

## 2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高  $H_{01}=H_s$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ  $H_{02}$  とする。ここで、 $1/U$  には、2005 年度の気象データを用いた。表 1 に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02} = H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

$H_s$  : 排気筒実高 (m)  
 $D$  : 排気筒出口の内径 (m)  
 $W$  : 吹出し速度 (m/s)  
 $1/U$  : 風速逆数の平均 (s/m)

表 1 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ (m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

\*1 風速逆数の平均 (2005 年 4 月～2006 年 3 月)

\*2 排気筒設置位置標高: EL 8m



### 3. 排気筒有効高さ

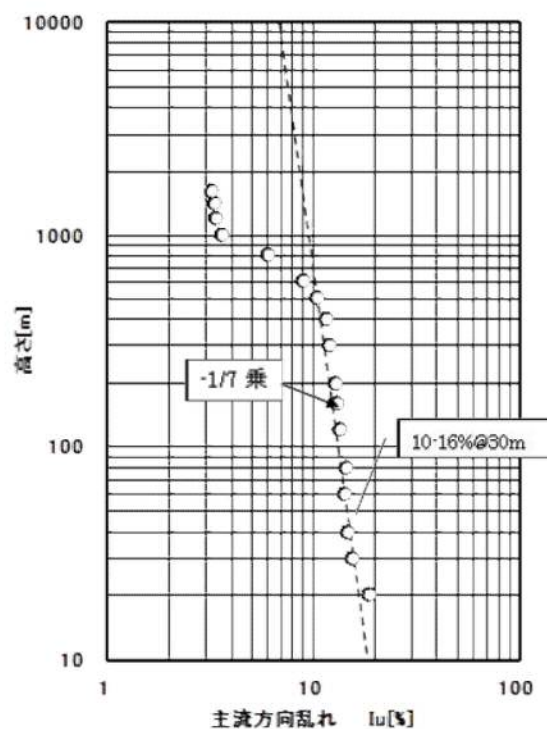
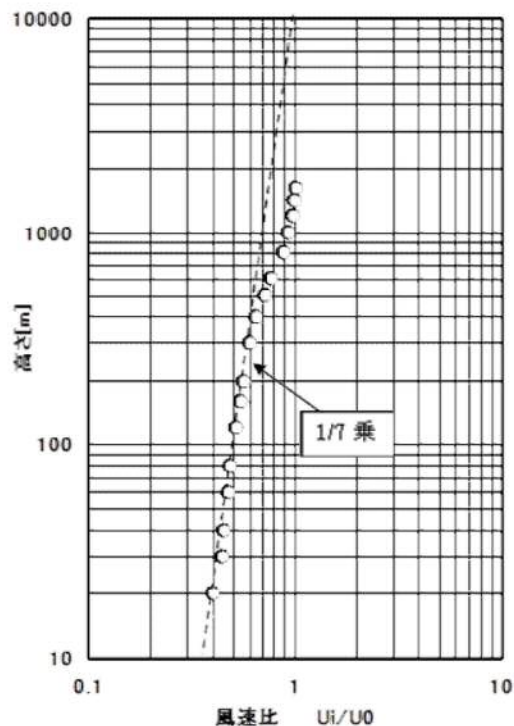
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、図 4 のように求めた排気筒有効高さを表 2 に示す。

表 2 排気筒有効高さ

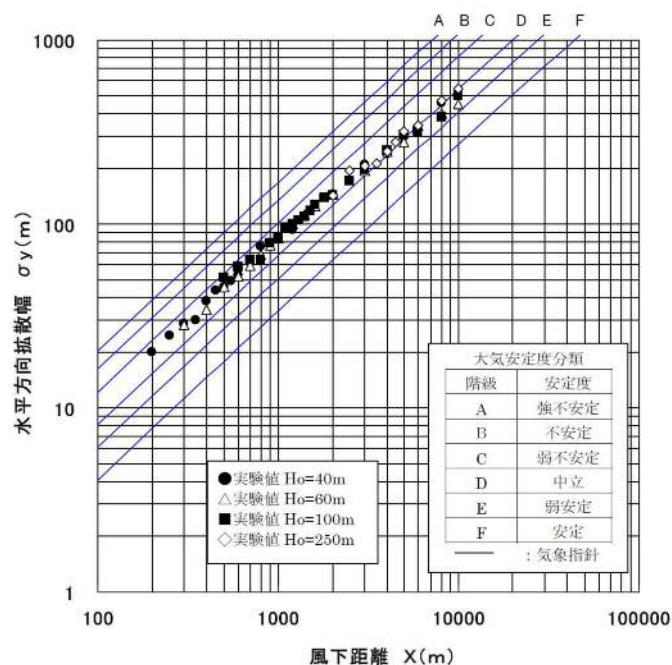
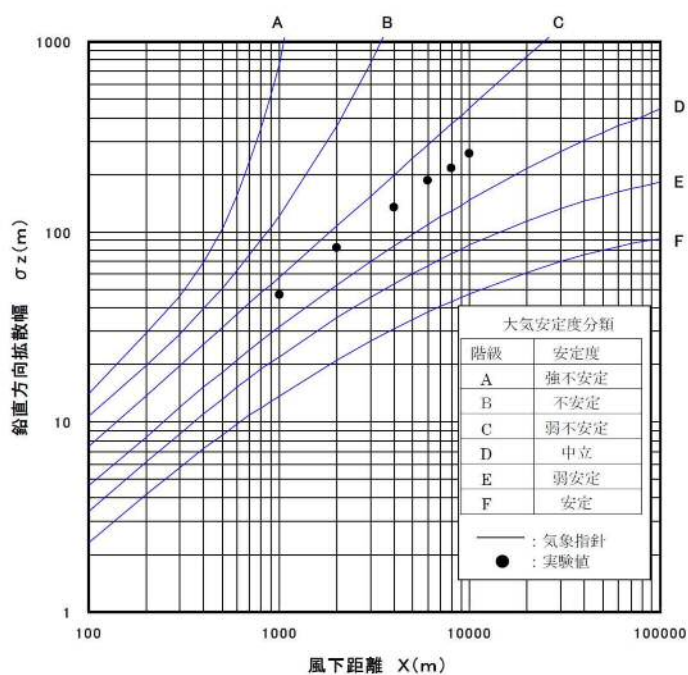
風 向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



$U_i$ : 各高度の風速  
 $U_0$ : 一様流中の風速



\*1 野外の相当高さで 400m までは風速分布，乱れ分布を再現する。



\*2 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値(C～D)になっている。水平方向  
 拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C～D)になっている。

図 2 気流条件調整結果



記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		

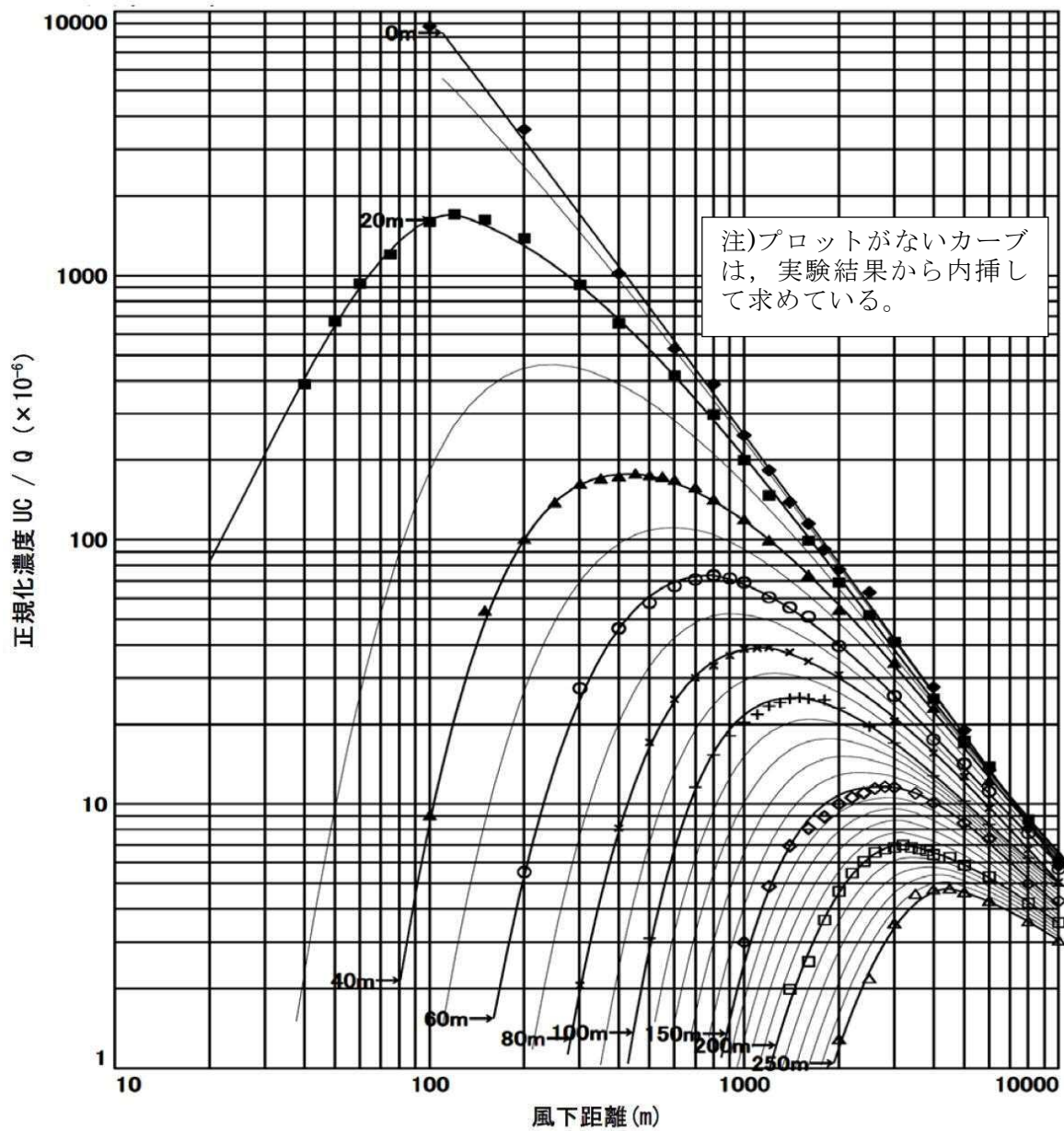


図 3 平地実験結果



風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m

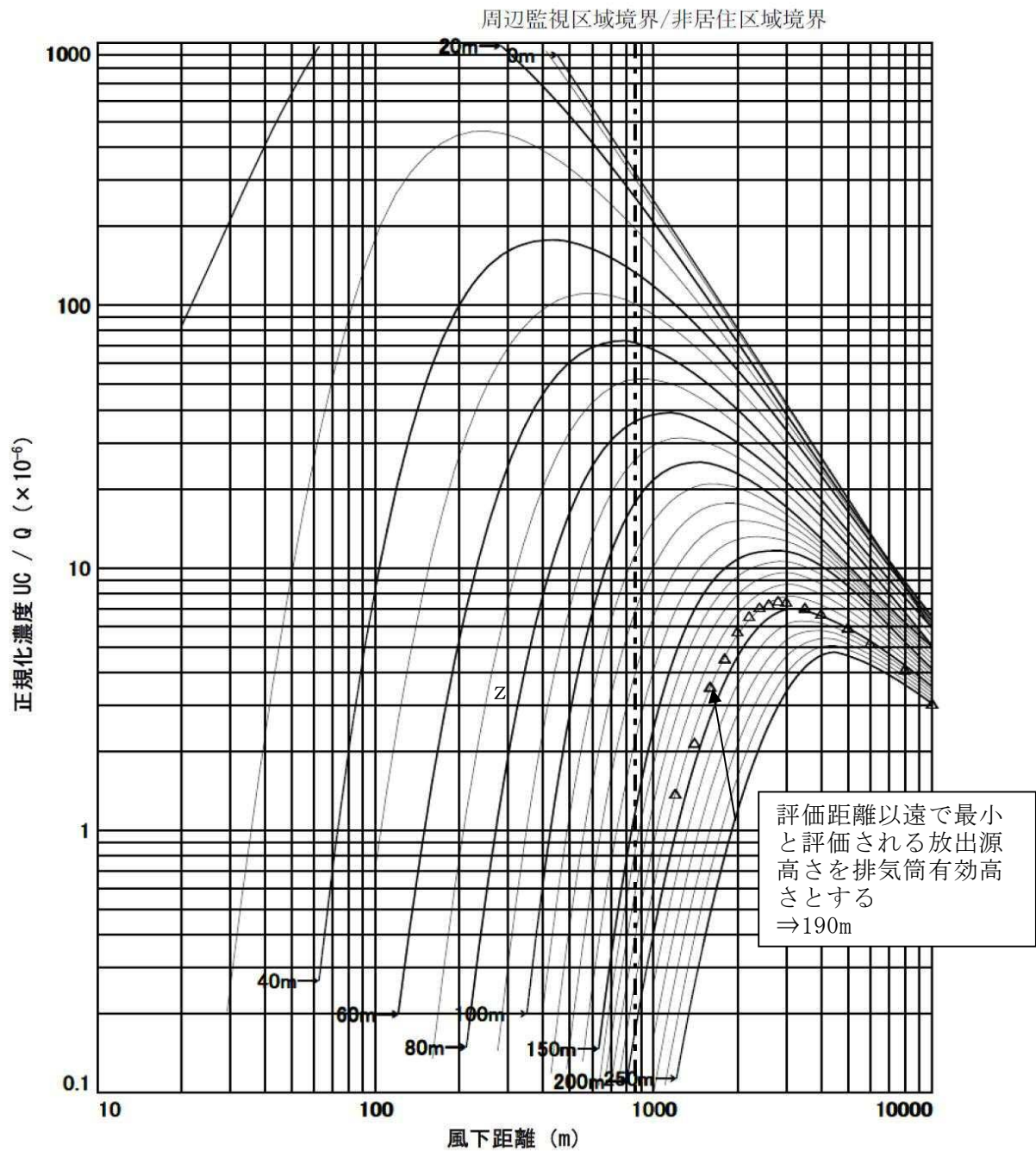


図 4 排気筒有効高さの求め方（風向：S，平常時の例）



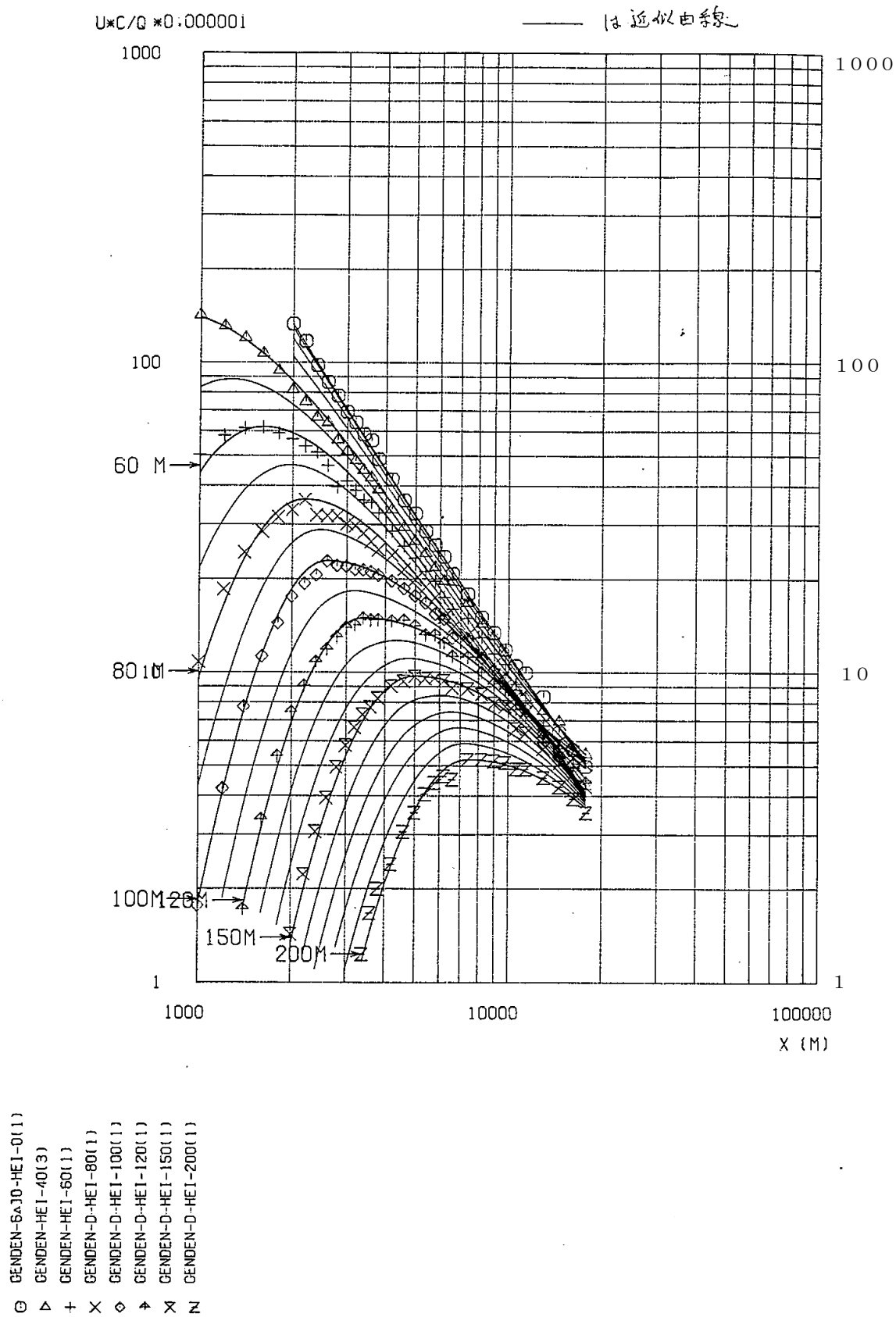
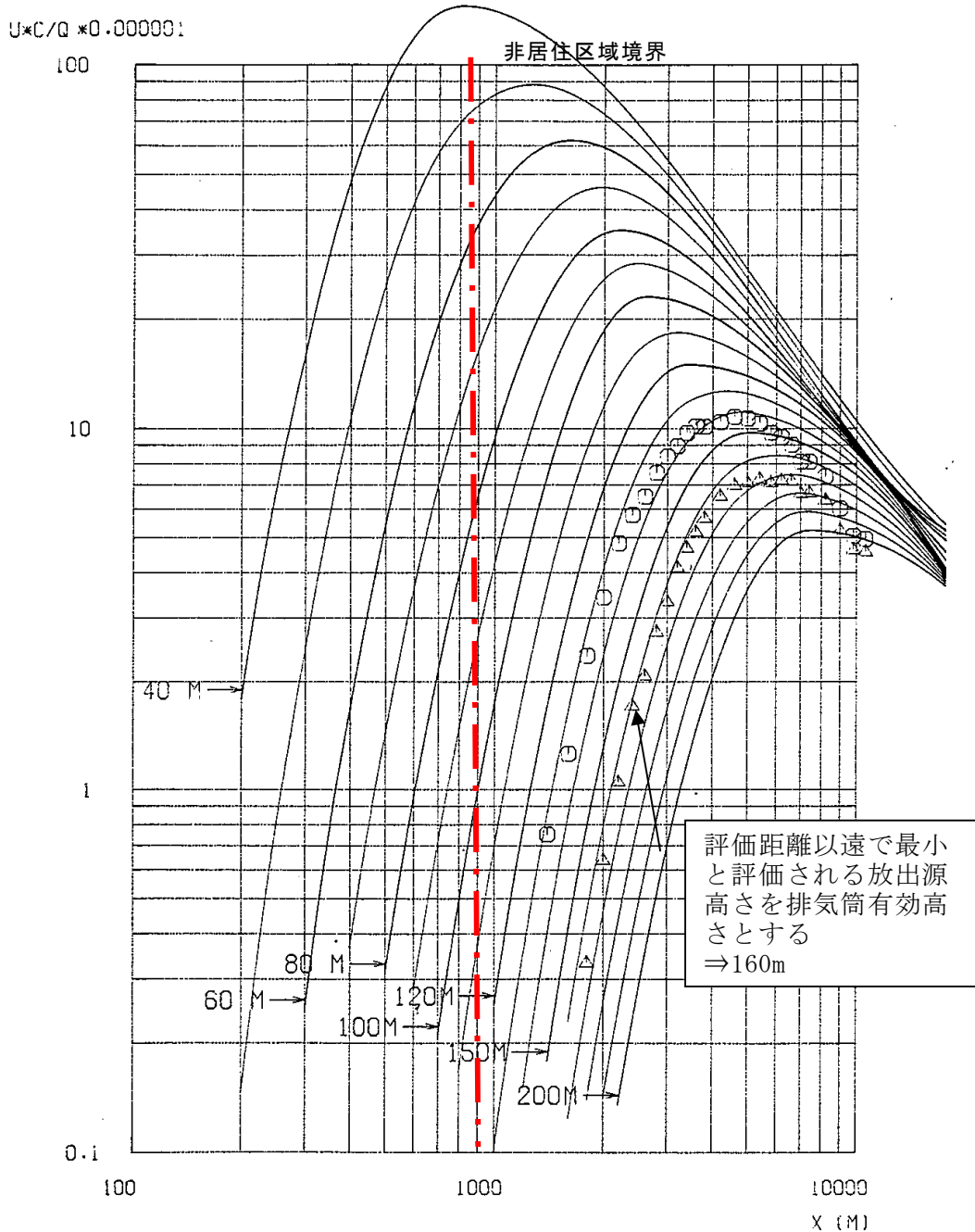


図 5 1982 年風洞実験の平地実験結果



風下 方位	風 向	放出高度 H <sub>o</sub> m	有効高さ H <sub>e</sub> m	評価地点 X <sub>p</sub> Km	符 号
N	S	166	135~135	0.86	○
		191	160		△



注) ○は参考評価

図 6 1982 年風洞実験の模型実験結果の一例（風向：S，平常時の例）



## 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは 1982 年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003 の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」※<sup>1</sup>では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が 10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを 1981 年度と 2005 年度気象データから求め比較した結果+5～-3%と変動が 10%以内であった。放出源高さとは有効高さはほぼ比例である※<sup>2</sup>ため有効高さの変動も 10%以内に収まると推定されることから、1987 年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6～+14%と 10%を超えていた。

東海発電所		1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
風向	着目方位	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			



(参考)

東海第二発電所

東海第二発電所							
風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

## ※ 1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

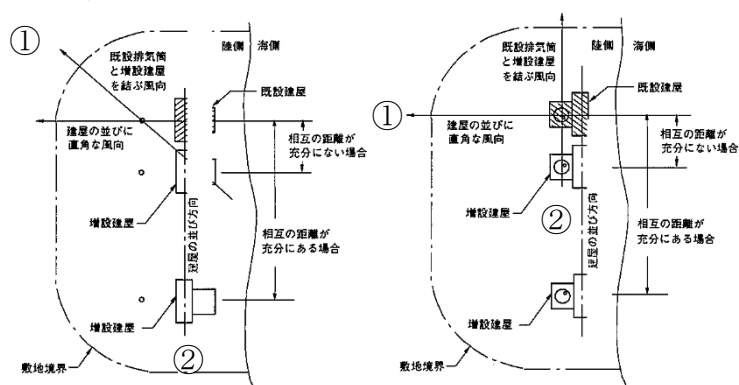
### 2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

- a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

- 1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合\*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。

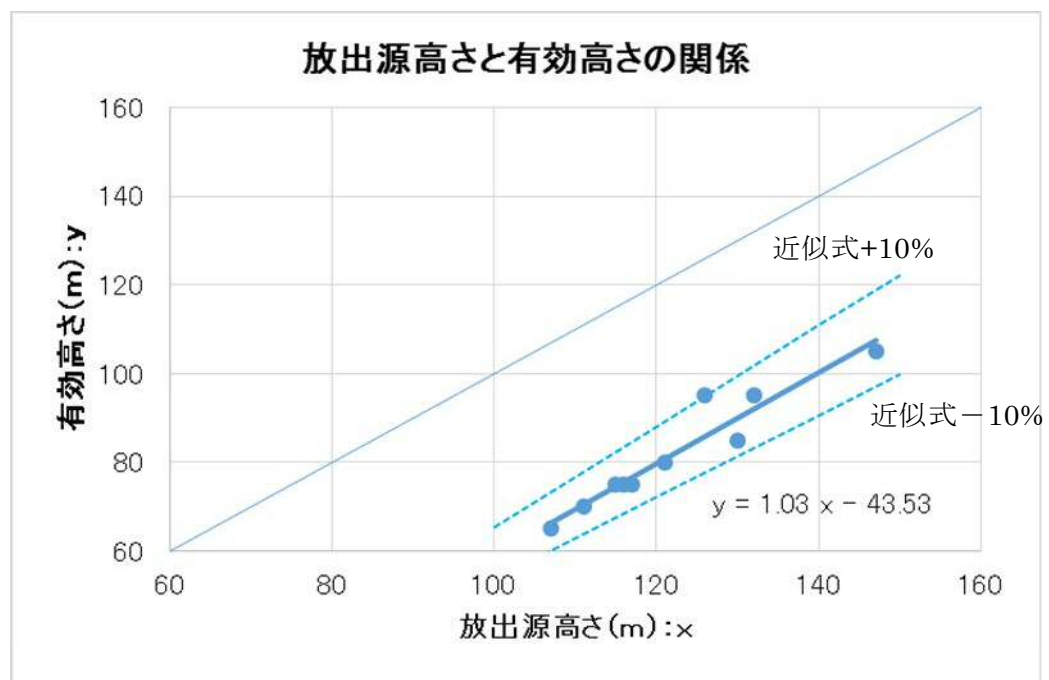
\* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。





※2 1982 年東海発電所風洞実験時の放出源高さ と有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さ と有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが 10% 変動したとしても、有効高さの変動は 10% 以内に収まると推定される。





## 異常年検定法の概要について

F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、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  $X_0$  (検定年)、その他のものを  $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$  (比較年) とした場合、 $X_0$  を除く他の  $n$  個の標本の平均を  $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$  として、標本の分散から見て  $X_0$  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。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説: 不良標本  $X_0$  と他の標本 (その平均値)  $\bar{X}$  との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} (\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n)$$

- (2) 分散比  $F_0$  を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

- (3) 検定年は 1 年、比較年は 10 年、有意水準 (危険率) は 5% として、F

分布表の F 境界値 ( $F_9^1(0.05) = 5.12$ ) を求める。

- (4)  $F_0$  と F 境界値を比較して、 $F_0 < F$  境界値であれば仮説は採択する。具体



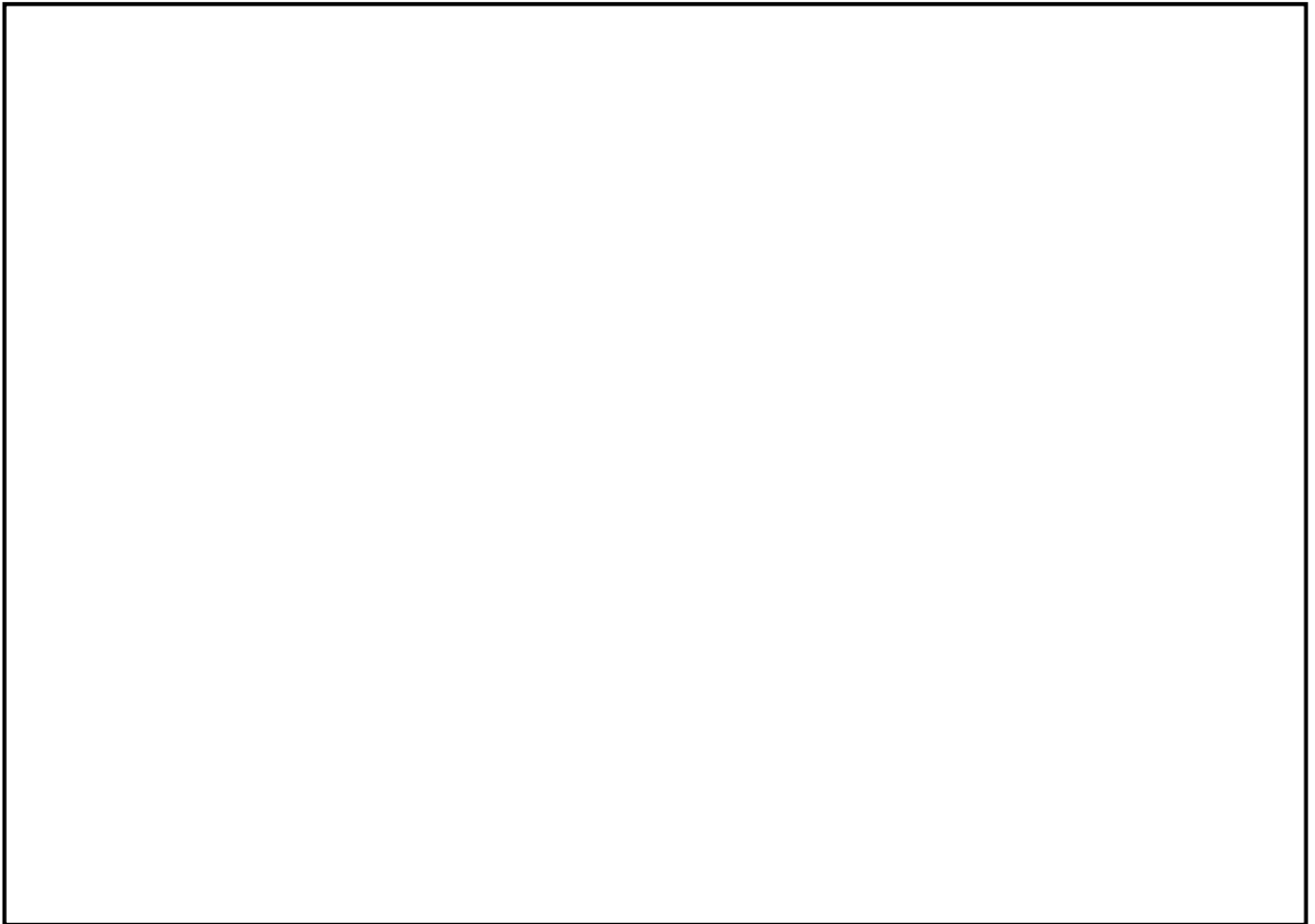
的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年  $X_0$  が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}}$$



### 3 線量評価に用いる大気拡散の評価について

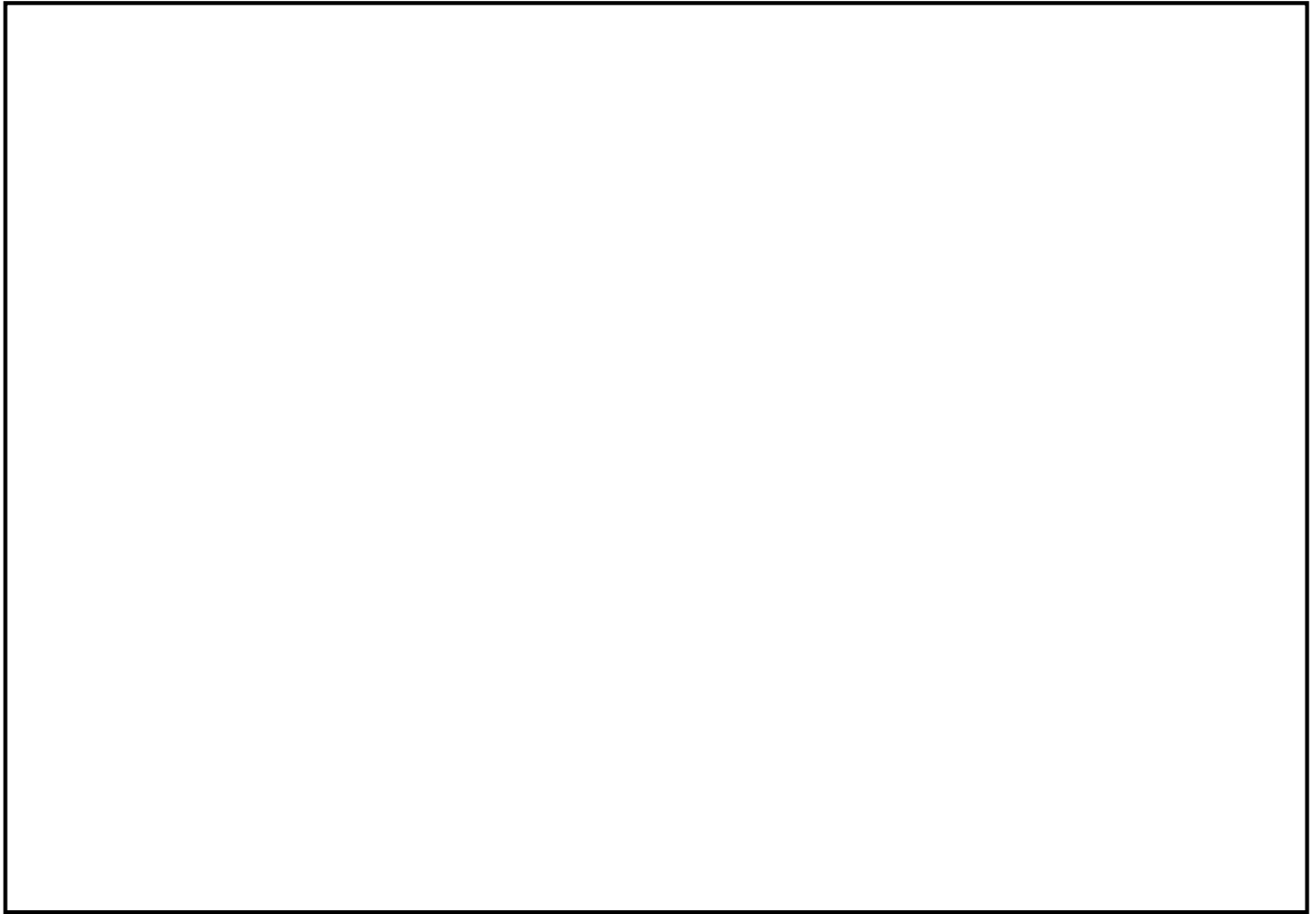
線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順番に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、建屋放出時の着目方位は、第 3-1 図から第 3-2 図に示す通り、建屋による広がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



第 3-1 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：中央制御室中心)





第 3-2 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：建屋入口)



#### 4 空気流入率試験結果について

「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）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で0.47 回／h（ $\pm 0.012$ （95％信頼限界値））である。試験結果の詳細は次ページ以降に示す。



第4-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項 目	内 容			
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)			
空気流入率測定 試験における 均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ： (測定値－平均値)／平均値 (%)		
	A系	－7.6～7.0%		
	B系	－5.7～8.1%		
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち  「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて  実施			
適用条件	内 容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキ が平均値の±10%以内か。		○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。		－	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区 画に比べて小さいこと。		－	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が、1時点の全測定 データ個数の10%以内であるこ と。		－	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい 区画に、立入規制等の管理的 措置を各種マニュアル等に明記 し、運転員へ周知すること。		－	特定の区画を排除 せず、全ての区画を 包含するリーク率 で評価している。
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R <sup>2</sup>	
	A系	0.47 回/h (±0.012)	－	
	B系	0.44 回/h (±0.012)	－	
特記事項				



5 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について

運転員の交代を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である 5 直 2 交代を考慮した。直交替サイクルを第 5-1 表に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 5-2 表に示す。

第 5-1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45（13 時間 45 分）
2 直	21:30～8:15（10 時間 45 分）

第 5-2 表 直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1 直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2 直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	/	D	/	A	/	B	/	C	/	D	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回＋2 直 8 回）

入退域滞在時間：8 時間（入退域 32 回，1 回当たり 15 分）

が最大となる。



## 6 コンクリート密度の根拠について

### 1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下，JASS 5N）」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

### 2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3. 6）を用いて，以下の手順で推定した。

- ① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5N の予測式（解 3. 6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量  $\rho_p$  を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して， $\rho_p$  から  $3\sigma_d$  を差し引く。（解説図 3. 10）

標準偏差  $\sigma_d$  は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から  $0.024\text{t/m}^3$ （最大値）を採用

$$\rho_p = G_o + S_o + 1.2C_o + w \quad (\text{解 3. 6 より})$$

$\rho_p$  : 乾燥単位容積質量 ( $\text{kg/m}^3$ )

$G_o$  : 調合計画における粗骨材量（絶乾）( $\text{kg/m}^3$ ) ※別紙参照

$S_o$  : 調合計画における細骨材量（絶乾）( $\text{kg/m}^3$ ) ※別紙参照

$C_o$  : 調合計画におけるセメント量 ( $\text{kg/m}^3$ ) ※別紙参照



w : コンクリート中の含水量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※安全側に 0 とする。

3. 推定乾燥単位容積質量について (別紙参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は  $2.016\text{g}/\text{cm}^3$  となり, 遮蔽計算に使用する  
コンクリート密度はこれを包絡する  $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$  とする。



コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

		重量調合[kg/m3]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)	$\sigma d =$ <div></div> ( J A S S 5 Nより)							
No.	打設場所	水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			$\rho p$	$\rho p - 3 \sigma d$						
1	一次遮蔽壁								2.209	2.137						
2									2.218	2.146						
3									2.217	2.145						
4									2.201	2.129						
5									2.207	2.135						
6									2.229	2.157						
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋								2.155	2.083						
8									2.164	2.092						
9									2.156	2.084						
10									2.165	2.093						
11									2.162	2.090						
12									2.173	2.101						
13									2.165	2.093						
14									2.177	2.105						
15									2.155	2.083						
16									2.162	2.090						
17									2.159	2.087						
18									2.203	2.131						
19									2.197	2.125						
20									2.192	2.120						
21									2.202	2.130						
22									2.183	2.111						
23									2.155	2.083						
24									2.164	2.092						
25									2.164	2.092						
26									2.175	2.103						
27									2.149	2.077						
28									2.156	2.084						
29									2.162	2.090						
30									2.165	2.093						
31									2.154	2.082						
32									2.143	2.071						
33									2.168	2.096						
34									2.168	2.096						
35									2.172	2.100						
36									2.154	2.082						
37									2.168	2.096						
38									2.133	2.061						
39									2.137	2.065						
40									2.152	2.080						
41									2.118	2.046						
42									2.137	2.065						
43									2.117	2.045						
44									2.132	2.060						
45									2.157	2.085						
46									2.117	2.045						
47									2.148	2.076						
48									2.126	2.054						
49									2.155	2.083						
50									2.112	2.040						
51									2.088	2.016						
52									2.189	2.117						
53									2.175	2.103						
54									2.181	2.109						
55									2.157	2.085						
56									2.161	2.089						
57									2.163	2.091						
58									2.137	2.065						
59									2.155	2.083						
60									2.141	2.069						
61									2.166	2.094						
62									2.205	2.133						
63									2.170	2.098						
64									2.251	2.179						
65									2.172	2.100						
66									2.169	2.097						
67									2.189	2.117						
68									2.178	2.106						
69									2.195	2.123						
70									2.182	2.110						
71									2.164	2.092						
72									2.174	2.102						
73									2.176	2.104						
74									2.183	2.111						
														$\rho p = G0 + S0 + 1.2C0$		
														最小値	2.016	



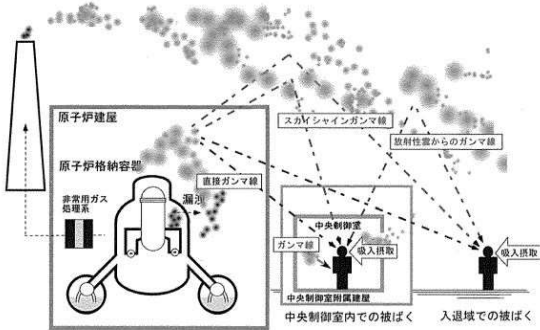
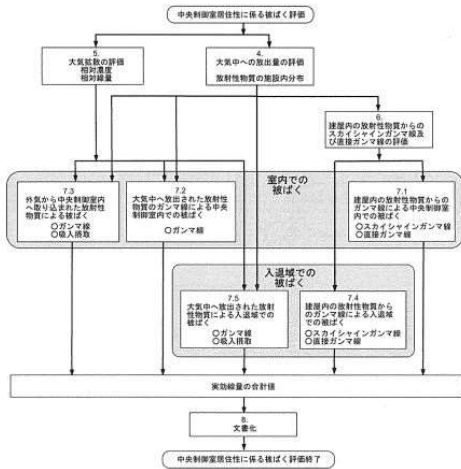
## 7 内規との適合性について

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順、判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造、特性及び安全上の諸対策から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において、次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul> <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</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被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 中央制御室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</li> <li>- 中央制御室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</li> </ul> <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul>	<p>3.1 (1)→内規のとおり。</p> <p>3.1(1)a) 東海第二発電所はBWR型原子炉施設であり、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2→内規のとおり。</p> <p>3.2(1)a) 1) 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中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a) 2) 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室で外部被ばくは、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中央制御室の壁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>3.2(1)a) 3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室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。</p> <p>3.2(1)b) 4) 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入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> <li>- 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</li> </ul> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3. 2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の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。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 前項c)の結果を用いて、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）による被ばくを計算する。（「7. 1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</li> <li>2) 前項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による被ばくを計算する。（「7. 2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</li> <li>3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</li> </ol> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7. 4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</li> <li>2) 前項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による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</li> </ol> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3. 2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3. 2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3. 2(2)b) 原子炉施設周辺の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評価している。</p> <p>3. 2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から施設内の線源強度を評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 1) 前項 c)の結果を用いて、施設内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャイン線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 2) 前項 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による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 2) 前項 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による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3. 2(2)g) 評価手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及び e)は並列に進めている。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>－ 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない<sup>(※1)</sup>【解説3.2】。</p>  <p>(a) RWR型原子炉施設</p> <p>図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路</p>  <p>図3.2 評価の手順</p>	<p>3.3→内規のとおり。</p> <p>「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。</p> <p>→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。</p> <p>→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッション・プール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。原子炉建屋ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<pre> graph TD     A[希ガス炉心内蓄積量] --&gt; B[燃料棒から原子炉格納容器内への放出 放出割合:100%]     B --&gt; C[原子炉格納容器内気相中の希ガス]     C --&gt; D[原子炉格納容器からの漏えい]     D --&gt; E[原子炉建屋原子炉区域内の希ガス]     E --&gt; F[非常用ガス処理系]     F --&gt; G[希ガス放出]     G --&gt; H[排気筒を経由して環境に放出]         </pre>	<p>→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p>
<pre> graph TD     A[よう素炉心内蓄積量] --&gt; B[燃料棒から原子炉格納容器への放出 放出割合:50%]     B --&gt; C[有機よう素]     B --&gt; D[無機よう素]     C --&gt; E[原子炉格納容器内での付着等による低減: 50% 格納容器スプレイ水等による低減: 分配係数100]     D --&gt; E     E --&gt; F[原子炉格納容器内気相中のよう素]     F --&gt; G[原子炉格納容器からの漏えい]     G --&gt; H[原子炉建屋原子炉区域内のよう素]     H --&gt; I[非常用ガス処理系 フィルタによる除去]     I --&gt; J[よう素放出]     J --&gt; K[排気筒を経由して環境に放出]         </pre>	<p>→非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系による処理として評価している</p>
<p>図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路 (BWR 型原子炉施設)</p>	



