

発電所が長期間停止していることに伴う放射能濃度算出方法等の見直し
に係る対応について

1. はじめに

廃棄体の現在の放射能濃度評価方法は、発電所が運転及び停止を定期的に繰り返し、原子炉水の核種比が概ね一定となっていることを前提に放射能濃度を算出している。

前々回面談(2022年7月25日)では、「運転と停止を定期的に繰り返している期間」は現行の評価を適用するとともに、「長期停止期間」においてはSF等継続確認で10倍を超えた以降、減衰補正基準日を原子炉停止日とする旨の提案を行っている。

その際の面談での以下のご意見を踏まえ、あらためて放射能濃度の評価方法等に係る対応方針について検討した。

【面談要旨より抜粋】

減衰補正の基準日を従来の保管廃棄日等とする手法と新たに定める原子炉停止日とする手法とが混在しており、保安規定の記載事項と整合する運用や放射性廃棄物の放射能量の適正な評価のための運用とすべき

2. 新たな評価方法に係る対応方針の概要

放射能濃度の算出に係る新たな評価方法の検討にあたっては、「運転と停止を定期的に繰り返している期間」及び「長期停止期間」を区別せず(運転中、停止中、長期停止中を問わず)評価することを前提とした。

その上で、減衰補正基準日及び適用するSF及び平均放射能濃度の値については以下のとおりとする。

【減衰補正基準日】

- ・保管廃棄日から遡り、最も近い定期検査開始に係る停止日*で評価
- ・発電所運転開始後、初回の解列日までに発生した廃棄物は初並列日で評価
- ・保管廃棄日と最も近い定期検査開始に係る停止日が同日の場合は同日で評価
※発送電等の電力系統から発電設備を切り離した日(定期検査開始に係る解列日)

【適用するSF及び平均放射能濃度の値】

- ・既往SF等の値を適用(現行の保安規定の値)

3. 放射能濃度算出方法見直し

(1) 減衰補正基準日の設定に係る考え方

a) 現行の評価方法について

現行の廃棄体の放射能濃度評価方法を[添付資料1]に示す。

現行の評価方法では、放射性廃棄物の試料中の難測定核種と key 核種の放射化学分析の結果に対し、試料採取日・保管廃棄日等を起点とした減衰補正を行い、SF 等（難測定核種と key 核種の放射能濃度比等）を「新規設定」している。その後、毎年度の代表試料の分析結果を基に現行の SF 等の 10 倍を超えないことを確認のうえ SF 等を「継続使用」している。また、廃棄物確認での放射能評価は、ドラム缶毎に管理が確実な日として「保管廃棄日」を減衰補正基準日とした評価を行っている。

現行の評価方法は、試料採取日・保管廃棄日などの廃棄物に紐づく日付にて減衰補正基準日が概ね統一されており、一貫した評価方法であるといえる。

b) 新たな評価方法について

「SF 等の新規設定」はプラントが運転と停止を定期的に繰り返していた時期（均質・均一固化体では平成 2 年度以前）に行われたものであり、原子炉停止日と保管廃棄日の差は大きなものではなかった。しかしながら、震災後にプラントが長期間停止を余儀なくされている現状においては、原子炉停止日と保管廃棄日の差は数年～約 10 年と大きく乖離しているため、保管廃棄日を減衰基準日とする現行の評価手法ではこの減衰影響を考慮しきれない状況となっている。

この状況を踏まえ、「SF 等の新規設定」「SF 等の継続確認」「廃棄物確認」の評価起点を、廃棄物に紐づく日付（保管廃棄日）から発電所の運転状況に紐づけた日付とすることで、停止期間の長短に左右されない評価が可能となる。

そのため、発電所の運転状態として管理されている確実な日として「停止日」を減衰補正基準日として設定する。

(2) 停止日起点とした場合の SF 等新規設定に係る検討

a) 減衰補正基準日変更に伴う試算結果 (SF)

全電力で初期設定（均質・均一固化体：平成 2 年度までの試料、充填固化体：平成 9 年度までの試料で評価）した SF に係る現存する試料分析データから既往 SF を再現したデータを用いて、それぞれの試料の試料採取日等から遡り最も近い定期検査開始に係る停止日で減衰補正を行い、その結果から新たな SF 値を試算した。

試算にあたってのインプット情報及び試算の流れを [添付資料 2] に、停止日への変更に伴う SF 値の試算結果を [添付資料 3] にそれぞれ示す。

b) 減衰補正基準日変更に伴う試算結果の考察 (SF)

既往 SF と再評価した SF の差異は 0～13%程度であった。

ここで、再評価した SF 値が既往 SF と 0～13%程度相違している意味を考察するため、既往 SF との同等性に関して、母平均の差異が既往 SF の母集団のばらつきに対して有意なものであるか否かを判断することを目的にブートストラップ法による検定を行った。検定方法を [添付資料 4] に、検定結果を [添付資料 5] にそれぞれ示す。

P 値は一般に 0.05 以上で差異は有意なものではないと判断されるため、統計的には減衰期間の補正による差異は、データがもともと有するばらつきに対して有意なものではない。

c) 減衰補正基準日変更に伴う試算結果（平均放射能濃度）

平均放射能濃度を設定している核種の内、Tc-99, C-14, Cl-36 の半減期はそれぞれ 21 万年, 5730 年, 30 万年と長いため、減衰補正基準日変更の影響は無視できるほど小さい。このため、H-3（半減期：12.3 年）のみを試算対象とした。

試算にあたってのインプット情報及び試算の流れを〔添付資料 2〕に、停止日への変更に伴う H-3 の平均放射能濃度の試算結果を〔添付資料 6〕にそれぞれ示す。

d) 減衰補正基準日変更に伴う試算結果の考察（平均放射能濃度）

現行の H-3 の平均放射能濃度と、再評価した平均放射能濃度の差異は 0～15%程度であった。

ここで、再評価した平均放射能濃度が現行の平均放射能濃度と 0～15%程度相違している意味を考察するため、既往放射能濃度との同等性に関して、既往平均放射能濃度の母集団のばらつきに対して有意なものであるか否かを判断することを目的に母平均の差異を用いたブートストラップ法による検定を行った。検定方法を〔添付資料 4〕に、検定結果を〔添付資料 7〕にそれぞれ示す。

P 値は一般に 0.05 以上で有意な差異は無いと判断されるため、統計的には減衰期間の補正による差異は、データがもともと有するばらつきに対して有意なものではない。

(3) 保安規定で定める SF 及び平均放射能濃度の値

(2) の検討のとおり、停止日起点で SF 及び平均放射能濃度を再評価しても、現行の設定値からの差異は 0～15%程度であり、また、再評価値と、既往 SF 及び既往平均放射能濃度との同等性に関する検定の結果、減衰補正による差異はデータが元々有するばらつきに対して有意と言えるものではない。

このため、今後、「SF 等の継続確認」「廃棄物確認」における減衰補正基準日を停止日起点へと統一を図ることとし、現行保安規定の設定値を使用する。

4. 廃棄物確認、SF 等継続確認における減衰補正起点設定運用の考え方

(1) 単一号機から発生した廃棄体（又は廃棄物）

3 項に記載のとおり、「SF 等の継続確認」「廃棄物確認」における評価起点を、SF 法評価核種及び平均放射能濃度法評価核種を問わず、保管廃棄日又は試料採取日から遡り最も近い定期検査開始に係る停止日に統一して評価を行う。

