No.3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



## 【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。





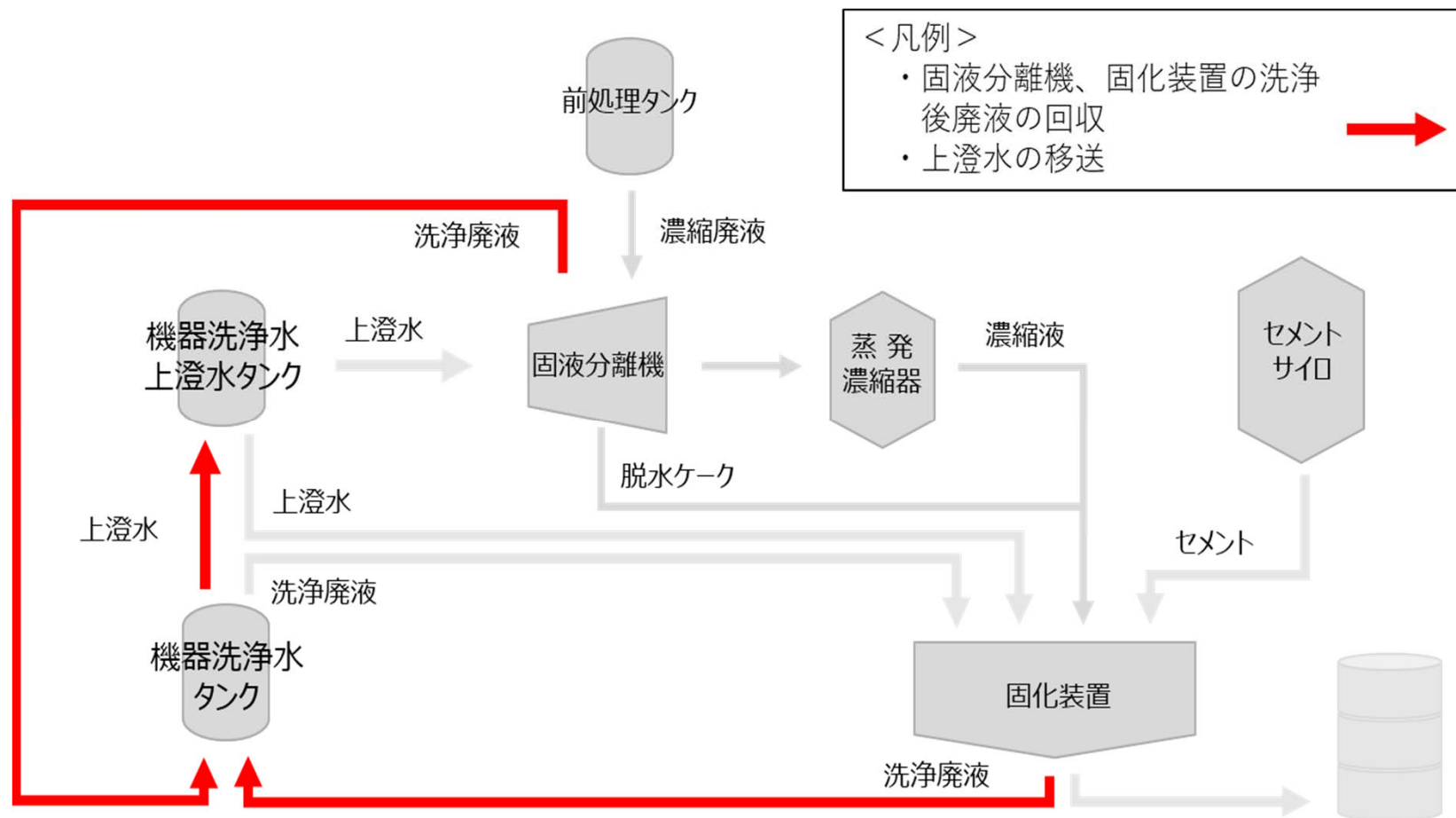
# 指摘事項【No.3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



## 【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。



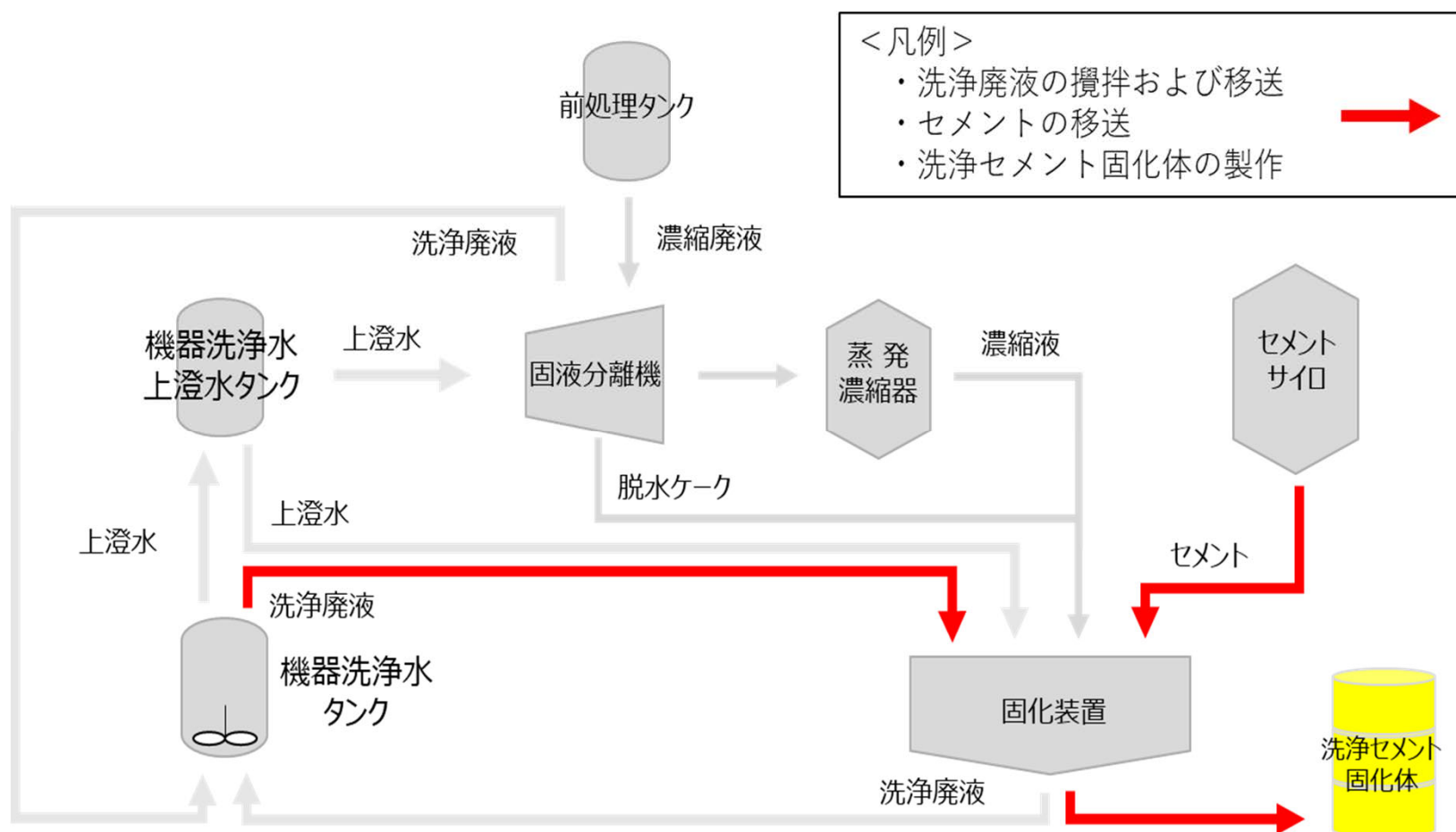
# 指摘事項【No.3】

サンプル分析方法とサンプル代表性、算術平均による設定の妥当性



## 【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。



## 指摘事項【No.4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



### 【指摘事項】

- ・2010年12月に軽微な燃料損傷が発生した際のNUCIA登録情報、九州電力が規制側に報告を行った実績有無について整理すること。（参考資料1-1,P5）
- ・スケーリングファクタの継続、変更を抜け漏れなく判断できるプロセスになっていることを説明すること。

### 【回答】

[NUCIA登録情報等]（25頁参照）

- ・九州電力より規制側へ当該事象が連絡されていること、NUCIAに情報が登録されていることを確認した。
- ・なお、NUCIAの登録情報等の事実を踏まえ、「軽微な燃料損傷」の表現については、「燃料棒からの微小な漏えい」に訂正※する。

※NUCIA登録情報によると、「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」であり、第490回審査会合では「軽微な燃料損傷」と表現していたもの。実態として内容の変更はない。

[スケーリングファクタ等の継続・変更に係る対応プロセス]（26～29頁参照）

- ・スケーリングファクタ等（以降「SF等」という）の継続評価および新規設定（設定変更）については、日本原燃および電力との契約に基づく対応に加え、社内規定に基づくプロセスに従って、搬出対象廃棄体を申請する際に確実にSF等の評価を行う仕組みとなっている。

## 指摘事項【No.4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



### 【2010年12月の微小な燃料漏えい】

- ・2010年度に玄海3号機で確認された「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/cm<sup>3</sup>となり、12月8日迄の測定値：0.15Bq/cm<sup>3</sup>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/cm<sup>3</sup>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/cm<sup>3</sup>（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

# 指摘事項【No.4】

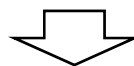
燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



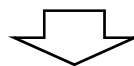
## 【SF等継続評価に係る事業者の全体プロセス】

### SF等継続に係るプロセス

1. SF等継続の妥当性確認（電力）  
（SF等の継続評価が必要な年度の廃棄体を搬出する前に実施）
2. SF等継続の妥当性評価（日本原燃）



3. 電力自主検査（電力）



### 申請に係るプロセス

4. 廃棄物埋設確認申請準備（日本原燃↔電力）
5. 廃棄物埋設確認申請（日本原燃）

# 指摘事項【No.4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



## 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、スケーリングファクタ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)
  - ・スケーリングファクタ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

# 指摘事項【No. 4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



## 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通知（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  $1 / 10$  を超えない範囲でスクリーニングファクタ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。



# 指摘事項【No.4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



## 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）

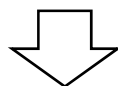
### (2) 廃棄体確認監査（日本原燃）

- 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）※  
※廃棄物埋設施設 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）

## 指摘事項【No. 4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



### 【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〕**」<sup>(参1)</sup>に添付の「**廃棄体中の放射能濃度の決定手順**」<sup>(参2)</sup>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

