

工程洗浄において環境へ放出される放射性廃棄物及び
放出に対する取り組みについて

検討中

DRAFT

1. はじめに

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設から環境へ放出される放射性廃棄物については、環境への影響をできる限り少なくするように、主要な核種等の年間最大放出量を再処理事業指定申請書に定め許可を受けるとともに保安規定に定め、環境へ放出される放射能物質の濃度を監視している。廃止措置段階の再処理施設は新たに使用済燃料の再処理を行わないことから、現実的な目標値として、廃止措置計画変更認可申請書（平成 30 年 6 月認可）に放出管理目標値を定め、保安規定で管理している。

工程洗浄に伴う放射性廃棄物の環境への放出量は、放出管理目標値に対し低いものであるものの、運転停止中と比べて放出量が増加することから再処理運転時と同じ放射性廃棄物の低減に向けた運転管理を行う。放射性廃棄物のうち放射性気体廃棄物については、排気筒からの放出濃度の常時監視し、想定を超える水準の放出を検知した場合には、速やかにせん断粉末の溶解操作又は送液操作を停止する。また、放射性廃棄物のうち、低放射性廃液の処理済廃液については、異常な水準の濃度を確認した場合には海洋放出を停止し、希釈操作により放射性物質濃度を低下させる対応を行い、極力環境への影響が少なくなるように努める。

2. 工程

使用
縮ウ
縮・具
で処
工程
わな
のは

検討中

断機、濃
精製・濃
洗浄塔等
操作を行
主要なも

○濃縮ウラン溶解槽からの廃気及び洗浄廃液

せん断粉末を加熱して溶液化する際に、放射性物質を含む廃気が発生する。この廃気は、濃縮ウラン溶解槽の換気系統のアルカリ洗浄塔等で洗浄等され、洗浄等された廃気は放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中に放出される。

一方、アルカリ洗浄塔等に用いた洗浄廃液については、再処理運転時と同じように放射性液体廃棄物として処理され、一部凝縮液が低放射性廃液の処理済廃液として海中放出管より海洋放出される。

○プルトニウム溶液の精製、濃縮及び製品貯蔵工程からの廃気及び洗浄廃液

集約する低濃度のプルトニウム溶液は、精製及び加熱操作をせずに高放射性廃液貯槽へ送液し廃棄する。このため、当該工程からの廃気は貯蔵や送液に伴うものであり、再処理停止中の廃気と同程度である。これら廃気は再処理運転中と同様に換気系で処理され、放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中へ放出される。

プルトニウム溶液の濃縮操作はせず当該換気系統から放射性液体廃棄物は発生しない。

○高放射性廃液貯槽からの廃気及び洗浄廃液

高放射性廃液の貯蔵管理は工程洗浄中でも同様に継続する。このため、高放射性廃液貯槽からの廃気は再処理停止中と同程度である。これら廃気は再処理運転中と同様に換気系で処理され、放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中へ放出される。

高放射性廃液貯槽からの廃気に対する換気系の処理は、再処理運転に係わらず同じであり、アルカリ洗浄塔等に用いた洗浄廃液は放射性液体廃棄物として処理され、一部凝縮液が低放射性廃液の処理済廃液として海中放出管より海洋放出される。高放射性廃液貯槽の換気系より発生する低放射性廃液は再処理運転に係わらず同じ程度である。

○高放射性廃液蒸発缶から排出する廃気及び洗浄廃液

高放射性廃液蒸発缶へ送液するせん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液等は、加熱操作をせずに送液し廃棄する。このため、当該工程からの廃気は送液に伴うものである。これら廃気は再処理停止中の廃気と同程度考えられ、換気系で処理され放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中へ放出される。



3. 工程

(1) 評価の対象

以下に示す再処理事業指定申請書に定めている環境へ放出される主要な核種を評価対象とする。

○放射性気体廃棄物

Kr85, H3, C14, I129, I131

○放射性液体廃棄物

H3, Sr89, Sr90, Zr95, Nb95, Ru103, Ru106-Rh106, Cs134, Cs137, Ce141, Ce144-Pr144
I129, I131, Pu (α)

(2) 評価の方法

○収集したせん断粉末は、これまでの再処理運転においてせん断処理した様々な使用済燃料のせん断粉末が含まれ、使用済燃料の種類(炉型)や燃焼度などが設定できない。このため、評価に保守性を持たせるため(対象核種の放射エネルギーが増えるよう。),再処理施設の設計に用いた燃料の冷却期間を考慮して組み合わせ、核種崩壊生成計算コード(ORIGEN)により設定した(表-1参照)。

- 工程洗浄に伴い環境へ放出される放射性廃棄物は、過去の使用済燃料の再処理運転における放出割合をもとに求めた。工程洗浄の様の一部の工程のみを稼働させた場合における放射性廃棄物の放出データを有しておらず、評価に保守性を持たせるため（放出割合が増えるよう。）、使用済燃料の再処理運転時に再処理工程全体を稼働させた場合の放出データから工程洗浄時の放出割合を設定した。
- 放射性廃棄物（放射性気体廃棄物及び低放射性廃液の処理済廃液）の環境への放出割合は、再処理運転（直近 10 回の運転期間）で再処理した使用済燃料に含まれる主要な核種の放射エネルギー（ORIGEN 計算値）を入量とし、主排気筒（放射性気体廃棄物）又は海中放出管（低放射性廃液の処理済廃液）から放出した主要な核種の放出量を出货量として、出货量／入量の比を求めて最大値とした（表-2, 3 参照）。
- せん断粉末の放射エネルギーに上記で求めた移行割合を乗じたもの、せん断粉末の処理に伴う再処理工程全体からの出货量とする。

(3) 評価の保守性

- 再処理事業指定申請書に定め許可を受けている基準燃料のうち、これまで再処理した



及び MOX
 料) 又は
 した。評
 及び MOX
 タイプ B
 。一方、
 法を行っ
 卸期間を

に 1 割とし、主要な核種の放射エネルギーを表に示した。各種燃料の計算結果を、主要な核種毎に比較して、放射エネルギーの大きい方の値を組み合わせ、せん断粉末に含まれる主要な核種の放射エネルギーとした（表-1 参照）。

- 使用済燃料に含まれる Kr85 については、使用済燃料に含まれる放射エネルギーの 20～30 % がせん断時に放出されることが分かっている。せん断粉末の Kr-85 は ORIGEN 計算値より 20～30 % 程度少ない可能性があるが、せん断粉末の溶解時には ORIGEN 計算値の全量が放出するものとした。
- 使用済燃料に含まれる H3 については、再処理運転に伴う濃縮ウラン溶解槽、高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作によって発生する凝縮水（低放射性廃液）へ移行している。工程洗浄では、高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作を行わないが、濃縮ウラン溶解槽の加熱操作を行うことから、再処理運転時と同様に低放射性廃液へ移行するものとし、移行割合を設定した。

(4) 評価結果

- 1) 放射性気体廃棄物（表-4、図-2 参照）

○Kr85, C14 及び I129 は再処理停止中の放出量が微（定量下限値未満）であり、せん断粉末の処理に伴う放出量を工程洗浄に伴う放出量とする。放出量は再処理停止中より増加するものの再処理運転時と比べて1~2桁低い。また、C14 及び I129 は、一月当たりの定量下限値未満を下回るレベルの放出量となる。

○H3 は運転停止中においても有意量が検出される。工程洗浄では、運転停止中と同レベル程度の放出量となる。

○I131 は再処理運転（直近 10 回の運転期間）及び再処理停止中においても放出量が微（定量下限値未満）であり、工程洗浄中でも同様に微（定量下限値未満）となる。

2) 低放射性廃液の処理済廃液（表-5、図-3 参照）

○H3 は運転停止中においても有意量が検出されることから、せん断粉末の処理に伴う放出量に再処理停止中の放出量を加えたものを工程洗浄に伴う放出量とする。H3 は運転停止中と、I129 及び Pu(α) は定量下限未満レベルと同レベルの放出量となる。

○上記以外の核種は、再処理運転（直近 10 回の運転期間）及び再処理停止中においても放出量が微（定量下限値未満）であり、工程洗浄中でも同様に微（定量下限値未満）となる。

5. 放出

工程
存率
放出
ると
レベ
ベル

中への残
物からの
ベルとな
中間的な
時と同レ

検討中

これらの対策として、工場の空気清浄機を10台設置し、稼働台数を10バッチとすることにより一度に放出される量を低減するとともに、風速が1m/秒の場合には、放出空気の一時的な貯留や溶解の一時的な停止により、周辺環境に与える影響をできるだけ軽減する対応を図る。また、放射性液体廃棄物のH3については、廃液処理の段階でH3濃度を確認した上、必要に応じ、廃液処理において他のH3濃度が低い処理済廃液で希釈することにより、確実に再処理運転停止中と同レベルの放出放射エネルギーを維持するよう取り組むこととする。

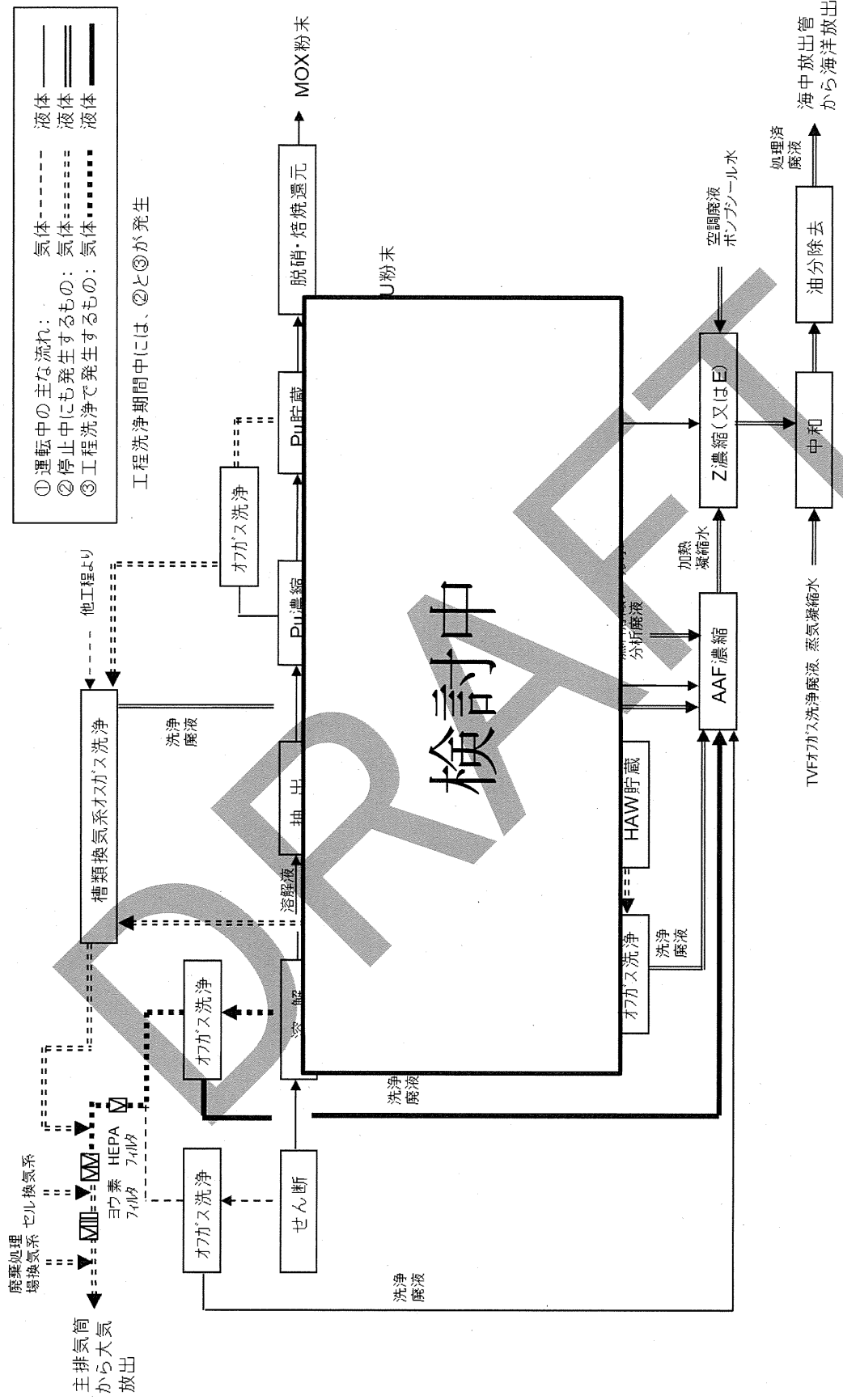


図-1 工程洗浄により発生する放射性廃棄物

表-1 せん断粉末に含まれる主要核種の放射エネルギーの設定

主要核種	ORIGEN 計算 (冷却期間 10 年) による放射エネルギー (GBq)		せん断粉末の放射エネルギー (GBq)
	軽水炉燃料 (PWR 燃料)	ふげん MOX タイプ B 燃料	
Kr-85	4.1×10^4	1.9×10^4	4.1×10^4
H-3	2.5×10^3	1.7×10^3	2.5×10^3
C-14	5.6	1.3×10	1.3×10
I-129	2.6×10^{-1}	1.7×10^{-1}	2.6×10^{-1}
I-131	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Sr-90	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Sr-90	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Zr-90	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Nb-94	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Ru-101	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Ru-101	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Rh-101	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Cs-137	6.8×10^5	4.1×10^5	6.8×10^5
Ce-141	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Ce-144	1.7×10^3	2.7×10^3	2.7×10^3
Pr-144			
Pu (α)			

*1 極めて小さい値のため、評価上 0 として取扱う。

表-2 再処理運転実績から求めた放射性気体廃棄物に含まれる主要核種の放出割合

キャンペーン名	再処理量(tU)	①使用済燃料の放射能(O-RIGEN計算値)(GBq)										②主排気筒からの放出量(実測値)(GBq)						放出割合(②/①)			
		Kr-85	H-3	C-14	I-129	I-131	Kr-85	H-3	C-14	I-129	I-131	Kr-85	H-3	C-14	I-129	I-131	Kr-85	H-3	C-14	I-129	I-131
02-1 (2002.03~2002.06)	22.3	3.0E+06	1.9E+05	4.8E+02	1.8E+01	0.0E+00	2.3E+06	1.6E+03	8.7E+01	1.4E-02	微※2	7.7E-01	8.4E-03	1.8E-01	7.9E-04	-	-	-	-	-	-
02-2 (2002.10~2002.11)	6.4	8.2E+05	5.4E+04	1.7E+02	6.3E+00	0.0E+00	8.8E+05	4.2E+02	2.7E+01	1.7E-02	微※2	1.1E+00	7.7E-03	1.6E-01	2.7E-03	-	-	-	-	-	-
03-2 (2003.9~2003.11)	13.9	1.7E+06	1.1E+05	3.5E+02	1.3E+01	0.0E+00	1.6E+06	9.5E+02	4.7E+01	2.7E-02	微※2	9.1E-01	8.5E-03	1.3E-01	2.1E-03	-	-	-	-	-	-
04-1 (2004.01~2004.06)	15.3※1																				
04-2 (2004.10~2004.12)	10.2																				
05-1 (2005.02~2005.06)	26.9																				
05-2 (2005.10~2005.12)	13.2																				
06-1 (2006.02~2006.05)	20.9※1																				
06-2 (2006.11~2006.12)	5.21																				
07-1 (2007.02~2007.04)	11.7※1	7.9E+05	7.3E+04	1.9E+02	7.8E+00	0.0E+00	6.6E+05	6.6E+02	1.8E+01	2.8E-02	微※2	8.3E-01	9.0E-03	9.6E-02	3.6E-03	-	-	-	-	-	-

※1:ATR-MOX燃料を含む

※2:「微」は定量下限値未満であることを示す

最大値 1.1E+00 1.1E-02 2.6E-01 1.2E-02

表-3 再処理運転実績から求めた低放射性廃液の処理済廃液に含まれる主要核種の放出割合

年	キャンペーン名 (期間)	①使用済燃料の放射能量 (ORIGEN計算値) (GBq)													
		H-3	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	2.4E+05	2.2E-01	4.4E+07	1.4E+01	3.2E+01	3.6E-03	6.2E+06	7.4E+06	6.3E+07	4.9E-05	4.3E+06	2.4E+01	0.0E+00	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)														
2003年	03-2キャンペーン (2003.9~2003.11)	1.1E+05	1.4E-12	2.3E+07	3.6E-08	8.0E-08	7.9E-17	2.9E+05	1.5E+06	3.2E+07	1.6E-20	7.9E+04	1.3E+01	0.0E+00	
2004年	04-1キャンペーン (2004.01~2004.06)	1.8E+05	6.9E-04	3.8E+07	2.7E-01	5.8E-01	1.0E-06	3.7E+06	4.1E+06	5.5E+07	1.2E-08	2.5E+06	2.4E+01	0.0E+00	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)														
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)	2.8E+05	1.4E-01	5.6E+07	1.6E+01	3.6E+01	1.1E-03	6.9E+06	6.4E+06	7.8E+07	5.9E-06	5.3E+06	3.2E+01	0.0E+00	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)														
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)	1.1E+05	1.4E-01	2.6E+07	1.2E+01	2.7E+01	1.3E-03	1.9E+06	1.5E+06	3.6E+07	1.0E-05	1.9E+06	1.6E+01	0.0E+00	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)														
2007年	07-1キャンペーン (2007.2~2007.04)	5.5E+04	6.7E-02	9.4E+06	7.4E+00	1.7E+01	4.0E-04	2.2E+06	1.3E+06	1.5E+07	2.3E-06	2.5E+06	6.9E+00	0.0E+00	

年	キャンペーン名 (期間)	②海中放出管からの放出量(実測値) (GBq)													
		H-3	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	8.1E+04	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	6.0E-03	微 ^{※1}	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)														
2003年	03-2キャンペーン (2003.9~2003.11)												6.7E-03	微 ^{※1}	
2004年	04-1キャンペーン (2004.01~2004.06)												1.9E-02	微 ^{※1}	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)														
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)												6.6E-03	微 ^{※1}	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)														
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)												1.3E-02	微 ^{※1}	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)														
2007年	07-1キャンペーン (2007.2~2007.04)	2.1E+04	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	1.2E-02	微 ^{※1}	