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象が発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2→内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、24時間で大気圧まで直線的に減少するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出され放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2⑦f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行</p>



## 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

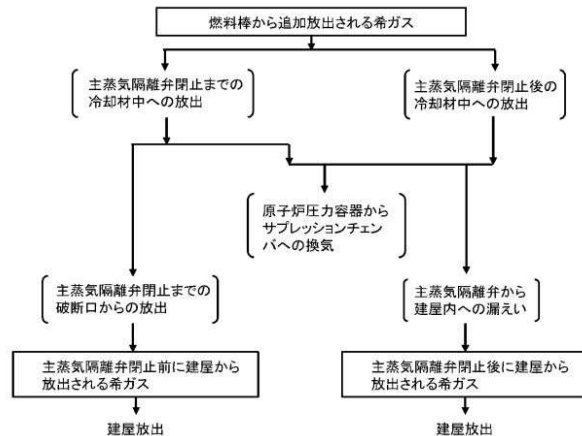


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)

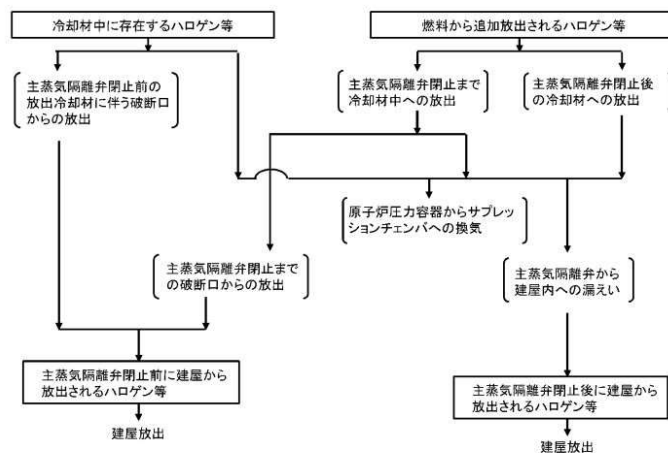


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)

## 制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

するとして評価している。

4.1.2(7)g)主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h)主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i)主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッション・プールに移行するものとして評価している。

図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式 大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル<sup>(※3)</sup>を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点 <math>(x, y, z)</math> の放射性物質の濃度 <math>(Bq/m^3)</math>  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 <math>(Bq/s)</math>  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 <math>(m/s)</math>  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 <math>(1/s)</math>  <math>z</math> : 評価点の高さ <math>(m)</math>  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ <math>(m)</math>  <math>\sigma_y</math> : 濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_z</math> : 濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math></p> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を <math>x</math> 軸、その直角方向を <math>y</math> 軸、鉛直方向を <math>z</math> 軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距離にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p>	<p>5.1.1→内規のとおり 中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																										
<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、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拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>を加算した総合的な拡散パラメータ<math>\sum_y</math>、<math>\sum_z</math>を適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> <div><math display="block">\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sum_y\sum_zU}\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)\times\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right]\cdots\cdots\cdots(5.3)</math><math display="block">\sum_y^2=\sigma_{y0}^2+\sigma_y^2\quad,\quad\sum_z^2=\sigma_{z0}^2+\sigma_z^2</math><math display="block">\sigma_{y0}^2=\sigma_{z0}^2=\frac{cA}{\pi}</math></div> <table><tr><td><math>\chi(x,y,z)</math></td><td>: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度</td><td>(Bq/m<sup>3</sup>)</td></tr><tr><td><math>Q</math></td><td>: 放射性物質の放出率</td><td>(Bq/s)</td></tr><tr><td><math>U</math></td><td>: 放出源を代表する風速</td><td>(m/s)</td></tr><tr><td><math>\lambda</math></td><td>: 放射性物質の崩壊定数</td><td>(1/s)</td></tr><tr><td><math>z</math></td><td>: 評価点の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>H</math></td><td>: 放射性物質の放出源の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sum_y</math></td><td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sum_z</math></td><td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sigma_y</math></td><td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sigma_z</math></td><td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sigma_{y0}</math></td><td>: 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>\sigma_{z0}</math></td><td>: 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td><math>A</math></td><td>: 建屋などの風向方向の投影面積</td><td>(m<sup>2</sup>)</td></tr><tr><td><math>c</math></td><td>: 形状係数</td><td>(-)</td></tr></table>	$\chi(x,y,z)$	: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )	$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)	$\lambda$	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	$z$	: 評価点の高さ	(m)	$H$	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sigma_y$	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sigma_z$	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sigma_{y0}$	: 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ	(m)	$\sigma_{z0}$	: 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ	(m)	$A$	: 建屋などの風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )	$c$	: 形状係数	(-)	<p>5. 1. 1 (2) a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5. 1. 1 (2) a) 1) 建屋の影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>
$\chi(x,y,z)$	: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )																																									
$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																																									
$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)																																									
$\lambda$	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																																									
$z$	: 評価点の高さ	(m)																																									
$H$	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																																									
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
$\sigma_y$	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
$\sigma_z$	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
$\sigma_{y0}$	: 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ	(m)																																									
$\sigma_{z0}$	: 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ	(m)																																									
$A$	: 建屋などの風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )																																									
$c$	: 形状係数	(-)																																									



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 <math>c</math> の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として <math>1/2</math> を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (<math>1/2 &lt; c &lt; 2</math>) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は <math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、<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>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1).a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>)、(5.4)式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \dots\dots\dots (5.4)$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点 <math>(x, y, z)</math> の放射性物質の濃度 <math>(Bq/m^3)</math>  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 <math>(Bq/s)</math>  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 <math>(m/s)</math>  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ <math>(m)</math>  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した  濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した  濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math></p>	<p>5.1.1(2)a) 2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 <math>c</math> の値は、<math>1/2</math> を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b) 1) 放出源と評価点の高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>)、(5.4)式で濃度を評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table><tr><td><math>\chi(x,y,0)</math></td><td>: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度</td><td>(<math>Bq/m^3</math>)</td></tr><tr><td><math>Q</math></td><td>: 放射性物質の放出率</td><td>(<math>Bq/s</math>)</td></tr><tr><td><math>U</math></td><td>: 放出源を代表する風速</td><td>(<math>m/s</math>)</td></tr><tr><td><math>\sum_y</math></td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(<math>m</math>)</td></tr><tr><td><math>\sum_z</math></td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(<math>m</math>)</td></tr></table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に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。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 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 5.1 の領域 <math>\Delta n</math>)の中にある場合</p> <p>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <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<sup>(※4)</sup>。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$	: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	( $Bq/m^3$ )	$Q$	: 放射性物質の放出率	( $Bq/s$ )	$U$	: 放出源を代表する風速	( $m/s$ )	$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	( $m$ )	$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	( $m$ )	<p>5. 1. 1 (3) b) 2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5. 1. 1 (3) c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5. 1. 2→内規のとおり</p> <p>5. 1. 2 (1) a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、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して評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$	: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	( $Bq/m^3$ )														
$Q$	: 放射性物質の放出率	( $Bq/s$ )														
$U$	: 放出源を代表する風速	( $m/s$ )														
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	( $m$ )														
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	( $m$ )														



## 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

## 制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

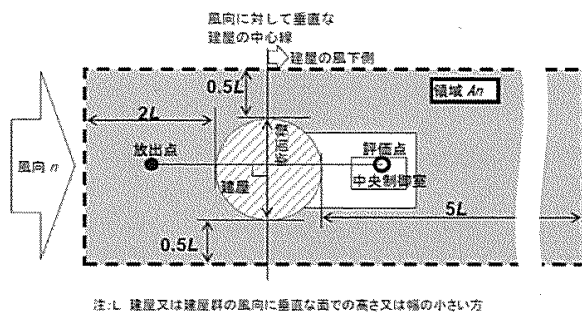
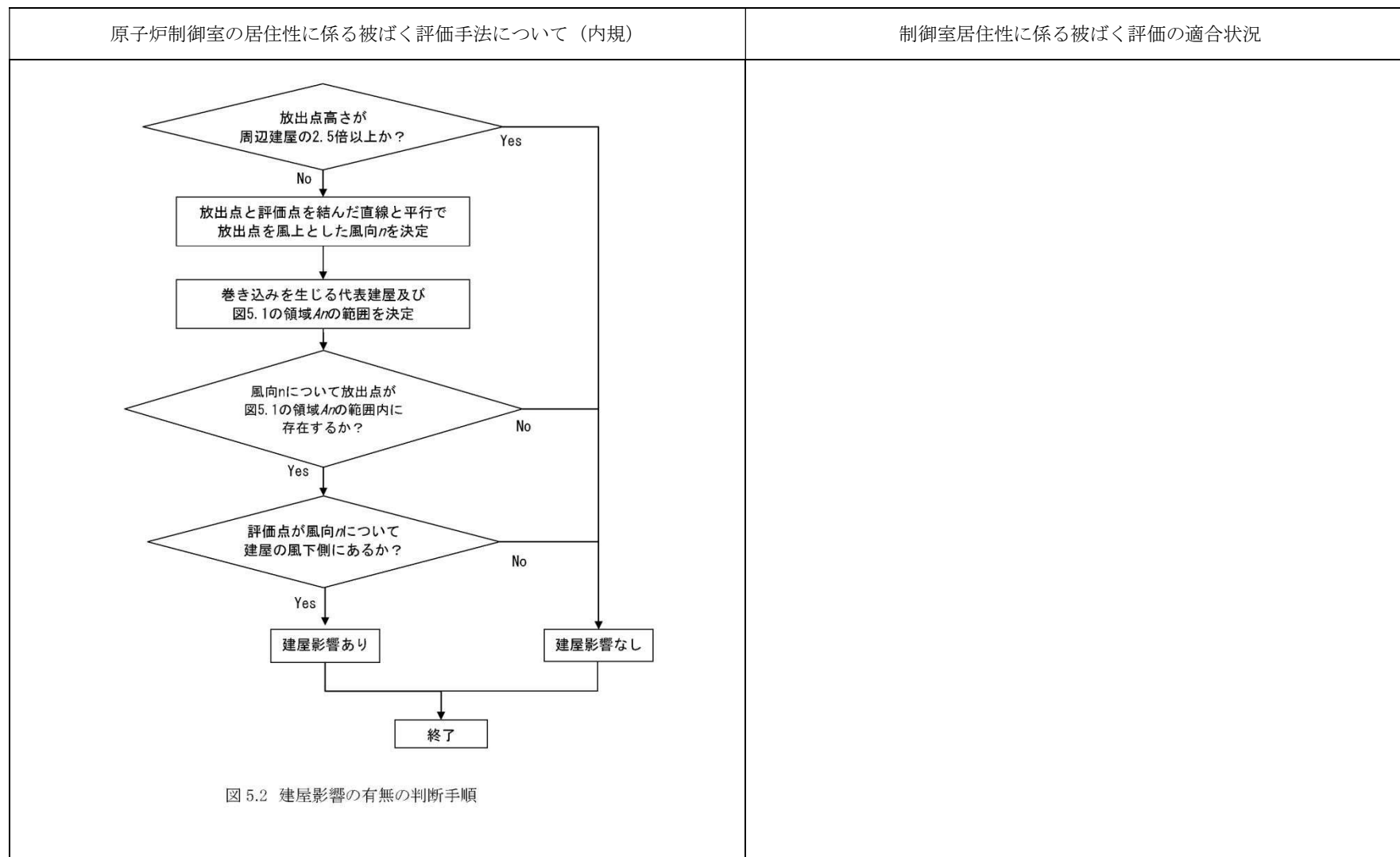


図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

- b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。







原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、ブルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。 このような場合には、風下着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。 建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図 5.3)</p> <div data-bbox="392 638 1064 1276"> <p>(a) 水平方向</p> <p>(b) 鉛直方向</p> </div> <p>図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方</p>	<p>5.1.2(2)a) 着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</p> <p>5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>

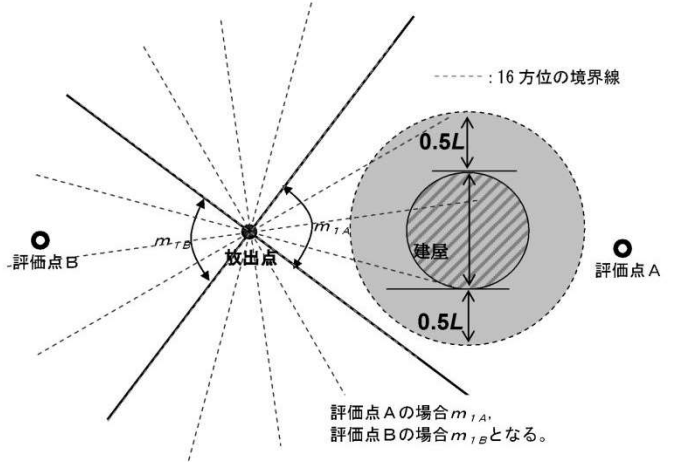


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。</p> <p>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><tr><td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td></tr><tr><td>主蒸気管破断</td><td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td></tr><tr><td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr><tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr></table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、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として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b).1) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。5.1.2(3)b)2) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												





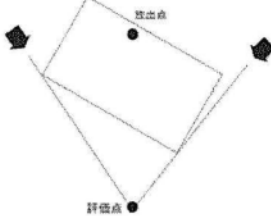
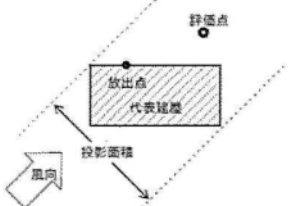


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 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どちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、<math>0.5L</math>の拡散領域(図 5.5 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【解説 5.8】。</p>  <p>注: <math>L</math>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の小さい方</p> <p>図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位<math>m_1</math>の選定方法 (水平断面での位置関係)</p> <p>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 5.6 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、<math>0.5L</math>の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_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【解説 5.8】。</p>	<p>全16方位について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して評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="414 300 952 678" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="488 699 936 715">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の小さい方</p> <p data-bbox="488 738 936 786">図 5.6 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<math>m_0</math>の選定方法(水平断面での位置関係)</p> <p data-bbox="398 802 1019 874">図 5.5 及び図 5.6 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決定することができる【解説 5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。</p> <div data-bbox="465 898 965 1265" data-label="Diagram"> <pre> graph TD     A[建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)] --&gt; B[5.1.2 (3)c)1) i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択]     B --&gt; C[5.1.2 (3)c)1) ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)]     C --&gt; D[5.1.2 (3)c)1) iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)]     D --&gt; E[i ~ iiiの重なる方位を選定]     E --&gt; F[方位選定終了]   </pre> </div> <p data-bbox="510 1289 913 1313">図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>	<p data-bbox="1160 1265 1955 1329">→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順に従って、建屋の巻き込み評価をしている。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該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定める。【解説5.7】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のずれによって、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【解説5.10】。</p>  <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 図5.9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【解説5.11】。</li> <li>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ので、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、すべての方位の計算の入力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。</li> <li>3) 風下側の地表面から上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、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。</li> </ol>  <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該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定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を用いたため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ<math>\sigma_y</math>、<math>\sigma_z</math></p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする<sup>(※3)</sup>。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots\dots\dots (5.7)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>x</math> : 風下距離 (km)  <math>\sigma_y</math> : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\theta_{0.1}</math> : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg) </p> <p>a) 角度因子<math>\theta</math>は、<math>\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2</math>とし、図5.10の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。<math>\theta(0.1\text{km})</math>の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式の<math>\sigma_1</math>、<math>a_1</math>、<math>a_2</math>、<math>a_3</math>の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4)建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3→内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2)風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>



## 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

## 制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2  $\theta_{0.1}: 0.1km$ における角度因子の値(deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値(a) 風下距離が  $0.2km$ 未満  
( $a_2, a_3$  は 0 とする)

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値(b) 風下距離が  $0.2km$ 以遠

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$	$a_2$	$a_3$
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

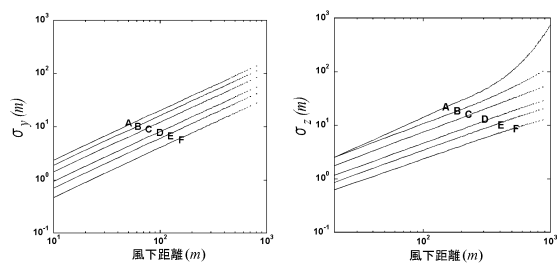
(a) y 方向の拡がりのパラメータ( $\sigma_y$ ) (b) z 方向の拡がりのパラメータ( $\sigma_z$ )

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図 5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直 1/10 濃度幅 <math>h</math> の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角 <math>\theta</math> の記述にはば忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p><math>h</math> 及び <math>\theta</math> は、次のとおりである<sup>(※3)</sup>。</p> $h = 2.15\sigma_z \quad \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \quad \dots\dots\dots (5.9)$ <p> <math>h</math> : 濃度が 1/10 になる高さ (m)  <math>\theta</math> : 角度因子 (deg)  <math>x</math> : 風下距離 (m) </p> <p>5.2 相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方  事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式<sup>(※3)</sup>によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <p> <math>\chi/Q</math> : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>T</math> : 実効放出継続時間 (h)  <math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>\delta_i^d</math> : 時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象 <math>d</math> の場合 <math>\delta_i^d = 1</math>  時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象外の場合 <math>\delta_i^d = 0</math> </p> <p>a) この場合、<math>(\chi/Q)_i</math> は、時刻 <math>i</math> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって <math>(\chi/Q)_i</math> の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5. 2. 1→内規のとおり。</p> <p>5. 2. 1(1)相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。)をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5. 2. 1(2)評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5. 2. 2→内規のとおり。</p> <p>5. 2. 2(1)実効放出継続時間に応じた相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5. 10)式によって計算している。</p> <p>5. 2. 2(1) a) (<math>\chi/Q</math>)<sub>i</sub> は時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5. 1. 2項で示す考え方で計算するが、さらに水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5. 2. 2(1) b) 補正は不要である。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) <math>(\chi/Q)_i</math> の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の 1) 及び 2) のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \cdots \cdots (5.11)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> の相対濃度 <math>(s/m^3)</math>  <math>z</math> : 評価点の高さ <math>(m)</math>  <math>H</math> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) <math>(m)</math>  <math>U_i</math> : 時刻 <math>i</math> の風速 <math>(m/s)</math>  <math>\sigma_{yi}</math> : 時刻 <math>i</math> で、濃度の水平方向の  拡がりパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_{zi}</math> : 時刻 <math>i</math> で、濃度の鉛直方向の  拡がりパラメータ <math>(m)</math></p> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が 8 時間を超える場合には、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \cdots \cdots (5.12)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> の相対濃度 <math>(s/m^3)</math>  <math>H</math> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) <math>(m)</math>  <math>x</math> : 放出源から評価点までの距離 <math>(m)</math>  <math>U_i</math> : 時刻 <math>i</math> の風速 <math>(m/s)</math>  <math>\sigma_{zi}</math> : 時刻 <math>i</math> で、濃度の鉛直方向の  拡がりパラメータ <math>(m)</math></p>	<p>5. 2. 2 (2) a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため 5. 2. 2 (2) b) に基づき相対濃度を計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																														
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1) 又は 2) によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \cdots \cdots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table><tr><td><math>(\chi/Q)_i</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> の相対濃度</td><td><math>(s/m^3)</math></td></tr><tr><td><math>H</math></td><td>: 放出源の高さ</td><td><math>(m)</math></td></tr><tr><td><math>z</math></td><td>: 評価点の高さ</td><td><math>(m)</math></td></tr><tr><td><math>U_i</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> の風速</td><td><math>(m/s)</math></td></tr><tr><td><math>A</math></td><td>: 建屋等の風向方向の投影面積</td><td><math>(m^2)</math></td></tr><tr><td><math>c</math></td><td>: 形状係数</td><td><math>(-)</math></td></tr><tr><td><math>\sum_{yi}</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td><td><math>(m)</math></td></tr><tr><td><math>\sum_{zi}</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td><td><math>(m)</math></td></tr><tr><td><math>\sigma_{yi}</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td><td><math>(m)</math></td></tr><tr><td><math>\sigma_{zi}</math></td><td>: 時刻 <math>i</math> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td><td><math>(m)</math></td></tr></table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>1) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p>	$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$	$H$	: 放出源の高さ	$(m)$	$z$	: 評価点の高さ	$(m)$	$U_i$	: 時刻 $i$ の風速	$(m/s)$	$A$	: 建屋等の風向方向の投影面積	$(m^2)$	$c$	: 形状係数	$(-)$	$\sum_{yi}$	: 時刻 $i$ で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	$(m)$	$\sum_{zi}$	: 時刻 $i$ で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	$(m)$	$\sigma_{yi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	$(m)$	$\sigma_{zi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	$(m)$	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりを持つ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv) に基づき、実効放出継続時間によらず 5.2.2(2)b)1) によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点から軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13) 式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行う代わりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$																													
$H$	: 放出源の高さ	$(m)$																													
$z$	: 評価点の高さ	$(m)$																													
$U_i$	: 時刻 $i$ の風速	$(m/s)$																													
$A$	: 建屋等の風向方向の投影面積	$(m^2)$																													
$c$	: 形状係数	$(-)$																													
$\sum_{yi}$	: 時刻 $i$ で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	$(m)$																													
$\sum_{zi}$	: 時刻 $i$ で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	$(m)$																													
$\sigma_{yi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	$(m)$																													
$\sigma_{zi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	$(m)$																													



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1 方位内に分布する放射性物質の量を求め、1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量 (<math>D/Q</math>)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、(5.14)式<sup>(※5)</sup>によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table><tr><td><math>D</math></td><td>: 評価点 (x, y, 0) における空気吸収線量率</td><td>(<math>\mu\text{Gy} / \text{s}</math>)</td></tr><tr><td><math>K_I</math></td><td>: 空気吸収線量率への換算係数</td><td><math>\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)</math></td></tr><tr><td><math>E</math></td><td>: ガンマ線の実効エネルギー</td><td>(<math>\text{MeV} / \text{dis}</math>)</td></tr><tr><td><math>\mu_a</math></td><td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td><td>(<math>1 / \text{m}</math>)</td></tr><tr><td><math>\mu</math></td><td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td><td>(<math>1 / \text{m}</math>)</td></tr><tr><td><math>r</math></td><td>: (<math>x', y', z'</math>) から (x, y, 0) までの距離</td><td>(<math>\text{m}</math>)</td></tr><tr><td><math>B(\mu r)</math></td><td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td><td></td></tr><tr><td><math>\chi(x', y', z')</math></td><td>: (<math>x', y', z'</math>) の濃度</td><td>(<math>\text{Bq} / \text{m}^3</math>)</td></tr></table> <p><math>\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma</math> は、<math>0.5\text{MeV}</math> のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、<math>\chi(x', y', z')</math> の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 ([5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式] 参照)</p>	$D$	: 評価点 (x, y, 0) における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy} / \text{s}$ )	$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$	$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV} / \text{dis}$ )	$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1 / \text{m}$ )	$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1 / \text{m}$ )	$r$	: ( $x', y', z'$ ) から (x, y, 0) までの距離	( $\text{m}$ )	$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ ) の濃度	( $\text{Bq} / \text{m}^3$ )	<p>5.3→内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv／Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>
$D$	: 評価点 (x, y, 0) における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy} / \text{s}$ )																							
$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$																							
$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV} / \text{dis}$ )																							
$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1 / \text{m}$ )																							
$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1 / \text{m}$ )																							
$r$	: ( $x', y', z'$ ) から (x, y, 0) までの距離	( $\text{m}$ )																							
$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ ) の濃度	( $\text{Bq} / \text{m}^3$ )																							



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、<math>\chi(x, y, z)</math>を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 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</p> <p>(1) 次のa)、b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設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。</p> <p>c) 二次格納施設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する。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6→内規のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1)→内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設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している。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設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評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<sup>(参6, 参7, 参8)</sup>とする。</p>	<p>6.1(2)→内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2→内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせて、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> <math display="block">H_s = \int D_s dt</math> <math display="block">D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV</math> <math display="block">\dots\dots\dots (6.1)</math> </p> <p> <math>H_s</math> :実効線量 (Sv)  <math>T</math> :計算期間 (s)  <math>D_s</math> :ガンマ線の空気カーマ率 (Gy / s)  <math>\Phi(E, x)</math> :散乱点に於けるガンマ線束 (<math>\gamma/(m^2 s)</math>)  <math>\mu_l'</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> に於ける物質 <math>l</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>K(E')</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> の線量率換算係数 (Gy/(<math>\gamma/m^2</math>))  <math>B(E', b)</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> のガンマ線の散乱点から計算点までの  <math>b</math> に対するビルドアップ係数 (－)  <math>X_m</math> :領域 <math>m</math> の透過距離 (m)  <math>r</math> :散乱点から計算点までの距離 (m)  <math>V</math> :散乱体積 (<math>m^3</math>)  <math>N</math> :空気中の電子数密度 (electrons/<math>m^3</math>)  <math>\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)</math> : Klein-Nishina の微分散乱断面積 (<math>m^2</math> / steradian)  <math>\theta</math> :散乱角 (radian) </p> <p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。</p> <p>i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 <sup>(※8)</sup></p> <p> <math display="block">\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_l \sum_j \mu_l X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)</math> <math display="block">b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n</math> </p> <p> <math>\mu_l</math> :線源エネルギー <math>E</math> の物質 <math>l</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>S(E)</math> :線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (<math>\gamma/s</math>)  <math>B(E, b^0)</math> :線源エネルギー <math>E</math> のガンマ線の線源点から  散乱点までの空気以外の遮へい体の <math>b^0</math> に  対するビルドアップ係数 (－)  <math>X_j</math> :領域 <math>j</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> :線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>\mu_k</math> :線源エネルギー <math>E</math> の空気以外の物質 <math>k</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>X_n</math> :空気以外の物質の領域 <math>n</math> の透過距離 (m) </p>	<p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 <small>（※6、※7）</small></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に於ける領域 <math>i</math> の線減衰係数 <math>(1/m)</math>  <math>x_i</math> : 領域 <math>i</math> の透過距離 <math>(m)</math>  <math>\rho</math> : 線源点から散乱点までの距離 <math>(m)</math>  <math>S_p(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 <math>(\gamma/s)</math>  <math>\theta</math> : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 <math>(radian)</math>  <math>\Phi(\theta)</math> : 輸送計算式によって求めた <math>\theta</math> 方向の角度束 <math>(\gamma/m^2s \cdot weight)</math>  <math>weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}</math>  <math>\Omega</math> : ガンマ線の放出立体角 <math>(steradian)</math>  <math>A_c</math> : 天井面積 <math>(m^2)</math> </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式 <small>（※6、※7、※9）</small> とする。</p>	<p>6.3→内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> <math>H_d</math> : 実効線量 (Sv)  <math>K(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する線量換算係数 (Sv/(<math>\gamma/m^2</math>))  <math>S(E, x, y, z)</math> : 積算線源強度 (<math>\gamma/m^3</math>)  <math>B(E, b)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> でガンマ線減衰距離 <math>b</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>l_i</math> : 物質 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>R</math> : 微小体積 <math>dV</math> から計算点までの距離 (m)  <math>V</math> : 線源体積 (<math>m^3</math>) </p> <p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように, 建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については, 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 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中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務形態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 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中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="521 389 831 624" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="607 608 745 624">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="353 643 1014 663">図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="273 719 992 740">7.1.1 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中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="273 746 763 767">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="309 770 1059 842">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する(図7.2)。</p> <p data-bbox="309 869 1059 917">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="309 944 1059 1016">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造物壁や天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="309 1043 1059 1091">d) 線量の評価点は, 中央制御室内の中心点, 操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p data-bbox="309 1118 1059 1166">e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="309 1193 987 1214">f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> <div data-bbox="383 1241 898 1289" data-label="Equation-Block"> <math display="block">\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}</math> </div> <p data-bbox="389 1294 927 1315">*1) 例: 4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日/4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p>	<p data-bbox="1162 719 1397 740">7.1.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1162 783 1975 871">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1162 879 1975 967">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1162 975 1975 1031">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1162 1038 1975 1094">7.1.1(1)d) 線量の評価点は, 室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1162 1102 1975 1158">7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30 日間積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1162 1166 1975 1222">7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示された計算式を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="434 309 882 572" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="434 587 882 635" data-label="Caption"> <p>図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.4)。</li> <li>スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</li> <li>線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。</li> <li>線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</li> <li>中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</li> <li>スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</li> </ol> <p style="margin-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="margin-left: 40px;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4)／(24h×30日)</p>	<p>7.1.1(3) →内規のとおり</p> <p>7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算し評価している。</p> <p>7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="465 300 831 539" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="472 560 824 596">図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計 (BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="248 608 969 632">7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="248 635 790 659">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="286 662 1113 738">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する(図7.5)。</p> <p data-bbox="286 770 1113 823">b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="286 855 1113 932">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="286 963 1113 1016">d) 線量の評価点は, 中央制御室内の中心, 操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p data-bbox="286 1048 1113 1101">e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="286 1133 954 1157">f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> <p data-bbox="369 1182 860 1235">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p data-bbox="380 1241 969 1265">*1) 例:4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p>	<p data-bbox="1160 619 1397 643">7.1.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 684 1984 775">7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1160 817 1984 869">7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 879 1984 932">7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1160 941 1984 994">7.1.2(1)d) 線量の評価点は, 室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1160 1003 1984 1056">7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1066 1984 1118">7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示された計算式を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="492 316 896 574" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="526 590 869 630" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.7)。</li> <li>直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</li> <li>線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</li> <li>線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</li> <li>中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</li> <li>直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</li> </ol> <p style="margin-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="margin-left: 40px;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4)／(24h×30日)</p>	<p>7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="479 301 842 528" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="488 549 842 596" data-label="Caption"> <p>図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p data-bbox="268 612 920 636">7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="268 660 1052 716">(1) 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運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。</p> <div data-bbox="456 724 860 1027" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="562 1051 757 1075" data-label="Caption"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="421 1075 927 1131" data-label="Caption"> <p>図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による 中央制御室内での被ばく経路</p> </div> <p data-bbox="250 1155 1097 1211">(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p>	<p data-bbox="1160 588 1375 612">7.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 652 1977 716">7.2(1) 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運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p data-bbox="1160 1139 1977 1203">7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math>以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合<sup>*1</sup></p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合<sup>*1</sup> +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X')dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p style="padding-left: 40px;"><math>H_\gamma</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_\gamma(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線 <math>0.5\text{MeV}</math> 換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (<math>1/m</math>)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (<math>m</math>)  <math>T</math> : 計算対象期間 (30日間) (s)  (注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 <math>B \exp(-\mu'X')</math> は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math> 以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

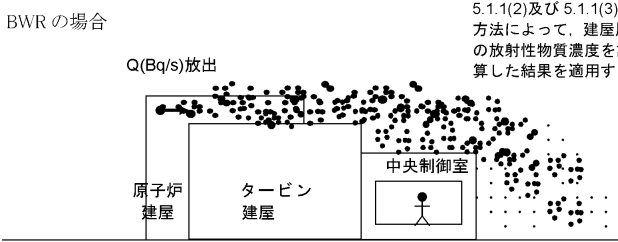


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 <small>(参5)</small></p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left( 1 - \exp \left( -\mu \frac{R}{2} \right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \cdots \cdots (7.2)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>Q_{\gamma}</math> : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線 0.5MeV換算) (Bq)  <math>V</math> : 半球雲体積 (<math>m^3</math>)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 半球雲直径 (m)  <math>U</math> : 半球雲の移動速度 (m/s)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \cdots \cdots (7.3)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)  <small>(γ線 0.5MeV換算)</small>  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間 (30日間) (s)  <small>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</small> </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。（図7.9）</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に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中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3→内規のとおり。</p> <p>7.3(1)室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2)室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に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中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="454 300 929 598" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="436 619 945 638">図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="241 646 752 667">7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度</p> <p data-bbox="241 671 1135 746">(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p data-bbox="255 751 533 772">a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p data-bbox="286 777 1135 826">建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。</p> <div data-bbox="454 831 936 1102" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="488 1161 817 1181">図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p data-bbox="255 1185 510 1206">b) 建屋影響を考慮する場合</p> <p data-bbox="286 1211 1068 1260">建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。</p>	<p data-bbox="1160 624 1402 644">7.3.1→内規のとおり。</p> <p data-bbox="1160 649 1975 743">7.3.1(1)大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p data-bbox="1160 748 1675 775">7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1137 1975 1193">7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻<math>t</math>における核種<math>i</math>の外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度<math>\chi/Q</math>の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2→内規のとおり。</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻<math>t</math>における核種<math>i</math>の外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度<math>\chi/Q</math>の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_i^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) \\ + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> <math>M_i^k(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における区画 <math>i</math> の核種 <math>k</math> の放射性物質の量 (<math>Bq</math>)  <math>V_i</math> : 区画 <math>i</math> の体積 (<math>m^3</math>)  <math>E_{ij}^k</math> : 区画 <math>j</math> から <math>i</math> の経路にあるフィルタの除去効率 (—)  <math>G_{ij}</math> : 区画 <math>j</math> から <math>i</math> の体積流量 (<math>m^3/s</math>)  <math>\lambda^k</math> : 核種 <math>k</math> の崩壊定数 (<math>1/s</math>)  <math>S_l^k(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における外気取入口 <math>l</math> での核種 <math>k</math> の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>\alpha_l</math> : 外気取入口 <math>l</math> からの外気取入量 (<math>m^3/s</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 評価点 <math>l</math> の相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q^k(t)</math> : 放射性物質の放出率 (<math>Bq/s</math>) </p> <p> <math>\alpha_l</math> : 空気流入量 (<math>m^3/s</math>)                    空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)  <math>S_l^k(t)</math> : 空気流入を計算する核種 <math>k</math> の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 空気流入に対する評価点 <math>l</math> の相対濃度 (<math>s/m^3</math>) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) としている。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性要素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合<sup>*1</sup></p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p> <p>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T R H_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>H_I</math> : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_{\infty}</math> : 放射性物質の吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_I(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における中央制御室内の放射能濃度 (<math>Bq/m^3</math>) (I-131等価量)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)          (注) 30日間連続滞在の場合の値である。       </p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく</p>	<p>7.3.3→内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算に当たって、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算する。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p> <math>H_I</math> : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_w</math> : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の 実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_{IP}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく 時刻 <math>t</math> における中央制御室内の放射能濃度 (<math>Bq/m^3</math>) (I-131等価量)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3.4 室内に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中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する（図7.13）。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式<sup>(※5)</sup>によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4→内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算に当たっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> <math display="block">H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)</math> </p> <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  <math>C_{\gamma}(t)</math> : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)            (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)            (注)30日間連続滞在の場合の値である。         </p> <p>b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式<sup>(※5)</sup>によって計算することも妥当である。</p> <p> <math display="block">H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu'} \left[ \frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu' R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu' R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)</math> </p> <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))  <math>A, \alpha_1, \alpha_2</math> : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (－)  <math>\mu'</math> : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)         </p> <div data-bbox="369 933 929 1292"> <p>The diagram illustrates a control room environment. On the left, a radioactive source is shown entering the room through a 'フィルタ' (filter). A person is standing in the center of the room. An arrow labeled 'ガンマ線' (gamma rays) points from the source towards the person, indicating the path of radiation. The room is depicted with a simple rectangular frame and a floor line.</p> </div>	

図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく



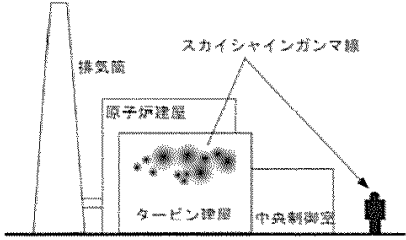
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による 実効線量×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\mu}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m)  <math>R</math> : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  <math>C_{\mu}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。</p> <p>a) 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入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div data-bbox="510 895 869 1145" data-label="Diagram"> <p>図7.14は、原子炉建屋と中央制御室の断面を示している。原子炉建屋の上部には放射性物質が放出されており、スカイシャインガンマ線として制御室の運転員に到達している。また、原子炉建屋内部からの直接ガンマ線も制御室の運転員に到達している。</p> </div> <p>(a) BWR型原子炉施設</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4→内規のとおり</p> <p>7.4(1) 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入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p>

図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路

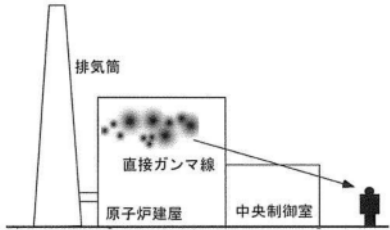


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合<sup>*1</sup></p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 80px;"><math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> <div data-bbox="495 837 882 1070" data-label="Image"> </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の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入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1→内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内の存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

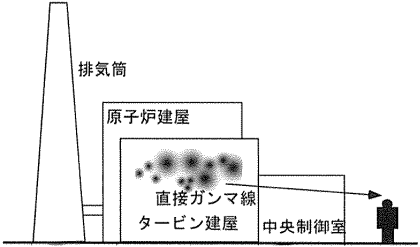


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h/直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の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入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源強度」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域までの所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.18)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合  <math display="block">0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2→内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a)原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(2)b)直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(2)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e)計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.20)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合  <math display="block">0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p>  <p style="text-align: center;">図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による 入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7.22）。</p> <div data-bbox="501 794 920 1046"> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="463 1086 920 1339"> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<p>7.5→内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算した上で（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

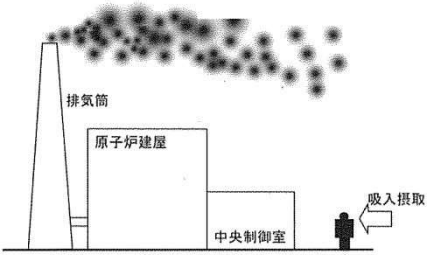


原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝放出希ガス等(BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む)のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合<sup>*1</sup></p> <p style="text-align: center;">*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4)／(24h×30日)</p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_r = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 100px;"> <math>H_r</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_r(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)                      (ガンマ線 0.5MeV 換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)                  (注)30 日間連続滞在の場合の値である。         </p>	<p>7. 5. 1→内規のとおり</p> <p>7. 5. 1(1) 大気中へ放出された放射性物質から発射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲)による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7. 5. 1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7. 5. 1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7. 5. 1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7. 5. 1(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7. 5. 1(5) a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7. 5. 1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="524 352 848 619" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="461 659 918 703">図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による 入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="280 748 918 770">7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="280 775 1099 879">(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="280 906 1099 956">(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>\chi/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p data-bbox="280 983 1099 1032">(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="280 1059 1099 1109">(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p data-bbox="280 1136 1099 1185">(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="315 1165 1099 1187">a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p data-bbox="315 1214 1099 1289">b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p>	<p data-bbox="1160 751 1386 774">7. 5. 2→内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 785 1977 904">7. 5. 2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p data-bbox="1160 916 1977 1002">7. 5. 2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>\chi/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1013 1977 1062">7. 5. 2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1074 1890 1096">7. 5. 2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p data-bbox="1160 1107 1939 1129">7. 5. 2(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1141 1977 1190">7. 5. 2(5) a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合  <math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_\infty(\chi/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p> <math>H_I</math> : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>\text{m}^3/\text{s}</math>)  <math>H_\infty</math> : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への          換算係数 (<math>\text{Sv}/\text{Bq}</math>)  <math>\chi/Q</math> : 相対濃度 (<math>\text{s}/\text{m}^3</math>)  <math>Q_I(t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるよう素環境放出率          (I-131等価量) (<math>\text{Bq}/\text{s}</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)          (注)30日間連続滞在の場合の値である。       </p>  <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> <p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による 入退域時の被ばく</p>	<p>7.5.2(6)吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



## 第31条：監視設備

### < 目 次 >

1. 基本方針
    - 1.1 要求事項の整理
    - 1.2 追加要求事項に対する適合性
    - 1.3 気象等
    - 1.4 設備等（手順等含む）
  2. 追加要求事項に対する適合方針
    - 2.1 モニタリング・ポスト
      - 2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
      - 2.1.2 モニタリング・ポストの電源
      - 2.1.3 モニタリング・ポストの伝送
    - 2.2 放射能観測車
    - 2.3 気象観測設備
- 別添 1 東海第二発電所 運用，手順説明資料
- 監視設備



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

監視設備について，設置許可基準規則第31条及び技術基準規則第34条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1-1表）



第1.1-1表 設置許可基準規則三十一条及び技術基準規則三十四条

設置許可基準規則 第31条（監視設備）	技術基準規則 第34条（計測設備）	備考
<p>発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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し、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原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈） 5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。</p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</p> <p>十五 敷地内における風向及び風速</p>	追加要求事項 設置許可基準規則（解釈5）
—	<p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあっては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p>	追加要求事項
—	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	追加要求事項



## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置, 構造, 及び設備

#### ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は(1)耐震構造, (2)耐津波構造に加え, 以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

### (z) 監視設備

発電用原子炉施設には通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において, 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, 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中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設備(安全施設に係るものに限る。)を設ける。