## 指摘事項【No. 4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



- ・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

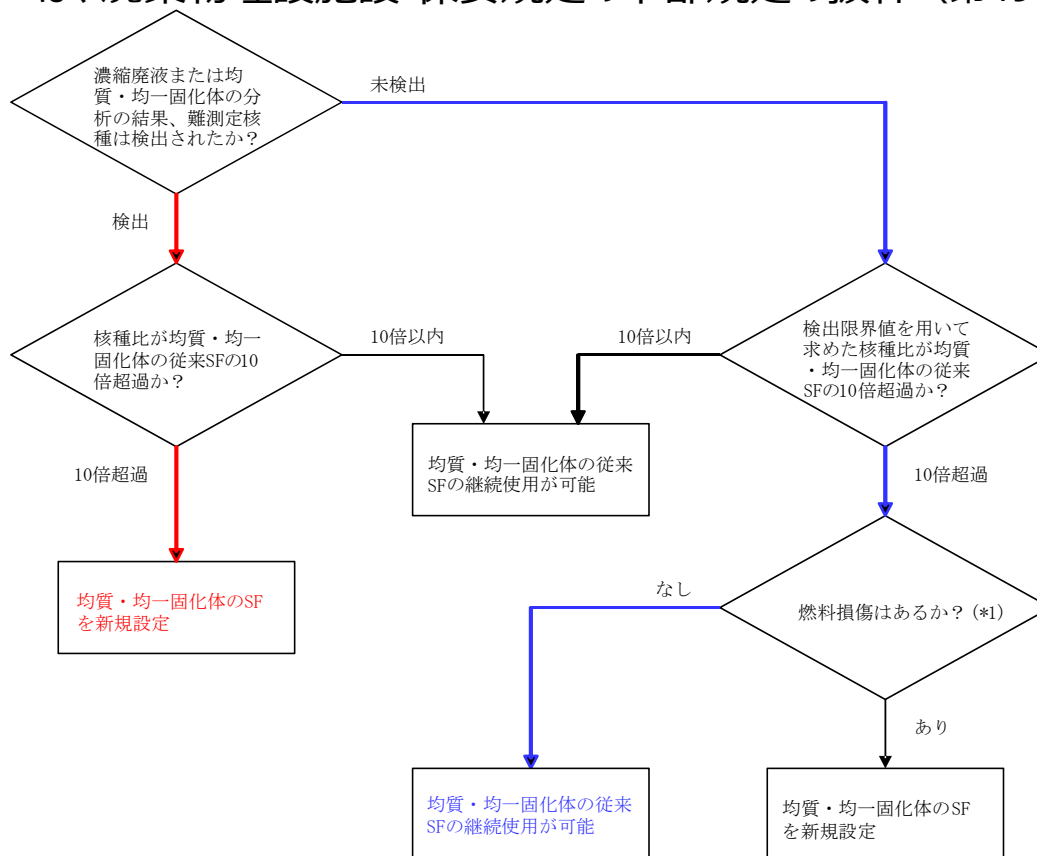
- ・S F 等の変動要素も含めた要因を特定し、新規設定（設定変更）の検討を実施

# 指摘事項【No.4】

## 燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



- 全αの場合、核種の検出・未検出の他、核種比の評価結果に応じて、従来SFの適用性を確認する。  
(以下のフローは、廃棄物埋設施設 保安規定の下部規定の抜粋 (第490回審査会合資料の再掲) )



\*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 $3 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$

### 【凡例】

- : α核種検出、10倍超過  
(2012年度～2014年度分析結果)
- : α核種未検出、10倍超過  
(2011年度、2015年度、2016年度分析結果)

図2 Sr-90、I-129および全αの判断フロー

## 指摘事項【No. 4】

燃料棒からの微小な漏えいの報告実績、SF等の継続・変更プロセス



### 【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、前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。

### 【SFの新規設定に至った主な経緯】

- ・今回は、玄海3/4号機の将来の廃棄体搬出に向け、九州電力にて洗浄セメント固化体のサンプリング分析を行ったところ、2012～2014年の3か年に限りきわめて微量の全aが検出され、従来SFの10倍を超えていたことが確認されたことから、従来SFを継続することができないと判断し、新たな課題対応としてSFの新規設定を行うこととした。

# 指摘事項【No. 5】

## 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



### 【指摘事項】

- ・従来よりも2桁高い新規SFを設定した場合に埋設可能な廃棄体の本数がどの程度減少するのか、事業許可で認められている廃棄体数量との関係で裕度に変更があるのか。

### 【回答】

以下の理由から、**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。

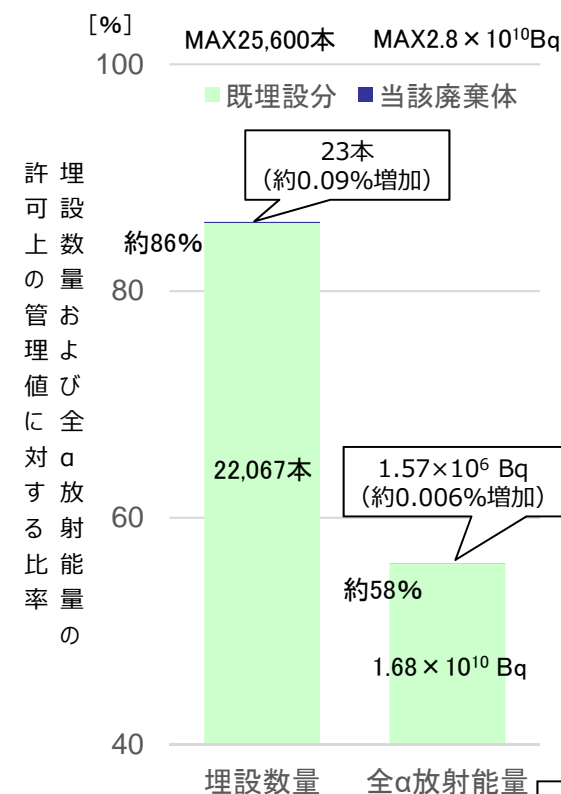
一方、事業許可および保安規定に基づく1号埋設施設6群に埋設可能な全αの放射エネルギー $2.8 \times 10^{10}$  Bq に対し、2023年8月末時点の埋設放射エネルギー実績は $1.68 \times 10^{10}$  Bq（約58%）である。**当該廃棄体の全α放射エネルギーを試算すると $1.57 \times 10^6$  Bq** ※2であるため**全α放射エネルギーの増加量は比率にして約0.006%**である。

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9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)





# 指摘事項【No. 5】



## 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 $1.47 \times 10^4$  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（ $2.8 \times 10^{10}$  Bq [6群の全α埋設可能放射エネルギー] ÷ 25,600本 [6群の埋設可能数量]）=  $1.09 \times 10^6$  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。



## 指摘事項【No. 6】

事業許可で定めた区画別放射エネルギーを上回らないこと



### 【指摘事項】

- ・保安規定第19条4号（1）二の条文について、1号埋設設備1～5群は、1群から6群までの区画別放射エネルギー1/30倍、6群は9/30倍を超えないことに変更すると、1群から6群までの合計が34/30となり1を超える。保安規定上は事業許可で定めた区画別放射エネルギーを上回ることを許容しているように読めるため、事業許可と整合するように見直しを検討すること。（資料2, P3）

### 【回答】

保安規定第19条4号（1）二の条文の冒頭に以下の記載を追加するとともに、記載の適正化を行い、補正する。（37～39頁参照）

- ・「1群から6群の放射エネルギーが、1号廃棄物埋設施設の区画別放射エネルギーを超えないよう定置すること。」

# 指摘事項【No. 6】

## 事業許可で定めた区画別放射エネルギーを上回らないこと



現行	改正後
<p>(廃棄体の定置)</p> <p>第19条 建設課長は、廃棄体を定置する前に、構築した埋設設備が埋設規則第6条第1項第4号及び第8号に定める技術上の基準を満足していること及び収着性（分配係数）を有する材料であることを確認するとともに、確認した結果を運営課長に通知する。</p> <p>2～3省略</p> <p>4 運営課長は、廃棄体を定置する場合は、埋設規則第6条第1項第1号、第2号及び第6号に定める技術上の基準を満足していることを確認するとともに、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 1号埋設設備1群から6群までへの定置</p> <ul style="list-style-type: none"><li>イ 1号廃棄体のうち均質・均一固化体は1号埋設設備1群から6群までの埋設設備30基に定置すること。</li><li>ロ 1号廃棄体を定置する場合は、1号埋設クレーンにより取り扱うこと。</li><li>ハ 1号埋設設備の最上段及び北側側面には表面線量当量率2mSv/hを超える廃棄体を定置しないこと。</li><li>ニ 1号埋設設備1群ごとの放射エネルギーが1群から6群までの区画別放射エネルギーの1/6倍を超えないこと、かつ1号埋設設備1基ごとの放射エネルギーが1群から6群までの区画別放射エネルギーの2/30倍を超えないように定置すること。</li></ul> <p>次頁へつづく</p>	<p>(廃棄体の定置)</p> <p>第19条 建設課長は、廃棄体を定置する前に、構築した埋設設備が埋設規則第6条第1項第4号及び第8号に定める技術上の基準を満足していること及び収着性（分配係数）を有する材料であることを確認するとともに、確認した結果を運営課長に通知する。</p> <p>2～3省略</p> <p>4 運営課長は、廃棄体を定置する場合は、埋設規則第6条第1項第1号、第2号及び第6号に定める技術上の基準を満足していることを確認するとともに、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 1号埋設設備1群から6群までへの定置</p> <ul style="list-style-type: none"><li>イ 1号廃棄体のうち均質・均一固化体は1号埋設設備1群から6群までの埋設設備30基に定置すること。</li><li>ロ 1号廃棄体を定置する場合は、1号埋設クレーンにより取り扱うこと。</li><li>ハ 1号埋設設備の最上段及び北側側面には表面線量当量率2mSv/hを超える廃棄体を定置しないこと。</li><li>ニ <u>1号埋設設備1群から6群の放射エネルギーが、1群から6群の区画別放射エネルギーを超えないように定置すること。また、1号埋設設備1群から5群までは、1号埋設設備1群ごとの放射エネルギーが1群から6群の区画別放射エネルギーの1/6倍を超えないこと、かつ1号埋設設備1基ごとの放射エネルギーが1群から6群の区画別放射エネルギーの2/30倍を超えないように定置すること。1号埋設設備6群は、1群から5群の既埋設放射エネルギーを考慮し、6群の放射エネルギーが1群から6群の区画別放射エネルギーの9/30倍を超えないように定置すること。</u></li></ul> <p>次頁へつづく</p>

# 指摘事項【No. 6】

事業許可で定めた区画別放射エネルギーを上回らないこと



現行	改正後
<p>前頁からのつづき</p> <p>ホ 1号埋設設備には、セメント以外で固型化した廃棄物が1群から5群までは埋設設備1群ごとに20%を超えない<u>よう</u>、かつ埋設設備1基ごとに40%を超えない<u>よう</u>、6群全体では40%を超えない<u>よう</u>定置すること。</p> <p>へ省略</p> <p>(2)～(4)省略</p>	<p>前頁からのつづき</p> <p>ホ 1号埋設設備には、セメント以外で固型化した廃棄物が1群から5群までは埋設設備1群ごとに20%を超えない<u>こと</u>、かつ埋設設備1基ごとに40%を超えない<u>ように定置すること</u>。<u>1号埋設設備6群全体ではセメント以外で固型化した廃棄物が40%を超えないように定置すること</u>。</p> <p>へ省略</p> <p>(2)～(4)省略</p>

