

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5日

(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】

- ・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SFを設定したというの理解するが、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」として算出する方法に準じて適用できるものと考えた。
- ✓ 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、各年度の発生廃棄体のうち、表面線量当量率分布が多く、表面線量当量率が比較的高いものを選定していることから、データ数が少ないものの年度の代表性は担保されていると考えている。
- ✓ 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の設定変更においては、各年度代表1点であることが今回と類似しており、この場合も算術平均値を用いている。

以上のことから、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今回のSF新規設定に適用することは問題ないと考えます。（2～4頁参照）

指摘事項【No. 1】



【旧・原子力安全委員会です承された考え方】

➤ 「廃棄体中の放射能濃度の決定手順について」の検討に係る補足説明資料より抜粋

◆ スケーリングファクタとは

放射性核種は、廃棄体外部から非破壊測定が困難な放射性核種（難測定核種）と廃棄体外部から非破壊測定が可能な γ 線を放出する放射性核種（key核種）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核種との相関関係を有することを確認した後、その回帰係数を統計処理により算出し、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。

上記における回帰係数は、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という。

$$y = a \cdot x \quad (1)$$

上記スケーリングファクタを測定データから回帰する手法としては、一般的に使用されている最小2乗法を採用する。

また、一般的に計測における誤差は乗法的であるので、各測定データにおける誤差を ε としたとき、以下のモデルが想定される。ただし、期待値 $E(\varepsilon) = 1$ である。

$$y = \varepsilon \cdot a \cdot x \quad (2)$$

上式を対数変換すれば、次式が得られる。

$$\ln(y) = \ln(a) + \ln(x) + \ln(\varepsilon) \quad (3)$$

上記モデルから推定される最小二乗解 $\ln(a)$ は $\ln(y/x)$ の算術平均値となる。

また、上式(2)において、 $E(\varepsilon) = 1$ であることから、 $E(y/x) = E(\varepsilon a) = a$ であり、スケーリングファクタ a は (y/x) の平均値である。

指摘事項【No. 1】



【旧・原子力安全委員会です承された考え方】

➤ 「廃棄体中の放射能濃度の決定手順について」の検討に係る補足説明資料より抜粋

◆ 放射能濃度および最大放射能濃度の確認における統計手法

廃棄体中の放射能濃度および最大放射能濃度の確認方法に使用している基本モデルは以下の通りである。

- ✓ 放射能濃度の確認 : $y/x = a \cdot \varepsilon$
- ✓ 最大放射能濃度の確認 : $\ln(y/x) = \ln(a) + \ln(\varepsilon)$

放射能濃度の確認においては線形モデル、最大放射能濃度の確認においては対数線形モデルを使用している。

最大放射能濃度の確認において対数線形モデルを使用している理由は、実測データによる (y/x) の分布を確認し、これが対数正規分布に近いことから、**対数線形モデルによる最小2乗解は $\ln(y/x)$ の最良不偏推定量となっており、実測データの分布を良く表現できることに基づいている。**

このことから、**データのばらつきが問題となる最大放射能濃度の検討においては対数線形モデルの適用が適切**である。

しかしながら、この最小2乗解は y/x の最確値であるが、期待値(平均値)とはなっていない。

一方、**線形モデルによる最小2乗解は (y/x) の不偏推定量となっており、 (y/x) の実測データに即した期待値が算出される。**

したがって、期待値(平均値)が問題となる**放射能濃度の確認においては、この線形モデルによる最小2乗解を用いるのが適切**である。

指摘事項【No. 1】



【敦賀発電所の設定変更の実績】

- 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のスケールングファクタの設定変更について (JNES-EV-2013-9003)

◆ SF設定値の決定方法について

当該レポートでは、次のように取り纏められている。

- ✓ 日本原燃は平成18,19,21,22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18,19,21,22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。

なお、各年度のサンプルは、1点であり、上記SFは4点/4か年の算術平均値である。

指摘事項【No. 2】



【全αのスケーリングファクタ新規設定】

- ・旧JENESレポートの燃料損傷の判定基準に基づくと、今回のケースは燃料損傷に該当しないが、当時から発電所における廃棄体製作プロセス等も変わってきているため、今後、これらの新知見に基づいたSF継続使用の判断基準を原燃で考えてもらいたい。（参考資料1-1,P5）

