

敦賀発電所1号炉における クリアランスの測定及び評価方法について

2019年8月5日

日本原子力発電株式会社

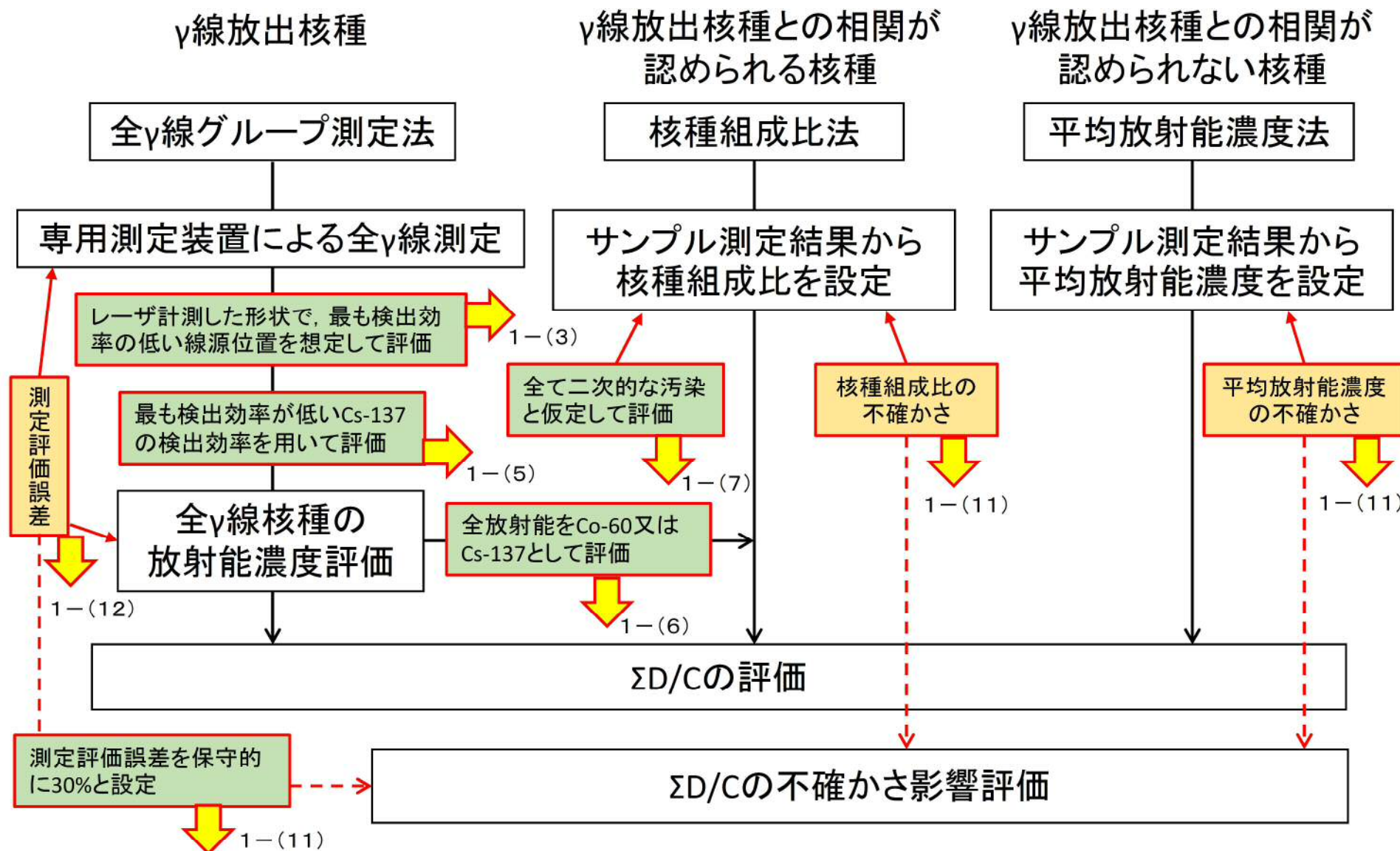
目次

1. 放射能濃度測定・評価方法の保守性について
2. 2019年2月14日面談の質問回答
3. 第1回審査会合における確認事項
4. まとめ
5. 参考

1. 放射能濃度測定・評価方法の 保守性について

1-(1) 当申請における測定及び評価方法(測定・評価方法の保守性及び不確かさ)

 : 保守性
 : 不確かさ



1－(2)測定・評価プロセスにおける保守性

測定・評価のプロセスにおいて以下の保守性を考慮している。

測定プロセスにおける保守性

- ①放射能換算係数の評価モデルにおいて線源を最も検出効率の低い位置に設定

一様な線源を仮定した場合に比べ1～約2倍の保守性
最も検出効率の良い位置の点線源を仮定した場合に比べ1～約3倍の保守性

詳細は
6ページ

評価プロセスにおける保守性

- ②全ガンマ線グループ測定法によるガンマ核種放射能(合計)の評価において、最も検出効率の低い核種の換算係数を採用

減衰期間10年で約2.2倍の保守性
減衰期間20年で約2.2倍の保守性

詳細は
8ページ

- ③核種組成比法による放射能の評価においてガンマ線計数率を全て主要核種のものとして評価

減衰期間10年で1倍～約91倍の保守性
減衰期間20年で1倍～約32倍の保守性

詳細は
9ページ

→②③を合わせて、クリアランスの判断($\Sigma D/C$)として

減衰期間10年で約2.3倍の保守性
減衰期間20年で約2.2倍の保守性

詳細は
10ページ

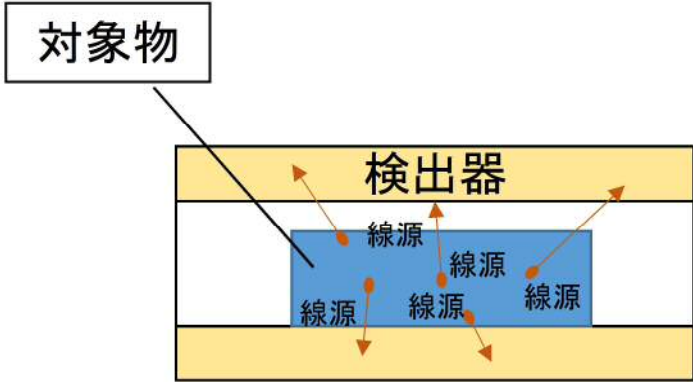
- ④混在汚染(放射化汚染＋二次的な汚染)も含め、二次的な汚染の核種組成比でクリアランスを判断

