

文書番号	E51802-003-12
初版施行日	2001年8月1日
最終施行日	2020年●月●日
作成部署	運営課

記番号	要領埋事部第4号-12
公布日	2020年●月●日
公布者	埋設事業部長
公布先	埋設事業部長

廃棄体確認要領(案) (抜粋版)

日本原燃株式会社

埋設事業部

廃棄物取扱 主任者	保安規定第3条の8の2 第2項の3および第59条 別表 20.1(10).㍷④に基づ く記録

目 次

第1章 総 則

第1節	目 的	・・・・・・・・・・・・・・・・
第2節	適用範囲	・・・・・・・・・・・・・・・・
第3節	組織および職務	・・・・・・・・・・・・・・・・
第4節	関係法令等	・・・・・・・・・・・・・・・・
第5節	関係要領類	・・・・・・・・・・・・・・・・
第6節	用語の定義	・・・・・・・・・・・・・・・・

第2章 廃棄体確認業務の実施

第1節	計画管理	・・・・・・・・・・・・・・・・
第2節	責任者等の指名	・・・・・・・・・・・・・・・・
第3節	電力自主検査対応	・・・・・・・・・・・・・・・・
第4節	廃棄体確認監査	・・・・・・・・・・・・・・・・
第5節	廃棄物埋設確認申請	・・・・・・・・・・・・・・・・
第6節	廃棄体確認対応	・・・・・・・・・・・・・・・・
第7節	S F等の管理	・・・・・・・・・・・・・・・・
第8節	W A Cの改正管理	・・・・・・・・・・・・・・・・

別図

別図1	廃棄体確認業務に係わる組織	・・・・・・・・
別図2	廃棄体確認業務に係るスケジュール	・・・・・・・・
別図3	廃棄体確認業務に係る手続きフロー	・・・・・・・・
別図4	W A Cの改正に係る手続きフロー	・・・・・・・・

別表

別表1	1号廃棄体に係る廃棄物受入基準	・・・・・・・・
別表2	2号廃棄体に係る廃棄物受入基準	・・・・・・・・
別表3	事業許可申請書に記載した最大放射能濃度	・・・・・・・・
別表4	各埋設施設における平均化要件	・・・・・・・・
別表5	塩素（C 1－3 6）の管理	・・・・・・・・

別添

別添1	低レベル放射性廃棄物搬出検査装置機能確認手順	・・・・・・・・
別添2	1号廃棄体に係る廃棄物受入基準の確認方法等	・・・・・・・・
別添3	2号廃棄体に係る廃棄物受入基準の確認方法等	・・・・・・・・

別添1 廃棄体搬出検査装置機能確認手順

別添2 1号廃棄体に係る廃棄物受入基準の確認方法等

1. 固型化の方法
 - (1) 固型化材料
 - (2) 容器
 - (3) 一軸圧縮強度
 - (4) 配合比
 - (5) 硬さ値
 - (6) 練り混ぜ・混合
 - (7) 有害な空げき
 - (8) 技術基準適合性
2. 最大放射能濃度
3. 表面密度限度
4. 健全性を損なうおそれのある物質
5. 著しい破損
6. 放射性廃棄物を示す標識、整理番号の表示
7. 固型化後の経過期間
8. 表面線量当量率
9. 廃棄体重量

別添3 2号廃棄体に係る廃棄物受入基準の確認方法等

1. 固型化の方法
 - (1) 固型化材料
 - (2) 容器
 - (3) 固型化方法
 - (4) 有害が空げき
 - (5) 技術基準適合性
2. 最大放射能濃度
3. 表面密度限度
4. 健全性を損なうおそれのある物質
5. 著しい破損
6. 放射性廃棄物を示す標識、整理番号の表示
7. 廃棄物発生後の経過期間
8. 表面線量当量率
9. 廃棄体重量

2号廃棄体に係る廃棄物受入基準の確認方法等

1. 固型化の方法

(3) 固型化方法③ (耐埋設荷重)

埋設規則条項	規則第8条第2項第六号 規則第8条第2項第七号	固型化の方法 (固型化方法③)
埋設の終了までの間において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。		
廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さからの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと		
保安規定 別表2の2		
放射線障害防止のため、埋設の終了までの間に受けるおそれのある荷重 (1tonの廃棄体を9段積みで定置する際の荷重) に耐える強度を有するよう及び廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さ (8m) からの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少なくなるよう、事業許可において廃棄を許可された放射性廃棄物を以下に定める方法により容器に封入し、又は容器に固型化してあること。		
<p>・試験等により均質に練り混ぜられることが確認された固型化設備及び運転条件によってあらかじめ固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料が練り混ぜられてあること及び試験等により容器内の放射性廃棄物と一体となるように充てんできることが確認された方法によって固型化されてあること。</p> <p>また、ゴム片等 (強度分類が不明な固体状廃棄物を含む) を収納する廃棄体は、廃棄物と容器との隙間を30mm以上確保してあること。</p>		
確認方法		
<p>確認すべき記録等に示す①～⑧について、当該確認内容を確認すること。</p> <p>ただし、内張り容器を使用しない場合は③を、内籠を使用しない場合は④を、内張り容器を使用する場合は⑧を要しない。</p> <p>⑤～⑦のうち一体となるような充てんに関わるものは「1. (3) 固型化方法② (一体となるような充てん)」に示したところにより確認することができる。</p>		
確認すべき記録等	確認内容	
① 材料の納品書および成績書等	「1. 固型化の方法 (3) 固型化方法① (固型化材料等の練り混ぜ)」に示したところにより確認する。	
② 容器の納品書および成績書または圧出表示等	「1. 固型化の方法 (2) 容器」に示したところにより確認する。	
③ 内張り容器の納品書および試験成績書	内張り容器の納品書	納品業者、納品先、納品年月日、製造業者、数量等から試験成績書に記載された内張り容器が納品されていることを確認する。
	内張り容器の試験成績書	(1) 内張りに使用した固型化材料等の圧縮強度 (または使用材料の強度) が30MPa (300kg/cm ²) 以上を有することを確認する。 (2) 内張りした固型化材料等 (または使用材料) の厚さが30mm以上あることを確認する。
④ 内籠の納品書および図面等	内籠の納品書	納品業者、納品先、納品年月日、製造業者、数量等から図面等に示された内籠が納品されていることを確認する。
	内籠の図面等	内籠と容器との間に30mm以上の隙間ができる寸法であることを確認する。
⑤ 分別記録	廃棄物の強度に応じて適切に分別作業が実施されていることを確認する。	
⑥ 収納記録	廃棄物の強度に応じて適切に容器が選択された上で収納作業が実施されていることを確認する。	

確認すべき記録等	確認内容
⑦固型化記録	<p>各原材料の投入量、練り混ぜ時間、練り混ぜ速度および水の温度が⑧の固型化材料等の性能検査表に基づいてあらかじめ定められた範囲内に入っていることを確認する。</p> <p>ただし、各原材料の投入量、練り混ぜ時間および練り混ぜ速度を上記の値に設定して運転している場合であって、固型化設備の定期検査記録により以下の(1)～(3)について確認することができるときは練り混ぜ時間および練り混ぜ速度については当該記録の確認をもって代替することができる。</p> <p>(1)練り混ぜ機が設定値（練り混ぜ時間および練り混ぜ速度）のとおり運転されていること。</p> <p>(2)固型化設備の計量精度を校正していること。</p> <p>(3)検査を定期的実施していること。</p>
⑧固型化材料等の性能検査表	<p>下記条件で試験を行ったときの固型化材料等の硬化後強度が30MPa以上あることを確認する。</p> <p>(1)各原材料の品質に関する規格値</p> <p>(2)各原材料の投入量</p> <p>(3)水の温度</p> <p>(4)練り混ぜ後の経過時間</p>

■補足

埋設施設において廃棄体が受けるおそれのある最大荷重は、廃棄体を俵積み方式により定置した場合に俵積み完了後に最下段の廃棄体受ける荷重である。これに対する強度としては、標準製作法に基づいて充填固化体を製作したときの想定荷重として保守的に約10tを想定し、これに耐える強度（以下、「耐埋設荷重強度」という。）を考慮する必要がある。