【回答】

新知見を踏まえ、今後、原燃としての新しい判断基準を検討する。

指摘事項【No. 3】



【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。

【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。

(6～9頁参照)

- ・2011年度までは2010年12月以前に発生した廃液の割合が多くを占めていたと考えられること。
- ・2015年度以降はCs-137の濃度が低下傾向にあり、全α核種が未検出であることから、影響を受ける廃液が2014年度までで収束したと考えられること。

指摘事項【No. 3】



【試料分析結果（事実）】

- 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（第490回審査会合資料の再掲）

	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度
全α(Bq/g)	ND	9.83×10^{-2}	5.77×10^{-2}	7.38×10^{-2}	ND	ND
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}

【原子炉冷却材中のI-131濃度（事実）】

- 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

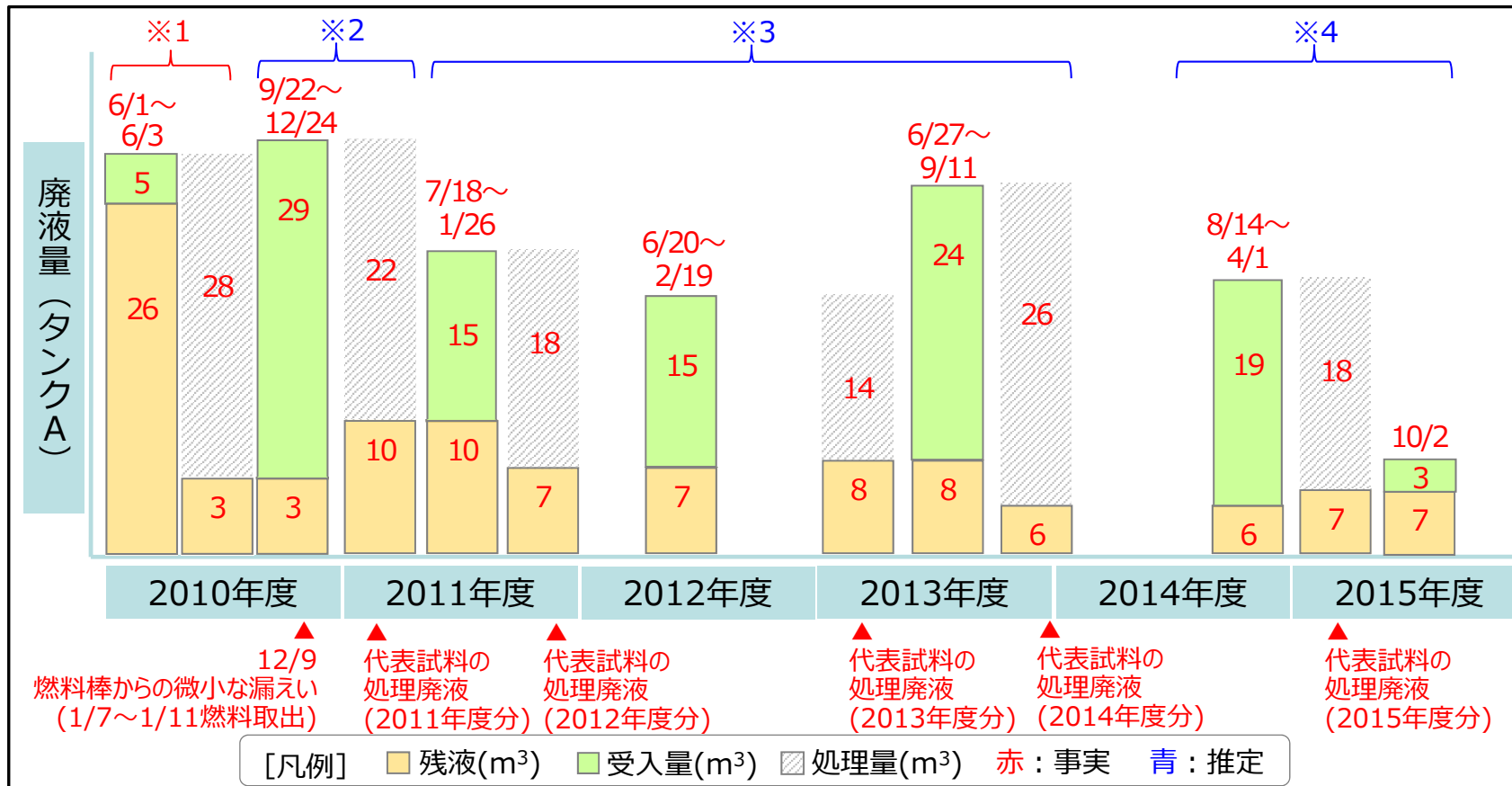
※九州電力のプレスリリース情報（2011年2月8日付け）より

指摘事項【No. 3】



【廃液受入タンクAの廃液受入・処理状況（事実・推定）】

- （事実 [※1]）2010年12月以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生しておらず、廃液への影響はない。
- （推定 [※2]）原子炉水が廃液受入れタンクに移行するまでに数ヶ月程度のタイムラグがあること、2010年12月以前の廃液が残存していたことにより、影響が顕在化しなかったと考えられる。
- （推定 [※3]）原子炉水が廃液受入れタンクに移行し、燃料棒からの微小な漏えいの影響を受けた可能性が高く、分析結果に照らせば、2010年12月以降の廃液が大半を占め、影響が顕在化したと考えられる。
- （推定 [※4]）分析結果に照らせば、燃料棒からの微小な漏えいの影響が収束したと考えられる。