   : 補正案

# 指摘事項【No. 7】

ICRP Pub.43の考え方の扱い



## 【廃棄物埋設施設 1号埋設設備 6群放射エネルギー管理の変更】

・廃止措置開始後の人為事象の線量評価において、ICRP Pub.43を参考にして、局所的に放射能濃度の高い場所の掘削を想定した場合の評価値が、平均的な放射エネルギーで評価した場合の評価値の3倍以内なら代表性は損なわれないものとしている。この説明を記載したいのであれば、ICRP Pub.43の規定内容とそれを踏まえた原燃の解釈を書き分けること。（参考資料2-1,P12）

## 【回答】

人為事象シナリオにおいて、1号廃棄物埋設地の最も放射エネルギーが大きい領域を掘削することを想定した評価により、許可基準規則に定める線量基準を下回り、十分に線量が小さいことを確認しており、ICRP Pub.43の考え方を参考としていないことから、参考資料2-1,P12の注釈から記載を削除する。（41頁参照）

# 指摘事項【No.7】

ICRP Pub.43の考え方の扱い



## 線量評価結果（その3）

単位：μSv/y

線量評価シナリオ		申請モデル (放射エネルギー変更前) a		分割モデル (放射エネルギー変更後) b		b/a
<廃止措置の開始後> 人為事象シナリオ	建設業 従事者	5.9 (5.849)	300y	15 <sup>*1*2</sup> (14.04)	300y	(2.400)
	居住者	42 (41.88)	300y	100 <sup>*1*2</sup> (99.79)	300y	(2.383)

・人為事象シナリオに関しては、最も放射エネルギーが大きい領域を掘削することを想定した場合においても、基準線量(1mSv/y)を下回り、線量は十分に小さく安全性に影響はない

\*1:掘削領域の放射エネルギーの比から算定した値。

\*2:廃棄物埋設地の掘削によって生じる被ばくは、埋設設備単位の放射エネルギーの影響を受けるが、必ずしも特定の場所（埋設設備）を掘削するとは限らず、掘削する領域によって線量は変わりうるため、公衆の受ける線量は分布を有する。ICRP-Pub.43の考え方を参考とすると、局所的に放射エネルギー濃度の高い場所を掘削したとしても、その線量が平均的な放射エネルギーで評価した評価値の3倍以内であれば、その評価値の代表性を損なうことはないと考えられる。この考え方は、事業変更許可申請書における線量評価においても参考としている。

削除

## 【廃液受入タンクA】

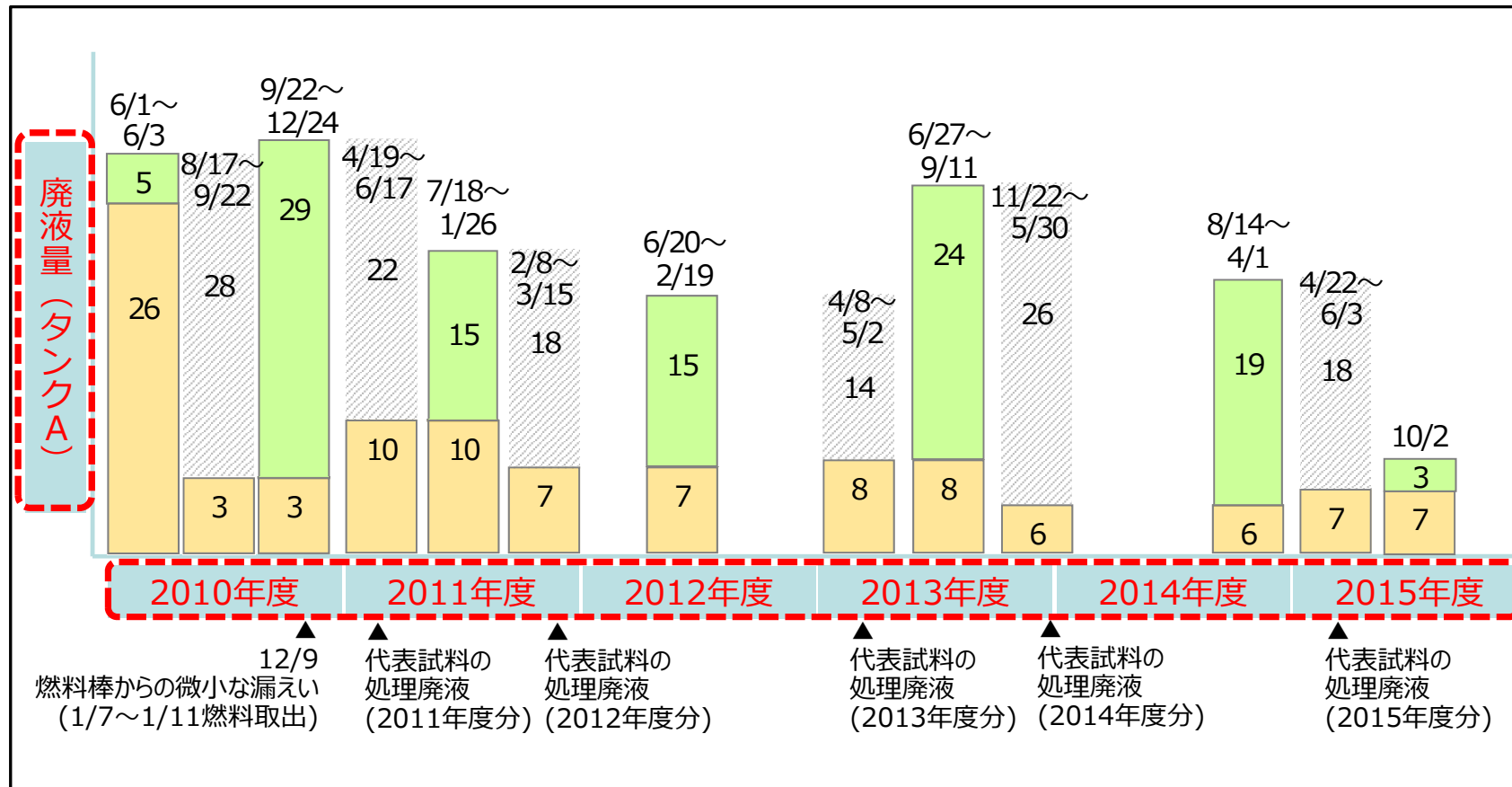
42頁～47頁参照

# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）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。