減衰期間10年で1～約1.2倍の保守性
減衰期間20年で1～約1.4倍の保守性

詳細は
12ページ

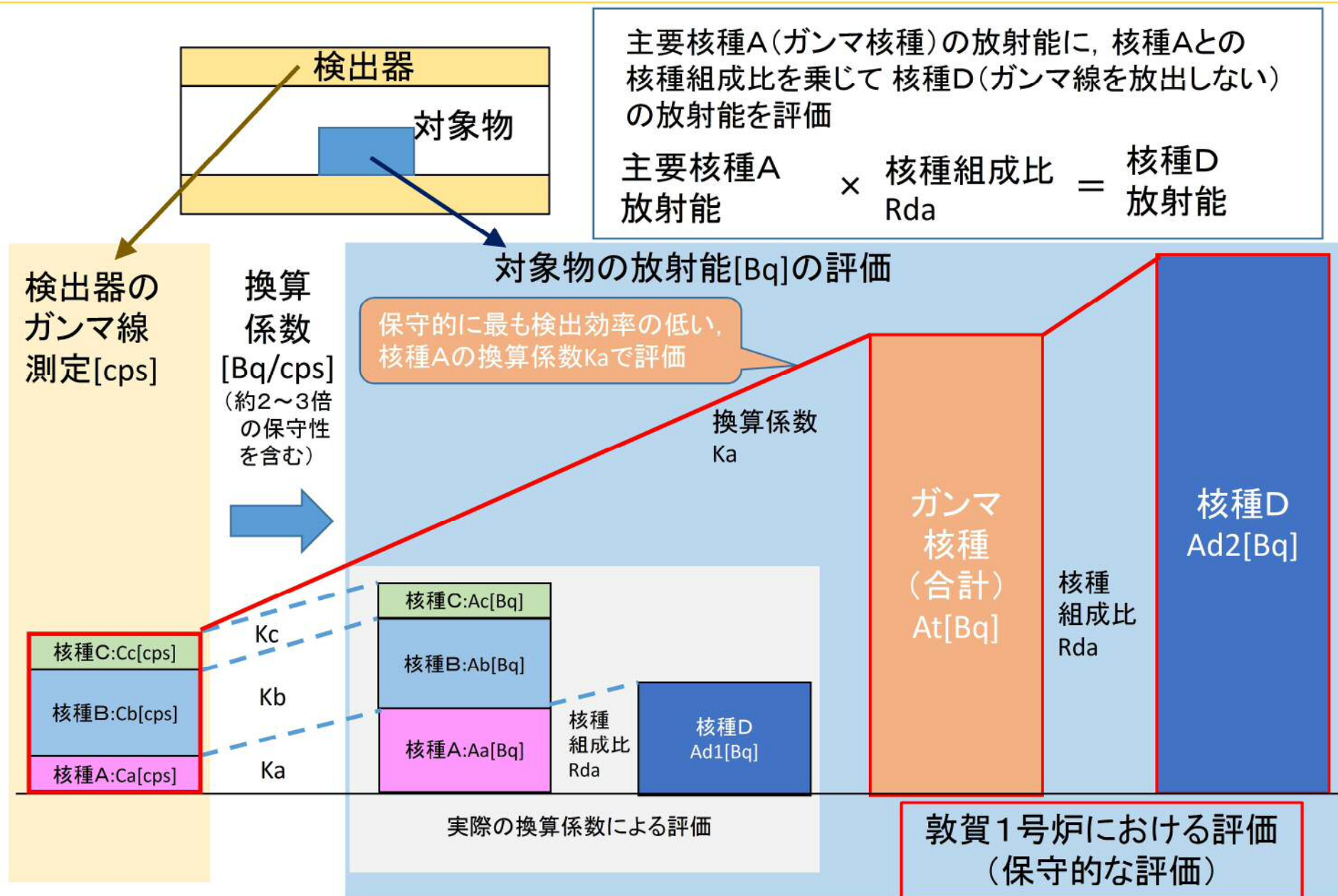
線源分布や核種組成の変動を考慮して、十分な保守性を設定している。

1－(3)測定プロセスにおける保守性

実際の線源・放射線	敦賀1号機クリアランス測定・評価 (保守的な線源・放射線)
 対象物 検出器 線源	・一様な線源を仮定した場合に比べ 1～約2倍の保守性※ ・最も検出効率の良い位置の点線源を 仮定した場合に比べ1～約3倍の保守性※  検出器 対象物 線源
対象物の形状・重量に依存する自己遮蔽，検出器と線源の距離により，線源の放射能と検出される放射線の量の比率(検出効率)は一律に決まる。	対象物の形状をレーザ計測するとともに，重量を測定し，放射線の測定単位で，最も検出効率の低い位置を割り出す。この位置に測定可能な線源が集中しているものとして，検出した放射線から放射能を求めることにより，検出可能な核種の放射能を保守的(高め)に評価する。

※「形状計測技術を用いたクリアランスレベル検認手法と装置の開発」
(2004年9月)佐々木 道也, 服部 隆利

1-(4) 評価プロセスにおける保守性



1－(5)評価プロセスにおける保守性

全ガンマ線グループ測定法によるガンマ核種放射能(合計)の評価の保守性

実際の換算係数による評価

$$Aa+Ab+Ac$$

敦賀1号炉における評価(保守的な評価)

$$At = (Ca+Cb+Cc) \times Ka$$



保守性

$$At / (Aa+Ab+Ac)$$

$$= \{(Ca+Cb+Cc) \times Ka\} / (Aa+Ab+Ac)$$

$$= \{Aa/Ka + Ab/Kb + Ac/Kc\} \times Ka / (Aa+Ab+Ac)$$

核種	換算係数K※1 (申請書表5-1)	核種組成A※2(申請書表3-2より計算)	
		減衰期間10年	減衰期間20年
Mn-54	0.85	2.8E-03	3.0E-06
Co-60	0.44	9.7E-01	9.3E-01
Nb-94	0.43	9.2E-05	3.3E-04
Ag-108m	0.28	7.0E-05	2.4E-04
Cs-134	0.39	4.0E-04	4.9E-05
Cs-137	1.00	2.4E-02	6.9E-02
Eu-152	0.74	5.5E-04	1.2E-03
Eu-154	0.73	1.0E-03	1.6E-03
保守性		約 2.2 倍	約 2.2 倍

※1 Cs-137の換算係数
[Bq/cps]に対する相対値

※2 二次的な汚染の
原子炉系の組成。
表示核種の合計を1と
して規格化。

1－(6)評価プロセスにおける保守性

核種組成比法による核種D放射能の評価の保守性

実際の換算係数による評価

$$Ad1 = Aa \times Rda$$

敦賀1号炉における評価(保守的な評価)

$$Ad2 = At \times Rda = (Ca + Cb + Cc) \times Ka \times Rda$$

保守性

$$\begin{aligned} Ad2 / Ad1 &= (At \times Rda) / (Aa \times Rda) \\ &= \{(Ca + Cb + Cc) \times Ka \times Rda\} / (Aa \times Rda) \\ &= (Aa/Ka + Ab/Kb + Ac/Kc) / (Aa/Ka) \end{aligned}$$