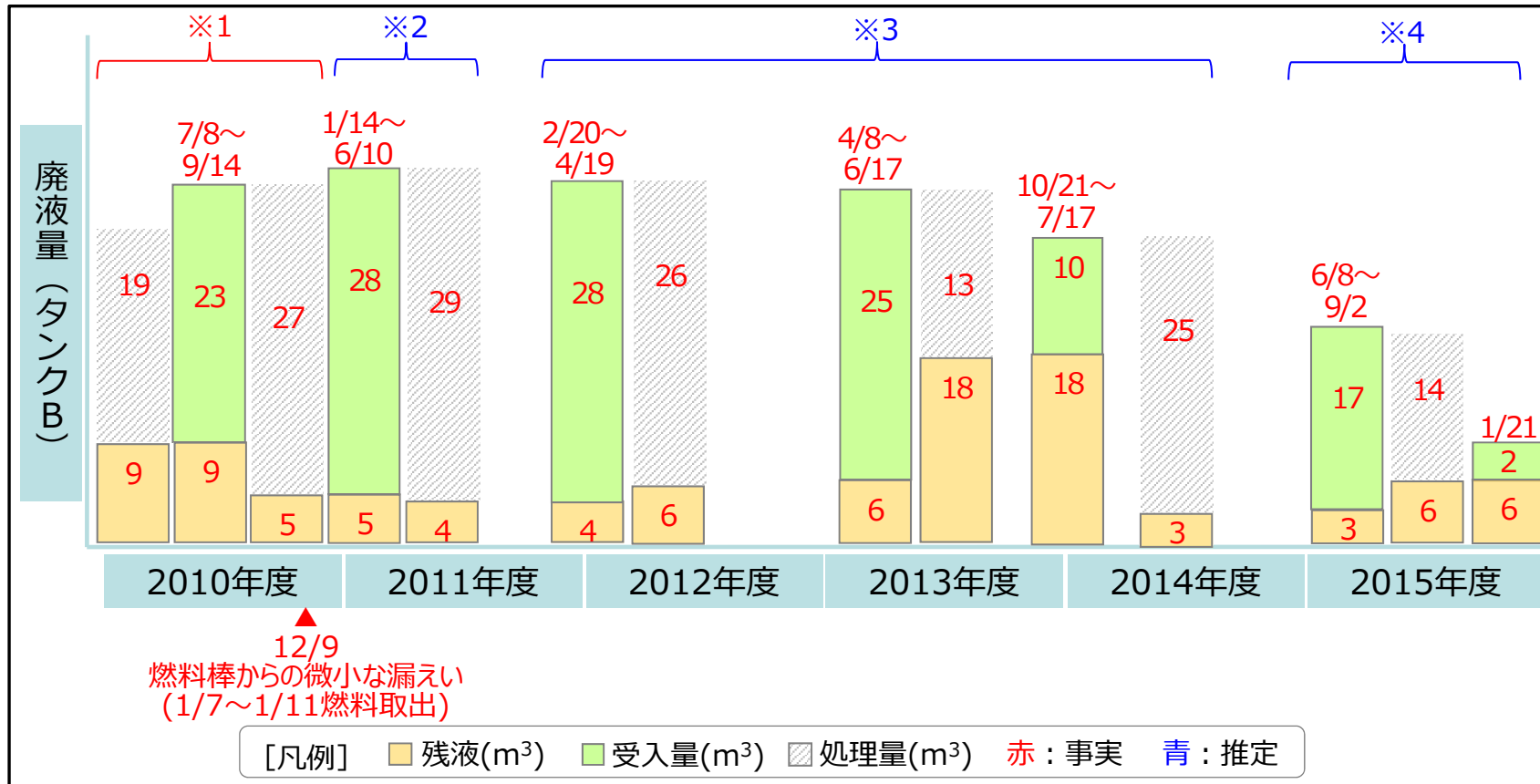


指摘事項【No. 3】



【廃液受入タンクBの廃液受入・処理状況（事実・推定）】

- （事実 [※1]）2010年12月以前は燃料棒からの微小な漏えいは発生しておらず、廃液への影響はない。
- （推定 [※2]）原子炉水が廃液受入れタンクに移行するまでに数ヶ月程度のタイムラグがあること、2010年12月以前の廃液が残存していたことにより、影響が小さかったと考えられる。
- （推定 [※3]）原子炉水が廃液受入れタンクに移行し、燃料棒からの微小な漏えいの影響を受けた可能性が高く、タンクAの状況に照らせば、2010年12月以降の廃液が大半を占め、影響が大きくなったと考えられる。
- （推定 [※4]）タンクAの状況に照らせば、燃料棒からの微小な漏えいの影響が収束したと考えられる。



【全αのスケールングファクタ新規設定】

- ・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。
- ・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。

【回答】

＜サンプル分析方法とサンプル代表性＞（11～13頁参照）

- ・分析手法は平成2年度以前にサンプル分析した手法と同様である。
- ・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、表面線量当量率分布が多く、表面線量当量率が比較的高い廃棄体を選定している。

＜3カ年の算術平均での設定＞

- ・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、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問題ないものと考えた。

【サンプル分析方法について】

- 代表試料の分析方法は、「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）」に準じている。
- 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。

指摘事項【No. 4】



【サンプルの代表性について】

- 各年度の代表試料は、当該年度に発生した廃棄体のうち、表面線量当量率分布が多く、表面線量当量率が比較的高い廃棄体を選定している。（13頁参照）
- 表面線量当量率が高い廃棄体は、放射能濃度も高くなる傾向があるため、低線量域に比べて、有効な分析データが得られるものと判断したもの。
- 玄海3/4号機において、洗浄セメント固化体を製作する場合は、事前に機器洗浄タンク内廃液を攪拌していること、混練機においても適切に練り混ぜ・混合が行われていることから、製作された固化体の濃度分布は均一である。

