

【公開版】

日本原燃株式会社	
資料番号	保 1) 埋設個別 03 R4
提出年月日	2023 年 9 月 27 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. 「放射能濃度に係るスケーリングファクタの新規設定」の理由に係る説明	1
添付	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 α のスケーリング ファクタ新規設定について
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

1. 概要

本資料は、濃縮・埋設事業所廃棄物埋施設保安規定（以下、「保安規定」という。）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」の理由について説明するものである。

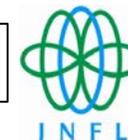
2. 「放射能濃度に係るスケーリングファクタの新規設定」の理由に係る説明

九州電力・玄海 3/4 号機（以下、「玄海 3/4 号機」という。）の均質・均一固化体のうち、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ついて、全 α /Cs-137 が従来 S F に対して適用範囲を外れていることを確認したことから、次年度廃棄体搬出に向けて 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かつ 3 か年限定で全 α のスケーリングファクタを新規設定する。

なお、スケーリングファクタの新規設定する設定値の検討結果を添付に示す。

以上

添付



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αのスケーリングファクタ 新規設定について

日本原燃株式会社
令和5年9月27日

目次



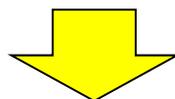
1. 「保安規定」の変更理由	3
2. 各年度代表試料の放射化学分析結果	4
3. セメント固化体の概要	5
4. 従来SFの10倍を超過した要因の考察	6
5. SF設定値について	20
6. SF設定期間について	21
7. 2010年度から2016年度の全αおよびCs-137放射能濃度 <参考①>	22
8. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について<参考②>	23
9. 充填固化体SF継続について<参考③>	25

1. 「保安規定」の変更理由

◆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（以下、「洗浄セメント固化体」）のサンプリング分析において、2012～2014年の3か年に限りきわめて微量の全αが検出（※1）され、全α/Cs-137が従来スケーリングファクタ（以下、「従来SF」）の適用範囲を外れている（※2）ことを確認した。

※1：「7.2010年度から2016年度の全αおよびCs-137放射能濃度〈参考①〉」参照

※2：「8.全α検出、未検出のSF適用可否の判断について〈参考②〉」参照



◆玄海3/4号機において2012年度以降に発生した均質・均一固化体を埋設するためには、「濃縮・埋設事業所 廃棄物埋設施設保安規定」において、全αのSFを新規設定する必要がある。

2. 各年度代表試料の放射化学分析結果

各年度の代表試料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。2012～2014年度は、従来SFの10倍を超過している。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「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）」に基づき測定した。

表 2010年度から2016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
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. ($<4.42 \times 10^{-2}$)
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}
全 α /Cs-137	1.02	0.82	0.65	0.21	0.20	0.16	0.26
全 α 従来SF ※2	3.7×10^{-3}	←	←	←	←	←	←
(全 α /Cs-137) /全 α 従来SF ※3	276	222	176	57	54	44	71

【補足】

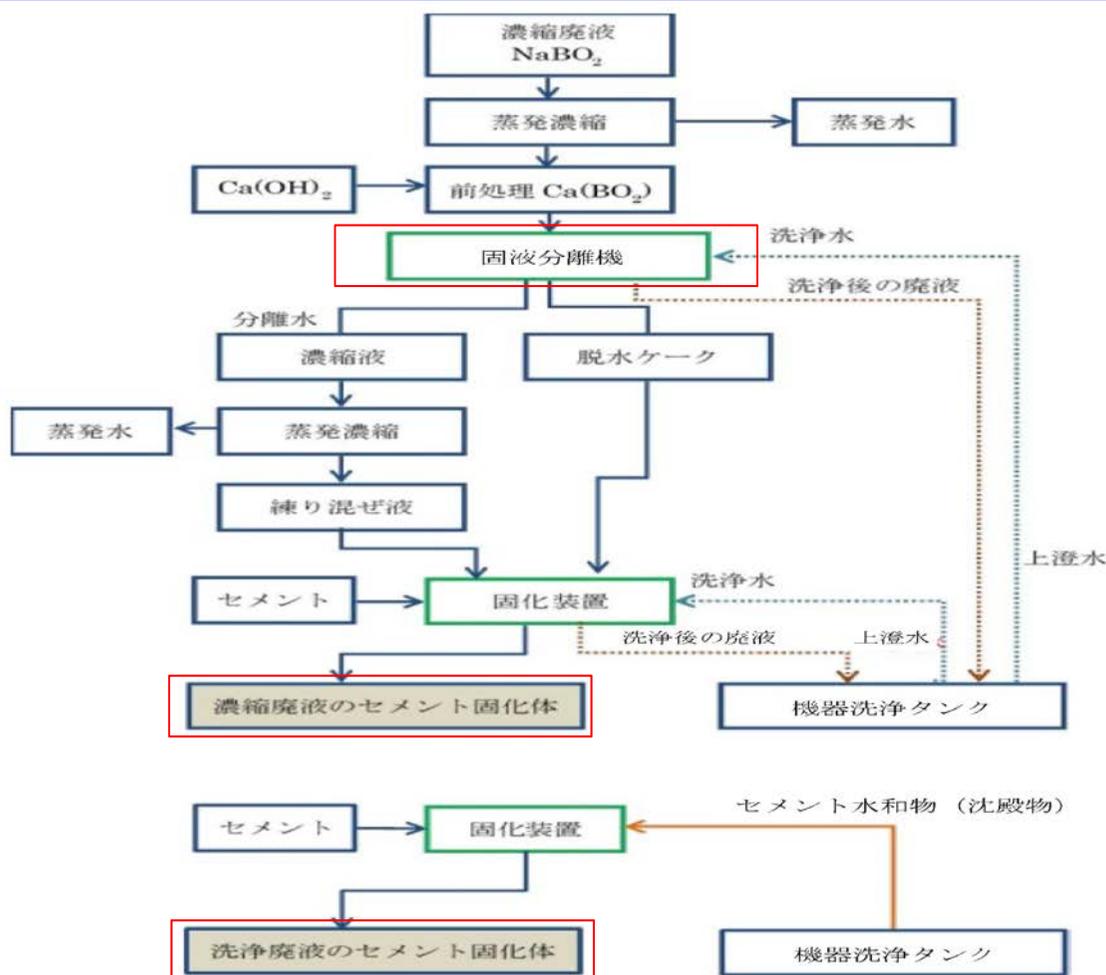
※1：「<」は、検出限界値以下であることを示す。

※2：保安規定の値を示す。

※3：2010,2011,2015,2016年度は、検出限界値を用いて算出したもの。

3. セメント固化体の概要

- ◆ 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（以下、「濃廃セメント固化体」）
 - ✓ 固液分離機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



4. 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。
- ✓ 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のスケール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。

4. 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
(スライド5参照)



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？

4. 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

4. 従来SFの10倍を超過した要因の考察

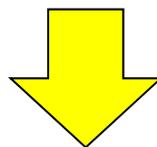
【考察②】 SF等変動の主な変動要因以外の影響の可能性
4頁および8頁の結果から、次のことが考えられる。

<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, 2015年度の全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。