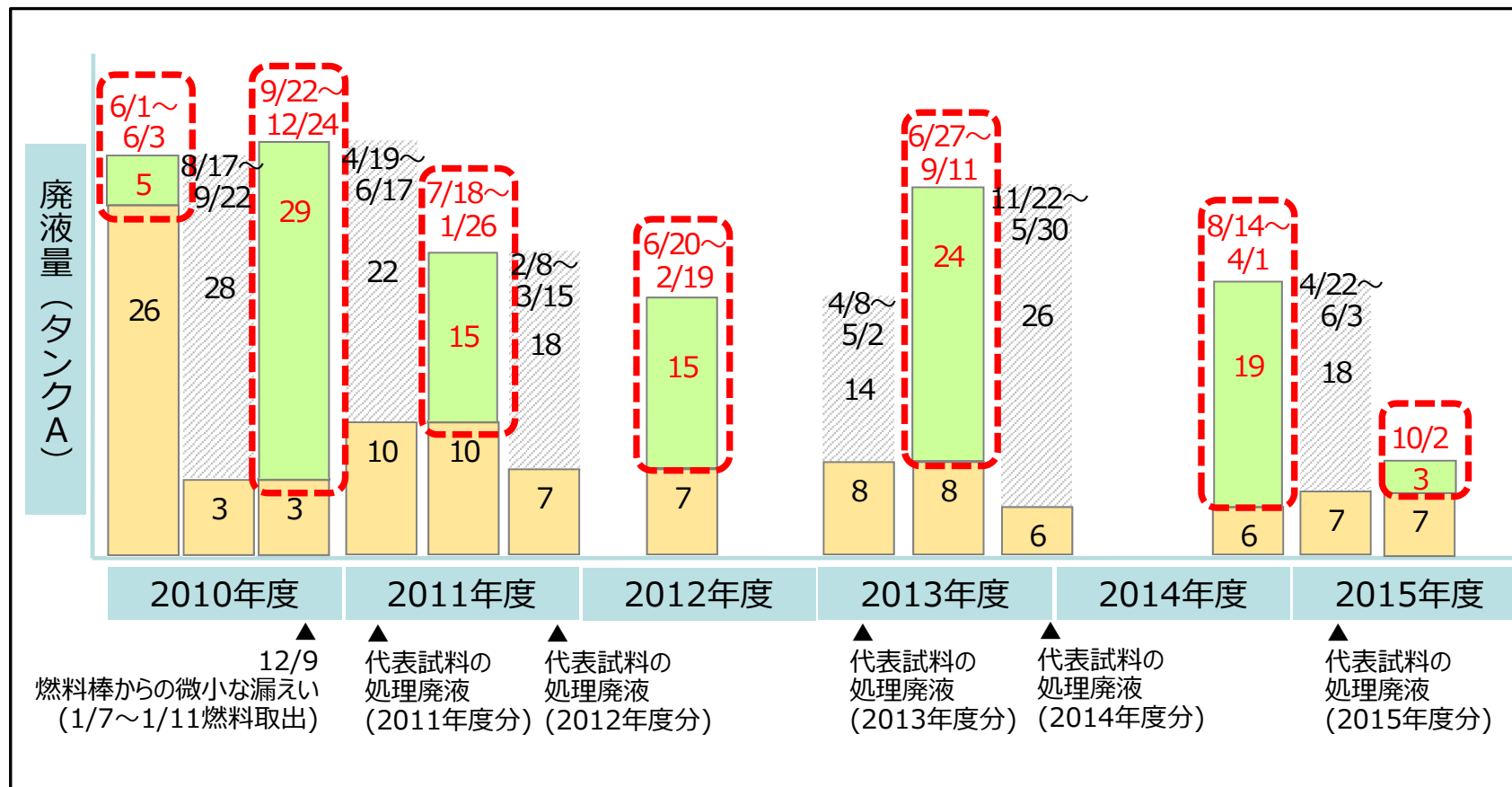


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）を示したものの。

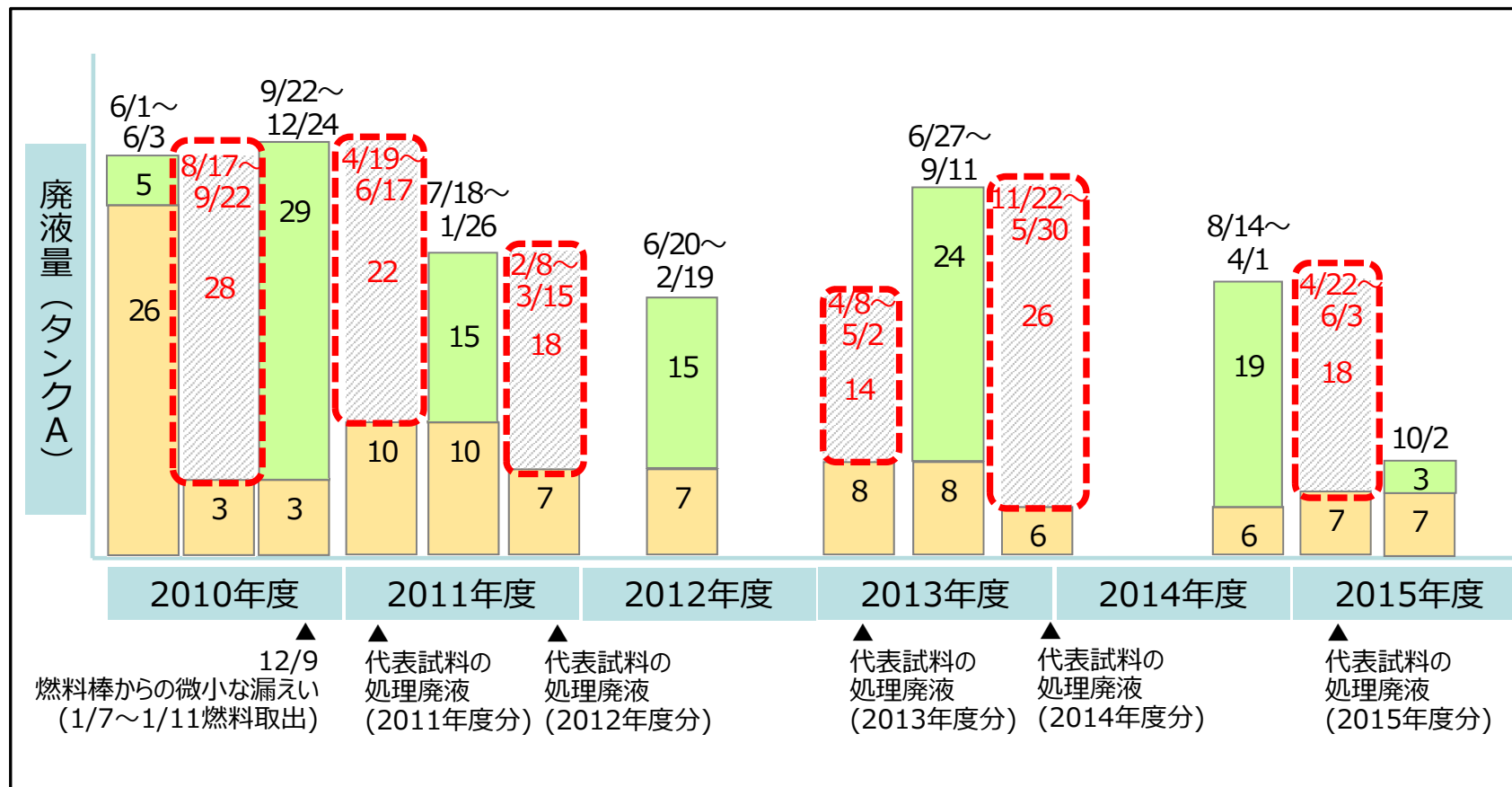


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）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。

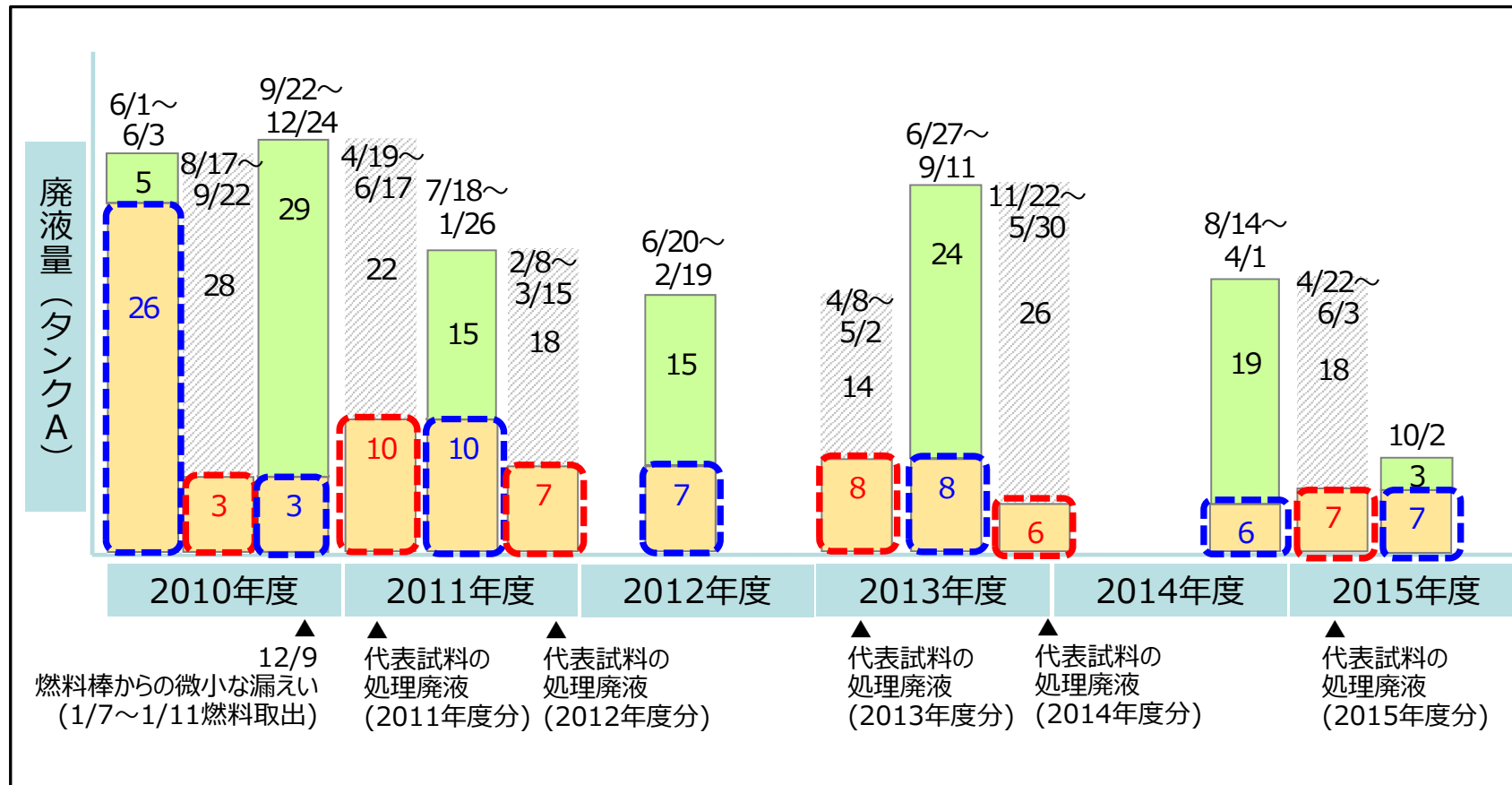


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）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（m<sup>3</sup>）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。

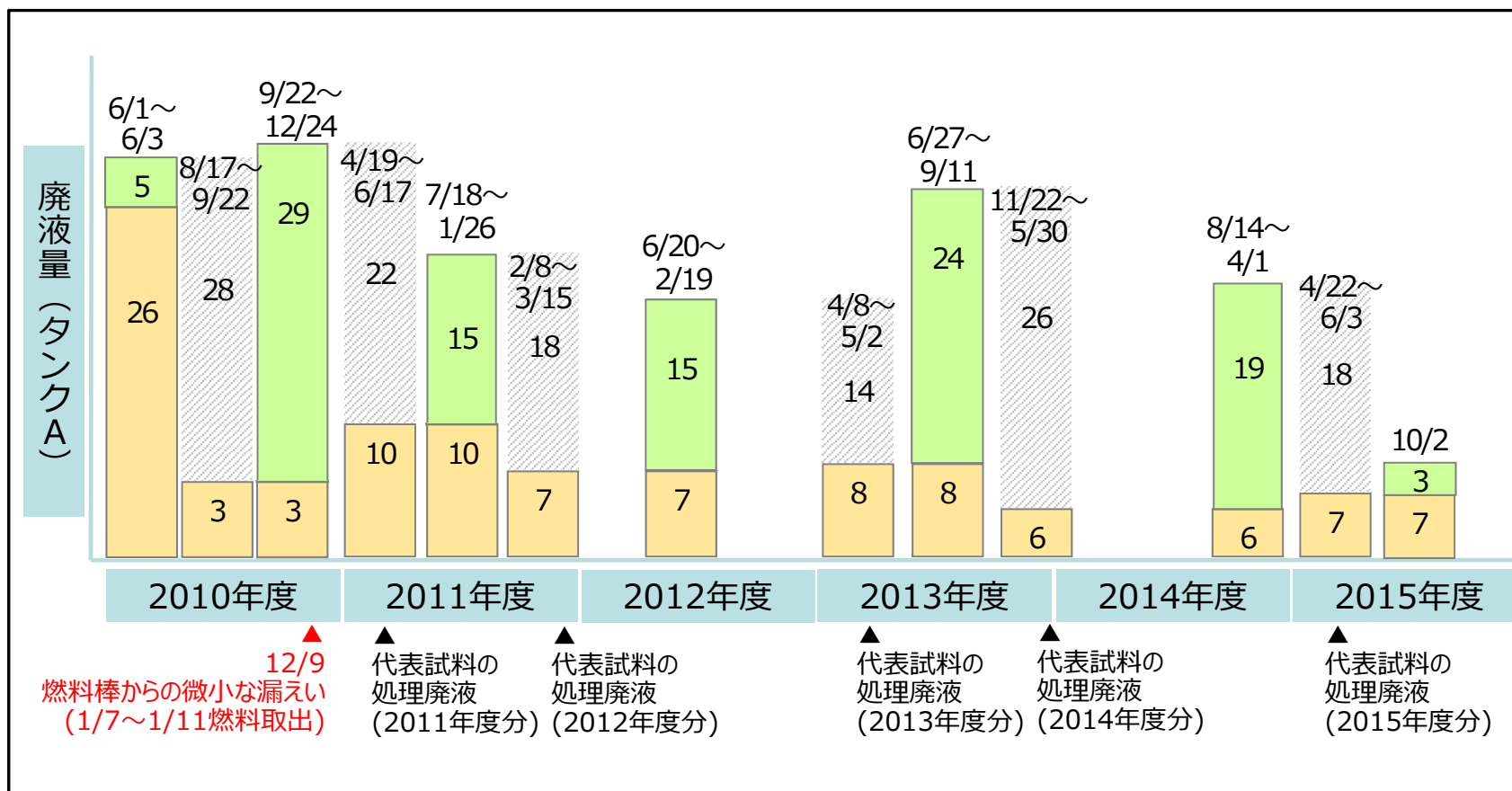


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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。
- ・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。