表. 洗浄セメント固化体の表面線量当量率と発生本数

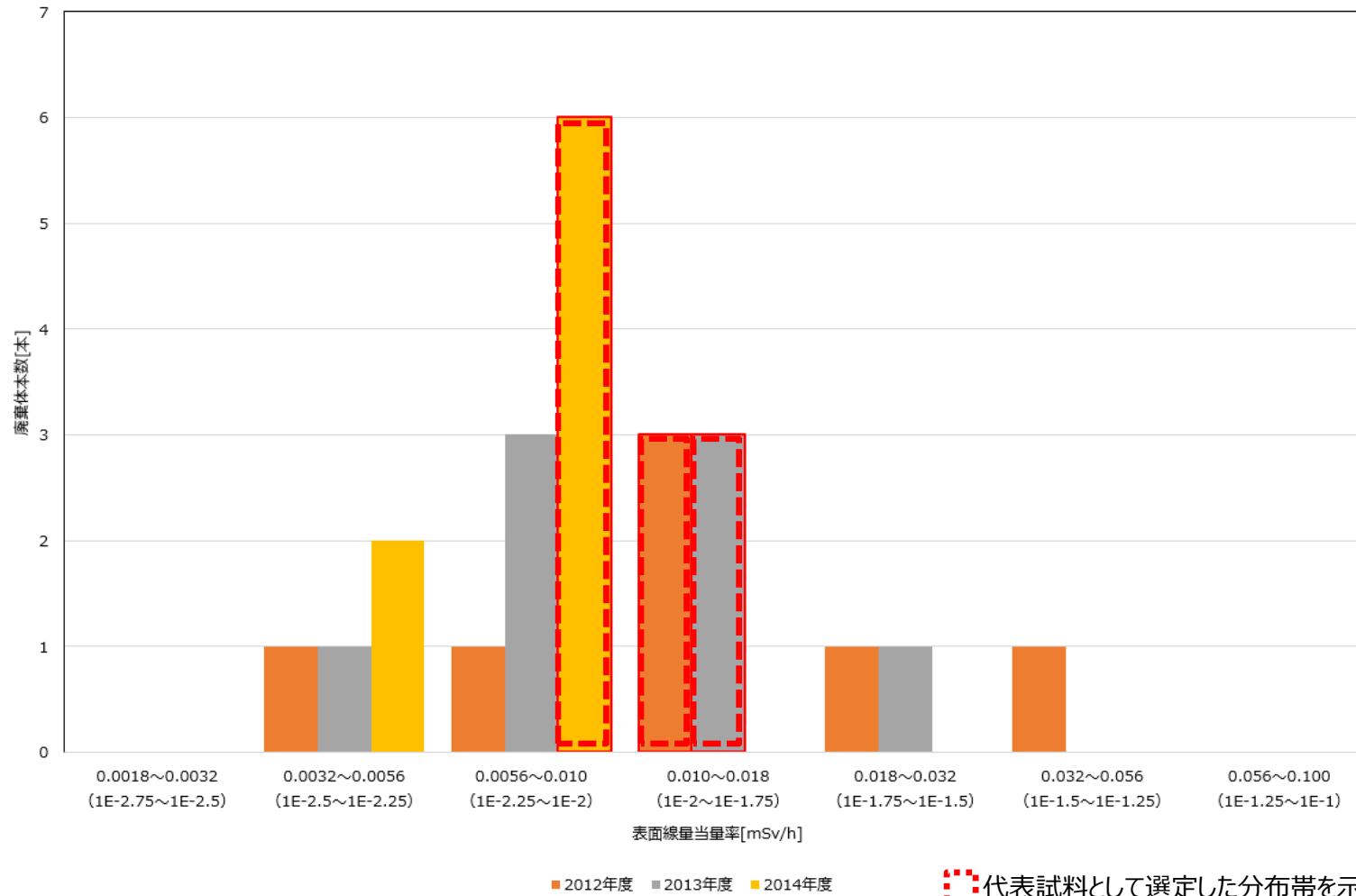
発生年度	洗浄セメント発生本数	表面線量当量率(最大)	表面線量当量率(最小)	表面線量当量率(左記以外)
2012年度	7本	0.04mSv/h (1本)	0.005mSv/h (1本)	0.008mSv/h (1本) <u>0.015mSv/h* (3本)</u> 0.02mSv/h (1本)
2013年度	8本	0.02mSv/h (1本)	0.005mSv/h (1本)	0.007mSv/h (1本) 0.008mSv/h (1本) 0.009mSv/h (1本) <u>0.015mSv/h* (3本)</u>
2014年度	8本	<u>0.008mSv/h*</u> (3本)	0.004mSv/h (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. 4】



図. 洗浄セメント固化体の表面線量当量率と廃棄体発生本数



指摘事項【No. 5】



【全aのスケーリングファクタ新規設定】

- ・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。
- ・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＞（15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。

＜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＞（16～23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. 5】



【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/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）

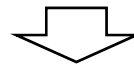
【原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）登録情報】