この耐埋設荷重強度の確保方法は、標準製作法等によれば下記の2つの方法が考えられている。

(1) 強度が高い固体状廃棄物を固型化する場合(廃棄物強度で担保する場合)

金属類、コンクリート・ガラス類、圧縮体、高圧圧縮体、溶融体、塩ビ管、ケーブル・コード類、プラスチック片類等の強度が高い固体状廃棄物のみを固型化して充填固化体を製作する場合には、主に廃棄物自体の強度で耐埋設荷重強度を確保することが可能であり、充填固化体の強度は、廃棄物自体の強度、固型化材料等の強度、内部空隙量および上部空隙量に依存すると考えられる。

(2) 強度が低い固体状廃棄物を固型化する場合(内張り層等で担保する場合)

ゴム片等の強度が低いものを含む固体状廃棄物を固型化して充填固化体を製作する場合には、内張り層等それ自体が相当の強度を有するものを設けて耐埋設荷重強度を担保する方法が考えられ、充填固化体の強度は、主に内張り層等の強度・厚みに依存する。

なお、内張り層等としては、

①内張りを施した容器を用いる方法

②内籠を容器にセットして廃棄物を収納する方法

の2とおりが考えられる。

以上の事項を踏まえ、財団法人原子力環境整備センターの技術レポートおよび電力会社の試験報告で示されている結果から、耐埋設荷重強度の確保方策を保守的にまとめると下表のとおりになる。

	(1) 廃棄物強度で担保する場合	(2) 内張り層で担保する場合
容器	M級、H級	H級
廃棄物の強度	強度が高い固体状廃棄物であること	強度が低い固体状廃棄物を含むことが可能
固型化材料等の強度	硬化後強度が30MPa以上	同左（内籠の場合）
上部空隙量	有害な空隙がないこと	有害な空隙がないこと
内部空隙量	一体となるような充てんにより低減していること	—
内張り層の強度	—	硬化後強度が30MPa以上 (内張容器の場合)
内張り層の厚み	—	30mm以上

■参考文献

・充填固化体の標準的な製作方法

北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)

・技術レポート 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について（各種固体状廃棄物）

・改訂 1

平成10年3月

財団法人 原子力環境整備センター

・模擬充填固化体による載荷試験結果について

平成11年5月

北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)

・平成10年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について

JENS-SS-0403（2005年3月）

・均質・均一固化体及び充填固化体の廃棄のための確認方法について（一部改正）

JNES-SS-0801（2008年4月）

1. 固型化の方法

(5) 技術基準適合性

埋設規則条項	規則第8条第2項第六号 規則第8条第2項第七号	技術基準適合性
埋設の終了までの間において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。		
廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さからの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと		
保安規定 別表2の2		
放射線障害防止のため、埋設の終了までの間に受けるおそれのある荷重（1tonの廃棄体を9段積みで定置する際の荷重）に耐える強度を有するよう及び廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さ（8m）からの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少なくなるよう、事業許可において廃棄を許可された放射性廃棄物を以下に定める方法により容器に封入し、又は容器に固型化してあること。		
・上記（1）から（4）の項目を確認することによって、埋設規則第8条第2項第6号及び第7号への適合性が確認されたものであること。		
確 認 方 法		
確認すべき記録等に示す①～④について、当該確認内容を確認すること。		
確認すべき記録等	確認内容	
①固型化材料	「1. 固型化の方法（1）固型化材料」に示したところにより確認する。	
②容器	「1. 固型化の方法（2）容器」に示したところにより確認する。	
③固型化方法	「1. 固型化の方法（3）固型化方法」に示したところにより確認する。	
④有害な空げき	「1. 固型化の方法（4）有害な空げき」に示したところにより確認する。	

■補足

1. 規則第8条第2項第六号（埋設の終了までの間において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること）の技術基準適合性について

(1) 「1. 固型化の方法」全体を確認することで良いとする根拠

埋設が終了するまでの間において受けるおそれのある荷重は、廃棄体を俵積み方式により定置した場合に最上段の廃棄体定置完了後に最下段の廃棄体が受ける荷重が最大荷重であるため、その最大荷重を想定し容器、固型化材料および製作方法の組合せによる試験により、耐えられる強度と密封性を有することが確認されている。

したがって、試験に使用した模擬廃棄体と同様に製作された廃棄体については、固型化の方法を確認をすることにより荷重に耐えられる強度が担保される。

(2) 容器、固型化材料および製作方法の組合せによる試験について

①廃棄体に要求される耐埋設荷重

埋設された場合において受けるおそれのある荷重については次のように考えられる。

廃棄体重量を1ton（2号廃棄体重量上限）として、9段俵積み時の最下段の廃棄体に対する荷重は、吊り具負荷を考慮して約12tonとなる。

したがって、廃棄体は12ton以上の強度を有することが必要である。

②強度（耐埋設荷重）担保の考え方

廃棄体の耐荷重強度は固化体の強度ではなく、容器の強度により担保されることが考えられる。

現状の埋設形態では、廃棄体はJIS Z 1600に定められている容器またはこれと同等のものを使用している。

2号廃棄体では、容器のみで強度を担保することはできず、容器と固型化材料等を含めた廃棄体全体で耐埋設荷重を担保することとする。

③試験方法

試験装置は、加圧フレーム、廃棄体を模擬した下部加力治具、上部加力治具、載荷のための油圧ジャッキ、荷重を測定するロードセルから構成した。

1.25tonから15tonまで約0.5ton単位で増加させた荷重をかけ、その変位量を測定した。また、各段階の保持時間は5分間とし、各段階で変位が安定したのを確認してから次の段階へ移行した。

④試験用廃棄体

試験で用いた容器の肉厚は0.8mmであり、M級容器（肉厚1.2mm）を保守的に模擬し、廃棄物の強度および固型化材料等の硬化後強度が保守的な条件として、以下の模擬廃棄体を製作した。

形状	JIS Z 1600 1種 0.8mm厚	
製作方法	廃棄物種類	強度の低い廃棄物（非圧縮） 塩ビホース、ケーブル、プラスチック片、ゴム片 （保守的な廃棄物として模擬した。）
	内張層	無し
	収納方法	人為的に廃棄物を緻密に収納した。 （固型化時の浮上防止対策は実施）
	上部空隙	11%（標準的な製作方法で定める10%を保守的に模擬）
固型化材料	硬化後強度 300kgf/cm ² （JIS A 1108に準拠し、28日間養生したサンプル6体の平均） 標準的な製作方法で要求する最低限の強度	

⑤荷重試験結果

最終荷重である15tonを載荷しても模擬廃棄体は破壊せず、強度は保たれており、最終変位量は平均で5.2mmであった。また容器の破損は認められないため、容器の密封性も損なわれていない。

したがって、12ton以上の耐荷重強度を満足することが確認されていることから、試験に使用した模擬廃棄体と同様に製作される2号廃棄体は固型化の方法の確認をすることにより必要な耐荷重強度を有すると判断できる。

2. 規則第8条第2項第七号（廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さからの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと）の技術基準適合性について

(1) 技術基準に対する廃棄物受入基準案の考え方について

技術基準が要求する「廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さからの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと」について、「極めて少ない量」と判断する基準は、事業許可申請書添付書類七において事故時の影響評価で用いている内容物の飛散率「 1×10^{-5} 」とする。

この評価の結果では、事業許可を受けた最大放射能濃度で、保守的に想定される最大重量の廃棄物が落下したと想定し、前述した飛散率によって放出された放射性物質を一般公衆が吸入摂取した場合の被ばく評価を行い、著しい放射線被ばくのリスクはないことが示されていることから、基準は妥当であると考ええる。

