

## 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

泊発電所敷地内において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

## (1) 検定方法

## a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84m の観測記録を用いて検定を行った。

気象観測設備の配置を図添 2-1 に示す。

## b. データ統計期間

統計年：2011 年 1 月～2020 年 12 月（10 年間）

検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月（1 年間）

## c. 検定方法

F 分布検定

## (2) 検定結果

表添 2-2～表添 2-5 に検定結果を示す。

標高 20m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 0 項目であり、標高 84m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目は 3 項目であったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断した。

表添2-1 異常年検定結果

観測点	観測項目	検定結果
標高 20m	風向出現頻度	棄却なし
	風速出現頻度	棄却なし
標高 84m	風向出現頻度	棄却数 2
	風速出現頻度	棄却数 1

表添 2-2 棄却檢定表 (風向) (標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月  
統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風向	統計年											判定 ○採択 ×棄却			
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限	下限
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32	○
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50	○
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89	○
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25	○
E	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.06	1.81	0.53	○
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○
SW	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18	○
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○
WNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77	○
MNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○
CAL.M	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○

表添 2-3 棄却檢定表 (風向) (標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月  
統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風速 階級 (m/s)	統計年											判定 ○採択 ×棄却			
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限	下限
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○
0.5~1.4	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81	○
1.5~2.4	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08	○
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.68	14.83	8.41	○
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.28	7.62	7.36	7.82	7.13	7.43	6.21	○
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○
7.5~8.4	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.69	○
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.88	4.26	4.85	2.91	○
9.5~	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99	○



表添2-4 棄却檢定表 (風向) (標高 84m)

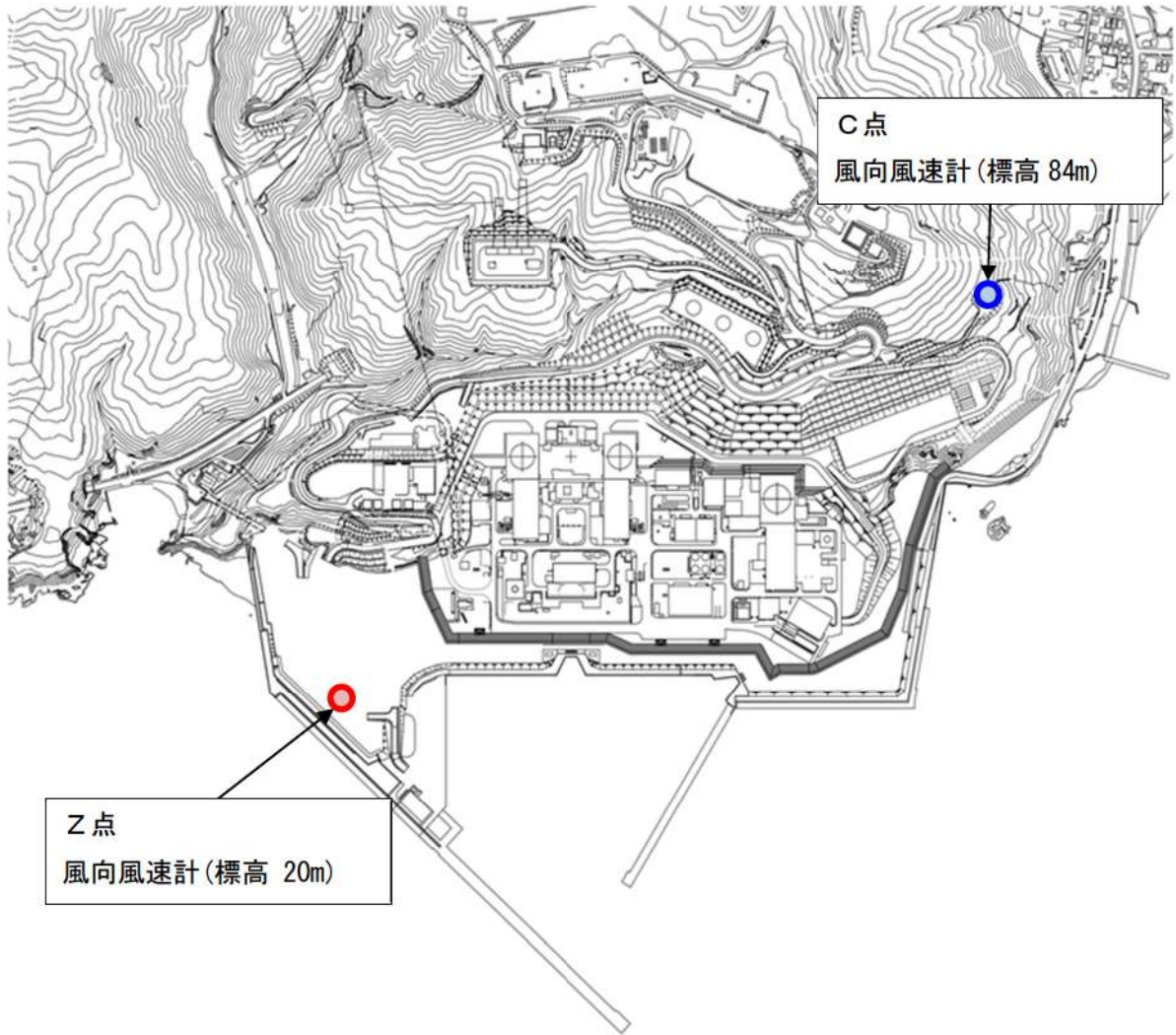
檢定年：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 1997年1月~1997年12月  
統計期間：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 2011年1月~2020年12月

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.86	10.87	16.61	9.11	○
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○
SE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○
SSE	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.68	0.72	0.82	0.69	1.03	0.96	0.42	×
S	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.60	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○
SSW	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○
W	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○
NW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.29	8.57	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○
NNW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○
CALM	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○

表添2-5 棄却檢定表 (風向) (標高 84m)

檢定年：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 1997年1月~1997年12月  
統計期間：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 2011年1月~2020年12月

風速 階級 (m/s)	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	6.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.49	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.52	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○



図添 2-1 気象観測設備配置図



(参考) F分布検定の計算方法について

気象データの代表性はF分布検定法を用いて評価している。F分布検定法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを $X_0$ 、その他のものを $X_1, X_2, \dots, X_n$ とした場合、 $X_0$ を除く他の $n$ 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$ として、標本の分散からみて $X_0$ と $\bar{X}$ との差が有意ならば $X_0$ を棄却とする方法である。F分布検定の計算方法を以下に示す。

- (1) 風向別、風速階級別で年単位に出現回数を求める。
- (2) (1)のデータを基に、次の計算をする。

[平均値]	$\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$
[分散]	$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$
[標準偏差]	$S = \sqrt{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n}$
[F値]	$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2}$
[棄却限界値]	$X_0 = \bar{X} \pm S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F^1_{n-1}(\alpha)}$ (全統計年の標準偏差に判断の誤りの偏差で重みづけした値)

$X_i$  : 年別出現回数

$n$  : 統計年数

$X_0$  : 検定年の出現回数

$F^1_{n-1}(\alpha)$  : 有意水準(危険率)  $\alpha$  に対するF値

有意水準(危険率)  $\alpha$  : 5%

(棄却限界値を超え異常と判断した時に、その判断が誤っている確率)

$n=10$ の場合  $F^1_{n-1}(0.05) = 5.12$

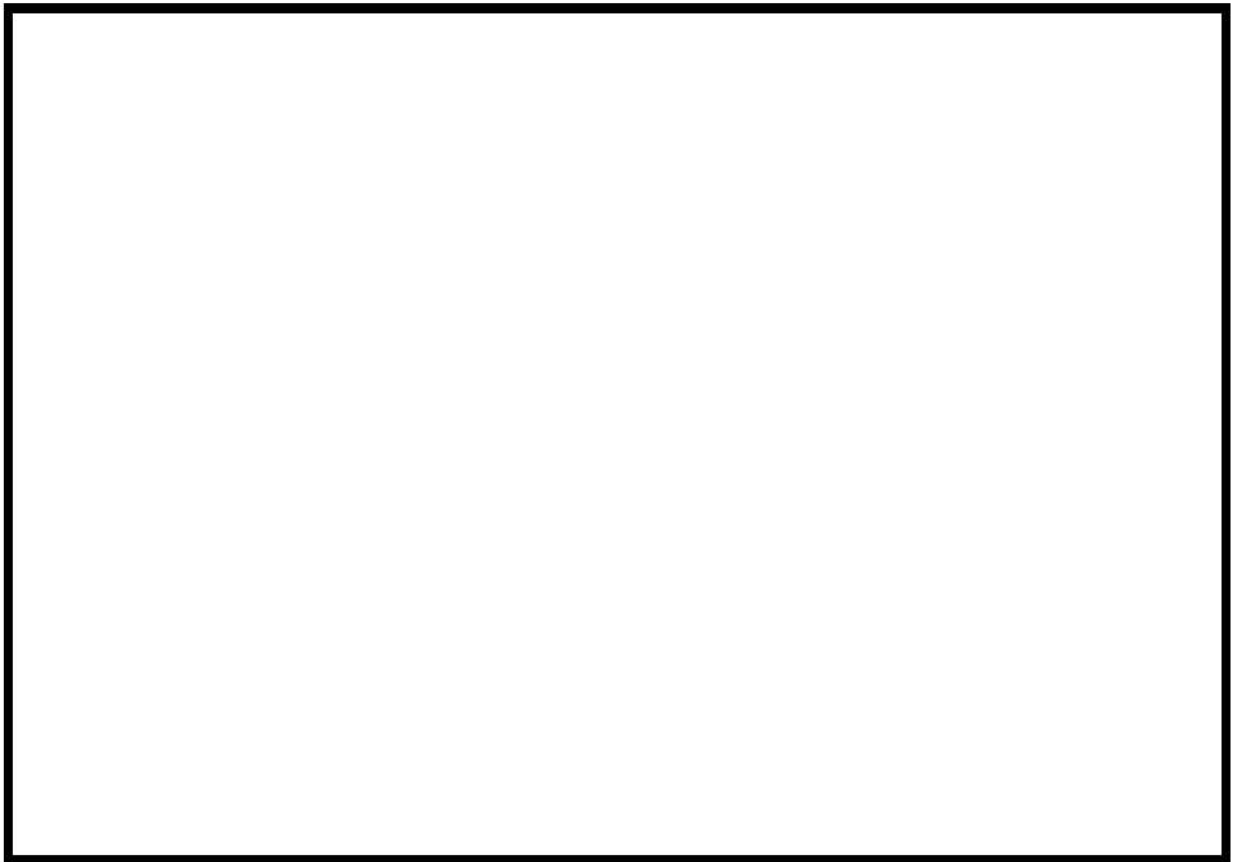
- (3)  $F_0$ と $F^1_{n-1}(\alpha)$ を比較し検定する。

$F_0 \geq F^1_{n-1}(\alpha)$ なら異常年として棄却し、 $F_0 < F^1_{n-1}(\alpha)$ なら採択する。なお、 $F_0 < F^1_{n-1}(\alpha)$ は $\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F^1_{n-1}(\alpha)} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F^1_{n-1}(\alpha)}$ と同義である。


被ばく評価に用いる大気拡散評価について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。

着目方位と評価結果を図添3-1及び表添3-1に示す。



図添 3-1 (1/2) 着目方位 (緊急時対策所指揮所)  
(放出点：3号炉原子炉格納容器中心，評価点：指揮所用空調上屋北東部の外壁)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





図添 3-1 (2/2) 着目方位 (緊急時対策所待機所)  
 (放出点: 3号炉原子炉格納容器中心, 評価点: 緊急時対策所待機所北東部の外壁)

表添 3-1 相対線量及び相対濃度並びに着目方位

評価点	放出点	着目方位	相対濃度 [s/m <sup>3</sup> ]	相対線量 [Gy/Bq]
緊急時対策所指揮所: 指揮所用空調上屋 北東部の外壁	3号炉原子炉 格納容器中心	NW, NNW	約 $9.4 \times 10^{-5}$	約 $7.0 \times 10^{-19}$
緊急時対策所待機所: 緊急時対策所待機所 北東部の外壁	3号炉原子炉 格納容器中心	NW, NNW	約 $8.8 \times 10^{-5}$	約 $6.6 \times 10^{-19}$

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。

評価結果を表添3-2 に示す。

表添 3-2 相対濃度及び相対線量の値

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m <sup>3</sup> ]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
3号炉 原子炉 格納容器 中心	緊急時対策所指揮所： 指揮所用空調上屋 北東部の外壁	...	...	...	...
		97.02	$9.7 \times 10^{-5}$	97.02	$7.0 \times 10^{-19}$
		97.01	$9.4 \times 10^{-5}$	97.01	$7.0 \times 10^{-19}$
		96.99	$9.4 \times 10^{-5}$	96.99	$6.9 \times 10^{-19}$
	...	...	...	...	
	緊急時対策所待機所： 緊急時対策所待機所 北東部の外壁	...	...	...	...
		97.02	$8.8 \times 10^{-5}$	97.02	$6.6 \times 10^{-19}$
		97.01	$8.8 \times 10^{-5}$	97.01	$6.6 \times 10^{-19}$
		96.99	$8.8 \times 10^{-5}$	96.99	$6.6 \times 10^{-19}$
	...	...	...	...	



## 地表面への沈着速度の設定について

## 1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s）を用いている。「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料5を参照）の4倍と設定した。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

## 1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

## (1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

$D_{di}$  : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]  
 $V_{gd}$  : 沈着速度 [m/s]  
 $\chi / Q_0$  : 地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

## (2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告\*より濃度を相対濃度 ( $\chi / Q$ ) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

$D_{ri}$  : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]  
 $\Lambda$  : 洗浄係数 [1/s]  
 $\chi / Q(z)$  : 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m<sup>3</sup>]

ここで、 $\chi / Q(z)$  が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

$\Sigma z$  : 鉛直拡散幅[m]  
 $\chi / Q_0$  : 地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

\* Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 + \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率[1/m<sup>2</sup>]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が高い評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち $\chi / Q$ の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、表添4-1のとおり、約1.2倍であった。地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については参考1に示す。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \chi / Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi / Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} (\chi / Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

( )<sub>97%</sub> : 年間の97%積算値  
 $\chi / Q_{0t}$  : 時刻 t の地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

表添4-1 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(緊急時対策所)

$\chi / Q$	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 9.4×10 <sup>-5</sup>
累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	約 2.8×10 <sup>-7</sup>
地表面沈着率 累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (乾性+湿性)	約 3.5×10 <sup>-7</sup>
	$\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 1.2×10 <sup>-4</sup>
	降雨量 (mm/h)	0 <sup>*</sup>
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.2

※ 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の時刻の降雨強度が0(mm/h)であった。  
 このため、保守的な降雨強度を用いた評価を参考2で実施。



以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 $\chi/Q$  97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを表添4-2に示す。

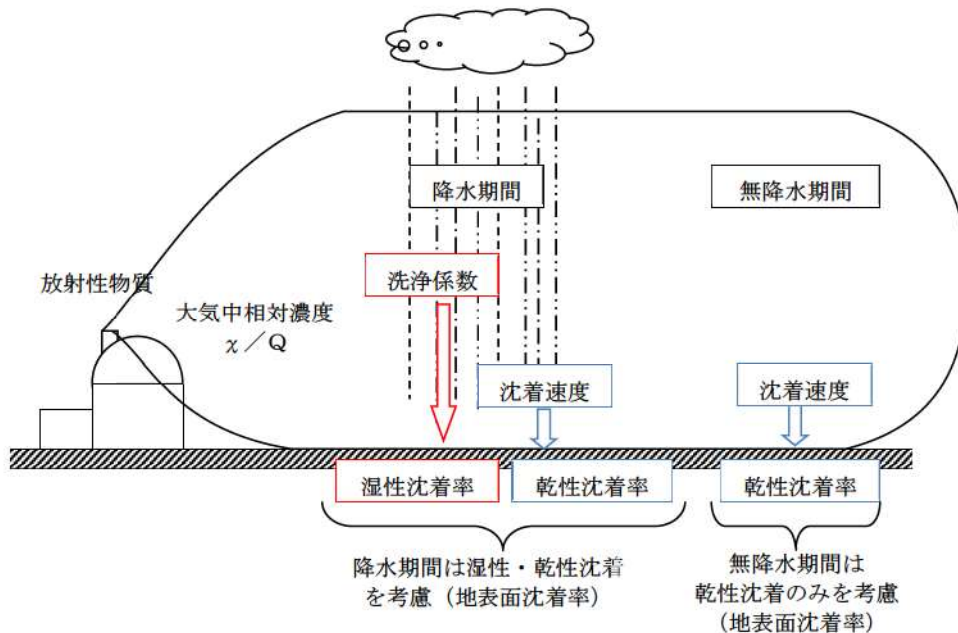
表添4-2 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 $V_{gd}$	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 $\Sigma z$	気象指針に基づき計算 $\Sigma z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋投影面積A : 2700 (m<sup>2</sup>)</li> <li>・ 形状係数c : 0.5</li> <li>・ <math>\sigma_z</math> : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</li> </ul>
洗浄係数 $\Lambda$	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s <sup>-1</sup> )  Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル3PSA編) : 2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向, 風速, 降水量を使用

地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方について

1. 地表面沈着について

図添4-1及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



図添4-1 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

- $D$  : 地表面沈着率 ( $1/m^2$ ) (単位放出率当たり)
- $D_d$  : 乾性沈着率 ( $1/m^2$ )
- $D_w$  : 湿性沈着率 ( $1/m^2$ )
- $\chi/Q_0$  : 地上の相対濃度 ( $s/m^3$ ) (地上放出時の軸上濃度)
- $\chi/Q_{(z)}$  : 鉛直方向の相対濃度分布 ( $s/m^3$ )
- $V_g$  : 沈着速度 ( $m/s$ )
- $\Lambda$  : 洗浄係数 ( $1/s$ )  
ただし、 $\Lambda = aP^b$
- $a, b$  : 洗浄係数パラメータ (-)
- $P$  : 降水強度 ( $mm/hr$ )
- $z$  : 鉛直長さ ( $m$ )



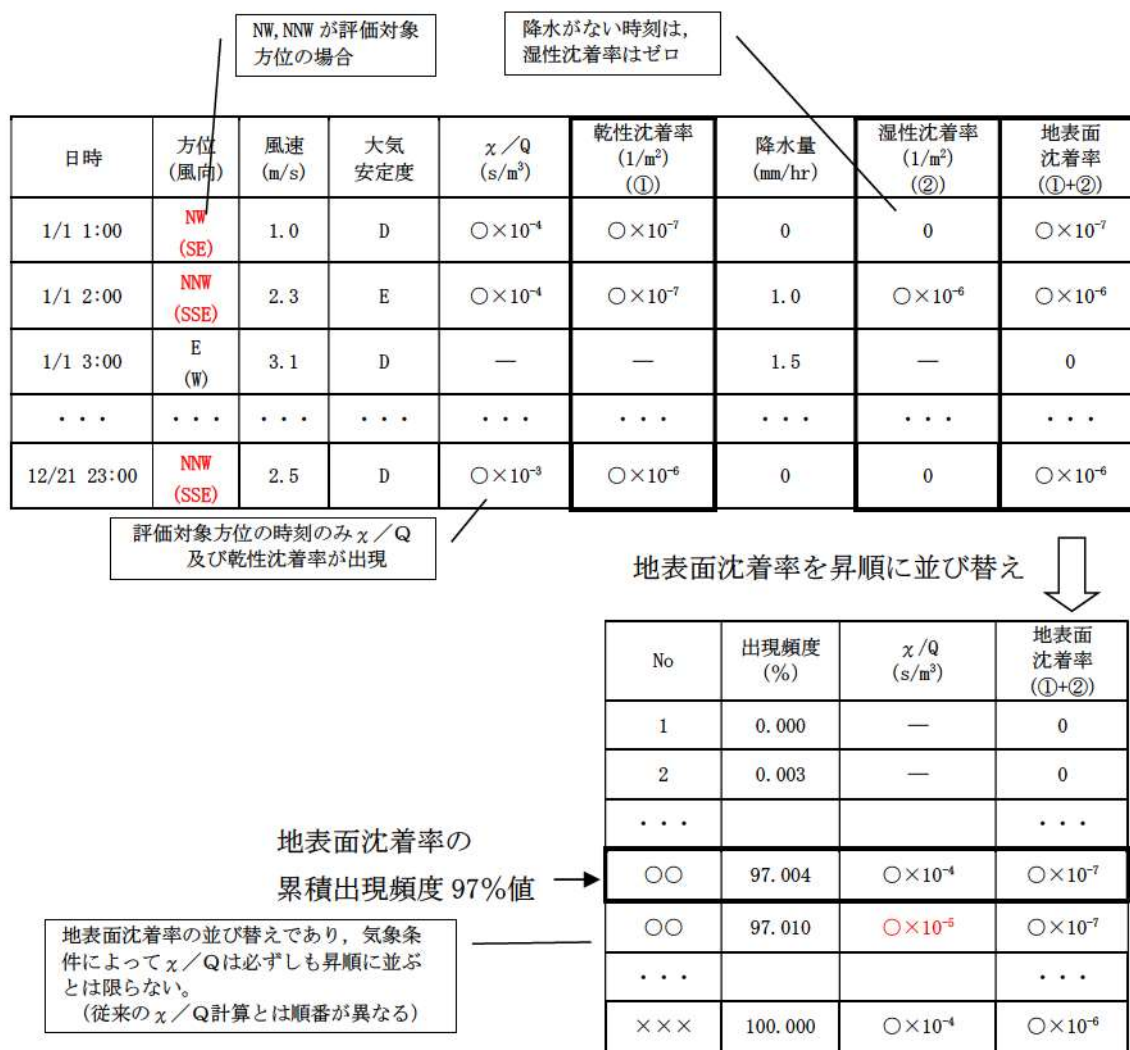
## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97%値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図添 4-2 参照）。

- (1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて  $\chi/Q$ 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位における  $\chi/Q$  がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

図添 4-2 の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 $\chi/Q$  による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方角に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

- (2) 上記 (1) で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97%を超えたところの沈着率を地表面沈着率の累積出現頻度 97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 $\chi/Q$  の累積出現頻度と異なる）。



図添 4-2 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方  
(評価対象方位が NW, NNW の例)

3. 累積出現頻度 97%値付近における地表面沈着率

各評価点における地表面沈着率の累積出現頻度 97%値付近の値を表添 4-3 に示す。

表添 4-3 泊発電所 3 号炉における地表面沈着率（評価点：緊急時対策所）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97%値 との比率 <sup>※3</sup>	累積出現 頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8416 <sup>※1</sup>	NW (SE)	1.0	$3.4 \times 10^{-5}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	96.970
...	...	...	...	...	...	...
8418	NNW (SSE)	0	$1.2 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	96.993
<u>8419</u>	<u>NNW</u> <u>(SSE)</u>	<u>0</u>	<u><math>1.2 \times 10^{-4}</math></u>	<u><math>3.5 \times 10^{-7}</math></u>	約 1.2	<u>97.004</u>
8420	NNW (SSE)	0	$1.2 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	97.016
...	...	...	...	...	...	...
8424 <sup>※2</sup>	NW (SE)	1.0	$3.5 \times 10^{-5}$	$3.6 \times 10^{-7}$	約 1.3	97.062
...	...	...	...	...	...	...

※1 97%から累積出現頻度を下げていき、初めて降水が発生したときの値

※2 97%から累積出現頻度を上げていき、初めて降水が発生したときの値

※3 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) で計算した。

なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) = 約  $2.8 \times 10^{-7}$  (1/m<sup>2</sup>)

(参考2)

地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定した  
妥当性について保守的な降雨強度を用いて評価した結果

着目方位の $\chi/Q$ 及び降雨強度データを用いた表1の評価では、地表面沈着率の累積出現頻度97%値の時刻における降雨強度が0 (mm/h)であったため、ここではより保守的な想定として、降雨強度についても $\chi/Q$ と同様の累積出現頻度97%値を仮定して地表面沈着率を評価した。なお、降雨強度については、より保守的に全方位における累積出現頻度97%値を用い評価した。

その結果、より保守的な想定による評価においても表添4-1のとおり地表面沈着率と乾性沈着率との比は3.1であったことから、地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定することは保守的であると判断した。

表添4-4 緊急時対策所における地表面沈着率と乾性沈着率との比

$\chi/Q$ 累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	約 $2.8 \times 10^{-7}$
	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $9.4 \times 10^{-5}$
全方位降雨強度 累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (乾性+湿性)	約 $8.6 \times 10^{-7}$ ※1
	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $9.4 \times 10^{-5}$ ※2
	降雨強度 (mm/h)	1.0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 3.1

※1 着目方位における $\chi/Q$ 累積出現頻度97%値と全方位における降雨強度累積出現頻度97%値1.0(mm/h)を使用して算出。

※2 着目方位における $\chi/Q$ 累積出現頻度97%値を使用。



乾性沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、地表面への沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。

乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。

また、NUREG/CR-4551では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討(参考1参照)から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinnの検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(図添5-1)である。

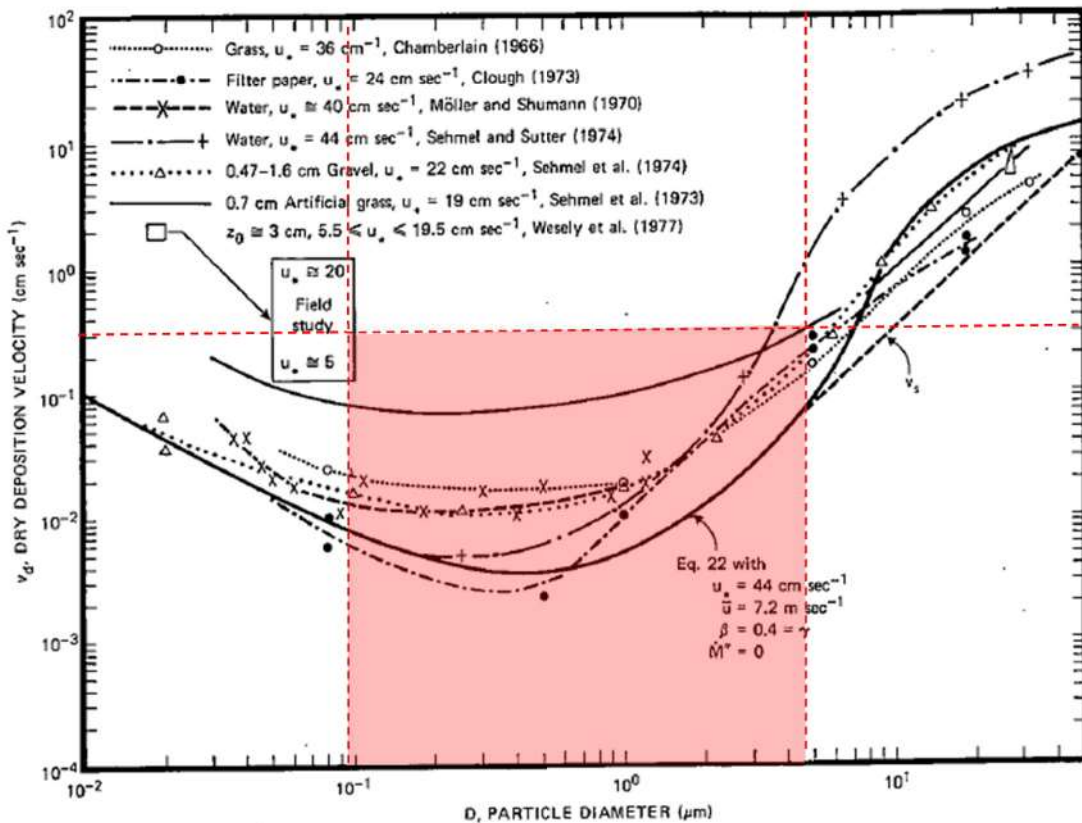


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>19-25</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図添5-1 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol. 19<sup>\*2</sup>)

また、中央制御室及び緊急時対策所における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

#### ①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書<sup>※3</sup>より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\mu\text{m}$ の場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

#### ②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能(99.97%以上)を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており(Ref. JIS Z 4812)、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム(慣性衝突効果等)によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

以上より、中央制御室の被ばく評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

緊急時対策所の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される24時間までに、上記①の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集される。これにより、24時間後の放出においては、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、居住性評価における乾性沈着速度として $0.3\text{cm/s}$ を適用できると考えている。

※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

※3 NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書(平成10年3月)」



(参考1)

### 重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内のエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表添5-1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRC等)や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾル挙動の試験等(表添5-1の①、③、④)を調査した。以上の調査結果を表添5-1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(原子炉格納容器、一次冷却材配管等)、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表添5-1 重大事故等時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>*1</sup>	約 $0.5\sim 5$ (図添5-1参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 <sup>*2</sup>	$0.25\sim 2.5$ (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した実験 <sup>*3</sup>	$0.1\sim 3.0$ (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD <sup>*3</sup>	$0.29\sim 0.56$ (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP <sup>*3</sup>	$0.5\sim 0.65$ (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)



参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL  
A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

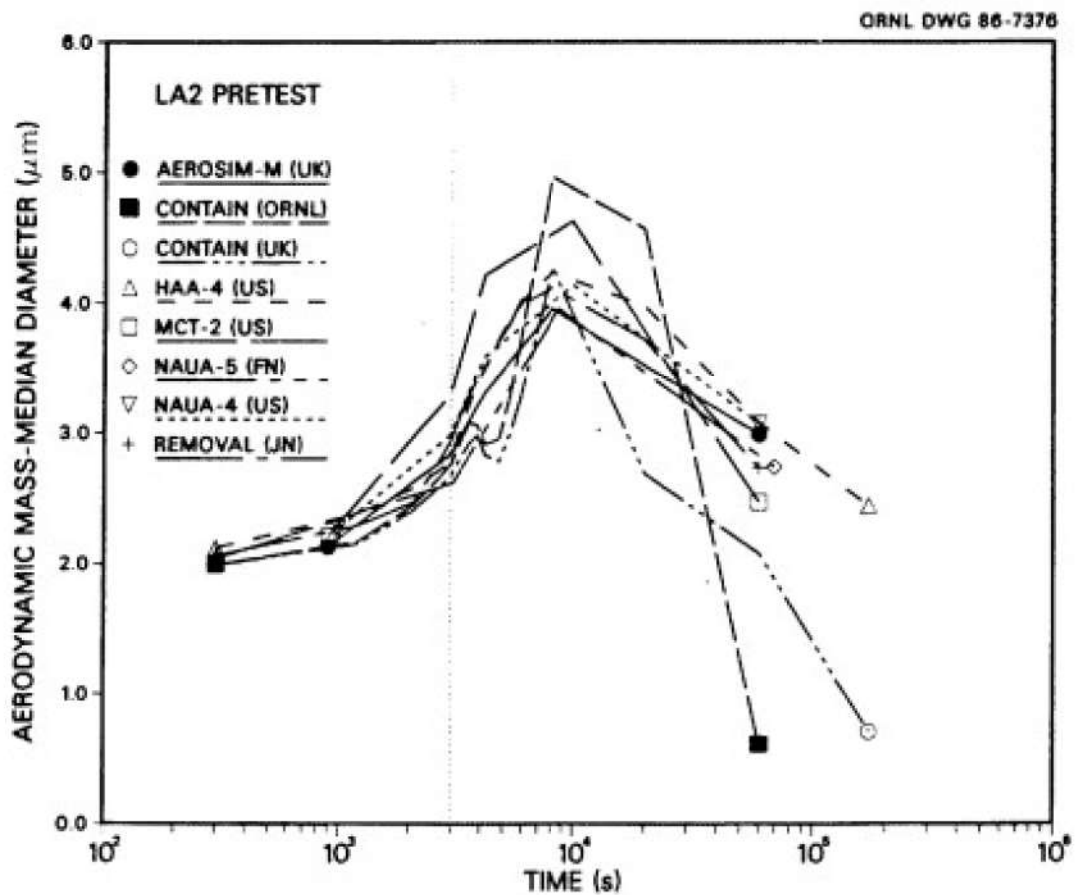


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図添 5-2 LACE LA2 でのコード比較試験で得られた  
エアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to establish because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:



参考 1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols” ,  
NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要

## 9.2.1 Aerosols in the RCS

### 9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

### 9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

## 9.2.2 Aerosols in the containment

### 9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

希ガス放出継続時間について

1. 概要

本資料は、緊急時対策所の居住性評価において、希ガス放出時間を1時間とする考え方についてまとめたものである。

2. 想定する格納容器破損状態

審査ガイドでは、福島第一発電所での事故相当のソースタームで地上放出を想定することとなっている。

格納容器の過温破損では、主に原子炉格納容器貫通部の損傷によることから、大規模な放出経路が形成されることは考えにくく、また、格納容器バイパスでは、蒸気発生器の配管等を経由した放出であることから、同様に大規模な放出経路が形成されるとは考えにくい。

仮に、格納容器貫通部の破損により漏えいが生じている場合は、図添6-1のとおり、貫通部を通して漏えいした放射性物質の環境への放出経路はアニュラス空気浄化系を通した排気筒放出となるため、アニュラス空気浄化系の効果により、放出放射エネルギーの低減が期待できる状況となる。

従って、今回の評価での想定としては、貫通部以外の格納容器そのものの大規模な破壊（過圧破損）が生じたと仮定することが適当である。

	イメージ	放出量	放出経路	放出継続時間	低減効果	放出高さ
大規模過圧破損		多い	直接、外気へ	短期	なし	地上放出
漏えい		少ない	アニュラス経由、外気へ	長期	— (希ガスは低減なし)	排気筒放出

→ 今回の想定

図添 6-1 想定する原子炉格納容器破損状態

3. NUREGで定める格納容器からの放出時間

米国の原子力規制委員会で発行している緊急時対応技術マニュアル（NUREG/BR-0150 Vol. 1, Rev. 4 RTM-96 Response Technical Manual）では、表添6-1及び図添6-2のとおり、格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の線量評価に使用する放出時間として、1時間と定めている。



表添 6-1 放出率の設定

放出率の設定 (RTM-96)

### Release Rates

The release rates were chosen to provide estimates for the total range of possible rates. The assumed release rates and resulting escape fractions are listed in Table C-6.

Containment leakage rates include (1) catastrophic failure, releasing most of the fission products promptly (in about 1 h for a 1 ft<sup>2</sup> hole at design pressure), (2) 100%/day, which is a traditional assumption for a failure to isolate containment, and (3) design leakage.

(参考：和訳版)

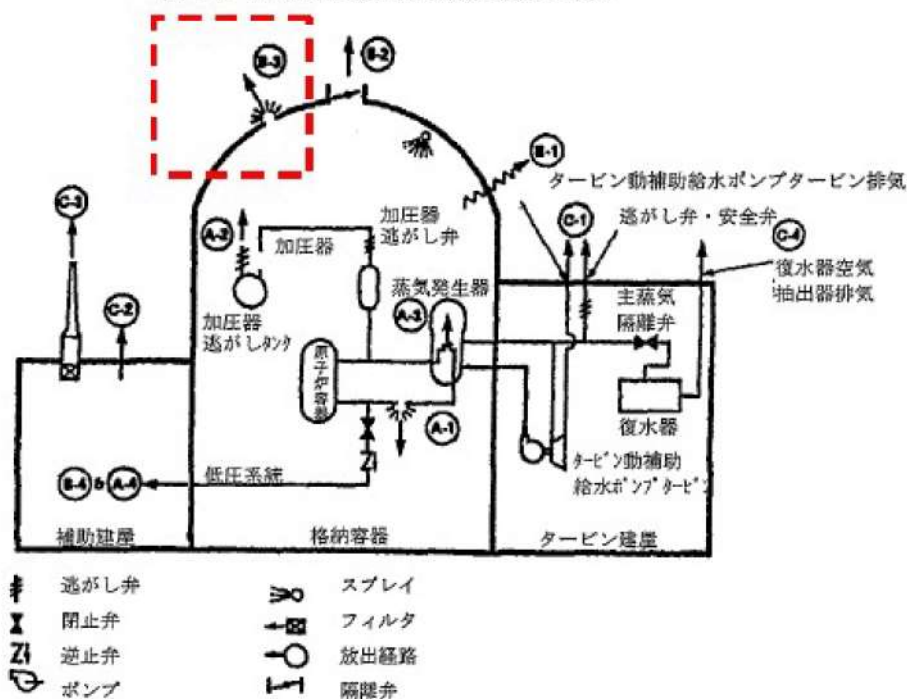
#### 放出率

起こり得るすべての放出率に対して評価ができるように、放出率を選定している。仮定した放出率と、その結果得られる逃散率を表 C-6 に示す。

格納容器の放出率には (1) 壊滅的破損：核分裂生成物の大部分が急速に（設計圧力で 1 ft<sup>2</sup> の開口部から約 1 時間）放出、(2) 100%/日；格納容器隔離失敗に対する伝統的な仮定、及び (3) 設計漏洩がある。



図 C-1 PWR 乾式格納容器放出経路の略図



記号説明

- A 1次冷却系統
  - A-1 破断と漏洩
  - A-2 加圧器逃がし弁 (PORV)
  - A-3 蒸気発生器伝熱管破損
  - A-4 バイパス (故障による低圧蒸気系統への流出)
- B 格納容器
  - B-1 設計漏洩
  - B-2 小型隔離弁の開鎖失敗
  - B-3 壊滅的破損 (>1 ft<sup>3</sup>)
  - B-4 バイパス
- C その他
  - C-1 主蒸気逃がし弁・安全弁、又はタービン動補助給水ポンプタービン排気
  - C-2 建屋放出—フィルタ処理なし
  - C-3 建屋放出—フィルタ処理あり
  - C-4 復水器空気抽出器排気

表添 6-2 PWR 放出経路図 (RTM-96 和訳版)

#### 4. 格納容器の破壊試験

各種格納容器の破壊試験の知見に関しては NUREG/CR-6909 にまとめられており、鋼製格納容器を有する PWR プラントを模擬した 1/32 スケール及び 1/8 スケールの試験が実施されている。1/32 スケールの SC-3 試験では機器ハッチ等の貫通部を模擬しており、実際の PWR に最も適合する体系と考えられる。(図添 6-3 参照)

また、1/8 スケールでの試験はアイスコンデンサを含む PWR 及び Mark-III 型 BWR の鋼製格納容器のいくつかの特性を持ち合わせた体系での試験であり、一般的な鋼製格納容器の挙動の参考となる。(図添 6-4 参照)

いずれの試験においても小規模な漏えいではなく、大規模な格納容器の破損に至る結果が得られている。(表添 6-2, 図添 6-5 参照)

(なお、図添 6-5 は 1/8 スケールの試験後の写真であり、大規模な破損が起こったことが分かるが、実際の原子炉施設では外部遮蔽等が存在するため、図添 6-5 で示されているような破損片が飛散することはないと考えられる。)

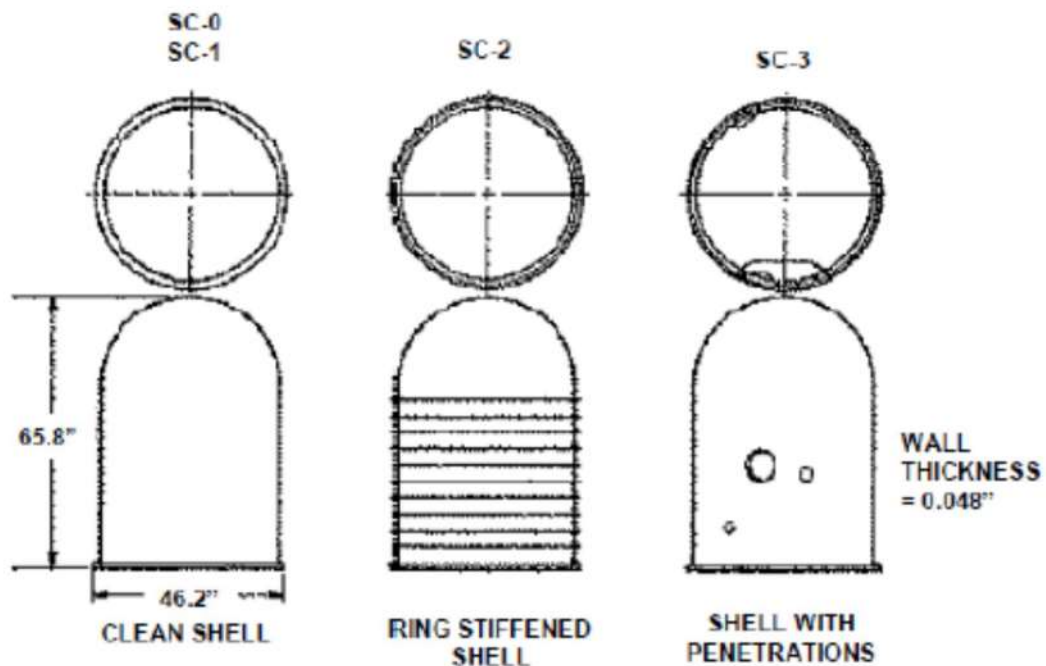


Figure 23 1:32-Scale Steel Containment Vessel Models

図添 6-3 1/32 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)

※ CV 貫通部まで模擬した SC-3 が実際の PWR に最も適合する体系であると考えられる。

表添 6-2 1/8, 1/32 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

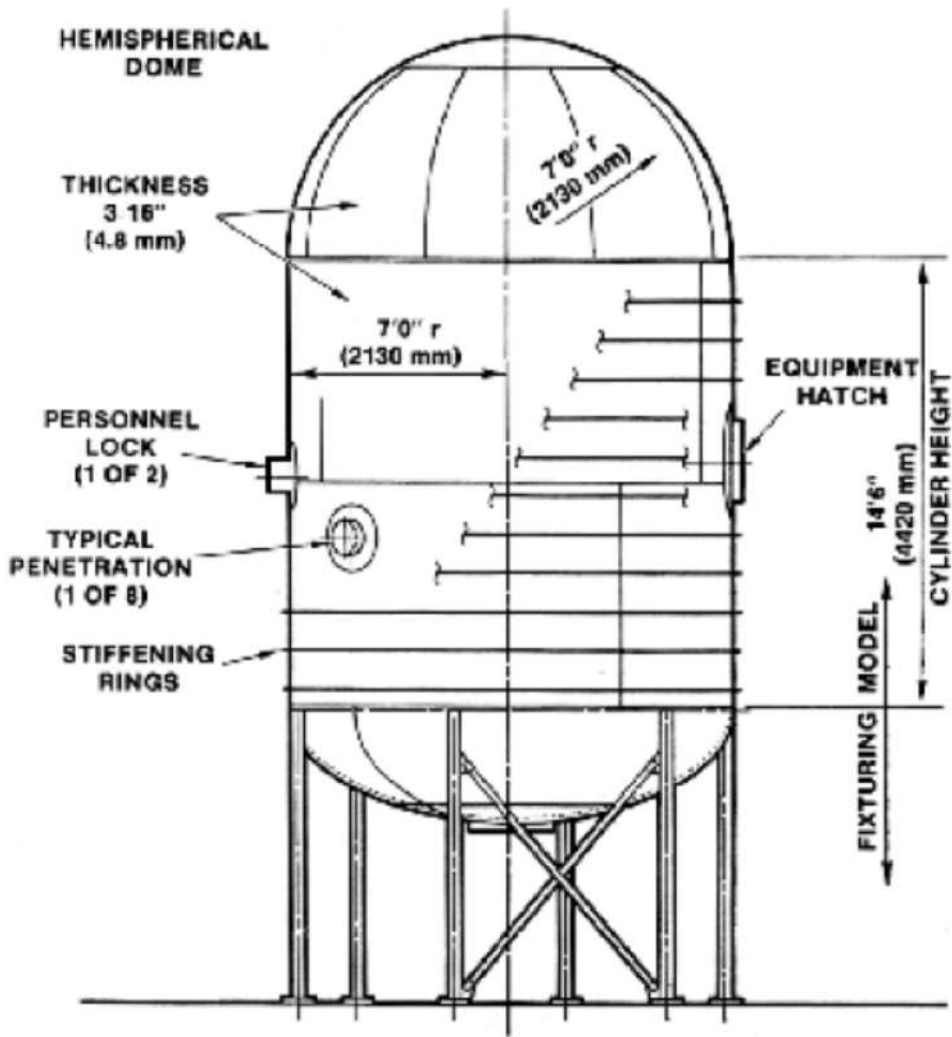
Table 6 Summary of Results of Experiments for Steel Containment Models

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio ( $P_0/P_{max}$ )	Global Strain at Failure	Material	Remarks
SNL SCO (12/2/82, 12/12/82)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	450 (R=549, t=1.22)	0.93*	20%	AISI 1008	Catastrophic rupture and fragmentation initiating at vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC1 (4/20-21/83)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	500 (R=546, t=1.09)	0.76*	6%	AISI 1008	Tearing and leakage next to vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC2 (7/21/83) (8/11/83)	1:32	Cylinder w/ hoop stiffeners and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.93* 0.97*	2.7% 2.5%	AISI 1008	Leakage and tears at cylinder-dome interface; repaired. Retest; catastrophic rupture and fragmentation. [20, 21]
SNL SC3 (11/30/83)	1:32	Cylinder w/ penetrations and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.83*	14.5%	AISI 1008	Catastrophic rupture initiating at E/H. [20, 21]
SNL 1:8 (11/15-17/84)	1:8	Cylinder w/ stiffening rings, penetrations and hemispherical dome	448 (R=2134, t=4.76)	4.9 (1.34) (0.27)	3%	SA516, Gr. 70	Catastrophic rupture and fragmentation initiation at stiffener near E/H. [22, 23, 24, 25]
NUPEC/ SNL SCV (12/11/96)	1:10 geom./ 1:4 thick.	Improved BWR Mark II w/ contact structure	135-161 (R=2027-2900, t=7.5-9.0)	6.0 (4.7) (0.78)	2.0%	SPV490, SGV 480	Tearing and leakage at vertical seam weld and at E/H insert plate weld. [26, 27, 28, 29, 30, 31, 32]

\*Design pressure not specified, maximum pressure (MPa) given.