※1:「微」は定量下限値未満であることを示す

年	キャンペーン名 (期間)	放出割合(②/①)													
		H-3	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	3.3E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.5E-04	-	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)														
2003年	03-2キャンペーン (2003.9~2003.11)	4.9E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	5.1E-04	-	
2004年	04-1キャンペーン (2004.01~2004.06)	4.5E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	7.8E-04	-	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)														
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)	4.8E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.0E-04	-	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)														
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)	4.5E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	8.0E-04	-	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)														
2007年	07-1キャンペーン (2007.2~2007.04)	3.9E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.8E-03	-	
最大値		4.9E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.8E-03	-	4.5E-09

表-4 工程洗浄に伴う放射性気体廃棄物の主要核種の放出量

主要核種	①過去の再処理運転実績を踏まえた放出	②せん断粉末に含まれる主要核種の	せん断粉末の溶解に伴う主排気筒からの	年間最大放出量*2 (管理目標値*3) (/年)
Kr-85	検討中			< 10 ⁷
H-3				< 10 ⁶
C-14				< 10 ⁵
I-129				< 10 ⁴
I-131				< 10 ³
I-131	-	0*1	微*5	1.6×10 ⁷

*1 極めて小さい値のため、評価上0として取扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量（3排気筒の合計値）

*3 廃止措置計画変更認可申請書（平成30年6月認可）の放出管理目標値（3排気筒の合計値）

*4 工程洗浄に合わせてKr管理放出を実施した場合の放出量

*5 ①又は②が極めて小さい値のため、評価上「微」として扱う。

DRAFT

表-5 工程洗浄に伴う低放射性廃液の処理済廃液の主要核種の放出量

主要核種	①過去の再処理運転実績を踏まえた放出割合 (最大値)	②せん断粉末に含まれる放射能量 (GBq)	海洋放出量 (GBq) (①×②)	年間最大放出量*2 (放出管理目標値*3) (GBq/年)
H-3	4.9×10^{-1}	2.5×10^3	1.2×10^3	1.9×10^6 (4.0×10^4)
Sr-89	-	2.3×10^{-14}	微*4	1.6×10
Sr-90	-	4.9×10^5	微*4	3.2×10
Zr-95	<div style="border: 2px solid black; padding: 20px; display: inline-block;"> <p style="font-size: 2em; margin: 0;">検討中</p> </div>			
-				
Nb-95				
Ru-103				
Ru-106				
-				
Rh-106				
Cs-134				
Cs-137				
Ce-141	-	0*1	微*4	5.9
Ce-144	-	2.7×10^3	微*4	1.2×10^2
Pr-144	-			
I-129	1.8×10^{-3}	2.6×10^{-1}	4.7×10^{-4}	2.7×10
I-131	-	0*1	微*4	1.2×10^2
Pu (α)				

*1 極めて小さい値のため、評価上0として扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量

*3 廃止措置計画変更認可申請書（平成30年6月認可）の放出管理目標値

*4 ①又は②が極めて小さい値のため、評価上「微」として扱う。

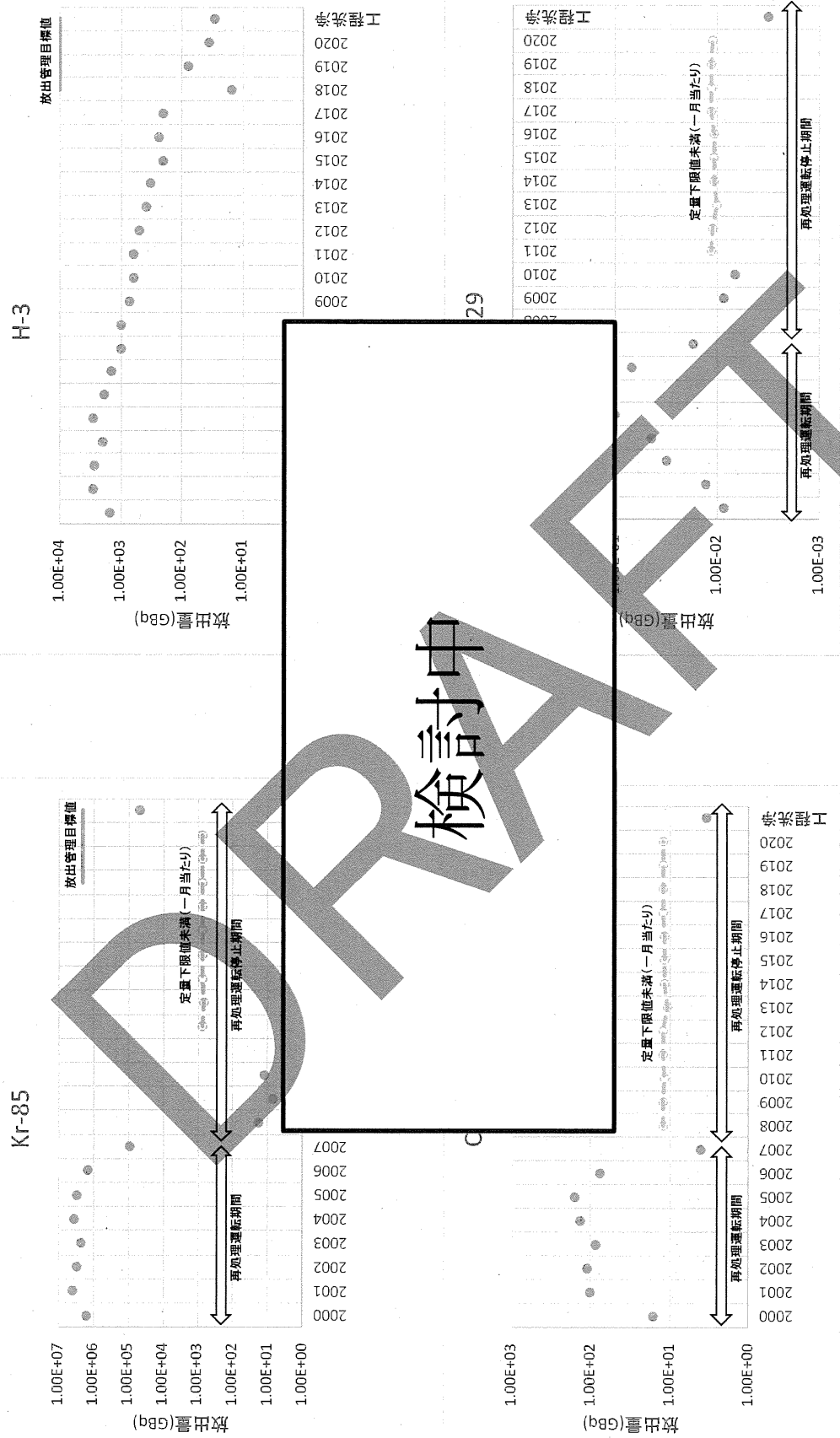
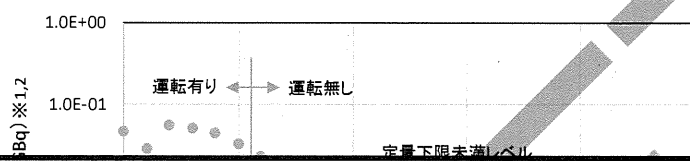
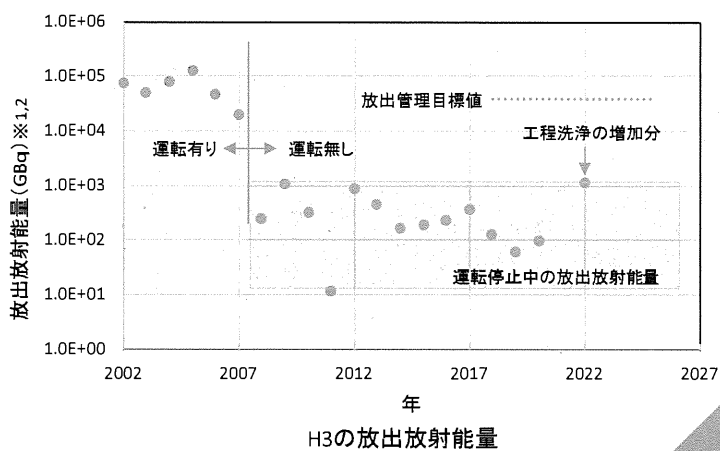
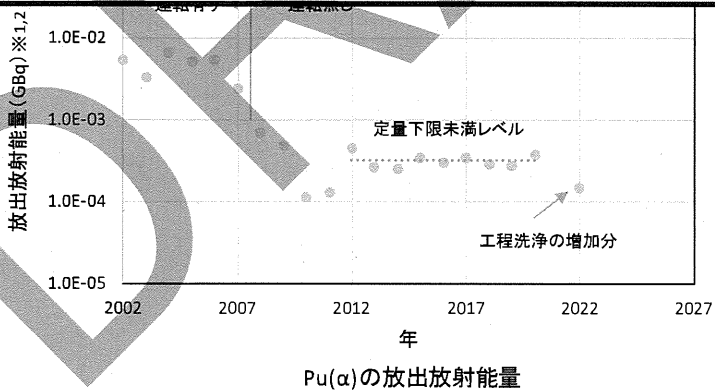


図-2 放射性気体廃棄物の放出量



検討中



- ※1 放出放射エネルギーで微(定量下限値未満)のデータは、分析下限値に放出量を乗じて算出し、放出放射エネルギーの有意値に加えてプロット
- ※2 2010年～2011年の海中放出管の更新工事による放出量の減少に伴い、近年の定量下限未満のレベルより低いレベルの放射エネルギー有り

放射性液体廃棄物の放出放射エネルギー

図-3 放射性液体廃棄物の放出量

工程洗浄における全交流電源喪失時の影響評価について

DRAFT

1. 概要

工程洗浄を行う分離精製工場 (MP)、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)、ウラン脱硝施設 (DN) 及び分析所 (CB) は、廃止措置計画用設計地震動、廃止措置計画用設計津波、廃止措置計画用設計竜巻等の外部事象に対して、有意に放射性物質を建家外に流出又は放出させないことを基本とした対策を講ずることとしている。工程洗浄は可能な限り早期に完了するよう実施するものの、外部事象による全交流電源喪失を想定し、工程洗浄に用いる機器の崩壊熱除去機能及び水素掃気機能が喪失した場合の影響評価とし、沸騰到達時間及び水素の爆発下限界濃度到達時間（以下「爆発下限界到達時間」という。）を評価して時間裕度を確認する。なお、仮に崩壊熱除去機能及び水素掃気機能が復旧できず、溶液の沸騰状態が継続した場合又は水素爆発に至った場合の環境への影響評価として放出放射エネルギー（セシウム 137 換算）についても確認する。

評価の結果、工程洗浄時に崩壊熱除去機能及び水素掃気機能が喪失しても沸騰到達時間及び爆発下限界到達時間に至るまでに十分な時間裕度として 14 日程度あること、仮に沸騰継続又は水素爆発に至った場合の環境への影響は最大 10^{-4} TBq オーダーであることを確認した。

2. 工程洗浄で集約する核燃料物質のインベントリの設定

工程洗浄で集約する核燃料物質は、「添付書類十 回収可能核燃料物質を再処理本体から取り出す工程に関する説明書」の「2. 工程内に残存している核燃料物質の場所、量及び形態について」に示すとおりであり、以下のように保守的に設定する。

(1) せん断粉末

せん断粉末の質量は、せん断粉末の質量測定の際のばらつきを考慮し、保守性を持たせて 1.1 を乗じた 240 kg として設定する。また、評価に用いる 1 溶解当りのせん断粉末の量は 30 kg と設定する。

せん断粉末の放射エネルギー等は、ORIGEN 計算により設定する。評価に用いる核種ごとの放射エネルギーや発熱量は、事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水炉燃料及びふげん MOX タイプ B 燃料）に対して、平成 19 年のキャンペーン終了後からの冷却期間を考慮した年数（10 年間）を設定して求める。それら燃料の ORIGEN 計算結果から 240 kg 分の核種ごとに放射エネルギーや発熱量を比較し、値の大きい方を選択して、評価用のせん断粉末の放射エネルギーとする。計算に用いた各条件について表-2-1、せん断粉末の核種ごとの放射エネルギー等を表-2-2 に示す。

(2) プルトニウム溶液

2021 年 PIT 時の分析値（プルトニウム濃度、アメリシウム 241 濃度及びウラン濃度）により求めたインベントリに保守性を持たせるために 1.1 を乗じる。アメリシウム 241 は、プルトニウム 241（半減期：14.35 年）の β 崩壊により増加することから、保守的に 10 年間（2031 年まで）の増加分（プルトニウム 241 の減衰は考慮しない。）を加えた

ものを評価用インベントリとする（表-2-3）。

(3) ウラン溶液

現有溶液の送液経路の機器については2021年PIT時のウラン濃度と設計図書の使用液量からインベントリを設定する。ウラン脱硝施設（DN）の蒸発缶により濃縮したウラン溶液を受入れる機器のウラン濃度は、設計図書に記載された各蒸発缶の最大ウラン濃度（1200 gU/L）及び使用液量からインベントリを設定する（表-2-4）。

(4) その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）中間貯槽（108V10及び108V11）のウラン量及びプルトニウム量は、2021年PIT時のウラン濃度及びプルトニウム濃度より求めたインベントリに保守性を持たせるために1.1を乗じて設定する。アメリカシウム241は、プルトニウム241（半減期：14.35年）のβ崩壊により増加することから、保守的に10年間（2031年まで）の増加分（プルトニウム241の減衰は考慮しない。）を加えたものを評価用インベントリとする。なお、プルトニウムの同位体組成及び初期アメリカシウム241濃度等の分析値がない場合は、プルトニウム溶液を扱う機器の分析値から保守的に設定する（表-2-5）。

(5) 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液

核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量は、2020年8月31日時点の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）のインベントリ（令和3年4月27日認可済）に、集約する核燃料物質のインベントリを加えて設定する。

なお、集約する核燃料物質等のインベントリは、送液方法により変化するため、保守的に設定する。

3. 影響評価の方法及び結果について

(1) 沸騰到達時間の評価

沸騰到達時間は、廃止措置計画変更認可申請書 添四別紙 1-1-26「高放射性廃液貯蔵場（HAW）における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」（令和3年4月27日認可）と同様の¹⁾として保守的に評価の結果、²⁾温度上昇に寄与するものがあることを確認した。詳細は「添十別紙 3-1 工程洗浄における全交流電源喪失時の沸騰到達時間について」に示す。

検討中

(2) 爆発下限界到達時間の評価

爆発下限界到達時間は、機器内の空間容量、水素発生量等から算出した。飽和水素

濃度は、機器内の水素濃度が平衡状態に達したものと考え、水素発生量と機器内に供給される気体量から算出し、水素発生量は水素発生G値と各機器が内包する溶液の発熱量の積から算出する。小さい方がより保守的な評価と見做す。検討中
小さい方がより保
量と使用液量の差
間裕度があること
評価の結果
を確認した。詳細は「添十別紙 3-2 工程洗浄における全交流電源喪失時の水素の爆発下限界濃度到達時間について」に示す。

(3) 環境への影響の評価

放射性物質の放出量を、各機器の内蔵放射能量、内蔵放射能量のうち影響を受ける割合、気相を通じて各機器の外部へ移行する割合及び建家外への移行率より求め、核種ごとのセシウム-137の化学形態別の移行率と吸入係数の比に吸入核種(セシウム 137 換算)を評価する。検討中
係数の比に吸入核
(セシウム 137 換
算)を評価する
評価の結果、最大で約 4.9×10^{-4} TBqであることを確認した。詳細は「添十別紙 3-3 工程洗浄における仮に沸騰継続又は水素爆発に至った場合のセシウム-137 換算放出量について」に示す。

表-2-1 ORIGENにおける計算条件

炉型	軽水炉 (PWR)	新型転換炉原型炉 (ATR)	出典 (設定根拠)
燃料	UO ₂	MOX タイプ B	
初期ウラン濃縮度	4 %	1.4 %	<ul style="list-style-type: none"> 再処理事業指定申請書 ふげん設置許可申請書
初期プルトニウム 装荷量	-	17.5 kg/tHM	<ul style="list-style-type: none"> ATR 燃料再処理等に係る安全審査の報告—本編
燃焼度	35,000 MWD/t	20,000 MWD/t	<ul style="list-style-type: none"> 「再処理事業指定申請書」より 1 体あたりの最高燃焼度を採用
比出力	35 MW/t	20 MW/t	<ul style="list-style-type: none"> 再処理事業指定申請書
初期不純物量 水素	2 ppm	0 ppm	<ul style="list-style-type: none"> 軽水炉：「発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令」 MOX-B：「燃料設計認可申請書」 東海再処理施設における C-14 の挙動 (永里他)
初期不純物量 炭素	100 ppm	200 ppm	
初期不純物量 フッ素	15 ppm	25 ppm	
初期不純物量 窒素	40 ppm	200 ppm	
Pu 同位体 組成率	-	Pu-238 : 0.989 % Pu-239 : 63.866 % Pu-240 : 24.201 % Pu-241 : 11.125 % Pu-242 : 2.818 %	
Am241 含有率	-	0.05 %	<ul style="list-style-type: none"> ATR 燃料再処理等に係る安全審査の報告—本編
冷却期間	3,830 日	4,380 日	<ul style="list-style-type: none"> 各燃料の冷却期間 (軽水炉：180 日、MOX：2 年) に 10 年 (3650 日) を加えた日数

表-2-2 安全評価用のせん断粉末 240 kg の仕様 (主要核種抜粋)