しかし、受け入れる廃棄体を実際に落下させて飛散率を確認することは現実的ではないため、受け入れる廃棄体と同様の方法で容器に固型化することで同等の性状を有すると考えられる模擬廃棄体を用いて8mから落下させた試験において、模擬廃棄体からの漏出が 1×10^{-5} を大きく下回る量であったことから、廃棄物受入基準のうち、「1. 固型化の方法」を確認することで当該技術基準の適合性を判断できると考える。また、落下時の衝撃が試験から大きく逸脱しないよう、想定される最大の高さについても条件として明示し、「9. 廃棄体重量」により事業許可申請において想定されている廃棄体の最大重量を超えないことも確認する。

なお、要求事項は「飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと」であることから「2. 最大放射能濃度」も当該技術基準に関連する項目と位置づける。

(2) 廃棄体落下試験について

電気事業者および日本原燃は1995年に共同で充填固化体の廃棄体落下試験（以下、「落下試験」）を実施している。

落下試験に用いた実大模擬廃棄体は、埋設規則の技術基準や告示の廃棄体仕様を踏まえた「廃棄体製作マニュアル」（現在の充填固化体の標準的製作方法）に基づき製作したものである。

具体的な製作条件は以下のとおり。

【固型化材料】

- ・ JIS R 5210 (1992) 若しくは JIS R 5211 (1992) に定めるセメント

【容器】

- ・ JIS Z1600 に定める 200 リットルドラム缶（H級）
- ・ 内張厚さまたはドラム缶内壁と内籠の間隔は 30 mm を目標に製作
- ・ 内籠は鋼製網目状の容器を使用。

【固型化方法】

- ・ 十分な練り混ぜ性能を有する固型化設備による混練
- ・ モルタルの P ロートによる流下時間は約 50 秒（高性能減水を使用しているため。落下試験に注入条件は直接影響しない。）
- ・ 固型化材料等の注入速度が約 25L/min

落下試験を行う模擬廃棄体の種類は、耐衝撃強度に影響すると考えられる収納容器種類と、落下衝撃に影響すると考えられる廃棄体重量の観点から以下の5種類を選定している。

- ・ A型非圧縮物ドラム缶収納（ドラム缶収納ケース、平均的な重量のケース）
- ・ B型非圧縮物内張容器収納（内張容器収納ケース）
- ・ B型非圧縮物内籠容器収納（内籠容器収納ケース）
- ・ B型圧縮物内籠収納（重量の小さいケース）
- ・ A型溶融体ドラム缶収納（重量の大きいケース）

補足：廃棄体の型式設定

[A廃棄体]：廃棄物自体の強度が十分であり、内部空隙を有する場合は前処理（切断、圧縮、溶融）を行った廃棄物で、容器に直接収納した廃棄体

[B廃棄体]：廃棄物自体の強度が低く、内部空隙を有する場合は前処理（切断、圧縮）を行った廃棄物で、内籠又は内張容器に収納した廃棄体

落下試験は充填固化体が埋設される2号埋設施設に定置する際のクレーンによる最大吊り上げ高さ（8m）から床面に自由落下させ、廃棄体外へ漏出した内容物の量を確認した。結果は下表のとおり。この試験は漏出物の重量を測定したものであり、実際に浮遊し、従事者の放射線障害や作業環境の著しい悪化につながるような粒子の割合は、この漏出率よりもさらに小さくなるものと考えられる。

型式	収納廃棄物	収納状態	収納容器	廃棄体重量 [kg]	漏出物重量 [mg]	漏出率*1 [-]
A	非圧縮物	普通	ドラム缶	583	0	0
B	非圧縮物	密	内張容器	461	104	2.3×10^{-7}
B	非圧縮物	密	内籠容器	477	0	0
B	圧縮体	—	内籠容器	389	249	6.4×10^{-7}
A	溶融体	—	ドラム缶	870	87	1.0×10^{-7}

*1：（溶出率[-]）＝（漏出物重量[kg]）／（廃棄体重量[kg]）

(3) 「1. 固型化の方法」全体を確認することで良いとする根拠

上記の落下試験の結果、漏出率は最大で 6.4×10^{-7} であり、基準と考える飛散率「 1×10^{-5} 」に対し一桁以上小さい。また、収納容器種類、廃棄体重量の違いによって漏出率に特に傾向は見られず、収納廃棄物、収納状態の違いを含めても漏出率に影響する特定要因は見られないことから、落下試験における製作方法（固型化の方法）から大きく逸脱しない限りは、実際に埋設される廃棄体も同等の結果が得られるものと考えられる。

固型化材料、容器はJIS規格に適合したものであれば、模擬廃棄体と実際の廃棄体の性能に大きな違いが出るとは考えにくい。また、廃棄物種類、収納状態に関して模擬廃棄体は実際に埋設される廃棄体を網羅した設定となっており、固型化方法については落下試験時よりも、一体となるように充填する方法（固型化材料の流動性、注入速度の管理など）が確立されているため、模擬廃棄体に比べ実際の廃棄体の方が漏えいに強いと考えられる。

廃棄体重量は2020年2月末時点での2号廃棄体の受入実績によると最大で950kgであるため落下試験の最大重量+10%程度超過しているが、重量の増加と漏出率の増加に相関関係は認められないこと、基準である飛散率「 1×10^{-5} 」に比べ落下試験の漏出率が一桁以上小さいことを考えると十分許容できる範囲と考える。

したがって落下試験に使用した廃棄体と同様に製作された廃棄体については、飛散率 1×10^{-5} を超えることはなく、（廃棄体の最大吊り上げ高さの想定条件を明示した上で、）廃棄体受入基準での「1. 固型化の方法」全体を確認することにより、技術基準が要求する「廃棄物埋設地に定置するまでの間に想定される最大の高さからの落下による衝撃により飛散又は漏えいする放射性物質の量が極めて少ないこと」は担保されるものとする。

(参考図書)

- ・ 充填固化体の標準的な製作方法
 - 北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)
- ・ 技術レポート 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について（各種固体状廃棄物）
 - ・ 改訂 1
 - 平成10年3月
 - 財団法人 原子力環境整備センター
- ・ 模擬充填固化体による載荷試験結果について
 - 平成11年5月
 - 北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)

2. 最大放射能濃度

埋設規則条項	規則第8条第2項第三号	最大放射能濃度
放射能濃度が許可申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと。		
保安規定 別表2の2		
<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3に示す2号廃棄体の最大放射能濃度を超えないことを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>		
確認方法		
確認すべき記録等に示す①～③について、当該確認内容を確認すること。		
確認すべき記録等	確認内容	
①貯蔵場所からの取出し記録	廃棄物の発生時期と発生した原子炉名（原子炉名はスケーリングファクタを定める上で必要な場合）	
②溶融処理記録（溶融処理している場合）	<p>運転温度および運転時間が標準製作法に基づきあらかじめ定められた範囲内にあることを確認するとともに、加熱溶融方式を確認する。</p> <p>ただし、標準製作法に基づきあらかじめ定められた設定値により溶融設備の運転を行っていることが明らかな場合は、運転時間の設定の確認により運転時間の確認を、温度計の校正記録の確認により運転温度の確認を代替することができる。</p>	
③放射能濃度の測定記録	<p>以下の内容について確認する。</p> <p>(1) 非破壊外部測定法による測定結果 (Co-60およびCs-137の場合)</p> <p>(2) 計算結果 (スケーリングファクタ法、理論計算法、平均放射能濃度法、原廃棄物分析法を適用する核種の場合)</p> <p>(3) 測定年月日 (4) 整理番号 (5) 測定装置の点検・校正記録</p>	

■補足

(1) 申請書等とは、規則第6条第1項第1号中の「法第51条の2（事業の許可）第1項または法第51条の5（変更の許可及び届出）第1項の許可に係る申請書および法第62条の2（指定又は許可の条件）第1項の規定により許可の際に付された条件を記載した書類」をいい、平成10年10月8日付け10安（廃規）第49号にて許可された当社の申請書等の最大放射能濃度は下表のとおりである。

