

表-2-2 安全評価用のせん断粉末の仕様 (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 <sub>2</sub> )	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末	軽水炉 (PWR-UO <sub>2</sub> )	新型転換炉 (ATR-MOX B)	せん断粉末
U-232	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-4}$			
U-233	$2.2 \times 10^{-7}$	$2.2 \times 10^{-8}$	$2.2 \times 10^{-7}$			
U-234	$8.7 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-4}$	$8.7 \times 10^{-3}$			
U-235	$1.4 \times 10^{-4}$	$6.9 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-4}$			
U-236	$1.8 \times 10^{-3}$	$4.9 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-3}$			
U-237	$8.0 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$			
U-238	$1.7 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-3}$			
Pu-236	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.8 \times 10^{-5}$	$3.6 \times 10^{-4}$			
Pu-238	$1.9 \times 10$	$2.0 \times 10$	$2.0 \times 10$			
Pu-239	2.5	2.0	2.5			
Pu-240	3.2	7.4	7.4			
Pu-241	$5.4 \times 10^{-1}$	$7.1 \times 10^{-1}$	$7.1 \times 10^{-1}$			
Pu-242	$9.4 \times 10^{-3}$	$3.3 \times 10^{-2}$	$3.3 \times 10^{-2}$			
Np-235	$1.1 \times 10^{-10}$	$1.9 \times 10^{-11}$	$1.1 \times 10^{-10}$			
Np-237	$2.6 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^9$	$5.6 \times 10^8$	$3.2 \times 10^9$
Np-238	$8.0 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$6.2 \times 10^8$	$9.6 \times 10^8$	$9.6 \times 10^8$
Np-239	$8.0 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{11}$	$3.3 \times 10^{11}$	$3.3 \times 10^{11}$
Am-241	$1.3 \times 10$	$1.7 \times 10$	$1.7 \times 10$	$1.5 \times 10^{13}$	$1.9 \times 10^{13}$	$1.9 \times 10^{13}$
Am-242	$3.8 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{11}$	$1.9 \times 10^{11}$	$1.9 \times 10^{11}$
Am-242m	$1.3 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{11}$	$1.9 \times 10^{11}$	$1.9 \times 10^{11}$
Am-243	$1.1 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{11}$	$3.3 \times 10^{11}$	$3.3 \times 10^{11}$
Cm-242	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{11}$	$1.6 \times 10^{11}$	$1.6 \times 10^{11}$
Cm-243	$9.5 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^{-1}$	$9.6 \times 10^{10}$	$1.7 \times 10^{11}$	$1.7 \times 10^{11}$
Cm-244	9.1	$1.7 \times 10$	$1.7 \times 10$	$9.6 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^{13}$	$1.8 \times 10^{13}$
Cm-245	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^9$	$1.7 \times 10^9$	$1.7 \times 10^9$
Cm-246	$1.7 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^8$	$2.4 \times 10^8$	$2.4 \times 10^8$

表-2-3 低濃度のプルトニウム溶液の安全評価用のインベントリ

機器名	機器番号	液量 [L]	プルトニウム 濃度 [g/L]	プルトニウム 重量 [g]	アメリシウム 241 濃度 [g/L]	アメリシウム 241 重量 [g]	ウラン濃度 [g/L]	ウラン重量 [g]
希釈槽	266V13	321			0.15	49*		
プルトニウム 製品貯槽	267V10	177			0.14	24		
プルトニウム 製品貯槽	267V11	83			0.17	14		
プルトニウム 製品貯槽	267V12	120			0.16	19		
プルトニウム 製品貯槽	267V13	121			0.13	15		
プルトニウム 製品貯槽	267V14	126			0.14	17		
プルトニウム 製品貯槽	267V15	114			0.14	16		
プルトニウム 製品貯槽	267V16	139			0.14	19		

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽（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インベントリ

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	機器番号	液容量 [L]	ウラン濃度 [gU/L] <sup>※2</sup>
MP	ウラン溶液蒸発缶[第1段]	263E11-T12	220	
	中間貯槽	263V10	3,000	
	希釈槽	263V18	700	
	一時貯槽	263V51	2,000	
	一時貯槽	263V52	2,000	
	一時貯槽	263V53	2,000	
	一時貯槽	263V54	2,000	
	一時貯槽	263V55	2,000	
	一時貯槽	263V56	2,000	
	一時貯槽	263V57	2,000	
	一時貯槽	263V58	2,000	
	ウラン調整槽	201V70	500	
	受流槽	201V75	500	
	貯槽	201V77	2,000	
	貯槽	201V78	2,000	
貯槽	201V79	2,000		
DN	蒸発缶	263E35	140	
	UNH 受槽	263V30	700	
	UNH 受槽	263V31	700	
	UNH 貯槽	263V32	30,000	
	UNH 貯槽	263V33	30,000	
	UNH 供給槽	263V34	270	
	濃縮液受槽	264V40	200	
	溶解液受槽	264V76	500	
	脱硝塔	264R43	—	
PCDF	硝酸ウラニル貯槽	P11V14	1,000	

※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け入れることから，設工認等の記載値を用いた。

※3：設工認等のウラン量（粉末）の記載値を用いた。

※4：他の貯槽からウラン溶液を受け入れない P11V14 は PIT 測定時(2021 年時の値)のウラン濃度から十の位を切り上げた値を安全評価用のウラン濃度とした。

表-2-5 安全評価用のその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）のインベントリ

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 <sup>※</sup>	
中間貯槽	108V11		0.3 <sup>※</sup>	

※ 中間貯槽（108V10 及び 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。

工程洗浄における崩壊熱除去機能喪失時の  
沸騰到達時間について

## 1. 概要

工程洗浄の対象機器の崩壊熱除去機能を有する動的機器としては、資材庫の浄水ポンプ、ユーティリティ施設の冷却水系統のポンプ及びプルトニウム製品貯槽等の空気冷却を行うための分離精製工場のセル換気系排風機がある。これら動的機器は2基（常用1基/予備1基）で構成され、使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき、自動的に予備機に切り替わるなどするため崩壊熱除去機能が維持されることから、安全に問題はないものの、仮に崩壊熱除去機能が喪失した場合の影響評価として、沸騰到達時間を評価する。

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、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り扱う加熱機器等は、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（32日以上）があること、沸騰状態の溶液を取り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り扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち、崩壊熱除去機能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) 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液が通過する機器のうち、崩壊熱除去機能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) ウラン溶液を取り扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち、崩壊熱除去機能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（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

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

なお、分析所（CB）の分析試料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。

なお、せん断粉末の溶解液を取り扱う機器及びウラン溶液を取り扱う機器のうち、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（参考資料 1-1-1「工程洗浄に用いる加熱機器等の崩壊熱除去機能喪失時の平衡温度」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。

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

ここで、

- $t$  : 沸騰到達時間 (s)
- $\rho$  : 溶液の密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $V$  : 評価液量 (m<sup>3</sup>)
- $C_1$  : 溶液の比熱 (J/kg/K)
- $T_a$  : 溶液の沸点 (°C)
- $T_o$  : 溶液の初期温度 (°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り扱う機器

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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け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たりの発熱量を乗じて設定する。

他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は、受け入れる貯槽のうち最大の発熱密度及び受入量から発熱量を設定

する。

低濃度のプルトニウム溶液を取り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 ウラン溶液を取り扱う機器

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から算出し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たりの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

分析所（CB）の分析試料等の発熱量は、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たりの発熱量を乗じて設定する。

(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。

低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器のうち、現有する低濃度のプルトニウム溶液のみを取り扱う機器（他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は、受け入れる貯槽のうち最大の発熱密度の貯槽の液量と設定する。

分析所（CB）の分析試料等を取り扱う機器のうち、現有する分析試料等のみを取り扱う機器（他貯槽から分析試料等を受け入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。

(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ヤ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（1,000 kg/m<sup>3</sup>）を用いて評価する。

(5) 比熱

① せん断粉末の溶解液を取り扱う機器

せん断粉末の溶解液の比熱は、1 バッチ当たりせん断粉末 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<sup>1)</sup>より算出する。

② 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れない機器の比熱は、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<sup>1)</sup>より算出する。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽 (276V20) は、受け入れる貯槽のうち最大の発熱密度の貯槽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<sup>1)</sup>より算出する。