核種	発熱量[W]			放射エネルギー[Bq]		
	軽水炉 (PWR-UO ₂)	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末	軽水炉 (PWR-UO ₂)	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末
H-3	2.3×10^{-3}	1.5×10^{-3}	2.3×10^{-3}	2.5×10^{12}	1.7×10^{12}	2.5×10^{12}
C-14	4.4×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	5.6×10^9	1.3×10^{10}	1.3×10^{10}
Kr-85	1.7	7.8×10^{-1}	1.7	4.1×10^{13}	1.9×10^{13}	4.1×10^{13}
Sr-89	微	2.2×10^{-18}	2.2×10^{-18}	微	2.3×10^{-5}	2.3×10^{-5}
Sr-90	1.6×10	6.6	1.6×10	4.9×10^{14}	2.1×10^{14}	4.9×10^{14}
Y-90	7.4×10	3.2×10	7.4×10	4.9×10^{14}	2.1×10^{14}	4.9×10^{14}
Zr-95	1.6×10^{-15}	1.1×10^{-13}	1.1×10^{-13}	1.2×10^{-2}	8.4×10^{-1}	8.4×10^{-1}
Nb-95	3.4×10^{-15}	2.4×10^{-13}	2.4×10^{-13}	2.6×10^{-2}	1.9	1.9
Tc-99	1.5×10^{-3}	8.9×10^{-4}	1.5×10^{-3}	1.1×10^{11}	6.6×10^{10}	1.1×10^{11}
Ru-103	微	微	微	微	微	微
Rh-106	7.9×10^{-1}	1.6	1.6	3.0×10^{12}	6.2×10^{12}	6.2×10^{12}
Sb-125	7.0×10^{-1}	4.4×10^{-1}	7.0×10^{-1}	8.3×10^{12}	5.2×10^{12}	8.3×10^{12}
I-129	3.2×10^{-6}	2.1×10^{-6}	3.2×10^{-6}	2.6×10^8	1.7×10^8	2.6×10^8
I-131	微	微	微	微	微	微
Xe-133	微	微	微	微	微	微
Cs-134	1.1×10^1	5.3	1.1×10^1	4.0×10^{13}	1.9×10^{13}	4.0×10^{13}
Cs-137	2.0×10^1	1.2×10^1	2.0×10^1	6.8×10^{14}	4.1×10^{14}	6.8×10^{14}
Ba-137m	6.8×10^1	4.1×10	6.8×10^1	6.4×10^{14}	3.8×10^{14}	6.4×10^{14}
Ce-141	微	微	微	微	微	微
Ce-144	1.5×10^{-2}	2.4×10^{-2}	2.4×10^{-2}	8.6×10^{11}	1.4×10^{12}	1.4×10^{12}
Pr-144	1.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	8.6×10^{11}	1.4×10^{12}	1.4×10^{12}
Pr-144m	9.5×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.0×10^{10}	1.6×10^{10}	1.6×10^{10}
Pm-147	6.9×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.1×10^{13}	7.7×10^{13}	7.7×10^{13}
Sm-151	1.1×10^{-2}	7.5×10^{-3}	1.1×10^{-2}	3.5×10^{12}	2.4×10^{12}	3.5×10^{12}
Eu-154	7.7	4.6	7.7	3.2×10^{13}	1.9×10^{13}	3.2×10^{13}
Eu-155	2.3×10^{-1}	1.5×10^{-1}	2.3×10^{-1}	1.2×10^{13}	7.9×10^{12}	1.2×10^{13}

表-2-2 安全評価用のせん断粉末 240 kg の仕様 (主要核種抜粋)

核種	発熱量[W]			放射エネルギー[Bq]		
	軽水炉 (PWR-UO ₂)	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末	軽水炉 (PWR-UO ₂)	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末
U-232						
U-233						
U-234						
U-235						
U-236						
U-237						
U-238						
Pu-236						
Pu-237						
Pu-238						
Pu-239						
Pu-240						
Pu-241						
Pu-242						
Np-235	1.1×10^{-10}	1.9×10^{-11}	1.1×10^{-10}	6.7×10^4	1.2×10^4	6.7×10^4
Np-237	2.6×10^{-3}	4.6×10^{-4}	2.6×10^{-3}	3.2×10^9	5.6×10^8	3.2×10^9
Np-238	8.0×10^{-5}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.2×10^8	9.6×10^8	9.6×10^8
Np-239	8.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}	1.2×10^{11}	3.3×10^{11}	3.3×10^{11}
Am-241	1.3×10	1.7×10	1.7×10	1.5×10^{13}	1.9×10^{13}	1.9×10^{13}
Am-242	3.8×10^{-3}	5.9×10^{-3}	5.9×10^{-3}	1.2×10^{11}	1.9×10^{11}	1.9×10^{11}
Am-242m	1.3×10^{-3}	2.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}	1.2×10^{11}	1.9×10^{11}	1.9×10^{11}
Am-243	1.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.2×10^{11}	3.3×10^{11}	3.3×10^{11}
Cm-242	1.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.0×10^{11}	1.6×10^{11}	1.6×10^{11}
Cm-243	9.5×10^{-2}	1.7×10^{-1}	1.7×10^{-1}	9.6×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}
Cm-244	9.1	1.7×10	1.7×10	9.6×10^{12}	1.8×10^{13}	1.8×10^{13}
Cm-245	1.1×10^{-3}	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}	1.2×10^9	1.7×10^9	1.7×10^9
Cm-246	1.7×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}	1.9×10^8	2.4×10^8	2.4×10^8

表-2-3 安全評価用のプルトニウム溶液の仕様

機器名	機器番号	プルトニウム重量 [g]	アメリシウム 241 重量 [g]	ウラン重量 [g]
希釈槽	266V13		49※	
プルトニウム製品貯槽	267V10		24	
プルトニウム製品貯槽	267V11		14	
プルトニウム製品貯槽	267V12		19	
プルトニウム製品貯槽	267V13		15	
プルトニウム製品貯槽	267V14		17	
プルトニウム製品貯槽	267V15		16	
プルトニウム製品貯槽	267V16		19	

小数点第一位を四捨五入して記載

※ アメリシウム 241 の分析値のない中間貯槽 (266V12) 及び希釈槽 (266V13) については、2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽 (267V15) の比より算出した。

表-2-4 安全評価用のウラン溶液の仕様

施設名 ^{※1}	機器名称	機器番号	液容量[L]	ウラン濃度 [gU/L] ^{※2}
MP	希釈槽	263V18	700	[REDACTED]
	一時貯槽	263V55	2000	
	一時貯槽	263V56	2000	
	一時貯槽	263V57	2000	
	貯槽	201V77	2000	
DN	蒸発缶	263E35	140	
	UNH 貯槽	263V32	30000	
	UNH 供給槽	263V34	270	
	濃縮液受槽	264V40	200	
	脱硝塔洗浄廃液受槽	264V72	150	
	溶解液受槽	264V76	500	
	脱硝塔	264R43	—	
PCDF	硝酸ウラニル貯槽	P11V14	1000	

※1：MP：分離精製工場，DN：ウラン脱硝施設，PCDF：プルトニウム転換技術開発施設

※2：濃縮されたウラン溶液を受入れることから、設工認等の記載値を用いた。

※3：現状ウラン溶液を保有している機器のうち、他の貯槽からウラン溶液を受入れない機器は2021年PIT測定時(P11V14は2020年時の値)のウラン濃度から十の位を切上げた値を評価用ウラン濃度とした。

※4：設工認等のウラン量(粉末)の記載値を用いた。

表-2-5 安全評価用のその他の核燃料物質（分析残等）の仕様

機器名	機器番号	プルトニウム重量 [g]	アメリシウム 241 重量 [g]	ウラン重量 [g]
中間貯槽	108V10		0.07*	
中間貯槽	108V11		0.3*	

有効数字 2 桁目を四捨五入して記載

※ 中間貯槽（108V10, 108V11）はアメリシウム 241 の分析値がないため 2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

DRAFT

工程洗浄における全交流電源喪失時の沸騰到達時間について

DRAFT

1. 概要

全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価方法は、廃止措置計画変更認可申請書 添四別紙 1-1-26 「高放射性廃液貯蔵場(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」(令和3年4月27日認可)(以下「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」という。)と同様に、全交流電源喪失時に溶液の発熱量が全て溶液の温度上昇に寄与するものとして保守的に評価する。なお、工程洗浄時に沸騰状態の溶液を取扱う加熱機器等は、自然空冷により除熱可能であることを確認する。

評価の結果、沸騰到達時間まで十分な時間裕度(21日以上)があること、沸騰状態の溶液を取扱う加熱機器等については、セル内の空気温度より数度高い温度で平衡温度に達することから、自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しないことを確認した。

2. 評価対象

(1) せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(2) プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液及びプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(3) ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(4) その他の核燃料物質(洗浄液)を取扱う機器

分析所(CB)の分析試薬等を保有する中間貯槽(108V10, 108V11)を評価対象とする。
なお、分析所(CB)の分析試薬等の通過する分離精製工場(MP)の機器の評価は、せん断粉末の溶解液の評価に包含される。

(5) 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽(272V31~V35)

上記の核燃料物質等を集約する高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽(272V31~V35)を評価対象とする。

なお、せん断粉末の溶解液を取扱う機器及びウラン溶液を取扱う機器のうち、加熱機器等の濃縮ウラン溶解槽(242R12)、蒸発缶(263E35)及び濃縮液受槽(264V40)については、自然空冷により除熱可能であることを確認する(添十別紙-2-1-1「工程洗浄時の加熱機器の平衡温度評価について」参照)。

3. 評価方法

沸騰到達時間は、各機器からセル等への放熱を考慮せず、断熱条件(発熱量が全て溶液及び構造材の温度上昇に寄与)で、沸点に達するのに必要とする熱量を時間当たりの発熱量で除すことで評価する。

沸騰到達時間の算出式を以下に示す。

$$t = (\rho V C_1 + M C_2) \times (T_a - T_o) / Q$$

ここで、

t : 沸騰到達時間 (h)

ρ : 溶液の密度 (kg/m^3)

V : 評価液量 (m^3)

C_1 : 溶液の比熱 ($\text{J}/\text{kg}/\text{K}$)

$M C_2$: 貯槽の構造材の熱容量 (J/K)

貯槽の構造材の熱容量(貯槽の構造材の質量 M (kg)と貯槽の構造材の比熱 C_2 ($\text{J}/\text{kg}/\text{K}$)の積)は高放射性廃液貯槽(272V31~V35)の評価にのみ考慮する。他の貯槽の評価では無いものとして評価する。

T_a : 溶液の沸点 ($^{\circ}\text{C}$)

T_o : 溶液の初期温度 ($^{\circ}\text{C}$)

Q : 各機器の発熱量 (W)

4. 評価条件

(1) 発熱量

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

1 溶解分のせん断粉末の溶解液を保持可能な貯槽は、せん断粉末 30 kg 分の発熱量を設定する。パルスフィルタ(243F16)等、1 溶解分の溶解液の容量に満たない機器の発熱量は、溶解槽溶液受槽(243V10)の溶液(せん断粉末の溶解液と濃縮ウラン溶解槽の洗浄液の混合液)の発熱密度と各機器の設計図書の使用液量から発熱量を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器の発熱量は、分析値より求めた核種ごとの重量に、ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

他貯槽からプルトニウム溶液を受入れる機器は、受入れる溶液の発熱密度及び受入量を考慮し、発熱量が高くなるものを設定する。

プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取扱う機器については、ウランに寄与する発熱量がプルトニウムに比べて非常に低いことから、ウランの発熱量は考慮しない。

③ ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液を現有している機器で、他貯槽からウラン溶液を受入れない機器の発熱量は、分析値より求めた核種ごとの重量に、ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

他貯槽からウラン溶液を受入れる機器は、各機器の設計図書の使用液量、ウラン濃度及び現有するウラン溶液の分析値より求めた最も発熱量が大きくなるウラン同位体組成比並びに ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）の分析試薬等の発熱量は、各機器の分析値より求めた核種ごとの重量に、ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

⑤ 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）

核燃料物質等を集約した場合の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量は、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書に基づき 2020 年 8 月 31 日時点の現在高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量に、保守的な評価となるよう工程洗浄で集約する核燃料物質の全発熱量を加えたものを評価用の発熱量として設定する。

(2) 評価液量

各機器の評価液量は、原則、保守的な評価となるよう（発熱密度が高くなるよう。）に設計図書又は運転管理値から求めた使用液量を用いる。

プルトニウム溶液を取扱う機器のうち、現有するプルトニウム溶液のみを取扱う機器（他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。

分析所（CB）の分析試薬等を取扱う機器のうち、現有する分析試薬等のみを取扱う機器（他貯槽から分析試薬

検討中

高放射性廃液貯蔵場（HAW）（272V31～V35）の評価液量は、液量管理値の 90 m³とする（各貯槽に工程洗浄により集約する核燃料物質を含む溶液 XX m³を全て送液すると仮定した評価とする。）。)

(3) 初期温度及び沸点

初期温度は、運転要領書、プロセスフローダイアグラム等に記載がある機器については、それらの値をもとに設定し、記載がないものは、隣接する貯槽の初期温度等から設定する。

沸点は、保守的な評価となるよう 100℃に設定した。なお、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽(272V31～272V35)については、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書に基づき 102℃とする。

(4) 密度

密度は、評価する溶液の密度が低い程、沸点到達時間が短くなることから、保守的な評価となるよう水の密度 (1000 kg/m³) を用いて評価する。なお、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽(272V31～V35)については、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書に基づき実測値を使用する。

(5) 比熱

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液の比熱は、1バッチ当りせん断粉末 30 kg を処理した場合における各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式¹⁾より算出する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

各機器のプルトニウム濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式¹⁾より算出する。

また、プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液は各機器の金属濃度(プルトニウム重量及びウラン重量の和を評価液量で除して算出)及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式¹⁾より算出する。

③ ウラン溶液を取扱う機器

各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式¹⁾より算出する。

なお、1200 gU/L のウラン溶液の比熱は上記の式で算出できないため、記載のある最大濃度の硝酸ウラニル水溶液 2.6 mol/L(約 1000 gU/L)の比熱 約 2 J/g/K²⁾ (= 0.48 kcal/kg/°C) を用いて評価する。

④ その他の核燃料物質(洗浄液)を取扱う機器

各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式¹⁾より算出する。

⑤ 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35)

高放射性廃液の比熱は、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書に基づき約 2930 J/kg/K (=0.7 kcal/kg/°C) とする。

5. 評価結果

せん断粉末の溶解液, プルトニウム溶液, ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (洗浄液) を取扱う機器の沸騰到達時間を表-5-1 に, それら核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) の沸騰到達時間を表-5-2 に示す。

せん断粉末の溶解液 (272V31) 及びその他の核燃料物質 (洗浄液) (272V35) を取扱う機器について、沸騰到達時間が 95 日以上) があること、高放射性廃液貯槽 (272V31) 及びその他の核燃料物質 (洗浄液) (272V35) となり、最短約 95 時間 (272V35) となることを確認した。

また、工程洗浄に用いる溶解槽 (242R12)、蒸発缶 (263E35) 及び濃縮液受槽 (264V40) は、取扱うせん断粉末溶解液等の発熱量が非常に低く、全交流電源喪失時においても、セル内の空気温度より数度高い温度で平衡温度に達することから、自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しないことを確認した。

検討中

参考文献

- 1) 「熱流動解析コード PHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及び TRACY の自然冷却特性実験の解析」(渡辺他 2003) JAERI-Tech 2003-045
- 2) 「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」 JAEA-Review-2008-037

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、フルトニウム溶液（分析液を含む）及びウラン溶液を採取し機器の全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	評価液量 (L)	発熱量 (W)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 ^{※2} (g/L)	密度 (kg/m ³)	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	850	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.2×10 ⁻¹	沸騰状態	100	※3	せん断粉末溶解液の液組成での評価	
	溶解槽溶液受槽 (243V10)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	60	100	約 55 日	溶解液量に 243V10 の水封液量 300 L を加えて評価	
	パルスフィルタ (243F16)	140	4.0	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	60	100	約 55 日		
	パルスファイタ給液槽 (243V14)	50	1.4	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	60	100	約 55 日		
	パルス発生槽 (243V17)	141	4.1	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	60	100	約 55 日		
	シェールポット (243V181)	14.5	4.0×10 ⁻²	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	60	100	約 55 日		
	調整槽 (251V10)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	給液槽 (251V11)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	エアリフト中間貯槽 (251V114)	15	4.0×10 ⁻¹	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	ダネード給液槽 (251V118)	15	4.0×10 ⁻¹	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	呼水槽 (251V120)	15	4.0×10 ⁻¹	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	分離第一抽出器 (252R11)	825	2.4×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	希釈剤洗浄器 (252R10)	275	8.0	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	4.0×10 ⁻¹	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	呼水槽 (252V153)	30	9.0×10 ⁻¹	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	高放射性廃液蒸発塔 (271E20)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	中間貯槽 (272V37/V38)	1150	3.3×10	3.0		1.0×10 ³	8.3×10 ⁻¹	30	100	約 97 日		
	HAW											

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液（分析液を含む）及びウラン溶液を採取し機器の全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	評価液量 (L)	発熱量 (W)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 ^{※2} (g/L)	密度 (kg/m ³)	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
MP	希釈槽 (266V13)	321	1.9×10	3.4		1.0×10 ³	7.6×10 ⁻¹	40	100	約 37 日	現有する溶液の液組成で評価。
	希釈槽 (266V13)	321	1.9×10	3.4		1.0×10 ³	7.6×10 ⁻¹	40	100	約 37 日	現有する溶液の液組成で評価。
	プルトニウム製品貯槽 (267V10)	177	8.6	6.0		1.0×10 ³	7.0×10 ⁻¹	40	100	約 42 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V11)	83	5.2	6.0		1.0×10 ³	7.0×10 ⁻¹	40	100	約 32 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)									4 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)									4 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)									3 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)									3 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)									2 日	現有する溶液の液組成で評価
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)									3 日	266 系の Pu 溶液送液時の液組成で評価
	中間貯槽 (276V12-V15)									4 日	
	受槽 (276V10)	590	1.9×10	2.3		1.0×10 ³	7.6×10 ⁻¹	35	100	約 74 日	266 系に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価
	希釈剤洗浄器 (252R10)	275	1.9×10	2.3		1.0×10 ³	7.6×10 ⁻¹	35	100	約 74 日	
	高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	0.9	2.3		1.0×10 ³	7.6×10 ⁻¹	35	100	約 74 日	276V12-V15 でウラン追加後の 266 系の液組成と使用液量で評価
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	2340	6.4×10	6.0		1.0×10 ³	5.7×10 ⁻¹	35	100	約 66 日	266 系と 267 系の Pu 溶液を合算した液組成で評価
	呼水槽 (252V153)	30	8.0×10 ⁻¹	6.0		1.0×10 ³	5.7×10 ⁻¹	35	100	約 66 日	266 系と 267 系の Pu 溶液を合算した液組成と使用液量で評価
高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	2340	6.4×10	6.0		1.0×10 ³	5.7×10 ⁻¹	35	100	約 66 日	266 系と 267 系の Pu 溶液を合算した液組成で評価	
中間貯槽 (272V37/V38)	2340	6.4×10	6.0		1.0×10 ³	5.7×10 ⁻¹	35	100	約 66 日	266 系と 267 系の Pu 溶液を合算した液組成で評価	