保安規定 別表2の3 事業許可申請書に記載した最大放射能濃度

核種名	2号廃棄体 [Bq/ton]	核種名	2号廃棄体 [Bq/ton]
トリチウム	1.22×10^{12}	ニオブ94	3.33×10^8
炭素14	3.37×10^{10}	テクネチウム99	7.40×10^7
コバルト60	1.11×10^{13}	ヨウ素129	1.11×10^6
ニッケル59	8.88×10^9	セシウム137	4.07×10^{11}
ニッケル63	1.11×10^{12}	アルファ線を放出する 放射性物質	5.55×10^8
ストロンチウム90	6.66×10^{10}		

(2) 廃棄体中の放射性物質の濃度は、「充填固化体の廃棄確認の実施について」（平成11年9月、平成12年8月一部改正）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」（以下、「決定手順」という。）に記載されている下表のいずれかの方法により決定する。

廃棄体中の放射能濃度の決定方法

決定方法	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決定する方法
スケーリングファクタ法	代表サンプルの放射化学分析値から得られるkey核種と難測定核種の相関関係と個々の廃棄体外部からの非破壊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
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
平均放射能濃度法	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
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

(3) 廃棄体中の放射性物質濃度を決定することが必要な放射性物質については、下表の方法を用いることができる。

各放射性物質の生成機構および放射能濃度の決定方法

放射性物質の種類	生成機構	半減期(年)	決定方法	key核種
H-3	三体核分裂 $^2\text{H}(n, \gamma)$ $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)$ $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ $\text{Li}(n, n\alpha)$	1.23×10^1	平均放射能濃度法	—
C-14	BWR/PWR: $^{17}\text{O}(n, \alpha)$	5.73×10^3	スケーリングファクタ法	Co-60
	GCR: $^{14}\text{N}(n, p)$			
Co-60	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)$	5.27×10^0	非破壊外部測定法	—
Ni-59	$^{58}\text{Ni}(n, \gamma)$	7.5×10^4	理論計算法	—
Ni-63	$^{62}\text{Ni}(n, \gamma)$	1.00×10^2	スケーリングファクタ法	Co-60
Sr-90	核分裂生成	2.88×10^1	スケーリングファクタ法	Cs-137
Nb-94	$^{93}\text{Nb}(n, \gamma)$	2.0×10^4	BWR/PWR: スケーリングファクタ法	Co-60
			GCR: 平均放射能濃度法	—
Tc-99	$^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ $^{99}\text{Mo}(\beta^-)$ 核分裂生成	2.14×10^5	BWR/PWR: スケーリングファクタ法	Co-60
			GCR: 平均放射能濃度法	—
I-129	核分裂生成	1.6×10^7	スケーリングファクタ法	Cs-137
Cs-137	核分裂生成	3.02×10^1	非破壊外部測定法	—
全 α	中性子多重捕獲	—	スケーリングファクタ法	Cs-137

① スケーリングファクタ (SF) および平均放射能濃度について

各難測定核種のスケーリングファクタおよび平均放射能濃度を別紙「放射能濃度に係るスケーリングファクタ等一覧」(以下、「別紙」という。)の別表1~別表3に示す。

また、溶融体を収納した廃棄体(以下、「溶融固化体」という。)に対しては、別紙の別表4に示す残存率を適用する。

別紙の別表1~4の値については、別に定める業務管理文書「充填固化体のSF等設定状況」にて示す年度までに発生した廃棄物を固型化した廃棄体に対して適用できることとし、業務管理文書に示す年度より後に発生した廃棄体に対して適用できるかどうかについては、添付「充填固化体のスケーリングファクタ等の継続使用の確認方法」により確認する。

なお、スケーリングファクタ等の変更または新規設定が必要となった場合は、別に定める社内規定により確認および実施し、本内容を見直すものとする。

② スケーリングファクタ法の適用範囲について

データのばらつきを考慮してスケーリングファクタが難測定核種の最大放射能濃度と交差する点のkey核種濃度の1/10をスクリーニングレベル(SL)とし、これを超えない範囲においてスケーリングファクタ法を適用できることとする。

各難測定核種のスクリーニングレベルを別紙の別表5に、また溶融固化体の場合のスクリーニングレベルを別紙の別表6および別表7に示す。

なお、スクリーニングレベルを超える場合には、当該難測定核種についてより直接的な方法で最大放射能濃度を超えないことを確認することとする。

放射能濃度に係るスケーリングファクタ等一覧

別表1

スクーリングファクター一覧表

[key核種：Co-60]

難測定核種	BWR		PWR	GCR
	従来材料プラント	低Co材料プラント		
C-14	¹⁾ 4.2×10^{-2}		2.2×10^{-1}	3.0×10^{-1}
Ni-59	²⁾ $\text{Ni-59}/\text{Ni-63} = 8.0 \times 10^{-3}$			
Ni-63	8.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}	6.7×10^{-1}	1.2×10^0
Nb-94	3.6×10^{-5}	2.6×10^{-4}	9.9×10^{-4}	—
Tc-99	4.7×10^{-6}		1.5×10^{-6}	—

1)：敦賀1号でプラズマ加熱方式により使用済樹脂を一括処理する場合、C-14を 3.7×10^{-1} とする。

2)：ORIGEN-2計算値

[key核種：Cs-137]

難測定核種	BWR			PWR	GCR
	福島第一1/2号	敦賀1号	その他プラント		
Sr-90	³⁾ 7.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	³⁾ 1.3×10^0	6.3×10^{-1}	2.1×10^0
I-129	⁴⁾ 1.2×10^{-5}			3.1×10^{-6}	2.9×10^{-6}
全 α	³⁾ 2.0×10^0	1.1×10^0	³⁾ 2.0×10^{-1}	4.1×10^{-1}	8.2×10^{-2}

3)：福島第一の廃棄物集中処理建屋の廃棄体については、Sr-90と全 α をそれぞれ 1.3×10^0 、 2.0×10^0 とする。4)：敦賀1号でプラズマ加熱方式により使用済樹脂を一括処理する場合、I-129を 1.7×10^{-3} とする。

グループ分類

グループ名	発電所名
従来材料プラント	福島第一（廃棄物集中処理建屋含む）、浜岡1/2号、東海第二、敦賀1号、島根1号
低Co材料プラント	女川、福島第二、浜岡3/4号、島根2号、志賀1/2号、柏崎刈羽1~5号
その他プラント	女川、福島第一3~6号、福島第二、浜岡、島根、東海第二、志賀1/2号、柏崎刈羽1~5号

別表2

H-3の平均放射能濃度一覧表

[単位：Bq/本]

難測定核種	BWR	PWR	GCR
H-3	2.7×10^6	2.3×10^7	5.3×10^8

別表3

Nb-94、Tc-99の平均放射能濃度一覧表

[単位：Bq/本]

難測定核種	BWR	PWR	GCR
Nb-94	—	—	8.9×10^4
Tc-99	—	—	7.8×10^4

別表4

熔融固化体の残存率

核種	残存率 (%)	
	高周波誘導加熱方式	プラズマ加熱方式
H-3	0	
C-14	0.01	
Co-60	97	98
Ni-59/Ni-63	100	
Sr-90	100	
Nb-94	100	
Tc-99	100	
I-129	0.2	
Cs-137	¹⁾ 50	²⁾ 45
全α	100	

1) : 東海発電所および東海第二発電所については、セラミック層体積比率4%以上10%未満の熔融固化体のCs残存率を15%とする。

2) : 敦賀発電所でプラズマ加熱方式により熔融処理し投入無機物重量が100~170kgの場合は、Cs残存率を35%とする。

別表5

スクリーニングレベル一覧表 (熔融固化体以外の場合)

[単位 : Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR		PWR	GCR
		従来材料プラント	低Co材料プラント		
C-14	Co-60	8.0×10^{10}		1.5×10^{10}	1.1×10^{10}
Ni-63	Co-60	1.2×10^{12}	4.8×10^{11}	1.6×10^{11}	9.2×10^{10}
Nb-94	Co-60	9.2×10^{11}	1.2×10^{11}	3.3×10^{10}	—
Tc-99	Co-60	1.5×10^{12}		4.9×10^{12}	—