また、低濃度の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<sup>1)</sup>より算出する。

③ ウラン溶液を取り扱う機器

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<sup>1)</sup>より算出する。

なお、1,200 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、文献<sup>2)</sup>に記載のある最大濃度の硝酸ウラニル水溶液 2.6 mol/L (約 1,000 gU/L) の比熱 約 2 J/g/K (=0.48 kcal/kg/°C) を用いて評価する。

④ その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器

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<sup>1)</sup>より算出する。

## 5. 評価結果

せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器の沸騰到達時間を表-5-1 に示す。

せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器については、沸騰到達時間まで十分な時間裕度 (32 日以上) があることを確認した。

また、工程洗浄において沸騰状態の溶液を扱う濃縮ウラン溶解槽 (242R12)、蒸発缶 (263E35) 及び濃縮液受槽 (264V40) は、取り扱うせん断粉末溶解液等の発熱量が非常に低く、全交流電源喪失時でも、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。

## 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, 低濃度のプルトニウム溶液, ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果 (1/5)

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	評価液量 (L)	発熱密度 (W/L)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 <sup>※2</sup> (g/L)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
せん断粉末の溶解液	MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	850	$3.9 \times 10^{-2}$	3.0	[REDACTED]	$1.0 \times 10^3$	$8.2 \times 10^{-1}$	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)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	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	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	60	100	約 55 日	
		パルスフィルタ給液槽 (243V14)	50	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	60	100	約 55 日	
		パルス発生槽 (243V17)	141	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	60	100	約 55 日	
		シールポット (243V181)	14.5	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	60	100	約 55 日	
		調整槽 (251V10)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		給液槽 (251V11)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		エアリフト中間貯槽 (251V114)	15	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		ダネード給液槽 (251V118)	15	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		呼水槽 (251V120)	15	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		分離第一抽出器 (252R11)	825	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		希釈剤洗浄器 (252R10)	275	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		呼水槽 (252V153)	30	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日	
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	1,150	$2.9 \times 10^{-2}$	3.0	$1.0 \times 10^3$	$8.3 \times 10^{-1}$	30	100	約 97 日			

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（2/5）

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	評価液量 (L)	発熱密度 (W/L)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 <sup>※2</sup> (g/L)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
低濃度のプルトニウム溶液 MP	中間貯槽 (266V12)	321	$5.9 \times 10^{-2}$	3.1	[Redacted]	$1.0 \times 10^3$	$7.8 \times 10^{-1}$	40	100	約 38 日	266V13 に保有する溶液の液組成で評価
	希釈槽 (266V13)	321	$5.9 \times 10^{-2}$	3.1		$1.0 \times 10^3$	$7.8 \times 10^{-1}$	40	100	約 38 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	$4.9 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 42 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V11)	83	$6.3 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 32 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)	120	$5.9 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 34 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)	121	$4.6 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 44 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)	126	$4.7 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 43 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)	114	$4.7 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 43 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)	139	$4.8 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 42 日	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	83	$6.3 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$7.0 \times 10^{-1}$	35	100	約 34 日	最も発熱密度が高い 267V11 の液組成で評価
	中間貯槽 (276V12-V15)	520	$3.7 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$7.1 \times 10^{-1}$	35	100	約 61 日	266V13 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
		1,574	$2.8 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.9 \times 10^{-1}$	35	100	約 65 日	267V10～V16 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
	受槽 (276V10)	520	$3.7 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$7.1 \times 10^{-1}$	35	100	約 61 日	266V13 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
		928	$2.8 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.9 \times 10^{-1}$	35	100	約 65 日	267V10～V16 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	$3.7 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$7.1 \times 10^{-1}$	35	100	約 61 日	266V13 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
		275	$2.8 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.9 \times 10^{-1}$	35	100	約 65 日	267V10～V16 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

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（3/5）

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	評価液量 (L)	発熱密度 (W/L)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 <sup>※2</sup> (g/L)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
低濃度のプルトニウム溶液	高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	$3.7 \times 10^{-2}$	3.0		$1.0 \times 10^3$	$7.1 \times 10^{-1}$	35	100	約 61 日	266V13 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
		14.2	$2.8 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.9 \times 10^{-1}$	35	100	約 65 日	267V10～V16 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
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	2,094	$3.0 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.8 \times 10^{-1}$	35	100	約 60 日	266V13 及び 267V10～V16 の溶液並びにウラン溶液を混合した液組成で評価
	呼水槽 (252V153)	30	$3.0 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.8 \times 10^{-1}$	35	100	約 60 日	
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	2,094	$3.0 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.8 \times 10^{-1}$	35	100	約 60 日	
	HAW 中間貯槽 (272V37, V38)	2,094	$3.0 \times 10^{-2}$	6.0		$1.0 \times 10^3$	$5.8 \times 10^{-1}$	35	100	約 60 日	
ウラン溶液	MP	ウラン溶液蒸発缶[第1段] (263E11-T12)	220	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	25	100	約 58 年	加熱濃縮操作は実施しないものの、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
		中間貯槽 (263V10)	3,000	$1.3 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$9.3 \times 10^{-1}$	25	100	約 712 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
		希釈槽 (263V18)	700	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V51)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V52)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V53)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V54)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V55)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（4/5）

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	評価液量 (L)	発熱密度 (W/L)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 <sup>※2</sup> (g/L)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
ウラン溶液	MP	一時貯槽 (263V56)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	[Redacted]	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 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 (263V57)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V58)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		ウラン調整槽 (201V70)	500	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		受流槽 (201V75)	500	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V77)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V78)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V79)	2,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
	DN	蒸発缶 (263E35)	140	$2.4 \times 10^{-4}$	2.6		$1.0 \times 10^3$	$4.8 \times 10^{-1※4}$	沸騰状態	100	※3	
		UNH 受槽 (263V30)	700	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		UNH 受槽 (263V31)	700	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		UNH 貯槽 (263V32)	30,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
		UNH 貯槽 (263V33)	30,000	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	

参考資料 1-1-4

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（5/5）

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	評価液量 (L)	発熱密度 (W/L)	評価硝酸濃度 (mol/L)	ウラン濃度等 <sup>※2</sup> (g/L)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	比熱 (kcal/kg/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
ウラン溶液	DN	UNH 供給槽 (263V34)	270	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$	[Redacted]	$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 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	$2.4 \times 10^{-4}$	2.6		$1.0 \times 10^3$	$4.8 \times 10^{-1※4}$	沸騰状態	100	※3	
		溶解液受槽 (264V76)	500	$9.0 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$5.2 \times 10^{-1}$	40	100	約 46 年	
	PCDF	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	1,000	$8.0 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-1}$		$1.0 \times 10^3$	$6.0 \times 10^{-1}$	40	100	約 59 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
(工程内の洗浄液等) その他の核燃料物質	CB	中間貯槽 (108V10)	169	$1.7 \times 10^{-4}$	1.04	$1.0 \times 10^3$	$9.5 \times 10^{-1}$	30	100	約 52 年	現有する溶液の液組成で評価	
		中間貯槽 (108V11)	1,358	$8.1 \times 10^{-5}$	1.04	$1.0 \times 10^3$	$9.5 \times 10^{-1}$	30	100	約 109 年		

※1：MP：分離精製工場，HAW：高放射性廃液貯蔵場，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（工程内の洗浄液等）はウラン濃度，低濃度のプルトニウム溶液はウラン濃度，プルトニウム濃度及びアメリシウム濃度の合計

※3：通常運転中は沸騰状態の機器であり，処理中に崩壊熱除去機能が喪失したとしても，セル内空気により除熱可能であることを確認した（参考資料 1-1-1 参照）。

※4：硝酸ウラニル 2.6 mol/L（約 1,000 gU/L）の比熱 2 J/g/K(=0.48 kcal/kg/°C)を用いて評価

工程洗淨に用いる加熱機器等の崩壊熱除去機能喪失時の  
平衡温度

## 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、崩壊熱除去機能喪失時の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、崩壊熱除去機能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り扱う機器に対しては、崩壊熱除去機能喪失時でもセル内等の空気による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、取り扱うせん断粉末溶解液の発熱量が非常に低く、崩壊熱除去機能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）の濃縮ウラン溶解槽（242R12）とウラン脱硝施設（DN）の蒸発缶（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×2,850 mm）と貯液部（幅：約2,500 mm，高さ：約2,600 mm）から構成され、工程洗浄での1溶解当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2,000 mm）で構成され、工程洗浄で取り扱うウラン溶液の発熱量は約 $3.4 \times 10^{-2}$  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2,000 mm）で構成され、工程洗浄で取り扱うウラン溶液の発熱量は約 $4.8 \times 10^{-2}$  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