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液（分析液を含む）及びウラン溶液を取扱う機器の全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	評価液量 (L)	発熱量 (W)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 ^{※2} (g/L)	密度 (kg/m ³)	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
MP	希釈槽 (263V18)	700	6.3×10^2	9.0×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 41 年	設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価	
	一時貯槽 (263V55)	2000	1.6×10^{-1}	4.6×10^{-1}	1.0×10^3	5.9×10^{-1}	40	100	約 53 年		
	一時貯槽 (263V56)	2000	1.6×10^{-1}	4.7×10^{-1}	1.0×10^3	5.9×10^{-1}	40	100	約 53 年		
	一時貯槽 (263V57)	2000	1.6×10^{-1}	2.8×10^{-1}	1.0×10^3	6.0×10^{-1}	40	100	約 54 年	現有する溶液のウラン濃度及び設計図書等に記載された使用液量で評価	
	貯槽 (201V77)	2000	1.9×10^{-1}	2.6	1.0×10^3	5.8×10^{-1}	40	100	約 70 年		
	蒸発缶 (263E35)	140	3.4×10^2	2.9	1.0×10^3	4.8×10^{-1} ^{※4}	沸騰状態	100	※3		
	UNH 貯槽 (263V32)	30000	2.7	9.0×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 41 年		
DN	UNH 供給槽 (263V34)	270	2.4×10^2	9.0×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 41 年	設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価	
	濃縮液受槽 (264V40)	200	4.8×10^2	2.9	1.0×10^3	4.8×10^{-1} ^{※4}	沸騰状態	100	※3		
	脱硝塔洗浄液受槽 (264V72)	150	1.4×10^2	2.2	1.0×10^3	4.6×10^{-1}	40	100	約 36 年		
	溶解液受槽 (264V76)	500	4.5×10^2	9.0×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 41 年		
	硝酸ウラン貯槽 (P11V14)	1000	8.0×10^2	3.7×10^{-1}	1.0×10^3	5.9×10^{-1}	40	100	約 53 年	現有する溶液のウラン濃度及び設計図書等に記載された使用液量で評価	

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液（分析残を含む）及びウラン溶液を取扱う機器の全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	評価液量 (L)	発熱量 (W)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン 濃度等 ^{※2} (g/L)	密度 (kg/m ³)	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
その他の核燃料物質 CB	中間貯槽 (108V10)	169	2.9×10^2	1.14		1.0×10^3	9.4×10^{-1}	30	100	約 46 年	現存する溶液の液組成で評価
	中間貯槽 (108V11)	1358	1.1×10^4	1.14		1.0×10^3	9.4×10^{-1}	30	100	約 97 年	

※1：MP：分離精製工場，HAW：高放射線性廃液貯蔵場，DN：ウラン脱硝施設，PCDF：プルトニウム転換技術開発施設，CB：分析所

※2：せん断粉末の溶解液及びウラン溶液及びその他の核燃料物質はウラン濃度，プルトニウム溶液はウラン濃度，プルトニウム濃度及びウラン濃度の合計

※3：通常運転中は沸騰状態の機器であり，処理中に全交流電源喪失が発生したとしても，セル内空気により除熱可能であることを確認した（添十別紙-3-1-1 参照）。

※4：硝酸ウラニル 2.6 mol/L（約 1000 g/L）の比熱 2 J/g/K (=0.48 kcal/kg/°C) を用いて評価

表-5-2 工程洗浄により工程内の核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽の沸騰到達時間

高放射性 廃液貯槽	貯槽の 構造材	令和2年8月31日 現在の 高放射性廃液		評価用 発熱量 ^{※1} [W]	評価用 液量 ^{※2} [m ³]	貯槽の 構造材の質量 [kg]	貯槽の 構造材の比熱 [J/kg/K]	密度 [kg/m ³]	比熱 [J/kg/K]	硝酸濃度 [mol/L]	沸点 [°C]	初期温度 [°C]	沸騰到達時間 [h]
		発熱量 [W]	液量 [m ³]										
272V31	ステンレス鋼	3.82×10^4	55.0	3.85×10^4	90	53000	499	1203	2930	2	102	35	166
272V32	ステンレス鋼	5.73×10^4	65.6	5.76×10^4	90	53000	499	1211	2930	2	102	35	111
272V33	ステンレス鋼	4.19×10^4	69.2	4.22×10^4	90	53000	499	1249	2930	2	102	35	156
272V34	ステンレス鋼	6.25×10^4	74.9	6.28×10^4	90	53000	499	1228	2930	2	102	35	103
272V35	ステンレス鋼	6.87×10^4	71.6	6.90×10^4	90	53000	499	1244	2930	2	102	35	95

※1：高放射性廃液の発熱量に、工程洗浄により集約するせん断粉末の溶解液の発熱量（約266 W）、分離精製工場（MP）の希釈槽（266V13）及びプルトニウム製品貯槽（267V10～267V16）のプルトニウム溶液の発熱量（約64 W）及び分析所（CB）の分析試薬等の発熱量（ 1.4×10^{-1} W）を加算し有効数字4桁目を切り上げたもの

※2：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により集約する全ての廃液（80 m³）を受け入れられないもの、全て受け入れたものとし、液量管理値（90 m³）で評価

工程洗浄に用いる加熱機器等の全交流電源喪失時の平衡温度

DRAFT

1. 概要

工程洗浄に用いる機器（加熱機器及び沸騰溶液を受け入れる貯槽を除く。）は、全交流電源喪失時における断熱条件下で沸騰到達時間を評価し、十分な時間裕度があることを確認している。

一方、溶液が沸騰状態である加熱機器等に対して同様な評価を行うと、全交流電源喪失時に沸騰状態が継続することとなる。沸騰状態の溶液を取扱う機器に対しては、全交流電源喪失時においてもセル内等の空気により自然冷却により温度が低下することを評価するため、静止中空気の対流熱伝達を考慮し、加熱機器と空気の平衡温度を求めた。

評価の結果、濃縮ウラン溶解槽（242R12）等は、取扱うせん断粉末溶解液の発熱量が非常に低く、全交流電源喪失時においても、セル内の空気温度よりも数度高い温度で平衡温度（約 42.5℃）に達することから、自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しない。

2. 評価対象

工程洗浄で用いる加熱機器及び沸騰状態の溶液を受け入れる機器としては、分離精製工場（MP）濃縮ウラン溶解槽（242R12）、ウラン脱硝施設（DN）蒸発缶（263E35）及び濃縮液受槽（264V40）がある。

(1) 濃縮ウラン溶解槽（242R12）

濃縮ウラン溶解槽（242R12）は、2本の溶解部（一部：外径φ336 mm×2850 mm）と貯液部（幅：約 2500 mm，高さ：約 2600 mm）から構成され、工程洗浄での1溶解あたりのせん断粉末溶解液の発熱量は約 33 Wである。

(2) 蒸発缶（263E35）

蒸発缶（263E35）は、円筒容器（外径φ412 mm，長さ2000 mm）で構成され、工程洗浄で取扱うウラン溶液の発熱量は約 3.4×10^{-2} Wである。ウラン溶液の発熱量は、せん断粉末溶解液と比べ2桁低く、蒸発缶（263E35）の表面積は濃縮ウラン溶解槽（242R12）より1桁低い程度である。蒸発缶（263E35）の平衡温度は、濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度の評価に包含される。

(3) 濃縮液受槽（264V40）

濃縮液受槽（264V40）は、円筒容器（外径φ400 mm，長さ2000 mm）で構成され、工程洗浄で取扱うウラン溶液の発熱量は約 4.8×10^{-2} Wである。ウラン溶液の発熱量は、せん断粉末溶解液と比べ2桁低く、濃縮液受槽（264V40）の表面積は濃縮ウラン溶解槽（242R12）より1桁低い程度である。濃縮液受槽（264V40）の平衡温度は、濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度の評価に包含される。

3. 平衡温度の評価方法

全交流電源喪失時において、濃縮ウラン溶解槽（242R12）の発熱量 Q_{in} と静止中空気との対流熱伝達による除熱量 Q_{out} が等しくなる温度を濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度 T_w とすると、除熱量 Q_{out} は以下の方法により簡易的に求められる。

$$Q_{out} = Q_{in} = hA(T_w - T_{\infty})$$

式を変形し、

$$T_w = \frac{Q_{in}}{hA} + T_{\infty} = \text{約 } 42.5^{\circ}\text{C}$$

ここで、

h : 1 W/m²K（静止大気中の対流熱伝達率の概略値 1~10 (W/m²K)¹⁾）

A : 表面積 13 (m²)（スラブ部の垂直面の表面積を設定）

T_{∞} : セル内の空気温度 40°C（水戸気象台の日最高気温 38.4°Cより設定）

なお、セル内の空気温度は、セル内の空気及びセル躯体（コンクリート）の熱容量に対し、せん断粉末溶解液の発熱量が小さく、セル内の空気及びセル躯体の温度が上昇し難いことから一定として評価する。

参考文献

- 1) 空気調和・衛生工学便覧（2010）、空気調和・衛生工学会

工程洗浄における全交流電源喪失時の
水素の爆発下限界濃度到達時間について

DRAFT

1. 概要

工程洗浄に用いる機器については、全交流電源喪失時に水素掃気機能を喪失した場合の水素の爆発下限界濃度到達時間（以下「爆発下限界到達時間」という。）を評価し、時間裕度を確認する。

評価の結果、工程洗浄に用いる機器は水素掃気機能を喪失しても、爆発下限界到達時間まで14日以上の時間裕度を確保していることを確認した。

2. 評価対象

(1) せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(2) プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液及びプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(3) ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(4) その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

分析所（CB）の分析試薬等を保有する中間貯槽（108V10、108V11）を評価対象とする。

なお、分析所（CB）の分析試薬等の通過する分離精製工場（MP）の機器の評価は、せん断粉末の溶解液の評価に包含される。

(5) 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）

上記の核燃料物質を集約する高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）を評価対象とする。

3. 評価方法

爆発下限界到達時間は、「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認－放射線分解により発生する水素の検討－」¹⁾ の評価方法に従い実施する。

爆発下限界到達時間は以下のとおり。

$$t = \frac{(C_L - C_0) \times V}{(100 - C_L) \times H}$$

ここで、

t : 爆発下限到達時間 (h)

C_L : 水素の爆発下限濃度 (vol%)

機器内に酸素供給を行う濃縮ウラン溶解槽 (242R12) 及び溶解槽送液受槽 (243V10) については、酸素雰囲気の水素の爆発下限濃度の 3.9 vol%, これら以外の機器は空気雰囲気の 4.0 vol%を設定する。

H : 水素発生量 (Nm³/h)

$$H = 8.36 \times 10^{-6} GP$$

G : 水素発生 G 値 (分子数/100eV)

P : 機器の保持する溶液の発熱量 (W)

C_0 : 初期水素濃度 (vol%)

機器内に溶液が保持されてから十分に時間が経過している場合は、機器内の水素濃度が平衡状態に達していると考えられることから、初期水素濃度は飽和水素濃度として以下のとおり求める。

$$C_0 = 100H / (F + H)$$

F : 機器内に供給される気体量 (Nm³/h)

V : 機器の空間容量 (m³)

4. 評価条件

(1) 機器の発熱量

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

1 溶解分のせん断粉末の溶解液を保持可能な貯槽は、せん断粉末 30 kg 分の発熱量を設定する。パルスフィルタ (243F16) 等、1 溶解分の溶解液の容量に満たない機器の発熱量は、溶解槽溶液受槽 (243V10) の溶液 (せん断粉末の溶解液と濃縮ウラン溶解槽の洗浄液の混合液) の発熱密度と各機器の設計図書の使用液量から発熱量を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器の発熱量は、分析値より求めた核種ごとの重量に、ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。他貯槽からプルトニウム溶液を受入れる機器は、受入れる溶液の発熱密度及び受入量を考慮し、発熱量が高くなるものを設定する。

プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取扱う機器については、ウランに寄与する発熱量がプルトニウムに比べて非常に低いことから、ウランの発熱量は考慮しない。

③ ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液を取扱う機器の発熱量は、各機器の設計図書等の使用液量、ウラン濃度及び分析値より求めたウラン同位体組成比並びに ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）の分析試薬等の発熱量は、各機器の分析値より求めた核種ごとの重量に、ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

⑤ 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）

核燃料物質等を集約した場合の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量は、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書に基づき 2020 年 8 月 31 日時点の現在高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量に、保守的な評価となるよう集約する核燃料物質の発熱量を加えたものを評価用の発熱量として設定する。

(2) 機器の空間容量

機器の空間容量は、機器の全容量から評価液量を差し引いて求める。各機器の評価液量は、原則、設計図書又は運転管理値から求めた使用液量とする。

プルトニウム溶液を取扱う機器のうち、現有するプルトニウム溶液のみを取扱う機器（他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器）は、現有の液量を評価液量とする。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の評価液量は液量管理値の 90 m³とする。

(3) 水素発生 G 値

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

プルトニウム、アメリシウム、キュリウム及び $\beta\gamma$ 線を放出する元素の酸濃度に対する水素発生 G 値^{2)～6)} に対して近似式を求め、当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液を取扱う機器と同様に、プルトニウム、アメリシウムの酸濃度に対する水素発生 G 値に対して近似式を求め、当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

③ ウラン溶液を取扱う機器

ウラン濃度に対する水素発生 G 値の近似式⁷⁾ より、450 gU/L 未満のウラン溶液には 1.7 を、450 gU/L 以上のウラン溶液には 0.6 と設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

せん断粉末の溶解液を取扱う機器と同様に、プルトニウム、アメリカシウムの酸濃度に対する水素発生 G 値に対して近似式を求め、当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

⑤ 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）

高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の高放射性廃液の組成は、せん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を受入れても大きく変わることはなく、高放射性廃液貯蔵場（HAW）で実施した高放射性廃液のオフガス中に含まれる水素濃度の測定結果から算出した水素発生 G 値（ 6.0×10^{-5} ）を設定する。

5. 評価結果

せん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の爆発下限を、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯蔵場（HAW）の爆発下限到達時間を表-5-2 に示す。

せん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の時間裕度を、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯蔵場（272V31～V35）の時間裕度としては約6年以上であることを確認した。

検討中

参考文献

- 1) 「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認-放射線分解により発生する水素の検討-（技術報告）」（大森他 1999年10月）、JNC TN8410 2000-003
- 2) M.V.Vladimirova” α -and β -Radiolysis of Aqueous Solutions of Light and Heavy Water”, UDC541.15 (1964)
- 3) N.E.Bibler” Curium-244 Alpha Radiolysis of Nitric Acid. Oxygen Production from Direct Radiolysis Of Nitrate Ions”, DP-MS-72-68, Conf-730403-4 (1973)
- 4) JON R.Weiss, ” Calculation of Hydrogen Generation from Plutonium Induced Alpha Radiolysis of Nitric, Sulfuric, and Perchloric Acids”, Radiation Effects, vol.19 pp.191-193 (1973)
- 5) H.A.Mahlman, “The OH yield in the Co-60 γ radiolysis of NH_3 ”, The Journal of Chemical Physics Vol. 35, [3], 936 (1961)
- 6) J.P.Holland et al., “The Radiolysis of Dodecane-Tributylphosphate Solutions”, NUCLEAR INSTRUMENTS AND METHOD 153, p589 (1978)
- 7) H.M.Forehand, Jr., “Effect of radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”, NUREG/CR-2517 (1982).

表-5-1 セン断粉末の溶解液及びブルトニウム溶液（分析残を含む）を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素濃度4%到達時間評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 ^{※2} (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) ^{※3}				水素発生g値 (分子数/100 eV)				水素濃度4%到達時間	備考	
						Pu	Am	Cm	$\beta\gamma$	Pu	Am	Cm	$\beta\gamma$			
MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	1270	850	420	3.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.11	0.25	0.06	2.1×10 ⁻⁵	約33日	
	溶解槽溶液受槽 (243V10)	2623	1150	1473	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約87日	せん断粉末の溶解液全量 (850 L) に243V10 水封液量 (300 L) を追加して評価液量を設定
	ハルスフィルタ給液槽 (243F16, 243V14)	215	190	51 [※]	2.0	6.3×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻¹	4.2	0.14	0.30	0.08	4.7×10 ⁻⁶	約18日	※243V14 の空間容量 (25 L) と243V14 と接続する気液分離ポットの容量 (26 L) を合わせた値
	ハルス発生槽 (243V17)	190	141	49 [※]	2.0	4.6×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	3.1	0.14	0.30	0.08	3.5×10 ⁻⁶	約24日	※243V181 の空間容量 (2.5 L) と243V181 接続する配管 (1.1 L) とX18 ケーシング (3.7 L) 空間容量を合わせた値
	シールポット (243V181)	17	14.5	7.3	2.0	4.8×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	3.2×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	3.6×10 ⁻⁷	約35日	
	調整槽 (251V10)	4650	1150	1650	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約100日	
	給液槽 (251V11)	5646	1150	846	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約51日	
	エアリフト中間貯槽 (251V114)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約28日	
	ダネード給液槽 (251V118)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約28日	
	呼水槽 (251V120)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約28日	
	分離第一抽出器 (252R11)	1245	825	420	2.0	2.7	1.5	1.5	1.5	18	0.14	0.30	0.08	2.0×10 ⁻⁶	約35日	
	希釈剤洗浄器 (252R10)	410	275	135	2.0	9.1×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹	6.0	0.14	0.30	0.08	6.8×10 ⁻⁶	約33日	
	分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	2.0	4.7×10 ⁻²	2.6×10 ⁻²	2.6×10 ⁻²	2.6×10 ⁻²	3.1×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	3.5×10 ⁻⁷	約53日	
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6135	1150	1135	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約68日	
	呼水槽 (252V153)	39.5	30	9.5	2.0	9.9×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	6.6×10 ⁻¹	0.14	0.30	0.08	7.4×10 ⁻⁷	約22日	
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8850	1150	5850	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約349日	
	中間貯槽 (272V37/V38)	13000	1150	3000	2.0	3.8	2.1	2.1	2.1	25	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約183日	