【説明資料(2.1.1 : p31条-14)】

モニタリング・ポストは, 非常用電源に接続する設計とする。また, モニタリング・ポストは, 専用の無停電電源装置を有し, 停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストは, 非常用交流電源設備に接続する設計とする。また, モニタリング・ポストは, 専用の無停電電源装置を有し, 停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は, モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し, 指示値は中央制御室で監視, 記録を行うことができる設計とする。また, 緊急時対策所でも監視することができる設計とする。モニタリング・ポストは, その測定値が設定値以上に上昇した場合, 直ちに中央制御室に警報を発信する設計と



する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

【説明資料(2.1.1：p31条-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】

重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

#### チ. 放射線管理施設の構造及び設備

##### (2) 屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，発電所外へ放出する放射性物質の濃度，周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために排気筒モニタ，排水モニタ，気象観測設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設），周辺監視区域境界付近の固定モニタ（モニタリング・ポスト）（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設），環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）及び放射能観測車（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）を設ける。

排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタについては，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中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続する設計とする。  
また，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，停電時に電源を供給できる設計とする。



また、モニタリング・ポストから中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所までのデータの伝送系は、多様性を有する設計とする。指示値は、中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設計とする。モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型放射能測定装置及び小型船舶を設ける。

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬型モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、周辺監視区域境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な台数を保管する。

また、可搬型モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、



発電所海側及び緊急時対策所付近等において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬型モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な台数を保管する。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中及び土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては、小型船舶及び電離箱サーベイ・メータを用いる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬型気象観測設備を設ける。



気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬型気象観測設備は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な台数を保管する。可搬型気象観測設備の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続しており、非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び非常用交流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

排気筒モニタ

一式

排水モニタ

一式

気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

周辺監視区域境界付近固定モニタ(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式



[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタリング・ポスト

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台 数 10 (予備 2)

可搬型放射能測定装置

一式 (予備を含む)

電離箱サーベイ・メータ

台 数 1 (予備 1)

小型船舶

艇 数 1 (予備 1)

可搬型気象観測設備

台 数 1 (予備 1)

(2) 安全設計の方針

該当なし

(3) 適合性説明

第三十一条 監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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し、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原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備(安全施設に属するものに限る。)を設けなければならない。

適合のための設計方針



(1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には格納容器雰囲気放射線モニタによって連続的に測定を行い、中央制御室で監視できる設計とする。

(2) 原子炉施設内の放射性物質の濃度は、原子炉補機冷却水モニタ、主蒸気管モニタ、主復水器空気抽出器排ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて連続的にモニタリングし、中央制御室で監視できる設計とする。

これらのプロセスモニタリング設備は、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに警報を発信し、原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行える設計とする。

放射性物質の放出経路については、下記の場所にモニタを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。また、必要箇所はサンプリングができるようにして通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においてモニタリングできる設計とする。

- a. 主排気筒、非常用ガス処理系出口配管、廃棄物処理建屋排気筒
- b. 希ガスホールドアップ装置排ガスライン、主復水器真空ポンプ排ガスモニタ
- c. 液体廃棄物処理設備排水ライン、原子炉補機冷却用海水排水ライン、残留熱除去系熱交換器排水ライン

(3) 周辺監視区域境界付近には、モニタリング・ポスト及びモニタリング・ポイントを設置し、さらに放射能観測車により放射線測定を行える設計とする。

モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続する設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、停電時に電源を供給できる設計とする。

また、モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリン



グ・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有しており、指示値は、中央制御室で監視、記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

また、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

上記により、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所及び発電所周辺における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、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把握できる設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

#### 8.1.1.2 設計方針

放射線被ばくは、合理的に達成できる限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける設計とする。

- (1) 放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質濃度等を測定、監視できるようにする。



- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線計測器を備える。
- (4) 中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 通常運転時の放射性物質放出に係る放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。
- (6) 設計基準事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。
- (7) モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続する設計とする。  
さらに、モニタリング・ポストは、無停電電源装置を有し、停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び緊急時対策所までの建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており、指示値は、中央制御室で監視することができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

- (8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

【説明資料(2.1.1：p31条-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】

#### 8.1.1.3 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第8.1—1表に示す。

#### 8.1.1.4 主要設備



#### 8.1.1.4.6 発電所周辺のモニタリング設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用, 既設)

##### (1) 固定モニタリング設備

周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリング・ポスト4台及び空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリング・ポイントを設定し, 熱蛍光線量計を配置する。

モニタリング・ポストは, 非常用交流電源設備に接続する設計とする。また, モニタリング・ポストは, 専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は, モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し, 指示値は中央制御室で監視, 記録を行うことができる。また, 緊急時対策所でも監視することができる。モニタリング・ポストは, その測定値が設定値以上に上昇した場合, 直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

##### (2) 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近に空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定するダスト・サンプラを設けるとともに, 発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の放射性物質の濃度を測定するための機器を備える。

##### (3) 放射能観測車

事故時等に発電所敷地周辺の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために, 空間ガンマ線測定装置, ダスト・よう素サンプラ, ダストモニタ及びよう素測定装置等を搭載した無線通話装置付の放射能観測車を備える。

##### (4) 気象観測設備



放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で風向、風速、日射量、放射収支量等を測定及び記録する設備を設ける。

【説明資料(2.1.1：p31条-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】



第8.1－1表 放射線管理設備の主要機器仕様

(1) 出入管理室（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(2) 汚染管理関係施設	1 式
(3) 試料分析関係施設（東海発電所及び東海第二発電所と一部共用，既設）	1 式
(4) 発電所内の放射線監視設備及び測定機器	1 式
(5) 放出放射性廃棄物及び系統内の放射線監視設備並びに測定機器	1 式
(6) 発電所周辺のモニタリング設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(7) 個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
(8) 放射線計測器の校正設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式



## 2. 追加要求事項に対する適合方針

### 2.1 モニタリング・ポスト

#### 2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所でも監視できる設計とする。

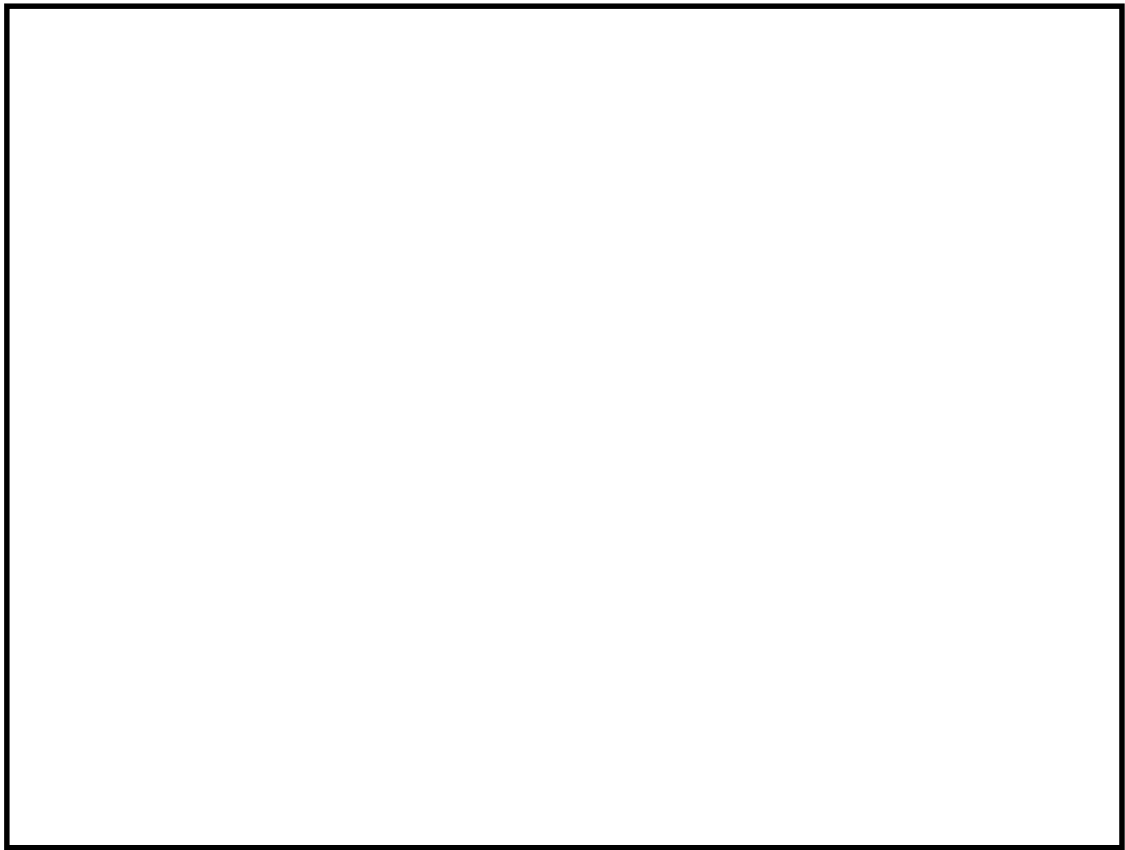
モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第2.1－1表に，モニタリング・ポストの配置図及び写真を第2.1－1図に示す。

第2.1－1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に4台
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	計測範囲内で可変	1	





第 2.1-1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真



### 2.1.2 モニタリング・ポストの電源

モニタリング・ポストは，非常用電源設備に接続しており，非常用電源設備からの給電が喪失した場合においては，電源復旧までの期間，専用の無停電電源装置により電源を供給できる設計とする。また，モニタリング・ポストの電源は，代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とする。

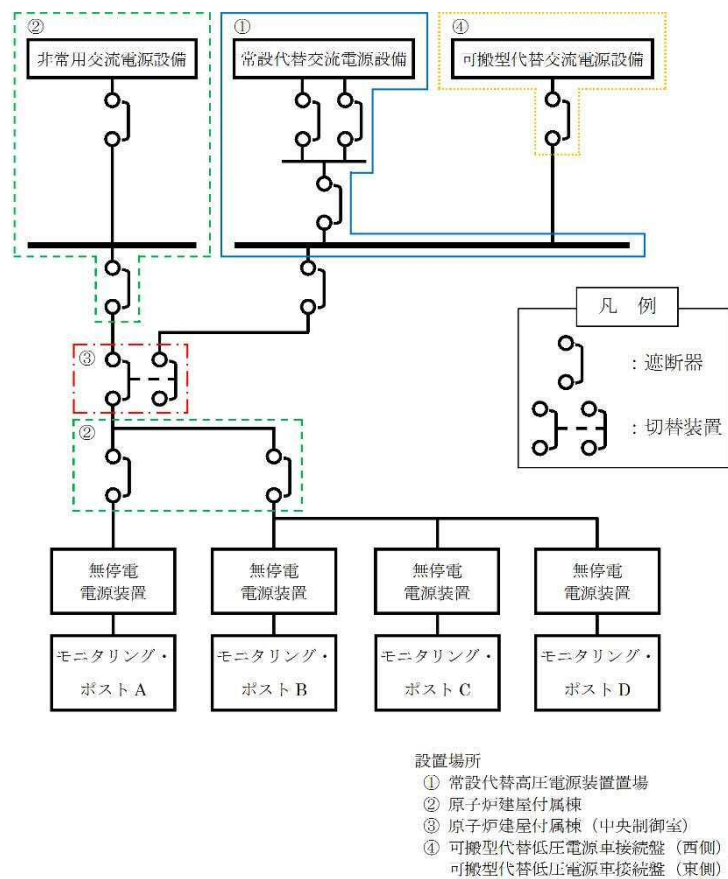
無停電電源装置の設備仕様を第 2.1－2 表に，モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 2.1－2 図に示す。

第 2.1－2 表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発電 方式	バックアップ 時間※ 1	備 考
無停電 電源装置	局舎ごと に 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給 できる

※ 1：バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷により算出





第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)



<外観写真>



無停電電源装置



常設代替交流電源装置



可搬型代替低圧電源車

第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

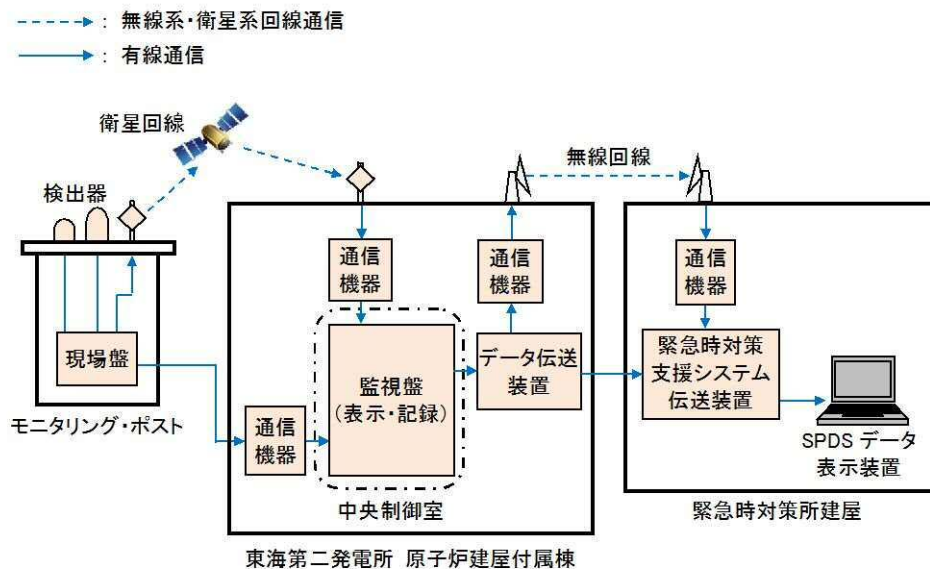


### 2.1.3 モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送を行う構成は、建屋間※において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し、測定したデータは、現場盤、中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポスト設備の伝送概略図を第 2.1－3 図に示す。

※ 建屋（原子炉建屋附属棟、緊急時対策所建屋）は、モニタリング・ポストと同等以上の耐震性を有しており、伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建屋間とする。



第2.1－3図 モニタリング・ポスト設備の伝送概略図



## 2.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第2.2－1表に、放射能観測車の保管場所を第2.2－1図に示す。

なお、放射能観測車は、廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合でも測定対象範囲は同一であるため、東海発電所と共用する。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

第2.2－1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名 称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	N a I （T l）シンチレーション	B. G. ～10 <sup>8</sup> nGy／h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	B. G. ～10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1
		Z n S （A g）シンチレーション			
	よう素 測定装置	N a I （T l）シンチレーション	B. G. ～10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1

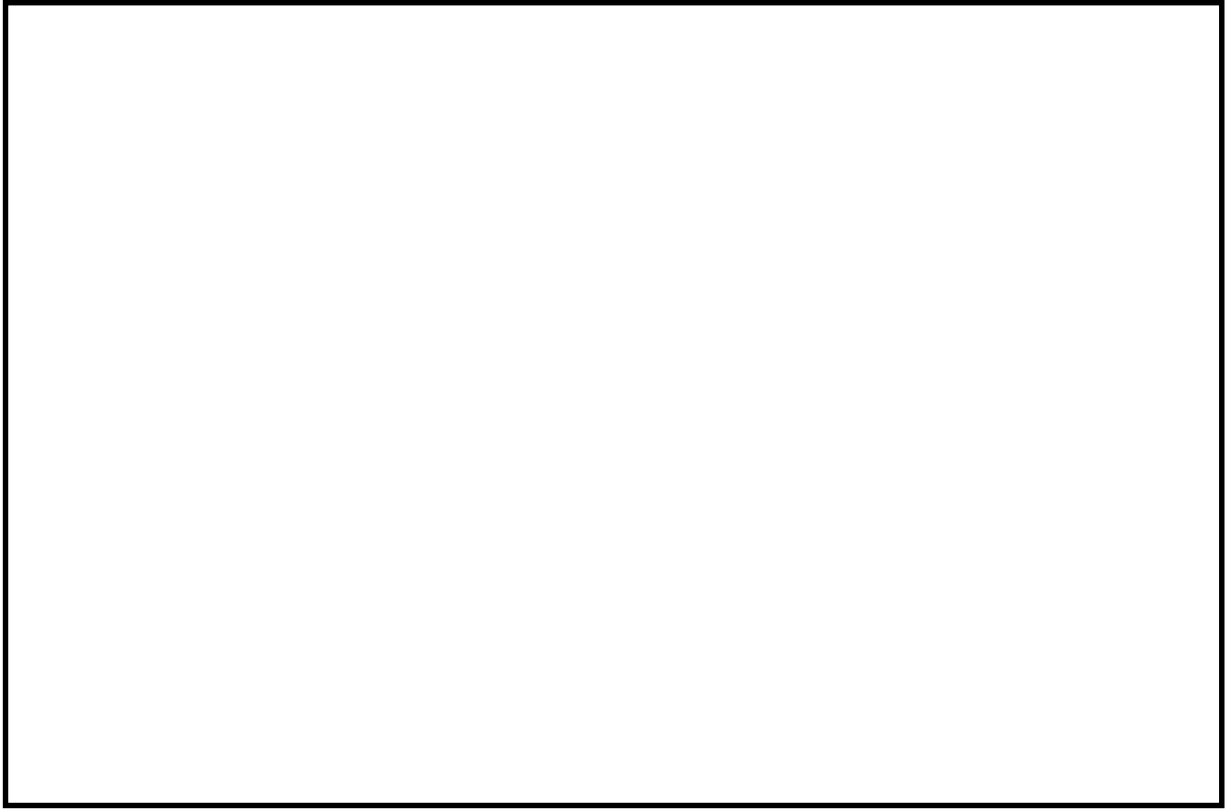
（その他主な搭載機器）台数：各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・風向，風速計
- ・無線連絡設備（放射能観測車搭載）



（放射能観測車の写真）





第 2.2－1 図 放射能観測車の保管場所



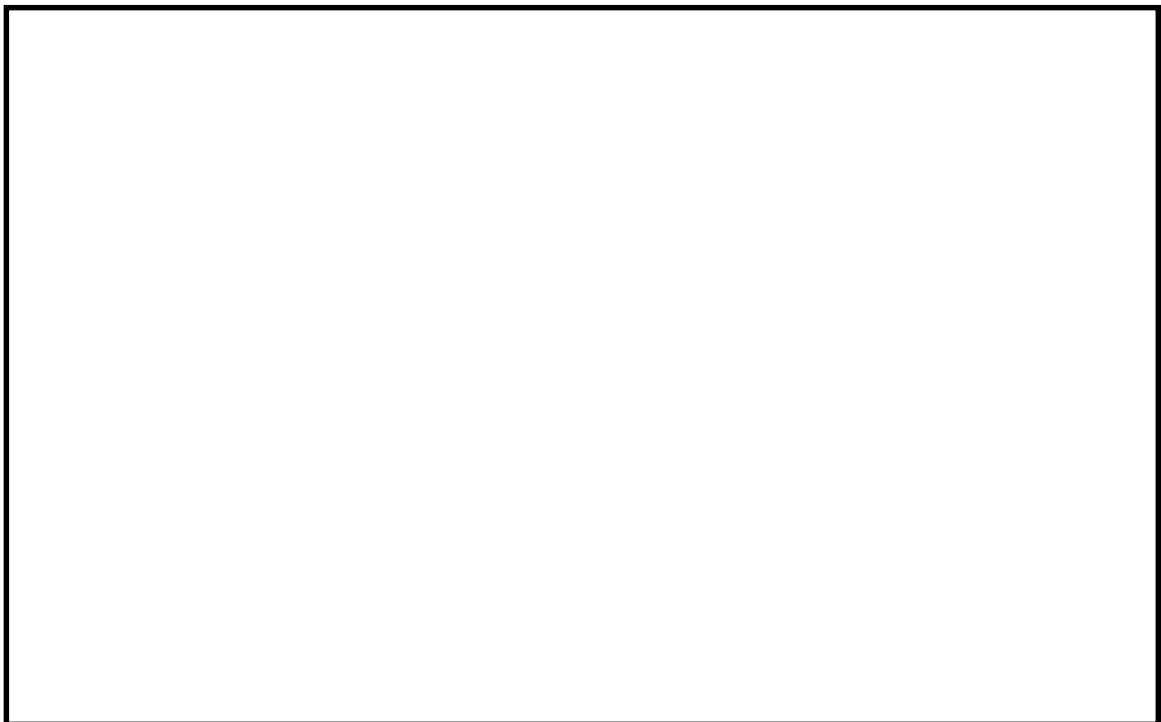
### 2.3 気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、連続測定したデータは、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置※<sup>1</sup>※<sup>2</sup>に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第2.3-1図に、測定項目等を第2.3-1表に示す。

また、気象観測設備のデータ伝送系については、第2.3-2図に示すとおりとする。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は、建屋間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有することで信頼性向上を図る設計とする。



第2.3-1図 気象観測設備配置図

※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5mを引いた値の3倍以上、または露場から10m以上。」「露場中央部における地上1.5mの高さから



周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

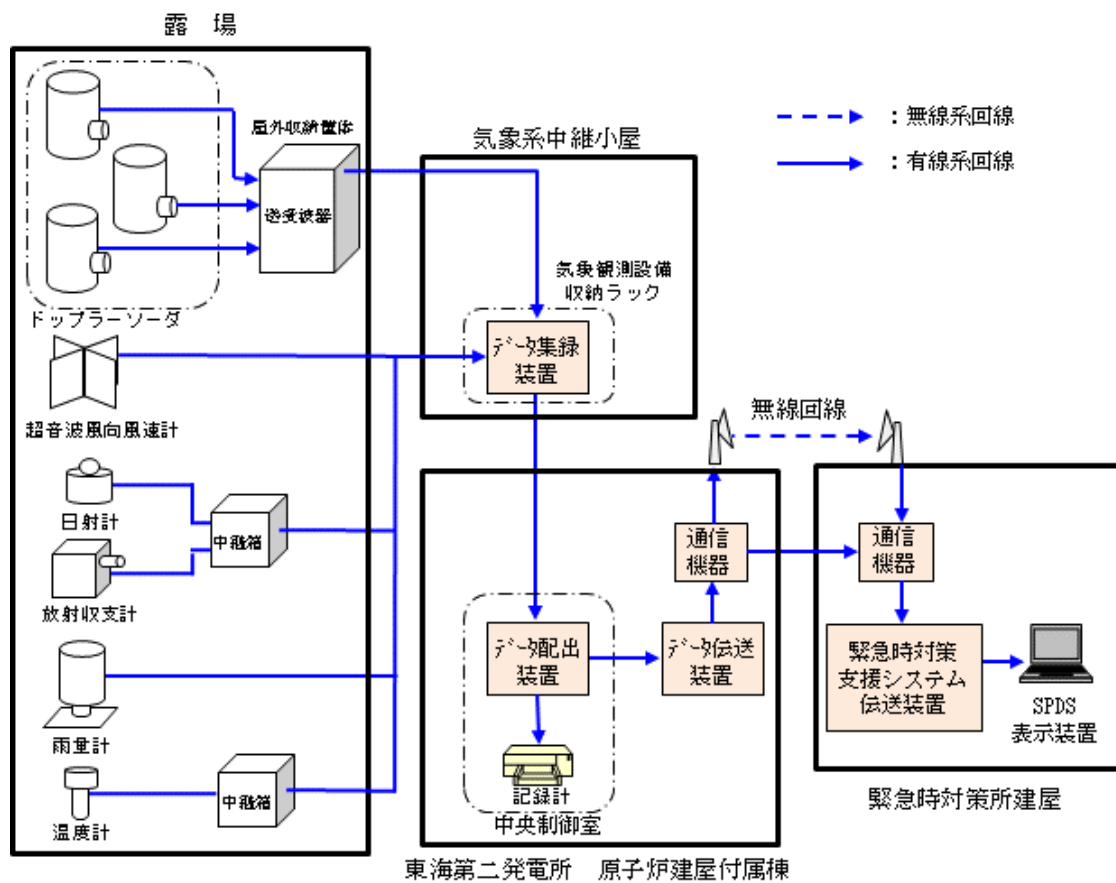
- ※2 「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45 度に反射体がないことが望まれる。」（ドップラーソーダによる観測要領（2004 原子力安全研究協会））

第2.3-1表 気象観測設備の測定項目等

<div data-bbox="481 801 679 1079" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="414 1090 703 1176" data-label="Caption"> <p>【超音波風向風速計】 (地上高さ)</p> </div> <div data-bbox="882 801 1243 1079" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="786 1090 1278 1180" data-label="Caption"> <p>【ドップラーソーダ (風向風速計)】 (排気筒高さ)</p> </div> <div data-bbox="316 1207 668 1473" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="264 1496 668 1538" data-label="Caption"> <p>【日射計(左),放射収支計(右)】</p> </div> <div data-bbox="738 1207 943 1473" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="767 1496 903 1538" data-label="Caption"> <p>【温度計】</p> </div> <div data-bbox="1002 1207 1366 1473" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1101 1496 1241 1543" data-label="Caption"> <p>【雨量計】</p> </div>	
台数：1式  （測定項目）  風向※，風速※，日射量※， 放射収支量※，雨量，温度	（記録）  中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し、表示する。また、そのデータを記録し、保存する。

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目





第2.3-2図 気象観測設備の伝送概略図



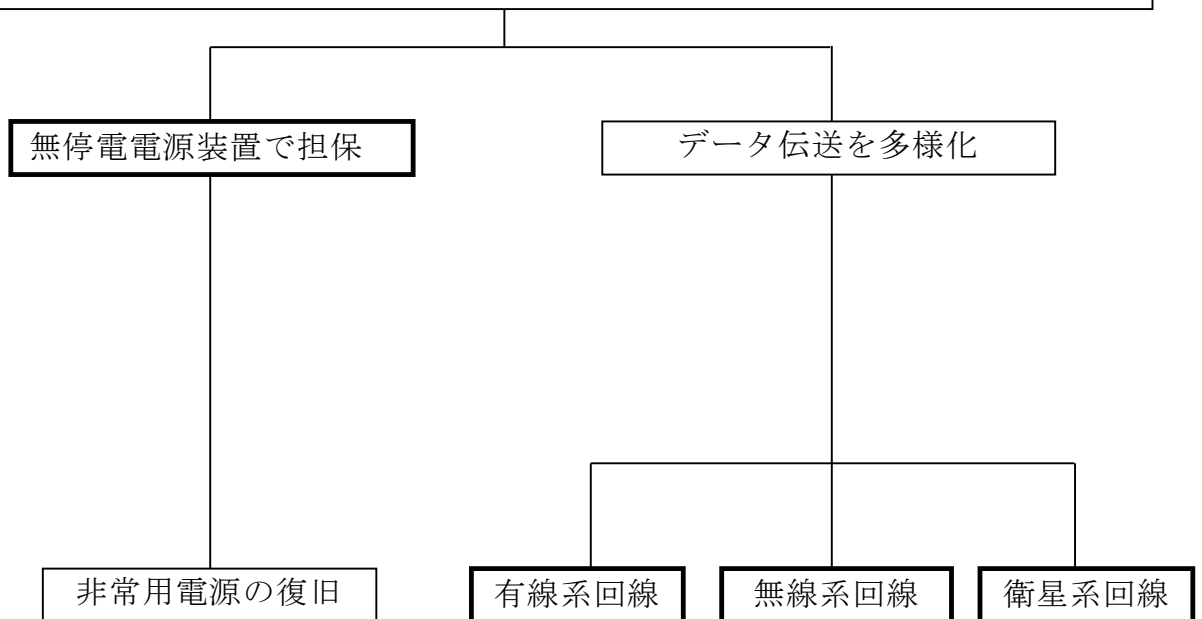
## 第 31 条 監視設備

## 【条文要求】

発電用原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，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し，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原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

## 【解釈】

5 第 31 条において，モニタリングポストについては，非常用所内電源に接続しない場合，無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また，モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。



## 【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）  
 保：保安規定（運用手順に係る事項，  
 下位文書含む）  
 核：核防規定（下位文書含む）

## 【添付六，八への反映事項】

：添付六，八に反映

：当該条文に関係しない  
 （他条文での反映事項他）



技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 31 条 監視設備	無停電電源装置	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	有線回線	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	衛星回線	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



## 第33条 保安電源設備

### <目 次>

1. 基本方針
  - 1.1 要求事項の整理
  - 1.2 追加要求事項に対する適合方針
  - 1.3 気象等
  - 1.4 設備等（手順等含む）
2. 保安電源設備
  - 2.1 保安電源設備の概要
    - 2.1.1 常用電源設備の概要
    - 2.1.2 非常用電源設備の概要
  - 2.2 保安電源の信頼性
    - 2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性
      - 2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止
      - 2.2.1.2 電気系統の信頼性
    - 2.2.2 電線路の独立性
      - 2.2.2.1 外部電源受電回路について
      - 2.2.2.2 複数の変電所との接続について
    - 2.2.3 電線路の物理的分離
      - 2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について
      - 2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策
    - 2.2.4 送受電設備の信頼性
      - 2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について
      - 2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性



- 2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について
  - 2.2.4.4 ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について
  - 2.2.4.5 基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について
  - 2.2.4.6 津波の影響，塩害対策
  - 2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
    - 2.3.1 非常用電源設備及びその付属設備の信頼性
      - 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性
      - 2.3.1.2 容量について
      - 2.3.1.3 燃料貯蔵設備
  - 別紙 1 鉄塔基礎の安定性について
  - 別紙 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について
  - 別紙 3 変圧器一次側の 1 相開放故障について
  - 別紙 4 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について
  - 別紙 5 那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について
  - 別紙 6 現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置
  - 別紙 7 非常用電源設備の配置の基本方針について
  - 別紙 8 蓄電池容量について
  - 別紙 9 ケーブル及び電線路敷設計の考え方
  - 別紙 10 揺すり込み沈下量の算定方法について
3. 運用，手順説明資料
  - (別添資料) 保安電源設備



## < 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

保安電源設備について、設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条において、追加要求事項を明確化する。

設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項を、第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条  
要求事項 (1/3)

設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）	技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）	備 考
発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。	—	変更なし
2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。	変更なし
	2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を設置しなければならない。	変更なし



第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (2/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。	<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加 要求事項
<u>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</u>	<u>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</u>	<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項



第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (3/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
<u>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。</u>	<u>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</u>	<u>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</u>	<u>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項



## 1.2 追加要求事項に対する適合方針

### (1) 位置、構造及び設備

#### ロ 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

##### (ab) 保安電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するため  
に必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統  
に連系した設計とする。

また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属  
するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条－64～69）（2.1.2：P33 条－70～71）】

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）  
は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、  
外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が  
停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保  
護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知すると  
ともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタ  
ルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大  
を防止する設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条－72～75，92～93）】

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能  
である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置するとともに、非



常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33 条－94～100）】

また，変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で，故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条－76～91）】

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は，それぞれ互いに独立したものであって，当該設計基準対象施設において受電可能なものであり，かつ，それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに，電線路のうち少なくとも1回線は，設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33 条－101～107）（2.2.3.1：P33 条－108～109）】

設計基準対象施設に接続する電線路は，同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料（2.2.3：P33 条－108～118）（2.2.4：P33 条－119～132）】

非常用電源設備及びその付属設備は，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保し，その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対



処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

【説明資料（2.3.1.1：P33 条－133～139）（2.3.1.2：P33 条－140～146）】

7 日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33 条－147～149）】

設計基準対象施設は，他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には，当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

## ヌ その他発電用原子炉施設の附属施設の構造及び設備

### (1) 常用電源設備の構造

#### (i) 発電機

台	数	1
容	量	約 1,300,000kVA

#### (ii) 外部電源系

275kV	2 回線
154kV	1 回線

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

#### (iii) 変圧器



a. 主要変圧器

台 数 1

容 量 約 1,300,000kVA

電 圧 18.525kV／275kV（一次／二次）

b. 所内変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA（1 台当たり）

電 圧 18.525kV／6.9kV（一次／二次）

c. 起動変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA（1 台当たり）

電 圧 275kV／6.9kV（一次／二次）

d. 予備変圧器

台 数 1

容 量 約 38,000kVA

電 圧 147kV／6.9kV（一次／二次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV 2 回線（「ヌ(1) 常用電源設備の構造」と兼用）

154kV 1 回線（「ヌ(1) 常用電源設備の構造」と兼用）

(ii) 非常用ディーゼル発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

台 数 2

出 力 約 5,200kW（1 台当たり）



起動時間 約 10 秒

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

台 数 1

出 力 約 2,800kW

起動時間 約 10 秒

c. 軽油貯蔵タンク

基 数 2

容 量 約 400kL (1 基当たり)

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池（非常用）（「代替電源設備」と兼用）

型 式 鉛蓄電池

組 数 5

容 量 約 6,000Ah (2 組) 125V 系蓄電池 A 系・B 系

約 500Ah (1 組) 125V 系蓄電池 H P C S 系

約 150Ah (2 組) 中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系

(2) 安全設計方針

該当なし



(3) 適合性説明

(保安電源設備)

第三十三条 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保



し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条－64～69）】

##### 第2項について

発電用原子炉施設に、非常用所内電源設備として非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及び非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33 条－70～71）】



### 第3項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、送電線は複数回線との接続を確保し、巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

また、保安電源設備は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、以下の設計とする。

- ・送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、275kV母線を1母線、154kV母線を1母線で構成する。275kV送電線は起動変圧器を介して、154kV送電線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用高圧母線を3母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。



- ・電気系統を構成する送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線及び東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とすることを確認している。また、電気系統を構成する母線、変圧器、非常用所内電源設備、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。
- ・非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動又は手動で容易に切り替わる設計とする。

【説明資料（2.2.1:33条－72～100）】

#### 第4項について

設計基準対処施設は、送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回路として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、



東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条－102～107）】

## 第5項について

同一の送電鉄塔に架線しない275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）から設計基準対象施設に電線路を接続する設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計であることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原



子力1号線)の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

【説明資料 (2.2.3:33条－108～118)】

#### 第6項について

本発電所においては、電線路について、2以上の発電用原子炉施設を電力系統に接続しないとしたうえで、設計基準対象施設に連系する送電線は、275kV送電線2回線と154kV送電線1回線とで構成する。

これらの送電線は1回線で発電用原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、275kV送電線2回線は起動変圧器を介して、154kV送電線1回線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。

さらに防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

【説明資料 (2.1.1:33条－64～69) (2.2.4:33条－119～132)】



## 第7項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1:33条－133～149）】

## 第8項について

設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし



#### 1.4 設備等（手順等含む）

#### 10. その他発電用原子炉の附属設備

##### 10.1 非常用電源設備

##### 10.1.1 通常運転時等

##### 10.1.1.1 概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

非常用の所内高圧母線は3母線で構成し、常用母線及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は2母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

安全保護系及び工学的安全施設に関する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

2 C 非常用ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電した場合に非常用母線に電力を供給する。ま



た2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電し、かつ154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。

1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに、原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、非常用の無停電電源装置を設置する。非常用直流電源設備は、非常用所内電源系として3系統から構成し、3系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。

外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源設備からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71）】



#### 10.1.1.2 設計方針

##### 10.1.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.2.1.1:33条－72～93）（2.1.2:33条－70～71）】

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその付属設備は，多重性及び独立性を確保し，その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において発電用原子炉の安全性が確保できる設計とする。

【説明資料（2.3.1.1:33条－133～139）（2.3.1.2:33条－140～146）】

非常用電源設備のうち非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については，燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，原子炉冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，7日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源



装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3:33条－147～149）】

#### 10.1.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.3.1.2:33条－140～146）】

#### 10.1.1.3 主要設備

##### 10.1.1.3.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1－1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線・・・常用高圧母線、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から  
受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。



非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

非常用高圧母線には、工学的安全施設に関する機器を振り分ける。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は、起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線に給電する。さらに、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機を含む。）から非常用高圧母線に給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70～71）】

#### 10.1.1.3.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように2母線で構成する。

非常用低圧母線・・・非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する  
母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のパワーセンタは、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

工学的安全施設に関する機器を接続している非常用低圧母線には、非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。



275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

さらに、全ての外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70～71）】

#### 10.1.1.3.3 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、外部電源が喪失した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、また、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力を供給する。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は多重性を考慮して、3台を備え、各々非常用高圧母線に接続する。各非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料（2.3.1.1:33条-133～139）】

非常用高圧母線が停電若しくは原子炉冷却材喪失事故が発生すると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動する。

非常用高圧母線が停電した場合には、非常用高圧母線に接続される負荷は、動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。その後、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレ



イ系ディーゼル発電機を含む。) 電圧及び周波数が定格値になると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は非常用高圧母線に自動的に接続され、発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

原子炉冷却材喪失事故により非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動した場合で、非常用高圧母線が停電していない場合は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は待機運転状態となり、手動で停止するまで運転を継続する。

また、原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合、各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

なお、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

#### 非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ系

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室、非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

制御棒駆動水圧系



原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

#### 非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

#### 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（区分Ⅲ）

高圧炉心スプレイ系

換気空調系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室等）

充電器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

の負荷が最も大きくなる原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷の始動順位を第10.1-2図に示す。



非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様を第10.1-3表に示す。

【説明資料（2.3.1.2:33条-140～146）】

#### 10.1.1.3.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統及び±24V系統2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用直流電源設備5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池HPCS系（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。



また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系）、500Ah（125V系蓄電池H P C S系）、150Ah（中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系）であり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70,71）（2.3.1.2:33条-140～146）】

#### 10.1.1.3.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V／240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2A及び2Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、2A及び2Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。



非常用の無停電電源装置は、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認のため、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間、電力供給が可能である。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。また、計装用主母線盤及び計装用分電盤H P C Sは、分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71）（2.3.1.2:33条－140～146）】

#### 10.1.1.3.6 ケーブル及び電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に係る動力回路、制御回路及び計装回路のケーブルは、その多重性及び独立性を確保するため、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設し、相互に独立性を侵害することのないようにする。

また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらにケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.3.1.1:33条－133～139）】



#### 10.1.1.3.7 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、275kV送電線1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

【説明資料 (2.1.1:33条－64～69)】

外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料 (2.1.2:33条－70, 71)】

また、275kV送電線が全て停止するような場合、発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、154kV送電線又は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から受電する。

【説明資料 (2.2.1.2:33条－94～100)】

##### (1) 予備変圧器（154kV系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している非常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電して、発電用原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

【説明資料 (2.2.1.2:33条－94～100)】

##### (2) 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）への切替

非常用高圧母線2Cは、所内変圧器及び起動変圧器を介した受電ができなくなった場合には、非常用高圧母線2Cに接続された負荷は、動力用変



圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 C 非常用ディーゼル発電機は、自動起動し電圧及び周波数が定格値になると、非常用高圧母線 2 C に自動的に接続され、発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

また、非常用高圧母線 2 D 及び高圧炉心スプレイ系母線は、所内変圧器、起動変圧器及び予備変圧器を介した受電ができなくなった場合には、非常用高圧母線 2 D 及び高圧炉心スプレイ系母線に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、自動起動し電圧及び周波数が定格値になると、非常用高圧母線 2 D 及び高圧炉心スプレイ系母線に自動的に接続され、発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

【説明資料（2. 2. 1. 2:33条－94～100）】

### (3) 275kV又は154kV送電線電圧回復後の切替

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中、275kV送電線又は154kV送電線の電圧が回復すれば、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

【説明資料（2. 2. 1. 2:33条－94～100）】

#### 10. 1. 1. 4 主要仕様

主要仕様を第10. 1－1表から第10. 1－5表に示す。



#### 10.1.1.5 試験検査

##### 10.1.1.5.1 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、定期的に起動試験を行い、電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど、その運転性能を確認する。

##### 10.1.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

### 10.3 常用電源設備

#### 10.3.1 概要

設計基準対象施設は、275kV送電線1ルート2回線にて、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線1ルート1回線にて、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東



京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要な電力が供給可能な容量とする。

275kV送電線2回線は、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には、所内電力は、主として発電機から所内変圧器を通して受電するが、275kV送電線より受電する起動変圧器を通して受電することができる。また、154kV送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は7母線で構成し、所内変圧器、起動変圧器又は予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は11母線で構成し、常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器で2台以上設置するものは、非常用、常用共に、各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

また、直流電源設備は、常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

#### 10.3.2 設計方針



#### 10.3.2.1 外部電源系

重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、275kV母線を1母線、154kV母線を1母線で構成する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

また、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流、変圧器一次側における1相開放故障等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.2.1:33条－72～100）】

外部電源系の少なくとも2回線は、それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に



電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とし、全ての送電線が同一鉄塔等に架線されない設計とすることにより、これらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

さらに、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

【説明資料 (2.2.2:33条－101～107)】

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに、防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮した設計とする。

【説明資料 (2.2.4:33条－119～132)】

### 10.3.3 主要設備

#### 10.3.3.1 送電線

発電所は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、第10.3－1図に示すとおり、送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力系統に連系する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。



【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

万一、送電線の上流側設備である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

送電線は、1回線で重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給できる容量が選定されるとともに、常時、重要安全施設に連系する275kV送電線は、系統事故による停電の減少を図るため2回線接続とする。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

275kV送電線については、短絡、地絡検出用保護装置を2系列設置することにより、多重化を図る設計とする。また、送電線両端の発電所及び変電所の送電線引出口に遮断器を配置し、送電線で短絡、地絡等の故障が発生した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計となっていることを確認している。

また、送電線1相の開放が生じた際には、275kV送電線は送受電時、154kV



送電線は受電している場合、保護装置による自動検知又は人的な検知（巡視点検等）を加えることで、一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所での1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

【説明資料（2.2.1.1:33条－72～93）】

設計基準対象施設に連系する275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれのルートに送電鉄塔を備えていることを確認している。

【説明資料（2.2.3.1:33条－108～109）】

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することがない設計となっていることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社原子力1号線）の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

送電線の設備仕様を第10.3－1表に示す。また、送電系統図を第10.3－1図に示す。

【説明資料（2.2.3.2:33条－109～118）】

#### 10.3.3.2 開閉所



275kV超高圧開閉所は、第10.3-2図に示すように、275kV送電線と主要変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器、断路器、275kV母線等で構成する。

154kV特別高圧開閉所は、第10.3-2図に示すように、154kV送電線と予備変圧器を連系する遮断器、断路器等で構成する。

故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、開閉所は地盤が不等沈下や傾斜等が起きないような十分な支持性能を持つ場所に設置し、かつ津波の影響を考慮する。

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し、275kV送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

開閉所機器の設備仕様を第10.3-2表に示す。

【説明資料（2.2.4:33条-119～132）】

#### 10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は、約1,300,000kVA、1,500rpmで蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁形、回転子水素直接冷却、固定子水冷却、3相交流同期発電機で励磁装置は交流励磁機である。