E/H (Equipment Hatch) 等からの大規模な破損が生じたとの結果となっている。

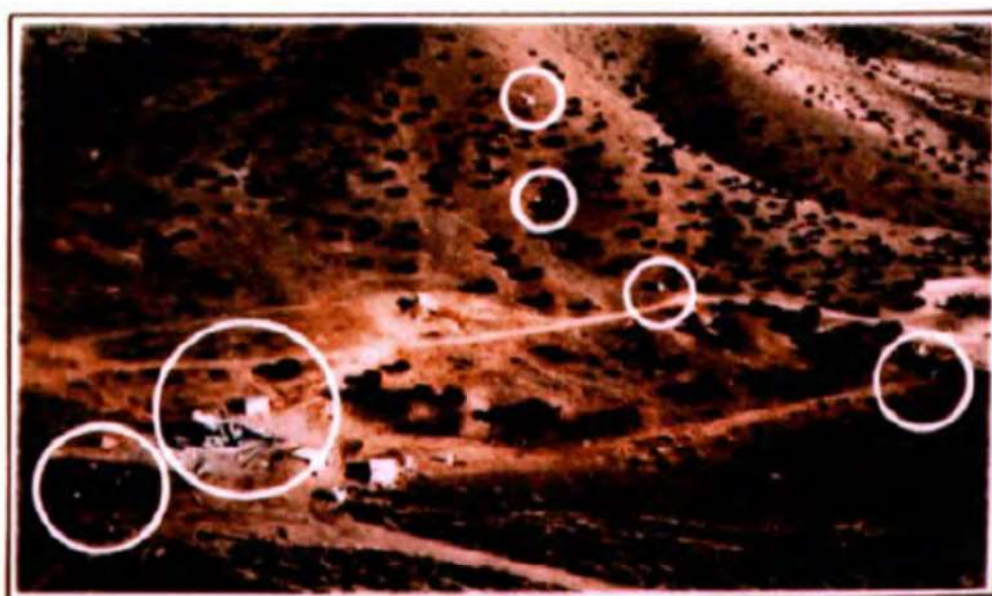




図添 6-4 1/8 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)



(a) Model with View of EHI and Cracked Stiffener at 190 psig



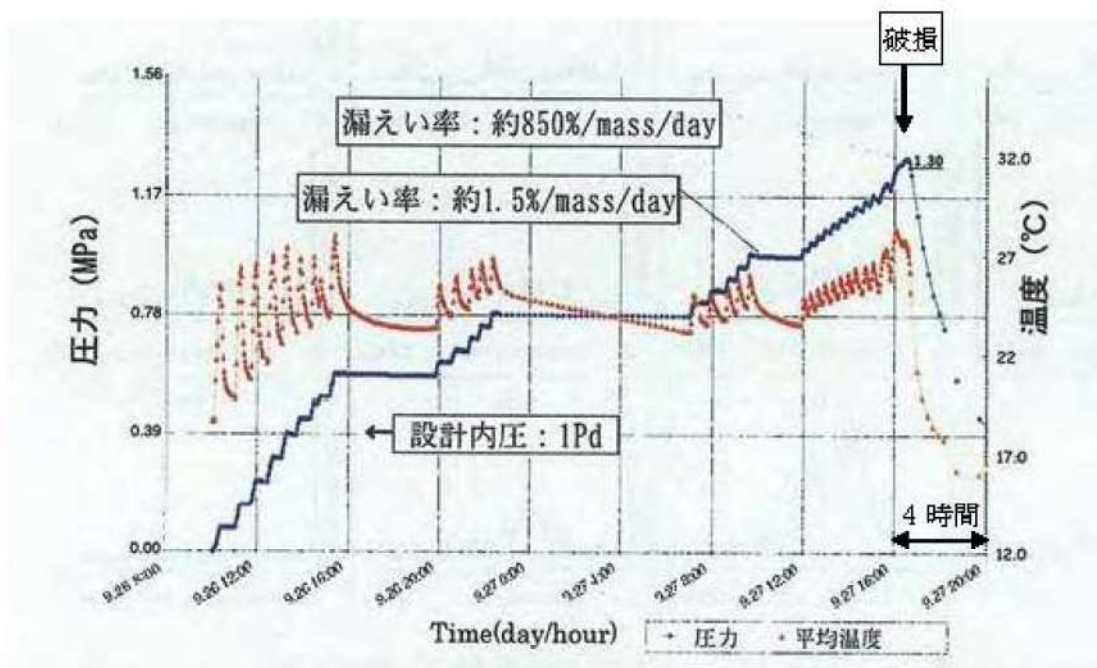
(b) Aerial View of Site after Rupture

Figure 27 Results of 1:8-Scale Steel Containment Vessel Model Test

図添 6-5 1/8 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

(参考) NUPEC の PCCV 破壊試験

NUPEC の CV 信頼性実証試験における PCCV 破壊試験では、約 3.3Pd の CV 内圧で 850%/day の漏えい量が観測されており、このような CV が過圧破損する場合は非常に速い放出速度となることが考えられる (図添 6-6 参照)。なお、この 850%/day の漏えい率は試験設備の限界 (供給ガス量の速度の限界) により、これ以上の加圧ができなくなった時点での放出率であり、実際にはより多くの漏えい率となるものと想定される。



図添 6-6 PCCV 構造挙動試験時における内圧及びガス温度時系列変化

(「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実施事業) に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構」より)

#### 5. 核種ごとの放出継続時間について

以上より、本評価においても、沈着等の効果が無い希ガス核種については短時間での放出となると想定されることから、緊急時対策要員の防護に遺漏なきよう、放出継続時間として、希ガスは 1 時間とする。

その他の核種については、原子炉格納容器内に沈着等により残存した FP が再浮遊することによる放出の継続が考えられるため、放出継続時間として 10 時間とする。



## 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，原子炉格納容器内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

## 1. 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

事故時の線量評価に用いる原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度は，I番目のエネルギー群について以下の式より求める。

## (1) 原子炉格納容器内核分裂生成物の放射能量

## a. 浮遊核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間  $t$  における放射能量は①式で示される。

$$\frac{d Q_{c a}}{d t} = f \cdot q - (\lambda_d + \lambda_s) \cdot Q_{c a} \quad \dots\dots\dots ①$$

①式において，右辺第2項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に対象核種として炉心内から原子炉格納容器内に放出された量の時間変化を示し，第2項は事故発生時に原子炉格納容器内に放出され，自然沈着及び代替原子炉格納容器スプレイの使用による沈降（以下，「スプレイ沈降」という。）により減少する量の時間変化を示す。

なお，事故発生後の放射性崩壊については，炉心内蓄積量の計算で考慮している。

## b. 自然沈着核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間  $t$  における放射能量は②式で示される。

$$\frac{d Q_{c a}}{d t} = f \cdot q - (\lambda_d + \lambda_s) \cdot Q_{c a} \quad \dots\dots\dots ②$$

②式において，右辺第1項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に原子炉格納容器内に自然沈着する量の時間変化を示す。

c. スプレイ沈降核分裂生成物の放射エネルギー

考慮する核分裂生成物のうち、時間  $t$  における放射エネルギーは③式で示される。

$$\frac{d Q c_s}{d t} = \lambda_s \cdot Q c_a \dots\dots\dots ③$$

③式において、右辺第1項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射エネルギーのうち、事故発生時に代替原子炉格納容器スプレイにより沈降する量の時間変化を示す。

(2) 瞬間線源強度

対象核種による瞬間線源強度は、上記①、②及び③式によって求められた当該核種の原子炉格納容器内放射エネルギーと、当該核種から放出される  $\gamma$  線エネルギーとの積によって求められる。

核種ごとエネルギーごとの放出率 [MeV/(Bq・s)] は、制動放射 (UO<sub>2</sub>) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求めた。

$$L_a = Q c_a \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ④$$

$$L_d = Q c_d \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑤$$

$$L_s = Q c_s \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑥$$

(3) 積算線源強度

対象核種における積算線源強度は、各時間の瞬間線源強度を積算することで求められ、全核種の積算線源強度をすべて足し合わせることで原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度が求められる。

ここで、

$Q c_a$  : 事故後  $t$  秒での原子炉格納容器内浮遊放射エネルギー (Bq)

$Q c_d$  : 事故後  $t$  秒での原子炉格納容器内沈着放射エネルギー (Bq)

$Q c_s$  : 事故後  $t$  秒での原子炉格納容器内スプレイ沈降放射エネルギー (Bq)

$f$  : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率 ( $s^{-1}$ )

$q$  : 炉心内蓄積量 (Bq)

$\lambda_d$  : 沈着除去速度 ( $s^{-1}$ )

$\lambda_s$  : スプレイ除去速度 ( $s^{-1}$ )

$t$  : 事故発生後の時間 (s)

$R$  : 崩壊してエネルギー  $E$  の  $\gamma$  線を出す割合

$E$  :  $\gamma$  線のエネルギー (MeV/dis)

$L_a$  : 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の事故後  $t$  秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

$L_d$  : 原子炉格納容器内沈着核分裂生成物の事故後  $t$  秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

$L_s$  : 原子炉格納容器内スプレイ沈降核分裂生成物の事故後  $t$  秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

である。

## 2. 評価体系

### (1) 原子炉格納容器及び外部遮へいのモデル化

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は図添 1-1 のとおり。

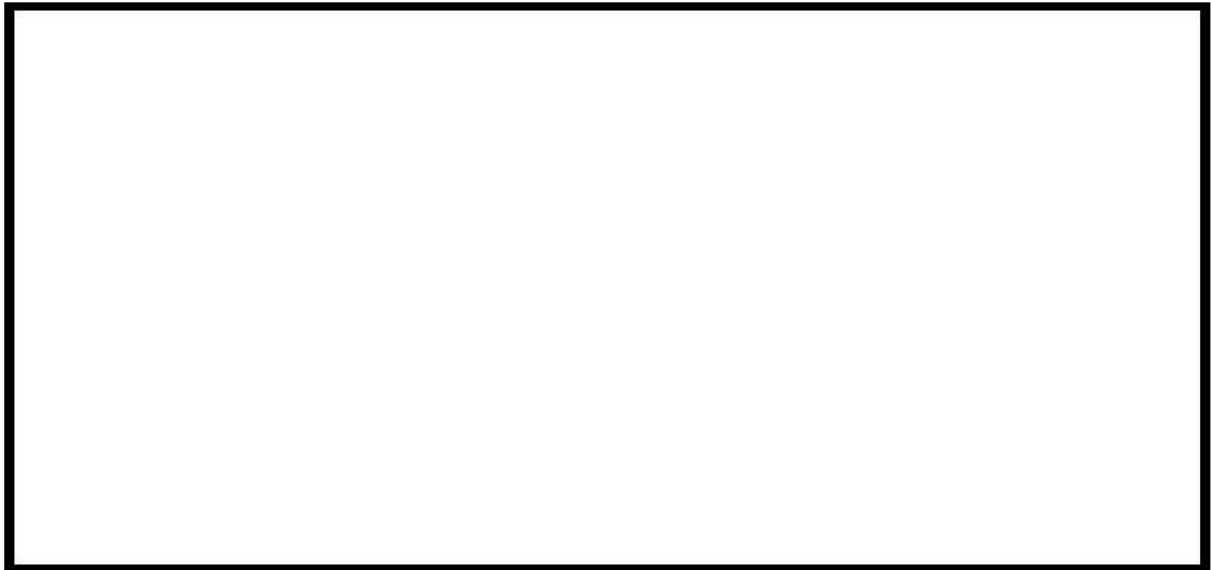
外部遮へいの厚さは、ドーム部 [ ] 円筒部 [ ] であるが、線量計算では、安全側にマイナス側許容差を考慮してドーム部 [ ] 円筒部 [ ] の厚さでモデル化する。

また、形状は原子炉格納容器自由体積及び内径を保存してモデル化し、直接ガンマ線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線量を SCATTERING コードで計算している。

なお、原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。

具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。ただし、代替原子炉格納容器スプレイを使用するため、粒子状放射性物質の沈降が期待でき、これらは運転床レベル以下の自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。

図添 7-1 に原子炉格納容器モデル化概略図を示す。



図添 7-1 原子炉格納容器モデル化概略図

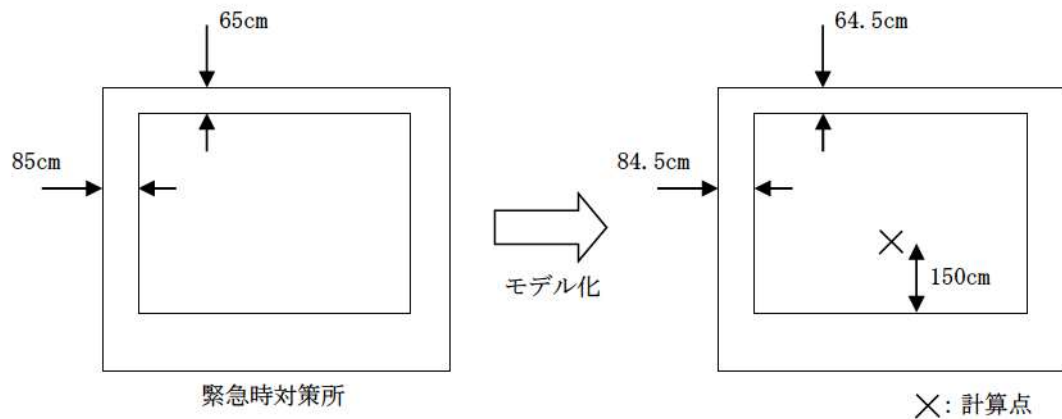
[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## (2) 緊急時対策所のモデル化

緊急時対策所遮へいの厚さは、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに壁 85cm、天井 65cm であるが、線量計算では安全側に施工誤差-5mm を考慮し、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに壁 84.5cm、天井 64.5cm としてモデル化している。なお、緊急時対策所内の計算点は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに緊急時対策所中央の人の高さ（床上 150cm）としている。

図添 7-2 に緊急時対策所の評価モデルを示す。



図添 7-2 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の評価モデル

## 3. 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には QAD-CGGP2R コード<sup>※1</sup>を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばく評価には、SCATTERING コード<sup>※1</sup>を用いた。

※1 ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

## 4. 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価結果を表添 7-1 に示す。

表添 7-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価結果

評価位置	積算日数	実効線量 <sup>※1</sup> [mSv]
緊急時対策所指揮所	7 日間	約 $1.3 \times 10^{-3}$
緊急時対策所待機所	7 日間	約 $9.9 \times 10^{-4}$

※1 施工誤差を考慮した線量

## 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。なお、クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽厚さとして、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の遮蔽のうち最も薄い遮蔽厚さを用いた。

具体的な評価方法を以下に示す。

## 1. 放出量及び大気拡散

大気中に放出される放射エネルギーは表添 1-2 の値を用いた。また、相対線量は表添 1-4 の値を用いた。

## 2. 評価体系

評価モデルを図添 8-1 に示す。また、緊急時対策所の遮蔽厚さを表添 8-1 に示す。

放射性雲中の放射性物質は緊急時対策所外に存在し、当該放射性物質からのガンマ線は緊急時対策所の遮蔽壁により遮蔽される。クラウドシャインガンマ線の評価に当たっては、緊急時対策所の生体遮蔽装置による遮蔽効果を考慮した。

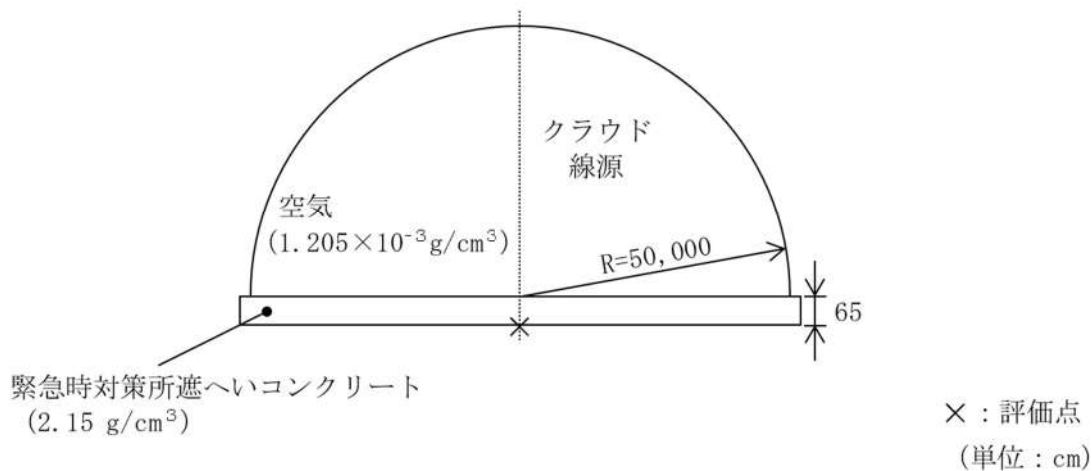
また、クラウドシャインガンマ線による被ばく線量は、相対線量を基に評価した線量に対して遮蔽効果を考慮することで評価しており、相対線量は審査ガイドに基づき放射性雲が評価点周りにも存在しているものとして評価している（図添 8-2）。

なお、本評価では、緊急時対策所遮へいのうち最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート厚：64.5cm）を参照しており、保守的な遮蔽モデルとなっている。

表添 8-1 緊急時対策所 生体遮蔽厚さ

	遮蔽厚さ※	
	緊急時対策所指揮所	緊急時対策所待機所
壁	85 cm	85 cm
天井	65 cm	65 cm
床	150 cm	150 cm

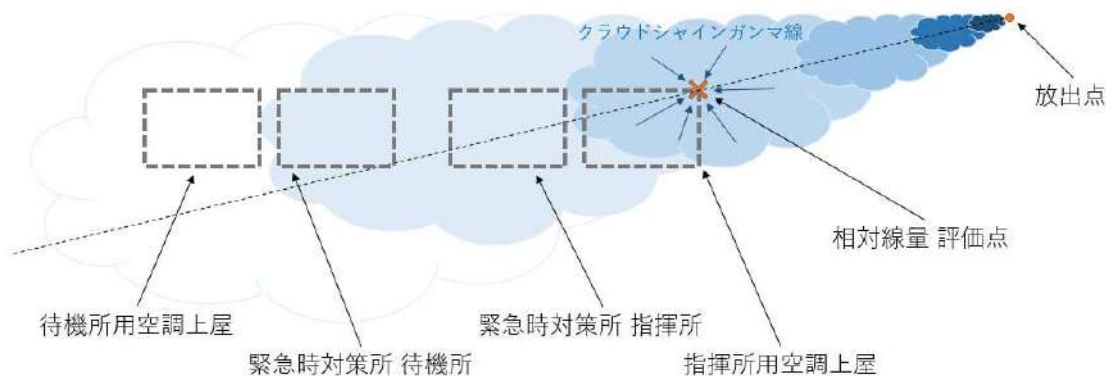
※ 公称値を記載。



緊急時対策所遮へいの組成をコンクリートとした場合と空気とした場合のそれぞれの線量率の比から減衰率を算出する。

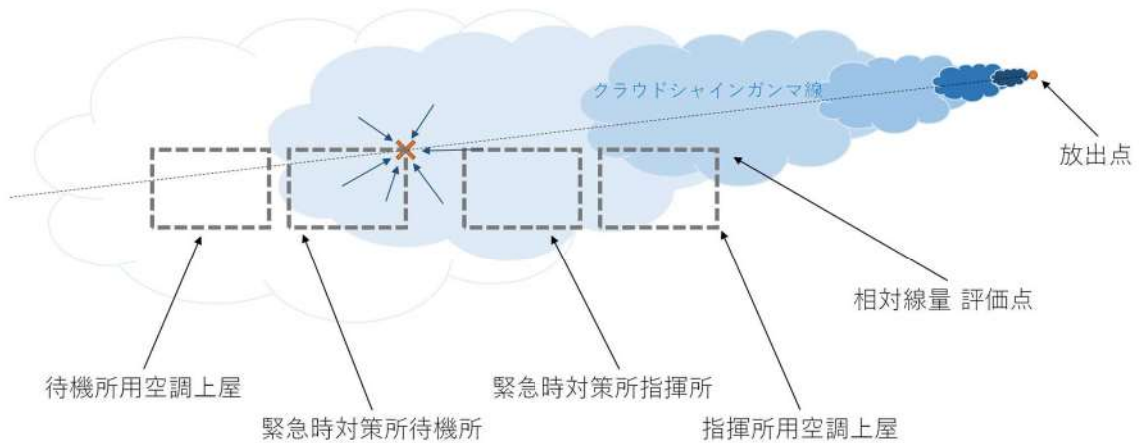
【マイナス側施工誤差】  
マイナス側施工誤差については、5 mm を考慮する。

図添 8-1 クラウドシャインガンマ線に対する緊急時対策所遮へいによる減衰率計算モデル



図添 8-2 (1/2) ガウスプルームモデルによる相対線量評価イメージ図  
(緊急時対策所指揮所)





図添 8-2 (2/2) ガウスプルームモデルによる相対線量評価イメージ図  
(緊急時対策所待機所)

### 3. 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは、以下に示す式を用いて評価した。

コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 $R$ は、クラウドの放射性核種が放出する $\gamma$ 線スペクトルを考慮した線源に対する、コンクリートによる減衰率を QAD-CGGP2R を用いて計算して得られた結果から設定した。

$$D_c = K \cdot (D/Q) \cdot Q \cdot R \cdot 1000$$

- $D_c$  : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 [mSv]
- $K$  : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数 [Sv/Gy]  
(1Sv=1Gy とする。)
- $D/Q$  : 気象データに基づく $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV 換算の相対線量 [Gy/Bq]
- $Q$  : 7日間の積算放出放射エネルギー ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV 換算値) [Bq]
- $R$  : コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 [-]

### 4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表添 8-2 に示す。

表添8-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量 <sup>※1</sup> [mSv]
緊急時対策所指揮所	7日	約 $7.3 \times 10^{-2}$
緊急時対策所待機所	7日	約 $6.8 \times 10^{-2}$

※1 施工誤差を考慮した線量

## 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

なお、放射性物質は、緊急時対策所指揮所用空調上屋北東部の外壁における相対濃度を用いて求めた濃度で、緊急時対策所の屋上及び緊急時対策所周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。具体的な評価方法を以下に示す。

## 1. 地表面沈着量及び積算線源強度

地表面沈着量は、次式にて算出する。また、沈着した放射性物質は再浮遊等せずに7日間堆積し続けると想定し線源を設定した。

## (1) 放出期間中（事故発生後 24～34 時間）

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t})$$

ここで、

$AG_i(t)$  : 時刻  $t$ , 核種  $i$  の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m<sup>2</sup>)

$VG_i$  : 時刻  $t$ , 核種  $i$  の沈着速度 (m/s) (注)

$\chi/Q$  : 時刻  $t$  の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_i$  : 時刻  $t$ , 核種  $i$  の放射性物質の放出率 (Bq/s)

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 (1/s)

(注) 地表面物質への乾性沈着及び降雨時の湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

## (2) 放出期間後（事故発生後 34～168 時間）

$$AG_i(t) = AG_i^0 \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t)$$

ここで、

放出停止時点を  $t=0$  とする

$AG_i^0$  : 34 時間時点における核種  $i$  の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m<sup>2</sup>)

核種の大気中への放出率[Bq/s]は表添1-1に基づき評価した。また、相対濃度は表添1-4の値を用いた。ここで、地表面（緊急時対策所の屋上を含む）に沈着した放射性物質の濃度については、線源範囲が緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通のため、いずれの評価においても、代表して安全側となる緊急時対策所指揮所の相対濃度を用いた。

地表面への沈着速度は表添1-8のとおり1.2[cm/s]（乾性沈着速度の4倍）とした。

核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射（UO2）を考慮したORIGEN2 ライブラリ（gxuo2brm.lib）値から求めた。

以上の条件に基づき評価した積算線源強度を表添9-1に示す。

表添 9-1 グランドシャインガンマ線源強度（7日間積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	積算線源強度(MeV)	
		緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
0.1	$E \leq 0.1$	$1.6 \times 10^{19}$	$1.6 \times 10^{19}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$2.7 \times 10^{18}$	$2.7 \times 10^{18}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$6.4 \times 10^{19}$	$6.4 \times 10^{19}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$1.6 \times 10^{20}$	$1.6 \times 10^{20}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$4.3 \times 10^{20}$	$4.3 \times 10^{20}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$3.4 \times 10^{20}$	$3.5 \times 10^{20}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$1.2 \times 10^{20}$	$1.3 \times 10^{20}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.3 \times 10^{19}$	$1.3 \times 10^{19}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$1.0 \times 10^{19}$	$1.0 \times 10^{19}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$2.7 \times 10^{17}$	$2.7 \times 10^{17}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$8.5 \times 10^{13}$	$8.6 \times 10^{13}$
5	$4 < E \leq 6$	$2.6 \times 10^{13}$	$2.6 \times 10^{13}$
7	$6 < E \leq 8$	$2.9 \times 10^7$	$2.9 \times 10^7$
9.5	$8 < E$	$4.5 \times 10^6$	$4.6 \times 10^6$



## 2. 評価体系

### (1) 線源領域

#### a. 緊急時対策所の屋上に沈着した放射性物質

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上には、指揮所用空調上屋北東部の外壁における相対濃度を用いて求めた濃度で放射性物質が一様に沈着しているものとした。

線源領域は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上面の寸法（いずれも約14.85m×約14.85m）と同一とした。

#### b. 緊急時対策所周りの地表面に沈着した放射性物質

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上以外の地表へ沈着するグランドシャインガンマ線の線源範囲は図添9-1から図添9-4に示す通り、緊急時対策所周围の現実的な地形を考慮して設定した。具体的には、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の設置レベル（T.P. 39.0m）と同一レベルの地表面及び緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所から直視可能な斜面をグランドシャインガンマ線源範囲とした。また、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の設置レベルに対して地表レベルに高低差がある地表面及び他建屋屋上に沈着した放射性物質並びに緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に対して他建屋を挟んだ位置の地表面に沈着した放射性物質は、地表面及び他建屋による遮蔽効果が考慮できるためグランドシャインガンマ線源範囲から除外した（緊急時対策所指揮所の評価で緊急時対策所待機所により遮蔽される範囲（図添9-4の線源範囲1）、或いは緊急時対策所待機所の評価で緊急時対策所指揮所により遮蔽される範囲（図添9-4の線源範囲14）は、それぞれの評価では考慮しない）。なお、線量評価においては、図添9-4に示すグランドシャインガンマ線源範囲を複数の長方形に区切るによりモデル化し、図添9-5に示す評価モデルにてグランドシャインガンマ線量を評価した。

### (2) 遮蔽及び評価点

グランドシャインガンマ線の評価においては、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの遮蔽による低減効果を考慮した。本遮蔽モデルでは、生体遮蔽装置以外の壁による遮蔽効果には期待しておらず、保守的な遮蔽モデルとなっている。遮蔽モデル図を図添9-5に示す。

評価点は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの床上1.5mとした。また、緊急時対策所滞在時のグランドシャインガンマ線量の計算概要図を図添9-6に示す。

## 3. 評価コード

評価コードは、QAD-CGGP2R コード<sup>\*1</sup>を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP 法を用いて計算した。

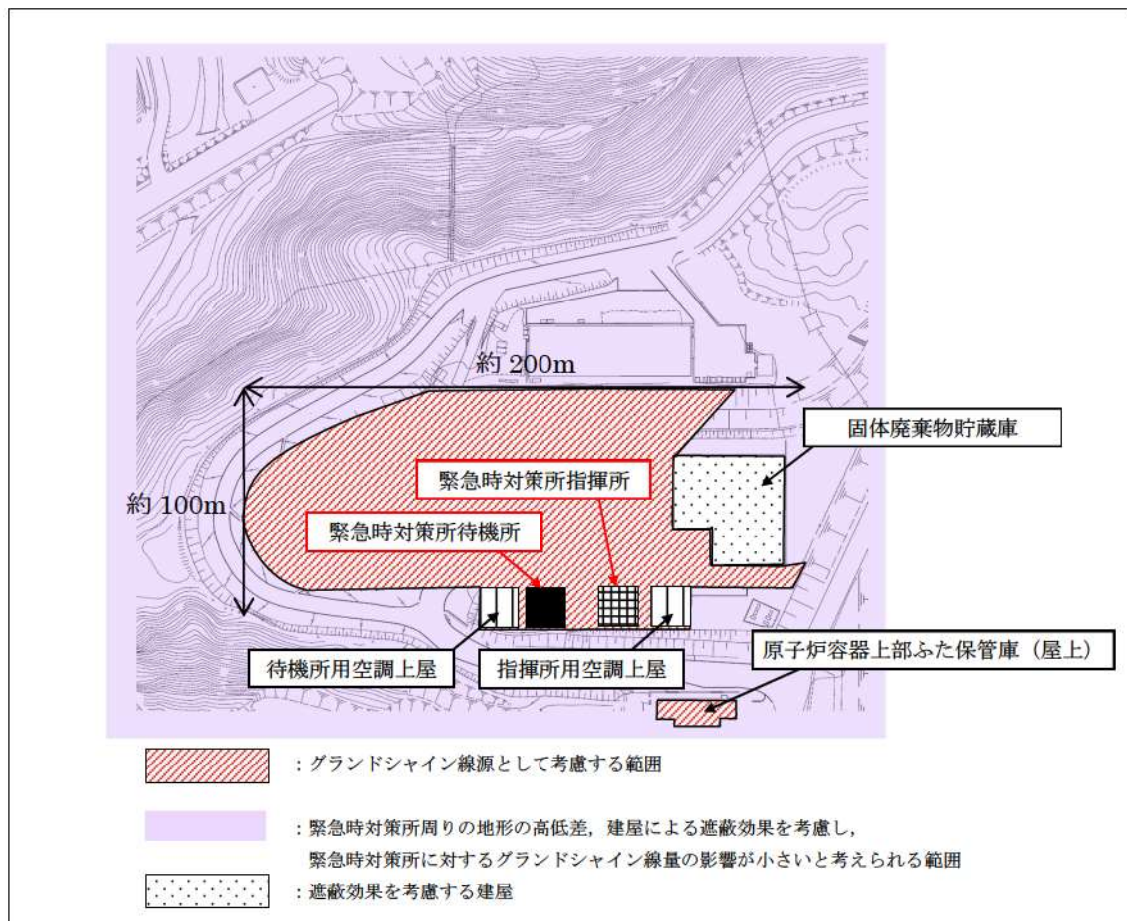
#### 4. 評価結果

グラウンドシャインガンマ線による被ばく評価結果を表添9-2に示す。

表添9-2 グラウンドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

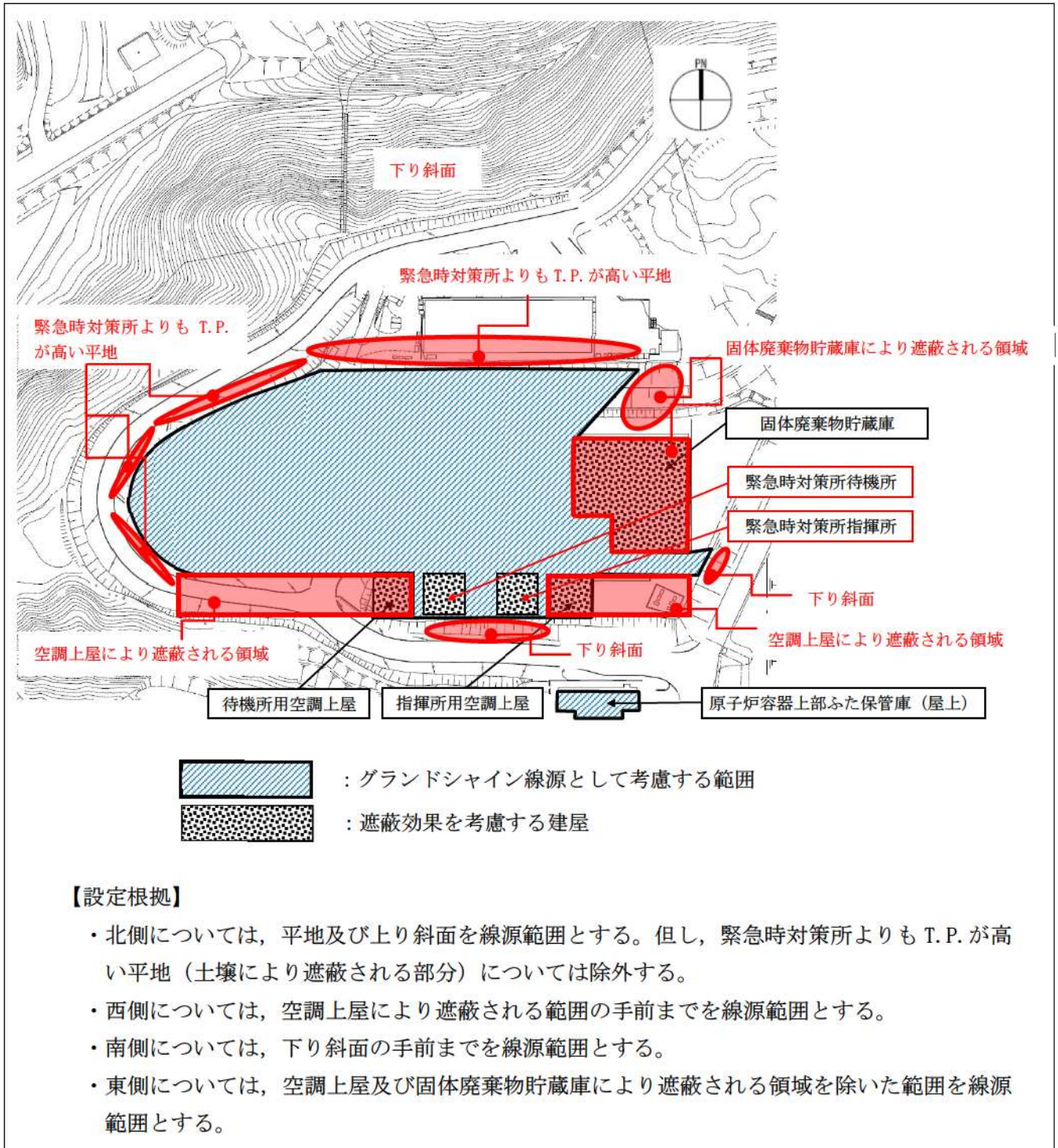
評価位置	積算日数	実効線量 <sup>※1</sup> [mSv]
緊急時対策所指揮所	7日	約 $4.3 \times 10^0$
緊急時対策所待機所	7日	約 $3.9 \times 10^0$

※1 施工誤差を考慮した線量



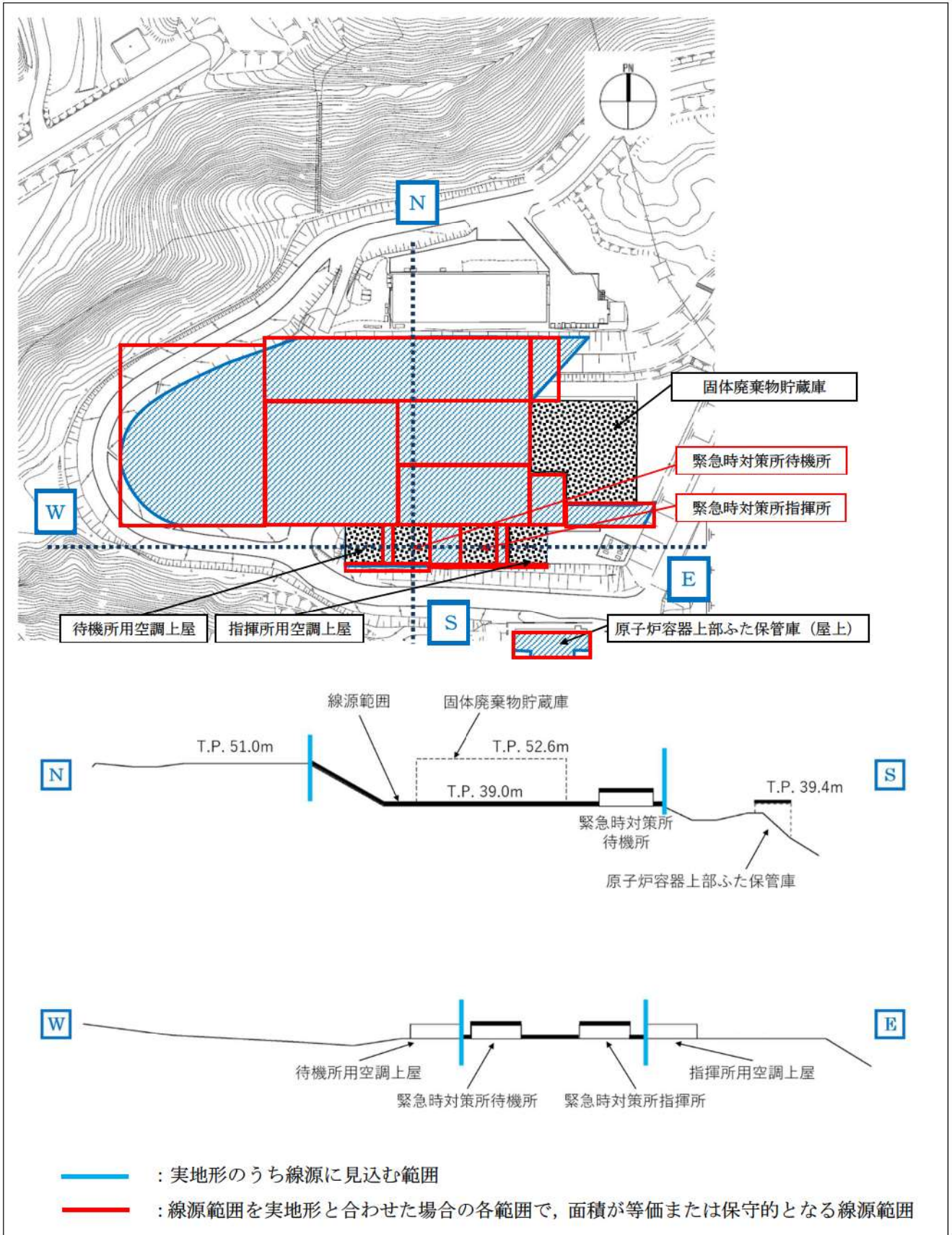
図添 9-1 緊急時対策所のグラウンドシャインガンマ線量評価において考慮する線源範囲



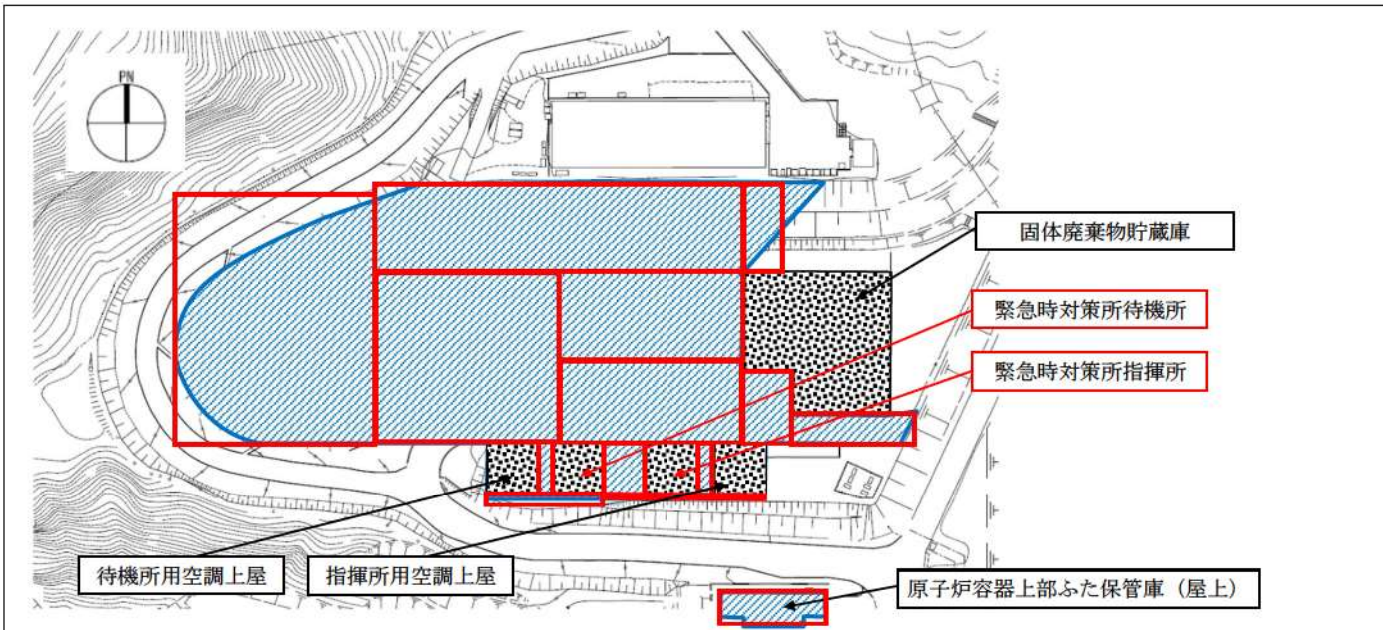


図添 9-2 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の設定根拠



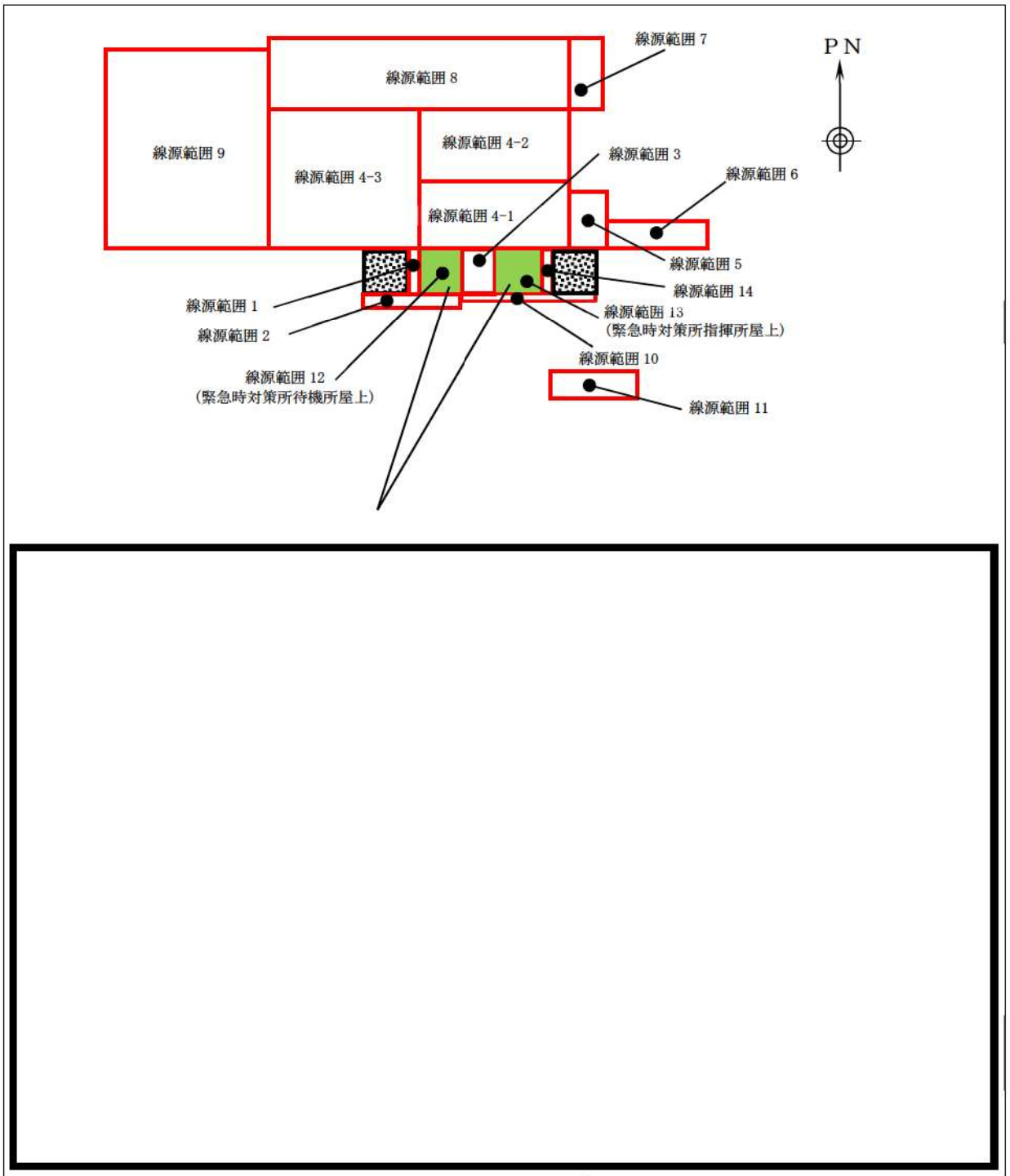


図添 9-3 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の断面図



図添 9-4 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の設定

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。  
61-6-67




図添9-5 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の評価モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





図添 9-6 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所滞在時のグランドシャインガンマ線量計算概要

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

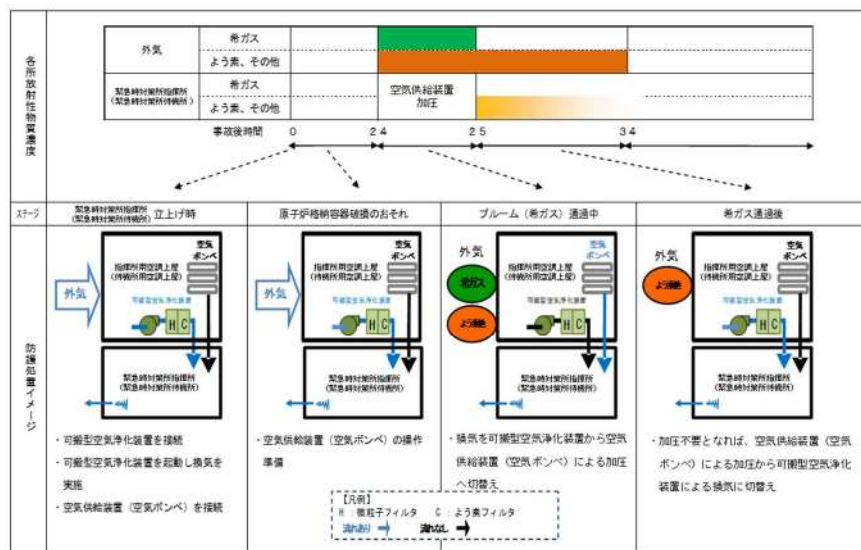
外気から取り込まれた放射性物質による被ばくについて

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくは、図添10-1に示すタイムチャートを基に整理した以下のフェーズごとに評価した。

フェーズⅠ：放射性雲の通過前

フェーズⅡ：空気供給装置による正圧化期間（放射性雲の通過中）

フェーズⅢ：可搬型空気浄化装置により屋外から直接空気を取り込んで加圧している期間



図添10-1 緊急時対策所における換気設備のタイムチャート  
 (「61-8 適合状況説明資料(補足説明資料)」から抜粋)

(1) 評価方法及び評価結果

各期間における評価方法及び評価結果について、以下 a. ～ c. 及び表添10-1に示す。a. ～ c. に示す評価方法は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通である。

a. 放射性雲の通過前

放射性物質の放出開始前においては室内への放射性物質の取り込みはない。

b. 空気供給装置による正圧化期間（放射性雲の通過中）

空気供給装置により室内を正圧化し、室内への外気の流入を遮断することから、室内への放射性物質の取り込みはない。

c. 可搬型空気浄化装置により屋外から直接空気を取り込んで加圧している期間

緊急時対策所に取り込まれる放射性物質量の時間変化及び放射性物質の吸入摂取による緊急時対策所での被ばくについては、IENISA内規「原子力発電所中央制御室の居住性に係る

被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27 原院第1号 平成21年8月12日）」に記載の式に従い、緊急時対策所の換気設備の設計に基づいて評価している。評価条件については、「添付資料1 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件」に示すとおりである。

なお、放出停止後、可搬型空気浄化装置の排気による緊急時対策所内の放射性核種の減少は以下となる。

$$Q = Q_0 \cdot \exp(-\Lambda t)$$

$Q_0$ : 放出停止時点の濃度

$\Lambda$ : 排出による減衰係数

ここで、 $\Lambda = F_1/V$

$F_1$ : 外気取込流量(1020m<sup>3</sup>/h)

$V$ : 緊急時対策所内容積(650m<sup>3</sup>)

であるので、

$$\Lambda = 1.569 \text{ (1/h)}$$

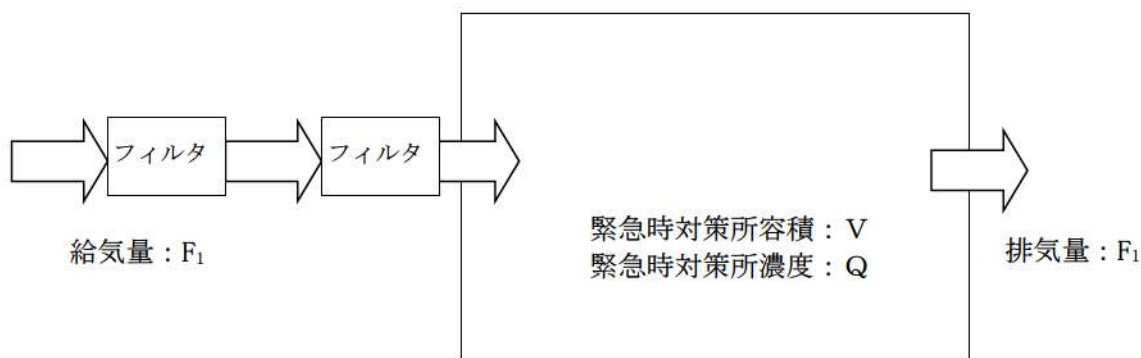
このため、緊急時対策所内の放射能濃度は1時間経過ごとに約1/4.8になる。ただし、希ガスは空気供給装置加圧により室内に侵入していないため、室内濃度は当初から0である。

$V$  : 650m<sup>3</sup>

$F_1$  : 1020m<sup>3</sup>/h

フィルタ DF (有機よう素) : 20

フィルタ DF (無機よう素, その他) : 100



図添 10-2 濃度評価モデル(完全混合ボックスモデル)



表添10-1 緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく評価結果

被ばく経路	評価位置	積算日数	実効線量[mSv]
吸入摂取による 内部被ばく	緊急時対策所指揮所	7日	約 $7.7 \times 10^0$
外部被ばく	緊急時対策所指揮所	7日	約 $5.4 \times 10^{-3}$
吸入摂取による 内部被ばく	緊急時対策所待機所	7日	約 $7.2 \times 10^0$
外部被ばく	緊急時対策所待機所	7日	約 $5.0 \times 10^{-3}$

緊急時対策所の対策要員の被ばく線量の評価結果を表添10-2に示す。

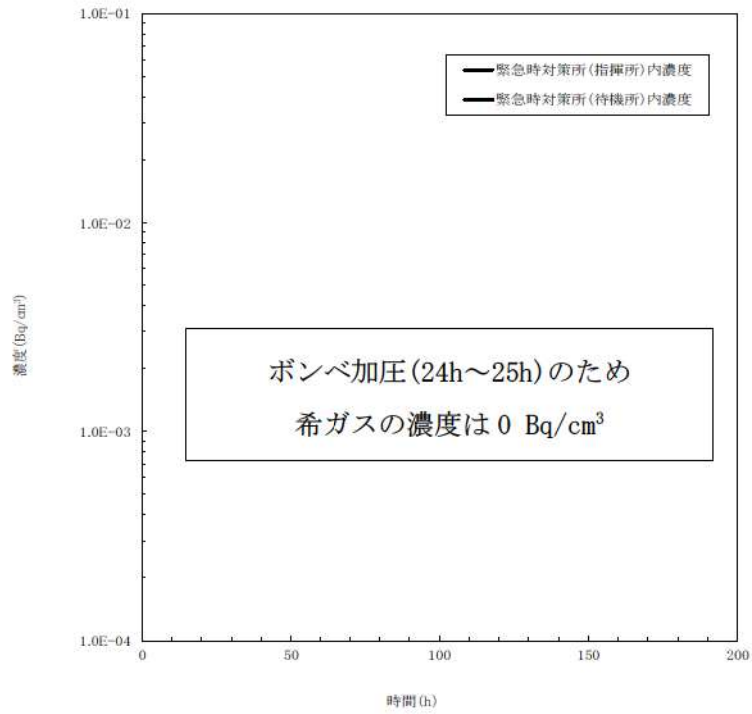
これよりわかるとおり、経路③の建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及び④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばくが支配的となる。

緊急時対策所内の濃度変化は外気から放射性物質を取り込む経路③によるもののため、経路③における放射性物質濃度の時間変化を図添10-3～図添10-7に示す。また、経路③及び経路④による被ばくの積算線量の時間変化を図添10-8～図添10-11に示す。