表-5-1 せん断粉末の溶解液及びプルトニウム溶液（分析残を含む）を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素濃度4%到達時間評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 ^{※2} (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) ^{※3}				水素発生g値 (分子数/100 eV)				水素濃度4%到達時間	備考	
						Pu	Am	Cm	βγ	Pu	Am	Cm	βγ			
MP プルトニウム溶液	中間貯槽 (266V12)	440	321	157	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	約66日	266V13に保有する溶液で評価	
	希釈槽 (266V13)	544	321	223	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	約22日	現有する溶液で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V10)	750	177	573	4.0	5.8	2.8	-	-	0.08	0.08	-	-	約167日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V11)	750	83	667	4.0	3.6	1.6	-	-	0.08	0.08	-	-	約319日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)	750	177	573	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約223日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)	540	1	539	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約186日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)	540	1	539	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約172日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)	540	1	539	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約198日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)	540	1	539	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約149日	現有する溶液の液組成等で評価	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	513	3	510	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約14日	プルトニウム濃度最大の267V11の液組成で時間裕度が14日となる液量で評価	
	中間貯槽 (276V12-V15)		5350	5	5345	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約30日	266V13の溶液受入れ時を想定 266V13に保有する溶液の液組成等で評価
			5350	5	5345	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約14日	267V10~V16の溶液受入れ時を想定 267V10~V16に現有する溶液を混合した液組成等で評価
			5350	5	5345	4.0	7.0	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	約46日	266V13の溶液受入れ時を想定 266V13に保有する溶液の液組成と現実的な空間容量で評価
	受槽 (276V10)		1136	590	546	2.3	1.3×10	5.6	-	-	0.13	0.13	-	-	約21日	267V10~V16の溶液受入れ時 276V12-V15の溶液を半分にした液組成と現実的な空間容量で評価
			1136	875	261	2.9	1.5×10	7.1	-	-	0.11	0.11	-	-	約24日	266V13のPu溶液送液時の評価 276V12-V15の液組成と評価液量で評価
	希釈剤洗浄器 (252R10)		410	275	135	2.3	6.2	2.6	-	-	0.13	0.13	-	-	約19日	プルトニウム濃度最大の267V11の液組成で評価
		分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	2.3	6.2×10 ⁻¹	2.8×10 ⁻¹	-	-	0.13	0.13	-	-	約19日	プルトニウム濃度最大の267V11の液組成で評価

表-5-1 せん断粉末の溶解液及びプルトリウム溶液（分析残を含む）を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素濃度4%到達時間評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 ^{※2} (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) ^{※3}			水素発生G値 (分子数/100 eV)			水素濃度 4% 到達時間	備考
						Pu	Δm	Cm	βγ	Pu	Am		
MP	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6135	2	2									266V13及び267V10～V16に現有するプルトリウム溶液を混合した液組成等で評価
	呼水槽 (252V153)	39.5											プルトリウム濃度最大の262V14の液組成で評価 ※252V153の空間容量 (9.5 L) と気相部の配管で接続する252V141の空間容量 (9.5 L) を合わせた値
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8850	2										266V13及び267V10～V16に現有するプルトリウム溶液を混合した液組成等で評価
HAW	中間貯槽 (272V37/V38)	13000	2340	3000	2.3	4.4×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²	-	0.13	0.13	-	4.4×10 ⁻⁵	266V13及び267V10～V16に現有するプルトリウム溶液を混合した液組成等で評価
CB	中間貯槽 (108V10)	1267	169	267	9.4×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻²	8.5×10 ⁻³	-	0.20	0.20	-	4.8×10 ⁻⁹	現有する溶液の液組成等で評価
	中間貯槽 (108V11)	2490	1358	490	9.4×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻²	3.3×10 ⁻²	-	0.20	0.20	-	1.8×10 ⁻⁷	現有する溶液の液組成等で評価

検討中

※1：MP：分離精製工場，HAW：高放射性廃液貯蔵場，CB：分析所
 ※2：設計図書等に記載された全容量と評価液量から設定した。なお，14日以上間の時間余裕が確保できない機器（242V13，243V10，266V12，266V13，267V10～267V16）は，設計図書における全容量と工程洗浄時の現実的な液量の差より求めた空間容量を用いて評価した。
 ※3：せん断粉末の溶解液，プルトリウム溶液（266V13，276V12-V15，276V10，252R10，252D12，252V14，252V153，271E20及び272V37/V36）及びその他の核燃料物質（洗浄液）に含まれるウランの発熱量は，プルトリウム，アメリシウム等の発熱量に対して十分低いことから考慮しない。

表-5-2 ウラン溶液を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素濃度4%到達時間評価結果

施設名 ^{※1}	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 ^{※2} (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W)	水素発生G値 (分子数 / 100 eV) ^{※3}		水素発生量 (Nm ³ /h)	水素濃度4%到達時間	備考
							U	U			
MP	希釈槽 (263V18)	830	700	130	-	6.3×10^{-2}	0.60	0.60	3.2×10^{-7}	約2年	設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び評価液量で評価
	一時貯槽 (263V55)	4000	2000	2000	-	1.6×10^{-1}	1.70	1.70	2.3×10^{-6}	約4年	
	一時貯槽 (263V56)	4000	2000	2000	-	1.6×10^{-1}	1.70	1.70	2.3×10^{-6}	約4年	
	一時貯槽 (263V57)	4000	2000	2000	-	1.6×10^{-1}	1.70	1.70	2.3×10^{-6}	約4年	
	貯槽 (201V77)	2920	2000	920	-	1.2×10^{-1}	1.70	1.70	1.7×10^{-6}	約3年	
	蒸発缶 (263E35)	228	140	88	-	3.4×10^{-2}	0.60	0.60	1.7×10^{-7}	約2年	
	UNH貯槽 (263V32)	37000	30000	7000	-	2.7	0.60	0.60	1.4×10^{-5}	約2年	
DN	UNH供給槽 (263V34)	340	270	70	-	2.4×10^{-2}	0.60	0.60	1.2×10^{-7}	約3年	設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価
	濃縮液受槽 (264V40)	250	200	50	-	4.8×10^{-2}	0.60	0.60	2.4×10^{-7}	約1年	
	脱硝塔洗浄廃液受槽 (264V72)	200	150	50	-	1.4×10^{-2}	0.60	0.60	6.8×10^{-8}	約4年	
	溶解液受槽 (264V76)	560	500	60	-	4.5×10^{-2}	0.60	0.60	2.3×10^{-7}	約1年	
	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	1250	1000	250	-	8.0×10^{-2}	1.70	1.70	1.1×10^{-6}	約1年	

※1：MP：分離精製工場，DN：ウラン脱硝施設，PCDF：プルトニウム転換技術開発施設

※2：設計図書等に記載された全容量と評価液量から設定した。

※3：ウラン溶液の水素発生G値は、ウラン濃度に対する近似式より、450 gU/L未満のウラン溶液には1.7を、450 gU/L以上のウラン溶液には0.6を設定した。

表-5-3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽の水素濃度4%到達時間

高放射性廃液貯槽	令和2年8月31日現在の 高放射性廃液		全容量 [m ³]	評価液量 ^{※1} [m ³]	空間容量 ^{※2} [m ³]	発熱量 ^{※3} [W]	水素発生G値(分子数 /100 eV) ^{※3}	水素発生量 [Nm ³ /h]	水素濃度4% 到達時間[年]
	発熱量 [W]	液量 [m ³]							
272V31	3.82×10 ⁴	55.0	139	90	49	3.85×10 ⁴	6.0×10 ⁻⁵	1.9×10 ⁻⁵	12
272V32	5.73×10 ⁴	65.6	139	90	49	5.76×10 ⁴	6.0×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	8
272V33	4.19×10 ⁴	69.2	139	90	49	4.22×10 ⁴	6.0×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	11
272V34	6.25×10 ⁴	74.9	139	90	49	6.28×10 ⁴	6.0×10 ⁻⁵	3.1×10 ⁻⁵	7
272V35	6.87×10 ⁴	71.6	139	90	49	6.90×10 ⁴	6.0×10 ⁻⁵	3.5×10 ⁻⁵	6

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により集約する全ての廃液（80 m³）を受け入れられないもの、全て受け入れたものとし、液量管理値（90 m³）で評価

※2：全容量から評価液量を引いて算出

※3：高放射性廃液の発熱量に、工程洗浄により集約するせん断粉末の溶解液の発熱量（約266 W）、分離精製工場（MP）の希釈槽（266V13）及びプルトニウム製品貯槽（267V10～267V16）のプルトニウム溶液の発熱量（約64 W）及び分析所（CB）の分析試薬等の発熱量（1.4×10⁻¹ W）を加算し有効数字4桁目を切り上げたもの

工程洗浄時に仮に沸騰継続又は水素爆発に至った場合の
環境への放出放射エネルギーの評価について

DRAFT

1. 概要

工程洗浄に用いる機器は、全交流電源喪失に伴い崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を喪失した場合でも、溶液の沸騰到達時間及び水素の爆発下限濃度到達時間に十分な時間余裕度を確保している。

仮にそれら機能が復旧できずに更に自然冷却による除熱を考慮せず溶液の沸騰が継続する事象又は機器の破損による事象が発生した場合の環境への放射能の放出量の評価の結果、機器からの放射能の放出量は約 4.9×10^{-4} TBq である。

2. 評価の方法

(1) 建家外への放出量

機器から建家外への放射性物質 i の放出量 ST_i は、保守的に以下のとおり算出する。

$$ST_i = MAR \times DR \times ARF \times LPF$$

ここで、

MAR : 機器に保有される放射性物質 i の放射エネルギー (Bq)

DR : MAR_i のうち影響を受ける割合 (保守的に 1 とした。)

ARF : 放射性物質が気相を通じて機器外部 (セル等) へ移行する割合 (保守的に機器の閉じ込め機能の喪失を仮定)

・沸騰時 : 5×10^{-5} ¹⁾

・水素爆発時 : 1×10^{-4} ²⁾

ただし、揮発性のクリプトン、キセノン及びヨウ素は 1 とする。

LPF : 建家外への移行率

気相へ移行した放射性物質は、建家に一部が捕集され、地上放散するものとし、移行率は 1×10^{-1} とした³⁾。

分離精製工場 (MP)、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)、ウラン脱硝施設 (DN) 及び分析所 (CB) のセルにある機器は、セル (建家) が耐震性を有しており (添付資料 6-1-3-4-3 「その他の建家の耐震性及び耐津波性の確認」参照)、さらに 1×10^{-1} を見込む³⁾。

(2) 放出放射エネルギー (セシウム-137 換算)

セシウム換算係数は、IAEA-TECDOC-1162 に示される換算係数を用いて行う。その際、吸入タイプにより内部被ばくの実効線量が異なることを考慮した補正を行う。放出放射エネルギー (セシウム-137 換算) は、次の式により算出する。

$$ST_{Cs137} = \sum_i ST_i \times \frac{CF_{4i}}{CF_{4Cs137}} \times c_i$$

ここで、

ST_{CS137} : 放出放射エネルギー (セシウム-137 換算) (Bq)

CF_{4i} : 地表に沈着した放射性物質 i からの 50 年間の外部被ばく及び再浮遊による 50 年間の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を算出する係数 (mSv/kBq/m²)⁴⁾

CF_{4CS137} : 地表に沈着したセシウム-137 からの 50 年間の外部被ばく及び再浮遊による 50 年間の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を算出する係数 (mSv/kBq/m²)⁴⁾

C_i : 放射性物質 i の吸入タイプを考慮した補正係数であり以下とおり。

$$C_i = (H_{ICRP,i} \times 1000) / H_{IAEA,i}$$

$$H_{IAEA,i} = CF_{2i} / R$$

$H_{IAEA,i}$: 放射性物質 i の ICRP PuB. 72 の吸入摂取換算係数 (mSv/Bq)⁵⁾

CF_{2i} : 放射性物質 i の IAEA-TECDOC-1162 の係数 (mSv/h)/(kBq/m³)⁴⁾

R : CF_{2i} の算出で使用されている呼吸率 1.5 (m³/h)⁴⁾

吸入タイプを考慮した補正については、添四別紙 1-1 「事故対処の有効性評価」の参考資料 1 「高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における仮に沸騰に至った場合のセシウム-137 換算放出量評価」(以下「事故時の放出放射エネルギーの評価」という。)に示す。

3. 評価対象

評価対象は以下のとおりとする。

なお、ウラン溶液又はその他の核燃料物質 (洗浄液) を取扱う機器の沸騰が継続する事象及び水素爆発に至る事象並びに高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31 ~ V35) の水素爆発に至る事象については、沸騰到達時間及び水素濃度 4% 到達時間に年単位の時間裕度があることから評価対象としない。

時間裕度の評価の詳細は、添十別紙-3-1 「工程洗浄における全交流電源喪失時の沸騰到達時間について」及び添十別紙-3-2 「工程洗浄における全交流電源喪失時の水素の爆発下限界濃度到達時間について」に示す。

(1) せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時にインベントリを保持しない空気分離器等を除いた機器を対象とし、沸騰が継続する事象及び水素爆発に至る事象について評価する。

(2) プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液及びプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液が通過する機器のうち、全交流電源喪失時にインベントリを保持しない空気分離器等を除いた機器を対

象とし、沸騰が継続する事象及び水素爆発に至る事象について評価する。

(3) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31～V35)

工程洗浄により集約した核燃料物質を受け入れた高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) を対象とし、沸騰が継続する事象について評価する。評価は事故時の放出放射エネルギーの評価に従い実施する。

4. 評価結果 (表-4-1)

仮に沸騰継続による事象発生した場合の環境への放射性物質の放出量は、最大で約 1.9×10^{-3} T。なお、高放射性廃液貯槽からの放射性物質の放出量は、約 10⁻⁵ T 程度であり、表-4-1 の評価結果に大きな影響はない。

検討中

参考文献

- 1) 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書」, 平成 26 年 2 月, (JAEA, JNFL, JNES)
- 2) 「再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査 (4) 小型試験 その 2」, 原子力学会 2016 年春の年会
- 3) Elizabeth M. Flew, et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installation at AERE, Harwell Implications for Emergency Planning", IAEA-SM-119/7, P.653 (1969)
- 4) IAEA-TECDOC-1162 「Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency」
- 5) ICRP Publication72 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides:Part 5」 1996

表-4-1 環境への放出放射能(セシウム-137 換算)

施設 ※1	機器名	内蔵放射 エネルギー MAR (Bq)	建家外へ の移行率 LPF	蒸発乾固 (沸騰)		水素爆発					
				沸騰時の 移行率 ARF	放出量 (TBq)	水素爆発時 の移行率 ARF	放出量 (TBq)				
使用済燃料のせん断粉末	濃縮ウラン溶解槽 (242R12) (せん断粉末量 30 kg)	4.3×10^{14}	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-5}	1.7×10^{-4}	1.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}				
	洗浄液受槽 (242V13)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	溶解槽溶液受槽 (243V10)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	パルスフィルタ (243F16)	3.6×10^{13}			1.4×10^{-5}		2.9×10^{-5}				
	パルスフィルタ給液槽 (243V14)	1.3×10^{13}			5.1×10^{-6}		1.0×10^{-5}				
	パルス発生槽 (243V17)	3.6×10^{13}			1.4×10^{-5}		2.9×10^{-5}				
	シールポット (243V181)	3.7×10^{12}			1.5×10^{-6}		3.0×10^{-6}				
	調整槽 (251V10)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	給液槽 (251V11)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	エアリフト中間貯槽 (251V114)	3.8×10^{12}			1.5×10^{-6}		3.1×10^{-6}				
	ダネード給液槽 (251V118)	3.8×10^{12}			1.5×10^{-6}		3.1×10^{-6}				
	呼水槽 (251V120)	3.8×10^{12}			1.5×10^{-6}		3.1×10^{-6}				
	分離第一抽出器 (252R11)	2.1×10^{14}			8.4×10^{-5}		1.7×10^{-4}				
	希釈剤洗浄器 (252R10)	7.0×10^{13}			2.8×10^{-5}		5.6×10^{-5}				
	分配器 (252D12)	3.6×10^{12}			1.4×10^{-6}		2.9×10^{-6}				
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	呼水槽 (252V153)	7.6×10^{12}			3.1×10^{-6}		6.1×10^{-6}				
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	4.3×10^{14}			1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}				
	HAW	中間貯槽 (272V37, 272V38)			4.3×10^{14}				1.7×10^{-4}		3.5×10^{-4}

表-4-1 環境への放出放射能量(セシウム-137 換算)

施設 ※1	機器名	内蔵放射 能量 MAR (Bq)	建家外へ の移行率 LPF	蒸発乾固 (沸騰)		水素爆発		
				沸騰時の 移行率 ARF	放出量 (TBq)	水素爆発時 の移行率 ARF	放出量 (TBq)	
プル ト ニ ウ ム 溶 液	希釈槽 (266V13)	1.4×10^{14}			2.8×10^{-4}		5.5×10^{-4}	
	プルトリウム溶液蒸発缶 (266E20)	1.3×10^{13}			2.6×10^{-5}		5.2×10^{-5}	
	プルトリウム濃縮液受槽 (266V23)	1.9×10^{13}			3.9×10^{-5}		7.8×10^{-5}	
	プルトリウム製品貯槽 (267V10)	6.7×10^{13}			1.3×10^{-4}		2.5×10^{-4}	
	プルトリウム製品貯槽 (267V11)	4.2×10^{13}			7.8×10^{-5}		1.6×10^{-4}	
	プルトリウム製品貯槽 (267V12)	5.6×10^{13}			1.1×10^{-4}		2.1×10^{-4}	
							$\times 10^{-4}$	
							$\times 10^{-4}$	
							$\times 10^{-4}$	
							$\times 10^{-4}$	
	MP	プルトリウム溶液受槽 (276V20)	1.4×10^{14}			2.8×10^{-4}		5.5×10^{-4}
		中間貯槽 (276V12-V15)	3.5×10^{14}			6.6×10^{-4}		1.3×10^{-3}
		受槽 (276V10)	3.5×10^{14}			6.6×10^{-4}		1.3×10^{-3}
		希釈剤洗浄器 (252R10)	1.4×10^{14}			2.6×10^{-4}		5.2×10^{-4}
		分配器 (252D12)	7.1×10^{12}			1.3×10^{-5}		2.7×10^{-5}
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	4.9×10^{14}	9.4×10^{-4}			1.9×10^{-3}		
	呼水槽 (252V153)	1.5×10^{13}	2.8×10^{-5}			5.6×10^{-5}		
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	4.9×10^{14}	9.4×10^{-4}			1.9×10^{-3}		
HAW	中間貯槽 (272V37, 272V38)	4.9×10^{14}				9.4×10^{-4}		1.9×10^{-3}