発電機及び励磁装置の設備仕様を第10.3-3表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

#### 10.3.3.4 変圧器

本発電用原子炉施設では、次のような変圧器を使用する。

主要変圧器・・・発電機電圧（19kV）を275kV超高圧開閉所電圧（275kV）



に昇圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（19kV）を所内高圧母線電圧  
（6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・275kV超高压開閉所電圧（275kV）を所内高圧母線電圧  
（6.9kV）に降圧する。

予備変圧器・・・154kV特別高圧開閉所電圧（154kV）を所内高圧母線電圧  
（6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主要変圧器を通して275kV超高压開閉所に送る。

所内電力は、通常運転時は発電機から2台の所内変圧器を通して供給するが、発電用原子炉の起動又は停止中は、275kV超高压開閉所から2台の起動変圧器を通して供給する。さらに、起動変圧器回路の故障時等には、所内電力は、154kV特別高圧開閉所から予備変圧器を通して供給する。

変圧器の設備仕様を第10.3-4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

#### 10.3.3.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1-1図に示すように常用7母線で構成する。

常用高圧母線・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる。

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、原子炉建屋付属棟内等に設置



する。

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、発電用原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電するが、発電機が同期し、並列した後は所内変圧器から受電する。

常用高圧母線への電力は、発電機負荷遮断後しばらくは供給される。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料 (2.1.1:33条-64～69)】

#### 10.3.3.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように常用11母線で構成する。

常用低圧母線・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線  
これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる。

常用低圧母線のパワーセンタは、原子炉建屋附属棟内等に設置する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料 (2.1.1:33条-64～69)】

#### 10.3.3.7 所内機器

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

【説明資料 (2.1.1:33条-64～69)】



#### 10.3.3.8 直流電源設備

常用の直流電源設備は第10.1-3図に示すように、常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

常用所内電源系の直流250V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器2個、蓄電池1組等を設ける。

これらすべての蓄電池は、充電器により浮動充電される。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

#### 10.3.3.9 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線4母線で構成する。母線電圧は120V/240V及び120Vである。

常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と常用直流母線に接続する常用の無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機（原子炉保護系用M-G装置）で構成する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

#### 10.3.3.10 ケーブル及び電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設する。

また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブ



ルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらに、ケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.1.1:33 条－64～69）】

#### 10.3.3.11 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

外部電源、常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

##### (1) 275kV系への切替

常用高圧母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器を通して電力を供給するが、所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、起動変圧器を通して受電するように切り替える。本切替えは中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

##### (2) 予備変圧器(154kV系)への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。



#### 10.3.4 主要仕様

主要仕様を第10.1－1表，第10.1－2表，第10.1－4表，第10.1－5表及び第10.3－1表から第10.3－4表に示す。

#### 10.3.5 試験検査

##### 10.3.5.1 蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

#### 10.3.6 手順等

常用電源設備は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 外部電源系統切替えを実施する際は，手順を定め，給電操作指令伝票等を活用し，給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
- (2) 電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。
- (3) 変圧器一次側において1相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。
- (4) 変圧器一次側における1相開放事象への対応として，送電線は複数回線との接続を確保し，送電線引留部の巡視点検を実施する。
- (5) 外部電源系統切替操作に関する教育・訓練を実施する。



第10.1－1表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	計器用変圧器盤
(a) 型 式	閉鎖配電盤			
(b) 個 数	12	19	51	11
(c) 定格電圧	7.2kV			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 変圧器接地式			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約3,000A 約2,500A 約2,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型 式	真空遮断器		
(b) 個 数	14	13	50
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作 (DC125V)		
(e) 絶縁階級	6号A		
(f) 定格電圧	7.2kV		
(g) 定格電流	約3,000A 約2,000A 約1,200A		
(h) 定格遮断電流	63kA		
(i) 定格遮断時間	5サイクル		
(j) 引きはずし自由方式	電気式, 機械式		
(k) 投入方式	バネ式		



第10.1-2表 パワーセンタの設備仕様

動力変圧器

項 目	常用母線用	非常用母線用
(a) 型 式	三相乾式変圧器	
(b) 個 数	10	2
(c) 冷却方式	自冷 風冷	
(d) 周 波 数	50Hz	
(e) 容 量	約3,333 kVA 約2,000kVA	約3,333kVA
(f) 結 線	1次：三角形	2次：三角形
(g) 定格電圧	1次側 6.9kV (5タップ) (7.245, 7.072, 6.9, 6.727, 6.555kV) 2次側 480V	
(h) 絶 縁	H種 F種	

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
(a) 型 式	閉鎖配電盤			
(b) 個 数	12	14	48	12
(c) 定格電圧	600V			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 非接地式			
(e) 電源引込方式	ケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約4,000A 約3,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型 式	気中遮断器		
(b) 個 数	12	14	158
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作 (DC125V)		
(e) 定格電圧	600V		
(f) 定格電流	約3,000A 約1,200A		
(g) 定格遮断電流	50,000A		
(h) 引きはずし自由方式	電氣的, 機械的		



第10.1－3表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様

(1) エンジン

a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	V 型
台 数	2
出 力	約 5,500kW（1 台当たり）
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型 式	V 形
台 数	1
出 力	約 3,050kW
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油



## (2) 発電機

### a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	2
容 量	約 6,500kVA(1 台当たり)
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

### b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	1
容 量	約 3,500kVA
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

## (3) 軽油貯蔵タンク

型 式	横置円筒形
基 数	2
容 量	約 400kL(1 基当たり)
使用燃料	軽油



第10.1－4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型 式	鉛蓄電池
組 数	5
セル数 125V 系 A 系	120
125V 系 B 系	120
H P C S 系	58
中性子モニタ用 A 系	24
中性子モニタ用 B 系	24
電 圧 125V 系 A 系	125V
125V 系 B 系	125V
H P C S 系	125V
中性子モニタ用 A 系	±24V
中性子モニタ用 B 系	±24V
容 量 125V 系 A 系	約 6,000Ah
125V 系 B 系	約 6,000Ah
H P C S 系	約 500Ah
中性子モニタ用 A 系	約 150Ah
中性子モニタ用 B 系	約150Ah

常 用

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
セル数	116



電 圧	250V
容 量	約 2,000Ah

## (2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

型 式	シリコン整流器			
個 数	125V 系 A 系, B 系	2 (予備 1)		
	H P C S 系	1 (予備 1)		
	中性子モニタ用 A 系	2		
	中性子モニタ用 B 系	2		
充電方式	浮動			
冷却方式	自然通風			
交流入力	125V 系 A 系	3 相	50Hz	480V
	125V 系 B 系	3 相	50Hz	480V
	H P C S 系	3 相	50Hz	480V
	中性子モニタ用 A 系	単相	50Hz	120V
	中性子モニタ用 B 系	単相	50Hz	120V
容 量	125V 系 A 系	約 58.8kW		
	125V 系 B 系	約 48.8kW		
	(125V 系 A 系, B 系予備約 58.8kW)			
	H P C S 系	約 14kW (1 個当たり)		
	中性子モニタ用 A 系	約 0.84kW (1 個当たり)		
	中性子モニタ用 B 系	約 0.84kW (1 個当たり)		



#### 直流出力電圧

125V 系 A 系	125V
125V 系 B 系	125V
H P C S 系	125V
中性子モニタ用 A 系	±24V
中性子モニタ用 B 系	±24V

#### 直流出力電流

125V 系 A 系	約 420A
125V 系 B 系	約 320A
(125V 系 A 系, B 系予備約 420A)	
H P C S 系	約 100A
中性子モニタ用 A 系	約 30A
中性子モニタ用 B 系	約 30A

#### 常 用

型 式	シリコン整流器
個 数	1 (予備 1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3 相 50Hz 480V
容 量	約 98kW (1 個当たり)
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約 350A



### (3) 直流母線

#### 非常用

個 数		5
電 圧	125V 系 A 系	125V
	125V 系 B 系	125V
	H P C S 系	125V
	中性子モニタ用 A 系	±24V
	中性子モニタ用 B 系	±24V

#### 常 用

個 数	1
電 圧	250V



第10.1－5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

型 式	静止形
個 数	2
容 量	約 35kVA (1 個当たり)
出力電圧	120V

b. 計装用交流母線

個 数	5
電 圧	120V／240V (2 個)
	120V (3個)

(2) 常用

a. 無停電電源装置

型 式	静止形
個 数	1
容 量	約 50kVA
出力電圧	120V／240V

b. 原子炉保護系用M－G装置

電動機

型 式	三相誘導電動機
台 数	2
定格容量	約 44.76kW (1 台当たり)
電 圧	440V



## 発電機

型 式	単相同期電動機
台 数	2
定格容量	約 18.75kVA ( 1 台当たり )
電 圧	120V
周波数	50Hz

## c . 計装用交流母線

個 数	4
電 圧	120V / 240V ( 2 個 )
	120V ( 2 個 )



### 第 10.3-1 表 送電線の設備仕様

#### (1) 275kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

##### ・非常用電源設備

電 圧	275kV
回 線 数	2
導体サイズ	ACSR 810mm <sup>2</sup> 2導体
送 電 容 量	約1,138MW（1回線当たり）
亘 長	約17km

（東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所まで）

#### (2) 154kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

##### ・非常用電源設備

電 圧	154kV
回 線 数	1
導体サイズ	ACSR 610mm <sup>2</sup> 1導体
送 電 容 量	約269MW
亘 長	約9km

（東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所まで）



第 10.3－2 表 開閉所機器の設備仕様

(1) 275kV母線

型式	SF6ガス絶縁相分離方式
定格電圧	300kV
電流容量	約4,000A
定格短時間電流	50kA 2サイクル

(2) 遮断器

名称	線路用275KV 遮断器	発電機並列用 275kV遮断器	起動変圧器用 275kV遮断器	予備変圧器用 154kV遮断器
個 数	2	1	2	1
定格電圧	300kV	300kV	300kV	168kV
定格電流	約4,000A	約4,000A	約2,000A	約1,200A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	25kA



第10.3－3表 発電機及び励磁装置の設備仕様

(1) 発電機

型 式	横軸円筒回転界磁三相交流同期発電機	
台 数	1	
容 量	約1,300,000kVA	
力 率	0.90 (遅れ)	
電 圧	19kV	
相 数	3相	
周波数	50Hz	
回転数	1,500rpm	
結線法	星形	
冷却法	固定子	水冷却
	回転子	水素直接冷却



(2) 励磁装置

名称	主励磁機	副励磁機
型式	交流励磁機	交流副励磁機
台数	1	1
容量	約3,710kVA	約140kVA
電圧	AC400V	AC300V
回転数	1,500rpm	1,500rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結



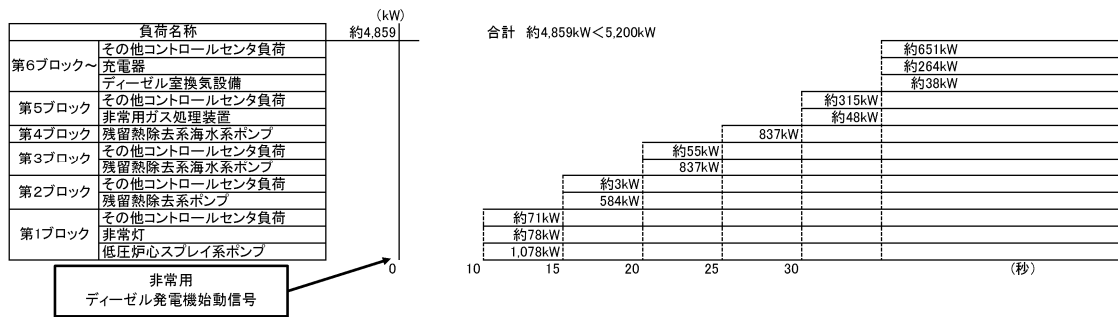
第10.3－4表 変圧器の設備仕様

名称		主要変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外用三相二巻線外鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線内鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線外鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付	屋外用三相二巻線内鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付
台数		1	2	2	1
容量		約1,300,000kVA	約50,000kVA (1台当たり)	約50,000kVA (1台当たり)	約38,000kVA
電圧	一次	18.525kV	18.525kV	275kV	147kV
	二次	275kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV
相数		3	3	3	3
周波数		50Hz	50Hz	50Hz	50Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	星形, 星形	星形, 星形	星形
冷却方法		導油風冷式	油入風冷式	油入風冷式	油入風冷式



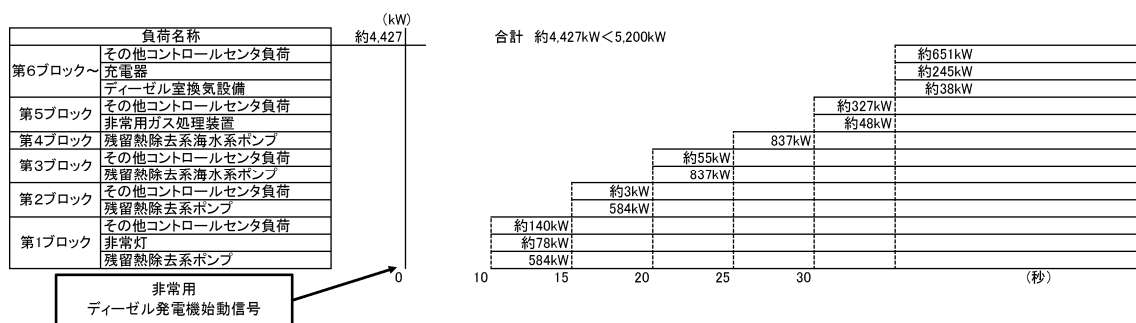
33 条—56





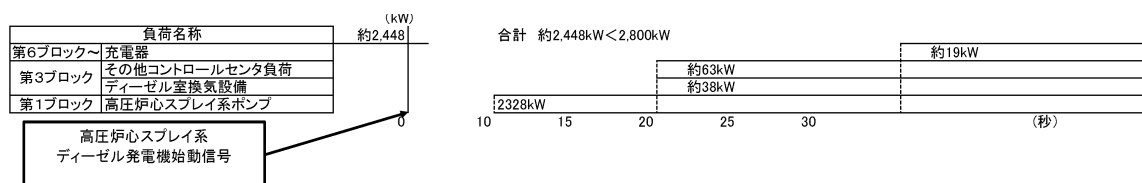
## 2 C 非常用ディーゼル発電機

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)



## 2 D 非常用ディーゼル発電機

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)



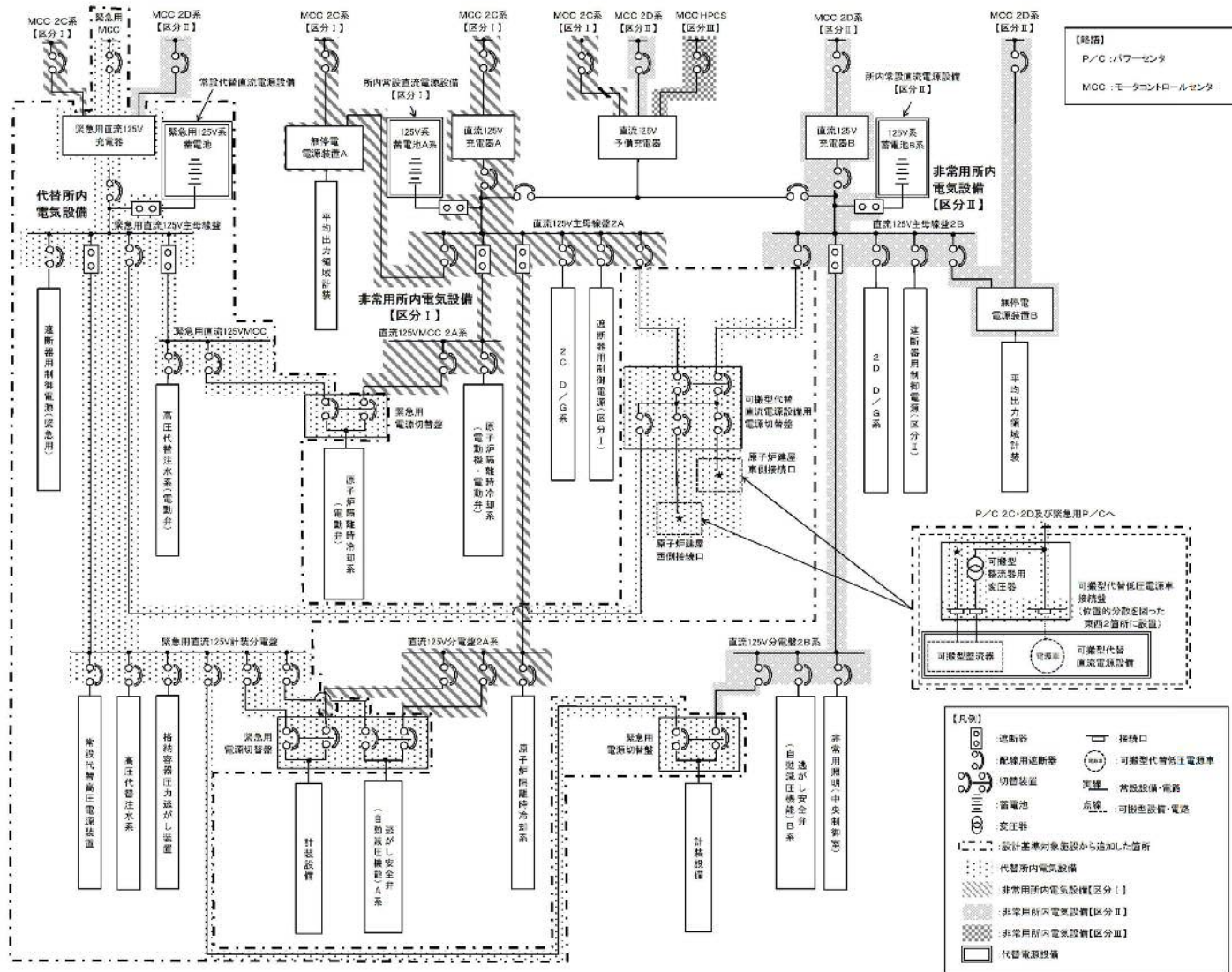
## 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

第 10.1-2 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位

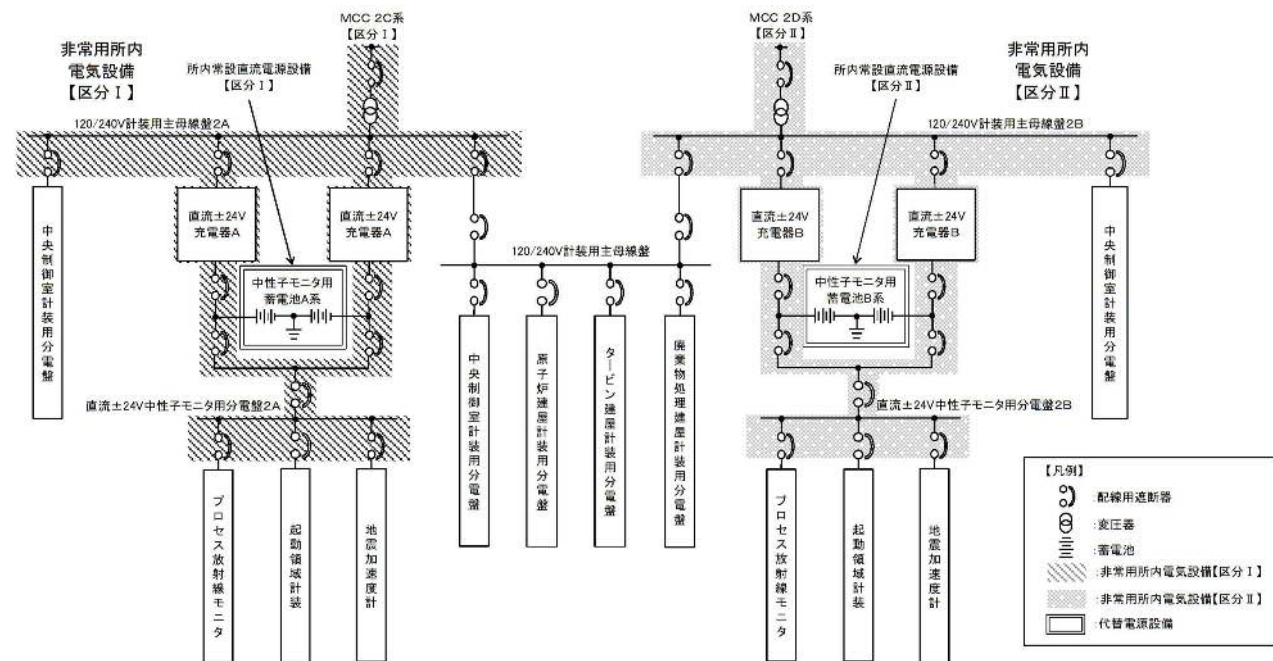
(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)





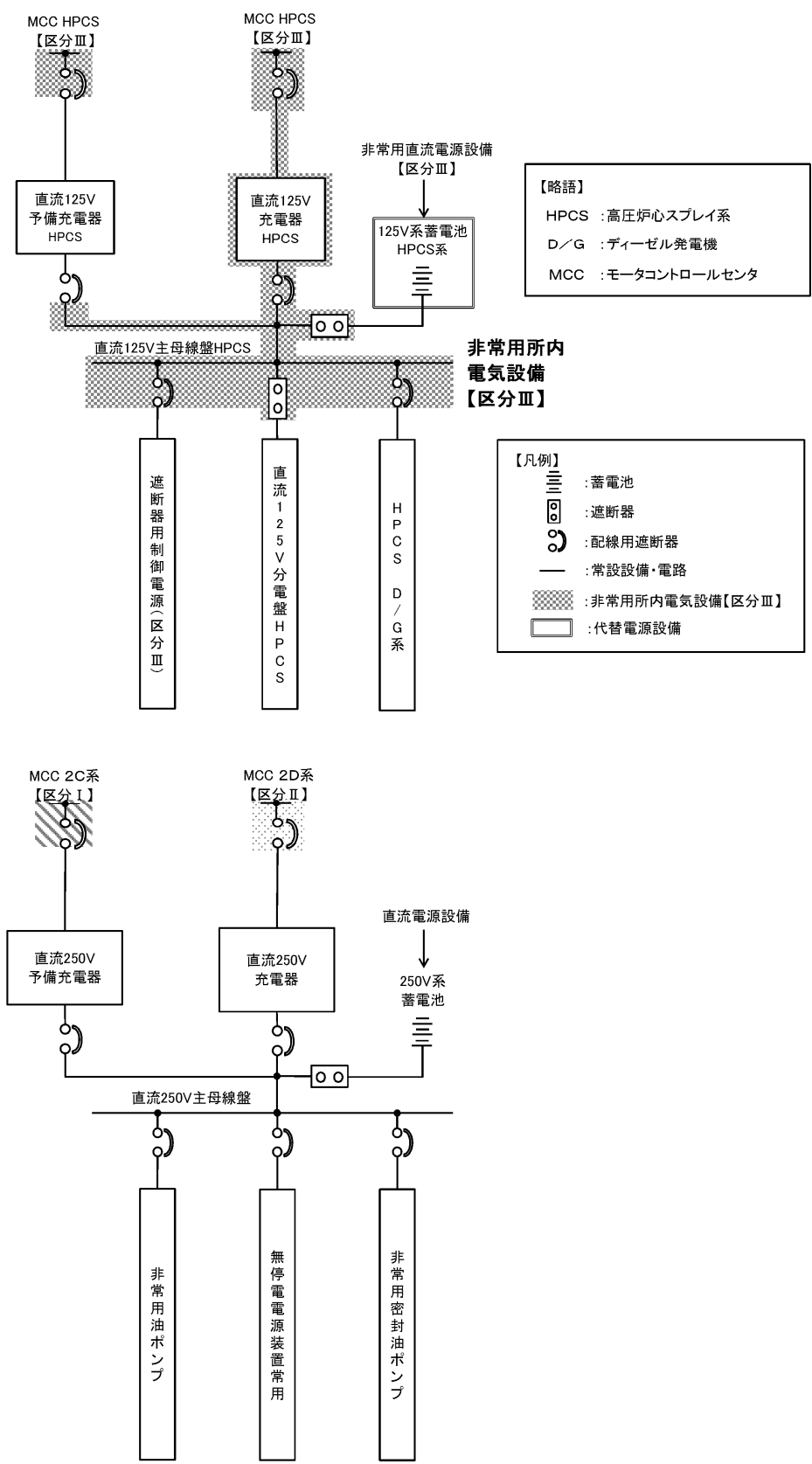
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (1/3)





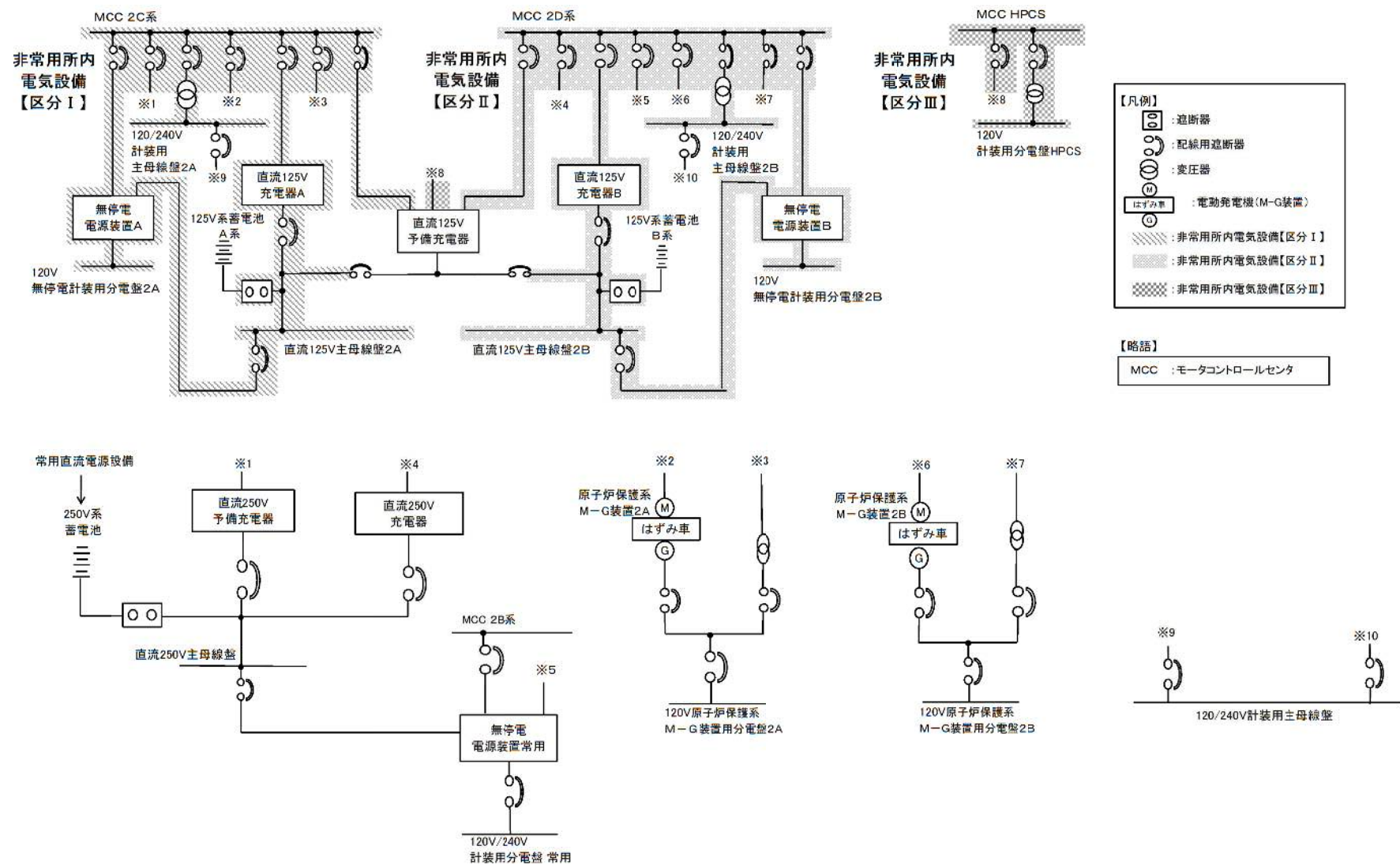
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)





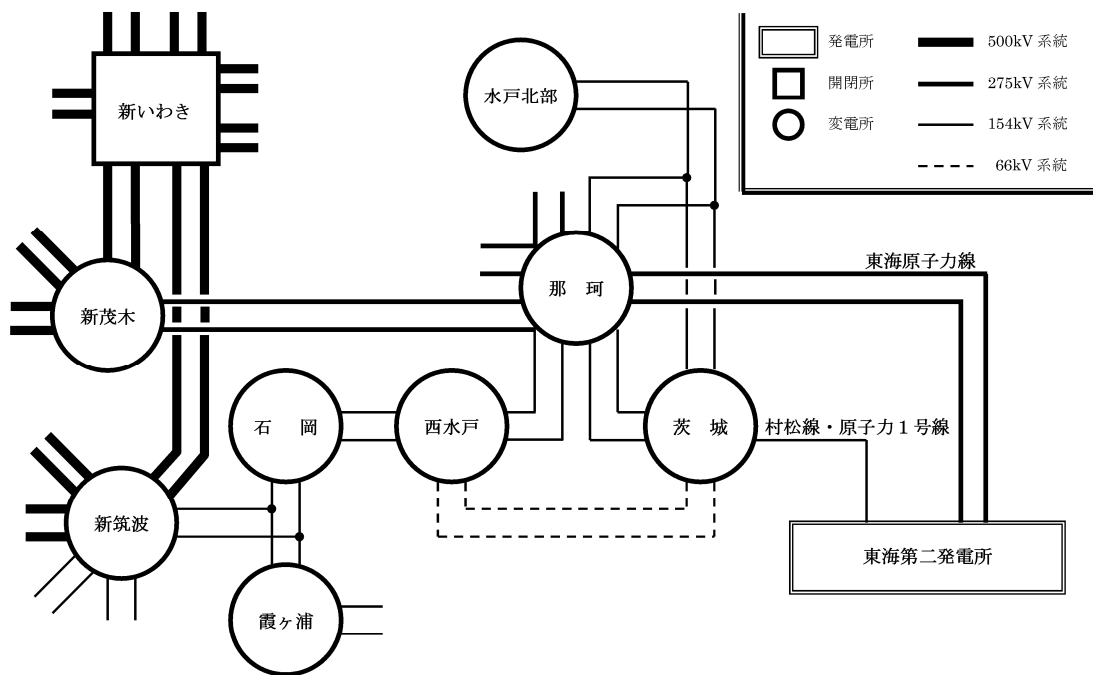
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)





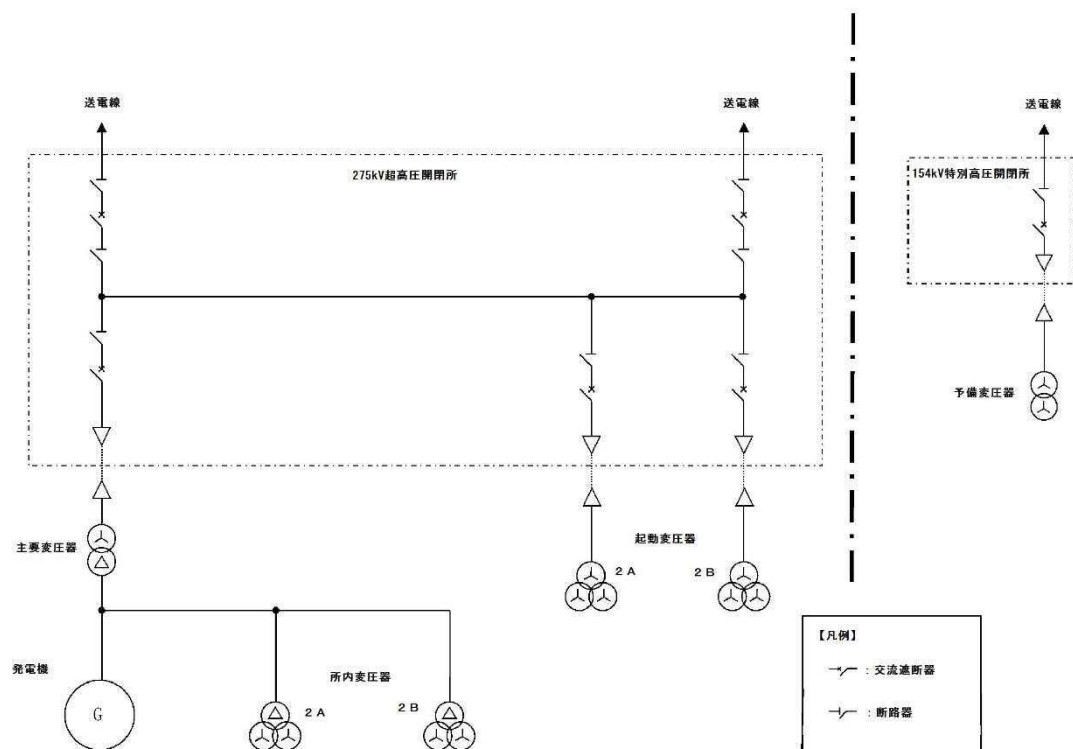
第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図





第10.3-1図 送電系統図





第 10.3-2 図 開閉所単線結線図



## 2. 保安電源設備

### 2.1 保安電源設備の概要

#### 2.1.1 常用電源設備の概要

275kV 送電線 2 回線は、約 17km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）に接続する。また、154kV 送電線 1 回線は、約 9km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）に接続する。なお、東海発電所用の 66kV 送電線 1 回線は東海第二発電所の 3 回線とは別で茨城変電所に接続しており、東海第二発電所とは送電線の共用をしていない。送電系統図を、第 2.1.1-1 図に示す。

上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から石岡変電所、西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。また、茨城変電所が停止した場合には、那珂変電所を経由するルートで、東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。これら送電線は、発電用原子炉の停止に必要となる電力を供給可能な容量であることを確認している。東京電力パワーグリッド株式会社 275kV 東海原子力線（以下「275kV 東海原子力線」という。）2 回線は、1 回線停止時でも東海第二発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時に所内電力は、主として発電機から所内変圧器を介して受電するが、275kV 東海原子力線より起動変圧器を介して受電することもできる。また、東京電力パワーグリッド株式会社 154kV 村松線・原子力 1 号線（以下「154kV 村松線・原子力 1 号線」という。）を予備電源として使用すること



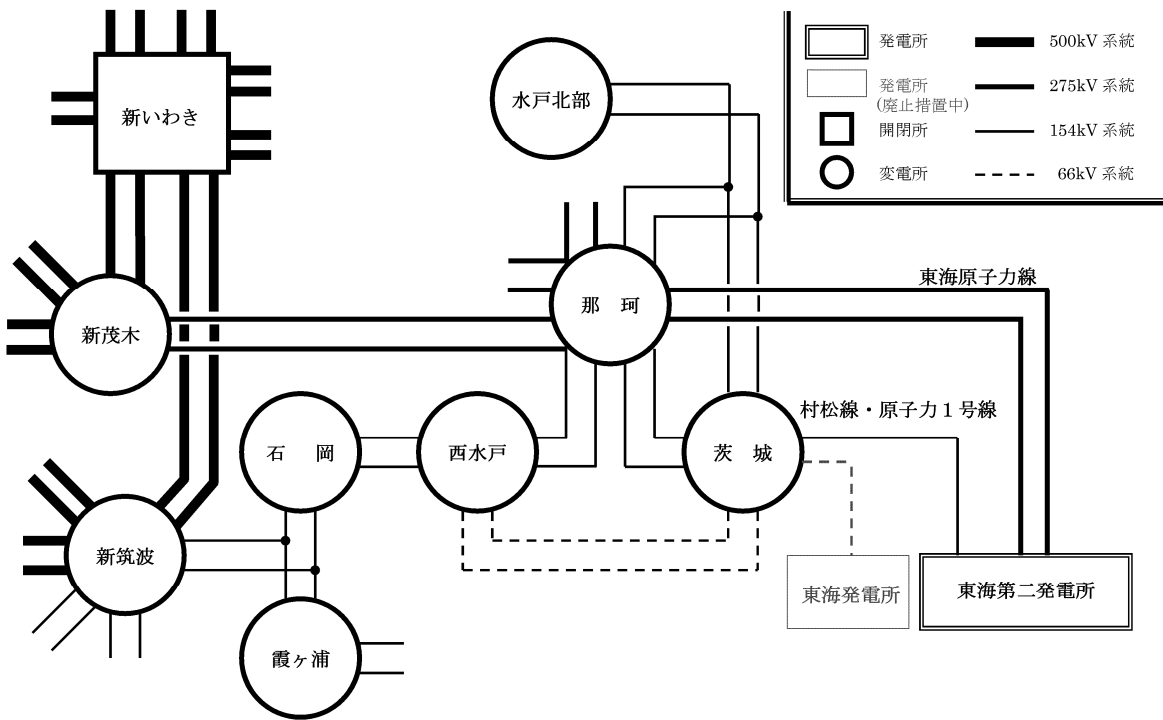
ができる。

常用高压母線は、7 母線で構成し、所内変圧器または起動変圧器から受電する。

常用低压母線は、11 母線で構成し、常用高压母線から動力変圧器を介して受電できる設計とする。

所内機器で 2 台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。所内電源単線結線図を、第 2.1.1-2 図に示す。