[単位 : Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR			PWR	GCR
		福島第一1/2号	敦賀1号	その他プラント		
Sr-90	Cs-137	8.6×10^9	2.4×10^{10}	5.1×10^9	1.0×10^{10}	3.1×10^9
I-129	Cs-137	9.2×10^9			3.5×10^{10}	3.8×10^{10}
全α	Cs-137	2.7×10^7	5.0×10^7	2.7×10^8	1.3×10^8	6.7×10^8

別表6 スクリーニングレベル一覧表（溶融固化体の場合）

＜高周波誘導加熱方式＞

[単位：Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR		PWR	GCR
		従来材料プラント	低Co材料プラント		
C-14	Co-60	7.7×10 ¹⁴		1.4×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁴
Ni-63	Co-60	1.2×10 ¹²	4.6×10 ¹¹	1.6×10 ¹¹	8.9×10 ¹⁰
Nb-94	Co-60	8.9×10 ¹¹	1.2×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰	—
Tc-99	Co-60	1.5×10 ¹²		4.7×10 ¹²	—

[単位：Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR			PWR	GCR
		福島第一1/2号	敦賀1号	その他プラント		
Sr-90	Cs-137	4.3×10 ⁹	1.2×10 ¹⁰	2.5×10 ⁹	5.2×10 ⁹	1.5×10 ⁹
I-129	Cs-137	2.3×10 ¹²			8.9×10 ¹²	9.5×10 ¹²
全α	Cs-137	1.3×10 ⁷	2.5×10 ⁷	1.3×10 ⁸	6.7×10 ⁷	3.3×10 ⁸

＜プラズマ加熱方式＞

[単位：Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR		PWR
		従来材料プラント	低Co材料プラント	
C-14	Co-60	1)7.8×10 ¹⁴		1.5×10 ¹⁴
Ni-63	Co-60	1.2×10 ¹²	4.7×10 ¹¹	1.6×10 ¹¹
Nb-94	Co-60	9.0×10 ¹¹	1.2×10 ¹¹	3.2×10 ¹⁰
Tc-99	Co-60	1.5×10 ¹²		4.8×10 ¹²

1)：敦賀1号で使用済樹脂を一括処理する場合、C-14を8.9×10¹³とする。

[単位：Bq/t]

難測定核種	Key核種	BWR			PWR
		福島第一1/2号	敦賀1号	その他プラント	
Sr-90	Cs-137	3.8×10 ⁹	1.1×10 ¹⁰	2.3×10 ⁹	4.7×10 ⁹
I-129	Cs-137	2.0×10 ¹²			8.0×10 ¹²
全α	Cs-137	1.2×10 ⁷	2.2×10 ⁷	1.2×10 ⁸	6.0×10 ⁷

敦賀発電所で溶融処理する場合、投入無機物量および使用済樹脂の有無に応じて、それぞれ下表のとおりとする。

(投入無機物量が170kgを超え、かつ使用済樹脂を処理しない場合は上表を適用する。)

[単位：Bq/t]

投入無機物量	敦賀1号			敦賀2号
	170kg超	100～170kg	100～170kg	100～170kg
使用済樹脂の処理	有	有	無	無
Sr-90	1.1×10 ¹⁰	8.6×10 ⁹	8.6×10 ⁹	3.7×10 ⁹
I-129	1.4×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.6×10 ¹²	6.2×10 ¹²
全α	2.2×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.7×10 ⁷	4.7×10 ⁷

■参考文献

- ・平成10年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について
JENS-SS-0403 (2005年3月)
- ・均質・均一固化体及び充填固化体の廃棄のための確認方法について (一部改正)
JNES-SS-0801 (2008年4月)
- ・日本原子力発電(株)東海発電所の充填固化体に係る廃棄確認方法について
JNES-SS-0613 (2006年8月)
- ・プラズマ熔融固化体に係る廃棄確認方法について
JNES-SS-0405 (2005年4月)
- ・東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃棄物集中処理建屋の固化状廃棄物に係る充填固化体に対するスケーリングファクタ等の設定について
JNES-SS-0712 (2008年2月)
- ・北陸電力(株)志賀原子力発電所の充填固化体に対するSF等の設定について
JNES-SS-0704 (2007年6月)
- ・東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所1～5号機の充填固化体のスケーリングファクタ等の新規設定について
JNES-EV-2012-9002 (平成24年8月)
- ・日本原子力発電(株)東海発電所及び東海第二発電所で製作される熔融固化体のセシウム残存率の設定について
JENS-EV-2012-9004 (平成25年2月)
- ・平成16年度以降に発生した北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機の充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用の妥当性評価について
JNES-EV-2012-9001 (平成24年8月)

充填固化体のスケーリングファクタ等の継続使用の確認方法

1. はじめに

本資料は充填固化体のスケーリングファクタ（以下「SF」という。）および平均放射能濃度（SFと平均放射能濃度を合わせて以下「SF等」という。）の継続使用の可否の確認について、その具体的方法を定めるものである。

なお、浜岡原子力発電所における原子炉水での継続使用の可否の確認については、「中部電力㈱浜岡原子力発電所における平成10年度以降に発生した充填固化体SF等の継続使用について－原子炉水サンプリング方式－（JNES-SS-0713）」（2008年2月）によるものとする。

2. 確認方法

2. 1. 濃縮廃液または均質・均一固化体の分析による確認方法

(1) SF等変動の三要素に変更がないことの確認

SF等変動の三要素に変更がないことについて、以下の3項目を確認する。

- ①大規模な原子炉構成材料の変更が無いこと
- ②燃料損傷がないこと
- ③固型化処理装置の変更が無いこと

(2) 代表試料の分析結果の確認

試料の採取方法、採取頻度および判断方法は次のとおりとする。

①試料採取方法および採取頻度

試料採取方法および採取頻度は表1の廃棄体または濃縮廃液を対象としたものとする。

表1 試料採取方法および採取頻度（濃縮廃液または均質・均一固化体の分析の場合）

対象	採取方法	採取頻度
廃棄体	廃棄体から直接試料を採取する。	1体/年 (廃棄体が発生した時)
濃縮廃液	固型化処理直近のタンク等から濃縮廃液を採取する。	1体/年 または 当該年度に発生した複数の処理バッチのコンポジット試料を1個/年

②放射能濃度比等の算出方法

難測定核種とkey核種の放射能濃度比（以下「核種比」という。）および廃棄体の放射能濃度の算出方法は表2のとおりとする。

表2 核種比等の算出方法（濃縮廃液または均質・均一固化体の分析の場合）

1. 液体廃棄物を分析する場合

(1) 液体廃棄物を蒸発処理または乾燥処理する場合（アスファルトおよびプラスチック廃棄体）

対象核種	算出方法
H-3	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中のH-3放射能濃度 (Bq/t) = 液体廃棄物中のH-3濃度(Bq/t) × H-3移行率(-) × 1.2
C-14 (BWR) Tc-99	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中の難測定核種濃度 (Bq/t) 液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t) × $\frac{\text{液体廃棄物投入量(t)or粉体投入量(t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ 固化体重量(t)
C-14 (PWR) Ni-63 Sr-90 Nb-94 I-129 全α	<ul style="list-style-type: none"> 核種比 = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{液体廃棄物中のkey核種濃度(Bq/t)}}$

(2) 上記(1)以外の場合（セメント固化体）

対象核種	算出方法
H-3	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中のH-3放射能濃度 (Bq/t) = $\frac{\text{液体廃棄物中のH-3濃度(Bq/t)} \times \text{液体廃棄物投入量(t)} \times 1.2}{\text{固化体重量(t)}}$
C-14 (BWR) Tc-99	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中の難測定核種濃度 (Bq/t) 液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t) × $\frac{\text{液体廃棄物投入量(t)or粉体投入量(t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ 固化体重量(t)
C-14 (PWR) Ni-63 Sr-90 Nb-94 I-129 全α	<ul style="list-style-type: none"> 核種比 = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{液体廃棄物中のkey核種濃度(Bq/t)}}$