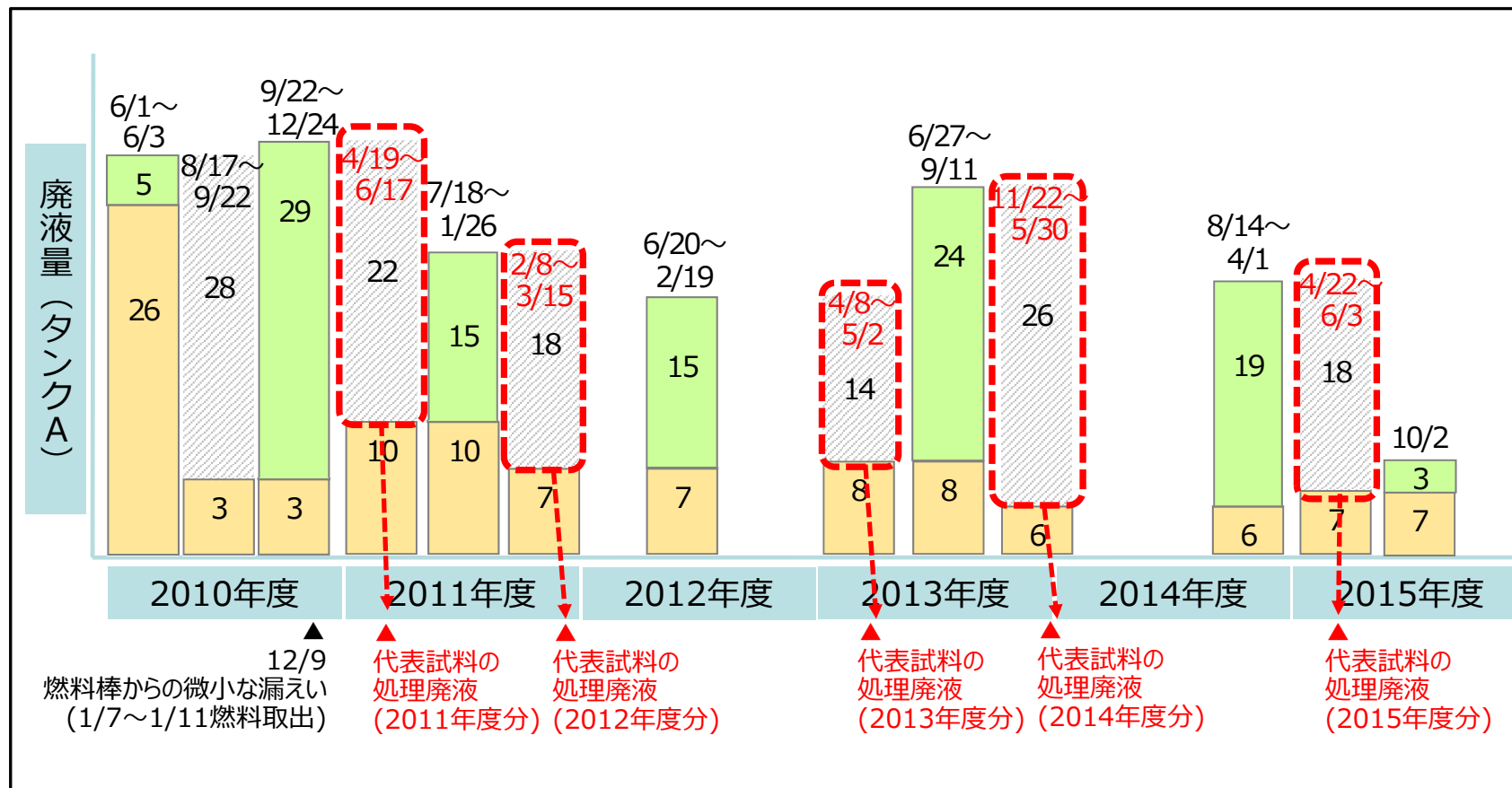


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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。
- ・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。



## 【廃液受入タンクB】

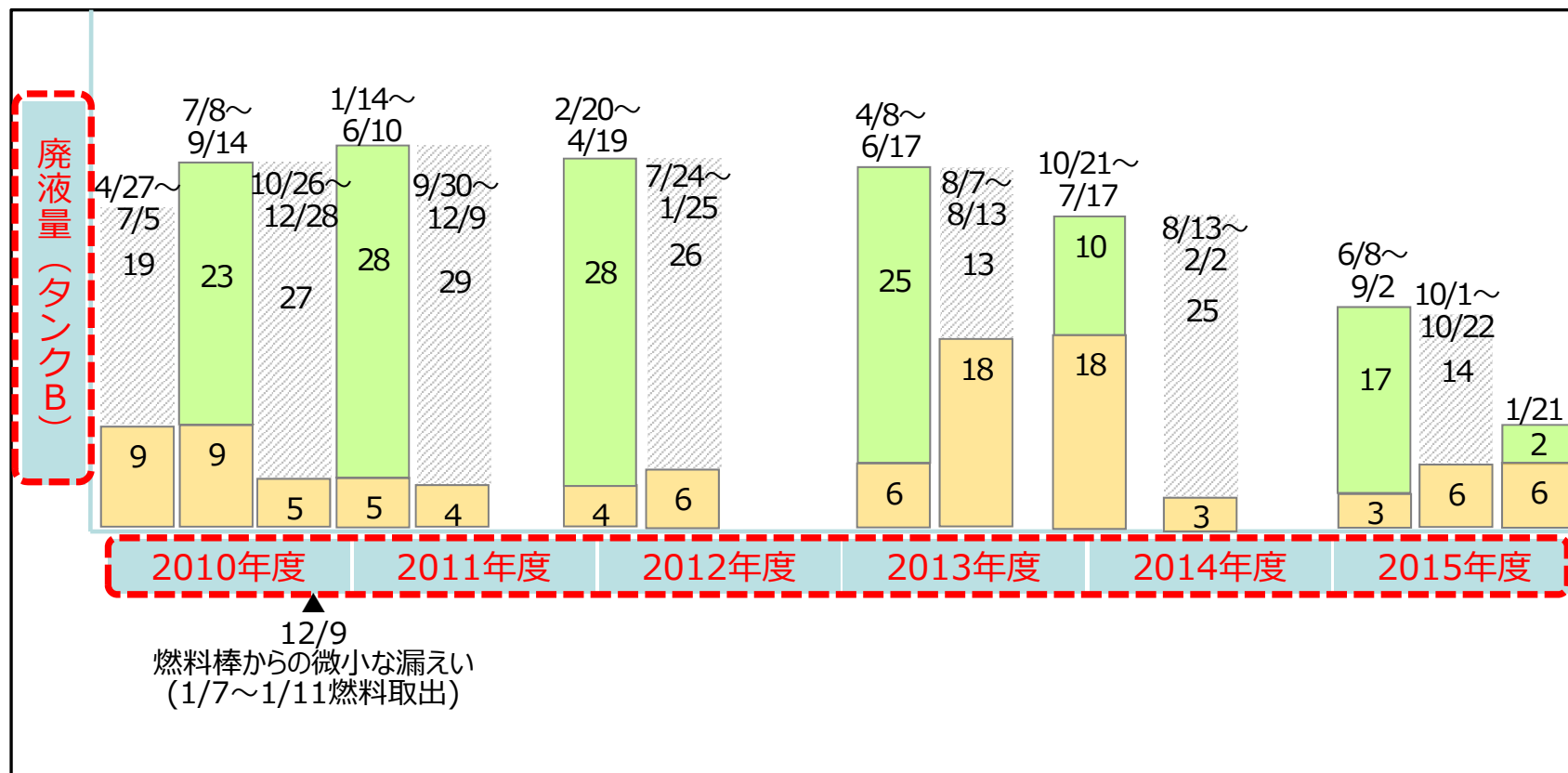
49頁～53頁参照

# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）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。