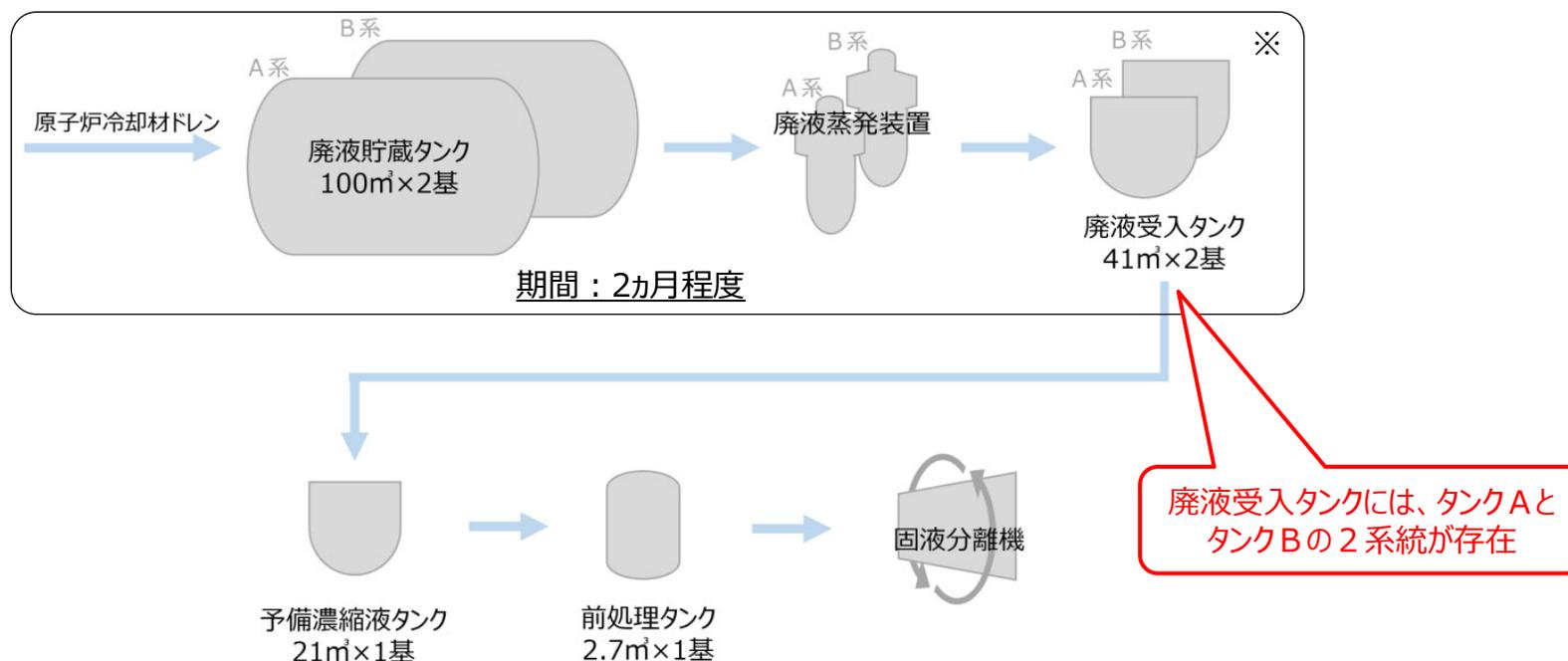
2012～2014年度に影響が限定される理由について考察した。

4. 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。

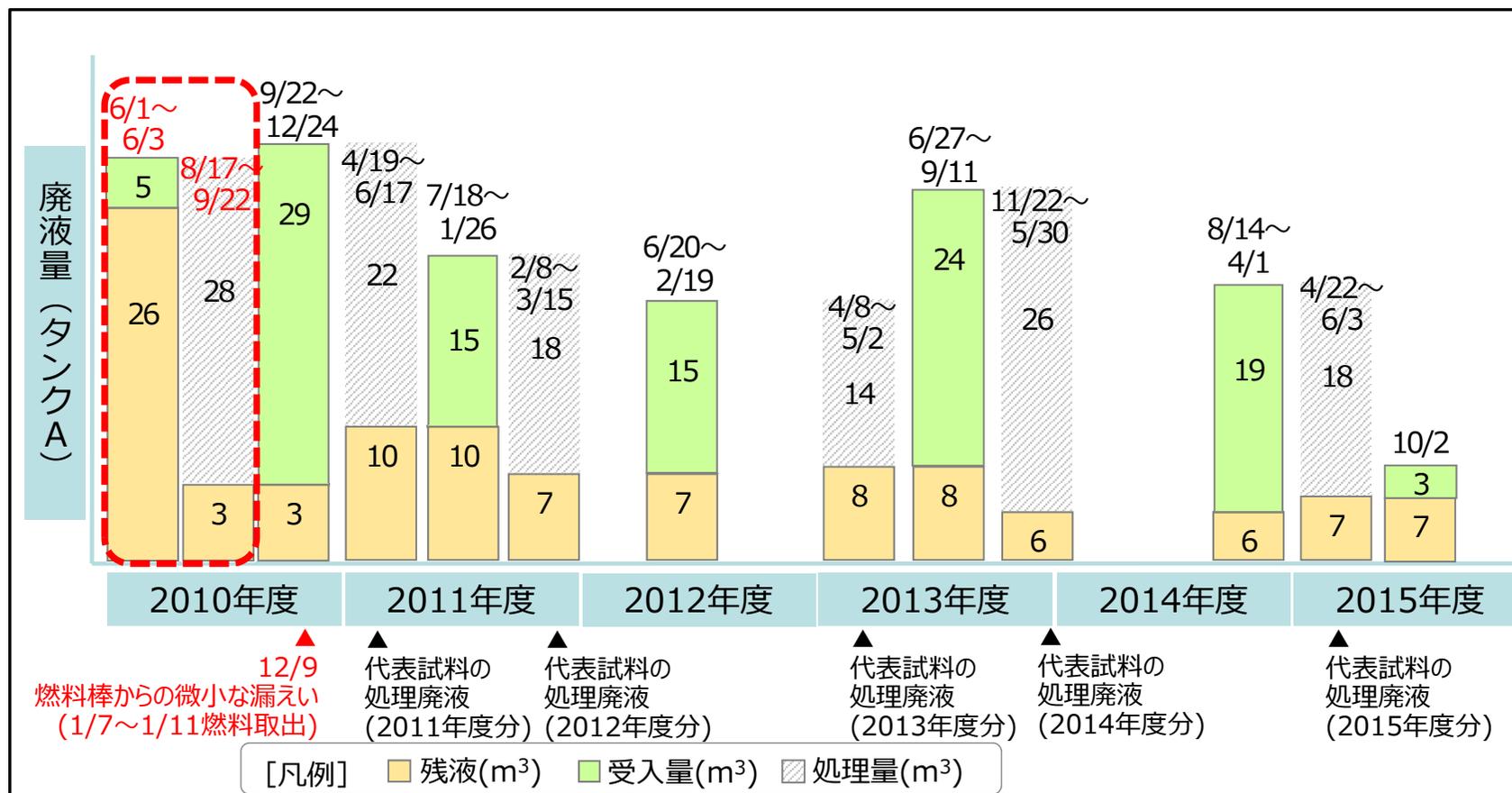


＜原子炉冷却材ドレンの処理フロー＞

4. 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）】

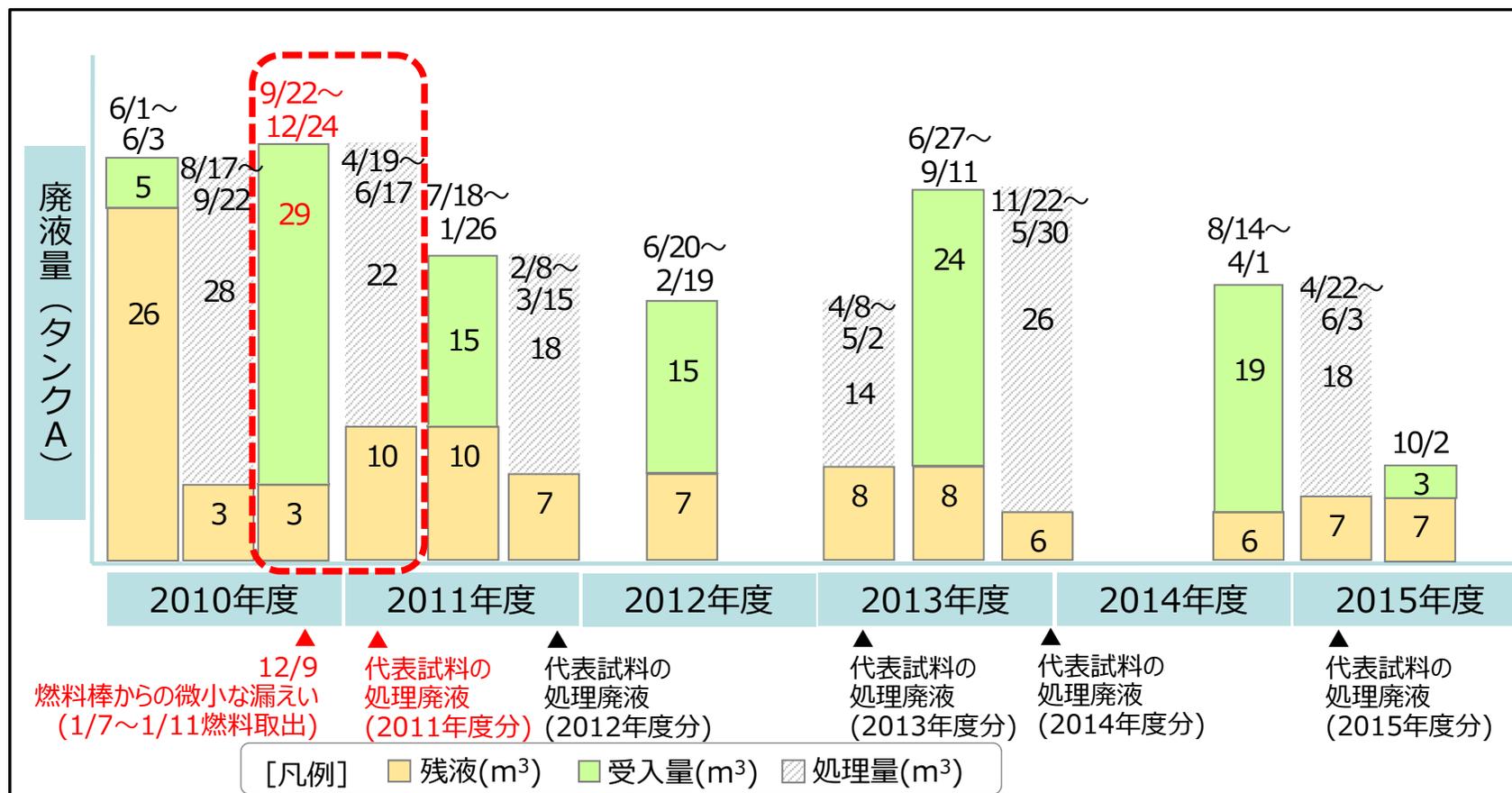
- ・（事実）2011年1月7～11日に燃料の取出しを行っており、影響した燃料は再使用されていない。また、それ以降、新たに燃料棒からの漏えいは確認されていない。
- ・（事実）2010年12月9日以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生していないため、以下の図（赤字箇所）に示す、廃液受入（2010年6月1～3日）や廃液処理（2010年8月17日～9月22日）への影響は起こりえない。