ただし, Aa, Kaはそれぞれ主要核種の核種組成, 換算係数

核種	換算係数K※1 (申請書表5-1)	核種組成A※2(申請書表3-2より計算)	
		減衰期間10年	減衰期間20年
Mn-54	0.85	2.8E-03	3.0E-06
Co-60	0.44	9.7E-01	9.3E-01
Nb-94	0.43	9.2E-05	3.3E-04
Ag-108m	0.28	7.0E-05	2.4E-04
Cs-134	0.39	4.0E-04	4.9E-05
Cs-137	1.00	2.4E-02	6.9E-02
Eu-152	0.74	5.5E-04	1.2E-03
Eu-154	0.73	1.0E-03	1.6E-03
保守性	主要核種Cs-137 (Sr-90)	約 91 倍	約 32倍
	主要核種Co-60 (Ni-63, α核種)	約 1 倍	約 1 倍

※1 Cs-137の換算係数
[Bq/cps]に対する相対値

※2 二次的な汚染の
原子炉系の組成。
表示核種の合計を1と
して規格化。

1-(7) 評価プロセスにおける保守性

クリアランスの判断における保守性

実際の換算係数による評価

$$\Sigma (A_i/CL_i)$$

敦賀1号炉における評価(保守的な評価)

$$A_t/CL_\gamma + A_{d2}/CL_d$$

A_i : 核種 i の放射能[Bq]※

CL_i : 核種 i のクリアランスレベル[Bq/g]

CL_γ : ガンマ核種のクリアランスレベル(0.1Bq/g)

※クリアランスの判断は核種の放射能濃度とクリアランスレベルの比で行うが、保守性は両者の比となるため放射能で求めても同じ結果となる。



保守性

$$(A_t/CL_\gamma + A_{d2}/CL_d) / \Sigma (A_i/CL_i)$$

$$= \left[\frac{\{(A_a/K_a + A_b/K_b + A_c/K_c) \times K_a\}}{CL_\gamma} + \frac{\{(A_a/K_a + A_b/K_b + A_c/K_c) \times K_a \times R_{da}\}}{CL_d} \right] / \left\{ \frac{(A_a + A_b + A_c)}{CL_\gamma} + \frac{(A_a \times R_{da})}{CL_d} \right\}$$

上記式でクリアランスの判断における保守性を求めた結果を次ページに示す。

1－(8)評価プロセスにおける保守性

クリアランスの判断における保守性(つづき)

核種※1	基準濃度	換算係数 K※2	核種組成比 R※3	核種組成A※4	
				減衰期間10年	減衰期間20年
Mn-54	0.1	0.85	—	2.4E-03	1.9E-06
Co-60	0.1	0.44	—	8.3E-01	6.0E-01
Nb-94	0.1	0.43	—	7.9E-05	2.1E-04
Ag-108m	0.1	0.28	—	6.0E-05	1.6E-04
Cs-134	0.1	0.39	—	3.4E-04	3.2E-05
Cs-137	0.1	1.00	—	2.1E-02	4.4E-02
Eu-152	0.1	0.74	—	4.7E-04	7.5E-04
Eu-154	0.1	0.73	—	8.7E-04	1.0E-03
Ni-63	100	—	4.7E-02	1.4E-01	3.4E-01
Sr-90	1	—	1.3E-01	2.7E-03	5.6E-03
Pu-239	0.1	—	6.1E-04	1.7E-03	4.5E-03
Am-241	0.1	—		2.4E-03	1.0E-02
保守性				約 2.3 倍	約 2.2 倍

Cs-137を主要核種とするSr-90の核種組成が低いため、クリアランスの判断($\Sigma D/C$)では保守性(減衰期間10年で約91倍)目立たなくなっている。

- ※1 全ガンマ線グループ測定法及び核種組成比法により放射能を決定する核種。平均放射能濃度法で決定するH-3の放射能は上記の評価方法に依らず同じ値となるため本評価に含めていない。
- ※2 申請書表5－1。Cs-137の換算係数[Bq/cps]に対する相対値。
- ※3 申請書表5－5。放射能濃度確認対象物発生時点の値。Pu-239とAm-241は申請書表3－2二次的な汚染の原子炉系の組成で按分して使用。
- ※4 申請書表3－2より計算。二次的な汚染の原子炉系の組成。表示核種の合計を1として規格化。

1－(9)評価プロセスにおける保守性

放射能濃度確認対象物の汚染性状



放射能濃度を決定する評価における汚染形態の設定方法

- ① 「二次的な汚染」と「放射化汚染」によるγ線を区別することは出来ない。
- ② 全て二次的な汚染であると想定して、「 $\Sigma D_i / C_i$ 」を算出する。
- ③ 全て放射化汚染であると想定して、「 $\Sigma D_i / C_i$ 」を算出する。
- ④ 二次的な汚染を想定した際の「 $\Sigma D_i / C_i$ 」と放射化汚染を想定した際の「 $\Sigma D_i / C_i$ 」を比較し、より大きな値となる評価方法で放射能濃度を決定する。



評価結果が保守的になるように
汚染形態を選択する

1－(10)評価プロセスにおける保守性

放射能濃度を決定する評価における汚染形態の検討

	減衰期間10年			減衰期間20年		
	放射能濃度を基準濃度で除した値 D_i/C_i		比較	放射能濃度を基準濃度で除した値 D_i/C_i		比較
放射性物質	全て二次的な汚染 と想定 ①	全て放射化汚染と 想定 ②	①／②	全て二次的な汚染 と想定 ③	全て放射化汚染と 想定 ④	③／④
H－3	1.6E-04	2.5E-05	6.4E+00	1.3E-05	5.3E-05	2.4E-01
Mn－54	6.5E-03	7.8E-03	8.3E-01	6.9E-06	8.8E-06	7.9E-01
Co－60	2.2E+00	1.9E+00	1.2E+00	2.1E+00	1.9E+00	1.1E+00
Ni－63	1.0E-04	1.3E-06	7.5E+01	2.3E-02	4.6E-06	4.9E+03
Sr－90	3.0E-02	1.1E-08	2.8E+06	2.7E-02	3.1E-08	8.8E+05
Nb－94	2.1E-04	2.3E-06	9.0E+01	7.4E-04	8.6E-06	8.6E+01
Ag－108m	1.6E-04	4.0E-05	4.0E+00	5.5E-04	1.5E-04	3.8E+00
Cs－134	9.0E-04	7.9E-04	1.1E+00	1.1E-04	1.0E-04	1.1E+00
Cs－137	5.6E-02	2.2E-07	2.6E+05	1.6E-01	6.4E-07	2.5E+05
Eu－152	1.2E-03	3.8E-03	3.2E-01	2.6E-03	8.6E-03	3.1E-01
Eu－154	2.3E-03	1.7E-03	1.3E+00	3.7E-03	2.9E-03	1.3E+00
Pu－239	6.8E-04	2.0E-08	3.4E+04	1.0E-01	7.3E-08	1.4E+06
Am－241	6.7E-04	3.1E-23	2.1E+19	3.3E-01	1.7E-22	2.0E+21
$\Sigma D_i/C_i$	2.3E+00	1.9E+00	1.2E+00	2.8E+00	1.9E+00	1.4E+00

申請書の表5－8の値を用いて計算

汚染形態は全て二次的な汚染とみなして評価を行う
(放射化汚染については約1.2倍, 約1.4倍に保守的に評価)