(2) 複番号機から発生した廃棄物が混在した廃棄体（又は廃棄物）

複番号機から発生した廃棄物が混在した場合、廃棄物発生元の号機が複数となるため、遡るべき停止日が複数存在することとなる。

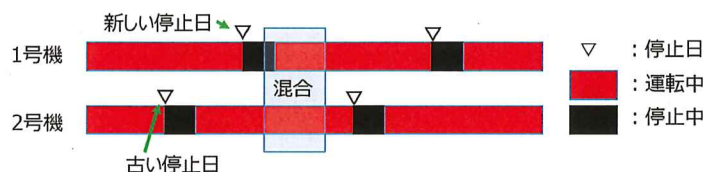
本来、廃棄物を混在させないよう管理し、単一号機毎に評価を行うことが最善だと考えられる

が、特に液体廃棄物の場合は設備の系統構成上、混在せざるを得ない実情もある^{i),ii)}ため、混在した廃棄物に対する評価の考え方を示す。

a) 廃棄物確認

混合した廃棄物を発生元の号機ごとに分別することは実務上不可能であり、複数存在する停止日の中から、放射能濃度及び放射能量を保守的に評価できる起点にて評価を行う。

具体的には、SF法評価核種は古い停止日、平均放射能濃度法評価核種は新しい停止日にて評価を行う。



b) SF等継続確認

継続確認における分析試料（濃縮廃液、固体状廃棄物等）の評価起点については、a) 廃棄物確認における考え方と整合を図り、SF法評価対象核種は古い停止日、平均放射能濃度法評価核種は新しい停止日にて評価を行う。

なお、長期的な停止中であっても、分析試料の採取頻度は1点/年とする（液体廃棄物を分析する場合）等、従来の方法を継続する。

5. 充填固化体の製作運用について

充填固化体の製作において同一ジョブ内で混合できる固体状廃棄物の発生時期は、従来どおり3年間程度の範囲を上限とする運用を継続する

6. 適用時期の考え方

新たな起点における評価体系を可能な限り速やかに適用する。

発電所において新たな評価を適用するには一定の期間（評価起点の変更に伴う各種システムの改造、搬出までの対応期間（廃棄物自主検査・監査・廃棄物確認申請・搬出など）が必要であるが、2023年度下期内を目途に、全発電所において一律に本評価手法を適用することとしたい。

ⁱ⁾ 東京電力 HD 福島第二原子力発電所：廃液濃縮装置が2系統、プラスチック固化設備が1系統あり、各号機から発生した廃液の濃縮及び固化においてタンクの貯蔵量や設備の点検に応じて、各号機の廃液を混合する処理系統としている

ⁱⁱ⁾ 関西電力 大飯発電所：1-2号機共用の廃液タンクおよび廃液フィルタがあり、各号機から発生する廃液を共用機である廃液処理装置にて処理する系統としている。

7. 添付資料

- 添付資料 1 現行の廃棄体の放射能濃度評価方法
- 添付資料 2 SF 等の試算値の導出方法
- 添付資料 3 停止日起点での再評価値 (SF の試算)
- 添付資料 4 母平均の差異を用いたブートストラップ法による検定
- 添付資料 5 既往 SF との同等性に関する検定結果
- 添付資料 6 停止日起点での再評価値 (平均放射能濃度の試算)
- 添付資料 7 既往平均放射濃度との同等性に関する検定結果
- 参考資料 1 既往 SF と停止日起点での再評価 SF の散布図及び度数分布図
- 参考資料 2 代表的なセメント固化設備系統 (東京電力 HD 福島第二原子力発電所)
- 参考資料 3 代表的な廃液処理設備系統 (関西電力 大飯発電所)

以上

現行の廃棄体の放射能濃度評価方法

1. 廃棄物確認時

廃棄体中の放射能濃度は、均質・均一固化体については「廃棄体中の放射性物質濃度の具体的決定手順について（平成4年 原子力安全委員会了承）」、充填固化体については「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 科技庁通知）」に記載されている非破壊外部測定法、原廃棄物分析法、スケーリングファクタ法（以下、「SF法」という。）、平均放射能濃度法及び理論計算法を用いて核種毎の放射能濃度を算出しており、廃棄物確認時のデータとして取り扱っている。

このうち、SF法及び平均放射能濃度法（以下、「SF法等」という。）については、評価核種（SF法についてはkey核種含む）の減衰を考慮し放射能濃度を算出しており、放射性核種の生成から廃棄体を廃棄物貯蔵庫に保管廃棄した日（以下、「保管廃棄日」という。）までの期間が短いため、減衰影響が有意なものとならないことを前提に、保管廃棄日を減衰補正の基準日としている。

これは、廃棄物毎に真に「廃棄物が発生した日」を特定することは実務上困難であるため、この日に近い管理可能な日として、保安規定記録でもある各廃棄体の保管廃棄日にて評価している。

2. SF等継続確認時

SF等は、炉心付近の原子炉水中で発生した放射性核種が原子炉水を通じて系統内に拡がり、濃縮廃液及び固体状廃棄物に移行する際の挙動を通じて決定される。

難測定核種に対する決定方法は、主にSF法等が用いられるが、過去に設定した値に対し、設定以降に発生した廃棄体に対して継続使用することが可能であることを適宜確認する運用としている。

均質・均一固化体は平成2年度までに発生した廃棄体によって設定された値を平成3年度以降に発生した廃棄体にSF等を継続使用する場合、充填固化体は平成9年度までに発生した固体状廃棄物によって設定された値を平成10年度以降に発生した廃棄体にSF等を継続使用する場合、廃棄物施設確認申請の都度、妥当性を確認している。

具体的には「燃料損傷がないこと」、「固型化処理装置の変更がないこと（均質・均一固化体のみ）」、「大規模な原子炉構成材料の変更がないこと」の判断材料に加え、試料分析結果から算出した「廃棄体の放射能濃度比または平均放射能濃度と既往SF等を比較し、有意な差異（10倍超過）がないこと」をもって既往SF等の継続使用を確認している。

その際、評価対象核種（SF法についてはkey核種含む）の減衰を考慮した濃度換算日を設け、放射能濃度を算出しており、放射性核種の生成から保管廃棄日までの期間が短いため、減衰影響が有意なものとならないことを前提に、保管廃棄日を減衰補正の基準日（一部、試料採取日としている実績あり）としている。

SF 等の試算値の導出方法

1. 試算にあたってのインプット情報

- ・初期設定に用いた分析データ (key 核種・難測定核種)
- ・初期設定に用いた試料採取日・保管廃棄日・固化処理日 (以下, 「試料採取日等」) の日付
- ・定期検査開始に係る停止日 (解列日)
- ・核種毎の半減期 (key 核種・難測定核種)

2. 試算の流れ (SF)