また、直流電源設備は、常用所内電源として 250V 母線 1 系統から構成する。直流電源単線結線図を、第 2.1.1-3 図に示す。

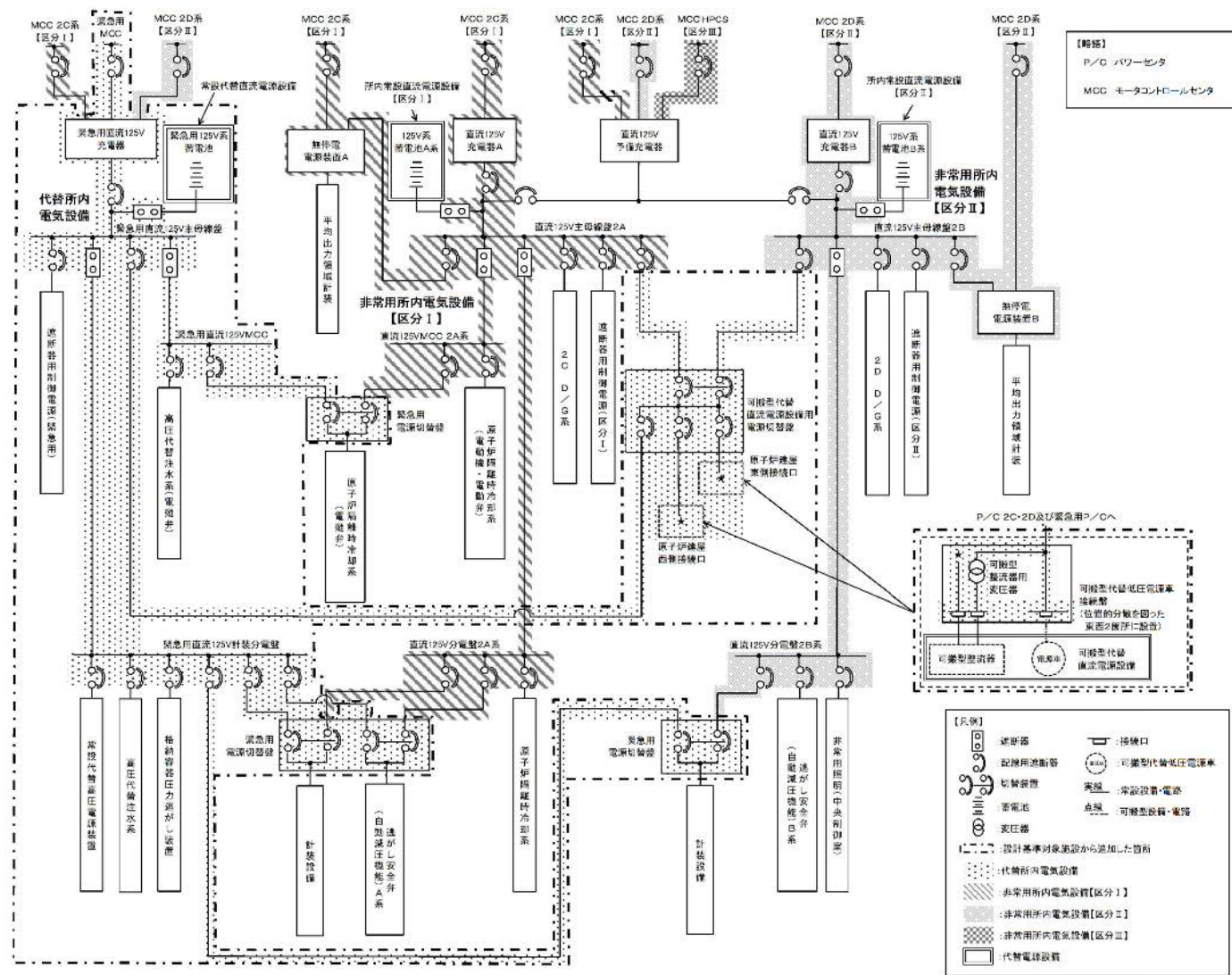


第 2.1.1-1 図 送電系統図



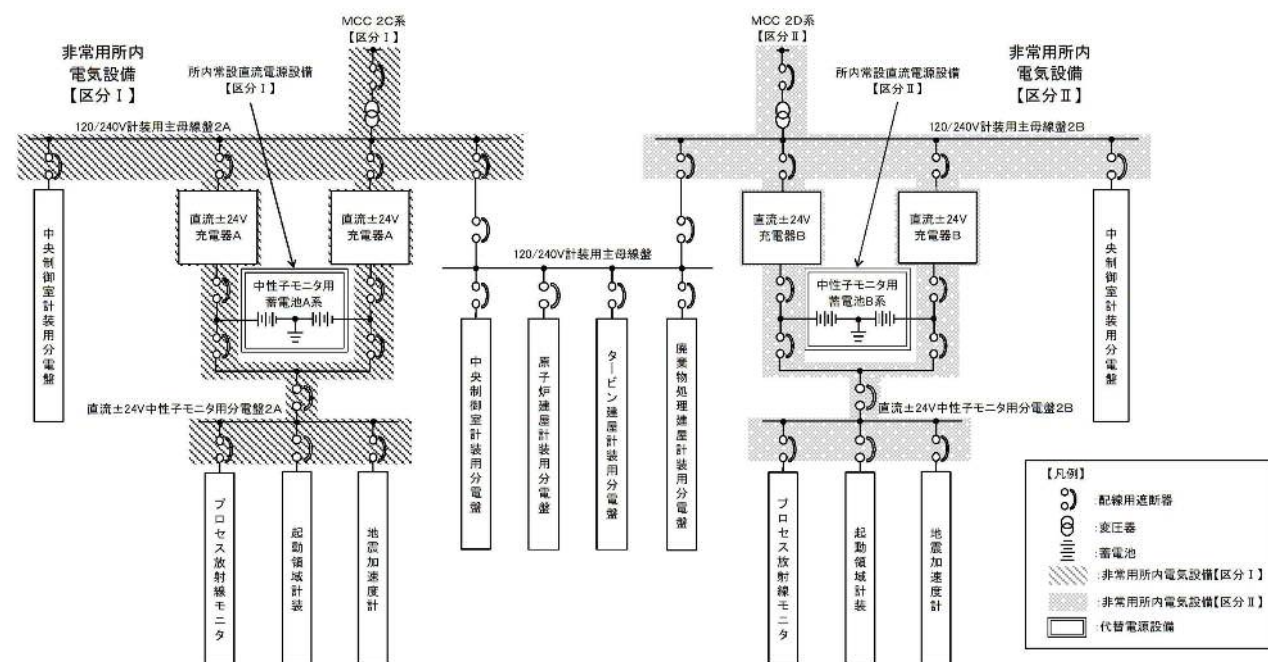






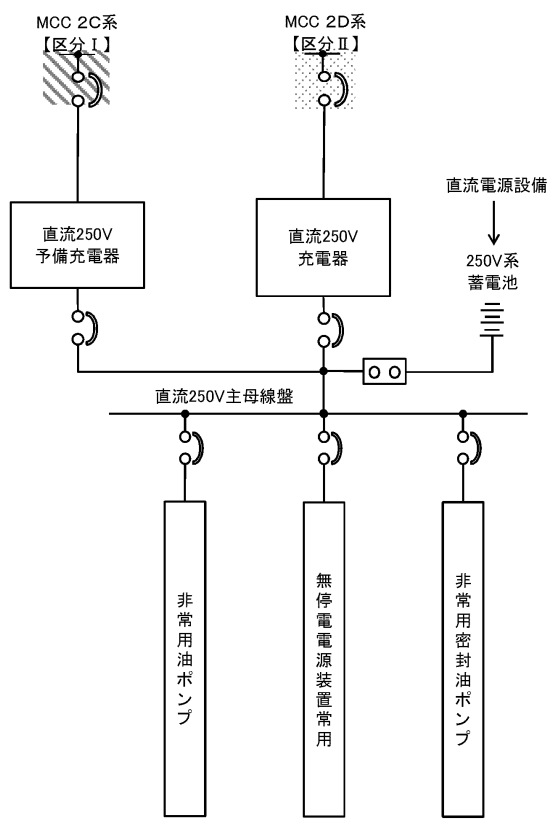
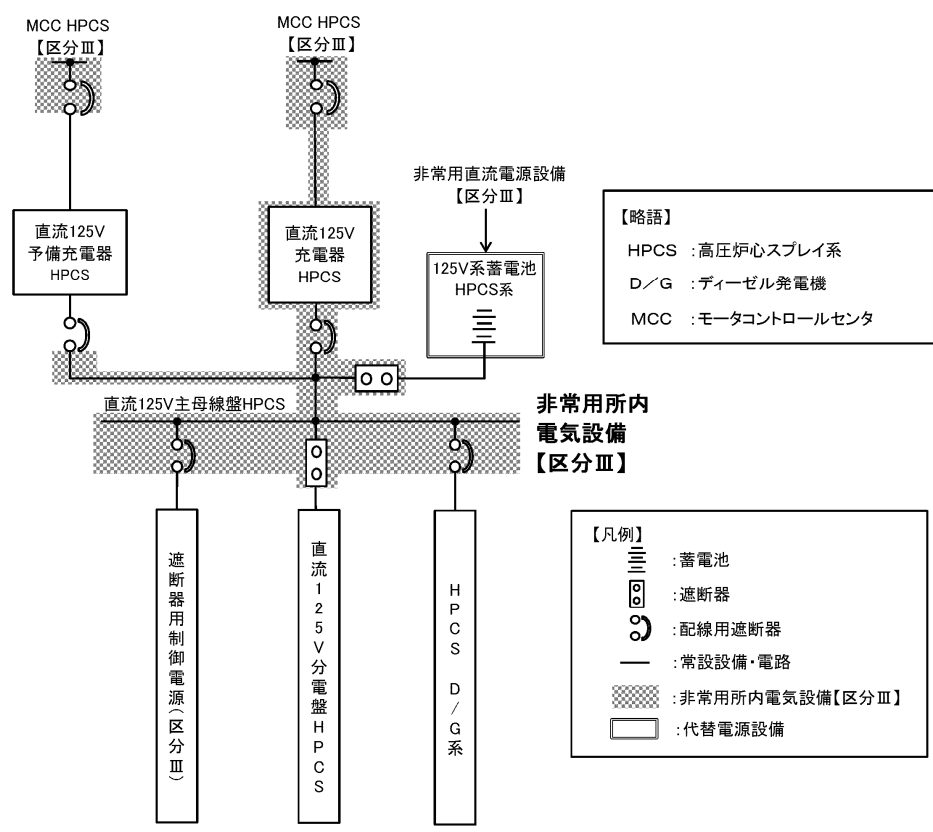
第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (1/3)





第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)





第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



### 2.1.2 非常用電源設備の概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

非常用高圧母線は 3 母線で構成し、常用母線及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用低圧母線は、2 母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。所内電源単線結線図を、第 2.1.1-2 図に示す。

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

安全保護系及び工学的安全施設に関する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

3 台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は、275kV 東海原子力線が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1 台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリ的设计条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに、原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用電源設備として 125V 母線 3 系統（高圧炉心スプレ



イ系 1 系統を含む) (区分 I, II, III) 及び±24V 母線 2 系統 (区分 I, II) から構成する。直流電源単線結線図を, 第 2.1.1-3 図に示す。

外部電源, 非常用所内電源設備, その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の定電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし, 検知した場合には, 遮断器により故障箇所を隔離することによって, 他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また, 非常用所内電源系からの受電時に, 容易に母線切替操作が可能な設計とする。



## 2.2 保安電源の信頼性

### 2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性

#### 2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止

##### (1) 安全施設の保護装置について

発電機，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，安全施設への電力の供給が停止することのないように，保護継電装置により検知できる設計としており，検知した場合には，異常の拡大防止のため，保護継電装置からの信号により，遮断器等により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化し，他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

なお，東海第二発電所内では，吊り下げ設置型高圧遮断器については，使用していない。（別紙 2 参照）

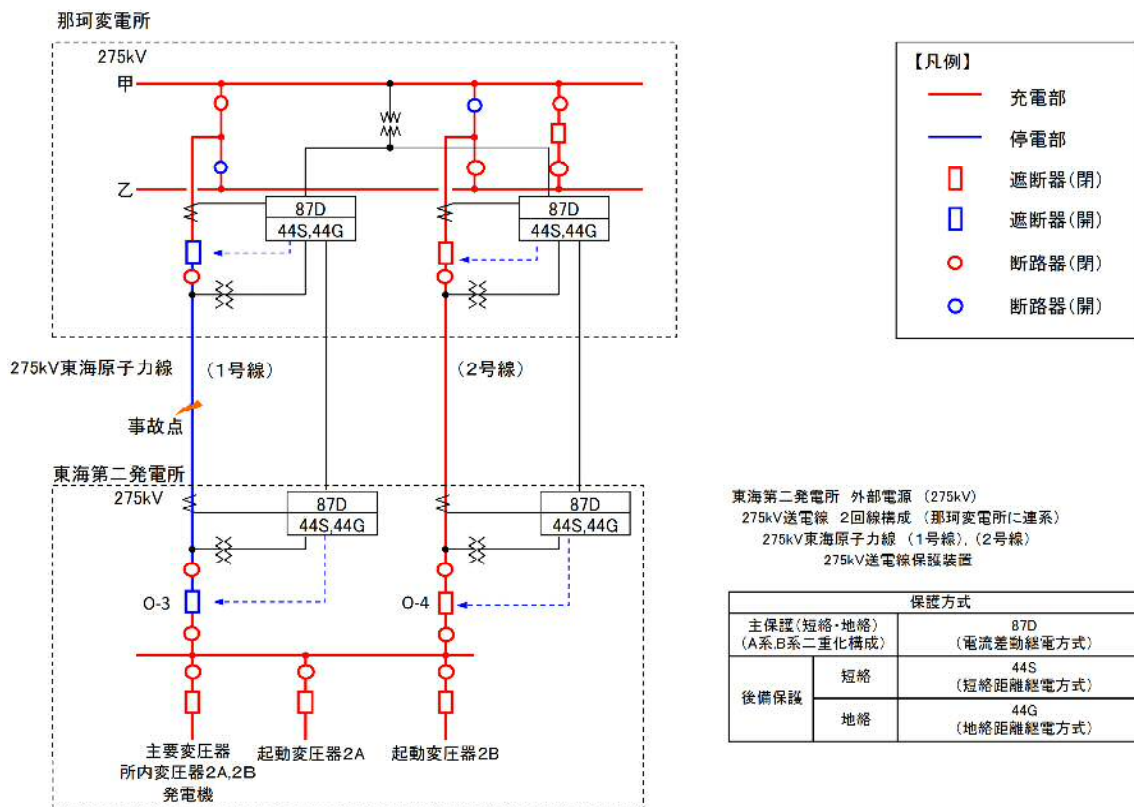
##### a. 送電線保護装置

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線には，それぞれ保護装置を設置している。

送電線の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該送電線が連系される遮断器を開放し，故障区間を速やかに分離し，残りの健全回線の電力供給を維持する。

送電線保護装置（275kV 東海原子力線（1 号線）故障時）を，第 2.2.1.1－1 図に，送電線保護装置（154kV 村松線・原子力 1 号線故障時）を，第 2.2.1.1－2 図に示す。





第 2.2.1.1-1 図 送電線保護装置 (275kV 東海原子力線 (1 号線) 故障時)



第 2.2.1.1-2 図 送電線保護装置 (154kV 村松線・原子力1号線故障時)

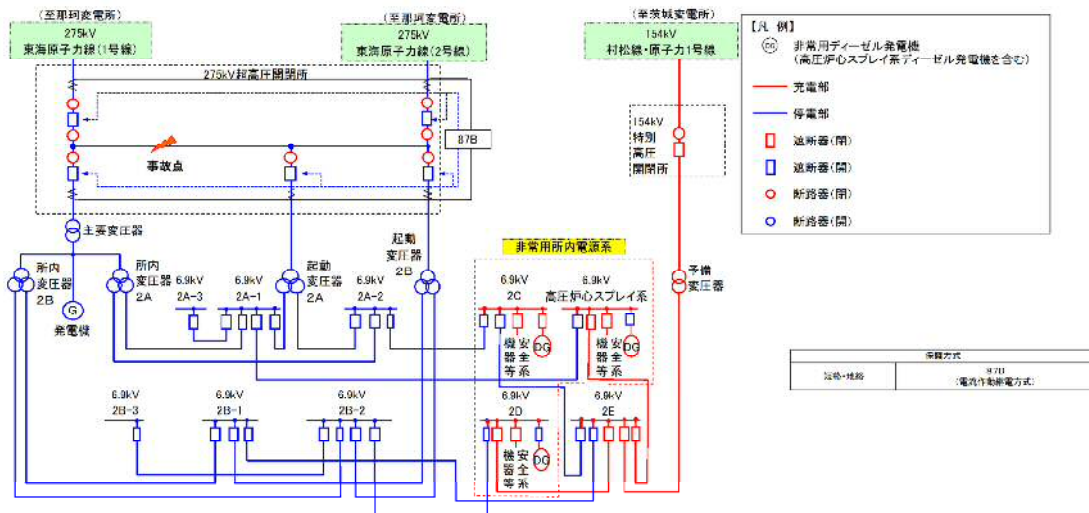


## b. 275kV 母線保護装置

東海第二発電所 275kV 超高圧開閉所は、1 母線で構成されており、保護装置を設置する。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線の電力供給を維持する。

東海第二発電所が接続する母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）を、第 2.2.1.1-3 図に示す。



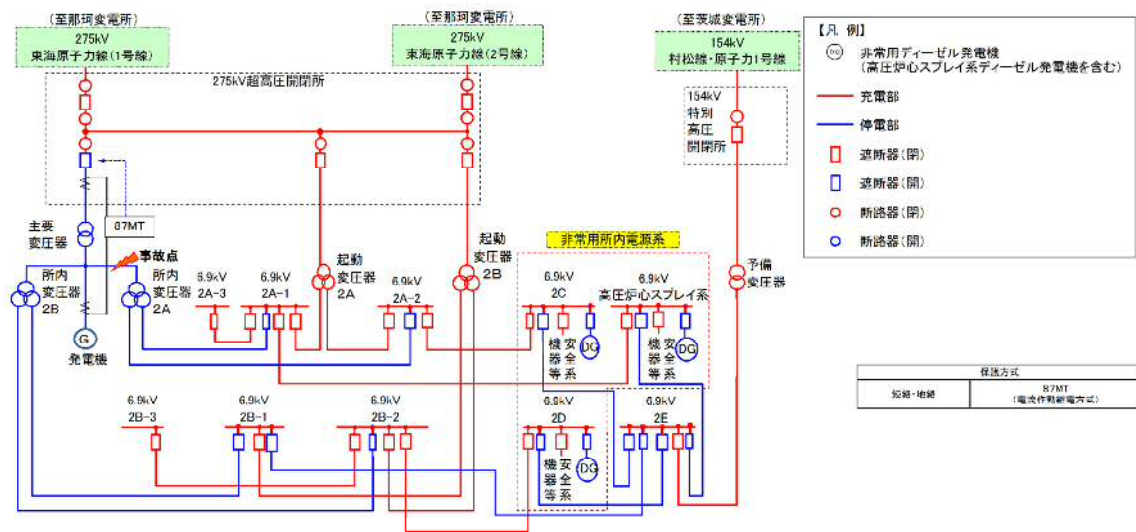
第 2.2.1.1-3 図 母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）



### c. 主要変圧器保護装置

主要変圧器の保護装置を、第 2.2.1.1－4 図に示す。

主要変圧器の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該変圧器が連系される遮断器を開放し、故障変圧器を速やかに分離するとともに、他の安全施設への影響を限定できる構成とする。



第 2.2.1.1－4 図 主要変圧器保護装置

### d. その他設備に対する保護装置

ファンやポンプ等の補機については過負荷保護継電器及び過電流保護継電器を設置する。

過負荷継電器及び過電流継電器にて過電流を検知した場合、警報を発生させることや補機を停止させることにより、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。



(2) 1 相開放故障への対策について

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。

a. 米国バイロン 2 号炉の事象の概要と問題点

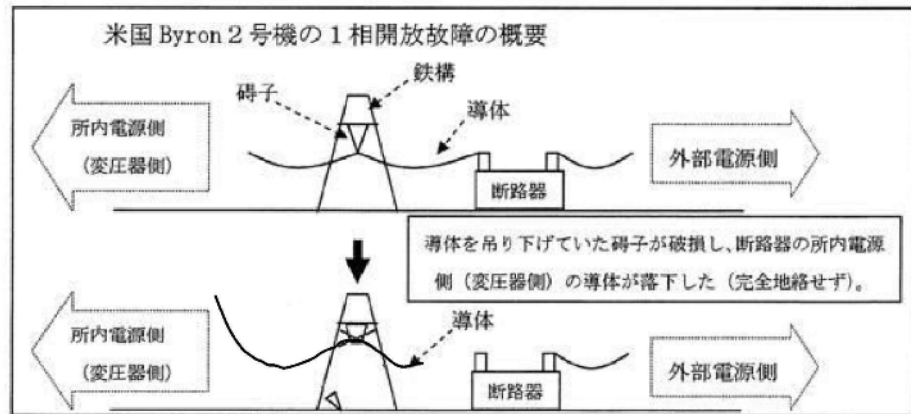
(a) 事象の概要

2012 年 1 月 30 日、米国バイロン 2 号炉において定格出力運転中、以下の事象が発生した。

- ① 起動用変圧器の故障（架線の碍子の破損）により、3 相交流電源の 1 相が開放故障した状態が発生した。米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要を、第 2.2.1.1-5 図に示す。
- ② このため、起動用変圧器から受電していた常用母線の電圧の低下により、一次冷却材ポンプがトリップし、原子炉がトリップした。
- ③ トリップ後の所内切替により、非常用母線の接続が起動用変圧器側に切り替わった。
- ④ 非常用母線の電圧を監視している保護継電器のうち、1 相分の保護継電器しか動作しなかったため、非常用母線の外部電源への接続が維持され、非常用母線各相の電圧が不平衡となった。
- ⑤ 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が、非常用母線の電圧不平衡のために過電流によりトリップした。
- ⑥ 運転員が 1 相開放故障状態に気付き、外部電源の遮断器を手動で



動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、電源を回復した。



第 2.2.1.1-5 図 米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要

(b) 問 題 点

当該事象に対し、「変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持された。」ことが問題点である。

b. 非常用高压母線への電力供給について

東海第二発電所は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 154kV 送電線 1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。

非常用高压母線は、以下の方法にて受電可能である。

- ① 通常運転時、発電機の発生電力を 2 台の所内変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。
- ② 非常用ディーゼル発電機または高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機から受電する。
- ③ 発電用原子炉停止時及び発電用原子炉起動・停止操作時は、



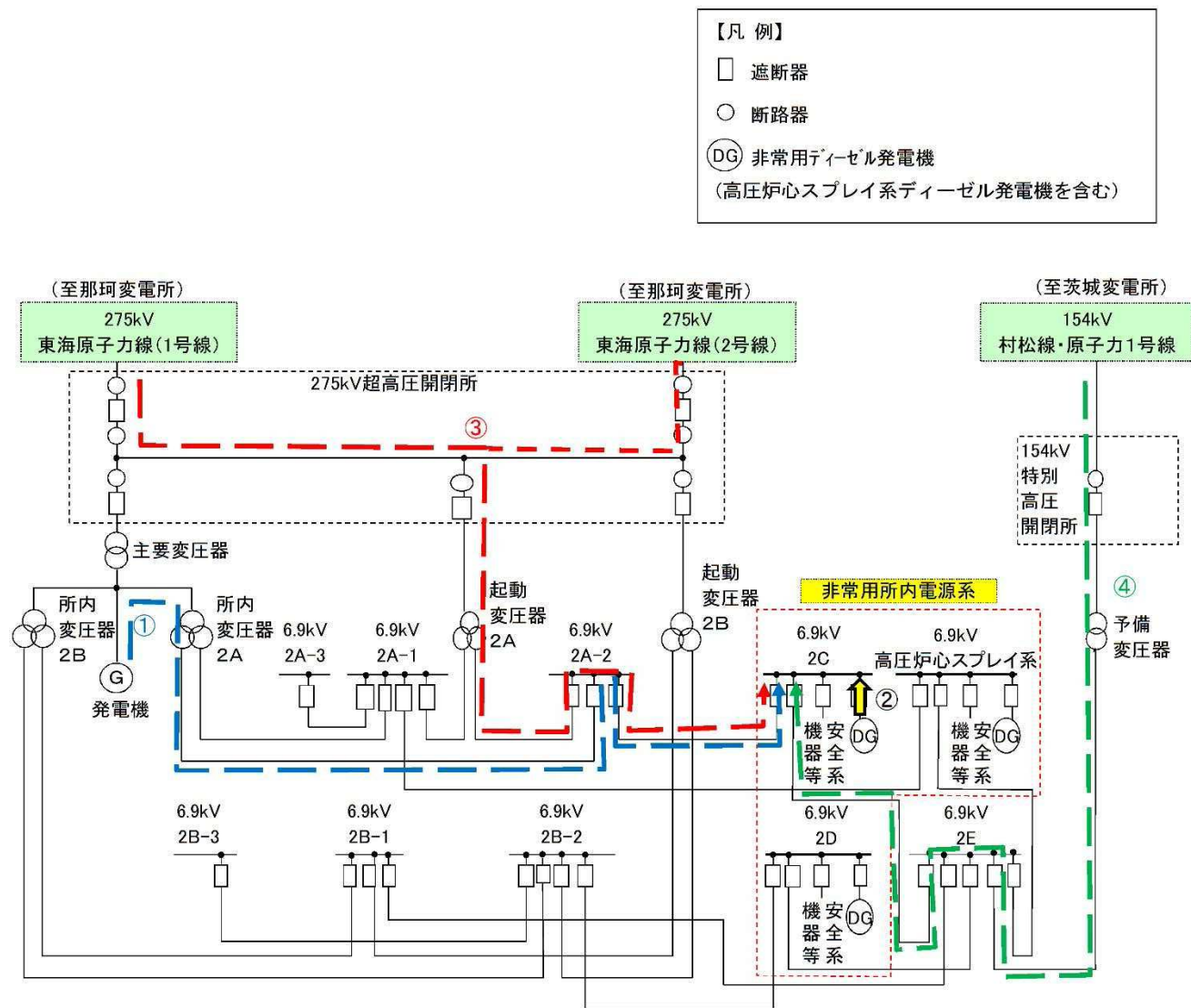
275kV 超高圧開閉所内にある 275kV ガス絶縁開閉装置（以下「GIS」という。）を介し、2 台の起動変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。

- ④ 275kV 東海原子力線，275kV GIS もしくは起動変圧器が使用できない場合，154kV 特別高压開閉所内にある予備変圧器にて 6.9kV に降圧し，常用高压母線経由で受電する。

非常用高压母線への電力の供給を，第 2.2.1.1-6 図に示す。

外部電源に直接接続している受電用変圧器は，起動変圧器及び予備変圧器であるが，通常運転時に非常用母線に電力の供給を行っていないことから，変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることがないとしても，直ちに発電用原子炉の安全を脅かすものではないが，起動過程または停止中に当該変圧器を使用している場合には，変圧器一次側で 1 相開放故障が発生したことを速やかに検知し，故障箇所を隔離することが重要となる。





第 2.2.1.1-6 図 非常用高圧母線への電力の供給



また、③の経路で受電する場合、通常は 275kV 送電線から東海第二発電所の非常用高压母線まで第 2.2.1.1-6 図の経路で電力の供給を行っているため、以下のとおり、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能な構成とする。

- ・ 275kV 東海原子力線から受けた 2 回線の電源は 275kV 超高压開閉所にて連系しているため、275kV 東海原子力線 1 回線にて 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線の電圧に変化が生じない。
- ・ 非常用高压母線（6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D）は異なる起動変圧器より受電し多重性を確保しているため、1 台の起動変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生しても、残りの 1 台の起動変圧器から受電することにより、1 回線以上の非常用高压母線は健全な電源より受電可能である。

したがって、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持されたとしても、非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

なお、154kV 村松線・東海原子力 1 号線から予備変圧器までは、通常負荷へ給電していないことから、予備変圧器の一次側に 1 相開放故障が発生した場合でも、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、この場合も別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。



c. 1 相開放故障の検知性について

- (a) 変圧器一次側に1相開放故障が発生した場合に電圧が低下しない事象の概要

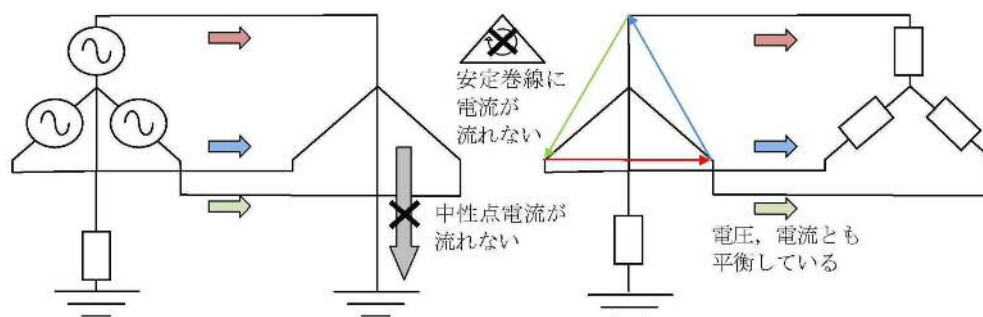
米国バイロン2号炉の事象のように変圧器一次側において1相開放故障が発生した場合に、所内電源系の3相の各相には、低電圧を検知する交流不足電圧継電器(27)が設置されていることから、交流不足電圧継電器(27)の検知電圧がある程度(約30%以上)低下すれば、当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより1相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器に $\Delta$ 結線の安定巻線を含む場合などにおいては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障が検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器一次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器二次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。

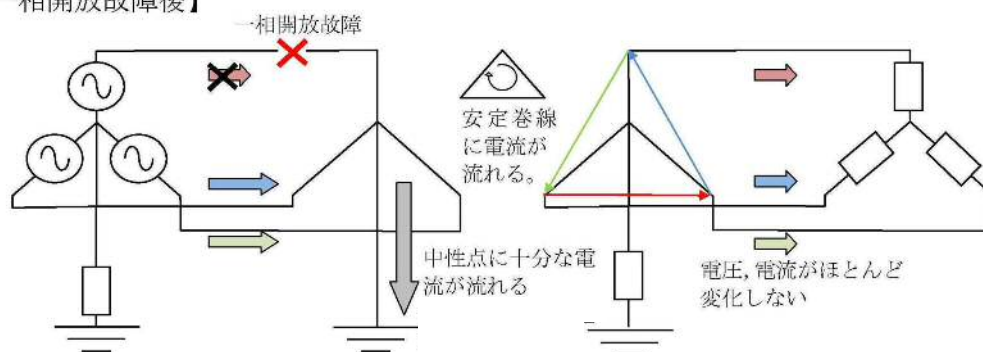
変圧器一次側における1相開放故障による電圧維持(イメージ)を、第2.2.1.1-7図に示す。



【一相開放故障前】



【一相開放故障後】



第 2. 2. 1. 1－7 図 変圧器一次側における 1 相開放故障による  
電圧維持（イメージ）



- (b) 外部電源に接続している変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の対応について

外部電源に接続している変圧器一次側の接続部位で、275kV 送電線側及び 154kV 送電線側については、接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。(第 2.2.1.1-8 図、第 2.2.1.1-9 図参照)

筐体内等の導体においては、断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ完全地絡となることで、電流差動継電器 (87) 等による検知が可能である。

電流差動継電器 (87) 等が動作することにより、1 相開放故障が発生した部位が自動で隔離されるとともに、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。(別紙 3)

自動で検知されない可能性のある、気中に露出した架線接続部は、275kV 送電線の引込部及び 154kV 送電線の引込部が該当する。変圧器一次側の接続部位を、第 2.2.1.1-9 図に示す。当該部は、毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより、1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

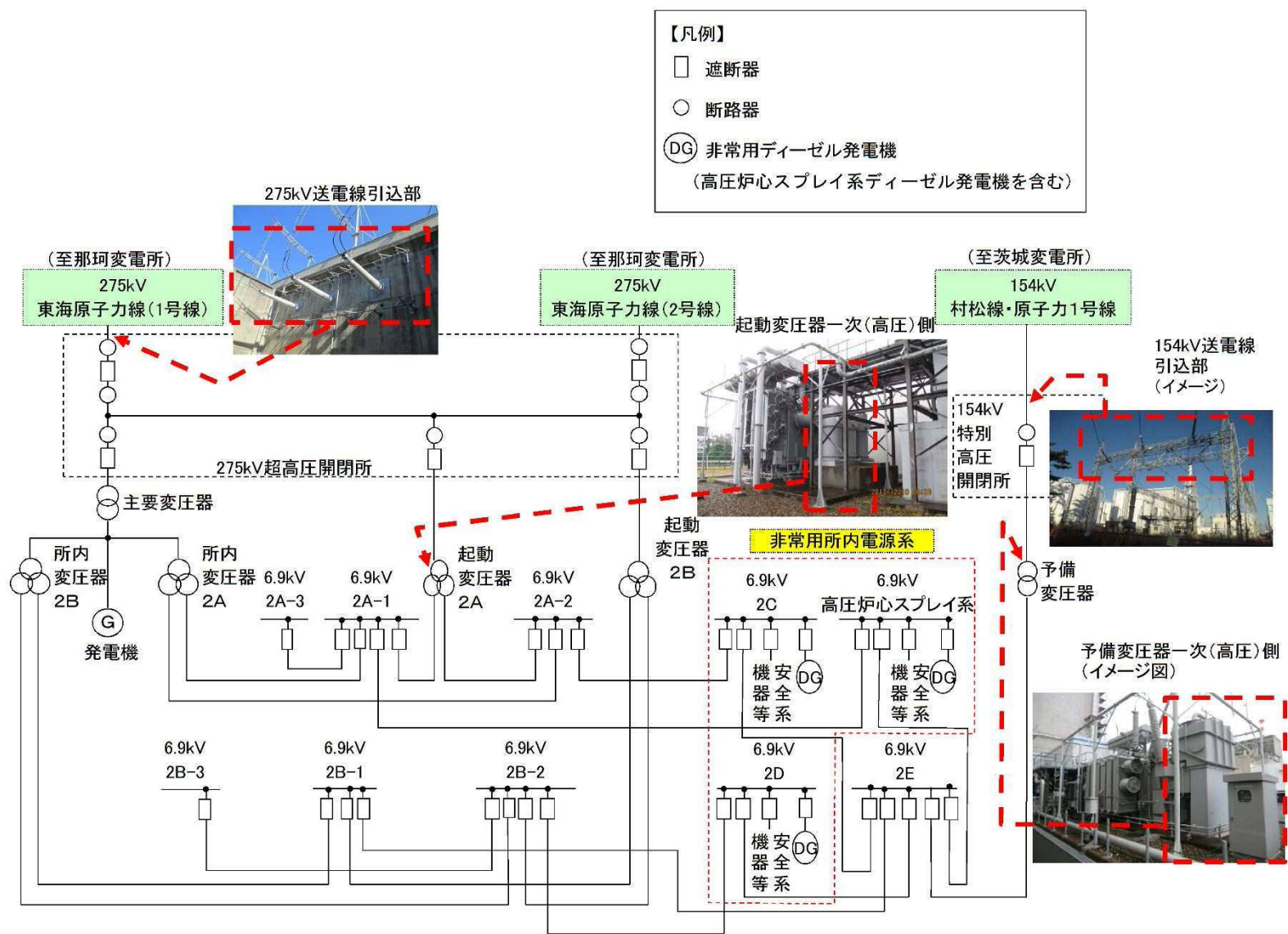
巡視点検要領に定められた巡視確認項目を第 2.2.1.1-10 表に示す。

目視にて検知したのちは、健全な送電線側への受電切替を実施する。また、点検等により健全な送電線への受電切替が実施できない場合は、給電中の 1 相開放故障が発生した送電線を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一



次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されことなく、  
1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持  
されることはない。

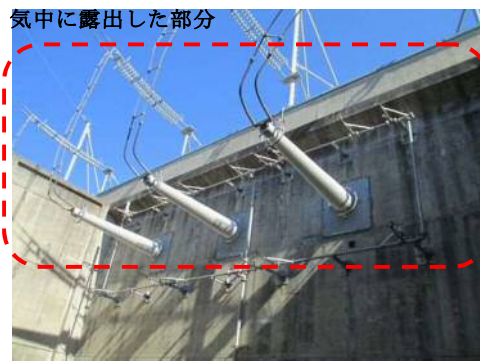




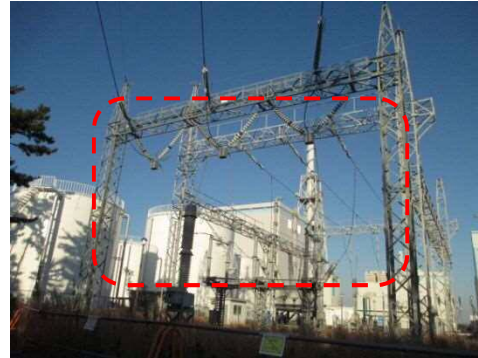
第 2.2.1.1-8 図 変圧器一次側の接続部位について



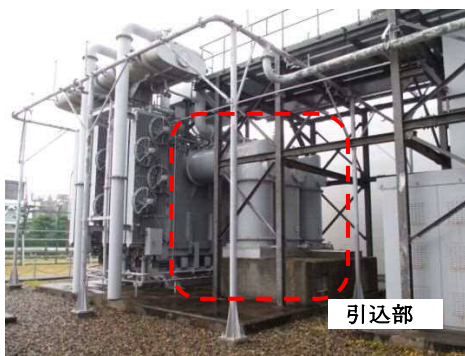
i) 275kV 送電線引込部



ii) 154kV 送電線引込部 (イメージ図)  
気中に露出した部分



iii) 起動変圧器 (露出部無)



iv) 予備変圧器(露出部無) (イメージ図)



第 2.2.1.1-9 図 変圧器一次側接続部位について

第 2.2.1.1-10 表 巡視確認項目

巡視 機器	巡視確認項目	点検 頻度
275kV 超高压 開閉所	1. 外観上から判断できる範囲での損傷，漏洩，異常な振動等，不具合の有無 2. 異音，異臭の有無 3. 火災発生の有無	1 回／日
154kV 特別高压 開閉所		



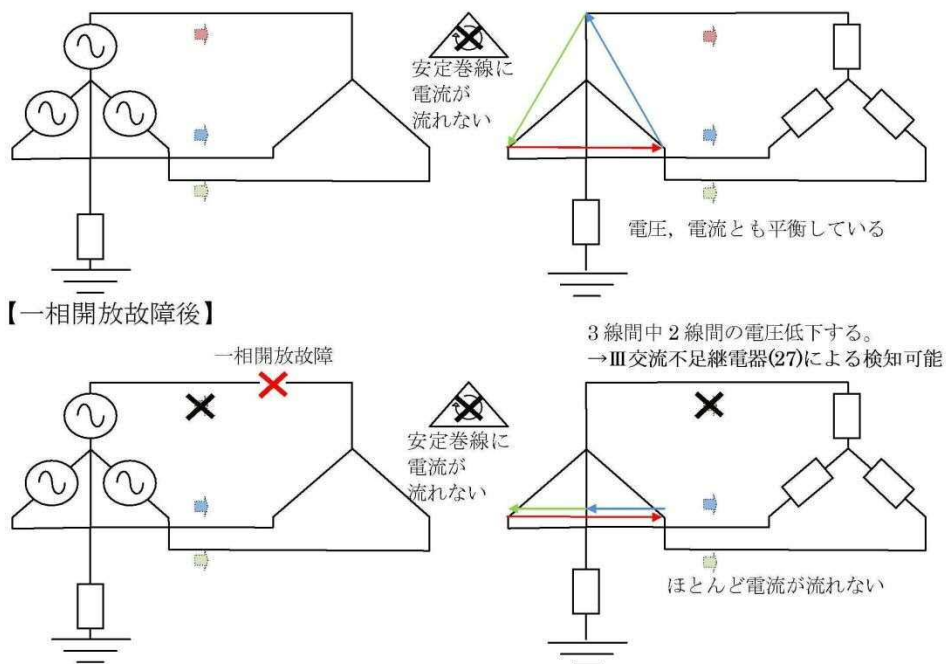
(c) 検知性向上対策について

前述の電流差動継電器（87）及び目視の他に，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した場合以下の事象が発生する。

- ・ 高圧母線の電圧が低下する。（交流不足継電器(27)による検知）

したがって，上記事象Ⅰを検知することにより，変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の検知性向上の対策を実施する。

【一相開放故障前】



第 2.2.1.1-11 図 交流不足継電器（27）による検知（イメージ）  
（予備変圧器）

上記事象は，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した条件により検知できる保護継電器が異なる。1 相開放故障の発生条件に応じた保護継電器による検知方法を第 2.2.1.1-12 表に示す。



第 2.2.1.1－12 表 検知性向上対策

1 相開放故障の発生条件		検知可否 ※1	保護継電器	検知後の対処
発生場所	変圧器の状態			
起動変圧器	重負荷	×	—	—※2
	軽負荷			
	無負荷			
予備変圧器	重負荷	○	交流不足 電圧継電器 (27)	警報発生後，電圧を確認し，手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷			
	無負荷			

※1 ○は検知可能，×は検知できないことを示す。

※2 2回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高圧母線の電圧に変化が起こらない

1 相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を，第 2.2.1.1－13 表，第 2.2.1.1－14 表に示す。



第 2.2.1.1-13 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作  
(275kV 母線から 6.9kV 2C に受電の場合)

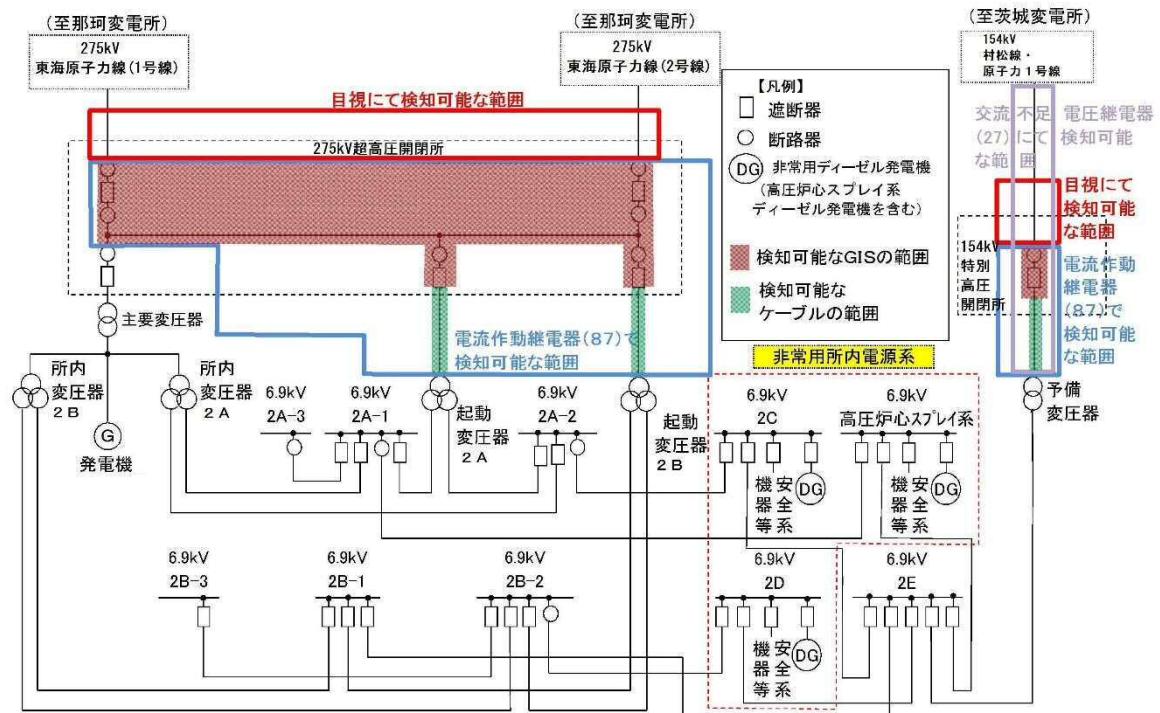
発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
275kV 東海 原子力線	目視にて確認	手動	275kV 東海原子力線の残り 1 回線で電力の供給を維持する。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4-1
154kV 原子力 1 号線	目視にて確認	手動	非常用高圧母線は予備変圧器から隔離されている。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4-2

第 2.2.1.1-14 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作  
(154kV 母線から 6.9kV 2C に受電の場合)

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
154kV 村松線・ 原子力 1 号線	交流不足電圧継電器(27)にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う。 なお、非常用高圧母線は 1 相開放故障前同様に健全である。	4-3



変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について、第 2.2.1.1-15 図に示す。



第 2.2.1.1-15 図 1 相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について



(d) ま と め

- ① 275kV 東海原子力線で 1 相開放故障が発生しても 2 回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高压母線の電圧に変化が起こらないこと。
- ② 起動変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線(6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D)は異なる起動変圧器より受電しているため非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能となっている。

上記①、②の様な変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく非常用母線への給電が維持されたとしても、非常用高压母線への電力の供給は可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではない。

また、

- ③154kV 村松線・原子力 1 号線で 1 相開放故障が発生した状況においては保護継電装置にて検知可能であること。

しかし、別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに故障を検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

1 相開放故障の検知について、気中に露出した架線接続部での不具合については巡視点検により早期発見による検知が可能である。それ以外の箇所については保護継電装置で検知可能であり、故障が発生した状態が検知されずに、非常用母線への給電が維持されることはない。

また、運転員が保護継電装置の動作にて 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために、手順書へ内容を反映する。



### (3) 電気設備の保護

開閉所（母線等）、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し、保護継電装置により検知できる設計としており、検知した場合には、保護継電装置からの信号で、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

外部電源系保護継電装置を、第 2.2.1.1－16 表に示す。



第 2.2.1.1-16 表 外部電源系保護継電装置

電気設備	保護継電装置の種類
275kV 東海原子力線	電流差動継電方式 (87) 短絡距離継電方式 (44S) 地絡距離継電方式 (44G)
154kV 村松線・原子力 1 号線	交流不足電圧継電方式 (27) 地絡方向継電方式 (67) 周波数継電方式 (95) 交流過電圧継電方式 (59) 地絡過電圧継電方式 (64)
275kV 母線	電流差動継電方式 (87)
起動変圧器	電流差動継電方式 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
予備変圧器	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
非常用高圧母線	交流不足電圧継電器 (27)
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機)	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電器 (51) 逆電力継電器 (32)
各負荷 (電動機類)	過負荷継電器 (49)