1－(11)測定・評価方法の不確かさについて

- ◆ 敦賀発電所1号炉の評価手法において、評価値の不確かさに影響するものとして、測定誤差、核種組成比及び平均放射能濃度の不確定性の影響を考慮した。

○ γ線放出核種

評価方法	核種	減衰期間6年	減衰期間50年
全γ線グループ測定法	Co-60,Cs-137等	模擬対象物を用いた測定結果等から求めた測定誤差は8.8%（詳細は1-(12)を参照）であるが、放射線測定器の測定誤差は一般的に最大30%とされているため、保守的に30%と想定した。	

○ γ線放出核種との相関が認められない核種（サンプル分析による評価）

評価方法	核種	平均放射能濃度(Bq/g)		幾何標準偏差
		減衰期間6年	減衰期間50年	
平均放射能濃度法	H-3	1.6×10^{-2}	1.3×10^{-3}	2.7

○ γ線放出核種との相関が認められる核種（サンプル分析による評価）

評価方法	核種	核種組成比		幾何標準偏差
		減衰期間6年	減衰期間50年	
放射性核種組成比法	Ni-63	4.4×10^{-2}	1.0×10^1	3.7
	Sr-90	1.3×10^{-1}	1.2×10^{-1}	6.5
	全α核種	5.9×10^{-4}	1.9×10^{-1}	6.1

1－(12)測定方法の不確かさについて

◆ γ 線放出核種の濃度を測定するに当たって、以下のような不確かさが考えられる。

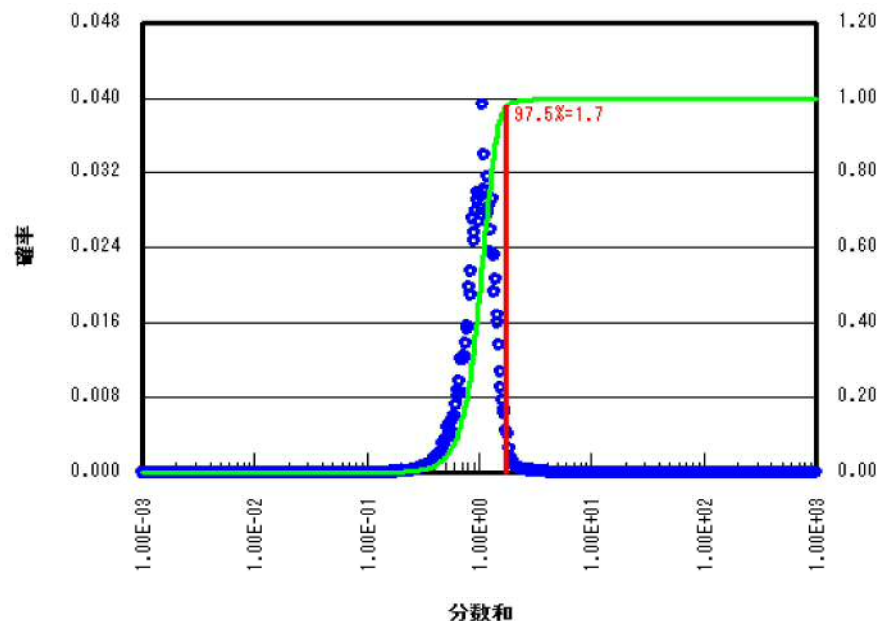
不確かさ要因	不確かさ		備考
①レーザーによる形状計測	-5～3.5%	8.55% (①～④について、 模擬対象物を用いた繰り返し測定結果より、誤差を評価した。)	レーザーでの距離計測誤差により、モンテカルロ計算用データに誤差が生じ放射能換算係数・BG係数率の低減補正係数への誤差を生ずる。 同じ配置パターンにおける換算係数の繰り返し評価を行い、誤差を評価した。
②対象物の重量測定	±0.01%FS (FS=600kg)		重量は、放射能濃度の算出、MCNP計算における遮蔽計算に用いる。 測定器仕様より引用した。
③放射線計測器による計数率計測	1%		標準線源での繰り返し測定結果より評価した。
④放射性核種崩壊による統計的変動	—		上記①～③を含め、模擬対象物を用いた繰り返し測定結果より、誤差を評価した。
⑤校正線源	1.5%		校正線源の校正不確かさ
⑥対象物によるBG変動	1.16%		模擬対象物を用いたMCNP計算によるBG計数率の評価結果と測定したBG計数率より評価した。
合成不確かさ	8.8%		

1－(13)不確かさの上限値の評価結果

- ◆ 評価値($\Sigma D/C$)について、測定値、核種組成比及び平均放射能濃度の確率分布から、モンテカルロ法を用いて不確かさの上限値(片側97.5%信頼区間上限値)を評価した。

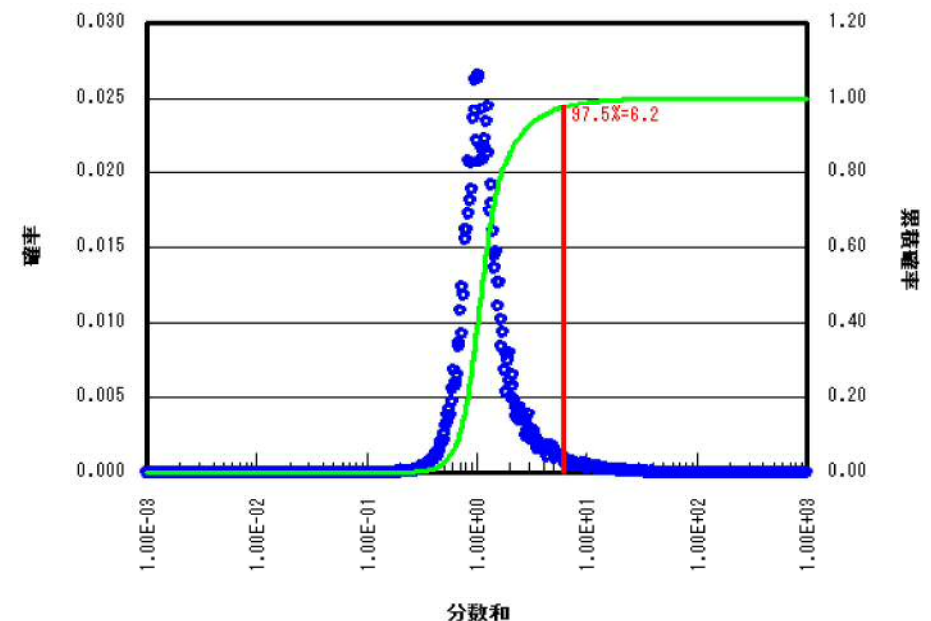
減衰期間6年

不確かさの上限値:評価値の1.7倍



減衰期間50年

不確かさの上限値:評価値の6.2倍



評価値($\Sigma D/C$)の確率分布

2. 2019年2月14日面談の 質問回答

【コメント】

1. 評価単位は複数の測定単位からなることについて、対象物の放射能濃度の評価方針として文章にまとめて示すこと。

2019年2月14日面談 コメント回答1

1. 評価単位は複数の測定単位からなることについて、対象物の放射能濃度の評価方針として文章にまとめて示すこと。

【回答】

2018年6月14日に当社から提示したNRA面談提出資料の資料8のフロー上にて、評価単位が複数の測定単位からなることを記載している。上記コメントを受けて、資料7「専用測定装置の測定・評価フロー及び放射能濃度の決定方法」に、評価単位は複数の測定単位からなる旨を追記した。

