

固化セル内洗浄により回収された放射性物質量の評価

供給槽 A から固化セルへ移動した高レベル廃液の量及び放射性物質濃度と、回収した高レベル廃液及び洗浄により発生した洗浄液の量及び放射性物質濃度とを比較することで、放射性物質の回収量の評価を行った。

全放射性物質による回収量の評価では、約 97% の放射能が回収されている。全放射性物質の内訳では、Cs-137 が大部分を占めるが、Cs-134、Eu-154 も検出されており、それらの回収率を計算すると Cs-137 より低くなっている。これは、放射能分析における測定の際のばらつきや、Cs と Eu の元素としての化学的挙動の差異によるものと考えられる。

[供給槽 A から固化セルへ移動した高レベル廃液]

項目	放射性物質濃度 (Bq/mL) 1	液量 (m ³)	半減期 (y)	減衰補正係数 2	放射性物質量 (Bq) 3
Ru-103	分析対象外	0.15	-	-	-
Ru-106	<3.1E+07		4		
Sb-125	<1.5E+07				
Cs-134	2.1E+08		2.065	0.668	2.1E+13
Cs-137	3.6E+09		30.07	0.973	5.2E+14
Ce-144	<1.6E+07		4		
Eu-154	1.2E+08		8.593	0.908	1.6E+13
Co-60	分析対象外		-	-	-
Nb-95	分析対象外		-	-	-
Zr-95	分析対象外		-	-	-

全 放射性物質量	5.6E+14 Bq
----------	------------

- 1: 高レベル廃液混合槽 A の廃液の分析結果から算出した値。
(2008 年 10 月 15 日時点の分析結果に基づく計算値)
- 2: $(0.5)^{1.2/\text{半減期}}$ なお、1.2 年は 2008 年 10 月 15 日から洗浄液等の分析試料採取
(2010 年 1 月 8 日) までの期間
- 3: 放射性物質濃度 × 液量 × 減衰補正係数
- 4: 放射性物質濃度が定量下限値未満のため算出せず

[洗浄液等]

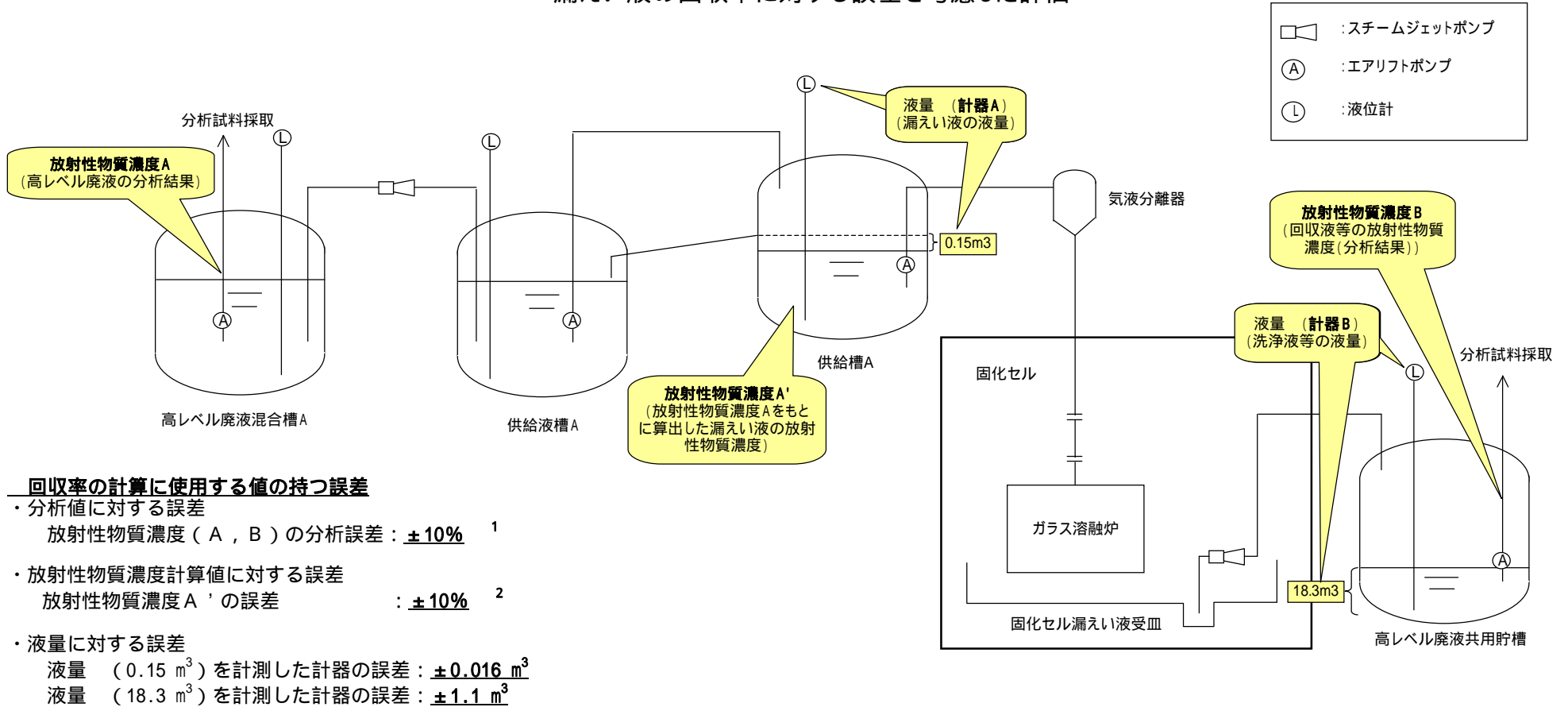
項目	放射性物質濃度 (Bq/mL) 5	液量 (m ³)	放射性物質量 (Bq) 6	回収率 7
Ru-103	<2.7E+04	18.3		
Ru-106	<1.8E+05		4	4
Sb-125	<9.1E+04			
Cs-134	1.0E+06		1.8E+13	86 %
Cs-137	2.8E+07		5.1E+14	98 %
Ce-144	<7.8E+04		4	4
Eu-154	6.7E+05		1.2E+13	75 %
Co-60	<5.3E+03			
Nb-95	<9.2E+03		4	4
Zr-95	<2.1E+04			