- ①初期設定に用いた分析データ (A) を用い, 既往 SF 値が再現することを確認 (念のため)
※分析データは減衰補正済み
- ②初期設定に用いた試料採取日等の日付 (B) から遡り, 最も近い定期検査開始日に係る日付をもとに停止日 (C) を確認し, 経過日の差分 (B と C の差) を算出
- ③分析データ (A_難), 経過日の差分 (B と C の差), 半減期 (D_難) を用い, 難測定核種の停止日起点の放射能濃度を算出
- ④分析データ (A_{key}), 経過日の差分 (B と C の差), 半減期 (D_{key}) を用い, key 核種の停止日起点の放射能濃度を算出
- ⑤「難測定核種の放射能濃度 (③) / key 核種の放射能濃度 (④)」を算出
- ⑥「⑤」の算術平均値 (≒SF の試算値)

3. 試算の流れ (平均放射能濃度)

- ①初期設定に用いた分析データ (A) を用い, 平均放射能濃度が再現することを確認 (念のため)
※分析データは減衰補正済み
- ②初期設定に用いた試料採取日等の日付 (B) から遡り, 最も近い定期検査開始日に係る日付をもとに停止日 (C) を確認し, 経過日の差分 (B と C の差) を算出
- ③分析データ (A), 経過日の差分 (B と C の差), 半減期 (D) を用い, 平均放射能濃度法を適用する核種の停止日起点の放射能濃度を算出し, 1.2 倍
- ④「③」の算術平均値 (≒平均放射能濃度の試算値)

停止日起点での再評価値 (SF の試算)

表 1 均質・均一固化体 SF (試算)

	均質・均一固化体		
	全PWR		
	従来	停止日	差異%
C-14/Co-60	1.3E-01	1.2E-01	-7.7
Ni-63/Co-60	9.5E-01	8.6E-01	-9.5
Nb-94/Co-60	2.7E-04	2.4E-04	-11.1
Sr-90/Cs-137	2.5E-02	2.5E-02	0.0
I-129/Cs-137	2.5E-08	2.4E-08	-4.0
全 α /Cs-137	3.7E-03	3.7E-03	0.0

	均質・均一固化体					
	BWR・従来材料			BWR・低Co材料		
	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%
Ni-63/Co-60	6.2E-02	5.8E-02	-6.5	2.3E-01	2.1E-01	-8.7
Nb-94/Co-60	1.5E-05	1.4E-05	-6.7	1.7E-04	1.6E-04	-5.9

	均質・均一固化体								
	福島第一1/2			福島第一3/4+敦賀1			低Cs-137		
	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%
Sr-90/Cs-137	7.2E-02	7.2E-02	0.0	6.5E-03	6.5E-03	0.0	3.5E-01	3.5E-01	0.0
全 α /Cs-137	8.2E-03	8.0E-03	-2.4	3.5E-04	3.5E-04	-0.3	2.9E-02	2.8E-02	-3.4

	均質・均一固化体		
	全BWR		
	従来	停止日	差異%
I-129/Cs-137	5.7E-07	5.7E-07	-0.2

表 2 充填固化体 SF (試算)

	充填固化体		
	全PWR		
	従来	停止日	差異%
C-14/Co-60	2.2E-01	2.1E-01	-4.5
Ni-63/Co-60	6.7E-01	6.3E-01	-6.0
Nb-94/Co-60	9.9E-04	9.3E-04	-6.5
Tc-99/Co-60	1.5E-06	1.3E-06	-13.3
Sr-90/Cs-137	6.3E-01	6.4E-01	1.6
I-129/Cs-137	3.1E-06	3.1E-06	0.0
全 α /Cs-137	4.1E-01	4.1E-01	0.0

	充填固化体		
	全BWR		
	従来	停止日	差異%
C-14/Co-60	4.2E-02	4.1E-02	-2.4
Tc-99/Co-60	4.7E-06	4.6E-06	-2.1

	充填固化体					
	BWR・従来材料			BWR・低Co材料		
	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%
Ni-63/Co-60	8.7E-02	8.5E-02	-2.3	2.3E-01	2.3E-01	0.0
Nb-94/Co-60	3.6E-05	3.5E-05	-2.8	2.6E-04	2.5E-04	-3.8

	充填固化体								
	福島第一1/2			敦賀1			BWR・その他プラント		
	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%	従来	停止日	差異%
Sr-90/Cs-137	7.7E-01	7.7E-01	0.0	2.7E-01	2.7E-01	0.0	1.3E+00	1.3E+00	0.0
全 α /Cs-137	2.0E+00	2.0E+00	0.0	1.1E+00	1.1E+00	0.0	2.0E-01	2.0E-01	0.0

	充填固化体		
	全BWR		
	従来	停止日	差異%
I-129/Cs-137	1.2E-05	1.2E-05	0.0

母平均の差異を用いたブートストラップ法による検定

1. 目的

既往 SF 等と、試料採取日等から遡り最も近い定期検査開始に係る停止日で減衰補正した放射能濃度の分析データから試算した再評価 SF 等の差が統計的に有意とは言えないことを検定する。

2. 検定方法

ブートストラップ法を採用する。

(理由)

- ・放射能濃度の分析データの算術平均で算出した既往 SF 等と、停止日で減衰補正した放射能濃度の分析データの算術平均で算出した再評価 SF 等の差を統計的に検定したいことから、2つの分析データ群の母平均の差が有意であるか否かを判定する2標本問題となる。
- ・評価手法として、分析データ群の母集団が算術又は対数正規分布することを前提に評価するパラメトリックな手法(t検定など)も存在するが、母集団に分布形態を仮定しない統計解析手法として、ブートストラップ法が近年用いられている。
- ・なお、2011年度に計4回開催された「六ヶ所低レベル放射性廃棄物の線量評価に係る意見聴取会」にてCl-36の取扱に関して検討がなされ、当時Cl-36の評価に用いていた古典的な統計的評価方法の妥当性を検討するよう旧原子力安全・保安院から指示が出された。その後、事業者にて検討した結果、Cl-36の実際のデータのばらつきを考慮し、データの母集団の分布形態に依存せずに評価できるブートストラップ法を採用することとし、廃棄物埋設事業変更許可申請書(2021年7月21日許可)においても、Cl-36の放射能濃度の設定に同手法を採用している。
- ・これら状況を踏まえ、放射能濃度の分析データの分布に依存しない手法の採用が適切であると考え、ブートストラップ法を採用する。