4. 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）】

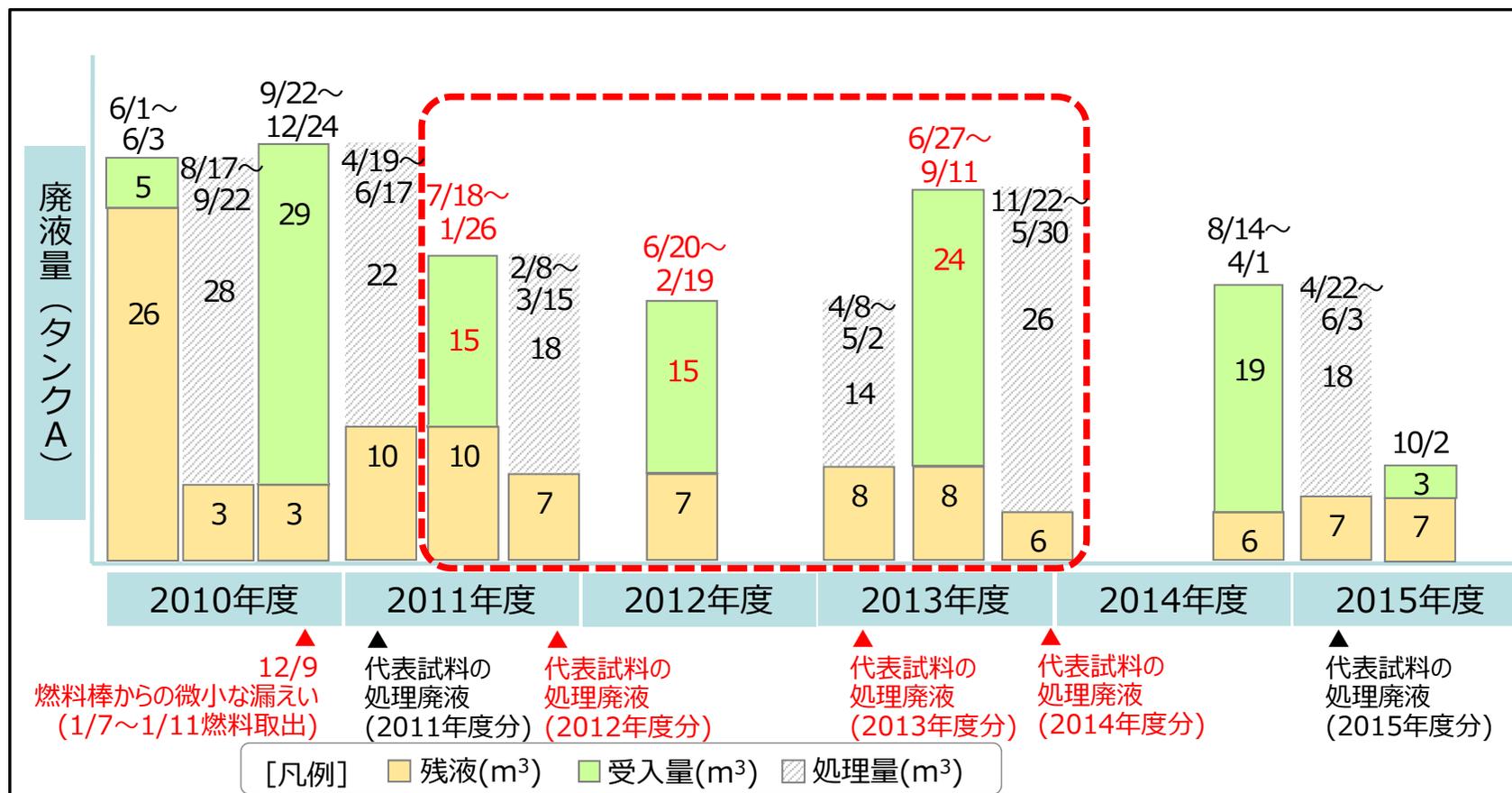
- ・（事実）廃液受入タンクAには2010年9月22日～12月24日にかけて廃液を受入れている。
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種が未検出であった。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあるため、2010年12月9日以降に廃液受入タンクAに受入れた廃液は、影響を受けていない廃液である可能性が高いと考えられる。



4. 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）】

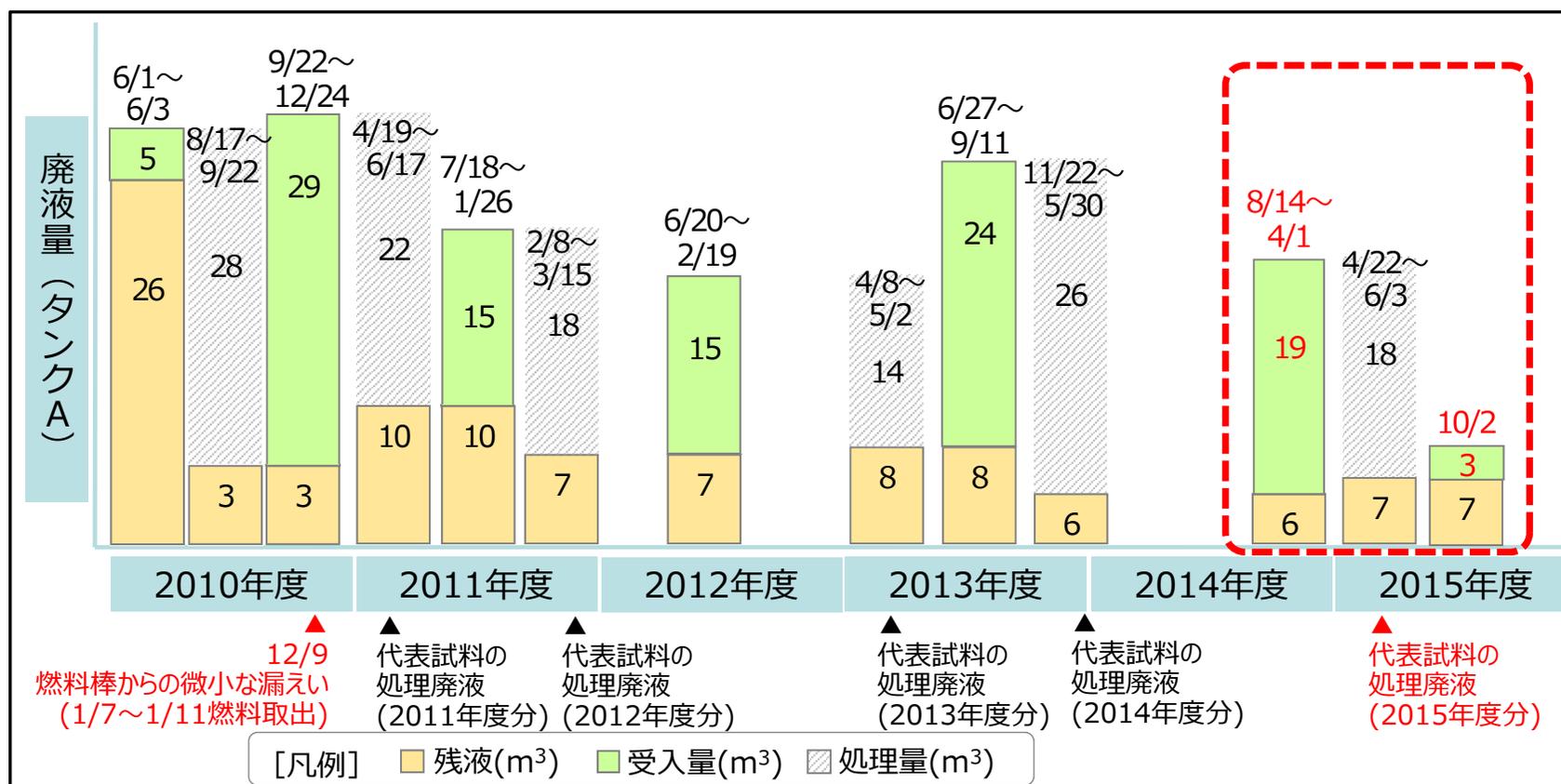
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種が検出されている。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあることを踏まえても、当該期間（赤枠内）は燃料棒からの微小な漏えいの影響を受けた廃液が廃液受入タンクAに流入していると考えられ、影響を受けた廃液がタンク内の大部分を占め、影響が顕在化したものと考えられる。



