

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

## 1. 高放射性廃液貯蔵所(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間

### 1.1 評価条件

高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽が保有する高放射性廃液の温度上昇の推移に係る主要評価条件を表 1-1-1 に示す。

表 1-1-1 高放射性廃液貯槽が保有する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件

高放射性 廃液貯槽	貯槽の 材質	発熱密度 Q [W/m <sup>3</sup> ]	液量 V [m <sup>3</sup> ]	構造材 の質量 M [kg]	構造材 の比熱 C <sub>2</sub> [J/kg/K]	高放射性 廃液の密 度 ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	高放射性廃 液の比熱 C <sub>1</sub> [J/kg/K]	高放射性 廃液の硝 酸濃度 [mol/L]	高放射性 廃液の沸 点 T <sub>1</sub> [°C]	高放射性 廃液の初 期温度 T <sub>0</sub> [°C]
		計算値	実測値	設計値	文献値	実測値	計算値	設定値	計算値	設定値
272V31	ステンレ ス鋼	694	55.0	53000	499	1203	2930	2	102	35
272V32	ステンレ ス鋼	872	65.6	53000	499	1211	2930	2	102	35
272V33	ステンレ ス鋼	605	69.2	53000	499	1249	2930	2	102	35
272V34	ステンレ ス鋼	834	74.9	53000	499	1228	2930	2	102	35
272V35	ステンレ ス鋼	958	71.6	53000	499	1244	2930	2	102	35

## 1.2 評価方法

高放射性廃液貯槽が保有する高放射性廃液の沸騰到達時間評価は、解析コードを用いず、簡便な計算により算出する。高放射性廃液の沸騰時間の評価に当たっては、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽からセルへの放熱を考慮せず、断熱条件(高放射性廃液の崩壊熱が全て溶液及び構造材の温度上昇に寄与)により、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。

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

t[h] : 沸騰到達時間

$\rho$  [kg/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の密度

V[m<sup>3</sup>] : 貯蔵量

C<sub>1</sub>[J/kg/K] : 高放射性廃液の比熱

M[kg] : 構造材の質量

C<sub>2</sub>[J/kg/K] : 構造材の比熱

T<sub>a</sub>[°C] : 高放射性廃液の沸点

T<sub>o</sub>[°C] : 高放射性廃液の初期温度

Q[W/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の発熱密度

### ① 比熱の設定

高放射性廃液の比熱は以下の式<sup>1)</sup>を用いて算出し、2930 J/kg/K(0.7 kcal/kg/K)とした。

$$C = 0.998 - 9.630 \times 10^{-4} \times C_U - 4.850 \times 10^{-2} \times C_N$$

C[kcal/kg/°C] : 比熱

C<sub>U</sub>[g/L] : ウラン濃度

C<sub>N</sub>[mol/L] : 硝酸濃度

上式のウラン濃度を核分裂生成物濃度で置き換えて算出した。核分裂生成物濃度は、高放射性廃液中の酸化物量の定量分析結果の過去最大値(128 g/L)を用いた。また、硝酸濃度は保守的に管理値(1~3 mol/L)の最大値である3 mol/Lを設定した。

構造材の材質はステンレス鋼であることから、構造材の比熱は499 J/kg/Kを設定した。

### ② 沸点の設定

高放射性廃液の沸点の設定には以下の式<sup>2)</sup>を用いた。高放射性廃液の沸騰は、沸騰に至るまでの時間を安全側に評価するため、溶質によるモル沸点上昇を考慮せず、溶液の硝酸濃



度 (2 mol/L) のみを考慮することとし、高放射性廃液では 102 °C とする。

$$\Delta\theta_b = K_b \times \frac{n}{m}$$

$\Delta\theta_b$  : 沸点上昇程度

$K_b$  : モル沸点上昇 (0.515)

$m$ [kg] : 溶媒の質量

$n$ [mol] : 溶質の物質量

### ③ 高放射性廃液の初期温度の設定

高放射性廃液の初期温度は、直近 3 年間 (2018~2020 年) の最高温度 (2020 年 8 月 11 日の 34.1 °C) を基に 35 °C に設定した。

### ④ 高放射性廃液の発熱量の設定

#### a. 溶液の放射エネルギーの算出

これまでに再処理した使用済燃料 1 体ごとの核分裂生成物及びマイナーアクチノイドの放射エネルギーを ORIGEN 計算 (Ver. 79) により各核種の減衰計算を実施した。この際、使用済燃料中の核分裂生成物及びマイナーアクチノイドの核種は保守的に高放射性廃液側へ全量移行し高放射性廃液に含まれるものとした。

U-234, U-235, U-236, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 及び Pu-242 の放射エネルギーについては、直近の分析結果を基に算出した。

Am-241 の放射エネルギーについては、直近の放射能濃度の分析結果を基に算定し、さらに直近の分析日から評価日までの Pu-241 の減衰量を Am-241 に加算した (保守的に Pu-241 は減じていない)。なお、分析後に貯蔵量の増減があった高放射性廃液貯槽は、増減に伴う Am, U 及び Pu の放射エネルギーの変化を考慮して算出した。

高放射性廃液貯槽の Am-241 の放射能濃度の分析値を表 1-2-1, U 及び Pu 濃度の分析値を表 1-2-2, U 及び Pu の同位体組成比の分析値を表 1-2-3 に示す。また、算出した各核種の放射エネルギーを表 1-2-4 に示す。

#### b. 発熱量の算出

算出した放射エネルギーに、各核種の崩壊時に発生するエネルギー (ORIGEN 核データ) を乗じて発熱量を算出し、各核種の発熱量を合算することにより、発熱量を算出した。ORIGEN 核データを表 1-2-5 に示す。

### 1.3 評価結果

上記の方法により、崩壊熱除去機能の喪失状態が継続した場合に高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を求めた。その結果を表 1-3-1 に示す。

#### 参考文献

- 1) JAERI-Tech 2003-045 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，日本原子力研究所
- 2) JAEA-Review 2008-037 再処理プロセス・化学ハンドブック 第2版，日本原子力研究開発機構

表 1-2-1 Am-241 の放射能濃度の分析値

貯槽	分析日	分析時点の液量 [m <sup>3</sup> ]	放射能濃度 [Bq/mL]
272V31	H27. 10. 19	77. 7	4. 8E+07
272V32	H31. 4. 8	74. 7	1. 2E+08
272V33	H29. 12. 11	70. 6	5. 5E+07
272V34	H31. 4. 10	78. 1	6. 8E+07
272V35	H29. 12. 12	75. 9	7. 2E+07

表 1-2-2 U 及び Pu 濃度の分析値

貯槽	分析日	分析時点の液量 [m <sup>3</sup> ]	U 濃度 [g/L]	Pu 濃度 [mg/L]
272V31	H27. 10. 19	77. 7		
272V32	H31. 4. 9	74. 7		
272V33	H25. 11. 18	82. 1		
272V34	H31. 4. 10	78. 1		
272V35	H29. 12. 12	75. 9		

表 1-2-3 U 及び Pu の同位体組成の分析値

貯槽	分析日	同位体組成 [%]								
		U-234	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
272V31	H27. 10. 19									
272V32	H31. 4. 9									
272V33	H25. 11. 18									
272V34	H31. 4. 10									
272V35	H29. 12. 12									

表 1-2-4 各核種の放射エネルギー (2020 年 8 月 31 日時点)

核種	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
Sr-89	6.90E-22	1.54E-21	2.93E-22	7.52E-22	4.86E-22
Sr-90	9.61E+16	1.27E+17	1.02E+17	1.50E+17	1.65E+17
Y-90	9.61E+16	1.27E+17	1.02E+17	1.50E+17	1.65E+17
Zr-95	5.11E-14	1.14E-13	2.17E-14	5.56E-14	3.59E-14
Nb-95	1.11E-13	2.48E-13	4.70E-14	1.21E-13	7.79E-14
Ru-103	3.32E-33	7.43E-33	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Ru-106	6.07E+10	1.10E+11	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Rh-103m	3.32E-33	7.43E-33	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Rh-106	6.07E+10	1.10E+11	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Sb-125	1.52E+13	2.02E+13	8.11E+12	1.65E+13	1.87E+13
Te-125m	3.50E+12	4.65E+12	1.86E+12	3.80E+12	4.31E+12
Cs-134	5.19E+13	5.77E+13	2.46E+13	4.42E+13	3.95E+13
Cs-137	1.32E+17	1.92E+17	1.46E+17	2.19E+17	2.41E+17
Ba-137m	1.25E+17	1.81E+17	1.38E+17	2.07E+17	2.28E+17
Ce-141	1.06E-43	2.37E-43	4.50E-44	1.16E-43	7.47E-44
Ce-144	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pr-144	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pm-147	1.60E+14	2.21E+14	8.47E+13	1.72E+14	1.88E+14
Sm-151	2.53E+15	3.60E+15	3.37E+15	4.28E+15	4.47E+15
Eu-154	1.91E+15	2.57E+15	1.45E+15	2.92E+15	3.59E+15
Eu-155	9.95E+13	8.84E+13	4.60E+13	9.05E+13	1.13E+14
U-234 <sup>※1</sup>					
U-235 <sup>※1</sup>					
U-236 <sup>※1</sup>					
U-238 <sup>※1</sup>					
Np-237	6.91E+11	9.84E+11	8.39E+11	1.20E+12	1.29E+12
Pu-238 <sup>※1</sup>					
Pu-239 <sup>※1</sup>					
Pu-240 <sup>※1</sup>					
Pu-241 <sup>※1</sup>					
Pu-242 <sup>※1</sup>					
Am-241 <sup>※2</sup>	2.49E+15	8.23E+15	3.89E+15	5.31E+15	5.48E+15
Cm-242	1.10E+03	5.62E+03	1.88E+02	2.18E+03	4.84E+02
Cm-244	1.03E+15	1.46E+15	8.77E+14	1.66E+15	1.89E+15

※1: U, Pu の各種同位体の放射エネルギーは、直近の分析結果を基に算定 [単位: Bq]

※2: Am-241 の放射エネルギーは Pu-241 の減衰を考慮し、直近の分析日から評価日までの減衰量を Am-241 に加算した計算値 (保守的に Pu-241 は減じていない。)

表 1-2-5 ORIGEN 核データ

核種	1 Bq 当たりの発熱量 [kcal/h/Bq]	核種	1 Bq 当たりの発熱量 [kcal/h/Bq]
Sr-89	8.02E-14	Pm-147	8.68E-15
Sr-90	2.73E-14	Sm-151	2.75E-15
Y-90	1.28E-13	Eu-154	2.06E-13
Zr-95	1.17E-13	Eu-155	1.96E-14
Nb-95	1.11E-13	Np-237	6.83E-13
Rh-103m	5.51E-15	Am-241	7.76E-13
Ru-103	7.69E-14	Cm-242	8.56E-13
Ru-106	1.38E-15	Cm-244	8.13E-13
Rh-106	2.27E-13	U-234	6.69E-13
Te-125m	1.98E-14	U-235	6.09E-13
Sb-125	7.42E-14	U-236	6.29E-13
Cs-134	2.40E-13	U-238	5.90E-13
Ba-137m	9.12E-14	Pu-238	7.70E-13
Cs-137	2.40E-14	Pu-239	7.16E-13
Ce-141	3.18E-14	Pu-240	7.24E-13
Ce-144	1.54E-14	Pu-241	7.20E-16
Pr-144	1.78E-13	Pu-242	6.86E-13

表 1-3-1 高放射性廃液の沸騰到達時間 (2020年8月31日時点)

貯槽	沸騰到達時間[h]
272V31	107
272V32	84
272V33	124
272V34	88
272V35	77

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟における  
高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書

## 1. ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の沸騰到達時間

### 1.1 評価条件

ガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽等の各槽が内包する高放射性廃液において、受入槽及び回収液槽については、ガラス固化処理運転中の液量（実績：添付資料 6-1-2-4-1 「ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 受入槽（G11V10）及び回収液槽（G11V20）の据付ボルトのせん断強度と安全裕度の向上に関する検討について」に記載した液量制限値）を使用し、濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽については、ガラス固化処理の基本的なタイムチャートに基づき設定した工程内最大液量を使用する。また、発熱量及び密度については、今後ガラス固化技術開発施設（TVF）に受入予定の高放射性廃液で最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）に貯蔵している高放射性廃液の値（2020年8月31日時点）を使用する。受入槽等が内包する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件を表 1-1-1 に示す。

表 1-1-1 受入槽等が内包する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件

名称	各槽の 材質	発熱密度 Q [W/m <sup>3</sup> ]	液量 V [m <sup>3</sup> ]	構造材 の質量 M [kg]	構造材 の比熱 C <sub>2</sub> [J/kg/K]	高放射性廃液 の密度 ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	高放射性廃液 の比熱 C <sub>1</sub> [J/kg/K]	高放射性廃液 の硝酸濃度※ [mol/L]	高放射性廃液 の沸点 T <sub>a</sub> [°C]	高放射性廃液 の初期温度 T <sub>0</sub> [°C]
		計算値	設定値	設計値	文献値	設定値	計算値	設定値	計算値	設定値
受入槽 G11V10	ステンレス鋼	958	5.5	9130	499	1244	2930	2	102	35
回収液槽 G11V20	ステンレス鋼	1437	5.5	9090	499	1244	2930	2	102	35
濃縮液槽 G12V12	ステンレス鋼	1437	1.38	2055	499	1244	2930	2	102	35
濃縮液供給槽 G12V14	ステンレス鋼	1437	0.84	1260	499	1244	2930	2	102	35
濃縮器 G12E10	チタン	1437	0.36	820	528	1244	2930	2	102	35

※ 硝酸濃度は、「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」から、今後ガラス固化技術開発施設（TVF）でガラス固化する予定の高放射性廃液のうち、最も発熱密度の高い高放射性廃液貯蔵槽 272V35 の値から設定した



## 1.2 評価方法

受入槽等における沸騰到達時間は、断熱条件(高放射性廃液の崩壊熱が全て高放射性廃液及び構造材の温度上昇に寄与)により、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して求めた。沸騰到達時間の算出式を以下に示す。

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

- t[h] : 沸騰到達時間  
 $\rho$  [kg/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の密度  
V[m<sup>3</sup>] : 貯蔵量  
C<sub>1</sub> [J/kg/K] : 高放射性廃液の比熱  
M[kg] : 構造材の質量  
C<sub>2</sub> [J/kg/K] : 構造材の比熱  
T<sub>a</sub>[°C] : 高放射性廃液の沸点  
T<sub>o</sub>[°C] : 高放射性廃液の初期温度  
Q[W/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の発熱密度

### ①比熱の設定

比熱は、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)でガラス固化する予定の高放射性廃液の値とするため、「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」から以下のとおり設定した。

高放射性廃液の比熱は以下の式<sup>1)</sup>を用いて算出し、2930 J/kg/K (0.7 kcal/kg/K) とした。

$$C = 0.998 - 9.630 \times 10^{-4} \times C_U - 4.850 \times 10^{-2} \times C_N$$

- C [kcal/kg/K] : 比熱  
C<sub>U</sub>[g/L] : ウラン濃度  
C<sub>N</sub>[mol/L] : 硝酸濃度

上式のウラン濃度を核分裂生成物濃度で置き換えて算出した。核分裂生成物濃度は、高放射性廃液中の酸化物量の定量分析結果の過去最大値(128 g/L)を用いた。また、硝酸濃度は保守的に管理値(1~3 mol/L)の最大値である 3 mol/L を設定した。

構造材の材質は、濃縮器以外はステンレス鋼であることから、濃縮器以外の構造材の比熱は 499 J/kg/K を設定した。濃縮器はチタンであることから、構造材の比熱は 519 J/kg/K を設定した。

### ②沸点の設定

沸点は、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)でガラス固化する予定の高放射性廃液の値とするため、「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」から以下のとおり設定した。

高放射性廃液の沸点の設定には以下の式<sup>2)</sup>を用いた。高放射性廃液の通常の酸濃度 (2 mol/L) の沸点上昇を考慮し、沸点を 102 °C に設定した。

$$\Delta \theta_b = K_b \times \frac{n}{m}$$

$\Delta \theta_b$  : 沸点上昇程度

$K_b$  : モル沸点上昇 (0.515)

$m$ [kg] : 溶媒の質量

$n$ [mol] : 溶質の物質質量

### ③高放射性廃液の初期温度の設定

高放射性廃液の初期温度は、管理目標 (10 °C ~ 35 °C) の最大値 35 °C に設定した。

### ④高放射性廃液の発熱量の設定

受入槽及び回収液槽の発熱密度は、「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」から、今後ガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化する予定の高放射性廃液のうち、最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽 272V35 の値を用いた。

濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽の発熱密度は、04~07CP, 16-1CP, 17-1CP 及び 19-1CP の受入実績から平均濃縮倍率 (1.5 倍) を高放射性廃液貯槽 (272V35) の発熱密度に乗じた値とした。

密度については、04~07CP, 16-1CP, 17-1CP 及び 19-1CP の実績より、今回設定した高放射性廃液貯槽 272V35 の値と同等として評価した。

## 1.3 評価結果

上記の方法により、崩壊熱除去機能の喪失状態が継続した場合に高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を求めた。その結果を表 1-3-1 に示す。

参考文献

- 1) JAERI-Tech 2003-045 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, 日本原子力研究所
- 2) JAEA-Review 2008-037 再処理プロセス・化学ハンドブック 第2版, 日本原子力研究開発機構

表 1-3-1 高放射性廃液の沸騰到達時間(ガラス固化処理運転中想定)

貯槽	沸騰到達時間[h]
G11V10	86
G11V20	57 <sup>※1</sup>
G12E10	26 <sup>※2</sup>
G12V12	56
G12V14	56

※1 濃縮器, 濃縮液槽, 濃縮液供給槽からの回収液を保有している場合

※2 濃縮操作中に全動力電源喪失が起こった場合, 濃縮器停止操作として 0.2 m<sup>3</sup> 給水後の再沸騰到達時間

高放射性廃液貯蔵場（HAW）における  
高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書

## 1. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の評価

### 1.1 評価内容

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）が保有する高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量について評価を行う。

### 1.2 前提条件

評価の前提として、冷却水出口温度は、ホースの使用条件の上限値 60 °C に対して余裕を見込んだ 55 °C 以下となるようにする。また、内包液温度は、設計上の運転温度の 60 °C 以下となるようにする。

### 1.3 評価条件

高放射性廃液貯槽が内包する溶液の発熱量を表 1-3-1 に示す。

高放射性廃液貯槽における対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値を表 1-3-2 に示す。

冷却水の比熱、冷却水の密度、冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度は、冷却水の平均温度（=（冷却水入口温度+冷却水出口温度）/2）又は冷却水の壁面温度における表 1-3-3 に示す値の線形近似値とする。

### 1.4 評価方法

本評価では、1.2 項で示した冷却水出口温度及び内包液温度を満足するとともに、必要伝熱面積 A [m<sup>2</sup>] と実際の伝熱面積 Ar [m<sup>2</sup>] が等しくなる定常状態での冷却水流量 W [m<sup>3</sup>/h] を算出する。この際に使用する対数平均温度差 Δt<sub>L</sub>[K] 及び総括伝熱係数 U [W/m<sup>2</sup>K] の評価式を以下に示す。

#### a. 対数平均温度差の算出

対数平均温度差 Δt<sub>L</sub>[°C] は以下のとおり求める。

$$\Delta t_L = \frac{(T - t_1) - (T - t_2)}{\ln \frac{(T - t_1)}{(T - t_2)}}$$

対数平均温度差の算出に用いるパラメータ		
Q	[J/h]	発熱量
T	[°C]	内包液温度
t <sub>1</sub>	[°C]	冷却水入口温度
t <sub>2</sub>	[°C]	冷却水出口温度 (=t <sub>1</sub> +Q/(C <sub>i</sub> ×ρ <sub>i</sub> ×W))
W	[m <sup>3</sup> /h]	冷却水流量
C <sub>i</sub>	[J/kgK]	冷却水の比熱
ρ <sub>i</sub>	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度

b. 総括伝熱係数の算出

総括伝熱係数 U [W/m<sup>2</sup>K] は以下のとおり求める。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_o} + \frac{1}{h_{so}} + \frac{2 \times L \times d'}{\lambda \times (d + d')} + \frac{d'}{(d \times h_{si})} + \frac{d'}{d \times h_i}$$

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル外面（内包液側）の熱伝達率
h <sub>i</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面（冷却水側）の熱伝達率
L	[m]	冷却コイル厚さ
λ	[W/mK]	冷却コイルの熱伝導率
h <sub>so</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル外面（内包液側）の汚れ係数
h <sub>si</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面（冷却水側）の汚れ係数
d'	[m]	冷却コイル外径
d	[m]	冷却コイル内径

ここで、冷却コイル外面（内包液側）の熱伝達率 h<sub>o</sub> [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_o = \frac{\lambda_o \times Nu_o}{d'}$$

冷却コイル外面（内包液側）のヌセルト数 Nu<sub>o</sub> は以下のとおり求める<sup>(1)</sup>。

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>=10<sup>4</sup>~10<sup>9</sup> の場合)

$$Nu_o = 0.53 \times (Gr_o \times Pr_o)^{\frac{1}{4}}$$

( $Gr_o \times Pr_o > 10^9$  の場合)

$$Nu_o = 0.13 \times (Gr_o \times Pr_o)^{1/3}$$

内包液側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$Pr_o$	—	内包液のプラントル数 ( $= C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $= g \times d^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[m/s <sup>2</sup> ]	重力加速度 (=9.8)
$\beta$	[K <sup>-1</sup> ]	内包液の体膨張係数
$T_w$	[°C]	内包液のコイル壁面温度
$\mu_o$	[kg/ms]	内包液の粘度
$\lambda_o$	[W/mK]	内包液の熱伝導率
$\rho_o$	[kg/m <sup>3</sup> ]	内包液の密度
$C_o$	[J/kgK]	内包液の比熱
$d$	[m]	冷却コイル内径

また、冷却コイル内面（冷却水側）の熱伝達率  $h_i$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_i = \frac{\lambda_i \times Nu_i}{d}$$

冷却コイル内面（冷却水側）のヌセルト数  $Nu_i$  は以下のとおり求める。

( $Re_i = 10^4 \sim 1.2 \times 10^5$  の場合)

$$Nu_i = 0.023 \times Re_i^{0.8} \times Pr_i^{0.4}$$

( $Re_i = 2320 \sim 10^4$  の場合)

$$Nu_i = 0.116 \times (Re_i^{\frac{2}{3}} - 125) \times Pr_i^{\frac{1}{3}} \times \left[ 1 + \left( \frac{d}{L_c} \right)^{\frac{2}{3}} \right] \times \left( \frac{\mu_i}{\mu_w} \right)^{0.14}$$

冷却水側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$L_c$	[m]	コイル長さ
$Re_i$	—	冷却水のレイノルズ数 ( $=d \times u \times \rho_i / \mu_i$ )
$Pr_i$	—	冷却水のプラントル数 (平均温度における値) ( $=C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$u$	[m/s]	冷却水の流速
$\mu_i$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (平均温度における値)
$\mu_{wi}$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (壁面温度における値)
$\lambda_i$	[W/mK]	冷却水の熱伝導率 (平均温度における値)
$C_i$	[J/kgK]	冷却水の比熱

### c. 冷却水流量の算出

冷却水流量の評価フローを図 1-4-1 に示す。

## 1.5 評価結果

評価結果を表 1-5-1 に示す。

高放射性廃液貯槽の冷却コイルへの通水に必要な冷却水の合計流量は約 12 m<sup>3</sup>/h であった。各貯槽に必要な流量は以下のとおり。

高放射性廃液貯槽(272V31)	約 1.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽(272V32)	約 2.5 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽(272V33)	約 1.8 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽(272V34)	約 2.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽(272V35)	約 3.0 m <sup>3</sup> /h

## 2. 参考文献

- (1) 尾花 英明, 「熱交換器設計ハンドブック」, 工学図書, 1974
- (2) 化学工学協会 「化学工学便覧 改訂 7 版」, 丸善出版, 2011
- (3) 伝熱工学資料 改訂第 5 版, 日本機械学会, 1980



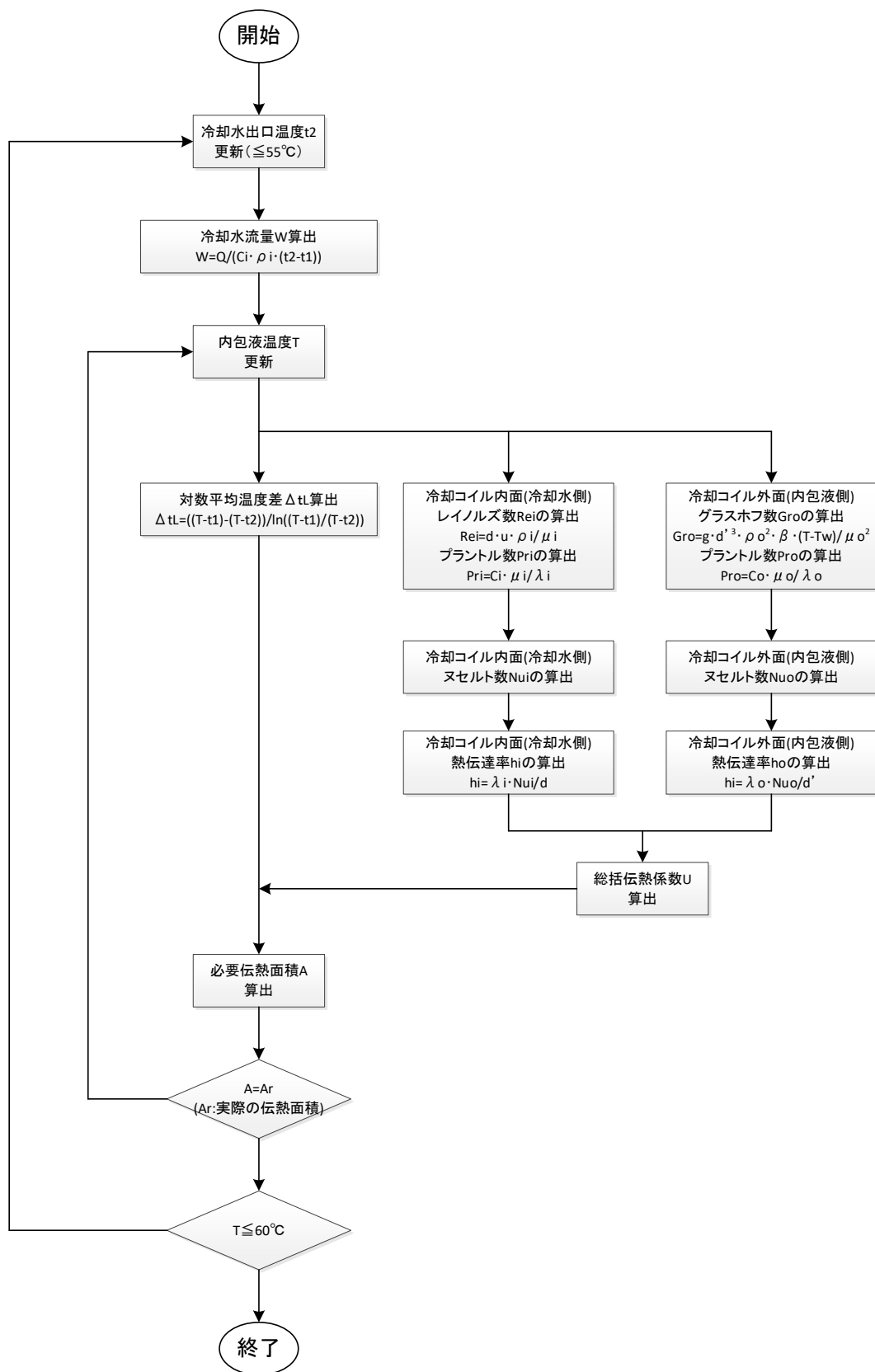


図 1-4-1 冷却水流量の評価フロー

表 1-3-1 HAW 貯槽の発熱量(2020 年 8 月 31 日時点)

貯槽	貯蔵量[m <sup>3</sup> ]	発熱密度[W/m <sup>3</sup> ]	発熱量[kW]
	実測値	計算値	計算値
272V31	55.0	694	38.1
272V32	65.6	872	57.2
272V33	69.2	605	41.9
272V34	74.9	834	62.5
272V35	71.6	958	68.6

表 1-3-2 対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値

No.	パラメータ	記号	単位	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35	備考
1	発熱密度	P	W/m <sup>3</sup>	694	872	605	834	958	計算値
2	内包液量	V	m <sup>3</sup>	55.0	65.6	69.2	74.9	71.6	実測値
3	冷却水入口温度	t <sub>1</sub>	°C	35.0	35.0	35.0	35.0	35.0	設定値
4	内包液の比熱	C <sub>o</sub>	J/kgK	2930	2930	2930	2930	2930	計算値
5	内包液の密度	ρ <sub>o</sub>	kg/m <sup>3</sup>	1203	1211	1249	1228	1244	実測値
6	内包液の粘度	μ <sub>o</sub>	kg/ms	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	計算値
7	内包液の体膨張係数	β	K <sup>-1</sup>	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	計算値
8	冷却コイル厚さ	L	m	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03	設計値
9	冷却コイルの熱伝導率	d	W/mK	16.3	16.3	16.3	16.3	16.3	設計値
10	冷却コイル外径	d'	m	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02	設計値
11	冷却コイル内径	d	m	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02	設計値
12	冷却コイル外面(内包液側)の汚れ係数	h <sub>so</sub>	W/m <sup>2</sup> K	1860	1860	1860	1860	1860	設計値
13	冷却コイル内面(冷却水側)の汚れ係数	h <sub>si</sub>	W/m <sup>2</sup> K	3488	3488	3488	3488	3488	設計値

表 1-3-3 冷却水の比熱, 冷却水の密度, 冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度

No.	冷却水の温度 [°C]	伝熱工学資料 改訂第 5 版 <sup>(3)</sup>			
		比熱 $C_i$ [kcal/kg°C]	密度 $\rho_i$ [kg/m <sup>3</sup> ]	熱伝導率 $\lambda_i$ [kcal/mh°C]	粘度 $\mu_i$ [Pa·s]
1	20	0.9996	998.2	0.5155	1.002E-03
2	25	0.9990	996.9	0.5221	8.997E-04
3	30	0.9984	995.6	0.5288	7.974E-04
4	35	0.9983	993.9	0.5347	7.252E-04
5	40	0.9981	992.2	0.5405	6.530E-04
6	45	0.9983	990.1	0.5456	5.999E-04
7	50	0.9984	988.0	0.5507	5.468E-04
8	55	0.9987	985.6	0.5552	5.066E-04
9	60	0.9991	983.2	0.5596	4.664E-04
10	65	0.9997	980.5	0.5634	4.352E-04
11	70	1.0003	977.7	0.5672	4.039E-04
12	75	1.0012	974.8	0.5703	3.791E-04
13	80	1.0022	971.8	0.5735	3.543E-04
14	85	1.0033	968.6	0.5761	3.344E-04
15	90	1.0043	965.3	0.5787	3.144E-04
16	95	1.0058	961.9	0.5807	2.981E-04
17	100	1.0072	958.4	0.5828	2.817E-04

表 1-5-1 冷却水の通水による除熱に関する評価結果

No.	パラメータ	記号	単位	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
1	発熱量	Q	kW	38.1	57.2	41.9	62.5	68.6
2	内包液温度	T	°C	57.0	56.6	56.2	56.3	56.6
3	冷却水出口温度	t <sub>2</sub>	°C	55.0	55.0	55.0	55.0	55.0
4	対数平均温度差	$\Delta t_L$	°C	8.37	7.73	6.89	7.17	7.68
5	冷却水流量	W	m <sup>3</sup> /h	1.7	2.5	1.8	2.7	3.0
6	総括伝熱係数	U	W/m <sup>2</sup> K	77	105	81	108	116
7	内包液のコイル壁面温度	T <sub>w</sub>	°C	55.5	55.2	55.2	55.1	55.1
8	内包液のプラントル数	Pr <sub>o</sub>	-	5.17	5.17	5.17	5.17	5.17
9	内包液のグラスホフ数	Gr <sub>o</sub>	-	4.04E+06	4.06E+06	2.91E+06	3.50E+06	4.36E+06
10	プラントル数とグラスホフ数の積	Gr <sub>o</sub> ×Pr <sub>o</sub>	-	2.09E+07	2.10E+07	1.51E+07	1.81E+07	2.26E+07
11	冷却コイル外面(内包液側)のヌセルト数	Nu <sub>o</sub>	-	35.8	35.9	33.0	34.6	36.5
12	冷却コイル外面(内包液側)の熱伝達率	h <sub>o</sub>	W/m <sup>2</sup> K	251	252	231	242	256
13	冷却水のレイノルズ数	Re <sub>i</sub>	-	2.94E+03	4.41E+03	3.23E+03	4.81E+03	5.29E+03

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟  
における高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書

## 1. ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の評価

### 1.1 評価内容

ガラス固化技術開発施設（TVF）で高放射性廃液を保有する受入槽（G11V10）、回収液槽（G11V20）、濃縮器（G12E10）、濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）について、高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の評価を行う。

### 1.2 前提条件

評価の前提として、冷却水出口温度は、ホースの使用条件の上限値 60 °C に対して余裕を見込んだ 55 °C 以下となるようにする。また、内包液温度は、設計上の運転温度の 60 °C 以下となるようにする。

### 1.3 評価条件

受入槽等が内包する溶液の発熱量を表 1-3-1 に示す。

受入槽等における対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値を表 1-3-2 に示す。

冷却水の比熱、冷却水の密度、冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度は、冷却水の平均温度（=（冷却水入口温度+冷却水出口温度）/2）又は冷却水の壁面温度における表 1-3-3 に示す値の線形近似値とする。

### 1.4 評価方法

#### 1.4.1 冷却コイル（受入槽，回収液槽）

本評価では、1.2 項で示した冷却水出口温度及び内包液温度を満足するとともに、必要伝熱面積  $A$  [m<sup>2</sup>] と実際の伝熱面積  $A_r$  [m<sup>2</sup>] が等しくなる定常状態での冷却水流量  $W$  [m<sup>3</sup>/h] を算出する。この際に使用する対数平均温度差  $\Delta t_L$  [K] 及び総括伝熱係数  $U$  [W/m<sup>2</sup>K] の評価式を以下に示す。

#### a. 対数平均温度差の算出

対数平均温度差  $\Delta t_L$  [°C] は以下のとおり求める。

$$\Delta t_L = \frac{(T - t_1) - (T - t_2)}{\ln \frac{(T - t_1)}{(T - t_2)}}$$

対数平均温度差の算出に用いるパラメータ		
Q	[J/h]	発熱量
T	[°C]	内包液温度
t <sub>1</sub>	[°C]	冷却水入口温度
t <sub>2</sub>	[°C]	冷却水出口温度 (=t <sub>1</sub> +Q/(C <sub>i</sub> ×ρ <sub>i</sub> ×W))
W	[m <sup>3</sup> /h]	冷却水流量
C <sub>i</sub>	[J/kgK]	冷却水の比熱
ρ <sub>i</sub>	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度

b. 総括伝熱係数の算出

総括伝熱係数 U [W/m<sup>2</sup>K] は以下のとおり求める。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_o} + \frac{1}{h_{so}} + \frac{2 \times L \times d'}{\lambda \times (d + d')} + \frac{d'}{(d \times h_{si})} + \frac{d'}{d \times h_i}$$

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル外面（内包液側）の熱伝達率
h <sub>i</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面（冷却水側）の熱伝達率
L	[m]	冷却コイル厚さ
λ	[W/mK]	冷却コイルの熱伝導率
h <sub>so</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル外面（内包液側）の汚れ係数
h <sub>si</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面（冷却水側）の汚れ係数
d'	[m]	冷却コイル外径
d	[m]	冷却コイル内径

ここで、冷却コイル外面（内包液側）の熱伝達率 h<sub>o</sub> [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_o = \frac{\lambda_o \times Nu_o}{d'}$$

冷却コイル外面（内包液側）のヌセルト数 Nu<sub>o</sub> は以下のとおり求める<sup>(1)</sup>。

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>=10<sup>4</sup>~10<sup>9</sup>の場合)

$$Nu_o = 0.53 \times (Gr_o \times Pr_o)^{\frac{1}{4}}$$

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>>10<sup>9</sup>の場合)

$$Nu_o = 0.13 \times (Gr_o \times Pr_o)^{1/3}$$



内包液側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$Pr_o$	—	内包液のプラントル数 ( $=C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $=g \times d'^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[m/s <sup>2</sup> ]	重力加速度 (=9.8)
$\beta$	[K <sup>-1</sup> ]	内包液の体膨張係数
$T_w$	[°C]	内包液のコイル壁面温度
$T$	[°C]	内包液の温度
$\mu_o$	[kg/ms]	内包液の粘度
$\lambda_o$	[W/mK]	内包液の熱伝導率
$\rho_o$	[kg/m <sup>3</sup> ]	内包液の密度
$C_o$	[J/kgK]	内包液の比熱
$d'$	[m]	冷却コイル外径

また、冷却コイル内面（冷却水側）の熱伝達率  $h_i$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_i = \frac{\lambda_i \times Nu_i}{d}$$

冷却コイル内面（冷却水側）のヌセルト数  $Nu_i$  は以下のとおり求める。

( $Re_i = 10^4 \sim 1.2 \times 10^5$  の場合)

$$Nu_i = 0.023 \times Re_i^{0.8} \times Pr_i^{0.4}$$

( $Re_i = 2320 \sim 10^4$  の場合)

$$Nu_i = 0.116 \times (Re_i^{\frac{2}{3}} - 125) \times Pr_i^{\frac{1}{3}} \times \left[ 1 + \left( \frac{d}{L_c} \right)^{\frac{2}{3}} \right] \times \left( \frac{\mu_i}{\mu_w} \right)^{0.14}$$

冷却水側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$L_c$	[m]	コイル長さ
$Re_i$	—	冷却水のレイノルズ数 ( $=d \times u \times \rho_i / \mu_i$ )
$Pr_i$	—	冷却水のプラントル数 (平均温度における値) ( $=C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$u$	[m/s]	冷却水の流速
$\mu_i$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (平均温度における値)
$\mu_{wi}$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (壁面温度における値)
$\lambda_i$	[W/mK]	冷却水の熱伝導率 (平均温度における値)
$C_i$	[J/kgK]	冷却水の比熱

c. 冷却水流量の算出

冷却水流量の評価フローを図 1-4-1 に示す。

1. 4. 2 冷却ジャケット (濃縮器, 濃縮液槽及び濃縮液供給槽)

本評価では, 1. 2 項で示した冷却水出口温度及び内包液温度を満足するとともに, 必要伝熱面積  $A$  [ $m^2$ ] と実際の伝熱面積  $A_r$  [ $m^2$ ] が等しくなる定常状態での冷却水流量  $W$  [ $m^3/h$ ] を算出する。この際に使用する対数平均温度差  $\Delta t_L$  [K] 及び総括伝熱係数  $U$  [ $W/m^2K$ ] の評価式を以下に示す。

a. 対数平均温度差の算出

対数平均温度差  $\Delta t_L$  [ $^{\circ}C$ ] は以下のとおり求める。

$$\Delta t_L = \frac{(T - t_1) - (T - t_2)}{\ln \frac{(T - t_1)}{(T - t_2)}}$$

対数平均温度差の算出に用いるパラメータ		
Q	[J/h]	発熱量
T	[°C]	内包液温度
t <sub>1</sub>	[°C]	冷却水入口温度
t <sub>2</sub>	[°C]	冷却水出口温度 (=t <sub>1</sub> +Q/(C <sub>i</sub> ×ρ <sub>i</sub> ×W))
W	[m <sup>3</sup> /h]	冷却水流量
C <sub>i</sub>	[J/kgK]	冷却水の比熱
ρ <sub>i</sub>	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度

b. 総括伝熱係数の算出

総括伝熱係数 U [W/m<sup>2</sup>K] は以下のとおり求める。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_i} + r_i + \frac{ts}{\lambda} + r_o + \frac{1}{h_o}$$

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却ジャケット外面 (内包液側) の熱伝達率
h <sub>i</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却ジャケット内面 (冷却水側) の熱伝達率
ts	[m]	貯槽厚さ
λ	[W/mK]	冷却ジャケットの熱伝導率
r <sub>o</sub>	[m <sup>2</sup> K/W]	冷却ジャケット外面 (内包液側) の汚れ係数
r <sub>i</sub>	[m <sup>2</sup> K/W]	冷却ジャケット内面 (冷却水側) の汚れ係数

ここで、冷却ジャケット外面（内包液側）の熱伝達率  $h_o$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_o = \frac{\lambda_o \times Nu_o}{l}$$

冷却ジャケット外面（内包液側）のヌセルト数  $Nu_o$  は以下のとおり求める<sup>(1)</sup>。

( $Gr_o \times Pr_o = 10^4 \sim 10^9$  の場合)

$$Nu_o = 0.59 \times (Gr_o \times Pr_o)^{\frac{1}{4}}$$

( $Gr_o \times Pr_o > 10^9$  の場合)

$$Nu_o = 0.13 \times (Gr_o \times Pr_o)^{1/3}$$

冷却ジャケット外面内包液のヌセルト数の算出に用いる パラメータ		
$Pr_o$	—	内包液のプラントル数 ( $= C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $= g \times l^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[m/s <sup>2</sup> ]	重力加速度 (=9.8)
$\beta$	[K <sup>-1</sup> ]	内包液の体膨張係数
$T_w$	[°C]	内包液のジャケット壁面温度
$T$	[°C]	内包液の温度
$\mu_o$	[kg/ms]	内包液の粘度
$\lambda_o$	[W/mK]	内包液の熱伝導率
$\rho_o$	[kg/m <sup>3</sup> ]	内包液の密度
$C_o$	[J/kgK]	内包液の比熱
$l$	[m]	ジャケット高さ

また、冷却ジャケット内面（冷却水側）の熱伝達率  $h_i$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_i = \frac{\lambda_i \times Nu_i}{D_e}$$

$$Nu_i = \frac{0.03(Re)^{0.75}(Pr)}{1 + 1.74(Re)^{-\frac{1}{8}}(Pr - 1)}$$

冷却水側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
Re	—	冷却ジャケットのレイノルズ数 (= $(D_e \times \rho_i / (\mu_i \times 3600)) \times (VA+VB)$ )
Pr	—	冷却水のプラントル数（平均温度における値） (= $C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$\mu_i$	[kg/ms]	冷却水の粘度（平均温度における値）
$\lambda_i$	[W/mK]	冷却水の熱伝導率（平均温度における値）
$\rho_i$	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度
$C_i$	[J/kgK]	冷却水の比熱
VA	[m/h]	ジャケット内の流速
VB	[m/h]	ジャケット流体の温度上昇による流速の平均値
$D_e$	[m]	ジャケット相当径

c. 冷却水流量の算出

冷却水流量の評価フローを図 1-4-1 に示す。

## 1.5 評価結果

評価結果を表 1-5-1 に示す。

受入槽等の冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水に必要な冷却水の合計流量は約 2.0 m<sup>3</sup>/h であった。各貯槽に必要な流量は以下のとおり。

受入槽 (G11V10)	約 0.46 m <sup>3</sup> /h
回収液槽 (G11V20)	約 0.69 m <sup>3</sup> /h
濃縮器 (G12E10)	約 0.31 m <sup>3</sup> /h
濃縮液槽 (G12V12)	約 0.34 m <sup>3</sup> /h
濃縮液供給槽 (G12V14)	約 0.20 m <sup>3</sup> /h

## 2. 参考文献

- (1) 尾花 英明, 「熱交換器設計ハンドブック」, 工学図書, 1974
- (2) 化学工学協会 「化学工学便覧 改訂 7 版」, 丸善出版, 2011
- (3) 伝熱工学資料 改訂第 5 版, 日本機械学会, 1980

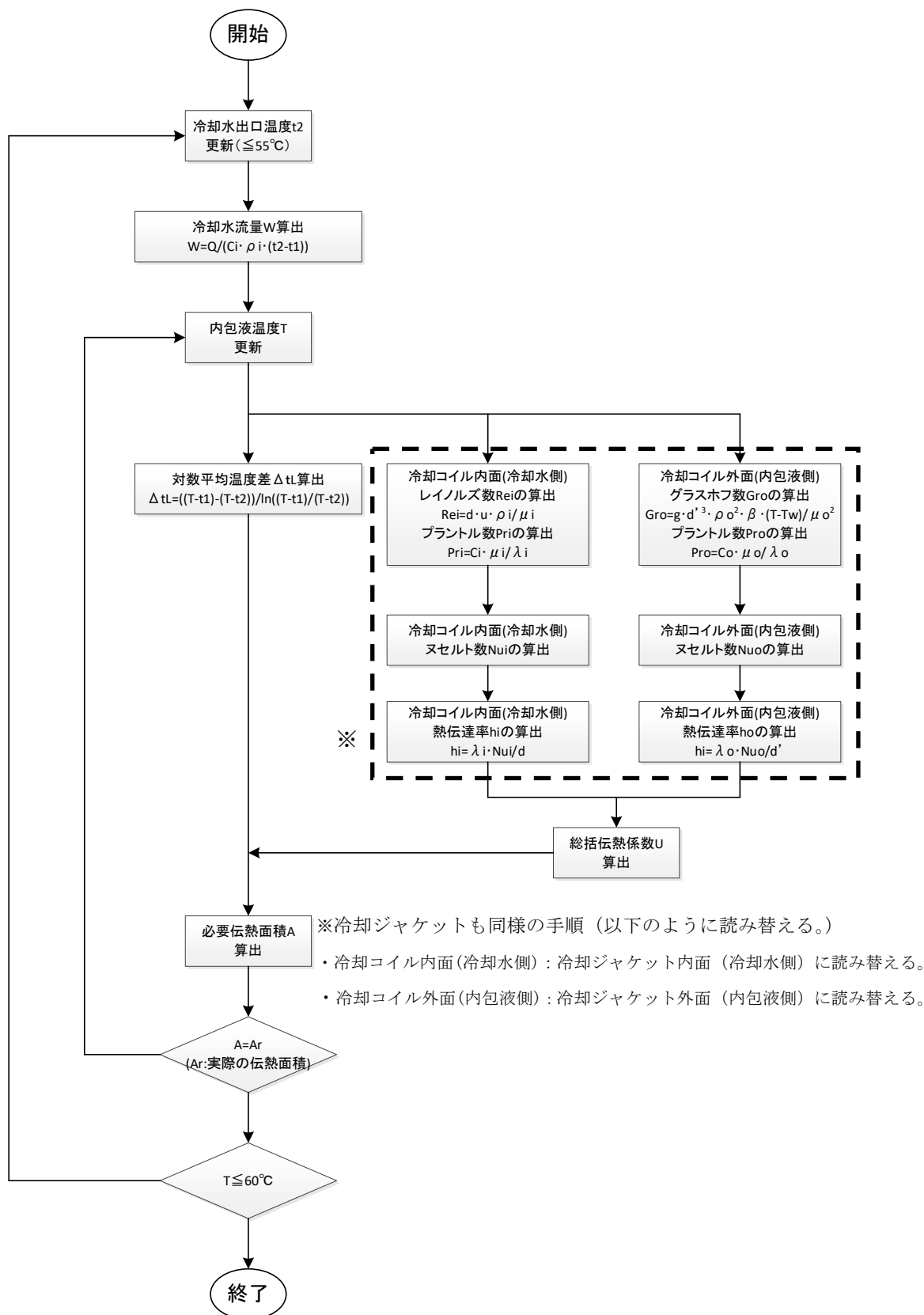


図 1-4-1 冷却水流量の評価フロー(冷却コイルの場合)

表 1-3-1 受入槽等の発熱量(設計容量)

貯槽等	保有量[m <sup>3</sup> ]	発熱密度[W/m <sup>3</sup> ]	発熱量[kW]
	設計値	計算値	計算値
G11V10	11.0	958.0	10.5
G11V20	11.0	1437.0	15.8
G12E10	1.4	1437.0	2.0
G12V12	1.5	1437.0	2.2
G12V14	0.9	1437.0	1.3



表 1-3-2 対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値

No.	パラメータ	記号	単位	G11V10	G11V20	G12E10	G12V12	G12V14	備考
1	発熱密度	P	W/m <sup>3</sup>	958.0	1437.0	1437.0	1437.0	1437.0	計算値
2	内包液量	V	m <sup>3</sup>	11.0	11.0	1.4	1.5	0.9	設計値
3	冷却水入口温度	t <sub>1</sub>	°C	35.0	35.0	35.0	35.0	35.0	設定値
4	内包液の比熱	C <sub>o</sub>	J/kgK	2931	2931	2931	2931	2931	計算値
5	内包液の密度	ρ <sub>o</sub>	kg/m <sup>3</sup>	1244	1244	1244	1244	1244	実測値
6	内包液の粘度	μ <sub>o</sub>	kg/ms	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	計算値
7	内包液の体膨張係数	β	K <sup>-1</sup>	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	計算値
8	冷却コイル厚さ*1	L	m	0.0037	0.0037	0.012	0.012	0.012	設計値
9	冷却コイルの熱伝導率*1	d	W/mK	16.3	16.3	16.3	16.3	16.3	設計値
10	冷却コイル外径*2	d'	m	4.86E-02	4.86E-02	1.02E+00	1.33E+00	8.74E-01	設計値
11	冷却コイル内径*2	d	m	4.12E-02	4.12E-02	9.24E-01	1.23E+00	7.74E-01	設計値
12	冷却コイル外面(内包液側)の汚れ係数*3	h <sub>so</sub> *3	W/m <sup>2</sup> K	1860	1860	1860	1860	1860	設計値
13	冷却コイル内面(冷却水側)の汚れ係数*4	h <sub>si</sub> *4	W/m <sup>2</sup> K	3488	3488	3488	3488	3488	設計値

\*1 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については貯槽の厚さ/熱伝導率

\*2 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケットの外径/内径

\*3 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面(内包液側)の汚れ係数の逆数(1/ro)

\*4 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット内面(冷却水側)の汚れ係数の逆数(1/ri)

表 1-3-3 冷却水の比熱, 冷却水の密度, 冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度

No.	冷却水の温度 [°C]	伝熱工学資料 改訂第 5 版 <sup>(3)</sup>			
		比熱 $C_i$ [kcal/kg°C]	密度 $\rho_i$ [kg/m <sup>3</sup> ]	熱伝導率 $\lambda_i$ [kcal/mh°C]	粘度 $\mu_i$ [Pa·s]
1	20	0.9996	998.2	0.5155	1.002E-03
2	25	0.9990	996.9	0.5221	8.997E-04
3	30	0.9984	995.6	0.5288	7.974E-04
4	35	0.9983	993.9	0.5347	7.252E-04
5	40	0.9981	992.2	0.5405	6.530E-04
6	45	0.9983	990.1	0.5456	5.999E-04
7	50	0.9984	988.0	0.5507	5.468E-04
8	55	0.9987	985.6	0.5552	5.066E-04
9	60	0.9991	983.2	0.5596	4.664E-04
10	65	0.9997	980.5	0.5634	4.352E-04
11	70	1.0003	977.7	0.5672	4.039E-04
12	75	1.0012	974.8	0.5703	3.791E-04
13	80	1.0022	971.8	0.5735	3.543E-04
14	85	1.0033	968.6	0.5761	3.344E-04
15	90	1.0043	965.3	0.5787	3.144E-04
16	95	1.0058	961.9	0.5807	2.981E-04
17	100	1.0072	958.4	0.5828	2.817E-04