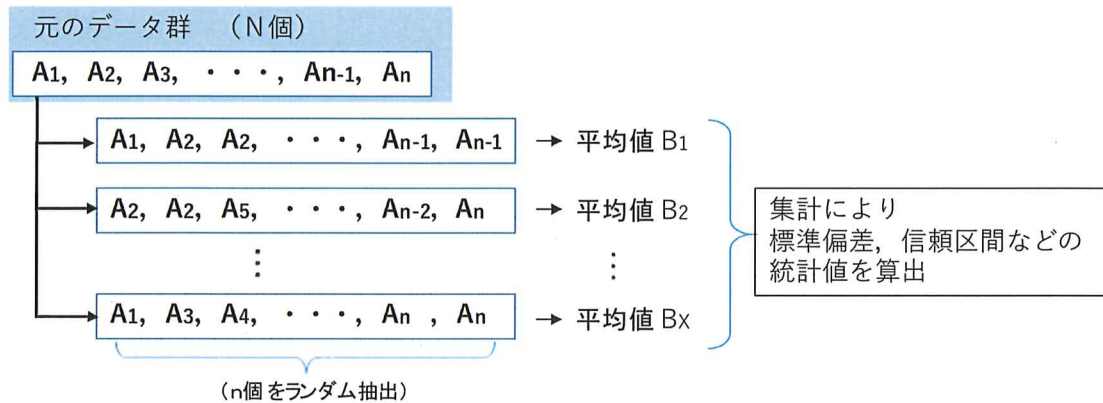
3. 補足説明

3.1 ブートストラップ法の概要

実際に得られているデータ N 個から、重複を許して n 個のデータをランダムに抽出し、評価用のデータ群を構築して統計値を計算するものであり、計算機能力の向上により近年用いられている方法である。

例えば、評価用のデータ群を X 回構築して、平均値を算定した場合は X 個の平均値が得られ、その X 個の値の範囲から、この平均値の取りうる範囲を示すことが可能となる。

【ブートストラップ法 イメージ図】



3.2 母平均の差異の検定方法

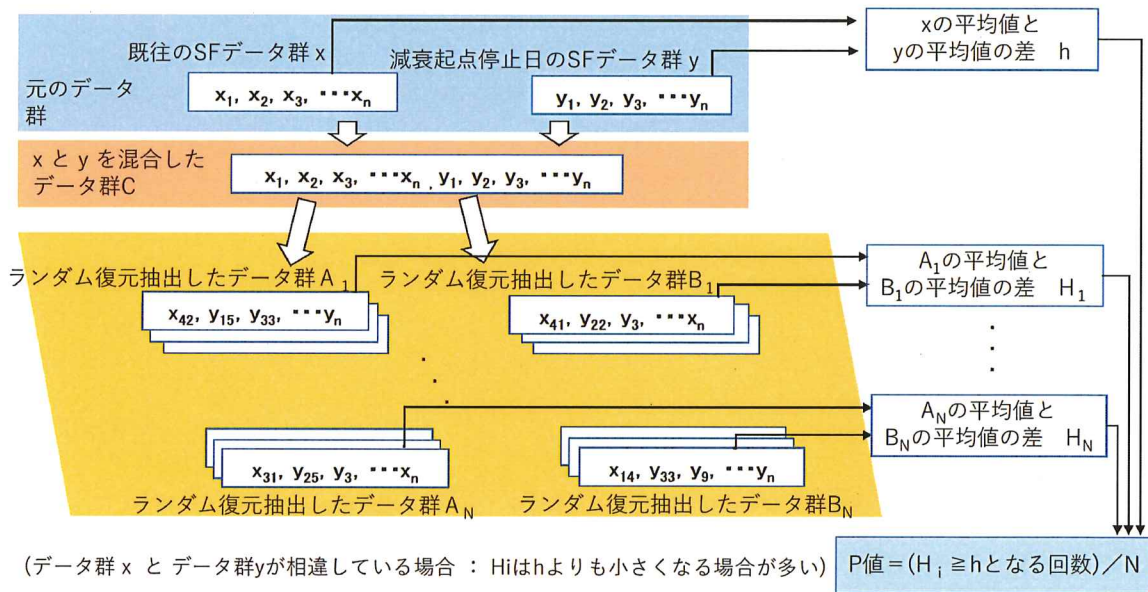
本検定におけるブートストラップ法による計算方法は、「Rで学ぶデータサイエンス4 ブートストラップ入門 (汪金芳, 桜井裕仁 著, 共立出版)」によるブートストラップ検定の2標本問題に基づき下記の通り実施した。

- ① 既往 SF のデータ群を x , 減衰起点を停止日とした再評価 SF のデータ群を y とする。
- ② データ群 x とデータ群 y を混合したデータ群 C を作成する。
- ③ C から, x と同じデータ数だけランダム復元抽出したデータ群 A_i を作成する。また, C から, y と同じデータ数だけランダム復元抽出したデータ群 B_i を作成する。
- ④ A_i の平均値と B_i の平均値の差 H_i を算出する。
- ⑤ 「③~④」を $i=1\sim N$ まで繰り返す。(今回は, $N=20,000$ とした)
- ⑥ データ群 x の平均値, 及びデータ群 y の平均値の差 h と, H_i を比較し, P 値を算出する。

$$P \text{ 値} = (\text{Hi} \geq h \text{ となる回数}) / N$$

(P 値が小さいほど, データ群の差が大きいことを示す)
- ⑦ $P \text{ 値} > 0.05$ (有意水準 5%) にて, データ群 x とデータ群 y に有意な差がないと判定する。

【計算方法イメージ図】



既往 SF との同等性に関する検定結果

表 1 既往 SF との同等性に関する母平均の差異の検定（ブートストラップ法の P 値）

	均質・均一固化体	
	全PWR	
	データ数	P値
C-14/Co-60	204	0.21
Ni-63/Co-60	200	0.23
Nb-94/Co-60	136	0.24
Sr-90/Cs-137	112	0.50
I-129/Cs-137	12	0.47
全α/Cs-137	87	0.48

	均質・均一固化体			
	BWR・従来材料		BWR・低Co材料	
	データ数	P値	データ数	P値
Ni-63/Co-60	343	0.19	44	0.37
Nb-94/Co-60	166	0.22	23	0.28

	均質・均一固化体					
	福島第一1/2		福島第一3/4+敦賀1		低Cs-137	
	データ数	P値	データ数	P値	データ数	P値
Sr-90/Cs-137	30	0.50	59	0.50	240	0.51
全α/Cs-137	27	0.48	49	0.48	43	0.48

	均質・均一固化体	
	全BWR	
	データ数	P値
I-129/Cs-137	43	0.47

表 2 既往 SF との同等性に関する母平均の差異の検定（ブートストラップ法の P 値）

	充填固化体	
	全PWR	
	データ数	P値
C-14/Co-60	332	0.34
Ni-63/Co-60	314	0.19
Nb-94/Co-60	295	0.19
Tc-99/Co-60	83	0.31
Sr-90/Cs-137	164	0.50
I-129/Cs-137	11	0.49
全α/Cs-137	132	0.48

	充填固化体	
	全BWR	
	データ数	P値
C-14/Co-60	100	0.46
Tc-99/Co-60	68	0.46

	充填固化体			
	BWR・従来材料		BWR・低Co材料	
	データ数	P値	データ数	P値
Ni-63/Co-60	238	0.37	99	0.42
Nb-94/Co-60	111	0.42	58	0.46

	充填固化体					
	福島第一1/2		敦賀1		BWR・その他プラント	
	従来	P値	従来	P値	従来	P値
Sr-90/Cs-137	36	0.50	30	0.50	97	0.50
全α/Cs-137	38	0.50	32	0.50	104	0.49