全 放射性物質量	5.4E+14 Bq
----------	------------

97 %

- 5: 高レベル廃液共用貯槽 (洗浄液等の移送先) における分析結果 (2010 年 1 月 8 日採取)
- 6: 1 回目の漏えいが発生した 2009 年 1 月の時点では、放射性物質を含まない液が貯留されており、2010 年 1 月 8 日時点の高レベル廃液共用貯槽の液量が 18.3 m³ であるため、放射性物質濃度 × 液量で洗浄液等の放射性物質量を算出することができる。
- 7: $(\div) \times 100$

漏えい液の回収率に対する誤差を考慮した評価



回収率の計算に使用する値の持つ誤差

- ・ 分析値に対する誤差
 放射性物質濃度 (A , B) の分析誤差 : **±10%**¹
- ・ 放射性物質濃度計算値に対する誤差
 放射性物質濃度 A ' の誤差 : **±10%**²
- ・ 液量に対する誤差
 液量 (0.15 m³) を計測した計器の誤差 : **±0.016 m³**
 液量 (18.3 m³) を計測した計器の誤差 : **±1.1 m³**

誤差を考慮した回収率の計算結果

$$\begin{aligned}
 \text{誤差を考慮した回収率} &= \frac{[\text{放射性物質濃度 B} \times \text{液量} \times 1000000]}{[\text{放射性物質濃度 A}' \times \text{液量} \times 1000000]} \times 100 \\
 &\pm \frac{[(\text{放射性物質濃度 B の誤差})^2 + (\text{液量 の誤差})^2 + (\text{放射性物質濃度 A}' の誤差})^2 + (\text{液量 の誤差})^2]}{[\text{放射性物質濃度 A}' \times \text{液量} \times 1000000]^2} \times 100 \\
 &= \frac{[2.97\text{E}+07 \times 18.3 \times 1000000]}{[3.75\text{E}+09 \times 0.15 \times 1000000]} \times 100 \pm \frac{[(0.1)^2 + (0.016/0.15)^2 + (0.1)^2 + (1.1/18.3)^2]}{[3.75\text{E}+09 \times 0.15 \times 1000000]^2} \times 100 \\
 &= \mathbf{97\% \pm 19\%}
 \end{aligned}$$