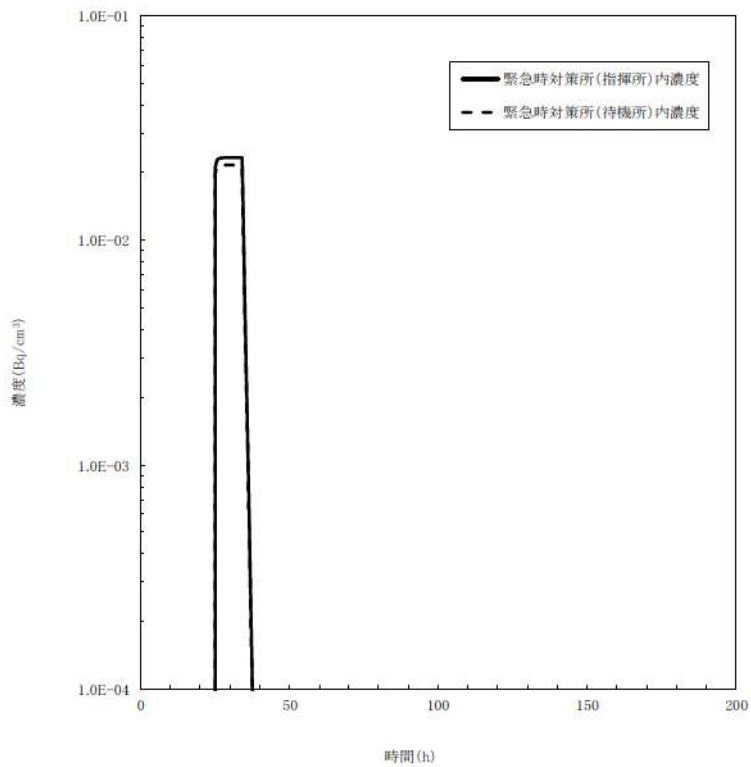
なお、参考として、寄与が小さい他の経路も含む各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴を表添10-3に示す。

表添 10-2 緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

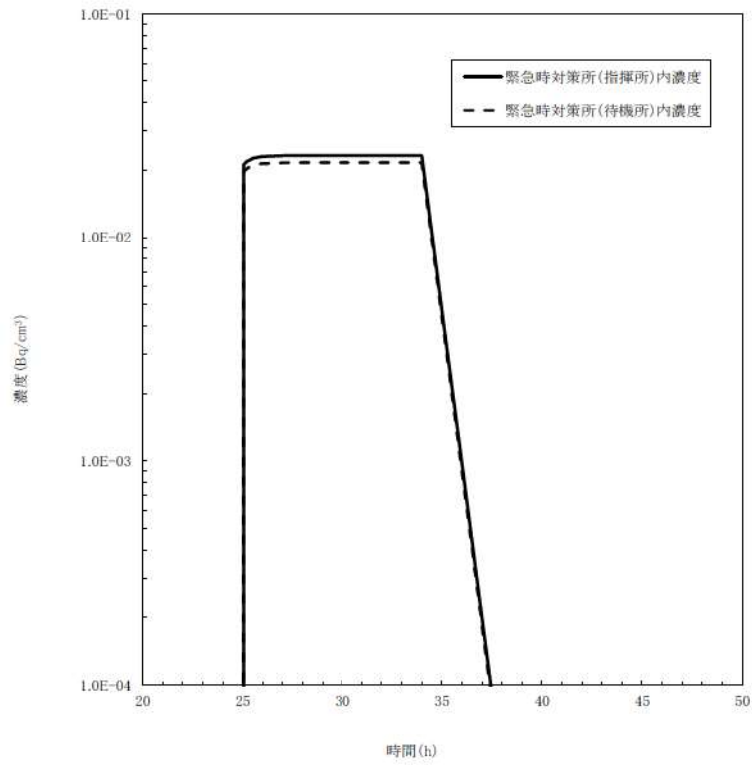
被ばく経路		実効線量(mSv)	
		緊急時対策所指揮所	緊急時対策所待機所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$	約 $9.9 \times 10^{-4}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $6.8 \times 10^{-2}$
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$	約 $7.2 \times 10^0$
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.3 \times 10^0$	約 $3.9 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13	約 12



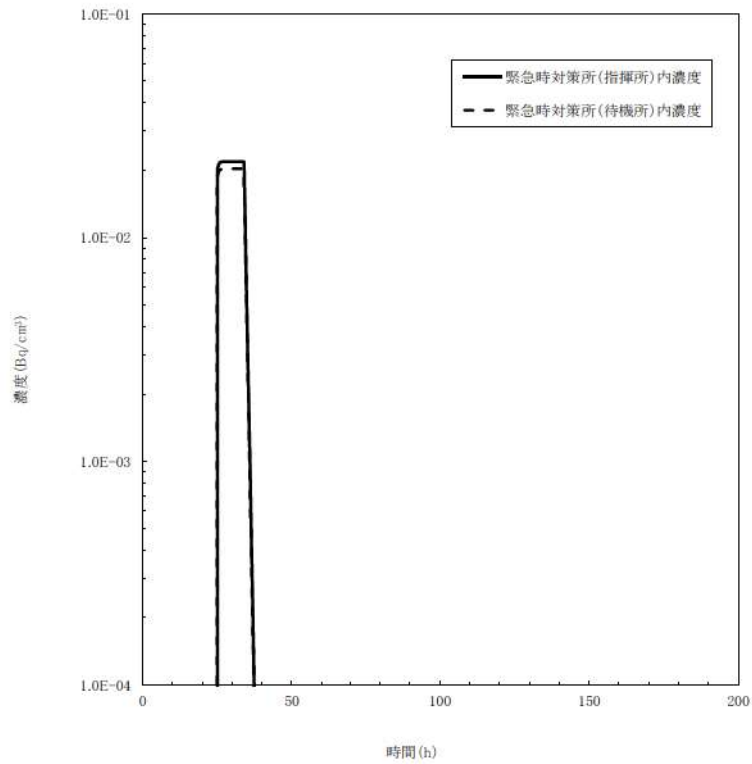
図添10-3 緊急時対策所内の希ガス濃度 (0.5MeV換算値)



図添 10-4 緊急時対策所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (0~200 時間)

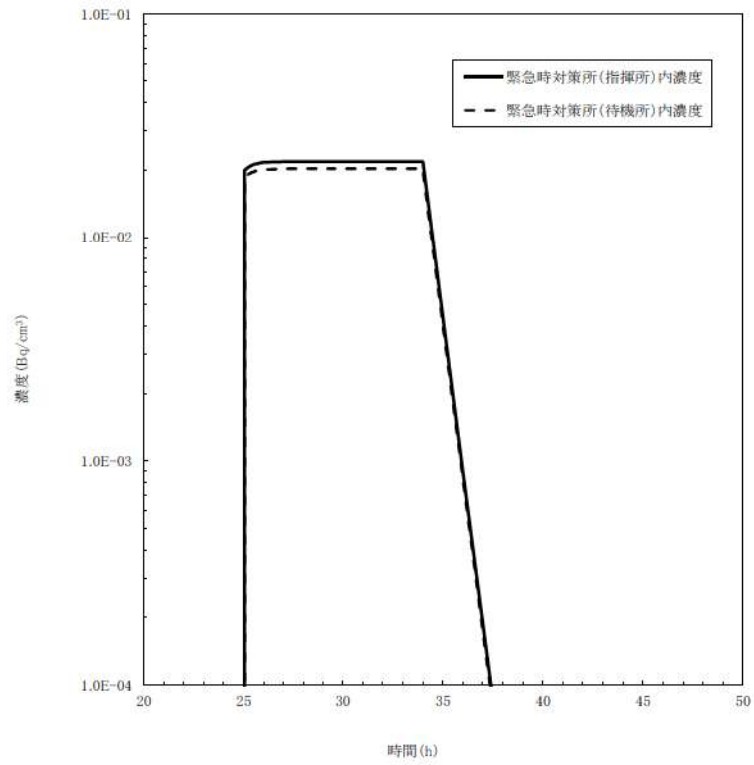


図添 10-5 緊急時対策所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (20~50 時間)



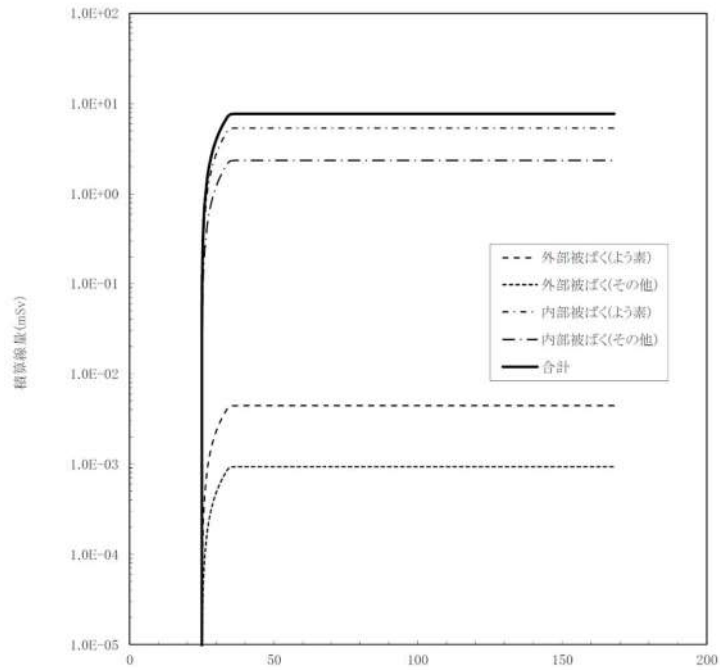
図添10-6 緊急時対策所内のその他核種濃度 (Gross) (0~200時間)



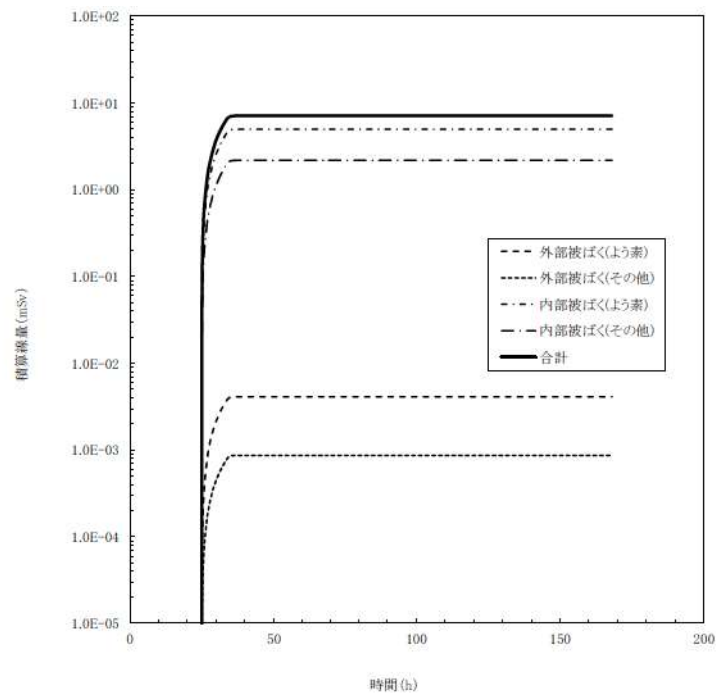


図添 10-7 緊急時対策所内のその他核種濃度 (Gross) (20~50 時間)

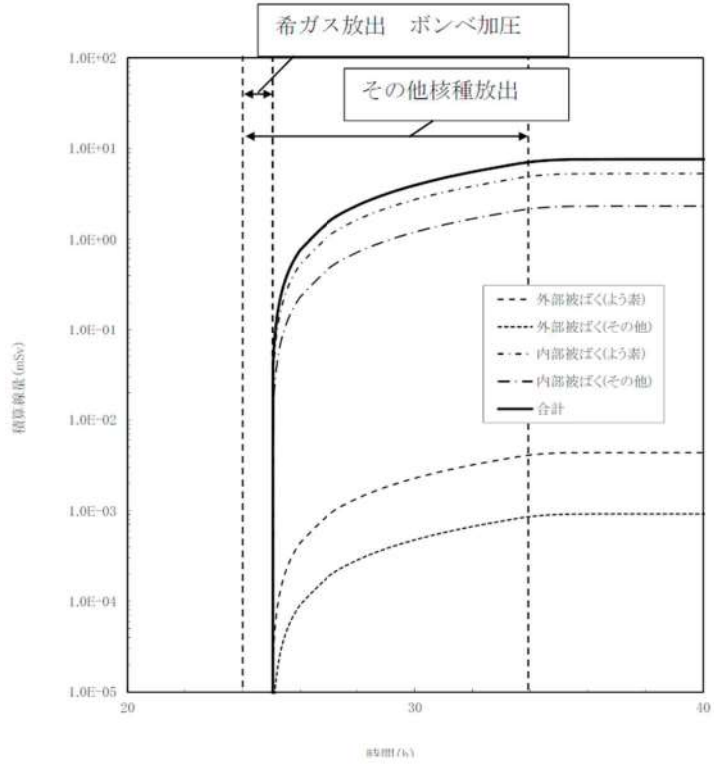
経路③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく



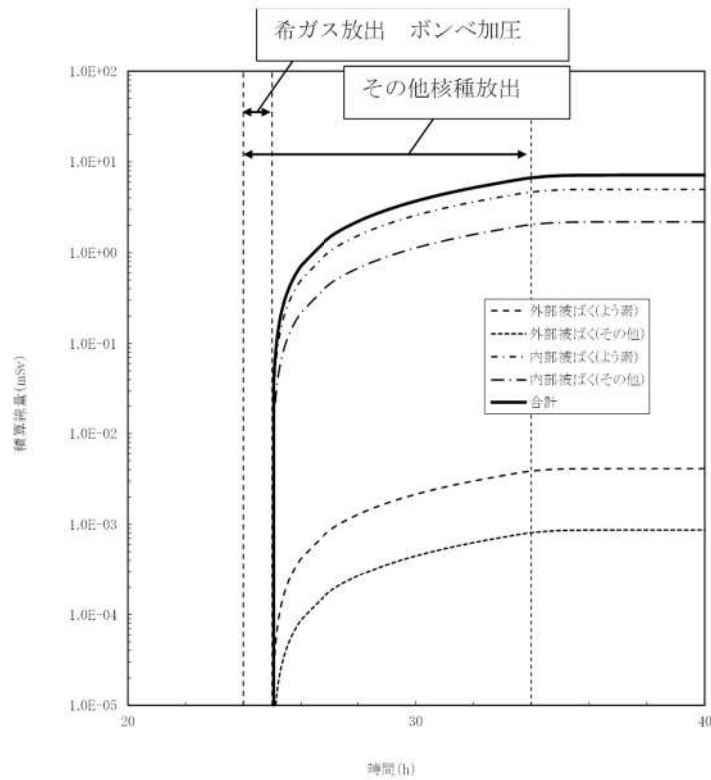
図添 10-8 (1/2) 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所指揮所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)



図添 10-8 (2/2) 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所待機所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)



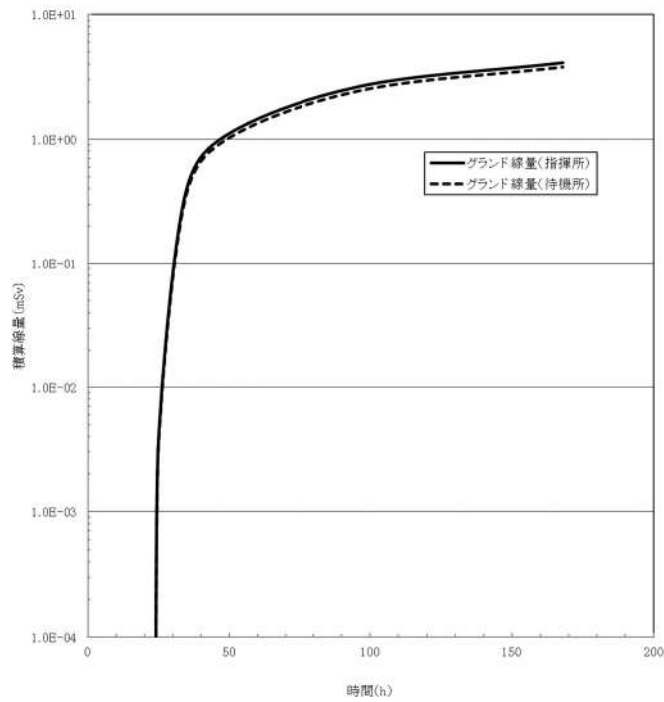
図添 10-9 (1/2) 外気から取り込まれた放射性物質による  
緊急時対策所指揮所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)



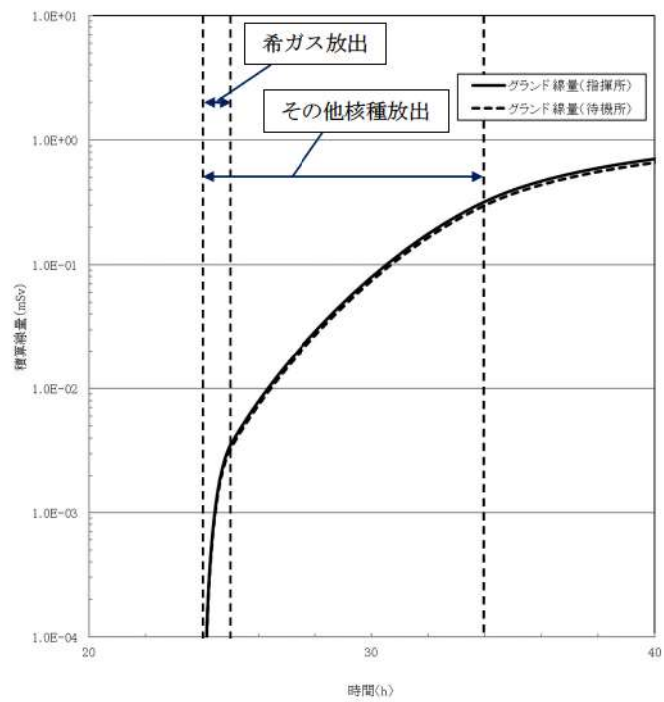
図添 10-9 (2/2) 外気から取り込まれた放射性物質による  
緊急時対策所待機所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)



経路④ 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での被ばく

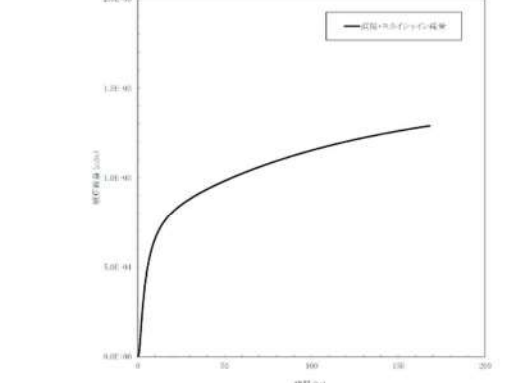
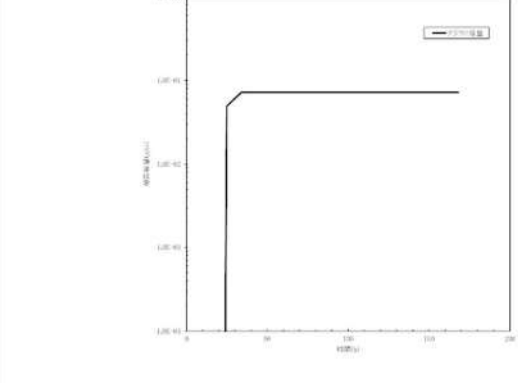
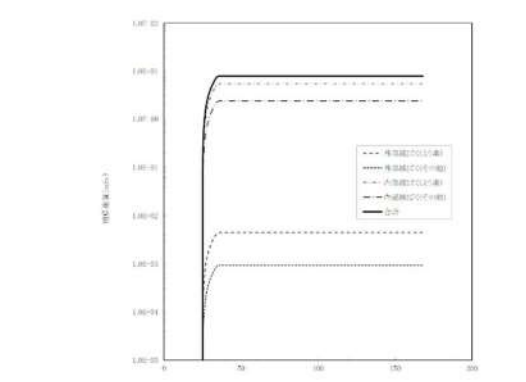
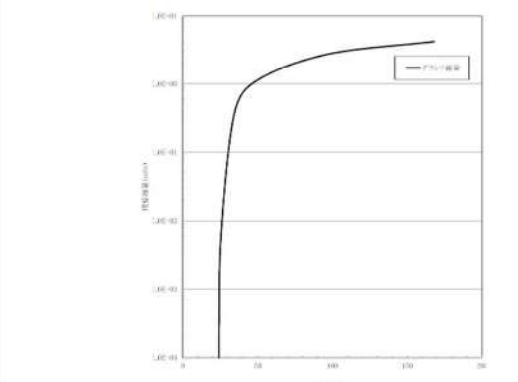


図添 10-10 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)



図添 10-11 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

表添 10-3 各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴（参考）※

<p>①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく</p>	<p>②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線により、直接・スカイシャイン線量は徐々に増加する。</li> <li>緊急時対策所には十分な遮蔽があるため、積算線量は約 <math>1.3 \times 10^{-3}</math> mSv/7日である。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>クラウド線量は、事象発生後 24～34 時間に放射性物質が放出する期間、線量は増加するものの放射性物質通過後は線量は横ばいとなる。</li> <li>緊急時対策所の積算線量は約 <math>7.3 \times 10^{-2}</math> mSv/7日と十分小さい。</li> </ul>
<p>③外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく</p>	<p>④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>積算線量は、放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間に上昇するものの、34 時間以降は放射性物質の放出は無く、緊急時対策所内は換気されるため、積算線量はほぼ横ばいとなる。</li> <li>緊急時対策所の積算線量は、約 7.7mSv/7日と被ばく経路の中で最も支配的となる。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間は線量が上昇し、34 時間以降は放射性物質の放出はないものの沈着した放射性物質からのガンマ線により徐々に増加する。</li> <li>緊急時対策所の積算線量は、約 4.3mSv/7日と大きい。</li> </ul>

※ イメージ図と特徴については、傾向が同様であるため緊急時対策所指揮所で代表している。

空気供給装置による加圧開始が遅延すること及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化  
フィルタユニットに取り込まれる放射性物質による影響について

緊急時対策所では、空気供給装置による加圧開始の遅れ時間は最長でも2分以内\*となるように設計している。

空気供給装置による加圧開始が遅延した場合、空気供給装置による正圧化が開始されるまでの間、緊急時対策所には可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンにより外気が取り込まれる。ここでは、空気供給装置による加圧開始が遅延することによる被ばくへの影響を評価した。

また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、放射性雲の通過中においては停止し、空気供給装置により正圧化することでフィルタを通過しない外気の侵入を防止しているが、仮に放射性雲の通過中においても可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンによって可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに放射性物質が取り込まれ線源となった場合の被ばくへの影響についても評価した。

評価の結果、空気供給装置による加圧開始が2分間遅延した場合、室内に外気から取り込まれた放射性物質による7日間の積算被ばく線量は遅延しない場合と比べ約  $1.0 \times 10^4 \text{mSv}$  上昇し、約  $1.8 \times 10^4 \text{mSv}$  と評価された。このことから遅延時間を設計上の最長時間（2分間）と想定した場合に、室内に外気から取り込まれた放射性物質以外の他の被ばく経路からの被ばく線量（約  $4.3 \text{mSv}$ ）と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で  $100 \text{mSv}$  を超えないことを確認した。

また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの線量は7日間で約  $2.3 \times 10^{-4} \text{mSv}$  となった。このことから可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの線量は可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット以外の他の被ばく経路からの被ばく線量（約  $13 \text{mSv}$ ）と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で  $100 \text{mSv}$  を超えないことを確認した。

※「61-8 適合状況説明資料(補足説明資料)」の「3.2 事象発生後の要員の動きについて」の「(4) 緊急時対策所における換気設備等について」を参照

## 1. 影響を受ける被ばく経路

空気供給装置による正圧化開始が遅延すること及び換気設備の可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに放射性物質が取り込まれることにより影響を受ける被ばく経路は以下のとおり。

- ・室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- ・可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく

## 2. 各被ばく経路からの被ばく線量

### (1) 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法及び評価結果を以下に示す。



a. 放射性物質の濃度

緊急時対策所内の放射性物質の濃度は、換気設備及び空気供給装置の効果を考慮し以下の式で評価した。

$$m_k(t) = \frac{M_k(t)}{V}$$

【換気設備で正圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_1}{V} \cdot M_k(t) + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot Q_k(t)$$

【空気供給装置で正圧化する場合】

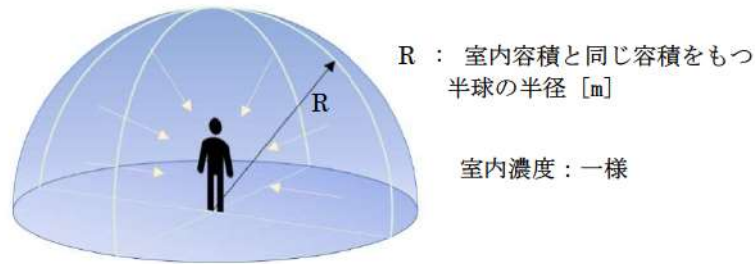
$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_2}{V} \cdot M_k(t)$$

- $m_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[Bq/m<sup>3</sup>]  
 $M_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の室内の放射能量[Bq]  
 $V$  : 空調バウンダリ内容積[m<sup>3</sup>]  
 $\lambda_k$  : 核種 k の崩壊定数[1/s]  
 $G_1$  : 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量[m<sup>3</sup>/s]  
 $G_2$  : 空気供給装置の空気供給量[m<sup>3</sup>/s] (安全側にゼロとした)  
 $E_k$  : 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率[%]  
 $S_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度[Bq/m<sup>3</sup>]  
 $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>]  
 $Q_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

大気中への放出率[Bq/s]は表添 1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表添 1-4 の値を用いた。

b. 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した評価体系を図添 11-1 に示す。なお、線源領域は緊急時対策所内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。



図添 11-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

c. 評価コード

緊急時対策所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt$$

- $H$  : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 (Sv)
- $R$  : 呼吸率 (1.2/3600) ※1 (m<sup>3</sup>/s)
- $H_{k\infty}$  : 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2 (Sv/Bq)
- $C_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $T$  : 評価期間 (s)

※1 ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づき設定

【外部被ばく】

$$H = \sum_k \int_{t_0}^{t_1} \frac{1}{2} \cdot \frac{K}{\mu} \left[ \frac{A}{1 + \alpha_1} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0) \} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0) \} \right] \cdot \frac{E_{\gamma k}}{0.5} \cdot A_{CTk}(t) dt$$

- $H$  : 放射性物質の  $\gamma$  線による外部被ばく線量 (mSv)  
 $K$  : 線量率換算係数  $0.5 \text{MeV} \cdots 8.92 \times 10^{-6}$  ((mSv/h)/( $\gamma$ /cm<sup>2</sup>/s))  
 $A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5 MeV  $\gamma$  線)  
 $A = 24.0$   
 $\alpha_1 = -0.138$   
 $\alpha_2 = 0.0$   
 $\mu$  : 線減衰係数  $1.0 \times 10^{-4}$  (cm<sup>-1</sup>) (空气中 0.5 MeV  $\gamma$  線)  
 $R_0$  : 半球の半径  $R_0 = \left( \frac{3}{2} \cdot \frac{V}{\pi} \right)^{1/3} \times 100$  (cm)  
 $V$  : 外部  $\gamma$  線による全身に対する線量評価時の自由体積 (m<sup>3</sup>)  
 $E_{\gamma k}$  : 核種  $k$  の  $\gamma$  線実効エネルギー (MeV/dis)  
 $A_{CT}(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の緊急時対策所内放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

d. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表添 11-1 に示す。

表添 11-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果  
(空気供給装置による加圧が 2 分間遅延した場合)

評価位置	被ばく経路	積算日数	実効線量[mSv]
緊急時対策所	内部被ばく	7 日	$7.5 \times 10^0$
	外部被ばく	7 日	$1.1 \times 10^1$
	合計	7 日	$1.8 \times 10^1$

- (2) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく  
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法を以下に示す。

a. 積算線源強度

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット内の積算線源強度[MeV]は、核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]を乗ずることで評価し



た。積算線源強度の評価結果を表添 11-3 に示す。

なお、放射性雲の通過中は空気供給装置により加圧するために換気設備は停止するが、保守的に放射性雲の通過中も換気設備は運転され取り込まれた放射性物質がフィルタに付着するものとして評価した。

$$S_{\gamma} = \sum_k Q_k \cdot S_{k\gamma}$$

ここで、

$S_{\gamma}$  : エネルギー  $\gamma$  のガンマ線の積算線源強度 [MeV]

$Q_k$  : 核種  $k$  の積算崩壊数 [Bq · s]

$S_{k\gamma}$  : 核種  $k$  のエネルギー  $\gamma$  のガンマ線の放出率 [MeV/(Bq · s)]

ここで、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質の積算崩壊数は以下の 1) , 2) に示す式により放出期間中及び放出期間後の積算崩壊数を合計して評価した。なお、本評価においては、希ガス以外に対する可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率を保守的に 100% とした。

(a) 放出期間中 (事故発生後 24~34 時間) の積算値

$$Q_k = (\chi/Q) \cdot q_k \cdot \frac{G}{\lambda_k} \cdot \left( \Delta T_1 - \frac{1 - \exp(-\lambda_k \cdot \Delta T_1)}{\lambda_k} \right)$$

ここで、

$Q_k$  : 核種  $k$  の積算崩壊数 [Bq · s]

$(\chi/Q)$  : 相対濃度 [s/m<sup>3</sup>]

$q_k$  : 核種  $k$  の放出率 [Bq/s]

$G$  : 換気設備による取込の体積風量 [m<sup>3</sup>/s]

$\lambda_k$  : 核種  $k$  の崩壊定数 [1/s]

$\Delta T_1$  : 評価期間 [s] (事故発生後 24 時間から 34 時間までの 10 時間)

(b) 放出期間後 (事故発生後 34~168 時間) の積算値

$$Q_k = (\chi/Q) \cdot R_k \cdot \frac{G}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot \Delta T_2))$$

ここで、

- $R_k$  : 核種 k の積算放出量に放出期間中（事故発生後 24 時間から 34 時間まで）の減衰を考慮した値[Bq]
- $\Delta T_2$  : 評価期間[s]（事故発生後 34 時間から 168 時間までの 134 時間）

核種の大気中への放出率[Bq/s]は表添 1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表添 1-4 の値を用いた。

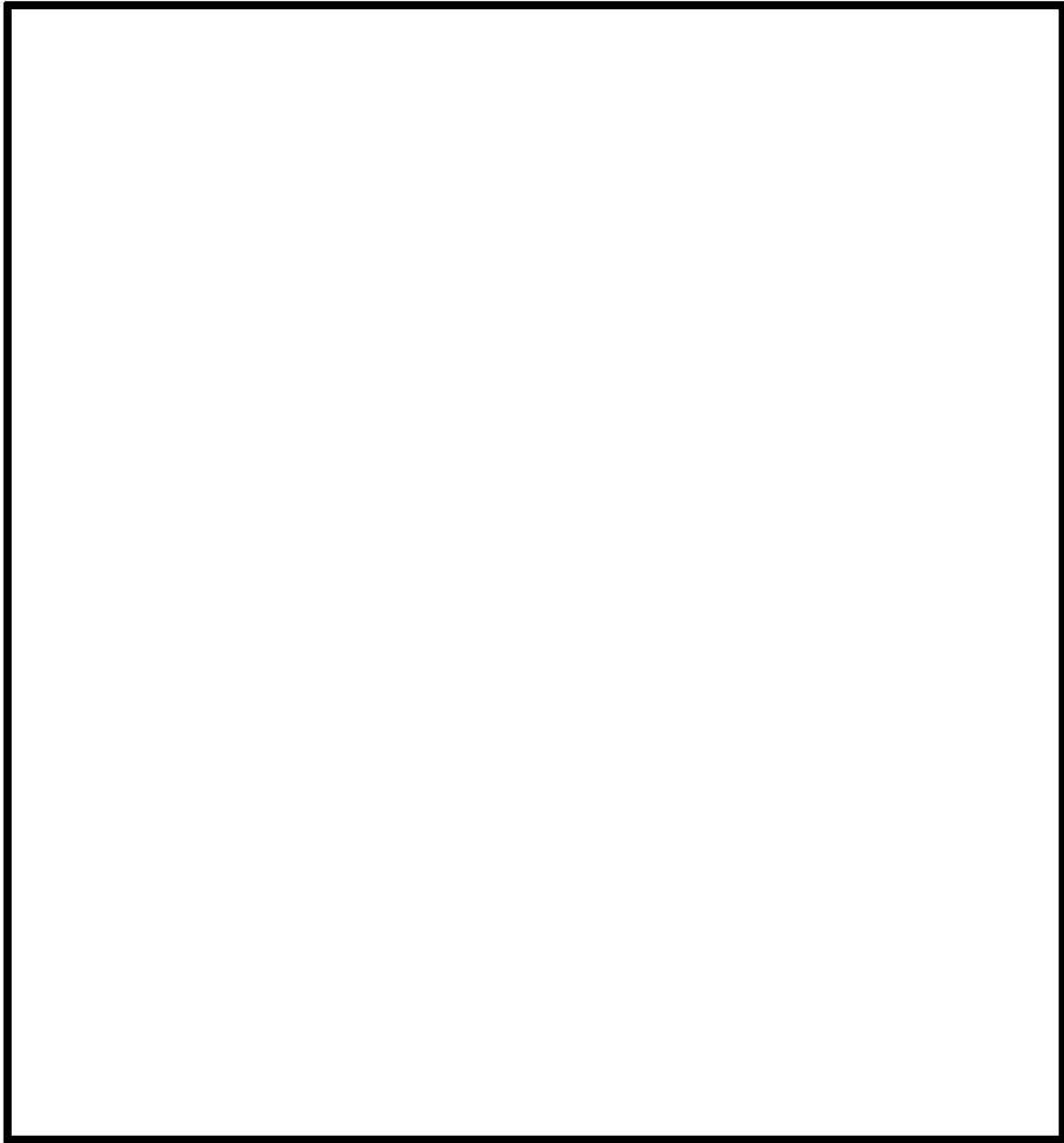
核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射 (UO<sub>2</sub>) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求めた。

また、遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) を用いた。

#### b. 評価体系

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価に当たり、想定した評価体系を図添 11-2 に示す。線源 (フィルタ) と評価点の距離は [ ] 遮蔽厚さはコンクリートで [ ] と仮定した。なお、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと空調上屋壁面の最近接距離は [ ] 以上あることから、本評価体系は保守的な結果を与える。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図添 11-2 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの  
ガンマ線による被ばくの評価モデル

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



c. 評価コード

QAD-CGGP2R コード<sup>※1</sup>を用いた。

※1: ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。

d. 評価結果

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果を表添 11-2 に示す。表添 11-2 により、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの実効線量は無視できる程度に小さいことが分かる。

表添 11-2 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量[mSv]
緊急時対策所	7日	$2.3 \times 10^{-4}$

表添 11-3 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの積算線源強度（7日間付着分）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$7.6 \times 10^{12}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$1.2 \times 10^{12}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$3.6 \times 10^{13}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$7.3 \times 10^{13}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.2 \times 10^{14}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$8.3 \times 10^{13}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$3.5 \times 10^{13}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$2.2 \times 10^{12}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$1.0 \times 10^{12}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$1.0 \times 10^{10}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$5.2 \times 10^7$
5	$4 < E \leq 6$	$1.6 \times 10^7$
7	$6 < E \leq 8$	$1.8 \times 10^1$
9.5	$8 < E$	$2.8 \times 10^0$

## 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率の設定について

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、エアロゾル粒子の捕集が可能な微粒子フィルタ及び無機よう素と有機よう素の捕集が可能なよう素フィルタを有している。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、フィルタの除去効率を設計値を基に微粒子フィルタは99.99%、よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%、99.99%としている。

以下に、温度及び湿度条件並びにフィルタの保持容量の観点から、被ばく評価におけるフィルタ除去効率の設定の妥当性について示す。

## 1. 温度及び湿度条件について

緊急時対策所は、原子炉建屋から離れた建屋内に設置されているため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、温度及び湿度条件の観点において、フィルタの除去効率を微粒子フィルタは99.99%、よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%、99.99%と設定することは妥当である。

## 2. 保持容量について

各フィルタの保持容量と事故期間中でのフィルタの捕集量を比較し、フィルタの保持容量が捕集量に対し十分大きいことから、被ばく評価におけるフィルタ除去効率の設定が妥当であることを示す。

## (1) フィルタの捕集量の評価方法

フィルタの捕集量は、安定核種を考慮した炉心内蔵量及び審査ガイドに定められる核種ごとの大気中への放出割合並びに大気拡散の効果、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量から算出した。なお、各フィルタが捕集可能な物質はすべてフィルタ内に捕集されるものとした。

また、評価に当たっては、放射性雲が通過する期間（事故発生24時間後から34時間後までの10時間）において、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンが25m<sup>3</sup>/minの風量で運転しているものと仮定した。

図添12-1及び図添12-2に、フィルタの捕集量評価過程について示す。

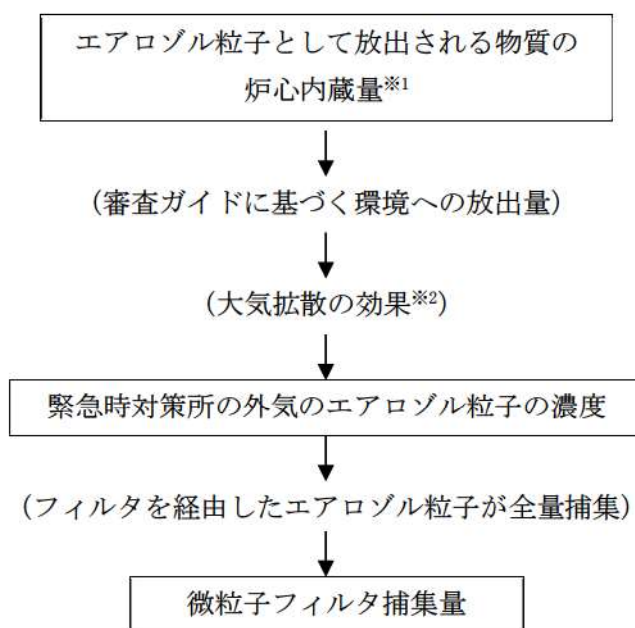
## (2) 評価結果

表添12-1に、各フィルタの保持容量及び捕集量を示す。各フィルタの保持容量は捕集量に対し十分大きい。したがって、フィルタの保持容量の観点において、フィルタの除去効率を微

粒子フィルタは99.99%，よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%，99.99%と設定することは妥当である。

表添12-1 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの捕集量及び保持容量

種類	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
捕集量	約310mg	約1.1mg
保持容量	約1400g/台	約240g/台

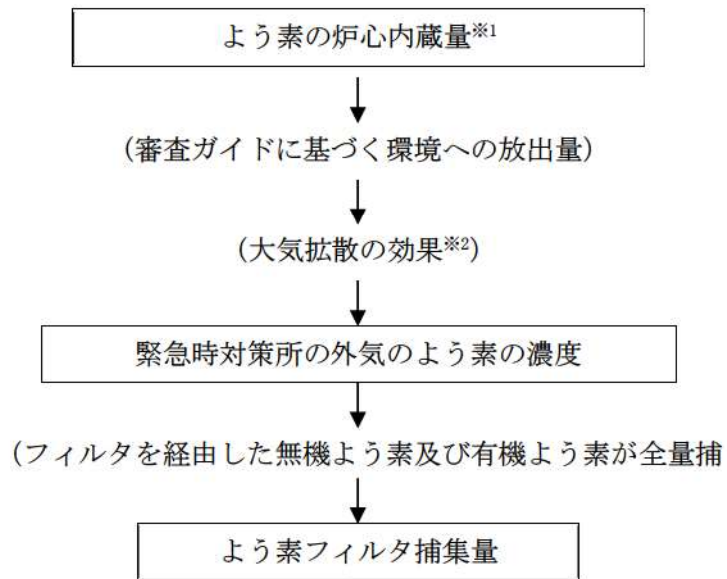


※1 炉心内蔵量は表添 12-2 の値を使用

※2 相対濃度は表添 1-4 の値を使用

図添12-1 微粒子フィルタの捕集量評価の過程





※1 炉心内蔵量は表添 12-2 の値を使用

※2 相対濃度は表添 1-4 の値を使用

図添12-2 よう素フィルタの捕集量評価の過程

表添12-2 炉心内蔵量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
I	2.0E+01
Cs	3.0E+02
Te	5.0E+01
Ba	2.1E+02
Ru	6.9E+02
Ce	9.4E+02
La	1.0E+03

## 使用済燃料ピットの燃料による影響について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、泊発電所3号炉において「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」の事故が発生した場合を想定している。

一方、泊1, 2号炉使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）には燃料が貯蔵されており、万一の場合には燃料の損傷等による緊急時対策所への悪影響が考えられる。泊1, 2号炉では、保安規定において緊急安全対策として泊1, 2号炉発災時の要員参集体制を整備しており、SFP冷却水の漏えい等の事故が発生した場合は、参集要員がSFPへの水の補給またはスプレーを行うこととしているが、泊1, 2号炉SFP冷却水の大規模な漏えいという重大事故を上回る状況を想定した場合の緊急時対策所への影響について検討を行った。

検討にあたっては、燃料の健全性が確保できる前提において、泊1, 2号炉SFPの冷却水がすべて喪失した場合における緊急時対策所への参集時、緊急時対策所の居住性及び緊急時対策所用発電機への給油作業に及ぼす影響について評価した。

評価の結果、泊1, 2号炉SFP周辺における泊3号炉の重大事故等発生時の屋外の対応作業や緊急時対策所内の活動が実施可能であることを確認した。

## a. 線源強度

燃料集合体の線源強度は以下のとおり計算した。

(a) 現在、泊1, 2号炉は停止中であり、また、泊1, 2号炉SFPは3号炉と共用しておらず、3号炉用の燃料は貯蔵しないことから、泊1, 2号炉SFPに新たに使用済燃料が追加されることはない。従って、平成28年1月1日時点の燃料貯蔵状況等を考慮することとし、燃料集合体を次のとおり分類する。

イ. 燃焼度（燃焼時間）については、使用サイクル数を踏まえて0～10,000時間、10,000～20,000時間、20,000～30,000時間、30,000～40,000時間に分類し、それぞれの上限值を使用する。

ロ. 冷却時間については、3年～4年、4年～5年、5年～7年、7年～10年、10年～に分類し、それぞれの下限值を使用する。

評価に用いた分類毎の燃料集合体の数量を表添13-1及び表添13-2に示す。

なお、燃料はすべてステップ2燃料とする。

(b) 計算にはORIGEN2コードを使用し、線源強度は表添13-3に示すとおり7群のガンマ線エネルギーに分類する。

表添 13-1 泊 1 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度（燃焼時間）	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	12	0	0	0
20,000 時間	0	20	4	4	3
30,000 時間	0	44	12	30	96
40,000 時間	0	45	41	39	54
合計	0	121	57	73	153

表添 13-2 泊 2 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度（燃焼時間）	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	0	0	0	0
20,000 時間	0	45	4	0	0
30,000 時間	0	35	22	4	109
40,000 時間	0	41	73	52	84
合計	0	121	99	56	193

表添 13-3 ガンマ線のエネルギー分類

代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 0.9$
1.3	$0.9 < E \leq 1.35$
1.7	$1.35 < E \leq 1.8$
2.2	$1.8 < E \leq 2.2$
2.5	$2.2 < E \leq 2.6$
3.5	$2.6 < E$

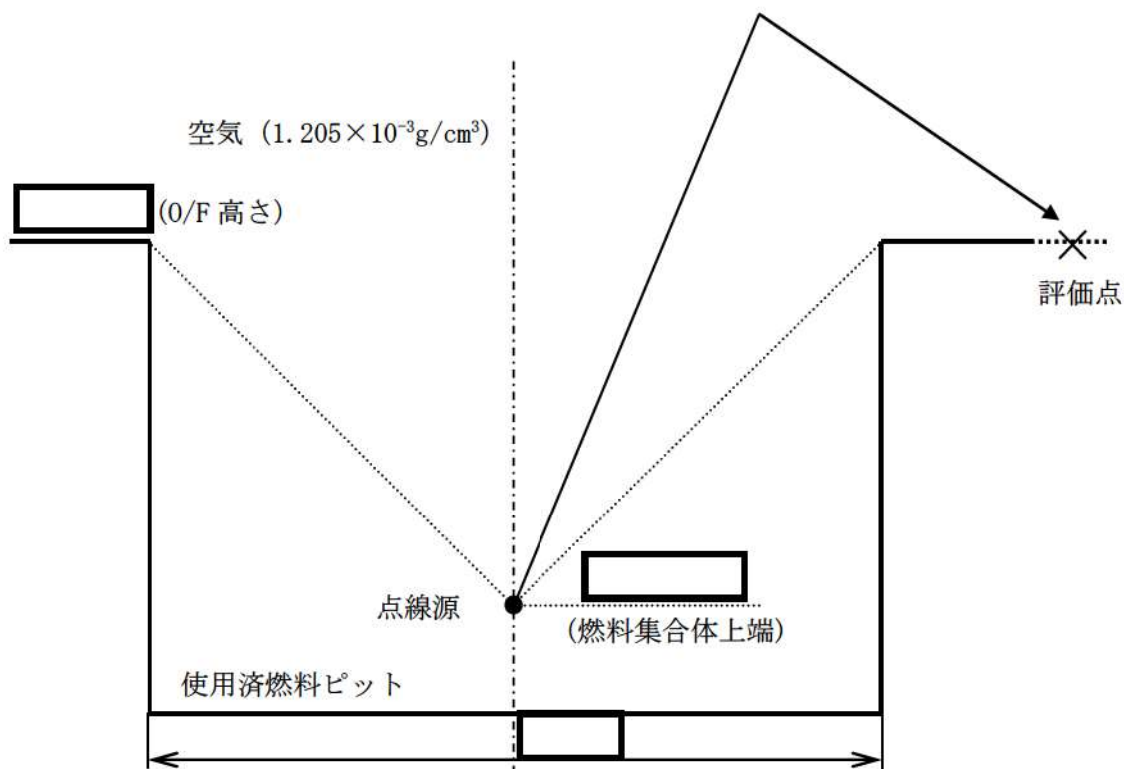
## b. 評価モデル

泊 1, 2 号炉 SFP 周辺の評価点における線量評価モデルは以下のとおりとした。

- (a) 最も厳しい状態として SFP 水位がゼロの場合を想定する。なお、燃料の健全性は保たれていることを前提とする。

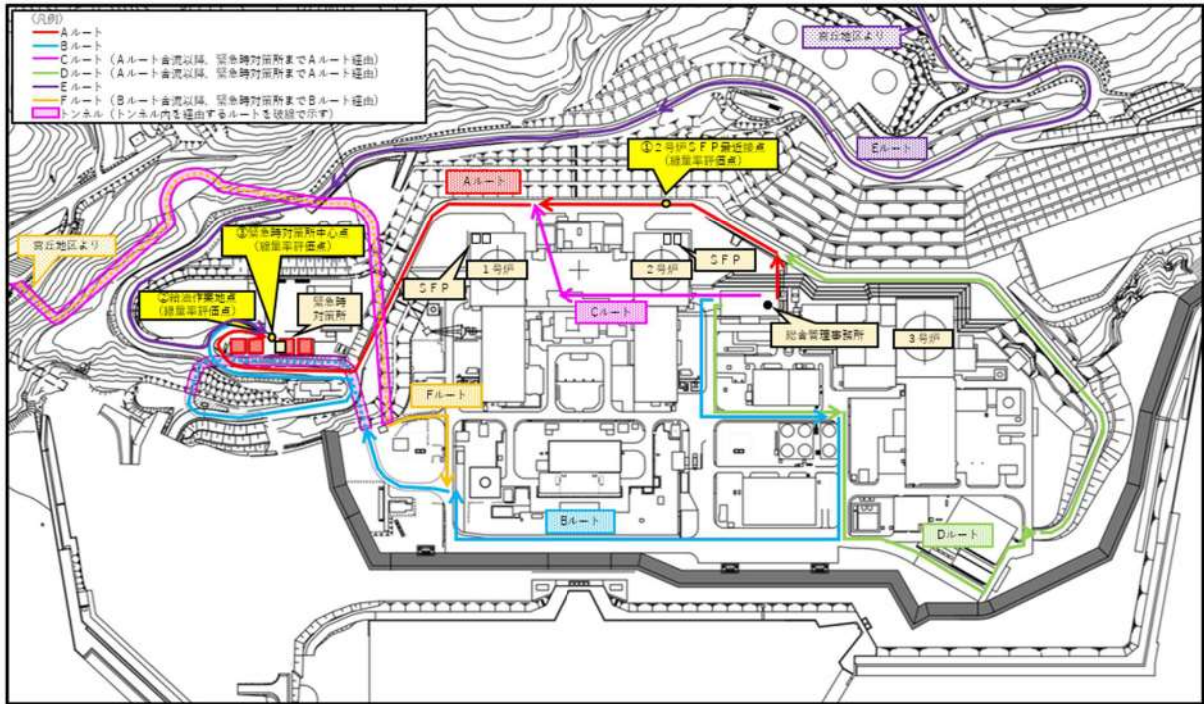


- (b) SFP直上での作業を行うことはないこと、SFP上部開口部以外における直接線の影響はSFP側壁のコンクリート厚さを踏まえると無視できることから、鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャイン線の評価対象とする。
- (c) a. (a)にて分類した各燃料集合体をその上端部に位置する点線源に変換する。変換に当たっては、燃料集合体の自己遮蔽を考慮し、SPAN-SLABコードを用いて上空での線量率を求め、当該位置においてその線量率と等価な線量率を与える点線源強度を設定する。
- (d) 評価モデルの概要を図添13-1に示す。評価点におけるスカイシャイン線量率の計算にあたっては、c.にて設定した点線源がSFPの中心に配置されているものとしてSCATTERINGコードにより計算する。
- (e) 影響評価に当たって設定する評価点とその評価条件を図添13-2及び表添13-4に示す。  
 評価点選定の考え方は以下のとおりとした。
- イ. 緊急時対策所への複数の参集ルートを踏まえ、参集ルートのうち線量影響が最大となる2号炉SFP最近接点を評価点として選定する。  
 なお、貯蔵している燃料状況から1号炉SFPよりも2号炉SFPからの線量影響の方が大きい。
- ロ. 緊急時対策所近傍の屋外作業となる緊急時対策所用発電機への給油作業地点を評価点として選定する。
- ハ. 緊急時対策所の居住性の観点から緊急時対策所指揮所中心点を評価点として選定する。  
 なお、中心点の評価では、コンクリート（密度： $2.15\text{g/cm}^3$ ）による遮蔽効果を考慮する。