※1 : MP:分離精製工場, HAW : 高放射性廃液貯蔵場

工程洗浄により核燃料物質を集約する
送液経路の安全性について

DRAFT

1. 概要

工程洗浄により、せん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液、ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）及びその他の核燃料物質（洗浄液）を放射性液体廃棄物又は製品として集約する。工程洗浄に用いる機器は、臨界管理（形状、濃度又は質量）しており、濃度又は質量の臨界管理値を下回ることを確認することにより臨界安全上問題ないこと、送液経路において誤操作を想定しても臨界安全を確保できることを確認した。

また、工程洗浄では、せん断粉末の溶解液及びプルトニウム溶液を通常使用しない経路を用いて送液を行うことから、要領書等の見直し等が必要な操作についても確認した。

2. 工程洗浄に用いる機器の臨界安全性

(1) せん断粉末の溶解液の集約に用いる機器（図 2-1 参照）

濃縮ウラン溶解槽（242R12）のせん断粉末の溶解量は 1 バッチのせん断粉末の溶解量約 30 kg 以下する。仮に 2 重装荷（せん断粉末全量）したとしても濃縮ウラン溶解槽の設計値（400 kgU/バッチ）に対して十分に少なく、安全上の問題はない。

濃縮ウラン溶解槽（242R12）のせん断粉末の溶解液のウラン濃度は、1 バッチのせん断粉末の溶解量約 30 kgU 及び溶解液量（850 L）から最大約 40 gU/L となる。せん断粉末の溶解液は、溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液し、溶解槽溶液受槽（243V10）に予め供給しておく硝酸（300 L）と混合して 程度となる。

これは、再処理運転時の使用済燃料の溶解液のウラン濃度約 500 gU/L 及び清澄工程の調整槽（251V10）の制限値（240 gU/L）よりも十分に低く、使用済燃料の溶解液が通過する機器の濃縮ウラン溶解槽（242R12）から分離第一抽出器（252R11）の臨界安全上の問題はない。

再処理運転時に使用済燃料の溶解液が通過しない機器としては、希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）、高放射性廃液蒸発缶（271E20）、中間貯槽（272V37 及び V38）及び高放射性廃液貯槽（272V31～V35）があるが、これらについても臨界管理（形状、濃度又は質量）されていること最小臨界濃度が 340 gU/L であり、臨界安全上の問題はない。

また、せん断粉末の溶解液の誤移送及び溢流を想定しても、誤移送を防止するための施錠弁が設置されていること、誤移送等による送液先の機器が臨界管理（形状、濃度又は質量）されていること、最小臨界濃度を超えないことから臨界安全上の問題はない。

(2) プルトニウム溶液の集約に用いる機器（図 2-2 参照）

集約するプルトニウム溶液の濃度は であり、プルトニウムの推定臨界下限濃度 7 gPu/L (^{239}Pu : 100 %) に対して十分に低いこと、プルトニ

ウム溶液の集約に用いるプルトニウム製品貯槽 (267V10~267V16)、希釈槽 (266V13)、中間貯槽 (266V12) 及びプルトニウム溶液受槽 (276V20) は、プルトニウム溶液系の臨界管理機器 (制限値 250 gPu/L) でもあることから、臨界安全上の問題はない。

プルトニウム溶液は、ウラン溶液系の臨界管理機器の中間貯槽 (276V12-V15) でウラン溶液と混合し、ウラン/プルトニウム比を植田溶燃料の溶解液相当

(約 X
るよう
中間貯
(252V
高放射
濃度又
の問題

検討中

用でき
器は、
間貯槽
) 及び
形状、
安全上
も、誤

移送を防止するための施錠弁が設置されていること、誤移送等による送液先の機器が臨界管理 (形状、濃度又は質量) されていること、最小臨界濃度を超えないことから臨界安全上の問題はない (図 2-1 参照)。

なお、プルトニウム溶液とウラン溶液と混合することで蒸気を用いた送液装置 (スチームジェット) による送液時のプルトニウム溶液の酸濃度低下及び温度上昇によるプルトニウムポリマー生成は抑制され、臨界安全上の問題はない。

- (3) ウラン溶液 (プルトニウム溶液と混合するものを除く。) 及びその他の核燃料物質 (洗浄液) を取扱う機器

分離精製工場 (MP) 及びウラン脱硝施設 (DN) のウラン溶液は、通常の運転操作と同じ送液経路により集約を行う。これら送液経路の機器は、臨界管理 (形状、濃度又は質量) されていること、誤移送等を考慮しても臨界安全上の問題はない。プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) のウラン溶液 () については、ウランの最小臨界量 58 kgU (均質系 UO_2-H_2O 、濃縮度 4 %) 未満であり、手持ち運搬による臨界安全上の問題はない。

その他の核燃料物質 (洗浄液) は、せん断粉末の溶解液のウラン濃度等より低いこと、せん断粉末の溶解液等の集約に用いない機器についても、通常の運転時の送液経路であることから臨界安全上の問題はない。

3. 工程洗浄に伴い要領書等の見直し等が必要な操作

再処理施設は、アスファルト事故後の安全性確認作業¹⁾において、各工程の事故の発生防止策に対して妥当性を確認するとともに、必要に応じて運転要領書の改訂及び設備を改善している。

工程洗浄は再処理運転時の操作を踏襲するものの、せん断粉末及びプルトニウム溶液の集約時に一部で通常とは異なる送液経路があり、それらに対して運転要領書

及び操作手順の有無等を確認した。運転要領書及び操作手順等の改訂等が必要な操作について以下に示す。

(1) せん断粉末の濃縮ウラン溶解槽 (242R12) への直接装荷

通常、せん断機によりせん断された使用済燃料は、分配器 (せん断機シュートを含む。) を経由して濃縮ウラン溶解槽の燃料装荷バスケットに装荷される。

工程洗浄では、濃縮ウラン溶解槽装荷セル (R131) において、せん断粉末を遠隔操作 (セル内クレーン、マニプレーター等の操作) にて濃縮ウラン溶解槽 (242R12) の溶解部の開口部から燃料装荷バスケットへ直接装荷する。

当該作業については運転要領書の改訂及び操作手順の制定が必要であり、せん断粉末の溶解量 (30 kg/バッチ) については再処理施設保安規定に定める。

(2) 高放射性廃液蒸発缶 (271E20) から高放射性廃液貯蔵場 (HAW) への直接移送 (271E20→272V37/V38→272V31～V35)

再処理運転時、高放射性廃液は、分離精製工場 (MP) の高放射性廃液蒸発缶 (271E20) から分離精製工場 (MP) の高放射性廃液貯槽 (272V14 又は V16) に送液する。その後、高放射性廃液貯槽 (272V14 又は V16) から高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の中間貯槽 (272V37 又は V38) を経由し、高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) へ送液する。

せん断粉末の溶解液等は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) の運転への影響を極力小さくするため、高放射性廃液貯槽 (272V14 又は V16) の希釈した高放射性廃液と混合せずに、高放射性廃液蒸発缶 (271E20) から直接中間貯槽 (272V37 又は V38) を経由して高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) に送液する。当該送液操作については、アスファルト事故後の安全性確認作業における評価^{*}を踏まえて保安規定で禁止している。工程洗浄においては、十分な時間裕度を確保できるため、運転要領書等の改訂及び再処理施設保安規定の変更等を行い、当該送液操作を行う。

^{*} 施設の設計条件 (PWR 基準燃料, 冷却日数 180 日, 0.7 tU/日の再処理運転) において、高放射性廃液蒸発缶 (271E20) の濃縮した高放射性廃液を高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の中間貯槽 (272V37 又は V38) に受け入れた際に全交流電源が喪失すると中間貯槽 (272V37 又は V38) の水素濃度が約 6.3 時間で水素の爆発下限界の 4 %に到達する。

(3) 中間貯槽 (276V12-V15) におけるプルトニウム溶液とウラン溶液の混合

分離精製工場
ン/プルトニウム
転要領書の改訂
プルトニウム比

ン溶液と混合し、ウ
る手順書等がなく、運
調整目標とするウラン/
保安規定に定める。

検討中

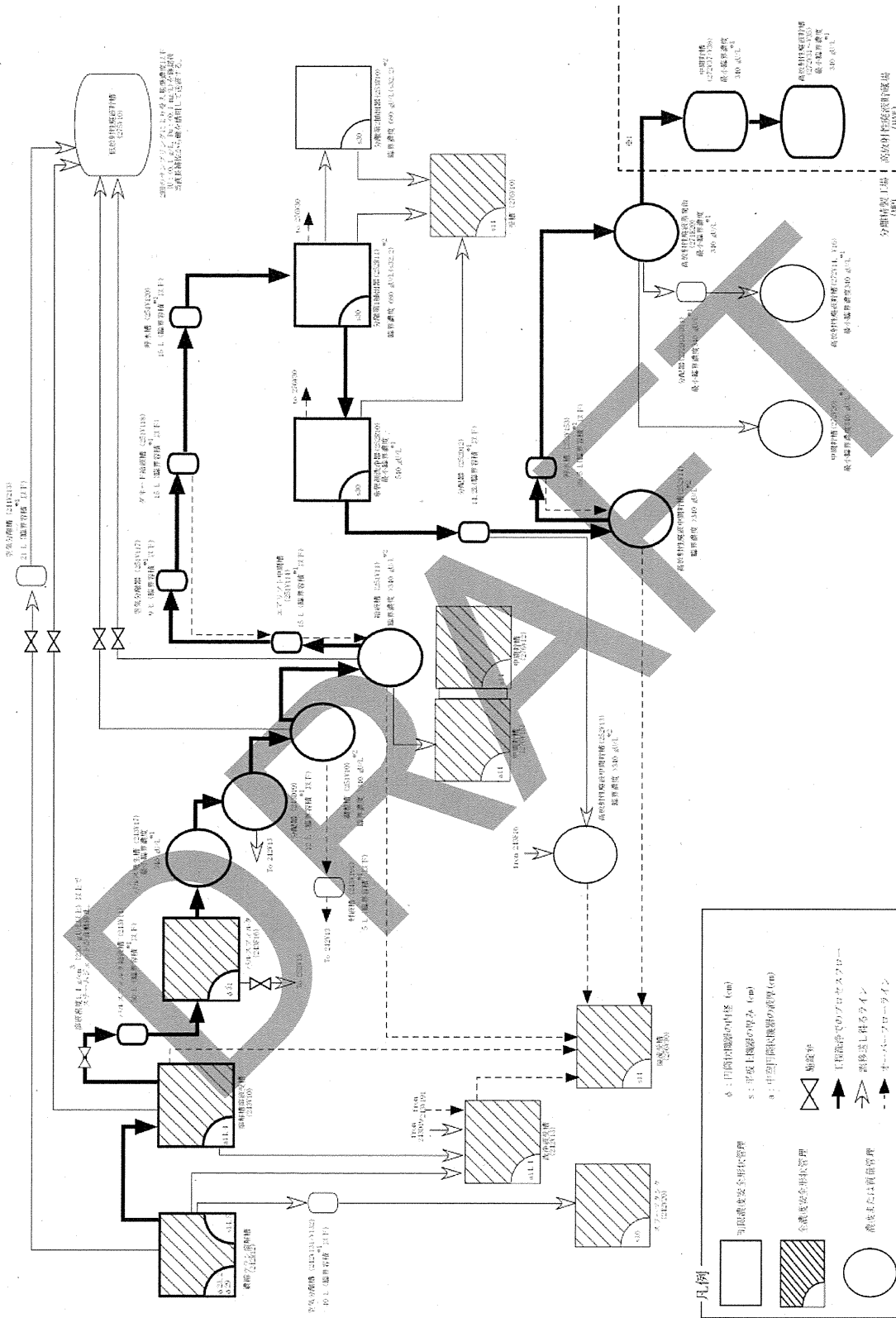
- (4) プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) から分離精製工場 (MP) へのウラン溶液の払出し

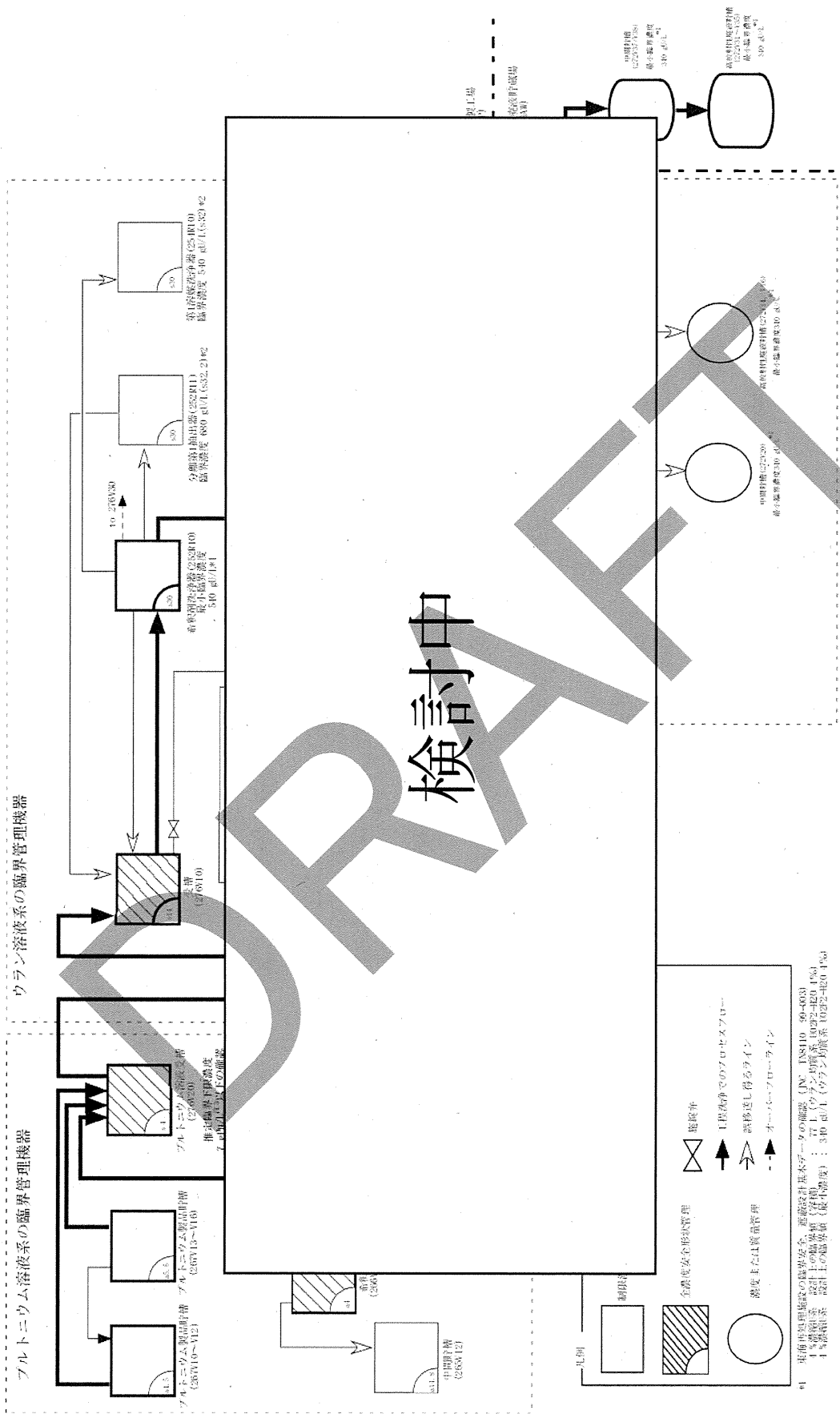
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) の硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) から分離精製工場 (MP) の一時貯槽 (263V55～V57) 又は希釈槽 (263V18) への払出しは手順等がなく、運転要領書の改訂、操作手順の制定及び再処理施設保安規定の変更を行う。

参考文献

- 1) 「東海再処理施設の安全性確認に関する報告書」、核燃料サイクル機構，平成 11 年 2 月

DRAFT





※1: 保安規定の改訂、運転要領書の再見直しが必要な案件

図-2-2のフロントモニタ溶液の移送経路及び臨界管理系統図

工程洗浄により工程内の核燃料物質を高放射性廃液貯槽
へ送液した場合のガラス固化体への影響について

検討中

1. 概要

工程洗浄では、せん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄廃液）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を現有する高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。

せん断粉末の溶解液等は、現有する高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の高放射性廃液よりもアクチニド元素の含有割合が高く、せん断粉末の溶解液等を混合した高放射性廃液をガラス固化処理した場合のガラス固化体の組成への影響及びガラス固化体の製造本数の増加量について評価する。

評価の結果、せん断粉末の溶解液等と高放射性廃液の混合廃液をガラス固化した場合でも、ガラス固化体の標準組成への影響はなく、せん断粉末の溶解液等の受入れによるガラス固化体の製造本数の増加は15本程度であることを確認した。