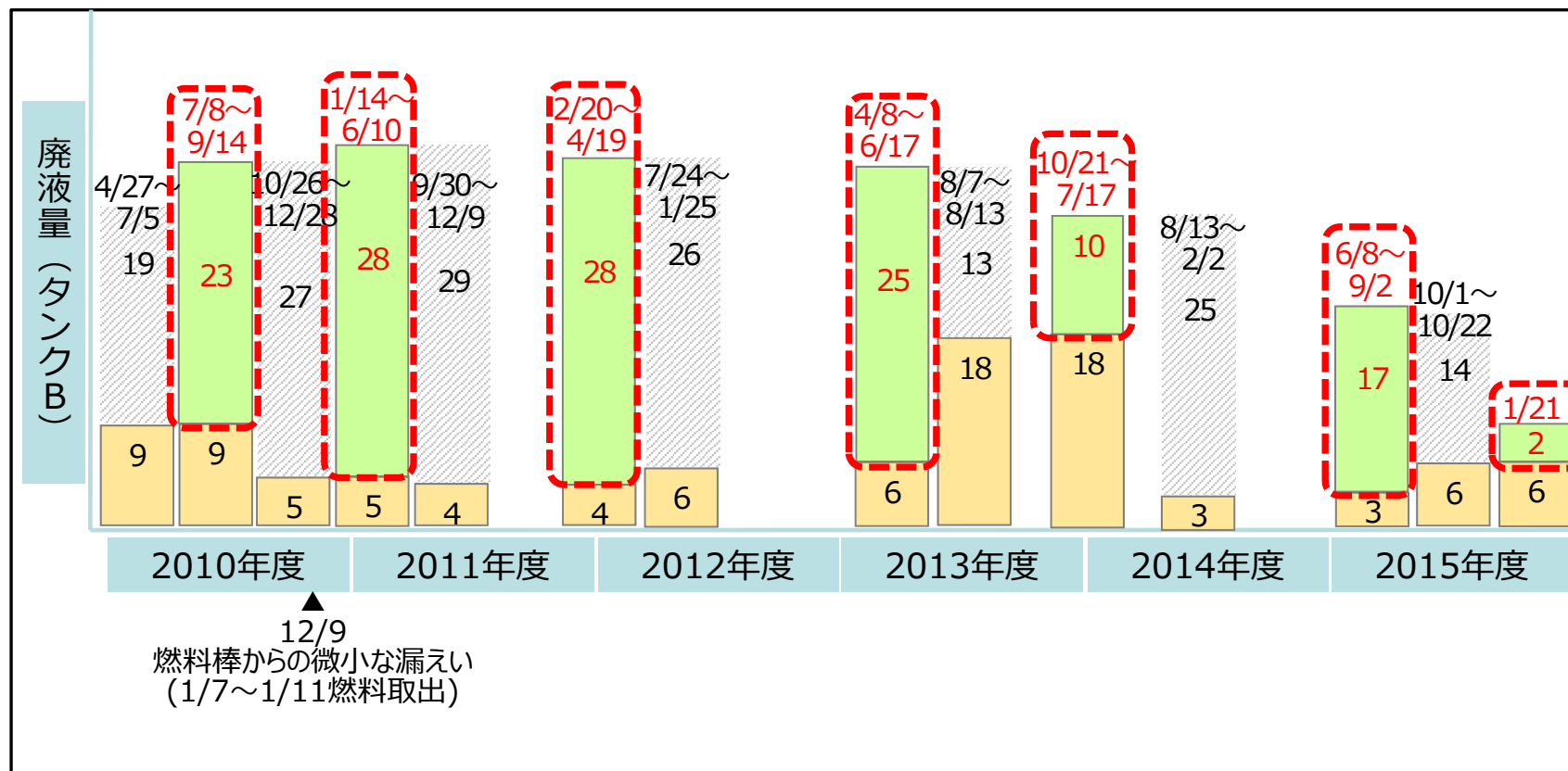


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）を示したものの。

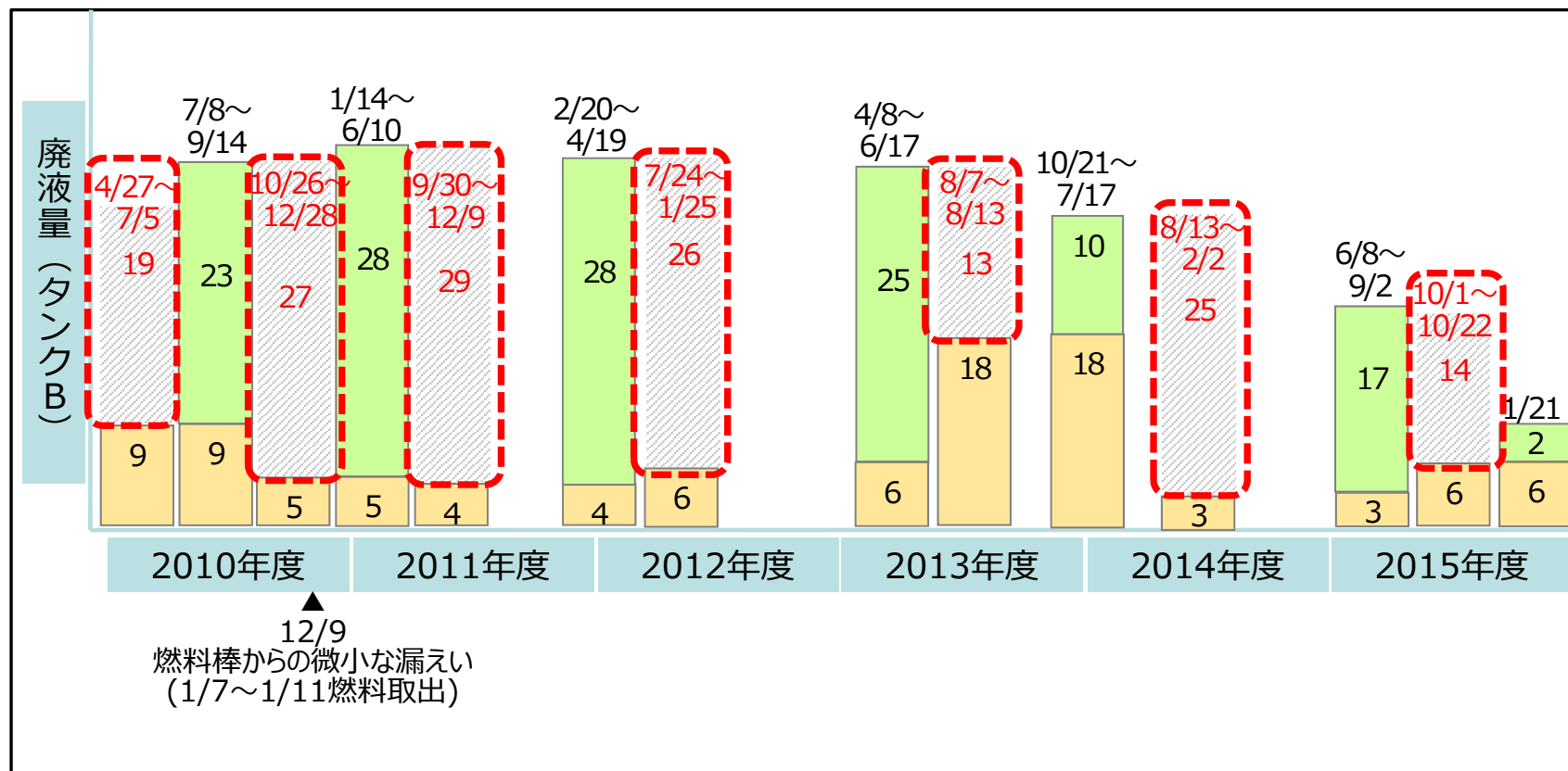


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（m<sup>3</sup>）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。

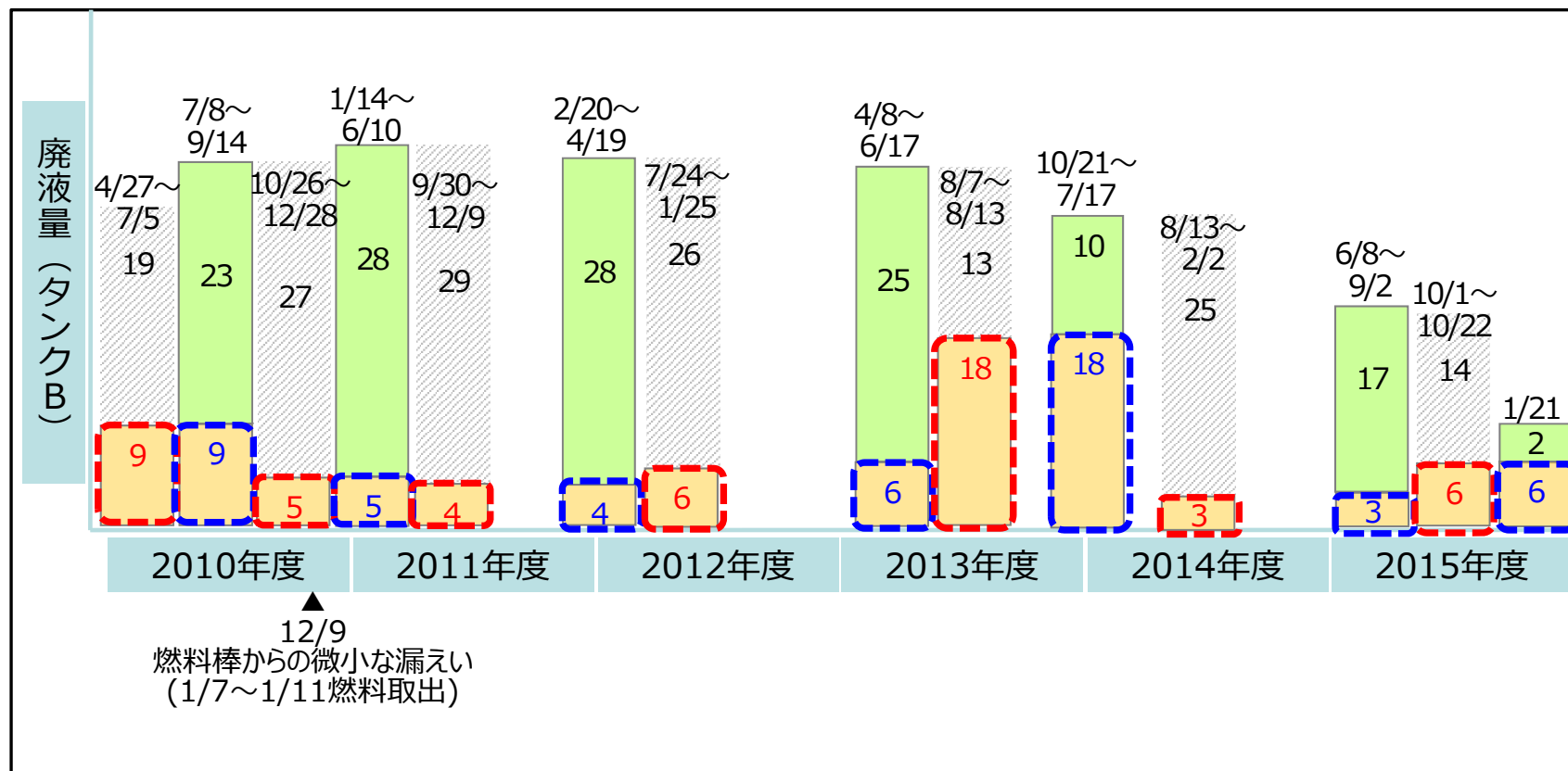


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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（ $m^3$ ）を示したもの。
- ・以下の図（青字箇所）は廃液受入タンクBの残液量（ $m^3$ ）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。