4. 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）】

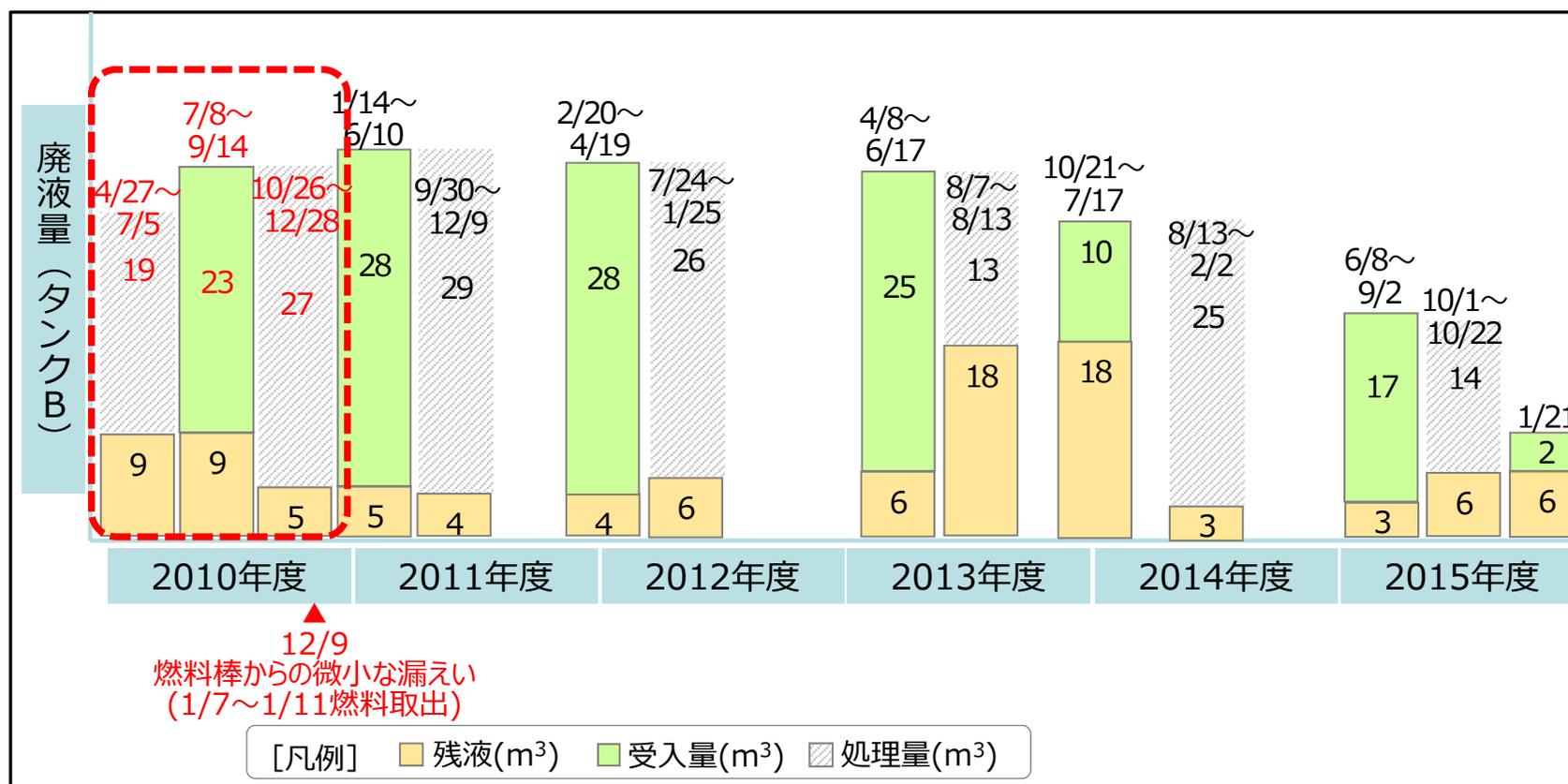
- ・（事実）分析結果によれば、全α核種は未検出となっている。
- ・（推定）上記の事実を踏まえれば、当該期間（赤枠内）以降は、2010年12月9日の燃料棒からの微小な漏えいによるα核種の影響が徐々に低下し、2014年度までにそのほとんどが処理されたものと考えられる。



4. 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）】

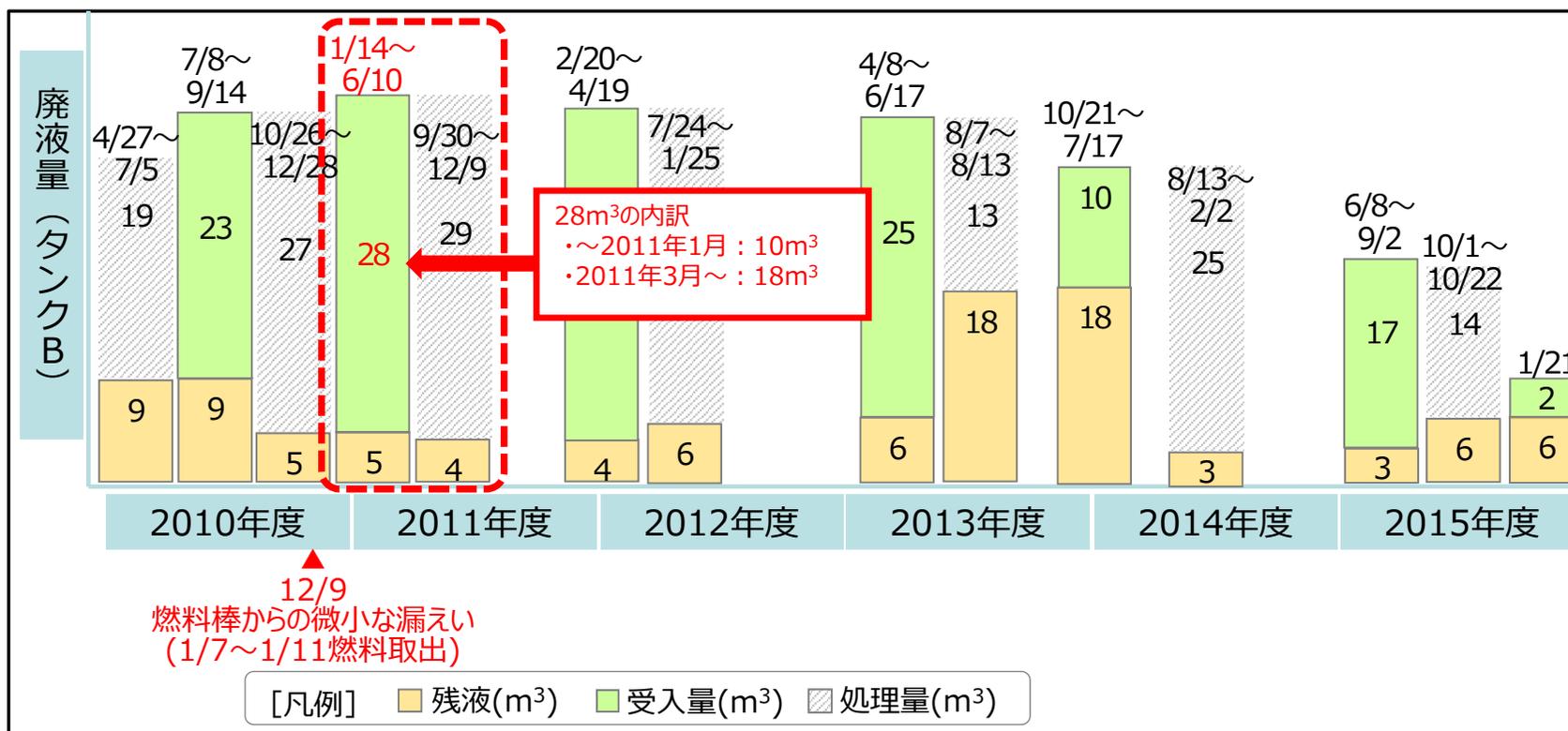
- ・（事実）2011年1月7～11日に燃料の取出しを行っており、影響した燃料は再使用されていない。また、それ以降、新たに燃料棒からの漏えいは確認されていない。
- ・（事実）2010年12月9日以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生していないため、以下の図（赤字箇所）に示す、廃液受入（2010年7月8日～9月14日）や廃液処理（2010年4月27日～7月5日、2010年10月26日～12月28日）への影響は起こりえない。



4. 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）】

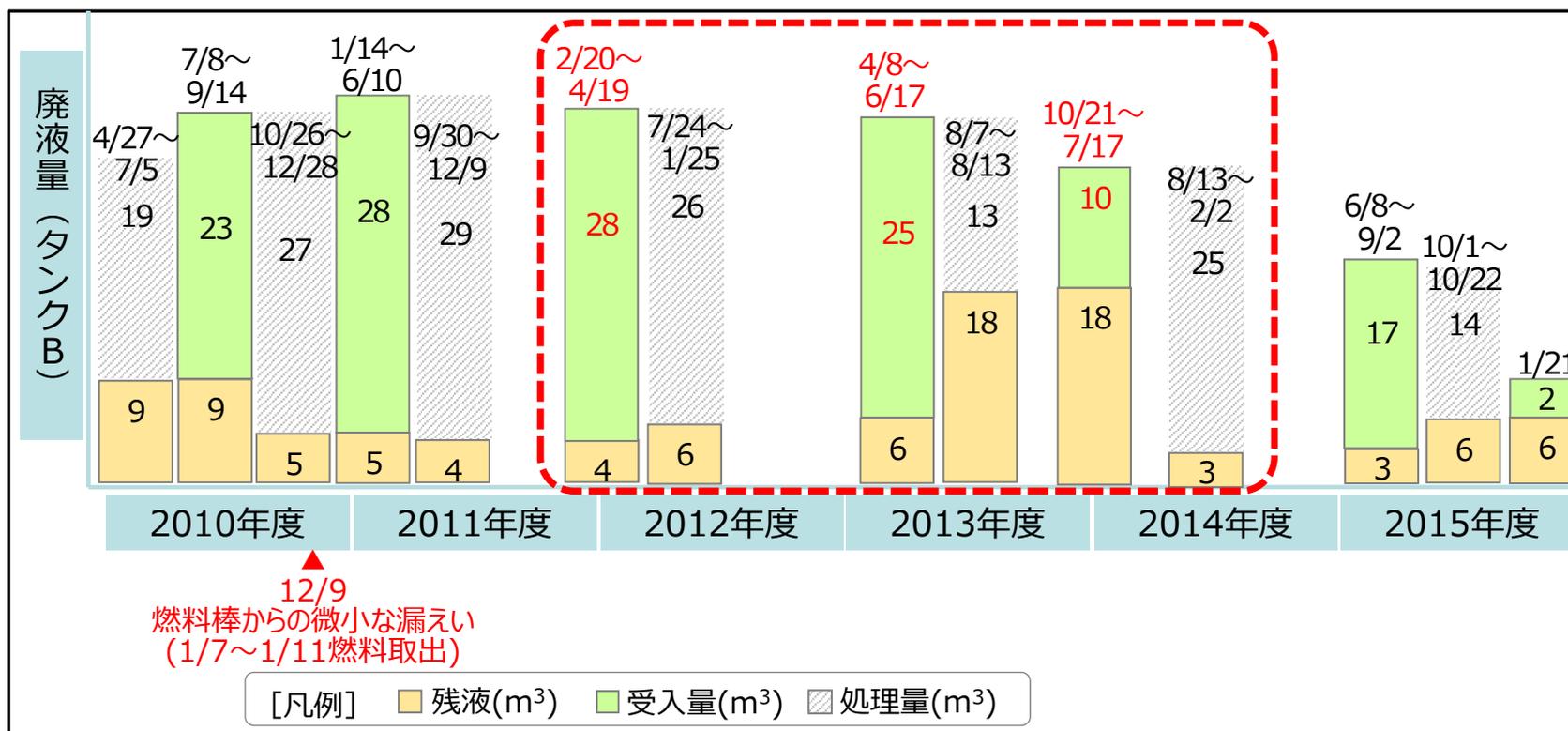
- ・（事実）廃液受入タンクBには2010年1月14日～6月10日にかけて廃液を受入れており、2011年1月までは10m³程度、2011年3月以降（2011年2月の受入れ実績なし）は18m³程度の受入実績がある。
- ・（推定）原子炉冷却材ドレン発生から廃液受入タンク移送までに2ヶ月程度のタイムラグがあるため、タンク内33m³のうち15m³の廃液は、影響を受けていない可能性が高い。
- ・（推定）一方、残りの18m³については、廃液の影響の程度は不明であるが、当該年度の代表試料は、当時の考え方に基づき選定・SF継続評価を行っているため、問題ないものと考えている。