- 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

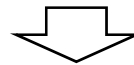
【SF等継続評価に係る事業者の全体プロセス】

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. 5】



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

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. 5】



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）

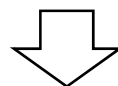
(2) 廃棄体確認監査（日本原燃）

- 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. 5】



【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

指摘事項【No. 5】



- 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

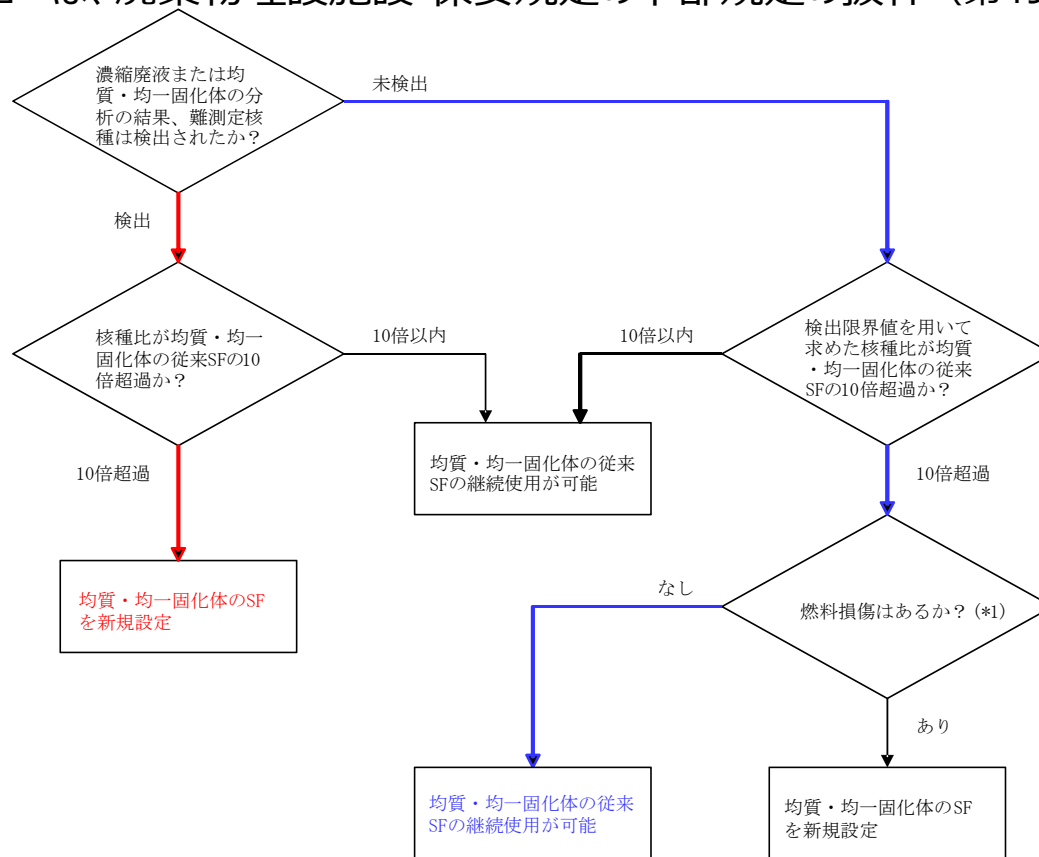
○従来S F 等の10倍を超えている場合

- ・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. 5】



○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. 5】



【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）
 - ・2011年度以前の継続評価では、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.6】



【全αのスケーリングファクタ新規設定】

・従来よりも 10^2 倍高い新規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本数との関係で裕度に変更があるのか。(規制庁)

【回答】

$$\begin{array}{l} \text{廃棄体1本当たりの} \\ \text{全}\alpha\text{放射能量} \\ \text{[Bq/本]} \end{array} = \begin{array}{l} \text{スケーリングファクタ} \\ \text{(全}\alpha\text{/Cs-137)} \end{array} \times \begin{array}{l} \text{Key核種(Cs-137)の} \\ \text{放射能濃度} \\ \text{[Bq/g]} \end{array} \times \begin{array}{l} \text{廃棄体重量} \\ \text{[g/本]} \end{array}$$