表 1-5-1 冷却水の通水による除熱に関する評価結果

No.	パラメータ	記号	単位	G11V10	G11V20	G12E10	G12V12	G12V14
1	発熱量	Q	kW	10.5	15.8	2.0	2.2	1.3
2	内包液温度	T	℃	55.6	55.9	53.1	43.0	42.1
3	冷却水出口温度	t <sub>2</sub>	℃	55.0	55.0	40.6	40.6	40.6
4	対数平均温度差	$\Delta t_L$	℃	5.6	6.4	15.1	4.6	3.5
5	冷却水流量	W	m <sup>3</sup> /h	0.46	0.69	0.31	0.34	0.20
6	総括伝熱係数	U	W/m <sup>2</sup> K	99.9	130.6	104.1	81.5	80.0
7	内包液のコイル壁面温度 <sup>*1</sup>	T <sub>w</sub>	℃	53.5	53.0	48.3	41.5	41.0
8	内包液のプラントル数	Pr <sub>o</sub>	-	5.2	5.2	5.2	5.2	5.2
9	内包液のグラスホフ数	Gr <sub>o</sub>	-	4.2E+05	6.75E+05	2.16E+09	1.98E+10	2.87E+10
10	プラントル数とグラスホフ数の積	Gr <sub>o</sub> ×Pr <sub>o</sub>	-	4.20E+05	6.75E+05	1.12E+10	1.03E+11	1.48E+11
11	冷却コイル外面(内包液側)のヌセルト数 <sup>*2</sup>	Nu <sub>o</sub>	-	20.3	22.9	290.5	608.5	688.2
12	冷却コイル外面(内包液側)の熱伝達率 <sup>*3</sup>	h <sub>o</sub>	W/m <sup>2</sup> K	224.0	252.2	378.2	253.9	228.5
13	冷却水のレイノルズ数	Re <sub>i</sub>	-	3.25E+03	4.87E+03	6.48E+03	5.28E+03	5.28E+03

\*1 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) 温度

\*2 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) のヌセルト数

\*3 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) の熱伝達率

廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備  
(事故対処設備)

廃止措置計画用設計地震動（以下「設計地震動」という。）、廃止措置計画用設計津波等によって外部電源やユーティリティの供給が喪失した場合において、高放射性廃液の蒸発乾固を防止するための恒設の事故対処設備を以下のとおり整理した。これらの設備及び系統について、設計地震動に対して耐震性を確保する。なお、これらの設備及び系統には、それらの機能の維持に必要な電気及び計装制御設備を含むものとする。また、設備の荷重を直接受ける直接支持構造物と直接支持構造物が取り付く建家（間接支持構造物）についても耐震性確保の対象とする。

#### 1. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）

高放射性廃液貯蔵場（HAW）に係る事故対処設備として耐震性を確保すべき設備は、未然防止対策①～③及び遅延対策①～②において使用する恒設設備であり、一次系冷却水系統及び二次系冷却水系統に外部から消防ポンプ車や可搬型エンジン付きポンプを用いて冷却水を供給するために設けられる接続ノズル、移動式発電機を接続するための緊急電源接続盤等が該当する。また、高放射性廃液の沸騰及び蒸発乾固等の緊急時において貯槽等の内圧が上昇した際に廃気系統が内圧により損傷しないように、主排気筒へ緊急放出する系統が該当する。これらの事故対処設備を表 1-1 に示す。

#### 2. ガラス固化技術開発施設（TVF）

ガラス固化技術開発施設（TVF）に係る事故対処設備として耐震性を確保すべき設備は、未然防止対策①～③、遅延対策①～②及び濃縮器への給水（事故時停止操作）において使用する恒設設備であり、冷却水系統（重要系）に外部から消防ポンプ車や可搬型エンジン付きポンプを用いて冷却水を供給するために設けられる接続ノズル、移動式発電機を接続するための緊急電源接続盤等が該当する。また、緊急時において固化セルの内圧が上昇した際にセルのバウンダリが内圧により損傷しないように、第二付属排気筒へ圧力を放出する系統が該当する。これらの事故対処設備を表 2-1 に示す。

### 3. 事故対処設備の機器・配管系の耐震性計算書

以下の事故対処設備の機器・配管系の耐震性計算書を別紙に示す。

添四別紙 1-1-30-1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)に係る事故対処設備の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-1 高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)に事故対処(遅延対策①)のための希釈水を貯留した場合の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-2 緊急電源接続盤(HM-0)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-3 外部電源切替盤(H1)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-4 外部電源切替盤(H3)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-5 外部電源切替盤(H4)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-6 配管(蒸気供給系統)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2 ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟に係る事故対処設備の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-1 洗浄液調整槽(G01V12)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-2 緊急電源接続盤(VFB2)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-3 電源切替盤(CS-7)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-4 電源切替盤(CS-11)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-5 電源切替盤(CS-12)の耐震性についての計算書

### 4. プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場の事故対処設備の耐震性計算書

事故対処設備のうち、接続端子盤1、接続端子盤2及び地下式貯油槽については、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場に設置する設備であり、今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。

表 1-1 設計地震動に対して耐震性を確保する設備及び系統（高放射性廃液貯蔵場（HAW）に係る事故対処設備）

設備・系統	電気・計装制御等	支持構造物
事故対処設備		
高放射性廃液を内蔵する系統 <sup>※1</sup> 及び機器		機器等の支持構造物 <sup>※1</sup> 高放射性廃液貯蔵場（HAW）建家 <sup>※1</sup>
高放射性廃液貯槽	V31, V32, V33, V34, V35 <sup>※1</sup>	
高放射性廃液貯槽（予備貯槽）	V36	
分配器	D12, D13 <sup>※1</sup>	
一次系冷却水系統 <sup>※1</sup> 及び機器		
熱交換器	H314, H315, H324, H325, H334, H335 <sup>※1</sup> H344, H345, H354, H355, H364, H365 <sup>※1</sup>	
一次系の送水ポンプ	P3161, P3162, P3261, P3262, P3361 <sup>※1</sup> P3362, P3461, P3462, P3561, P3562 <sup>※1</sup> P3661, P3662 <sup>※1</sup> P3061, P3062 <sup>※1</sup>	
一次系の予備循環ポンプ		
二次系冷却水系統 <sup>※1</sup> 及び機器		
二次系の送水ポンプ	P8160, P8161, P8162, P8163 <sup>※1</sup>	
冷却塔	H81, H82, H83 <sup>※1</sup>	
蒸気供給系統	スチームジェット	J362, J363 <sup>※4</sup>
緊急放出系統 <sup>※1</sup>		
水封槽	V41, V42 <sup>※1</sup>	
緊急放出系フィルタユニット	F480 <sup>※1</sup>	
	緊急電源接続盤 外部電源切替盤 接続端子盤1 <sup>※3</sup> 地下式貯油槽 <sup>※3</sup>	
	HM-0 H1, H3, H4	

※1 添付資料 6-1-2-3-3 「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の機器・配管系の耐震性計算書」

※2 添付資料 6-1-2-5-3 「ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の機器・配管系の耐震性計算書」

※3 今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。

※4 添付資料 6-1-2-3-1 「耐震設計基本方針」

表 2-1 設計地震動に対して耐震性を確保する設備及び系統（ガラス固化技術開発施設（TVF）に係る事故対処設備）

設備・系統	電気・計装制御等	支持構造物
事故対処設備 高放射性廃液を内蔵する機器 受入槽                   G11V10 ※2 回収液槽               G11V20 ※2 濃縮器                   G12E10 ※2 濃縮液槽               G12V12 ※2 濃縮液供給槽         G12V14 ※2  冷却水（重要系）系統 ※2 及び機器 冷却器                   G83H30, G83H40 ※2 ポンプ                   G83P12, G83P22, G83P32, G83P42 ※2 冷却塔                   G83H10, G83H20 ※2  固化セル換気系（圧力放出系） ※2 排風機                   G43K35, G43K36 ※2 フィルタ                 G43F30, G43F31, G43F32 ※2 G43F33, G43F34 ※2	電気・計装制御等  純水貯槽                   G85V20 ※2 洗浄液調整槽             G01V12  緊急電源接続盤           VFB2 電源切替盤               CS-7, CS-11, CS-12 接続端子盤 2 ※3 地下式貯油槽 ※3  圧力上限緊急操作回路   G43PP+001.7 ※2	支持構造物  機器等の支持構造物 ※2 ガラス固化技術開発棟建家 ※2  濃縮器ラック（G12RK10） ※2 濃縮液槽ラック（G12RK12） ※2

※1 添付資料 6-1-2-3-3 「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の機器・配管系の耐震性計算書」

※2 添付資料 6-1-2-5-3 「ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の機器・配管系の耐震性計算書」

※3 今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。



高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における  
事故対処設備の耐震性についての計算書

高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）に  
事故対処（遅延対策①）のための希釈水を  
貯留した場合の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)に事故対処(遅延対策①:希釈水を予備貯槽(272V36)に貯留し、その希釈水を水源として高放射性廃液貯槽(272V31～V35)へ直接注水することで、発熱密度を低下させ沸騰に至るまでの時間余裕を確保する対策)のための希釈水を貯留した場合の耐震性について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度の評価は、有限要素法(FEM)解析により行い、当該設備に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

なお、高放射性廃液貯槽(272V31～V35)では、高放射性廃液の貯蔵液量管理(保守的に90 m<sup>3</sup>程度に設定)による耐震裕度向上に向けた運用を当面の間行うことについて検討を進めているが、その構造強度評価で用いた評価条件と、本資料における高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度評価で用いた評価条件の違いを表2-1に整理した。

表 2-1 高放射性廃液貯槽(272V31～V35)で貯蔵液量を90 m<sup>3</sup>に液量管理した場合の評価条件と高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の評価条件の違い

項目	高放射性廃液貯槽 (272V31～V35)	高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36)
液密度	1.28 (g/cm <sup>3</sup> )	1.0 (g/cm <sup>3</sup> )
液量	90 (m <sup>3</sup> )	120 (m <sup>3</sup> )
胴温度	80 (°C)	40 (°C)
据付ボルト温度	80 (°C)	40 (°C)
総質量	約 168 (t) (=53 t + 1.28 g/cm <sup>3</sup> ×90 m <sup>3</sup> )	約 173 (t) (=53 t + 1.0 g/cm <sup>3</sup> ×120 m <sup>3</sup> )

## 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 (日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012 (日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012 (日本機械学会)

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
Su	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa

### 3. 評価部位

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる胴、ラグ及び据付ボルトとする。高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の概要図を図3-1に示す。

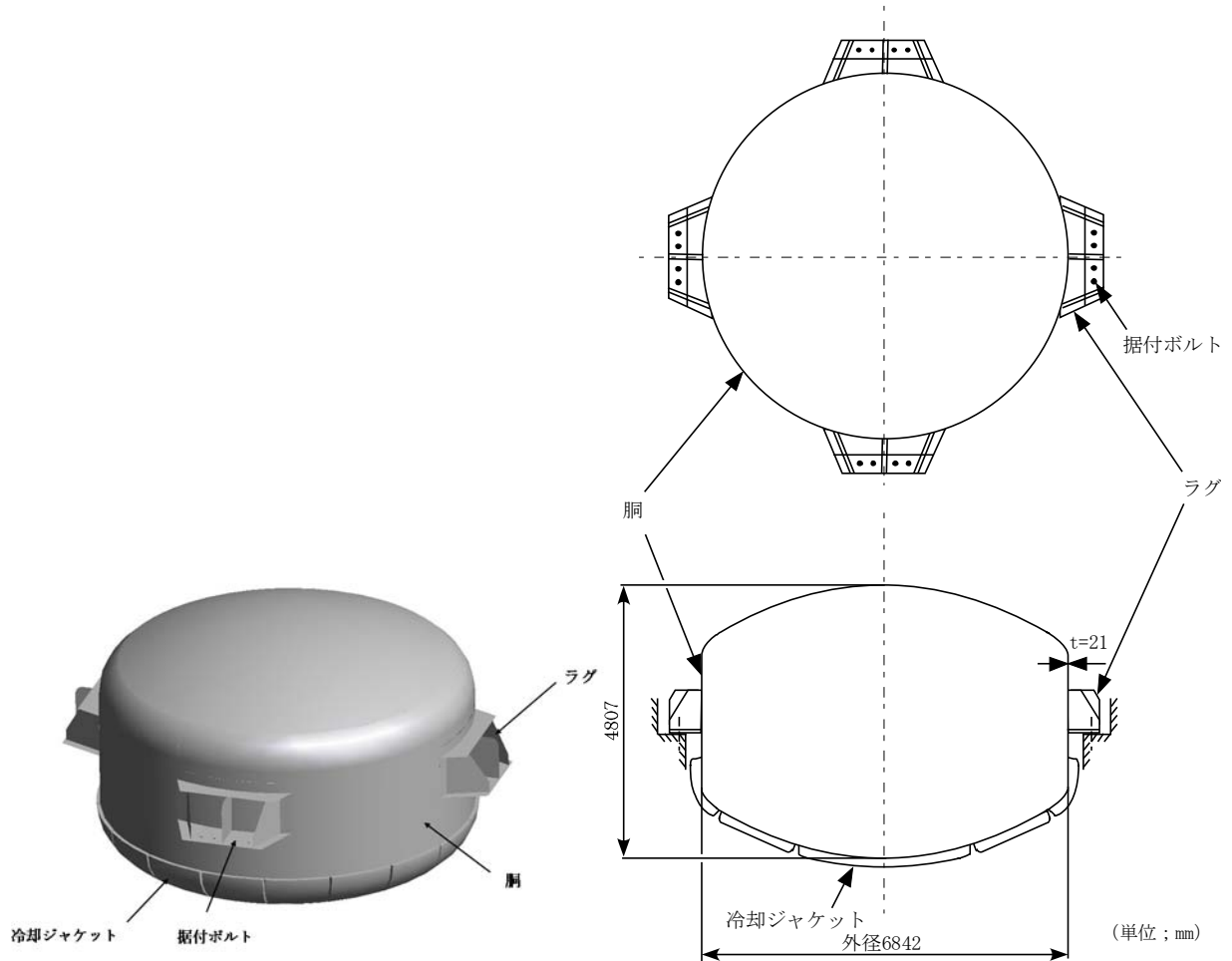


図 3-1 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の概要図

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012」に準拠又は実験値等で妥当性が確認されているものを用いた。評価に当たっては供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds については、温度は常温（40℃）、圧力については設計圧力、自重については液量を満杯とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。評価部位ごとの応力分類及び許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 評価部位ごとの応力分類及び許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
胴	一次一般膜応力	0.6 Su
胴	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)
ラグ	一次応力	F
据付ボルト	引張応力	1.5×(F/1.5)
据付ボルト	せん断応力	1.5×(F/(1.5√3))

#### 4.3 減衰定数

減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に規定された値を用いた。使用した減衰定数を表 4-2 に示す。

表 4-2 使用した減衰定数

評価対象設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽(272V36)	1.0	1.0

#### 4.4 設計用地震力

「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき、廃止措置計画用設計地震動による建家の地震応答解析の結果得られる各階の床応答加速度をもとに、各階の床応答スペクトル (Ss-D, Ss-1, Ss-2 の3波包絡, 周期軸方向に±10%拡幅したもの) を作成し、これを評価に用いた。

高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の解析用の床応答スペクトルは、機器据付階 (1階) のものを用いた。使用した解析用の床応答スペクトルを表 4-3、図 4-1 及び図 4-2 に示す。

表 4-3 使用した解析用の床応答スペクトル

評価対象設備	水平方向	鉛直方向
高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36)	解析用の床応答スペクトル (1階, 減衰定数 1.0%)	解析用の床応答スペクトル (1階, 減衰定数 1.0%)

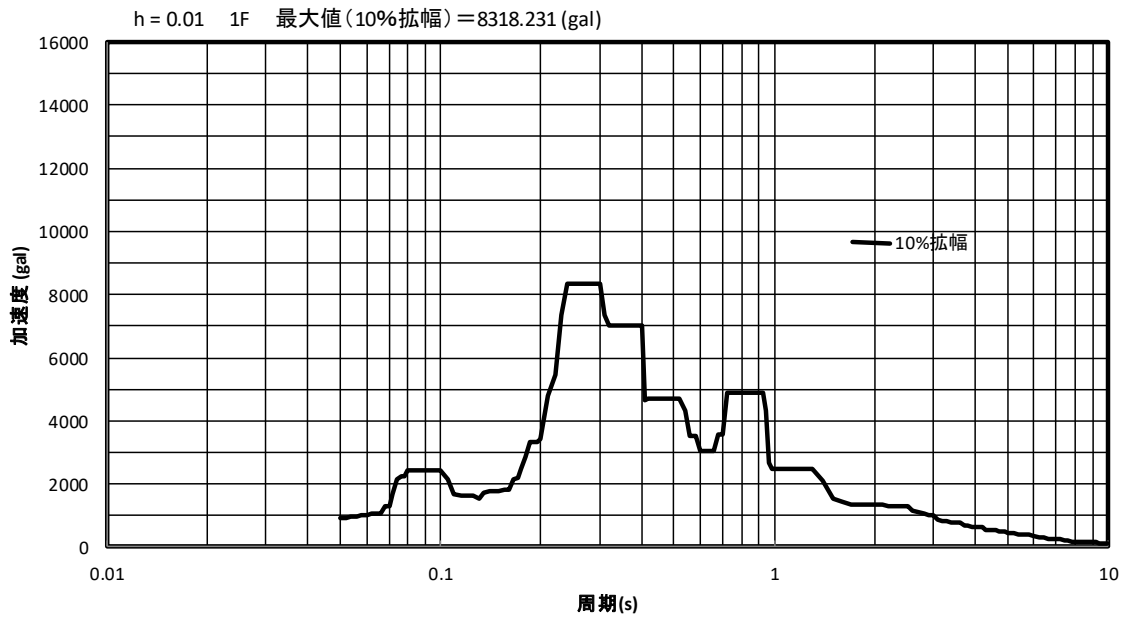


図 4-1 解析用の床応答スペクトル (水平方向, 1階, 減衰定数 1.0%)

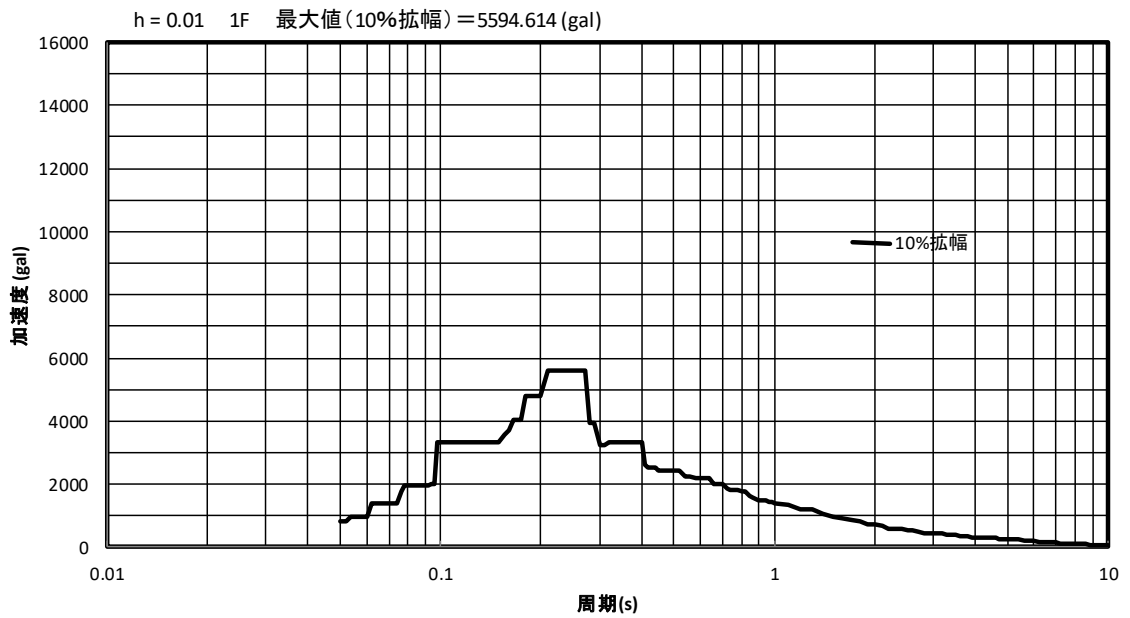


図 4-2 解析用の床応答スペクトル (鉛直方向, 1階, 減衰定数 1.0%)



#### 4.5 計算方法

高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）の発生応力の計算方法は FEM 解析（スペクトルモード法）を用いた。解析コードは FINAS<sup>※1</sup>を用いた。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

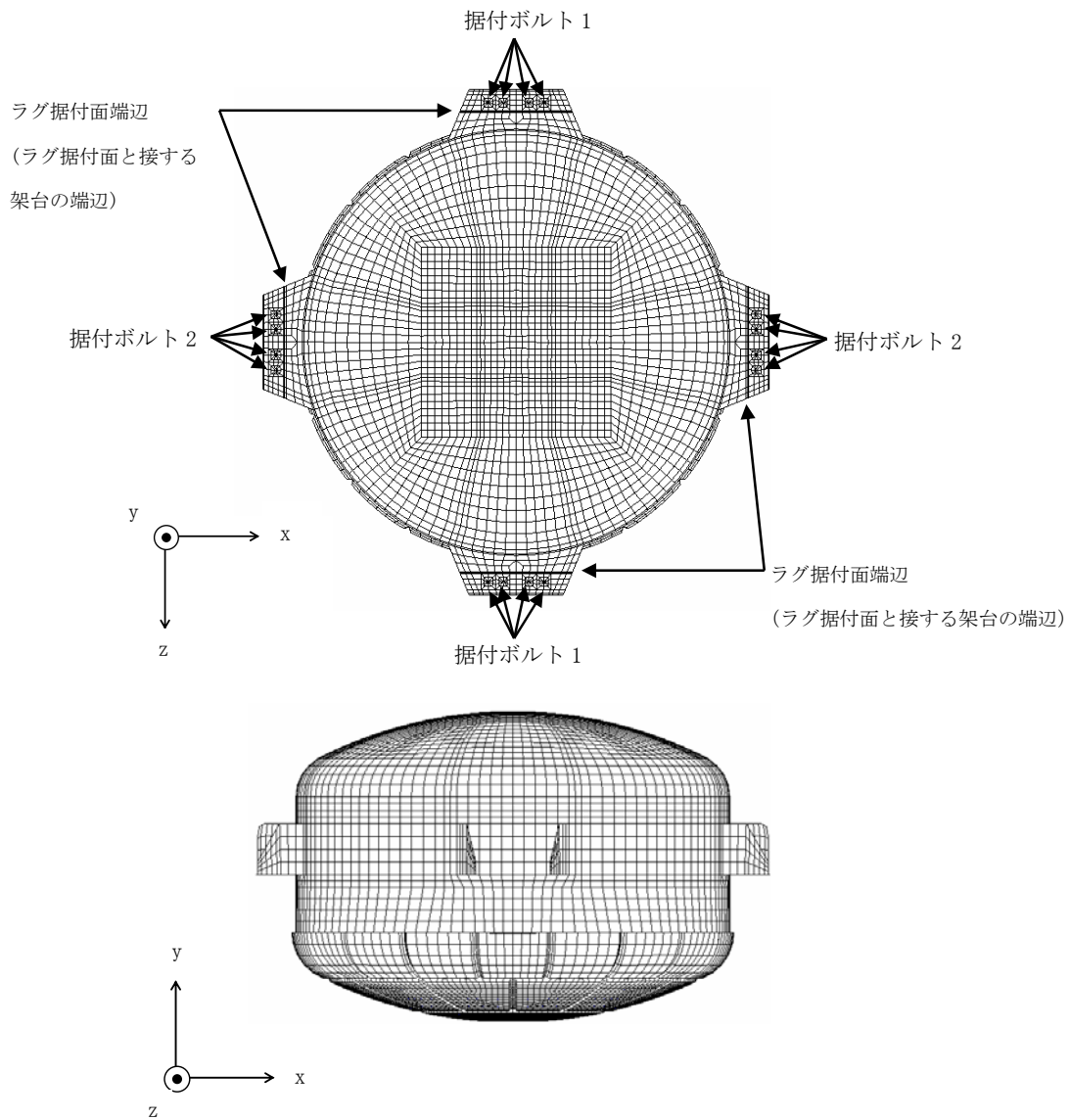
※1 日本原子力研究開発機構，伊藤忠テクノソリューション株式会社，“FINAS 汎用非線形構造解析システム Version 21.0”。

#### 4.6 計算条件

##### 4.6.1 解析モデル

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の解析モデルを図 4-3 に，据付ボルトの拘束条件を図 4-4 に示す。据付ボルトを挿入して締結するラグのボルト穴は貯槽側面に直交する方向にスリットが設けられていることから，水平方向の地震においてスリット方向と地震力の作用方向が平行となる据付ボルトはその方向に拘束せず，地震力を負担しないものとした。FEM 解析のモデルは，その振動特性に応じ，代表的な振動モードが適切に表現でき，地震荷重による応力を適切に算定できるものを用いた。

モデル化に当たって，空質量には槽内構造物等の質量が含まれているが，それらの質量は胴板全体に付加した。また，希积水の質量については，接液部分の胴板に付加した。胴板への質量の付加においては，解析モデルの総質量が約 173 t となるように，液位より下部の胴板の密度に付加した。



拘束条件      ○ : 固定, - : フリー

部位	並進方向			回転方向		
	X	Y	Z	$\theta_x$	$\theta_y$	$\theta_z$
据付ボルト 1	○	○	-	-	-	-
据付ボルト 2	-	○	○	-	-	-
ラグ据付面端辺	-	○	-	-	-	-

図 4-3 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の解析モデル

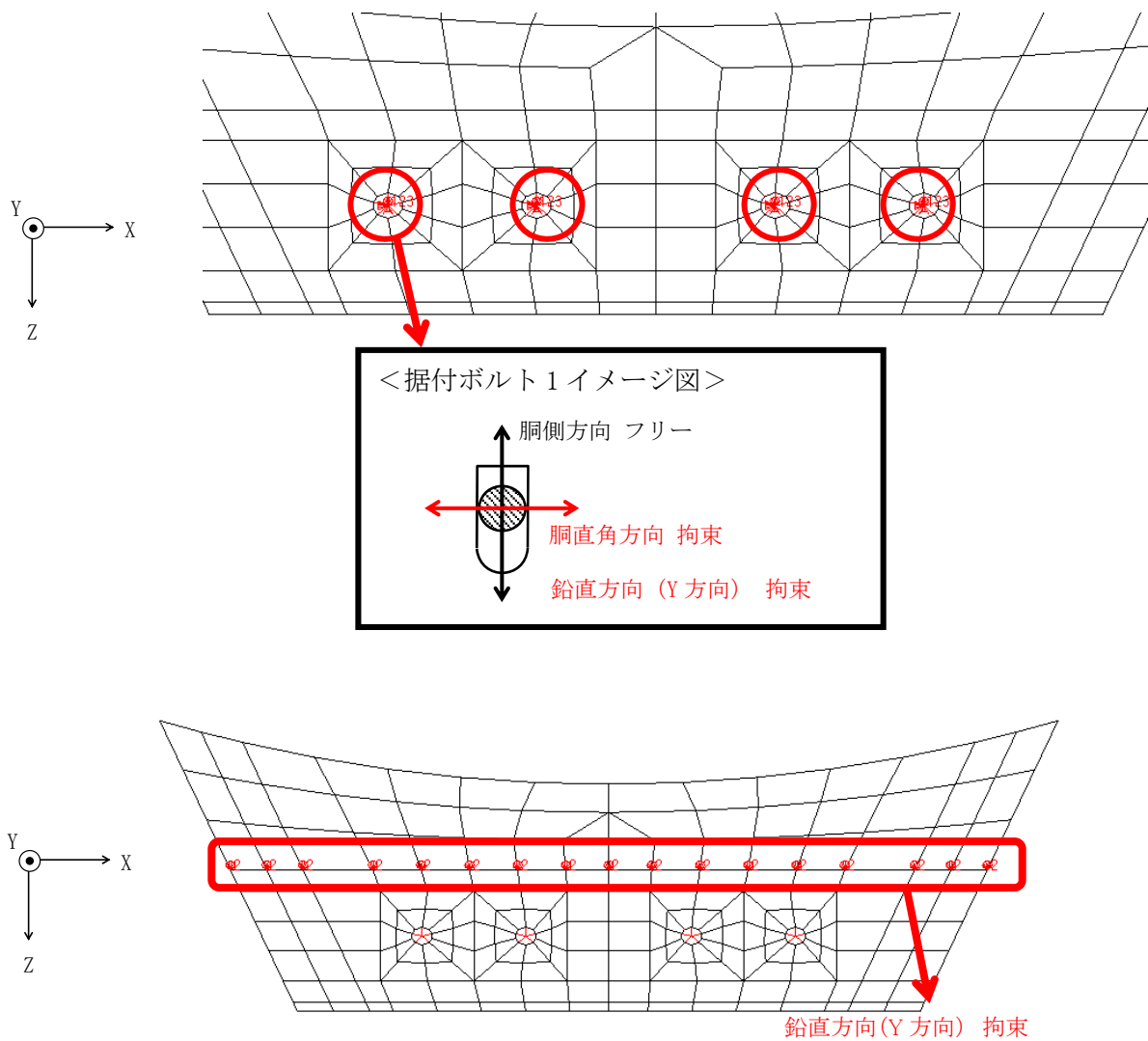


図 4-4 高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）据付ボルトの拘束条件

#### 4.6.2 諸元

高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）の主要寸法及び仕様を表 4-4 に示す。空質量（設計質量）には、貯槽本体胴（ジャケット含む。）、ラグ、内部配管及び内部配管の支持部材を含む。

表 4-4 主要寸法及び仕様

評価対象設備	項目	値
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽(272V36)	安全上の機能	重大事故対処設備
	機器区分	クラス 3
	圧力 (設計圧力)	0.049 (MPa)
	胴外径	6842 (mm)
	胴板厚さ	21 (mm)
	胴高さ (外側)	4807 (mm)
	胴材質	SUS316L
	胴温度 (常温)	40 (°C)
	据付ボルト呼び径	M48
	据付ボルト有効断面積*	1470 (mm <sup>2</sup> )
	据付ボルト材質	SUS316
	据付ボルト温度 (常温)	40 (°C)
	液量 (満杯)	120 (m <sup>3</sup> )
	液密度	1.0 (g/cm <sup>3</sup> )
	空質量 (設計質量)	約 53 (t)
総質量 (53 t + 1.0 g/cm <sup>3</sup> × 120 m <sup>3</sup> )	約 173 (t)	

※ JIS B 0205 に基づく。

#### 4.7 固有周期

高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の固有周期を表 4-5 に示す。

表 4-5 固有周期

評価対象設備	固有周期
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽 (272V36)	0.064 (秒)

## 5. 評価結果

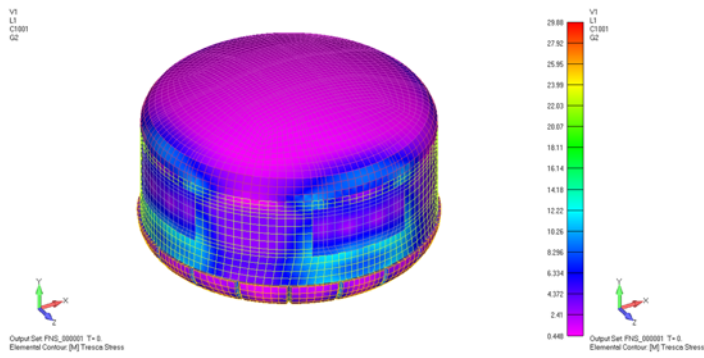
構造強度評価結果を表 5-1 に示す。胴部の構造強度評価結果（一次一般膜応力）を図 5-1、図 5-2 に、ラグ部の構造強度評価結果（一次応力）を図 5-3 に、据付ボルトの最大せん断応力発生点を図 5-4 に示す。ボルトの発生応力は、計算から得られるボルト 1 本当たりの最大せん断応力をボルトの有効断面積で割って算出した。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の各評価部位の発生応力は、いずれも許容応力以下であることを確認した。

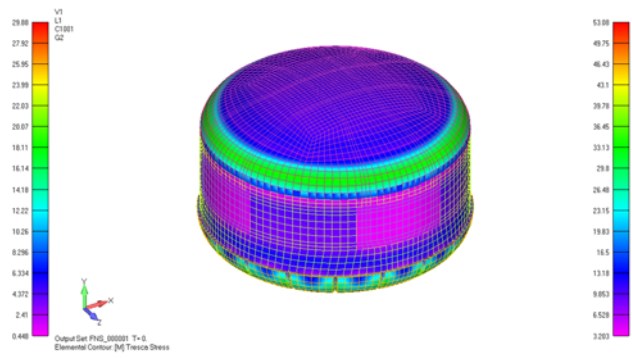
表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽 (272V36)	胴 (冷却ジャケットを含む。)	一次一般膜	116	288	0.41
		一次	207	432	0.48
	ラグ	一次	90	210	0.43
	据付ボルト	引張	25	246	0.11
		せん断	115	142	0.81

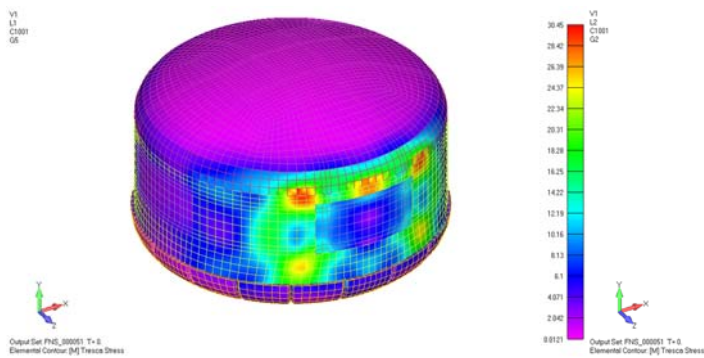
※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。



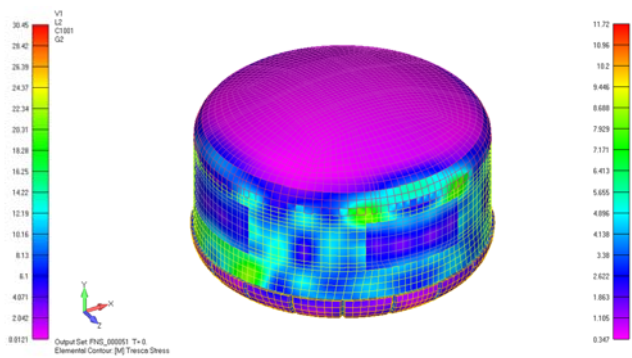
(1) 自重による応力



(2) 圧力による応力

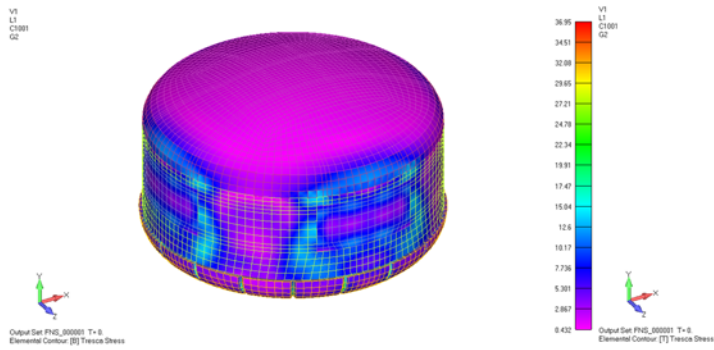


(3) 水平 X 方向地震力による応力

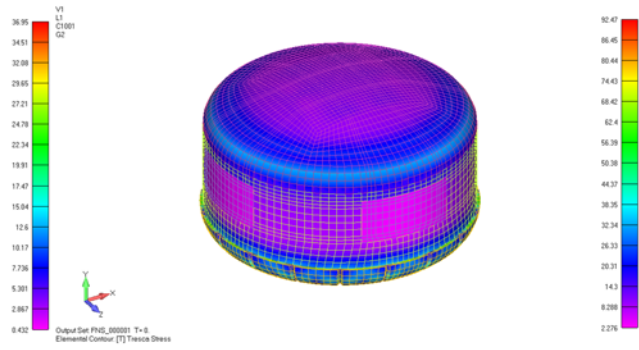


(4) 鉛直方向地震力による応力

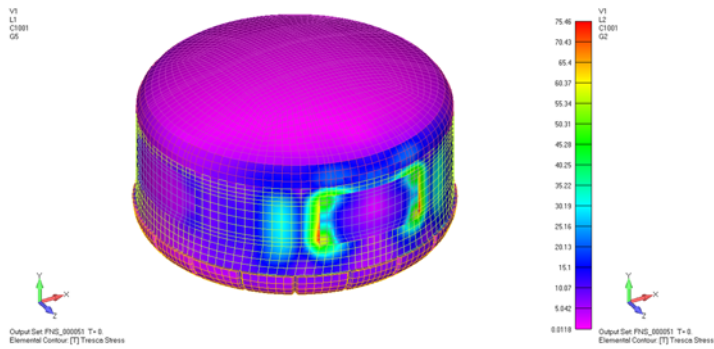
図 5-1 胴部の構造強度評価結果（一次一般膜応力）



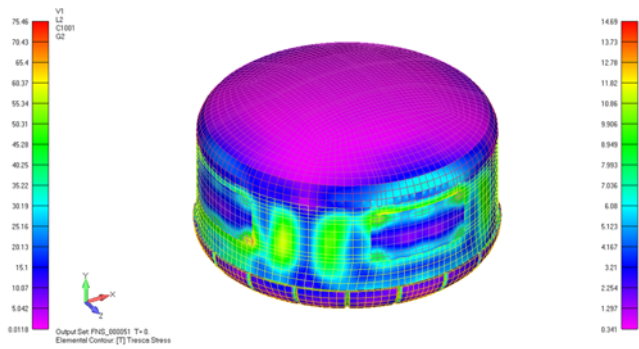
(1) 自重による応力



(2) 圧力による応力

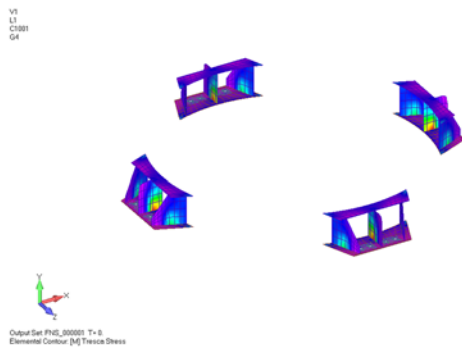


(3) 水平 X 方向地震力による応力

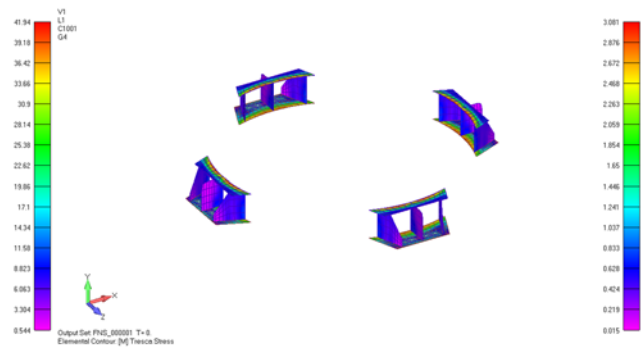


(4) 鉛直方向地震力による応力

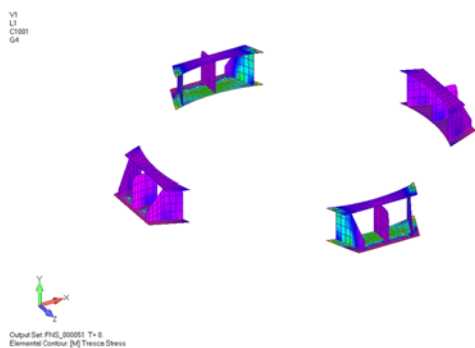
図 5-2 胴部の構造強度評価結果 (一次応力)



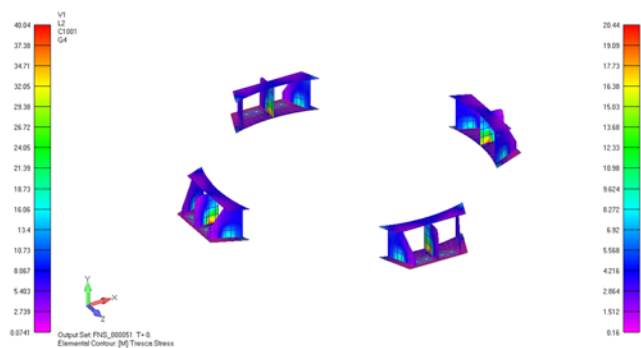
(1) 自重による応力



(2) 圧力による応力



(3) 水平 X 方向地震力による応力



(4) 鉛直方向地震力による応力

図 5-3 ラグ部の構造強度評価結果 (一次応力)



V1  
L1  
C1001

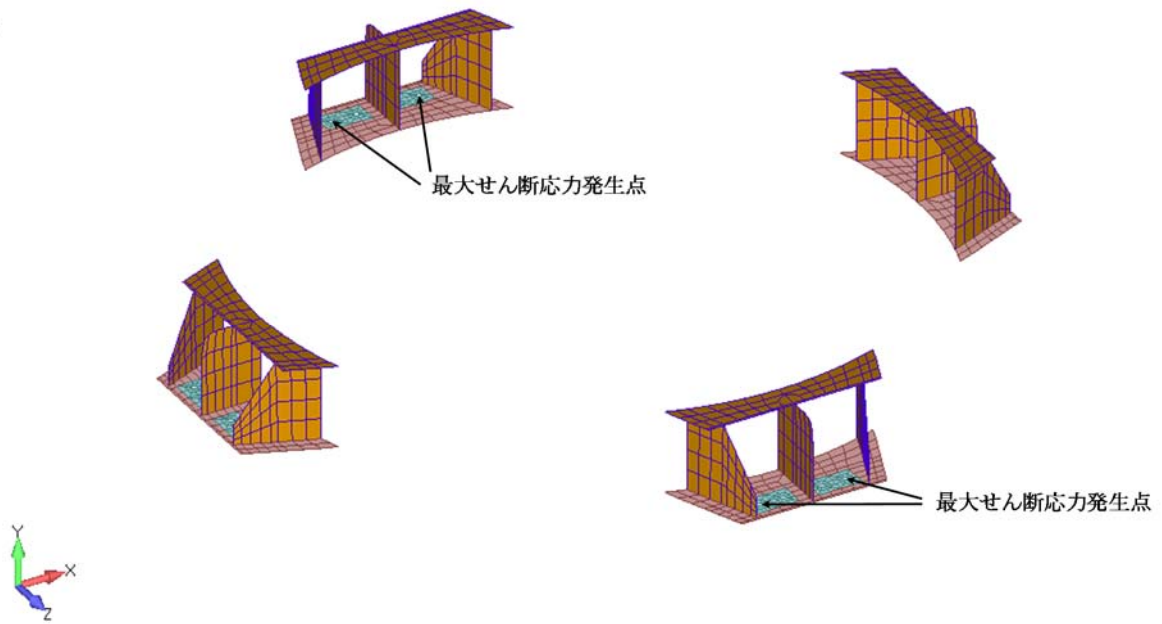


図 5-4 据付ボルトの最大せん断応力発生点（荷重条件：水平 X 方向地震力）

緊急電源接続盤（HM-0）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する緊急電源接続盤(HM-0)について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

緊急電源接続盤(HM-0)の構造強度の評価は、底部アンカーボルトによる支持構造を持つ耐震構造上の類似性に基づき、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のポンプ・ファン類の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの軸断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_P$	ポンプ振動による震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$F_b$	据付ボルトに生じる引張力	N
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
g	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
h	据付面から重心までの距離	mm
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1, l_2$	重心と据付ボルト間の水平方向距離 ( $l_1 \leq l_2$ )	mm
L	据付ボルト間隔	mm
m	総質量	kg
$M_P$	ポンプ回転により働くモーメント	N・mm
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_f$	引張力の作用する据付ボルトの評価本数	—
$Q_b$	据付ボルトに生じるせん断力	N
$\sigma_b$	据付ボルトに生じる引張応力	Mpa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルトに生じるせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

緊急電源接続盤 (HM-0) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。緊急電源接続盤 (HM-0) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (4F, 水平方向 : 1.24, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

緊急電源接続盤 (HM-0) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の横形ポンプの構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

引張力 ( $F_b$ ) :

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ mg\sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + mgC_P(h + l_1) + M_P - mgl_1 \right\}$$

引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = mg(C_H + C_P)$$

せん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

緊急電源接続盤 (HM-0) の解析モデルを図 4-1 に示す。評価は据付ボルト間隔が短く転倒に対して厳しい側面方向に対して行う。

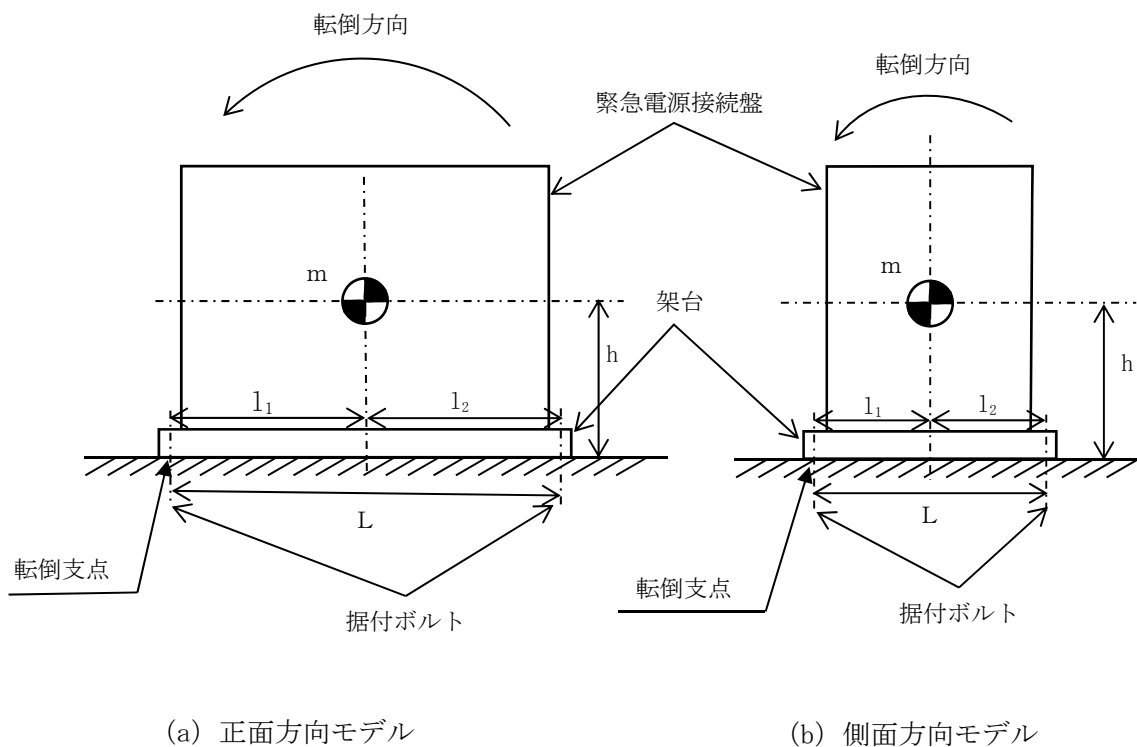


図 4-1 緊急電源接続盤 (HM-0) の解析モデル

#### 4.5.2 諸元

緊急電源接続盤（HM-0）の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
緊急電源接続盤 (HM-0)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	据付ボルト間隔	L	440 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M16
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	8
	引張力の作用する据付ボルト の評価本数	$n_f$	4
	据付面から重心までの距離	h	775 (mm)
	総質量	m	630 (kg)

#### 4.6 固有周期

緊急電源接続盤（HM-0）の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{h^3}{3EI} + \frac{h}{A_S G_I} \right)}$$

緊急電源接続盤（HM-0）の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
緊急電源接続盤 (HM-0)	0.05(秒)以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の緊急電源接続盤 (HM-0) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
緊急電源接続盤 (HM-0)	据付ボルト	引張	18	280	0.07
		せん断	7	161	0.05

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H1）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H1）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H1）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H1) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場(HAW)の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤(H1)の静的解析用震度は、機器据付階のもの(4F, 水平方向: 1.24, 鉛直方向: 0.79)を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤(H1)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤 (H1) の解析モデルを図 4-1 に示す。

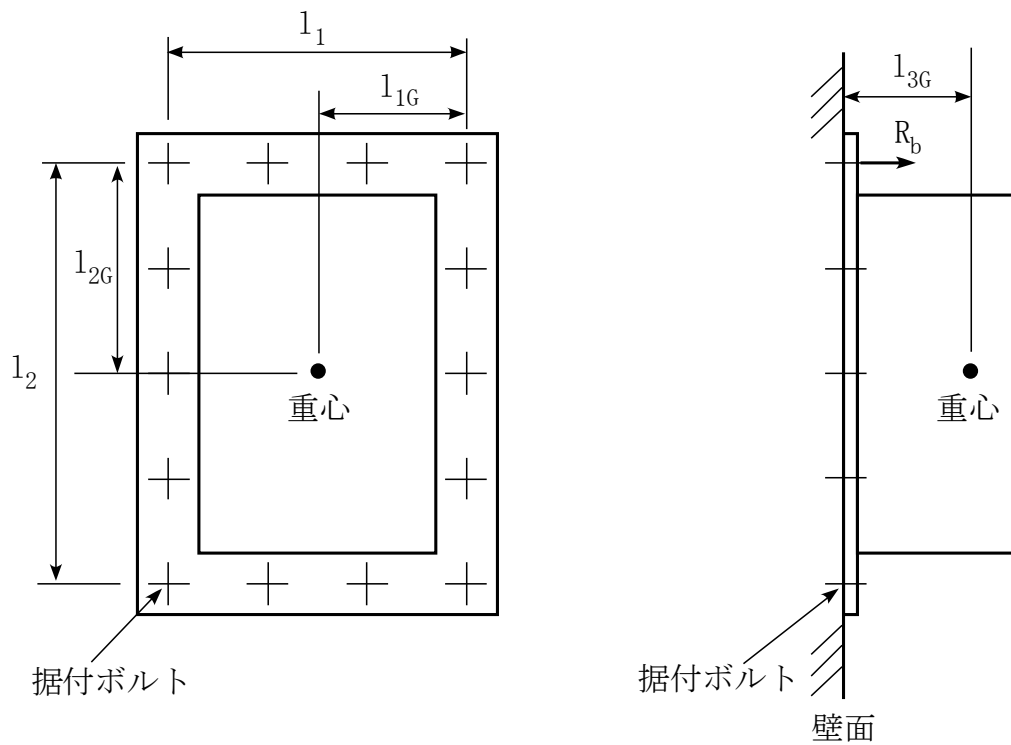


図 4-1 外部電源切替盤 (H1) の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H1) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H1)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	650 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤 (H1) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

外部電源切替盤 (H1) の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤 (H1)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の外部電源切替盤 (H1) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H1)	据付ボルト	引張	15	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H3）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H3）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H3）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	$\text{mm}^2$
$A_S$	最小有効せん断断面積	$\text{mm}^2$
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	$\text{mm}/\text{s}^2$
$I$	断面 2 次モーメント	$\text{mm}^4$
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H3) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤 (H3) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (5F, 水平方向 : 1.36, 鉛直方向 : 0.80) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤 (H3) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤 (H3) の解析モデルを図 4-1 に示す。