図添 13-1 スカイシャイン線量の評価モデル

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図添 13-2 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

表添 13-4 緊急時対策所に係る評価条件

評価点	SFP 中心からの距離 (m)		コンクリート厚さ※ (cm)
	1号炉	2号炉	
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉	約 196m	—
	2号炉	約 36m	—
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉	約 220m	—
	2号炉	約 407m	—
③緊急時対策所指揮所中心点	1号炉	約 217m	65
	2号炉	約 402m	65

※評価に当たっては、マイナス側許容差 5mm を考慮する。

## 2. 評価結果

線量率の評価結果を表添13-5に示す。

表添 13-5 泊 1, 2号炉 SFP 冷却水喪失時の線量評価結果

評価点	線量率(mSv/h)		
	号炉別		合計
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉 SFP	約 $3.2 \times 10^{-1}$	約 6.4
	2号炉 SFP	約 6.0	
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉 SFP	約 $2.7 \times 10^{-1}$	約 $3.1 \times 10^{-1}$
	2号炉 SFP	約 $3.8 \times 10^{-2}$	
③緊急時対策所指揮所中心点	1号炉 SFP	約 $3.4 \times 10^{-4}$	約 $3.8 \times 10^{-4}$
	2号炉 SFP	約 $4.7 \times 10^{-5}$	

緊急時対策所への参集ルート上で、泊1, 2号炉SFP内の使用済燃料からの線量影響が最大となる地点における線量率は約6.4mSv/h、緊急時対策所近傍の屋外作業となる緊急時対策所用発電機への給油作業地点における線量率は約0.31mSv/hとなった。緊急時対策所への移動に際して、参集ルート上の線量率をこの線量率で代表し移動時間を考慮しても線量は小さくアクセス性に問題なく、また、給油も7日間の作業を考慮しても約0.12mSvであるため作業性に問題はない。

また、緊急時対策所指揮所中心点における線量率は約0.38μSv/hであり、7日間の滞在を考慮しても約0.064mSvであるため、居住性に与える影響は極めて小さい。

以上より、泊1, 2号炉SFP発災時においても、緊急時対策所を拠点とする活動に支障がないことを確認した。



## 緊急時対策所プルーム通過判断について

## 1. 緊急時対策所の放射線防護の基本方針

緊急時対策所は、重大事故時のプルーム発生時に、放射性物質から対策要員を守るところであるため、以下の方針で放射線から防護することとする。

- ・主として事象判断のパラメータを用いて、早めにボンベ加圧することにより、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。
- ・これにより、対策要員の被ばくを極力抑える。

そのため、緊急時対策所に対する放射性物質の接近及び離脱を早めにかつ的確に検知し、余裕をもって判断及び操作ができる必要がある。

## 2. 監視情報について

## (1) 検知手段

図添14-1にプルーム起因のガンマ線がどのように検知されるかを示し、図添14-2にプルームの検知手段の配置を平面図上に示している。

発災想定 of 3号炉を取り囲むようにモニタリング設備を配置しており、さらに緊急時対策所付近に可搬型モニタリングポストを配置する。また、緊急時対策所指揮所内及び緊急時対策所待機所内それぞれにも可搬型エリアモニタを配置する。

これにより、緊急時対策所近傍の線量率を直接測定することができ、事象判断のパラメータに対する検知精度が向上する。

また、万一緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合においても緊急時対策所可搬型エリアモニタで検知することができる。

## (2) 判断に用いるパラメータ

また、表添14-1に、原子炉格納容器過圧破損事象に対して緊急時対策所で把握可能な情報と、プルーム通過の判断に用いるパラメータを示す。

原子炉格納容器過圧破損の状況を把握するための情報は、原子炉格納容器圧力を代表とする3号炉原子炉格納容器周りの情報と、環境の放射線に関する情報に集約され、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストと緊急時対策所内に設置する緊急時対策所可搬型エリアモニタの情報が追加される。

また、表添14-1の右側にあるとおり、判断に用いるパラメータが複数存在し、主たるパラメータと関連するパラメータとあいまって判断できると考えている。

### 3. 判断フロー

#### (1) 作業員の退避タイミング

緊急時対策所の空気供給装置加圧を確実にするための条件設定としては、緊急時対策所に滞在する要員が集合し他の要員が逃げ遅れることなく退避している必要がある。

この退避のタイミングは事故の事象進展に依存し、シビアアクシデント対策の総合的な有効性との一貫性が必要で一概に扱えるものではないが、一般的には、何らかの理由により、あらゆる対策を講じても除熱の確立を表すパラメータに改善が見られない場合、あるいは次々と対策をとる中で作業場所の空間線量が上昇した場合には退避すべきと考えられる。

例えば、原子炉格納容器からの除熱に失敗するシーケンスで、代替格納容器スプレイポンプによる注水や蒸気発生器への給水等の対策を実施したにもかかわらず原子炉格納容器圧力が上昇する場合は、放水砲による放水を設定し、退避すべきと考えられる。

この場合であっても、退避の判断、完了から原子炉格納容器が破損する可能性が高まるまで時間余裕があり、空気供給装置加圧タイミングの判断に専念できる。

#### (2) 原子炉格納容器破損に係るパラメータの挙動予想

図添14-3に、あくまでもモデルケースであるが、プルーム通過中のプラントパラメータと構内線量率のパラメータ挙動の予測を示す。

- ・原子炉格納容器の破損により原子炉格納容器圧力が急減する。
- ・周辺のモニタリング設備の指示値は、それまでは外部遮へいにさえぎられた直接線とスカイシャイン線であったのが、原子炉格納容器が急に喪失したような挙動となり、上昇する。
- ・風向が緊急時対策所側の場合は、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストが、その後も低下せず、最近接時にピークを示す。
- ・その段階で空気供給装置加圧を実施すれば、放射性物質の緊急時対策所への侵入を抑えることができる。

#### (3) 空気供給装置加圧の判断フロー

換気設備の運用の基本フローを図添14-4に示す。

原子炉格納容器圧力が急減する等、原子炉格納容器の健全性に関するパラメータから原子炉格納容器の大規模破損が発生したことが判断され、モニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が5 mGy/h以上となった場合に緊急時対策所への給気を可搬型空気浄化装置から空気供給装置加圧に切り替える。これらの早めの空気供給装置加圧により、緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを抑える。



なお、空気供給装置加圧中は、緊急時対策所外との差圧及び緊急時対策所内の酸素・二酸化炭素濃度を測定し、差圧が100Pa以下、酸素濃度が19.0%以下、二酸化炭素濃度が1.0%以上の場合は、供給空気の流量を増やして諸値を調整する。

#### (4) 空気供給装置加圧終了の判断

放出の終息は、格納容器からの放出が終息し放射線に関する情報が安定していることの証しとして、

- ・格納容器圧力が低下し安定していること
- ・それに伴ってモニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストの指示値が低下し安定していること
- ・緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が低下し安定していること

で判断することが適当であると考えられる。

また、具体的な加圧終了の判断基準として、緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値が $0.5\text{mGy/h}^*$ を下回り安定している場合にも放出が終息したと判断する。

これらのパラメータの状況をもって、緊急時対策所への給気を空気供給装置加圧から可搬型空気浄化装置へ切り戻す。

※  $0.5\text{mGy/h}$ を $0.5\text{mSv/h}$ として換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、 $0.5\text{mSv/h} \times 168\text{h} = 84\text{mSv}$ と $100\text{mSv}$ に対して余裕があり、緊急時対策所の居住性評価結果である $13\text{mSv}$ に加えても $100\text{mSv}$ を超えることのない値として設定。

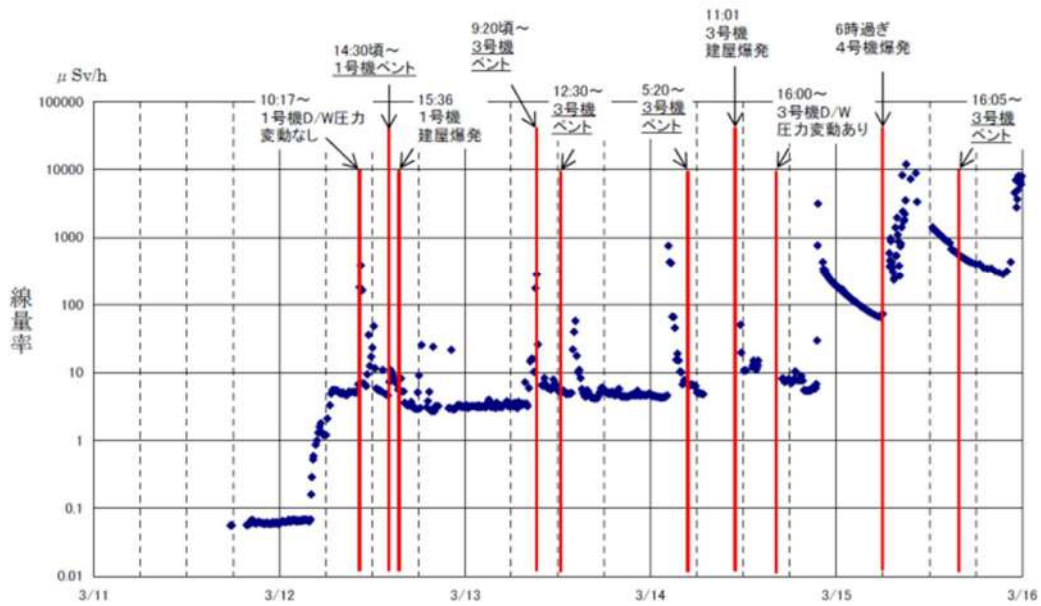
#### (5) プルーム通過後の措置

プルームが通過し、緊急時対策所を出て活動が可能な状態になったら、以下のことを実施する。

- ・可搬型モニタリングポストの養生を取替える。
- ・風向風速等の気象データ、モニタリング設備及び緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値挙動に注意する。

なお、プルームの通過後は図添14-5の福島第一発電所でのベント操作時の場合のように、降下物によりバックグラウンドが次第に上昇するものの、希ガスを含む放射性物質の放出現象はモニタリング設備で検知することが可能である。





図添 14-5 福島第一原子力発電所 正門付近の線量率

#### 4. 空気供給装置加圧時間

前記のとおり運用をした場合の空気供給装置加圧時間等を検討する。

##### (1) プルームの放出継続時間

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」によると、「緊急時対策所の被ばく評価における放射性物質の放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。」とあるため、ソースタームは1基分で、プルームの放出継続時間は10時間と想定する。

##### (2) 空気供給装置加圧時間

空気供給装置加圧時間は、前述のプルーム放出継続時間10時間に加え、以下の要因を加味し、前後に1時間の余裕を考慮して、約12時間の加圧可能時間を確保できるよう予備ポンペを配備し、放射性物質侵入抑制を図ることとする。(図添14-6参照)

- ・ 気象条件により空気供給装置加圧の判断が早まった場合。
- ・ 可搬型空気浄化装置の起動前に早期に炉心損傷に至る場合の防護。
- ・ プルーム（希ガス）通過後に空気供給装置加圧から可搬型空気浄化装置による換気に切り替える操作時間

### (3) 現実的な空気供給装置加圧方法

前述のとおり、空気供給装置加圧時間として余裕を持たせて対応するものの、現実的な放出想定に基づきタイムリーな空気供給装置加圧とフィルタを有する可搬型空気浄化装置を組み合わせ対応することとする。

例えば、

①空気供給装置加圧は、可搬型空気浄化装置のフィルタで除去されない希ガスに対して有効な対策であるため、相対的に早い希ガスの放出タイミングに合わせて加圧することが考えられる。

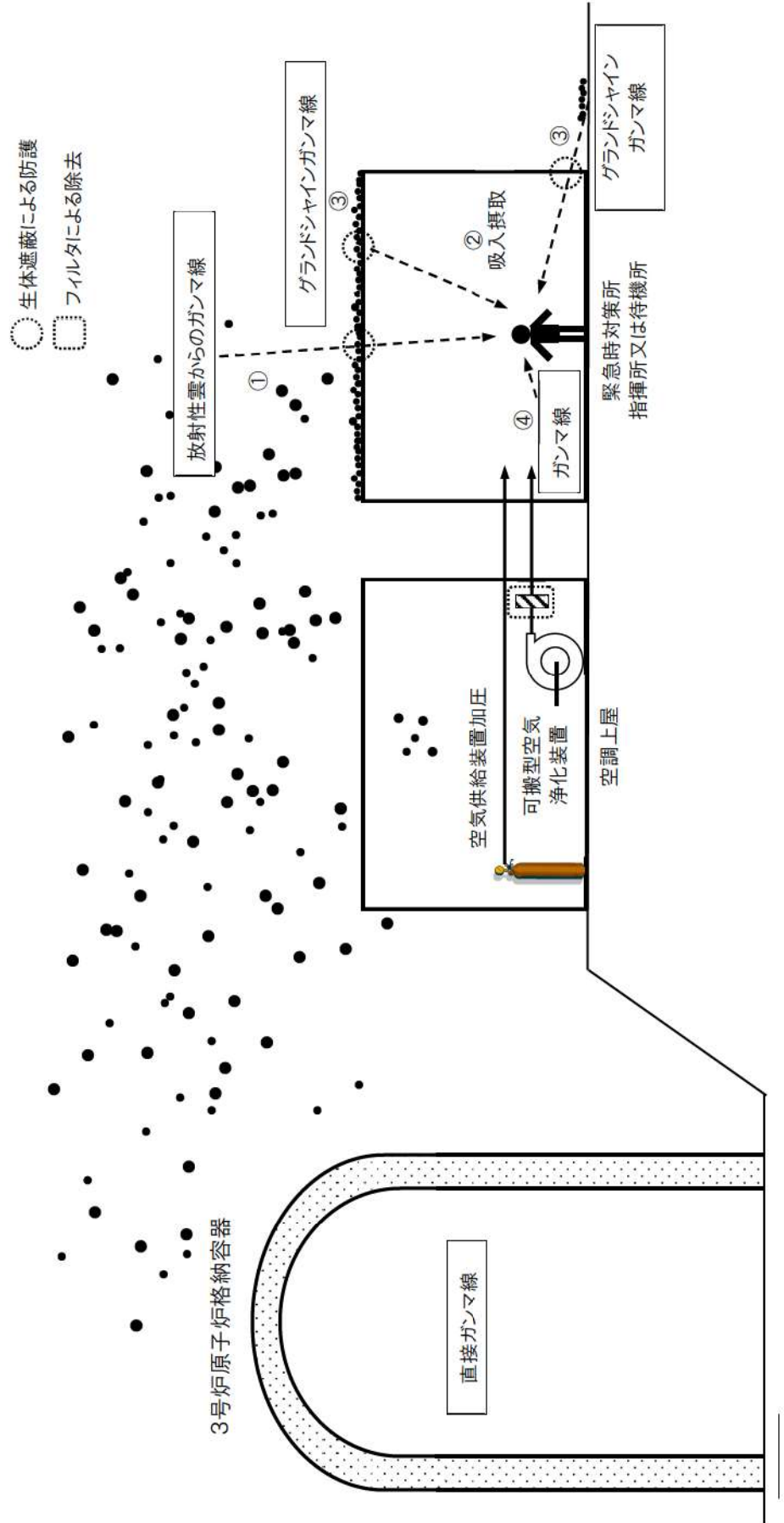
例えば、NUREG/BR-0150 Vol. 1, Rev. 4で定める格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間は約1時間であり、また、NUPECのCV信頼性実証試験（「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実施事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」）におけるPCCV破壊試験では大きな放出率（850%/日⇒100%/3時間）になることが示されているため、破損初期の3時間程度を空気供給装置加圧で抑えれば、残りの時間は可搬型空気浄化装置でよう素や粒子状の放射性物質を抑えることが可能である。

②希ガスに限らず、プルーム状の放射性物質は、風の吹く方向に移動するため、緊急時対策所側に風が吹いておらず緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストの指示値の変動がない場合は、プルーム放出時においても空気供給装置加圧を停止し、空気供給装置加圧のタイミングは気象や周囲の放射線のパラメータから判断する。

泊発電所の場合、1997年気象（被ばく評価に使用）や2021年の気象によると、3号炉から緊急時対策所側への風向の出現頻度は年間の約9.0%～約9.2%であり、また、緊急時対策所側に継続して風が吹く確率も小さいため、風向が緊急時対策所側でない場合は空気供給装置加圧を停止できる。3号炉と緊急時対策所の位置関係を図添14-7に、風配図を図添14-8に、3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合を図添14-9に示す。

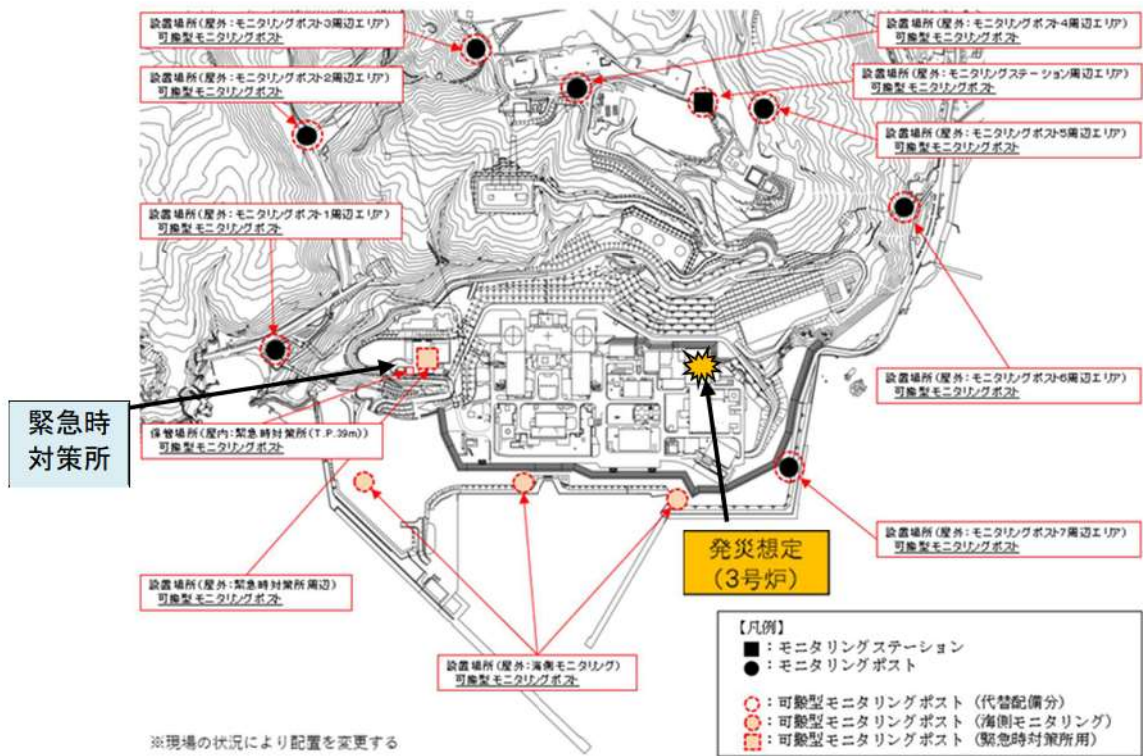
なお、モニタリングポスト、モニタリングステーション及び可搬型モニタリングポストの指示値が5mGy/h又は、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.100mSv/hを超える場合に、可搬型空気浄化装置から空気供給装置加圧に切り替える手順（図添14-10参照）に示すとおり、緊急時対策所を正圧に保ったまま、放射性物質を侵入させず、かつ短時間で空気供給装置加圧に切り替えることが可能であり、こまめでタイムリーな加圧が可能である。

また、空気供給装置加圧から可搬型空気浄化装置へ再度切り替えた場合でも、可搬型空気浄化装置のフィルタにより粒子状の放射性物質及びよう素が除去された空気が緊急時対策所内に供給されるため、緊急時対策所は清浄に保たれる。



図添 14-1 プルーム起因のガンマ線



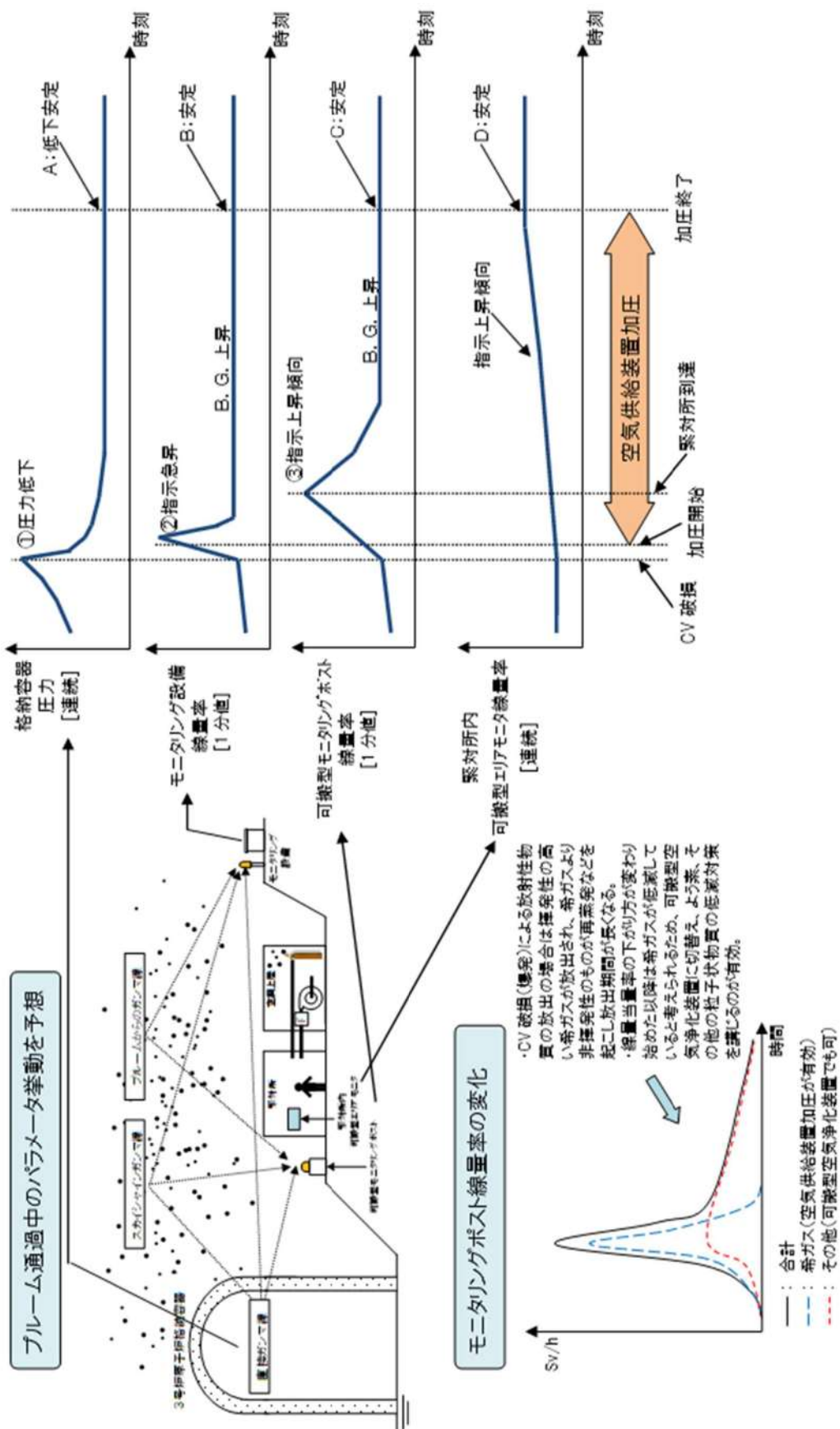


図添 14-2 プルールの状況を検知する手段

表添 14-1 原子炉格納容器過圧破損に係る緊急時対策所で把握可能な情報

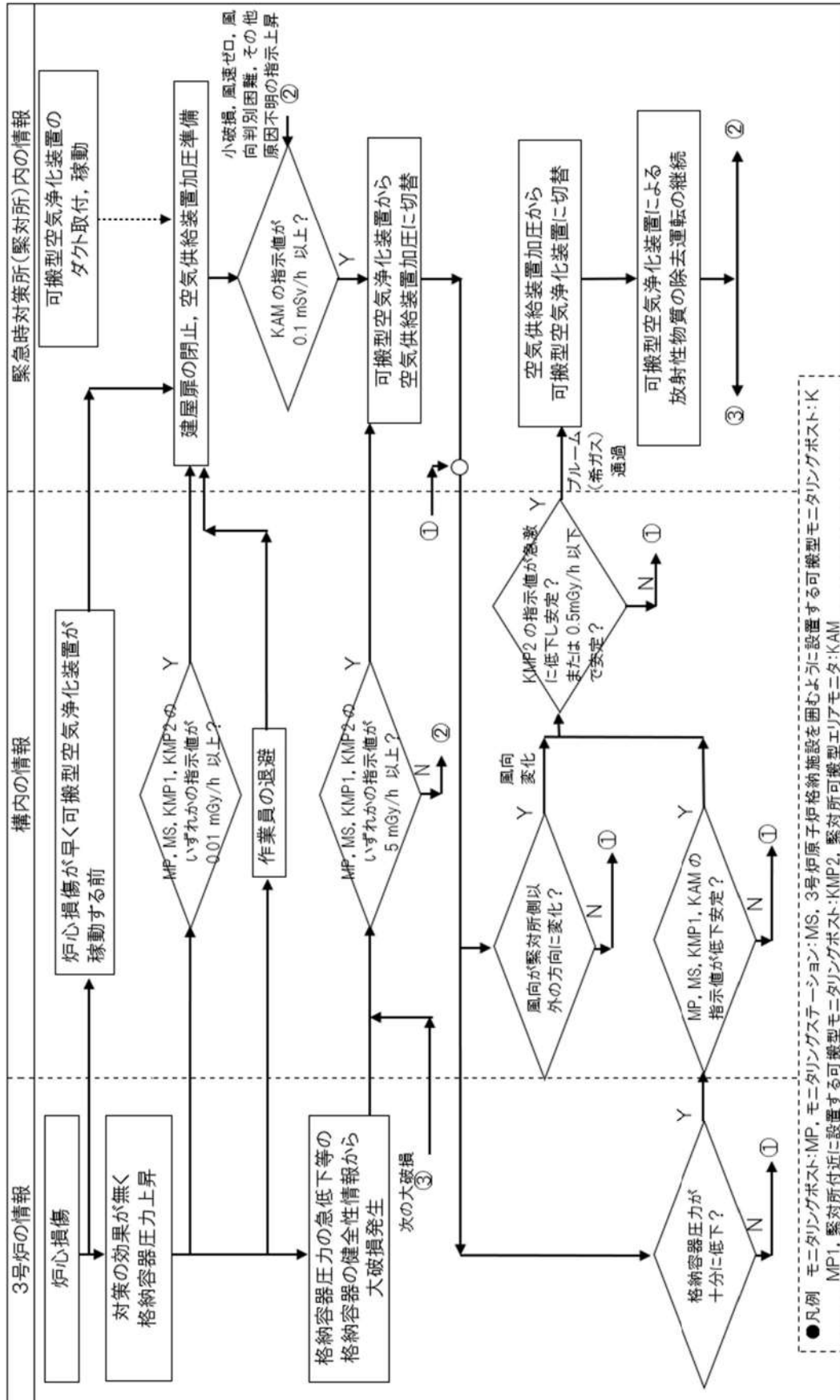
情報 入手 方法	目的	項目	監視 間隔	事象に応じた判断			
				① 格納容器 破損検知(プ ルーム発生)	② 防護措置の 開始	③ 放出終息検 知(プルーム通 過)	
データ 表示端 末から の入手 情報	格納容器の 状態確認	格納容器圧力	連続	◎ 圧力急低下	◎ 低下後安定	◎ 低下後安定	
		格納容器内温度	連続	◎ 温度急低下	◎ 低下後安定	◎ 低下後安定	
		代替格納容器スプレイポンプ 出口流量	連続	△ 参考	×	×	
	環境の 情報確認	格納容器高レンジエリアモ ニタの指示	A-格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ) B-格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)	連続	◎ 急減少	◎ 減少後安定	◎ 減少後安定
		モニタリングポスト(MP), モニタリングステーション (MS)指示	モニタリングポスト:MP1~7線量率 モニタリングステーション:MS1線量率	1分値	△ 変化監視	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定
		気象情報	風向, 風速, 大気安定度	1分値	○ 監視強化	○ 風向が 緊対所側	○ 状況確認
		可搬型モニタリングポスト (海側)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (海側)	1分値	○ 上昇	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定
	データ 表示端 末以外 の入手 情報	環境の 情報確認	可搬型モニタリングポスト (緊対所付近)の指示	1分値	○ 上昇	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定 or ◎ 0.5mGy/h 以下安定
		緊対所内環 境の把握	緊対所内可搬型エリアモ ニタの指示	連続	○ 監視強化	○ 監視強化	◎ 低下安定

凡例 ◎:主となる判断材料、○:判断材料を補充、△:参考情報、×:判断材料対象外

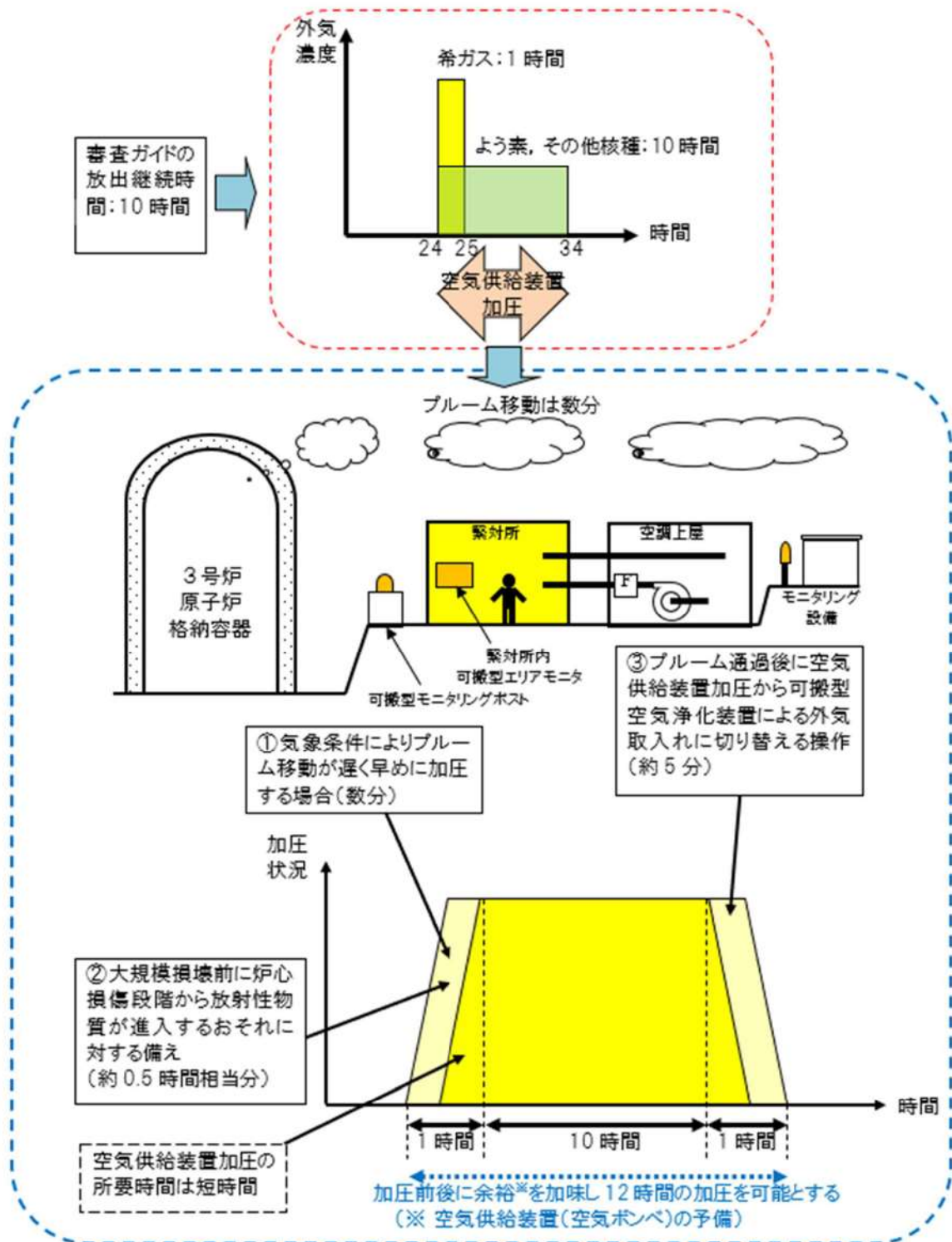


図添 14-3 プルーフーム通過中のパラメータ挙動





図添 14-4 緊急時対策所換気設備の運用基本フロー

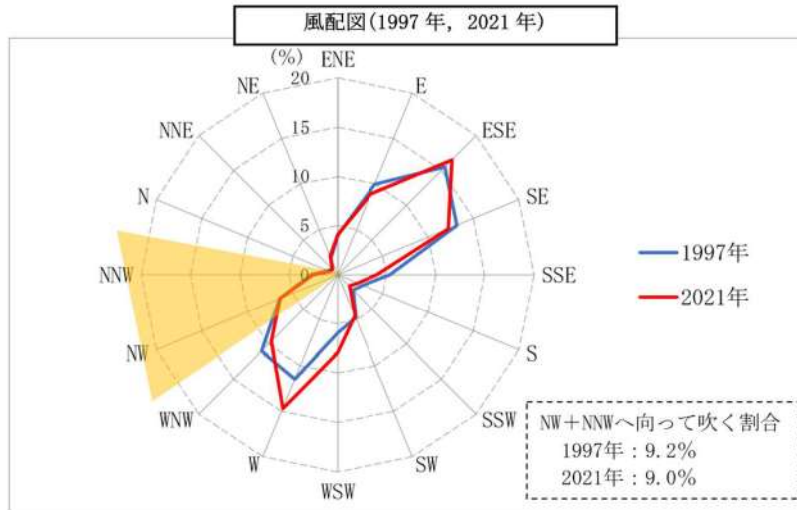


図添 14-6 空気供給装置加圧時間の考え方

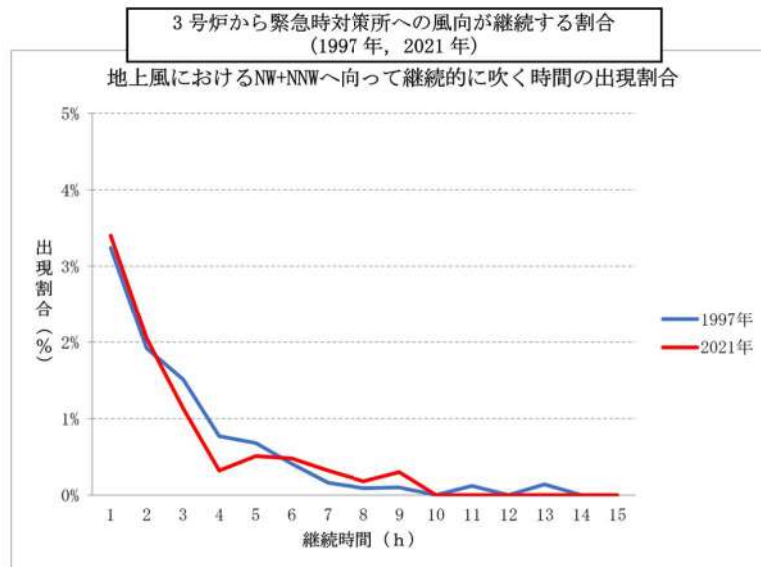
3号炉と緊急時対策所の位置関係



図添14-7 3号炉と緊急時対策所指揮所の位置関係



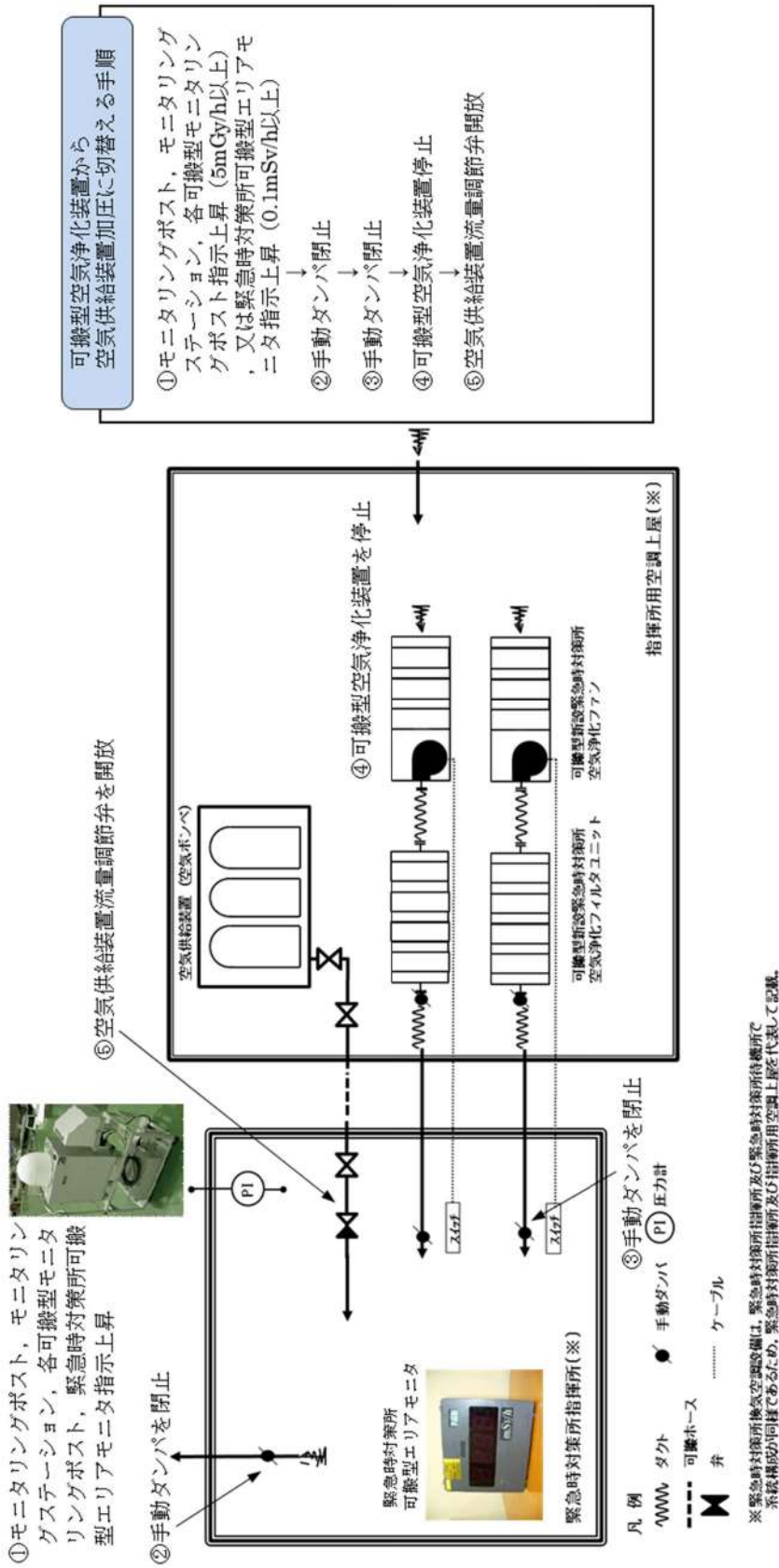
図添14-8 風配図



図添14-9 3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。  
61-6-107





図添14-10 可搬型空気浄化装置から空気供給装置に切り替えるイメージ図

## 線量評価に用いる NUREG-1465 の適用について

緊急時対策所居住性評価における建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの線量強度については、実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（以下、「審査ガイド」という）に従い、NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に設定している。

米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC 02-202(2002年11月)<sup>(1)</sup>にまとめられ公開されている。ERI/NRC 02-202(2002年11月)は、米国にてNUREG-1465のソースタームの高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料への適用性に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われた結果をまとめ、公開されているものである。

この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第4章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、参考1の表添15-2及び表添15-3に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。

各フェーズの継続時間及び、被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値とおおむね同程度とされている。その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。



以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

**3.2 Release Fractions<sup>10</sup>**

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

<sup>10</sup> The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書(SAND2011-0128<sup>(2)</sup>)が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は、参考1の表添15-4及び表添15-5に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用について否定されるものではないと考える。表添15-1にそれらのデータを整理した。また、緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線量及びスカイシャイン線量について、NUREG-1465に示される各核種グループの線量内訳を参考1の表添15-6に示す。

表添 15-1 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが



Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及びSandia Reportに示されている。

泊3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用の範囲内にある。また、泊3号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で61GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で53GWd/tであり、R. G. 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、泊3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、審査ガイドにも記載されているNUREG-1465の数値を用いることが適切であると考えられる。

- (1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002
- (2) D. A. Powers, M. T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011

表添 15-2 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>2</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; <sup>note 4</sup> (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) <sup>5</sup>	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

<sup>2</sup> Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

<sup>5</sup> Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

表添 15-3 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出  
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料燃料)Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>4</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4, 0.4; 0.4, 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR <sup>2</sup> (0.95)	0, 0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE <sup>3</sup> , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01, 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE, 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

表添 15-4 SAND2011-0128 における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.22</b> (0.5)	<b>4.5</b> (1.5)	<b>4.8</b> (2.0)	<b>143</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.017</b> (0.05)	<b>0.94</b> (0.95)	<b>0.011</b> (0)	<b>0.003</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.004</b> (0.05)	<b>0.37</b> (0.35)	<b>0.011</b> (0.25)	<b>0.21</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.003</b> (0.05)	<b>0.23</b> (0.25)	<b>0.02</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	<b>0.0006</b> (0)	<b>0.004</b> (0.02)	<b>0.003</b> (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.004</b> (0)	<b>0.30</b> (0.05)	<b>0.003</b> (0.25)	<b>0.10</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.08</b> (0.0025)	<b>0.01</b> (0.0025)	<b>0.03</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.006</b> (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (2x10 <sup>-4</sup> )	<b>1.3x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (5x10 <sup>-4</sup> )	<b>2.4x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

添 15-5 SAND2011-0128 における格納容器への放出  
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.36</b> (0.50)	<b>4.4</b> (1.3)	<b>6.5</b> (2.0)	<b>16</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.86</b> (0.95)	<b>0.05</b> (0)	<b>0.026</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.48</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.014</b> (0.050)	<b>0.44</b> (0.25)	<b>0.07</b> (0.35)	<b>0.025</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	<b>0.0015</b> (0.020)	<b>0.008</b> (0.1)	<b>9x10<sup>-3</sup></b> (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.014</b> (0)	<b>0.48</b> (0.05)	<b>0.04</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.27</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>0.024</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.005</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>3 x10<sup>-4</sup></b> (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.1 x10<sup>-7</sup></b> (0.0002)	<b>3 x10<sup>-3</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.0 x10<sup>-7</sup></b> (0.0005)	<b>5 x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-



表添 15-6 緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線の各核種グループ内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 <sup>(注1, 2, 3)</sup> (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 $4.1 \times 10^{-4}$	32
よう素類	約 $7.6 \times 10^{-4}$	59
Cs 類	約 $1.1 \times 10^{-4}$	8
Te 類	約 $5.8 \times 10^{-6}$	<1
Ba 類	約 $6.2 \times 10^{-7}$	<1
Ru 類	約 $5.5 \times 10^{-8}$	<1
Ce 類	約 $4.7 \times 10^{-10}$	<1
La 類	約 $1.2 \times 10^{-5}$	<1
合計	約 $1.3 \times 10^{-3}$	100

(注1) 7日間積算線量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 泊発電所3号炉発災時の値

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>第76条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 e) → 審査ガイドのとおり</p> <p>① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の放出割合は4.4(1)のとおり。</p> <p>② 対策要員はマスクを着用していないとして評価している。</p> <p>③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。 ヨウ素剤の服用：考慮しない。 仮設設備：考慮しない。</p> <p>④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に関する被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適用評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1 → 審査ガイドのとおり</p> <p>①最適用評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づき評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づき評価している。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路は図2の①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばくを評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）は、事故期間中の大気中への放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果、地形及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく (2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価(※2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を</p>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイドのとおり 緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は、緊急時対策所内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。 4. 1 (1) ④ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない 4. 1 (1) ⑤ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない 4. 1 (2) → 審査ガイドのとおり 緊急時対策所の居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。 ただし、評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。 4. 1 (2) a. → 審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>           基于、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。            ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。            また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。            b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。            c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。            d. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。            ・上記cの結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。            ・上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。            ・上記a及びbの結果を用いて、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。            e. 上記dで計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。            4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件            (1) 沈着・除去等            a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率            ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。            なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。         </p>	<p>           緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。            また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定している。            4. 1 (2) b. → 審査ガイドのとおり            被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間に小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、1997年1月から1997年12月の1年間における気象データを使用している。            4. 1 (2) c. → 審査ガイドのとおり            原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉格納容器内の線源強度を計算している。            4. 1 (2) d. → 審査ガイドのとおり            上記cの結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。            上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。            上記a及びbの結果を用いて、緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。            4. 1 (2) e. → 審査ガイドのとおり            上記dで計算した線量の合計値が、判断基準（対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと）を満たすことを確認している。            4. 2 (1) a. → 審査ガイドのとおり            可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる除去効率は、設計上期待できる値（よう素については性状を考慮）として、エアロゾルについては99.99%を、よう素については有機よう素は99.75%、無機よう素は99.99%として評価している。         </p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプラームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</li> <li>風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>ガウスプラームモデルを適用して計算する場合には、水平及び鉛直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指標(※3)における相関式を用いて計算する。</li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> <li>原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次を示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4の領域An)の中にある場合</li> <li>評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ul> </li> </ul> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする(※4)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは</li> </ul>	<p>審査ガイドへの適合状況</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイドのとおり 緊急時対策所は可搬型空気浄化装置及び空気供給装置により加圧状態を維持する設計とするため、外気の直接流入は防止される。</p> <p>4. 2 (2) a. → 審査ガイドのとおり 放射性物質の空气中濃度は、ガウスプラームモデルを適用して計算している。</p> <p>泊発電所内で観測して得られた1997年1月から1997年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</p> <p>水平及び鉛直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指標における相関式を用いて計算している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点が地上であるため、建屋の高さの2.5倍に満たない。 放出点(地上)の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点(緊急時対策所)は、巻き込みを生じる建屋(原子炉格納容器)の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位(2方位)を対象としている。</p>
---	---