4. 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。

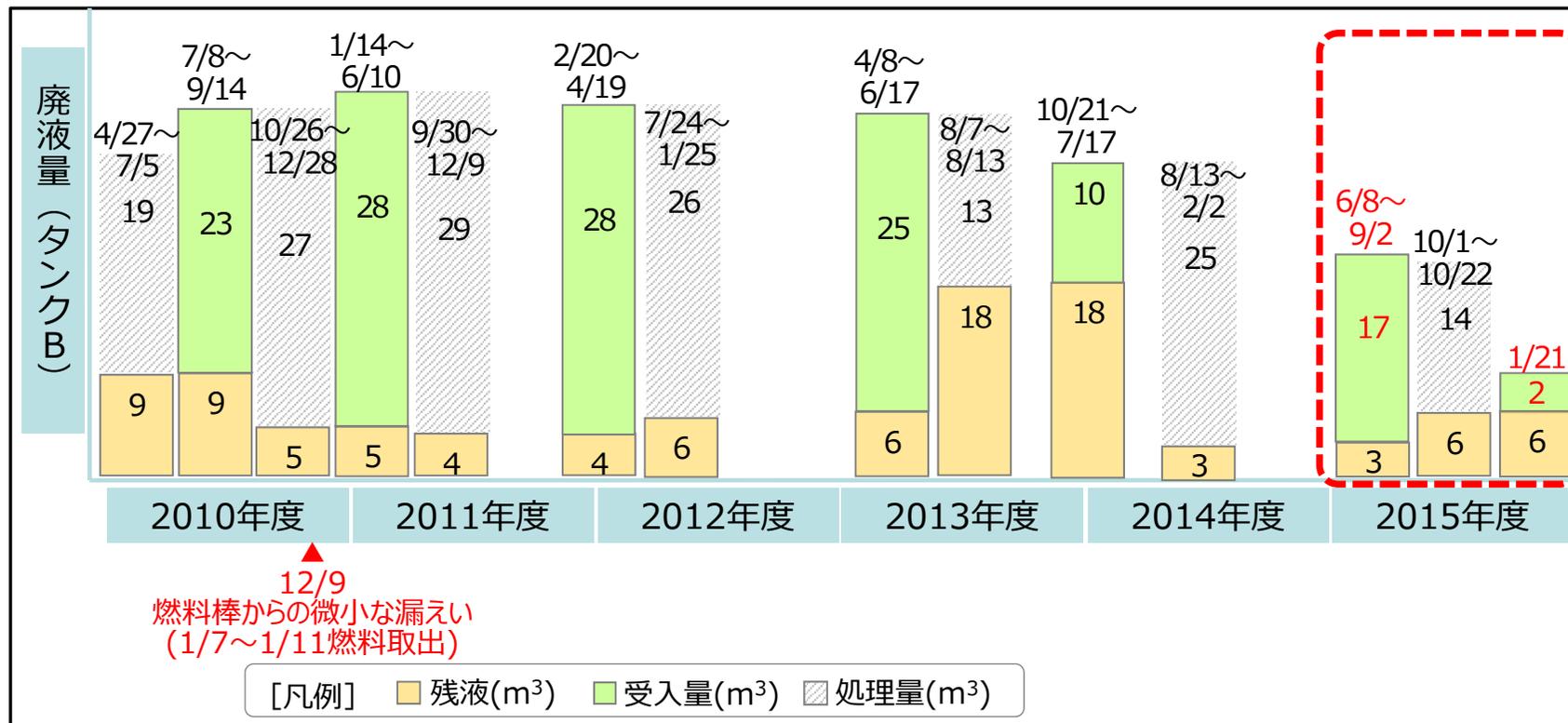


4. 従来SFの10倍を超過した要因の考察



【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）】

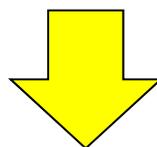
- ・（推定）廃液受入タンクAの状況に照らせば、当該期間（赤枠内）以降は、2010年12月9日の燃料棒からの微小な漏えいによるα核種の影響が徐々に低下し、2014年度までにそのほとんどが処理されたものと考えられる。



4. 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、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。



<結論>

- 以下の条件が重なったことで、2012～2014年の3か年に限り、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

5. SF設定値について



2010年度から2016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2016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
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. ($<4.42 \times 10^{-2}$)
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}
全 α /Cs-137	1.02	0.82	0.65	0.21	0.20	0.16	0.26

- ◆ 以下に示す理由により、2012年度から2014年度の均質・均一固化体（洗浄セメント固化体）の全 α のSFとして、算術平均値である 3.6×10^{-1} を設定する
 - ✓ 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。

- ✓ 2010,2011,2015,2016年度の全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カ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カ年に限定する。

※「7.2010年度から2016年度の全aおよびCs-137放射能濃度〈参考①〉」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	～2010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. 2010年度から2016年度の全αおよびCs-137放射能濃度 <参考①>

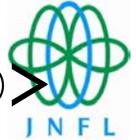


表 各年度代表試料の放射化学分析結果

	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. ($<7.89 \times 10^{-2}$)	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. ($<4.42 \times 10^{-2}$)
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}

【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. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について<参考②>



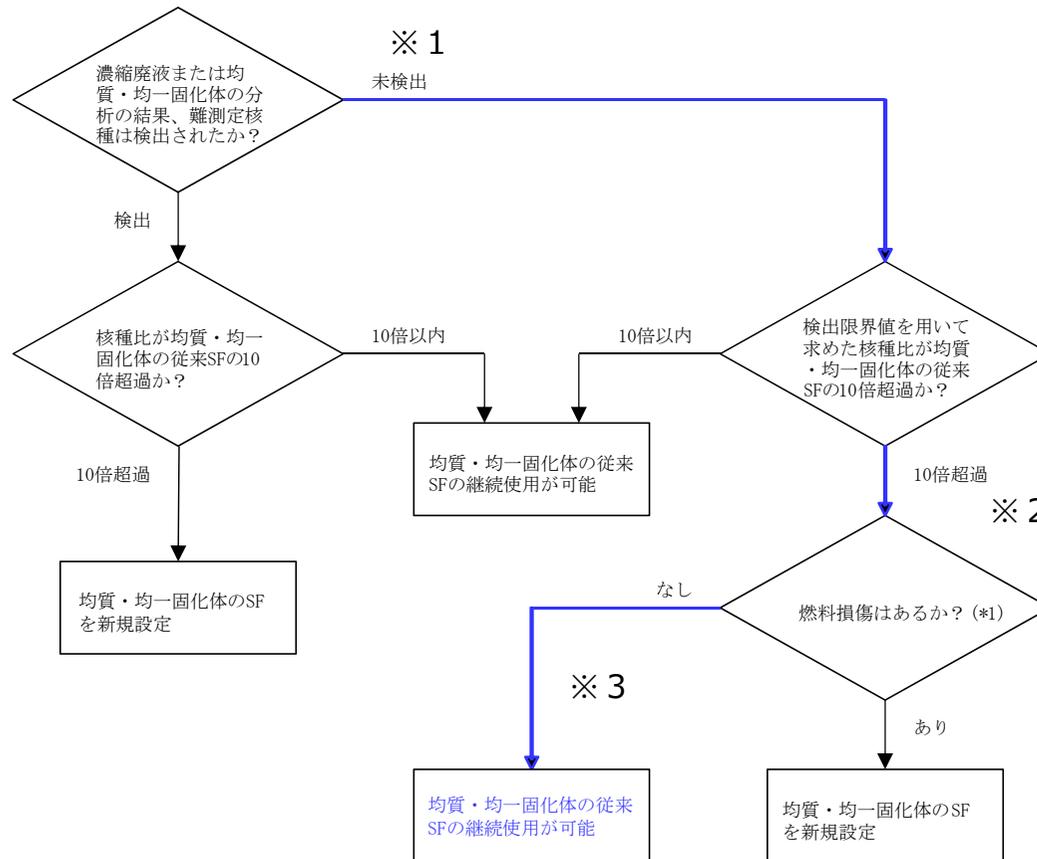
廃棄体確認要領より抜粋

→ : 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、スライド4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 : スライド4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。