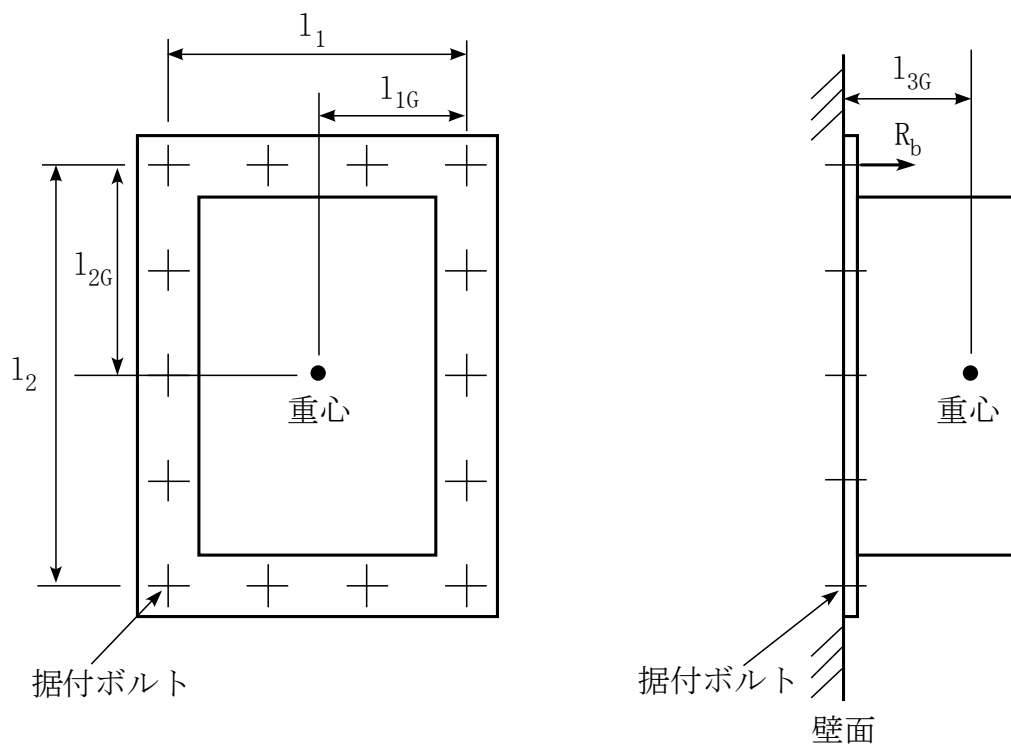


図 4-1 外部電源切替盤 (H3) の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H3) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H3)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	650 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤(H3)の固有周期は、1質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

外部電源切替盤 (H3) の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤 (H3)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の外部電源切替盤 (H3) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H3)	据付ボルト	引張	16	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H4）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H4）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとして、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H4）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	$\text{mm}^2$
$A_S$	最小有効せん断断面積	$\text{mm}^2$
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	$\text{mm}/\text{s}^2$
$I$	断面 2 次モーメント	$\text{mm}^4$
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H4) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub>における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub>での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤 (H4) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (5F, 水平方向 : 1.36, 鉛直方向 : 0.80) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤（H4）の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤(H4)の解析モデルを図4-1に示す。

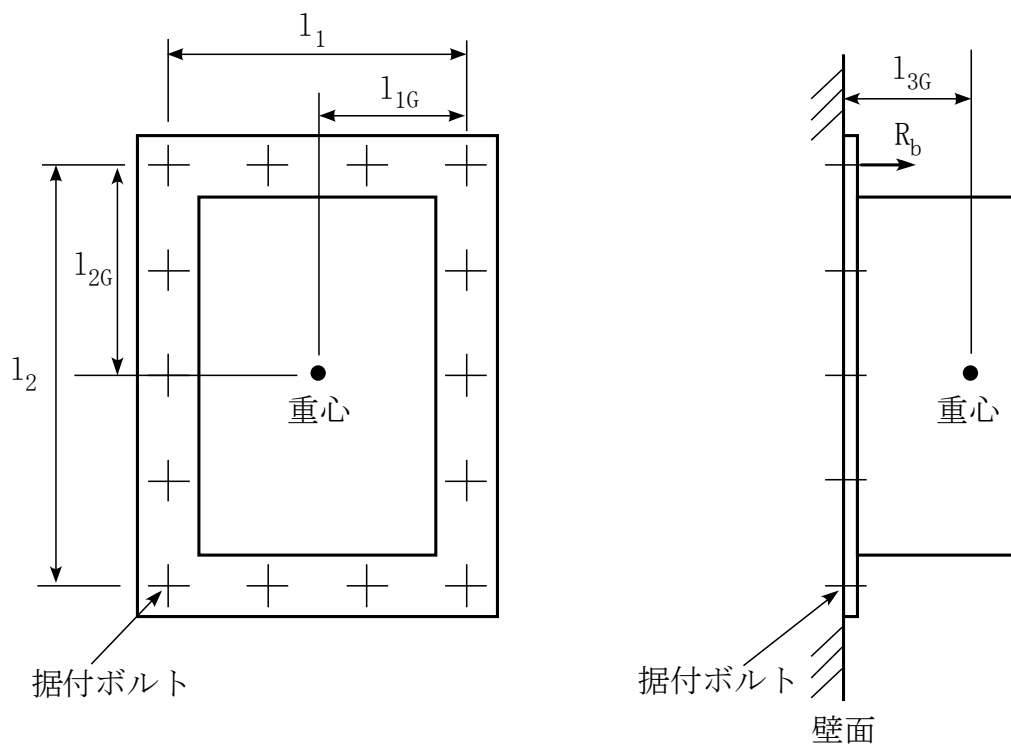


図 4-1 解析モデル

#### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H4) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H4)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	800 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤 (H4) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$



外部電源切替盤（H4）の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤（H4）	0.05(秒)以下

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の外部電源切替盤（H4）の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H4)	据付ボルト	引張	16	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

配管（蒸気供給系統）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する配管（蒸気供給系統）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

配管（蒸気供給系統）は、振動数基準の定ピッチスパン法により設置している。配管（蒸気供給系統）の構造強度の評価は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき、当該配管に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008（日本電気協会）
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012（日本機械学会）
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012（日本機械学会）

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$D_0$	管の外径	mm
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$i_1$	設計・建設規格 PPC-3530 及び PPC-3810 に定める応力係数	—
$L$	直管部の最大支持間隔	mm
$M_a$	機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る。）により生じるモーメント	N・mm
$M_b$	機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント	N・mm
$P$	圧力	MPa
$S_{prm}$	一次応力	MPa
$S_u$	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
$t$	管の厚さ	mm
$w$	管の単位長さ当たりの質量	kg/mm
$Z$	管の断面係数	mm <sup>3</sup>

## 3. 評価部位

配管（蒸気供給系統）の構造強度の評価は、本体の一次応力について実施する。

## 4. 構造強度評価

### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

### 4.2 許容応力

配管の構造強度の許容応力は、クラス 3 管に対する一次応力制限が規定されている「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 補-1984 重要度分類・許容応力編」に準拠し、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に基づき、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds については、温度は設計温度、圧力については設計圧力、配管内部の流体については充填し、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。配管の応力分類と許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 配管の応力分類と許容応力

評価部位	応力分類	許容応力	備考
配管	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)	弾塑性挙動の範囲に入ることは許容するものの、崩壊防止の観点から制限を課した許容応力

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場（HAW）の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。配管（蒸気供給系統）の静的解析用震度は、配管据付最上階のもの（RF、水平方向：1.41、鉛直方向：0.80）を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度（床応答最大加速度×1.2）	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

配管（蒸気供給系統）の発生応力の計算方法は、以下に示す「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の配管の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

配管（蒸気供給系統）については、振動数基準の定ピッチスパン法に基づき配管が地震時に共振しないよう一次固有振動数が 20 Hz 以上（剛）となる間隔で支持している。

直管部においては、等分布荷重を受ける両端単純支持はりにモデル化した。配管（蒸気供給系統）の解析モデルを図 4-1 に示す。

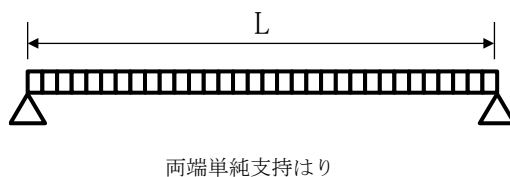


図 4-1 配管（蒸気供給系統）の解析モデル

等分布荷重を受ける両端単純支持はりの  $M_a$  は次式で表される。

$$M_a = \frac{wgL^2}{8}$$

また、 $M_b$  については、次式で表される。

$$M_b = \sqrt{(M_a C_H)^2 + (M_a C_V)^2}$$

上記のモデル化では両端を単純支持としているが、実際の配管において容器に接続される部分は固定端となる。したがって実機では両端固定支持又は一端固定他端単純支持に近い状態となる。両端固定支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{12}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{wgL^2}{24}$$

一端固定他端単純支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{8}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{9wgL^2}{128}$$

となるので両端を単純支持とするモデルは実機よりも保守的となる（「構造力学公式集」，土木学会，1974）。

直管部以外の曲がり部分，支持間隔の間にバルブ等の集中質量がある部分，分岐等の部分については，それぞれの部位の固有振動数が 20 Hz 以上となるように，直管部の支持間隔にそれぞれの部位の特徴に縮小率を乗じて短くした支持間隔としている。図 4-2 には曲がり部分に対する縮小率を，図 4-3 には集中質量部に対する縮小率を示す。また，分岐部については縮小率 0.85 とする。したがって直管部で最も長い支持間隔となる配管（最も固有振動数が低くなる配管）について地震時の発生応力を計算することで，他の配管の発生応力は包絡される。

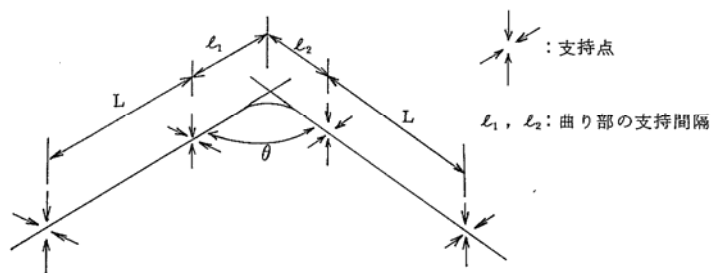
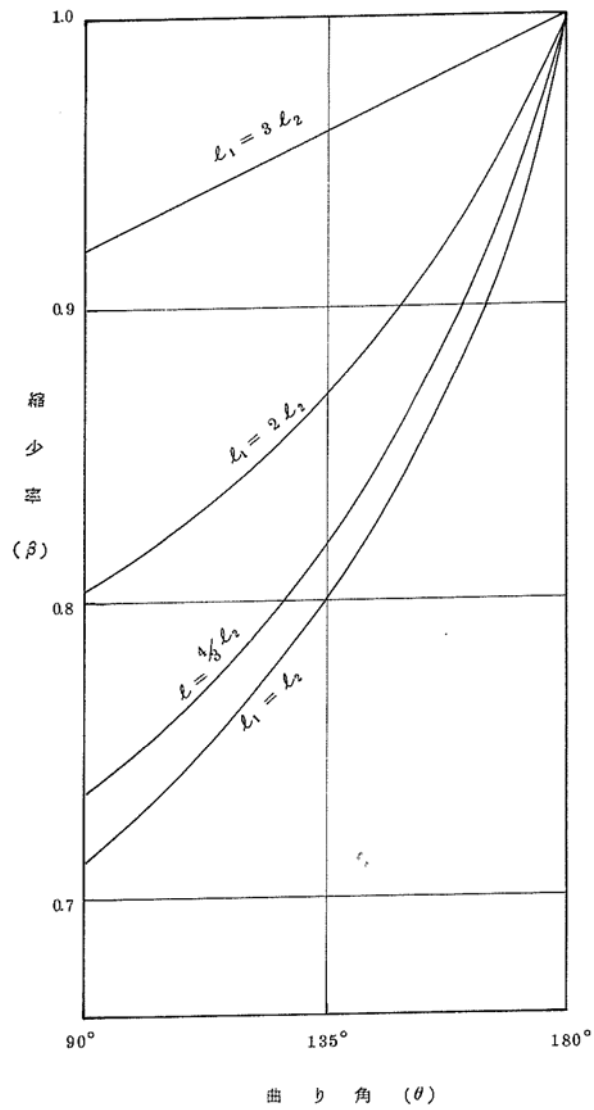
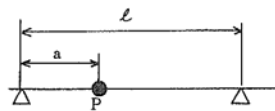
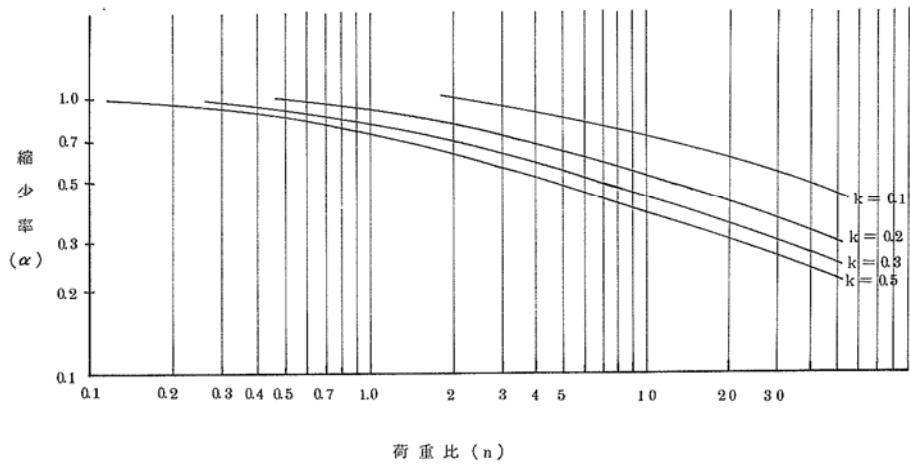


図 4-2 曲がり部を 20 Hz 以上とするための縮小率





P : 集中質量部の重量

w : 配管の単位長さ当りの重量

a : 支持点から集中質量部までの長さ

$$n : \text{荷重比} = \frac{P}{W \cdot \ell}$$

$$k : \frac{a}{\ell}$$

図 4-3 集中質量部を 20 Hz 以上とするための縮小率

#### 4.5.2 諸元

配管（蒸気供給系統）の仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 配管（蒸気供給系統）の仕様

評価対象設備	安全上の機能	機器区分	流体名	流体の密度 (g/cm <sup>3</sup> )	材質	保温有無	温度 (°C)	圧力 (MPa)	呼び径 (A)	配管 Sch. 又は肉厚 (mm)	最大支持間隔 <sup>※1</sup> (mm)
配管（蒸気供給系統）	事故対処設備	クラス 3	水	1.0	SUS304LTP	無	250	2.84	32	Sch. 20S	1560
						有	250	2.84	32	Sch. 10S	1540

※1 直管部の最大支持間隔

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

これより高放射性廃液貯蔵場(HAW)の配管(蒸気供給系統)の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	保温有無	呼び径(A)	配管 Sch. 又は肉厚(mm)	発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
配管(蒸気供給系統)	無	32	Sch. 20S	25	330	0.08
	有	32	Sch. 10S	35	330	0.11

※1 応力比は、発生応力/許容応力を示す。

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟における  
事故対処設備の耐震性についての計算書

洗浄液調整槽（G01V12）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する洗浄液調整槽（G01V12）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

洗浄液調整槽（G01V12）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$D_o$	胴外径	mm
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
h	胴高さ	mm
Su	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
t	胴板厚さ	mm
$\sigma_0$	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
$\sigma_{0\phi}$	胴の周方向一次一般膜応力	MPa
$\sigma_{0x}$	胴の軸方向一次一般膜応力	MPa
$\sigma_{\phi 1}$	内圧又は静水頭による胴の周方向応力	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に作用する鉛直方向地震力による胴の周方向応力	MPa
$\sigma_{x1}$	内圧又は静水頭による胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_{x2}$	運転時質量による胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_{x11}$	鉛直方向地震力による胴断面に生じる引張応力	MPa
$\sigma_{x4}$	水平方向地震力が作用した場合の転倒モーメントによる胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_1$	胴の一次応力の最大値	MPa
$\sigma_{11}$ ～ $\sigma_{16}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力が作用した場合の胴の組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{17}$ ～ $\sigma_{110}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力が作用した場合の胴の組合せ一次応力	MPa
$\sigma_b$	ボルトに生じる引張応力の最大値	MPa
$\sigma_{b1}$ ～ $\sigma_{b3}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じる引張応力	MPa
$\sigma_{b4}$ ～ $\sigma_{b5}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じる引張応力	MPa
$\tau_b$	ボルトに生じるせん断応力の最大値	MPa
$\tau_{b2}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じるせん断応力	MPa
$\tau_{b4}$ ～ $\tau_{b5}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じるせん断応力	MPa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\omega_H$	水平方向振動系の角速度	rad/s

### 3. 評価部位

洗浄液調整槽（G01V12）の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる胴及び据付ボルトとする。洗浄液調整槽（G01V12）の概要図を図 3-1 に示す。

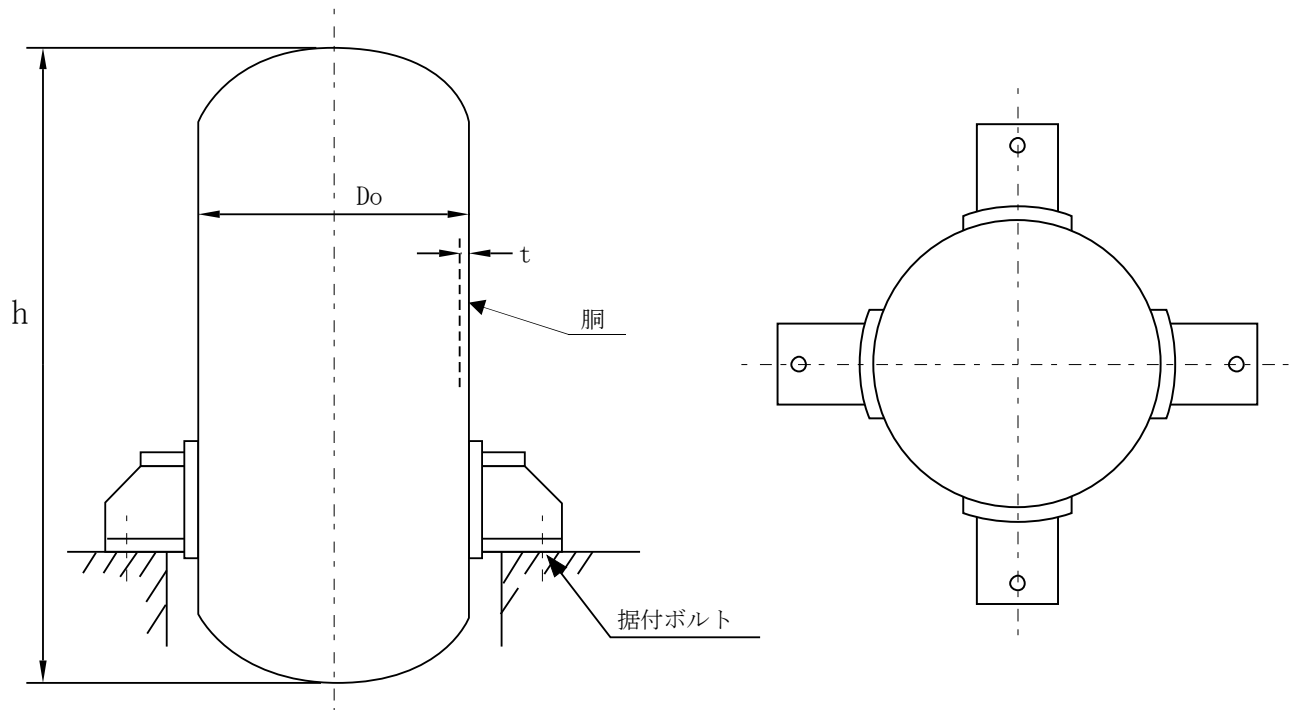


図 3-1 洗浄液調整槽（G01V12）の概要図

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、圧力については設計圧力、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。評価部位ごとの応力分類及び許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 評価部位ごとの応力分類及び許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
洞	一次一般膜応力	0.6 Su
洞	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)
据付ボルト	引張応力	1.5×(F/1.5)
据付ボルト	せん断応力	1.5×(F/(1.5√3))

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。洗浄液調整槽（G01V12）の静的解析用震度は、機器据付階のもの（2F、水平方向：1.03、鉛直方向：0.79）を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度（床応答最大加速度×1.2）	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77



#### 4.4 計算方法

洗浄液調整槽（G01V12）の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

胴の一次一般膜応力：

$$\sigma_0 = \max[\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}]$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sqrt{\sigma_{x11}^2 + \sigma_{x4}^2}$$

胴の一次応力：

$$\sigma_1 = \max[\sigma_{11}, \sigma_{12}, \sigma_{13}, \sigma_{14}, \sigma_{15}, \sigma_{16}, \sigma_{17}, \sigma_{18}, \sigma_{19}, \sigma_{110}]$$

据付ボルトの引張応力：

$$\sigma_b = \max[\sigma_{b1}, \sigma_{b2}, \sigma_{b3}, \sigma_{b4}, \sigma_{b5}]$$

据付ボルトのせん断応力：

$$\tau_b = \max[\tau_{b2}, \tau_{b4}, \tau_{b5}]$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

洗浄液調整槽（G01V12）の解析モデルを図 4-4 に示す。

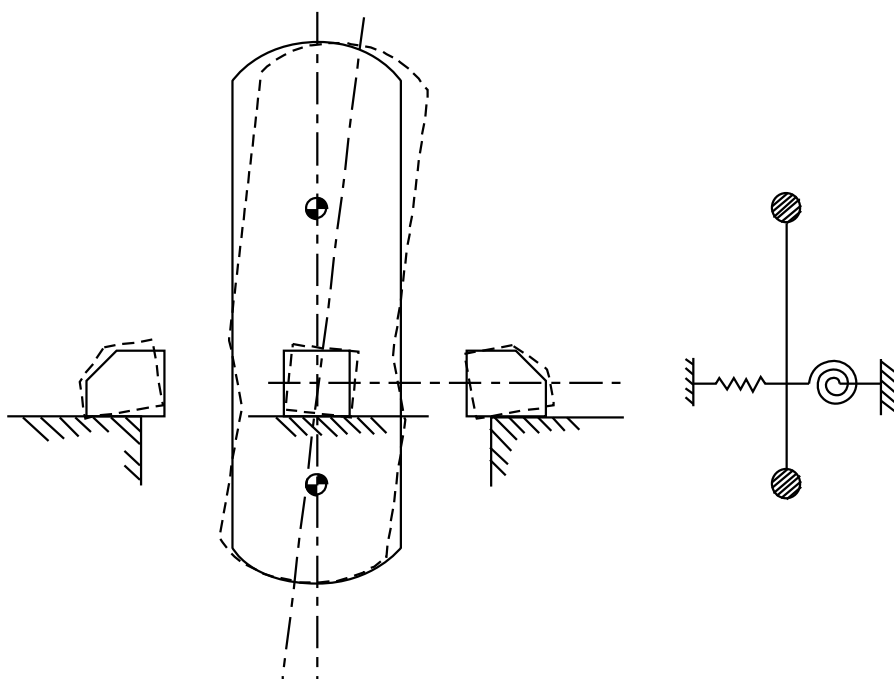


図 4-4 洗浄液調整槽 (G01V12) の解析モデル

#### 4.5.2 諸元

洗浄液調整槽 (G01V12) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
洗浄液調整槽 (G01V12)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	圧力 (設計圧力)	—	0.0 (MPa)
	胴外径	Do	916 (mm)
	胴板厚さ	t	8 (mm)
	胴高さ	h	908 (mm)
	胴材質	—	SUS304
	胴温度 (設計温度)	—	55 (°C)
	据付ボルト呼び径	—	M24
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	総質量	—	750 (kg)

#### 4.6 固有周期

洗浄液調整槽 (G01V12) の固有周期は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = \frac{2\pi}{\omega_H}$$

洗浄液調整槽 (G01V12) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
洗浄液調整槽 (G01V12)	0.035 (秒)

#### 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の洗浄液調整槽 (G01V12) の各評価部位の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
洗浄液調整槽 (G01V12)	胴	一次一般膜	1	298	0.01
		一次	7	447	0.02
	据付ボルト	引張	14	280	0.05
		せん断	9	161	0.06

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

緊急電源接続盤（VFB2）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する緊急電源接続盤（VFB2）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

緊急電源接続盤（VFB2）の構造強度の評価は、耐震構造上の類似性（底部アンカーボルトによる支持構造を持つ。）に基づき、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のポンプ・ファン類の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの軸断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_P$	ポンプ振動による震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$F_b$	据付ボルトに生じる引張力	N
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
g	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
h	据付面から重心までの距離	mm
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1, l_2$	重心と据付ボルト間の水平方向距離 ( $l_1 \leq l_2$ )	mm
L	据付ボルト間隔	mm
m	総質量	kg
$M_P$	ポンプ回転により働くモーメント	N・mm
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_f$	引張力の作用する据付ボルトの評価本数	—
$Q_b$	据付ボルトに生じるせん断力	N
$\sigma_b$	据付ボルトに生じる引張応力	MPa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルトに生じるせん断応力	MPa

## 3. 評価部位

緊急電源接続盤 (VFB2) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

## 4. 構造強度評価

### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。緊急電源接続盤 (VFB2) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (2F, 水平方向 : 1.03, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

緊急電源接続盤 (VFB2) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の横形ポンプの構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

引張力 ( $F_b$ ) :

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ mg \sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + mg C_P (h + l_1) + M_P - mg l_1 \right\}$$

引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = mg(C_H + C_P)$$

せん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

緊急電源接続盤（VFB2）の解析モデルを図 4-1 に示す。評価は据付ボルト間隔が短く転倒に対して厳しい側面方向に対して行う。

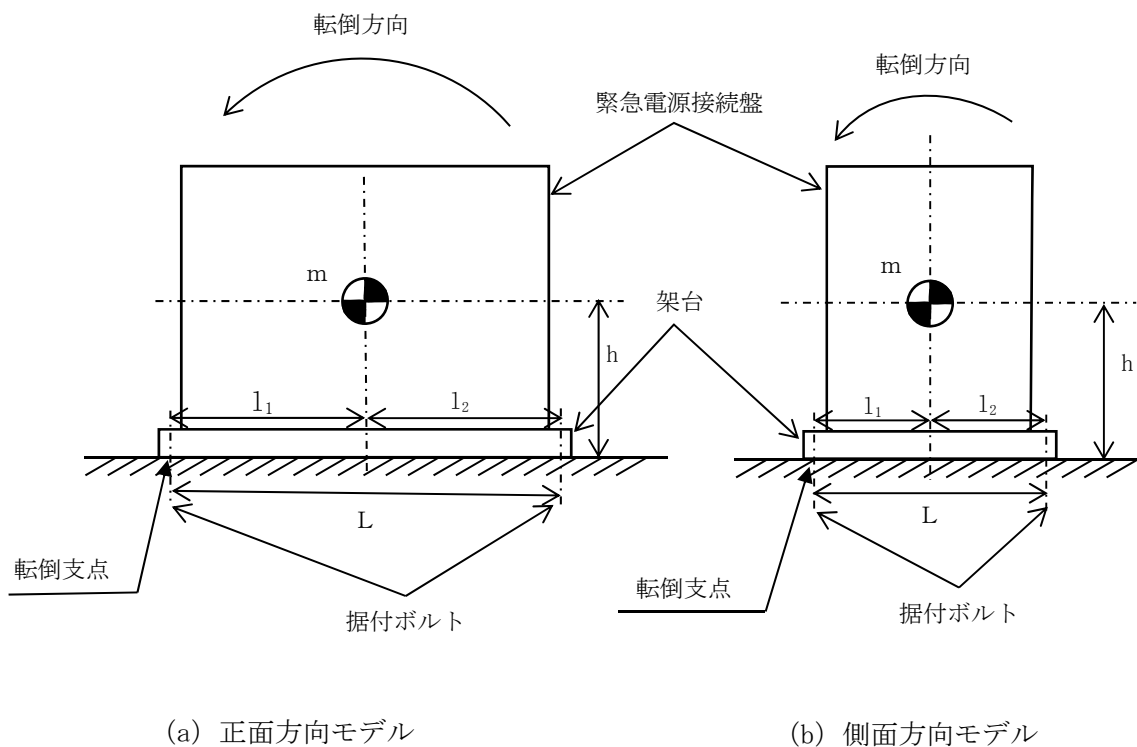


図 4-1 緊急電源接続盤（VFB2）の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

緊急電源接続盤（VFB2）の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
緊急電源接続盤 (VFB2)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	据付ボルト間隔	L	630 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M16
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	8
	引張力の作用する据付ボルト の評価本数	$n_f$	3
	据付面から重心までの距離	h	1150 (mm)
	総質量	m	630 (kg)

#### 4.6 固有周期

緊急電源接続盤 (VFB2) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{h^3}{3EI} + \frac{h}{A_S G_I} \right)}$$

緊急電源接続盤 (VFB2) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
緊急電源接続盤 (VFB2)	0.05 (秒) 以下

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の緊急電源接続盤 (VFB2) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
緊急電源接続盤 (VFB2)	据付ボルト	引張	19	280	0.07
		せん断	6	161	0.04

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-7）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-7）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-7）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-7) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術 開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-7) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (3F, 水平方向 : 1.12, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤 (CS-7) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

電源切替盤 (CS-7) の解析モデルを図 4-1 に示す。

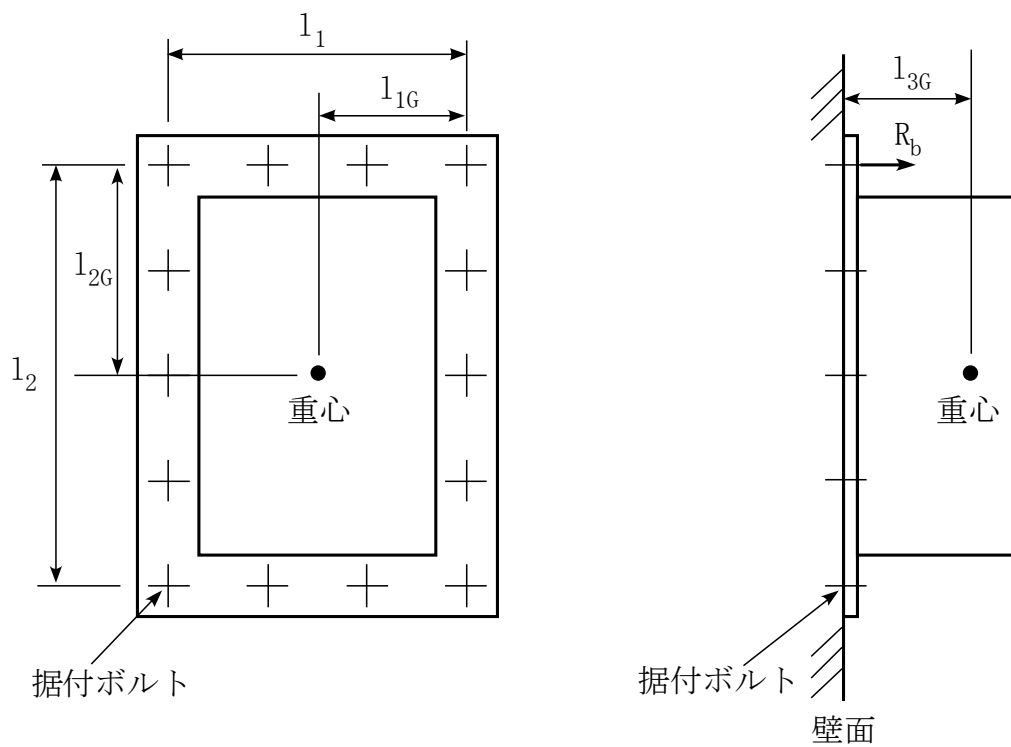


図 4-1 解析モデル

##### 4.5.2 諸元

電源切替盤 (CS-7) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
電源切替盤 (CS-7)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	400 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	700 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	4
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	2
	総質量	$m$	110 (kg)

#### 4.6 固有周期

電源切替盤 (CS-7) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

電源切替盤 (CS-7) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
電源切替盤 (CS-7)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の電源切替盤 (CS-7) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
電源切替盤 (CS-7)	据付ボルト	引張	9	280	0.04
		せん断	10	161	0.07

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-11）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-11）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-11）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-11) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-11) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (RF, 水平方向 : 1.28, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤(CS-11)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

電源切替盤 (CS-11) の解析モデルを図 4-1 に示す。

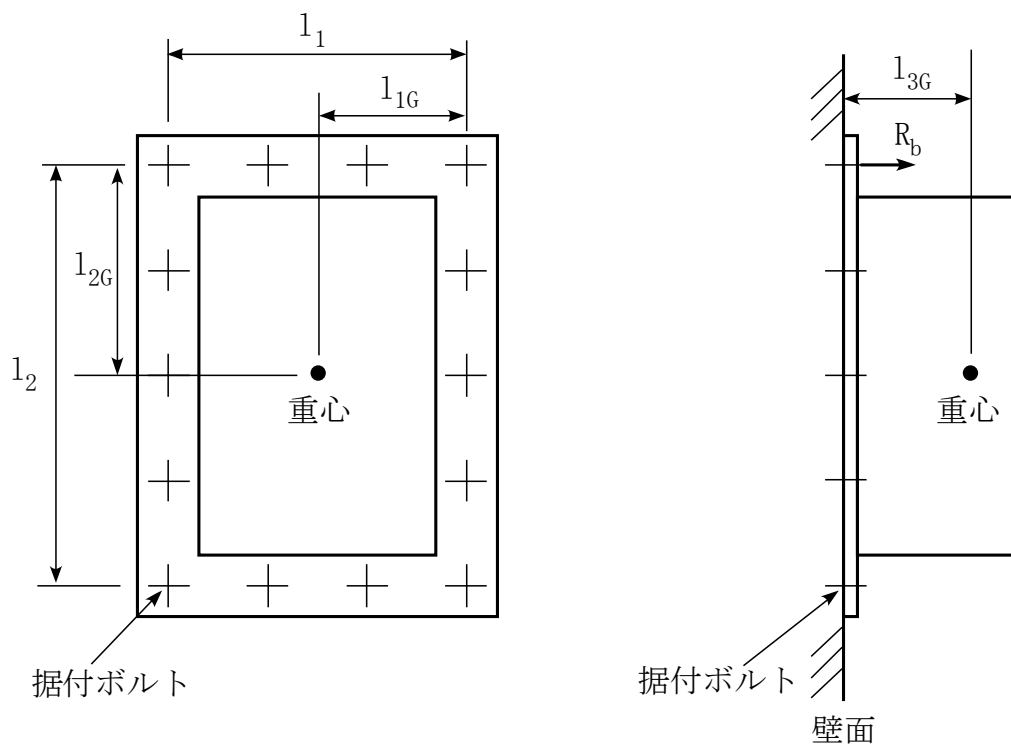


図 4-1 解析モデル

##### 4.5.2 諸元

電源切替盤 (CS-11) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
電源切替盤 (CS-11)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	760 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	800 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	4
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	2
	総質量	$m$	110 (kg)

#### 4.6 固有周期

電源切替盤 (CS-11) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

電源切替盤 (CS-11) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
電源切替盤 (CS-11)	0.05(秒)以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の電源切替盤 (CS-11) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
電源切替盤 (CS-11)	据付ボルト	引張	10	280	0.04
		せん断	11	161	0.07

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-12）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-12）について、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-12）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	$\text{mm}^2$
$A_S$	最小有効せん断断面積	$\text{mm}^2$
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	$\text{mm}/\text{s}^2$
$I$	断面 2 次モーメント	$\text{mm}^4$
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-12) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-12) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (RF, 水平方向 : 1.28, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤 (CS-12) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

電源切替盤 (CS-12) の解析モデルを図 4-1 に示す。

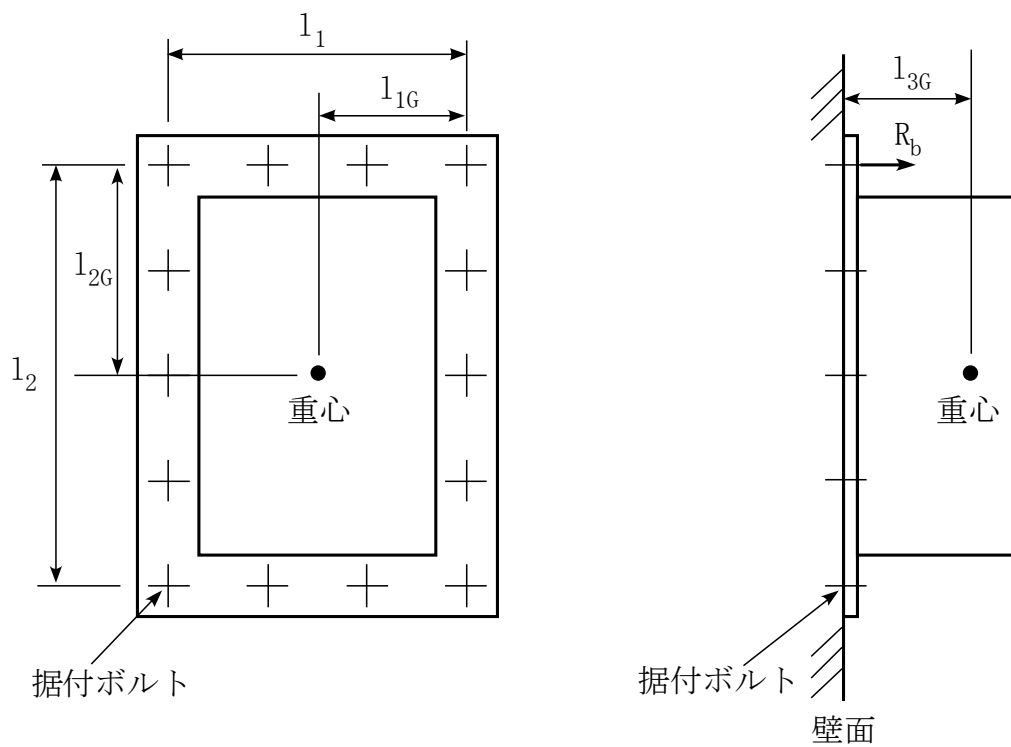


図 4-1 解析モデル

##### 4.5.2 諸元

電源切替盤 (CS-12) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
電源切替盤 (CS-12)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	860 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1000 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	4
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	2
	総質量	$m$	140 (kg)

#### 4.6 固有周期

電源切替盤 (CS-12) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

電源切替盤 (CS-12) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
電源切替盤 (CS-12)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の電源切替盤 (CS-12) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
電源切替盤 (CS-12)	据付ボルト	引張	11	280	0.04
		せん断	14	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

事故収束対応を維持するための支援

## 1. 支援

事故収束対応を実施するため、再処理施設内であらかじめ用意された手段（事故対処設備、予備品、燃料等）により、事故対処を実施し、事故発生後 7 日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

事故発生後 7 日間以降の事故対処を維持するため、事故発生後 6 日間後までに、再処理施設の事故収束対応を維持するための支援を受けられる体制を整備する。

事故発生時における外部からの支援については、株式会社ジェー・シー・オー（JCO）の臨界事故を契機に、東海村・大洗町・銚田市（旧旭村）及び那珂市（旧那珂町）に所在する 17 の原子力事業者による「原子力事業所安全協力協定」を締結しており、平常時又は緊急事態発生時に各事業所が相互に協力して対応する体制を整備している。事故発生後、核燃料サイクル工学研究所長を本部長とする現地対策本部が発足し、協力体制が整い次第、外部からの線量当量率測定、空気中の放射性物質濃度測定、汚染検査等の放射線管理業務等を実施する要員の派遣、防護資機材の手配及びその他の支援を迅速に得られるように支援計画を定める。

事故時の計装に関する手順等

### 1. 事故時の計装に関する手順等

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）での事故時において、事故対処に必要なパラメータ（温度、液位及び密度）を恒設の計装設備により測定できない場合、可搬型計装設備を用いて当該パラメータを測定することから、可搬型計装設備を用いた測定手順を整備する。

### 2. 可搬型計装設備の測定対象

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）において可搬型計装設備で測定するパラメータを以下に示す。

高放射性廃液貯槽（272V36）では遅延対策で使用する水を保管しており、液量を確認するために液位を測定する。

濃縮液供給槽（G12V14）は濃縮液槽（G12V12）と常時循環運転（濃縮液供給槽からのオーバーフロー）を行っており、濃縮液槽と密度は同じになることから、廃液の温度及び液位のみを測定する。

#### 高放射性廃液貯蔵場（HAW）

- ・高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）：廃液の温度、液位、密度
- ・高放射性廃液貯槽（272V36）：液位
- ・中間貯槽（272V37 及び V38）：廃液の温度、液位、密度

#### ガラス固化技術開発施設（TVF）

- ・受入槽（G11V10）：廃液の温度、液位、密度
- ・回収液槽（G11V20）：廃液の温度、液位、密度
- ・濃縮器（G12E10）：廃液の温度、液位、密度
- ・濃縮液槽（G12V12）：廃液の温度、液位、密度
- ・濃縮液供給槽（G12V14）：廃液の温度、液位

### 3. 可搬型計装設備の概要

可搬型計装設備は、廃液の温度、液位及び密度を測定する可搬型の計装設備である。

可搬型温度測定設備は、既設端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。

可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備は、既設導圧管に発生する圧力の差を計測す

るための差圧伝送器やパージメータなどの計器類を接続し測定する。可搬型計装設備による測定は、外部支援に期待しない期間（7日間）において適宜実施する。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）では可搬型計装設備により測定したデータを、データ収集装置へ伝送する機器類を配備する。

ガラス固化技術開発施設（TVF）では可搬型計装設備により測定したデータを、常駐する運転員が現場巡視により確認する。

#### 4. 可搬型計装設備の使用個数及び保管場所

可搬型計装設備の使用個数について表 1-3-1 に示す。高放射性廃液貯槽（272V31～V35）では上部と下部の2箇所の廃液の温度を可搬型温度測定設備により測定する。

可搬型計装設備は、設計地震動及び設計津波の影響を受けない高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に、単一故障を考慮した数量を保管する。

#### 5. パラメータの測定及び可搬型計装設備への給電手順

##### 5.1 廃液の温度の測定手順

廃液の温度は、既設熱電対を用いて既設の熱電対端子箱内の端子に可搬型温度測定設備を補償導線で接続して測定する。既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）では、予備の熱電対と交換した上で測定を行う。ガラス固化技術開発施設（TVF）では、予備の系統にて測定を行う。可搬型温度測定設備による測定概要図を図 1-4-1 及び図 1-4-2 に示す。

##### 5.2 液位及び密度の測定手順

液位及び密度の測定はエアパージ式で行う。既設の導圧管を用いて、既設計装ラックの閉止箇所と可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は、可搬型圧縮空気設備又は空気ポンプ等から供給する。可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備による測定概要図を図 1-4-3 及び図 1-4-4 に示す。

##### 5.3 可搬型計装設備への給電

高放射性廃液貯蔵場（HAW）では可搬型温度測定設備はバッテリーが内蔵されている計器を使用する。ガラス固化技術開発施設（TVF）では可搬型温度測定設備は電池式の計器を使



用する。高放射性廃液貯蔵場（HAW）では液位及び密度の測定に使用する可搬型圧縮空気設備及び測定データを伝送する機器には可搬型発電機により給電する。ガラス固化技術開発施設（TVF）では液位及び密度の測定に空気ポンプ等を使用し、測定したデータを常駐する運転員が現場により確認する。

#### 6. 測定データの転送

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の可搬型計装設備で収集したデータは、ペーパーレスレコーダー（データ収集装置）に転送する。なお、ガラス固化技術開発施設（TVF）の可搬型計装設備の測定データは常駐する運転員が現場巡視で確認し記録する。

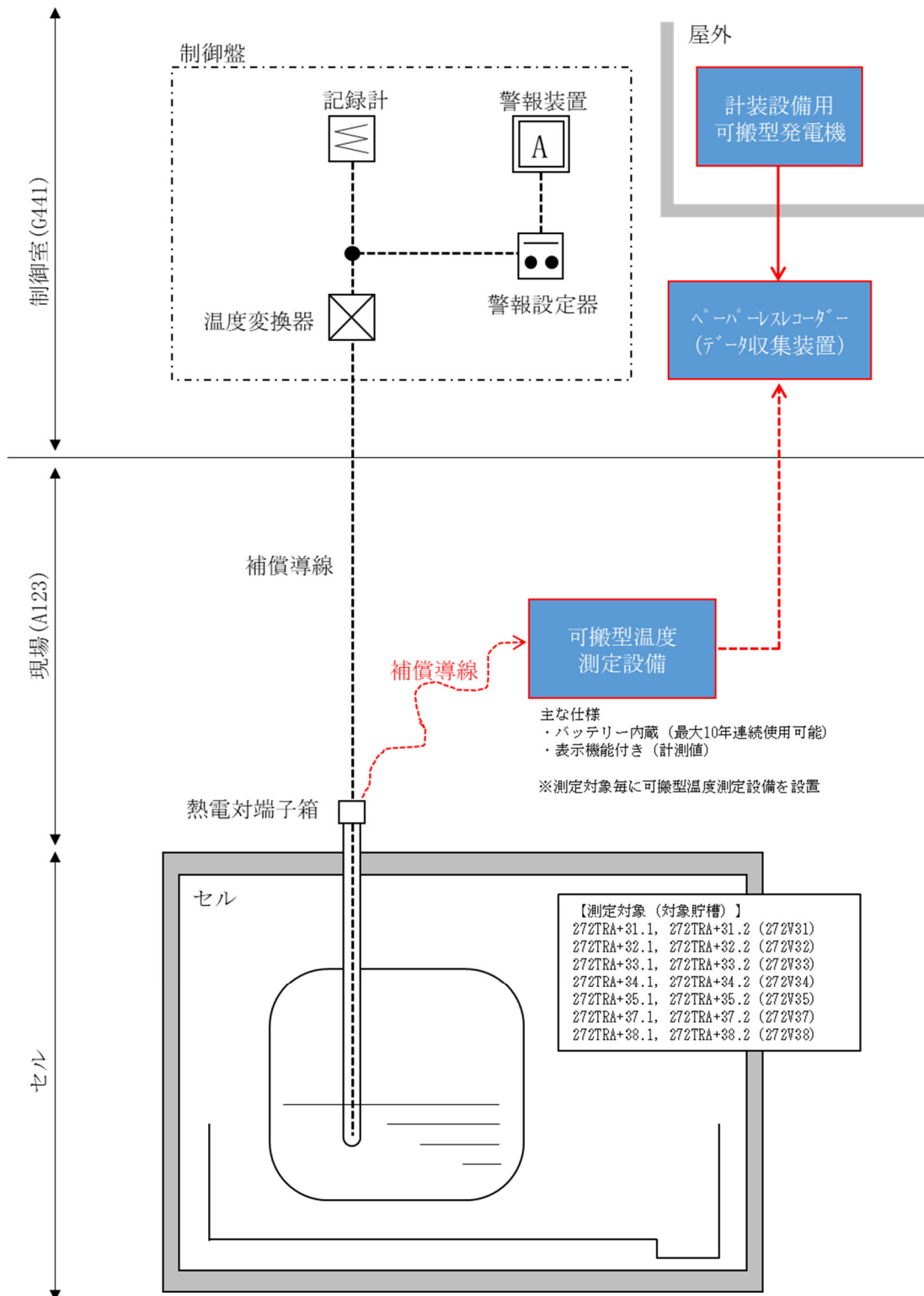


図 1-4-1 可搬型温度測定設備による測定 概要図  
(高放射性廃液貯蔵場 (HAW))

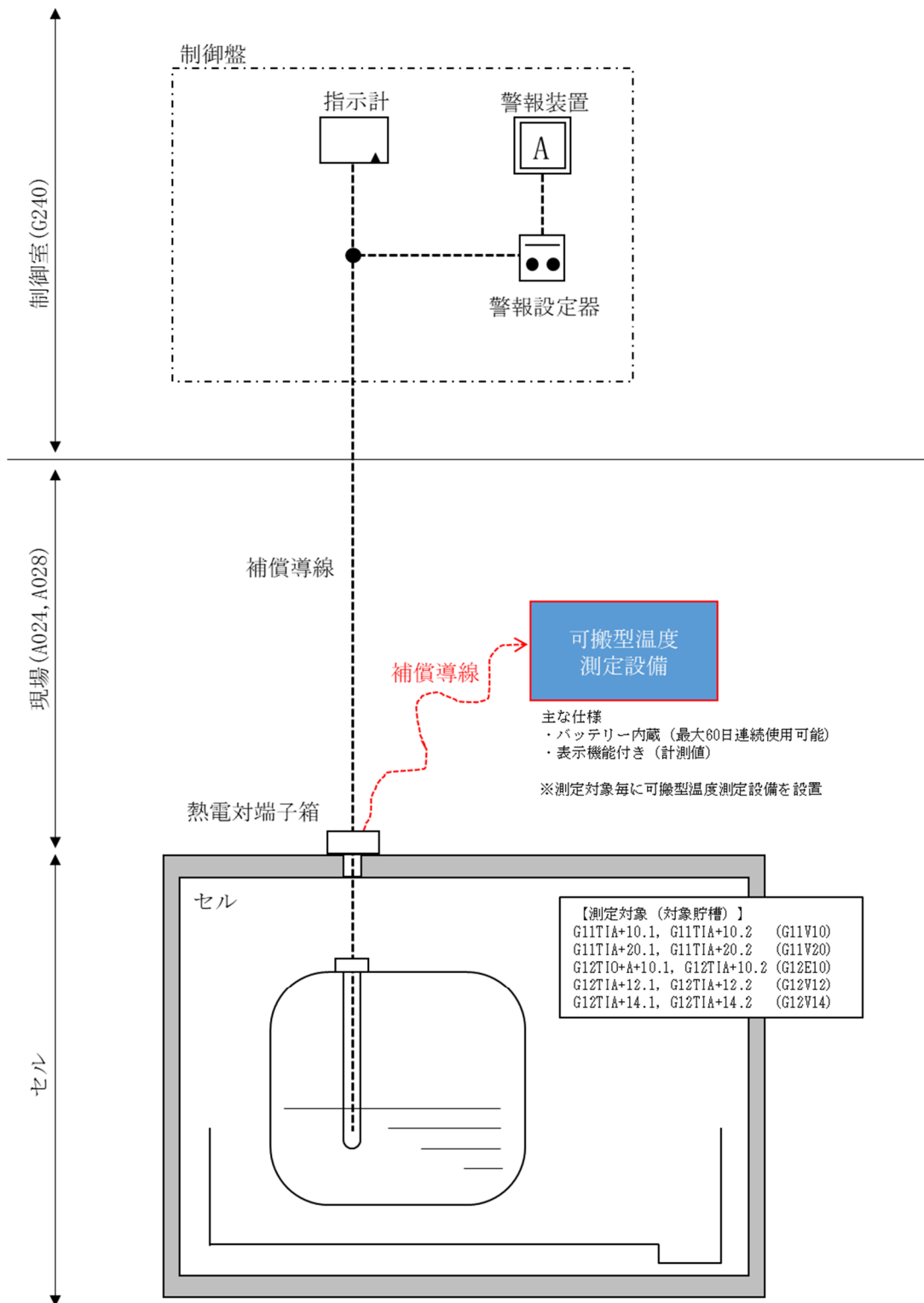


図 1-4-2 可搬型温度測定設備による測定 概要図  
(ガラス固化技術開発施設 (TVF))