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>なく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（※1）による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>巻き込みを生じる代表建屋       <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> </li> <li>放射性物質濃度の評価点       <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定           <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。               <ol style="list-style-type: none"> <li>事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</li> <li>事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</li> </ol> </li> </ul> </li> <li>建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。           <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</li> </ol> </li> </ol> </li> </ul>	<p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>緊急時対策所は放出開始後 1 時間（事故後 24 時間から 25 時間まで）は空気供給装置により加圧する。</p> <p>その後（事故後 25 時間以降）は可搬型空気浄化装置により緊急時対策所内を加圧する。</p> <p>緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡散の影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性</p>	<p>評価点は緊急時対策所の給気箇所である指揮所用空調上屋として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）としている。</p> <p>緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>評価点は緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、原子炉格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）とし、保守的に放出点（地上）と評価点と同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、拡散パラメータを算出している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡散の影響が評価点に及ぶ可能性のある方位（2方位）を対象としている。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>i) 放出点が評価点の風上にあること</li> <li>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となることから一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</li> <li>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</li> </ol> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を選定することができる。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を選定する。</li> </ol> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</li> </ol>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位(2方位)を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべし、方位の計算の入りとして共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</li> <li>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(※)による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること(外気取入)</li> <li>二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること(空気流入)</li> </ul> </li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれ</p>	<p>原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目(風向、風速、大気安定度)及び実効放出継続時間(保守的に1時間とする)を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用している。</p> <p>相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を設定し、地表面沈着濃度を評価している。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイドのとおり</p> <p>ブルーム通過中は空気供給装置によって緊急時対策所内を加压又は換気設備によって外気を取り入れ緊急時対策所内を加压することを前提としているため、一の経路(外気取入)で放射性物質がフィルタを通して取り込まれることを仮定している。また、緊急時対策所内は加压するため、二の経路(空気流入)で放射性物質がフィルタを通らずに流入しては仮定していない。</p> <p>緊急時対策所内では放射性物質は一様に混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>c. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。</li> </ul>	<p>外気取入による放射性物質の取り込みについては、緊急時対策所の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>クラウドシヤインによる外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>グラウンドシヤインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及び遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイドのとおり</p> <p>緊急時対策所における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>緊急時対策所では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクを着用しないものとして評価している。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>る。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求 める。</p> <p>d. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込まれた 放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込まれ た放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中 時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係 数の積で計算する。</li> <li>なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた 放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊してい るものと仮定する。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく (クラウドシヤイン)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空 気中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換 算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ば く(グラウンドシヤイン)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、 地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算 係数の積で計算する。</li> </ul> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時 間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計 算する。</li> <li>入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設 について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設 から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算すること は保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と 評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合 わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求め る。</li> </ul>	<p>審査ガイドへの適合状況</p> <p>4. 2 (3) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、室内の放 射性物質濃度等を考慮し計算している。</p> <p>緊急時対策所では室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) f. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) g. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) h. → 3号炉の運転のみを考慮しているため、重ね合わせは考慮しない</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する<sup>(※5)</sup>。</li> </ul> <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465<sup>(※6)</sup>を参考に設定)</p> <p>Cs 類：2.13%</p> <p>Te 類：1.47%</p> <p>Ba 類：0.0264%</p> <p>Ru 類：7.53×10<sup>-4</sup>%</p> <p>Ce 類：1.51×10<sup>-4</sup>%</p> <p>La 類：3.87×10<sup>-5</sup>%</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定）。</li> <li>・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定）。</li> </ul> <p>b. 放出源高さ</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p> <p>4. 4 (1) → 審査ガイドのとおり</p> <p>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、放出開始までの24時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。</p> <p>4. 4 (2) → 審査ガイドのとおり</p> <p>緊急時対策所は非常用電源からの給電を考慮するものの放出開始時間が事故発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (3) → 審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備の非常用電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (4) a. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生24時間後と仮定している。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、気体の希ガス類は短時間で放出するため1時間とし、よう素及びその他核種は10時間とした。</p> <p>4. 4 (4) b. → 審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>																		
<p>放出源高さは、地上放出を仮定する(※5)。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する(※5)。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内の外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。</li> <li>➤ NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合(被覆管破損放出～晩期压力容器内放出)(※6)を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="630 1456 917 1814"> <thead> <tr> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類： 100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類： 66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs類： 66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te類： 31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba類： 12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru類： 0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce類： 0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La類： 0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p>BWRについては、MELCOR解析結果(※7)から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <p>➤ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シナリオを選定する。</p> <p>選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい</li> </ul>	PWR	BWR	希ガス類： 100%	100%	ヨウ素類： 66%	61%	Cs類： 66%	61%	Te類： 31%	31%	Ba類： 12%	12%	Ru類： 0.5%	0.5%	Ce類： 0.55%	0.55%	La類： 0.52%	0.52%	<p>放出源高さは、地上放出を仮定する。</p> <p>4. 4 (5) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後7 日間の積算線源強度を計算している。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。</p> <p>審査ガイドのとおり</p> <p>審査ガイドのとおり</p> <p>審査ガイドのとおり</p>
PWR	BWR																		
希ガス類： 100%	100%																		
ヨウ素類： 66%	61%																		
Cs類： 66%	61%																		
Te類： 31%	31%																		
Ba類： 12%	12%																		
Ru類： 0.5%	0.5%																		
Ce類： 0.55%	0.55%																		
La類： 0.52%	0.52%																		

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。</li> <li>・ 積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。</li> </ul>	<p>4. 4 (5) b. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>



実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況

緊急時 制御室 又は緊 急時対 策所内 での被 ばく	緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)
② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)
③ 外気から緊急時制御室又は緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(屋内に取り込まれた放射性物質は次善せずに浮遊しているものとして評価する))	③ 外気から緊急時制御室又は緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(屋内に取り込まれた放射性物質は次善せずに浮遊しているものとして評価する))
④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシヤインによる外部被ばく)	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシヤインによる外部被ばく)
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく、グラントシヤインによる外部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に属さない。

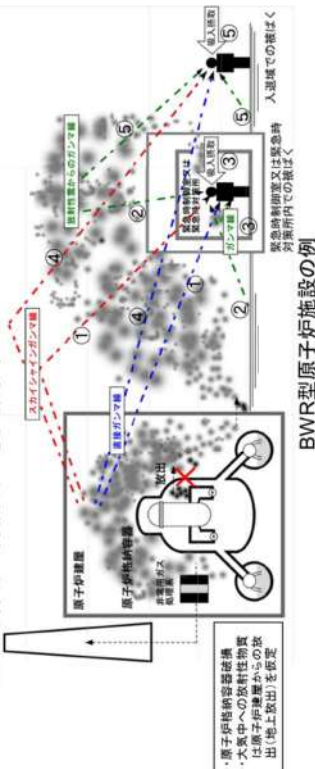


図 2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図 2 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定  
緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に関する被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況

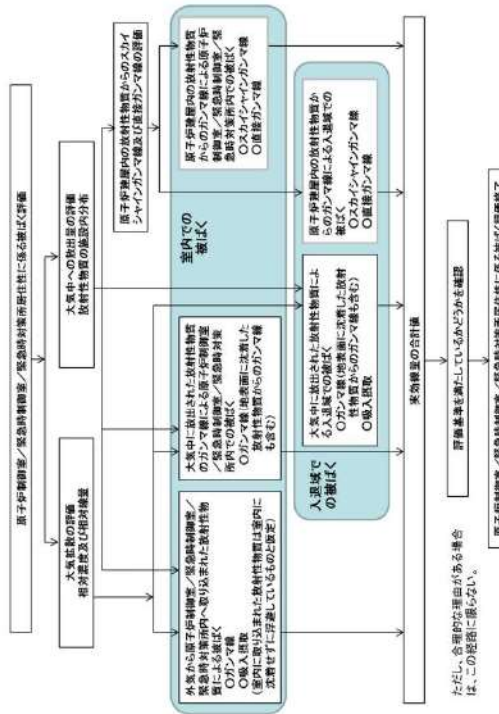
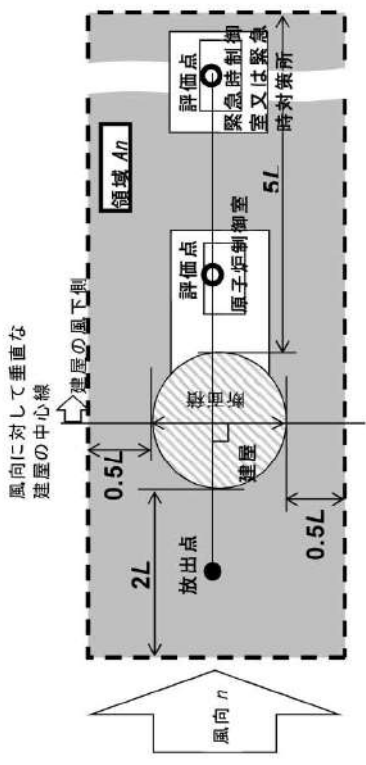


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に関する被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定  
緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。



注: L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

図4 → 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況

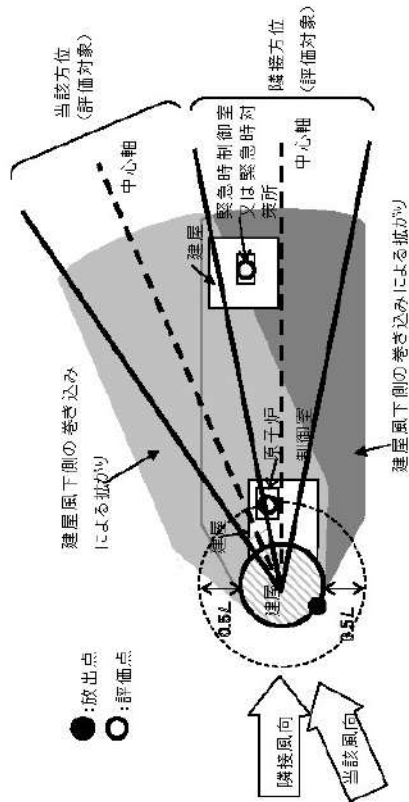
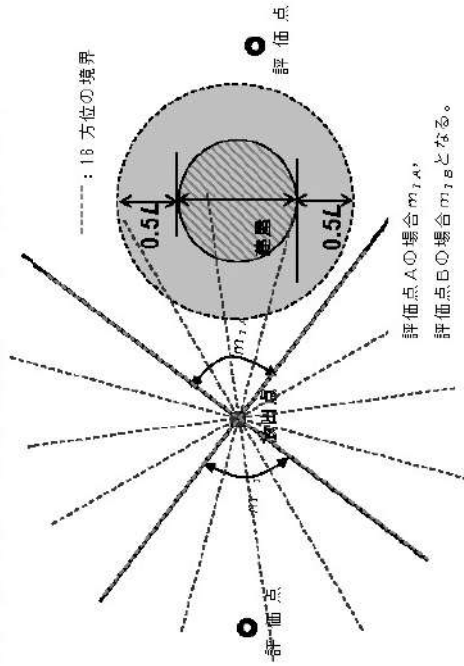


図5 → 審査ガイドのとおり

図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位



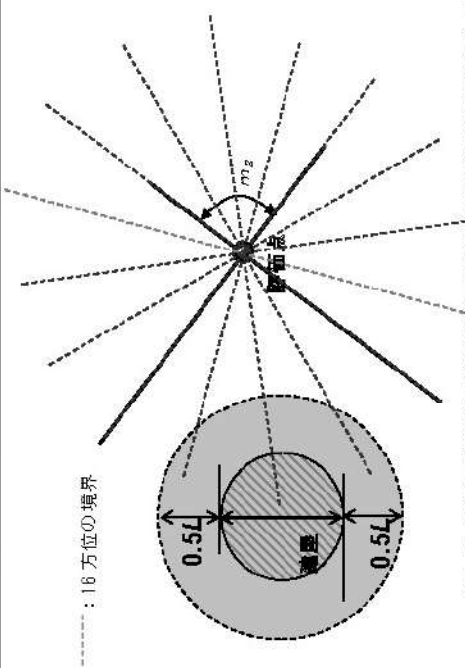
注: 1. は、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方の  
図6 建屋の風下側で放射線物質が巻き込まれる風向の方位  $m_{1i}$  の選定方法  
(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイドのとおり



実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方  
図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する  
風向の方位  $m_2$  の選定方法(水平断面での位置関係)

図7 → 審査ガイドのとおり

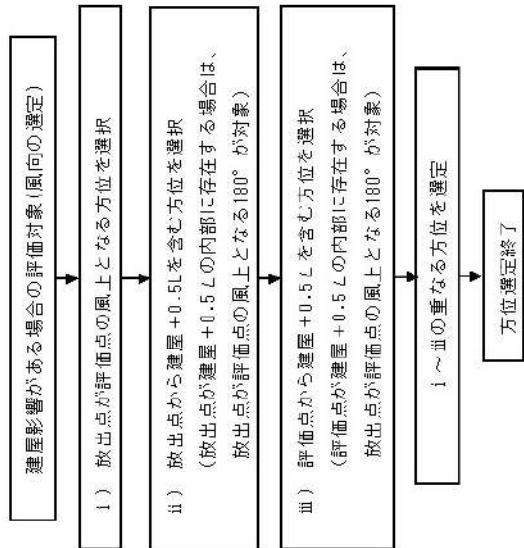


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 → 審査ガイドのとおり

実用発電原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況

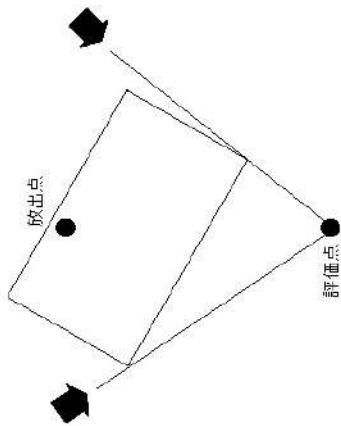


図9 評価対象方位の設定

図9 → 審査ガイドのとおり

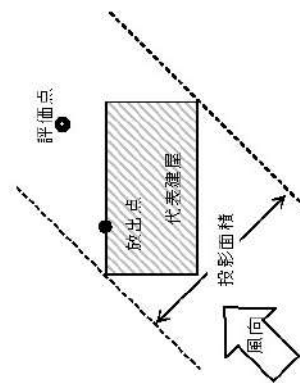
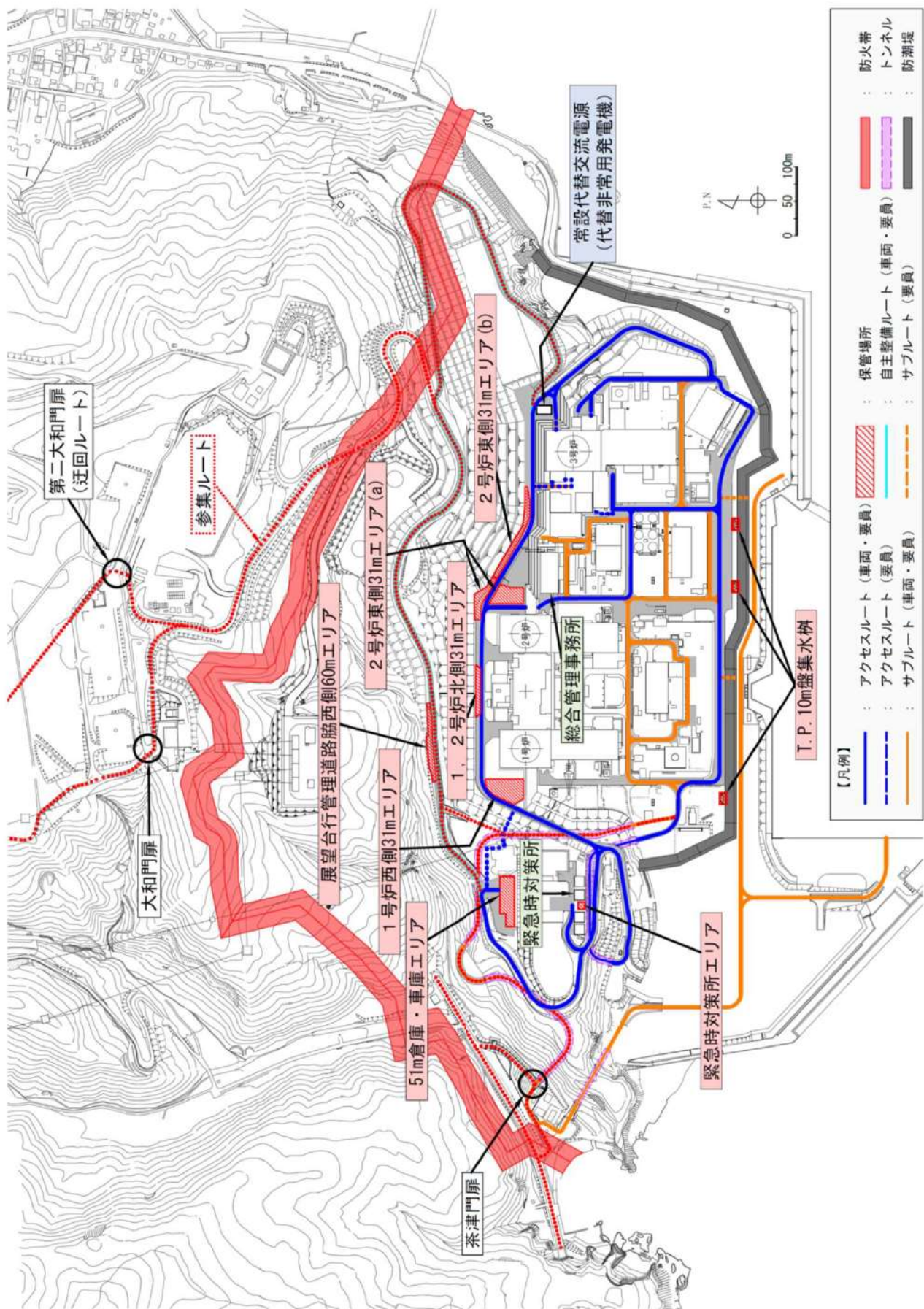


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 → 審査ガイドのとおり

61-7 アクセスルート図





61-8 適合狀況說明資料(補足說明資料)

## 目次

1. 概要
  - 1.1 設置の目的
  - 1.2 拠点配置
  - 1.3 新規制基準への適合方針
  
2. 設計方針
  - 2.1 建物及び収容人数について
  - 2.2 電源設備について
  - 2.3 遮蔽設計について
  - 2.4 換気空調系設備及び加圧設備について
  - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
  - 2.6 通信連絡設備について
  
3. 運用
  - 3.1 必要要員の構成, 配置について
  - 3.2 事象発生後の要員の動きについて
  - 3.3 汚染の持ち込みについて
  - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について
  
4. 耐震設計について
  
5. 添付資料
  - 5.1 チェン징グエリアについて
  - 5.2 配備資機材等の数量等について
  - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
  - 5.4 緊急時対策所情報収集設備のデータ伝送概要とパラメータについて
  - 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
  - 5.6 緊急体制について
  - 5.7 発電所対策本部内における各機能班との情報共有について
  - 5.8 設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針について
  - 5.9 泊発電所における発電所対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ
  - 5.10 停止中の1号及び2号炉のパラメータ監視性について
  - 5.11 出入口開口及び配管その他の貫通部の遮蔽設計について



## 1. 概要

### 1.1 設置の目的

本申請において、当社泊発電所の緊急時対策所として、「緊急時対策所指揮所」及び「緊急時対策所待機所」を設置することにより適合を図る。

泊発電所では緊急時対策所を1次冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合、並びに重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために使用する拠点と位置付ける。

また、緊急時対策所は、重大事故等に対処するための要員がとどまることができるよう遮蔽、換気について考慮した設計とするとともに、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

#### (1) 緊急時対策所の特徴

緊急時対策所の特徴を表1.1-1に示す。

緊急時対策所は、耐震性を有する設計とする。

緊急時対策所は、泊発電所3号炉において想定されるすべての事象に対し緊急時対策の拠点として使用できるよう、基準地震動による地震力に対しても機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所は、迅速な拠点立上げを可能とするため、発電所災害対策要員（以下「対策要員」という。）の執務室、宿直室に近い場所に設置する設計とする。

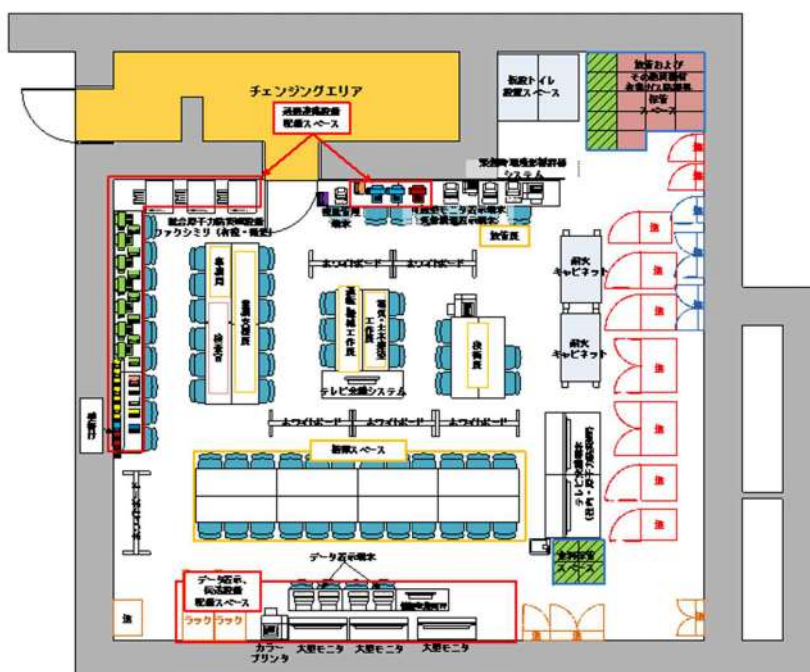
表 1.1-1 緊急時対策所の特徴

緊急時対策所	特徴
緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"><li>・基準地震を含むすべての想定事象発生時において、対策要員が緊急時対策所にとどまり、指揮・復旧活動を行うことが可能である。</li><li>・対策要員の執務室、宿直室に近く、緊急時対策本部要員参集等の初動体制を迅速かつ容易に確立できる。</li><li>・代替交流電源設備をはじめとする緊急時対策所諸設備は常設又は可搬であり、緊急時対策所拠点の立上げが迅速かつ容易である。</li></ul>

なお、緊急時対策所は、重大事故時のプルーム通過時においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「本部要員」という。）、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員（以下「現場要員」という。）を収容するため、緊急時対策所内に居住性を高めた設計とする。

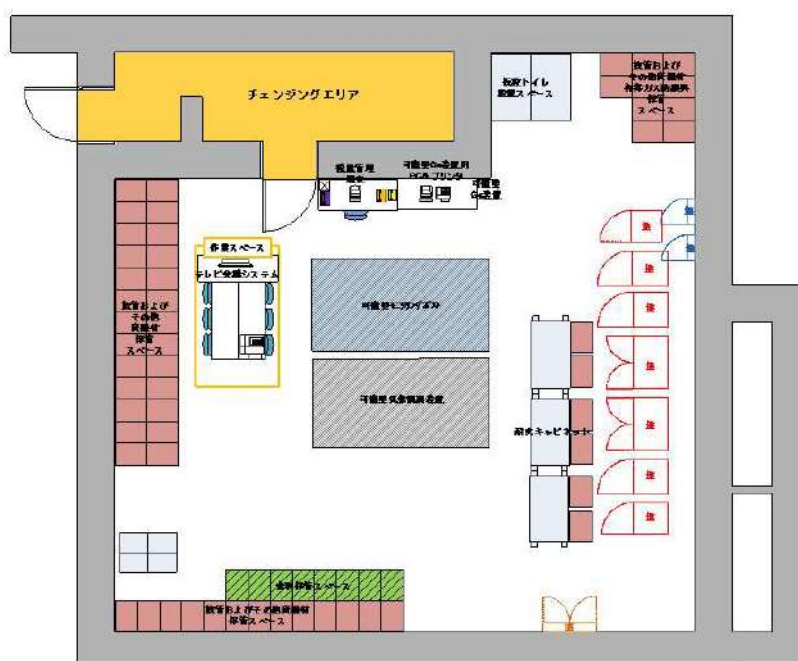
また、緊急時対策所は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所から構成する設計とする。

緊急時対策所の主な設備の配置について、図 1.1-1 及び図 1.1-2 に示す。



注：本レイアウトは訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 1.1-1 緊急時対策所指揮所 配置図



注：本レイアウトは訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 1.1-2 緊急時対策所待機所 配置図

## 1.2 拠点配置

緊急時対策所の配置図を以下に示す。

緊急時対策所は、十分な支持力を有する基礎岩盤上に設置する。

また、敷地高さT.P.※39mに設置することにより、発電所への津波の影響を受けない設計とする。

配置は、3号炉中央制御室から直線距離で約520m離れた位置（アクセス道路での移動距離は約1000m）とし、また、換気設備及び電源設備を3号炉中央制御室から独立させることにより、3号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

（※T.P.：東京湾平均海面）

緊急時対策所として、災害対策本部要員等を收容するための緊急時対策所指揮所及び必要な要員を收容するための緊急時対策所待機所をそれぞれ設置する。また、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所には、それぞれに付帯する換気設備を収納するための指揮所用空調上屋及び待機所用空調上屋を設置する。

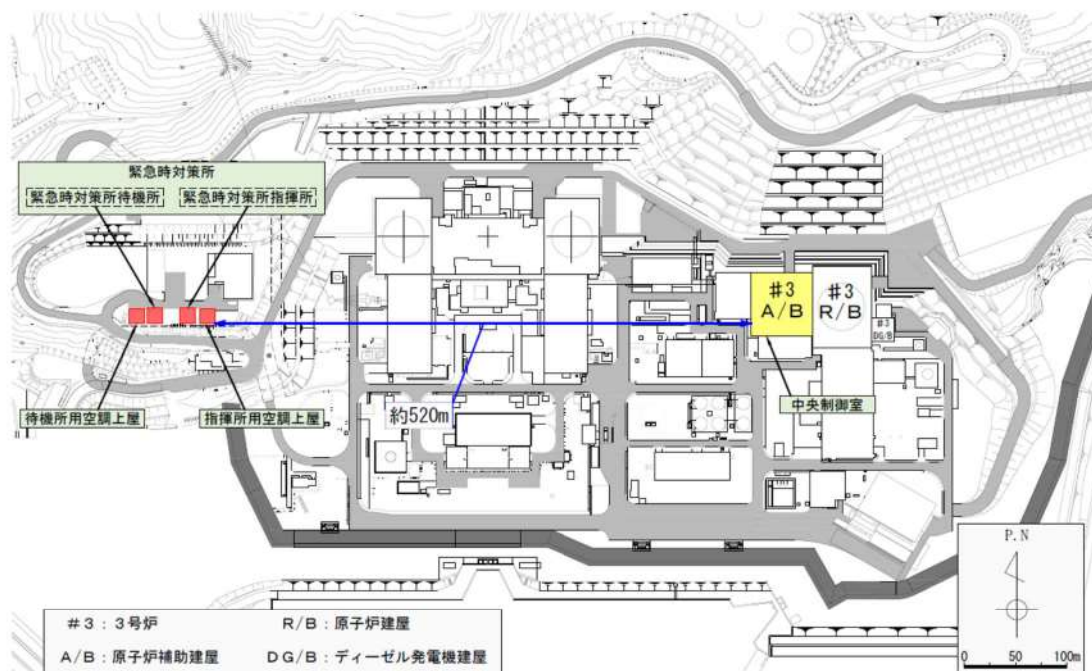


図1.2-1 緊急時対策所 配置図



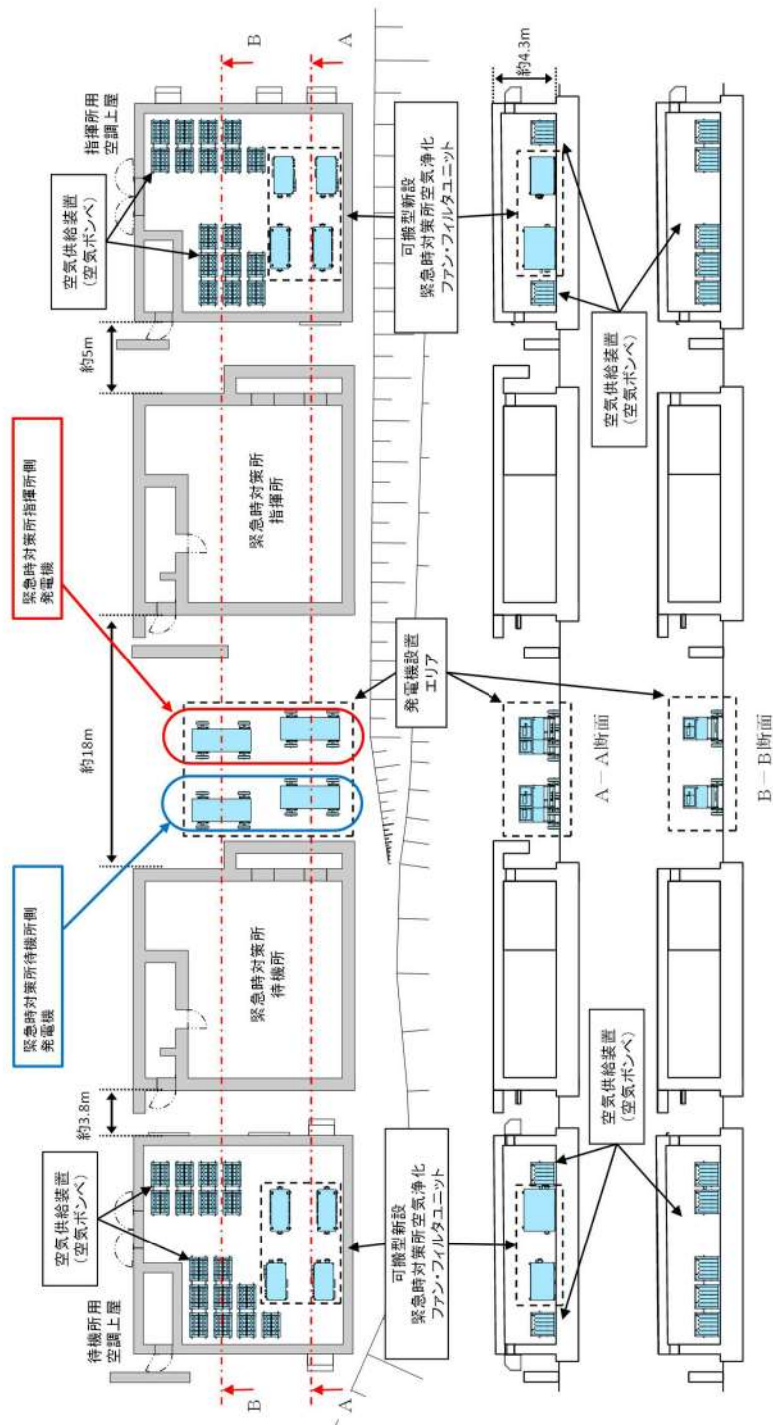


図 1.2-2 緊急時対策所 周辺図

### 1.3 新規制基準への適合方針

#### (1) 設計基準事象への対処

緊急時対策所に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.3-1、表 1.3-2 のとおりである。

表 1.3-1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第三十四条（緊急時対策所）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>第 34 条（緊急時対策所）</p>	<p>1 次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、3 号炉中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設ける。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>1 第2項に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがあることをいう。</p>	<p>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</p> <p>そのために、固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計する。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。</p>



表 1.3-2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第四十六条（緊急時対策所）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>第46条（緊急時対策所）</p> <p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞り滞りでき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、3号炉中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設ける。</p> <p>緊急時対策所は災害時に120名程度の関係要員を収容できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内の運転員を介さずにプラント状態を把握するために必要なパラメータを表示するために設置するデータ表示端末を緊急時対策所に設置する設計とする。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(緊急時対策所)</p> <p>第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>第46条 (緊急時対策所)</p> <p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>また、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を緊急時対策所に表示できる設備を設ける。</p> <p>さらに、所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備を設置する設計とする。</p> <p>事故に対処する発電所内の関係要員に対して必要な指示ができる通信連絡設備を緊急時対策所に設置する。</p> <p>さらに、発電所外の関係箇所との必要な通信連絡を行うための、専用であって多様性を有した通信回線で構成する通信連絡設備を緊急時対策所に設置する設計とする。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p> <p>2 第2項に規定する「有毒ガスが発生した場合」とは、緊急時対策所の指示要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を超えるおそれがあることをいう。</p> <p>「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記-9）」によること。</p>	<p>緊急時対策所は必要な換気ができる設計としているほか、必要に応じて換気系を一時的に停止する運用とする。</p> <p>緊急時対策所では、空調隔離時でも酸素濃度・二酸化炭素濃度計により、室内環境を確認することができる。</p> <p>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</p> <p>そのために、固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。</p>



以下は、外部からの衝撃による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。

表 1.3-3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>第六条 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第6条（外部からの衝撃による損傷防止）</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p>	<p>1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、設計基準において想定される自然現象に対して、緊急時対策所が安全機能を損なわないよう、必要な措置をとった設計とする。*</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならぬ。</p>	<p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2. (2) 自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p> <p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	

\* 「5.8 設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針について」として後述する。

以下は、火災による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。



表 1.3-4 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第八条（火災による損傷の防止）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第8条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>適合方針</p> <p>緊急時対策所の建物及び各々の緊急時対策所機能として設置する換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備及びそれらへのアクセスルートに対して、不燃性材料又は難燃性材料の使用による火災の発生防止対策を実施する設計とする。</p> <p>万一、緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備及びそれらへのアクセスルートを含む）に火災が発生した場合においても、消防法に準拠した火災感知器、消火設備を設置しており、当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって、当該緊急時対策所に設置する機器等の損傷を最小限に抑えることができる。</p>

(2) 重大事故等への対処

緊急時対策所に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下の通りである。

表 1.3-5 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第六十一条（緊急時対策所）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>第 61 条（緊急時対策所）</p> <p>1 第 1 項及び第 2 項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a ) 基準地震動による地震力に対して緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p>	<p>適合方針</p> <p>*本表欄外下部に示す</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>*本表欄外下部に示す</p>

(\*) 以下、表 1.3-5 の適合方針について説明する。



a. 要員（規則第六十一条2項，規則解釈第61条2）

緊急時対策所には，3号炉に係る重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及びその指示のもと重大事故等への対処を行う各班員の計60名，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員20名に，1号及び2号炉運転員3名及び運転検査官4名を合わせて87名を収容できる設計とする。

b. 同時機能喪失回避（規則解釈第61条1のb）

緊急時対策所は，3号炉中央制御室から十分離れていること（約520m），換気設備及び電源設備を3号炉中央制御室から独立させ，3号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

c. 電源設備（規則解釈第61条1のc）

緊急時対策所は，通常時，通信連絡設備及び無停電運転保安灯については，外部電源から3号炉非常用母線を介して受電する設計とし，その他運用に必要な設備については，1号又は2号炉常用母線から受電する設計とする。

外部電源喪失等により非常用高圧母線の電圧が低下した場合は，ディーゼル発電機が自動起動し緊急時対策所の通信連絡設備及び無停電運転保安灯へ電源供給を行う設計とする。

また，ディーゼル発電機の機能喪失及び1号又は2号炉常用母線の電源喪失を考慮し，緊急時対策所は緊急時対策所用代替交流電源設備から給電可能な設計とし，予備として配備する緊急時対策所用代替交流電源設備と合わせて多重性を有した設計とする。

d. 居住性対策（規則解釈第61条1のd），e）

緊急時対策所の重大事故等の対策要員の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行う。

緊急時対策所は上部及び側面に遮蔽を設置することで直接線，スカイシャイン線，及びグラウンドシャインによる外部被ばくを抑制するとともに，可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット又は空気供給装置を用いて加圧し，重大事故等に伴うプルーム通過中及びプルーム通過後の意図しない放射性物質の流入による内部・外部被ばくを抑制する。

遮蔽設計及び換気設計により緊急時対策所の居住性については，「実用発電用原子炉に係る重大事故等時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価した結果，対策要員の実効線量は7日間で約13mSv（緊急時対策所指揮所）であり，対策要員の実効線量が100mSvを超えないことを確認している。

e. 必要な情報を把握できる設備（規則第六十一条1項の二）

緊急時対策所指揮所には，重大事故等のプラントの状態並びに環境放射線量・気象状況を把握するため，緊急時対策所情報収集設備を設置する。

f. 通信連絡設備（規則第六十一条1項の三）

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所には、重大事故等に対処する発電所内の関係要員に対して必要な指示ができる通信連絡設備を設置する。

また、緊急時対策所指揮所には、発電所外の関連箇所と必要な通信連絡を行うための通信連絡設備を設置する。

g. 汚染の持ち込み防止（規則解釈第61条1のf））

重大事故等時に緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。

h. 資機材配備（規則第六十一条1項の一）

緊急時対策所には、必要な要員が緊急時対策所内に7日間とどまり、重大事故等に対処するために必要な食料と飲料水を配備する。また、対策要員が7日間緊急時対策所内にとどまり、現場での復旧作業に必要な数量の放射線管理用資機材（着替え、マスク等）を配備する。

i. 地震（規則解釈第61条の1のa））

緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しない設計とする。

緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動に対し機能を喪失しない設計とする。

破線囲み部は追而箇所を示す。

j. 津波（規則解釈第61条の1のa））

泊発電所の敷地における基準津波による最高水位は、T.P. 14.11m程度と評価される。

これに対し緊急時対策所はT.P. 39mの敷地に設置することにより、周辺に設置する関連設備、アクセスルートを含め、基準津波の影響を受けない設計とする。

（※T.P.：東京湾平均海面）



以下は火災による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。

表1.3-6 「実用発電所原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第四十一条（火災による損傷の防止）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（火災による損傷の防止）</p> <p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第41条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第41条の適用に当たっては、第8条第1項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第8条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p>	<p>適合方針</p> <p>*本表欄外下部に示す</p>

(\*) 以下、第1.3-6表の適合方針について説明する。



k. 火災防護（規則解釈第 41 条）

緊急時対策所は、火災により緊急時対策所に必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。

火災の発生を防止するため、緊急時対策所は、主要構造物、設備は不燃性材料を使用し、ケーブルは自己消火性（UL 垂直燃焼試験）・耐延焼性（IEEE383）の実証試験に合格する線種を使用する設計とする。地震への対策としては「1.3(2)i 地震」に記載する耐震設計とすることによって火災発生を防止できる設計とする。

火災感知及び消火については、緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備を含む。）に消防法に基づき火災感知器を設置する。特に、重大事故等対処設備の設置箇所には、火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できる煙感知器に加え、異なる 2 種類目の感知器として熱感知器を設置する設計とする。感知器は、外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし、3号炉中央制御室にて適切に監視できる設計とする。

消火設備としてはガス消火設備及び消火器を適切に設置している。緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備を含む。）のうち、火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある室内には、ガス消火設備を配備する設計とする。

なお、緊急時対策所に設置する設備のうち、重大事故等対処設備に関する概要を第 1.3-7 表に示す。また第 1.3-8 表に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備一覧を示す。

表 1.3-7 重大事故等対処設備に関する概要 (61条 緊急時対策所) (1 / 3)

系統機能	設備 <sup>※1</sup>	代替する機能を有する設計基準対処施設		設備識別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
居住性の確保 (緊急時対策所)	緊急時対策所			常設	(重大事故等対処施設)	—
	緊急時対策所 <sup>※1</sup>			可搬型	重大事故等緩和設備	—
	可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファン			可搬型	可搬型重大事故等緩和設備	SA-3
	可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファンユニット			可搬型	可搬型重大事故等緩和設備	SA-3
	可搬型空気浄化装置配管・ダンパ【流路】			可搬型	可搬型重大事故等緩和設備	SA-3
	可搬型空気浄化装置配管・ダンパ【流路】			常設	常設重大事故等緩和設備	SA-2
	空気供給装置 (空気ポンプ)			可搬型	可搬型重大事故等緩和設備	SA-3
	空気供給装置配管・弁【流路】			可搬型	可搬型重大事故等緩和設備	SA-3
	空気供給装置配管・弁【流路】			常設	常設重大事故等緩和設備	SA-2
	圧力計 <sup>※2</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計 <sup>※2</sup>			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	緊急時対策所可搬型エリアモニタ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備	—
	可搬型モニタリングポスト					
	可搬型気象観測設備					
	60条に記載 (ただし, 本系統機能においては可搬型重大事故緩和設備)					

※1 電源設備については「第57条 電源設備」に記載する。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※重大事故等対処設備は, 今後の審査, 検討等により変更となる可能性がある。

表 1.3-7 重大事故等対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (2 / 3)

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対処施設		設備識別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
電源の確保	緊急時対策所用発電機	—	—	可搬型	可搬型重大事故等防止設備	—
	緊急時対策所用発電機～	—	—	可搬型	可搬型重大事故等防止設備	—
	緊急時対策所ケーブル接続盤【電路】	—	—	可搬型	可搬型重大事故等防止設備	—
	緊急時対策所ケーブル接続盤～緊急時対策所分電盤【電路】	—	—	可搬型	可搬型重大事故等防止設備	—
	代替非常用発電機	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	—	—	—	—	—
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	—	—	—	—	—
	可搬型タンクローリー	—	—	—	—	—
	ディーゼル発電機燃料油系統配管・弁【燃料流路】	—	—	—	—	—
	ホース【燃料流路】	—	—	—	—	—

57 条に記載

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する。

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性がある。



表 1.3-7 重大事故等対処設備に関する概要 (61条 緊急時対策所) (3/3)

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対処施設		設備識別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
必要な情報の把握	データ収集計算機				62条に記載	
	データ表示端末					
	ERSS 伝送サーバ					
通信連絡 (緊急時対策所)	衛星電話設備 (固定型)				62条に記載	
	衛星電話設備 (FAX)					
	衛星電話設備 (携帯型)					
	無線連絡設備 (携帯型)					
	インターフォン					
	テレビ会議システム (指揮所・待機所間)					
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備					
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) 【伝送路】					
	衛星通信装置 【伝送路】					
	無線通信装置 【伝送路】					
有線 (建屋内) 【伝送路】						

※1 電源設備については「第57条 電源設備」に記載する。

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性がある。

表 1.3-8 設計基準対処施設及び重大事故等対象設備一覧

	施設	設計基準対処設備	重大事故等対処設備
緊急時対策所	施設	緊急時対策所	緊急時対策所
	代替電源設備	非常用電源設備	緊急時対策所用発電機
	居住性を確保するための設備	酸素濃度、 $\cdot$ 二酸化炭素濃度計	可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気供給装置（空気ポンプ）、緊急時対策所遮へい、圧力計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト、可搬型気象観測設備、酸素濃度・二酸化炭素濃度計
	必要な情報を把握できる設備	データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ、データ表示端末	データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ、データ表示端末
	通信連絡設備	運転指令設備、電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、加入電話設備、専用電話設備、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（FAX）、衛星電話設備（携帯型） 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（FAX）、衛星電話設備（携帯型）、インターネット、テレビ会議システム（指揮所・待機所間） 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

## 2. 設計方針

### 2.1 建屋及び収容人数について

緊急時対策所は、耐震性を有する鉄筋コンクリート造平屋建ての建物であり、**重大事故**等対応時の拠点として緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に必要な要員を収容することとしており、それぞれ約149m<sup>2</sup>（有効面積：約141m<sup>2</sup>（緊急時対策所指揮所）、143m<sup>2</sup>（緊急時対策所待機所））を有する設計とする。

緊急時対策所の基準地震動入力時の耐震壁の最大せん断ひずみが評価基準値以下であることを確認し、遮蔽性能等について機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合において中央制御室以外の場所からも必要な対策指令又は連絡を行うため、及び重大事故等時のプルーム通過に備えた十分な広さと機能を有する設計とする。プルーム通過中においても、3号炉に係る重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及びその指示のもと重大事故等への対処を行う各班員の計60名に、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員20名、1号及び2号炉運転員3名を加えた83名及び運転検査官4名の合計87名が緊急時対策所で活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計とする。また、プルーム通過前後において休憩・仮眠する要員のための休憩エリアが隣接した設計とする。

プルーム通過中において、緊急時対策所に待機する要員は、室内遮蔽の内側にとどまることで不要な被ばくを抑制する設計とする。

プルーム通過時にとどまる場合には、マスク等の放射線管理用資機材、水、食料、照明、簡易トイレ等とどまっている間に必要となる資機材を保管できる設計とするとともに、簡易トイレ等配置については退避中の安全衛生に配慮した設計とし、訓練等を通じ改善を図ることとする。

緊急時対策所の構造概要を図2.1-1、緊急時対策所指揮所のレイアウトイメージ図を図2.1-2、緊急時対策所待機所のレイアウトイメージ図を図2.1-3、緊急時対策所指揮所（休憩エリア）のレイアウトイメージ図を図2.1-4、緊急時対策所待機所（休憩エリア）のレイアウトイメージ図を図2.1-5に示す。

緊急時対策所は、緊急時対策所の外側が汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に設ける。

チェンジングエリアは、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に併設する設計とし、要員の被ばく低減の観点から緊急時対策所内に設営する。



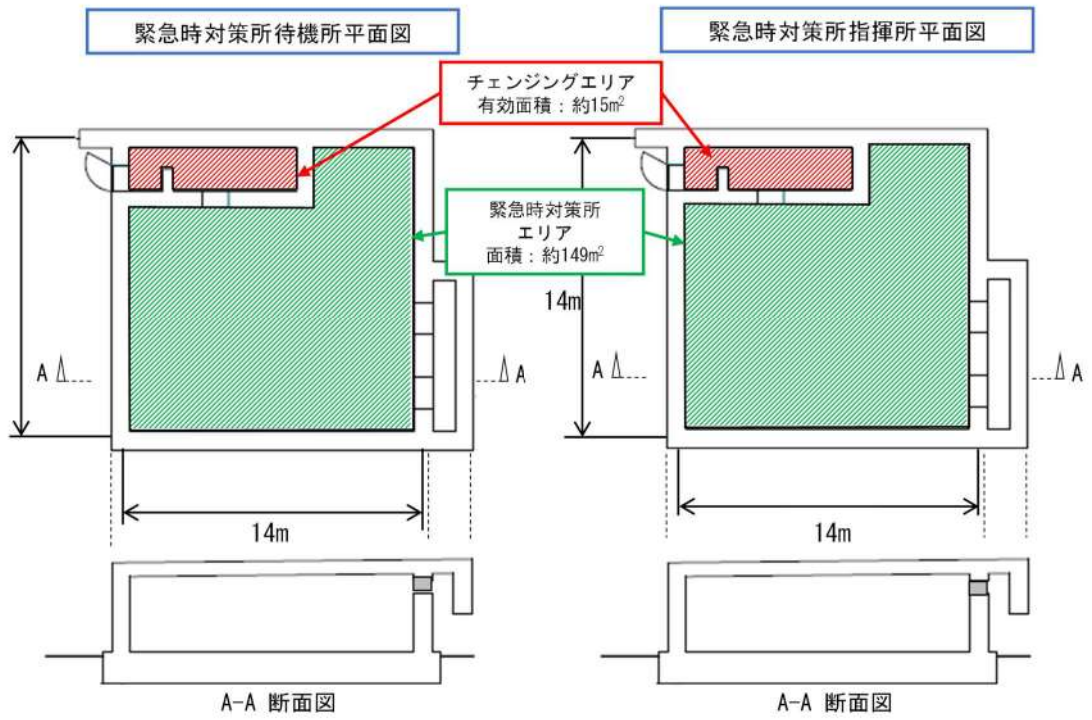
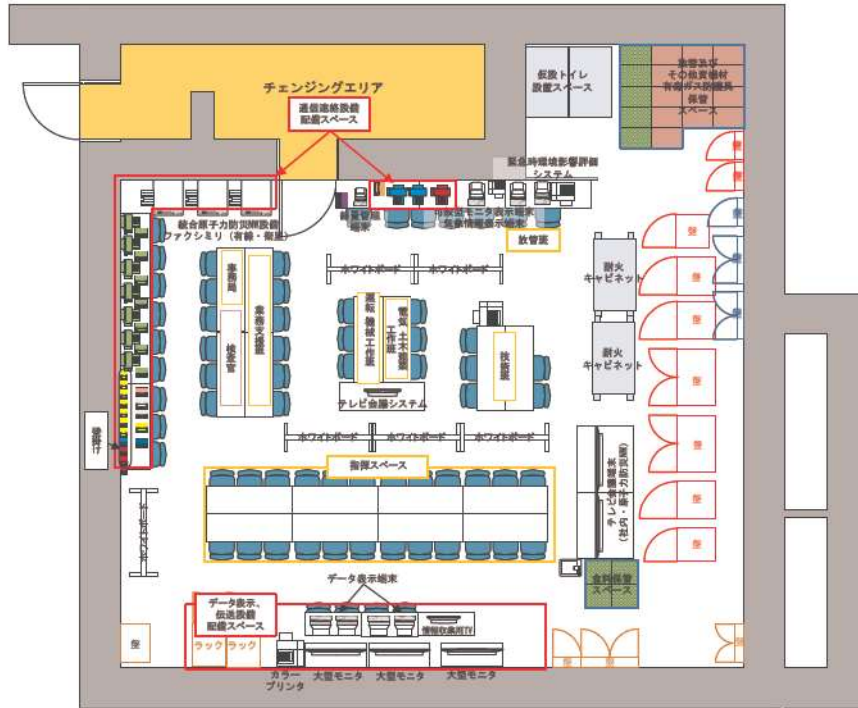
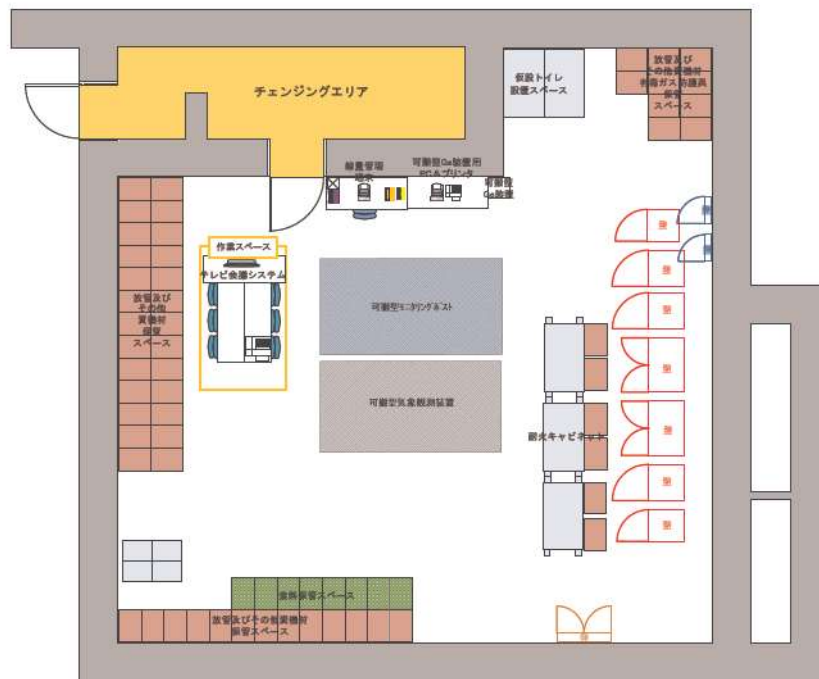