※主発電機，主要変圧器，所内変圧器については，非常用高圧母線に給電しないため除外した。



#### 2.2.1.2 電気系統の信頼性

重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線切替操作が容易である設計とする。

##### (1) 系統分離を考慮した母線構成

275kV 東海原子力線は起動変圧器を介して、また 154kV 村松線・原子力 1 号線は予備変圧器を介して、発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を 3 母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

##### (2) 電気系統を構成する個々の機器の信頼性

電気系統を構成する送電線（275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線）については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（J E C）又は日本工業規格（J I S）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とすることを確認している。また、電気系統を構成する母線、変圧器、非常用所内電源設備、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（J E C）又は日本工業規格（J I S）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。

##### (3) 非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作

重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器で、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用高圧母線からの給電が可能な構成とし、非常用高圧母線は外部電源系又は非常用ディー

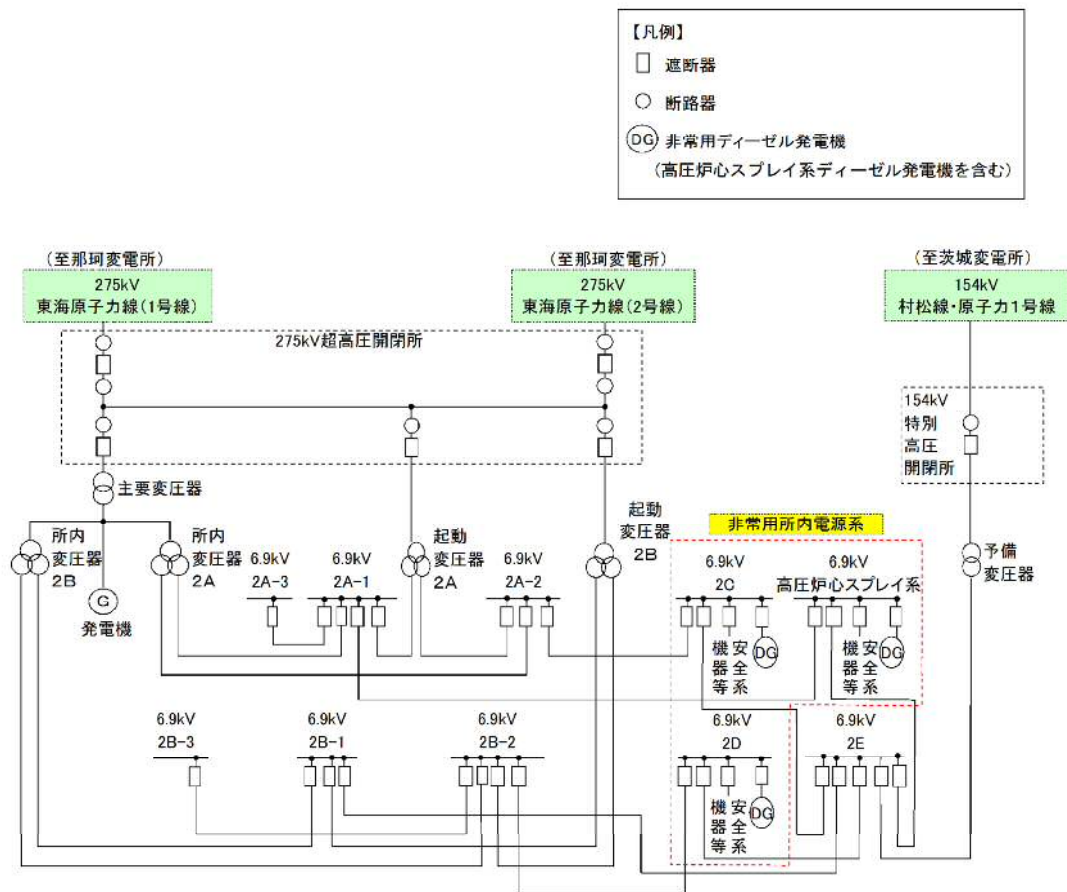


ゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる構成とする。

このうち、外部電源系については、送電線に接続する遮断器や断路器等を設置した 275kV 超高圧開閉所機器及び 154kV 特別高圧開閉所機器，各開閉所からの電気を降圧する変圧器から構成される設計とする。

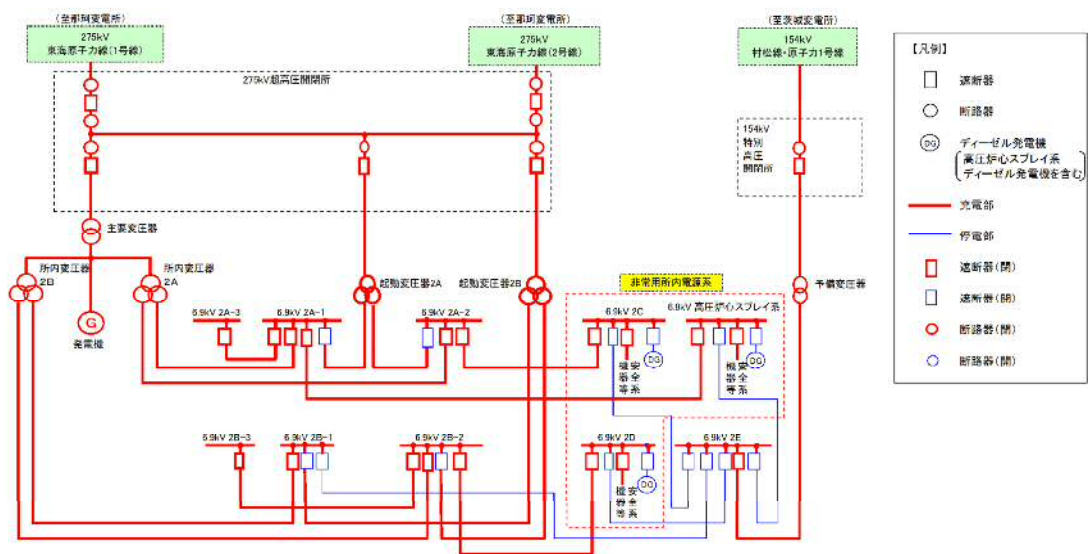
開閉所機器，変圧器，及び所内高圧系統については，送電線や所内電源の切替操作が容易に実施可能なようにスイッチ等を設ける設備構成とする。

所内単線結線図を第 2.2.1.2-1 図，通常運転時の状態を第 2.2.1.2-2 図，発電用原子炉停止時の状態を第 2.2.1.2-3 図に示す。

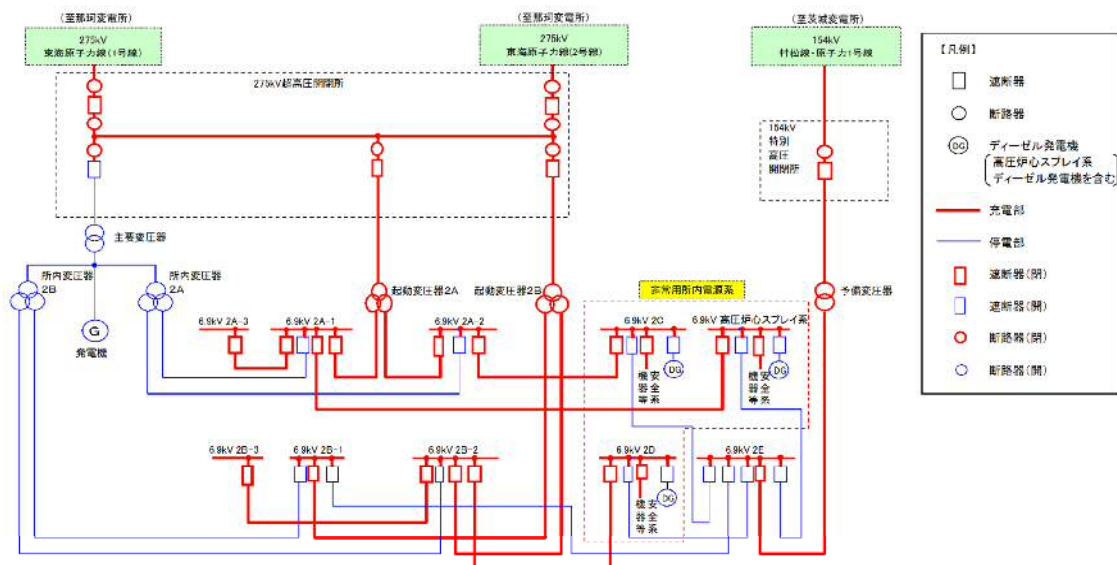


第 2.2.1.2-1 図 所内単線結線図





第 2.2.1.2-2 図 通常運転時



第 2.2.1.2-3 図 発電用原子炉停止時

非常用高压母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器及び常用高压母線を通して受電する。

通常運転時の受電経路は以下の通り。

- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2C): 発電機→所内変圧器 2A  
→常用高压母線 (6.9kV 2A-2)→非常用高压母線 (6.9kV 2C)



- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2D) : 発電機→所内変圧器 2 B  
→ 常用高压母線 (6.9kV 2B-2) → 非常用高压母線 (6.9kV 2D)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系) : 発電機  
→ 所内変圧器 2 A → 常用高压母線 (6.9kV 2A-1)  
→ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系)

所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、275kV 東海原子力線から起動変圧器及び常用高压母線を通して受電するように切り替える。

発電用原子炉停止時の受電経路は以下の通り。

- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2C) : 275kV 東海原子力線  
→ 起動変圧器 2 A → 常用高压母線 (6.9kV 2A-2)  
→ 非常用高压母線 (6.9kV 2C)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2D) : 275kV 東海原子力線  
→ 起動変圧器 2 B → 常用高压母線 (6.9kV 2B-2)  
→ 非常用高压母線 (6.9kV 2D)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系) :  
275kV 東海原子力線 → 起動変圧器 2 A  
→ 常用高压母線 (6.9kV 2A-1)  
→ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系)

非常用高压母線が 275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合、2 C 非常用ディーゼル発電機、2 D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機は自動起動する。非常用高压母線 (6.9kV 2C) は、2 C 非常用ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。一方、非常用



高压母線(6.9kV 2D)及び高压炉心スプレイ系は、154kV 村松線・原子力1号線から予備変圧器及び常用高压母線(6.9kV 2E)を介しての受電へ自動切替される。

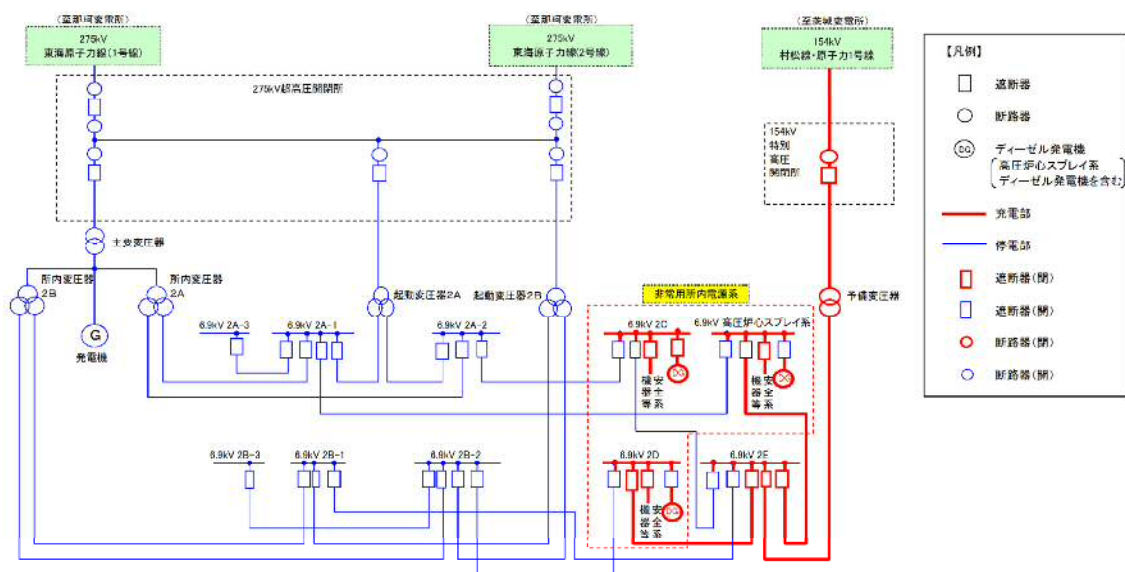
275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合の受電経路は以下の通り。

- ・非常用高压母線(6.9kV 2C)：2 C 非常用ディーゼル発電機  
→非常用高压母線(6.9kV 2C)
- ・非常用高压母線(6.9kV 2D)：154kV 村松線・原子力1号線  
→予備変圧器→常用高压母線(6.9kV 2E)  
→非常用高压母線(6.9kV 2D)
- ・非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)：  
154kV 村松線・原子力1号線  
→予備変圧器→常用高压母線(6.9kV 2E)  
→非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)

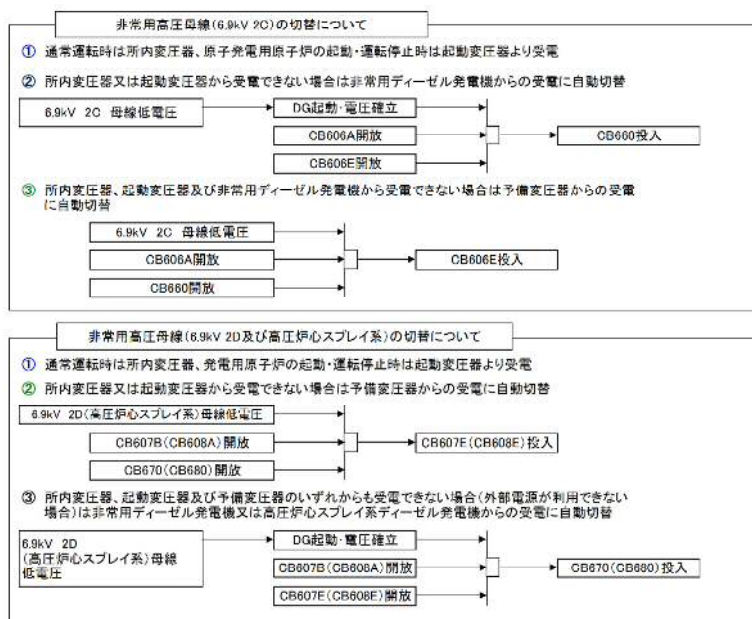
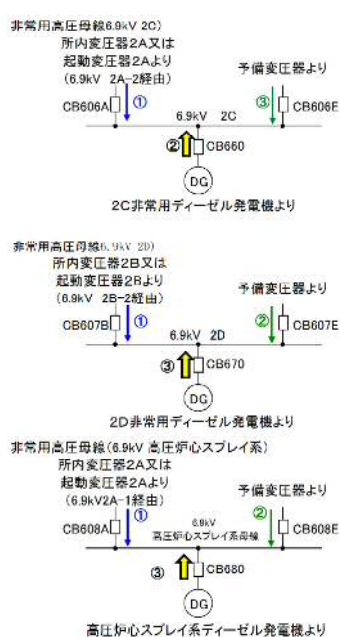
更に、非常用高压母線(6.9kV 2D)及び非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)は154kV 村松線・原子力1号線からも受電できなくなった場合、2 D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。

非常用母線の受電切替を、第2.2.1.2-4図及び第2.2.1.2-5図に示す。





第 2.2.1.2-4 図 非常用母線の受電切替のイメージ (1 / 2)



第 2.2.1.2-5 図 非常用母線の受電切替のイメージ (2 / 2)

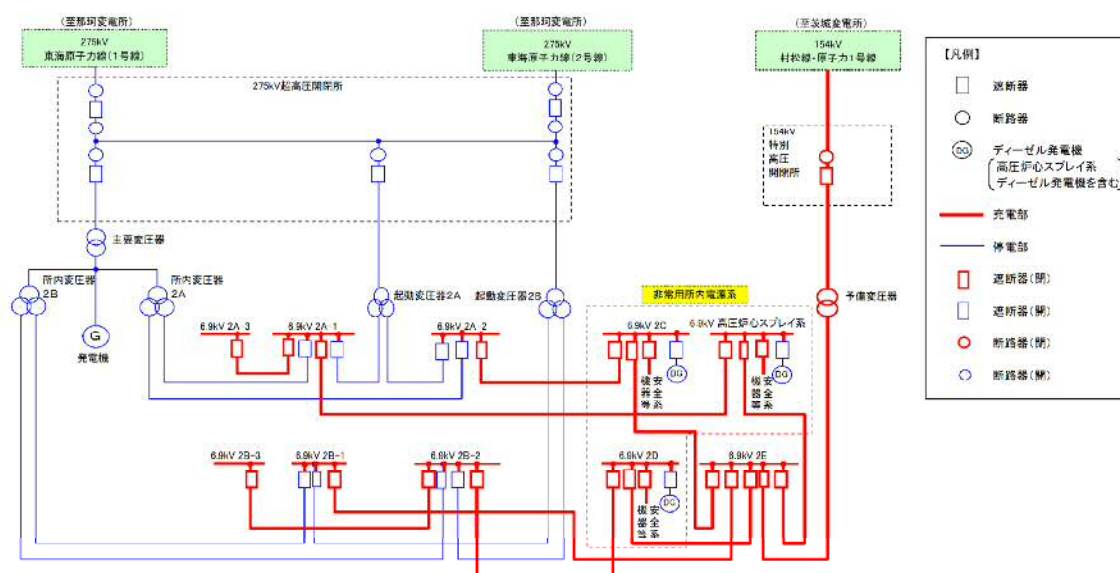
また、275kV 東海原子力線から受電している非常用高圧母線について、154kV 村松線・原子力1号線への切替は、手動でも可能である。

予備変圧器を介しての受電のイメージ図を、第 2.2.1.2-6 図に示す。



なお、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中、275kV 送電線又は 154kV 送電線の電圧が回復すれば（受電中であることを含む）、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を切り替えることとしている。

これらの送電線は 1 回線で発電用原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの 2 回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。



第 2.2.1.2-6 図 予備変圧器を介しての受電



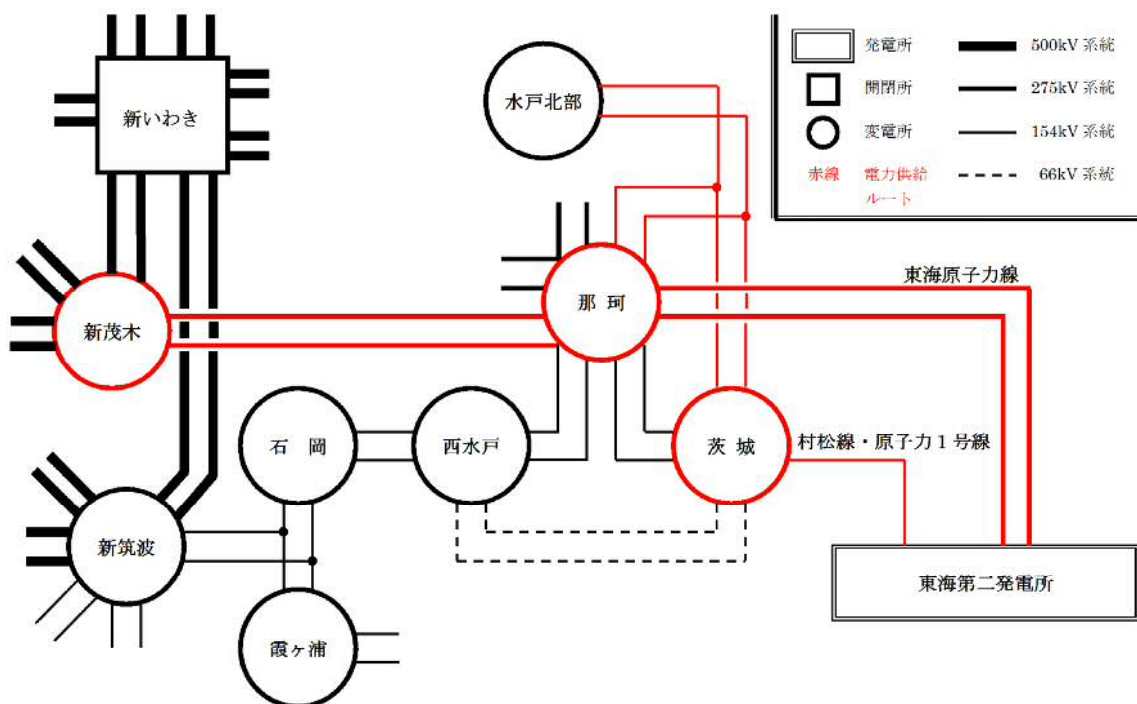
## 2.2.2 電線路の独立性

### 2.2.2.1 外部電源受電回路について

東海第二発電所は、275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線の合計 3 回線にて電力系統に連系する。

275kV 東海原子力線 2 回線は、約 17km 離れた那珂変電所に接続し、154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線は、約 9km 離れた茨城変電所に接続する。

外部受電回路の送電系統図を、第 2.2.2.1-1 図に示す。



第 2.2.2.1-1 図 送電系統図



#### 2.2.2.2 複数の変電所との接続について

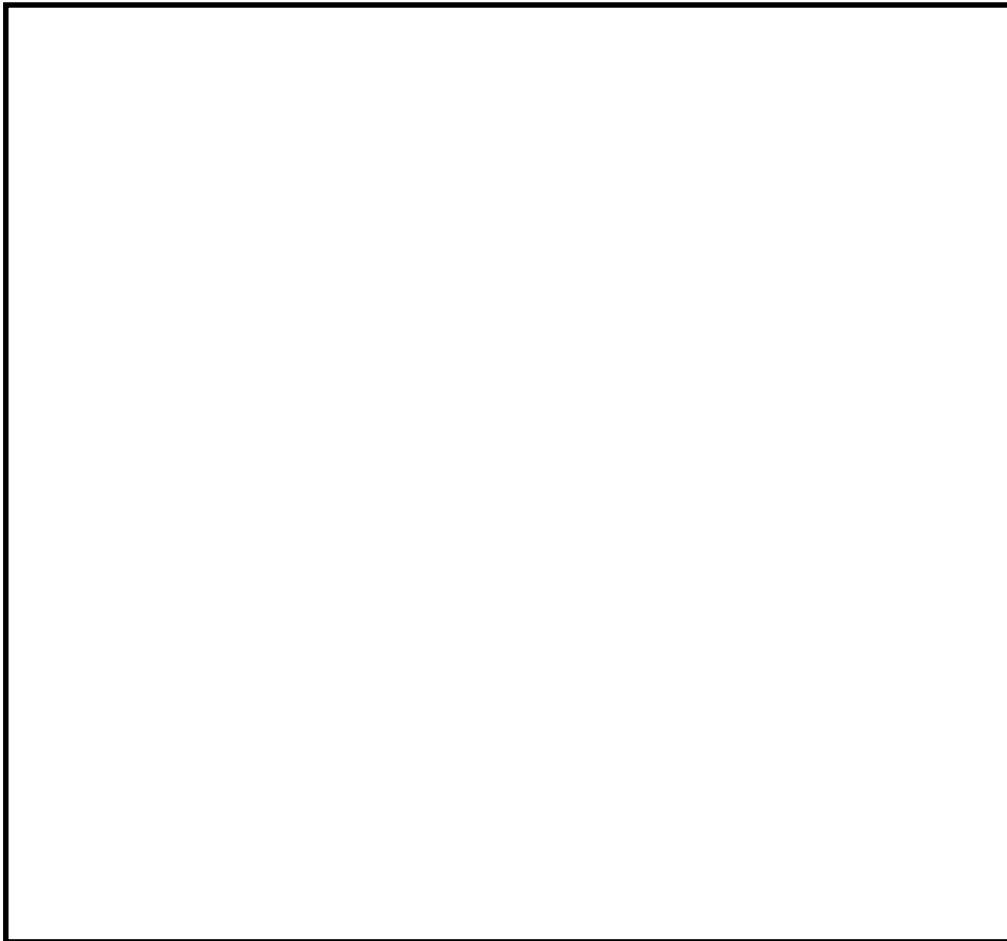
那珂変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系され、茨城変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系されることが可能とされており、1 つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線が全て停止する事態に至らない設計であることを確認している。



(1) 変電所と活断層等の位置

那珂変電所及び茨城変電所は、その直下に活断層は認められていないことを確認した。変電所と活断層の位置を、第 2.2.2.2-1 図に示す。

那珂変電所及び茨城変電所はそれぞれ独立しており、275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線の全 3 回線は共通する断層の上に設置されていない。



第 2.2.2.2-1 図 変電所等と活断層の位置

(2) 送変電設備の耐津波性

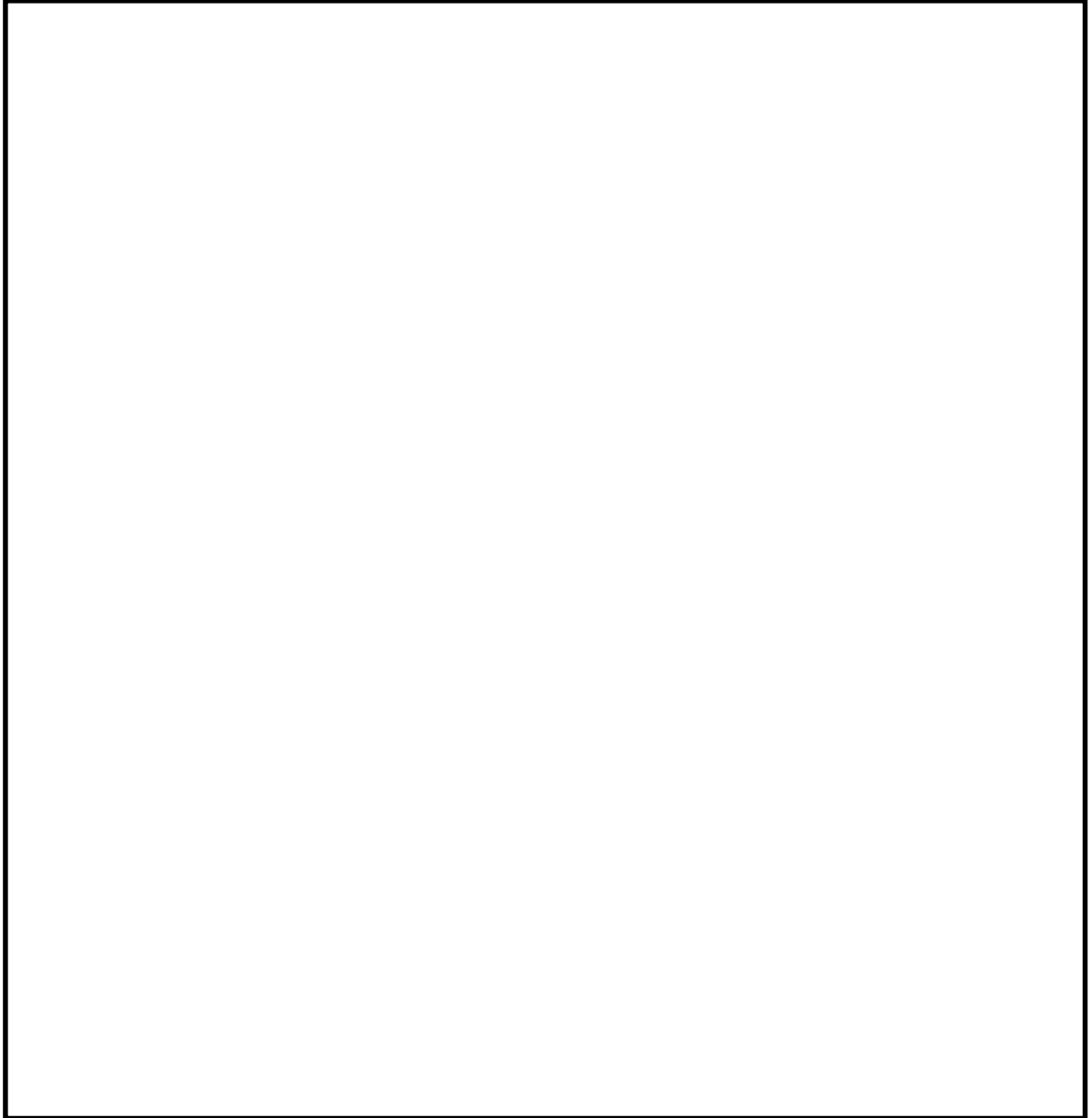
茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係を第 2.2.2.2-2 図に示す。

津波浸水想定図によれば、275kV 東海原子力線の一部が浸水想定範囲に入っていることにより、使用不能となる可能性があるが、154kV 村松線・原子力 1 号線を使用して東海第二原子力発電所への給電が可能であるため



問題はない。

また，送電線の接続先となる那珂変電所（約 T.P. +60m）及び茨城変電所（約 T.P. +35m）は内陸部に位置しており，津波による影響を受けることはない。



第 2.2.2.2－2 図 茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係



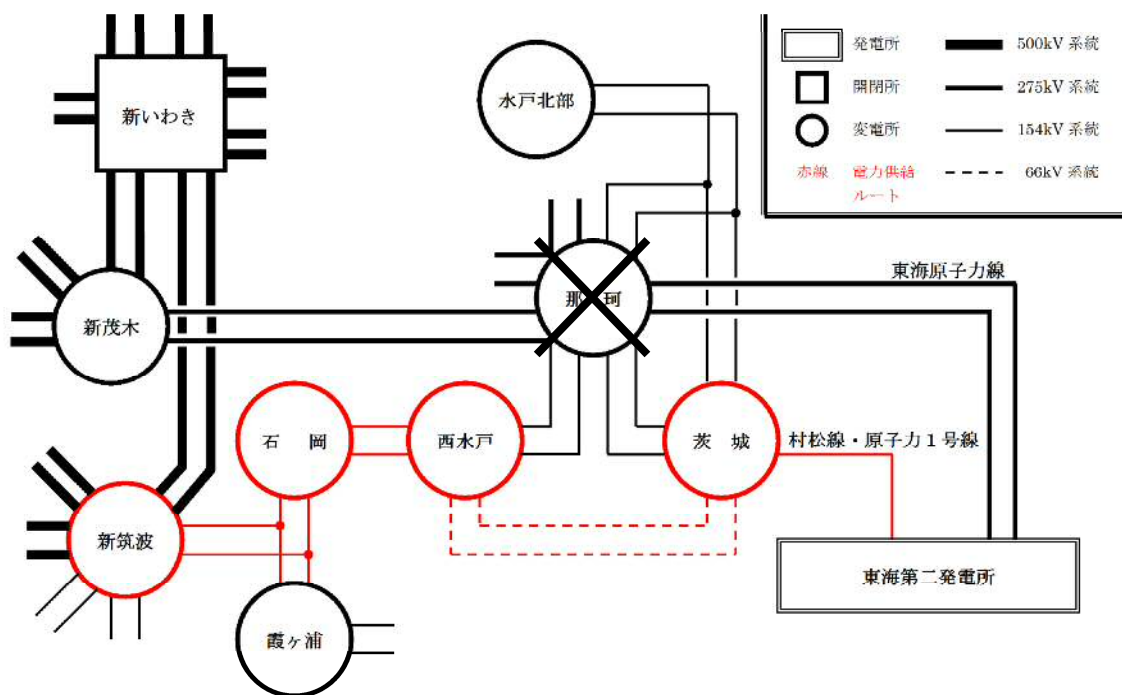
### (3) 変電所の停止想定

a. 那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する茨城変電所は、那珂変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

那珂変電所が全停した場合においても、西水戸変電所を経由して、茨城変電所から 154kV 村松線・原子力 1 号線より受電を行うことにより、東海第二発電所への電力供給が可能となる。

那珂変電所全停時の電力供給系統を、第 2.2.2.2-3 図に示す。



第 2.2.2.2-3 図 那珂変電所全停時の電力供給系統

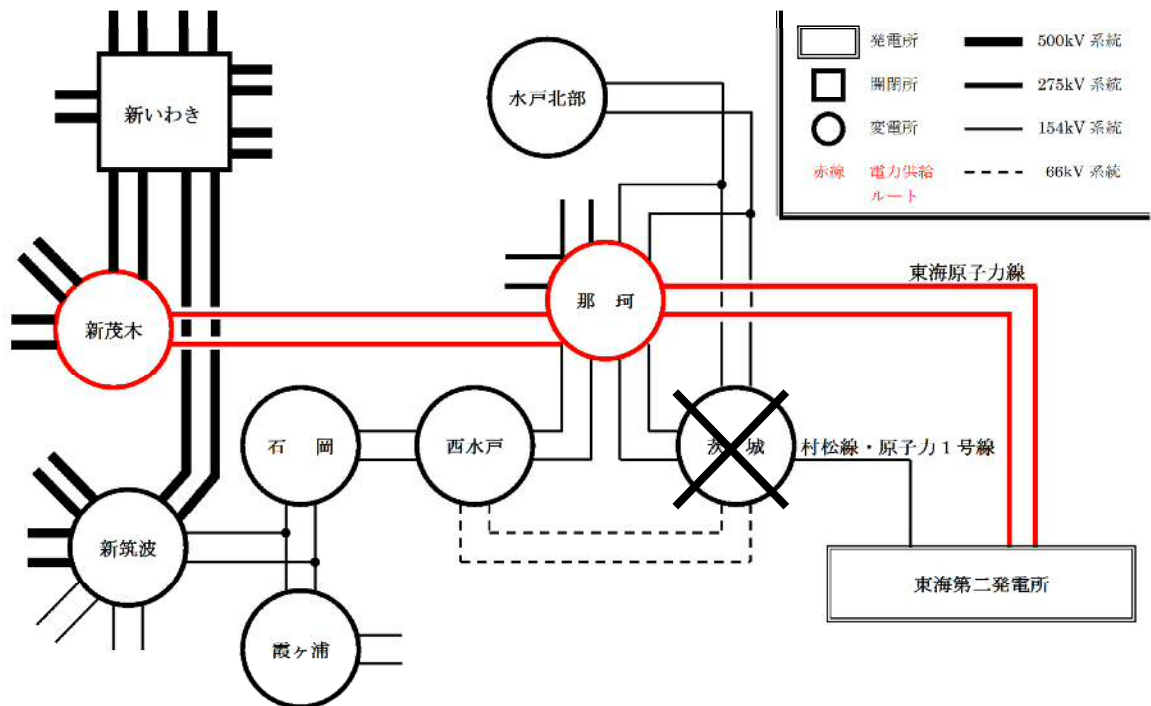


## b. 茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する那珂変電所は、新茂木変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

茨城変電所が全停した場合においても、新茂木変電所を経由して、那珂変電所から 275kV 東海原子力線より受電を行うことにより、東海第二発電所への電力供給が可能となる。

茨城変電所全停時の電力供給系統を、第 2.2.2.2-4 図に示す。



第 2.2.2.2-4 図 茨城変電所全停時の電力供給系統



c. 那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について、東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に、設備面及び運用面から評価した結果、東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。評価の詳細については別紙 5 に示す。



## 2.2.3 電線路の物理的分離

### 2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線それぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計であることを確認している。

#### (1) 送電線の交差箇所及び近接箇所について

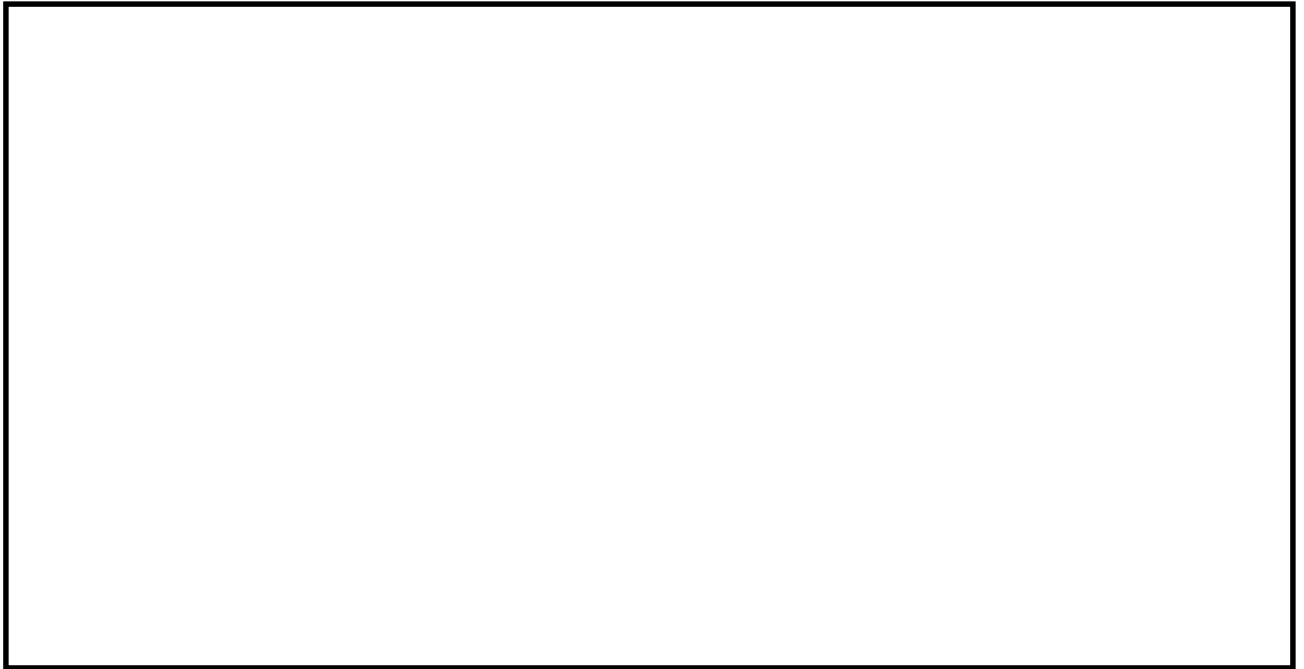
外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線において交差箇所は無い。

また，電線路の近接箇所については，仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

なお，鉄塔の水平距離を確保するにあたっては，重大事故等対処設備，防潮堤，アクセスルートへの影響を考慮する。

275kV 東海原子力線及び 154kV 東海原子力線のルート及び近接箇所（現状の状態）を第 2.2.3.1-1 図に，発電所敷地周辺鉄塔配置を別紙 6 に示す。





第 2.2.3.1-1 図 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のルート及び近接箇所（現状の状態）

#### 2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策

送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊が防止されている。

過去に発生した設備の被害状況を踏まえて、電気設備の技術基準（第 32 条）への適合に加え、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計であることを確認している。

##### (1) 鉄塔基礎の安定性

送電線ルートは、ルート選定の段階から地すべり地域等が極力回避されており、地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を図られてい



る。また、やむを得ずこのような地域を経過する場合には、個別に詳細調査を実施し、基礎の安定性を検討して基礎型を選定する等の対策が実施されている。

さらに、東海第二発電所に連系する 275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線については、鉄塔基礎の安定性評価として、鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の土砂崩壊について、図面等を用いた机上調査により盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の各リスクがある箇所の抽出が行われた後、地質専門家による現地踏査が実施された（別紙 1）。この評価結果により、鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認している。

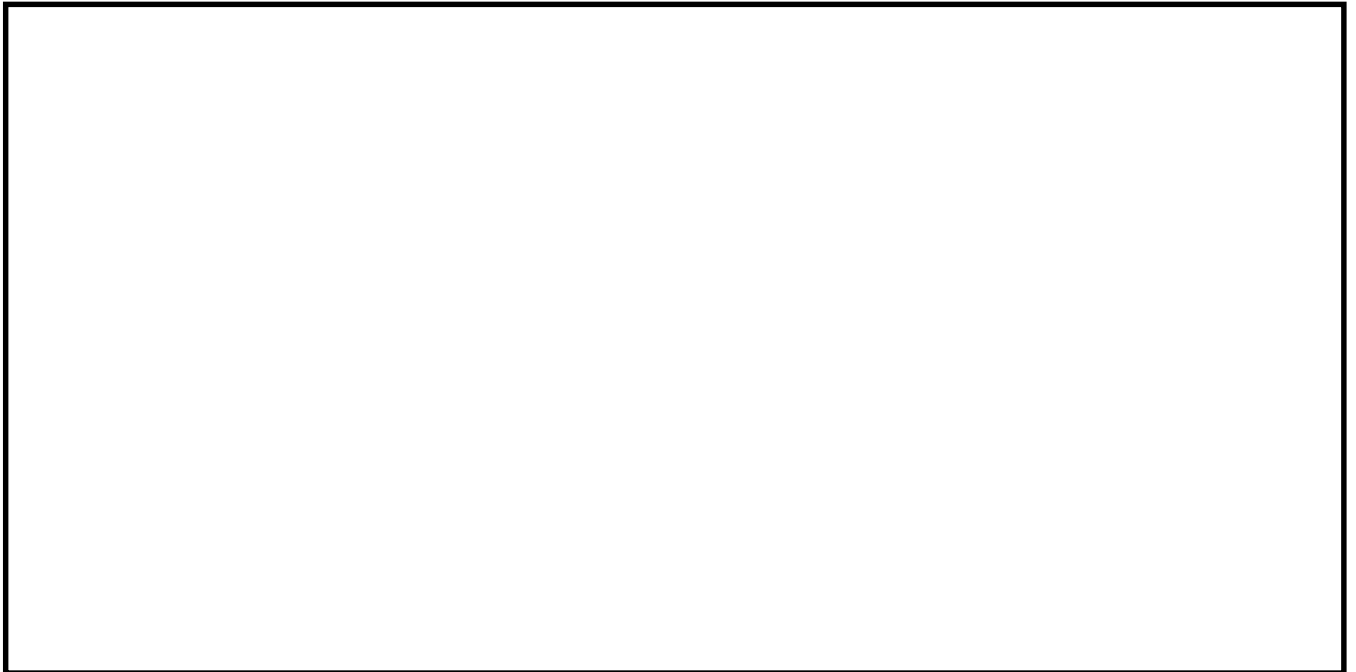
鉄塔基礎の安定性評価対象を第 2.2.3.2-1 表に、鉄塔基礎の安定性評価対象線路を第 2.2.3.2-2 図に示す。



第 2.2.3.2-1 表 鉄塔基礎の安定性評価対象

発電所	送電線区分	対象線路	鉄塔基数
東海第二発電所	外部電源線	275kV 東海原子力線 154kV 原子力 1 号線 154kV 村松線	44 基 8 基 28 基※