2. ガラス固化体の標準組成について

ガラス固化技術開発施設（TVF）で製造するガラス固化体（300 kg/本）の標準組成は、 SiO_2 、 Al_2O_3 、 CaO 、 Na_2O 、 ZrO_2 、 Li_2O 、 B_2O_3 、 PbO 、 BaO 、 SrO 、 K_2O 、 MgO 、 Fe_2O_3 、 MnO 、 NiO 、 CoO 、 ZnO 、 CuO 、 V_2O_5 、 Nb_2O_5 、 Ta_2O_5 、 HfO_2 、 ThO_2 、 UO_2 、 PuO_2 、 Am_2O_3 、 Cm_2O_3 、 Pu_2O_3 、 Pu_3O_4 、 Pu_4O_7 、 Pu_6O_{11} 、 Pu_8O_{21} 、 $\text{Pu}_{10}\text{O}_{25}$ 、 $\text{Pu}_{12}\text{O}_{31}$ 、 $\text{Pu}_{14}\text{O}_{37}$ 、 $\text{Pu}_{16}\text{O}_{43}$ 、 $\text{Pu}_{18}\text{O}_{49}$ 、 $\text{Pu}_{20}\text{O}_{55}$ 、 $\text{Pu}_{22}\text{O}_{61}$ 、 $\text{Pu}_{24}\text{O}_{67}$ 、 $\text{Pu}_{26}\text{O}_{73}$ 、 $\text{Pu}_{28}\text{O}_{79}$ 、 $\text{Pu}_{30}\text{O}_{85}$ 、 $\text{Pu}_{32}\text{O}_{91}$ 、 $\text{Pu}_{34}\text{O}_{97}$ 、 $\text{Pu}_{36}\text{O}_{103}$ 、 $\text{Pu}_{38}\text{O}_{109}$ 、 $\text{Pu}_{40}\text{O}_{115}$ 、 $\text{Pu}_{42}\text{O}_{121}$ 、 $\text{Pu}_{44}\text{O}_{127}$ 、 $\text{Pu}_{46}\text{O}_{133}$ 、 $\text{Pu}_{48}\text{O}_{139}$ 、 $\text{Pu}_{50}\text{O}_{145}$ 、 $\text{Pu}_{52}\text{O}_{151}$ 、 $\text{Pu}_{54}\text{O}_{157}$ 、 $\text{Pu}_{56}\text{O}_{163}$ 、 $\text{Pu}_{58}\text{O}_{169}$ 、 $\text{Pu}_{60}\text{O}_{175}$ 、 $\text{Pu}_{62}\text{O}_{181}$ 、 $\text{Pu}_{64}\text{O}_{187}$ 、 $\text{Pu}_{66}\text{O}_{193}$ 、 $\text{Pu}_{68}\text{O}_{199}$ 、 $\text{Pu}_{70}\text{O}_{205}$ 、 $\text{Pu}_{72}\text{O}_{211}$ 、 $\text{Pu}_{74}\text{O}_{217}$ 、 $\text{Pu}_{76}\text{O}_{223}$ 、 $\text{Pu}_{78}\text{O}_{229}$ 、 $\text{Pu}_{80}\text{O}_{235}$ 、 $\text{Pu}_{82}\text{O}_{241}$ 、 $\text{Pu}_{84}\text{O}_{247}$ 、 $\text{Pu}_{86}\text{O}_{253}$ 、 $\text{Pu}_{88}\text{O}_{259}$ 、 $\text{Pu}_{90}\text{O}_{265}$ 、 $\text{Pu}_{92}\text{O}_{271}$ 、 $\text{Pu}_{94}\text{O}_{277}$ 、 $\text{Pu}_{96}\text{O}_{283}$ 、 $\text{Pu}_{98}\text{O}_{289}$ 、 $\text{Pu}_{100}\text{O}_{295}$ 、 $\text{Pu}_{102}\text{O}_{301}$ 、 $\text{Pu}_{104}\text{O}_{307}$ 、 $\text{Pu}_{106}\text{O}_{313}$ 、 $\text{Pu}_{108}\text{O}_{319}$ 、 $\text{Pu}_{110}\text{O}_{325}$ 、 $\text{Pu}_{112}\text{O}_{331}$ 、 $\text{Pu}_{114}\text{O}_{337}$ 、 $\text{Pu}_{116}\text{O}_{343}$ 、 $\text{Pu}_{118}\text{O}_{349}$ 、 $\text{Pu}_{120}\text{O}_{355}$ 、 $\text{Pu}_{122}\text{O}_{361}$ 、 $\text{Pu}_{124}\text{O}_{367}$ 、 $\text{Pu}_{126}\text{O}_{373}$ 、 $\text{Pu}_{128}\text{O}_{379}$ 、 $\text{Pu}_{130}\text{O}_{385}$ 、 $\text{Pu}_{132}\text{O}_{391}$ 、 $\text{Pu}_{134}\text{O}_{397}$ 、 $\text{Pu}_{136}\text{O}_{403}$ 、 $\text{Pu}_{138}\text{O}_{409}$ 、 $\text{Pu}_{140}\text{O}_{415}$ 、 $\text{Pu}_{142}\text{O}_{421}$ 、 $\text{Pu}_{144}\text{O}_{427}$ 、 $\text{Pu}_{146}\text{O}_{433}$ 、 $\text{Pu}_{148}\text{O}_{439}$ 、 $\text{Pu}_{150}\text{O}_{445}$ 、 $\text{Pu}_{152}\text{O}_{451}$ 、 $\text{Pu}_{154}\text{O}_{457}$ 、 $\text{Pu}_{156}\text{O}_{463}$ 、 $\text{Pu}_{158}\text{O}_{469}$ 、 $\text{Pu}_{160}\text{O}_{475}$ 、 $\text{Pu}_{162}\text{O}_{481}$ 、 $\text{Pu}_{164}\text{O}_{487}$ 、 $\text{Pu}_{166}\text{O}_{493}$ 、 $\text{Pu}_{168}\text{O}_{499}$ 、 $\text{Pu}_{170}\text{O}_{505}$ 、 $\text{Pu}_{172}\text{O}_{511}$ 、 $\text{Pu}_{174}\text{O}_{517}$ 、 $\text{Pu}_{176}\text{O}_{523}$ 、 $\text{Pu}_{178}\text{O}_{529}$ 、 $\text{Pu}_{180}\text{O}_{535}$ 、 $\text{Pu}_{182}\text{O}_{541}$ 、 $\text{Pu}_{184}\text{O}_{547}$ 、 $\text{Pu}_{186}\text{O}_{553}$ 、 $\text{Pu}_{188}\text{O}_{559}$ 、 $\text{Pu}_{190}\text{O}_{565}$ 、 $\text{Pu}_{192}\text{O}_{571}$ 、 $\text{Pu}_{194}\text{O}_{577}$ 、 $\text{Pu}_{196}\text{O}_{583}$ 、 $\text{Pu}_{198}\text{O}_{589}$ 、 $\text{Pu}_{200}\text{O}_{595}$ 、 $\text{Pu}_{202}\text{O}_{601}$ 、 $\text{Pu}_{204}\text{O}_{607}$ 、 $\text{Pu}_{206}\text{O}_{613}$ 、 $\text{Pu}_{208}\text{O}_{619}$ 、 $\text{Pu}_{210}\text{O}_{625}$ 、 $\text{Pu}_{212}\text{O}_{631}$ 、 $\text{Pu}_{214}\text{O}_{637}$ 、 $\text{Pu}_{216}\text{O}_{643}$ 、 $\text{Pu}_{218}\text{O}_{649}$ 、 $\text{Pu}_{220}\text{O}_{655}$ 、 $\text{Pu}_{222}\text{O}_{661}$ 、 $\text{Pu}_{224}\text{O}_{667}$ 、 $\text{Pu}_{226}\text{O}_{673}$ 、 $\text{Pu}_{228}\text{O}_{679}$ 、 $\text{Pu}_{230}\text{O}_{685}$ 、 $\text{Pu}_{232}\text{O}_{691}$ 、 $\text{Pu}_{234}\text{O}_{697}$ 、 $\text{Pu}_{236}\text{O}_{703}$ 、 $\text{Pu}_{238}\text{O}_{709}$ 、 $\text{Pu}_{240}\text{O}_{715}$ 、 $\text{Pu}_{242}\text{O}_{721}$ 、 $\text{Pu}_{244}\text{O}_{727}$ 、 $\text{Pu}_{246}\text{O}_{733}$ 、 $\text{Pu}_{248}\text{O}_{739}$ 、 $\text{Pu}_{250}\text{O}_{745}$ 、 $\text{Pu}_{252}\text{O}_{751}$ 、 $\text{Pu}_{254}\text{O}_{757}$ 、 $\text{Pu}_{256}\text{O}_{763}$ 、 $\text{Pu}_{258}\text{O}_{769}$ 、 $\text{Pu}_{260}\text{O}_{775}$ 、 $\text{Pu}_{262}\text{O}_{781}$ 、 $\text{Pu}_{264}\text{O}_{787}$ 、 $\text{Pu}_{266}\text{O}_{793}$ 、 $\text{Pu}_{268}\text{O}_{799}$ 、 $\text{Pu}_{270}\text{O}_{805}$ 、 $\text{Pu}_{272}\text{O}_{811}$ 、 $\text{Pu}_{274}\text{O}_{817}$ 、 $\text{Pu}_{276}\text{O}_{823}$ 、 $\text{Pu}_{278}\text{O}_{829}$ 、 $\text{Pu}_{280}\text{O}_{835}$ 、 $\text{Pu}_{282}\text{O}_{841}$ 、 $\text{Pu}_{284}\text{O}_{847}$ 、 $\text{Pu}_{286}\text{O}_{853}$ 、 $\text{Pu}_{288}\text{O}_{859}$ 、 $\text{Pu}_{290}\text{O}_{865}$ 、 $\text{Pu}_{292}\text{O}_{871}$ 、 $\text{Pu}_{294}\text{O}_{877}$ 、 $\text{Pu}_{296}\text{O}_{883}$ 、 $\text{Pu}_{298}\text{O}_{889}$ 、 $\text{Pu}_{300}\text{O}_{895}$ 、 $\text{Pu}_{302}\text{O}_{901}$ 、 $\text{Pu}_{304}\text{O}_{907}$ 、 $\text{Pu}_{306}\text{O}_{913}$ 、 $\text{Pu}_{308}\text{O}_{919}$ 、 $\text{Pu}_{310}\text{O}_{925}$ 、 $\text{Pu}_{312}\text{O}_{931}$ 、 $\text{Pu}_{314}\text{O}_{937}$ 、 $\text{Pu}_{316}\text{O}_{943}$ 、 $\text{Pu}_{318}\text{O}_{949}$ 、 $\text{Pu}_{320}\text{O}_{955}$ 、 $\text{Pu}_{322}\text{O}_{961}$ 、 $\text{Pu}_{324}\text{O}_{967}$ 、 $\text{Pu}_{326}\text{O}_{973}$ 、 $\text{Pu}_{328}\text{O}_{979}$ 、 $\text{Pu}_{330}\text{O}_{985}$ 、 $\text{Pu}_{332}\text{O}_{991}$ 、 $\text{Pu}_{334}\text{O}_{997}$ 、 $\text{Pu}_{336}\text{O}_{1003}$ 、 $\text{Pu}_{338}\text{O}_{1009}$ 、 $\text{Pu}_{340}\text{O}_{1015}$ 、 $\text{Pu}_{342}\text{O}_{1021}$ 、 $\text{Pu}_{344}\text{O}_{1027}$ 、 $\text{Pu}_{346}\text{O}_{1033}$ 、 $\text{Pu}_{348}\text{O}_{1039}$ 、 $\text{Pu}_{350}\text{O}_{1045}$ 、 $\text{Pu}_{352}\text{O}_{1051}$ 、 $\text{Pu}_{354}\text{O}_{1057}$ 、 $\text{Pu}_{356}\text{O}_{1063}$ 、 $\text{Pu}_{358}\text{O}_{1069}$ 、 $\text{Pu}_{360}\text{O}_{1075}$ 、 $\text{Pu}_{362}\text{O}_{1081}$ 、 $\text{Pu}_{364}\text{O}_{1087}$ 、 $\text{Pu}_{366}\text{O}_{1093}$ 、 $\text{Pu}_{368}\text{O}_{1099}$ 、 $\text{Pu}_{370}\text{O}_{1105}$ 、 $\text{Pu}_{372}\text{O}_{1111}$ 、 $\text{Pu}_{374}\text{O}_{1117}$ 、 $\text{Pu}_{376}\text{O}_{1123}$ 、 $\text{Pu}_{378}\text{O}_{1129}$ 、 $\text{Pu}_{380}\text{O}_{1135}$ 、 $\text{Pu}_{382}\text{O}_{1141}$ 、 $\text{Pu}_{384}\text{O}_{1147}$ 、 $\text{Pu}_{386}\text{O}_{1153}$ 、 $\text{Pu}_{388}\text{O}_{1159}$ 、 $\text{Pu}_{390}\text{O}_{1165}$ 、 $\text{Pu}_{392}\text{O}_{1171}$ 、 $\text{Pu}_{394}\text{O}_{1177}$ 、 $\text{Pu}_{396}\text{O}_{1183}$ 、 $\text{Pu}_{398}\text{O}_{1189}$ 、 $\text{Pu}_{400}\text{O}_{1195}$ 、 $\text{Pu}_{402}\text{O}_{1201}$ 、 $\text{Pu}_{404}\text{O}_{1207}$ 、 $\text{Pu}_{406}\text{O}_{1213}$ 、 $\text{Pu}_{408}\text{O}_{1219}$ 、 $\text{Pu}_{410}\text{O}_{1225}$ 、 $\text{Pu}_{412}\text{O}_{1231}$ 、 $\text{Pu}_{414}\text{O}_{1237}$ 、 $\text{Pu}_{416}\text{O}_{1243}$ 、 $\text{Pu}_{418}\text{O}_{1249}$ 、 $\text{Pu}_{420}\text{O}_{1255}$ 、 $\text{Pu}_{422}\text{O}_{1261}$ 、 $\text{Pu}_{424}\text{O}_{1267}$ 、 $\text{Pu}_{426}\text{O}_{1273}$ 、 $\text{Pu}_{428}\text{O}_{1279}$ 、 $\text{Pu}_{430}\text{O}_{1285}$ 、 $\text{Pu}_{432}\text{O}_{1291}$ 、 $\text{Pu}_{434}\text{O}_{1297}$ 、 $\text{Pu}_{436}\text{O}_{1303}$ 、 $\text{Pu}_{438}\text{O}_{1309}$ 、 $\text{Pu}_{440}\text{O}_{1315}$ 、 $\text{Pu}_{442}\text{O}_{1321}$ 、 $\text{Pu}_{444}\text{O}_{1327}$ 、 $\text{Pu}_{446}\text{O}_{1333}$ 、 $\text{Pu}_{448}\text{O}_{1339}$ 、 $\text{Pu}_{450}\text{O}_{1345}$ 、 $\text{Pu}_{452}\text{O}_{1351}$ 、 $\text{Pu}_{454}\text{O}_{1357}$ 、 $\text{Pu}_{456}\text{O}_{1363}$ 、 $\text{Pu}_{458}\text{O}_{1369}$ 、 $\text{Pu}_{460}\text{O}_{1375}$ 、 $\text{Pu}_{462}\text{O}_{1381}$ 、 $\text{Pu}_{464}\text{O}_{1387}$ 、 $\text{Pu}_{466}\text{O}_{1393}$ 、 $\text{Pu}_{468}\text{O}_{1399}$ 、 $\text{Pu}_{470}\text{O}_{1405}$ 、 $\text{Pu}_{472}\text{O}_{1411}$ 、 $\text{Pu}_{474}\text{O}_{1417}$ 、 $\text{Pu}_{476}\text{O}_{1423}$ 、 $\text{Pu}_{478}\text{O}_{1429}$ 、 $\text{Pu}_{480}\text{O}_{1435}$ 、 $\text{Pu}_{482}\text{O}_{1441}$ 、 $\text{Pu}_{484}\text{O}_{1447}$ 、 $\text{Pu}_{486}\text{O}_{1453}$ 、 $\text{Pu}_{488}\text{O}_{1459}$ 、 $\text{Pu}_{490}\text{O}_{1465}$ 、 $\text{Pu}_{492}\text{O}_{1471}$ 、 $\text{Pu}_{494}\text{O}_{1477}$ 、 $\text{Pu}_{496}\text{O}_{1483}$ 、 $\text{Pu}_{498}\text{O}_{1489}$ 、 $\text{Pu}_{500}\text{O}_{1495}$ 、 $\text{Pu}_{502}\text{O}_{1501}$ 、 $\text{Pu}_{504}\text{O}_{1507}$ 、 $\text{Pu}_{506}\text{O}_{1513}$ 、 $\text{Pu}_{508}\text{O}_{1519}$ 、 $\text{Pu}_{510}\text{O}_{1525}$ 、 $\text{Pu}_{512}\text{O}_{1531}$ 、 $\text{Pu}_{514}\text{O}_{1537}$ 、 $\text{Pu}_{516}\text{O}_{1543}$ 、 $\text{Pu}_{518}\text{O}_{1549}$ 、 $\text{Pu}_{520}\text{O}_{1555}$ 、 $\text{Pu}_{522}\text{O}_{1561}$ 、 $\text{Pu}_{524}\text{O}_{1567}$ 、 $\text{Pu}_{526}\text{O}_{1573}$ 、 $\text{Pu}_{528}\text{O}_{1579}$ 、 $\text{Pu}_{530}\text{O}_{1585}$ 、 $\text{Pu}_{532}\text{O}_{1591}$ 、 $\text{Pu}_{534}\text{O}_{1597}$ 、 $\text{Pu}_{536}\text{O}_{1603}$ 、 $\text{Pu}_{538}\text{O}_{1609}$ 、 $\text{Pu}_{540}\text{O}_{1615}$ 、 $\text{Pu}_{542}\text{O}_{1621}$ 、 $\text{Pu}_{544}\text{O}_{1627}$ 、 $\text{Pu}_{546}\text{O}_{1633}$ 、 $\text{Pu}_{548}\text{O}_{1639}$ 、 $\text{Pu}_{550}\text{O}_{1645}$ 、 $\text{Pu}_{552}\text{O}_{1651}$ 、 $\text{Pu}_{554}\text{O}_{1657}$ 、 $\text{Pu}_{556}\text{O}_{1663}$ 、 $\text{Pu}_{558}\text{O}_{1669}$ 、 $\text{Pu}_{560}\text{O}_{1675}$ 、 $\text{Pu}_{562}\text{O}_{1681}$ 、 $\text{Pu}_{564}\text{O}_{1687}$ 、 $\text{Pu}_{566}\text{O}_{1693}$ 、 $\text{Pu}_{568}\text{O}_{1699}$ 、 $\text{Pu}_{570}\text{O}_{1705}$ 、 $\text{Pu}_{572}\text{O}_{1711}$ 、 $\text{Pu}_{574}\text{O}_{1717}$ 、 $\text{Pu}_{576}\text{O}_{1723}$ 、 $\text{Pu}_{578}\text{O}_{1729}$ 、 $\text{Pu}_{580}\text{O}_{1735}$ 、 $\text{Pu}_{582}\text{O}_{1741}$ 、 $\text{Pu}_{584}\text{O}_{1747}$ 、 $\text{Pu}_{586}\text{O}_{1753}$ 、 $\text{Pu}_{588}\text{O}_{1759}$ 、 $\text{Pu}_{590}\text{O}_{1765}$ 、 $\text{Pu}_{592}\text{O}_{1771}$ 、 $\text{Pu}_{594}\text{O}_{1777}$ 、 $\text{Pu}_{596}\text{O}_{1783}$ 、 $\text{Pu}_{598}\text{O}_{1789}$ 、 $\text{Pu}_{600}\text{O}_{1795}$ 、 $\text{Pu}_{602}\text{O}_{1801}$ 、 $\text{Pu}_{604}\text{O}_{1807}$ 、 $\text{Pu}_{606}\text{O}_{1813}$ 、 $\text{Pu}_{608}\text{O}_{1819}$ 、 $\text{Pu}_{610}\text{O}_{1825}$ 、 $\text{Pu}_{612}\text{O}_{1831}$ 、 $\text{Pu}_{614}\text{O}_{1837}$ 、 $\text{Pu}_{616}\text{O}_{1843}$ 、 $\text{Pu}_{618}\text{O}_{1849}$ 、 $\text{Pu}_{620}\text{O}_{1855}$ 、 $\text{Pu}_{622}\text{O}_{1861}$ 、 $\text{Pu}_{624}\text{O}_{1867}$ 、 $\text{Pu}_{626}\text{O}_{1873}$ 、 $\text{Pu}_{628}\text{O}_{1879}$ 、 $\text{Pu}_{630}\text{O}_{1885}$ 、 $\text{Pu}_{632}\text{O}_{1891}$ 、 $\text{Pu}_{634}\text{O}_{1897}$ 、 $\text{Pu}_{636}\text{O}_{1903}$ 、 $\text{Pu}_{638}\text{O}_{1909}$ 、 $\text{Pu}_{640}\text{O}_{1915}$ 、 $\text{Pu}_{642}\text{O}_{1921}$ 、 $\text{Pu}_{644}\text{O}_{1927}$ 、 $\text{Pu}_{646}\text{O}_{1933}$ 、 $\text{Pu}_{648}\text{O}_{1939}$ 、 $\text{Pu}_{650}\text{O}_{1945}$ 、 $\text{Pu}_{652}\text{O}_{1951}$ 、 $\text{Pu}_{654}\text{O}_{1957}$ 、 $\text{Pu}_{656}\text{O}_{1963}$ 、 $\text{Pu}_{658}\text{O}_{1969}$ 、 $\text{Pu}_{660}\text{O}_{1975}$ 、 $\text{Pu}_{662}\text{O}_{1981}$ 、 $\text{Pu}_{664}\text{O}_{1987}$ 、 $\text{Pu}_{666}\text{O}_{1993}$ 、 $\text{Pu}_{668}\text{O}_{1999}$ 、 $\text{Pu}_{670}\text{O}_{2005}$ 、 $\text{Pu}_{672}\text{O}_{2011}$ 、 $\text{Pu}_{674}\text{O}_{2017}$ 、 $\text{Pu}_{676}\text{O}_{2023}$ 、 $\text{Pu}_{678}\text{O}_{2029}$ 、 $\text{Pu}_{680}\text{O}_{2035}$ 、 $\text{Pu}_{682}\text{O}_{2041}$ 、 $\text{Pu}_{684}\text{O}_{2047}$ 、 $\text{Pu}_{686}\text{O}_{2053}$ 、 $\text{Pu}_{688}\text{O}_{2059}$ 、 $\text{Pu}_{690}\text{O}_{2065}$ 、 $\text{Pu}_{692}\text{O}_{2071}$ 、 $\text{Pu}_{694}\text{O}_{2077}$ 、 $\text{Pu}_{696}\text{O}_{2083}$ 、 $\text{Pu}_{698}\text{O}_{2089}$ 、 $\text{Pu}_{700}\text{O}_{2095}$ 、 $\text{Pu}_{702}\text{O}_{2101}$ 、 $\text{Pu}_{704}\text{O}_{2107}$ 、 $\text{Pu}_{706}\text{O}_{2113}$ 、 $\text{Pu}_{708}\text{O}_{2119}$ 、 $\text{Pu}_{710}\text{O}_{2125}$ 、 $\text{Pu}_{712}\text{O}_{2131}$ 、 $\text{Pu}_{714}\text{O}_{2137}$ 、 $\text{Pu}_{716}\text{O}_{2143}$ 、 $\text{Pu}_{718}\text{O}_{2149}$ 、 $\text{Pu}_{720}\text{O}_{2155}$ 、 $\text{Pu}_{722}\text{O}_{2161}$ 、 $\text{Pu}_{724}\text{O}_{2167}$ 、 $\text{Pu}_{726}\text{O}_{2173}$ 、 $\text{Pu}_{728}\text{O}_{2179}$ 、 $\text{Pu}_{730}\text{O}_{2185}$ 、 $\text{Pu}_{732}\text{O}_{2191}$ 、 $\text{Pu}_{734}\text{O}_{2197}$ 、 $\text{Pu}_{736}\text{O}_{2203}$ 、 $\text{Pu}_{738}\text{O}_{2209}$ 、 $\text{Pu}_{740}\text{O}_{2215}$ 、 $\text{Pu}_{742}\text{O}_{2221}$ 、 $\text{Pu}_{744}\text{O}_{2227}$ 、 $\text{Pu}_{746}\text{O}_{2233}$ 、 $\text{Pu}_{748}\text{O}_{2239}$ 、 $\text{Pu}_{750}\text{O}_{2245}$ 、 $\text{Pu}_{752}\text{O}_{2251}$ 、 $\text{Pu}_{754}\text{O}_{2257}$ 、 $\text{Pu}_{756}\text{O}_{2263}$ 、 $\text{Pu}_{758}\text{O}_{2269}$ 、 $\text{Pu}_{760}\text{O}_{2275}$ 、 $\text{Pu}_{762}\text{O}_{2281}$ 、 $\text{Pu}_{764}\text{O}_{2287}$ 、 $\text{Pu}_{766}\text{O}_{2293}$ 、 $\text{Pu}_{768}\text{O}_{2299}$ 、 $\text{Pu}_{770}\text{O}_{2305}$ 、 $\text{Pu}_{772}\text{O}_{2311}$ 、 $\text{Pu}_{774}\text{O}_{2317}$ 、 $\text{Pu}_{776}\text{O}_{2323}$ 、 $\text{Pu}_{778}\text{O}_{2329}$ 、 $\text{Pu}_{780}\text{O}_{2335}$ 、 $\text{Pu}_{782}\text{O}_{2341}$ 、 $\text{Pu}_{784}\text{O}_{2347}$ 、 $\text{Pu}_{786}\text{O}_{2353}$ 、 $\text{Pu}_{788}\text{O}_{2359}$ 、 $\text{Pu}_{790}\text{O}_{2365}$ 、 $\text{Pu}_{792}\text{O}_{2371}$ 、 $\text{Pu}_{794}\text{O}_{2377}$ 、 $\text{Pu}_{796}\text{O}_{2383}$ 、 $\text{Pu}_{798}\text{O}_{2389}$ 、 $\text{Pu}_{800}\text{O}_{2395}$ 、 $\text{Pu}_{802}\text{O}_{2401}$ 、 $\text{Pu}_{804}\text{O}_{2407}$ 、 $\text{Pu}_{806}\text{O}_{2413}$ 、 $\text{Pu}_{808}\text{O}_{2419}$ 、 $\text{Pu}_{810}\text{O}_{2425}$ 、 $\text{Pu}_{812}\text{O}_{2431}$ 、 $\text{Pu}_{814}\text{O}_{2437}$ 、 $\text{Pu}_{816}\text{O}_{2443}$ 、 $\text{Pu}_{818}\text{O}_{2449}$ 、 $\text{Pu}_{820}\text{O}_{2455}$ 、 $\text{Pu}_{822}\text{O}_{2461}$ 、 $\text{Pu}_{824}\text{O}_{2467}$ 、 $\text{Pu}_{826}\text{O}_{2473}$ 、 $\text{Pu}_{828}\text{O}_{2479}$ 、 $\text{Pu}_{830}\text{O}_{2485}$ 、 $\text{Pu}_{832}\text{O}_{2491}$ 、 $\text{Pu}_{834}\text{O}_{2497}$ 、 $\text{Pu}_{836}\text{O}_{2503}$ 、 $\text{Pu}_{838}\text{O}_{2509}$ 、 $\text{Pu}_{840}\text{O}_{2515}$ 、 $\text{Pu}_{842}\text{O}_{2521}$ 、 $\text{Pu}_{844}\text{O}_{2527}$ 、 $\text{Pu}_{846}\text{O}_{2533}$ 、 $\text{Pu}_{848}\text{O}_{2539}$ 、 $\text{Pu}_{850}\text{O}_{2545}$ 、 $\text{Pu}_{852}\text{O}_{2551}$ 、 $\text{Pu}_{854}\text{O}_{2557}$ 、 $\text{Pu}_{856}\text{O}_{2563}$ 、 $\text{Pu}_{858}\text{O}_{2569}$ 、 $\text{Pu}_{860}\text{O}_{2575}$ 、 $\text{Pu}_{862}\text{O}_{2581}$ 、 $\text{Pu}_{864}\text{O}_{2587}$ 、 $\text{Pu}_{866}\text{O}_{2593}$ 、 $\text{Pu}_{868}\text{O}_{2599}$ 、 $\text{Pu}_{870}\text{O}_{2605}$ 、 $\text{Pu}_{872}\text{O}_{2611}$ 、 $\text{Pu}_{874}\text{O}_{2617}$ 、 $\text{Pu}_{876}\text{O}_{2623}$ 、 $\text{Pu}_{878}\text{O}_{2629}$ 、 $\text{Pu}_{880}\text{O}_{2635}$ 、 $\text{Pu}_{882}\text{O}_{2641}$ 、 $\text{Pu}_{884}\text{O}_{2647}$ 、 $\text{Pu}_{886}\text{O}_{2653}$ 、 $\text{Pu}_{888}\text{O}_{2659}$ 、 $\text{Pu}_{890}\text{O}_{2665}$ 、 $\text{Pu}_{892}\text{O}_{2671}$ 、 $\text{Pu}_{894}\text{O}_{2677}$ 、 $\text{Pu}_{896}\text{O}_{2683}$ 、 $\text{Pu}_{898}\text{O}_{2689}$ 、 $\text{Pu}_{900}\text{O}_{2695}$ 、 $\text{Pu}_{902}\text{O}_{2701}$ 、 $\text{Pu}_{904}\text{O}_{2707}$ 、 $\text{Pu}_{906}\text{O}_{2713}$ 、 $\text{Pu}_{908}\text{O}_{2719}$ 、 $\text{Pu}_{910}\text{O}_{2725}$ 、 $\text{Pu}_{912}\text{O}_{2731}$ 、 $\text{Pu}_{914}\text{O}_{2737}$ 、 $\text{Pu}_{916}\text{O}_{2743}$ 、 $\text{Pu}_{918}\text{O}_{2749}$ 、 $\text{Pu}_{920}\text{O}_{2755}$ 、 $\text{Pu}_{922}\text{O}_{2761}$ 、 $\text{Pu}_{924}\text{O}_{2767}$ 、 $\text{Pu}_{926}\text{O}_{2773}$ 、 $\text{Pu}_{928}\text{O}_{2779}$ 、 $\text{Pu}_{930}\text{O}_{2785}$ 、 $\text{Pu}_{932}\text{O}_{2791}$ 、 $\text{Pu}_{934}\text{O}_{2797}$ 、 $\text{Pu}_{936}\text{O}_{2803}$ 、 $\text{Pu}_{938}\text{O}_{2809}$ 、 $\text{Pu}_{940}\text{O}_{2815}$ 、 $\text{Pu}_{942}\text{O}_{2821}$ 、 $\text{Pu}_{944}\text{O}_{2827}$ 、 $\text{Pu}_{946}\text{O}_{2833}$ 、 $\text{Pu}_{948}\text{O}_{2839}$ 、 $\text{Pu}_{950}\text{O}_{2845}$ 、 $\text{Pu}_{952}\text{O}_{2851}$ 、 $\text{Pu}_{954}\text{O}_{2857}$ 、 $\text{Pu}_{956}\text{O}_{2863}$ 、 $\text{Pu}_{958}\text{O}_{2869}$ 、 $\text{Pu}_{960}\text{O}_{2875}$ 、 $\text{Pu}_{962}\text{O}_{2881}$ 、 $\text{Pu}_{964}\text{O}_{2887}$ 、 $\text{Pu}_{966}\text{O}_{2893}$ 、 $\text{Pu}_{968}\text{O}_{2899}$ 、 $\text{Pu}_{970}\text{O}_{2905}$ 、 $\text{Pu}_{972}\text{O}_{2911}$ 、 $\text{Pu}_{974}\text{O}_{2917}$ 、 $\text{Pu}_{976}\text{O}_{2923}$ 、 $\text{Pu}_{978}\text{O}_{2929}$ 、 $\text{Pu}_{980}\text{O}_{2935}$ 、 $\text{Pu}_{982}\text{O}_{2941}$ 、 $\text{Pu}_{984}\text{O}_{2947}$ 、 $\text{Pu}_{986}\text{O}_{2953}$ 、 $\text{Pu}_{988}\text{O}_{2959}$ 、 $\text{Pu}_{990}\text{O}_{2965}$ 、 $\text{Pu}_{992}\text{O}_{2971}$ 、 $\text{Pu}_{994}\text{O}_{2977}$ 、 $\text{Pu}_{996}\text{O}_{2983}$ 、 $\text{Pu}_{998}\text{O}_{2989}$ 、 $\text{Pu}_{1000}\text{O}_{2995}$ 、 $\text{Pu}_{1002}\text{O}_{3001}$ 、 $\text{Pu}_{1004}\text{O}_{3007}$ 、 $\text{Pu}_{1006}\text{O}_{3013}$ 、 $\text{Pu}_{1008}\text{O}_{3019}$ 、 $\text{Pu}_{1010}\text{O}_{3025}$ 、 $\text{Pu}_{1012}\text{O}_{3031}$ 、 $\text{Pu}_{1014}\text{O}_{3037}$ 、 $\text{Pu}_{1016}\text{O}_{3043}$ 、 $\text{Pu}_{1018}\text{O}_{3049}$ 、 $\text{Pu}_{1020}\text{O}_{3055}$ 、 $\text{Pu}_{1022}\text{O}_{3$