図 2.1-1 緊急時対策所 構造概要



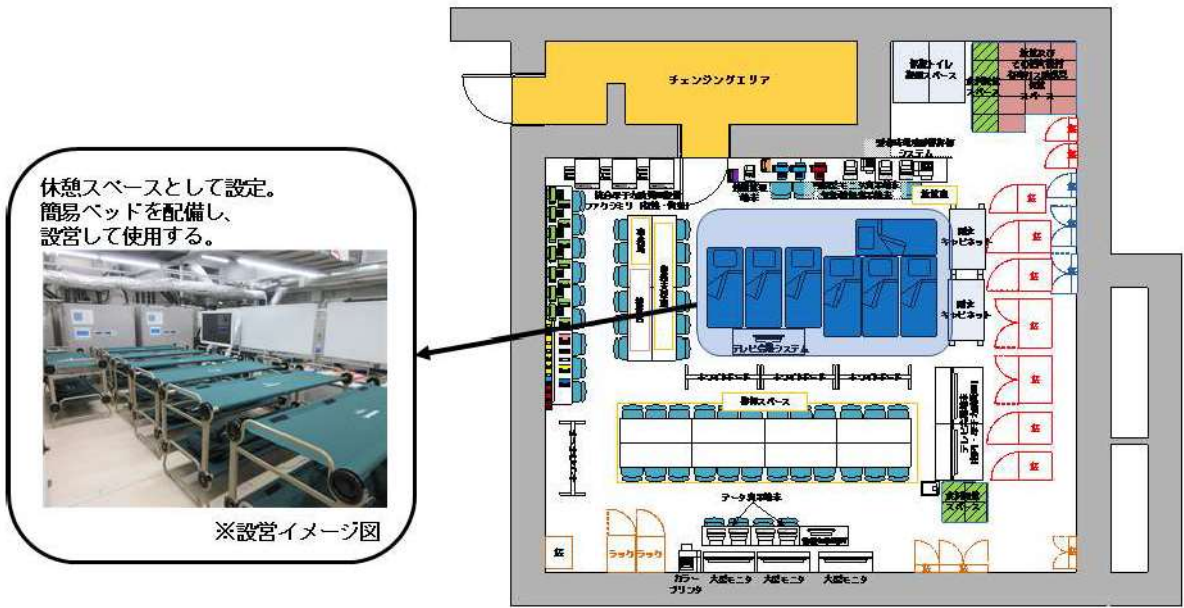
注：本レイアウトについては訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 2.1-2 緊急時対策所指揮所 レイアウトイメージ図



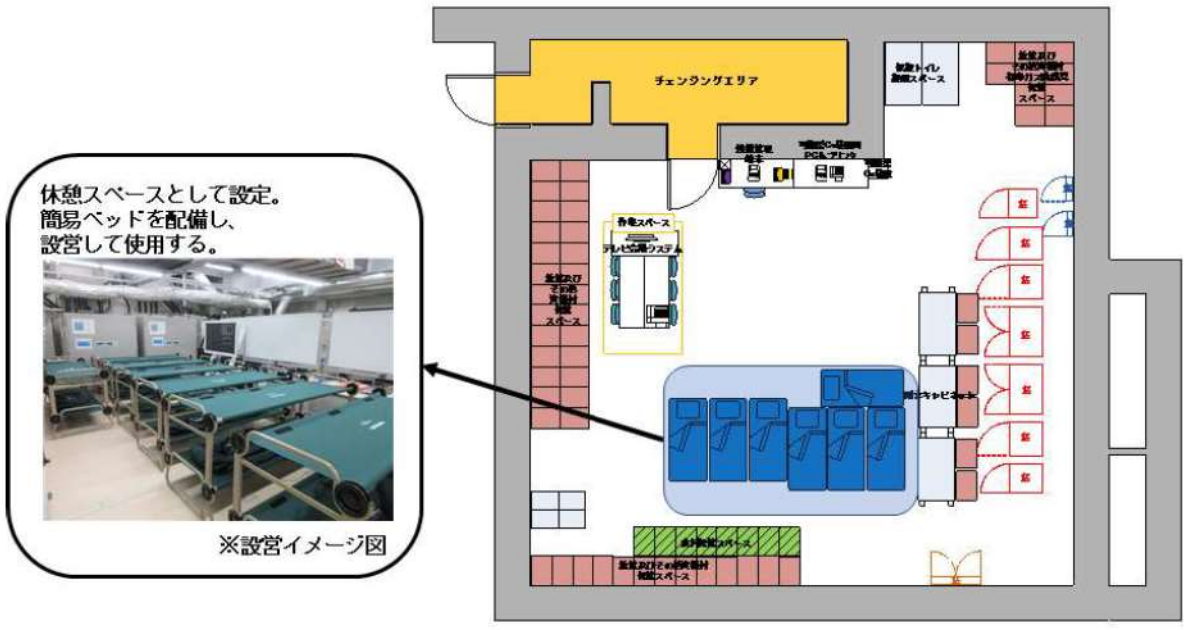
注：本レイアウトについては訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 2.1-3 緊急時対策所待機所 レイアウトイメージ図



注：本レイアウトについては訓練結果等により変更となる可能性がある。

図2.1-4 緊急時対策所指揮所(休憩エリア)のレイアウトイメージ図



注：本レイアウトについては訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 2.1-5 緊急時対策所待機所(休憩エリア)のレイアウトイメージ図



## 2.2 電源設備について

緊急時対策所の必要な負荷は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所でそれぞれ受電可能な設計とする。

通信連絡設備及び無停電運転保安灯に対して、通常時に3号炉の非常用低圧母線を介して外部電源系から受電可能な設計とし、非常用高圧母線の低電圧信号により3号炉のディーゼル発電機を介し受電可能な設計とする。

その他運用に必要な設備については、1号又は2号炉常用母線から緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所でそれぞれ受電する設計とする。

3号炉非常用母線又は1号若しくは2号炉常用母線から受電できない場合、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所は、緊急時対策所周辺に配備している緊急時対策所用代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からそれぞれ受電可能な設計とする。

緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機は緊急時対策所指揮所、緊急時対策所待機所それぞれに電源供給するために必要な容量を有するものを緊急時対策所指揮所、緊急時対策所待機所に各1台、故障による機能喪失の防止と燃料給油のために停止する際にも給電を継続するため各1台、2台を1セットとして合計4台を配備する設計とする。

また、緊急時対策所用発電機は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として屋外に4台（2号炉東側31mエリア）を保有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、車両（ホイールローダ）により運搬可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機を複数台配備することにより緊急時対策所の電源は多重性を有し、緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

電源構成を図2.2-1に、代替交流電源設備の配置を図2.2-2に、必要な負荷を表2.2-1に示す。

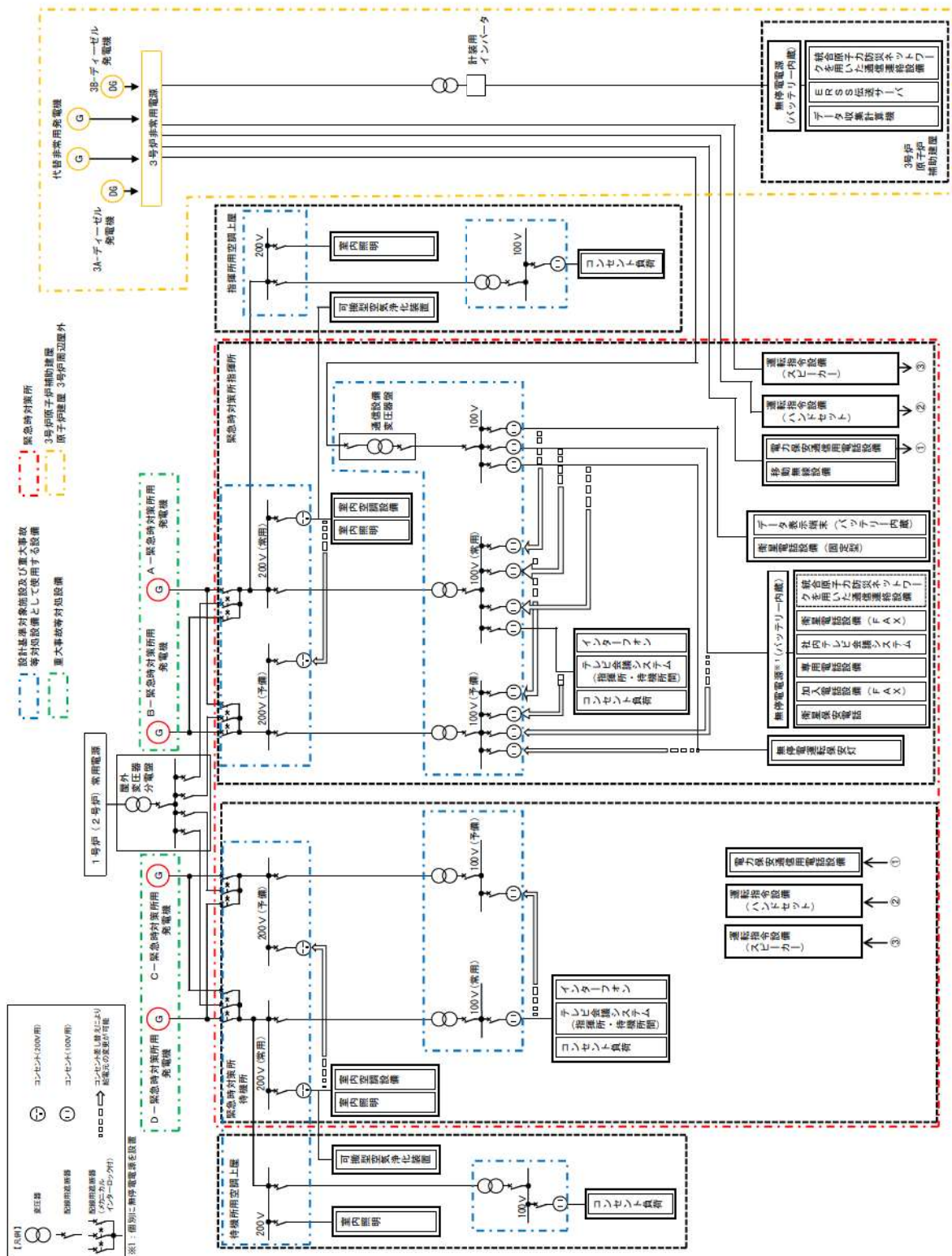


図2.2-1 緊急時対策所 電源構成

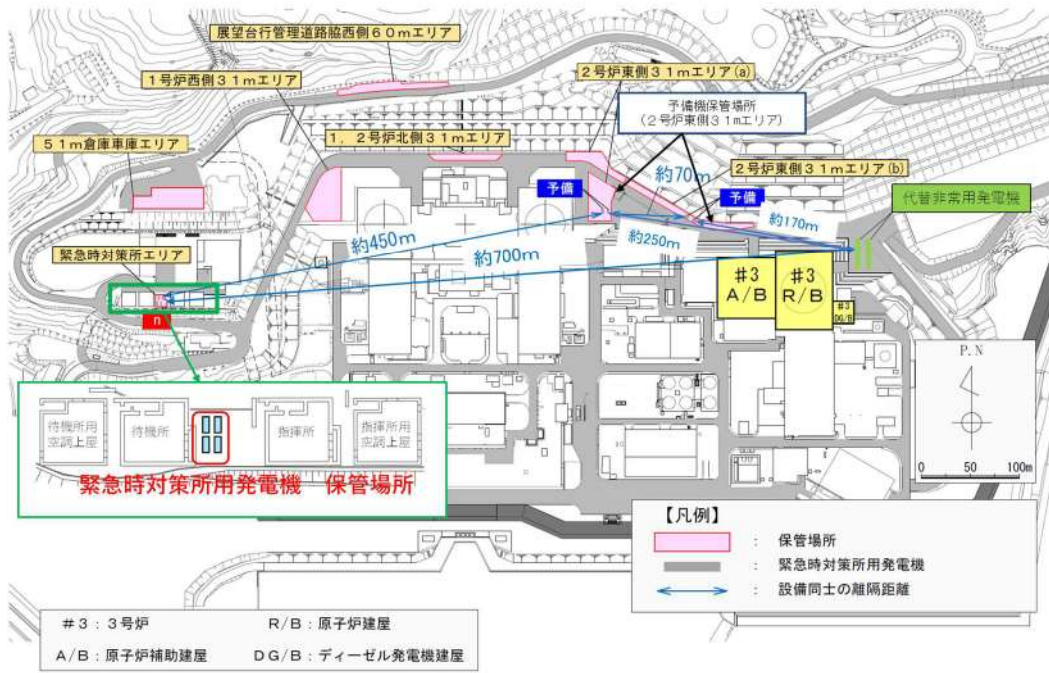


図2.2-2 代替交流電源設備 配置図



表2.2-1 緊急時対策所 必要な負荷

設備名称	負荷容量(kVA) ※1		備考
	指揮所	待機所	
可搬型空気浄化装置	23.1	23.1	可搬型新設緊急時対策所用空気浄化ファン
通信連絡設備等※2	15.1	0.7	データ表示端末, テレビ会議システム(指揮所・待機所間), 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備, その他通信連絡設備
室内空調設備	34.8	34.8	パッケージエアコン
照明設備	2.2	2.2	LED照明 (バッテリー内蔵)
その他	21.9	9.3	OA機器等 (予備容量含む)
合計	97.1	70.1	

※1 力率0.8の場合

※2 通信連絡設備のうち, 一部の負荷について「無停電電源装置」に接続している。

表2.2-2 緊急時対策所 電源設備の仕様

	非常用電源設備	緊急時対策所用 代替交流電源設備
	ディーゼル発電機	緊急時対策所用発電機
容量	7,000kVA	270kVA (1台当たり)
電圧	6.9kV	200V
力率	0.8	0.8
台数	1台 備考: 3B-ディーゼル発電機	8台 (予備を含む)

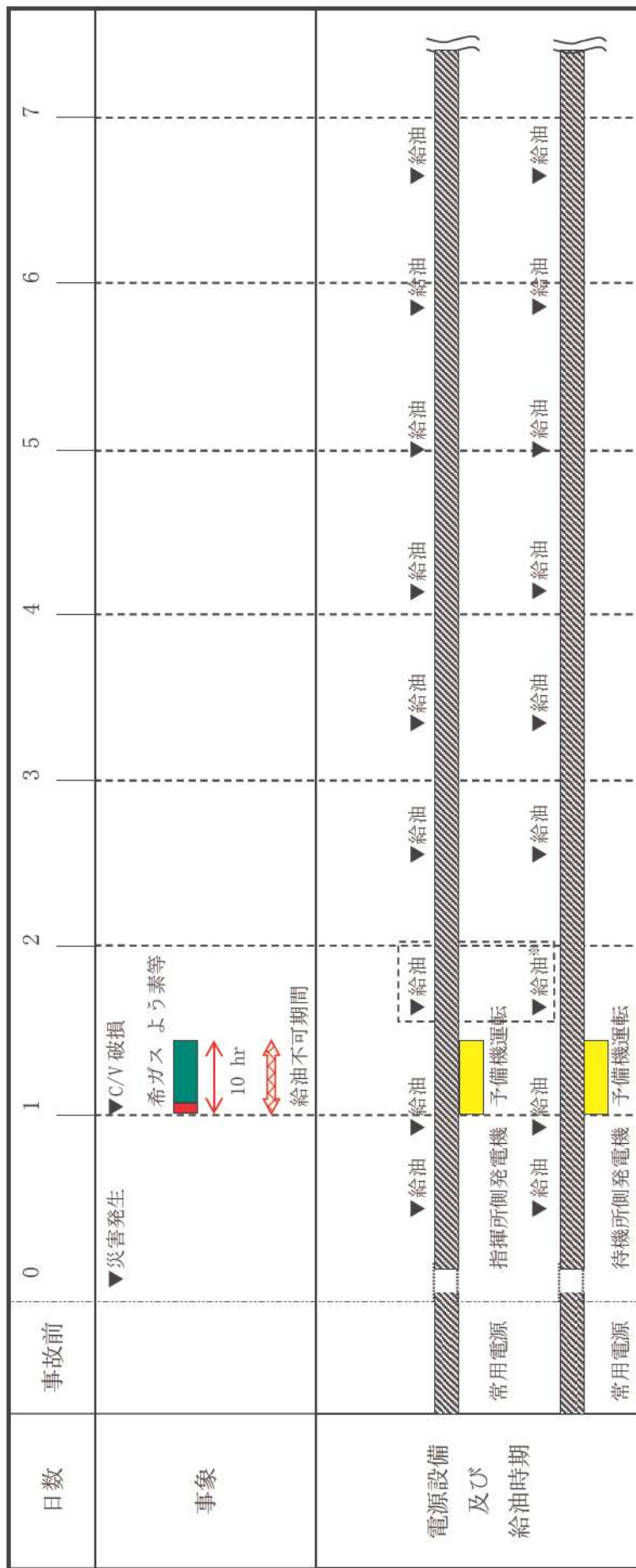
緊急時対策所の負荷容量は, 表2.2-1に示すとおり, 緊急時対策所指揮所で最大約97kVA (うち, 3号炉非常用母線から給電する通信連絡設備及び照明設備の合計は, 約17kVA) 緊急時対策所待機所で最大約70kVAであり, 3B-ディーゼル発電機 (7,000kVA) 及び緊急時対策所用発電機 (270kVA (1台当たり)) により給電可能な設計としている。

万一の故障への対応として, 緊急時対策所の電源構成は2重化しており, 片系の電源系統の故障においても緊急時対策所の機能を喪失することがない設計とする。

(1) 緊急時対策所用発電機の給油時期

緊急時対策所用発電機の給油の運用について図2.2-3に示す。

緊急時対策所用発電機は、燃料消費率の多い緊急時対策所指揮所側で約19時間の無給油運転が可能であるが、18時間（ブルーム放出のおそれがある場合には9時間）ごとに給油すること及び運転機の切替により長期の給電を可能にする。



※：待機所側発電機は直ぐに給油が必要な状態ではないが、ブルーム通過後の給油回数削減のため、指揮所側発電機と同時に給油する。発電機2台への給油時間の合計は、約12分と想定している

図 2.2-3 緊急時対策所用発電機の給油時期

- (2) 緊急時対策所電源設備立上げ  
 緊急時対策所用発電機の起動を(a), (b)の手順で実施する。
- (a) 指揮所側緊急時対策所用発電機の起動
- ① 緊急時対策所屋外の緊急時対策所用発電機設置場所 (T.P. 39m) に移動する。
  - ② 緊急時対策所用発電機に電源ケーブルを接続する。
  - ③ 起動スイッチにより緊急時対策所用発電機を起動する。
  - ④ 指揮所内の分電盤にて, 1号又は2号炉常用母線側から緊急時対策所用発電機側にNFB操作により切替を行う。
- (b) 待機所側緊急時対策所用発電機の起動
- (a)と同様の手順で実施する。ただし, ④の操作は待機所内の分電盤で実施する。

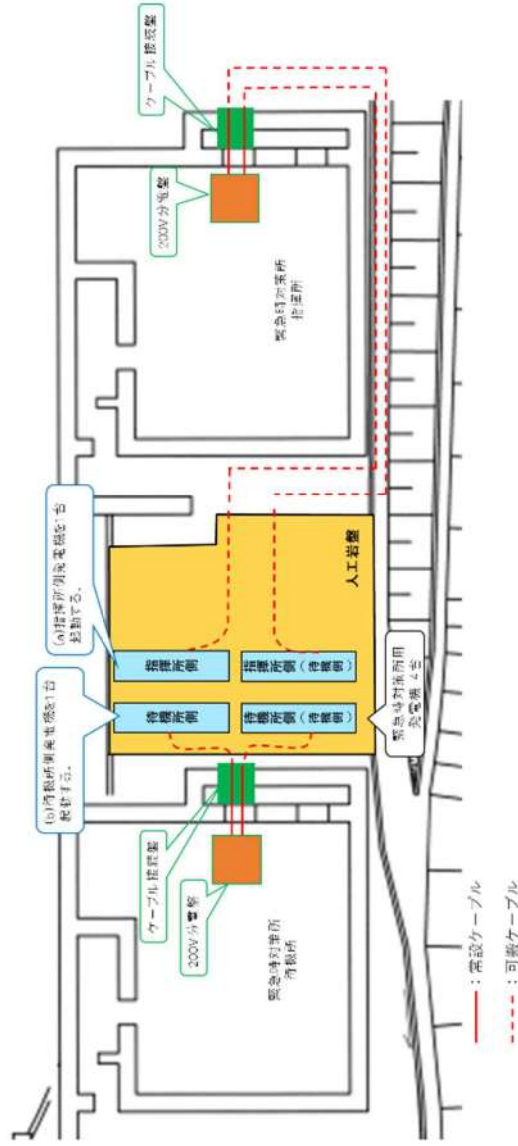


図 2.2-4 緊急時対策所用発電機の立上げ



(3) 緊急時対策所用発電機からの給電について

- ・連続運転時間及び要求される負荷

緊急時対策所の運用に必要となる電源容量は、指揮所が約97kVA、待機所が約70kVAであり、緊急時対策所用発電機（定格容量270kVA）の負荷は、指揮所側が36%で、待機所側が26%である。

それぞれの負荷時の燃料消費量から、指揮所側が約19時間、待機所側が約24時間の連続運転が可能である。

表2.2-3 負荷別燃料消費量

	燃料消費量(L/h)	連続運転時間
100%負荷時		約8時間
75%負荷時		約10時間
50%負荷時		約15時間
36%負荷時		約19時間
26%負荷時		約24時間
25%負荷時		約25時間
無負荷時		約71時間

参考：燃料タンク容量 470L（メーカー：AIRMAN，型式：SDG300S）

無負荷運転時の燃料消費率は、 であるため、ブルーム通過中の燃料補給活動ができない10時間の間に燃料が枯渇して停止することはない。

表2.2-4 緊急時対策所 負荷内訳

設備名称	負荷容量(kVA) ※1		備考
	指揮所	待機所	
可搬型空気浄化装置	23.1	23.1	可搬型新設緊急時対策所用空気浄化ファン
通信連絡設備等※2	15.1	0.7	データ表示端末，テレビ会議システム(指揮所・待機所間)，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，その他通信連絡設備
室内空調設備	34.8	34.8	パッケージエアコン
照明設備	2.2	2.2	LED照明 (バッテリー内蔵)
その他	21.9	9.3	OA機器等 (予備容量含む)
合計	97.1	70.1	

※1 力率0.8の場合

※2 通信連絡設備のうち，一部の負荷について「無停電電源装置」に接続している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 緊急時対策所用発電機の燃料補給手段

緊急時対策所用発電機は、燃料タンクが満タンの状態で、指揮所側が約19時間、待機所側が約24時間の連続運転が可能である。

緊急時対策所用発電機への燃料補給手段は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽から、可搬型タンクローリーを用いて給油を行う。

緊急時対策所用発電機、3号炉ディーゼル発電機燃料油貯油槽の配置図を図2.2-5に示す。

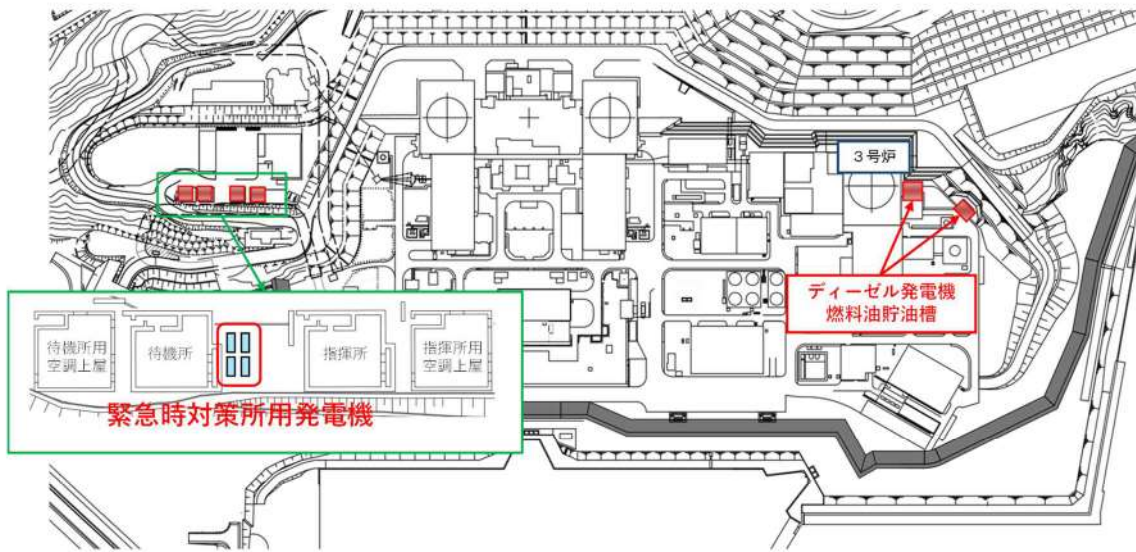


図2.2-5 緊急時対策所用発電機の保管場所及びディーゼル発電機燃料油貯油槽の設置場所

(5) 緊急時対策所用発電機が起動するまでの緊急時対策所通信機能について  
 事象発生後、緊急時対策所用発電機からの給電が可能になるまでの、通信連絡設備の使用のフローを以下に示す。  
 緊急時対策所では、全交流動力電源喪失後から緊急時対策所用発電機起動までの間の必要な通信連絡機能を維持できる。

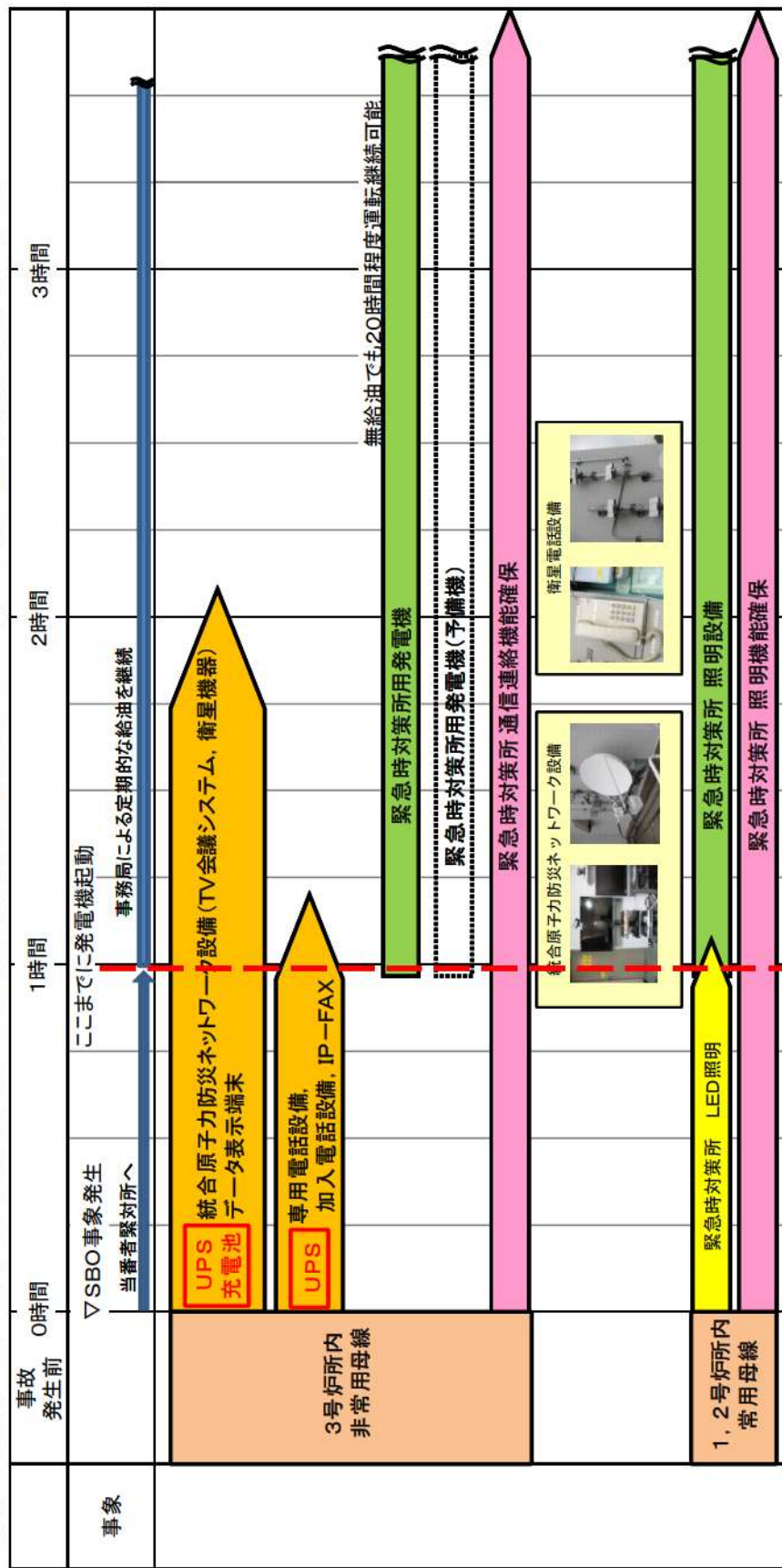


図2.2-6 緊急時対策所用発電機が起動するまでの緊急時対策所通信連絡設備の機能



(6) 代替非常用発電機からの給電について

緊急時対策所情報収集設備の電源となる代替非常用発電機2台（容量：2,760kW）は、100%負荷時の燃料消費量から約4時間の連続運転が可能である。（表2.2-5）

また、ブルーム通過時に想定される負荷においては代替非常用発電機2台の20%負荷程度であり、約19時間の連続運転が可能である。（表2.2-6）

全交流動力電源喪失時に代替非常用発電機が起動するまでの約30分間、緊急時対策所情報収集設備が機能喪失しないよう、無停電電源装置による給電を可能な設計としている。

表2.2-5 代替非常用発電機燃費

発電機負荷	燃料消費量 (L/h)	連続運転時間
100%	[Redacted]	約4時間
75%		約6時間
50%		約8時間
25%		約16時間
20%		約19時間

【参考】代替非常用発電機1台あたりの燃料タンク容量 1,800L

表2.2-6 ブルーム通過時に想定される負荷

設備関係	容量 (kW)
ポンプ関係 (代替格納容器スプレイポンプ)	200
充電器	226
空調設備関係 (アニュラス空気浄化ファン等)	91
照明関係 (中央非常用照明等)	34
合計	540 (代替非常用発電機2台分の20%負荷相当)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

### 2.3 遮蔽設計について

緊急時対策所は、重大事故等対応時に緊急時対策所にとどまる要員（重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員）が、過度の被ばくを受けないように適切な厚さの遮蔽を設け、可搬型空気浄化装置及び空気供給装置の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所遮へいを図2.3-1に示す。緊急時対策所は地上1階に設置し、天井及び側壁面のコンクリート躯体により遮蔽能力を有する設計とする。

可搬型空気浄化装置及び空気供給装置における配管貫通部処理として、気密性の観点から、気密要求のある壁の貫通孔に対して、塞止蓋等を設け、配管と躯体開口との隙間による漏洩がない設計とする。

また、遮蔽性の観点から、遮蔽要求のある壁の貫通孔に対して、鉛毛処理等を施すことで緊急時対策所へ影響を与えない設計とする。

配管貫通部に関する地震時の評価については、サポートにより配管を固定することで、貫通孔内の配管移動量が開口部と配管とのギャップ内に収まることを確認する。

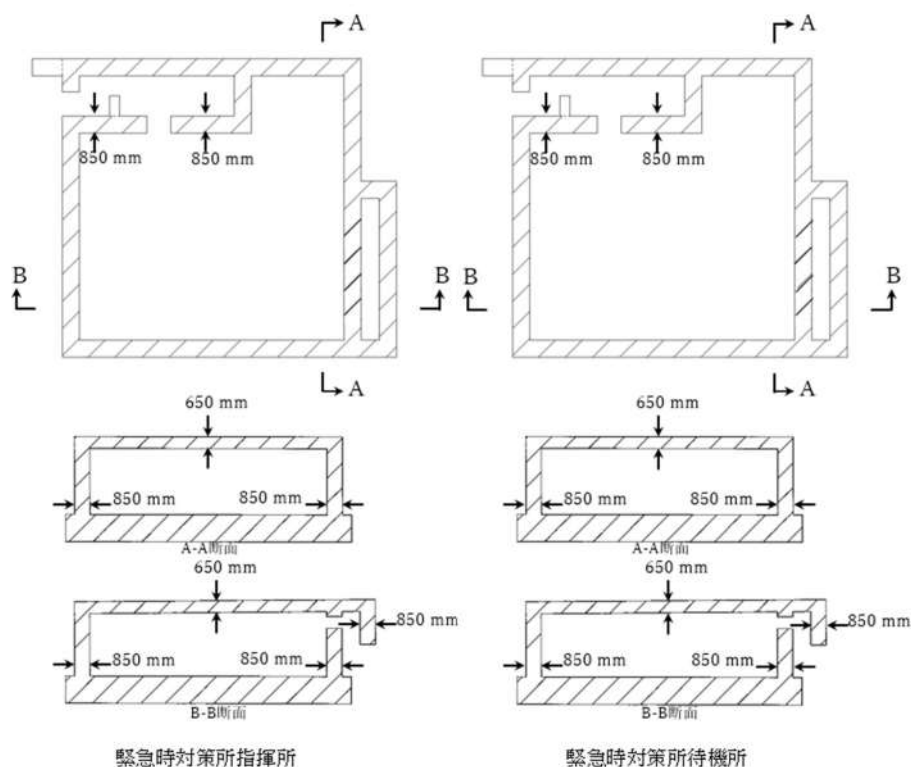


図 2.3-1 緊急時対策所 遮蔽説明図

## 2.4 換気設備及び加圧設備について

### (1) 換気設備の概要

緊急時対策所は、T.P. 39mに設置し、空調上屋に設置する緊急時対策所換気空調設備を用いることにより、重大事故等発生時においても、緊急時対策所にとどまる対策要員の7日間の実効線量が100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備は、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気供給装置及び監視計器により構成する。

重大事故等発生時のプルーム通過前においては、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットで緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所を正圧化し、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

プルーム通過中においては、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる緊急時対策所への給気を停止し、手動ダンパにより隔離するとともに、空気供給装置により緊急時対策所を正圧化し、外気の流入を完全に遮断可能な設計とする。

プルーム通過後においては、プルーム通過前と同様に可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所を正圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

また、緊急時対策所の差圧制御は、緊急時対策所排気手動ダンパの開度調整により行い、緊急時対策所排気手動ダンパは手動にて開度調整を行う設計とする。

緊急時対策所換気空調設備は表2.4-1の設備等により構成され、緊急時対策所換気設備の系統概略図（プルーム通過前後の場合）を図2.4-1に、系統概略図（プルーム通過中の場合）を図2.4-2に、配置図を図2.4-3に示す。



表2.4-1 緊急時対策所の重大事故等対処設備機器仕様

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所	1式	緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の2建屋 材料：コンクリート躯体 漏えい量：77.85m <sup>3</sup> /h以下 (100Pa正圧化時)
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	2台 (予備2台)	風量：1,500m <sup>3</sup> /h
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	2台 (予備2台)	微粒子フィルタ除去効率：99.99%以上 よう素フィルタ除去効率：99.75%以上 (補足) 微粒子フィルタ除去効率：0.7μm以上の粒子除去効率 よう素フィルタ除去効率：放射性よう素の除去効率 除去効率：(1-下流の粒子数/上流の粒子数)×100%
空気供給装置	354本以上	容量：約47L(1本当たり) 充填圧力：約14.7MPa
監視計器※	1式	圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所可搬型エリアモニタ

※監視計器のうち，可搬型モニタリングポストについては「2.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に関する設計方針を示す章)」で示す

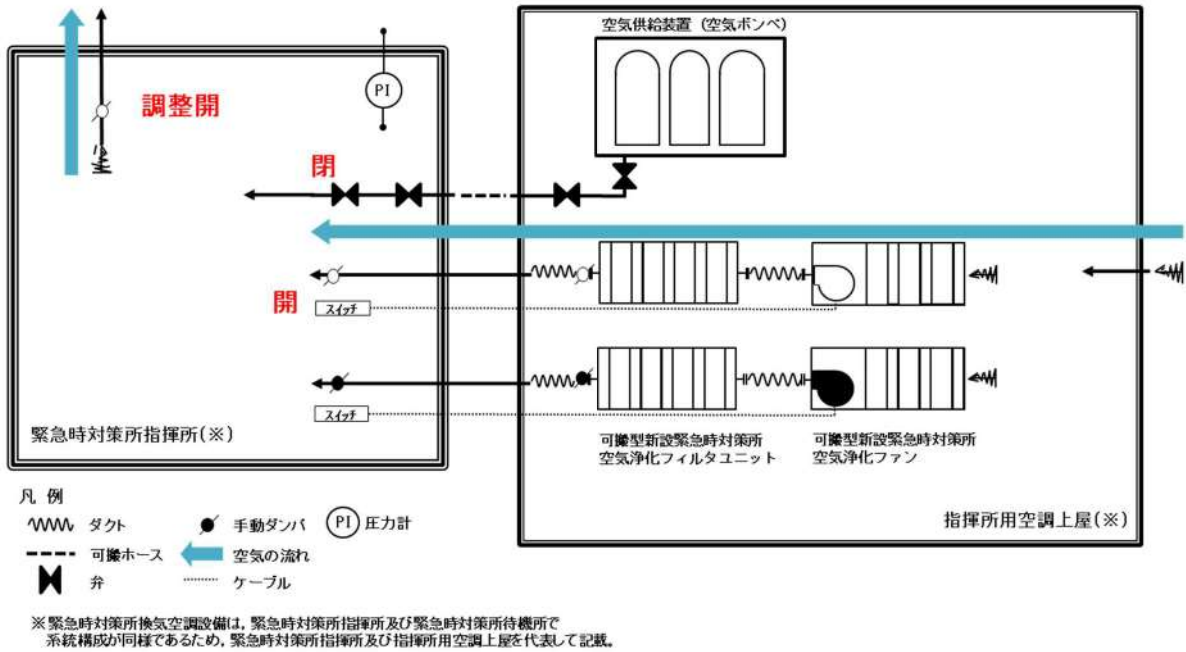


図2.4-1 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図

(プルーム通過前及び通過後：可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンによる正圧化)

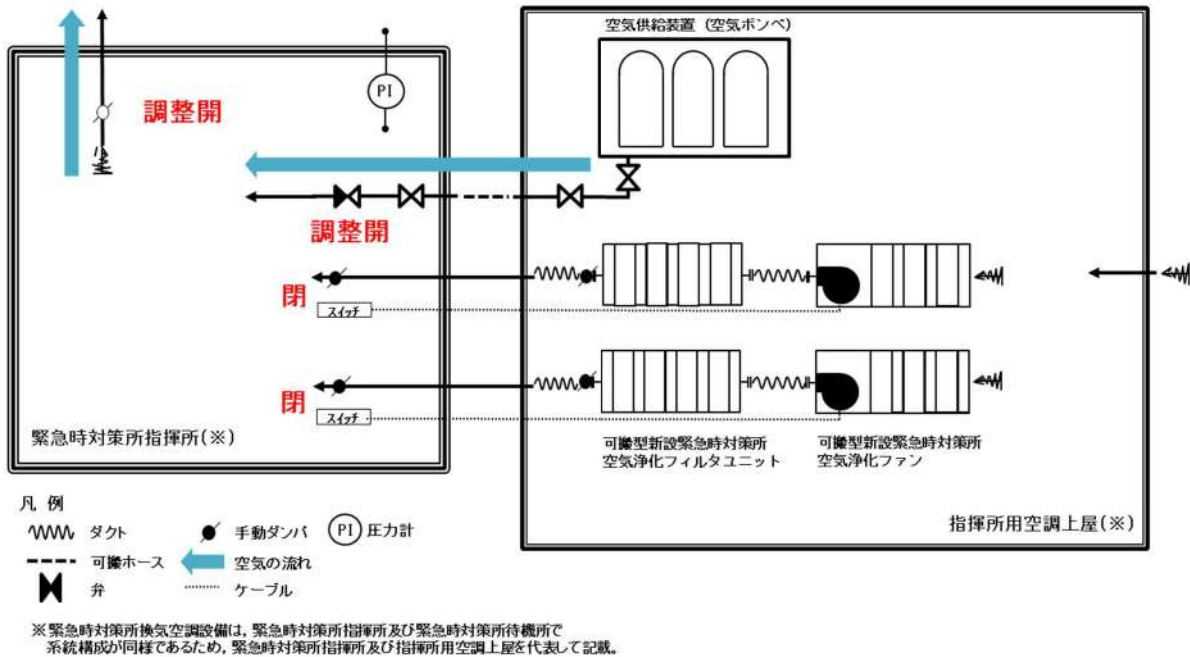
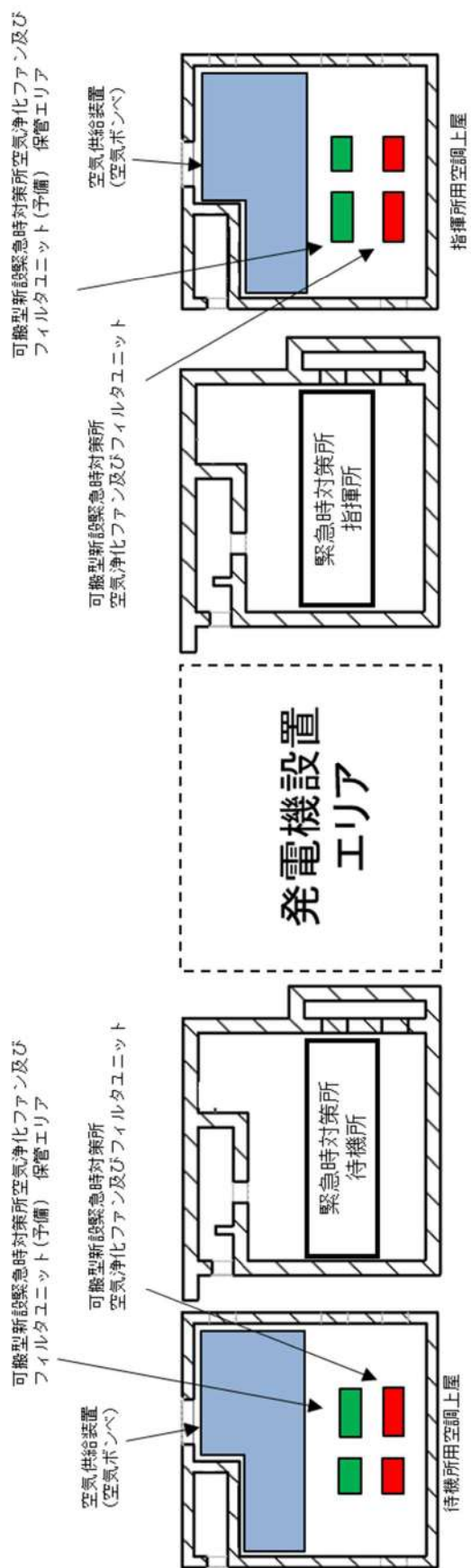


図2.4-2 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図

(プルーム通過中：緊急時対策所 空気供給装置による正圧化)



泊発電所 構内 T.P.39.2m

【 可搬型空気浄化装置 】

資機材名	保管場所・数量	
	待機所用	指揮所用
可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファン	待機所用空調上屋 内 T.P.39.2m 1個	指揮所用空調上屋 内 T.P.39.2m 1個
可搬型新設緊急時対策所 空気浄化フィルタユニット	同上	同上
可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファン(予備)	同上	同上
可搬型新設緊急時対策所 空気浄化フィルタユニット(予備)	同上	同上

【 空気供給装置 】

資機材名	保管場所・数量	
	待機所用	指揮所用
空気ポンプ	待機所用空調上屋 内 T.P.39.2m 177本 (10時間加圧の場合)	指揮所用空調上屋 内 T.P.39.2m 177本 (10時間加圧の場合)
		必要本数・ 設置本数
		340本
		340本

\* 条件:ポンプ容量:5.05m<sup>3</sup>(-19℃)

図 2.4-3 緊急時対策所 緊急時対策所換気空調設備配置図



(2) 設計方針

a. 収容人数

空調上屋の換気空調設備は、重大事故等時において、収容人数として下記の「①プルーム通過前後」及び「②プルーム通過中」の最大人数となる120名（緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各60名）を収容可能な設計とする。

①プルーム通過前及び通過後

・収容人数：120名

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所要員：60名（最大収容人数）

（本部要員：24名＋余裕，現場要員：40名＋余裕）

②プルーム通過中

・収容人数：87名

緊急時対策所指揮所要員：41名

（本部要員：29名，1号及び2号炉運転員：2名，3号炉運転員：2名，現場要員：4名，運転検査官：4名）

緊急時対策所待機所要員：46名

（現場要員：29名，1号及び2号炉運転員：1名，3号炉運転員：4名，モニタリング要員：4名，消火要員：8名）

b. 許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は，1.0%以下（鉱山保安法施行規則）とする。許容酸素濃度は，19%以上（鉱山保安法施行規則）とする。

c. 必要換気量の計算式

①可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン使用時の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 (Q1)

・収容人数：n名

・許容二酸化炭素濃度：C=1.0%（鉱山保安法施行規則）

・大気二酸化炭素濃度：C<sub>0</sub>=0.03%（標準大気の二酸化炭素濃度）

・呼吸による二酸化炭素排出量：M=0.046m<sup>3</sup>/h/名（空気調和・衛生工学便覧の中等作業の作業程度の吐出し量）

・必要換気量：Q1=100×M×n÷(C-C<sub>0</sub>) m<sup>3</sup>/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準必要換気量）

$$Q1=100 \times 0.046 \times n \div (1.0 - 0.03) = 4.75 \times n \text{ [m}^3/\text{h]}$$

②可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン使用時の酸素濃度基準に基づく必要換気量 (Q2)

・収容人数：n名

・吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）

・許容酸素濃度：b=19%（鉱山保安法施行規則）

・成人の呼吸量：c=1.44m<sup>3</sup>/h/名（空気調和・衛生工学便覧の歩行作業における成人の呼吸量）

・乾燥空気換算呼吸気酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

- ・必要換気量 :  $Q2 = c \times (a - d) \times n \div (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$  (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量)

$$Q2 = 1.44 \times (20.95 - 16.4) \times n \div (20.95 - 19.0) = 3.36 \times n \text{ [m}^3/\text{h]}$$

③空気供給装置使用時の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 ( $Q3$ ,  $Q3'$ )

- ・収容人数 :  $n = 46$ 名 (緊急時対策所待機所人数)
- ・許容二酸化炭素濃度 :  $C = 1.0\%$  (鉱山保安法施行規則)
- ・大気二酸化炭素濃度 :  $C_0 = 0.03\%$  (標準大気二酸化炭素濃度)
- ・呼吸による二酸化炭素排出量 :  $M = 0.022 \text{ m}^3/\text{h}/\text{名}$  (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・必要換気量 :  $Q3 = 100 \times M \times n \div (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$  (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準必要換気量)

$$Q3 = 100 \times 0.022 \times 46 \div (1.0 - 0.03) \doteq 105 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

また、空気供給装置運転時間はプルーム放出の10時間であり、10時間加圧後も許容二酸化炭素濃度 (1.0%) を上回らない条件とすると、必要換気量は  $Q3' = 89 \text{ [m}^3/\text{h]}$  となる (10時間後の二酸化炭素濃度は0.996%)

$$C_t = C_0 + (C_1 - C_0) \times e^{-\frac{Q3' \times t}{V}} + \frac{Mn}{Q3'(1 - e^{-\frac{Q3' \times t}{V}})}$$

$$C_t = \left( C_1 - C_0 - \frac{Mn}{Q3'} \right) \times e^{-\frac{Q3' \times t}{V}} + \left( C_0 + \frac{Mn}{Q3'} \right)$$

- ・t時間後の二酸化炭素濃度 :  $C_t$
- ・初期二酸化炭素濃度 :  $C_1 = 0.22\%$
- ・緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各室容積 :  $V = 519 \text{ m}^3$

④空気供給装置使用時の酸素濃度基準に基づく必要換気量 ( $Q4$ )

- ・収容人数 :  $n = 46$ 名 (緊急時対策所待機所人数)
- ・吸気酸素濃度 :  $a = 20.95\%$  (標準大気酸素濃度)
- ・許容酸素濃度 :  $b = 19\%$ 以上 (鉱山保安法施行規則)
- ・成人の呼吸量 :  $c = 0.48 \text{ m}^3/\text{h}/\text{名}$  (空気調和・衛生工学便覧静座における成人の呼吸量)
- ・乾燥空気換算呼吸気酸素濃度 :  $d = 16.4\%$  (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量 :  $Q4 = c \times (a - d) \times n \div (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$  (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量)

$$Q4 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 46 \div (20.95 - 19.0) \doteq 52 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

#### d. 必要換気量

##### ① プルーム通過前及び通過後（可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの必要換気量）

プルーム通過前及び通過後における可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン運転時は、重大事故等時における緊急時対策所への最大の収容人数である120名（緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各60名）に対して、「c. 必要換気量の計算式」でもとめた必要換気量の計算式から二酸化炭素濃度上昇が支配的となった場合において窒息防止に必要な換気量を有する設計とする。

よって必要換気量は、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン使用時の二酸化炭素濃度基準の必要換気量の計算式を用い以下のとおりとする。

$$Q1 = 4.75 \times 60 = 285 [\text{m}^3/\text{h}] \text{以上}$$

##### ② プルーム通過中（空気供給装置の必要給気量）

プルーム通過中においては収容人数46名（緊急時対策所待機所人数）に対して「c. 必要換気量の計算式」でもとめた必要換気量の計算式から二酸化炭素濃度上昇が支配的となった場合において10時間窒息防止に必要な換気量を有する設計とする。