崩壊熱除去機能喪失時において、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/m<sup>2</sup>K（静止大気中の対流熱伝達率の概略値 1~10 W/m<sup>2</sup>K<sup>1)</sup>）

$A$  : 表面積 13 m<sup>2</sup>（スラブ部の垂直面の表面積を設定）

$T_{\infty}$  : 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、せん断粉末の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

工程洗淨における水素掃気機能喪失時の  
水素の爆発下限界濃度到達時間について

## 1. 概要

工程洗浄の対象機器の水素掃気機能を有する動的機器としては、ユーティリティ施設の圧縮空気設備の空気圧縮機がある。空気圧縮機は2基（常用1基/予備1基）で構成され、使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき、自動的に予備機に切り替わるなどするため水素掃気機能が維持されることから、安全に問題はないものの、仮に水素掃気機能が喪失した場合の影響評価として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15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り扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち、水素掃気機能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) 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液及び低濃度の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、水素掃気機能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) ウラン溶液を取り扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち、水素掃気機能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（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

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

なお、分析所（CB）の分析試料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。

## 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－」<sup>1)</sup> 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 (Nm<sup>3</sup>/h)

$$H = \frac{G \times P \times 22.4(\text{NL/mol}) \times 3600(\text{s/h})}{6.02 \times 10^{23}(\text{分子数/mol}) \times 100(\text{eV}) \times 1.60 \times 10^{-19}(\text{J/eV}) \times 1000(\text{NL/Nm}^3)}$$
$$= 8.36 \times 10^{-6}GP$$

$G$  : 水素発生 G 値 (分子数/100eV)

$P$  : 高放射性廃液の発熱量 (W) \*

※単位体積の溶液の発熱量は単位体積の溶液に吸収される放射線のエネルギーと等しいと仮定して評価

$C_0$  : 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 (Nm<sup>3</sup>/h)

$V$  : 機器の空間容量 (m<sup>3</sup>)

#### 4. 評価条件

##### (1) 機器の発熱量

###### ① せん断粉末の溶解液を取り扱う機器

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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け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たりの発熱量を乗じて設定する。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れる機器は、受け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。

低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取り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 ウラン溶液を取り扱う機器

ウラン溶液を取り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から算出し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たりの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

分析所（CB）の分析試料等の発熱量は、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たりの発熱量を乗じて設定する。

(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。

低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器のうち、現有するプルトニウム溶液のみを取り扱う機器（他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れない機器）は、現有の液量を評価液量とする。

(3) 水素発生 G 値

① せん断粉末の溶解液を取り扱う機器

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<sup>2) ~6)</sup> 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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

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 ウラン溶液を取り扱う機器

ウラン濃度に対する水素発生 G 値の近似式<sup>7)</sup> 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（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

せん断粉末の溶解液を取り扱う機器と同様に、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。

#### 5. 評価結果

せん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間を表-5-1 に，ウラン溶液を取り扱う機器の爆発下限界到達時間を表-5-2 に示す。

せん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の時間裕度は 15 日以上であることを確認した。

#### 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”  $\alpha$ -and  $\beta$ -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  $\gamma$  radiolysis of NH<sub>3</sub>”，The Journal of Chemical Physics Vol. 35, [3], 936（1961）
- 6) J.P.Holland et al., “The Radiolysis of Dodecane-Tributylphosphate Solutions”，NUCLER 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 せん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限到達時間評価結果(1/3)

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) <sup>※2</sup>				水素発生 G 値 (分子数/100 eV)				水素発生量 (Nm <sup>3</sup> /h)	水素の爆発下限到達時間	備考	
						Pu	Am	Cm	β γ	Pu	Am	Cm	β γ				
せん断粉末の溶解液	MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	1,270	850	420	3.0	3.8	2.1	2.1	25	0.11	0.11	0.24	0.06	2.1×10 <sup>-5</sup>	約 33 日	
		溶解槽溶液受槽 (243V10)	2,623	1,150	1,473	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	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
		パルスフィルタ パルスフィルタ給液槽 (243F16, 243V14)	215	190	51*	2.0	6.3×10 <sup>-1</sup>	3.5×10 <sup>-1</sup>	3.5×10 <sup>-1</sup>	4.2	0.14	0.14	0.30	0.08	4.7×10 <sup>-6</sup>	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
		パルス発生槽 (243V17)	190	141	49	2.0	4.6×10 <sup>-1</sup>	2.6×10 <sup>-1</sup>	2.6×10 <sup>-1</sup>	3.1	0.14	0.14	0.30	0.08	3.5×10 <sup>-6</sup>	約 24 日	
		シールポット (243V181)	17	14.5	7.3*	2.0	4.8×10 <sup>-2</sup>	2.7×10 <sup>-2</sup>	2.7×10 <sup>-2</sup>	3.2×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	3.6×10 <sup>-7</sup>	約 35 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
		調整槽 (251V10)	4,650	1,150	1,650	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	約 100 日	
		給液槽 (251V11)	5,646	1,150	846	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	約 51 日	
		エアリフト中間貯槽 (251V114)	21	15	6	2.0	4.9×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	3.3×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 <sup>-7</sup>	約 28 日	
		ダネード給液槽 (251V118)	21	15	6	2.0	4.9×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	3.3×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 <sup>-7</sup>	約 28 日	
		呼水槽 (251V120)	21	15	6	2.0	4.9×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>-2</sup>	3.3×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 <sup>-7</sup>	約 28 日	
		分離第一抽出器 (252R11)	1,245	825	420	2.0	2.7	1.5	1.5	18	0.14	0.14	0.30	0.08	2.0×10 <sup>-5</sup>	約 35 日	
		希釈剤洗浄器 (252R10)	410	275	135	2.0	9.1×10 <sup>-1</sup>	5.1×10 <sup>-1</sup>	5.1×10 <sup>-1</sup>	6.0	0.14	0.14	0.30	0.08	6.8×10 <sup>-6</sup>	約 33 日	
		分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	2.0	4.7×10 <sup>-2</sup>	2.6×10 <sup>-2</sup>	2.6×10 <sup>-2</sup>	3.1×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	3.5×10 <sup>-7</sup>	約 53 日	
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6,135	1,150	1,135	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	約 68 日	
		呼水槽 (252V153)	39.5	30	9.5	2.0	9.9×10 <sup>-2</sup>	5.6×10 <sup>-2</sup>	5.5×10 <sup>-2</sup>	6.6×10 <sup>-1</sup>	0.14	0.14	0.30	0.08	7.4×10 <sup>-7</sup>	約 22 日	
高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8,850	1,150	5,850	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	約 349 日			
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	13,000	1,150	3,000	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 <sup>-5</sup>	約 183 日		

表-5-1 せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果(2/3)