	充填固化体	
	全BWR	
	従来	P値
I-129/Cs-137	13	0.50

停止日起点での再評価値（平均放射能濃度の試算）

表1 均質・均一固化体の平均放射能濃度（試算）

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton					
	PWR					
	セメント固化体			アスファルト固化体		
	濃縮廃液			濃縮廃液		
	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]
美浜1～3号	6.9E+08	7.0E+08	1.4	8.6E+07	9.9E+07	15.1
高浜1～4号	1.1E+08	1.2E+08	9.1	8.6E+07	9.2E+07	7.0
大飯1/2号	2.6E+08	2.7E+08	3.8	7.8E+07	8.2E+07	5.1
伊方1/2号	2.7E+08	2.8E+08	3.7	1.7E+07	1.8E+07	5.9
玄海1/2号	1.4E+08	1.4E+08	0.0	1.2E+08	1.3E+08	12.8
川内1/2号	—	—	—	2.1E+07	2.2E+07	4.8
敦賀2号	—	—	—	4.6E+07	4.7E+07	2.2

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton								
	BWR								
	濃縮廃液			セメント固化体			スラッジ		
				使用済樹脂					
	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]
女川1号	—	—	—	3.3E+07	3.4E+07	3.0	—	—	—
福島第一1/2号	1.1E+07	1.2E+07	9.1	—	—	—	—	—	—
福島第一3/4号	1.1E+07	1.1E+07	0.0	—	—	—	—	—	—
福島第一5/6号	2.1E+07	2.2E+07	4.8	—	—	—	—	—	—
福島第二1/2号	6.3E+06	6.6E+06	4.8	—	—	—	—	—	—
浜岡1～3号	7.8E+06	8.1E+06	3.8	—	—	—	1.6E+07	1.7E+07	6.3
島根1号	2.2E+07	2.3E+07	4.5	3.8E+07	3.9E+07	2.6	2.4E+07	2.4E+07	0.0
東海第二	2.7E+07	2.8E+07	3.7	—	—	—	—	—	—
敦賀1号	1.4E+08	1.5E+08	7.1	—	—	—	—	—	—

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton								
	BWR								
	アスファルト固化体			プラスチック固化体					
	濃縮廃液			濃縮廃液			使用済樹脂		
	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]
女川1号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
福島第一1/2号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
福島第一3/4号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
福島第一5/6号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
福島第二1/2号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
浜岡1～3号	—	—	—	—	—	—	2.4E+06	2.6E+06	8.3
島根1号	—	—	—	—	—	—	—	—	—
東海第二	—	—	—	—	—	—	—	—	—
敦賀1号	9.6E+06	1.0E+07	4.2	—	—	—	—	—	—

表2 充填固化体の平均放射能濃度（試算）

	充填固化体 Bq/本			充填固化体 Bq/本		
	全BWR			全PWR		
	従来	停止日	差異[%]	従来	停止日	差異[%]
H-3	2.7E+06	2.7E+06	0.0	2.3E+07	2.4E+07	4.3

既往平均放射濃度との同等性に関する検定結果

表 1 既往平均放射能濃度との同等性に関する母平均の差異の検定（ブートストラップ法の P 値）

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton			
	PWR			
	セメント固化体		アスファルト固化体	
	濃縮廃液		濃縮廃液	
	データ数	P値	データ数	P値
美浜1～3号	24	0.56	9	0.59
高浜1～4号	12	0.53	4	0.61
大飯1/2号	7	0.53	6	0.53
伊方1/2号	7	0.50	9	0.53
玄海1/2号	4	0.53	9	0.53
川内1/2号	—	—	5	0.68
敦賀2号	—	—	4	0.56

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton					
	BWR					
	セメント固化体					
	濃縮廃液		使用済樹脂		スラッジ	
	データ数	P値	データ数	P値	データ数	P値
女川1号	—	—	18	0.69	—	—
福島第一1/2号	30	0.59	—	—	—	—
福島第一3/4号	29	0.55	—	—	—	—
福島第一5/6号	24	0.55	—	—	—	—
福島第二1/2号	14	0.58	—	—	—	—
浜岡1～3号	55	0.59	—	—	46	0.54
島根1号	12	0.61	17	0.55	10	0.54
東海第二	15	0.56	—	—	—	—
敦賀1号	16	0.53	—	—	—	—

H-3	均質・均一固化体 Bq/ton					
	BWR					
	アスファルト固化体			プラスチック固化体		
	濃縮廃液		濃縮廃液		使用済樹脂	
	データ数	P値	データ数	P値	データ数	P値
女川1号	—	—	—	—	—	—
福島第一1/2号	—	—	—	—	—	—
福島第一3/4号	—	—	—	—	—	—
福島第一5/6号	—	—	—	—	—	—
福島第二1/2号	—	—	—	—	—	—
浜岡1～3号	—	—	—	—	11	0.60
島根1号	—	—	—	—	—	—
東海第二	—	—	—	—	—	—
敦賀1号	12	0.53	—	—	—	—