*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 of 最大値で $2 \times 10^1 \text{Bq/g}$
- (4) PWR : 定期測定 of 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

8. 全α検出、未検出のSF適用可否の判断について<参考②>



廃棄体確認要領より抜粋

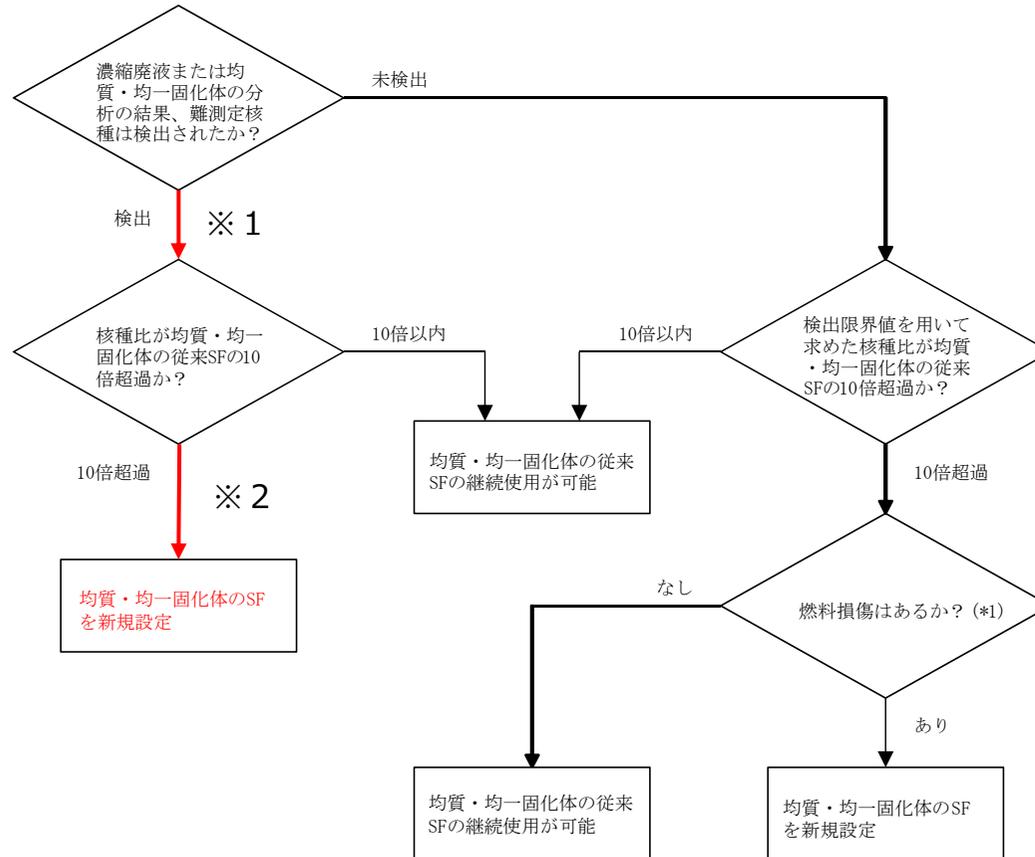
→ : 2012～2014年度の全α核種の分析結果によるSF継続判断を示す。

※1 : 検出とは、スライド4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 : スライド4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

9. 充填固化体SF継続について〈参考③〉

【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、洗浄セメント固化体の全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	1.36×10^0	5.25×10^{-2}	3.58×10^{-2}	2.47×10^{-2}	1.14×10^{-2}	1.35×10^{-2}	2.33×10^{-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。**

廃棄物埋設およびスクーリングファクタについて

日本原燃株式会社
令和5年9月27日

本資料の位置付け



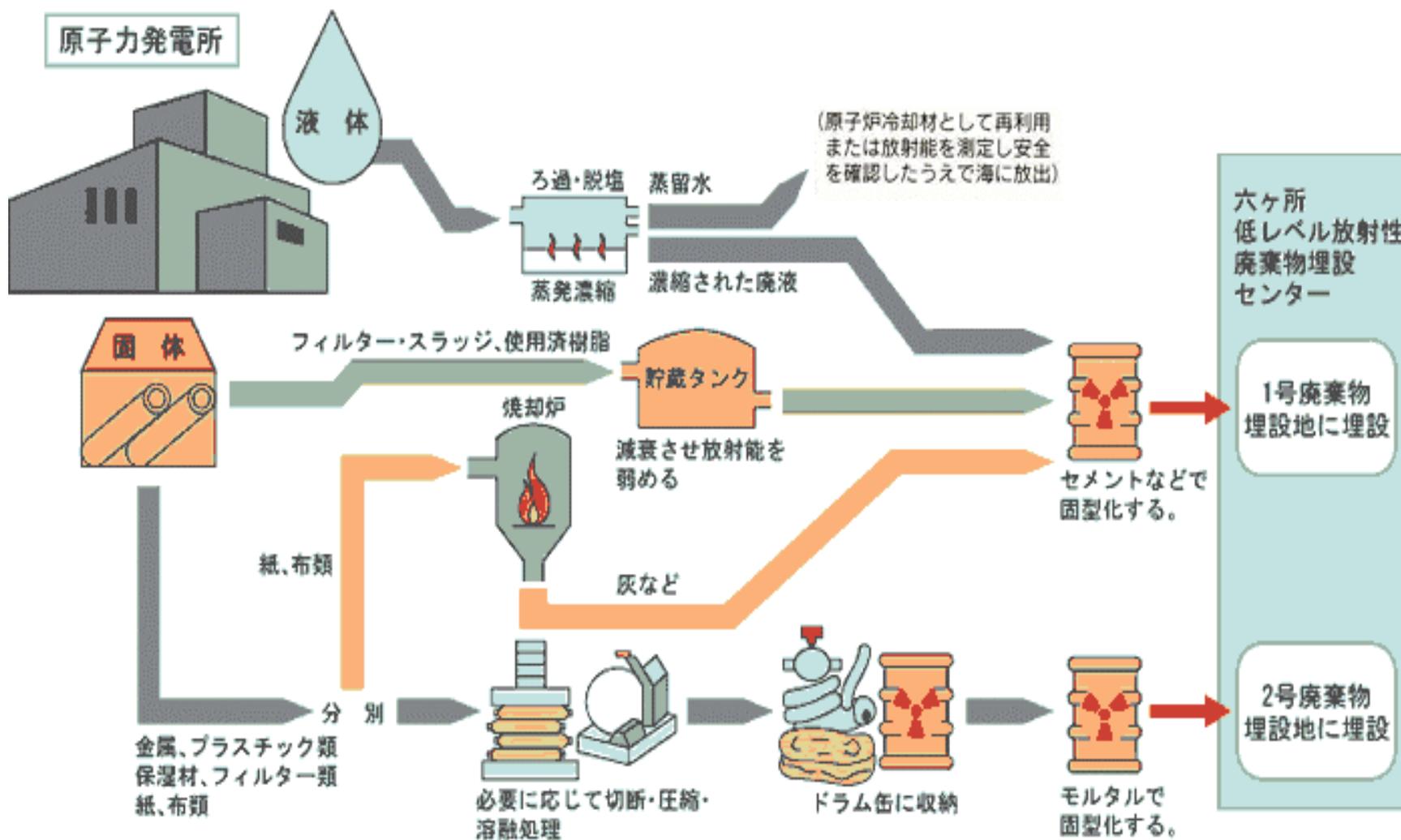
玄海原子力発電所3/4号機改良型セメント固化体における全aのスケーリングファクタを新規設定するにあたり、廃棄体の概要を含む埋設役務やSF等の背景を明確にすることで、理解促進を図ることを目的としている。