よって必要換気量は、空気供給装置使用時の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量の計算より以下のとおりとする。

$$Q3 \text{ } ^{\wedge} = 89 [\text{m}^3/\text{h}] \text{以上}$$



【参考】加圧設備運転時の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

1. 酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容酸素濃度に使用）

第十六条 1

鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

（平成16年9月27日 経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日 経済産業省令第32号）

○成人の呼吸量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作業	呼吸数 (回/min)	呼吸数 (cm/回)	呼吸数 (L/min)
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行（150m/min）	40	1,600	64
歩行（300m/min）	45	2,290	100

○成人呼吸気の酸素量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

	吸気 (%)	呼気 (%)	乾燥空気換算 (%)
酸素量	20.95	15.39	16.40

2. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容二酸化炭素濃度に使用）

第十六条 1

鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

（平成16年9月27日 経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日 経済産業省令第32号）

○各種作業に対するエネルギー代謝率（「空気調和・衛生便覧」の記載より）

RMR 区分	作業	RMR	作業	RMR
0～1	キーパンチ	0.6	-	-
	計器監視（立）	0.6	運転（乗用車）	0.6～1.0
1～2	れんが積み	1.2	バルブ操作	1.0～2.0
	工事監督	1.8	徒歩	1.5～2.2
2～3	馬車	2.2		
	測量	2.6	塗装（はけ、ローラ）	2.0～2.5
3～4	やすりかけ	3.5	自転車	3.0～3.5
4～5	ボルト締め	4.5	電柱立て	4.0～5.0
5以上	かけ足	5.0	土掘り	5.0～6.0
	はしごのぼり	10.0	-	-

○労働強度別二酸化炭素吐出し量（「空気調和・衛生便覧」の記載より）

RMR 区分	作業程度	二酸化炭素吐出し量 ( $\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$ )	計算採用二酸化炭素 吐出し量 ( $\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$ )
0	安静時	0.0132	0.013
0～1	極軽作業	0.0132～0.242	0.022
1～2	軽作業	0.0242～0.0352	0.030
2～4	中等作業	0.352～0.0572	0.046
4～7	重作業	0.0572～0.0902	0.074

○「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」（平成8年9月20日付け消防予第193号、消防危第117号）

・表1 二酸化炭素の濃度と人体への影響

- < 2% : はっきりした影響は認められない
- 2～3% : 5～10分呼吸深度の増加, 呼吸数の増加
- 3～4% : 10～30分頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下
- 4～6% : 5～10分上記症状, 過呼吸による不快感
- 6～8% : 10～60分意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

○二酸化炭素の生理作用が現れる濃度（許容二酸化炭素濃度の目安）（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

（単位：ppm）

分類	単純窒息性
ガス	二酸化炭素
作用	吸気中酸素分圧を低下させ、酸素欠乏症を誘引、呼吸困難、弱い刺激、窒息
1日8時間、1週間40時間の労働環境における許容濃度	5,000
のどの刺激	40,000
目の刺激	40,000
数時間ばく露で安全	11,000～17,000
1時間ばく露で安全	30,000～40,000



### (3) 緊急時対策所

#### a. 必要圧力

- ・ 目標圧力：100Pa

被ばく評価で用いる気象条件における風速（約3.4m/s）に対する動圧に抗する緊急時対策所内圧力に十分な余裕を見込むため、想定風速を10m/sとした。

$$P（動圧）=0.5 \times \rho \times U^2 = 0.5 \times 1.2 \times 10^2 = 60\text{Pa}$$

$\rho$ ：流体の密度  $U$ ：流体の速度

さらに余裕を見込み、目標圧力を100Paに設定

- ・ 算定条件：緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各建屋体積519m<sup>3</sup>，100Paでの緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各建屋アウトリーク率0.15回/h  
必要な換気流量は77.85m<sup>3</sup>/hとなる。

#### b. 気密性

緊急時対策所の気密性は設計漏えい量77.85m<sup>3</sup>/h以下（100Pa正圧化時）を確保可能な設計とする。

また、緊急時対策所を正圧化する場合の圧力制御は、ブルーム通過前後においては可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの285m<sup>3</sup>/h以上の換気量で、緊急時対策所排気手動ダンパの操作により緊急時対策所外への排気量を調整し、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の圧力を100Pa以上の正圧化状態で維持可能とし、ブルーム通過中においては、空気供給装置の89m<sup>3</sup>/h以上の換気量で、緊急時対策所排気手動ダンパにより緊急時対策所から室外への排気量を調整し、緊急時対策所と隣接区画の圧力を100Pa以上の正圧化状態で維持可能な設計とする。

#### c. 室温調整

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所は、パッケージエアコンを用いて室温調整可能な設計とする。また、パッケージエアコンについては、故障等に備えて予備機を保有する。

パッケージエアコンの配置図を図2.4-4に示す。

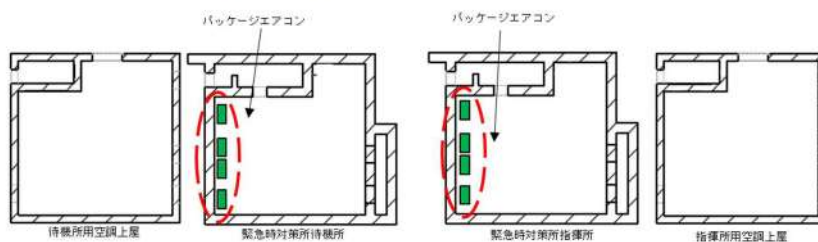


図2.4-4 パッケージエアコン配置図

(4) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

a. 構造

緊急時対策所へ給気する可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの概要図を図2.4-5、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概要図を図2.4-6に示す。可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは微粒子フィルタ、よう素フィルタから構成される。各フィルタはケーシング内に設置しており、フィルタを介さない外気取込を防止する密閉構造となっている。

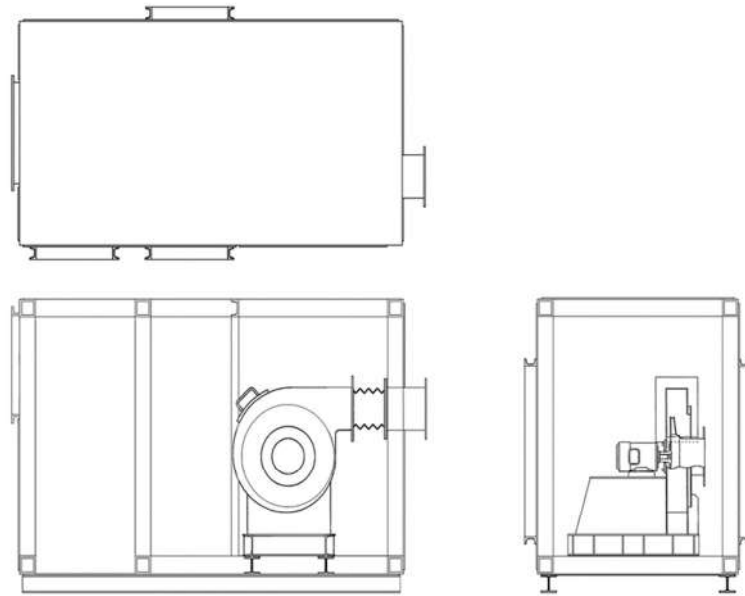


図 2.4-5 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの概要図

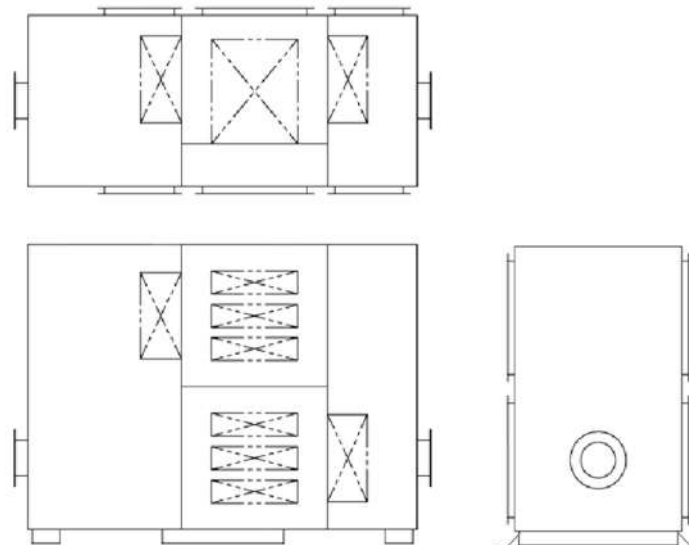


図 2.4-6 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概要図

b. 風量

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量は1台当り1,500m<sup>3</sup>/hを確保することにより、プルーム通過前及び通過後の可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン運転時の必要換気量である285m<sup>3</sup>/h以上を満足する設計とする。

c. フィルタ性能

(a) フィルタ除去効率

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ及びよう素フィルタの除去効率を表2.4-2に示す。フィルタ除去効率は、定期的に性能検査を実施し、総合除去効率が確保されていることを確認する。

表2.4-2 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率

種類	単体除去効率[%]	総合除去効率[%]
微粒子フィルタ	99.97(0.15μmDOP粒子)	99.99(0.7μmDOP粒子)
よう素 フィルタ	無機よう素：99.0 有機よう素：95.0 (相対湿度95%)	99.75 (相対湿度95%)

(b) フィルタ保持容量

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所の居住性確保の要件である東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出量を想定した場合においても、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンが吸込む想定核分裂生成物量に対し十分な保持容量を有している。そのため供用中のフィルタ交換は不要な設計とし、居住空間の汚染のおそれはない。

放射性物質等の想定捕集量と可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット装置の保持容量を表2.4-3に示す。

表2.4-3 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの保持容量

種類	放射性物質等の想定捕集量	保持容量
微粒子フィルタ	約310mg	約1400g/台
よう素 フィルタ	約1.1mg	約240g/台



(c) よう素フィルタ使用可能期間

よう素フィルタは、大気中の湿分等の吸着障害物質を吸着することによる吸着面積の減少により吸着能力が劣化する。

2011年及び2012年1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した結果を図2.4-7に示す。横軸に各日単位で1年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90%RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

また、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。

また、本システムにはヒーターが設置されており、暖気により相対湿度の低い空気が供給される。したがって、相対湿度が95%RHを上回ることなく、よう素フィルタの除去性能に対する湿度の影響は無いものと考えられるため、7日間（168時間）の連続運転において除去効率を99.75%以上確保することは十分可能である。

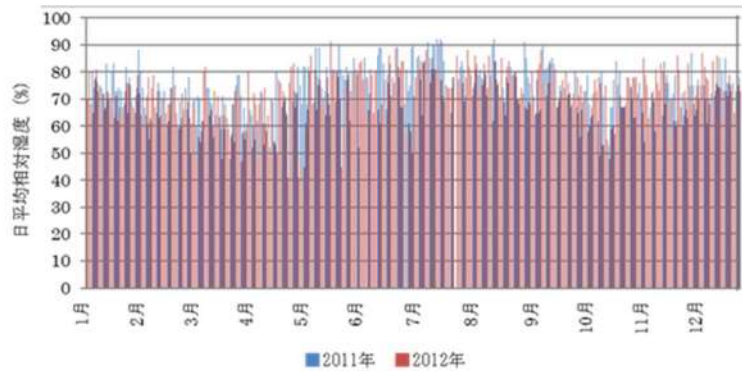


図 2.4-7 2011年1月～2012年12月の日平均相対湿度

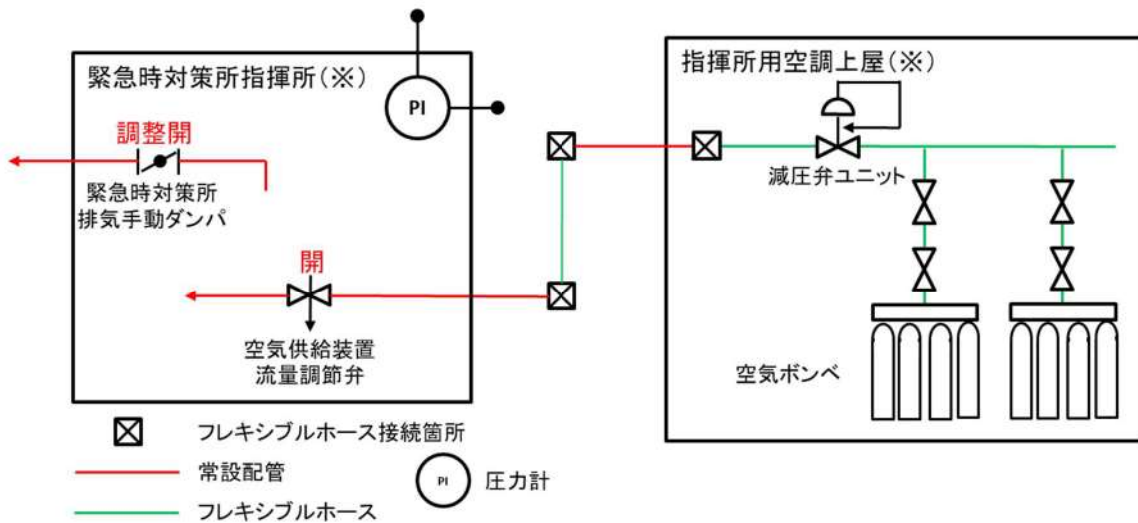
(5) 空気供給装置

a. 系統構成

空調上屋に設置する空気供給装置は空気供給装置（空気ポンプ），空気供給装置（フレキシブルホース，配管及び弁（減圧弁ユニット，空気供給装置流量調節弁））から構成される。空気供給装置（空気ポンプ）に蓄圧された約14.7MPaの空気を減圧弁ユニットにより約1MPa以下に減圧したのち，緊急時対策所に給気し，緊急時対策所を正圧化する設計とする。

ここで，緊急時対策所を正圧化するための必要圧力は，空気供給装置（空気ポンプ）により一定流量の空気を室内に給気し，緊急時対策所からの排気量を緊急時対策所に設置された緊急時対策所排気手動ダンパの開度調整により制御できる設計とする。

空気供給装置の系統概要図を図2.4-8に示す。



※緊急時対策所空気供給装置は，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で系統構成が同様であるため，緊急時対策所指揮所及び指揮所用空調上屋を代表して記載。

図2.4-8 空気供給装置 系統概要図

b. 必要ポンペ本数

必要ポンペ本数としては、以下に示す「(b) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンペ本数」に必要な緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に各177本以上確保する設計とする。

(a) 正圧維持に必要なポンペ本数

緊急時対策所を10時間正圧化する必要最低限のポンペ本数は、緊急時対策所の漏えい量である77.85m<sup>3</sup>/h以上を考慮すると、ポンペ供給可能空気量である5.05m<sup>3</sup>/本から下記のとおり緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各155本となる。

- ・ポンペ初期充填圧力 : 14.7MPa (at 35°C)
- ・ポンペ内容積 : 46.7L
- ・減圧弁最低制御圧力 : 1.0MPa
- ・ポンペ供給可能空気量 : 5.05m<sup>3</sup>/本 (at-19.0°C)

以上より、必要ポンペ本数は下記のとおり155本以上となる。

$$77.85\text{m}^3/\text{h} \div 5.05 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \doteq 155\text{本}$$

(b) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンペ本数

緊急時対策所における空気供給装置使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンペ本数について評価を行った。緊急時対策所内への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する人数46名（緊急時対策所待機所人数）に、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を10時間維持するのに必要なポンペ本数は、緊急時対策所の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量である89m<sup>3</sup>/h以上を考慮すると、ポンペ供給可能空気量である5.05m<sup>3</sup>/本から必要ポンペ本数は下記のとおり緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各177本以上となる。現場に設置するポンペ本数については、メンテナンス予備を考慮し緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各340本以上確保する設計とする。

- ・在室人員 : 46 名 (緊急時対策所待機所人数)
- ・加圧バウンダリ内体積 : 519m<sup>3</sup>
- ・空気流入はないものとする。
- ・許容酸素濃度 : 19%以上 (鉱山保安法施行規則)
- ・許容二酸化炭素濃度 : 1.0%以下 (鉱山保安法施行規則)
- ・酸素消費量 : 0.022m<sup>3</sup>/h/人

(「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量)

- ・呼吸による二酸化炭素排出量 : 0.022m<sup>3</sup>/h/人

(「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値)

- ・加圧開始時酸素濃度 : 20.68% (加圧バウンダリ内酸素濃度)



- ・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.22%（加圧バウンダリ内二酸化炭素濃度）
- ・空気ポンベ加圧時間：10時間

$$89\text{m}^3/\text{h} \div 5.05 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \approx 177 \text{ 本}$$

10時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図2.4-9に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

	酸素濃度(%)	二酸化炭素濃度(%)
加圧10時間後	20.01	0.996

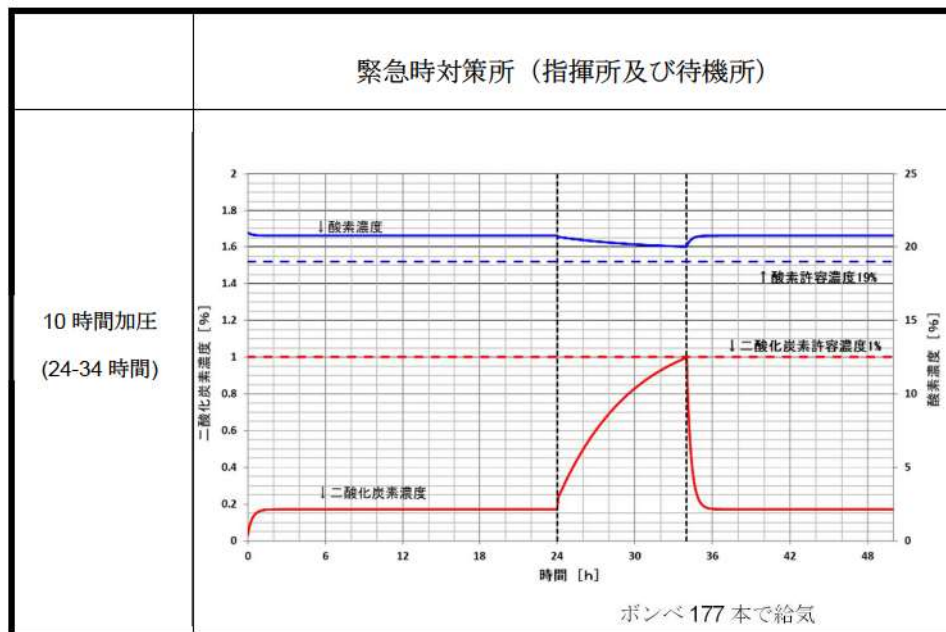


図2.4-9 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

c. 正圧化確立時間評価

空気供給装置により、緊急時対策所の差圧+60Paが確立するまでの時間を評価した結果、約24.5秒となる。

(a) 評価モデル



図2.4-10 緊急時対策所加圧設備加圧バウンダリ正圧化モデル

空気供給装置により供給した空気が $N1$  [mol/s]のモル流量にて供給され、リーク面積 $A$  [m<sup>2</sup>]の開口から $N2$  [mol/s]のモル流量にて流出し、空気の流入量と流出量のモル数差により加圧バウンダリ圧力 $P_t$  が変化するモデルを考える。

なお、加圧バウンダリからのリーク量は、加圧バウンダリ圧力+100 [Pa]において加圧バウンダリ容積比0.15 [回/h]とする。

<その他評価条件>

- ・ 給気空気温度  $T$  : 25 [°C]
- ・ 空気密度  $\rho$  : 1.184 [kg/m<sup>3</sup>]
- ・ 空気のモル質量  $m$  : 28.964 [g/mol]
- ・ 加圧空気量 : 89 [m<sup>3</sup>/h]
- ・ 気体定数  $R$  : 8.314510 [J/K/mol]
- ・ 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各室容積  
 $V$  : 519 [m<sup>3</sup>] (加圧バウンダリ内容積)
- ・ 大気圧  $P$  (大気) : 101.325 [Pa] (標準大気圧)
- ・ リーク面積  $A$  : 0.010167 [m<sup>2</sup>]  
(100Paで0.15回/hとなる面積)
- ・ 室内風速  $V1$  : 0 [m<sup>3</sup>/s]  
(加圧バウンダリ内の空気の流れは十分遅いものとする。)

なお、正圧の基準は60Paを切り上げて100Paとしているため60Paを目標圧力とした。

(b) 評価式

評価式は、気体の状態方程式及びベルヌーイの定理から微小時間後の加圧バウンダリ圧力を求める式を以下のとおり導出した。

$$p^{t+\Delta t} = p^t + \Delta t \times \frac{RT}{V} \times (N_1 - N_2) [Pa]$$

なお、上式における $N_1$ 、 $N_2$ は以下に表される。

$$N_1 = \frac{132 \times \rho}{m} [mol/s]$$

$$N_2 = A \times \frac{\rho}{m} \times V_2 = A \times \frac{\rho}{m} \times \sqrt{\frac{2(P^t - P_{\text{大気}})}{\rho}} [mol/s]$$

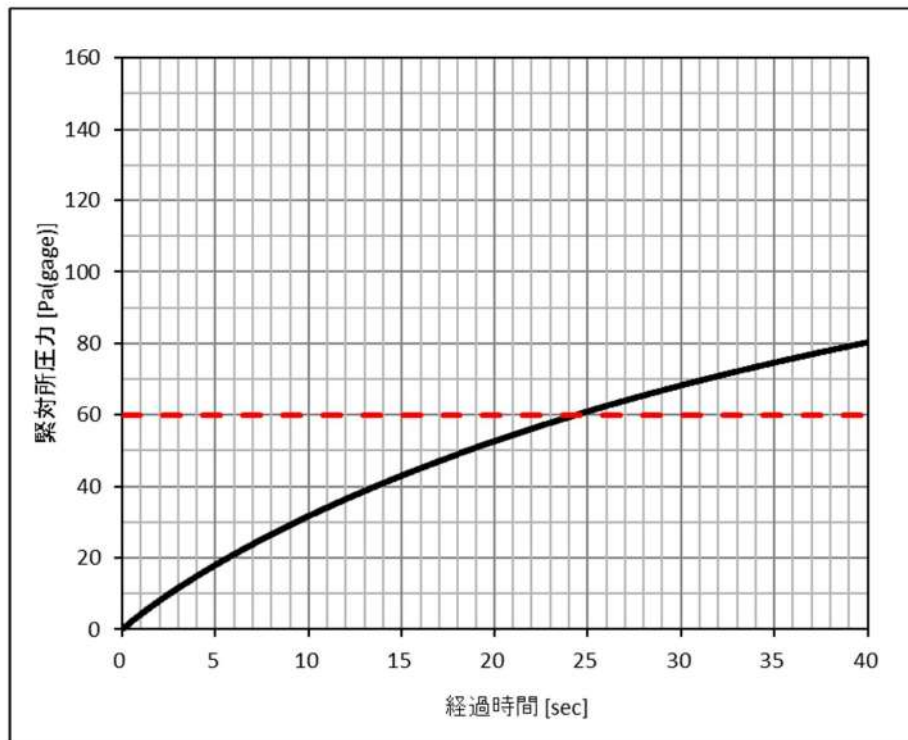


図2.4-11 緊急時対策所差圧60Paの確立時間 評価結果

緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所の正圧化確立時間（60Paが確立するまでの時間）は約24.5秒となる。



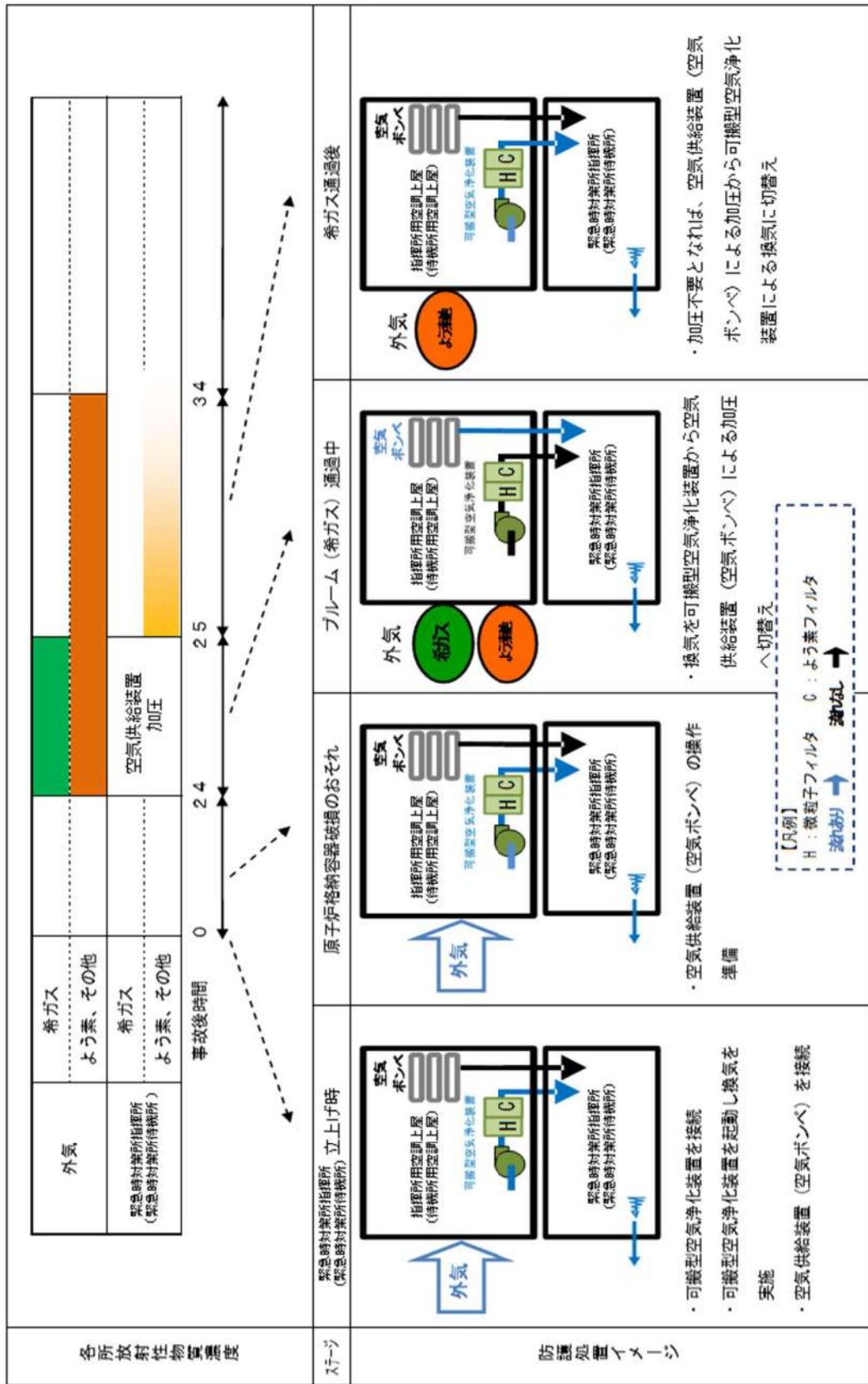
(6) 換気設備等の運用について

a. 緊急時対策所換気空調設備等の運用

緊急時対策所立ち上げ時から希ガス通過までの緊急時対策所換気空調設備等の運用は表2.4-4及び図2.4-12の通りである。

表2.4-4 緊急時対策所換気空調設備等の運用

時 期	内 容	
緊急時対策所立ち上げ時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「可搬型空気浄化装置」を接続後起動し、微粒子フィルタ、よう素フィルタで浄化した空気を緊急時対策所に取り込み換気する。</li> <li>・「空気供給装置」の系統構成を行う。</li> <li>・「可搬型モニタリングポスト」及び「可搬型気象観測設備」を設置し、起動する。</li> <li>・「緊急時対策所可搬型エリアモニタ」を設置し、起動する。</li> </ul>	
原子炉格納容器破損（プルーム放出）のおそれ <ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリングポスト，モニタリングステーション，3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストのうちいずれかが0.01mGy/h以上</li> <li>・プラント状況（炉心損傷等）               <table border="1" data-bbox="193 958 660 1070"> <tr> <td>                   炉心温度：350℃以上                    格納容器高レンジエリアモニタ：  <math>1 \times 10^5</math> mSv/h以上                 </td> </tr> </table> </li> </ul>	炉心温度：350℃以上 格納容器高レンジエリアモニタ： $1 \times 10^5$ mSv/h以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>・パラメータの監視強化及び「空気供給装置」の操作準備</li> </ul>
炉心温度：350℃以上 格納容器高レンジエリアモニタ： $1 \times 10^5$ mSv/h以上		
プルーム（希ガス）接近 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器圧力の急減下で、</li> <li>・モニタリングポスト，モニタリングステーション，3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストのうちいずれかがの指示値が5mGy/h以上となった場合</li> <li>・緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.1mSv/h以上となった場合</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器が破損し、緊急時対策所の周辺に希ガスを含むプルームが流れてきた場合には、緊急時対策所の換気を「可搬型空気浄化装置」による換気から、「空気供給装置」による加圧へ切り替える。</li> </ul>	
希ガス通過後 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器圧力が低下安定</li> <li>・緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストの指示値が低下安定又は0.5mGy/hを下回り安定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・よう素やセシウム等 비해放出されやすい希ガスの放出が終息する時期（空気ポンベ加圧開始1時間後）を目途に、原子炉格納容器圧力や緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストの指示値が低下し安定又は0.5mGy/hを下回り安定している条件で、空気ポンベの残圧があるうちに「可搬型空気浄化装置」による換気に切り替える。</li> </ul>	



※緊急時対策所の空調設備の運用は、「緊急時対策所指揮所－指揮所用空調上屋」、「緊急時対策所待機所－待機所用空調上屋」の組合せとなる。

図2.4-12 緊急時対策所換気空調設備等のイメージ図



b. 可搬型空気浄化装置停止に係る操作等と被ばく影響との関係（イメージ）

図2.4-13のとおり、モニタリングポスト、モニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト又は緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値の上昇をもって可搬型空気浄化装置から空気供給装置による加圧に切り替えることが可能であり、被ばくを防止することができる。

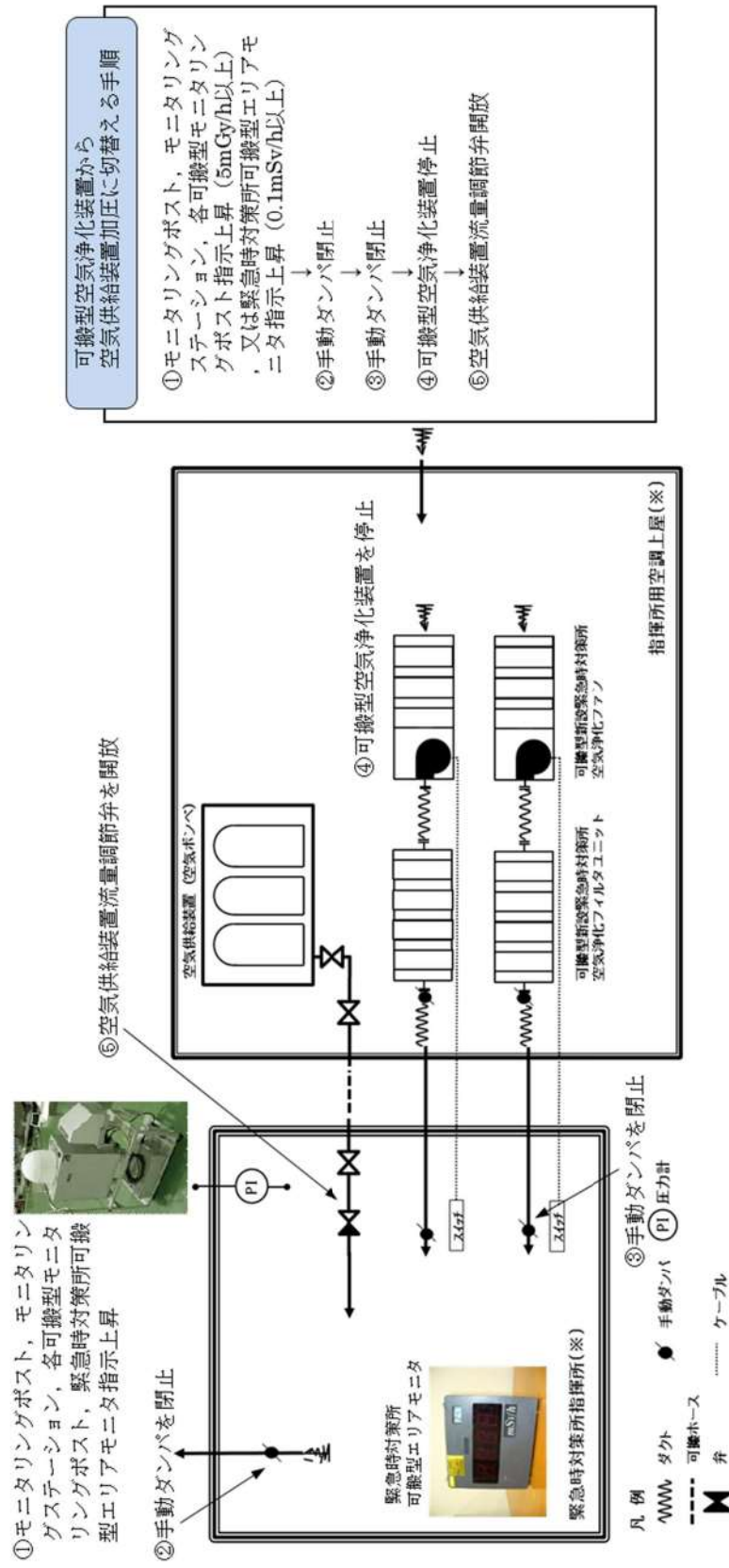


図2.4-13 可搬型空気浄化装置から空気供給装置加圧に切り替えるイメージ図

(7) 換気設備の操作に係る判断等について

- a. 緊急時対策所各班は、換気設備の操作の判断に必要な以下の情報を確認及び監視する。
- ・発電所の状況に係る情報（原子炉格納容器圧力等）
  - ・発電所内外の放射線等の情報（モニタリングポスト等）
- b. 各班は、発電所対策本部長（所長）へ状況等の報告を行う。
- c. 発電所対策本部長（所長）は、原子炉主任技術者の助言等を受け、各種情報を総合的に勘案し、換気設備の運用に係る判断を行う。

表2.4-5 緊急時対策所に係る操作等の判断基準

NO	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準
1	空気供給装置加圧に係る準備（操作要員の配置やパラメータの監視強化）	・炉心損傷が発生し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合	①モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト	・0.01 mGy/h 以上
		・炉心損傷以前に原子炉格納容器が損傷又はその可能性がある場合	②原子炉格納容器損傷に係る監視 ・中央制御室からの連絡 炉心温度：350℃以上 格納容器高レンジエリアモニタ： $1 \times 10^5$ mSv/h 以上 ・緊急時対策所におけるプラント状態監視	・原子炉格納容器破損又はその可能性
2	緊急時対策所の換気を「可搬型空気浄化装置」から「空気供給装置による加圧」に切替え	・原子炉格納容器が破損し、緊急時対策所の周辺にプルームが流れてくると共に、緊急時対策所内に可搬型空気浄化装置で除去できない希ガスが放出された場合	①モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト	・5 mGy/h 以上
			②緊急時対策所可搬型エリアモニタ	・0.1 mSv/h 以上
3	緊急時対策所の換気を「空気供給装置による加圧」から「可搬型空気浄化装置」に切替え	・破損した原子炉格納容器から希ガスの放出が終息	①可搬型モニタリングポスト	・指示値が希ガス放出時に比べ急激に低下し安定又は0.5mGy/h 以下で安定した場合
		・風向の変化	①可搬型モニタリングポスト ②可搬型気象観測設備	・緊急時対策所の方向にプルームが来ない場合
4	緊急時対策所を出て、屋外活動を再開する準備	・原子炉格納容器の圧力が低下して安定し、モニタリングポスト等の線量率が屋外作業可能なレベルまで低下	①原子炉格納容器圧力等	・安定
			②モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト，サーベイメータ	・放射線測定結果により判断

(8) 判断に係る監視パラメータと設備について (イメージ)

以下の設備により、必要なパラメータを監視することで、プルーム通過時における緊急時対策所換気空調設備の操作 (空気供給装置による加圧等) を行うことができる。

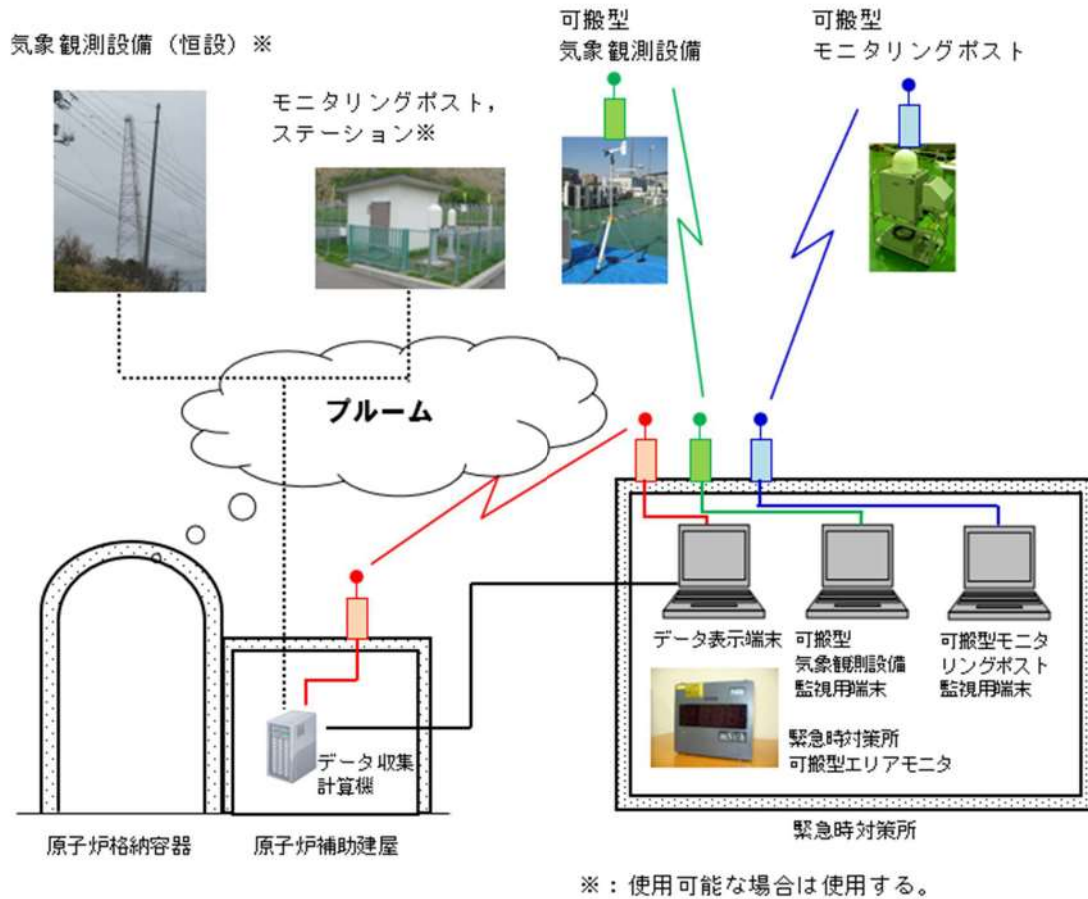


図2.4-14 パラメータ監視設備運用イメージ図



(9) 空気供給装置加圧に係る判断基準の検討について

a. 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気供給装置加圧等の希ガス侵入防止対応は、要員の被ばくに影響するため、素早い判断と操作が必要となる。

緊急時対策所は屋外にあり、このような状況では、緊急時対策所の放射線防護上の希ガス対策としては、空気供給装置加圧の必要性が高い大規模な原子炉格納容器破損による大量の希ガス放出を検知することが重要である。

また、可搬型空気浄化装置の空気取入れ口から緊急時対策所に空気が供給されるまで時間差があることを利用すれば、緊急時対策所付近に設置した可搬型モニタリングポストの指示の上昇をとらえて空気供給装置で加圧すれば、放射性物質の侵入を防ぐこともできる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し、検討するといった時間的猶予が少ないことから、計測可能でありシンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

これらを踏まえ、加圧判断基準の主たるパラメータをモニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタとし、空気供給装置加圧に係る判断基準を検討する。

b. 判断に係る各パラメータ

① 原子炉格納容器圧力

大規模な放射性物質の放出を検知し、早めに加圧するため、格納容器圧力の急減事象を判断材料の一つとする。

② 緊急時対策所付近に設置する可搬型気象観測設備（風向）

プルームの方向が緊急時対策所方向か否か、空気供給装置加圧を中断してよいかどうかの判断材料として有効である。

③ 緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト

- ・ 緊急時対策所の直近の屋外のモニタリング設備で、緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標としては最も効果的なものである。
- ・ 緊急時対策所に空気を供給する取入れ口の付近の放射性物質の濃度を直接的に測定しており、緊急時対策所に放射性物質を侵入させない最終的な判断材料となる。
- ・ 小規模な原子炉格納容器破損による少量の放射性物質の放出は、緊急時対策所に到達するまでに濃度が低減することが考えられるため、可搬型モニタリングポストによる検知が有効である。

- ④ モニタリングポスト，モニタリングステーション，3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト
- ・緊急時対策所の屋外のモニタリング設備で，原子炉格納容器を囲むように設置していることから緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標として有効である。
  - ・必ずしも風下軸上に緊急時対策所が位置するとは限らないため指示値が上昇傾向でピークとなる前が早めの空気供給装置加圧のタイミングとして適当である。
- ⑤ 緊急時対策所可搬型エリアモニタ
- 緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等，希ガス等の侵入防止を行うための最終的な指標として設定する。

c. 判断基準に係るイメージ図

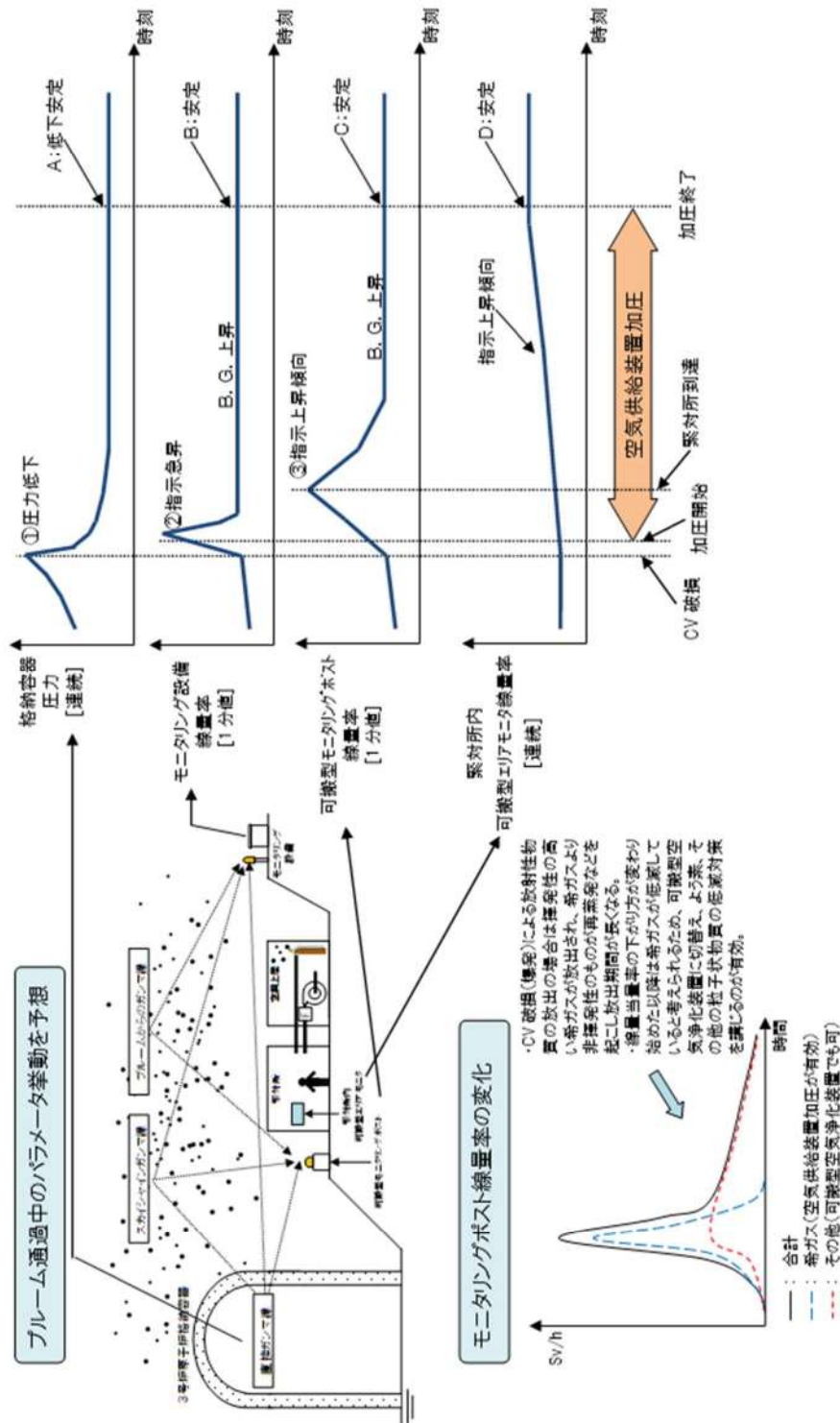


図2.4-15 空気供給装置加圧に係るイメージ図



d. 加圧判断フロー

【前提条件：事故進展中，緊急時対策所内の体制確立済，可搬型モニタリングポスト設置済】

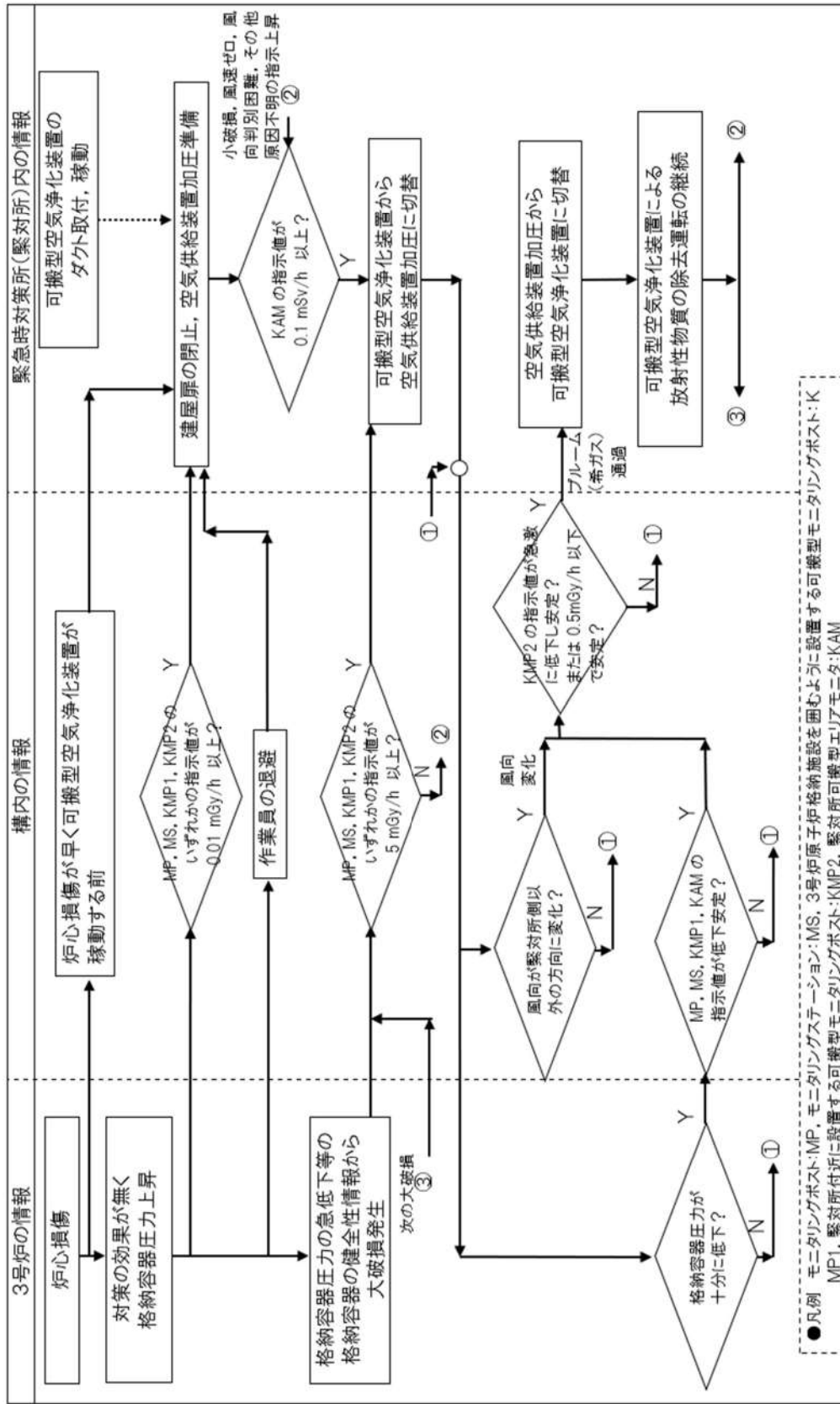


図2.4-16 緊急時対策所換気調設備の運用基本フロー

e. 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

以下のパラメータを監視し、緊急時対策所内外の状況及び緊急時対策所における各種操作を判断する。

状況フロー (例)	監視パラメータ		可搬型気象観測設備 (風向・風速等)	データ表示端末		可搬型モニタリングポスト (KMP)		緊急時対策所 可搬型エリア モニタ
	プラント状況 (C/N 圧力等)	炉心状況 (C/N 圧力等)		モニタリングポスト, ステーション (MP, MS)	緊急時対策所付近	陸側 8 箇所 + 海側 3 箇所		
炉心状況確認	○	状況把握	△	△	△	△	△	△
構内放射線レベル上昇	○	炉心状況等確認	△	△	◎	◎	△	△
その他要員一時避難	-	-	-	◎	◎	◎	-	-
ブルーム放出	○	C/N 圧力急減等	△	△	○	○	○	○
MP, MS, KMP で検知 (判断・操作指示)	○	状況強化	○	△	○	○	○	○
基本対応	○	緊急時対策所方向	○	◎	◎	◎	○	○
緊急対応	-	-	-	-	-	-	◎	◎
空気供給装置加圧, 入口ダンパ閉止・ファン停止	-	状況把握	-	-	-	-	◎	◎
希ガス通過	○	状況確認	○	-	-	-	◎	◎
ファン起動, 空気供給装置加圧停止	◎	◎風向変化	◎	-	-	-	◎	◎
ファン起動, 空気供給装置加圧停止	○	状況確認	○	◎	◎	◎	◎	◎
屋外作業再開	△	状況把握	△	◎	◎	◎	◎	◎