施設名 <sup>※1</sup>	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) <sup>※2</sup>				水素発生 G 値 (分子数/100 eV)				水素発生量 (Nm <sup>3</sup> /h)	水素の爆発下限界到達時間	備考
						Pu	Am	Cm	β γ	Pu	Am	Cm	β γ			
低濃度のプルトニウム溶液 MP	中間貯槽 (266V12)	440	321	157*	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 <sup>-5</sup>	約 15 日	266V13 に現有する溶液で評価 *266V12 のベント系配管の空間容量 (38 L) を合わせた値
	希釈槽 (266V13)	544	321	223	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 <sup>-5</sup>	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	-	-	5.9×10 <sup>-6</sup>	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	-	-	3.6×10 <sup>-6</sup>	約 319 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)	750	120	630	4.0	4.9	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	4.9×10 <sup>-6</sup>	約 223 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)	540	121	419	4.0	3.9	1.8	-	-	0.08	0.08	-	-	3.9×10 <sup>-6</sup>	約 186 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)	540	126	414	4.0	4.0	2.0	-	-	0.08	0.08	-	-	4.2×10 <sup>-6</sup>	約 172 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)	540	114	426	4.0	3.6	1.8	-	-	0.08	0.08	-	-	3.7×10 <sup>-6</sup>	約 198 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)	540	139	401	4.0	4.5	2.2	-	-	0.08	0.08	-	-	4.6×10 <sup>-6</sup>	約 149 日	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	513	321	192	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 <sup>-5</sup>	約 20 日	評価液量が最も多く厳しい評価になる 266V13 に現有する溶液で評価
	中間貯槽 (276V12-V15)	5,350	520	350	3.0	1.3×10	5.6	-	-	0.11	0.11	-	-	1.7×10 <sup>-5</sup>	約 36 日	266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
		5,350	1,574	350	3.0	3.0×10	1.4×10	-	-	0.11	0.11	-	-	4.0×10 <sup>-5</sup>	約 15 日	267V10～267V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
	受槽 (276V10)	1,136	520	616	3.0	1.3×10	5.6	-	-	0.11	0.11	-	-	1.7×10 <sup>-5</sup>	約 62 日	266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
		1,136	928*	208	3.0	1.8×10	8.4	-	-	0.11	0.11	-	-	2.3×10 <sup>-5</sup>	約 15 日	267V10～267V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 *運転時の最大保有液量 (LA*より設定)
	希釈剤洗浄器 (252R10)	410	275	135	3.0	7.1	3.0	-	-	0.11	0.11	-	-	8.9×10 <sup>-6</sup>	約 25 日	266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
		410	275	135	3.0	5.3	2.5	-	-	0.11	0.11	-	-	6.9×10 <sup>-6</sup>	約 32 日	267V10～V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価

参考資料 1-2-6

表-5-1 せん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果(3/3)

	施設名 <sup>※1</sup>	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W) <sup>※2</sup>				水素発生 G 値 (分子数/100 eV)				水素発生量 (Nm <sup>3</sup> /h)	水素の爆発下限界到達時間	備考
							Pu	Am	Cm	β γ	Pu	Am	Cm	β γ			
低濃度のプルトニウム溶液	MP	分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	3.0	$3.6 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	-	-	0.11	0.11	-	-	$4.6 \times 10^{-7}$	約 40 日	266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
			25	14.2	10.8	3.0	$2.7 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	-	-	0.11	0.11	-	-	$3.6 \times 10^{-7}$	約 52 日	267V10～V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6,135	2,094	1,135	3.0	$4.4 \times 10$	$2.0 \times 10$	-	-	0.11	0.11	-	-	$5.6 \times 10^{-5}$	約 34 日	266V13 及び 267V10～V16 に現有する溶液並びにウラン溶液を混合した液組成等で評価
		呼水槽 (252V153)	39.5	30	9.5	3.0	$6.3 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$	-	-	0.11	0.11	-	-	$8.1 \times 10^{-7}$	約 20 日	
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8,850	2,094	5,850	3.0	$4.4 \times 10$	$2.0 \times 10$	-	-	0.11	0.11	-	-	$5.6 \times 10^{-5}$	約 172 日		
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	13,000	2,094	3,000	3.0	$4.4 \times 10$	$2.0 \times 10$	-	-	0.11	0.11	-	-	$5.6 \times 10^{-5}$	約 92 日		
その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)	CB	中間貯槽 (108V10)	1,267	169	267	$9.4 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$8.5 \times 10^{-3}$	-	-	0.20	0.20	-	-	$4.8 \times 10^{-8}$	約 26 年	現有する溶液の液組成等で評価
		中間貯槽 (108V11)	2,490	1,358	490	$9.4 \times 10^{-1}$	$7.7 \times 10^{-2}$	$3.3 \times 10^{-2}$	-	-	0.20	0.20	-	-	$1.8 \times 10^{-7}$	約 13 年	

※1：MP：分離精製工場，HAW：高放射性廃液貯蔵場，CB：分析所

※2：せん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液（266V13，276V12～V15，276V10，252R10，252D12，252V14，252V153，271E20，272V37 及び V38）及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）に含まれるウランの発熱量は，プルトニウム，アメリカ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 ウラン溶液を取り扱う機器の全交流電源喪失時の水素の爆発下限界到達時間評価結果 (1/2)

	施設名 <sup>*1</sup>	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W)	水素発生 G 値 (分子数/100 eV) <sup>*2</sup>	水素発生量 (Nm <sup>3</sup> /h)	水素の爆発下限界到達時間	備考
							U	U			
ウラン溶液	MP	ウラン溶液蒸発缶[第1段] (263E11-T12)	920	220	700	-	$2.0 \times 10^{-2}$	0.60	$9.9 \times 10^{-8}$	約 34 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
		中間貯槽 (263V10)	3,695	3,000	695	-	$3.9 \times 10^{-2}$	1.70	$5.5 \times 10^{-7}$	約 6 年	
		希釈槽 (263V18)	830	700	130	-	$6.3 \times 10^{-2}$	0.60	$3.2 \times 10^{-7}$	約 2 年	
		一時貯槽 (263V51)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V52)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V53)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V54)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V55)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V56)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V57)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		一時貯槽 (263V58)	4,000	2,000	2,000	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 11 年	
		ウラン調整槽 (201V70)	601	500	101	-	$4.5 \times 10^{-2}$	0.60	$2.3 \times 10^{-7}$	約 2 年	
		受流槽 (201V75)	605	500	105	-	$4.5 \times 10^{-2}$	0.60	$2.3 \times 10^{-7}$	約 2 年	
		貯槽 (201V77)	2,920	2,000	920	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 5 年	
	貯槽 (201V78)	2,920	2,000	920	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 5 年		
	貯槽 (201V79)	2,920	2,000	920	-	$1.8 \times 10^{-1}$	0.60	$9.0 \times 10^{-7}$	約 5 年		
	DN	蒸発缶 (263E35)	228	140	88	-	$3.4 \times 10^{-2}$	0.60	$1.7 \times 10^{-7}$	約 2 年	
		UNH 受槽 (263V30)	840	700	140	-	$6.3 \times 10^{-2}$	0.60	$3.2 \times 10^{-7}$	約 2 年	
UNH 受槽 (263V31)		840	700	140	-	$6.3 \times 10^{-2}$	0.60	$3.2 \times 10^{-7}$	約 2 年		

表-5-2 ウラン溶液を取り扱う機器の全交流電源喪失時の水素の爆発下限到達時間評価結果 (2/2)

	施設名※1	機器名	全容量 (L)	評価液量 (L)	空間容量 (L)	評価用酸濃度 (mol/L)	発熱量 (W)	水素発生 G 値 (分子数/100 eV)※2	水素発生量 (Nm <sup>3</sup> /h)	水素の爆発下限到達時間	備考
							U	U			
ウラン溶液	DN	UNH 貯槽 (263V32)	37,000	30,000	7,000	-	2.7	0.60	1.4×10 <sup>-5</sup>	約2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
		UNH 貯槽 (263V33)	37,000	30,000	7,000	-	2.7	0.60	1.4×10 <sup>-5</sup>	約2年	
		UNH 供給槽 (263V34)	340	270	70	-	2.4×10 <sup>-2</sup>	0.60	1.2×10 <sup>-7</sup>	約3年	
		濃縮液受槽 (264V40)	250	200	50	-	4.8×10 <sup>-2</sup>	0.60	2.4×10 <sup>-7</sup>	約1年	
		溶解液受槽 (264V76)	560	500	60	-	4.5×10 <sup>-2</sup>	0.60	2.3×10 <sup>-7</sup>	約1年	
	PCDF	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	1,250	1,000	250	-	8.0×10 <sup>-2</sup>	1.70	1.1×10 <sup>-6</sup>	約1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評価液量で評価

※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：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。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の  
高放射性廃液貯槽への影響

## 1. 概要

工程洗浄により再処理設備本体等から取り出した回収可能核燃料物質を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液した場合の全交流電源喪失時の沸騰到達時間及び水素濃度が爆発下限界（4％）に至る時間を評価した。