2. 廃棄体を破壊分析する場合

対象核種	算出方法
H-3	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中のH-3放射能濃度 (Bq/t) = 液体廃棄物中のH-3濃度(Bq/t) × H-3移行率(-) × 1.2
C-14 (BWR) Tc-99	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中の難測定核種濃度 (Bq/t) 液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t) × $\frac{\text{液体廃棄物投入量(t)or粉体投入量(t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{粉体化率(-)}} \times 1.2$ 固化体重量(t)
C-14 (PWR) Ni-63 Sr-90 Nb-94 I-129 全α	<ul style="list-style-type: none"> 核種比 = $\frac{\text{液体廃棄物中の難測定核種濃度(Bq/t)}}{\text{液体廃棄物中のkey核種濃度(Bq/t)}}$

③判断方法

SFが設定されている核種については、核種比を均質・均一固化体に対して設定されている従来SFと比較し、その10倍を超えなければSFの継続使用が可能と判断する。

平均放射能濃度が設定されている核種については、当該核種の廃棄体中の放射能濃度を均質・均一固化体に対して設定されている従来の平均放射能濃度と比較し、その10倍を超えなければ平均放射能濃度の継続使用が可能と判断する。

なお、充填固化体のSF等継続使用の特殊性を踏まえて考慮すべき事項は以下のとおりとする。

i) H-3

充填固化体のH-3の平均放射能濃度は含水率の高い廃棄物を容器に稠密に詰めた状態を想定して十分保守的な値が設定されているため、H-3の放射能濃度は参考値として把握することとし、従来の平均放射能濃度の10倍を超過した場合は、SFの新規設定が必要となる。

ii) C-14 (BWR)

濃縮廃液または均質・均一固化体の分析により求めた廃棄体中の放射能濃度を均質・均一固化体に対して設定されている従来の平均放射能濃度と比較し、その10倍を超えなければ充填固化体のC-14のSFが継続使用可能と判断する。

なお、充填固化体のC-14のSFは保守的にC-14/Co-60比が原子炉系に比べて約2桁高いタービン系の廃棄物の分析結果から設定されているため、C-14の放射能濃度は参考値として把握することとし、従来の平均放射能濃度の10倍を超過した場合は、SFの新規設定が必要となる。

iii) Tc-99

濃縮廃液または均質・均一固化体の分析により求めた廃棄体中の放射能濃度を均質・均一固化体に対して設定されている従来の平均放射能濃度と比較し、その10倍を超えなければ充填固化体のTc-99のSFが継続使用可能と判断する。

iv) 検出限界値から算出した値による判断

Tc-99、Sr-90、I-129および全 α は濃縮廃液中の放射能濃度が低く検出困難な核種である。

検出限界値を用いて求めた核種比等が従来SF等の10倍を超過した場合には、Tc-99については図1および図3、Sr-90、I-129および全 α については図2および図4に基づき判断する。

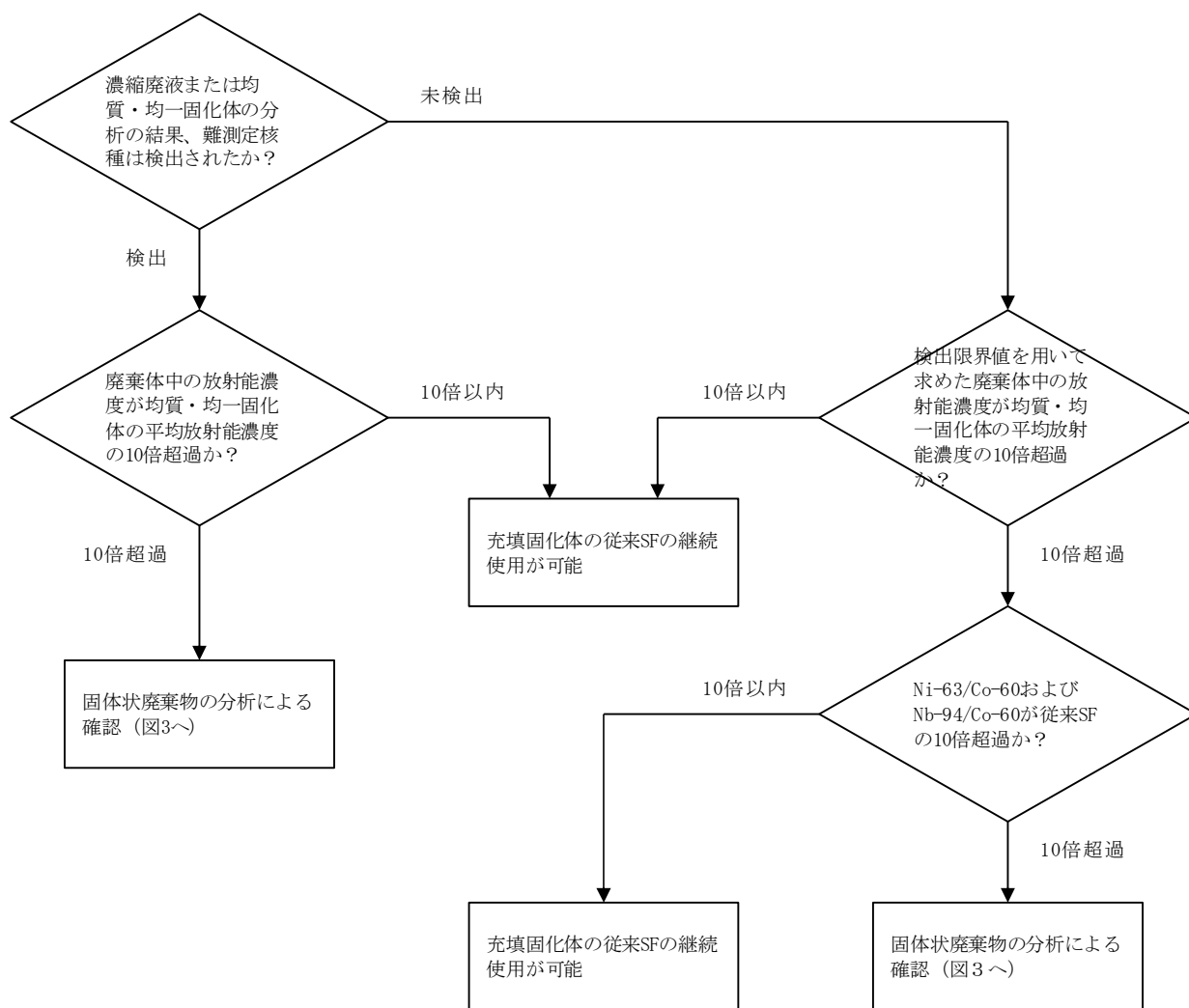
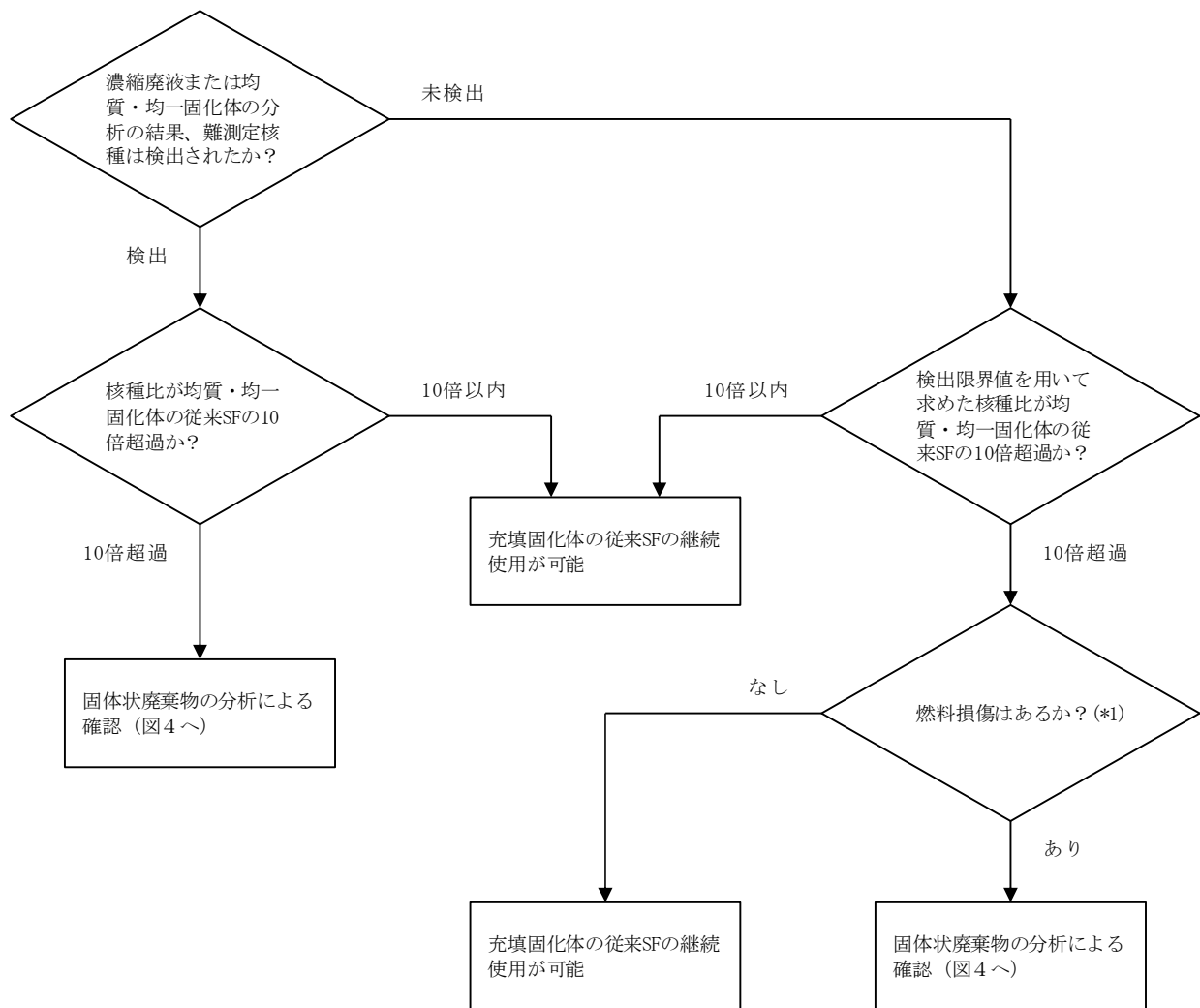