◎: 判断の主たるパラメータ, ○: 判断のための補助的なパラメータ, △: 状況確認等として参考的に確認するパラメータ, [ ]: 操作の結果を確認するパラメータ

図 2.4-17 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

f. 判断基準値の考え方

表2.4-6 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
モニタリングポスト, モニタリングステーション, 可搬型モニタリングポスト (緊急時対策所付近, 陸側8箇所, 海側3箇所)	0.01 mGy/h 以上 【判断レベルⅠ】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空気供給装置加圧に係る準備 (操作要員配置やパラメータ監視等) を行うための指標として設定する。</li> <li>・ 平常時における発電所構内のバックグラウンド (概ね数十 nGy/h 程度) よりも十分に高い値とすることで, 誤判断を防止する。</li> <li>・ モニタリングポスト, モニタリングステーション, 可搬型モニタリングポスト (緊急時対策所付近, 陸側8箇所, 海側3箇所) において, プルーム放出前 (炉心損傷後, 原子炉格納容器破損前) の直接線及びスカイシャイン線の泊発電所3号炉1基分を評価した結果, 最低で約 0.017 mSv/h であり確実に判断できる。</li> </ul>
	5 mGy/h 以上 【判断レベルⅡ】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 希ガス等の侵入防止 (空気供給装置加圧, 可搬型空気浄化装置停止等) を行うための指標として設定する。</li> <li>・ 判断レベルⅠ (0.01 mGy/h) よりも十分に高くプルームが放出されるまでの間で発電所構内の線量率が最大となる線量率よりも高い線量率とすることで, 誤判断を防止する。</li> <li>・ モニタリングポスト, モニタリングステーション, 可搬型モニタリングポスト (緊急時対策所付近, 陸側8箇所, 海側3箇所) において, プルーム放出前 (炉心損傷後, 原子炉格納容器破損前) の直接線及びスカイシャイン線の泊発電所3号炉1基分を評価した結果, 最高で約 3.5 mSv/h であり確実に判断できる。</li> </ul>
緊急時対策所 可搬型エリアモニタ	0.1 mSv/h 以上 【判断レベルⅢ】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型モニタリングポスト等による検知や判断が遅れた場合等, 希ガス等の侵入防止を行うための最終的な指標として設定する。</li> <li>・ 緊急時対策所可搬型エリアモニタにおける泊発電所3号炉1基分の直接線及びスカイシャイン線の線量を評価した結果, 判断レベルより3桁低い線量率であるため無視できる。</li> <li>・ 被ばく防護上は希ガス侵入量を少なくする (判断基準値を低めに設定する)。</li> </ul>



g. プルーフの検知手段

No	3号炉中心からの距離	No	3号炉中心からの距離	No	3号炉中心からの距離
①	約 980 m	⑥	約 600 m	⑪	約 820 m
②	約 1,040 m	⑦	約 630 m	⑫	約 580 m
③	約 880 m	⑧	約 300 m	—	—
④	約 690 m	⑨	約 300 m	—	—
⑤	約 590 m	⑩	約 420 m	—	—

注：現場の状況により適宜配置を変更する。

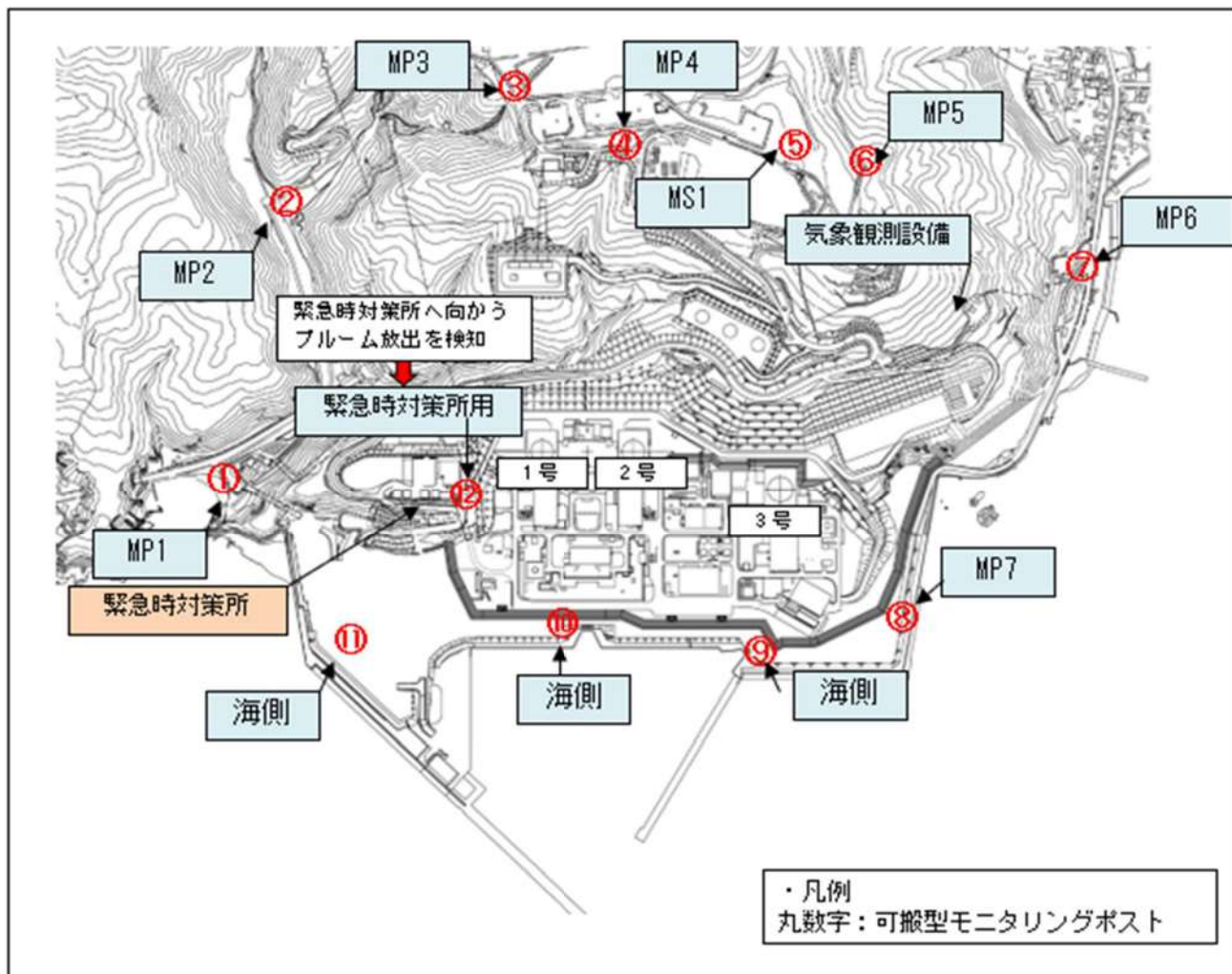


図2.4-18 可搬型モニタリングポストの設置場所

## 希ガス侵入防止対策について

## 1. 希ガス侵入防止に係る基本的な考え方

## 1.1 審査ガイドに基づく対応

## (1) 概要

審査ガイドに基づき実施した「居住性に係る被ばく評価」では、緊急時対策所の被ばく評価における放射性物質の放出継続時間（10 時間）のうち、最初の 1 時間で希ガスは放出完了することとしており、その間は空気供給装置により緊急時対策所を加圧することから、希ガス侵入に伴う被ばくはないものとしている。

このため、実運用においても放出されたプルームが緊急時対策所へ到達する前にプルームを検知し、必要な判断を行い、希ガス侵入防止に必要な対応を行うこととする。

なお、審査ガイドに基づく対応の検討にあたっては、被ばく評価条件と同様、放射性物質放出開始までの間（審査ガイドでは 24 時間）、原子炉格納容器は破損しないものとする。

## (2) 基本対応

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気供給装置加圧等の希ガス侵入防止対応は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくに影響するため、素早い判断と操作が必要となる。

緊急時対策所は屋外にあり、このような状況では、緊急時対策所の放射線防護上の希ガス対策としては、空気供給装置加圧の必要性が高い大規模な原子炉格納容器破損による大量の希ガス放出を検知することが重要である。

また、可搬型空気浄化装置の空気取入れ口から緊急時対策所に空気が供給されるまで時間差があることを利用すれば、緊急時対策所付近に設置した可搬型モニタリングポストの指示の上昇をとらえて空気供給装置で加圧すれば、放射性物質の侵入を防ぐこともできる。

これらを踏まえ、加圧判断基準の主たるパラメータをモニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納施設を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタとし、加圧判断及びその対応（基本対応）を以下に示す。



a. 加圧準備（判断レベルⅠ）

空気供給装置加圧に係る準備として、プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の段階において、直接線及びスカイシャイン線により発電所構内の放射線レベルが上昇し次のモニタリング設備の指示値が上昇した場合、操作要員配置やパラメータの監視強化を行う。

- ①原子炉格納施設を囲むように8箇所に設置されているモニタリングポスト及びモニタリングステーション
- ②モニタリングポスト及びモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ③海側3箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ④緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト

b. 希ガス侵入防止対策実施（判断レベルⅡ）

大規模な原子炉格納容器破損に伴う原子炉格納容器圧力の急減とともに、プルームが放出された場合、aのモニタリング設備の指示が急上昇する。

したがって、原子炉格納容器圧力急減と、この指示値の上昇により、希ガス侵入防止対策として、緊急時対策所への空気供給装置による加圧操作、可搬型空気浄化装置の停止、同入口ダンパの閉止及び同出口ダンパの調整を実施する。

(3) 緊急対応（判断レベルⅢ）

基本対応を確実に実施することで、緊急時対策所内への希ガス侵入を防止できるが、原子炉格納容器破損の規模が小さい場合や何らかの原因で緊急時対策所内に希ガスが侵入することも考えられる。

緊急時対策所内に希ガスが侵入した場合は、緊急時対策所内に設置する、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が上昇する。

この指示変化により、直ちに希ガス侵入防止対策を実施することで、緊急時対策所への放射性物質の侵入を抑制することができる。

(4) 判断基準の考え方

希ガス侵入防止に係る判断として、加圧準備についてはプルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の直接線及びスカイシャイン線の泊発電所3号炉1基分を評価した結果、各モニタリング設備の指示値は最低で約0.017mSv/hであることから判断基準を0.01mGy/h以上とし、加圧操作開始については、プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の直接線及びスカイシャイン線の泊発電所3号炉1基分を評価した結果、各モニタリング設備の指示値は最高で約3.5mSv/hであることから5mGy/h以上と設定している。



## 1.2 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスへの対応

### (1) 概要

緊急時対策所内にとどまる要員の居住性を確保する観点で最も考慮すべき対応は、原子炉格納容器から放出されるプルームからの防護である。

このため、プルームが放出される可能性のある事象として、「レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス」への対応について考慮する。

### (2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス

- a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
- b. 原子炉建屋損傷
- c. 原子炉格納容器損傷
- d. 原子炉補助建屋損傷
- e. 複数の信号系損傷
- f. 複数の安全機能喪失
- g. ECCS 注水機能喪失
  - ・大破断LOCA を上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
  - ・大破断LOCA+低圧注入失敗
  - ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗
  - ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗
- h. 原子炉補機冷却機能喪失
  - ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
- i. 2次冷却系からの除熱機能喪失
  - ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

### (3) 加圧準備

(2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスのうち、a. から f. の6つの事故シーケンスについては、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も想定されるシーケンスであるため、プルーム放出開始までの間、原子炉格納容器は破損しないものとしている1.1 審査ガイドに基づく対応のうちa. 加圧準備の考え方が成立しない。

このため、加圧準備の判断基準については、判断レベル I に加え、プラント状況に応じた判断も追加する。

なお、g. から i. の6つの事故シーケンスについては、原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスであるため、1.1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備は適用できる。

a. プラント状況を考慮した判断基準の考え方

原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合に留意すべき点は、炉心損傷が生じた後、直ちにプルームが放出される可能性があることである。つまり、炉心損傷に伴う直接線及びスカイシャイン線による発電所構内の放射線レベル上昇（1.1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備の判断基準）と同時に、プルームが放出されると想定すべきであり、この場合、希ガス侵入防止措置に係る加圧準備が整わず、希ガス侵入防止措置が遅れ、結果、緊急時対策所内にとどまる要員の過大な被ばくが生じるおそれがある。

このような事態を回避するためには、緊急時対策所の希ガス侵入防止に係る加圧準備へ移行する判断基準については、プラント状況に応じた判断も加える必要がある。

b. 加圧準備へ移行する判断基準（プラント状況に応じた判断）

(a) 炉心損傷等による判断

中央制御室から炉心損傷が生じた（炉心出口温度350℃以上かつ、格納容器高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$  mSv/h 以上）旨の連絡があった場合。又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、炉心損傷の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

(b) 原子炉格納容器の損傷等による判断

中央制御室から原子炉格納容器損傷が生じた旨の連絡又は情報があった場合。又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視や構内監視カメラによる原子炉格納施設周辺等を確認した結果、原子炉格納容器損傷等の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

上記(a) 炉心損傷等による判断及び(b) 原子炉格納容器の損傷等による判断を1.1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備の判断基準に加えることで、原子炉格納容器パイパスを含め、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスへ対応することが可能である。

(4) 希ガス侵入防止対策実施に係る判断基準

(2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスに伴い放出されるプルームの量や規模については、個別に評価していないものの、審査ガイドに基づく対応を行うことで、緊急時対策所内にとどまる要員の居住性は確保される。

このため、希ガス侵入防止対策実施に係る判断基準については、1.1 審査ガイドに基づく対応のうち、b. 希ガス侵入防止対策実施（判断レベルⅡ）及び(3) 緊急対応（判断レベルⅢ）は適用できる。



## 2. 希ガス侵入防止対策に係る判断基準（まとめ）

### (1) 加圧準備へ移行する判断基準

#### a. 発電所構内の放射線レベル上昇による判断

プルーム放出前（炉心損傷後，原子炉格納容器破損前）の段階において，直接線及びスカイシャイン線により発電所構内の放射線レベルが上昇し，次のモニタリング設備の指示値が0.01mGy/h となった場合

- ①原子炉格納施設を囲むように8箇所に設置されているモニタリングポスト，モニタリングステーション
- ②モニタリングポスト及びモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ③海側3箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ④緊急時対策所に隣接し設置する可搬型モニタリングポスト

#### b. 炉心損傷による判断

中央制御室から炉心損傷が生じた（炉心出口温度350℃以上かつ，格納容器高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$ mSv/h 以上）旨の連絡又は情報があった場合。又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果，発電所対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ，加圧準備へ移行する必要があると判断した場合。

#### c. 原子炉格納施設の損傷等による判断

中央制御室から原子炉格納容器損傷が生じた旨の連絡又は情報があった場合。又は，緊急時対策所内でのプラント状態監視や構内監視カメラによる原子炉格納容器周辺等を確認した結果，発電所対策本部長が原子炉格納容器損傷等の可能性を踏まえ，加圧準備へ移行する必要があると判断した場合。

### (2) 希ガス侵入防止対策を実施する判断基準

原子炉格納容器圧力の急減とあいまって下記のいずれかとなった場合，直ちに緊急時対策所の換気を可搬型空気浄化装置から隔離すると共に，空気供給装置による加圧へ切り替える。

- ・次のモニタリング設備の指示値が5mGy/h以上となった場合。

- ①原子炉格納施設を囲むように8箇所に設置されているモニタリングポスト及びモニタリングステーション
- ②モニタリングポスト及びモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ③海側3箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ④緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポスト

- ・緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.1mSv/h 以上となった場合。



d. 空気供給装置加圧時間

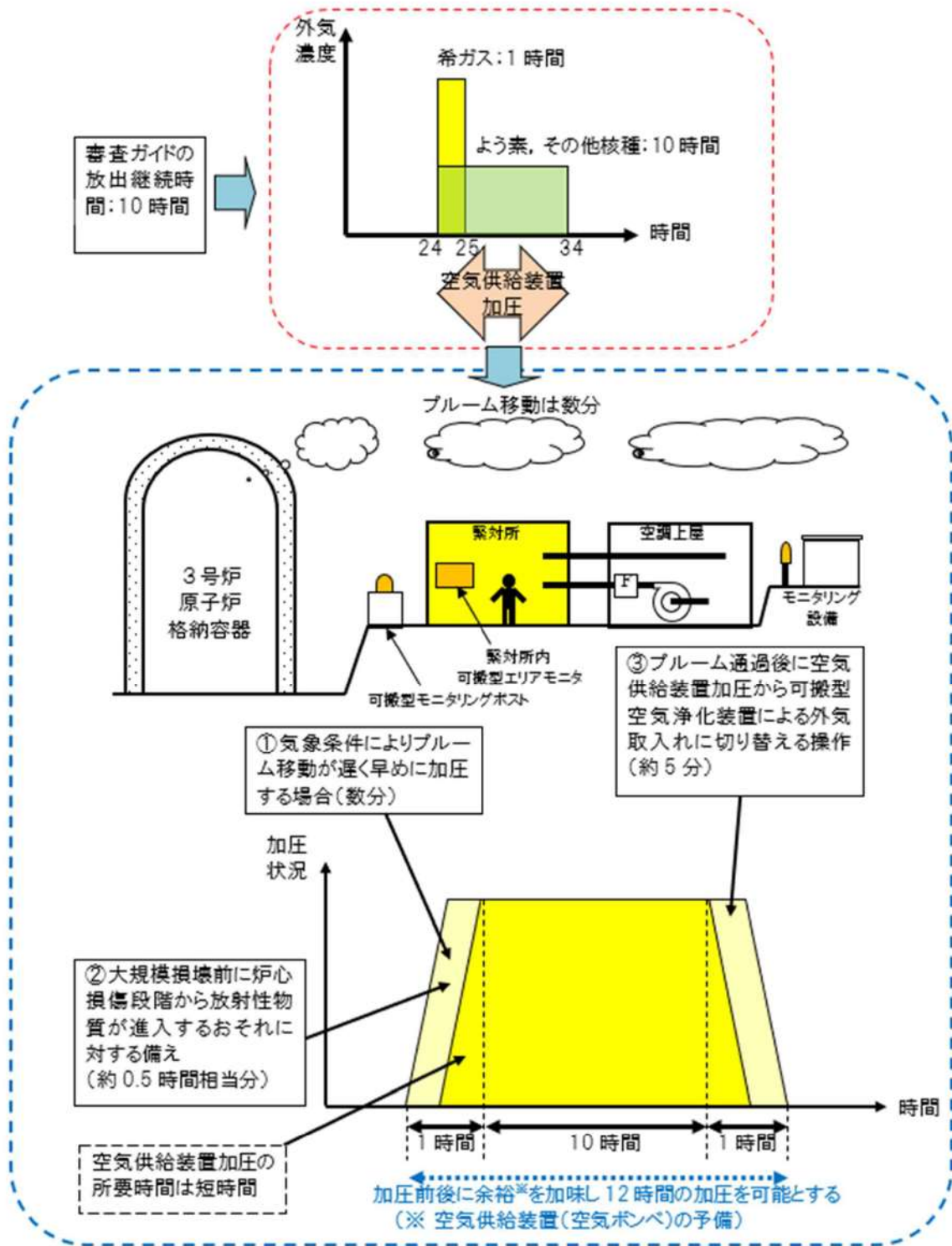


図2.4-19 空気供給装置加圧時間の考え方 (イメージ)

e. 3号炉から緊急時対策所へ向って吹く風の割合

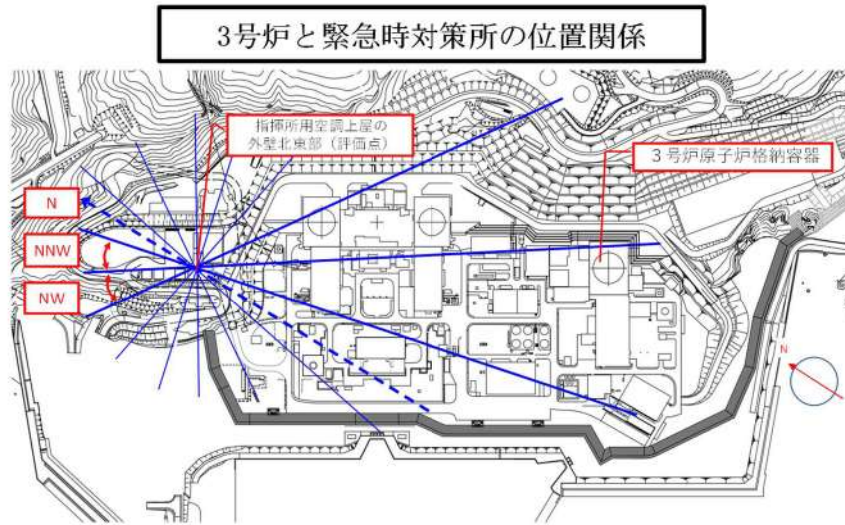


図2.4-20 3号炉と緊急時対策所の位置関係

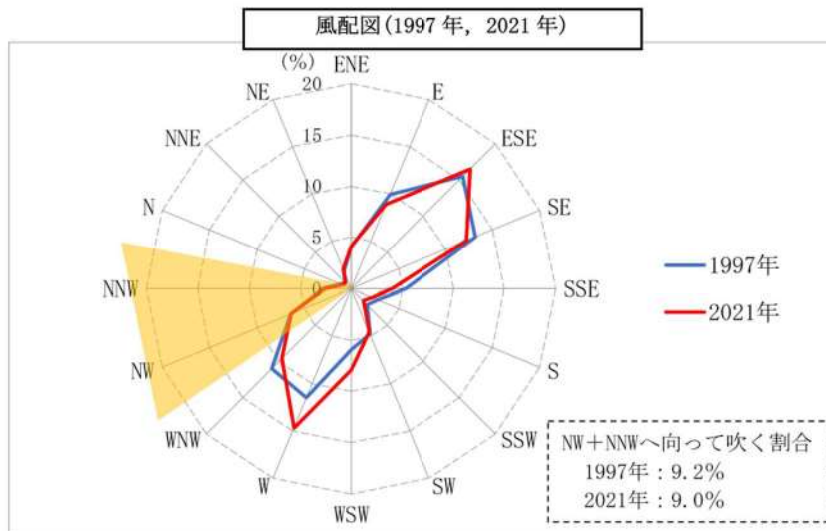


図2.4-21 風配図

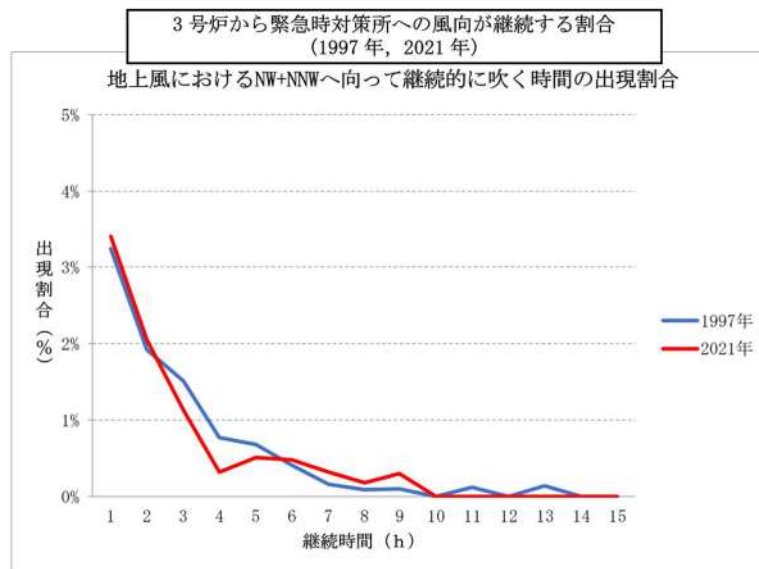


図2.4-22 3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合

(3) フィルタの設置及び管理

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、フィルタユニット自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所へ出入りする要員の被ばく防護を考慮した設置位置としている。

また、必要に応じてフィルタユニットの切替等、更なる被ばく低減を図る運用を行うこととしている。

可搬型空気浄化装置は、プルーム通過前及びプルーム通過後において運転する。プルーム通過中は、空気供給装置を使用し緊急時対策所内の正圧を維持する。この間、可搬型空気浄化装置は停止させるため、プルーム通過中の過度に汚染された外気を取り込むことはない。

プルーム通過前後の外気の放射性物質量はプルーム通過中に比べて小さくなるが、仮にプルーム通過時の外気を可搬型空気浄化装置で取り込みフィルタに放射性物質が付着しているとして被ばく評価をした場合でも、空調上屋は十分な厚さのコンクリート遮蔽壁を有しており、被ばく影響は軽微なものである。

緊急時対策所とフィルタユニットとの位置関係を図2.4-23に示す。

表2.4-7 緊急時対策所換気空調設備の運用

	可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファン	空気供給装置 (空気ポンペ)
プルーム通過前	運転 [外気取入れ]	停止
プルーム通過中	停止	使用 [正圧維持]
プルーム通過後	運転 [外気取入れ]	停止



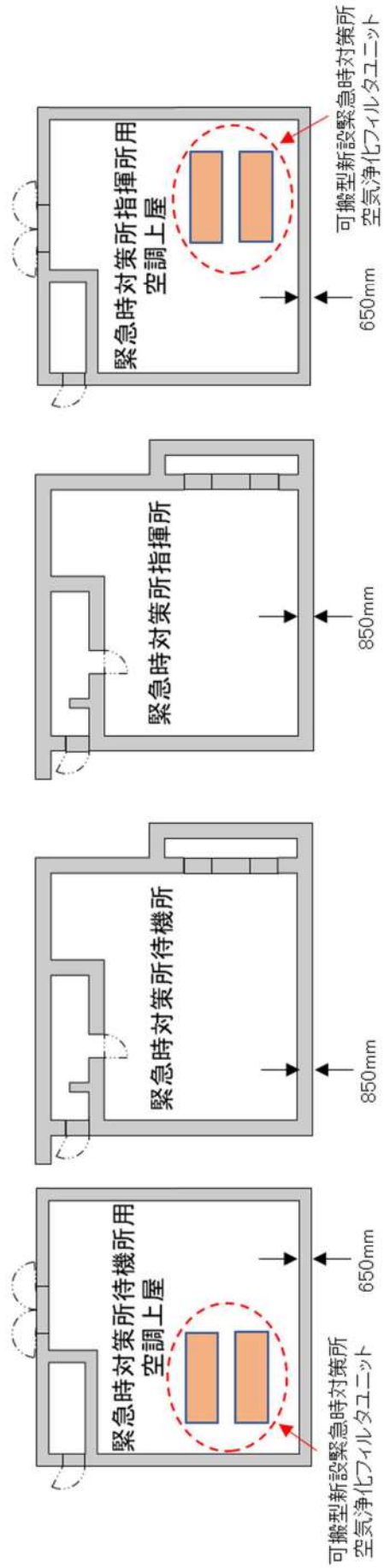


図2.4-23 可搬型緊急時対策所空気浄化ファン及びフィルタユニット設置位置

## ○参考

フィルタユニットの遮蔽厚さについては、プルーム通過中は可搬型緊急時対策所空気浄化ファンを停止させ空気供給装置（空気ポンプ）加圧とするため、放射性物質に過度に汚染された外気を取り込むことはないが、仮にプルーム通過時の外気を所定の風量（25m<sup>3</sup>/min）でプルーム通過中の10 時間にわたり取り込み、フィルタがよう素及び放射性微粒子を全量吸着した（除去効率100%）と仮定した線源で緊急時対策所内の居住性に影響を与えない遮蔽厚さとする。

なお、フィルタユニットは、プルーム通過中及びその後の長期間の使用の際においてもよう素及び放射性微粒子の吸着能力が低下しないことは別途評価している。

フィルタと緊急時対策所の間には十分な遮蔽があるため、緊急時対策所の要員がフィルタからの線量による影響を受けることはない。また、フィルタは十分な吸着能力があるため、プルーム通過後も長期間にわたって使用可能である。したがって、フィルタは線量に応じて交換するが、線量が高い場合は、待機側のフィルタに切り替えた後、放射性物質が減衰するまでの間保管した後に、交換を行うこととする。

## 緊急時対策所可搬型空気浄化装置に係る可搬型設備の採用理由について

## 1. はじめに

緊急時対策所機能に係る設備のうち、可搬型空気浄化装置、空気供給装置、緊急時対策所用発電機は、屋外及び空調上屋に設置する可搬型重大事故等対処設備として計画している。このうち可搬型空気浄化装置（可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）については、大型設備であるが、万一の設備の故障があった場合でも予備基と取り替える等柔軟性があるため、当社は可搬型設備とし、緊急時対策所近傍の空調上屋に保管する設計としている。

可搬型空気浄化装置は、可搬、常設にかかわらず、要求仕様及び環境条件を満たす設計としており、設置方法に応じた機器の固定方法において可搬と常設で構造的な差異はあるものの、その構造に応じた設計を行うことで要求仕様を満足しているため、機能・性能の観点から可搬、常設による差異はないと考える。

本資料は可搬型空気浄化装置の構造、設置許可基準適合性及び可搬型設備の採用理由について整理したものである。

## 2. 可搬型空気浄化装置の構造について

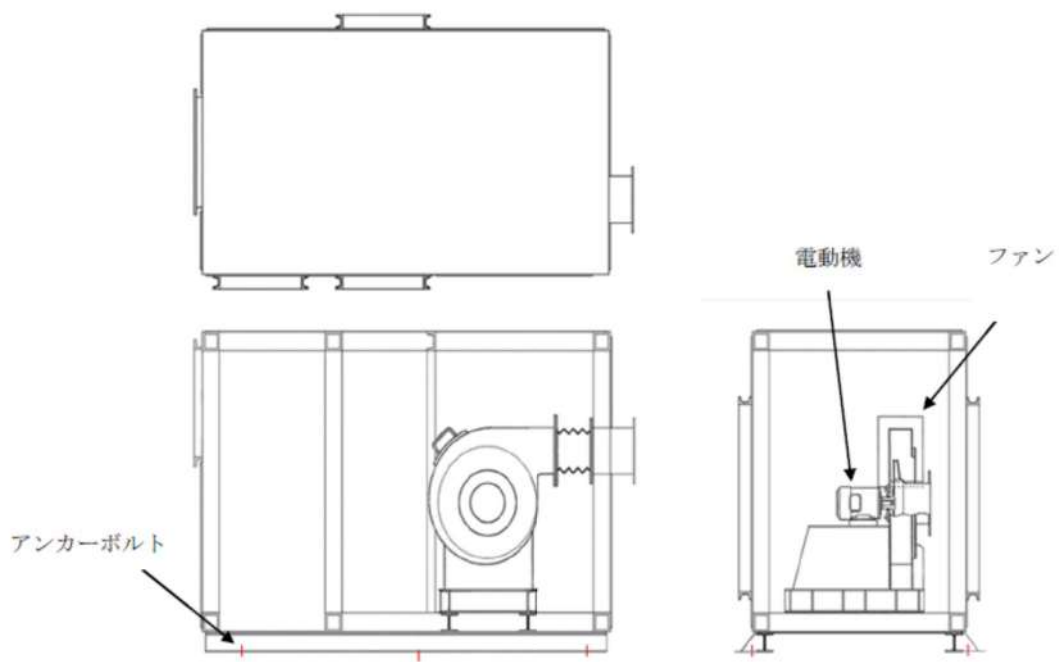
可搬型空気浄化装置は、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン（送風機及び電動機）（以下「ファン」という）及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（以下「フィルタユニット」という）並びにこれらを固定するアンカーボルトにより構成される。

ファン及びフィルタユニットは可搬方式とするため、固定方法として容易に脱着可能なアンカーボルトを採用するものとし、アンカーボルトで機器を床に固定することで耐震機能を有している。また、アンカーボルトを取外すことで、ケーシング一体で取り替えることができる設計としている。（第1～2図）

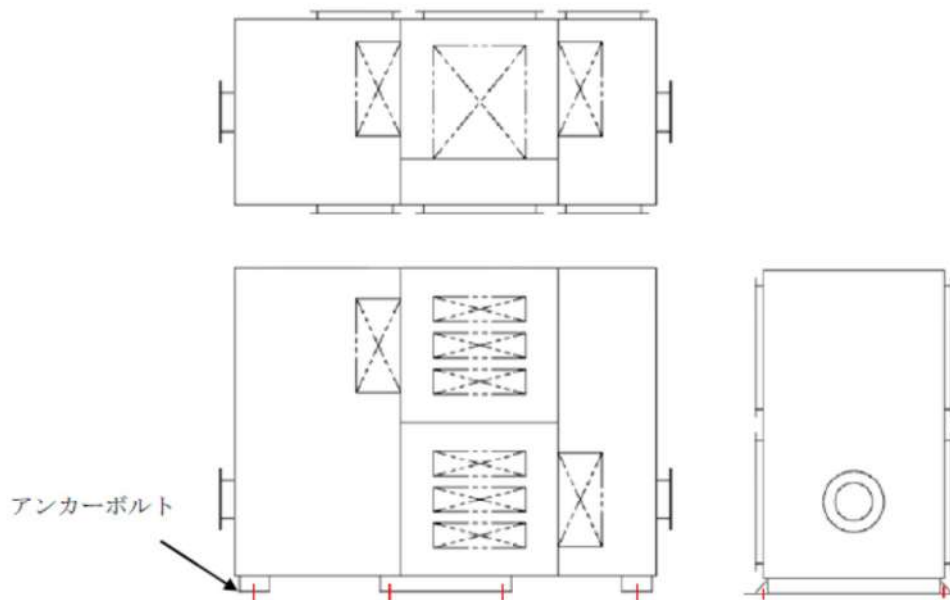
ファン及びフィルタユニットは、風雪の影響を受けない空調上屋に保管するが、空調上屋にも換気口があり、環境条件を完全に無視できるわけではないことから機器の主要部材に耐候性に優れたステンレス材を採用し、ファンはケーシングに内蔵する設計とする。ファン及びフィルタユニットは、アンカーボルトを取外し、空気浄化設備運搬用機器を用いて機器の運搬、予備との取替えを行うことが可能である。（第3～4図）

なお、ファン及びフィルタユニットについては、常設機器と同等の構造設計を実施しており、機器の運搬が容易であることを除いて常設機器との差異はない。





第1図 外形図(可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン)

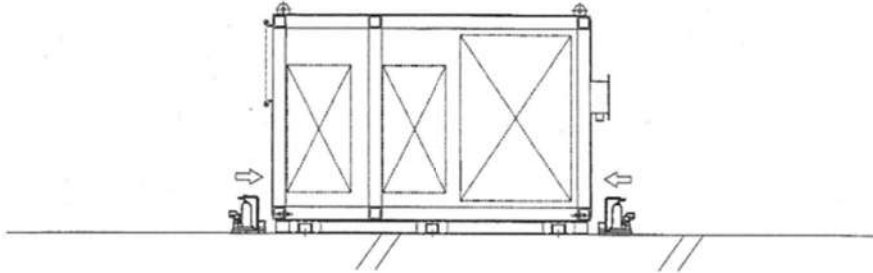


第2図 外形図(可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット)

### ファンケーシング搬送要領図

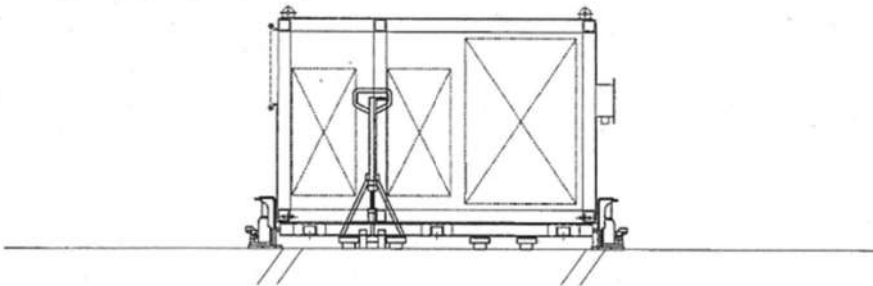
1) 搬送準備

油圧ジャッキを4台を準備し、左右2台ずつジャッキの爪部分をケーシングベース下へ挿入する。  
爪部分上部と爪アタッチメントの間にスペーサ(19mmもしくは22mm)を挿入し高さを調整する。



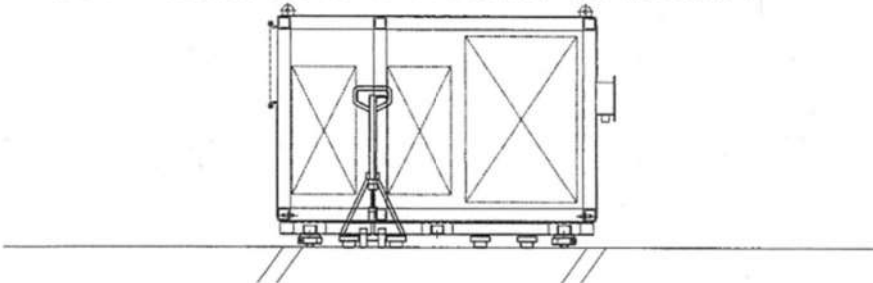
2) リフトアップ

油圧ジャッキ4台で約130mmジャッキアップし、ハンドパレット(L=1400mm)を  
図中手前、奥より1台ずつ挿入する。



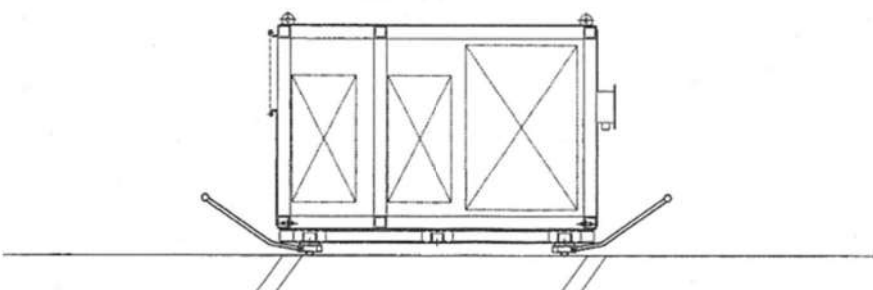
3) チルローラー装着

ハンドパレットをリフトアップし、床面にチルローラ装着の障害となる埋設物が無い場所へ  
ファンケーシングを移動する。チルローラーをファンケーシング据付ベースアングル下部に  
挿入し、ボルト(M16x35)で固定する。ハンドパレットを降下し、ケーシング下部から取り外す。



4) ファンケーシング搬送

チルローラーハンドルを取り付け手押しで搬送する。

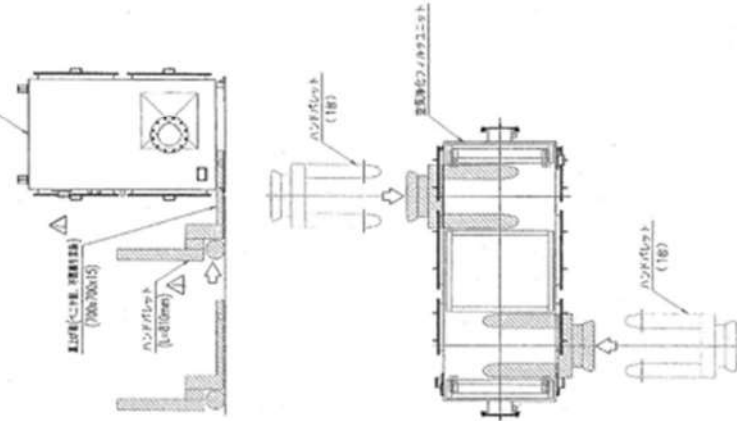


第3図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンケーシング取替手順図

空気浄化フィルタユニット搬送要領図

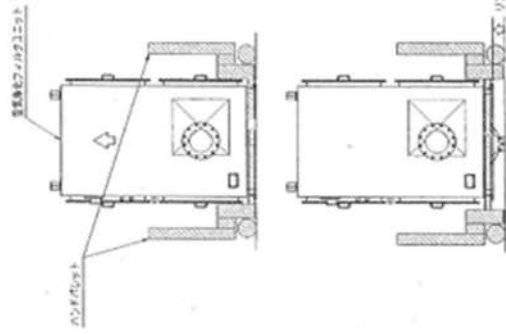
(1) 搬送準備

搬上げ荷を載せたハンドパレット2台を準備し、空気浄化フィルタ下ベース部に装着する。  
2台のハンドパレットはそれぞれフィルタユニット別面から装着する。



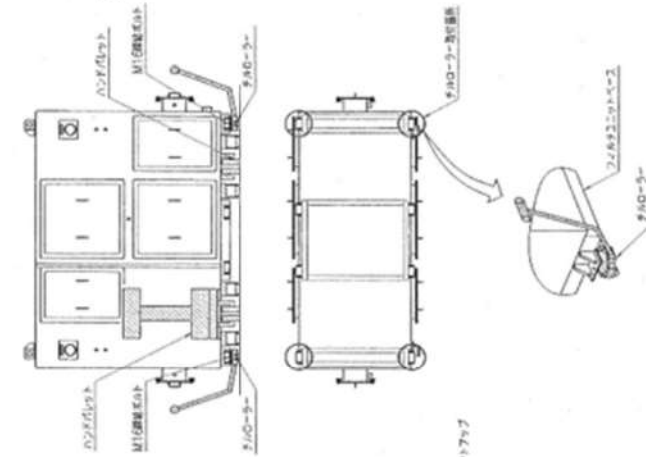
(2) リフトアップ

ハンドパレット2台を同時にリフトアップする。  
床面にチャロローラー装着の障害となる周辺物が無い場所へフィルタユニットを移動する。



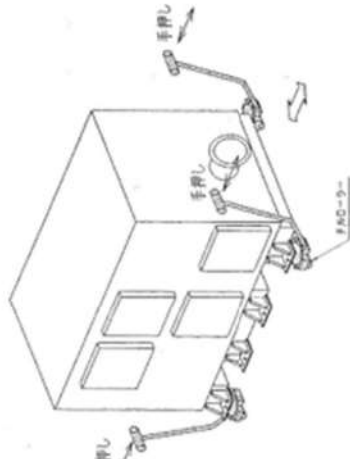
(3) チャロローラー装着

空気浄化フィルタユニット下部提供ベースのうち、ユニット側面側へチャロローラーを装着する。  
フィルタユニットとチャロローラーが外れないよう、提供ベースとチャロローラーをボルト(M16X35)で締結固定する。  
ハンドパレットを降下し、フィルタユニット下から取り外す。



(4) フィルタユニット搬送

チャロローラー1台ごとに作業者が付き、各チャロローラーのハンドルを手押しして搬送する。



第4図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット取替手順図



### 3. 可搬型空気浄化装置の設置許可基準適合性について

可搬型空気浄化装置について設置許可基準規則での要求条文は、39条(耐震)、40条(津波)、41条(火災)、43条(重大事故等対処設備)、61条(緊急時対策所)であり、各条文への適合方針を以下に示す。

#### (1) 地震(39条)

空調上屋に設置するファン及びフィルタユニットは、基準地震動による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。また、ファン及びフィルタの固定方法について、固定方法に応じた設計及び評価を行うことで基準地震動による地震力において必要な機能を保持できる設計とする。

#### (2) 津波(40条)

ファン及びフィルタユニットを保管するエリアは、津波の影響を受けない位置であるため、津波防護対策の必要はない。

#### (3) 火災(41条)

空調上屋に設置するファン及びフィルタは、不燃材料及び難燃ケーブルを使用することで火災の発生を防止するとともに、機器の固定により地震による火災発生防止のための配慮を行う。また、ファン及びフィルタを設置する空調上屋には火災感知設備を設置し、火災感知設備により火災の感知ができる範囲に保管するとともに、消火設備を設置する。

#### (4) 重大事故等対処設備(43条)

ファン及びフィルタユニットは、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、空調上屋に保管する設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、指揮所用空調上屋と待機所用空調上屋に故障時及び保守点検時のバックアップ用の2台を含めて合計4台を保管する設計とすることで、重大事故等が発生した場合において、十分に余裕のある容量を有している。

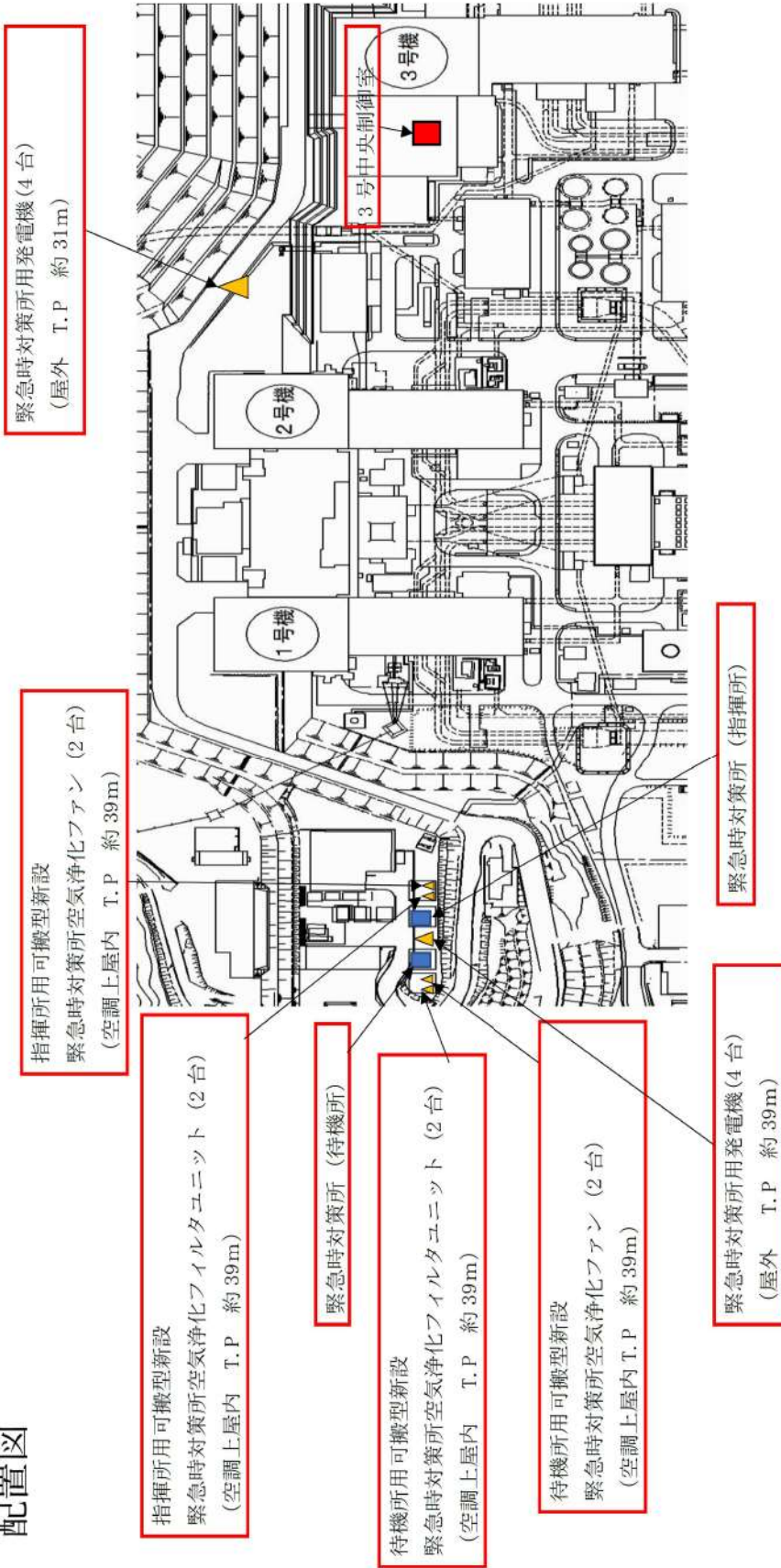
#### (5) 緊急時対策所(61条)

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で、緊急時対策所空調上屋内に設置するファン及びフィルタは、中央制御室から100m以上離隔をとり、配置する。(第5図)

また、ファン及びフィルタユニットの起動は、事故発生の早い段階で実施できるため、早期に緊急時対策所の立ち上げが可能である。

# 配置図



第5図 緊急時対策所機能に係る設備保管場所