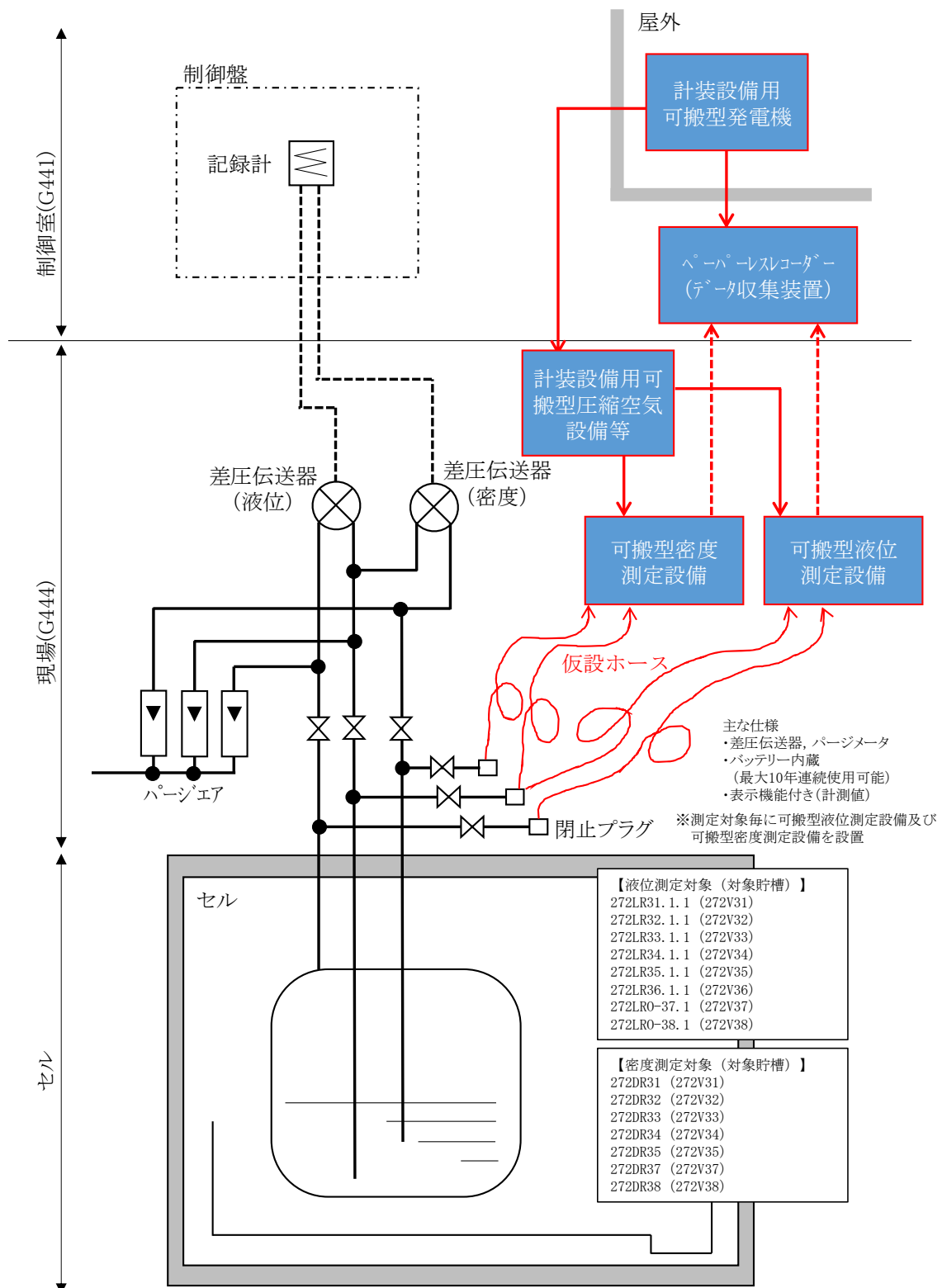


図 1-4-3 可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備による測定 概要図  
 (高放射性廃液貯蔵場 (HAW))

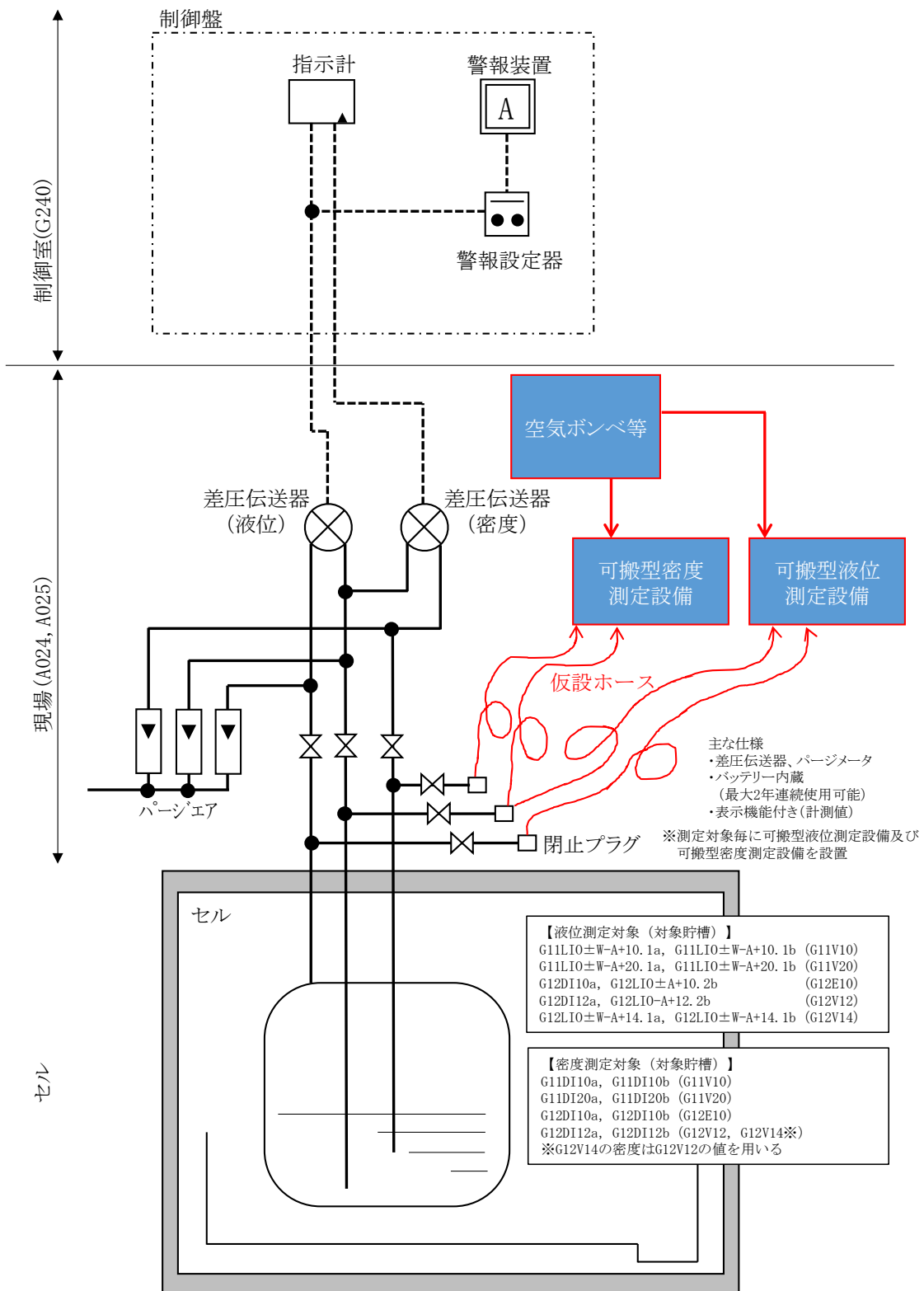


図 1-4-4 可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備による測定 概要図  
 (ガラス固化技術開発施設 (TVF))

表 1-3-1 可搬型計装設備の使用個数

No.	設備	保管場所	使用数量	備考
1	可搬型温度測定設備 (V31～V35, V37, V38)	HAW 建家内	12 式	V31～V35 は各貯槽 2 式使用, V37, V38 は各貯槽 1 式使用 内蔵バッテリーにより 7 日以上連続測定可能
2	可搬型液位測定設備 (V31～V36)	HAW 建家内	6 式	各貯槽で 1 式使用
3	可搬型液位測定設備 (V37～V38)	HAW 建家内	2 式	各貯槽で 1 式使用
4	可搬型密度測定設備 (V31～V35)	HAW 建家内	5 式	各貯槽で 1 式使用
5	可搬型密度測定設備 (V37, V38)	HAW 建家内	2 式	各貯槽で 1 式使用
6	計装設備用可搬型発電機	HAW 建家内	1 基	計装設備用可搬型圧縮空気設備及びペーパーレスレコーダー(データ収集装置)への給電に使用(7日分の燃料を確保)
7	計装設備用可搬型圧縮空気設備 又は空気ポンベ	HAW 建家内	1 式	測定対象の液位及び密度測定を行うために必要な仕様の圧縮空気設備又は 7 日以上測定するために必要な容量の空気ポンベとする
8	ペーパーレスレコーダー (データ収集装置)	HAW 建家内	1 台	HAW の可搬型計装設備からの信号を受信できるチャンネル数を備えた端末とする
9	ノート PC	HAW 建家内	1 台	データ収集装置のデータの表示及び保存
10	可搬型温度測定設備	TVF 建家内	2 式	G11V10, V20 で 1 式使用 G12E10, V12, V14 で 1 式使用 内蔵電池により 7 日以上連続測定可能
11	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF 建家内	2 式	各貯槽で 1 式使用 内蔵電池により 7 日以上連続測定可能
12	可搬型液位測定設備 (G12E10)	TVF 建家内	1 式	内蔵電池により 7 日以上連続測定可能
13	可搬型液位測定設備 (G12V12, V14)	TVF 建家内	2 式	各貯槽で 1 式使用 内蔵電池により 7 日以上連続測定可能
14	可搬型密度測定設備	TVF 建家内	4 式	G11V10, V20/G12E10, V12 内蔵電池により 7 日以上連続測定可能
15	空気ポンベ等	TVF 建家内	1 式	液位及び密度測定を 7 日以上行うために必要な容量とする

監視測定等に関する手順等

事故時における監視測定手順として、恒設の監視測定設備が使用できない場合に可搬型監視測定設備により粒子状放射性物質を監視測定する手順を整備する。また、その他の監視測定設備についても、恒設設備の機能喪失時において監視測定する手順を整備する。

## 1. 事故時の監視測定等に関する手順等

事故時における監視測定手順として、恒設の監視測定設備が使用できない場合に可搬型監視測定設備により粒子状放射性物質を監視測定する手順を整備する。

事故発生時に主排気筒、第二付属排気筒及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備が機能喪失したと判断された場合、可搬型監視測定設備による監視測定に着手する。具体的には、可搬型監視測定設備を高放射性廃液貯蔵場（HAW）及び第二付属排気筒の排気モニタリング設備の接続口に接続し、粒子状放射性物質を捕集・測定する。

### 1.1 可搬型監視測定設備の測定対象

可搬型監視測定設備による測定対象は粒子状放射性物質である。

### 1.2 可搬型監視測定設備

粒子状放射性物質を監視測定する設備は、可搬型ダスト・ヨウ素サンプラである。

可搬型監視測定設備は、設計地震動及び設計津波の影響を受けない高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の建家内に1台ずつ配備する。また、単一故障を考慮し、高放射性廃液貯蔵場（HAW）又はガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の何れかの建家内に代替え用として1台を設置し、合計3台の設備を令和3年度中に配備する予定である。

### 1.3 監視測定設備への給電

可搬型ダスト・ヨウ素サンプラへの給電は可搬型排気モニタリング用発電機を使用する。発電機の燃料については必要量を確保し、7日間の連続運転を可能とする。



## 2. 監視測定機能喪失時における手順等

恒設設備の機能喪失時，監視測定機能を維持するための手順を整備する。放出される放射性物質の濃度及び線量を監視測定し，その結果を記録するとともに，風向，風速及びその他の気象条件を測定し，その結果を記録する。

### 2.1 監視測定設備

#### 【放射線監視設備】

- ・主排気筒の排気モニタリング設備（排気モニタ及び排気サンプリング設備）
- ・高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備（排気サンプリング設備）
- ・第二付属排気筒の排気モニタリング設備（排気モニタ及び排気サンプリング設備）
- ・可搬型排気モニタリング設備：
  - 可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ
  - 可搬型トリチウムカーボンサンプラ
  - 可搬型ガスモニタ
- ・環境モニタリング設備：モニタリングポスト及びダスト・ヨウ素サンプラ
- ・気象観測設備
- ・モニタリングカー

#### 【試料分析関係設備】

- ・放出管理分析設備：液体シンチレーション放射能測定装置及び核種分析装置
- ・環境試料分析測定設備：全 $\alpha$ 放射能測定装置，全 $\beta$ 放射能測定装置及び核種分析装置

### 2.2 監視測定手順

#### (1) 放射性物質の濃度及び線量の測定の手順等

- a. 排気モニタリング設備による高放射性廃液貯蔵場（HAW）から放出される放射性物質の濃度の測定

主排気筒の排気モニタリング設備は平常運転時から排気モニタにより放射性希ガスの連続監視及び排気サンプリング設備により放射性物質を連続的に捕集している。また，高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備は平常運転時から放射性物質を連続的に捕集している。

主排気筒及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備の機能が維持されていると判断された場合，手順に着手する。

具体的には，継続して排気モニタにより放射性希ガスを連続監視するとともに，主排気筒及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気サンプリング設備により放射性物質を連続的に

捕集する。排気モニタの測定値は、分析所安全管理室において指示及び記録し、あらかじめ設定した値を超えたときは、警報を発する。

排気モニタによる放射性希ガスの測定及び主排気筒及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気サンプリング設備による放射性物質の捕集は継続されているため、排気モニタにより監視及び測定並びにその結果の記録を継続し、排気サンプリング設備により連続的に捕集する。

b. 可搬型排気モニタリング設備による高放射性廃液貯蔵場（HAW）から放出される放射性物質の濃度の代替測定

主排気筒及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

具体的には、可搬型排気モニタリング設備（可搬型ガスモニタ及び可搬型排気サンプリング設備）を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備の接続口に接続し、高放射性廃液貯蔵場（HAW）から大気中へ放出される放射性ヨウ素、粒子状放射性物質、トリチウム及び炭素-14を連続的に捕集するとともに、放射性希ガスの濃度を連続測定し、記録する。

なお、主排気筒の排気モニタリング設備が機能喪失したものの、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備の機能が維持されていると判断された場合、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気サンプリング設備により放射性物質を連続的に捕集するとともに、可搬型排気モニタリング設備（可搬型ガスモニタ及び一部の可搬型排気サンプリング設備）を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備の接続口に接続する。

可搬型排気モニタリング用発電機により可搬型排気モニタリング設備への給電を行い、放射性物質の濃度の測定を行う。

なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排気モニタリング設備の接続口については令和3年度中に設置予定、可搬型ガスモニタ及び可搬型サンプリング設備は令和3年度中に配備予定である。

c. 放出管理分析設備による主排気筒から放出される放射性物質の濃度の測定

放出管理分析設備（液体シンチレーション測定装置及び核種分析装置）は、平常運転時から主排気筒の排気サンプリング設備により捕集した放射性物質の濃度を測定している。放出管理分析設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、継続して放出管理分析設備により、主排気筒の排気サンプリング設備又は可搬型排気サンプリング設備で捕集した放射性物質の濃度を測定する。

主排気筒の排気サンプリング設備又は可搬型排気サンプリング設備で捕集した試料は、定期的又は大気中への放射性物質の放出のおそれがある場合に回収し、放出管理分析設備により放射性物質の濃度を測定し、主排気筒から大気中へ放出される放射性物質の濃度を評価し、記録する。

d. 代替の放出管理分析設備による主排気筒から放出される放射性物質の濃度の測定  
放出管理分析設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

e. 排気モニタリング設備による第二付属排気筒から放出される放射性物質の濃度の測定  
第二付属排気筒の排気モニタリング設備は平常運転時から排気モニタにより放射性希ガスの連続監視及び排気サンプリング設備により放射性物質を連続的に捕集している。第二付属排気筒の排気モニタリング設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、継続して排気モニタにより放射性希ガスを連続監視するとともに、排気サンプリング設備により放射性物質を連続的に捕集する。排気モニタの測定値は、分析所安全管理室において指示及び記録し、放射能レベルがあらかじめ設定した値を超えたときは、警報を発する。

排気モニタによる放射性希ガスの測定及び排気サンプリング設備による放射性物質の捕集は継続されているため、排気モニタにより監視及び測定並びにその結果の記録を継続し、排気サンプリング設備により連続的に捕集する。

f. 可搬型排気モニタリング設備による第二付属排気筒から放出される放射性物質の濃度の代替測定

第二付属排気筒の排気モニタリング設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

具体的には、可搬型排気モニタリング設備（可搬型ガスモニタ及び可搬型排気サンプリング設備）を第二付属排気筒の排気モニタリング設備の接続口に接続し、第二付属排気筒から大気中へ放出される放射性ヨウ素、粒子状放射性物質、トリチウム及び炭素-14を連続的に捕集するとともに、放射性希ガスの濃度を連続測定し、記録する。

可搬型排気モニタリング用発電機により可搬型排気モニタリング設備への給電を行い、放射性物質の濃度の測定を行う。

なお、可搬型排気ガスモニタ及び可搬型サンプリング設備は令和3年度中に配備予定である。

g. 放出管理分析設備による第二付属排気筒から放出される放射性物質の濃度の測定

放出管理分析設備（液体シンチレーション測定装置及び核種分析装置）は、平常運転時から第二付属排気筒の排気サンプリング設備により捕集した放射性物質の濃度を測定している。放出管理分析設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、継続して放出管理分析設備により、第二付属排気筒の排気サンプリング設備又は可搬型排気サンプリング設備で捕集した放射性物質の濃度を測定する。

第二付属排気筒の排気サンプリング設備又は可搬型排気サンプリング設備で捕集した試料は、定期的又は大気中への放射性物質の放出のおそれがある場合に回収し、放出管理分析設備により放射性物質の濃度を測定し、第二付属排気筒から大気中へ放出される放射性物質の濃度を評価し、記録する。

h. 代替の放出管理分析設備による第二付属排気筒から放出される放射性物質の濃度の測定

放出管理分析設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

i. 環境モニタリング設備による空気中の放射性物質の濃度及び線量の測定

モニタリングポストは、平常運転時から周辺監視区域境界付近にて、空間放射線量率の連続監視を行っている。また、ダスト・ヨウ素サンプラは、平常運転時から空気中の放射性物質の濃度を監視するため、粒子状放射性物質を連続的に捕集し、環境試料分析測定設備により測定している。環境モニタリング設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、モニタリングポストにより空間放射線量率を連続監視するとともに、ダスト・ヨウ素サンプラにより空気中の放射性物質を連続的に捕集し、環境試料分析測定設備により測定する。環境モニタリング設備（モニタリングポスト）の測定値は、安全管理棟において指示及び記録し、空間放射線量率があらかじめ設定した値を超えたときは、警報を発する。

モニタリングポストによる空間放射線量率の測定、ダスト・ヨウ素サンプラによる空気中の放射性物質の捕集及び環境試料分析測定設備による測定は継続されている。

j. 代替の環境モニタリング設備による空気中の放射性物質の濃度及び線量の測定

環境モニタリング設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

具体的には、代替の環境モニタリング設備（モニタリングポストの代替として可搬型モニタリングポスト、ダスト・ヨウ素サンプラの代替として可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ）

により、周辺監視区域境界付近において、空間放射線量率を測定するとともに、空気中の粒子状放射性物質を連続的に捕集する。なお、可搬型モニタリングポストは、令和3年度中に配備予定である。

可搬型環境モニタリング用発電機により代替の環境モニタリング設備への給電を行う。

#### k. モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度及び線量の測定

モニタリングカーは、事故時に、周辺監視区域境界付近の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を捕集するため、空間放射線量率測定器、中性子線用サーベイメータ及びダスト・ヨウ素サンプラを備えている。事故時にモニタリングカーの機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、モニタリングカーにより、周辺監視区域境界付近の空間放射線量率を測定するとともに空気中の放射性物質を捕集する。

モニタリングカーによる測定結果は、通信連絡設備により安全管理棟に連絡する。

#### l. 代替の設備による空気中の放射性物質の濃度及び線量の測定

モニタリングカーが機能喪失（搭載機器の測定機能又は車両の走行機能）したと判断された場合、手順に着手する。

具体的には、代替の環境モニタリング設備（可搬型モニタリングポスト又はサーベイメータ及び可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ）により、周辺監視区域境界付近において、空間放射線量率を測定するとともに、空気中の粒子状放射性物質を連続的に捕集する。

#### m. 環境試料分析測定設備による空気中の放射性物質の濃度の測定

環境試料分析測定設備は、平常運転時から再処理施設及びその周辺における環境試料の分析、放射性物質の濃度を測定している。事故時に環境試料測定設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、継続して環境試料分析測定設備により、ダスト・ヨウ素サンプラで捕集した粒子状放射性物質の濃度を測定する。

ダスト・ヨウ素サンプラで捕集した試料は、定期的又は大気中への放射性物質の放出のおそれがある場合に回収し、環境試料分析測定設備により放射性物質の濃度を測定し、空気中の放射性物質の濃度を評価する。

#### n. 代替の環境試料分析測定設備による空気中の放射性物質の濃度の測定

環境試料測定設備が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

具体的には、代替の環境試料分析測定設備（全 $\alpha$ 放射能測定装置及び全 $\beta$ 放射能測定装置）により、可搬型ダスト・ヨウ素サンプラで捕集した粒子状放射性物質の濃度を測定する。

可搬型発電機による代替の環境試料分析測定設備への給電を行い、放射性物質の濃度の測定を行う。

## (2) 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

### a. 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は、敷地内において、風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量を観測している。事故時に気象観測設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、継続して気象観測設備により風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量を観測し、その観測値を安全管理棟に伝送する。

気象観測設備による気象観測項目の測定は継続されているため、測定及びその結果の記録を継続する。

### b. 代替の気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備（風向風速計、日射計、放射収支計及び雨量計）が機能喪失したと判断された場合、手順に着手する。

### c. 可搬型発電機による環境モニタリング設備への給電

非常用所内電源系統から環境モニタリング設備への給電が喪失し、無停電電源装置（モニタリングポスト）により給電され、環境モニタリング設備の機能が維持されていると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、モニタリングポストについては、自家発電装置により給電する。また、ダスト・ヨウ素サンプラについては、可搬型発電機により、給電する。

### d. モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

再処理施設から大気中への放射性物質の放出により、モニタリングポストのバックグラウンドが上昇するおそれがあると判断された場合、手順に着手する。

具体的には、周辺汚染により、モニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるため、モニタリングポストの検出器カバーに養生シートを被せ、養生する。検出器カバーの養生シートは、必要に応じて交換する。

また、バックグラウンドが通常より高い場合には、必要に応じてモニタリングポスト局

舎の除染，周辺土壌の撤去及び樹木の伐採を行いバックグラウンドの低減を図る。

e. 代替の環境モニタリング設備のバックグラウンド低減対策

再処理施設から大気中への放射性物質の放出により，代替の環境モニタリング設備のバックグラウンドが上昇するおそれがあると判断された場合，手順に着手する。

具体的には，事故後の周辺汚染により，代替の環境モニタリング設備による測定ができなくなることを避けるため，あらかじめ検出器カバーに養生シートを被せた後，設置する。検出器カバーの養生シートは，必要に応じて交換する。

また，バックグラウンドが通常より高い場合には，必要に応じて代替の環境モニタリング設備の除染，周辺土壌の撤去及び樹木の伐採を行いバックグラウンドの低減を図る。

f. 代替の試料分析関係設備のバックグラウンド低減対策

代替の試料分析関係設備による試料の測定場所を設備する。

緊急時対策所の居住性等に関する手順等



## 1. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

緊急時対策所は、既設又は津波の浸水影響がない代替の緊急時対策所を使用することを基本とする。

大津波警報が発表された場合は、緊急時対策所を防災管理棟から高台にある建家内に設置する。地震等により既設及び代替の緊急時対策所が使用不可となった場合は、可搬型の情報通信設備により外部との通信連絡機能を確保する。事故等に対処する現地対策本部構成員が外部から物資供給等の支援がない状況においても、7日間活動するために必要な飲料水及び食料を備蓄する。

大津波警報発令時に核燃料サイクル工学研究所の南東地区に参集する事故対処要員及び現場指揮所構成員は、研究所の出入りに南東門を使用する。

現場との通信、情報集約及び作業指揮をするための現場指揮所については現地対策本部の近傍に拠点を構築する。このため、現場指揮所と現地対策本部とは伝令等による連絡が可能となる。

再処理施設の事故対処要員は、核燃料サイクル工学研究所の南東地区に集合した時点から人員点呼を行い、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設の蒸発乾固に係る事故対処を行う。事故対処要員は、高台に位置する資源（水及び燃料）の被災状況を確認し、現場指揮所に情報を集約する。その後、津波の収束を踏まえ事故対処を行うため、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に事故対処要員を配置し、事故対処を行う。

事故収束対応を支援するため、放射線管理資機材を南東地区へ計画的に配備し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。配備する放射線管理資機材は、事故対処要員のための個人線量計、防護マスク及び汚染防護衣並びに事故対処時の南東地区、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の周辺の放射線状況を確認するための放射線測定器類（サーベイメータ及びダストサンプラ）とする。また、資機材等の運搬のための放射線管理支援車を配備する。

現場指揮所においては、外部からの支援がない状況においても7日間、活動するために必要な飲料水及び食料を備蓄する。

通信連絡に関する手順等

## 1. 通信連絡に関する手順等

事故時の通信連絡手段を確保するため、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の監視要員が常駐する分離精製工場（MP）制御室（G549）、ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟制御室（G240）及び事故対処設備の保管エリア（プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場）に可搬型通信設備（簡易無線機、衛星電話等）を配備している。それら可搬型通信設備については、性能維持施設として維持管理している。

可搬型通信設備を用いた通信連絡は、可搬型通信設備を使用する通信エリアを設定することで相互通信可能である。なお、相互通信できない場合には、通信可能なエリアに移動する等して通信可能である。

### 1.1 事故対処を行う建家内での通信

#### a. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）建家内の通信

事故時には、制御室（G441）と事故対処を行うエリア（以下「事故対処エリア」という。）及び事故対処設備の保管エリアの通信連絡を行う必要がある。

事故対処エリアは、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の屋上、廊下（G449）、排気機械室（A422）、操作室（A421）、放管機械室（A425）、電気室（W461）、圧空製造室（G353）、操作室（A321）、伝送器室（G444）及び廊下（A124）である。また、事故対処設備の保管エリアは、エアロック室（G356）、廊下（G358）及びトラックエアロック室（A122）である（図 1-1-1 参照）。

制御室（G441）と事故対処エリア及び事故対処設備の保管エリアは、可搬型通信設備（簡易無線機）を用いることにより通信が可能であり、廃止措置計画用設計地震動（以下「設計地震動」という。）及び廃止措置計画用設計津波（以下「設計津波」という。）が重畳した場合における事故対処に必要な通信手段を確保している。

#### b. ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟建家内の通信

事故時には、制御室（G240）と事故対処を行うエリア及び事故対処設備の保管エリアの通信連絡を行う必要がある。

事故対処エリアは、ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の屋上、廃気処理室（A011）、階段室（W060）、廃気処理室（A012）、配管分岐室（A024、A025）、保守区域（A028）、ユーティリティ室（A022）、原料倉庫（W161）、試薬調整室（A123）、搬送室（A221）、排気フィルタ室（A211）、放射線計測室（A212）、排気機械室（A311）、給気室（W360）及びユーティリティ室（W362）である。また、事故対処設備の保管エリアは、トラックロック（W164）、

給気室 (W360), 通路 (W262), 階段室 (A021), 階段室 (W060) 及び保守区域 (A028) である (図 1-1-2 参照)。

制御室 (G240) 及び隣接する通路 (G243), 階段室 (G147) と事故対処エリア及び事故対処設備の保管エリアは, 可搬型通信設備 (簡易無線機) 及びトランシーバを用いることにより通信が可能であり, 設計地震動及び設計津波が重畳した場合における事故対処に必要な通信手段を確保している。

## 1.2 事故対処に伴う屋外との通信

### a. 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 建家内と屋外の事故対処エリアの通信

事故時には, 可搬型通信設備 (簡易無線機) を用いることにより, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 建家内の廊下 (G449) を通信エリアとすることで, ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟制御室 (G240), 技術管理棟 4 階 (仮設現場指揮所), 事故対処エリア (プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場), 事故対処設備の保管エリア (核燃料サイクル工学研究所の南東地区駐車場 (以下「南東地区駐車場」という。)), 事故時に用いる核燃料サイクル工学研究所の燃料及び水の貯蔵箇所 (運搬経路を含む。) 及び核燃料サイクル工学研究所南東地区に仮設する緊急時対策所 (以下「仮設緊急時対策所」という。) との通信が可能であり, 設計地震動及び設計津波が重畳した場合における事故対処に必要な通信手段を確保しており, 事故対処が可能である (図 1-2-1 参照)。

### b. ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟制御室と屋外の事故対処エリアの通信

事故時には, 可搬型通信設備 (簡易無線機) を用いることにより, ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟制御室 (G240) を通信エリアとすることで, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 建家内, 技術管理棟 4 階 (仮設現場指揮所), 事故対処エリア (プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場) 及び仮設緊急時対策所との通信が可能であり, 設計地震動及び設計津波が重畳した場合における事故対処に必要な通信手段を確保しており, 事故対処が可能である (図 1-2-1 参照)。

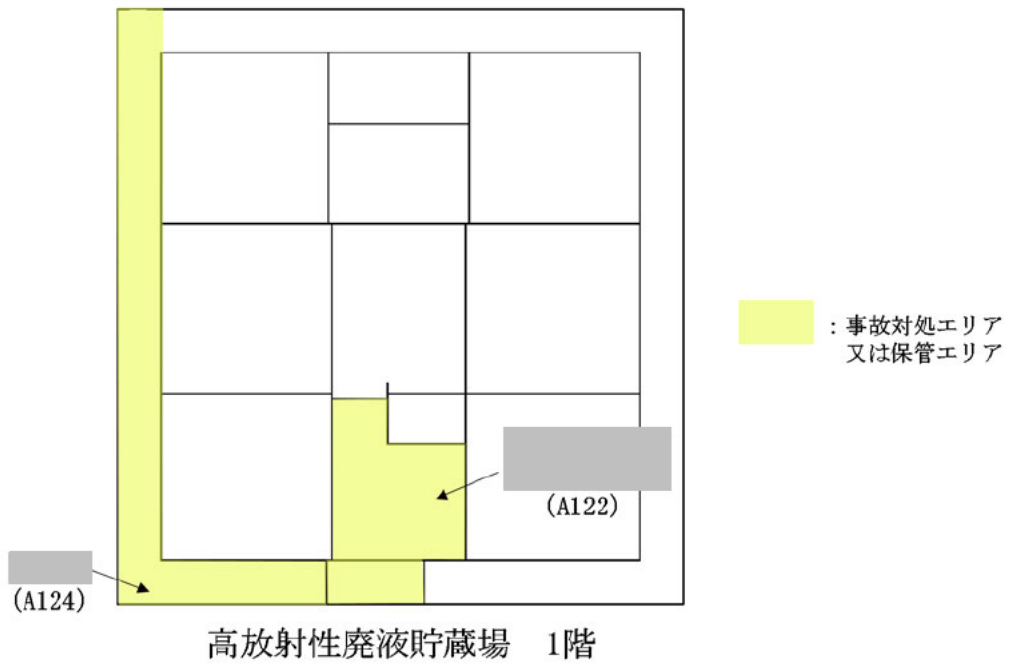


図 1-1-1 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内 (1/4)

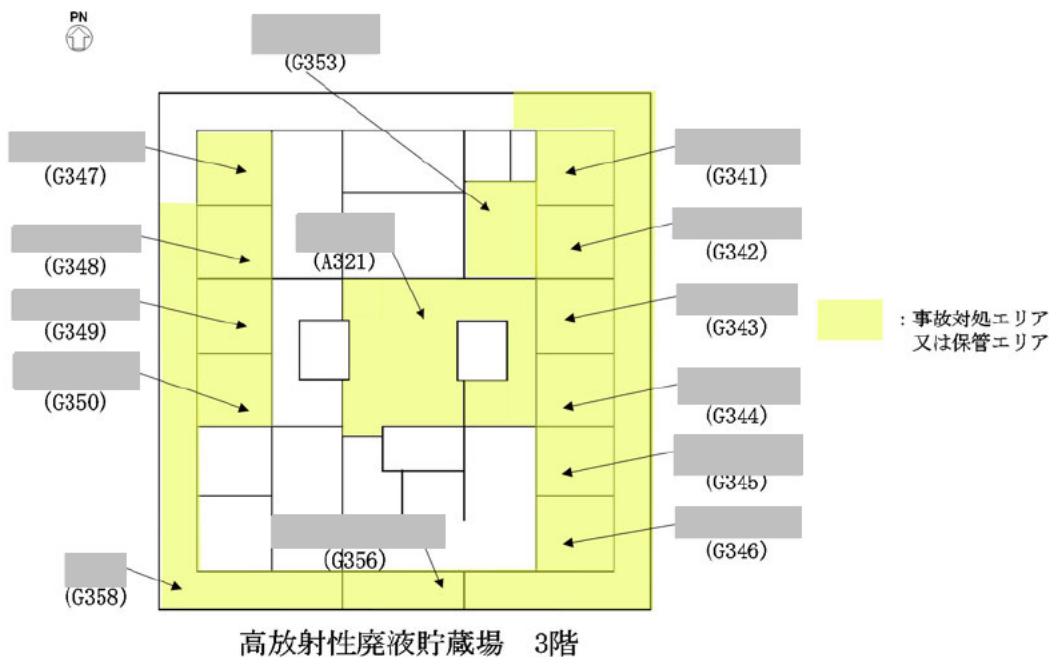


図 1-1-1 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内 (2/4)

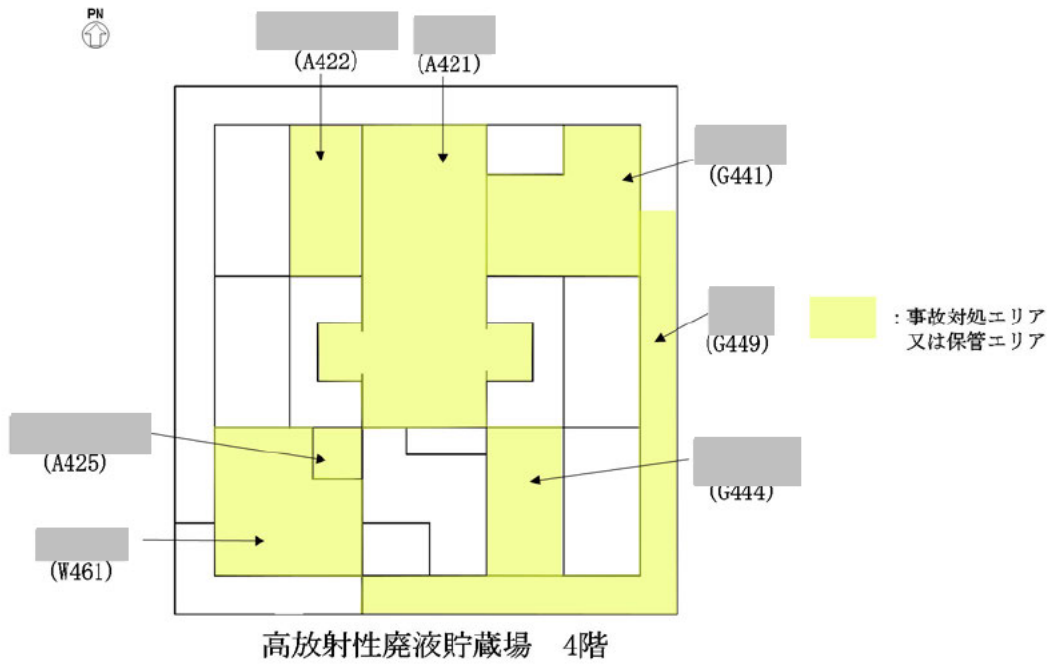


図 1-1-1 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内 (3/4)

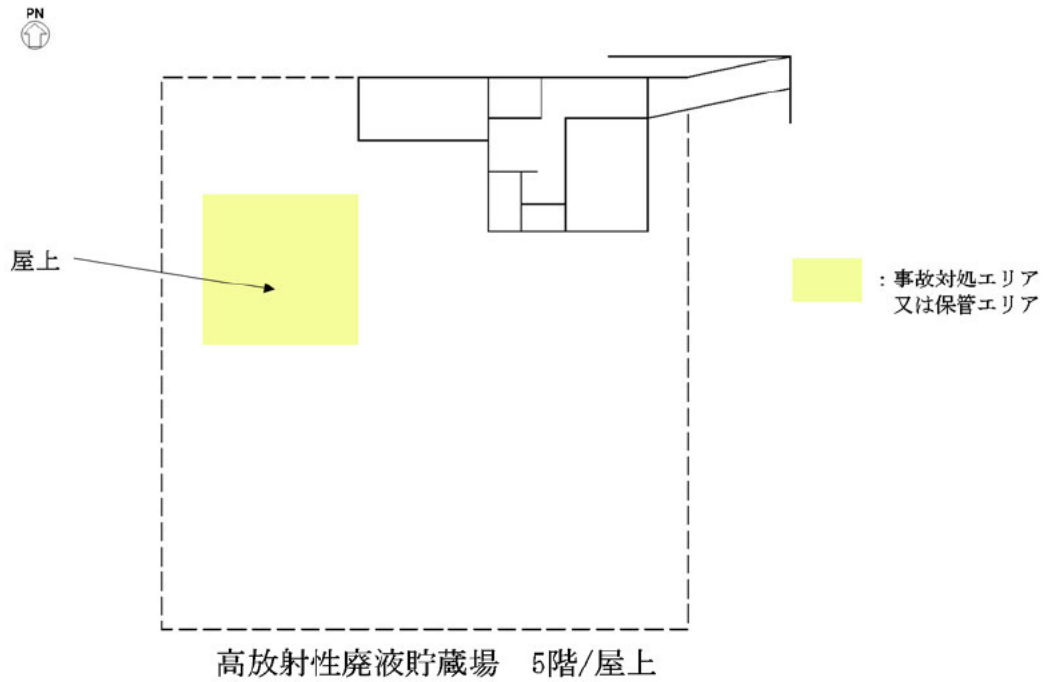
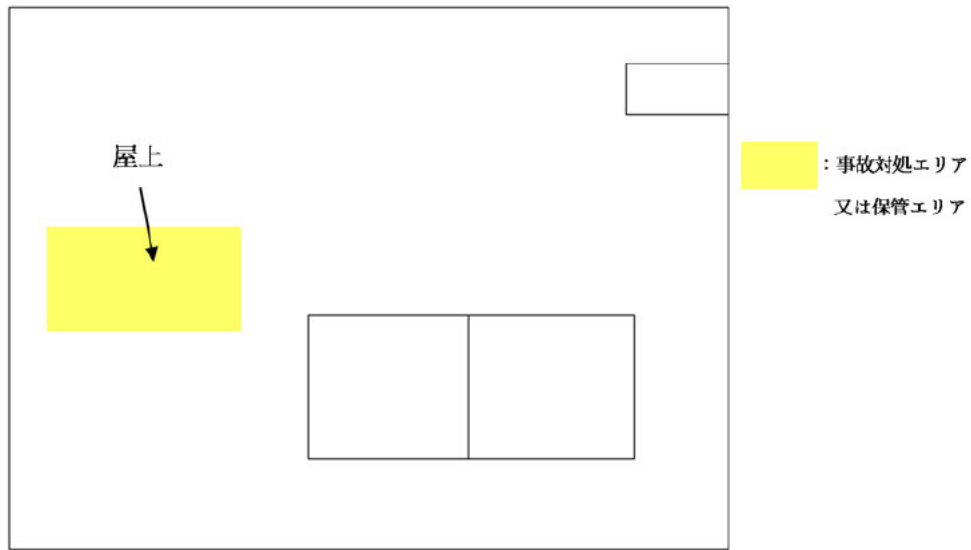
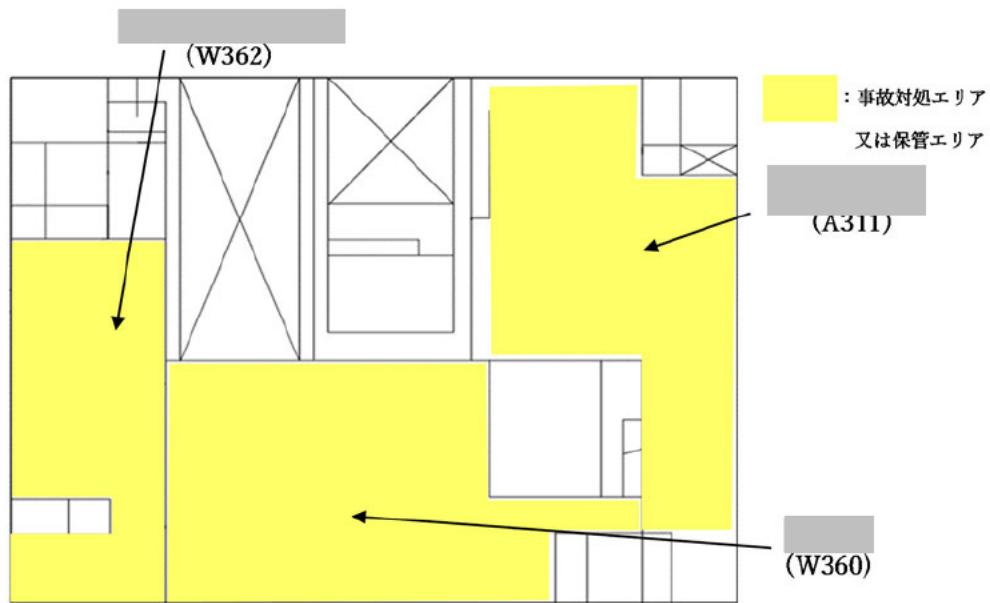


図 1-1-1 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内 (4/4)



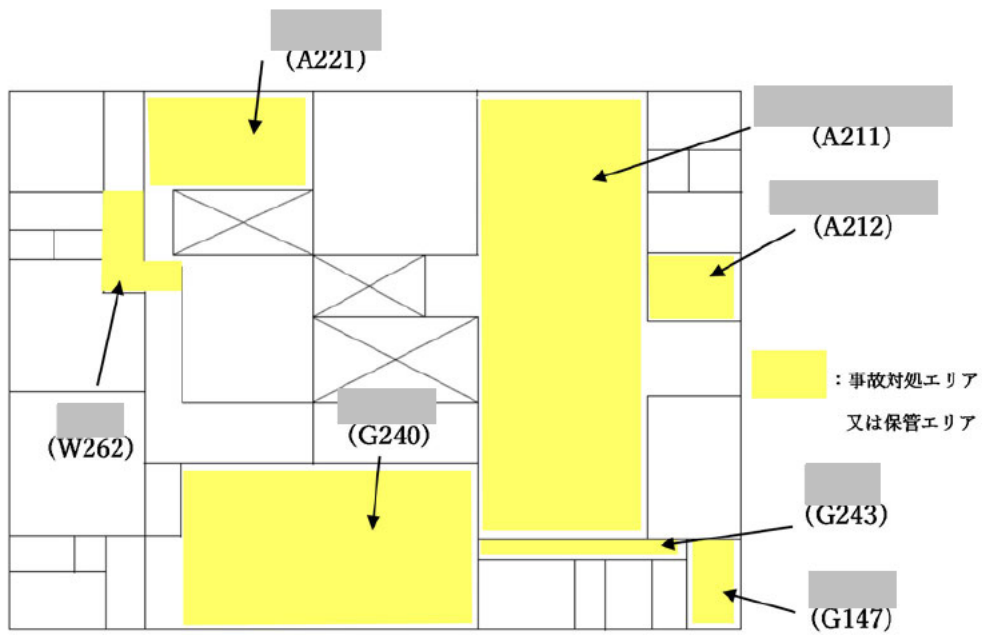
ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟屋上

図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（1/6）



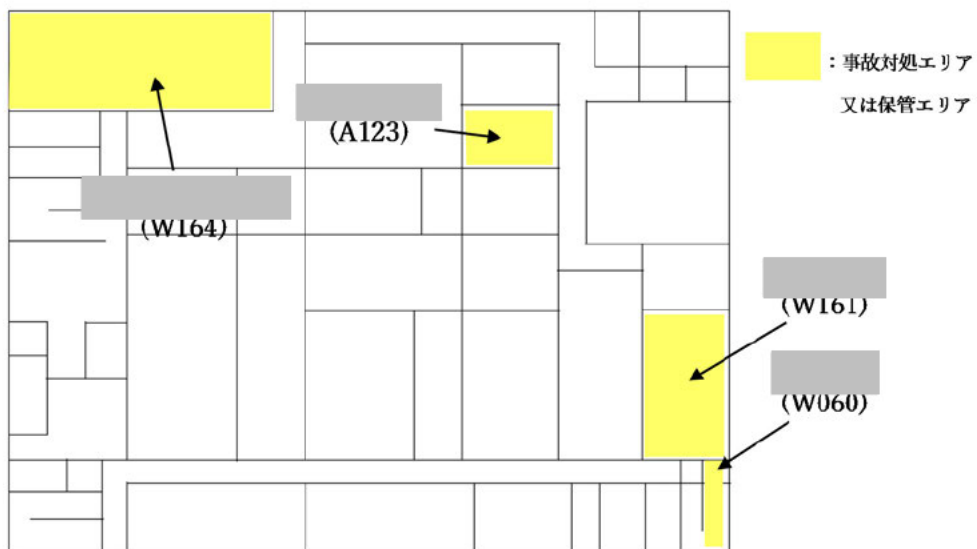
ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 3 階

図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（2/6）



ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 2 階

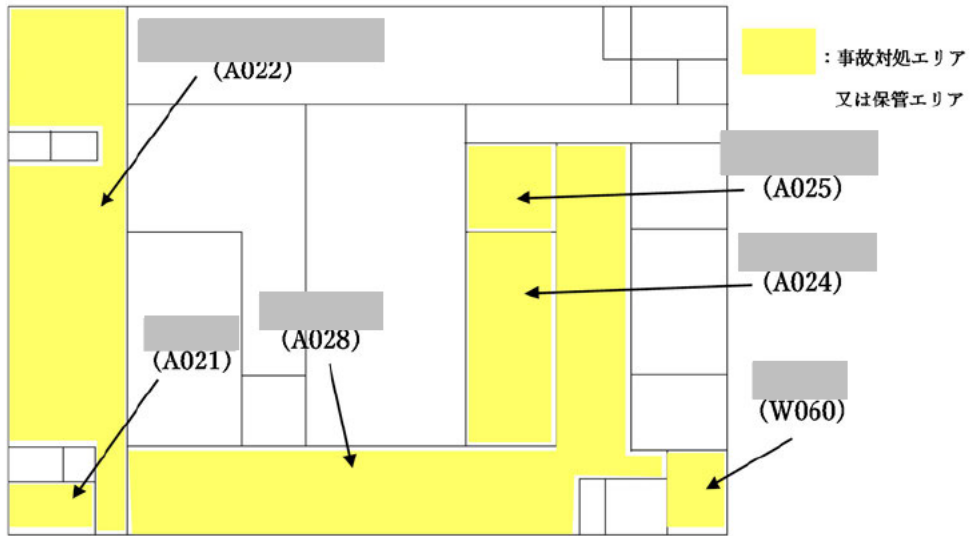
図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（3/6）



ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 1 階

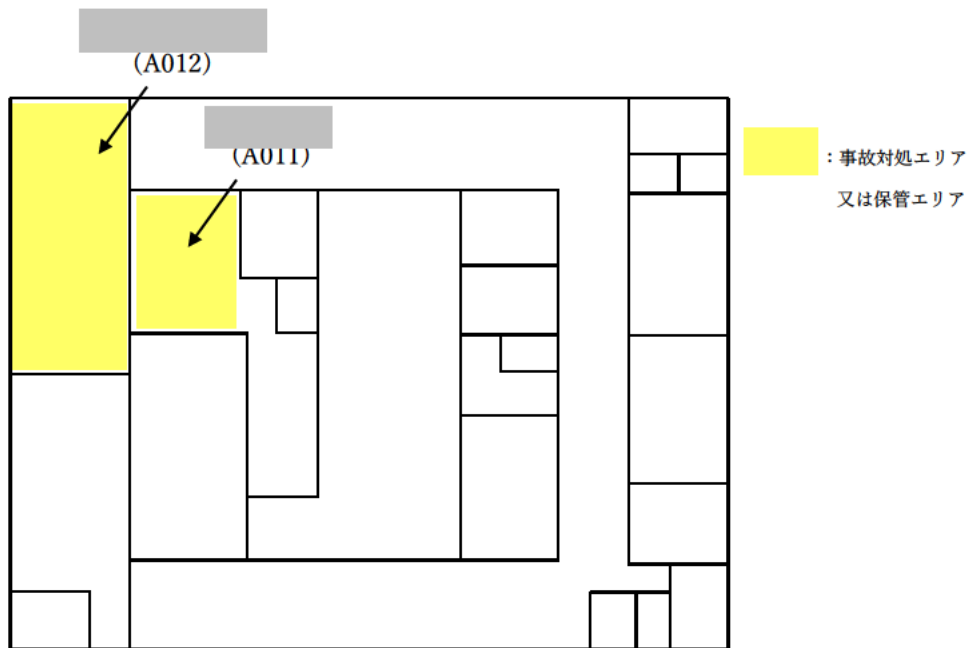
図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（4/6）





ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟地下1階

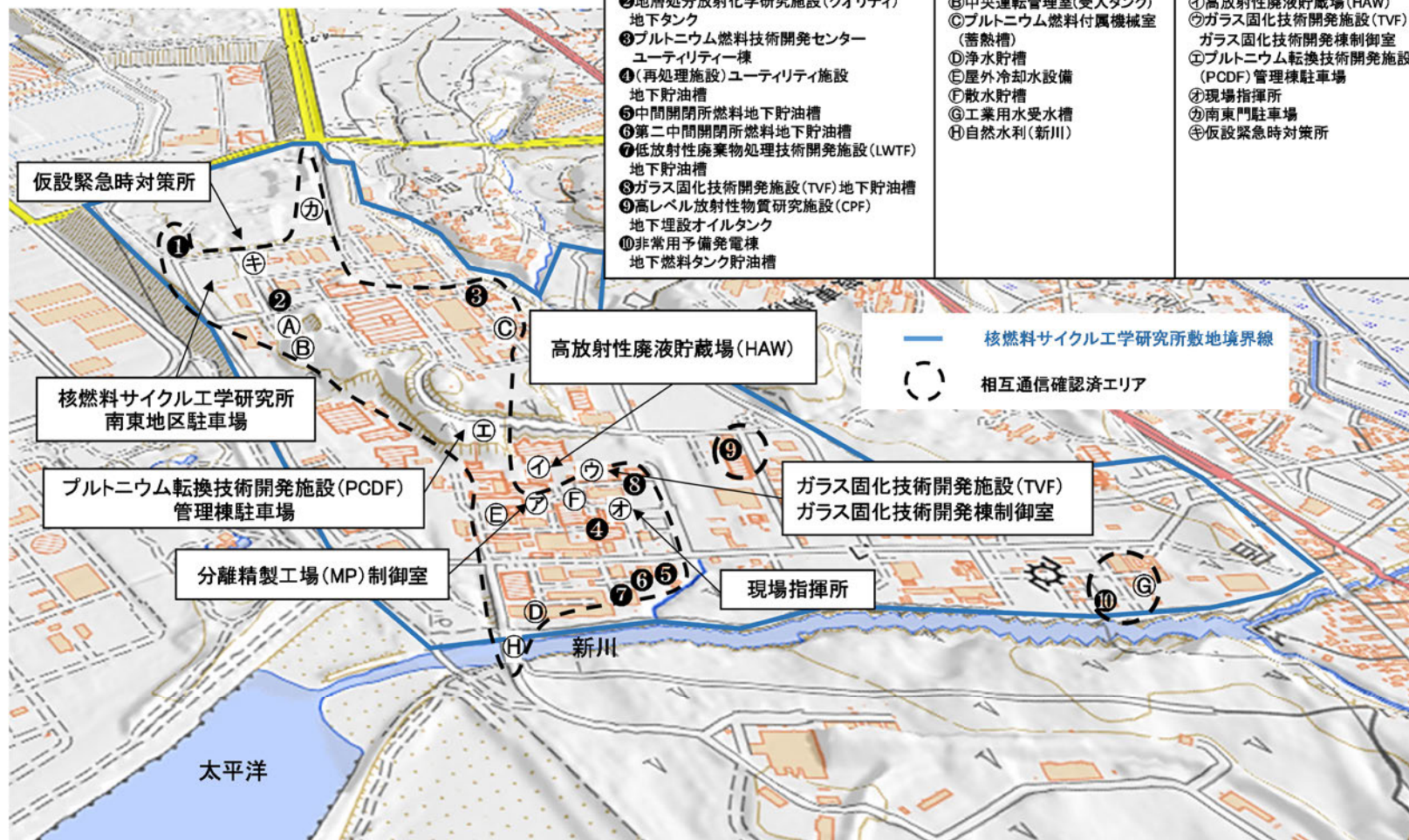
図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（5/6）



ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟地下2階

図 1-1-2 未然防止対策及び遅延対策に係る事故対処エリア又は保管エリア 屋内（6/6）

燃料	水	関連施設
①南東地区(燃料タンク) ②地層処分放射化学研究施設(クオリティ) 地下タンク ③プルトニウム燃料技術開発センター ユーティリティ棟 ④(再処理施設)ユーティリティ施設 地下貯油槽 ⑤中間閉鎖所燃料地下貯油槽 ⑥第二中間閉鎖所燃料地下貯油槽 ⑦低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 地下貯油槽 ⑧ガラス固化技術開発施設(TVF) 地下貯油槽 ⑨高レベル放射性物質研究施設(CPF) 地下埋設オイルタンク ⑩非常用予備発電棟 地下燃料タンク貯油槽	①中央運転管理室(給水タンク) ②中央運転管理室(受入タンク) ③プルトニウム燃料付属機械室(蓄熱槽) ④浄水貯槽 ⑤屋外冷却水設備 ⑥散水貯槽 ⑦工業用水受水槽 ⑧自然水利(新川)	①分離精製工場(MP)制御室 ②高放射性廃液貯蔵場(HAW) ③ガラス固化技術開発施設(TVF) ガラス固化技術開発棟制御室 ④プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 ⑤現場指揮所 ⑥南東門駐車場 ⑦仮設緊急時対策所



出典:国土地理院

図 1-2-1 可搬型通信設備(簡易無線機)の通信範囲

地震及び津波の重畳を起因事象とするその他の対応

## ○地震及び津波の重畳を起因事象とするその他の対応

地震及び津波の重畳を起因事象とするその他の対応として、津波の遡上状況を監視する屋外監視カメラを構成する部品が設計地震動により損傷した場合の対応、ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の開口部及び建家貫通部からの浸水の防止に係る対応（津波発生時の浸水防止扉閉操作及び T20 トレンチ建家配管のバルブ閉操作）、濃縮器の停止操作について、有効性評価を行った。

### 1. 屋外監視カメラの監視機能維持への対処

#### (1) はじめに

屋外監視カメラを構成する部品が設計地震動により損傷した場合は、分離精製工場（MP）中央制御室に常駐する要員により屋外監視カメラ本体に監視装置等を直接接続することで、廃止措置計画用設計津波（以下「設計津波」という。）の遡上波が敷地へ浸入するまでに監視機能を復旧する。監視機能の復旧手順を図 1-1 に示す。

屋外監視カメラ本体が損傷し監視機能を維持できない場合は、設計津波の遡上高さを上回る建家屋上等から分離精製工場（MP）中央制御室に常駐する要員が目視により施設周辺を監視する代替措置により対応する。

#### (2) 屋外監視カメラの監視機能維持に係る有効性評価

地震発生から設計津波の遡上波が敷地へ浸入するまでの時間（約 40 分）を考慮し、地震発生から 30 分以内に分離精製工場（MP）中央制御室に常駐する要員により監視機能を復旧する。

対処手順を整備し、訓練により有効性を確認した。

#### (3) 必要な要員及び資源

- ・ 必要な要員：2 名
- ・ 必要な資源：ノートパソコン，ポータブル発電機及びカセットボンベ（1 時間当たり 2 本）

#### (4) 有効性評価

訓練の結果、監視機能の復旧操作に要する時間は 10 分程度であり、目標の 30 分以内に対して十分な余裕があることを確認した。したがって、屋外監視カメラの監視機能は設計津波の遡上波が敷地へ浸入するまでに復旧可能である。

今後、継続して作業員の対処手順の習熟を図る。

凡例  
 — : 監視機能の復旧作業用資機材  
 ←-- : 商用電源喪失時に接続  
 — : 既設設備

中央制御室において屋外監視カメラの映像が監視できない際に実施する手順

- ①中央制御室において屋外監視カメラの監視機能復旧用資機材（ノートパソコン及びポータブル発電機）を準備する。
- ②分離精製工場屋上まで監視機能復旧用資機材を運搬する。
- ③分離精製工場屋上の中継HUBボックスにノートパソコンを接続する。
- ④外部電源が喪失している場合は、中継HUBボックスにポータブル発電機を接続して給電する。
- ⑤ノートパソコンを起動し、屋外監視カメラの映像を屋上で確認する。
- ⑥屋外監視カメラの映像を確認できない場合は、屋上から目視により監視する。

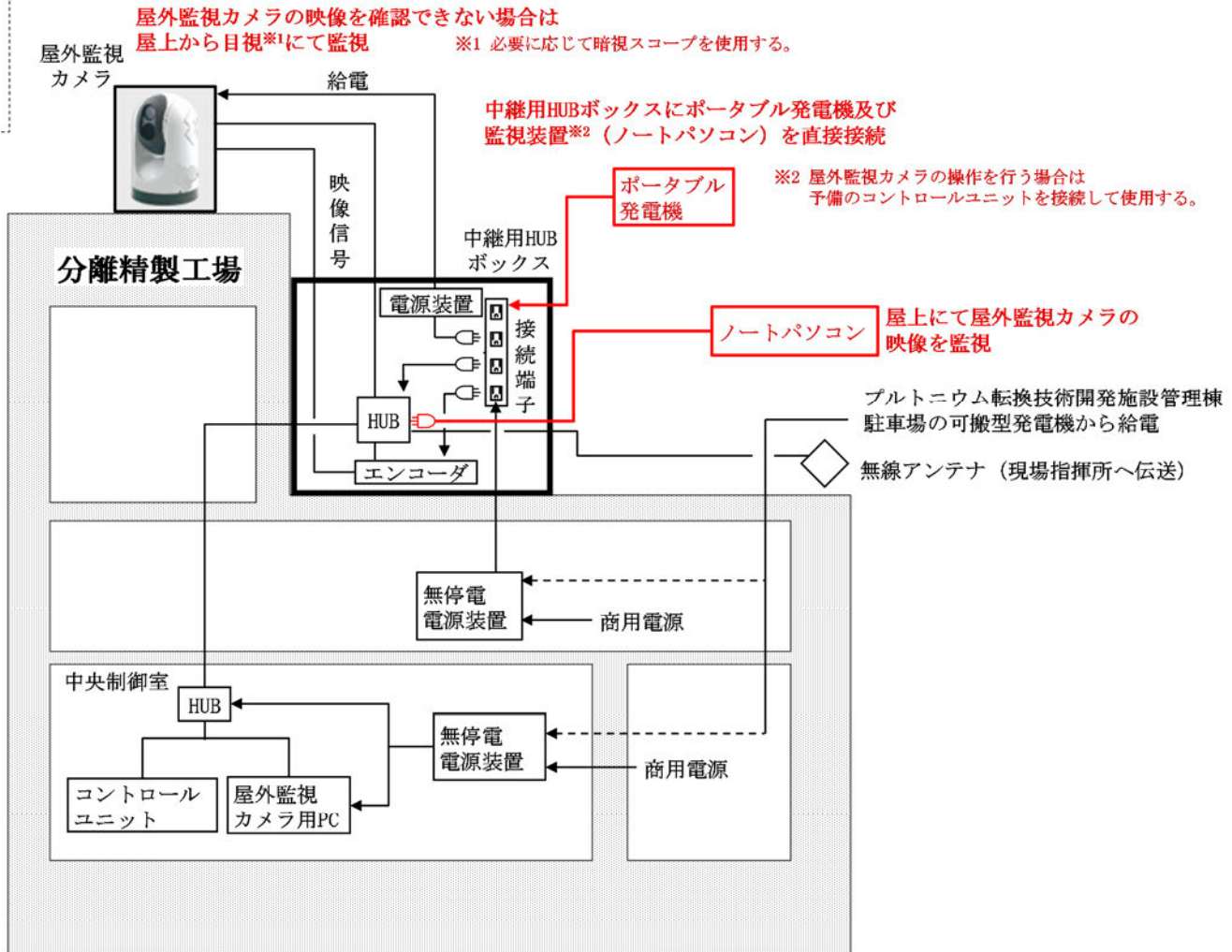


図 1-1 屋外監視カメラの監視機能復旧概要図



## 2. 津波発生時の浸水防止扉閉操作について

### (1) はじめに

ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟では、建家外壁の扉及びシャッター一部のうち、T.P. +14.4 m 以下に位置しているものについては、緊急安全対策として浸水防止扉を設置している。これらの浸水防止扉の運用状況は、別紙 6-1-3-3-1 「ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発施設 建家貫通部からの浸水の可能性について」の表 2-3-1 に示したとおり、通常時は基本的に閉状態となっているが、ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟とガラス固化技術管理棟との間を接続する連絡通路に位置する浸水防止扉のみは、運転員及びその他の職員等の通行のため、日中は開状態となっている。

このことから、大津波警報が発令された場合は、津波のガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟内への流入を防止するため、当該浸水防止扉の閉操作を実施する必要がある。そのため、当該扉の開閉操作を、ガラス固化技術開発施設 (TVF) における事故対処の有効性評価に含め、設計津波が浸入するまでの時間を考慮した上で、作業員による対応が行えることを確認した。

### (2) 浸水防止扉の閉操作に関する有効性評価（作業時間の測定）

本対処について、当該浸水防止扉が開状態となっている時間帯（平日日勤時）において、大津波警報が発令された場合を想定し、浸水防止扉の閉操作に関する有効性評価（作業時間の測定）を実施した（図 2-1 及び図 2-2 参照）。平日日勤時における浸水防止扉の操作は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術管理棟 4 階に滞在している日勤作業員が実施することとしており、当該浸水防止扉の閉操作後、ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の建家外壁に位置する全ての浸水防止扉の閉確認を実施し、避難場所へ退避するまでの時間を測定した。

なお、設計津波の遡上波が敷地へ浸入するまでの時間（地震発生から約 40 分後）を考慮し、当該浸水防止扉の閉操作及び作業員の避難場所への退避を 20 分以内に実施することを目標とした。

### (3) 浸水防止扉の閉操作に関する有効性評価（作業時間の測定）の結果

当該浸水防止扉の閉操作及びその他の浸水防止扉の閉確認に係る有効性確認結果を図 2-3 に示す。これらの操作及び避難場所への退避までの時間を測定した結果、12 分となり目標の 20 分以内で実施できることを確認した。

## ●浸水防止扉の閉操作の有効性評価

項目	内容	備考
実施期間	令和2年11月26日(木)	
実施場所	ガラス固化技術管理棟4階居室, 通路(W165), ガラス固化技術開発施設屋外周辺	
実施者	日勤作業員: 2名	
評価項目	地震発生後, 各操作場所への移動及び操作を実施し, 想定される津波襲来時刻までに所定の避難場所へ避難できること。	・想定される津波襲来時刻 地震発生から約40分後
想定状況	当該浸水防止扉が開状態となっている時間帯(平日日勤時)において, 大津波警報が発令された場合を想定し, 居室に滞在している日勤作業員が閉操作を実施する。	

## ●浸水防止扉閉操作手順

以下の手順で浸水防止扉閉操作を実施し, 居室から浸水防止扉が設置されている通路(W165)までの移動時間, ガラス固化技術開発棟外壁の各浸水防止扉の閉確認時間及び避難場所への移動時間をそれぞれ測定した。

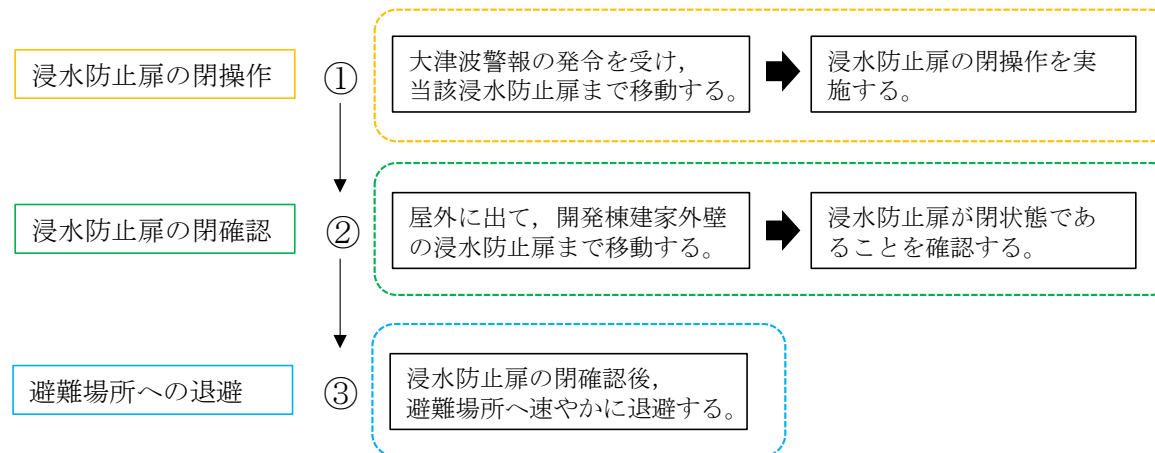


図 2-1 浸水防止扉閉操作の有効性評価概要



図 2-2 浸水防止扉設置場所への移動ルート



## ●浸水防止扉の閉操作手順

No.	作業単位	手 順	作業員数	想定時間 (計20分以内)
1	移動	大津波警報発令を受け、保護具を着用した後、浸水防止扉が設置されている通路（W165）へ移動する。	2名	5分
2	閉操作	開状態の浸水防止扉を操作し、開から閉に切り替える。		2分
3	閉確認	建家外壁の浸水防止扉（通路）が閉状態であることを確認する。		2分
4	閉確認	建家外壁の浸水防止扉（階段室W060，原料倉庫）が閉状態であることを確認する。		2分
5	閉確認	建家外壁の浸水防止扉（階段室A020）が閉状態であることを確認する。		2分
6	閉確認	建家外壁の浸水防止扉（トラックロック）が閉状態であることを確認する。		2分
7	移動	避難場所（ガラス固化管理棟3階）へ移動する。		5分

## ●作業時間の測定結果

区 分	作 業 時 間 (分)						退避 (No. 7)	合 計 (分)
	浸水防止扉の閉操作		浸水防止扉の閉確認					
	移動 (No. 1)	扉閉操作 (No. 2)	扉閉確認 (No. 3)	扉閉確認 (No. 4)	扉閉確認 (No. 5)	扉閉確認 (No. 6)		
日勤作業	3	1	1	2	1	1	3	12

図 2-3 浸水防止扉の閉操作の有効性評価結果

### 3. 津波発生時のバルブ閉操作について

#### (1) はじめに

ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟では、津波による損傷防止として建家貫通部からの津波による浸水の可能性について調査を実施した。その中で、津波等により T20 トレンチが浸水し、内部に敷設された配管が損傷した場合、配管内部に水が流入し、当該配管を通じて建家内が浸水する可能性が考えられたことから、当該配管についてバルブ等の設置状況を調査した。その結果、T20 トレンチ内に敷設されている飲料水配管の元バルブは常時開であることから、対処として津波警報発令時に建家内の図 3-1 に示すバルブを閉め浸水を防ぐ対応をとる。

#### (2) バルブの閉操作に関する有効性評価 (作業時間の測定)

本対処について、制御室に常駐している人員が最も少ない状態 (ガラス固化技術開発施設 (TVF) の運転停止中の夜間) において、照明が失われた状態 (全動力電源喪失時) で、1 人の作業員のみで照明器具の確保及びバルブの閉操作を実施するとの想定で、当該バルブの閉操作に関する有効性評価 (作業時間の測定) を実施した (図 3-2 及び図 3-3)。

なお、津波警報発令時にはガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟 3 階以上のフロアへ避難することが定められており、本対処が避難に影響を与えない時間として、バルブの閉操作の目標時間を 5 分に設定した。

また、上記の有効性確認に加え、バルブの閉操作をガラス固化技術開発施設 (TVF) における事故対処の有効性評価に含め、設計津波が浸入するまでの時間を考慮した上で、作業員による対応が行えることを確認した。この際、設計津波の遡上波が敷地へ浸入するまでの時間 (地震発生から約 40 分後) を考慮し、当該バルブの閉操作及び作業員の避難場所への退避を併せて 20 分以内を実施することを目標とした。

#### (3) バルブの閉操作に関する有効性評価 (作業時間の測定)

当該バルブ操作単独の確認結果は、図 3-4 に示すとおり目標の 5 分以内で実施できることを確認した。また、当該バルブ操作単独の確認に加え、バルブ閉操作を実施した後、避難場所へ退避するまでの一連の作業時間を測定した結果、地震発生後から 3 分以内でバルブ閉操作を終了し、その後 5 分以内で避難場所へ退避でき、目標の 20 分以内で実施できることを確認した。



図 3-1 ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟 飲料水配管系統図 (概略)

●バルブ操作の有効性確認

項目	内容	備考
実施期間	令和2年6月15日(月)～6月19日(金)	
実施場所	制御室(G240), 通路(G243), ダクトスペース(G145)	
対象者	当直要員：8名, 代直要員：8名 (1名ずつ実施)	当直要員は各班から班員(2名/班×4班)を選出
評価項目	津波警報発令から5分以内でバルブ閉操作を終了すること。	

●バルブ閉操作手順

以下の手順でバルブ閉操作を実施し、制御室（G240）からダクトスペース（G145）までの移動時間及び、ダクトスペース内でのバルブ操作時間をそれぞれ測定した。

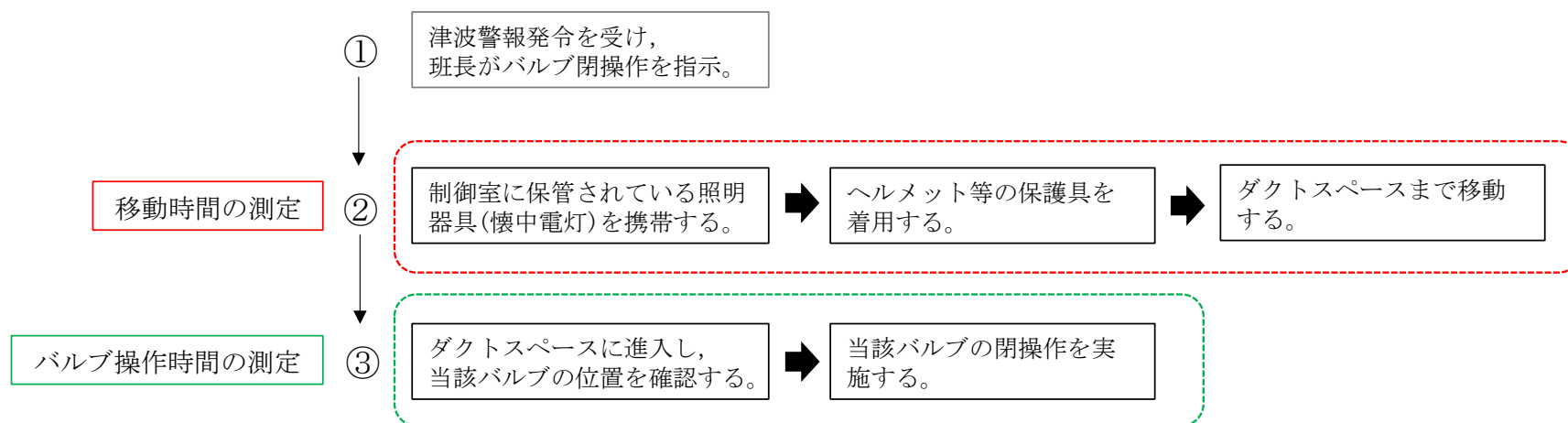


図 3-2 バルブ操作の有効性評価概要



図 3-3 バルブ設置場所への移動ルート及びバルブ外観

## ●有効性確認結果

No.	作業単位	手 順	目標時間 (合計)
1	移動	制御室で照明器具 (懐中電灯等) を準備し, 保護具を着用した後, 1階ダクトスペースへ移動する。	5分
2	バルブ操作	ダクトスペース内のバルブを操作し, 開から閉に切り替える。	

No.	区 分	作業時間 (分)		合 計 (分)	No.	区 分	作業時間 (分)		合 計 (分)
		移動	バルブ操作				移動	バルブ操作	
1	当直要員	1:47	0:37	2:24	9	代直要員	1:44	0:34	2:18
2	当直要員	2:08	0:42	2:50	10	代直要員	1:37	0:37	2:14
3	当直要員	1:31	0:32	2:03	11	当直要員	1:45	0:33	2:18
4	当直要員	1:26	0:21	1:47	12	当直要員	1:39	0:34	2:13
5	代直要員	1:31	0:39	2:10	13	代直要員	1:43	0:42	2:26
6	代直要員	1:52	0:29	2:21	14	代直要員	1:47	0:35	2:22
7	当直要員	1:31	0:29	2:00	15	代直要員	1:41	1:02	2:43
8	当直要員	1:34	0:27	2:01	16	代直要員	1:38	0:33	2:11

➤16名の作業員を対象にバルブ操作の有効性確認を実施した結果, 移動時間が最大約2分10秒, バルブ操作時間が最大約1分であった。

➤制御室からダクトスペースへ移動し, バルブを閉めるまでの一連の動作が, 5分以内で実施でき, 津波警報発令時のバルブ操作は有効であることを確認した。



図 3-4 バルブ操作の有効性評価結果

#### 4. 濃縮器の停止操作について

##### (1) はじめに

ガラス固化技術開発施設（TVF）において、ガラス固化処理運転中の濃縮器では、約 7 時間/日の頻度で高放射性廃液の蒸発濃縮操作を行っており、この濃縮操作中は高放射性廃液が沸騰状態である。この濃縮操作中に全動力電源喪失が起こった場合、設計津波到来までの時間に停止操作として、当直の運転員により施設内に保有する純水をバルブ開閉操作により約 0.2 m<sup>3</sup> 給水し、高放射性廃液の沸騰を停止するとともに、再沸騰までの時間（約 26 時間）を確保する。濃縮器の停止操作の概要図を図 4-1 に、停止操作場所までの移動ルート図を図 4-2 に示す。

##### (2) 濃縮器の停止操作に関する有効性評価

濃縮器の停止操作は、ガラス固化技術開発施設（TVF）のガラス固化処理運転中に 24 時間常駐する運転員 10 名により実施する。

停止操作に必要な資源は、施設内の洗浄液調整槽及び純水貯槽に保有する純水を使用する。濃縮器への給水量約 0.2 m<sup>3</sup> に対し、ガラス固化処理運転中には洗浄液調整槽に約 0.2 m<sup>3</sup> 以上、純水貯槽に約 8 m<sup>3</sup> 以上の水を保有することから、停止操作に必要な量を満たす。

また、これら水を保有する洗浄液調整槽及び純水貯槽は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に配備しており、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（添四別紙 1-1-30 「廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）である。

津波警報発令時に設計津波が敷地へ浸入するまでの時間（地震発生から約 40 分後）を考慮した上で、作業員による対応が行えることを確認した。濃縮器の停止操作の着手から完了までに要する合計時間は、表 4-1 のタイムチャートから約 15 分であり、設計津波が浸入するまでの時間約 40 分以内に実施可能であることを確認した。

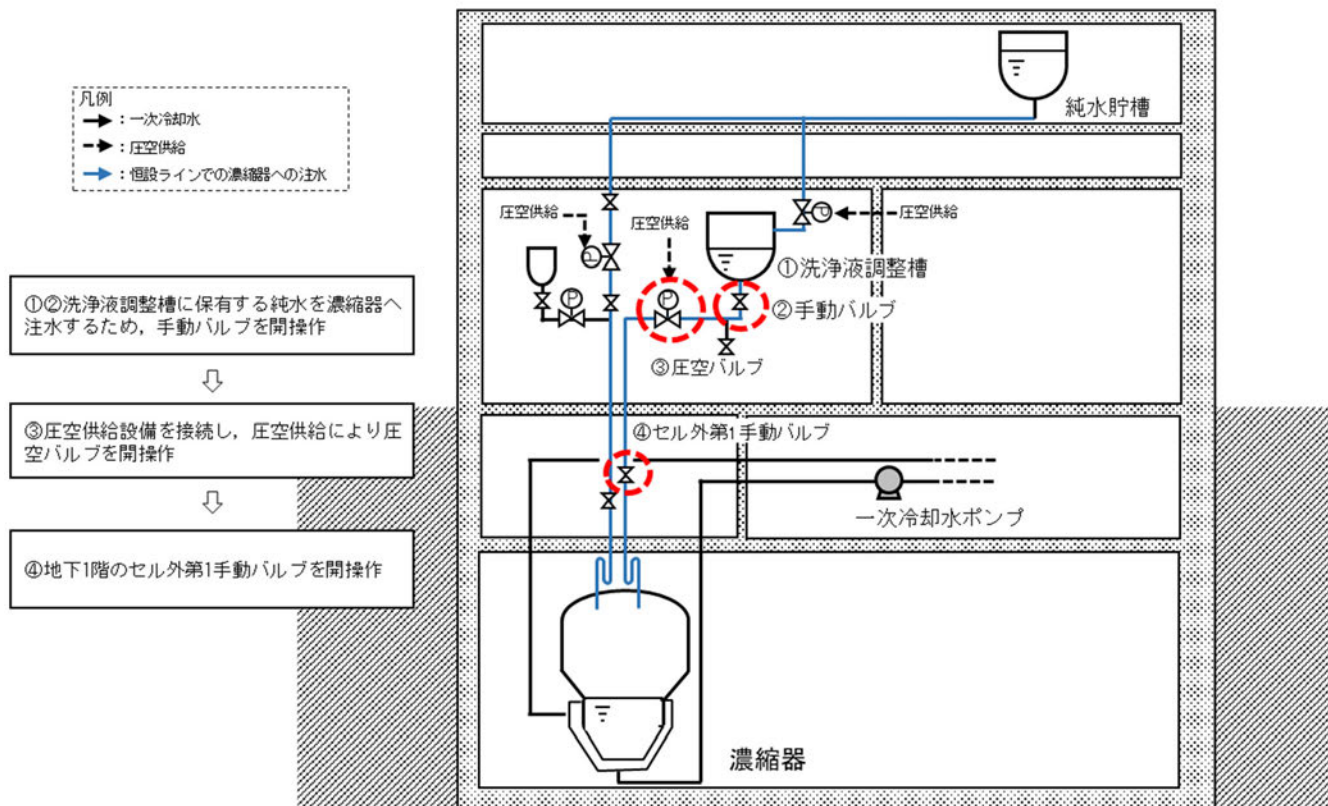


図 4-1 濃縮器の停止操作概要図



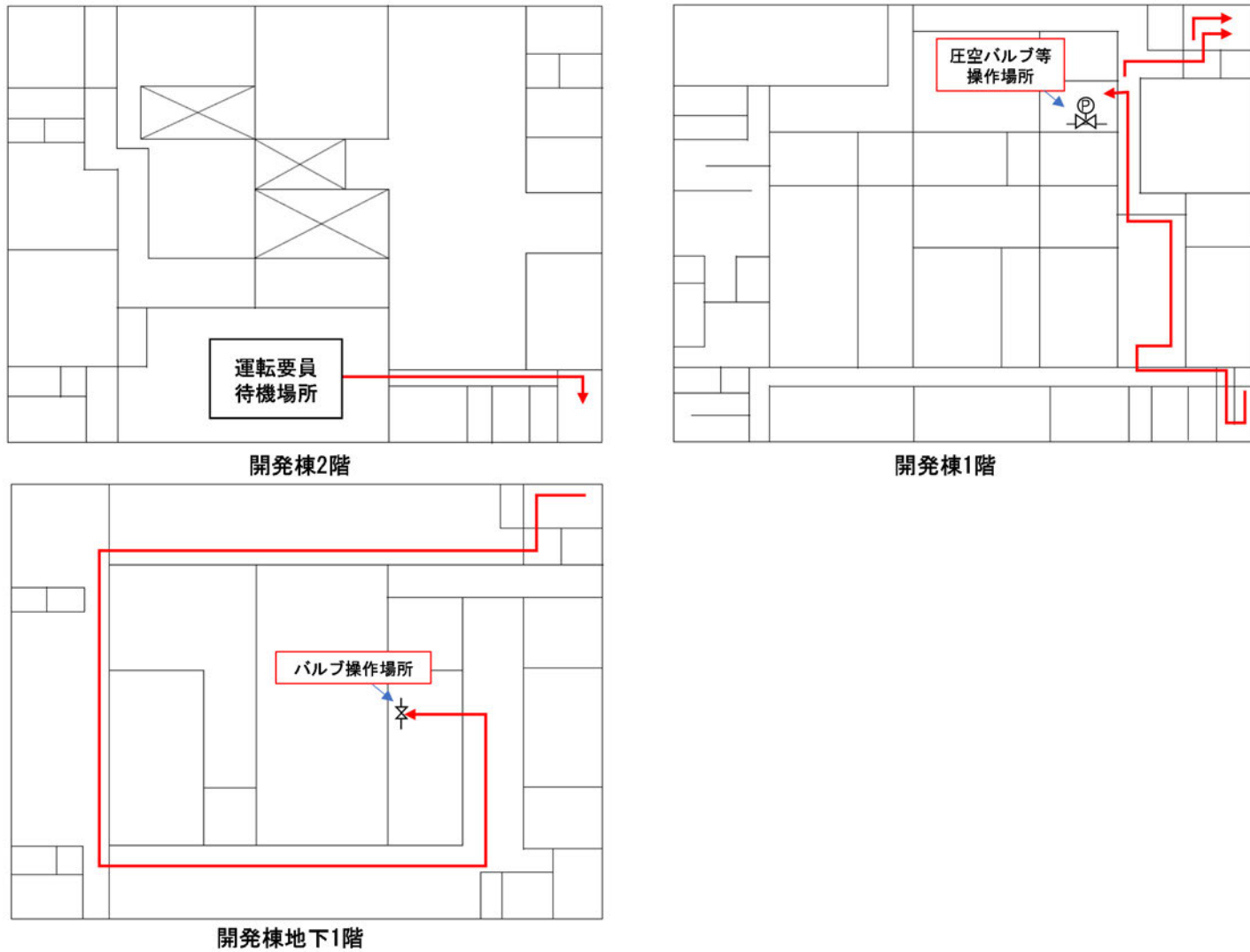
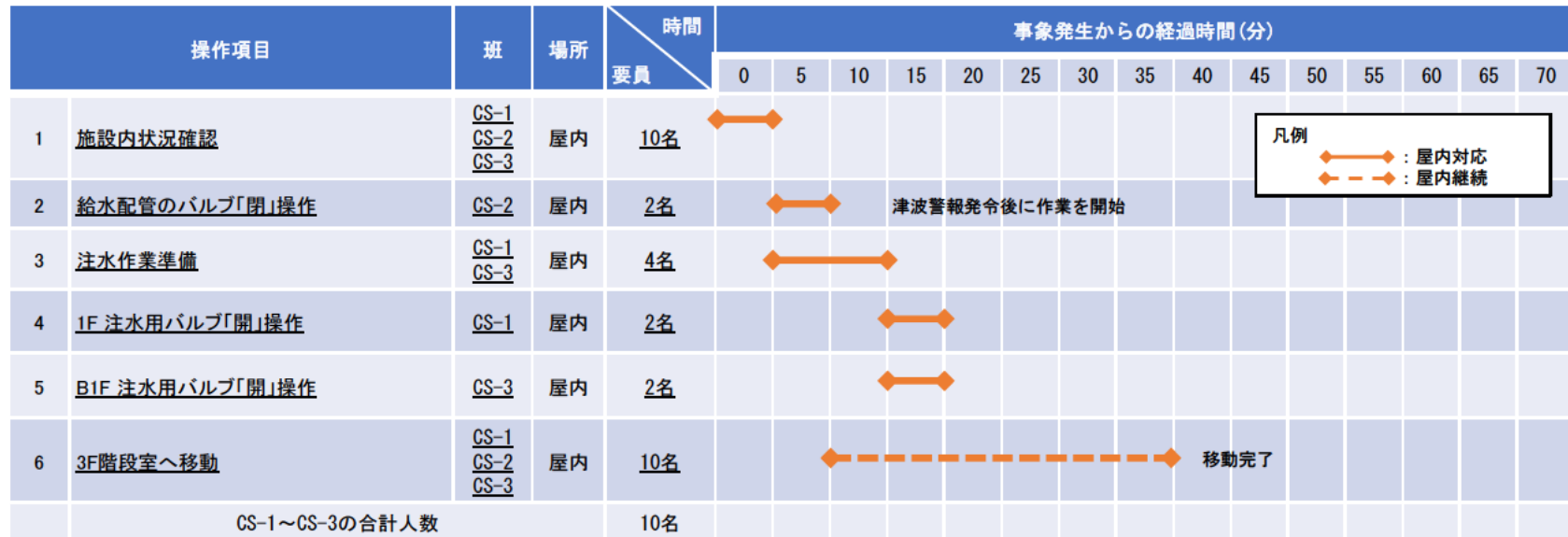


図 4-2 停止操作場所までの移動ルート

表 4-1 事故時の濃縮器の停止操作 タイムチャート



※1 当直の運転員10名を想定 下線はTVF交代勤務者

地震及び津波以外の事象に対する  
安全機能維持等に係る対応

○地震及び津波以外の事象に対する安全機能維持等に係る対応

起回事象として選定した地震及び津波以外の事象（竜巻，火山及び森林火災）に対して安全機能を維持するために必要な対応のうち，地震及び津波の重畳を起回事象とする対応に含まれない以下の対応について有効性を確認した。今後必要に応じて，実効性を検証する。

- ・設計竜巻により発生する設計飛来物の衝突に対する屋外設備（放出経路）の機能回復への対応
- ・森林火災に対して高放射性廃液貯蔵場（HAW），ガラス固化技術開発施設（TVF）等を防護するための防火帯の設置に係る対応
- ・森林火災等の外部火災を起因としたばい煙や有毒ガスの発生に対して制御室の居住性を確保するための対応

## 1. 放出経路の維持のための対処

### (1) 概要

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の屋上に設置している換気系ダクトが設計竜巻によって生じた設計飛来物（鋼製材）との衝突により損傷した場合には、応急的措置により復旧することとしている。換気系ダクトの損傷に対しては、損傷の状態を想定した上で、補修に必要な資材等をあらかじめ確保し、1週間を目途に速やかに応急的措置を実施し復旧させる方針である。

換気系ダクトが損傷した場合における応急的措置に係る有効性を以下に示す。

### (2) 有効性の評価方法

設計竜巻が襲来した場合においても、以下のことが実施できることを確認する。

- ①換気系ダクトの損傷を検知でき、速やかに補修要員を確保できること。
- ②応急的措置の資材等が竜巻の影響を受けない場所に配備されていること。
- ③応急的措置に要する作業時間に時間裕度があること。

### (3) 有効性の評価結果

#### ①損傷の検知及び補修要員の確保

竜巻の影響を受ける屋外の換気系ダクトの損傷は、竜巻襲来後の目視点検により容易に検知でき、損傷を確認した場合は、緊急通報連絡体制により速やかに補修要員を確保できる体制となっていることを確認した。

#### ②応急的措置に用いる資材等の配備

換気系ダクトの応急的措置に使用するダクトテープ等の資材は、設計竜巻の影響を受けない鉄筋コンクリート造の建家内に保管されていることを確認した。また、今後拡充等を図る資材についても、設計竜巻の影響を受けない高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟内に保管する又はそれら施設から十分離隔した場所に保管することで対応可能であることを確認した。

#### ③応急的措置に要する作業時間

換気系ダクトの応急的措置に係る作業については、設計竜巻による影響を考慮した上で、6日間（別紙参考 6-1-4-4-4-5-2 「屋上に設置されている設備、配管等の損傷時の復旧方法の考え方について」参照）で可能な見通しがあることを確認している。

以上のとおり、換気系ダクトが損傷したとしても、速やかに検知、補修要員の確保ができ、補修資材により6日程度で応急的措置が実施できる見通しである。今後、資機材等の拡充を図るとともに、対応手順を整備し訓練により習熟を図る。

## 2. 防火帯における延焼防止のための対処

### (1) 概要

高放射性廃液貯蔵場（HAW）、ガラス固化技術開発施設（TVF）、第二付属排気筒及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する事故対処設備については、周囲に防火帯を設置して森林火災から防護する。

森林火災が発生した場合には、森林火災が防火帯の外縁に到達するまでに、防火帯上に散水する延焼防止活動を行う。

森林火災時に行う防火帯上の延焼防止活動の有効性を以下に示す。

### (2) 有効性の評価方法

森林火災発生時に以下のことが実施できることを確認する。

- ①森林火災を検知でき、速やかに延焼防止活動を行う要員を確保できること。
- ②延焼防止活動を行う設備が配備されていること。
- ③森林火災到達時間までに延焼防止活動（消防ポンプ車等からの散水）が行えること。

### (3) 有効性の評価結果

#### ①森林火災の検知及び要員の確保

核燃料サイクル工学研究所内には、夜間、休日においても警備員等が常駐しており森林火災の検知は可能である。また、核燃料サイクル工学研究所に消防班員（常駐隊4名）が常駐していることを確認した。

#### ②応急的措置に用いる資材等の配備

核燃料サイクル工学研究所には消防ポンプ車を4台配備している。このうち2台については、核燃料サイクル工学研究所の正門警備所（常駐隊4名の常駐場所）に近接する正門車庫に配備しており、速やかに常駐隊により操作が可能であることを確認した。

#### ③延焼防止活動に要する作業時間

以下に示すとおり、森林火災が到達するまでに延焼防止活動（消防ポンプ車からの散水）を実施できる見通しがあることを確認した。

##### (a) 森林火災の到達時間

森林火災が最も早く再処理施設境界に到達する時間は、南方向の核燃料サイクル工学研究所敷地（道路沿い）を発火点とした場合の約40分である（別添6-1-4-8「高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の森

林火災影響評価に関する説明書」参照)。

(b) 延焼防止活動（消防ポンプ車からの散水）に要する時間

森林火災の検知までに 10 分程度要すると仮定する。出動要請により、常駐隊 4 名が正門車庫の消防ポンプ車を運転し、防火帯（上記の評価において発火点との最短距離の位置）まで、舗装された道路約 1 km を移動する時間として 10 分程度以内、消防ポンプ車から散水作業の開始までに 10 分程度以内で可能と考えていることから、森林火災の発生から延焼防止活動（消防ポンプ車からの散水）の開始までに 30 分以内で対応できる見通しである。

以上のとおり、森林火災が発生したとしても速やかに検知し、消防班員（常駐隊）により、30 分以内で延焼防止措置（消防ポンプ車からの散水）が実施できる見通しである。今後、事故対処設備を保管するプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地盤改良工事後に防火帯を設置することから、防火帯の整備後に訓練により習熟を図る。



### 3. 制御室に対する安全機能維持のための対処

#### (1) はじめに

外部火災等を起因としたばい煙や有毒ガスの発生に対するガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟制御室の安全対策として可搬型の換気設備（仮設送風機、フィルタ及びダクト等）を配備し、運転員がとどまれるよう換気対策を行うこととしている。本対策について、「別紙 6-1-10-1-3-2 ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟制御室の換気対策の有効性評価について」に基づき、順次有効性確認を実施している。

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟制御室の換気対策は、①制御室等への外気の流入防止措置、②外気取入れ及び排気用接続パネルの設置、③可搬型換気設備による内部循環換気及び④可搬型換気設備による外気取入れにより構成されている。

このうち①制御室等への外気の流入防止措置について訓練を実施し、当該作業の有効性確認を実施した。その他、②外気取入れ及び排気用接続パネルの設置、③可搬型換気設備による内部循環換気及び④可搬型換気設備による外気取入れの有効性については、現状配備されている緊急安全対策の可搬型設備や手順を参考に模擬操作訓練を実施し、問題なく実施が可能であることを確認した。今後、新規設備の配備後に実効性を検証する。

#### (2) 制御室等への外気の流入防止措置に関する有効性評価（作業時間の測定）

本対策について、制御室に常駐している人員が最も少ない状態（3人：ガラス固化技術開発施設（TVF）の運転停止中の夜間）において、照明が失われた状態（全動力電源喪失時）で、3人の作業員のみで照明器具の確保及び給排気用ダンパの閉操作を実施するとの想定で、当該ダンパの閉操作に関する有効性評価を実施した（図 3-1 及び図 3-2 参照）。

なお、既往の外部火災による影響評価の結果から、有毒ガス等が発生した場合はガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟制御室については、30分以内に給気ダンパを閉止して外気と隔離することを対策としていることから、安全側に考慮し、給気ダンパの閉操作の目標時間は10分に設定した。

#### (3) 制御室等への外気の流入防止措置に関する有効性評価（作業時間の測定）の結果

当該ダンパ操作単独の確認結果を図 3-3 に示す。制御室への給気ダンパの閉操作は10分以内で対応可能であり、その他の排気ダンパの閉操作の時間を考慮した場合であっても、30分以内での対応が可能であることを確認した。今後、当該ダンパの閉操作については訓練により習熟を図る。

●外気の流入防止措置の有効性評価

項目	内容	備考
実施期間	令和2年11月13日(金)～11月19日(木)	
実施場所	制御室(G240), 休憩室(G241), 空調機械室(G242), 排気フィルタ室 (A211)	
対象者	当直要員: 12名, 代直要員: 12名 (3名ずつ実施)	当直要員は各班から班員(3名/班×4班)を選出する。
評価項目	外部火災等の発生から30分以内でダンパ閉操作を終了すること。	給気ダンパについては10分以内
想定状況	制御室に常駐している人員が最も少ない状態 (TVF運転停止中の夜間) において, 照明が失われた状態 (電源喪失時) を想定し, 3人の作業員のみで照明器具の確保及びダンパの閉操作を実施する。	

●ダンパ閉操作手順

以下の手順でダンパ閉操作を実施し, 制御室 (G240) からダンパが設置されている休憩室 (G241), 空調機械室 (G242) 及び排気フィルタ室 (A211) までの移動時間及び, 各フロア内でのダンパ操作時間をそれぞれ測定した。

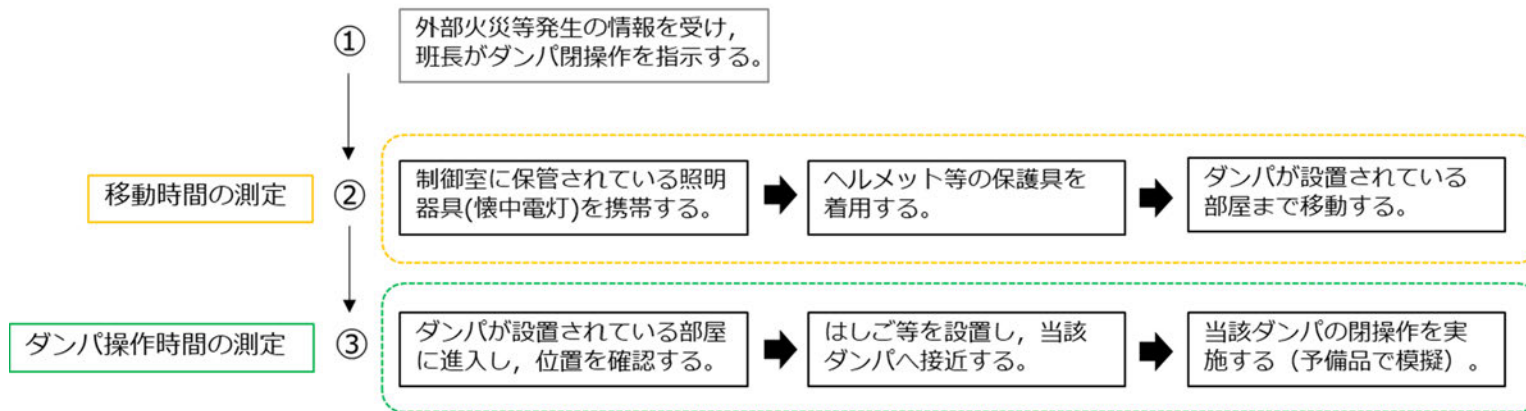


図 3-1 外気の流入防止措置の有効性評価概要

ダンパ	設置場所
給気用ダンパ	(G242) : 1基
排気用ダンパ	(G241) : 1基, (A211) : 3基

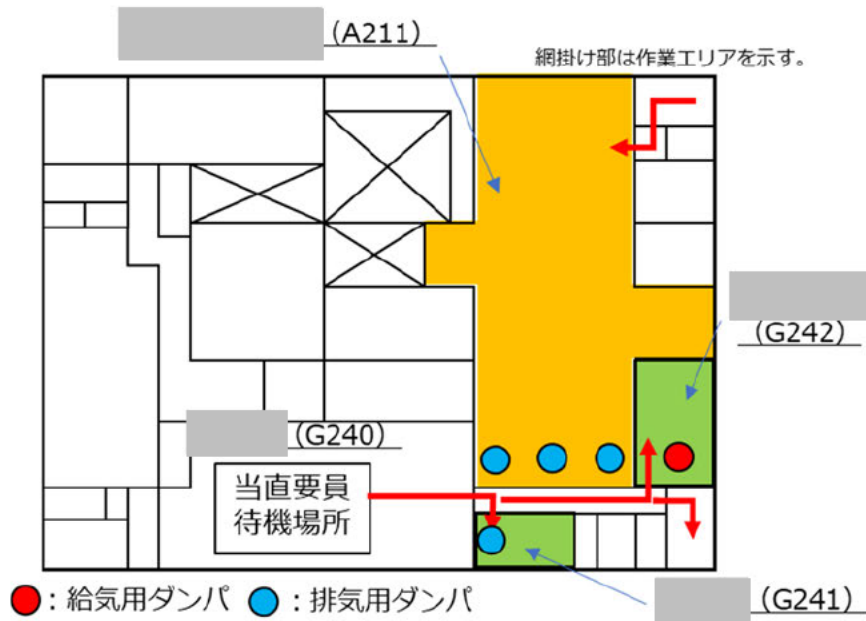


図 ガラス固化技術開発棟 2階平面図

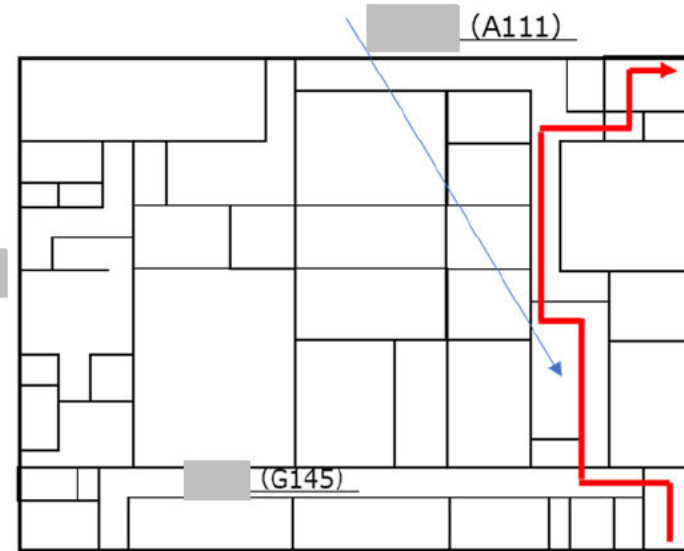


図 ガラス固化技術開発棟 1階平面図

図 3-2 ダンパ設置箇所への移動ルート

●制御室等への外気の流入防止手順

※：ばい煙及び有毒ガスへの限界暴露時間を基に設定。

No.	作業単位	手 順	作業員数	想定時間（合計）
1	移動	制御室（G240）で工具、照明を準備し、保護具を着用した後、給気用ダンパが設置されている空調機械室（G242）へ移動する。	3名	10分※
2	ダンパ操作	給気用ダンパ（1か所）を操作し、開から閉に切り替える。		
3	移動	排気用ダンパが設置されている休憩室（G241）へ移動する。		1分
4	ダンパ操作	排気用ダンパ（1か所）を操作し、開から閉に切り替える。		4分
5	移動	排気用ダンパが設置されている排気フィルタ室（A211）へ移動する。		5分
6	ダンパ操作	排気用ダンパ（3か所）を操作し、開から閉に切り替える。		10分

No.	区 分	作 業 時 間（分）						合 計 （分）
		給気ダンパ（G242）		排気ダンパ（G241）		排気ダンパ（A211）		
		移動	ダンパ操作	移動	ダンパ操作	移動	ダンパ操作	
1	当直要員	1：51	5：23	0：21	3：35	1：57	15：55	29：02
2	当直要員	0：57	2：22	0：24	2：17	2：00	16：52	24：52
3	代直要員	3：29	1：51	0：17	2：10	3：05	8：39	19：31
4	代直要員	2：13	1：57	0：26	2：14	2：35	10：51	20：16
5	当直要員	2：20	1：35	0：47	1：52	2：18	8：24	17：16
6	代直要員	1：19	1：27	0：41	1：37	2：16	9：53	17：13
7	代直要員	2：30	1：36	0：30	1：45	1：51	9：31	17：43
8	当直要員	1：45	2：19	0：15	2：01	1：52	9：48	18：00

図 3-3 外気の流入防止措置の有効性評価結果

地震及び津波以外の事象に対する事故対処について

## 1. 概要

再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある地震及び津波以外の外部からの衝撃としては、設計竜巻、廃止措置計画用火山事象（以下「火山事象（降下火砕物）」という。）及び外部火災（森林火災）がある。

それらに対しては、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の重要な安全機能が喪失しないよう、リスクに応じた対策を施す。

ただし、設計竜巻に対しては、建家開口部の閉止措置を実施する計画であるが、屋外設備等は設計飛来物の影響を受ける（別紙参考6-1-4-4-4-5-2 「屋上に設置されている設備、配管等の損傷時の復旧方法の考え方について」参照）ため、機能喪失を伴うことを前提として有効性評価を実施する。

## 2. 基本方針

設計竜巻、火山事象（降下火砕物）及び外部火災（森林火災）に対しては、発生頻度が低いことから、地震及び津波との重畳を想定せず、以下の方針に従い、重要な安全機能を損なわないようにする。

- ・ 設計竜巻に対しては、可搬型事故対処設備の分散配置等を行う（別添6-1-4-1 「再処理施設の竜巻対策の基本的考え方」参照）。また、屋外冷却塔の機能喪失に対しては未然防止対策①、①-1、①-2以外の安全対策により崩壊熱除去機能を回復する。
- ・ 火山事象（降下火砕物）に対しては、可搬型事故対処設備を屋内に設置する、あるいは屋外に設置する場合はカバー等を設けるとともに降灰が観測された場合には堆積物の除去等の対策を行う（別添6-1-4-5 「再処理施設の火山事象対策の基本的考え方」参照）。
- ・ 外部火災（森林火災）に対しては、可搬型事故対処設備の配置場所に適切な防火帯を設ける（別添6-1-4-7 「再処理施設の外部火災対策の基本的考え方」参照）。

## 3. 評価方法

基本方針に従い可搬型事故対処設備を分散配備することで、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の重要な安全機能を担う恒設設備が機能喪失したとしても、使用可能な核燃料サイクル工学研究所内の水・燃料を保有するその他設備等（以下「その他設備」という。）により、竜巻、火山事象（降下火砕物）及び外部火災（森林火災）を起因とした事故に対して事故対処が可能なことを評価する。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の安全機能を担う事故対処設備等の配置の概要図を図3-1 に示す。

## 4. 外部衝撃に対する事故対処に係る評価

### 4.1 設計竜巻に対する評価

電源に係る設備の配置図を図4-1 に、燃料に係る設備の配置図を図4-2 に、水源に係る設備の配置図を図4-3 に、水の送液（運搬）又は冷却に係る設備の配置図を図4-4 に、蒸気に係る設備の配置図を図4-5 に示す。

別添6-1-4-3 「設計飛来物の設定に関する説明書」で設定した設計飛来物（鋼製材）の水平飛来距離は、TONBOSにより評価すると約170 mである。高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の重要な安全機能を担う恒設設備から170 m以上離れている事故対処設備又はその他設備は、恒設設備と同時に機能喪失せず、事故対処に用いることができる。また、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の建家外郭により竜巻防護可能な建家内の事故対処設備は設計竜巻の影響を受けない。その他設備のうち地下埋設の静的設備は設計竜巻の影響を受けたとしても、水又は燃料を保持できることから、事故対処に用いることができる。

なお、アクセスルートの確保については、建家外の設計飛来物による飛散物の除去に係る対処は、津波（地震との重畳を含む。）のがれき撤去に係る対処と比べて、再処理施設の被害状況が限定的で、かつ対処が容易であることから、津波（地震との重畳を含む。）の対応に包含される。