1 分析値の持つ誤差は、過去の試験結果から数%以内であるが、今回の評価では、放射性物質濃度 A、放射性物質濃度 B の誤差を保守的に10%とした。
 2 放射性物質濃度 A ' の誤差評価では、高レベル廃液の分析値の誤差を十分大きく取っており、一方その他の誤差は小さく分析値の誤差の余裕に十分含まれるため、誤差10%とした。

放射性物質以外の核種における回収量の評価

放射性物質以外の核種として、Sr-90（放射性物質）、Am-241、Cm-244（放射性物質）についての回収量評価の結果を示す。

[供給槽 A から固化セルへ移動した高レベル廃液]

項目	放射性物質濃度 (Bq/mL) ¹	液量 (m ³)	半減期 (y)	減衰補正係数 ³	放射性物質質量 (Bq) ⁴
Sr-90	5.6E+09 ²	0.15	28.8	0.972	8.2E+14
Am-241	<8.7E+07		432	0.998	<1.3E+13
Cm-244	<1.4E+08		18.1	0.955	<2.0E+13

- 1: 高レベル廃液混合槽 A の廃液の分析結果から算出した値。
(2008年10月15日時点の分析結果に基づく計算値)
- 2: Sr-90 については、Sr の質量濃度 (1.1×10^3 $\mu\text{g/mL}$) より、この全量が Sr-90 であると仮定し、Sr-90 の比放射能 (5.1×10^{12} Bq/g) より算出
- 3: $(0.5)^{1.2/\text{半減期}}$ なお、1.2 年は 2008 年 10 月 15 日から洗浄液等の分析試料採取 (2010 年 1 月 5、8 日) までの期間
- 4: 放射性物質濃度 \times 液量 \times 減衰補正係数

[洗浄液等]

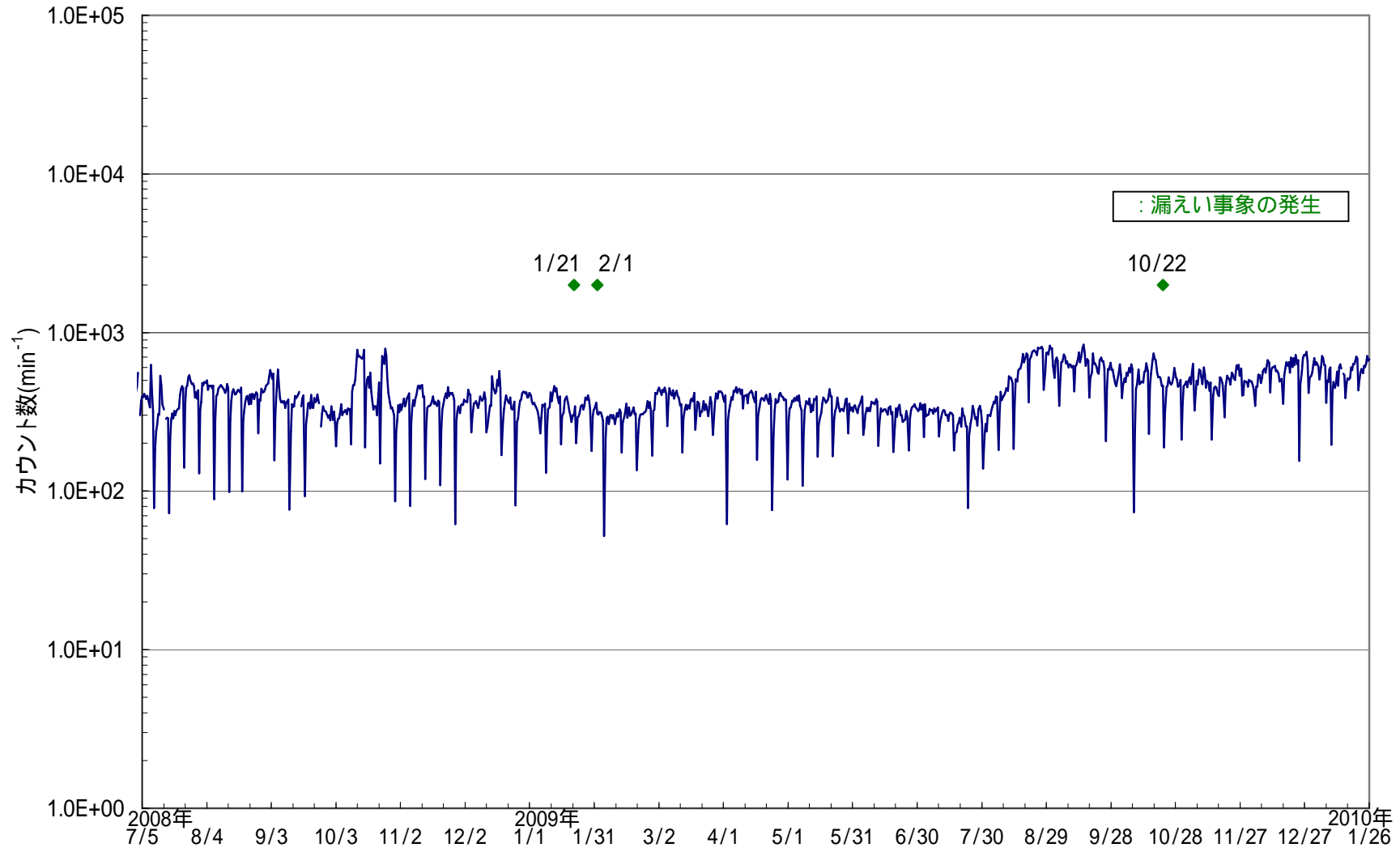
項目	放射性物質濃度 (Bq/mL) ⁵	液量 (m ³)	放射性物質質量 (Bq) ⁷
Sr-90	<5.1E+07 ⁶	17.4	<8.9E+14
Am-241	5.4E+05	18.3	1.0E+13
Cm-244	7.4E+05		1.4E+13