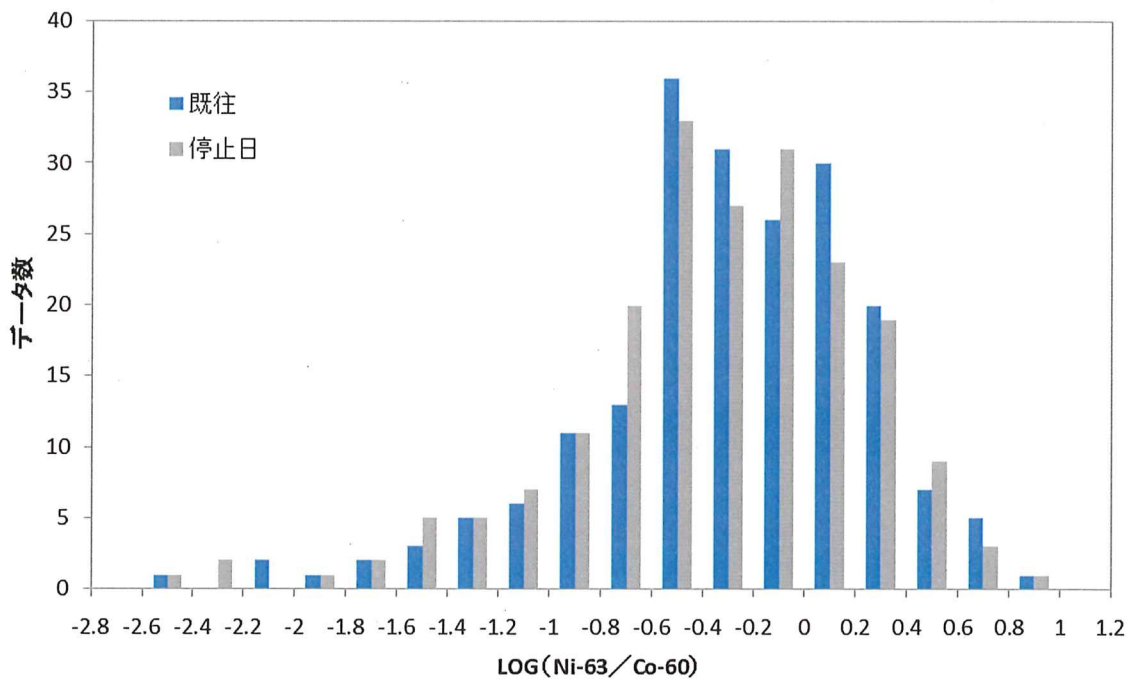
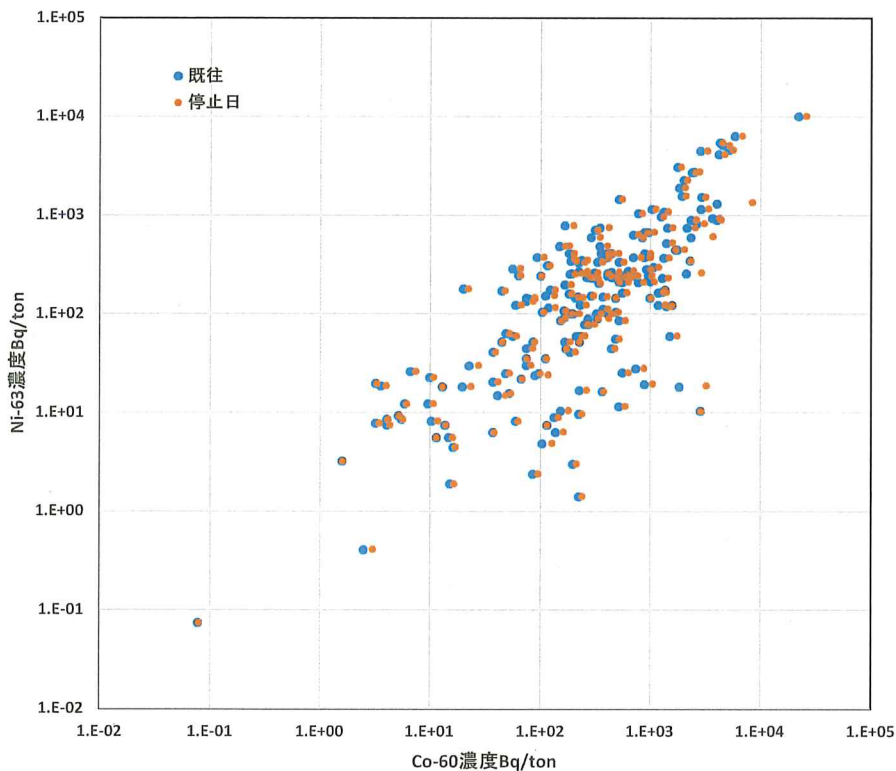
表 2 既往平均放射能濃度との同等性に関する母平均の差異の検定（ブートストラップ法の P 値）

	充填固化体 Bq/本		充填固化体 Bq/本	
	全BWR		全PWR	
	従来	P値	従来	P値
H-3	19	0.52	88	0.54

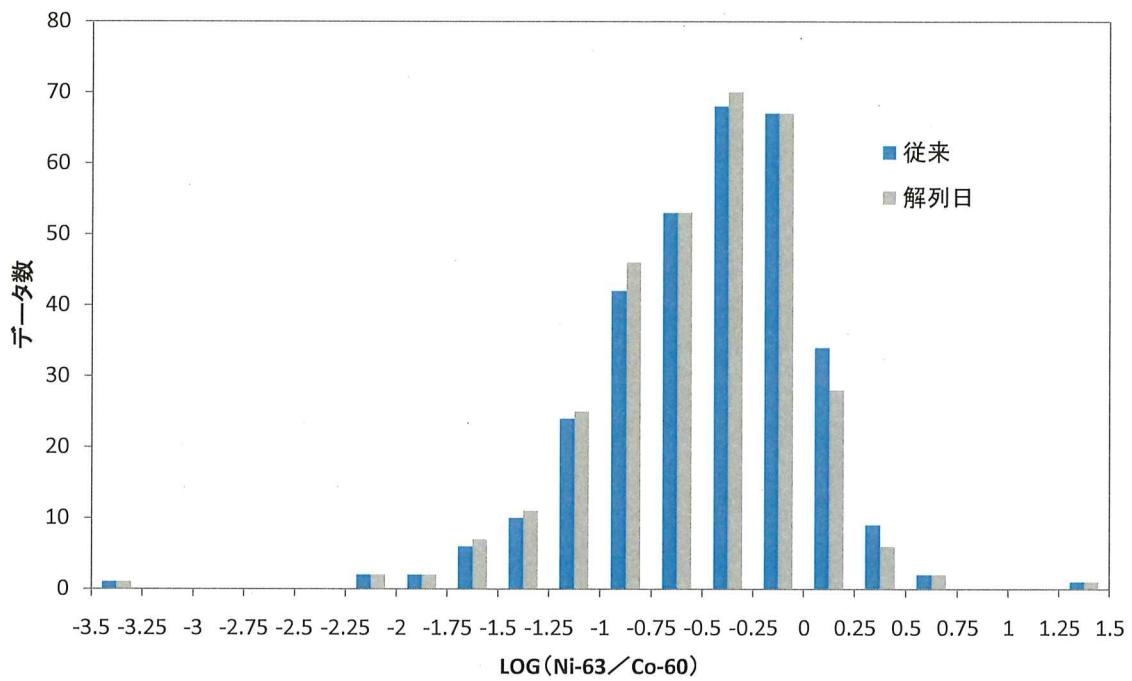
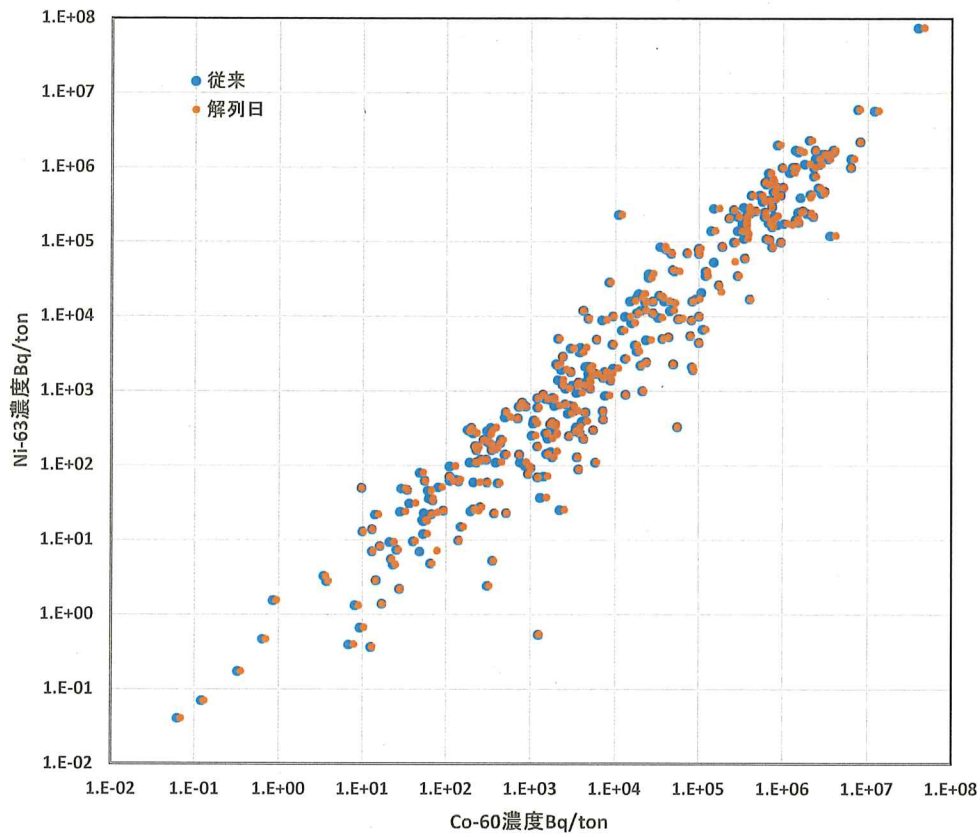
既往 SF と停止日起点での再評価 SF の散布図及び度数分布図