※村松線のうち東海第二発電所から茨城変電所間に設置されている鉄塔の数

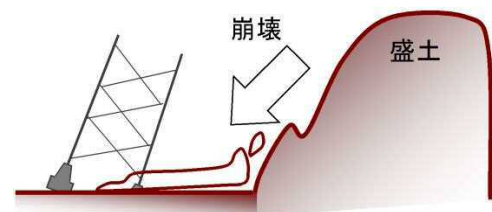


第 2.2.3.2-2 図 鉄塔基礎の安定性評価対象線路

a. 評価内容

① 盛土の崩壊

【リスク】盛土の崩壊に伴う  
土塊の流れ込みによる鉄塔傾  
斜，倒壊の恐れがある。

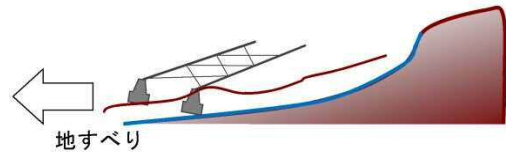


→送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価  
する。



② 地すべり

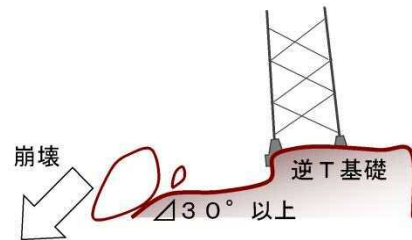
【リスク】 鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊の恐れがある。



→地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価する。

③ 急傾斜地の崩壊

【リスク】 逆 T 字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊の恐れがある。



→急傾斜地（30° 以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。

b. 確認結果

① 盛土の崩壊リスク

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所などを抽出する。

→275kV 東海原子力線で 2 基が抽出された。

→抽出された 2 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

② 地すべりリスク

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図から対象鉄塔を抽出後，空中写真判読により地すべり地形近傍の鉄塔を抽出する。

→基礎の安定性に問題のないことを確認した。



### ③ 急傾斜地リスク

国土地理院発行の地形図等を使用し、急傾斜を有する斜面が近傍にある鉄塔を抽出する。

→275kV 東海原子力線 3 基，154kV 村松線 2 基について抽出した。

→抽出された 5 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

鉄塔基礎の安定性評価結果を第 2.2.3.2－3 表に，地形評価結果を第 2.2.3.2－4 表に示す。

第 2.2.3.2－3 表 鉄塔基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社）」）

### (2) 近接箇所のリスク

近接箇所（第 2.2.3.1－1 図）については，2 ルートが近接した状況にあるが，地形評価に加え，送電線相互の近接状況，気象状況から 2 ルート共倒れのリスクは極めて低いと判断している。以下に評価結果を記載する。



a. 地形評価

下表の評価により，盛土崩壊，急傾斜地の崩壊，地すべりなど，将来的にも鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性は低い。

第 2.2.3.2-4 表 地形評価結果

評価項目	主な評価内容	評価結果
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none"><li>・盛土の立地状況や形状及び規模</li><li>・盛土と鉄塔との距離</li></ul>	図面等による抽出結果 2 基を対象に，地質専門家の現地踏査等による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。
地すべり	<ul style="list-style-type: none"><li>・地すべり地形の状況</li><li>・露岩分布状況</li><li>・移動土塊の状況</li><li>・地表面の変状有無</li><li>・構造物の変状有無</li></ul>	図面等による抽出結果，地すべりリスクのある鉄塔は確認されず，基礎の安定性に影響はなし。
急傾斜地	<ul style="list-style-type: none"><li>・斜面状況（勾配及び変状有無）</li><li>・地盤特性</li><li>・崩壊履歴</li></ul>	図面等による抽出結果 5 基を対象に，地質専門家の現地踏査による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。

b. 2 ルートの送電線・鉄塔の位置の評価

275kV 東海原子力線，154kV 村松線において計 5 箇所の斜面があるが，

a. にて鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性が低いことを確認している。

c. 気象状況の評価

台風の影響について，当該地域は J E C - 1 2 7 - 1 9 7 9（送電用支持物設計標準）における基準速度圧地域区分が高温季は下表に示す地



域区分Ⅴの地域，低温季はⅥの地域であり，当該速度圧を見込んだ設計を実施している。地域別の 50 年再現風速値が高い地域ではない。また，雪の影響については，経過地に応じて電線への着雪厚さを個別に評価し，対策を実施している。

第 2.2.3.2-5 表 基準速度圧地域区分

地域区分	I	Ⅱ	Ⅲ	Ⅳ	Ⅴ	Ⅵ
速度圧 (kg/m <sup>2</sup> )	240	200	175	150	125	100



(3) 風雪対策について

a. 設備対策面

送電線の風雪対策として、電気設備技術基準に適合するとともに、一部の鉄塔については、J E C - 1 2 7 - 1 9 7 9（送電用支持物設計標準）を考慮した耐風雪強化設計が実施されている。

その他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

送電線の風雪対策及びその状況について、第 2.2.3.2-6 表及び第 2.2.3.2-7 表に示す。また、着氷雪対策品を、第 2.2.3.2-8 表に示す。

第 2.2.3.2-6 表 送電線の風雪対策

項目	電気設備技術基準（第 32 条） （解釈（第 58 条））	更なる風雪対策
風	風速 40m/s の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じた風速（地上高 10m における最大瞬間風速 40.8～63.2m/s）を考慮（耐風強化設計）
雪	架渉線の周囲に厚さ 6 mm，比重 0.9 の氷雪が付着した状態に対し，風速 28m/s の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じて，電線への湿型着雪（着雪厚さ）による荷重（厚さ 25～50 mm，密度 0.6g/cm <sup>3</sup> ）を考慮（耐雪強化設計） ・ 架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパーを設置



第 2.2.3.2-7 表 各送電線の更なる風雪対策の状況

	耐風強化 設計	耐雪強化 設計	難着雪 リング	ねじれ防止 ダンパー
275kV 東海原子力線	—	—※1	○	○
154kV 原子力 1 号線	—	—	○	○
154kV 村松線	—※1	—※1	○	○

※1 一部の鉄塔が対策済

第 2.2.3.2-8 表 着氷雪対策品

名 称	機 能
難着雪リング	電線に一定間隔で取付けることにより，着雪の連続性が分断されるため，着雪の発達が抑制される。
ねじれ防止ダンパー	電線のねじれ剛性を増加し，電線自体の回転を防止することで着雪の発達を抑制できる。

#### b. 巡視及び点検実績

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線の設備の異常兆候の把握のため，東京電力パワーグリッド株式会社の保安規程に定められた普通巡視・点検が，東京電力パワーグリッド株式会社により定期的の実施されている。巡視実績を第 2.2.3.2-9 表に点検実績を第 2.2.3.2-10 表に示す。

以上の巡視・点検により，送電線の健全性が維持されていることを確認している。

通常時において，東海第二発電所への電力の供給支障を伴う送電設備の不具合がないことから，現状の巡視及び点検の周期・内容は妥当であると当社は評価する。



【巡視】 普通巡視：

地上（徒歩・車両等）あるいはヘリコプターにより 2 回／年  
以上（275kV 以上の送電線については，ヘリコプター飛行禁  
止箇所を除きヘリコプターによる巡視を 1 回／年以上実施）

【点検】 普通点検：1 回／5 年

第 2.2.3.2－9 表 巡視実績

275kV東海原子力線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	1/7	1/7	1/6	2/16
			ヘリコプター	8/6, 8/7	8/4	8/4	8/2
			車両	8/28	8/29	8/25	8/23
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線／村松線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	5/14, 11/19, 11/29	11/17, 11/20	11/20	10/21
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	5/15, 5/28	5/25, 5/27	4/20
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

※：臨時巡視の対象は，地すべりや急傾斜地の崩壊が懸念される箇所であるが，  
275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線に該当箇所はない。

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）

第 2.2.3.2－10 表 点検実績

275kV東海原子力線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	8/1	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線 村松線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	なし	なし	5/15, 5/28	なし	なし

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）



#### 2.2.4 送受電設備の信頼性

275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフは，不等沈下や傾斜等が起きないように十分な支持性能を持つ地盤に設置する。また，遮断器等の機器については耐震性の高い機器を使用する。

また，275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフに対する津波の影響を考慮するとともに，塩害を考慮する設計とする。

##### 2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所は， $1.0C_i$  の地震力に対し不等沈下，傾斜またはすべり等が起きないような場所に設置していることから，十分な支持性能を確保しており，耐震クラスCを満足している。

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所の遮断器は，従来の気中絶縁開閉装置と比べて重心が低く耐震性の高い GIS とする。GIS（イメージ図）を，第 2.2.4.1-1 図に示す。



第 2.2.4.1-1 図 GIS（イメージ図）



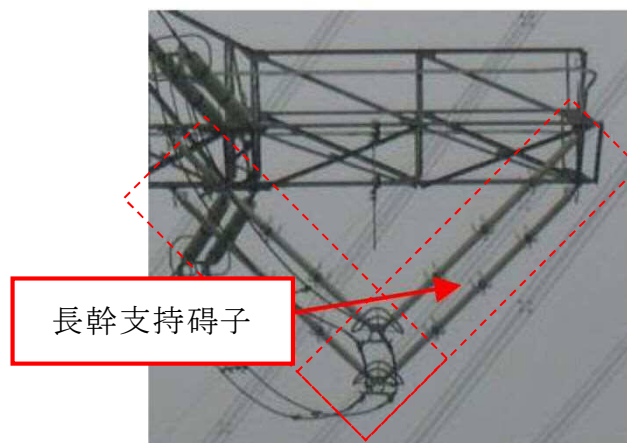
#### 2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

##### (1) 送電線の長幹支持碍子の免震対策について

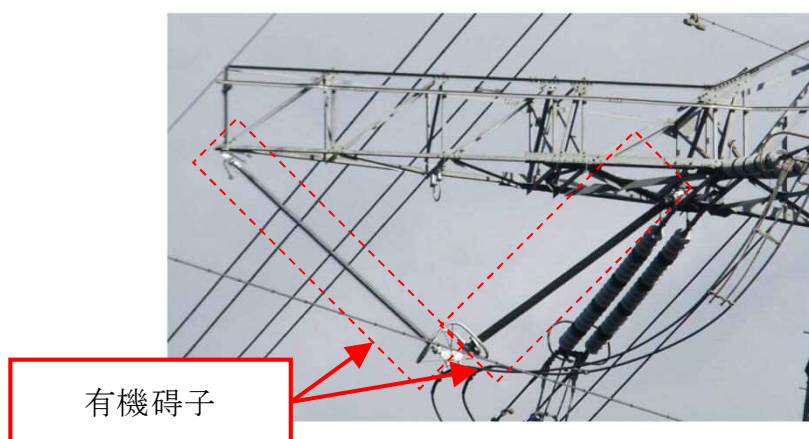
東日本大震災では、東海第二発電所に接続されている 275kV 東海原子力線において長幹支持碍子が破損した。このため、長幹支持碍子から有機碍子への取替（全 44 基中 16 基に使用）を行い、耐震性強化を実施した。

なお、154kV 村松線・原子力 1 号線において長幹支持碍子は使用されていなかった。

長幹支持碍子を第 2.2.4.2-1 図に、有機碍子を第 2.2.4.2-2 図に、長幹支持碍子の耐震対策状況を第 2.2.4.2-1 表に示す。



第 2.2.4.2-1 図 長幹支持碍子



第 2.2.4.2-2 図 有機碍子



第 2.2.4.2－1 表 長幹支持碍子の耐震対策状況

線路名	長幹支持碍子の耐震対策
	有機碍子化
275kV 東海原子力線	16 基（平成 23 年 11 月完了）

（総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持 V 吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について（平成 23 年 12 月 27 日，東京電力株式会社）」）

(2) 変電所の遮断器等の耐震性について

東海第二発電所に接続されている那珂変電所及び茨城変電所は，重心が低く，耐震性の高いガス遮断器が採用されていることを確認している。

また上記の設備は，J E A G 5 0 0 3－2 0 1 0「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており，設計上の裕度を確認している。



#### 2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

##### (1) 275kV 超高压開閉所

275kV 超高压開閉所(275kV 東海原子力線に接続)は、杭基礎構造とし、  
1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

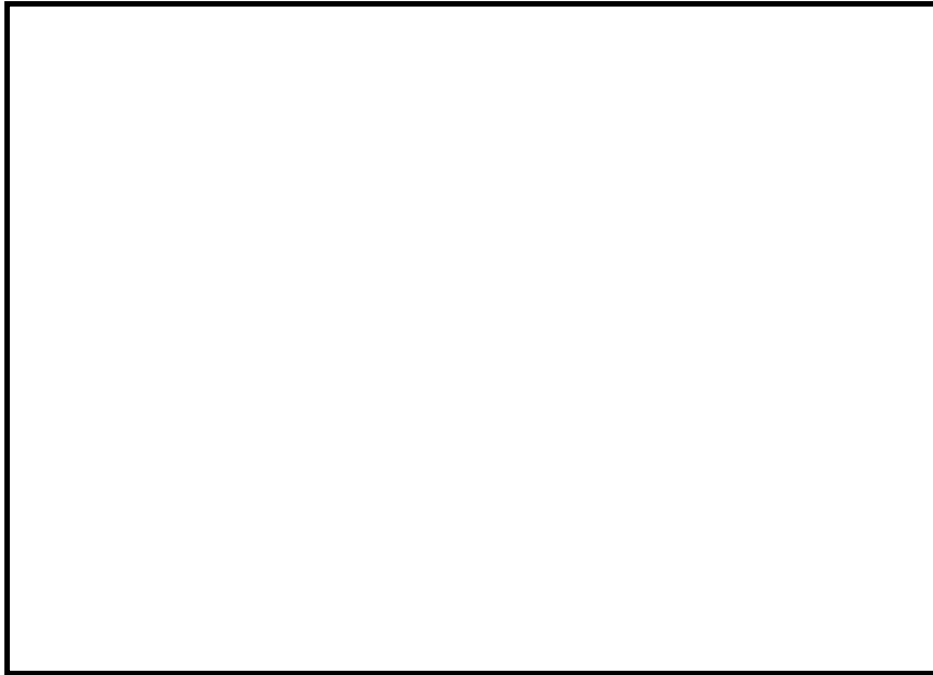
275kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果を第 2.2.4.3-1 表に、  
275kV 超高压開閉所位置を第 2.2.4.3-1 図に、275kV 超高压開閉所基礎図  
を第 2.2.4.3-2 図に示す。

第 2.2.4.3-1 表 275kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果

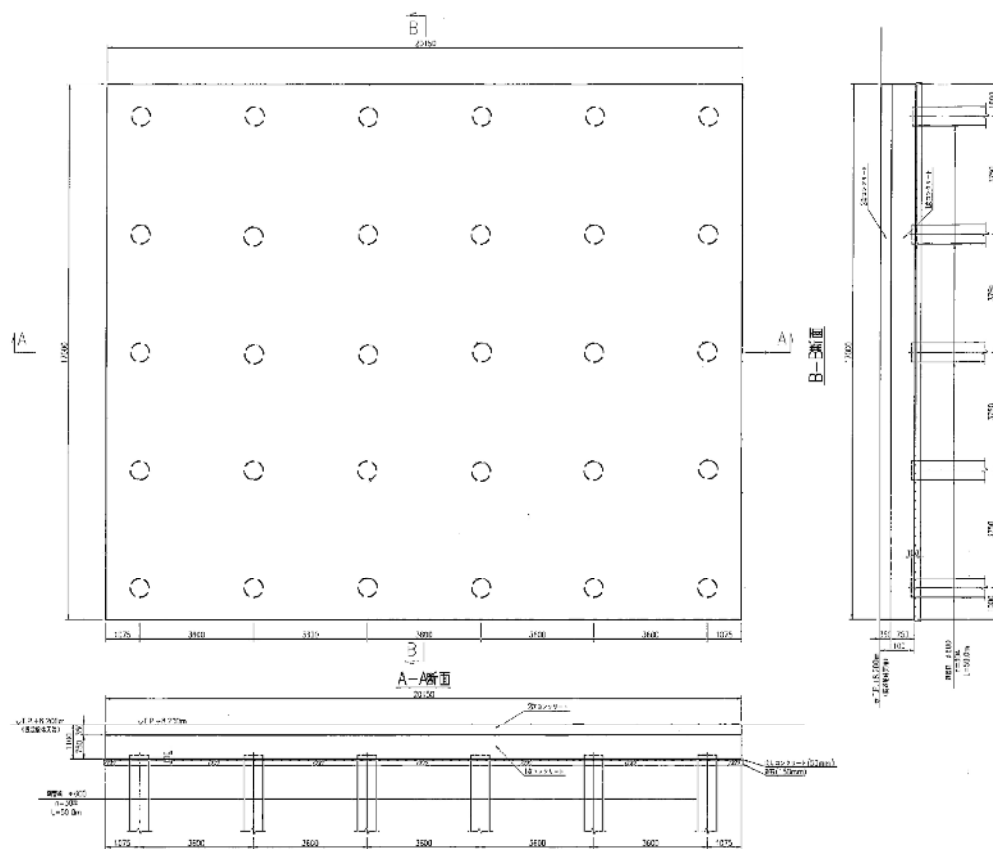
照査項目	評価値	評価基準値	判定 <sup>*1</sup>
最大接地圧	434 (kN／本)	2,629 (kN／本)	○

\*1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。





第 2.2.4.3-1 図 275kV 超高压開閉所位置



第 2.2.4.3-2 図 275kV 超高压開閉所基礎図



(2) 154kV 特別高圧開閉所

154kV 特別高圧開閉所(154kV 村松線・原子力1号線に接続)は、直接基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

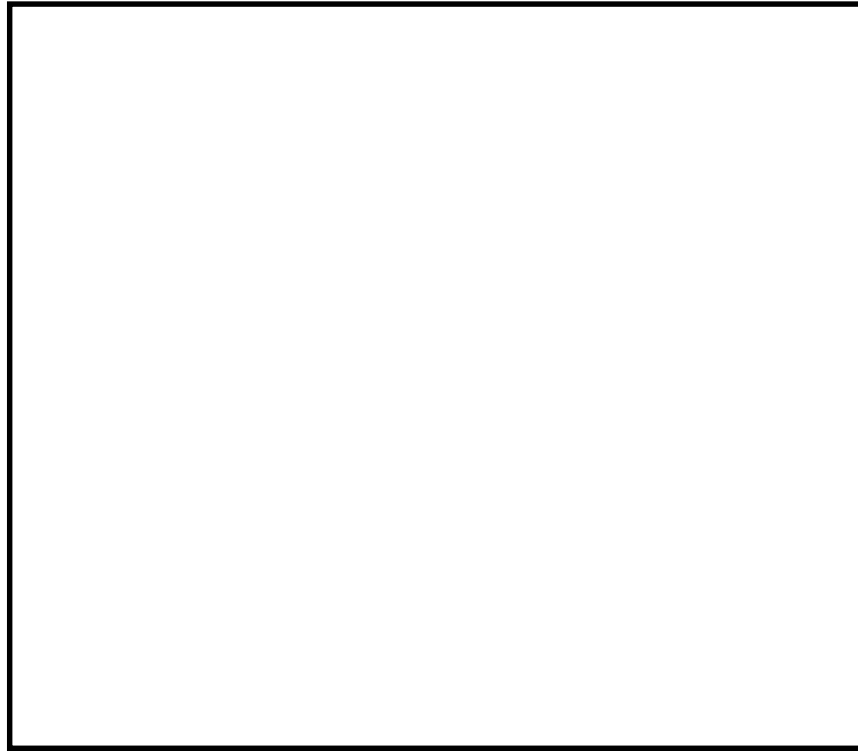
154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果を第2.2.4.3-2表に、154kV 特別高圧開閉所位置を第2.2.4.3-3図に、154kV 特別高圧開閉所基礎図を第2.2.4.3-4図に示す。

第2.2.4.3-2表 154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果

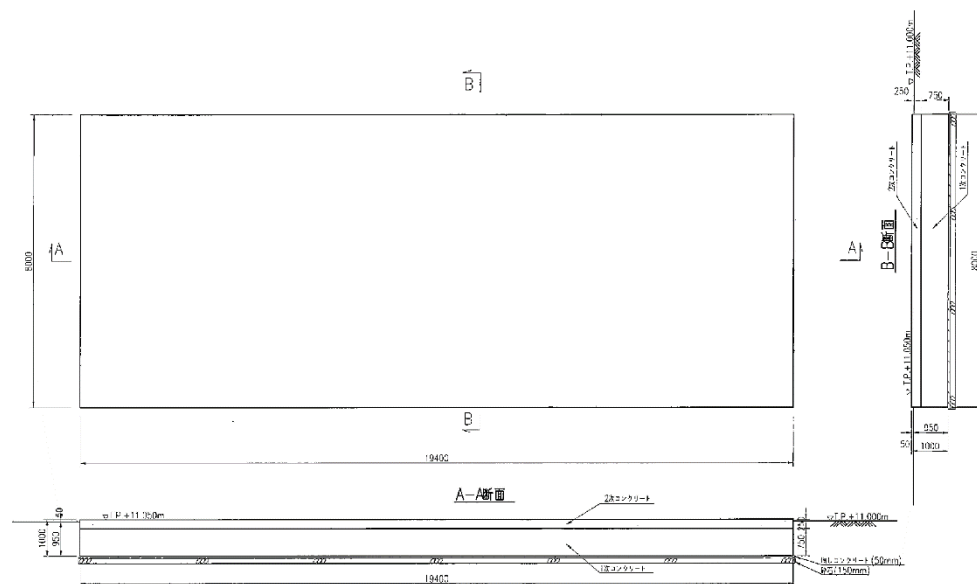
照査項目	評価値	評価基準値	判定※1
最大接地圧	62 (kN/m <sup>2</sup> )	192 (kN/m <sup>2</sup> )	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値<評価基準値。





第 2.2.4.3-3 図 154kV 特別高圧開閉所位置



第 2.2.4.3-4 図 154kV 特別高圧開閉所基礎図

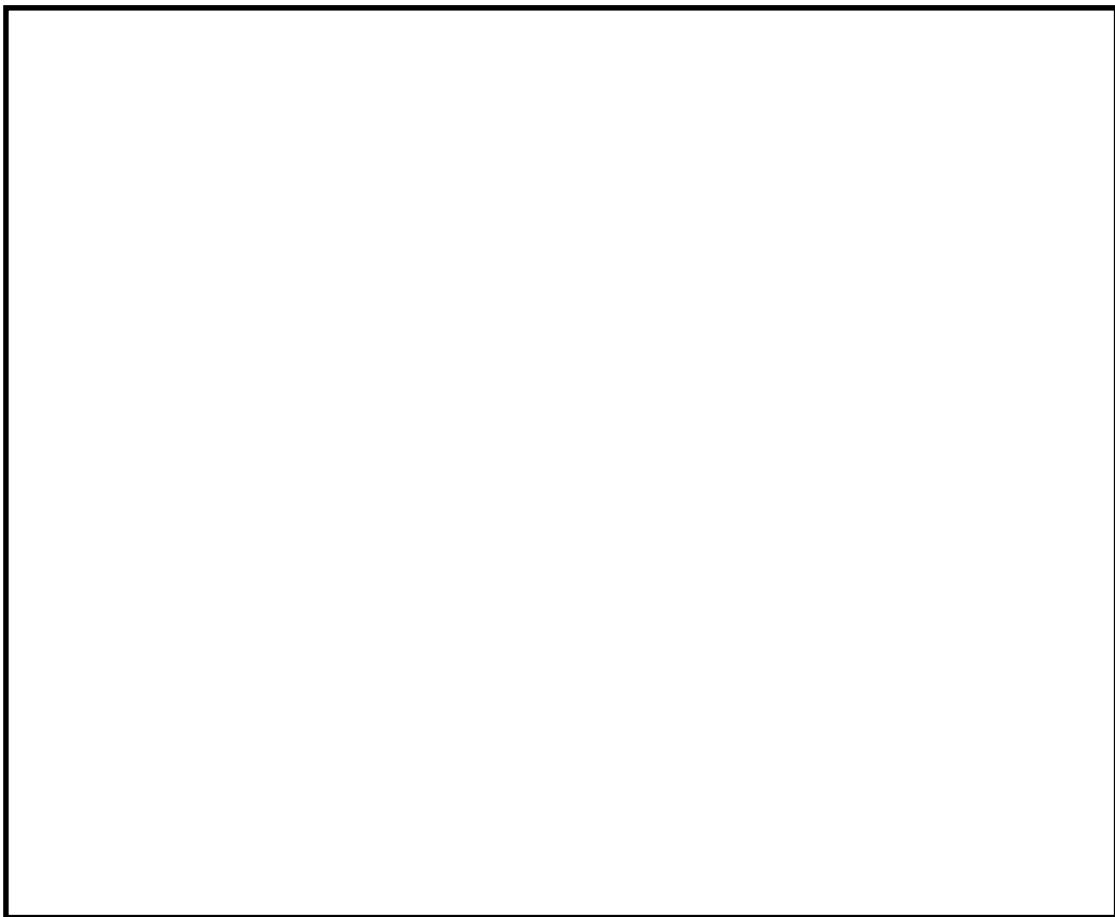


#### 2.2.4.4 ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブル洞道を通して接続している。また 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブルトラフを通して接続している。

ケーブル洞道及びケーブルトラフについては，洞道，トラフの構造及び設置地盤の特性を考慮し，代表断面として選定して支持性能を確認する。

全体平面図を，第 2.2.4.4－1 図に示す。



第 2.2.4.4－1 図 全体平面図



(1) 275kV 超高圧開閉所～東海第二発電所

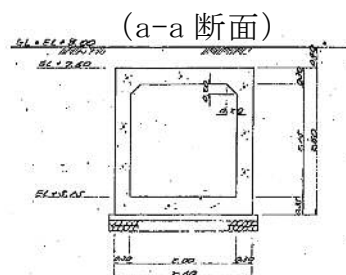
275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、 $1.0Ci$  の地震力に対し十分な支持性能を確保する設計とする。

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果を第 2.2.4.4-1 表に、275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4-2 図に示す。

第 2.2.4.4-1 表 275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ <sup>1</sup>
最大接地圧	162 (kN/m <sup>2</sup> )	372 (kN/m <sup>2</sup> )	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。



第 2.2.4.4-2 図 275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図

(2) 154kV 特別高圧開閉所～東海第二発電所

154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフは、直接基礎構造であり、 $1.0Ci$  の地震力に対し十分な支持性能を確保する



設計とする。

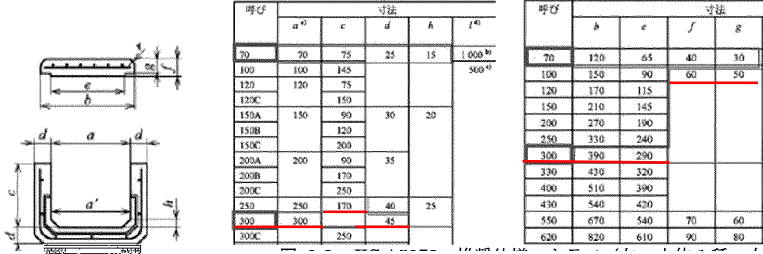
154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果を第 2.2.4.4-2 表に，154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4-3 図に示す。

第 2.2.4.4-2 表 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ <sup>1</sup>
最大接地圧	32 (kN/m <sup>2</sup> )	640 (kN/m <sup>2</sup> )	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値<評価基準値。

(b-b 断面)



第 2.2.4.4-3 図 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフ基礎図

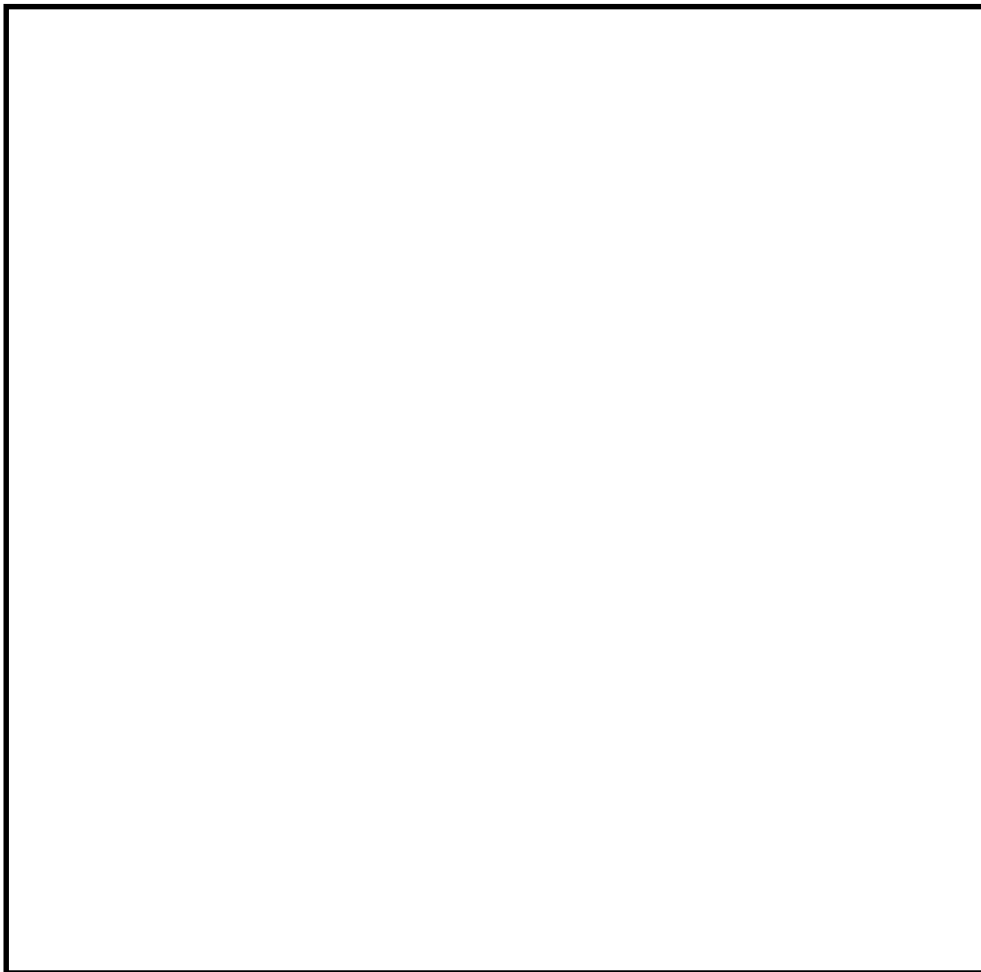


#### 2.2.4.5 基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について

##### (1) 評価対象箇所の選定

ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式を，第 2.2.4.5－1 図に示す。

東海第二発電所の開閉所から各建屋へのケーブルは，第四系への直接基礎構造であるケーブル洞道及びケーブルトラフ内に敷設する。洞道の接続先のうち，275kV 超高圧開閉所，原子炉建屋及びタービン建屋は，岩盤に支持されていることから，異種基礎接続となる。このため，ケーブル洞道及びケーブルトラフについて不等沈下による影響の評価を行った。



第 2.2.4.5－1 図 ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式



## (2) 評価手法

第四系に直接支持されているケーブル洞道及びケーブルトラフについて、鉄道構造物等設計標準・同解説（平成 19 年 1 月）に基づき、地盤の揺すり込みによる沈下量の算出を行った。

地表面で 1.0Ci 相当となる地震力を用いて、一次元等価線形解析にて地震前後のせん断剛性の変化から沈下量を算定した。

## (3) 評価結果

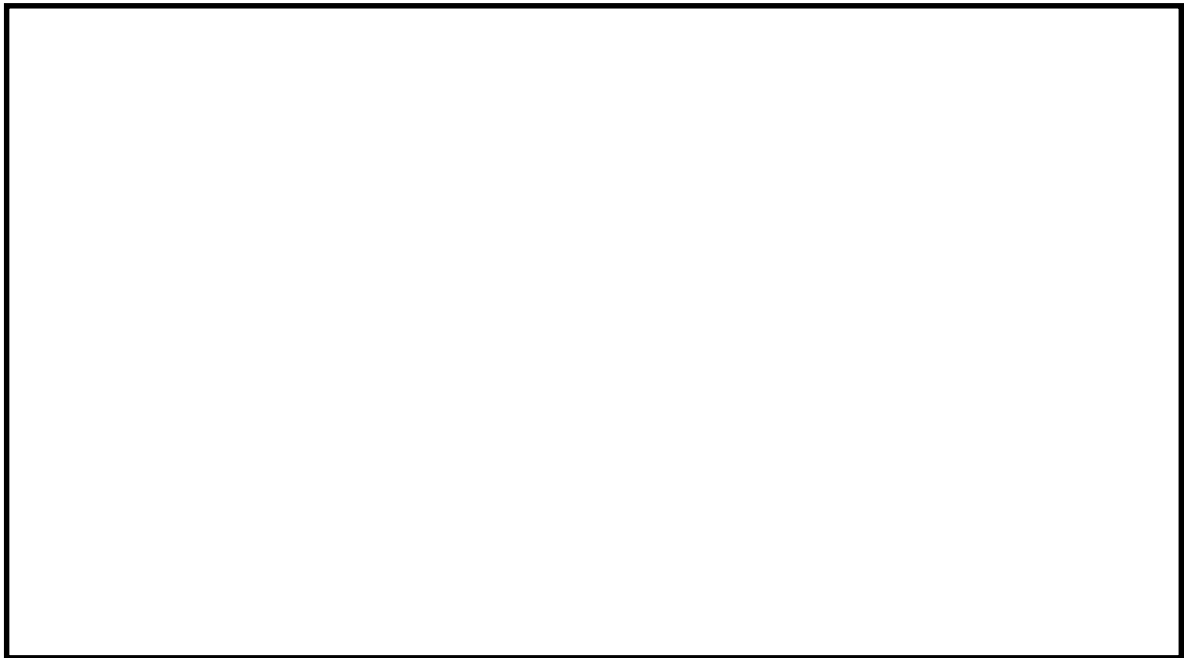
ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける沈下量を第 2.2.4.5-1 表に示す。沈下量は、ケーブル洞道及びケーブルトラフ直下の第四系を対象として算出した。ボーリング位置図及びボーリング柱状図を第 2.2.4.5-2～3 図に示す。

その結果、沈下量が 1 cm 以下であることから、不等沈下によるケーブル性能への影響はなく、設置地盤は十分な支持性能を有していることを確認した。

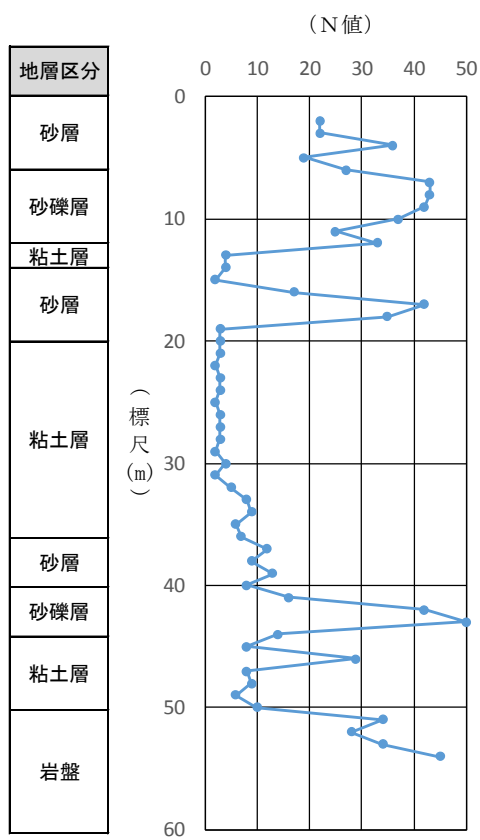
第 2.2.4.5-1 表 ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける最大沈下量

	ケーブル洞道 (275kV 超高压開閉所～ タービン建屋間)	ケーブルトラフ (154kV 特別高压開閉所 ～原子炉建屋間)
最大沈下量	9.5 mm	1.7 mm

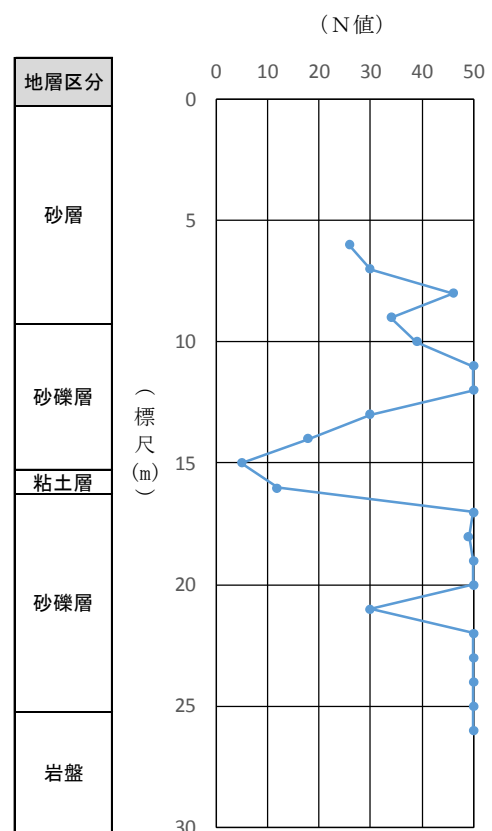




第 2. 2. 4. 5－2 図 ボーリング位置図



275kV 超高压開閉所付近



154kV 特別高压開閉所付近

第 2. 1. 4. 5－3 図 ボーリング柱状図

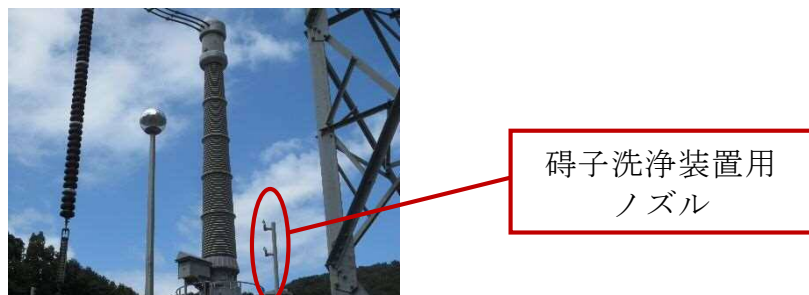


#### 2.2.4.6 津波の影響，塩害対策

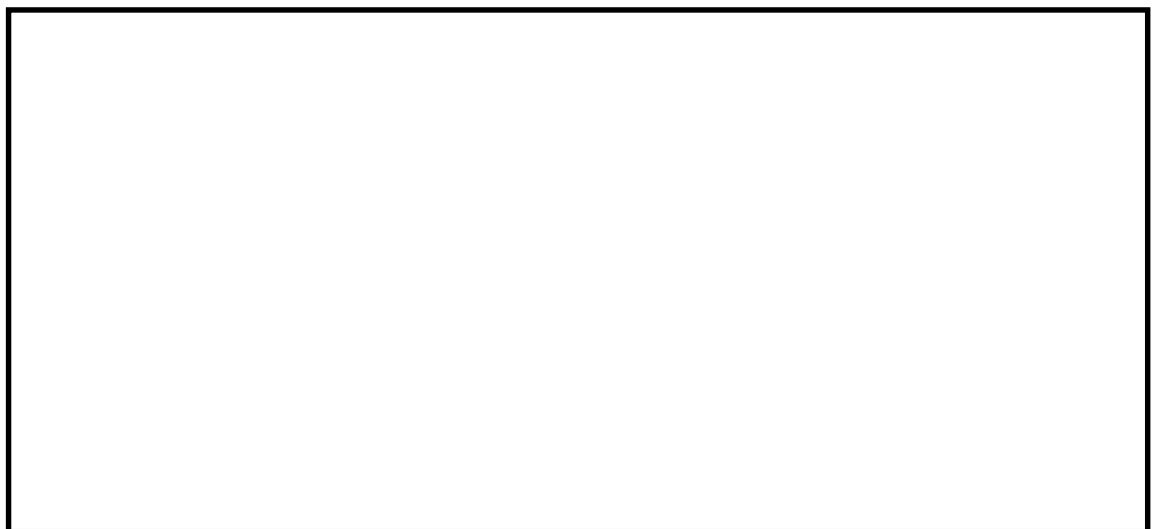
塩害対策が必要な 275kV 送電線引留部に対しては，定期的に碍子洗浄が可能な設備を設置する。なお，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会）」に塩害対策の考え方が定められており，154kV 送電線引留部は過去の塩分測定実績より碍子の絶縁強化で対応が可能な塩分付着密度であることを確認していることから碍子洗浄は不要である。なお，154kV 送電線引留部については，将来的に塩害の状況が悪化する場合は，碍子洗浄の実施を含め必要な対策を検討する。碍子洗浄装置外観（イメージ図）を，第 2.2.4.6-1 図に示す。

基準津波に対して，防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。

防潮堤と非常用電源設備配置図を，第 2.2.4.6-2 図に示す。



第 2.2.4.6-1 図 碍子洗浄装置外観（イメージ図）



第 2.2.4.6-2 図 防潮堤と非常用電源設備配置図



## 2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

### 2.3.1 非常用電源設備及びその付属設備の信頼性

#### 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

非常用電源設備のうち、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備（燃料供給系統）は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続している。また、蓄電池及びその付属設備（充電器等充電設備）は、区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とする。