#### 4.2 火山事象（降下火砕物）に対する評価

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の重要な安全機能を担う恒設設備は、火山事象（降下火砕物）の除去等の対策を実施することにより、安全機能を損なうおそれはない（別添6-1-4-6 「高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の火山事象対策に関する説明書」を参照）。仮に、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の重要な安全機能を担う恒設設備の機能が喪失した場合においても、火山事象（降下火砕物）に耐えうる高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の建家内に保管する事故対処設備は、同時に機能喪失することはない。

また、降下火砕物が継続したとしても、建家の入気ガラリへのフィルタ設置や交換用入気フィルタの準備を行うこと、建家外で使用する事故対処設備に対してはフィルタ交換、フード設置等の措置を行うことにより、事故対処に用いることができる。

なお、アクセスルートの確保については、建家外の降下火砕物の除灰に係る対処は、津波（地震との重畳を含む。）のがれき撤去に係る対処と比べて、対処広範が広がるものの、降下火砕物の堆積速度が緩やかであること、堆積厚さが50 cmと限定的であること、がれきに比べて除灰が容易であることから、津波（地震との重畳を含む。）の対応に包含される。

#### 4.3 外部火災（森林火災）に対する評価

事故対処設備等の配置と防火帯の関係を図4-6 に示す。

防火帯内側の高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の事故対処設備等は、森林火災により機能喪失せず、事故対処に用いることができる。また、地下埋設の静的設備は外部火災（森林火災）の影響を受けたとしても、水又は燃料を保持できることから、事故対処に用いることができる。

なお、外部火災（森林火災）に対するアクセスルートの確保に係る対応はない。

## 5. 評価結果のまとめ

設計竜巻，火山事象（降下火砕物）及び外部火災（森林火災）に起因する事故に対しては，外部事象により影響を受けない事故対処設備等を適切に組み合わせること等により対処可能である。

また，これら事象に対するアクセスルート確保に係る対応は，津波（地震との重畳を含む。）時のアクセスルートの確保に係る対応に包含される。





図 3-1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の安全機能を担う事故対処設備等の配置の概要図

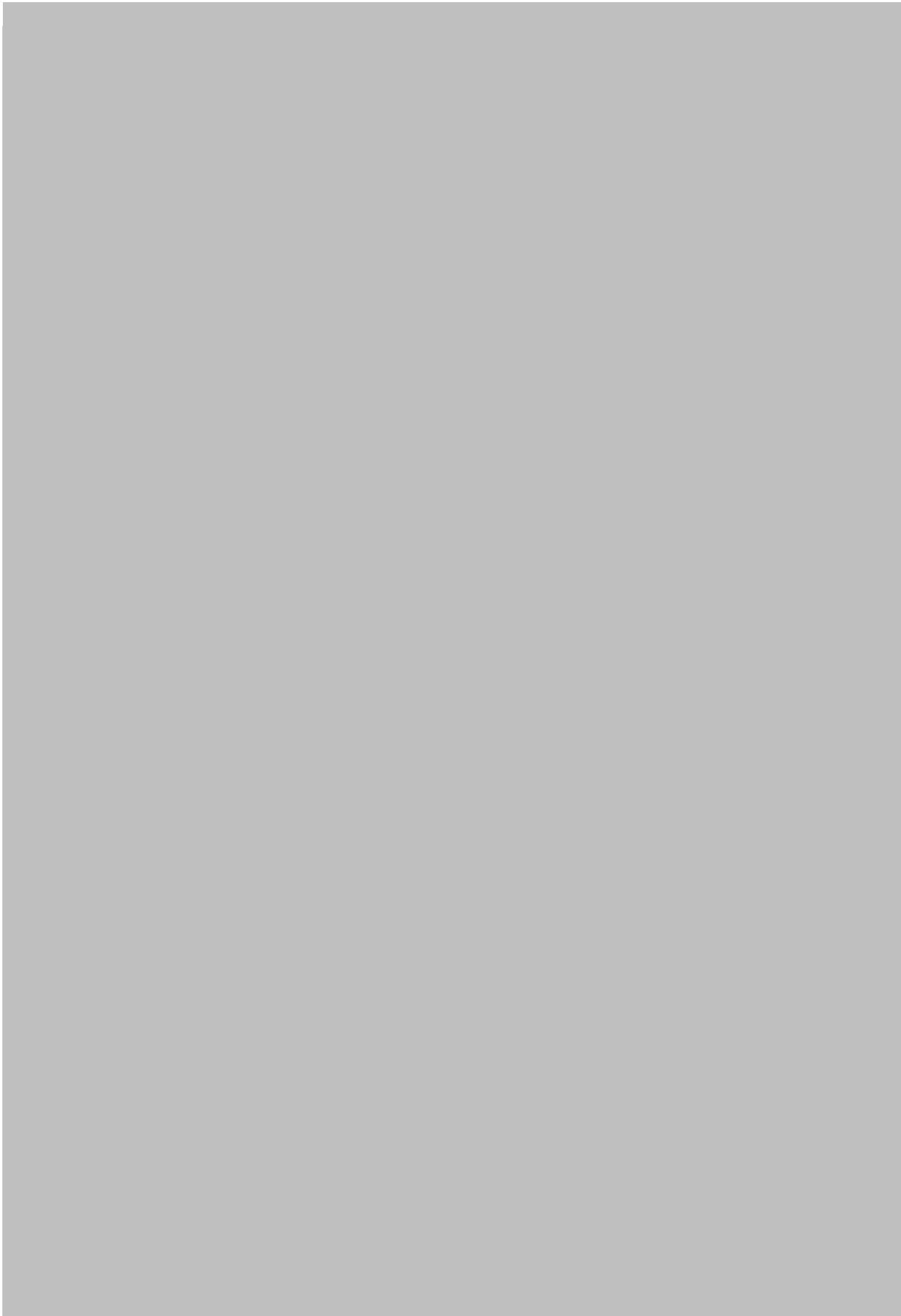


図 4-1 電源に係る設備の配置図




図 4-2 燃料に係る設備の配置図

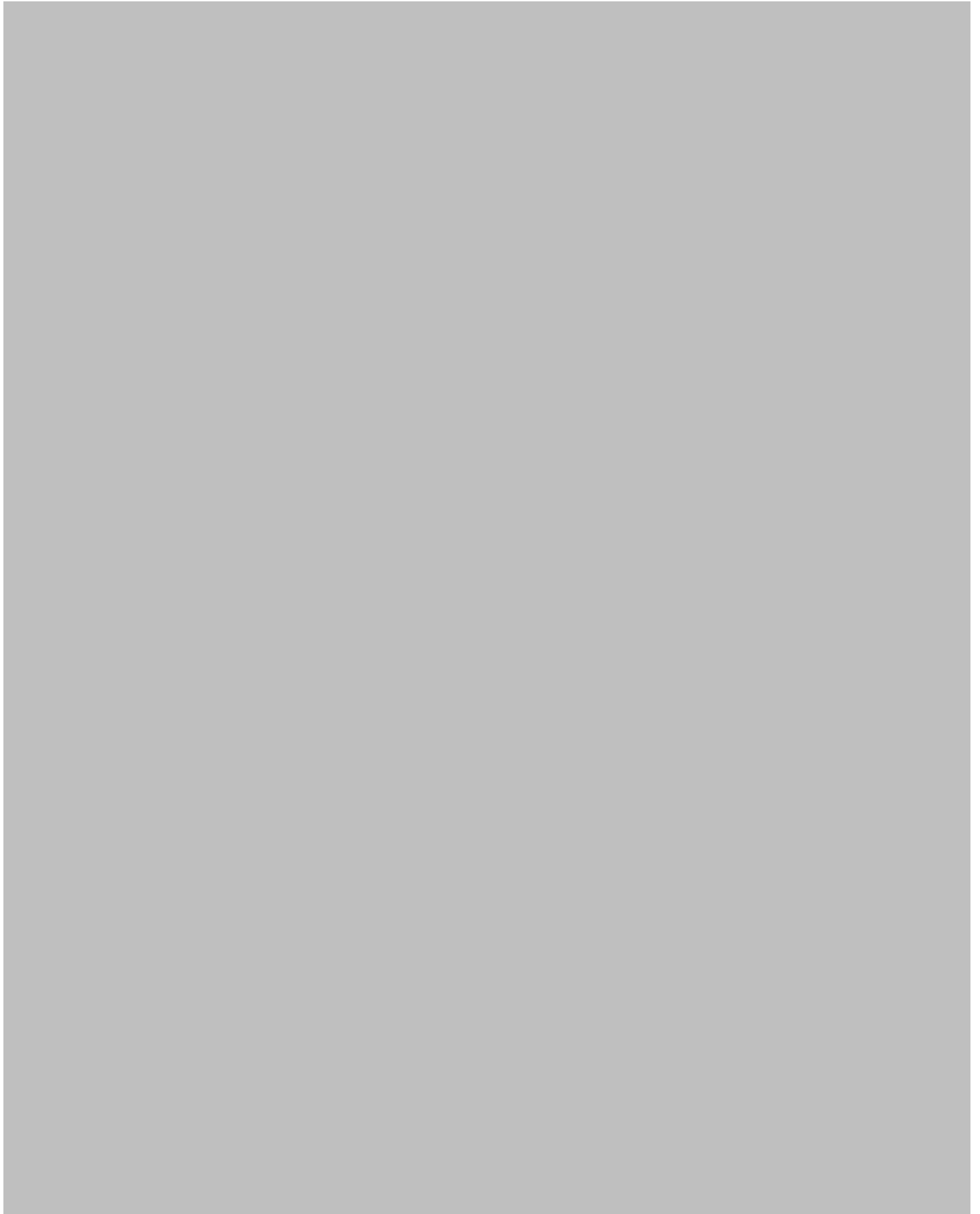


図 4-3 水源に係る設備の配置図

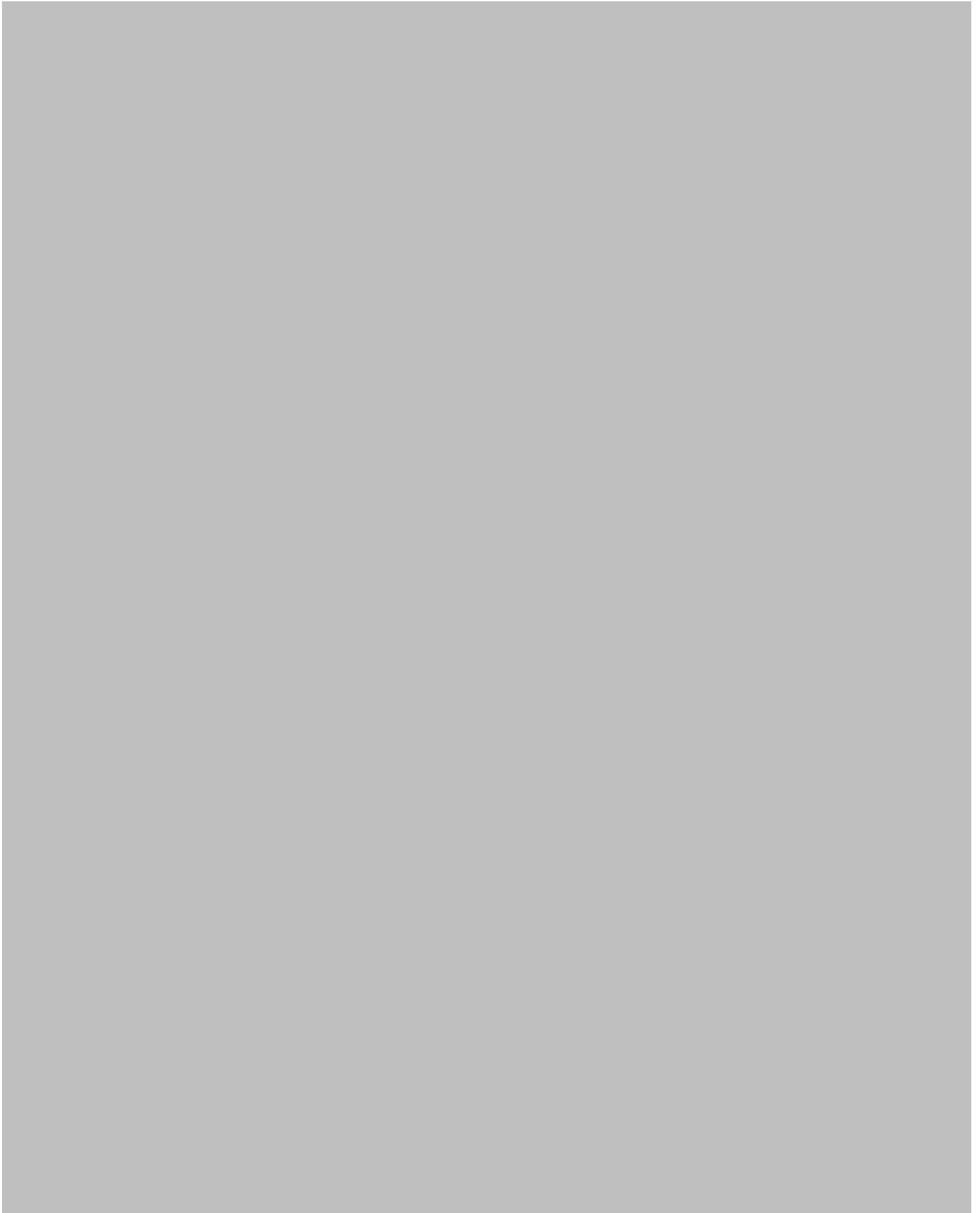


図 4-4 水の送液（運搬）又は冷却に係る設備の配置図

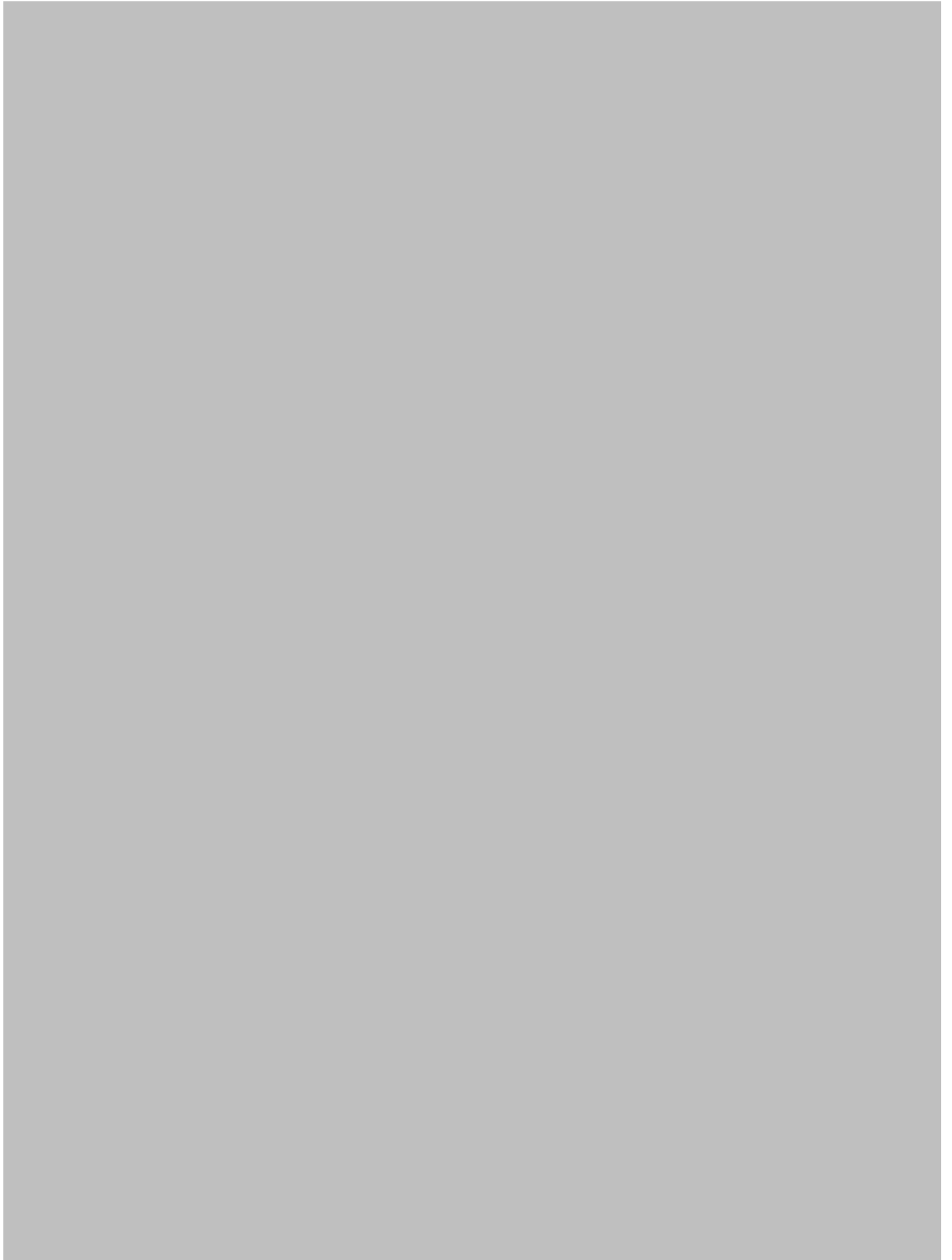


図 4-5 蒸気製造に係る設備の配置図



図 4-6 事故対処設備等の配置と防火帯の関係図

可搬型事故対処設備の固縛対策等の方針



## 1. 概要

事故対処設備のうち屋外配備の可搬型事故対処設備は、廃止措置計画用設計竜巻（以下「設計竜巻」という。）の襲来時においても飛散しないよう、固定又は固縛対策（以下「固縛対策等」という。）を施す。

固縛対策等に係る構成要素については、設計竜巻による風圧力による荷重及び常時作用する荷重を組合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）が作用した場合であっても、その状態を維持するために必要な構造強度を有するものとする。

## 2. 基本方針

屋外配備の可搬型事故対処設備のうち、小型でありコンテナ等に収納可能なもの（以下「固定対象設備」という。）はコンテナ等を固定材によりコンクリート基礎部に固定する。大型であり屋外に直接配備するもの（以下「固縛対象設備」という。）については、連結材を用いてコンクリート基礎部に固定する固定材に固縛する。

固縛対策等を構成する要素（固定材及び連結材）に設計荷重が作用したとしてもそれらの強度が許容限界を超えない設計とする。

### 2.1 固縛対策等の対象の設定

屋外配備の可搬型事故対処設備については保管方法を考慮し、設計竜巻による飛散評価（「添付資料6-1-4-3-2 計算プログラム（解析コード）TONBOSの検証等について」参照）を実施する。飛散評価の結果、高放射性廃液貯蔵場（HAW）、ガラス固化技術開発施設（TVF）及び事故対処を行うプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に到達するおそれがある場合には、固縛対策等を実施する。

固定対象設備は、可搬型事故対処設備を収納するコンテナ等に対して設計荷重を設定し、コンテナ等の浮き上がり又は横滑りが生じないように固定する。

固縛対象設備は、それぞれの固縛対象設備に対して設計荷重を設定し、固縛対象設備の浮き上がり又は横滑りが生じないように固縛する。

可搬型事故対処設備の配備箇所と対策方法について表2-1に示す。

### 2.2 固縛対策等の構造

#### 2.2.1 固定対策

固定対象設備は、コンテナ等が受ける浮き上がり荷重及び横滑り荷重を、固定材（アンカーボルト）を介して、コンクリート等の基礎部で拘束する構造とする。

コンテナ等の固定対策の概要図を図2-1に示す。

#### 2.2.2 固縛対策

固縛対象設備は、固縛対象設備が受ける浮き上がり荷重及び横滑り荷重を、連結材として、ワイヤーロープ又はスリング（以下「ワイヤーロープ等」という。）、ターンバックル又はラッシング（以下「ターンバックル等」という。）及びシャックルを用いて、固定材（アイプレート付きアンカープレート及びアンカーボルト）を介して、コンクリート等の基

礎部で拘束する構造とする。ワイヤーロープ等には余長を持たせない設計とする。

なお、必要に応じて、固縛対象設備にワイヤーロープ等を巻き付けて固縛対象設備を拘束する構造とする。

固縛対象設備の固縛対策の概要図を図2-2に示す。

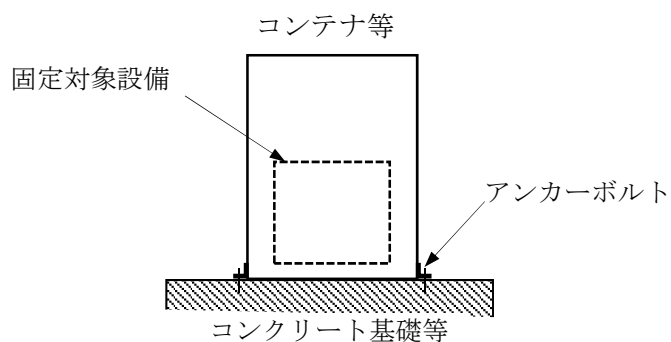


図2-1 コンテナ等の固定対策の概要図

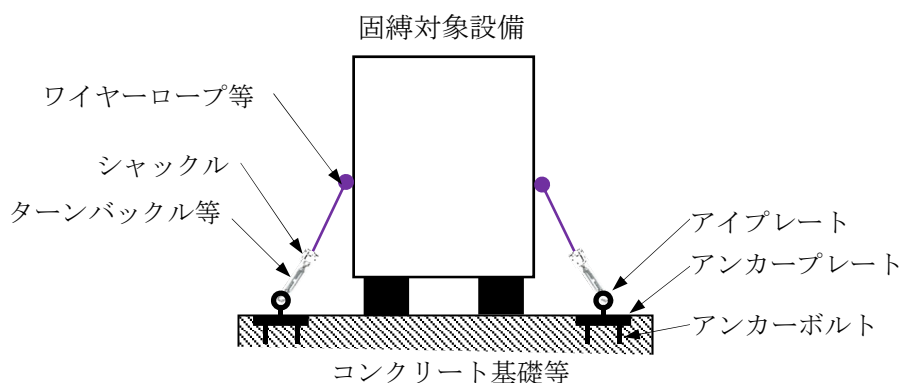


図2-2 固縛対象設備の固縛対策の概要図

### 3. 評価方針

固縛対策等の強度評価は、設計荷重が連結材及び固定材に作用することにより、評価対象部位に作用する荷重等が許容限界に収まることを評価する。評価対象部位の強度評価は、固縛対策等の構造を踏まえ、設計荷重の作用方向等を考慮する。

強度評価のフローを図3-1に示す。

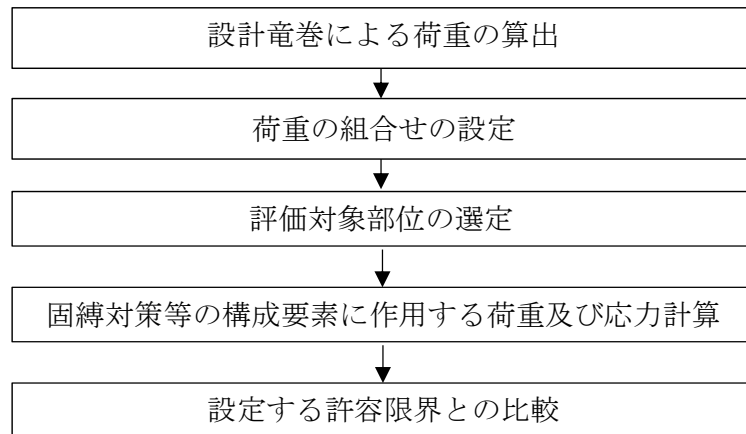


図3-1 固定固縛対策の強度評価フロー

#### 4. 荷重及び荷重の組合せ

固縛対策等の強度評価に用いる設計荷重は、設計竜巻の最大水平風速による風荷重がコンテナ等又は固縛対策設備に作用した場合に、固定材又は連結材の浮き上がり又は横滑りの挙動を拘束するために必要とする荷重とする。

浮き上がりにより固定材又は連結材に作用する垂直荷重については、空力パラメータから算出した揚力が自重よりも大きい場合に考慮する。

設計竜巻による風荷重の評価条件を表4-1に示す。

設計竜巻による風荷重は、コンテナ等又は固縛対象設備の形状及び風荷重の作用方向による見付面積に応じて異なるため、最も厳しくなる方向の風圧力に対して、荷重を設定する。また、コンテナ等については、固定材の浮き上がり又は横滑りの挙動を拘束するために必要とする荷重が最も大きくなるようコンテナ等の質量のみを考慮し、収納する可搬型事故対処設備の質量は考慮しないものとする。

表4-1 設計竜巻による風荷重の評価条件

最大水平速度 $V_D$ (m/s)	設計用速度圧 $q$ (N/m <sup>2</sup> )	空気密度 $\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	ガスト影響係数 $G$ (-)
100	6130	1.226	1.0

##### 4.1 荷重の種類

###### (1) 常時作用する荷重 $F_d$

常時作用する荷重は、持続的に生じる荷重である自重とする。

###### (2) 設計竜巻の風圧力による荷重 $W_w$

設計竜巻の風圧力による荷重は、コンテナ等又は固縛対象設備に発生し、固定材及び連結材に作用する。設計竜巻の最大風速は水平方向の風速であり、これによりコンテナ等又は固縛対象設備は横滑り荷重を受け、また、鉛直方向に対しても、風圧力により揚

力が発生し、浮き上がりが生じるような荷重（鉛直方向の荷重）を受ける。

#### 4.2 固縛対策等の対象の設定

##### (1) 浮き上がり荷重 $P_V$

浮き上がり時に発生する荷重 $P_V$ は、設計竜巻によりコンテナ等又は固縛対象設備に発生する鉛直力である。

浮き上り荷重は、コンテナ等又は固縛対象設備の形状による空力パラメータを用いて算出される揚力が自重（ $mg$ ）を上回る場合に、上向きの力として作用する。

コンテナ等又は固縛対象設備に作用する揚力は、揚力係数の代わりに保守的な設定となる抗力係数を用いることにより保守的に設定された揚力 $F_L$ を用い、空力パラメータ $c_D A/m$ を用いた以下の式より算出する。

$$P_V = \frac{1}{2} \rho m V_D^2 \frac{c_D A}{m}$$

ここで、

$P_V$  : 浮き上がり荷重 (N)

$m$  : コンテナ等又は固縛対象設備の質量 (kg)

$\frac{c_D A}{m}$  : コンテナ等又は固縛対象設備の空力パラメータ ( $\text{m}^2/\text{kg}$ )

なお、空力パラメータは「東京工芸大学，“平成21～22年度原子力安全基盤調査研究（平成22年度）竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究”，独立行政法人原子力安全基盤機構受託研究成果報告，平成23年2月」に基づき、以下のとおり算出する。

$$\frac{c_D A}{m} = \frac{1}{3} \frac{(c_{D1} A_1 + c_{D2} A_2 + c_{D3} A_3)}{m}$$

ここで、

$c_{D1}$ ,  $c_{D2}$ ,  $c_{D3}$  : コンテナ等又は固縛対象設備の各軸方向の投影面積と対応する抗力係数（塊状の2.0とする。）

$A_1$ ,  $A_2$ ,  $A_3$  : コンテナ等又は固縛対象設備の各面の見付面積 ( $\text{m}^2$ )

##### (2) 横滑り荷重 $P_H$

横滑りに伴い発生する荷重 $P_H$ は、設計竜巻によりコンテナ等又は固縛対象設備に発生する水平力とする。横滑りに伴い発生する荷重 $P_H$ は「建築基準法施行令」及び「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」に準拠して、次のとおり算出する。

$$P_H = W_w = qGA$$

ここで、

$C$  : 建築物荷重指針・同解説の部材（正方形）の風力係数 2.1 (-)

$A$  : 最大水平風速を受ける前後方向又は側面方向の投影面積のうち、最大となる面積 ( $m^2$ )

#### 4.3 荷重の組合せ

コンテナ等又は固縛対象設備に作用する荷重は、常時作用する荷重 $F_d$ 、浮き上がり荷重 $P_V$ 及び横滑り荷重 $P_H$ を考慮し組み合わせる。

コンテナ等又は固縛対象設備と荷重の組合せを表4-2に示す。

表 4-2 コンテナ等又は固縛対象設備と荷重の組合せ

対象設備	荷重の組合せ（設計荷重）
コンテナ等又は固縛対象設備	$F_d + P_V + P_H$

### 5. 評価対象部位の選定

#### 5.1 固定対策

コンテナ等に風圧力による荷重が作用すると、コンテナ等に風荷重に相当する荷重が伝わり、浮き上がり荷重及び横滑り荷重が作用するものの、コンテナ等は固定材により固定される。

固定対策の強度設計においては、最も設計荷重が作用する固定材（アンカーボルト）を評価対象部位に選定する。

#### 5.2 固縛対策

固縛対象設備に風圧力による荷重が作用すると、固縛対象設備に風荷重に相当する荷重が伝わり、浮き上がり荷重及び横滑り荷重が作用するものの、固縛対象設備は連結材及び固定材により固縛される。

固縛対策の強度設計においては、荷重が作用する連結材（ワイヤーロープ等、ターンバックル等及びシャックル）及び固定材（アンカープレート）のアイボルト及びアンカーボルトを評価対象部位に選定する。

### 6. 許容限界

固縛対策等の許容限界は、評価対象部位ごとに評価内容に応じて設定する。固縛対策等に要求される機能は、コンテナ等及び固縛対象設備に浮き上がり又は横滑りが発生した場合であってもその移動を制限することである。

そのため、設計竜巻によるコンテナ等及び固縛対象設備の浮き上がり又は横滑りによる移動を制限し、固定又は固縛状態を維持するために必要な強度を有するものとする。

#### 6.1 固定対策（アンカーボルト）の許容限界

アンカーボルトは、設計荷重に対し、アンカーボルトの引抜き又は破断が生じない設計とする。固定対策のアンカーボルトには接着系アンカーボルトを用いる。

このため、アンカーボルトの許容荷重は日本建築学会「各種合成構造設計指針」（2010 改定）の許容荷重計算式を用いて算出した許容荷重を許容限界とする。

## 6.2 固縛対策の許容限界

### (1) 連結材

#### a. ワイヤロープ等

ワイヤロープ等は設計荷重に対し破断が生じない設計とする。このため、ワイヤロープ等の破断荷重の1/2（安全率2）を許容限界とする。

#### b. ターンバックル等

ターンバックル等は設計荷重に対し破断が生じない設計とする。このため、ターンバックル等の使用荷重を許容限界とする。なお、使用荷重が設定されていないターンバックル等を用いる場合は破断荷重の1/2（安全率2）を許容限界とする。

#### c. シャックル

シャックルは設計荷重に対し破断が生じない設計とする。このため、シャックルの使用荷重を許容限界とする。

### (2) 固定材（アンカープレート）

#### a. アイプレート

アイプレートは、設計荷重に対し破断が生じない設計とする。このため、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2012年版）SSB-3100 許容応力」に基づき、供用状態Dにおける許容応力を許容限界とする。

#### b. アンカーボルト

アンカーボルトは、設計荷重に対し引抜き又は破断が生じない設計とする。アンカーボルトにはスタットボルトを用いる。

このため、アンカーボルトにおける許容荷重は日本建築学会「各種合成構造設計指針（2010改定）」の許容荷重計算式を用いて算出した許容荷重を許容限界とする。

## 7. 強度評価

### 7.1 固定対策

#### (1) 固定材に作用する検討荷重

##### イ) アンカーボルトに作用する引抜き力 $R_b$

コンテナ等にアンカーボルトを施工した場合の評価モデルを図 7-1 に示す。コンテナ等の最大受圧面に風圧力が作用すると仮定した場合、自重による荷重 $W$ ，風圧力による鉛直方向の荷重 $F_V$ ，風圧力による水平方向の荷重 $F_H$ 及びアンカーボルトに作用す

る引抜き力 $R_b$ の関係は以下のとおりとなる。

$$R_b = \frac{(W - F_V)\ell_G - F_H h_G}{\ell \cdot n_1}$$

ここで、

$R_b$  : アンカーボルトに作用する引抜き力 (N/本)

$W$  : コンテナ等の自重  $mg$  (N)

$g$  : 重力加速度 9.80665 (m/s<sup>2</sup>)

$\ell$  : コンテナ等の最大受圧面からみたアンカーボルトのスパン (m)

$h_G$  : コンテナ等の重心位置までの高さ (m)

$n_1$  : 引張荷重が作用するアンカーボルト本数 (本)

$\ell_G$  : アンカーボルトから収納コンテナ等の重心までの水平距離 (m)

ロ) アンカーボルトに作用するせん断荷重 $Q$

アンカーボルトに作用するせん断荷重 $Q$ は、風圧力による水平方向の荷重 $F_H$ 及アンカーボルトの総本数 $N$ から以下のとおりとなる。

$$Q = \frac{F_H}{N}$$

ここで、

$N$  : アンカーボルト総本数 (本)

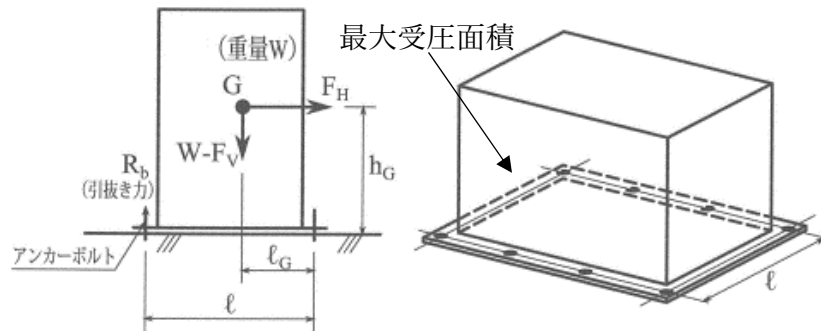


図 7-1 コンテナ等の固定材 (アンカーボルト) の評価モデル

(2) 固定材の許容荷重

イ) 接着系アンカーボルト (又はスタットボルト) の許容引張荷重

$$P_a = \text{MIN}(P_{a1}, P_{a3})$$

$$P_{a1} = \phi_1 \cdot s \cdot \sigma_{pa} \cdot s_c a$$

$$P_{a3} = \phi_3 \cdot \tau_a \cdot \pi \cdot d_a \cdot l_{ce}$$

ここで、

$P_a$  : アンカーボルト 1 本当たりの許容引張荷重 (N)

$P_{a1}$  : アンカーボルトの降伏により定まる場合の 1 本当たりの許容引張荷重 (N)

$P_{a3}$  : アンカーボルトの付着力により決まる場合のアンカーボルトの許容引張荷重 (N)

$\phi_1, \phi_3$  : 短期荷重用の低減係数 ( $\phi_1 = 1.0, \phi_3 = 2/3$ )

${}_s\sigma_{pa}$  : アンカーボルトの引張強度 (N/mm<sup>2</sup>) で、 ${}_s\sigma_{pa} = {}_s\sigma_y$  とする。

${}_s\sigma_y$  : アンカーボルトの規格降伏点強度 (N/mm<sup>2</sup>)

${}_s a$  : アンカーボルトのネジ部有効断面積 (mm<sup>2</sup>) (JIS B 1082) 又はスタットボルトの有効断面積 (mm<sup>2</sup>)

$\tau_a$  : へりあき及びアンカーボルトのピッチを考慮したアンカーボルトの引張荷重に対する付着強度 (N/mm<sup>2</sup>) で次式による。

$$\tau_a = \alpha_1 \cdot \alpha_2 \cdot \alpha_3 \cdot \tau_{bav}$$

$\alpha_n$  : へりあき及びアンカーボルトのピッチによる付着強度の低減係数であり次式による ( $n = 1, 2, 3$ )。もっとも小さい寸法となる3面を考慮する。

$$\alpha_n = 0.5 \left( \frac{C_n}{l_e} \right) + 0.5$$

ただし、 $C_n/l_e \geq 1.0$  の場合は  $C_n/l_e = 1.0$ 、 $l_e \geq 10d_e$  の場合は  $l_e = 10d_e$  とする。当該評価では、アンカーボルトからへりあきまでの距離又はアンカーボルトのピッチを有効埋込み長さより長くすることから、 $C_n/l_e = 1.0$  とし、 $\alpha_n = 1$  とする。

$l_e$  : アンカーボルトの有効埋込み長さ (mm)

$d_e$  : アンカーボルトの径 (mm)

$l_{ce}$  : アンカーボルトの強度算定用埋込み長さ。接着系アンカーボルトについては、 $l_{ce} = l_e - 2d_e$  とする (mm) (図7-2参照)。

$\tau_{bav}$  : 接着系アンカーボルトの基本平均付着力 (N/mm<sup>2</sup>) であり、接着剤がカプセル方式で有機系の場合は  $10\sqrt{F_c/21}$  とする。

$F_c$  : コンクリートの設計基準強度 (N/mm<sup>2</sup>)



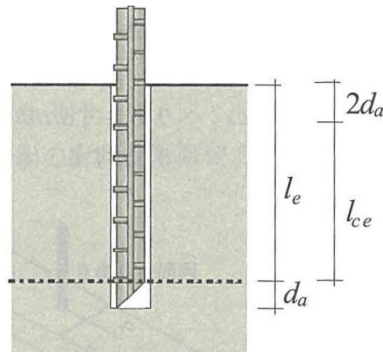


図7-2 接着系アンカーボルトの有効埋込み長さ $l_e$ と算定用有効埋込み長さ $l_{ce}$

ロ) アンカーボルトの許容せん断荷重 $q_a$

$$q_a = \text{MIN}(q_{a1}, q_{a2}, q_{a3})$$

$$q_{a1} = \phi_1 \cdot {}_s\sigma_{qa} \cdot {}_{sc}a$$

$$q_{a2} = \phi_2 \cdot {}_c\sigma_{qa} \cdot {}_{sc}a$$

$$q_{a3} = \phi_2 \cdot {}_c\sigma_t \cdot A_{qc}$$

ここで,

$q_a$ : アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断荷重 (N)

$q_{a1}$ : アンカーボルトのせん断強度により決まる場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断荷重 (N)

$q_{a2}$ : 定着したコンクリート躯体の支圧強度により決まる場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断荷重 (N)

$q_{a3}$ : 定着したコンクリート躯体のコーン状破壊により決まる場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断荷重 (N)

$\phi_2$ : 短期荷重用の低減係数 ( $\phi_2 = 2/3$ )

${}_s\sigma_{qa}$ : アンカーボルトのせん断強度 (N/mm<sup>2</sup>) で,  ${}_s\sigma_{qa} = 0.7 {}_s\sigma_y$  とする。

${}_c\sigma_{qa}$ : コンクリートの支圧強度 (N/mm<sup>2</sup>) で,  ${}_c\sigma_{qa} = 0.5\sqrt{F_c E_c}$  とする。

${}_c\sigma_t$ : コーン状破壊に対するコンクリートの引張強度 (N/mm<sup>2</sup>) で,  $\sigma_t = 0.31\sqrt{F_c}$  とする。

$E_c$ : コンクリートのヤング率 (N/mm<sup>2</sup>)

$$E_c = 21000 \cdot (\gamma/23)^{1.5} \cdot \sqrt{F_c/20}$$

$\gamma$ : コンクリートの気乾単位体積重量 (kN/m<sup>3</sup>)

$A_{qc}$ : せん断力方向の側面におけるコーン状破壊面の有効投影面積

(図7-3参照) で  $A_{qc} = 0.5\pi c^2$  とする。なお、へりあきまでの長さ $c$ を十分確保することで、 $q_{a3}$ の評価を省略することができる。本評価においては、 $c = 500$  mmと仮定し評価している。

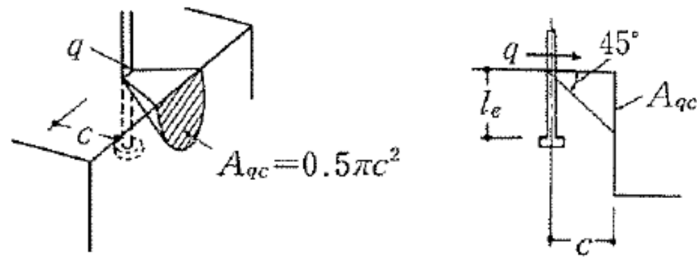


図7-3 へりあきがある場合の側面の有効投影面積

(3) アンカーボルトの組合せ荷重の検定

コンクリートに埋め込まれるアンカーボルトに引張荷重及びせん断荷重が作用する場合の組合せ荷重に対する検定は以下のとおり。

$$\left(\frac{R_b}{P_a}\right)^2 + \left(\frac{Q}{q_a}\right)^2 \leq 1$$

7.2 固縛対策

固縛対策（連結材及び固定材）に作用する荷重が、連結材及び固定材等1組当たりの許容限界を超えないことを確認するため、連結材及び固定材等1組当たりに作用する荷重を、浮き上がり荷重及び横滑り荷重に対して算定する。

(1) 連結材の評価

イ) 浮き上がり時に受ける荷重

固縛対象設備が浮き上がり荷重を受ける際の両側に配置し連結材に作用する荷重は、以下の式により算定する。浮き上がり時の評価モデルを図7-4に示す。ワイヤーロープ等に作用する浮き上がり時の検討荷重 $T_s$ とする。

$$T_V = \frac{P_V}{N_s} \cdot \frac{1}{\sin \theta}$$

ここで、

$T_V$  : ワイヤーロープ等に作用する浮き上がり時の検討荷重 $T_s$  (N)

$N_s$  : ワイヤーロープ等の設置総数 (本)

$\theta$  : ワイヤーロープ等と定着面のなす角度 (deg)

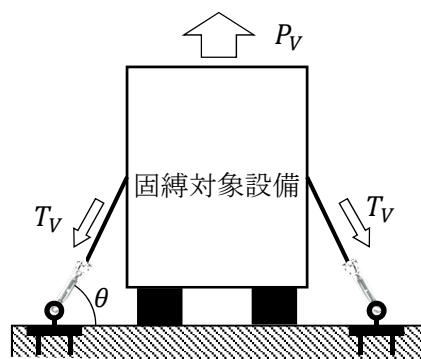


図 7-4 固定対象設備の浮き上がり時の評価モデル

ロ) 横滑り時に受ける荷重

固定対象設備が横滑り荷重を受ける際の受圧面側に配置したワイヤーロープ等に作用する荷重は以下の式により算定する。横滑り時の評価モデルを図7-5に示す。ワイヤーロープ等に作用する横滑り時の検討荷重 $T_H$ とする。

$$T_H = \frac{P_H}{N_s/2} \cdot \frac{1}{\cos \theta}$$

ここで、

$T_H$  : ワイヤーロープ等に作用する横滑り時の検討荷重 $T_H$  (N)

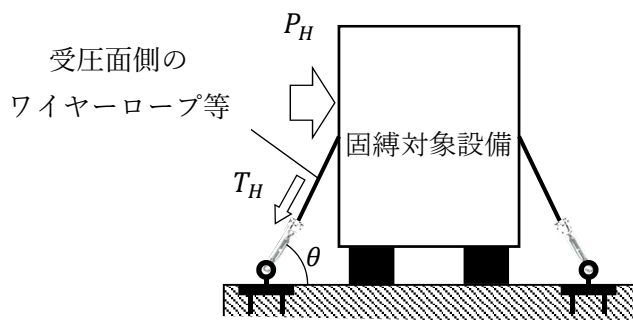


図 7-5 固定対象設備の横滑り時の評価モデル

ハ) 連結材に作用する引張荷重

a. ワイヤーロープ等

ワイヤーロープ等には浮き上がりの荷重 $T_V$ 及び横滑りの荷重 $T_H$ が同時に作用する。ワイヤーロープ等の引張荷重 $T$ はそれらの荷重の合計として算出する。

$$T = T_V + T_H$$

ここで、

$T$  : ワイヤロープ等に作用する引張荷重 (N)

b. ターンバックル等

ターンバックル等には浮き上がりの荷重及び横滑りの荷重が同時に作用する。ターンバックル等の引張荷重はワイヤロープ等に作用する引張荷重 $T$ と同じである。

c. シャックル

シャックルには浮き上がりの荷重及び横滑りの荷重が同時に作用する。シャックルの引張荷重はワイヤロープ等に作用する引張荷重 $T$ と同じである。

(2) 固定材（アンカープレート）の評価

イ) アイプレート

a. アイプレートに作用する荷重

アイプレートにはワイヤーロープ等を介して引張荷重 $T$ を受ける。アイプレートに作用する荷重は図7-6に示すとおり、引張荷重 $T$ の $y$ 、 $z$ 方向の分力として $F_t$ 、 $F_s$ が作用する。

アイプレートに鉛直方向に作用する $F_t$ 及び水平方向に作用する $F_s$ は以下の式により算定する。

$$F_t = T \cdot \sin \theta$$

$$F_s = T \cdot \cos \theta$$

ここで、

$F_t$  : アイプレートに作用する鉛直方向の荷重 (N)

$F_s$  : アイプレートに作用する水平方向の荷重 (N)

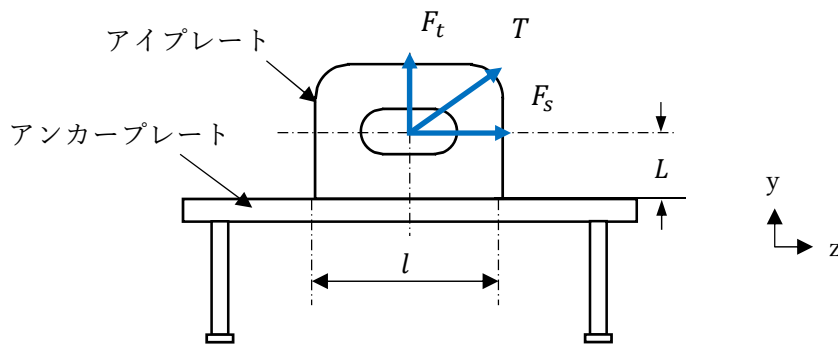


図7-6 アイプレートの評価モデルの例

b. アイプレートの発生応力

① アイプレートに作用する引張応力 $\sigma_t$

アイプレートに対し、荷重 $F_t$ が作用した場合の引張応力 $\sigma_t$ は以下のとおり算定する。

$$\sigma_t = \frac{F_t}{A_i}$$

ここで、

$\sigma_t$  : アイプレートに作用する引張応力 (MPa)

$A_i$  : アイプレートの引張応力が作用する断面積 $l \times di$  ( $\text{mm}^2$ )

$l$  : アイプレート長さ (mm)

$d_i$  :アイプレート厚さ (mm)

② アイプレートに作用する曲げ応力 $\sigma_b$

アイプレートに対し、荷重 $F_s$ が作用した場合の曲げ応力 $\sigma_b$ は以下のとおり算定する。

$$\sigma_b = \frac{F_s \cdot L}{Z}$$

ここで、

$\sigma_b$  : アイプレートに作用する曲げ応力 (MPa)

$L$  : アイプレートの荷重作用点までの高さ (mm)

$Z$  : アイプレートの断面係数 (mm<sup>3</sup>)

$$Z = \frac{1}{6}bh^2$$

$b$  : 曲げ応力を受けるアイプレートの断面の短辺長さ (mm)

$h$  : 曲げ応力を受けるアイプレートの断面の長辺長さ (mm)

③ アイプレートに作用するせん断応力 $\tau$

アイプレートに対し、荷重 $F_s$ が作用した場合のせん断応力 $\tau$ は以下のとおり算定する。

$$\tau = \frac{F_s}{A_i}$$

ここで、

$\tau$  : アイプレートに作用するせん断応力 (MPa)

c. アイプレートの許容応力

① 供用状態Dにおけるアイプレートの許容引張応力 $f_t$

$$f_t = \frac{F}{1.5} \cdot 1.5$$

ここで、

$f_t$  : 許容引張応力 (MPa)

$F$  :  $MIN(1.2S_y, 0.7S_u)$

$S_y$  : 材料の設計降伏点 (MPa)

$S_u$ : 材料の設計引張強度 (MPa)

② 供用状態Dにおけるアイプレートの許容せん断応力 $f_s$

$$f_s = \frac{F}{1.5\sqrt{3}} \cdot 1.5$$

ここで,

$f_s$ : 許容せん断応力 (MPa)

③ 供用状態Dにおけるアイプレートの許容曲げ応力 $f_b$

$$f_b = f_t$$

ここで,

$f_b$ : 許容曲げ応力 (MPa)

d. 組合せ応力の検定

以下の組合せ応力を満足すること。

① アイプレートに作用する垂直応力とせん断応力の組合せ応力 $\sigma_M$

アイプレートに対し, 発生する組合せ応力 $\sigma_M$ は $\sigma_t$ 及び $\tau$ の各応力から以下のとおり算定する。

$$\sigma_M = \sqrt{\sigma_t^2 + 3\tau^2}$$

$$f_t \geq \sigma_M$$

ここで,

$\sigma_M$ : 垂直応力とせん断応力の組合せ応力 (MPa)

ロ) スタットボルト

a. スタットボルトに作用する荷重

スタットボルトについても, アイボルトと同様な荷重状態を考慮し, 作用する方向の荷重に対して, スタットボルト1本に生じる鉛直荷重 $F_{t1}$ 及び水平荷重 $F_{s1}$ を算定し, 評価を行う。スタットボルトの評価モデルを図 7-7 に示す。

スタットボルトに鉛直方向に作用する $F_{t1}$ 及び水平方向に作用する $F_{s1}$ は以下の式により算定する。

$$F_{t1} = \frac{F_t}{N_a} + \frac{F_s \cdot L}{\ell_a n_a}$$

$$F_{s1} = \frac{F_s}{N_a}$$

ここで、

$F_{t1}$ : スタットボルトに作用する鉛直方向の荷重 (N)

$F_{s1}$ : スタットボルトに作用する水平方向の荷重 (N)

$\ell_a$ : スタットボルトから荷重重心までの水平距離 (m)

$N_a$ : 1つのアンカープレートに設ける全スタットボルト数 (本)

$n_a$ : 1つのアンカープレートの引張荷重が作用するスタットボルト数 (本)

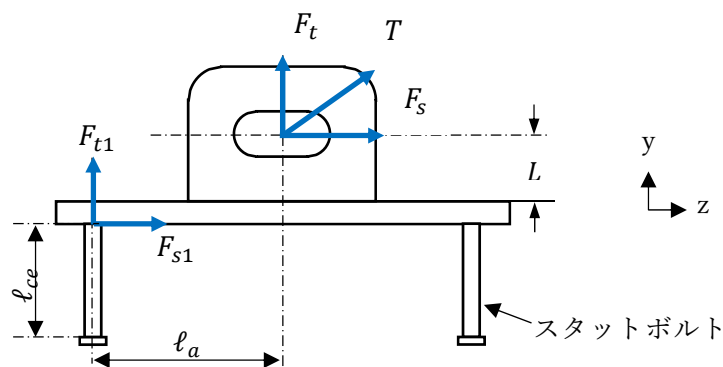


図7-7 スタットボルトの評価モデル

b. スタットボルトに作用する許容荷重

① スタットボルトの許容引張荷重

$$P_a = \text{MIN}(P_{a1}, P_{a2})$$

$$P_{a1} = \phi_1 \cdot s \cdot \sigma_{pa} \cdot s_c a$$

$$P_{a2} = \phi_2 \cdot c \cdot \sigma_t \cdot A_c$$

ここで、

$P_{a2}$ : 定着したコンクリート躯体のコーン状破壊により定まる場合のアンカーボルトの許容引張力 (N)

$A_c$ : コーン状破壊面の有効水平投影面積 ( $\text{mm}^2$ ) (図7-8参照)。

スタットボルトの有効埋込み長さ $l_e$ よりスタットボルト間のピッチが長い場合には、 $A_c = \pi l_{ce} (l_{ce} + D)$ として求める。

$D$ : スタットボルトの頭部直径 (mm)