- 5: 高レベル廃液共用貯槽 (洗浄液等の移送先) における分析結果 (2010 年 1 月 8 日採取)
- 6: Sr-90 については、Sr の質量濃度 (<10 $\mu\text{g/mL}$) より、この全量が Sr-90 であると仮定し、Sr-90 の比放射能 (5.1×10^{12} Bq/g) より算出
- 7: 放射性物質濃度 \times 液量 なお、18.3 m³ は 2010 年 1 月 5、8 日時点の高レベル廃液共用貯槽の液位

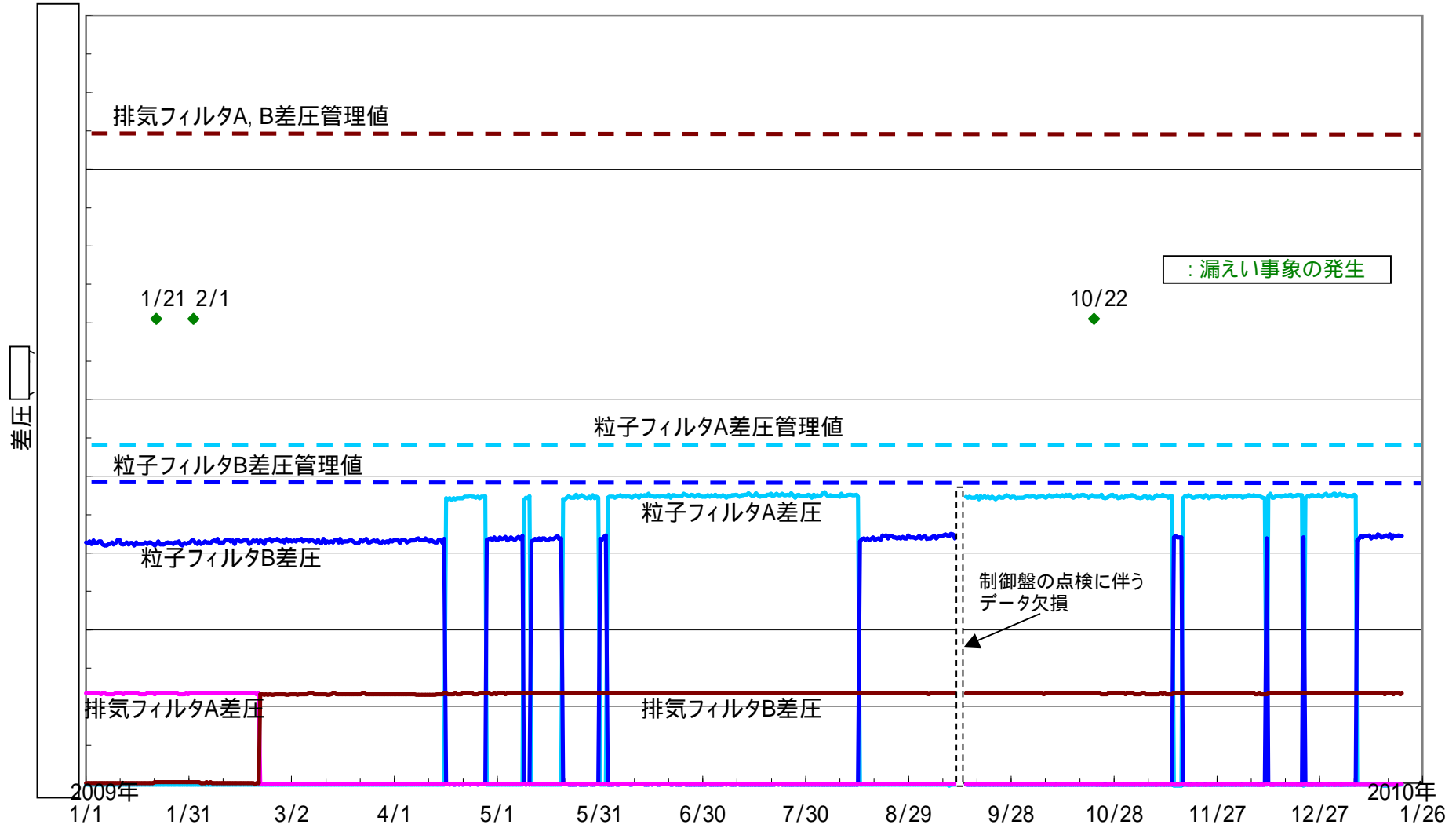
以上から、Am-241、Cm-244 については Cs-137 に比べて 1 桁以上小さく、[供給槽 A から固化セルへ移動した高レベル廃液]の分析結果が定量下限値未満であること、Sr-90 については Sr 全量が Sr-90 であると仮定した上での[洗浄液等]の放射性物質濃度が定量下限値未満であることから、回収量の評価は全放射性物質で行った。