評価の結果、最短の沸騰到達時間は77時間から約95時間と長くなること、水素濃度が爆発下限界（4％）に至る時間は最短で約1年であることから、事故対処の有効性評価への影響はないことを確認した。

## 2. 回収可能核燃料物質及び高放射性廃液の発熱量の設定

工程洗浄では、せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を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及び高放射性廃液の発熱量は以下のように保守的に設定する。

### (1) せん断粉末

せん断粉末の重量は、せん断粉末の重量測定のみを考慮し、保守性を持たせて1.1を乗じた240 kgとして設定する。

せん断粉末の発熱量は、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、再処理事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水型原子炉使用済燃料（PWR 燃料）及び新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（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発熱量とする。ORIGEN 計算の条件を表-2-1に、せん断粉末の核種ごとの発熱量を表-2-2に示す。

### (2) 低濃度のプルトニウム溶液

工程洗浄で再処理設備本体等から取り出す低濃度のプルトニウム溶液の内訳を表-2-3に示す。これに対し以下のとおり評価用の発熱量を保守的に設定する。

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）により求めた核種ごとの重量に比発熱量を乗じた後、保守性を持たせるために、分析誤差を考慮し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の発熱量とする（表-2-4）。

### (3) その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

分析所（CB）の分析試料等を保有する中間貯槽（108V10及びV11）を評価対象とする。分析所（CB）中間貯槽（108V10及びV11）の発熱量は、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ウラン重量及びプルトニウム重量に比発熱量を乗じた後、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の発熱量とする。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）。

#### (4) 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液

高放射性廃液貯蔵槽（272V31～V35）の高放射性廃液の発熱量は、2020 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液貯蔵槽（272V31～V35）の発熱量（令和 3 年 4 月 27 日認可済）に、上記（1）～（3）で定めたせん断粉末の溶解液等の発熱量を加えて設定する。

なお、高放射性廃液貯蔵槽（272V31～V35）は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（60 m<sup>3</sup>）を受け入れられないものの、1 つの貯蔵槽に全て受け入れたものとして評価する。

### 3. 全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価

#### 3.1 沸騰到達時間の評価方法

全交流電源喪失時の沸騰到達時間は、廃止措置計画変更認可申請書（令和 3 年 4 月 27 日認可）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」（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、高放射性廃液貯蔵槽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。

$$t = (\rho VC_1 + MC_2) \times (T_a - T_o) / Q$$

ここで、

- $t$  : 沸騰到達時間 (s)
- $\rho$  : 高放射性廃液の密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $V$  : 評価液量 (m<sup>3</sup>)
- $C_1$  : 高放射性廃液の比熱 (J/kg/K)
- $MC_2$  : 高放射性廃液貯蔵槽の構造材の熱容量 (J/K)  
(貯蔵槽の構造材の質量  $M$  (kg) と貯蔵槽の構造材の比熱  $C_2$  (J/kg/K) の積)
- $T_a$  : 高放射性廃液の沸点 (°C)
- $T_o$  : 高放射性廃液の初期温度 (°C)
- $Q$  : 高放射性廃液の発熱量 (W)

### 3.2 沸騰到達時間の評価条件

#### (1) 評価液量

高放射性廃液の評価液量は、高放射性廃液の貯槽（272V31～V35）の液量管理値である 90 m<sup>3</sup>とする（各貯槽に工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液 60 m<sup>3</sup>を全て送液すると仮定した評価とする。）。

#### (2) 初期温度及び沸点

高放射性廃液の初期温度及び沸点は、高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書と同様に初期温度を 35℃、沸点を 102℃とする。

#### (3) 密度

高放射性廃液の密度は高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書と同様に実測値を使用する。

#### (4) 比熱

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と同様に約 2930 J/kg/K (=0.7 kcal/kg/°C) とする。

### 3.3 沸騰到達時間の評価結果

せん断粉末の溶解液等を送液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-3-3-1 に示す。高放射性廃液貯槽（272V31～V35）については最短の沸騰到達時間が 77 時間から約 95 時間（272V35）と長くなることから、事故対処の有効性評価への影響はない。

## 4. 全交流電源喪失時の水素の爆発下限界到達時間の評価

### 4.1 水素の爆発下限界到達時間の評価方法

水素の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－」<sup>3)</sup> の評価方法に従い実施する。

水素の爆発下限界到達時間の算出式を以下に示す。

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

ここで、

- $t$  : 爆発下限界到達時間 (h)  
 $C_L$  : 水素の爆発下限界濃度 (4 vol%)  
 $H$  : 水素発生量 (Nm<sup>3</sup>/h)

$$H = \frac{G \times P \times 22.4(\text{NL/mol}) \times 3600(\text{s/h})}{6.02 \times 10^{23}(\text{分子数/mol}) \times 100(\text{eV}) \times 1.60 \times 10^{-19}(\text{J/eV}) \times 1000(\text{NL/Nm}^3)}$$

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

$G$  : 水素発生  $G$  値 (分子数/100eV)

$P$  : 高放射性廃液の発熱量 (W) \*

※単位体積の溶液の発熱量は単位体積の溶液に吸収される放射線のエネルギーと等しいと仮定して評価

$C_0$  : 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。

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

$F$  : 高放射性廃液貯槽に供給される気体量 ( $\text{Nm}^3/\text{h}$ )

$V$  : 高放射性廃液貯槽の空間容量 ( $\text{m}^3$ )

#### 4.2 水素の爆発下限界到達時間の評価条件

##### (1) 高放射性廃液貯槽の空間容量

高放射性廃液貯槽の空間容量は、高放射性廃液貯槽の全容量から評価液量を差し引いて求める。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  $90 \text{ m}^3$  とする。

##### (3) 水素発生 $G$ 値

高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) に保有している高放射性廃液は、これまでに実施した再処理運転時に抽出 (分離・精製) できなかったウラン及びプルトニウムを含んでおり、せん断粉末の溶解液等を受け入れても高放射性廃液の組成は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 ( $6.0 \times 10^{-5}$ ) をもとに、先行例<sup>4)</sup>を踏まえて沸騰時の水素発生  $G$  値 (静止状態の 5 倍 ( $3.0 \times 10^{-4}$ )) を設定する。

#### 4.3 水素の爆発下限界到達時間の評価結果

せん断粉末の溶解液等を送液した場合の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) の水素の爆発下限界到達時間を表-4-3-1 に示す。高放射性廃液の沸騰状態を考慮した保守的な評価においても 1 年以上の時間裕度があり、事故対処の有効性評価への影響はないことを確認した。

#### 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
- 3) 「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
- 4) 第335回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合資料「資料3-2 放射性分解により発生する水素による爆発への対処」(日本原燃株式会社 2020年2月)

表-2-1 ORIGEN 計算の条件

炉型	軽水型原子炉	新型転換炉原型炉	出典（設定根拠）
燃料	PWR 燃料 (UO <sub>2</sub> )	MOX タイプ B	
ウラン濃縮度	■	■	東海再処理施設の軽水炉基準燃料及びふげん MOX 燃料の内蔵放射能 <sup>1)</sup>
プルトニウム Fissile 率	-	■	
初期プルトニウム装荷量	-	■	・過去の安全審査に用いた値
燃焼度	35,000 MWD/t	20,000 MWD/t	・「再処理事業指定申請書」より 1 体当たりの最高燃焼度を採用
比出力	35 MW/t	20 MW/t	・再処理事業指定申請書
初期不純物量 水素	2 ppm	0 ppm	・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」
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	・東海再処理施設における C-14 の挙動 <sup>2)</sup>
Pu 同位体組成率	-	■	・過去の安全審査を基に ORIGEN2.2 により再計算
Am-241 含有率	-	0.05%	・過去の安全審査に用いた値
冷却期間	3,830 日	4,380 日	・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 評価用のせん断粉末の仕様（主要核種抜粋）（1/2）