散布図及び度数分布図の代表例を以下に示す。

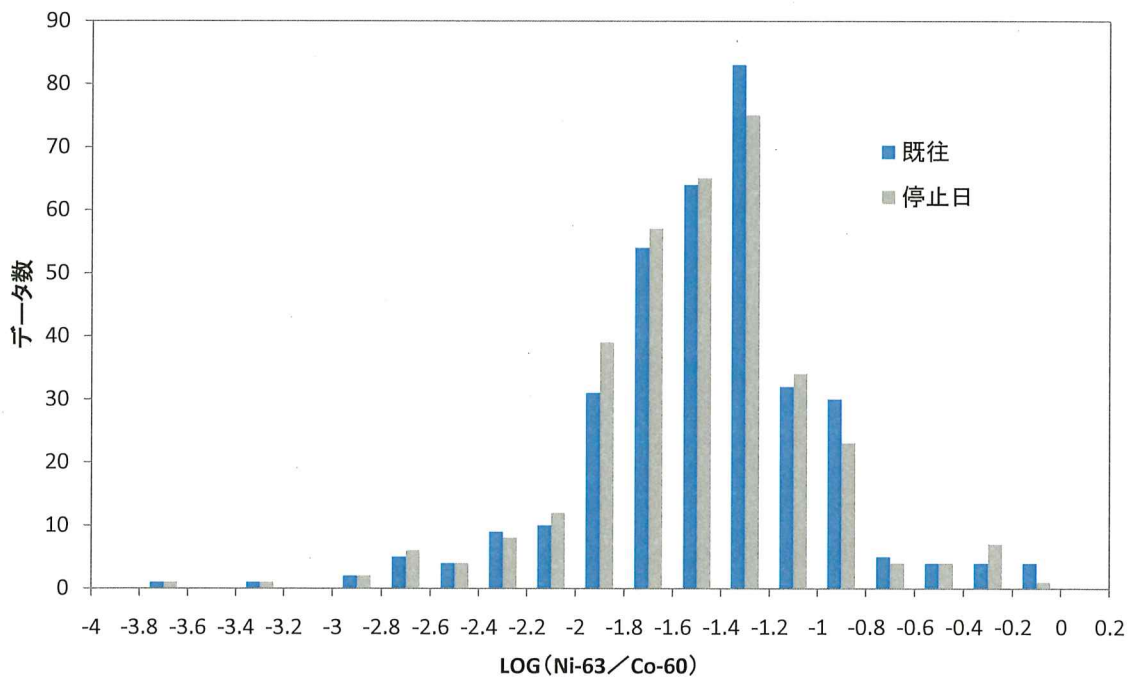
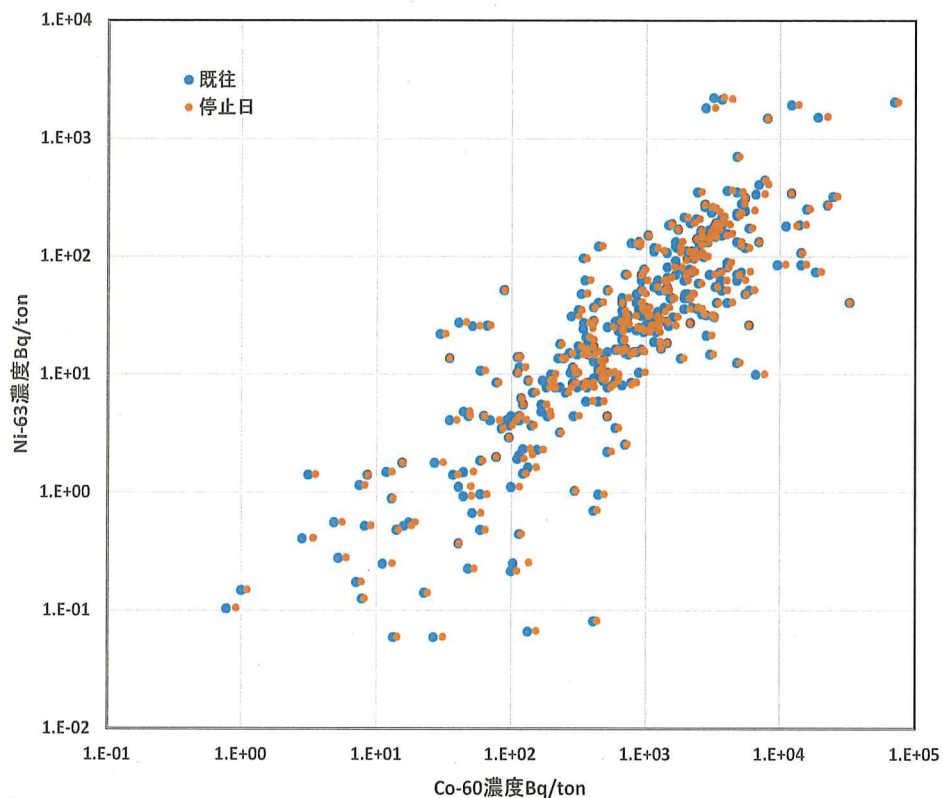
①PWR 均質・均一固化体 Ni-63/Co-60