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

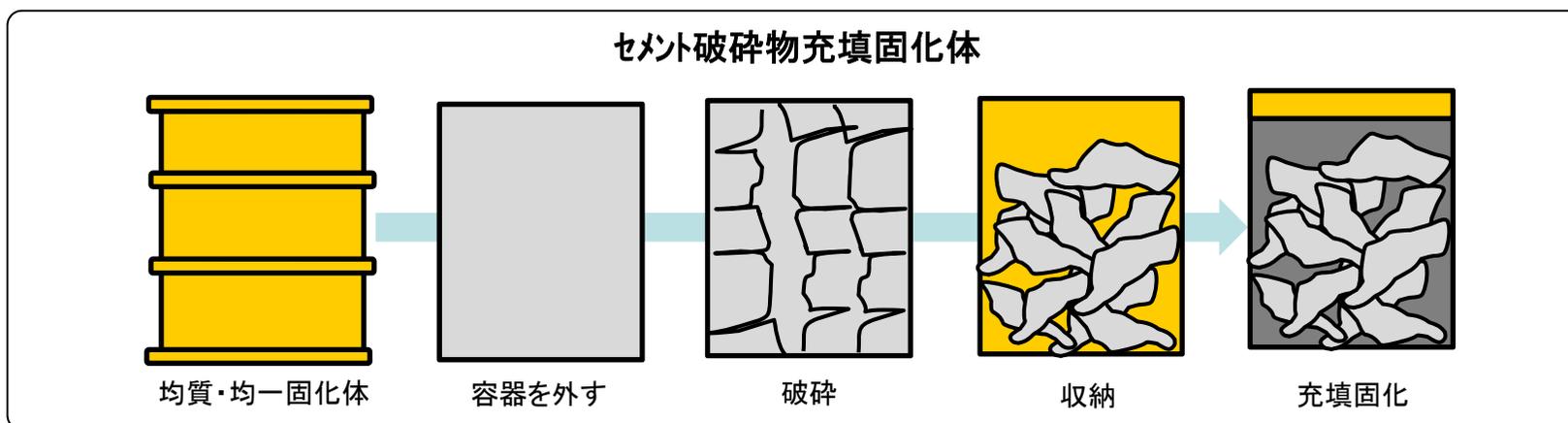
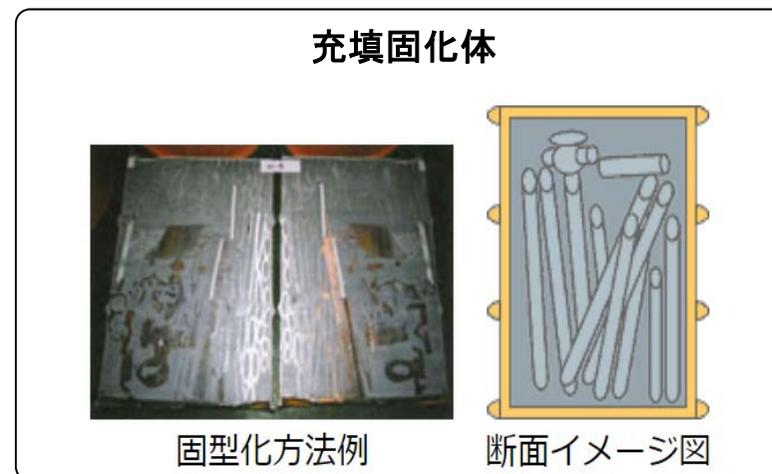
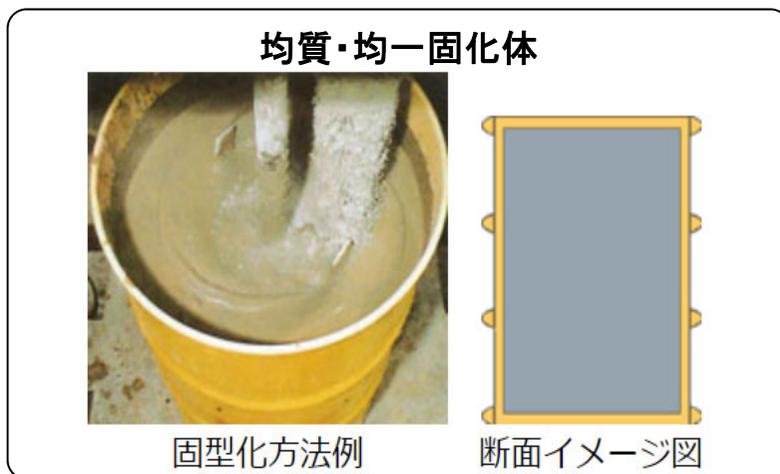
埋設するための処理方法(例)