核種	発熱量[W]		
	PWR 燃料 (UO <sub>2</sub> )	MOX タイプ B)	せん断粉末
H-3	$2.3 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-3}$
C-14	$4.4 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-4}$
Kr-85	1.7	$7.8 \times 10^{-1}$	1.7
Sr-89	0 <sup>※1</sup>	$2.2 \times 10^{-18}$	$2.2 \times 10^{-18}$
Sr-90	$1.6 \times 10$	6.6	$1.6 \times 10$
Y-90	$7.4 \times 10$	$3.2 \times 10$	$7.4 \times 10$
Zr-95	$1.6 \times 10^{-15}$	$1.1 \times 10^{-13}$	$1.1 \times 10^{-13}$
Nb-95	$3.4 \times 10^{-15}$	$2.4 \times 10^{-13}$	$2.4 \times 10^{-13}$
Tc-99	$1.5 \times 10^{-3}$	$8.9 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-3}$
Ru-103	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>
Rh-106	$7.9 \times 10^{-1}$	1.6	1.6
Sb-125	$7.0 \times 10^{-1}$	$4.4 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-1}$
I-129	$3.2 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$3.2 \times 10^{-6}$
I-131	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>
Cs-134	$1.1 \times 10$	5.3	$1.1 \times 10^1$
Cs-137	$2.0 \times 10$	$1.2 \times 10$	$2.0 \times 10^1$
Ba-137m	$6.8 \times 10$	$4.1 \times 10$	$6.8 \times 10^1$
Ce-141	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>	0 <sup>※1</sup>
Ce-144	$1.5 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-2}$
Pr-144	$1.7 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-1}$
Pr-144m	$9.5 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-4}$
Pm-147	$6.9 \times 10^{-1}$	$7.5 \times 10^{-1}$	$7.5 \times 10^{-1}$
Sm-151	$1.1 \times 10^{-2}$	$7.5 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-2}$
Eu-154	7.7	4.6	7.7
Eu-155	$2.3 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$2.3 \times 10^{-1}$

※1 ORIGEN 計算上、せん断粉末 1 t 当たりの重量が  $10^{-24}$  g 未満の核種のインベントリは「0」として取り扱う。

表-2-2 評価用のせん断粉末の仕様（主要核種抜粋）（2/2）

核種	発熱量[W]		
	PWR 燃料 (UO <sub>2</sub> )	MOX タイプ B)	せん断粉末
U-232	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-4}$
U-233	$2.2 \times 10^{-7}$	$2.2 \times 10^{-8}$	$2.2 \times 10^{-7}$
U-234	$8.7 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-4}$	$8.7 \times 10^{-3}$
U-235	$1.4 \times 10^{-4}$	$6.9 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-4}$
U-236	$1.8 \times 10^{-3}$	$4.9 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-3}$
U-237	$8.0 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$
U-238	$1.7 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-3}$
Pu-236	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.8 \times 10^{-5}$	$3.6 \times 10^{-4}$
Pu-238	1.9	2.0	2.0
Pu-239	2.5	2.0	2.5
Pu-240	3.2	7.4	7.4
Pu-241	$5.4 \times 10^{-1}$	$7.1 \times 10^{-1}$	$7.1 \times 10^{-1}$
Pu-242	$9.4 \times 10^{-3}$	$3.3 \times 10^{-2}$	$3.3 \times 10^{-2}$
Np-235	$1.1 \times 10^{-10}$	$1.9 \times 10^{-11}$	$1.1 \times 10^{-10}$
Np-237	$2.6 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-3}$
Np-238	$8.0 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$
Np-239	$8.0 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-2}$
Am-241	1.3	1.7	1.7
Am-242	$3.8 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-3}$
Am-242m	$1.3 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-3}$
Am-243	$1.1 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-1}$
Cm-242	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$
Cm-243	$9.5 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^{-1}$
Cm-244	9.1	1.7	1.7
Cm-245	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$
Cm-246	$1.7 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$
合計			約 266

表-2-3 現有する低濃度のプルトニウム溶液の仕様(2021年PIT時の分析値)

機器名	機器番号	液量 [L]	プルトニウム濃度 [g/L]	プルトニウム重量 [g]	アメリシウム 241 濃度 [g/L]	アメリシウム 241 重量 [g]	ウラン濃度 [g/L]	ウラン重量 [g]
希釈槽	266V13	321			0.11	34*		
プルトニウム製品貯槽	267V10	177			0.09	17		
プルトニウム製品貯槽	267V11	83			0.12	10		
プルトニウム製品貯槽	267V12	120			0.11	13		
プルトニウム製品貯槽	267V13	121			0.09	10		
プルトニウム製品貯槽	267V14	126			0.09	12		
プルトニウム製品貯槽	267V15	114			0.09	11		
プルトニウム製品貯槽	267V16	139			0.09	13		
合計		1,201				120		

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽 (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 評価用の低濃度のプルトニウム溶液の仕様

機器名	機器番号	液量 [L]	プルトニウム濃度 [g/L]	プルトニウム重量 [g]	アメリシウム 241 濃度 [g/L]	アメリシウム 241 重量 [g]	ウラン濃度 [g/L]	ウラン重量 [g]	発熱量 [W]
希釈槽	266V13	321			0.15	49 <sup>※</sup>			19
プルトニウム製品貯槽	267V10	177			0.14	24			8.6
プルトニウム製品貯槽	267V11	83			0.17	14			5.2
プルトニウム製品貯槽	267V12	120			0.16	19			7.1
プルトニウム製品貯槽	267V13	121			0.13	15			5.6
プルトニウム製品貯槽	267V14	126			0.14	17			6.0
プルトニウム製品貯槽	267V15	114			0.14	16			5.4
プルトニウム製品貯槽	267V16	139			0.14	19			6.7
合計		1,201				173			約 64

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽（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-2-5 評価用のその他の核燃料物質（分析試料等）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]	発熱量 [W]
中間貯槽	108V10		0.07 <sup>※</sup>		$2.9 \times 10^{-2}$
中間貯槽	108V11		0.3 <sup>※</sup>		$1.1 \times 10^{-1}$
合計			0.4		$1.4 \times 10^{-1}$

※ 中間貯槽（108V10 及び V11）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。

表-3-3-1 工程洗浄後における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 [W]	評価用 液量 <sup>※1</sup> [m <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]										
272V31	ステンレス鋼	$3.82 \times 10^4$	55.0	$3.85 \times 10^4$	90	53,000	499	1,203	2,930	2	102	35	166
272V32	ステンレス鋼	$5.73 \times 10^4$	65.6	$5.76 \times 10^4$	90	53,000	499	1,211	2,930	2	102	35	111
272V33	ステンレス鋼	$4.19 \times 10^4$	69.2	$4.22 \times 10^4$	90	53,000	499	1,249	2,930	2	102	35	156
272V34	ステンレス鋼	$6.25 \times 10^4$	74.9	$6.28 \times 10^4$	90	53,000	499	1,228	2,930	2	102	35	103
272V35	ステンレス鋼	$6.87 \times 10^4$	71.6	$6.90 \times 10^4$	90	53,000	499	1,244	2,930	2	102	35	95

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（約 60 m<sup>3</sup>）を受け入れられないものの、全て受け入れたものとし、液量管理値（90 m<sup>3</sup>）で評価

表-4-3-1 工程洗浄後における高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽の水素の爆発下限界到達時間

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 <sup>3</sup> ]	評価液量 <sup>※1</sup> [m <sup>3</sup> ]	空間容量 [m <sup>3</sup> ]	工程洗浄後の 発熱量 [W]	水素発生 G 値(分子数 /100 eV) <sup>※2</sup>	水素発生量 [Nm <sup>3</sup> /h]	水素の爆発下 限界到達時間 [年]
	発熱量 [W]	液量 [m <sup>3</sup> ]							
272V31	3.82×10 <sup>4</sup>	55.0	139	90	49	3.85×10 <sup>4</sup>	3.0×10 <sup>-4</sup>	9.65×10 <sup>-5</sup>	2
272V32	5.73×10 <sup>4</sup>	65.6	139	90	49	5.76×10 <sup>4</sup>	3.0×10 <sup>-4</sup>	1.44×10 <sup>-4</sup>	1
272V33	4.19×10 <sup>4</sup>	69.2	139	90	49	4.22×10 <sup>4</sup>	3.0×10 <sup>-4</sup>	1.06×10 <sup>-4</sup>	2
272V34	6.25×10 <sup>4</sup>	74.9	139	90	49	6.28×10 <sup>4</sup>	3.0×10 <sup>-4</sup>	1.57×10 <sup>-4</sup>	1
272V35	6.87×10 <sup>4</sup>	71.6	139	90	49	6.90×10 <sup>4</sup>	3.0×10 <sup>-4</sup>	1.73×10 <sup>-4</sup>	1