5.2 評価単位ごとの各核種の放射能濃度と基準値との比の和（ $\Sigma D/C$ ）

5.1 の測定単位ごとの $\Sigma D/C$ について加重平均し、算出する。この評価単位ごとの $\Sigma D/C$ が1以下であることを確認する。

$$\sum_{\text{評価}} D/C = \frac{\sum_k (W_k \times \sum_{\text{測定}k} D/C)}{\sum_k W_k}$$

$\Sigma_{\text{評価}} D/C$:

k : 測定単位 k

$\Sigma_{\text{測定}k} D/C$: 測定単位 k の $\Sigma D/C$

W_k : 測定単位 k の重量 (g)

当該箇所の記載

【コメント】

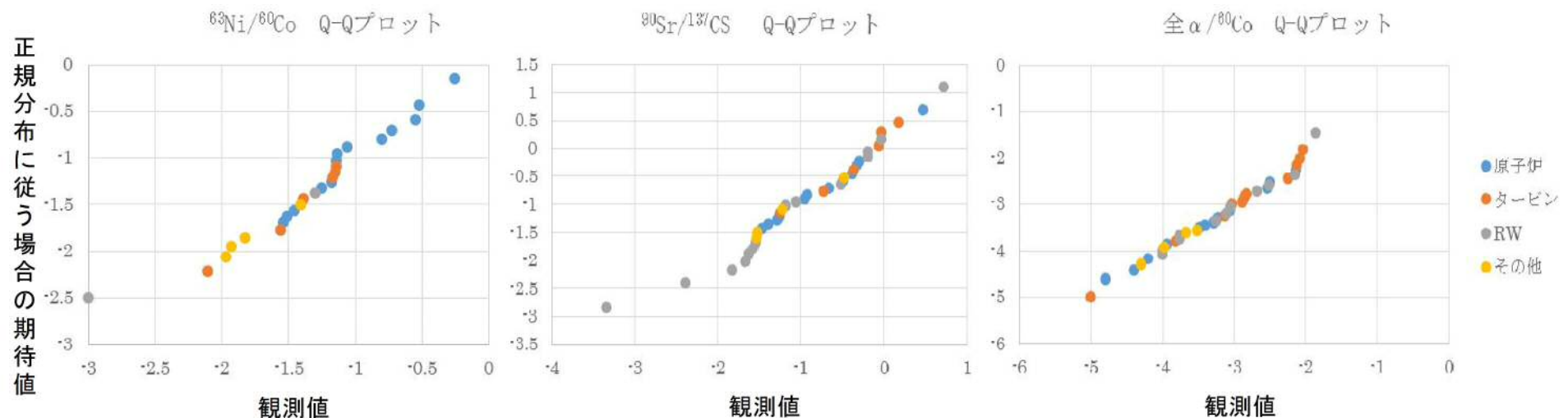
2. 対象物の放射能濃度の取り方は、対数平均より算術平均の方が保守的となるが、対数平均を使用するのであれば、その根拠を示すこと。

2019年2月14日面談 コメント回答2 (1/2)

2. 対象物の放射能濃度の取り方は、対数平均より算術平均の方が保守的となるが、対数平均を使用するのであれば、その根拠を示すこと。

【回答】

核種組成比の正規Q-Qプロットを以下に示す。



上図の示すとおり、直線性が示されていることから、核種組成比は対数正規分布であると判断する。

なお、上記以外の検定でも、対数正規分布に従うと判断している。
(ダゴスティーノ、シャピロ=ウィルク検定、コルモゴロフ=スミルノフ検定)

一般的な考え方

対数正規分布の場合 ⇒ 対数平均

2019年2月14日面談 コメント回答2 (2/2)

【回答(続き)】

○ 一般的な環境レベルの汚染物の測定における扱い

JIS K 0216:2014「分析化学用語(環境部門)」では、以下のように定義している

幾何平均: n 個の数についての、その相乗積の n 乗根。相乗平均ともいう。
環境汚染など 対数正規分布に従う変数に対して妥当な平均値。

○ 海外でのSF算出における幾何平均の扱い

IAEAの「Nuclear Energy Series No.NW-T-1.18」※では、データが対数正規分布を有する場合のSFの代表平均値を算出する場合の考え方を示している。(3.1.4 P.13)

It may be necessary in this case to calculate a representative mean value for the SF for each stream. Again, since it is a basic premise that the data have a log-normal distribution, a geometric mean or log-mean value would be most appropriate.

A simple arithmetic mean or average would be strongly affected by the highest values and, while it would envelop all of the data, it may be overly conservative.

各ストリームについてSFの代表平均値を計算することが必要であり得る。
やはり、データが対数正規分布を有することが基本的な前提であるので、幾何平均または対数平均値が最も適切であろう。

単純な算術平均または平均は、最も高い値の影響を強く受ける。また、すべてのデータを包み込むことになるが、過度に保守的になる可能性がある。

※Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants

【コメント】

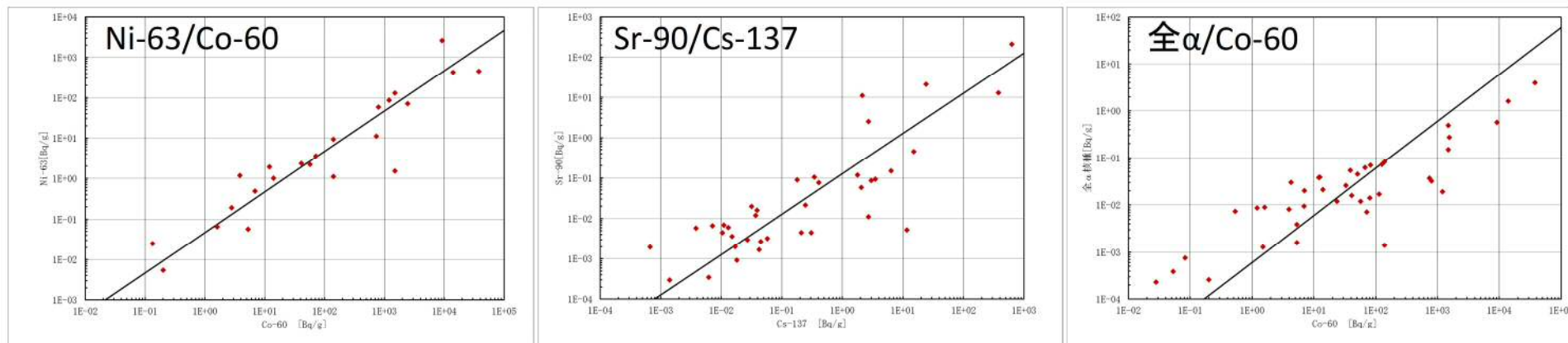
3. 対象物のグルーピングについて、保守的な評価結果となる考え方を示すこと。

2019年2月14日面談 コメント回答3

3. 対象物のグルーピングについて、保守的な評価結果となる考え方を示すこと。

【回答】

○ γ 線放出核種との相関図を以下に示す。



- ◆ 上記のサンプルデータには原子炉系、タービン系及び廃棄物処理系等のサンプルが含まれているが、t検定により相関性が確認した。
- ◆ また、系統ごとに有意な差異がないことを分散分析検定(F検定)により確認しており、系統ごとの分類が不要であることを確認した。