試算

$$\begin{array}{l} 6.81 \times 10^4 \\ \text{[Bq/本]} \\ \text{当該廃棄体の} \\ \text{全}\alpha\text{放射能量試算値} \end{array} = \begin{array}{l} 3.6 \times 10^{-1} \\ \text{新規設定値} \end{array} \times \begin{array}{l} 3.78 \times 10^{-1} \\ \text{[Bq/g]} \\ \text{2014年度分析値} \\ \text{(3ヶ年の最大値)} \end{array} \times \begin{array}{l} 5.00 \times 10^5 \\ \text{[g/本]} \\ \text{均質・均一固化体} \\ \text{最大重量} \end{array}$$

当該廃棄体の放射能量は、埋設予定の1号埋設施設6群の廃棄体1本当たりの割り当て放射能量(1.09×10^6 [Bq/本])に対し十分少ない。

したがって、**事業許可で認められている埋設可能廃棄体本数への影響はないと考える。**

考察:スケーリングファクタは2桁高いが、Cs-137の放射能濃度が他の廃棄体より2桁以上低いため(Cs-137は濃縮廃液側へ多く移行するため洗浄廃液中の濃度は低くなっていると考えられる)

(2) 廃棄物埋施設 1号埋設設備 6群放射エネルギー管理の変更

【廃棄物埋施設 1号埋設設備 6群放射エネルギー管理の変更】

- ・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】

資料2,P3の新旧比較表のとおり、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。(26頁参照)

「1群から6群の放射エネルギーが、1号廃棄物埋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. 7】



I. 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

現行	改正後
<p>(廃棄物の定置)</p> <p>第19条 建設課長は、廃棄物を定置する前に、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、廃棄物を定置する場合は、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">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。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。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。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。	<p>(廃棄物の定置)</p> <p>第19条 建設課長は、廃棄物を定置する前に、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、廃棄物を定置する場合は、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">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。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。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。ニ <u>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。また、1号埋設設備の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。、1号埋設設備の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群まで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>
ホ～ハ省略	ホ～ハ省略
次頁へつづく	次頁へつづく

 : 補正案

指摘事項【No. 7】



I. 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

現行	改正後
前頁からのつづき	前頁からのつづき
(2) 1号埋設設備7群から8群までへの定置 イ 1号廃棄体のうち、均質・均一固化体は1号埋設設備8群の埋設設備1基に、充填固化体は1号埋設設備7群の5基及び8群の埋設設備1基に、それぞれ定置すること。 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。 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。 ニ 充填固化体を埋設する埋設設備は、1号埋設設備1群ごとの放射エネルギー量が、7群から8群までの区画別放射エネルギー量の7群は5/8倍、8群は3/8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量が7群から8群までの区画別放射エネルギー量の2/8倍を超えないように定置すること。	(2) 1号埋設設備7群から8群までへの定置 イ 1号廃棄体のうち、均質・均一固化体は1号埋設設備8群の埋設設備1基に、充填固化体は1号埋設設備7群の5基及び8群の埋設設備1基に、それぞれ定置すること。 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。 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。 ニ 充填固化体を埋設する埋設設備は、1号埋設設備1群ごとの放射エネルギー量が、7群から8群までの区画別放射エネルギー量の7群は5/8倍、8群は3/8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量が7群から8群までの区画別放射エネルギー量の2/8倍を超えないように定置すること。
ホ～ハ省略	ホ～ハ省略
(3)～(4)省略	(3)～(4)省略

指摘事項【No. 8】



【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】

- ・線量評価結果について、線量基準を十分に下回り、問題がないことは理解するが、事業変更許可の添付書類の線量評価値が変わるため、今後の事業変更許可申請やPSRに適切に反映すること。（参考資料2-1,P3）

【回答】

今後の事業変更許可申請の際に、添付書類六の線量評価を変更する。
また、定期的な評価（PSR）においても今回の放射エネルギー管理の変更を反映する。

【廃棄物埋施設 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。（29頁参照）

指摘事項【No.9】



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)		分割モデル (放射エネルギー変更後)		b/a
		a		b		
<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 ^{*1*2} (14.04)	300 y	(2.400)
	居住者	42 (41.88)	300y	100 ^{*1*2} (99.79)	300 y	(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