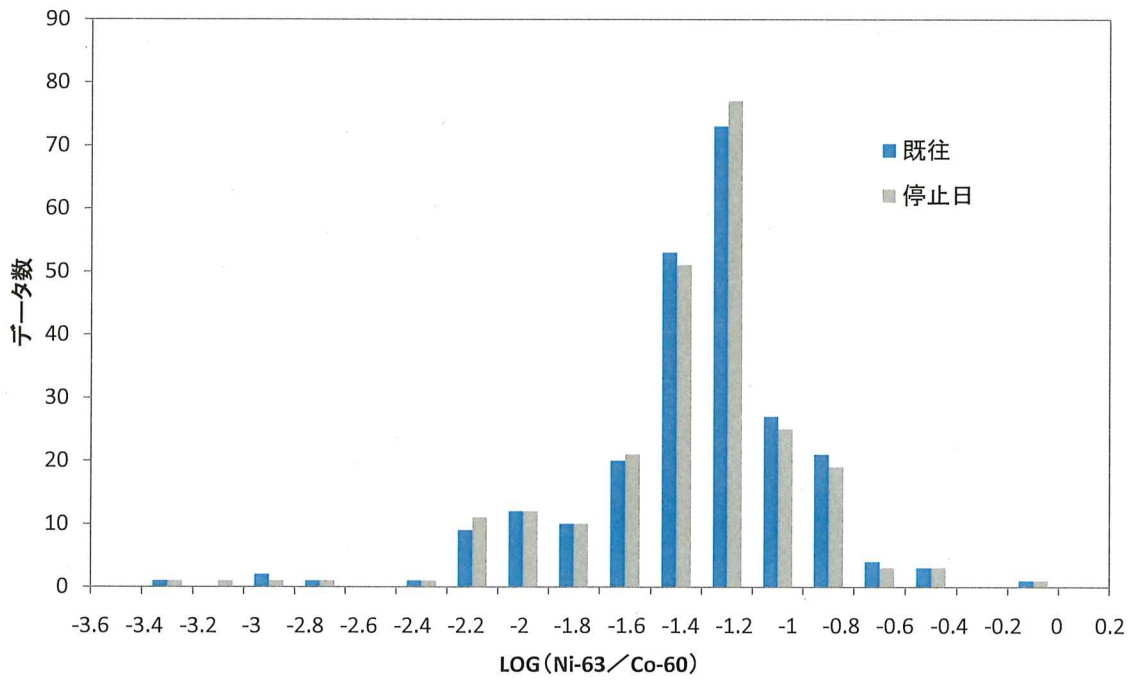
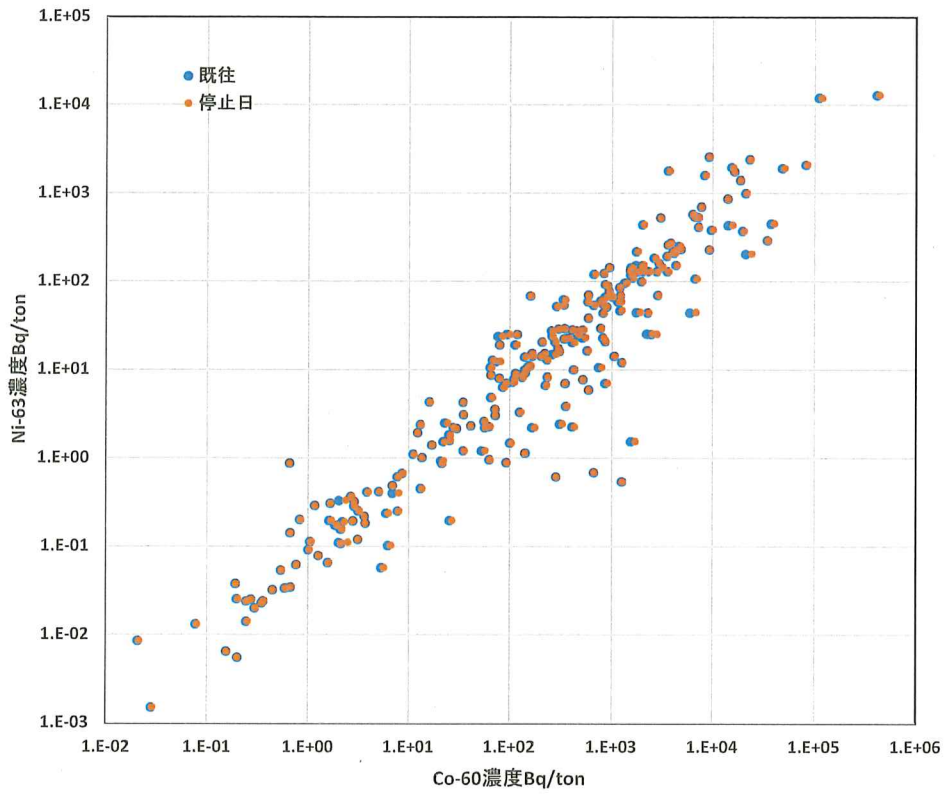
②PWR 充填固化体 Ni-63/Co-60



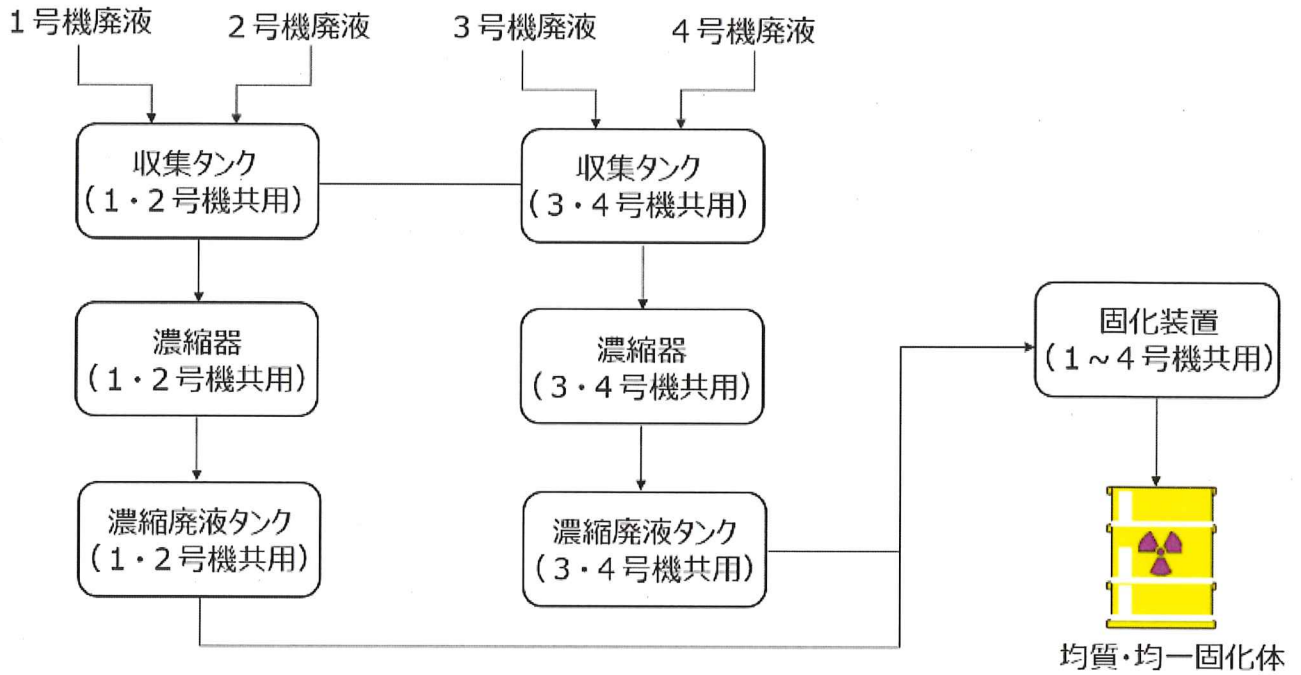
③BWR 従来材料 均質・均一固化体 Ni-63/Co-60



④BWR 充填固化体 Ni-63/Co-60



代表的なセメント固化設備系統（東京電力 HD 福島第二原子力発電所）



代表的な廃液処理設備系統（関西電力 大飯発電所）