⇒グルーピングに関して、統計的(t検定, F検定)な問題はない

【コメント】

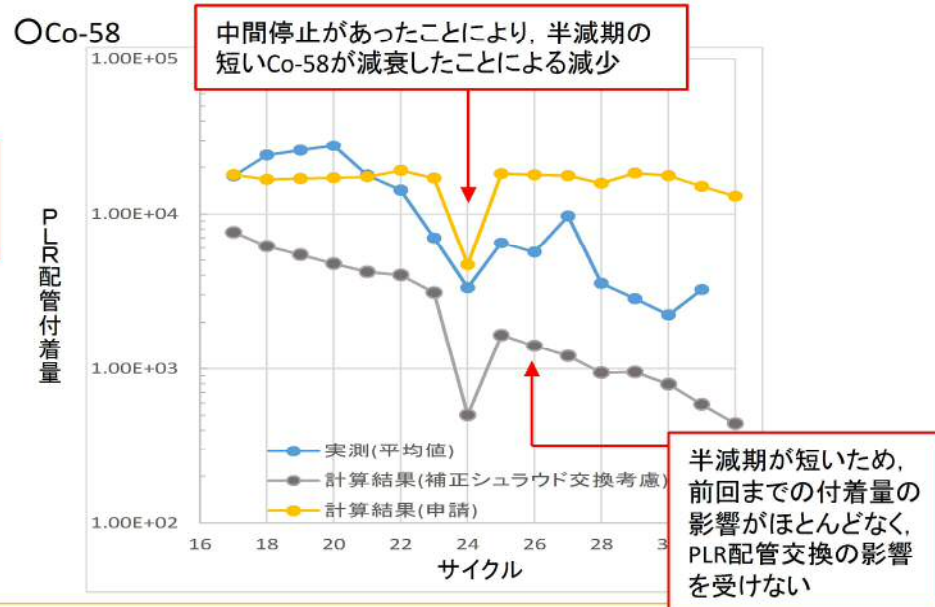
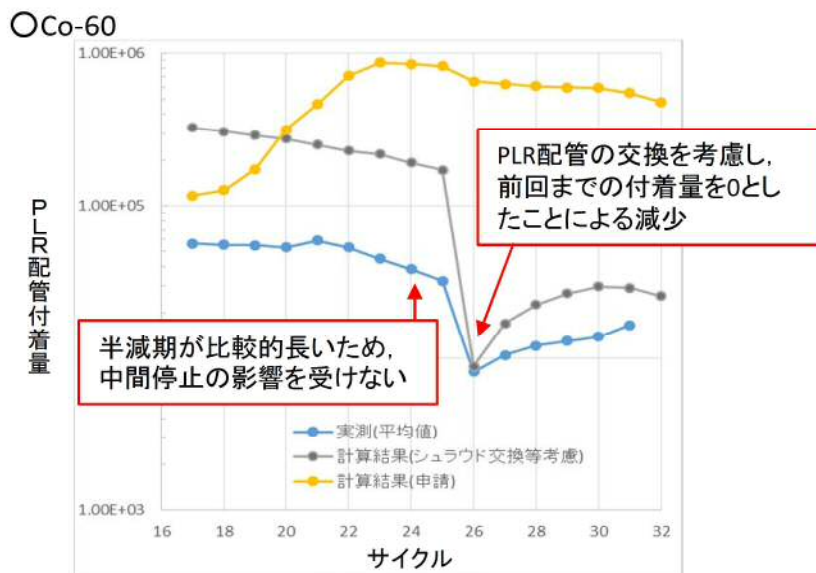
4. 評価対象核種の選定で、Co-60 とCo-58 の配管付着放射能についての計算結果と実測値は合っていないように見えるので、同計算結果が評価対象核種選定の根拠として妥当とする根拠を説明すること。また、FP、CP及び配管付着放射能の評価に用いるサンプルデータ、モデル及びパラメータの妥当性、信頼性等を示すこと。

2019年2月14日面談 コメント回答4

4. 評価対象核種の選定で、Co-60 とCo-58 の配管付着放射能についての計算結果と実測値は合っていないように見えるので、同計算結果が評価対象核種選定の根拠として妥当とする根拠を説明すること。また、FP、CP及び配管付着放射能の評価に用いるサンプルデータ、モデル及びパラメータの妥当性、信頼性等を示すこと。

【回答】

- ◆ 計算結果(黄線)は付着量を減少させる変動要因を考慮せず、値が大きくなるよう保守的に計算しているため、実績値(青線)との乖離がある。
- ◆ ここで、シュラウド・PLR配管交換等の変動要因を考慮して、付着量を計算した結果(黒線)、以下の図のとおり、実績値と同様の傾向を示している。
- ◆ 上記より、実績値との乖離は保守的な想定によるものであることから、本計算で用いたサンプルデータ、モデル及びパラメータは妥当である。
- ◆ 本評価で用いたサンプルデータ、モデル及びパラメータは対象施設の実測値、文献値及び同型の軽水炉の実測値より設定したものであることから、信頼のおけるデータである。



【コメント】

5. 難測定核種の核種組成比の設定は、上記の対象物の放射能濃度の取り方、評価対象核種の選定とも関係するので、これらの検討結果を受けて同比設定の妥当性について説明すること。

2019年2月14日面談 コメント回答5

5. 難測定核種の核種組成比の設定は、上記の対象物の放射能濃度の取り方、評価対象核種の選定とも関係するので、これらの検討結果を受けて同比設定の妥当性について説明すること。

【回答】

コメント1～4のまとめ

- 難測定核種の核種組成比の設定においては、対象物の放射能濃度の分布が対数正規分布であることが確認されていることから、対数平均を用いることで、問題はない。
- また、対象物のグルーピングについても、統計的な手法(t検定, F検定)にて、問題のないことを確認している。
- 評価対象核種の選定についても、本計算で用いたサンプルデータ、モデル及びパラメータは妥当であり、根拠として問題はないものと判断する。
- 従って、核種組成比の設定については、妥当である。