ラン (U) の比 1.202) を乗じて求める。

高放射性廃液貯槽 (272V31, V32 及び V35) の高放射性廃液及びせん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量を表 3-1 に示す。

工程洗浄により発生するせん断粉末の溶解液等は約 80 m³ 発生する計画である。高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) は、安全性向上対策として液量管理値 (約 90 m³/基) を設けているため、液量管理値を超えないようにせん断粉末の溶解液等は分散して高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) に受入れる。

3.2 せん断粉末の溶解液等を高放射性廃液と混合した場合のガラス固化体製造本数への影響評価

(1) 評価方法

- ① 高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) のアクチニド酸化物量をガラス固化体 1 体あたりのアクチニド酸化物量 (7.5 kg) で除して、アクチニド酸化物量のガラス固化体の製造本数を求める。



除く)
で除し
求め
廃液
数とす
の混合

液に比べても、①~④と同じ計算を行い、処理に必要なガラス固化体の製造本数とする。

- ⑤ ③と④の差から、せん断粉末溶解液等の処理に伴うガラス固化体製造本数の増加量を算出する。

(2) 評価結果

せん断粉末の溶解液等の処理に伴うガラス固化体製造本数への影響を評価した結果を表 3-2 に示す。

せん断粉末の溶解液等を高放射性廃液と混合して処理する場合は、ガラス固化体が約 15 本増加する。

3.3 せん断粉末の溶解液等のガラス固化体の組成への影響評価

ガラス固化技術開発施設 (TVF) で受け入れた高放射性廃液の分析結果及びせん断粉末の溶解液等の組成を用いて、せん断粉末の溶解液等と高放射性廃液の混合液をガラス固化体とした場合のガラス固化体のアクチニド酸化物量の割合

を評価する。

(1) 評価方法

- ① アクチニド酸化物量を算出する。
- ② アクチニド酸化物量を 3.2 項で求めたガラス固化体の製造本数及びガラス固化体 1 体あたりの質量 (300 kg) で除することでアクチニド酸化物量の割合を求め、標準組成を下回ることを確認する。

(2) 評価結果

高放射性廃液とせん断粉末の溶解液等の混合液をガラス固化体とした場合のガラス固化体のアクチニド酸化物量の割合を表 3-3 に示す。

現有する高放射性廃液貯槽 (272V31, V32 及び V35) の高放射性廃液でガラス固化体を製造した場合のアクチニド酸化物量の割合は約 1.6 wt% である。せん断粉末の溶解液等を混合したとしても、アクチニド酸化物量の割合は 2.3 wt% となり、標準組成 2.5 wt% 以下を満足する

なお、せん断粉末の溶解液等は、本評価条件としていない高放射性廃液貯槽 (272V22 及び V24) にも、送液することにより、ガラス固化体のアクチニ

参考文献

1)

え
年
別

検討中

要と考
成 22
ト」特

表 3-1 高放射性廃液及びびせん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量

対象	全金属 酸化物量 [kg]	ナトリウム (Na ₂ O) 酸化物量 [kg]	金属酸化物量 (Na ₂ Oを除く) [kg]	アクチニド 酸化物 [kg]	備考
高放射性廃液貯槽 (272V31)	6077	2279	3798	373	直近の分析結果及び 返送廃液の組成を基に設定
高放射性廃液貯槽 (272V32)	3656	1376	2280	221	直近の分析結果及び高放射性廃液 の貯蔵量(令和2年8月31日時 点)から組成割合を算出し、最低 量(30 m ³)での組成を設定 の分析結果及び他貯槽から れた廃液の組成を基に設定
高放射性廃液貯槽 (272V35)					
せん断粉末の 溶解液等					
評価対象	[kg]	[kg]	[kg]	製造数[本]	ガラス固化体 の製造数 [本]
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) の混合溶液	12317	1258	274	168	274
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) 及びびせん断粉末等の混合溶液	12967	1908	289	255	289 (増加量: 15)

表 3-3 高放射性廃液等のガラス固化処理時におけるガラス固化体のアクチニド酸化物の質量割合

評価	アクチニド	金属酸化物量 (Na ₂ O を除く)	ガラス固化体 (300 kg) あたり ニド酸化物割合 [wt%]
高放射性廃液 (27) の混合溶液	<div style="border: 1px solid black; padding: 20px;"> <p style="font-size: 2em; margin: 0;">DRAFT</p> <p style="font-size: 3em; margin: 0;">検討中</p> </div>		
高放射性廃液 (27) 及びせん断粉末等			
			約 1.6
			約 2.3