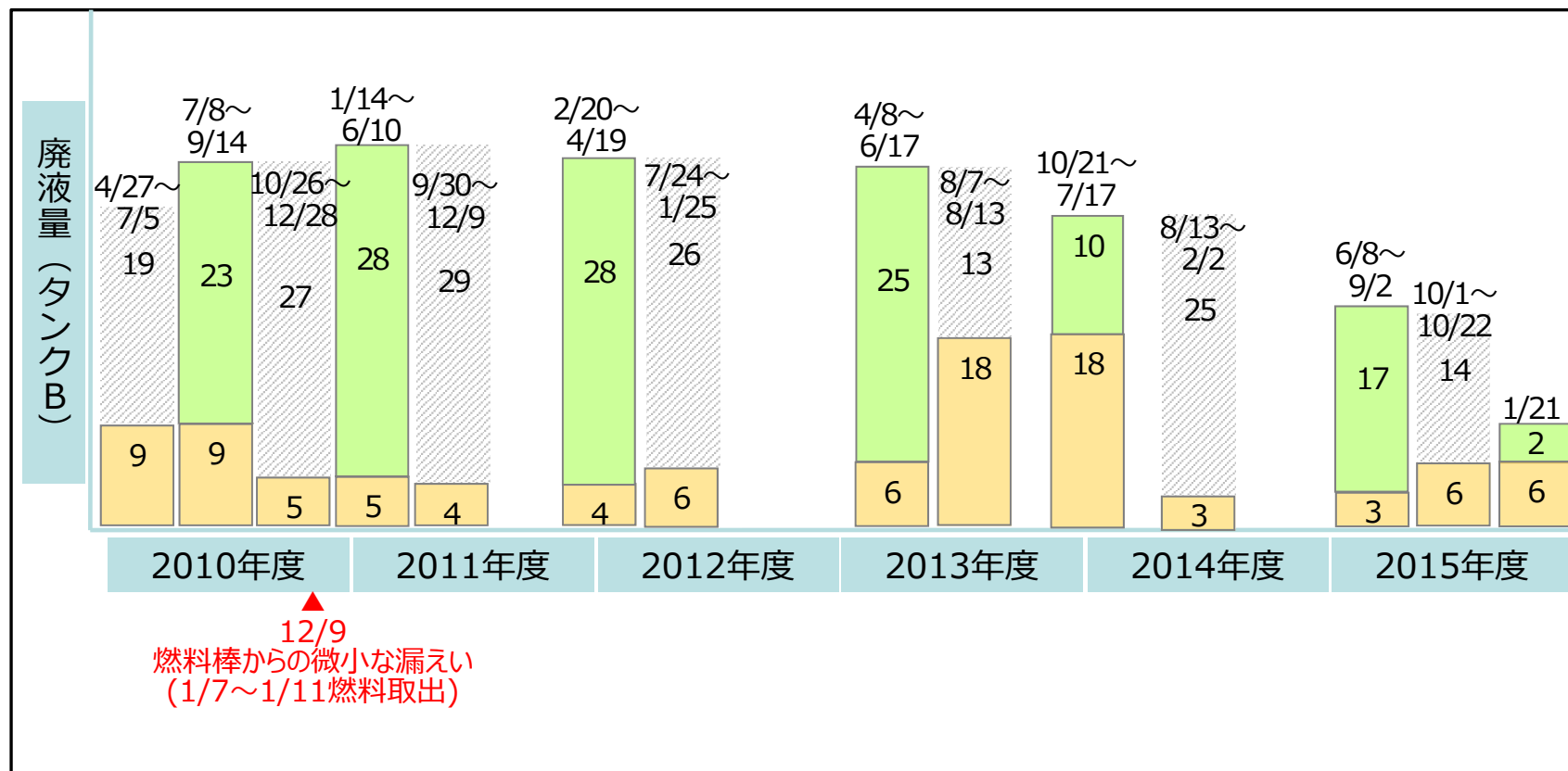


# 添付資料 1 : 廃液受入・処理状況に係る図の解説



## 【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



## 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
- (2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

## 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
- (2) PWR液体試料放射化学分析法 (MRW-1002) 抜粋

# 添付資料 2 : 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)

H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>/KMnO<sub>4</sub>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<sub>3</sub>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HNO<sub>3</sub>/HClO<sub>4</sub>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

H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>で溶解する。セメントと同様の共沈操作を行う。

# 添付資料 2 : 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

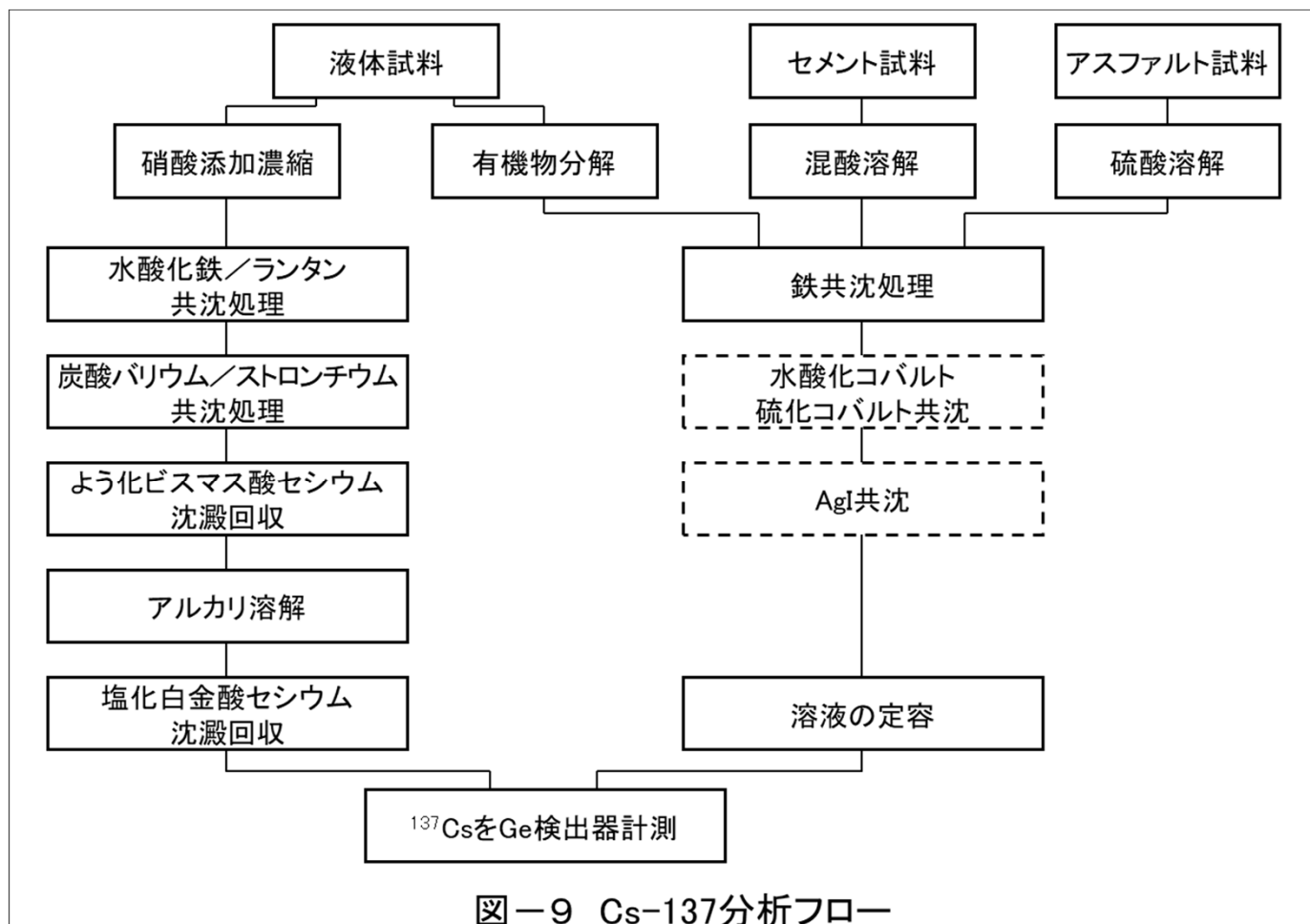


図-9 Cs-137分析フロー



## 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 $^{134}\text{Cs}$ および $^{137}\text{Cs}$ の分析法に関して示したものである。

##### 2. 分析法概要

$^{134}\text{Cs}$ および $^{137}\text{Cs}$ は、Ge半導体検出器を用いた $\gamma$ 線スペクトロメリーで定量分析が可能である。ここでは、 $^{134}\text{Cs}$ および $^{137}\text{Cs}$ が $\gamma$ 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、 $\gamma$ 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。

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

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

# 添付資料 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

#### 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  $\mu$ mメンブランフィルタ(47mm $\phi$ )[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)

# 添付資料 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

- ⑧ 攪拌棒 (4mmφ × 180mm)
  - ⑨ 5C定量濾紙 (47mmφ)
  - 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 (47mmφ)
- (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<sup>+</sup>/mℓ) : CsNo<sub>3</sub>
  - ② 鉄(Ⅲ)担体溶液 (10mg<sup>3+</sup>/mℓ) : Fe(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>

# 添付資料 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

#### 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 $^{110m}\text{Ag}$ 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)

# 添付資料 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

#### 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 $\gamma$ 線スペクトロメトリにより、 $^{137}\text{Cs}$ 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

$\gamma$ 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。

# 添付資料 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. 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 安全ピペッタ(容量50mℓ)

# 添付資料 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

#### (3) 試薬

- ① 氷酢酸
- ② 酸化ビスマス( $\text{Bi}_2\text{O}_3$ )
- 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  $\text{Cs}^+$ /ml):  $\text{CsNO}_3$
- ② 鉄担体溶液(10mg as  $\text{Fe}^{3+}$ /ml):  $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$
- ③ ランタン担体溶液(10mg as  $\text{La}^{3+}$ /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  $\text{Ba}^{2+}$ /ml):  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$
- ⑤ ストロンチウム担体溶液(10mg as  $\text{Sr}^{2+}$ /ml):  $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$

# 添付資料 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ビーカーに試料を分取し、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。



# 添付資料 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

- (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。

## 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 $\gamma$ 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)

$\sigma$ :  $\gamma$ 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)