3. 第1回審査会合における確認事項

敦賀1号の審査方針について

【内規の見直し方針に関する『等』について】

「クリアランスの測定及び評価の方法の認可に係る内規の見直し方針について」

平成31年3月13日，原子力規制委員会資料の2ページ目：

原子力規制庁は、ISOにおいて不確かさに対する考え方が示されたこと等により、…(中略)…不確かさを考慮した値がクリアランスレベル以下であることを内規で明確にする。

【当社の認識】

- ISO 11929には、単に種々の測定を行う際の不確かさの求め方の手法をまとめたものであり、測定結果を別途定められた基準値 (decision threshold, detection limit, limits of the coverage interval) と比較する際の不確かさの考慮の手法をまとめたものではない。
- これに対し、敦賀1号の審査方針で示された手法は、別途定められた基準値と測定結果を比較する際に、不確かさを考慮することを求めているものであり、上記のISOの記載にはない。

【確認事項】

- 敦賀1号の審査方針に「不確かさを考慮して $\Sigma D/C$ が1を超えないこと」を求める根拠となっている上記資料の『等』および、想定している不確かさの考慮方法について、ご教授いただきたい。

第1回審査会合 ご指摘事項内容について

【ご指摘内容】

ICRP Publication 46において、 $100\mu\text{Sv}/\text{年}$ を $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ に下げているのは、線源の重畳を10個考慮しているためであり、クリアランスレベルを設定するための必要性であって、保守性と考えるのは誤りである。

【ICRPの記載】

- It seems almost certain that the total annual dose to a single individual from exempted sources will be **less than ten times** the contribution from the exempted source giving the highest individual dose. This aspect **could**, therefore, **be allowed for by reducing** the exemption criterion from 0.1 to 0.01 mSv. (ICRP Publication 46 抜粋)

【当社の解釈】

- ICRP Publication 46では、「重畳は10個よりは少ないことはほぼ確実なので、基準を一桁下げておけば良い」と記載されており、 $100\mu\text{Sv}/\text{年}$ を $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ に下げたことは、裕度と捉えることができる。
- 線源が10個重畳することと、測定や評価の不確実さが同時に発生する確率は極めて小さいと考えられる。

第1回審査会合 その他の規格基準類の考え方

【ICRP Publication 104の記載と当社の解釈】

【ICRPの記載内容】（「放射線防護の管理方策の適用範囲」（日本アイソトープ協会）からの引用）

- 4.1.1.(67) 国際的な原則は、推測ではあるが広く支持されている見解として、 10^{-5} の年死亡リスクの軽減に自らの資材を投入しようとする人はほとんどおらず、 10^{-6} の年死亡リスクのレベルで対策を講じようとする人はさらに少ないであろうと述べている。些細な量と判断される個人線量の値を提案している著者の大部分は個人になんら懸念を生じさせないとみなされる年死亡リスクのレベルを $10^{-6} \sim 10^{-7}$ に設定している。全年齢および性別における大まかな平均値としての全身被ばくに対する約 $5 \times 10^{-2}/\text{Sv}$ という名目リスク係数を考慮すると、些細な個人実効線量のレベルは年に $10 \sim 100 \mu\text{Sv}$ の大きさのオーダーになる。
- 4.4.1.(95) …現実性の高いシナリオでは、 $0.01\text{mSv}/\text{年}$ 、発生確率の低いシナリオでは、 $1\text{mSv}/\text{年}$ という2つの線量基準が用いられた。これは、政府間機関の支援のもとに合意の得られた免除レベルにおいて、発生確率の低い状況の場合に対しては、 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を上回る線量が生じる可能性を許容していることを示している。この点について、委員会は、物質の放射性核種の組成が不確実な（あるいはばらつきがある）場合、通常はクリアランスレベルをさらに厳正にする必要はないと考えている。しかし、核種組成の不確実性が極めて大きい場合、またはガンマ線の測定によってアルファ線やベータ線を放出する核種の存在が極めて大きい場合、またはガンマ線の測定によってアルファ線やベータ線を放出する核種の存在が十分に推定できない場合には、規制機関がクリアランスのための具体的な判断基準を確立したり、ガンマ線の測定に加えて、あるいはそれに代えて、核種分析を伴う評価を要求する可能性がある。

【当社の解釈】

- ・ クリアランスレベルは、個人に懸念を生じないレベルからさらに切り下げて設定されている。
- ・ 現実性の高いシナリオでは $0.01\text{mSv}/\text{年}$ （発生確率の低いシナリオでは $1\text{mSv}/\text{年}$ ）
- ・ 発生確率の低い状況の場合に対しては、 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を上回る線量が生じる可能性を許容する。
- ・ 物質の放射性核種の組成が不確実な（あるいはばらつきがある）場合、その不確実性が極めて大きい場合は、別途評価が必要である。

⇒ $\Sigma D/C$ が1を超えないような測定と評価のプロセスを検討した。（想定可能なシナリオ）

⇒ ICRPは「極めて大きい」の判断基準を示していないので、学会標準を参考に裕度設定の必要性を検討した。

第1回審査会合 その他の規格基準類の考え方(続き)

【IAEA GSR Part 3 の記載】

➤ CRITERIA FOR CLEARANCE

I.11. Material may be cleared without further consideration under the terms of para. I.10(a) provided that in reasonably foreseeable circumstances the effective dose expected to be incurred by any individual owing to the cleared material is of the order of $10 \mu\text{Sv}$ or less in a year. To take into account low probability scenarios, a different criterion can be used, namely that the effective dose expected to be incurred by any individual for such low probability scenarios does not exceed 1 mSv in a year.

➤ (和訳: 平成31年2月27日 原子力規制委員会 資料3から引用)

I.11. I.10. (a)の基準として, 合理的に予見可能な将来の被ばくが $10 \mu\text{Sv/y}$ のオーダー以下, かつ低確率シナリオでも 1mSv/y を超えないこと

【当社の解釈】

- IAEA GSR Part 3 でも, ICRPと同様の考え方が継承されている。

第1回審査会合 当社の認識について

【規則適合性に関する当社の認識】

- ① 現行のクリアランスの濃度基準値は余裕を持って設定されている。
(31ページ: 第1回審査会合資料の補足)
- ② 当社が申請している測定および評価プロセスは、クリアランス対象物の状態によって評価結果がばらつくことを想定し、評価単位の平均放射能濃度で算出した $\Sigma D/C$ よりも、測定によって評価した値(中央値)が小さくならないように保守的に設定している。(6～13ページ)
- ③ 核種組成の不確かさ等による、②の評価値よりも大きくなる状況の発生確率を算定し、その不確かさは10倍を下回ることを確認している。
(14～16ページ)
- ④ 以上のことから、 $\Sigma D/C$ の中央値でクリアランスを判断する方法は、妥当であると考えている。

4. まとめ

ま と め

- 第1回審査会合において説明した放射能濃度測定・放射能評価方法の保守性及び不確かさについて、定量的に示した。
(5～16ページで説明)
- 提示した保守性については、評価測定を行う対象物の状況を考慮し、線源分布や核種組成の変動の可能性を想定して設定することが必要だと判断したものであり、過度な保守性を見込んでいるものではない。
- 2019年2月14日面談の5つのコメントに対して、原電の回答を示した。
- 以上より、敦賀発電所1号炉のクリアランス測定・評価方法は、現行規則及び新たに示された審査方針にも適合していると考えている。