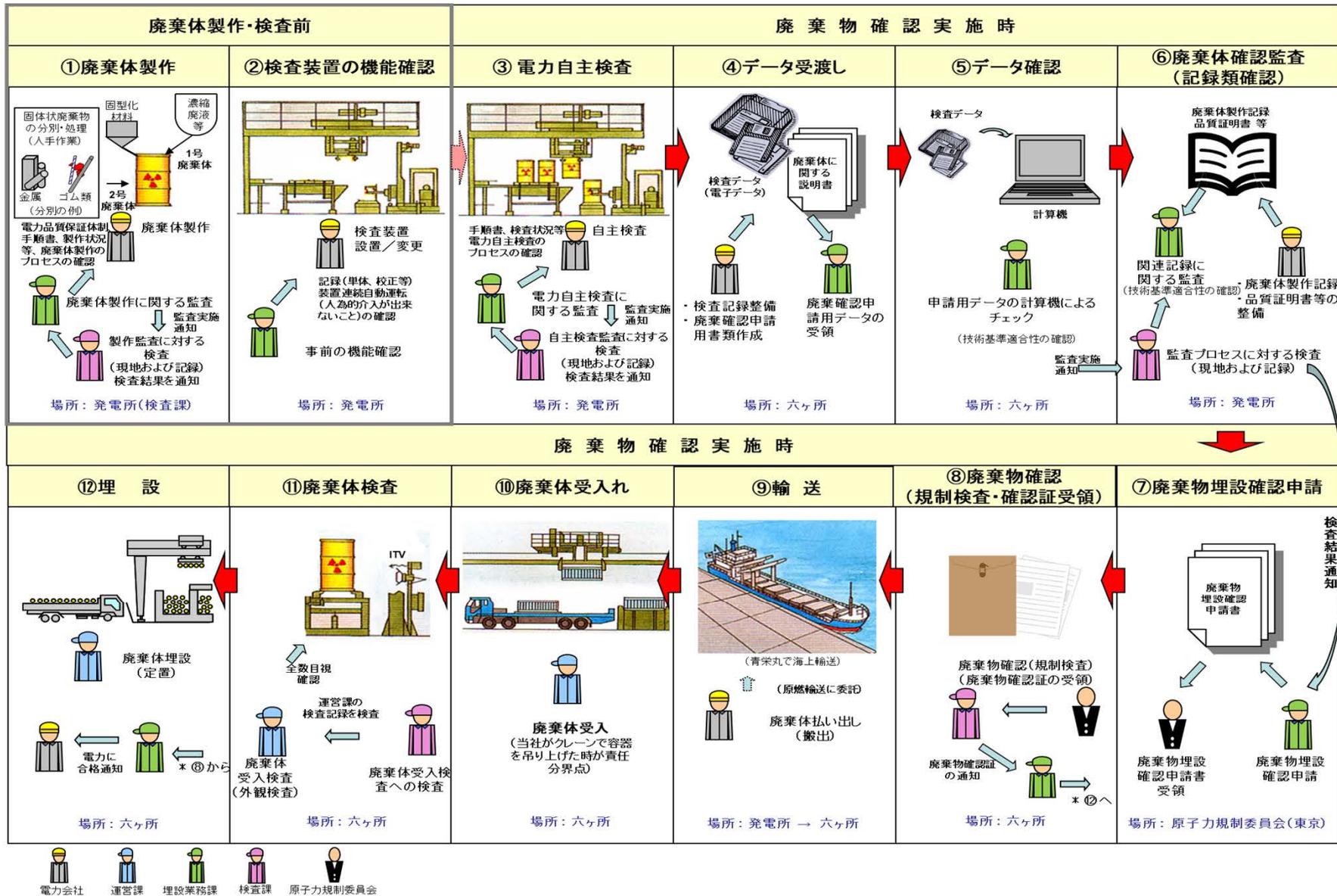
1. 廃棄物の種類や概要

○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

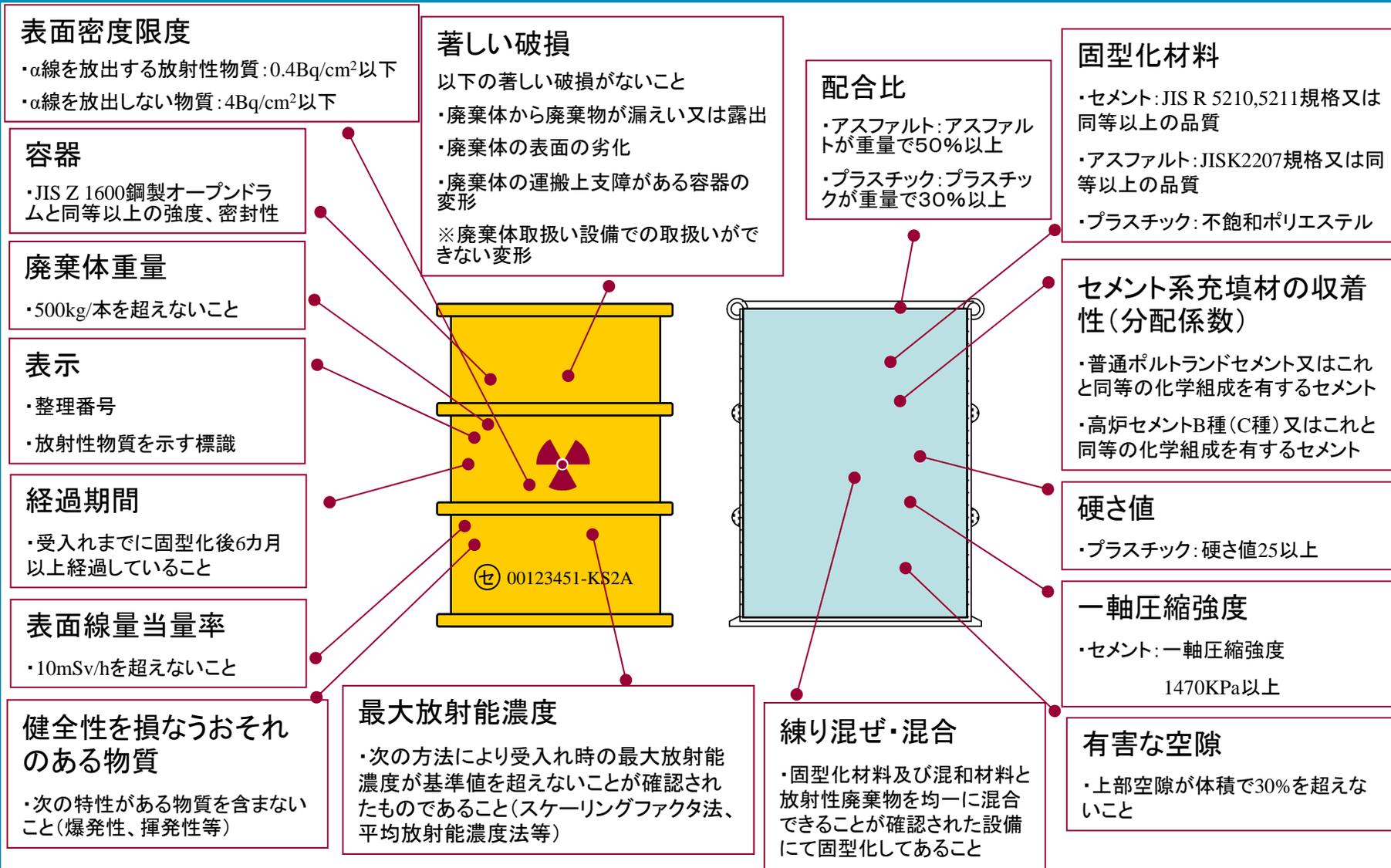


2. 廃棄体製作から埋設までの流れ



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

表面密度限度

- ・α線を放出する放射性物質: 0.4Bq/cm²以下
- ・α線を放出しない物質: 4Bq/cm²以下

容器

- ・JIS Z 1600鋼製オープンドラムと同等以上の強度、密封性

廃棄体重量

- ・500kg/本を超えないこと

表示

- ・整理番号
- ・放射性物質を示す標識

経過期間

- ・受入れまでに発生後6カ月以上経過していること

表面線量当量率

- ・10mSv/hを超えないこと

著しい破損

以下の著しい破損がないこと

- ・廃棄体から固化材料等が露出
- ・廃棄体の表面の劣化
- ・廃棄体の運搬上支障がある容器の変形

※廃棄体取扱い設備での取扱いができない変形

固化材料

- ・JISR5210若しくはJISR5211に定めるセメント又はこれらと同等以上の性能を有すること

セメント系充填材の収着性(分配係数)

- ・普通ポルトランドセメント又はこれと同等の化学組成を有するセメント
- ・高炉セメントB種又はこれと同等の化学組成を有するセメント

固化方法

- ・固化材料及び混和材料と放射性廃棄物が一体となるように充填できることが確認された方法によって固化されていること

有害な空隙

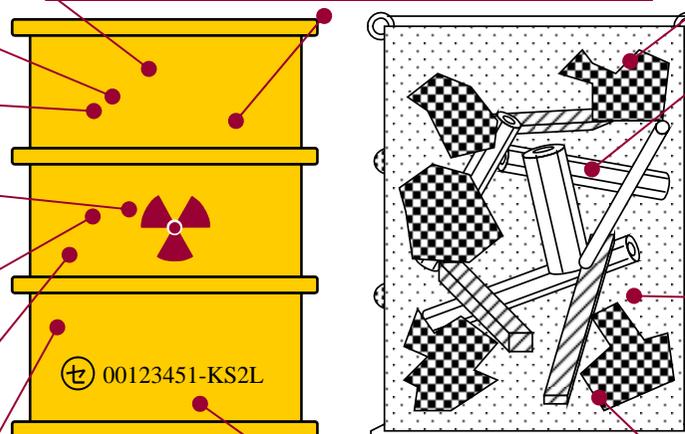
- ・上部空隙が体積で10%を超えないこと

最大放射能濃度

- ・次の方法により受入れ時の最大放射能濃度が基準値を超えないことが確認されたものであること(スケーリングファクタ法、平均放射能濃度法等)

健全性を損なうおそれのある物質

- ・次の特性がある物質を含まないこと(爆発性、揮発性等)



※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



表面密度限度

- ・α線を放出する放射性物質: 0.4Bq/cm²以下
- ・α線を放出しない物質: 4Bq/cm²以下

容器

- ・JIS Z 1600鋼製オープンドラムと同等以上の強度、密封性

廃棄体重量

- ・1000kg/本を超えないこと

表示

- ・整理番号
- ・放射性物質を示す標識

経過期間

- ・受入れまでに発生後6か月以上経過していること

表面線量当量率

- ・10mSv/hを超えないこと

著しい破損

- 以下の著しい破損がないこと
- ・廃棄体から固型化材料等が露出
- ・廃棄体の表面の劣化
- ・廃棄体の運搬上支障がある容器の変形
- ※廃棄体取扱い設備での取扱いができない変形

固型化材料

- ・JISR5210若しくはJISR5211に定めるセメント又はこれらと同等以上の性能を有すること

セメント系充填材の収着性(分配係数)

- ・普通ポルトランドセメント又はこれと同等の化学組成を有するセメント
- ・高炉セメントB種又はこれと同等の化学組成を有するセメント

固型化方法

- ・固型化材料及び混和材料と放射性廃棄物が一体となるように充填できることが確認された方法によって固型化されていること

有害な空隙

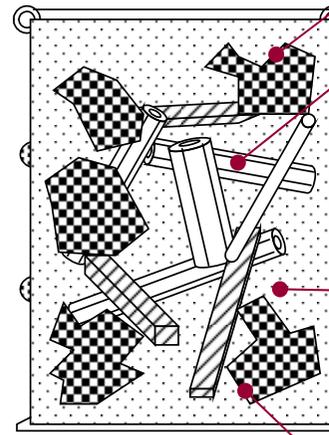
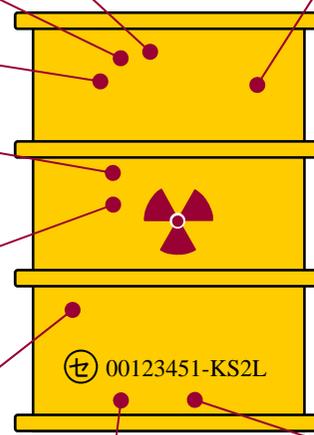
- ・上部空隙が体積で10%を超えないこと

最大放射能濃度

- ・次の方法により受入れ時の最大放射能濃度が基準値を超えないことが確認されたものであること(スケーリングファクタ法、平均放射能濃度法等)

健全性を損なうおそれのある物質

- ・次の特性がある物質を含まないこと(爆発性、揮発性等)



保安規定に規定している

※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。

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）



廃棄物埋設事業規則第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について）



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て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について）



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。

$$\text{難測定核種濃度} \\ = \text{SF} \times \text{key核種濃度}$$

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</p> <p>(2) 平均放射能濃度法</p> <p>(3) 非破壊外部測定法</p> <p>(4) 理論計算法</p> <p>(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、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。）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。

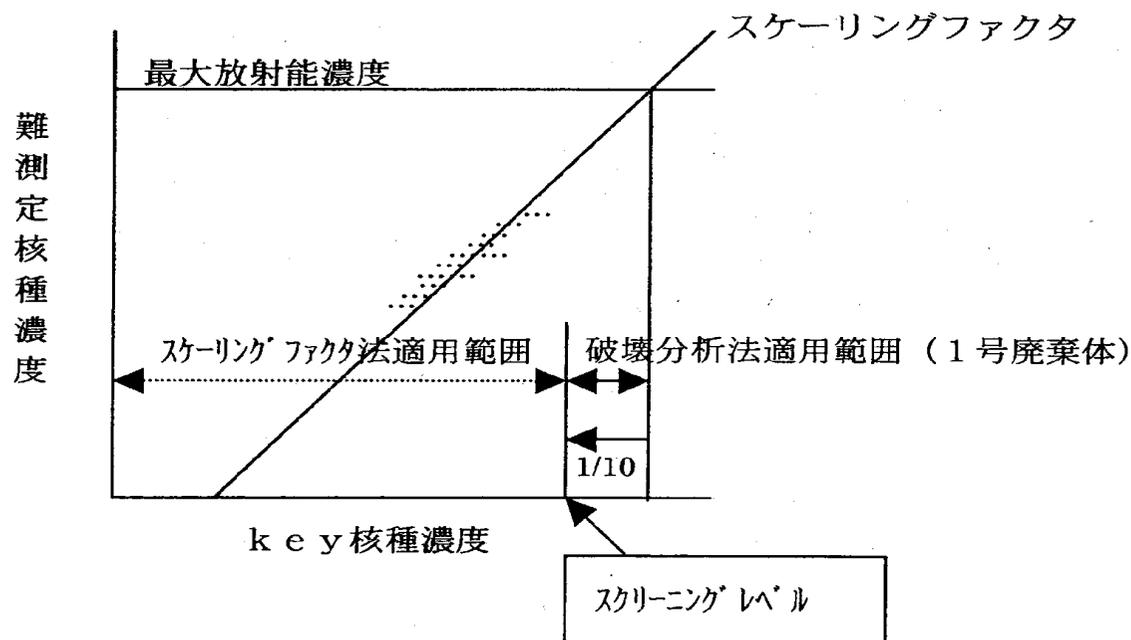
また、各プラント毎のSF設定値についても、別紙として定めている。

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 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

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 S F 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 S F 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)に添付の「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