以上

高レベル廃液ガラス固化建屋排気モニタ測定値



固化セル換気系のフィルタ差圧測定値



主排気筒からの放出放射エネルギーに係る評価

これまでに発生した高レベル廃液の漏えい時及び固化セル内洗浄期間において、高レベル廃液ガラス固化建屋排気モニタの測定値並びに、主排気筒ガスモニタ、主排気筒ダストモニタ及び主排気筒よう素モニタの測定値についても通常の変動範囲内であった。また、その他 線を放出する核種及びその他 線を放出しない核種の測定値は検出限界未満であった。

ここでは、主排気筒からの放出放射エネルギーに係る周辺公衆への影響について、検出限界値を使って保守的に評価した結果を以下に示す。

[条件]

- ・ 放出放射エネルギーをその他 線を放出する核種及びその他 線を放出しない核種で評価
- ・ その他 線を放出する核種及びその他 線を放出しない核種が、検出限界値にて主排気筒より継続的に1年間放出されたと仮定
 検出限界値：その他 線を放出する核種 4.0×10^{-10} Bq/cm³
 その他 線を放出しない核種 4.0×10^{-9} Bq/cm³
- ・ 主排気筒の排気量： 1.5×10^6 m³/h (1.5×10^{12} cm³/h)

[算出結果]

その他 線を放出する核種

$$4.0 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.5 \times 10^{12} \text{ cm}^3/\text{h} \times 365 \times 24 \text{ h} = 5.3 \times 10^6 \text{ Bq}$$

その他 線を放出しない核種

$$4.0 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.5 \times 10^{12} \text{ cm}^3/\text{h} \times 365 \times 24 \text{ h} = 5.3 \times 10^7 \text{ Bq}$$

これらは検出限界値にて継続的に1年間放出されたと仮定した場合の最大値であり、極端に保守的なものであるが、この値であるとしても、年間管理目標値のそれぞれ1/100及び1/1000程度である。したがって、周辺公衆への影響はなかったものとする。

(参考) 気体の放出放射能に係る年間管理目標値

項目	年間管理目標値 (Bq/y)
その他 線を放出する核種	3.3×10^8
その他 線を放出しない核種	9.4×10^{10}

以上