図1 Tc-99 の判断フロー（濃縮廃液または均質・均一固化体の分析の場合）



*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。

- ①BWR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)
- ②BWRのうちCs-137中レベルプラント：サイクル平均値で $3 \times 10^4 \text{Bq/g}$ ($3 \times 10^2 \text{Bq/g}$ の1/10)
- ③BWRのうちCs-137低レベルプラント：定期測定の最大値で $2 \times 10^4 \text{Bq/g}$
- ④PWR：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（濃縮廃液または均質・均一固化体の分析の場合）

2. 2. 固体状廃棄物の分析による確認方法

(1) SF等変動の三要素に変更がないことの確認

固体状廃棄物の分析により確認する場合は「固型化处理装置の変更」は対象外であるため、SF等変動の三要素に変更がないことについて、以下の2項目を確認する。

- ①大規模な原子炉構成材料の変更がないこと
- ②燃料損傷がないこと

(2) 代表試料の分析結果の確認

試料の採取方法、採取頻度および判断方法は次のとおりとする。

①試料採取方法および採取頻度

試料採取方法および採取頻度は表3のとおりとする。

表3 試料採取方法および採取頻度（固体状廃棄物の分析の場合）

対象	採取方法	採取頻度
固体状 廃棄物	原子炉水に直接汚染*1された固体状 廃棄物から試料を採取する。	数個*2/年 または 数個*2/運転サイクル*3

*1：少なくとも1年以上、BWRでは原子炉水系、PWRでは一次系に直接接触していたものとする。

*2：当面は3個以上とし、試料採取数は実績を踏まえて見直す。

ただし、中国電力(株)島根原子力発電所1号機の制御棒駆動系のフィルタおよびジェットポンプ計装ノズル、2号機の制御棒駆動系のシールリングおよびフィルタならびに北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機の試料採取系の金属フィルタの分析については、既に代表性が確認されているため、1個/年または1個/運転サイクルとする。

*3：年間を通じて原子炉を運転したため定期検査が発生せず、代表性のある固体状廃棄物が発生しない場合には、運転サイクル毎の確認とする。

②放射能濃度比等の算出方法

核種比および廃棄体の放射能濃度の算出方法は表4のとおりとする。

表4 核種比等の算出方法（固体状廃棄物の分析の場合）

1. 溶融固化体の場合

対象核種	算出方法
H-3	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中のH-3放射能濃度 (Bq/t) = 固体状廃棄物中のH-3濃度 (Bq/t) × 固体状廃棄物投入量 (t/本) × 残存率 (-)
C-14 Ni-63 Sr-90 Nb-94 Tc-99 I-129 全α	<ul style="list-style-type: none"> 核種比 = $\frac{\text{固体状廃棄物中の難測定核種濃度 (Bq/t)}}{\text{固体状廃棄物のkey核種濃度 (Bq/t)}}$

2. 溶融固化体以外の場合

対象核種	算出方法
H-3	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体中のH-3放射能濃度 (Bq/t) = 固体状廃棄物中のH-3濃度 (Bq/t) × 固体状廃棄物投入量 (t/本)
C-14 Ni-63 Sr-90 Nb-94 Tc-99 I-129 全α	<ul style="list-style-type: none"> 核種比 = $\frac{\text{固体状廃棄物中の難測定核種濃度 (Bq/t)}}{\text{固体状廃棄物のkey核種濃度 (Bq/t)}}$

③判断方法

SFが設定されている核種については、核種比を充填固化体に対して設定されている従来SFと比較し、その10倍を超えなければSFの継続使用が可能と判断する。

H-3 については、廃棄体中の放射能濃度を充填固化体に対して設定されている従来の平均放射能濃度と比較し、その10倍を超えなければ平均放射能濃度の継続使用が可能と判断する。

なお、充填固化体のSF等継続使用の特殊性を踏まえて考慮すべき事項は以下のとおりとする。

i) C-14

C-14 のSFの継続使用の確認においては、原子炉系の固体状廃棄物を採取した場合には原子炉系のSFと、タービン系の固体状廃棄物を採取した場合にはタービン系のSFと比較する。

ii) 検出限界値から算出した値による判断

Tc-99 は固体状廃棄物中の放射能濃度が低く検出困難な核種である。検出限界値を用いて求めた核種比が従来SFの10倍を超過した場合には、図3に基づき判断する。

Sr-90、I-129および全αならびにこれらの key 核種である Cs-137 は固体状廃棄物中の放射能濃度が低く検出困難な核種である。固体状廃棄物の分析の結果 Cs-137 が検出されない場合は、図4に基づき判断する。