5. 参考

放射能濃度測定・評価方法の保守性について (東海発電所との比較)

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

参考－(1)放射能濃度換算係数等の保守性(東海発電所との比較)

測定・評価のプロセスにおいて以下の保守性を考慮している。

	保守性	
	東海発電所	敦賀発電所1号炉
測定プロセスにおける保守性		
・放射能換算係数の評価モデルにおいて線源を最も検出効率の低い位置に設定		・一様な線源を仮定した場合に比べ 1～約2倍 ・最も検出効率の良い位置の点線源を仮定した場合に比べ 1～約3倍
評価プロセスにおける保守性		
・全ガンマ線グループ測定法によるガンマ核種放射能(合計)の評価において、最も検出効率の低い核種の換算係数を採用		減衰期間10年で 約2.2倍 減衰期間20年で 約2.2倍
・核種組成比法による放射能の評価においてガンマ線計数率を全て主要核種のものとして評価		減衰期間10年で 1倍～約91倍 減衰期間20年で 1倍～約32倍
・混在汚染(放射化汚染＋二次的な汚染)も含め、二次的な汚染の核種組成比でクリアランスを判断		減衰期間10年で 1～約1.2倍の保守性 減衰期間20年で 1～約1.4倍の保守性

参考－(2)評価プロセスにおける保守性(東海発電所の例)

全ガンマ線グループ測定法によるガンマ核種放射能(合計)の評価の保守性

実際の換算係数による評価

$$Aa+Ab+Ac$$

東海発電所における評価(保守的な評価)

$$At = (Ca+Cb+Cc) \times Ka$$



保守性

$$At \text{ } / \text{ } (Aa+Ab+Ac)$$

$$= \{ (Ca+Cb+Cc) \times Ka \} \text{ } / \text{ } (Aa+Ab+Ac)$$

$$= \{ (Aa/Ka + Ab/Kb + Ac/Kc) \times Ka \} \text{ } / \text{ } (Aa+Ab+Ac)$$

※1 Cs-137の換算係数
[Bq/cps]に対する相対値

※2 気体系金属類の組成

参考－(3)評価プロセスにおける保守性(東海発電所の例)

核種組成比法による核種D放射能の評価の保守性

実際の換算係数による評価

$$Ad1 = Aa \times Rda$$

東海発電所における評価(保守的な評価)

$$Ad2 = At \times Rda = (Ca + Cb + Cc) \times Ka \times Rda$$



保守性

$$\begin{aligned} Ad2 / Ad1 &= (At \times Rda) / (Aa \times Rda) \\ &= \{(Ca + Cb + Cc) \times Ka \times Rda\} / (Aa \times Rda) \\ &= (Aa/Ka + Ab/Kb + Ac/Kc) / (Aa/Ka) \end{aligned}$$

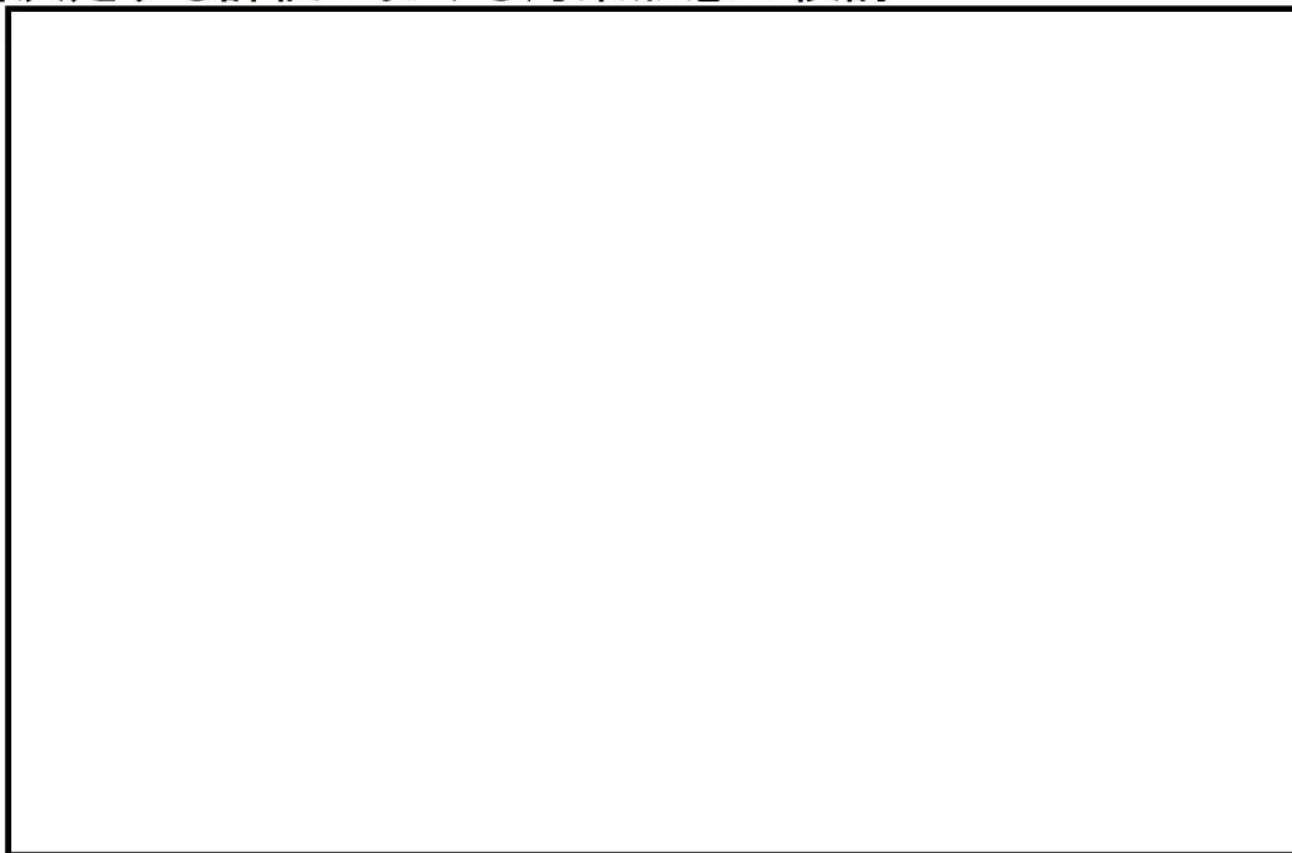
ただし, Aa, Kaはそれぞれ主要核種の核種組成, 換算係数

※1 Cs-137の換算係数
[Bq/cps]に対する相対値

※2 気体系金属類の組成

参考－(4)評価プロセスにおける保守性(東海発電所の例)

放射能濃度を決定する評価における汚染形態の検討



申請書の表5－9の値



汚染形態は全て二次的な汚染とみなして評価を行う
(放射化汚染については 保守的に評価)