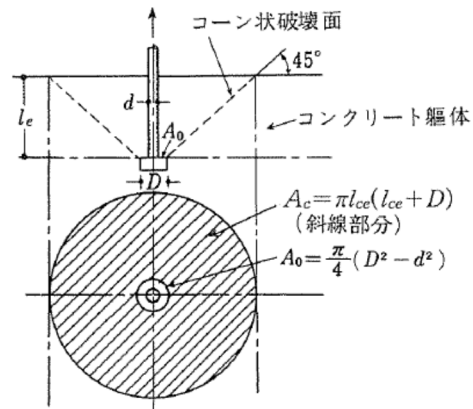


図7-8 スタットボルトの有効水平投影面積

② スタットボルトの許容せん断荷重

$$q_a = \text{MIN}(q_{a1}, q_{a2}, q_{a3})$$

$$q_{a1} = \phi_1 \cdot s_{qa} \cdot sc_a$$

$$q_{a2} = \phi_2 \cdot c_{qa} \cdot sc_a$$

$$q_{a3} = \phi_2 \cdot c_{qt} \cdot A_{qc}$$

c. スタットボルトに引張とせん断を同時に受ける場合の組合せ力

コンクリートに埋め込まれるスタットボルトとしての引張力及びせん断力の組合せ力に対する検定は以下のとおり。

$$\left(\frac{F_{t1}}{P_a}\right)^2 + \left(\frac{F_{s1}}{q_a}\right)^2 \leq 1$$

表 2-1 可搬型事故対処設備の配備場所と竜巻対策の方法

可搬型事故対処設備	配備場所	対策	備考
移動式発電機	PCDF 駐車場	固縛対策	
	南東地区	分散配置*1	
消防ポンプ車	正門車庫	分散配置*1	
	消防車庫	分散配置*1	
エンジン付きポンプ，組立水槽及びホース等	HAW 建家内	建家外郭防護	
	TVF 建家内	建家外郭防護	
	PCDF 駐車場	固縛対策	固定したコンテナ内に保管
	南東地区	分散配置*1	固定したコンテナ内に保管
分岐管，切り替えバルブ等	HAW 建家内	建家外郭防護	
	TVF 建家内	建家外郭防護	
可搬型冷却設備	PCDF 駐車場	固縛対策	
	南東地区	分散配置*1	
可搬型チラー	TVF 建家内	建家外郭防護	
可搬型蒸気供給設備 (蒸気用ホース等を含む。)	TVF 建家内	建家外郭防護	
	南東地区	分散配置*1	
ホイールローダ	PCDF 駐車場	固縛対策	
油圧ショベル	PCDF 駐車場	固縛対策	
可搬型貯水設備	PCDF 駐車場	固縛対策	
	南東地区	分散配置*1	
不整地運搬車	南東地区	分散配置*1	
通信設備等 (簡易無線機，発電機等)	HAW 建家内	建家外郭防護	
	TVF 建家内	建家外郭防護	
	PCDF 駐車場	固定対策	固定したコンテナ内に保管
	南東地区	分散配置*1	固定したコンテナ内に保管
監視測定設備等 (可搬型温度測定設備，計装設備用可搬型発電機等)	HAW 建家内	建家外郭防護	
	TVF 建家内	建家外郭防護	

【略称】

PCDF 駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

TVF 建家内：ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の建家内

HAW 建家内：高放射性廃液貯蔵場（HAW）の建家内

南東地区：核燃料サイクル工学研究所南東地区の可搬型事故対処設備を保管するエリア

\*1 飛散評価の結果，設計竜巻により飛散等したとしても，高放射性廃液貯蔵場（HAW），ガラス固化技術開発施設（TVF）及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の事故対処設備に影響を及ぼすことがないこと，設計竜巻により機能喪失したとしても事故対処が可能であることから固縛対策等は実施しない。

事故として選定した蒸発乾固以外の事象への対応

## ○事故として選定した蒸発乾固以外の事象への対応

事故として選定した蒸発乾固以外の事象（高放射性廃液の水素掃気（換気を含む。）及び漏えい）への対応について、有効性評価を行った。

### 1. 水素掃気（換気を含む。）に対する安全機能維持への対応

#### 1.1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）

##### (1) はじめに

高放射性廃液貯蔵場（HAW）では、ステンレス鋼製の高放射性廃液貯槽（5基）に高放射性廃液を貯蔵しており、高放射性廃液中の核分裂生成物の崩壊等に伴い発生する放射線による水の放射線分解により発生する水素を圧縮空気により掃気している。

万一、全動力電源喪失等により水素掃気機能が機能喪失した場合、移動式発電機により緊急電源接続盤を経由して排風機に給電することで、水素掃気機能の回復を図る対応を行う必要がある（図 1-1）。

なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）では、高放射性廃液を貯蔵する高放射性廃液貯槽において、放射線分解によって発生する水素の濃度の実測を行っている<sup>[1]</sup>。その結果により、水素の発生量が少ないことを確認しており、水素濃度が爆発下限界（4%）に至る時間は最も短いものでも約2年であり、時間余裕がある。

##### (2) 水素掃気機能の回復に係る有効性評価（表 1-1～表 1-3，図 1-2）

夜間休日時間帯に水素掃気機能の喪失が発生したことを想定し、全動力電源喪失及び純水の供給系統が機能喪失した状態で、高放射性廃液貯槽内の水素濃度が爆発下限界（4%）に至るまでに、未然防止対策に必要な人員、設備及び燃料を確保し、移動式発電機で緊急電源接続盤を介して高放射性廃液貯蔵場（HAW）の排風機に給電することで、高放射性廃液貯槽の水素掃気機能の機能維持が実施できることを訓練により確認し、水素掃気機能に対する安全機能維持への対応に係る有効性を確認した。

#### 1.2 ガラス固化技術開発施設（TVF）

##### (1) はじめに

ガラス固化技術開発施設（TVF）では、受入槽、回収液槽、濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽に高放射性廃液を保有しており、高放射性廃液中の核分裂生成物の崩壊等に伴い発生する放射線による水の放射線分解により発生する水素を圧縮空気により掃気している。

万一、全動力電源喪失等により水素掃気機能が機能喪失した場合、移動式発電機により緊急電源接続盤を経由して排風機に給電することで、水素掃気機能の回復を図る対応を行

う必要がある。(図 1-3)

なお、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) では、高放射性廃液を貯蔵する高放射性廃液貯槽において、放射線分解によって発生する水素の濃度の実測を行っている<sup>[1]</sup>。その結果により、水素の発生量が少ないことを確認しており、ガラス固化技術開発施設 (TVF) の各貯槽のうち、水素濃度が爆発下限界である 4%に至る時間は最も短いものでも約 2.8 年であり、時間余裕がある。

(2) 水素掃気機能の回復に係る有効性評価 (表 1-4～表 1-6, 図 1-4)

夜間休日時間帯に水素掃気機能の喪失が発生したことを想定し、全動力電源喪失及び純水の供給系統が機能喪失した状態で、各貯槽内の水素濃度が爆発下限界である 4%に至るまでに、未然防止対策に必要な人員により、必要な燃料を確保し、移動式発電機で緊急電源接続盤を介してガラス固化技術開発施設 (TVF) の可搬型ブローに給電することで、各貯槽の水素掃気機能の機能維持が実施できることを訓練により確認し、水素掃気機能に対する安全機能維持への対処に係る有効性を確認した。

[1] 高放射性廃液から発生する水素の測定及び解析(1) 高放射性廃液貯槽のオフガス中の水素濃度測定と評価 (2013 日本原子力学会春の年会)

- 凡例
- (blue arrow): 移動式発電機からの給電
  - (green arrow): 水素滞留防止措置系統
  - (red arrow): 燃料

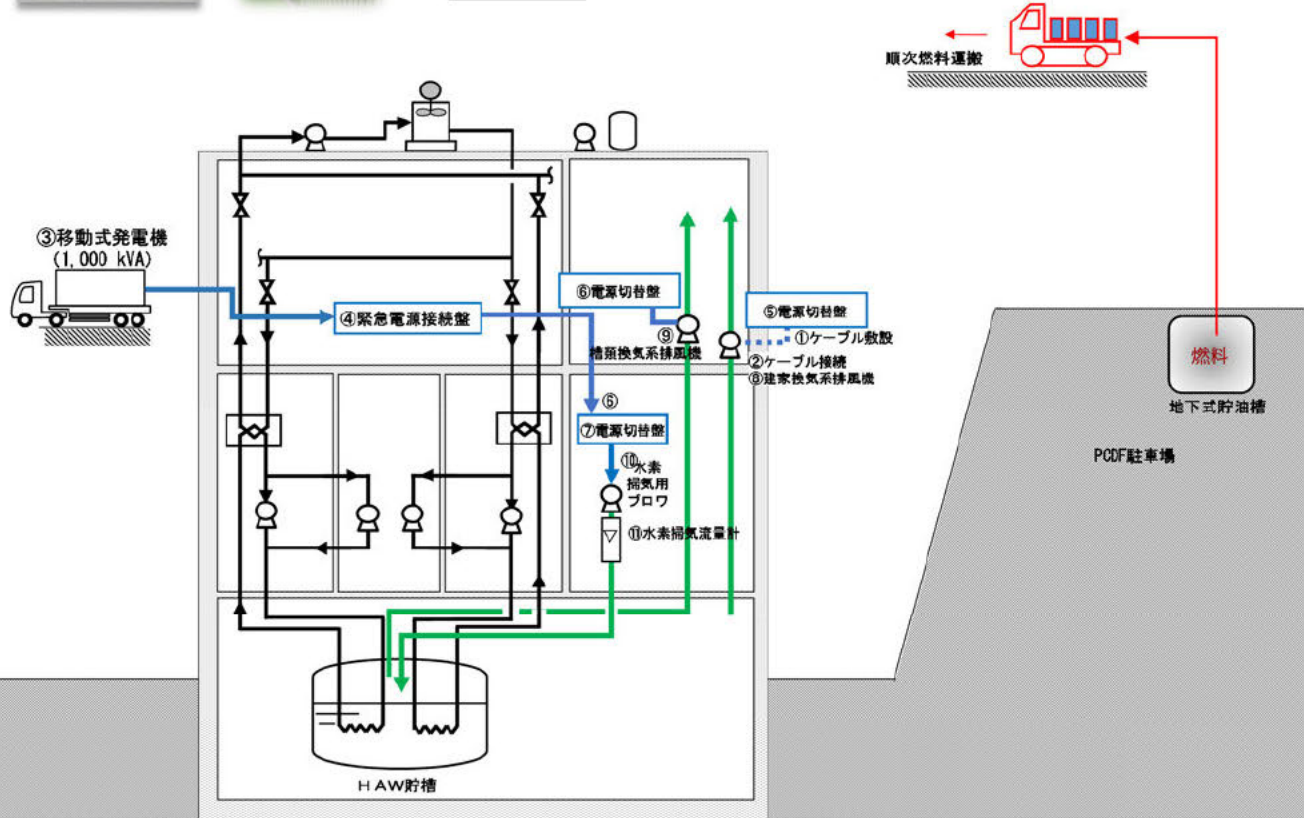
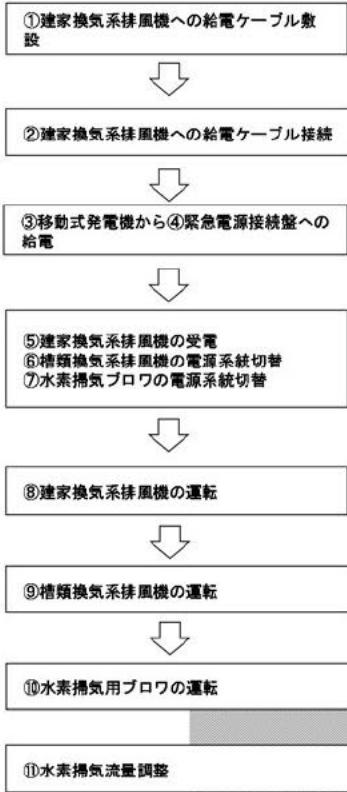


図 1-1 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における水素掃気機能の回復に係る概要 (移動式発電機からの給電)

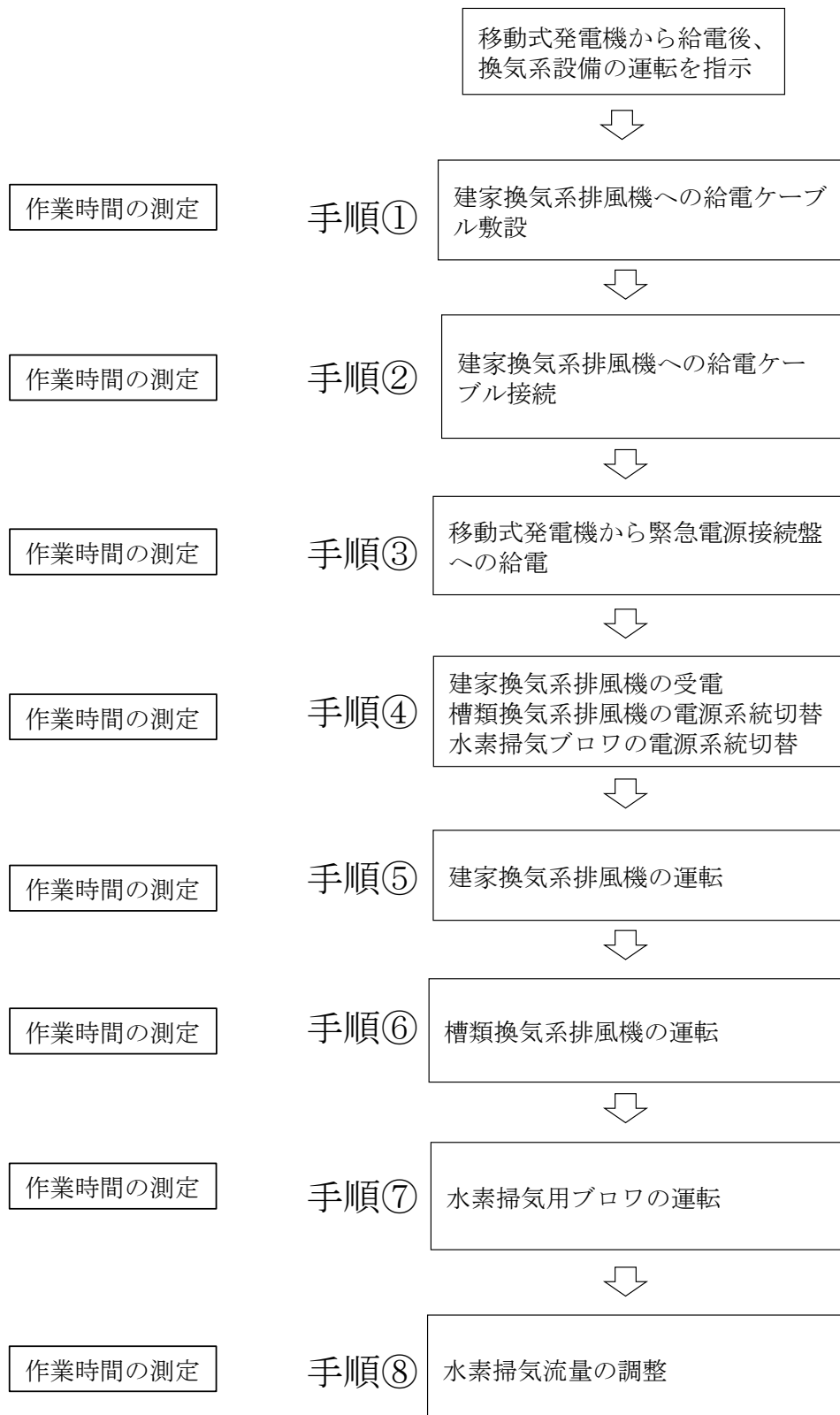


図 1-2 水素掃気機能の回復(建家換気系統運転含む。)に係る有効性評価概要

表 1-1 水素掃気機能の回復及び建家換気系回復に係る有効性評価

●水素掃気機能回復に係る有効性評価

項目	内容	備考
実施期間	平成27年1月30日（金）～令和元年6月27日（木）	
実施場所	高放射性廃液貯蔵場	
対象者	運転員*19名	*：工程、設備等の運転を行う従業員
評価項目	作業手順④⑥⑦の作業時間の確認	
想定状況	未然防止対策の事故対処に必要な最小人員で、必要な電源を確保し水素滞留防止措置に係る運転操作に要する時間を確認する。	

●建家換気系回復に係る有効性評価

項目	内容	備考
実施期間	令和元年 6月 27日（木）	
実施場所	高放射性廃液貯蔵場	
対象者	運転員*14名	*：工程、設備等の運転を行う従業員
評価項目	作業手順②⑤の作業時間の確認	
想定状況	未然防止対策の事故対処に必要な最小人員で、建家換気系設備への給電ケーブル敷設及び接続に要する時間を確認する。	



表 1-2 換気系統の運転に使用する主な可搬型設備（高放射性廃液貯蔵場（HAW））

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	緊急電源盤（建家換気系排風機用）	HAW建家内	HAW建家内	1	定格使用電圧：400 V 定格電流：100 A
2	起動盤（建家換気系排風機用）	HAW建家内	HAW建家内	1	定格使用電圧：400 V 定格電流：100 A Y-Δ 起動回路
3	電源ケーブル	HAW建家内	HAW建家内	1	CV 4c-38sq 緊急電源盤～起動盤：70 m
4	電源ケーブル	HAW建家内	HAW建家内	2	CV 4c-38sq 起動盤～排風機端子箱：15 m
5	緊急電源接続盤（HMO）	HAW建家内	HAW建家内	1	容量：211.5 kVA
6	外部電源切替盤（H2）	HAW建家内	HAW建家内	1	容量：6.9 kVA
7	外部電源切替盤（H1）	HAW建家内	HAW建家内	1	容量：44.4 kVA
8	ドラムローラ	HAW建家内	HAW建家内	1	
9	可動式四面コロ	HAW建家内	HAW建家内	30	
10	三連コロ	HAW建家内	HAW建家内	10	
11	四連コロ	HAW建家内	HAW建家内	10	
12	ケーブルコロ	HAW建家内	HAW建家内	50	

表 1-3 水素掃気機能の回復及び建家換気系回復に係る有効性評価結果

●水素掃気機能回復に係る有効性評価結果

作業番号	作業時間 (分)
①移動式発電機から緊急電源接続盤への給電	10
②建家換気系排風機の運転	20
③槽類換気系排風機の運転	20
④負圧調整	10
⑤水素掃気ブロワの運転	20
⑥水素掃気流量調整	10
合計	90

●建家換気系回復に係る有効性評価結果

作業番号	作業時間 (分)
①建家換気排風機への給電ケーブル敷設及び接続	30
合計	30

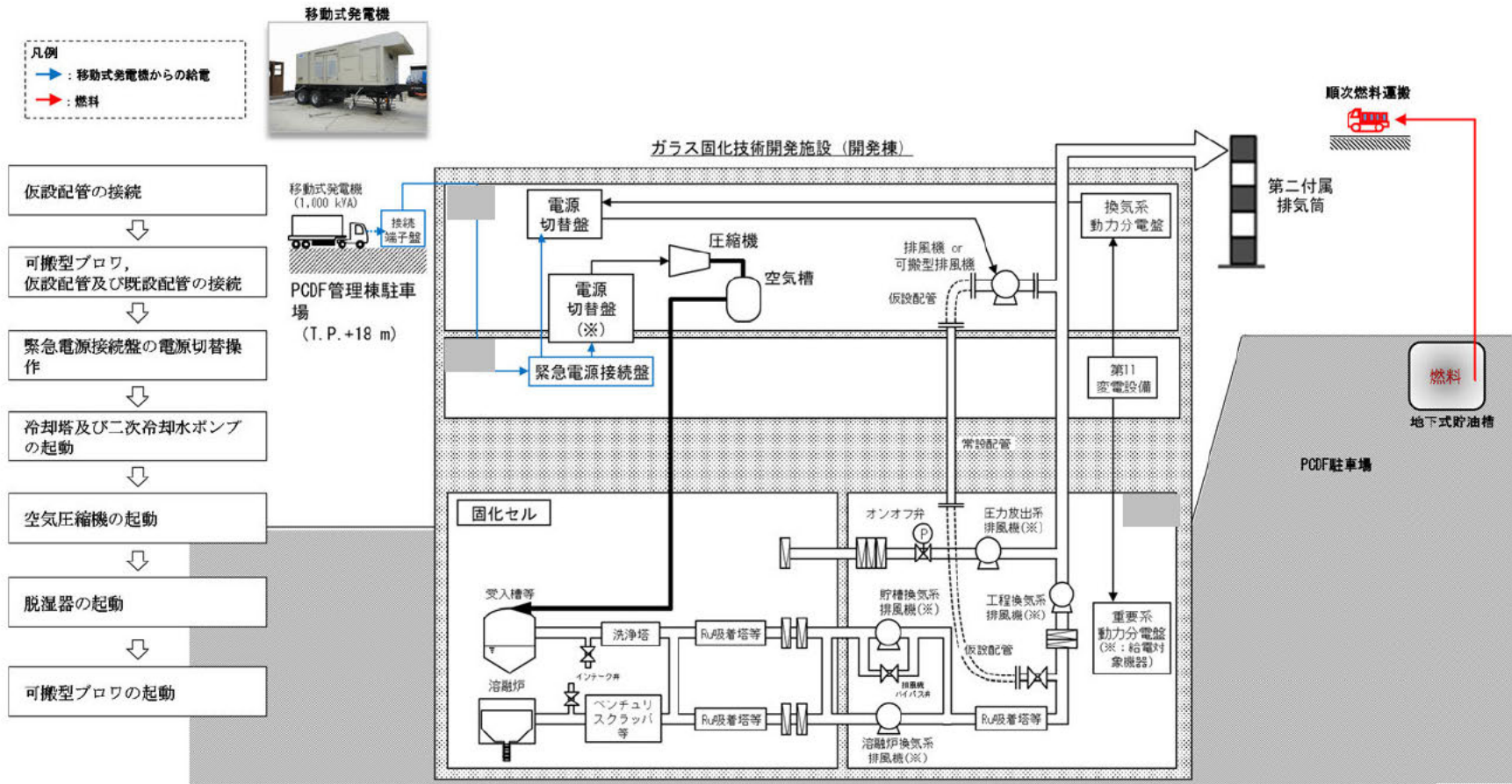


図 1-3 ガラス固化技術開発施設 (TVF) における水素掃気機能の回復に係る概要 (移動式発電機からの給電)

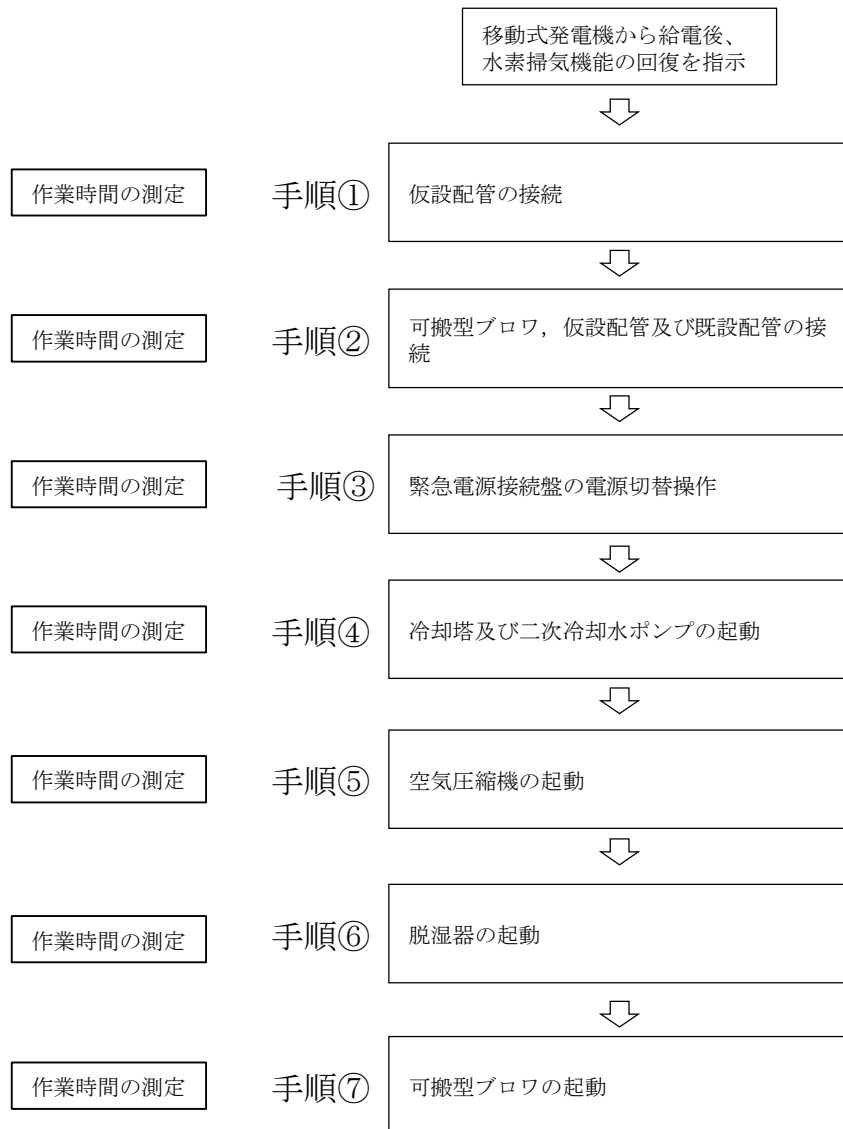


図 1-4 ガラス固化技術開発施設（TVF）における水素掃気機能の回復対応に係る有効性評価概要

表 1-4 ガラス固化技術開発施設（TVF）における水素掃気機能の回復に係る有効性評価

●水素滞留防止措置に係る有効性評価

項目	内容	備考
実施期間	令和2年8月6, 7, 31日, 9月1～3日	
実施場所	ガラス固化技術開発施設	
対象者	運転員*4名	*：固化処理運転を行う従業員
評価項目	「停電時の対応要領その2（HAW貯槽等の水素滞留防止処置・冷却処置）」の作業時間の確認	
想定状況	水素滞留防止措置を実施するのに必要最小要員数で、必要な電源を確保し水素滞留防止措置に係る運転操作に要する時間を確認する。	

表 1-5 水素掃気機能の回復に使用する主な可搬型設備（ガラス固化技術開発施設（TVF））

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	緊急電源接続盤（VFB2）	TVF建家内	TVF建家内	1	
2	外部電源切替盤（CS-11）	TVF 屋上	TVF 屋上	1	
3	外部電源切替盤（CS-12）	TVF 屋上	TVF 屋上	1	
4	外部電源切替盤（CS-9）	TVF建家内	TVF建家内	1	
5	圧縮機操作盤（LP86.1）	TVF建家内	TVF建家内	1	
6	外部電源切替盤（CS-14）	TVF建家内	TVF建家内	1	
7	脱湿器操作盤（LP86.3）	TVF建家内	TVF建家内	1	
8	分電盤（100Vコンセント用）	TVF建家内	TVF建家内	1	
9	可搬型ブロワ	TVF建家内	TVF建家内	1	
10	仮設配管（可搬型ブロワ用）	TVF建家内	TVF建家内	1式	

表 1-6 ガラス固化技術開発施設（TVF）における水素掃気機能の回復に係る有効性評価結果

●水素掃気機能の回復に係る有効性評価結果

作業番号	作業時間（分）
①仮設配管の接続	60
②移動式発電機から緊急電源接続盤への給電切替	30
③冷却塔及び二次冷却水ポンプの起動	30
④空気圧縮機の起動	20
⑤脱湿器の起動	20
⑥可搬型ブロワ，仮設配管及び既設配管の接続 及び可搬型ブロワの起動	120
合計	280

## 2. 漏えいに対する安全機能維持への対処

### 2.1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）

#### (1) はじめに

高放射性廃液貯蔵場（HAW）において、高放射性廃液貯槽の閉じ込め機能が喪失し、高放射性廃液が漏えいした場合、漏えいした高放射性廃液は、高放射性廃液貯蔵セル内に設置しているステンレス鋼製のドリップトレイに集められ、漏えい検知装置により検知できる設計となっている。

しかし、地震、津波等により全動力電源が喪失した場合は、可搬型セル内漏えい検知設備を用いて漏えいの有無を確認する必要がある。また、恒設の蒸気設備が停止しドリップトレイからの回収に使用するスチームジェットが使用できないことから、喪失した安全機能を代替する可搬型蒸気供給設備を用いてスチームジェットへ蒸気を供給し、漏えいした高放射性廃液を回収する（図 2-1-1）。

#### (2) 漏えい液回収に係る有効性評価（評価条件、評価方法）

蒸気及び純水の供給系統が機能喪失した状態で、遅延対策の事故対処に必要な最少人員で、必要な燃料及び水源を確保し、可搬型蒸気供給設備で中間貯槽を経由して漏えい液を他の高放射性廃液貯槽へ移送するとの想定で、漏えい液の回収対応に関する有効性評価（作業時間の測定）を実施した（表 2-1-1 及び図 2-1-2）。高放射性廃液の漏えい量は、液移送中の配管から 10 分間漏えいすることを想定し、 $2 \text{ m}^3$ とする（スチームジェットの送液能力： $10 \text{ m}^3/\text{h}$ ）。

漏えい液の回収対応に必要な主な可搬型設備を表 2-1-2 に示す。

また、本対処の有効性を確認するための作業完了までの目標時間として、高放射性廃液貯槽の温度管理値（ $60 \text{ }^\circ\text{C}$ 以下）を踏まえ、全量漏えいした廃液（初期温度  $35 \text{ }^\circ\text{C}$ ）の液温が  $55 \text{ }^\circ\text{C}$ に到達するまでの時間（2020 年 8 月 31 日時点での最短時間：21 時間）を設定した。

#### (3) 漏えい液回収に係る有効性評価の結果（作業時間の測定）

表 2-1-3 に示すとおり、可搬型蒸気供給設備の設置から回収した高放射性廃液の移送（計算値）までの時間は約 11 時間であり、設定した目標時間（21 時間）以内に漏えい液の回収対応を実施できることを確認した。



## 2.2 ガラス固化技術開発施設 (TVF)

### (1) はじめに

ガラス固化技術開発施設 (TVF) において、高放射性廃液を保有する貯槽の閉じ込め機能が喪失し、高放射性廃液が漏えいした場合、漏えいした高放射性廃液は、固化セル内に設置しているステンレス鋼製のドリップトレイに集められ、ドリップトレイに設置している漏えい検知装置により検知できる設計となっている。

しかし、地震、津波等により全動力電源が喪失した場合は、可搬型セル内漏えい検知設備を用いて漏えいの有無を確認する必要がある。また、恒設の蒸気設備が停止状態となり、ドリップトレイからの回収に使用するスチームジェットが使用できないことから、喪失した安全機能を代替する可搬型蒸気供給設備を用いてスチームジェットへ蒸気を供給し、漏えいした高放射性廃液を回収する (図 2-2-1)。

### (2) 漏えい液回収に係る有効性評価 (評価条件, 評価方法)

蒸気及び純水の供給系統が機能喪失した状態で、事故対処に必要な最少人員で、必要な燃料及び水源を確保し、可搬型蒸気供給設備で漏えい液を受入槽又は回収液槽へ移送するとの想定で、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) での漏えい液の回収対応に関する有効性 (可搬型蒸気供給設備の設置等共有する作業) を踏まえ評価した (図 2-2-2)。高放射性廃液の漏えい量は、液移送中の配管から 10 分間漏えいすることを想定し、 $2 \text{ m}^3$ とする (スチームジェットの送液能力:  $10 \text{ m}^3/\text{h}$ )。

漏えい液の回収対応に必要な主な可搬型設備を表 2-2-1 に示す。

また、本対処の有効性を確認するための作業完了までの目標時間として、受入槽等の温度管理値 ( $60 \text{ }^\circ\text{C}$ 以下) を踏まえ、全量漏えいした廃液 (初期温度  $35 \text{ }^\circ\text{C}$ ) の液温が  $55 \text{ }^\circ\text{C}$  に到達するまでの時間 (2020 年 8 月 31 日時点での 272V35 の廃液を受入、濃縮後の廃液での最短時間: 15 時間) を設定した。

### (3) 漏えい液回収に係る有効性評価の結果 (作業時間の測定)

表 2-2-2 に示すとおり、可搬型蒸気供給設備の設置から回収した高放射性廃液の移送 (計算値) までの時間は約 10 時間であり、設定した目標時間 (15 時間) 以内に漏えい液の回収対応を実施できることを確認した。

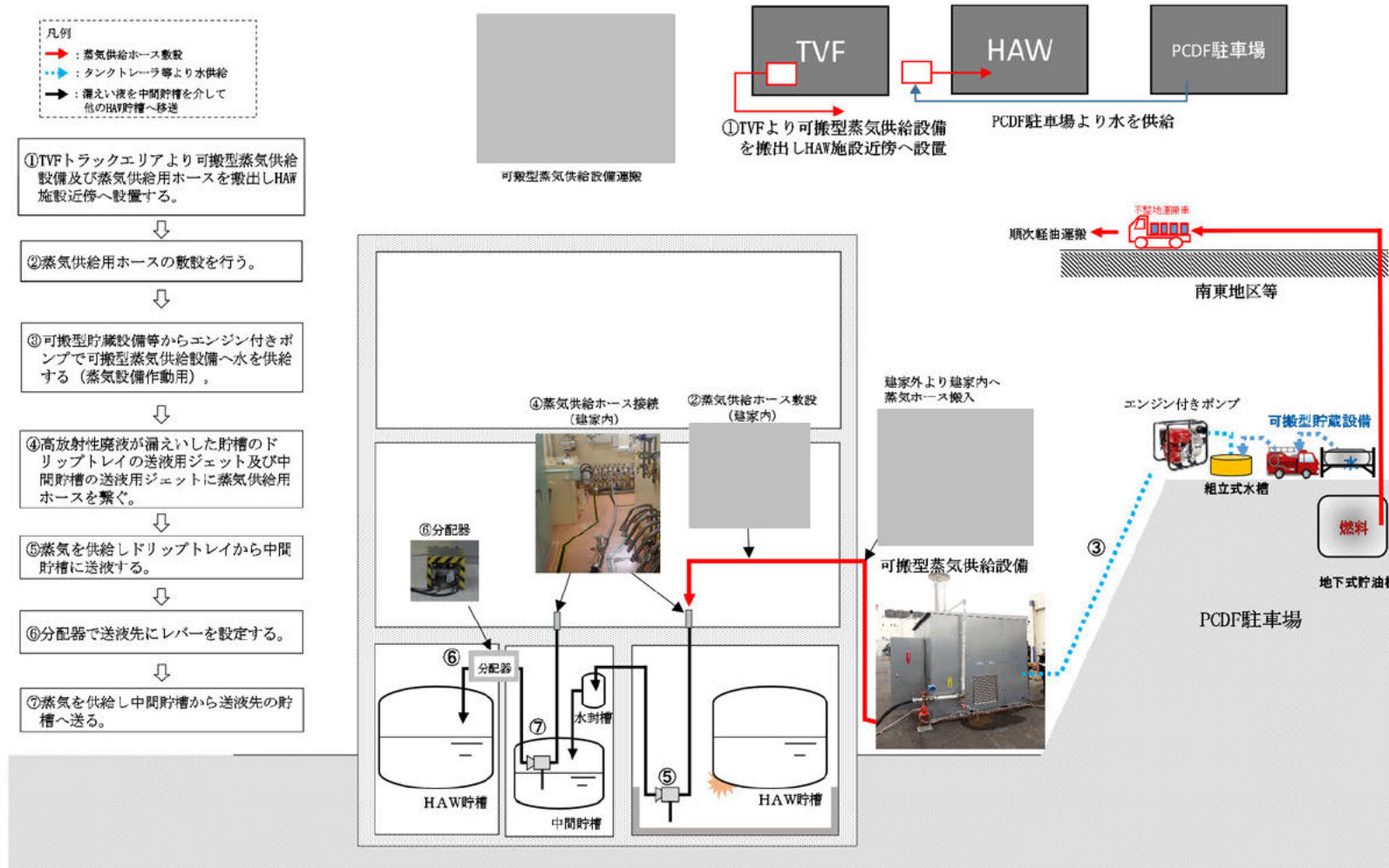


図 2-1-1 可搬型蒸気供給設備を使用した漏えい液の回収の概要（高放射性廃液貯蔵場）（HAW）

表 2-1-1 漏えい液の回収に係る有効性評価

項目	内容	備考
訓練内容	可搬型蒸気供給設備の敷設	
実施期間	令和2年10月19日（月）～令和2年10月22日（木）	
実施場所	ウラン貯蔵所周辺広場（屋外）	
対象者	日勤者6名	送液作業は日勤時間に実施するため。
評価項目	作業手順①②③の作業時間の確認	
想定状況と評価内容	未然防止対策の事故対処に必要な最少人員で、必要な燃料及び水源を確保し、漏えい液の回収に必要な可搬型蒸気設備の配備及び運転に要する時間を確認する。	

項目	内容	備考
訓練内容	漏えい液の回収に必要な蒸気供給系統の敷設	
実施期間	令和2年12月4日（金）、令和2年12月14日（月）	
実施場所	廊下室(G358), G355(電気室), A321(操作室), A322(換気フィルタ室)	
対象者	日勤者10名	送液作業は日勤時間に実施するため。
評価項目	作業手順④⑥の作業時間の確認	
想定状況と評価内容	未然防止対策の事故対処に必要な最少人員で、漏えい液の回収に必要な蒸気供給系統の確立、対処設備の操作に要する時間を確認する。	

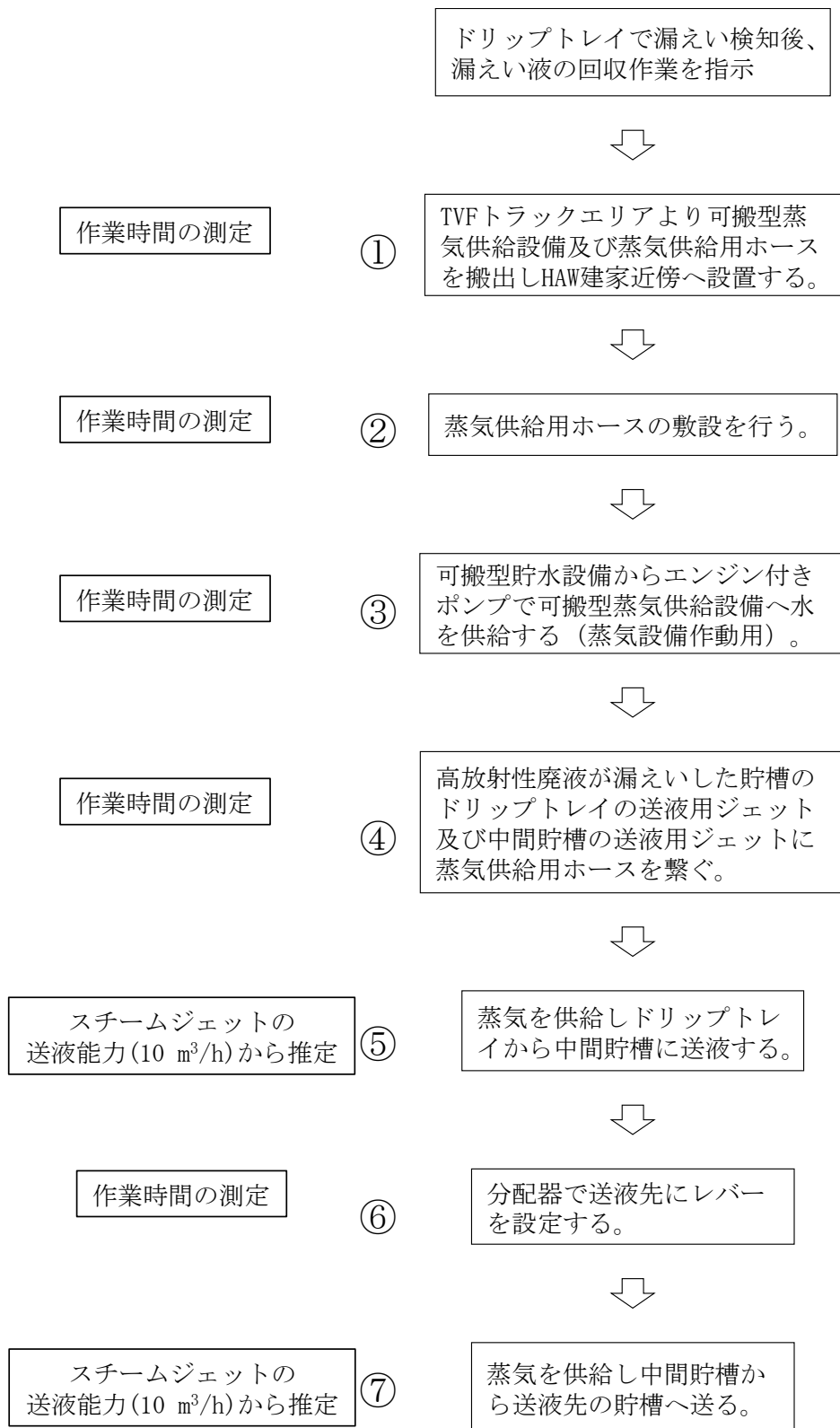


図 2-1-2 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における漏えい液の回収対応に係る有効性評価概要

表 2-1-2 漏えい液の回収に使用する主な可搬型設備（高放射性廃液貯蔵場（HAW））

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 （ドラム缶運搬用）	南東地区	PCDF駐車場※ <sup>1</sup> ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9本
2	可搬型蒸気供給設備	TVFトラックエリア	HAW外回り	1	使用圧力範囲：0.49 ～0.88 MPa
3	ディーゼル発電機	TVFトラックエリア	HAW外回り	1	三相4線200V 50 Hz
4	蒸気用ホース	HAW建家内	HAW外回り ～HAW建家内	4	Φ50 耐圧1.8 MPa 100 m（20 m×4本）
5	給水用ホース（消防ホース）	TVFトラックエリア	PCDF駐車場※ <sup>1</sup> ～HAW外回り	5	65 A 20 m（約100 m）
6	フレキシブルホース （燃料供給用）	TVFトラックエリア	HAW外回り	1	20 A
7	フレキシブルホース （アルカリ液ドレン用）	TVFトラックエリア	HAW外回り	1	10 A
8	エンジン付きポンプ	PCDF駐車場※ <sup>1</sup>	PCDF駐車場※ <sup>1</sup>	1	最大揚程：30 m 揚程：26 m（流量：12 m <sup>3</sup> /h時） 最大流量：60 m <sup>3</sup> /h （HAW屋上スラブEL18.7 m）
9	組立水槽	PCDF駐車場※ <sup>1</sup>	PCDF駐車場※ <sup>1</sup>	1	容量：5 m <sup>3</sup>

※<sup>1</sup> PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

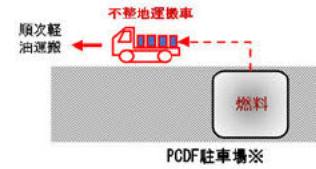
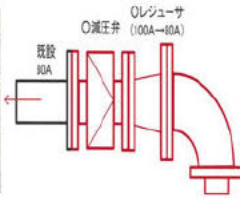
表 2-1-3 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における漏えい液の回収に係る有効性評価結果

作業番号	作業時間 (分)
①可搬型蒸気設備の設置	120
②蒸気供給設備の設置	300
③可搬型蒸気供給設備への水の供給	30
④蒸気供給ラインの確立	120
⑤ドリフトレイから中間貯槽への送液 (スチームジェットの送液能力10 m <sup>3</sup> /hより推定)	12
⑥分配器の切替	30
⑦中間貯槽から供給先貯槽への送液 (スチームジェットの送液能力10 m <sup>3</sup> /hより推定)	12
合計	624

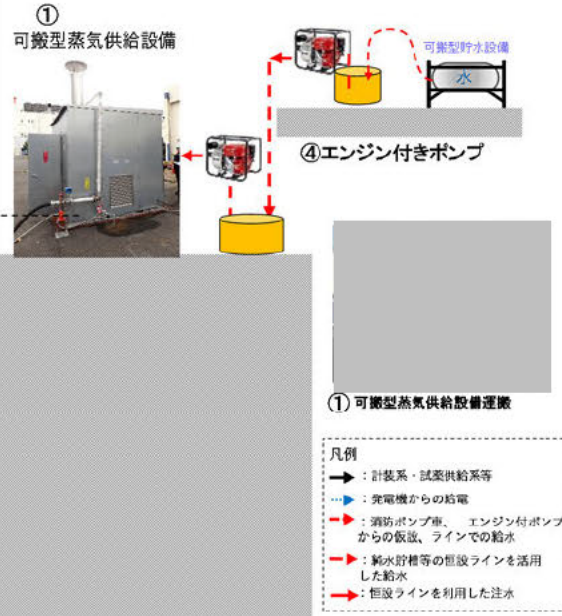
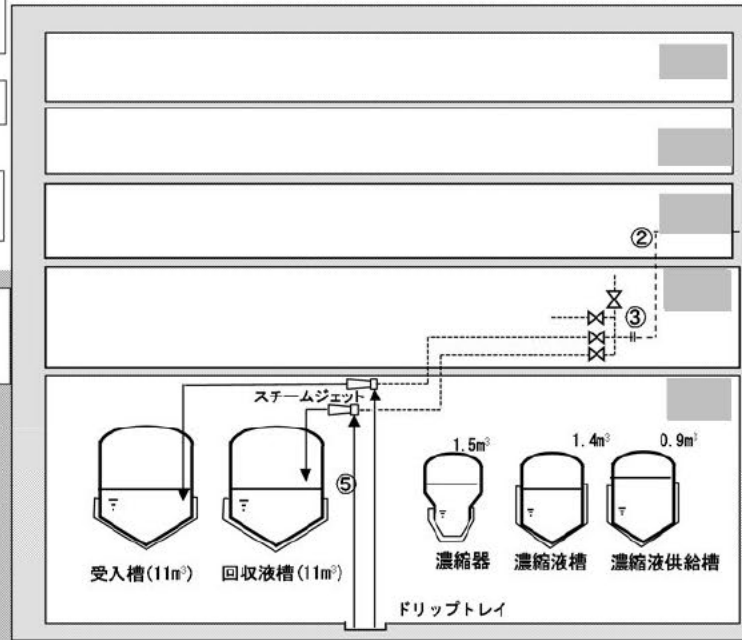
② 蒸気供給ホース敷設経路



③ 蒸気供給用ホース接続口



- ① TVFトラックエリアより可搬型蒸気供給設備及び蒸気供給用ホースを搬出しTVF施設近傍へ設置
- ↓
- ② 蒸気供給用ホースの敷設
- ↓
- ③ TVF施設内に、蒸気供給用配管を敷設し、既設配管に接続
- ↓
- ④ タンクトレーラ等からエンジン付きポンプで可搬型蒸気供給設備へ水を供給 (蒸気設備作動用)
- ↓
- ⑤ 蒸気を供給しドリフトレイから受入槽又は回収液槽に送液



※PCDF 駐車場：プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場

図 2-2-1 可搬型蒸気供給設備を使用した漏えい液の回収の概要 (ガラス固化技術開発施設 (TVF))



## ●漏えい液の回収作業手順

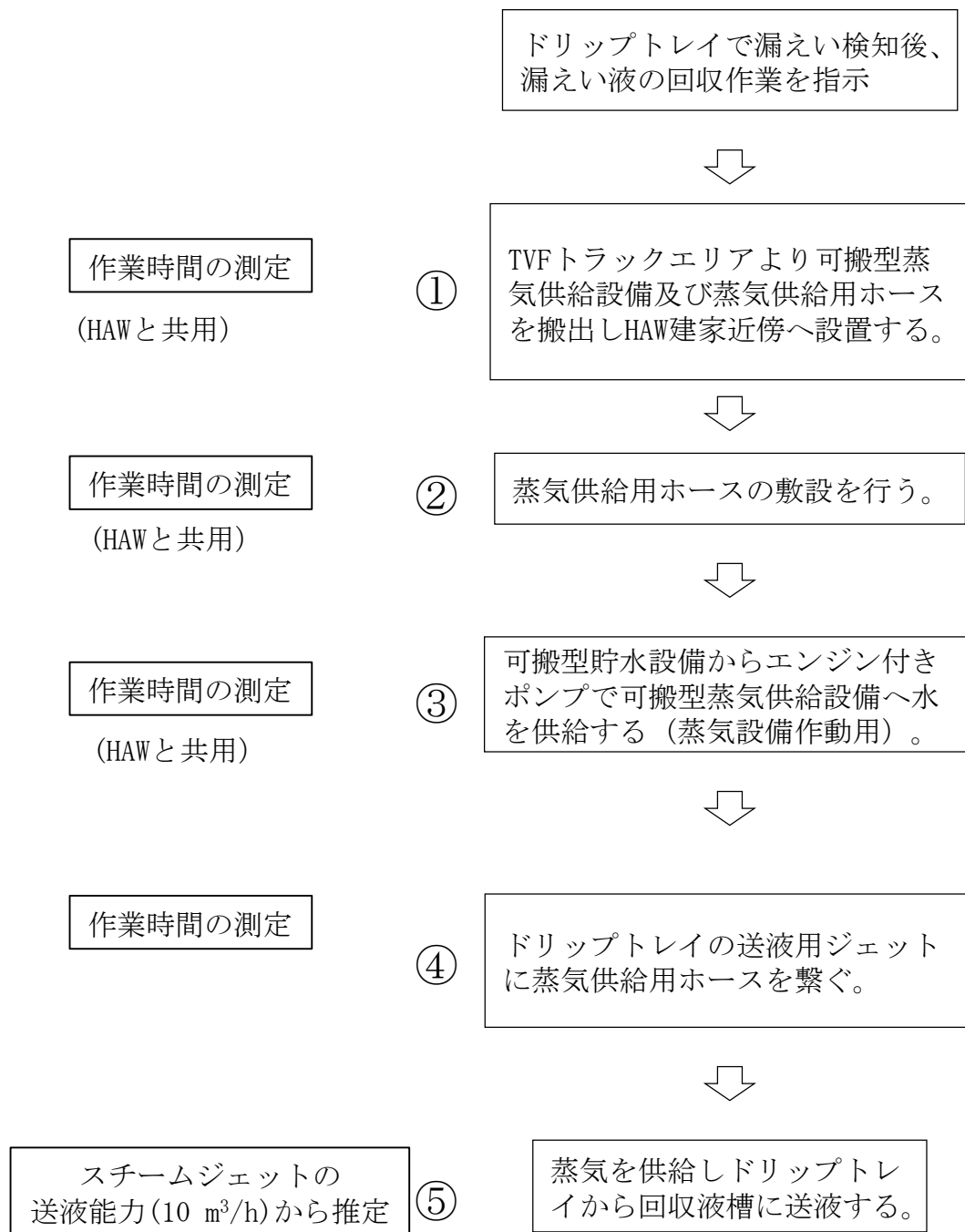


図 2-2-2 ガラス固化技術開発施設（TVF）における漏えい液の回収対応に係る有効性評価概要



表 2-2-1 漏えい液の回収に使用する主な可搬型設備（ガラス固化技術開発施設（TVF））

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 （ドラム缶運搬用）	南東地区	PCDF駐車場※1 ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9本
2	可搬型蒸気供給設備	TVFトラックエリア	TVF外回り	1	使用圧力範囲：0.49～ 0.88MPa
3	ディーゼル発電機	TVFトラックエリア	TVF外回り	1	三相4線200V 50Hz
4	蒸気用ホース	TVF建家内	TVF外回り ～TVF建家内	4	Φ50 耐圧1.8MPa 100 m（20 m×4本）
5	給水用ホース（消防ホース）	TVFトラックエリア	PCDF駐車場※1 ～TVF外回り	5	65A 20 m（約100 m）
6	フレキシブルホース （燃料供給用）	TVFトラックエリア	TVF外回り	1	20A
7	フレキシブルホース （アルカリ液ドレン用）	TVFトラックエリア	TVF外回り	1	10A
8	エンジン付きポンプ	PCDF駐車場※1	PCDF駐車場※1	1	最大揚程：30 m 揚程：26 m（流量：12 m <sup>3</sup> /h時） 最大流量：60 m <sup>3</sup> /h （HAW屋上スラブEL18.7 m）
9	組立水槽	PCDF駐車場※1	PCDF駐車場※1	1	容量：5 m <sup>3</sup>