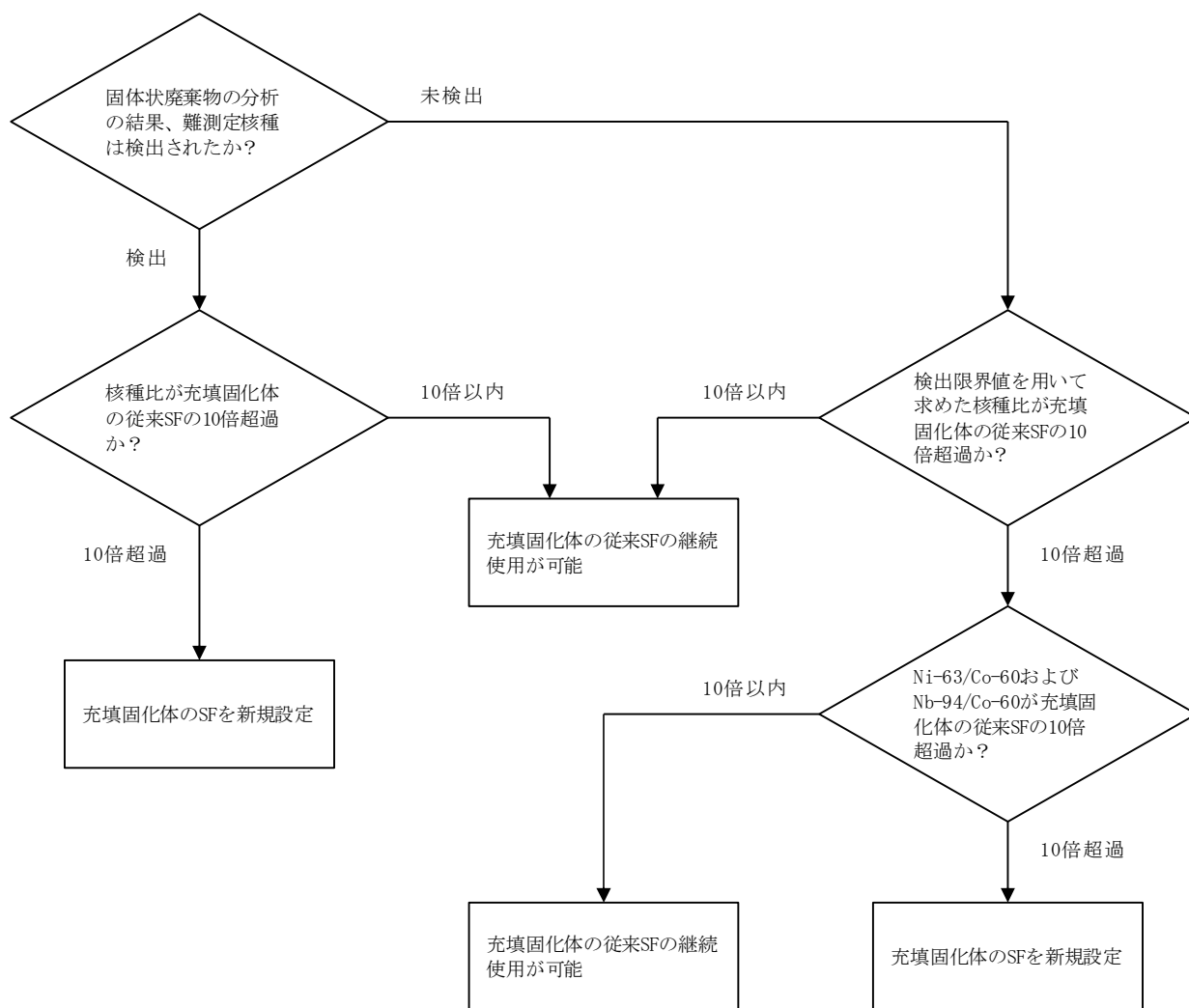
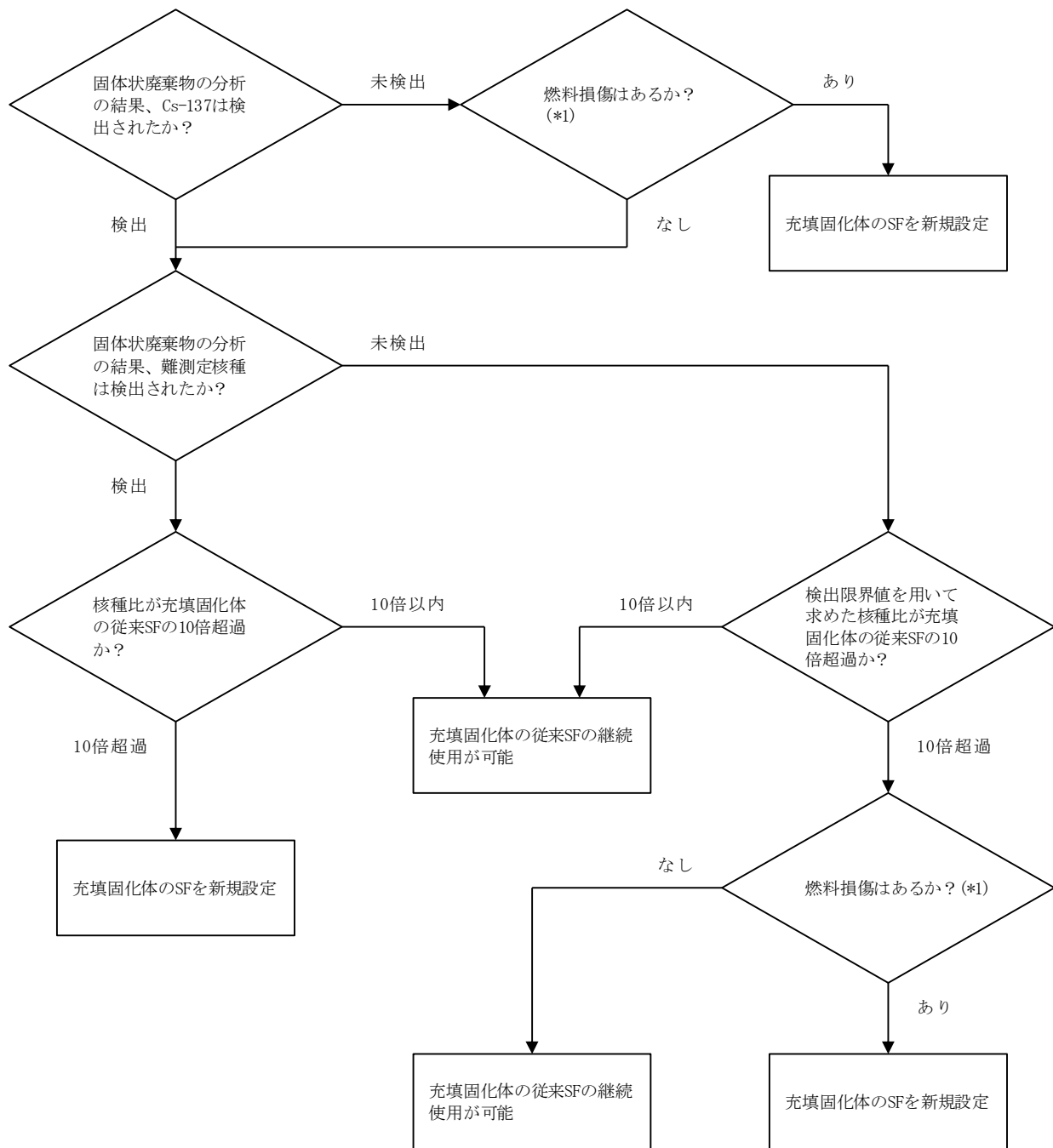


図3 Tc-99 の判断フロー（固体状廃棄物の分析の場合）



*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。

- ①BWR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)
- ②BWR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)
- ③BWRのうちCs-137低レベルプラント：定期測定の最大値で $2 \times 10^1 \text{Bq/g}$
- ④PWR：定期測定の最大値で $3 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$

図4 Sr-90、I-129および全αの判断フロー（固体状廃棄物の分析の場合）

■参考文献

- 平成10年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について
JENS-SS-0403（2005年3月）
- 固体状廃棄物の分析による充填固化体のスケーリングファクタ等の継続使用の確認方法について
JNES-RE-2013-2028（平成26年2月）
- 中国電力(株)島根原子力発電所2号機 of 充填固化体のSF等の平成10年度以降の継続使用について
JNES-SS-1002（2011年3月）
- 平成16年度以降に発生した北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機 of 充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用の妥当性評価について
JNES-EV-2012-9001（平成24年8月）
- 平成10年度から平成16年度に発生した中国電力(株)島根原子力発電所1号機 of 充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用の妥当性評価について
JNES-EV-2012-9006（平成25年3月）