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（約 60 m<sup>3</sup>）を受け入れられないものの、全て受け入れたものとし、液量管理値（90 m<sup>3</sup>）で評価

※2：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<sup>-5</sup>）をもとに、先行評価例を踏まえて沸騰状態における G 値（静止状態の 5 倍（3.0×10<sup>-4</sup>））を設定

## ガラス固化体への影響評価

## 1. 概要

工程洗浄では、せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄廃液等）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を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の送液に伴い、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の高放射性廃液のアクチニド元素の含有割合は現有する高放射性廃液よりも高くなることから、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を評価する。

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としても、ガラス固化体の仕様の範囲内で製造でき、せん断粉末の溶解液等の受け入れによるガラス固化体の製造本数の増加は14本程度であることを確認した。

## 2. ガラス固化体の仕様について

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）の仕様としては、アクチニド酸化物（ウラン、プルトニウム、アメリシウム等を含む。）を約 2.5 wt% (7.5 kg) 以下、金属酸化物量 (Na<sub>2</sub>O を除く。) を 15 wt% (45 kg) 以下、発熱量を 1,400 W/本以下としている<sup>1)</sup>。

## 3. ガラス固化体への影響評価

### 3.1 評価条件

せん断粉末の溶解液等は高放射性廃液貯蔵場（HAW）の既存の高放射性廃液と混合してガラス固化体を製造する。ガラス固化体への影響評価はガラス固化技術開発施設（TVF）への送液実績のある貯槽（272V31, V32 及び V35）の高放射性廃液を対象とし、各貯槽の金属酸化物量、アクチニド酸化物及びナトリウム（Na<sub>2</sub>O）酸化物量については、分析結果等をもとに設定すると共に、保守側の評価となるようにガラス固化技術開発施設（TVF）の運転による高放射性廃液の減少（金属酸化物の減少）を考慮して設定した。また、せん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量は、ガラス固化体に含まれるアクチニド酸化物割合が高くなるよう保守的に全てアクチニド酸化物とし、約 610 kg と設定した（せん断粉末（二酸化ウラン UO<sub>2</sub>）                    ，プルトニウム溶液                    ，低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液                    ，その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）約 27 kg<sup>※1</sup>の合計）。

※1 各溶液に含まれるプルトニウム、ウラン及びアメリシウム重量に酸化物係数を乗じて算出

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及び発熱量を表 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の液量としては約 60 m<sup>3</sup> 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 m<sup>3</sup>/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)に受け入れる。

### 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体当たりのアクチニド酸化物量(7.5 kg)で除して、アクチニド酸化物制限のガラス固化体の製造本数を求める。
- ② 高放射性廃液(272V31, V32 及び V35)の金属酸化物量( $\text{Na}_2\text{O}$ を除く。)をガラス固化体1体当たりの金属酸化物量( $\text{Na}_2\text{O}$ を除く。)45 kgで除して、金属酸化物( $\text{Na}_2\text{O}$ を除く。)制限のガラス固化体の製造本数を求める。
- ③ 高放射性廃液(272V31, V32 及び V35)の発熱量をガラス固化体1体当たりの発熱量1,400 Wで除して発熱量制限のガラス固化体の製造本数を求める。
- ④ ①～③のうち、最も多いものを高放射性廃液(272V31, V32 及び V35)の処理に必要なガラス固化体の製造本数とする。
- ⑤ 高放射性廃液(272V31, V32 及び V35)とせん断粉末の溶解液等の混合液についても、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。
- ⑥ ④と⑤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14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及び発熱量を評価する。

#### (1) 評価方法

- ① アクチニド酸化物量及び発熱量を算出する。
- 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体当たりの質量(300 kg)で除することでアクチニド酸化物量の割合を求め、仕様を下回ることを確認する。

- ③ 発熱量を 3.2 項で求めたガラス固化体の製造本数で除することでガラス固化体 1 体当たりの発熱量を求め、仕様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 2.2 wt% となり、仕様の 2.5 wt% 以下を満足する。また、現有する高放射性廃液貯槽 (272V31, V32 及び V35) の高放射性廃液にせん断粉末の溶解液等を混合してガラス固化体を製造した場合の発熱量は、約 572 W/本となり仕様 (1,400 W/本) に対して十分低い。

参考文献

- 1) 「地層処分対象放射性物質の品質マネジメント ～地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) の特性～ 報告書」, 平成 22 年 1 月, 日本原子力学会「地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント」特別専門委員会

表 3-1 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及び発熱量

対象	全金属 酸化物量 [kg]	ナトリウム (Na <sub>2</sub> O) 酸化物量 [kg]	金属酸化物量 (Na <sub>2</sub> O を除く) [kg]	アクチニド 酸化物 [kg]	発熱量 [W]	備考
高放射性廃液貯槽 (272V31)	6,077	2,279	3,798	373	$3.82 \times 10^4$	直近の分析結果及び返送廃液の組成をもとに設定
高放射性廃液貯槽 (272V32)	3,656	1,376	2,280	221	$5.73 \times 10^4$	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、最低貯蔵量（30 m <sup>3</sup> ）での組成を設定
高放射性廃液貯槽 (272V35)	9,548	3,310	6,238	665	$6.87 \times 10^4$	直近の分析結果及び他貯槽から受け入れた廃液の組成をもとに設定
せん断粉末の 溶解液等	610	-	610	610	330	-

表 3-2 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

評価対象	①金属酸化物量 (Na <sub>2</sub> O を除く.) [kg]	②アクチニド 酸化物 [kg]	③発熱量 [W]	④金属酸化物量 (Na <sub>2</sub> O を除く。) 制 限のガラス固化体 の製造数[本] ①/45 kg/本	⑤アクチニド酸化物 制限のガラス固化体 の製造数 [本] ②/7.5 kg/本	⑥発熱量制限 のガラス固化 体の製造数 [本] ③/1400 W/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	12, 316	1, 259	1. 642 × 10 <sup>5</sup>	274	168	118	274
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) 及びせん断粉末等 の混合溶液	12, 926	1, 869	1. 645 × 10 <sup>5</sup>	288	250	118	288 (増加量 : 14)

※ ④, ⑤及び⑥のガラス固化体の製造本数のうち, 最も多い本数

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及び発熱量

評価対象	アクチニド 酸化物 [kg]	金属酸化物量(Na <sub>2</sub> O を除く) 律速のガラス固化体の製造 数[本]	ガラス固化体 (300 kg) 当た りのアクチニド酸化物割合 [wt%]	ガラス固化体 (300 kg) 当たりの発熱量 [W/本]
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) の混合溶液	1, 259	274	約 1. 6	約 600
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) 及びせん断粉末等の混合液	1, 869	288	約 2. 2	約 572

# 《工程洗淨に係る廃止措置計画変更認可申請の骨子》

## 【本文】四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

- ・ 工程洗淨における放射性廃棄物の放出管理について追記

## 【本文】九. 使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄

- ・ 工程洗淨で発生する放射性液体廃棄物について追記

## 【本文】十. 廃止措置の工程

- ・ 作業の工程（スケジュール）の見直し

## 【本文】十二 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期

- ・ 工程洗淨の基本方針

## 【添付書類】十. 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書

### 1. 工程洗淨の基本的考え方

#### 2. 工程洗淨の概要

##### 2.1 回収可能核燃料物質の量

##### 2.2 回収可能核燃物質の取り出し方法

（詳細：添十別紙1「回収可能核燃料物質の取出方法」）

##### 2.3 工程洗淨終了の判断基準

（詳細：添十別紙2「工程洗淨終了の判断基準等について」）

##### 2.4 工程洗淨に向けた準備

###### (1) 体制の整備

###### (2) 教育訓練

###### (3) 設備点検

（詳細：添十別紙3「長期停止による想定不具合及び点検項目について」）

##### 2.5 工程洗淨の実施時期及び期間

##### 2.6 工程洗淨の安全性

###### (1) 環境へ放出される放射性廃棄物の影響の軽減

（詳細：添十別紙4「工程洗淨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組について」）

###### (2) 工程洗淨時の施設の安全性

（詳細：添十別紙5「工程洗淨時の施設の安全性」）

###### (3) 工程洗淨時に想定される不具合

（詳細：添十別紙5「工程洗淨時の施設の安全性」）

### 3. その他の考慮すべき事項

#### 3.1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響

（詳細：添十別紙6「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響」）

#### 3.2 ガラス固化体への影響

（詳細：添十別紙7「ガラス固化体への影響評価」）

## 工程洗浄に向けた教育訓練について

### 1. 概要

工程停止期間が長期に続いたことから操作・保守経験の有無に係らず全ての要員に対し、運転要領書及び OSCL を用いた教育訓練を実施する。要員の階層や役割に応じた座学・OJT により操作・保守に必要な力量を付与する。また、OJT 等の現場における訓練は各人一回以上実施し操作・保守技術を向上させる。