# 添付資料 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

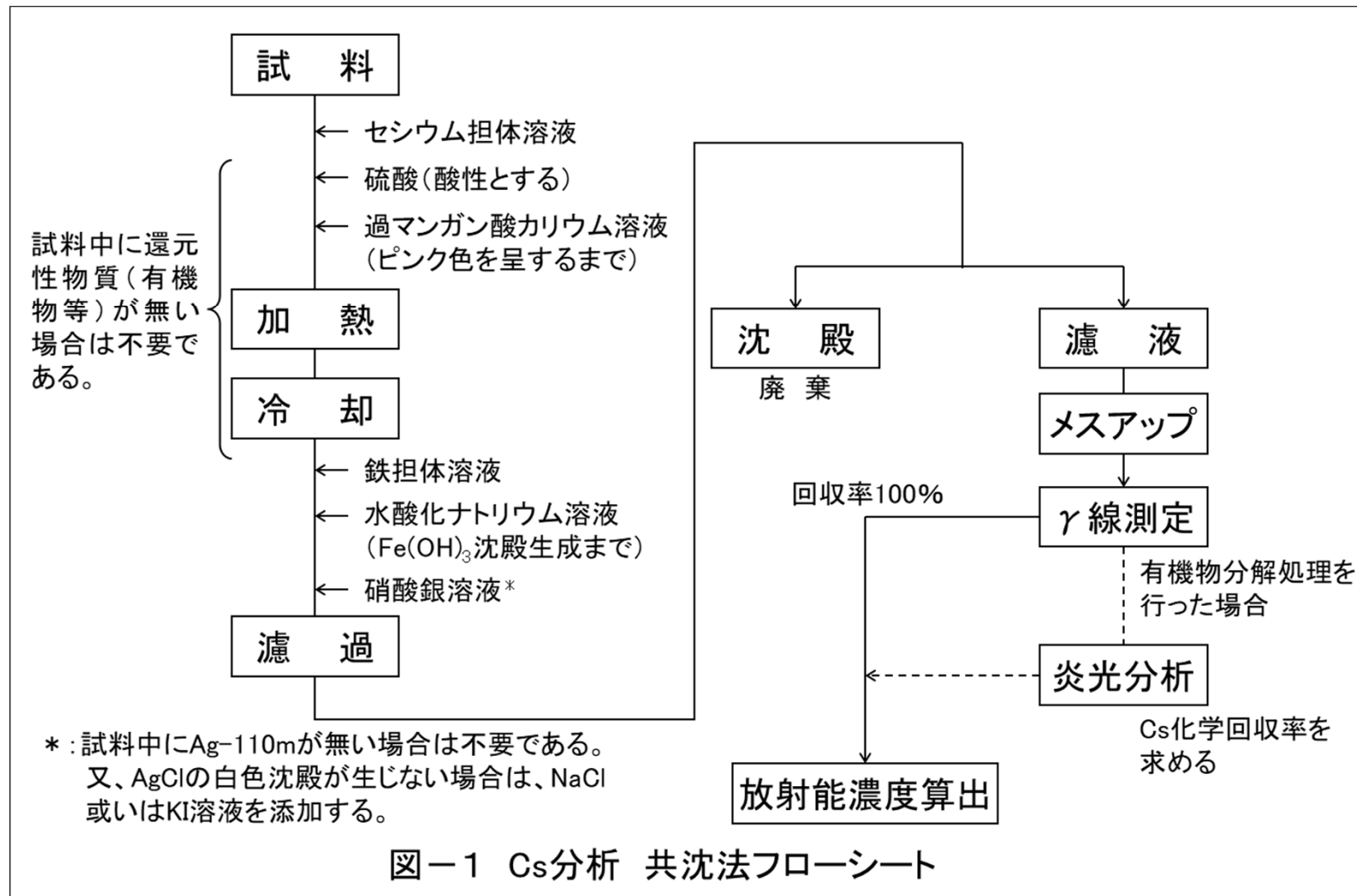


図-1 Cs分析 共沈法フローシート

# 添付資料 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

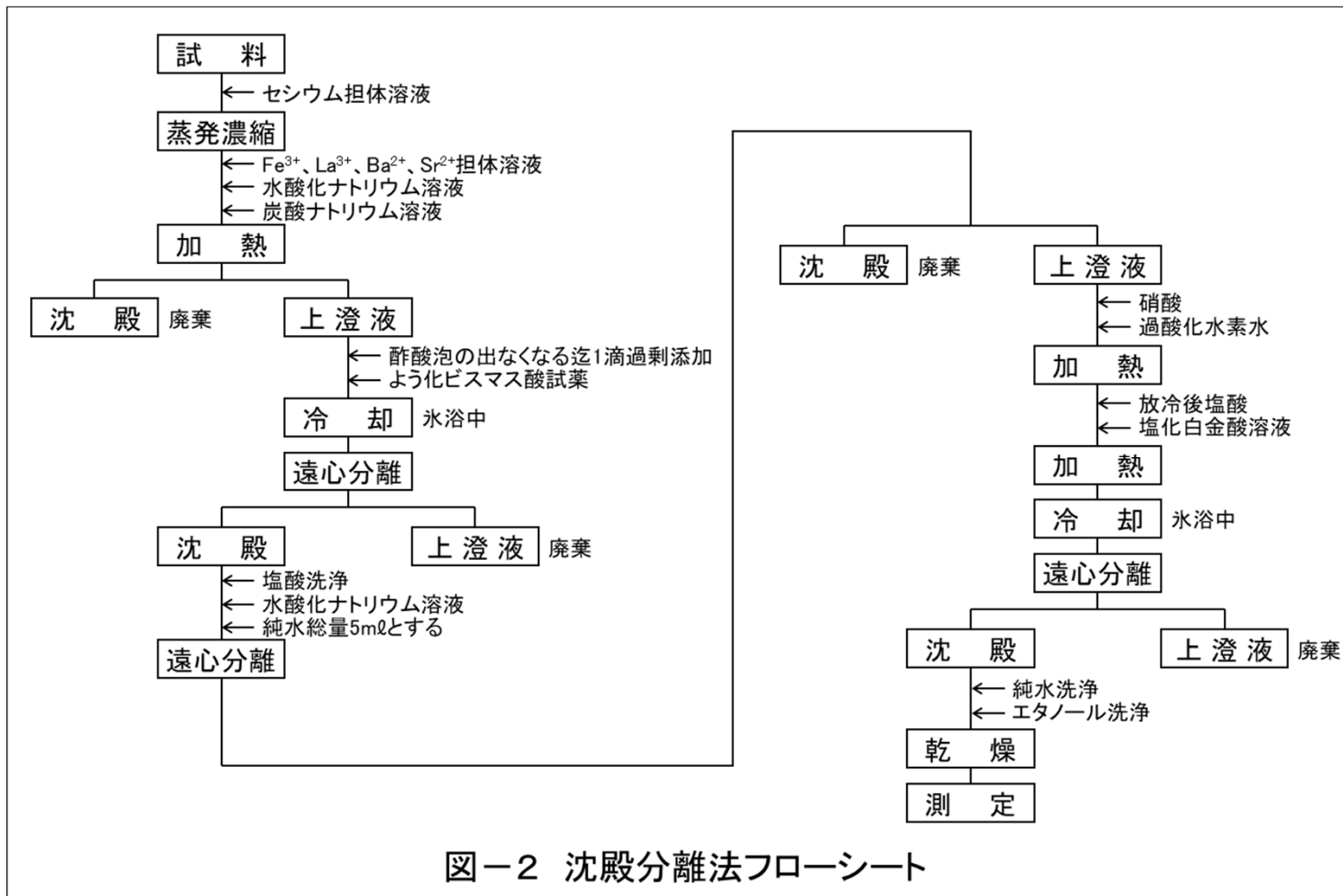


図-2 沈殿分離法フローシート

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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。抽出液をプランケット上で乾固／赤熱し、 $\alpha$ 線を $2\pi$ 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。 $\text{HNO}_3$ 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 $\alpha$ 線スペクトルを測定する。

##### ③ アスファルト試料

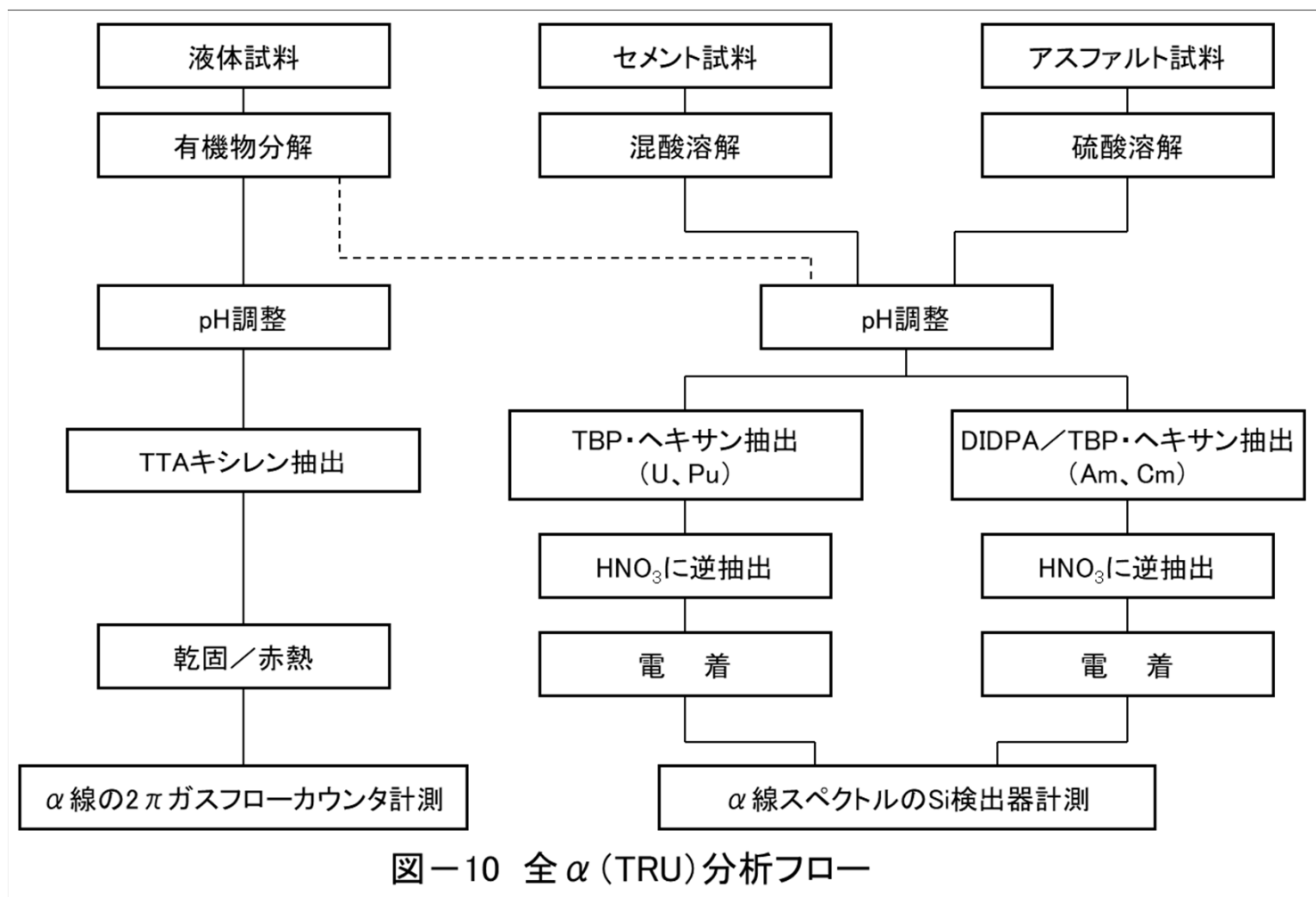
$\text{H}_2\text{SO}_4/\text{H}_2\text{O}_2$ で溶解する。溶液からのアクチニド抽出操作は、セメントと同様に行う。

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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



# 添付資料 2 : Cs-137および全 $\alpha$ 核種の分析方法



## 1. 全 $\alpha$ 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 $\alpha$ 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 $\alpha$ 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  $\mu$ 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 $\alpha$ 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2 $\pi$ ガスフローカウンタによる $\alpha$ 線計測にて定量する。クラッド状の $\alpha$ 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 2 $\pi$ 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

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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スキープ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  $\mu$ mメンブタンフィルタ(47mm $\phi$ ) [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 $\phi$ )
- ④ 石英坩堝(30ml)      ⑤ 坩堝挟み(300mm)
- ⑥ 攪拌棒(4mm $\phi$  × 180mm)
- ⑦ テフロンコック付スキープ型分液ロート(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)



# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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)

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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。

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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 μm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。

# 添付資料 2 : Cs-137および全 $\alpha$ 核種の分析方法



## 1. 全 $\alpha$ 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 $\alpha$ およびクラッド状全 $\alpha$ 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。

# 添付資料 2 : Cs-137および全 $\alpha$ 核種の分析方法



## 1. 全 $\alpha$ 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、 $2\pi$ ガスフローカウンタで $\alpha$ 線を計測する。

# 添付資料 2 : Cs-137および全 $\alpha$ 核種の分析方法



## 1. 全 $\alpha$ 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 $\alpha$ 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 $2\pi$ 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。

# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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  $\Delta n$  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 (%)

## 1. 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<sub>s</sub>: 測定試料の測定時間 (分)

N<sub>b</sub>: バックグラウンドの計数值 (counts)

T<sub>b</sub>: 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。

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



# 添付資料 2 : Cs-137および全α核種の分析方法



## 1. 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