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

表 2-2-2 ガラス固化技術開発施設 (TVF) における漏えい液の回収に係る有効性評価結果

作業番号	作業時間 (分)
①可搬型蒸気設備の設置	120
②蒸気供給設備の設置	300
③可搬型蒸気供給設備への水の供給	30
④蒸気供給ラインの確立	120
⑤ドリフトレイから回収液槽への送液 (スチームジェットの送液能力10 m <sup>3</sup> /hより推定)	12
合計	582

ガラス固化体保管ピットの強制換気のための対応

## ○ガラス固化体保管ピットの強制換気のための対応

事故対応として実施するガラス固化体保管ピットの強制換気への対応に対して安全機能維持を図る。それぞれの対応について有効性評価を行った。

### 1. はじめに

ガラス固化技術開発施設（TVF）では、地震、津波等により恒設の電源設備からの給電が停止し全動力電源喪失した場合においても、ガラス固化体の崩壊熱除去機能を維持するため、ガラス固化体保管設備を強制換気に復旧し、再処理事業指定申請書に記載の保管セルの除熱能力（505000 kcal/h：60000 m<sup>3</sup>/h）を確保する。このため、既設の建家及びセル換気系送排風機（図 1-1）に、移動式発電機から給電を受けることを可能とするため、新たにプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に必要な容量を有する移動式発電機及び移動式発電機からの給電を受けるための電源接続盤等を令和 4 年 2 月までに設置する（図 1-2）。

自然通風換気状態でガラス固化体の中心温度が固化ガラスの制限値（485℃：ガラスの失透温度が 500℃±15℃であることから安全側に 485℃を制限値とする。）や、保管セルの天井コンクリート温度が「使用済燃料貯蔵施設規格コンクリートキャスク、キャニスタ詰替装置及びキャニスタ輸送キャスク構造規格」が定める事故時の一般部分の温度制限値（175℃）に達するまでに、移動式発電機から建家及びセル換気系送排風機へ給電する。

これら事故対応に係る有効性評価については、令和 4 年 2 月頃の移動式発電機等配備後に手順書を整備し、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地盤改良工事の進捗状況を踏まえて、訓練を通じて影響の有無を確認する。

### 2. 対応の考え方

事故対応の基本として、最も優先すべきは高放射性廃液の蒸発乾固に係る未然防止対策及び遅延対策であり、これらの対策を実施した後、ガラス固化体保管ピットの強制冷却を実施する。

ガラス固化体保管ピットの強制冷却に使用する設備は、新たにプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する移動式発電機、ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 3 階に設置する電源接続盤及び電源切替盤であり、蒸発乾固に係る対策に使用する設備と重複することは無く、干渉しない。

また、保管ピットの強制換気に使用する移動式発電機は、蒸発乾固対策の未然防止対策①で使用する移動式発電機と同様の操作であり、蒸発乾固対策で参集する要員で操作は可能である。

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟 3 階に設置する電源接続盤及び電

源切替盤の操作については、既設の建家及びセル換気系送排風機の運転切替と同様の操作であり、これらの手順を参考に模擬操作訓練を実施し、問題なく実施が可能であることを確認した（表 2-1）。ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟内での操作要員は 5 名を想定しており、ガラス固化処理運転中以外は常駐する 3 名に加え、事故対処で参集した要員により対応は可能と考えている（図 2-1, 2-2, 表 2-2, 2-3）。

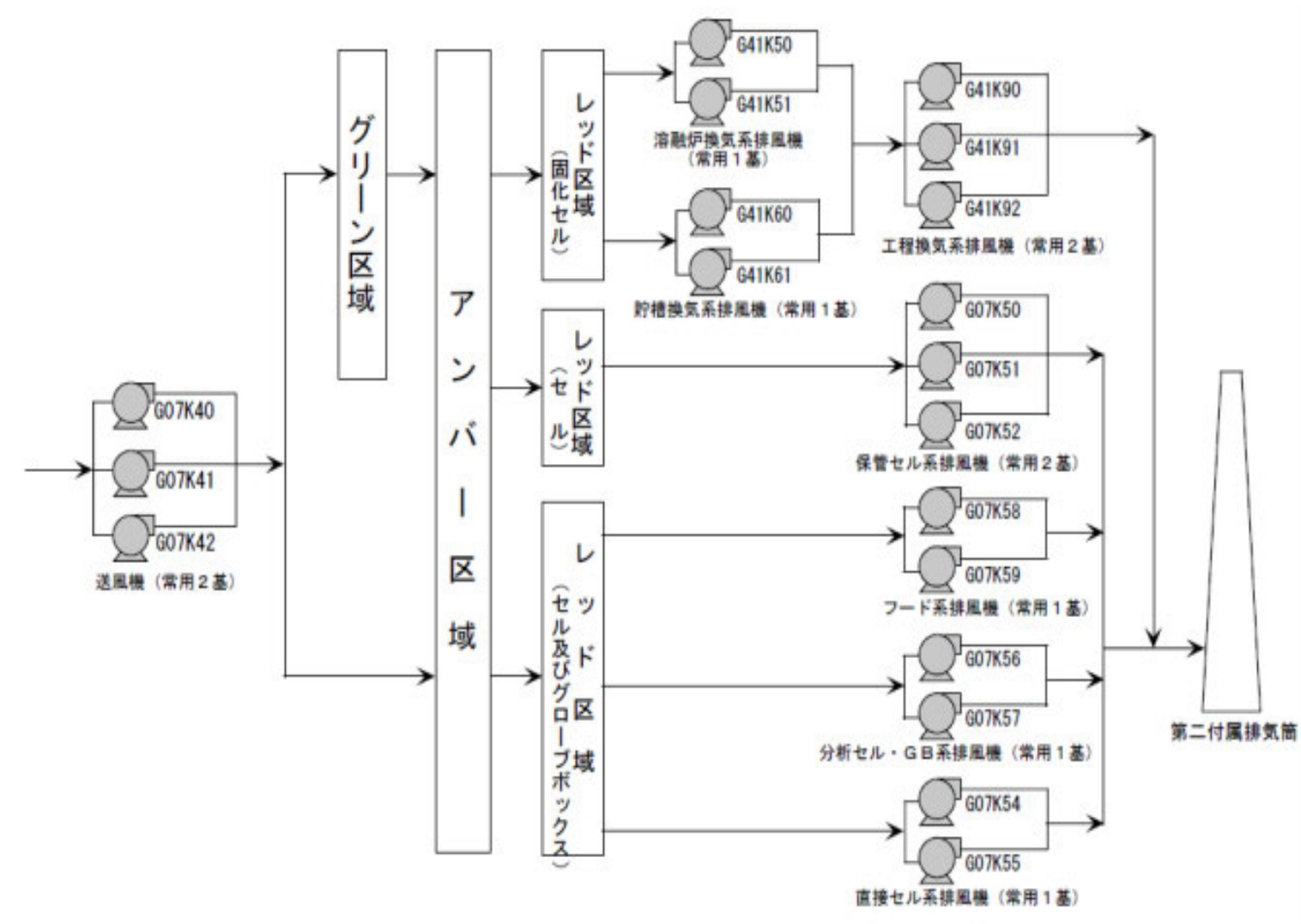
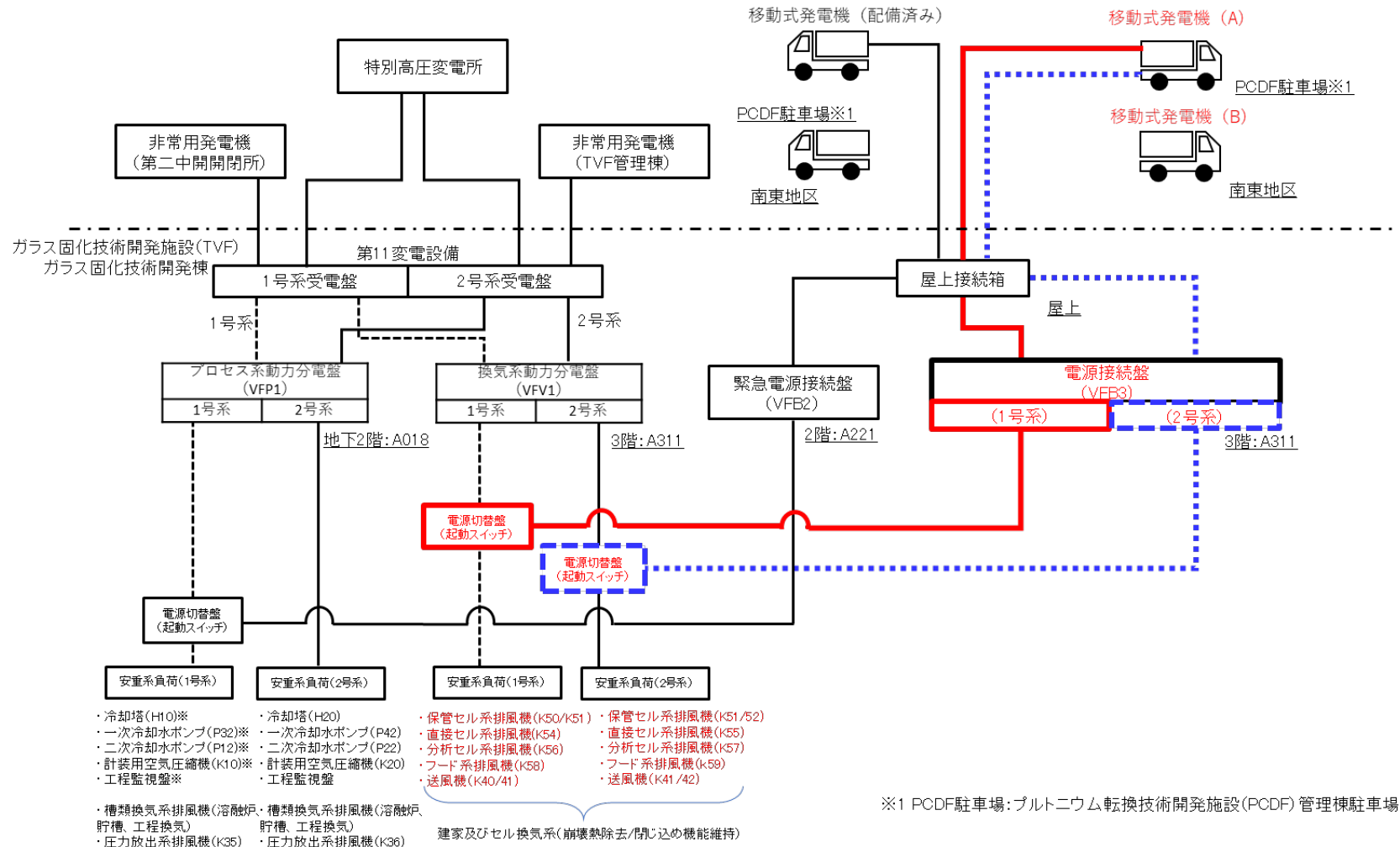


図 1-1 建家及びセル換気系排風機系統図



※ 緊急安全対策で給電対象とした機器

図 1-2 移動式発電機からの電源系統図

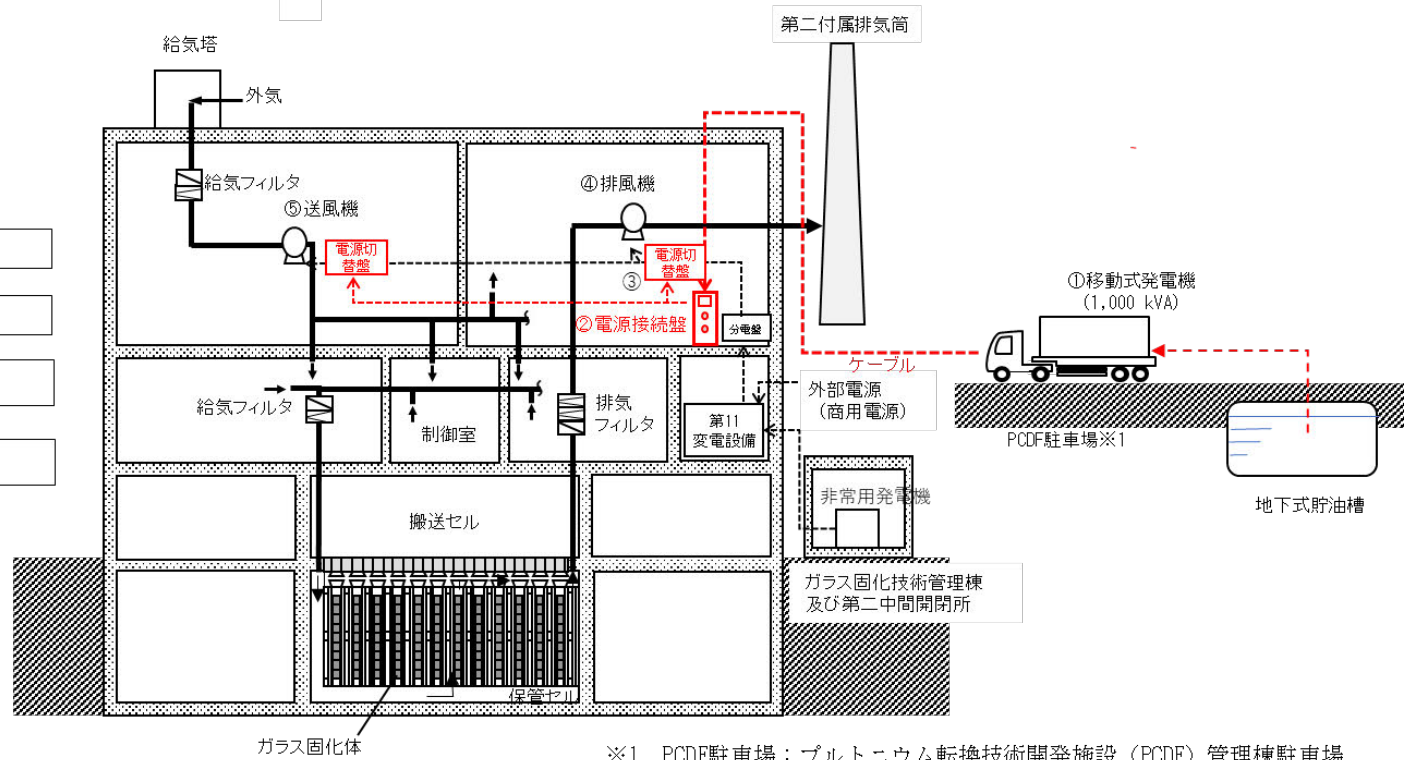
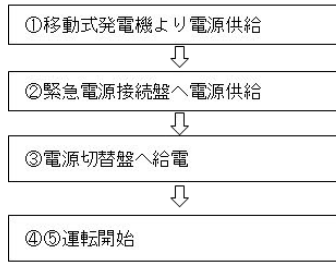
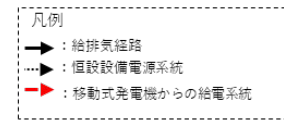
① 移動式発電機(既設同等)



③ 電源切替盤(想定)



④ 排風機



※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

図 2-1 移動式発電機からの給電





ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟2階



ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟1階



ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟3階

今後設置予定

	機器名称
①	電源接続盤 電源接続盤
②	電源切替盤 (1) 電源接続盤 (G07K50用)
③	電源切替盤 (2) 電源接続盤 (G07K51用)
④	電源接続盤 (G07K52用)
⑤	電源接続盤 (G07K54用)
⑥	電源接続盤 (G07K55用)
⑦	電源切替盤 (1) 電源接続盤 (G07K56用)
⑧	電源接続盤 (G07K57用)
⑨	電源接続盤 (G07K58用)
⑩	電源接続盤 (G07K59用)
⑪	電源接続盤 (G07K40用)
⑫	電源切替盤 (2) 電源接続盤 (G07K41用)
⑬	電源切替盤 (1) 電源接続盤 (G07K42用)

図 2-2 移動式発電機からの給電（アクセスルート）

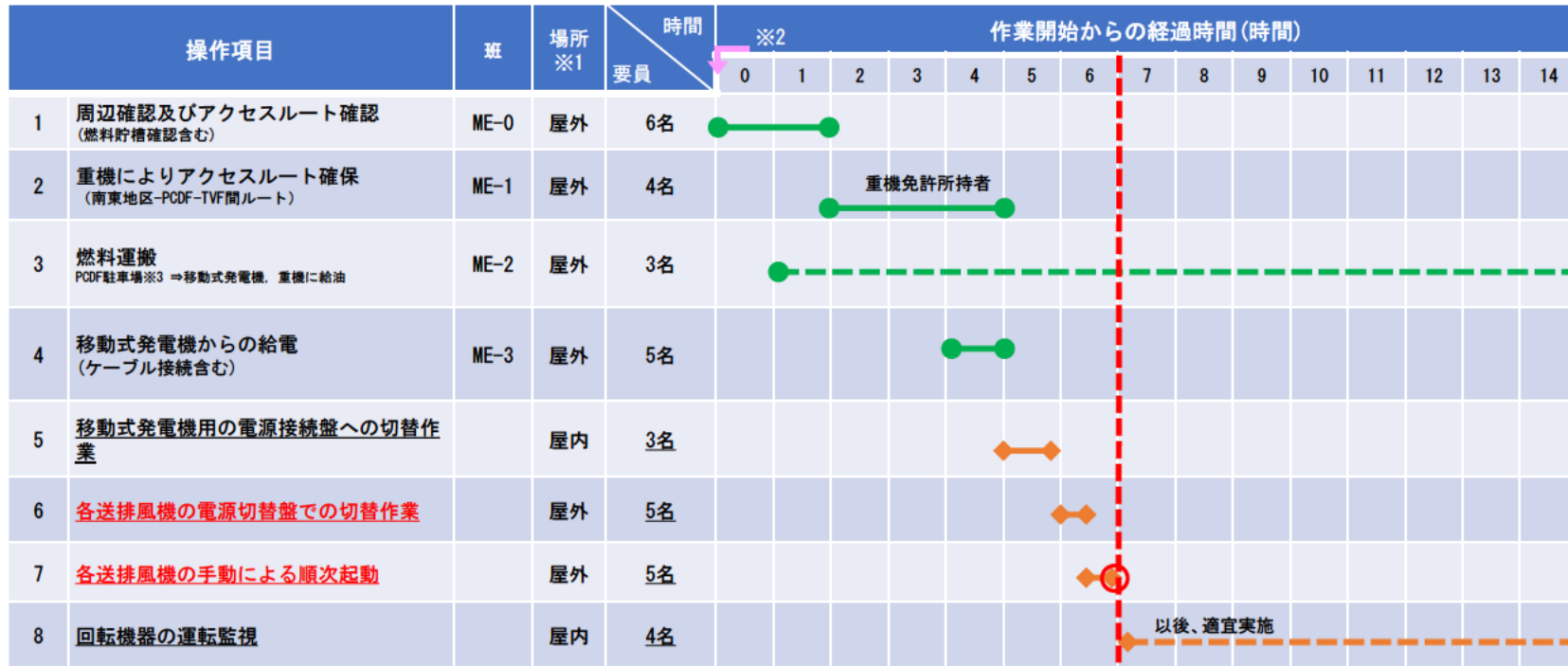
表 2-1 移動式発電機からの給電（訓練実績整理表）

操作項目		分類	訓練実績 有無	実績等により 推定可能	訓練により 確認	備考
1	周辺確認及びアクセスルート確認 (燃料貯槽確認含む)	給電	×	○	×	
2	重機によりアクセスルート確保 (南東地区-PCDF駐車場※1-TVF間ルート)	給電	×	○	×	重機操作訓練(R2.7.28)の実績から所要時間等を 推定可能
3	燃料運搬 PCDF駐車場※1⇒移動式発電機、重機に給油	給油	○	○	×	可搬型貯水設備が配備され次第、手順書の整 備及び要素訓練を実施予定
4	移動式発電機からの給電 (ケーブル接続含む)	給電	○	○	×	訓練実績(R元.6.27)があるため、要素訓練は不要
5	移動式発電機用の電源接続盤への切替作業	給電	○	○	×	
6	各送排風機の電源切替盤での切替作業	給電	○	○	×	
7	各送排風機の手動による順次起動	給電	○	○	×	
8	回転機器の運転監視	給電	○	○	×	

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

下線はTVF交代勤務者対応

表 2-2 移動式発電機からの給電 (タイムチャート)



冷却開始  
(準備時間:約6時間00分)

凡例

- : 屋外対応
- ◆——◆ : 屋内対応
- : 屋外継続
- ◆-----◆ : 屋内継続
- ◆⊕◆ : 冷却開始

※1 制御室における復旧活動はない。  
 ※2 事象発生後、約10時間後を想定  
 ※3 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場

下線はTVF交代勤務者対応

表 2-3 主な可搬型設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	移動式発電機	PCDF駐車場※1	PCDF駐車場※1	1	出力：1000 kVA

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

下線はTVF交代勤務者対応

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

## 1. 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価

高放射性廃液は、全動力電源喪失により崩壊熱除去機能を喪失し、蒸発乾固に至るおそれが発生したとしても未然防止対策及び遅延対策により崩壊熱除去機能を維持できることから、高放射性廃液の沸騰には至らないが、仮に高放射性廃液貯槽において高放射性廃液の沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行う。

仮に崩壊熱除去機能が喪失した場合には、高放射性廃液の温度が崩壊熱により上昇し、沸騰に至った場合には、液相中の気泡が液面で消失する際に発生する飛まつが放射性エアロゾルとして蒸気と共に気相中に移行することで、大気中へ放出される放射性物質の量が増大する。高放射性廃液貯蔵場(HAW)において、仮に沸騰に至った場合のセシウム-137 換算放出量の評価を以下に示す。

### 1.1 評価条件

高放射性廃液の沸騰時の大気中への放射性物質の放出量の評価は、高放射性廃液貯槽が保有する放射性物質質量に対して、気相中に移行する放射性物質の割合、大気中への放出経路における低減割合を乗じて算出する。沸騰時の放出システムの概要図を図 1-1-1 に、放射性物質の大気放出過程を図 1-1-2 にそれぞれ示す。

また、評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中へ放出された放射性物質の放出量(セシウム-137 換算)を算出する。セシウム-137 への換算係数は、IAEA-TECDOC-1162 に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数について、セシウム-137 と着目核種との比から算出する。ただし、一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じて算出する。

#### (1) 高放射性廃液の液量及び密度

高放射性廃液貯槽が内包する溶液の貯蔵量及び密度(2020年8月31日時点)を表 1-1-1 に示す。

#### (2) 放射エネルギー

「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」と同様。また、高放射性廃液に含まれる Cm-244 の自発核分裂により発生する I-131 (272V31~V35 の合計  $2.95 \times 10^{-2}$  GBq/日) を考慮する。

### (3) 沸騰継続時間

評価期間は 7 日間とし、沸騰継続時間は 7 日間(168 時間)から各貯槽の沸騰到達時間を減じた値とする。

## 1.2 評価方法

対象貯槽ごとに崩壊熱除去機能が喪失してから 7 日後までの主排気筒からの放出量（セシウム-137 換算）を評価する。

### (1) 蒸発蒸気量の算出

各貯槽の核種ごとの放射能(Bq)に比発熱率(W/Bq)を乗じたものの総和を求め、合計発熱率(W)を算出する。合計発熱率に沸騰継続時間(s)を乗じて求めた総発熱量(J)を蒸発潜熱(J/kg)で除して、蒸発蒸気重量(kg)を算出する。蒸発蒸気重量を密度(kg/m<sup>3</sup>)で除して、蒸発蒸気量(m<sup>3</sup>)を算出する。

#### ○蒸発蒸気量の算出式

$$\begin{aligned} \text{蒸発蒸気量(m}^3\text{)} &= \Sigma (\text{核種ごとの放射能(Bq)} \times \text{比発熱率(W/Bq)}) \\ &\quad \times \text{沸騰継続時間(s)} \div \text{蒸発潜熱(J/kg)} \div \text{廃液の密度(kg/m}^3\text{)} \end{aligned}$$

### (2) 放出量の算出

各貯槽内の核種ごとの放射能(Bq)を貯蔵量(m<sup>3</sup>)で除して求めた放射能濃度(Bq/m<sup>3</sup>)に、蒸発蒸気量、気相への移行率、放出経路低減割合(-)を乗じて、放出放射能(Bq)を算出する。

#### ○建家からの放出量評価式

$$\begin{aligned} \text{放出放射能(Bq)} &= \text{放射能(Bq)} \div \text{貯蔵量(m}^3\text{)} \times \text{蒸発蒸気量(m}^3\text{)} \\ &\quad \times \text{気相への移行率} \times \text{放出経路低減割合(-)} \end{aligned}$$

評価に用いる係数は以下のとおり。

- ・ 蒸発潜熱： $2.1 \times 10^6$  (Ws/kg) (「伝熱工学資料改訂第 5 版<sup>[1]</sup>」より (硝酸の沸点の最大が 121.9 °C<sup>[2]</sup>であることから 130°Cの水の蒸発潜熱を基に保守側に設定))
- ・ 気相への移行率： $5 \times 10^{-5}$  <sup>[3]</sup> (ただし I-131 は揮発性を考慮し 1 に設定)
- ・ 放出経路低減割合(-): 0.001

フィルタによる放射性エアロゾルの除染係数は、100 とする(フィルタ 2 段。湿分による除去性能の低下を考慮し、DF10/段としてフィルタ DF100 を設定)。

放出経路構造物への沈着による放射性エアロゾルの除染係数は、10<sup>[4]</sup>とする。  
ただし、I-131の放出経路低減割合は揮発性を考慮し1に設定。

(3) 放出量（セシウム-137換算）の算出

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。

セシウム換算係数は、次の式により算出する。

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

$ST_{Cs137}$  : セシウム-137換算放出量(Bq)

$ST_i$  : 放射性物質 i の放出量(Bq)<sup>[5]</sup>

$CF_{4Cs137}$  : 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/m<sup>2</sup>)<sup>[6]</sup>

$CF_{4i}$  : 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/m<sup>2</sup>)<sup>[6]</sup>

$C_i$  : 放射性物質 i の吸入タイプを考慮した補正係数

吸入タイプを考慮した補正は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量係数を、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第八号）に規定された化学形等の範囲に適合させるために行う。

吸入タイプに係る補正は、内部被ばくを対象としたものであることから、実効線量の換算係数の内訳である外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数を求め、これらを比較して内部被ばくに係る係数が外部被ばくに係る係数に比べて十分大きい場合に、吸入タイプを考慮した補正を行う。

外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数は、IAEA-TECDOC-1162に記載されたデータに基づき、セシウム-137放出量の算出に用いる係数 $CF_4$ の内訳となる $CF_3$ 、 $CF_2$ 及び再浮遊係数から求め、両者の比から補正係数の考慮の有無を評価する。



補正係数の算出は、次のとおり。

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

$$H_{IAEA, i} = CF2i/R$$

ここで、

$H_{ICRP, i}$  : 放射性核種  $i$  の ICRP PuB. 72 の吸入摂取換算係数 (mSv/Bq) <sup>[7]</sup>

$CF2i$  : 放射性核種  $i$  の IAEA-TECDOC-1162 の係数 [(mSv/h)/(kBq/m<sup>3</sup>)] <sup>[6]</sup>

$R$  :  $CF2$  の算出で使用されている呼吸率 1.5 (m<sup>3</sup>/h) <sup>[6]</sup>

### 1.3 評価結果

仮に高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行った。崩壊熱除去機能の喪失が 7 日間継続した場合の放出量 (セシウム-137 換算) は約 0.008 TBq である。評価結果を表 1-3-1 に示す。

### 2. 参考文献

- [1] 「伝熱工学資料改訂第 5 版」日本機械学会. 2009. 5
- [2] 「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」JAEA-Review 2008-037
- [3] 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ. 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. 2014-02
- [4] 「Sitting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities」, ORNL-4451, 1970
- [5] 「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認」JNC TN8410 99-002
- [6] IAEA-TECDOC-1162 「Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency」
- [7] ICRP Publication72 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5」1996

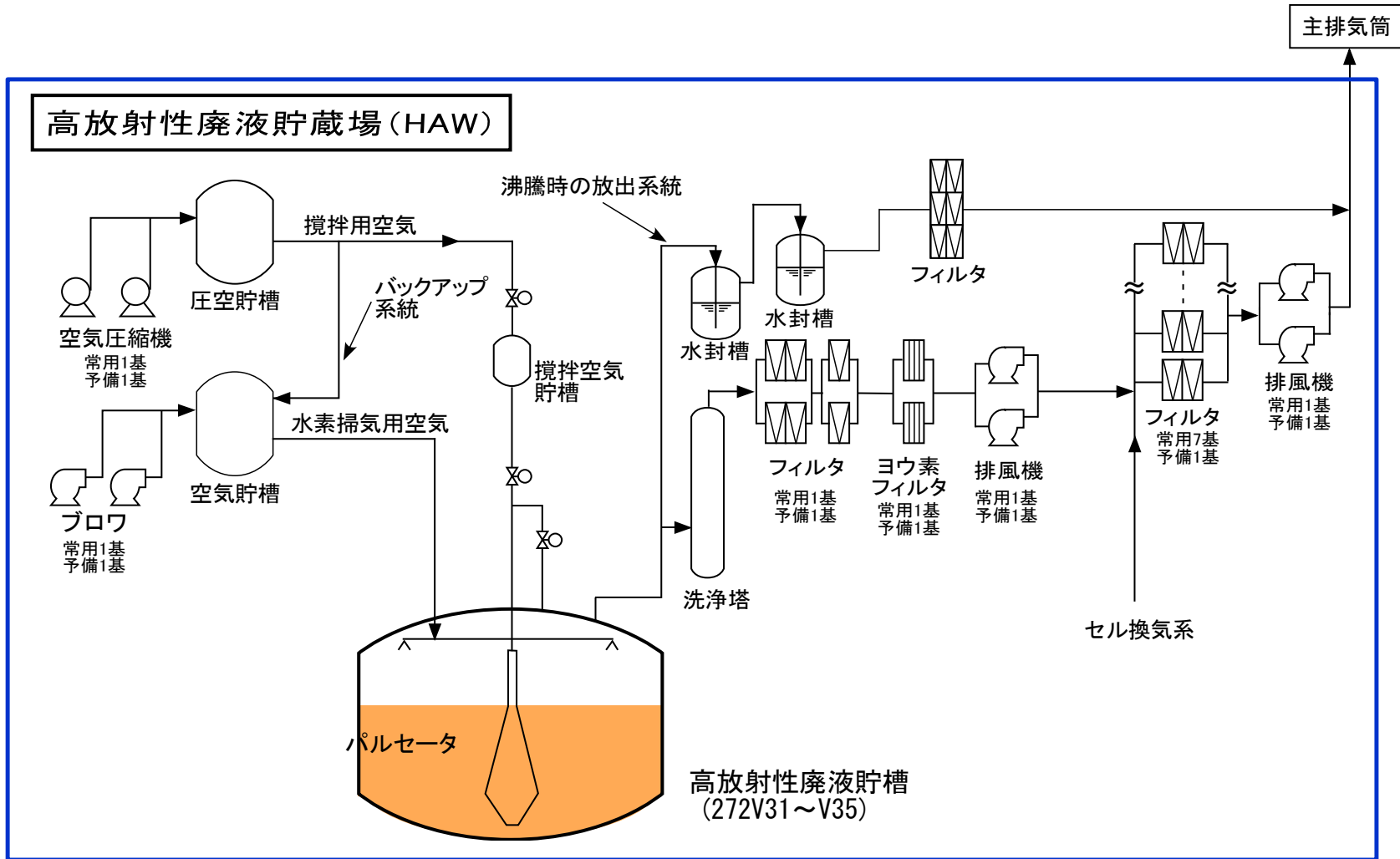


図 1-1-1 沸騰時の放出系統の概要図

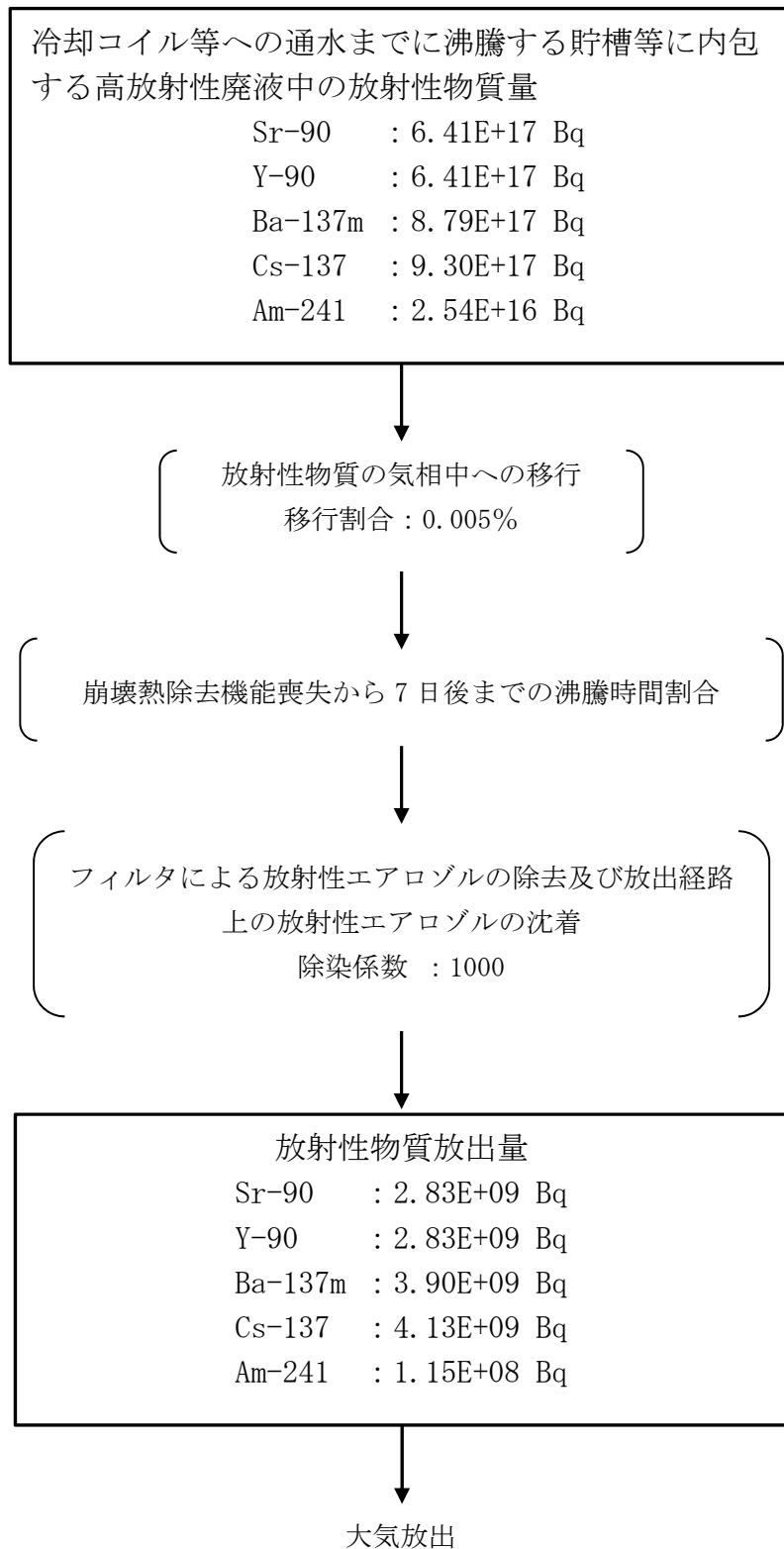


図 1-1-2 放射性物質の大気放出過程

表 1-1-1 各貯槽の液量及び密度 (2020 年 8 月 31 日時点)

貯槽	液量[m <sup>3</sup> ]	密度[kg/m <sup>3</sup> ]
272V31	55.0	1203
272V32	65.6	1211
272V33	69.2	1249
272V34	74.9	1228
272V35	71.6	1244

表 1-3-1 仮に沸騰に至った場合の大気中への放射性物質の放出量  
(セシウム-137 換算)

貯槽	放出量 [Bq] (セシウム-137換算)
272V31	6.63E+08
272V32	2.19E+09
272V33	4.83E+08
272V34	1.81E+09
272V35	2.54E+09
合計	7.69E+09

ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟に  
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

## 1. 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価

沸騰の未然防止対策、遅延対策により崩壊熱除去機能を維持できることから沸騰には至らないが、仮にガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽等（受入槽、回収液槽、濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽）において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行う。

仮に崩壊熱除去機能が喪失した場合には、高放射性廃液の温度が崩壊熱により上昇し、沸騰に至った場合には、液相中の気泡が液面で消失する際に発生する飛まつが放射性エアロゾルとして蒸気と共に気相中に移行することで、大気中へ放出される放射性物質の量が増大する。ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟において、仮に沸騰に至った場合のセシウム-137 換算放出量の評価を以下に示す。

### 1.1 評価条件

ガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽等が保有するインベントリは、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の最もインベントリが大きい高放射性廃液貯槽（272V35）の高放射性廃液を受け入れた場合を想定する。高放射性廃液の沸騰時の大気中への放射性物質の放出量の評価は、受入槽等が保有する放射性物質質量に対して、気相中に移行する放射性物質の割合、大気中への放出経路における低減割合を乗じて算出する。放出系統の概要図を図 1-1-1 に、放射性物質の大気放出過程を図 1-1-2 にそれぞれ示す。

また、評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中へ放出された放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算出する。セシウム-137 への換算係数は、IAEA-TECDOC-1162 に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数について、セシウム-137 と着目核種との比から算出する。ただし、一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じて算出する。

#### (1) 高放射性廃液の貯蔵量，密度

受入槽等及び溶融炉が内包する溶液の液量（表 1-1-1，1-1-2）及び密度（R2.8.31 時点の高放射性廃液貯槽 272V35 の値（表 1-1-1）から算出）を表 1-1-2 に示す。

## (2) 放射エネルギー

「添四別紙 1-1-2 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」と同様。また、高放射性廃液に含まれる Cm-244 の自発核分裂により発生する I-131 (272V35 の値  $8.06 \times 10^{-3}$  GBq/日) を考慮する。

## (3) 沸騰継続時間

評価期間は 7 日間とし、沸騰継続時間は 7 日間(168 時間)から各貯槽の沸騰到達時間を減じた値とする。

## 1.2 評価方法

受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失してから 7 日後までの第二付属排気筒からの放出量(セシウム-137 換算)を評価する。

### (1) 蒸発蒸気量の算出

各貯槽の核種ごとの放射能(Bq)に比発熱率(W/Bq)を乗じたものの総和を求め、合計発熱率(W)を算出する。合計発熱率に沸騰継続時間(s)を乗じて求めた総発熱量(J)を蒸発潜熱(J/kg)で除して、蒸発蒸気重量(kg)を算出する。蒸発蒸気重量を密度( $\text{kg}/\text{m}^3$ )で除して、蒸発蒸気量( $\text{m}^3$ )を算出する。

#### ○蒸発蒸気量の算出式

$$\text{蒸発蒸気量}(\text{m}^3) = \Sigma (\text{核種ごとの放射能}(\text{Bq}) \times \text{比発熱率}(\text{W}/\text{Bq})) \times \text{沸騰継続時間}(\text{s}) \div \text{蒸発潜熱}(\text{J}/\text{kg}) \div \text{廃液の密度}(\text{kg}/\text{m}^3)$$

### (2) 放出量の算出

各槽内の核種ごとの放射能(Bq)を貯蔵量( $\text{m}^3$ )で除して求めた放射能濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )に、蒸発蒸気量、気相への移行率、放出経路低減割合(-)を乗じて、放出放射エネルギー(Bq)を算出する。

#### ○建家からの放出量評価式

$$\text{放出放射エネルギー}(\text{Bq}) = \text{放射能}(\text{Bq}) \div \text{貯蔵量}(\text{m}^3) \times \text{蒸発蒸気量}(\text{m}^3) \times \text{気相への移行率} \times \text{放出経路低減割合}(-)$$

評価に用いる係数は以下のとおり

- ・ 蒸発潜熱： $2.1 \times 10^6$  (Ws/kg) (「伝熱工学資料改訂第5版<sup>[1]</sup>」より(硝酸の沸点の最大が  $121.9 \text{ }^\circ\text{C}$ <sup>[2]</sup>であることから  $130^\circ\text{C}$ の水の蒸発潜熱を基に保守側に設定)
- ・ 気相への移行率： $5 \times 10^{-5}$ <sup>[3]</sup> (ただし I-131 は揮発性を考慮し 1 に設定)
- ・ 放出経路低減割合(-)：0.00001

フィルタによる放射性エアロゾルの除染係数は、10000 とする(フィルタ 4 段。湿分による除去性能の低下を考慮し、DF10/段として設定)。

放出経路構造物への沈着による放射性エアロゾルの除染係数は、 $10$ <sup>[4]</sup>とする。

ただし、I-131 の放出経路低減割合は揮発性を考慮し 1 に設定。

### (3) 放出量 (セシウム-137 換算) の算出

セシウム-137 換算係数は、国際原子力機関 IAEA の 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。

セシウム-137 換算係数は、次の式により算出する。

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

$ST_{Cs137}$  : セシウム-137 換算放出量(Bq)

$ST_i$  : 放射性物質 i の放出量(Bq)<sup>[5]</sup>

$CF_{4Cs137}$  : 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/m<sup>2</sup>)<sup>[6]</sup>

$CF_{4i}$  : 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/m<sup>2</sup>)<sup>[6]</sup>

$C_i$  : 放射性物質 i の吸入タイプを考慮した補正係数



吸入タイプを考慮した補正は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量係数を、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第八号）に規定された化学形等の範囲に適合させるために行う。

吸入タイプに係る補正は、内部被ばくを対象としたものであることから、実効線量の換算係数の内訳である外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数を求め、これらを比較して内部被ばくに係る係数が外部被ばくに係る係数に比べて十分大きい場合に、吸入タイプを考慮した補正を行う。

外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数は、IAEA-TECDOC-1162 に記載されたデータに基づき、セシウム-137 放出量の算出に用いる係数  $CF_4$  の内訳となる  $CF_3$ 、 $CF_2$  及び再浮遊係数から求め、両者の比から補正係数の考慮の有無を評価する。

補正係数の算出は、次のとおり。

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

$$H_{IAEA, i} = CF_2 i / R$$

ここで、

$H_{ICRP, i}$  : 放射性核種  $i$  の ICRP PuB. 72 の吸入摂取換算係数 (mSv/Bq) <sup>[7]</sup>

$CF_2 i$  : 放射性核種  $i$  の IAEA-TECDOC の係数 [(mSv/h) / (kBq/m<sup>3</sup>)] <sup>[6]</sup>

$R$  :  $CF_2$  の算出で使用されている呼吸率 1.5 (m<sup>3</sup>/h) <sup>[6]</sup>

### 1.3 評価結果

仮に受入槽等（受入槽，回収液槽，濃縮器，濃縮液槽，濃縮液供給槽）において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行った。崩壊熱除去機能の喪失が 7 日間継続した場合の放出量（セシウム-137 換算）は約 0.0000072 TBq である。評価結果を表 1-3-1 に示す。

## 2. 参考文献

- [1] 「伝熱工学資料改訂第 5 版」日本機械学会. 2009.5
- [2] 「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」JAEA-Review 2008-037
- [3] 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ. 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. 2014-02

- [4] 「Sitting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities」, ORNL-4451, 1970
- [5] 「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認」 JNC TN8410 99-002
- [6] IAEA-TECDOC-1162 「Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency」
- [7] ICRP Publication72 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5」 1996

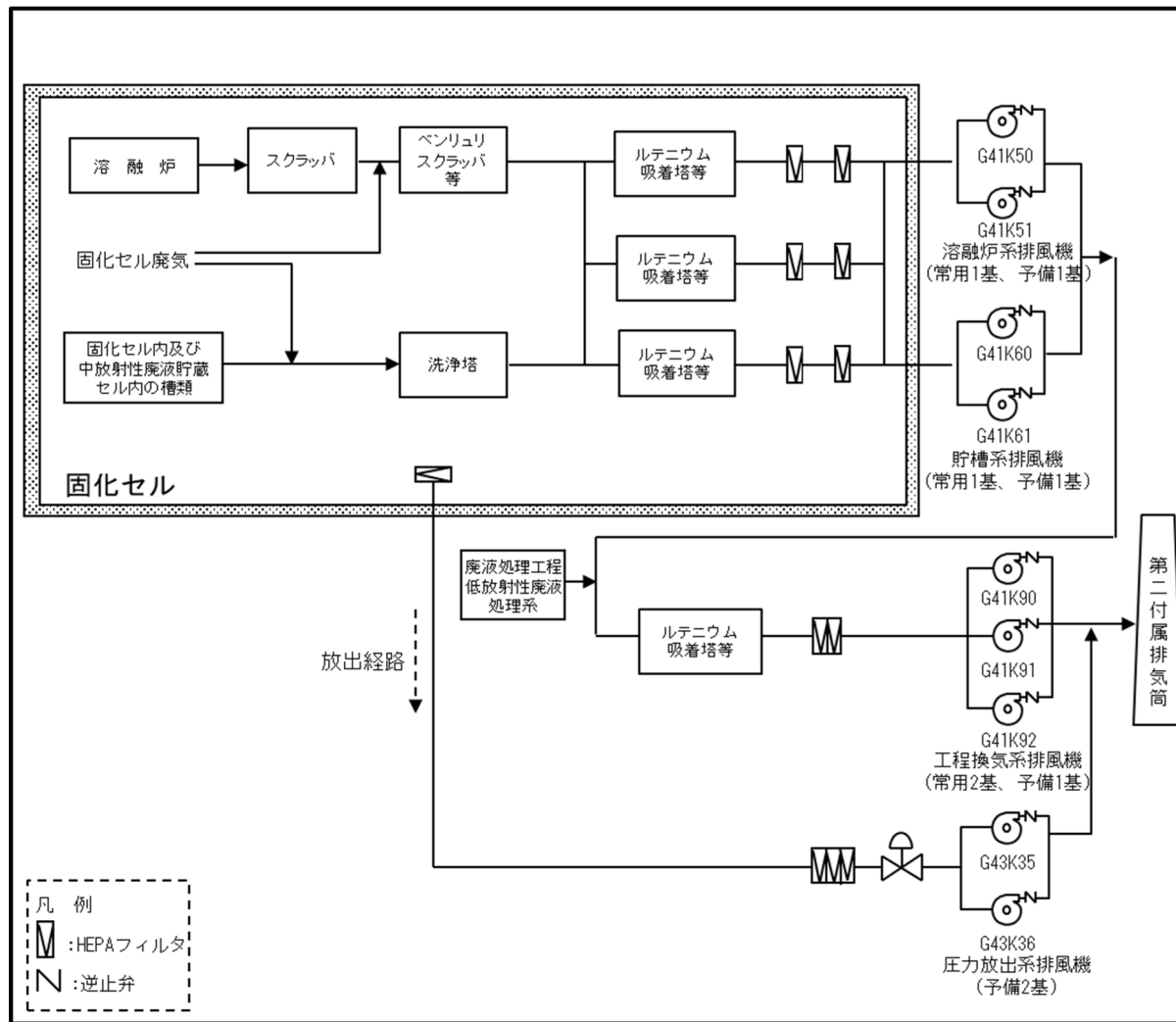


図 1-1-1 沸騰時の放出系統の概要図

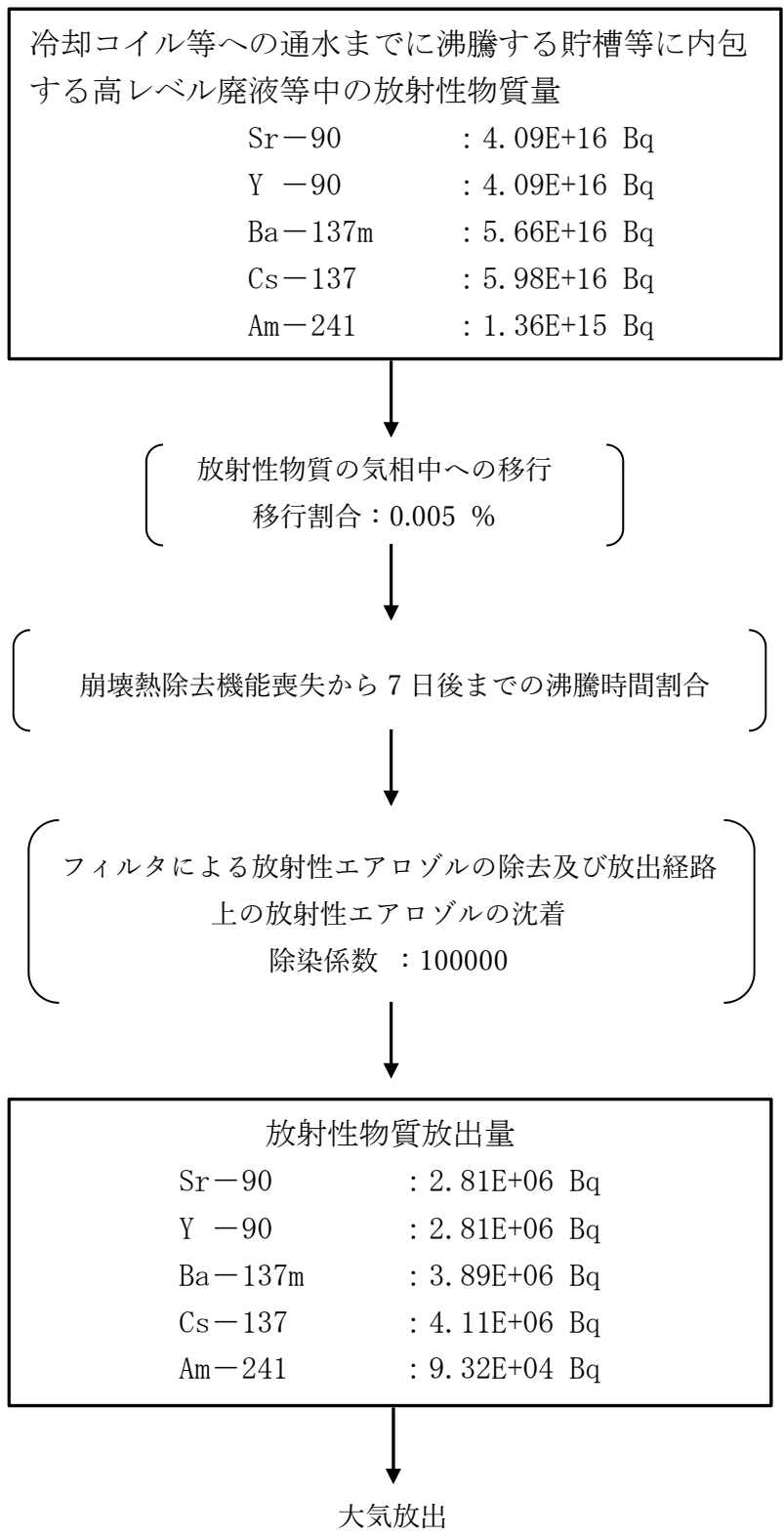


図 1-1-2 放射性物質の大気放出過程

表 1-1-1 高放射性廃液貯蔵場の受入元貯槽の液量及び密度(2020年8月31日時点)

貯槽	液量[m <sup>3</sup> ]	密度[kg/m <sup>3</sup> ]
272V35	71.6	1244

表 1-1-2 受入槽等の液量及び密度(想定値)

貯槽等	液量[m <sup>3</sup> ]	密度[kg/m <sup>3</sup> ]
受入槽 G11V10	5.5	1244
回収液槽 G11V20	5.5	1244
濃縮器 G12E10	0.36	1244
濃縮液槽 G12V12	1.38	1244
濃縮液供給槽 G12V14	0.84	1244

表 1-3-1 仮に沸騰に至った場合の大気中への放射性物質の放出量  
(セシウム-137 換算)

貯槽等	放出量 [Bq] (セシウム-137 換算)
受入槽 G11V10	1.77E+06
回収液槽 G11V20	3.60E+06
濃縮器 G12E10	2.99E+05
濃縮液槽 G12V12	9.25E+05
濃縮液供給槽 G12V14	5.94E+05
合計	7.19E+06