教育訓練はセンター規則「教育・訓練管理規則」に定める講師の要件を満たす者を講師とし、操作・保守の経験者・熟練者による指導・手本を含めて実施する。

### 2. 教育訓練の内容

#### 1) 工程洗浄の概要

- ・ 工程洗浄の目的と全体概要，担当する工程の操作及び留意事項

#### 2) 工程機器の構造や原理

- ・ 機器図，写真，セルモデル等を用いて機器の構造・仕組み
- ・ 警報類の作動条件，作動時の動作（プロテクション，オーダー）

#### 3) 操作訓練（表-1）

- ・ 運転要領書，OSCL を用いて，液移送，槽攪拌等，基本的な操作
- ・ 総合訓練として，DWa を用いて溶解槽，パルスフィルタ等の模擬操作（加熱，冷却，ろ過等）を行い，操作時の注意点や工程内の温度，圧力等の変化を確認する。

#### 4) 設備の異常の検知

- ・ 現場にて正常な設備の状態（停止中，及び総合訓練中）を視覚，聴覚，嗅覚等で体感し，異常兆候を見つける力を養う。
- ・ ログシート，現場巡視点検において計器指示値から正常状態と異常状態の違いを理解する。

#### 5) 通常と異なる事象

- ・ 警報吹鳴時に運転要領書（異常時の対応）に従った処置等の対応訓練。また，異常時の通報連絡訓練の実施。
- ・ 過去のトラブル事例研究
- ・ 過去の汚染事故等，水平展開事項の再確認

以上

表-1 工程洗浄の各操作に対する訓練内容・方法

操作	訓練内容	訓練方法			
		模擬	通水, 作動		
せん断粉末の溶解, 溶解液の高放射性廃液貯槽への送液	せん断粉末の溶解槽への装荷	せん断粉末の装荷 ※1	○		
	せん断粉末の溶解	せん断粉末の溶解 ※2	○	○	
	放射性気体廃物の放出管理	溶解オフガスの貯留及び放出	○	○	
	溶解液及び押し出し洗浄液の送液	242R12から243V10へのスチームジェットによる送液	○	○	
		243V10から243F16へのスチームジェットによる送液及びろ過	○	○	
		243F16の洗浄	○		
		243F16から251V10への真空及び圧空による送液	○		
		251V10から251V11へのサイホンによる送液	○	○	
		251V11から252R11(252V14)へのエアリフト, 真空調節等による送液 ※3	○	○	
		252V14から271E20への送液へのエアリフトによる送液	○	○	
271E20から272V37, V38へのスチームジェットによる送液 ※4	○	○			
272V37, V38から272V31~35へのスチームジェットによる送液	○	○			
洗浄効果の確認	溶液のサンプリング	○	○		
プルトニウム溶液の高放射性廃液貯槽への送液	プルトニウム溶液の送液	267V10~V16から276V20へのポンプによる送液	○		
		266V13から266V12へのエアリフトによる送液	○		
		266V12から266V13へのエアリフトによる送液	○		
		266V12から276V20へのエアリフトによる送液	○		
		266E20から266V23への重力流による送液	○		
		266V23から266V13へのポンプによる送液	○		
		266V23から266V24へのポンプによる送液	○		
		266V23から276V20へのポンプによる送液	○		
		266V24から266V13へのポンプによる送液	○		
		266V24から276V20へのポンプによる送液	○		
	プルトニウム溶液とウラン溶液の混合	263V51~V58から201V77~79へのポンプによる送液	○		
		201V77~V79から201V70への重力流による送液	○		
		201V70から201V75への重力流による送液	○		
		201V75から276V12-V15への重力流による送液 ※5	○		
	プルトニウム及びウラン混合溶液の高放射性廃液への送液	267V20から276V12-V15へのエアリフトによる送液 ※5, ※6	○	○	
		276V12-V15から276V10へのエアリフトによる送液	○	○	
		276V10から252R10を経由した252V14へのエアリフト, 真空圧調整等による送液 ※3, ※6	○	○	
		252V14から271E20へのエアリフトによる送液	○	○	
洗浄効果の確認	271E20から272V37, V38へのスチームジェットによる送液 ※4	○	○		
	272V37, V38から272V31~V35へのスチームジェットによる送液	○	○		
	溶液のサンプリング(267V10~V16)	○	○		
	溶液のサンプリング(267V10~V16以外)	○	○		
ウラン溶液の脱硝	プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)からのウラン溶液の運搬	P11V14からウラン溶液の抽出	○		
		P11V13からP11V14へのポンプによる送液	○		
		抽出液の運搬 ※4	○		
	分離精製工場(MP)からウラン脱硝施設(DN)UNH貯槽へのウラン溶液の送液	263V51~V58から263V18へのポンプによる送液	○		
		263V10から263E11へのポンプによる送液	○		
		263E11から263V18へのポンプによる送液	○		
		263V18から263V30, V31へのポンプによる送液	○		
		263V30, V31から263V32へのポンプによる送液	○		
		263V33から263V32へのポンプによる送液	○		
	ウラン脱硝施設(DN)でのウラン溶液の粉末化	洗浄効果の確認	溶液のサンプリング	○	○
		ウラン脱硝施設(DN)でのウラン溶液の粉末化	運転準備(ユーティリティの確保, 換気系の起動操作等)	○	○
			UO3粉末の容器の詰め替え ※7	○	
			264R43の加熱操作及び加熱停止操作	○	○
			263E35の加熱(濃縮)操作及び加熱停止操作	○	○
			シード用UO3粉末の気流輸送操作	○	○
			ウラン溶液の供給操作及び供給停止操作	○	
			UO3粉末のサンプリング操作	○	
			三酸化ウラン容器(ホット)交換操作	○	○
			第三ウラン貯蔵所(3UO3)へのホット入庫操作	○	○
			発生廃液の処理操作(凝縮水, 回収酸及びアルカリ廃液)	○	
ウラン溶液の送液系統の押し出し洗浄液の送液	264V40から264V76への重力流による送液	○			
	264V76から263V32へのポンプによる送液	○			
	263V32から263V18へのポンプによる送液	○			
	263V18から261V12へのポンプによる送液	○			
	261V12から276V10へのスチームジェットによる送液 ※4	○	○		
中間貯槽からの低放射性廃液貯蔵工程への送液	276V10から275V10へのスチームジェットによる送液	○			
	261V12から276V10へのスチームジェットによる送液 ※4	○			
	276V10から275V10へのスチームジェットによる送液	○	○		
	265R20, R21, R22から276V20への真空による送液	○			
その他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)	プルトニウム精製工程の洗浄	273V50から271E20へのエアリフトによる送液	○		
	酸回収濃縮液の高放射性廃液濃縮工程への送液	108V11から108V10へのスチームジェットによる送液	○	○	
	分析試料等の送液	108V10から243V10へのスチームジェットによる送液	○		

※1 溶解槽にせん断粉末を直接装荷する手順を制定  
 ※2 1溶解当たり30 kg以下として行うことを追記  
 ※3 抽出器の一部を稼働させる手順を制定  
 ※4 送液及び運搬手順を制定  
 ※5 プルトニウムにウランを混合する手順を追加  
 ※6 送液基準の変更  
 ※7 UO3詰め替えに係る手順書を作成(特殊放射線作業)