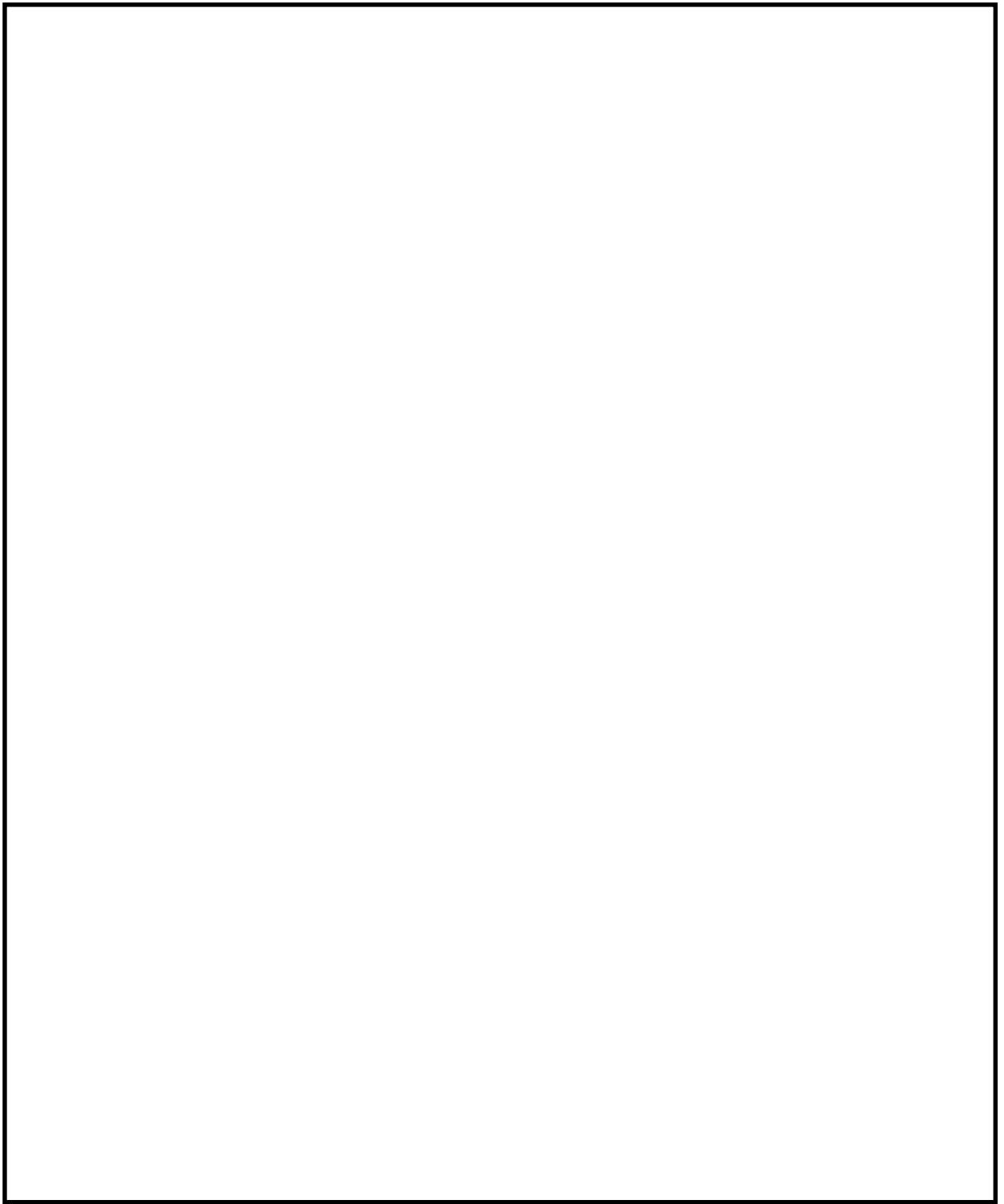
非常用電源設備は、常用系との独立性を考慮して、常用電源設備と別の場所に設置することにより、共通要因による機能喪失が発生しない設計とする。

#### (1) 非常用電源設備の配置

非常用電源設備は、安全区分に応じて区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置する設計とする。

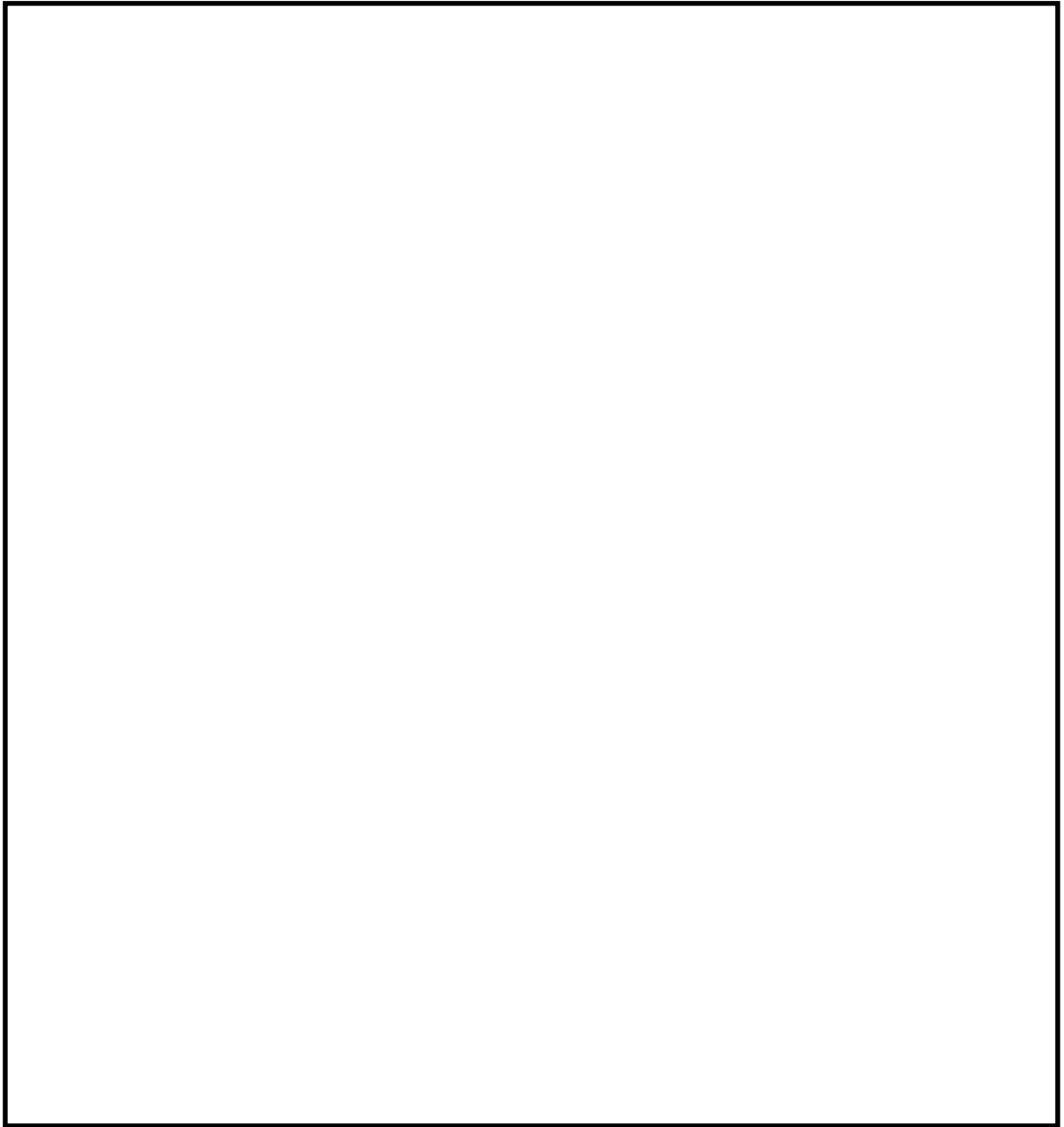
非常用電源設備の配置を、第2.3.1.1-1図～第2.3.1.1-5図に示す。





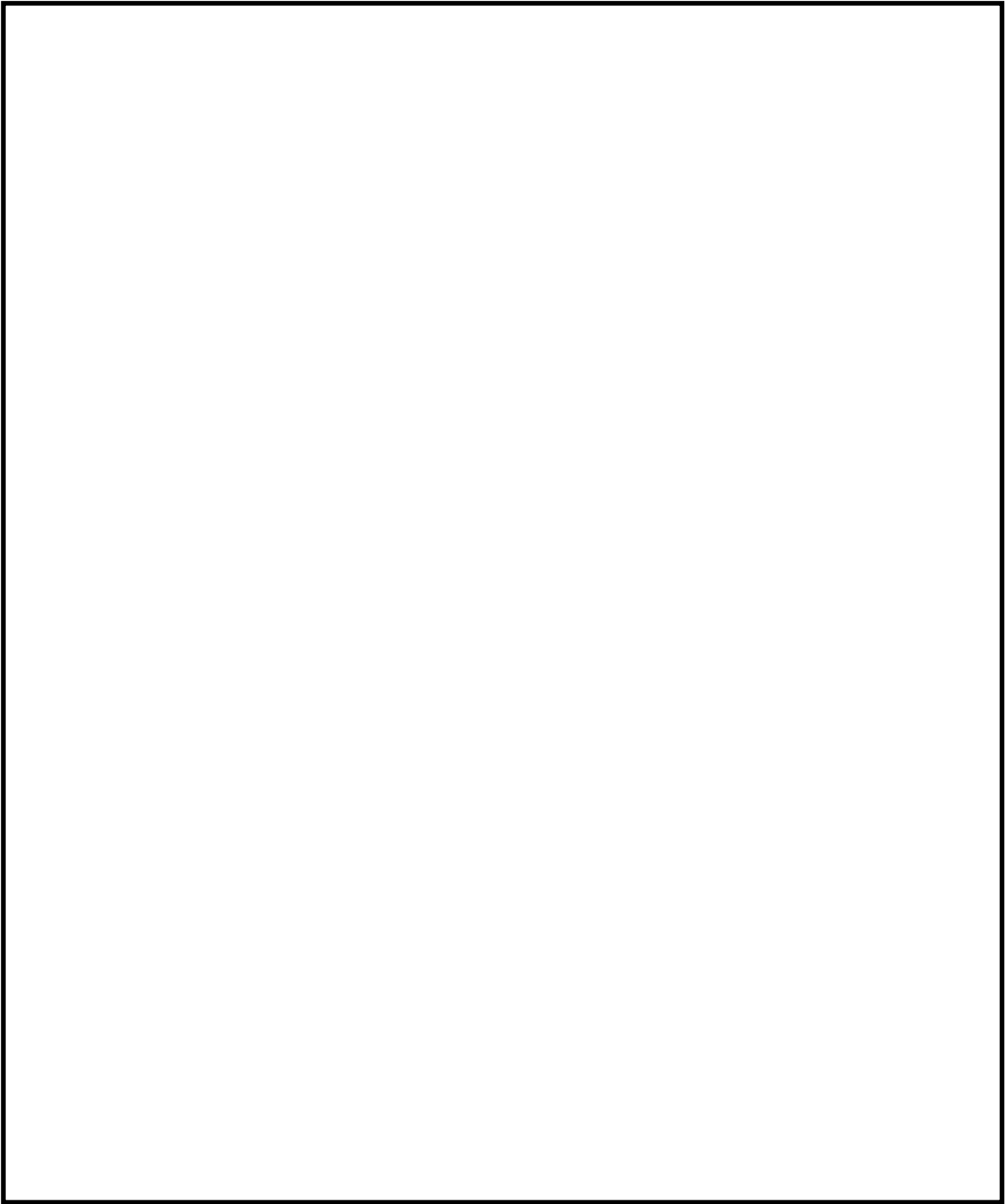
第 2.3.1.1-1 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル  
発電機を含む。）の配置





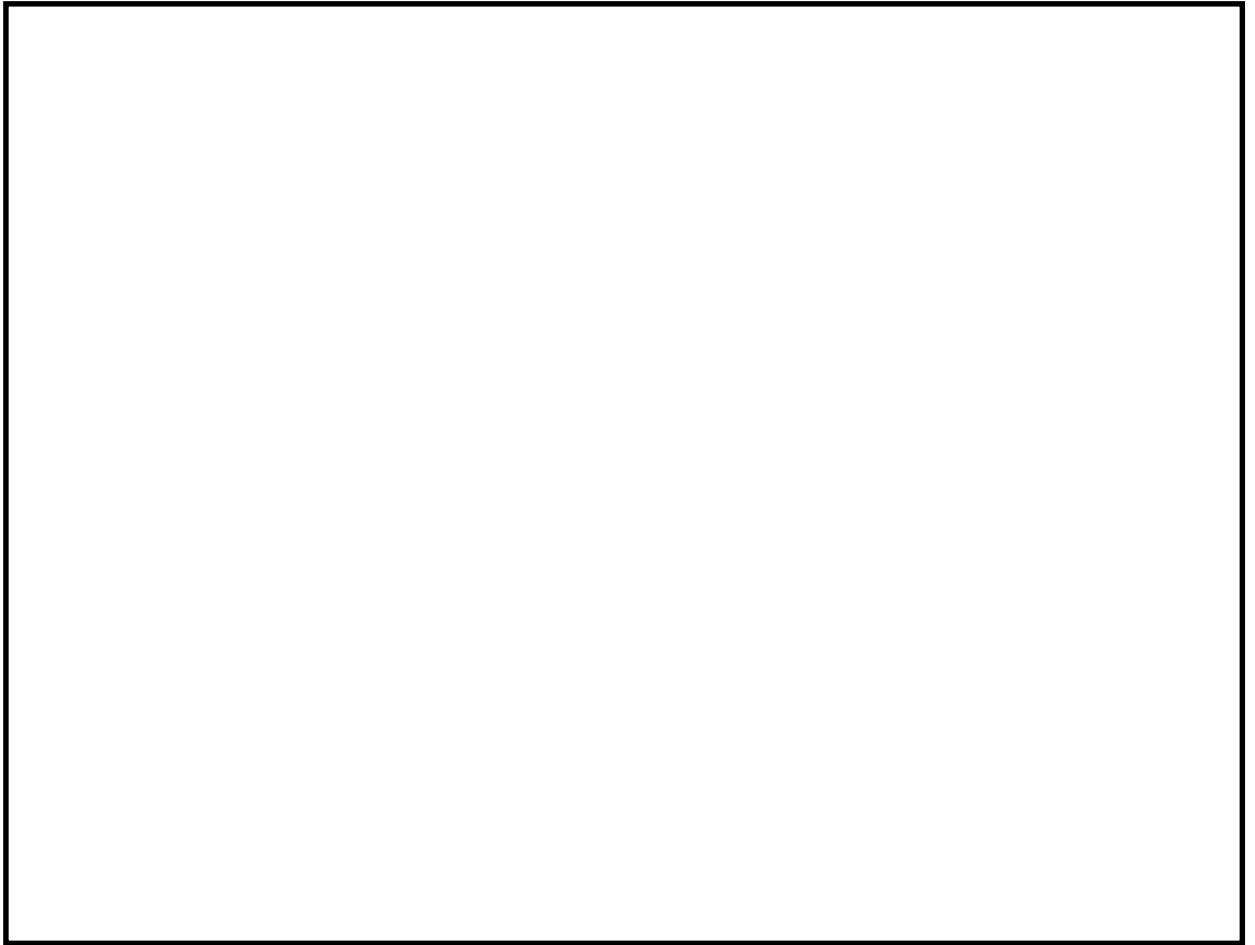
第 2.3.1.1-2 図 蓄電池（非常用）の配置





第 2.3.1.1-3 図 非常用高圧母線（2 C ・ 2 D ・ H P C S）の配置





第 2.3.1.1-4 図 非常用ディーゼル発電機 燃料供給系統設備のうち  
デイタンクの配置



第 2.3.1.1-5 図 燃料供給系統設備のうち軽油貯蔵タンク，燃料移送ポンプ  
の配置



(2) 非常用電源設備の共通要因に対する頑健性

非常用交流電源設備，非常用直流電源設備は各々3 系統あり，基準地震動に対して支持機能が維持可能な建物である原子炉建屋の区画された部屋に設置する等の対策により，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有する設計とする。非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性を，第 2.3.1.1－6 表に示す。

第 2.3.1.1－6 表 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応方針	状況
地震	基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して，建屋及び非常用電源設備が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して，浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	新設する防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	非常用電源設備は火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等により区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し，影響のないことを確認，もしくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して電気盤が機能喪失にならないことを確認する。 また，電気室及び蓄電池室には，蒸気源及び被水源がないため問題ない。

軽油貯蔵タンクは地下，燃料移送ポンプは常設代替高圧電源装置置場内（地下）に設置する。

また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプまでの配管，及び燃料移送ポンプからデイトankまでの配管には連絡配管が設けられており，軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプいずれか 1 系統が使用できない場合でも，原子炉建屋



内にある 3 系統のデイトンクに燃料を供給可能な設計としている。

なお、デイトンクは外部からの燃料補給がなくても、8 時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3 参照)

軽油貯蔵タンク基礎ならびに燃料移送系配管ダクトは、耐震クラス S の設備の間接支持構造物として、原子炉建屋と同じ支持地盤を有しており（杭基礎型式）、沈下が生じにくい構造とする。



#### 2.3.1.2 容量について

東海第二発電所非常用電源設備の内，設計基準事故に対処するための設備は以下のとおりである。

① 非常用ディーゼル発電機

台数：2

容量：約 6,500kVA（約 5,200kW）（1 台当たり）

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個数：1

容量：約 3,500kVA（約 2,800kW）

#### <①及び②の主な負荷>

- ・ 外部電源が完全に喪失した場合に，発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷
- ・ 工学的安全施設作動のための負荷

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，外部電源の喪失又は原子炉冷却材喪失が発生した際，自動起動して原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために，必要な発電機容量を有する。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）において保安上必要とされる負荷（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）を，第 2.3.1.2－1 表に示す。



第 2.3.1.2-1 表 各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）において保安上必要とされる負荷  
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
補機名	負荷容量 [kW]	補機名	負荷容量 [kW]	補機名	負荷容量 [kW]
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078	—	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ	約 2,328
残留熱除去系ポンプ	約 584	残留熱除去系ポンプ	約 1,168	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプ	約 55
残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	充電器	約 19
非常用ガス処理装置	約 48	非常用ガス処理装置	約 48	高圧炉心スプレイ系ポンプ室換気装置	約 8
非常灯	約 78	非常灯	約 78	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室換気装置	約 38
充電器	約 264	充電器	約 245	—	—
中央制御室換気装置	約 60	中央制御室換気装置	約 60	—	—
ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	—	—
ディーゼル発電機室換気装置	約 38	ディーゼル発電機室換気装置	約 38	—	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ室換気装置	約 4	—	—	—	—
残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 3	残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 6	—	—
バッテリー室換気装置	約 19	バッテリー室換気装置	約 19	—	—
スイッチギア室換気装置	約 55	スイッチギア室換気装置	約 55	—	—
—	—	バイタル交流電源装置	約 67	—	—
非常用ガス再循環装置	約 55	非常用ガス再循環装置	約 55	—	—



非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
緊急用直流 125V 充電器	約 120	緊急用直流 125V 充電器	約 120	—	—
その他コントロ ールセンタ負荷	約 724	その他コントロ ールセンタ負荷	約 739	—	—
負荷合計	約 4, 859	負荷合計	約 4, 427	負荷合計	約 2, 448

### ※負荷容量の算出方法

#### 1. パワーセンタ以上の動的機器の負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{軸動力 [kW]}}{\text{効率 [\%]}}$$

#### 2. モータコントロールセンタ以下の動的負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{定格出力 [kW]} \times \text{負荷率 [\%]}}{\text{効率 [\%]}}$$

(効率：90%，負荷率：90%)

#### 3. 静的負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{定格出力 [kW]} \times \text{負荷率 [\%]}}{\text{効率 [\%]}}$$

電源装置，充電器（効率：75%，負荷率：100%）

ヒータ，非常灯（効率：90%，負荷率：100%）



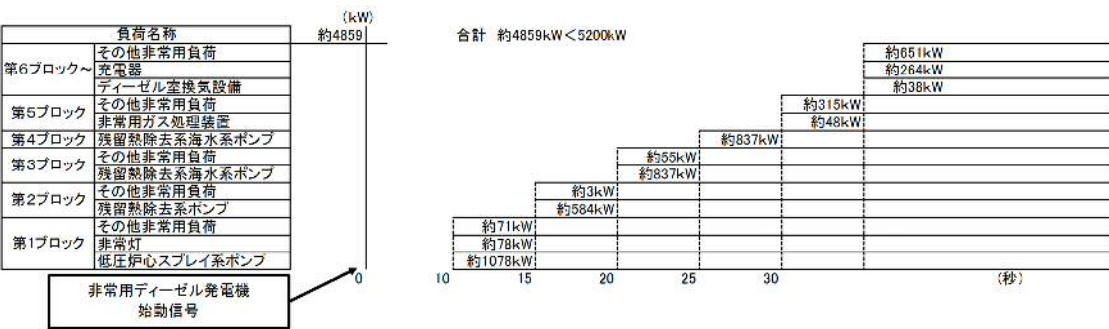
非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、外部電源が喪失した場合に、発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、さらに、工学的安全施設作動の為の電力を供給する。

また、多重性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続する。

3台のうち1台が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、10秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する。

外部電源が喪失し、かつ、原子炉冷却材喪失が発生した場合の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位を、第2.3.1.2-1図～第2.3.1.2-3図に示す。

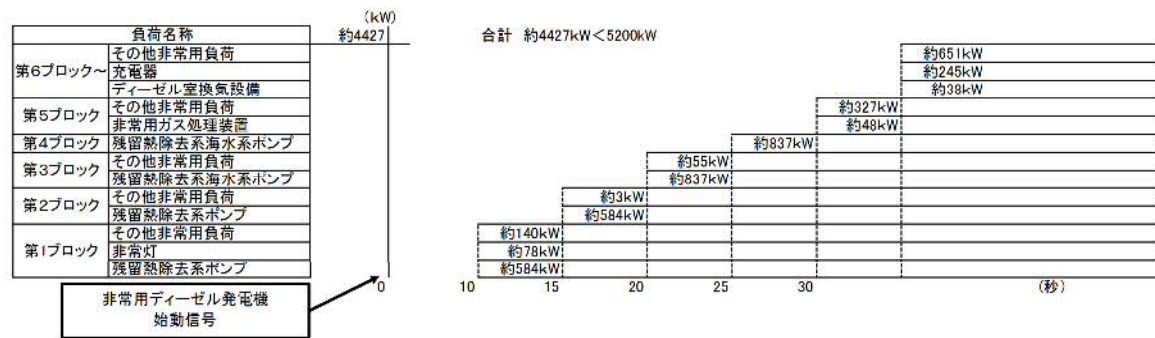


第2.3.1.2-1図 2C 非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

\*ブロックの若い順に起動する。

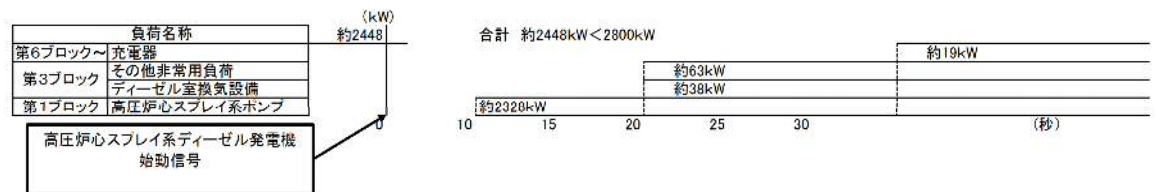




第 2.3.1.2-2 図 2 D 非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

\*ブロックの若い順に起動する。



第 2.3.1.2-3 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

\*ブロックの若い順に起動する。



### ③ 蓄電池

非常用の常設直流電源設備は、3 系統 5 組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は 125V もしくは±24V である。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ用ディーゼル発電機を含む）初期励磁、M/C、P/C 投入及び引き外し、計測制御系統施設等であり、これらの 125V 系 3 系統のうち 1 系統の故障及び±24V 系 2 系統のうち 1 系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設蓄電池は据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

全交流動力電源喪失に備えて、非常用の常設直流電源設備は発電用原子炉の停止、停止後の冷却に必要な電源を一定期間、給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から約 95 分以内に給電を行うが、万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 210 分以内（全交流動力電源喪失後約 305 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電力を供給できる容量とする。

なお、重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設



けている設備への電力供給時間は、約 24 時間とする。

組数及び容量： 125V 2 組（約 6,000Ah）、1 組（約 500Ah）

±24V 2 組（約 150Ah）

＜蓄電池の主な負荷＞

- ・制御用負荷（原子炉緊急停止系作動回路、遮断器制御電源、自動減圧系等）及び非常用照明
- ・原子炉隔離時冷却系

各蓄電池の容量を、第 2.3.1.2-2 表に示す。

第 2.3.1.2-2 表 各蓄電池の容量

用途 項目	125V 系蓄電池 A 系, 125V 系蓄電池 B 系	25V 系蓄電池 H P C S 系	中性子モニタ用蓄電池 A 系, 中性子モニタ用蓄電池 B 系
型式	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池
組 数	2	1	2
容 量	約 6,000Ah（1 組あたり）	約 500Ah	約 150Ah（1 組あたり）
電 圧	125V	125V	±24V



### 2.3.1.3 燃料貯蔵設備

工学的安全施設等の機能を確保するため、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については2 C系、2 D系及び高圧炉心スプレイ系の計3台有している。また、軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにて非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ供給される燃料油系統も非常用2 C系、2 D系及び高圧炉心スプレイ系の3系統を有しているため、ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。燃料油供給系統の構成を、第2.3.1.3-1図に示す。

軽油貯蔵タンクの必要量を確認するために外部電源喪失が発生した場合を想定する。外部電源喪失が発生した場合、設計基準事故対処設備である2 C非常用ディーゼル発電機、2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動して、非常用母線を受電し対応を行う。これに加え、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置2台を起動し緊急用母線を受電して重大事故等に備えるとともに代替所内電気設備の必要負荷（緊急用直流125V充電器）へ給電を行う。その後、代替所内電気設備の機能に期待した対応を行っていない場合、24時間以内に常設代替高圧電源装置2台を停止して待機状態とし、非常用ディーゼル発電機から常設代替直流電源設備の必要負荷へ給電を行う。

軽油貯蔵タンクは、非常用ディーゼル発電機1台、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間及び常設代替高圧電源装置2台を1日（24時間）運転できる容量（約400kL<sup>※1</sup>）を2系統有するため、軽油貯蔵タンクの単一故障に対しても必要な機能を維持できる。

2基の軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており、軽油貯蔵タンクの燃料は、3台のディーゼル発電機のどれでも使用できる構成となっている。



(連絡配管は通常時は手動弁により隔離されており、片系で漏えい等が生じた場合でも他系へ影響しないようにしている。)

※ 1 軽油貯蔵タンクの必要量を保守的に見積もるため、以下を考慮する。

- ・ 保守的に事象発生と同時に電源装置の起動を想定（連続 7 日間）
- ・ 非常用ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での（1,440.4L/h・台）を使用する。
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での（775.6L/h・台）を使用する。
- ・ 常設代替高圧電源装置の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での（420L/h・台）を使用する。

① 非常用ディーゼル発電機

$$1,440.4\text{L/h} \cdot \text{台} \times 24 \text{ 時間} \times 7 \text{ 日} = 241,988\text{L} = 242.0\text{kL}$$

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

$$775.6\text{L/h} \cdot \text{台} \times 24 \text{ 時間} \times 7 \text{ 日} = 130,301\text{L} = 130.3\text{kL}$$

③ 常設代替高圧電源装置

$$420.0\text{L/h} \cdot \text{台} \times 2 \text{ 台} \times 24 \text{ 時間} \times 1 \text{ 日} = 20,160\text{L} = 20.2\text{kL}$$

④ 必要燃料① + ② + ③ = 242.0kL + 130.3kL + 20.2kL

$$= 392.5\text{kL} < 400\text{kL}$$

■ 軽油貯蔵タンク

基数：2

容量：約 400kL（1 基当たり）

使用燃料：軽油







別紙 1 鉄塔基礎の安定性について

1. 東海第二発電所外部電源線における送電鉄塔の安定性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)」(平成 23・06・07 原院第 1 号)に基づき、敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響が評価されている。抽出された鉄塔については、地質の専門家による現地踏査結果を踏まえ、鉄塔基礎の安定性に影響がないことが確認されている。(経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について(平成 24 年 2 月 17 日、東京電力株式会社)」)

基礎の安定性評価結果を、第 1 表に示す。

第 1 表 基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔	現地踏査確認基数			対応必要
	基数	盛土	地すべり	急傾斜地	基数
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基
合計	80 基	2 基	0 基	5 基	0 基



## 2. 地質の専門家による現地踏査の評価項目と方法

275kV 東海原子力線，154kV 村松線の対象鉄塔について，地質の専門家による現地踏査で第2表に示す項目に基づき，鉄塔基礎の安定性評価が行われている。なお，地すべりによる現地踏査の必要な鉄塔について該当する箇所はなかった。

第2表 現地踏査における評価項目と評価方法

評価項目	主な評価項目	評価方法
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none"><li>・盛土の立地状況や形状及び規模</li><li>・盛土と鉄塔との距離</li></ul>	現地踏査に際しては，当該盛土の立地状況や形状・規模，鉄塔との距離等を確認し，健全性が評価されている。
急傾斜地の土砂崩壊	<ul style="list-style-type: none"><li>・斜面状況（勾配及び変状有無）</li><li>・地盤特性</li><li>・崩壊履歴</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・現地調査に際しては，斜面勾配等の地形条件，斜面上の変状有無，植生状況，地下水や表流水の集水条件など，左記の評価内容を確認し，健全性を評価した。</li></ul>



### 3. 盛土崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

#### 3.1 現地踏査対象の抽出

対象箇所の抽出にあたっては、送電線並びにその周辺の地形状況が記載されている実測平面図等を使用して、人工的に土地の改変が加えられた箇所の抽出が実施されている。

また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに、車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認が行われ、漏れの無いよう盛土箇所が抽出された。

抽出の結果、鉄塔 80 基のうち 2 基が現地踏査必要箇所に該当した。

なお、盛土の抽出の規模としては、基本的に、東北地方太平洋沖地震で倒壊した、東京電力株式会社 66kV 夜の森線の周辺で発生した盛土崩壊箇所と同程度の規模の盛土が対象とされ、更なる安全性向上の観点から、それよりも小規模な盛土についても抽出対象とされた。

#### 3.2 現地踏査結果

対象鉄塔 2 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等が確認された結果、鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており、仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。



#### 4. 地すべりに対する鉄塔基礎の安定性評価結果

##### 4.1 現地踏査対象の抽出

地すべり防止区域（地すべり等防止法）、地すべり危険箇所（地方自治体指定）、地すべり地形分布図（国立研究開発法人 防災科学技術研究所）に示される範囲及び、その近傍に設置されている鉄塔が選定され、さらに空中判読により鉄塔との位置関係などが確認された。結果、該当するものは無く、基礎の安定性に影響はないと判断された。

#### 5. 急傾斜地の土砂崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

##### 5.1 現地踏査対象の抽出

急傾斜地の土砂崩壊については、鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が  $30^{\circ}$  以上かつ逆T字基礎が抽出された結果、鉄塔基礎 80 基のうち 5 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。

##### 5.2 現地踏査結果

対象鉄塔 5 基について、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等が調査された。また、安定性の評価にあたっては、『道路土工一切土工・斜面安定工指針』における「表層崩壊と落石の安定性評価の目安」や「斜面崩壊対策の調査」を参考に、地質専門家の意見をふまえた評価が行われた。

上述の現地踏査で収集した斜面勾配等の地形条件、地盤特性等に基づき、各鉄塔が評価された結果、崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔は無く、問題ないと判断された。



## 別紙 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

### 1. 事象概要

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震による揺れで、東北電力株式会社女川原子力発電所 1 号機 高圧電源盤 6-1 A で火災が発生したことを受け、平成 23 年 5 月 31 日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所における吊り下げ設置型の高圧遮断器に係る火災防護上の必要な措置の実施等について（指示）」（平成 23・05・30 原院第 2 号）に基づき、原子力発電所において所有している吊り下げ設置型高圧遮断器の有無を確認した。

### 2. 吊り下げ設置型高圧遮断器の有無

東海第二発電所で使用している吊り下げ設置型の高圧遮断器について調査した結果、吊り下げ設置型高圧遮断器は無かった。



### 別紙 3 変圧器一次側の 1 相開放故障について

#### 1. 外部電源系の変圧器の巻線仕様一覧

東海第二発電所の非常用高圧母線に電力供給する外部電源系の変圧器巻線仕様を第 1 表に示す。

第 1 表 変圧器の巻線仕様

変圧器名称	電圧	巻線の結線方法		
		一次側 (外部電源側)	二次側 (負荷側)	安定巻 線※
起動変圧器 2 A	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
起動変圧器 2 B	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
予備変圧器	147kV／6.9kV	Y(非接地)	Y(抵抗接地)	Δ

※安定巻線は、当該変圧器で発生する高調波等の抑制を目的で設置されている。

#### 2. 1 相開放故障発生時の検知について

##### 2.1 電流差動継電器（87）による検知

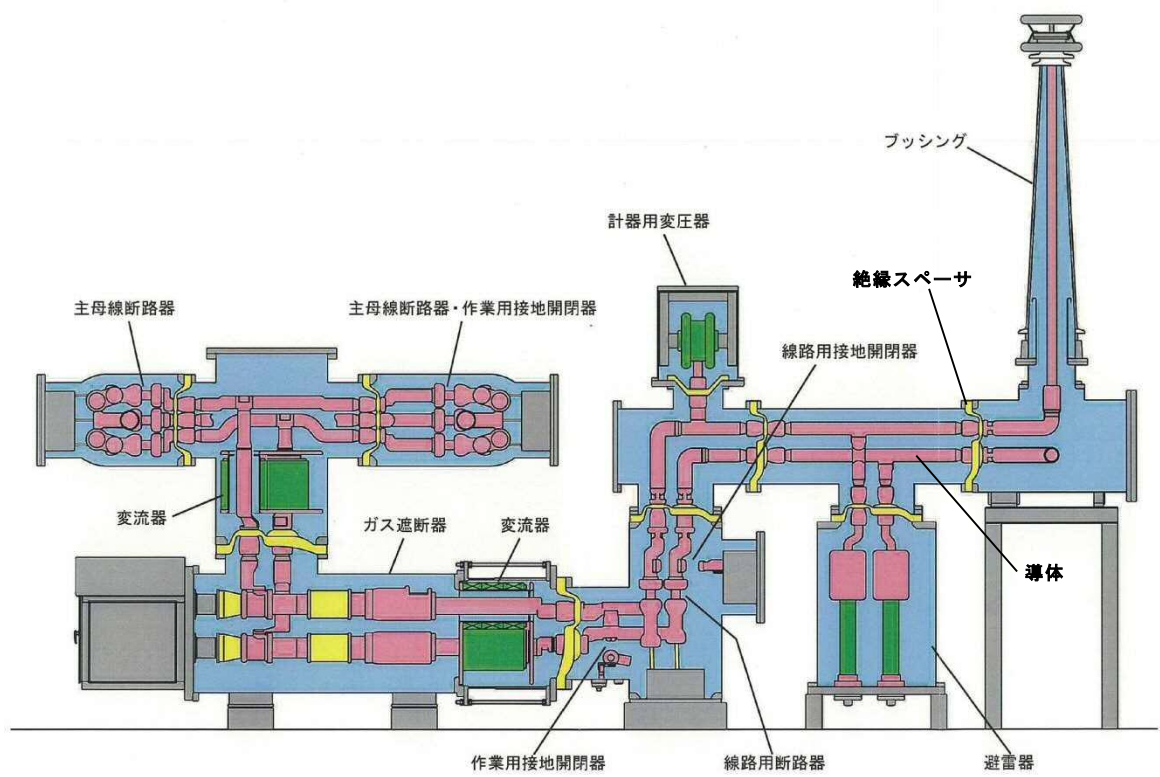
変圧器の一次側において、米国バイロン 2 号炉の事象のように 1 相開放故障が発生した場合、275kV 送電線、154kV 送電線接続箇所以外については、米国バイロン 2 号炉同様の気中に露出した接続ではなく、接地された筐体内等に導体が収納された構造である。このような構造の場合、導体の断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ、完全地絡となることで、電流差動継電器（87）による検知が可能である。

接地された筐体内等に導体が収納された構造の例を、第 1 図に示す。

また、完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位を、第 2 図に

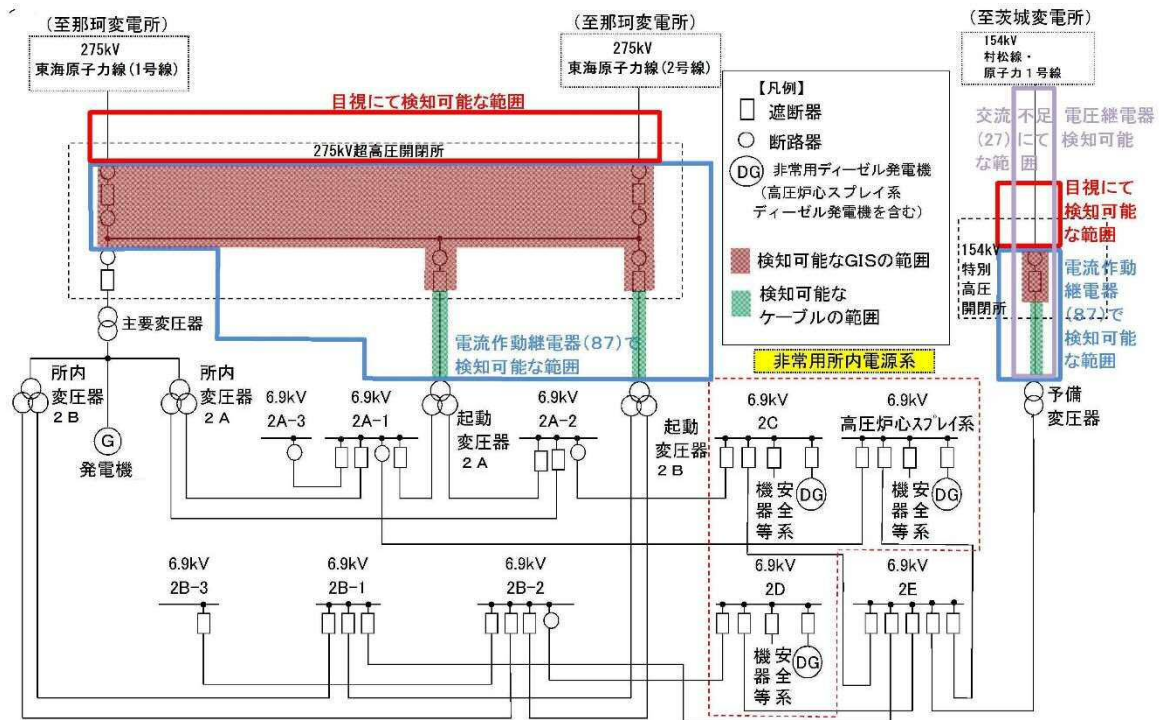


示す。



第1図 接地された筐体内等に導体が収納された構造の例 (GIS)





第 2 図 完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位



以下に GIS、変圧器及び CV ケーブルの構造、故障検知に関する詳細を示す。

(1) GIS の故障検知について

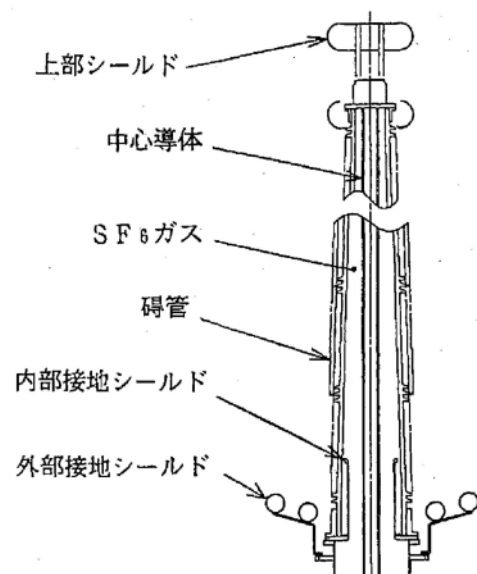
GIS は、接地されたタンク内に導体が収納されており、絶縁性の高い  $\text{SF}_6$  ガスにより絶縁が確保されている。

GIS は、ブッシングを通じて架線と接続する構成である。

a. ブッシング

ブッシングは、磁器碍管に導体等が収納された構造となっており、ブッシング内導体の破損については、磁器碍管の破損がない限り考えにくい。ブッシングの外観及び内部構造部の例を、第 3 図に示す。

仮に、磁器碍管の破損による故障が発生した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器（87）が設置されており、検知が可能である。



第 3 図 ブッシングの外観及び内部構造部の例



## b. GIS（ブッシング除き）

### ① 導体

GIS は、第 1 図のとおり絶縁スペーサで GIS 内の導体を支持する構造となっており、絶縁スペーサは、機械的強度が高く壊れる可能性が小さいと考えられることから、導体の脱落が生じにくい構造となっている。したがって、GIS 内部での 1 相開放故障は発生しにくい構造である。

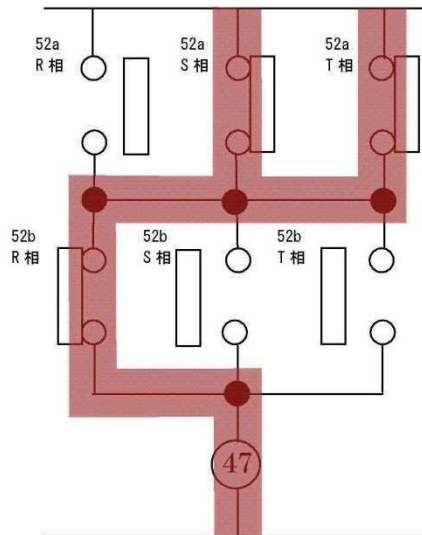
仮に絶縁スペーサが破損した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器（87）が設置されており、検知が可能である。

### ② 遮断器の投入動作不良による欠相の検知

遮断器により 1 相開放故障が発生する要因として、各相個別に開放及び投入が可能な遮断器の投入動作不良による欠相が考えられる。しかし、投入動作不良による欠相が発生した場合においては、欠相継電器（47）を設置し、検知可能となる。（第 4 図参照）

欠相が生じた場合、欠相保護継電器が動作し、遮断器は 3 相開放されるため、欠相状態は解除され、また警報により、1 相開放故障の検知が可能である。





第 4 図 遮断器投入不良による 1 相開放故障検知インターロック概要

### ③ 断路器の投入動作不良による欠相の検知

断路器投入時は遮断器開放状態であり，投入操作時は現場に運転員がいるため，投入状態の確認が可能であることから，投入動作不良による欠相の検知は可能である。

なお，断路器通電状態の場合は，開放及び投入不可のインターロックが構成されており，操作不可である。

## (2) 変圧器の故障検知について

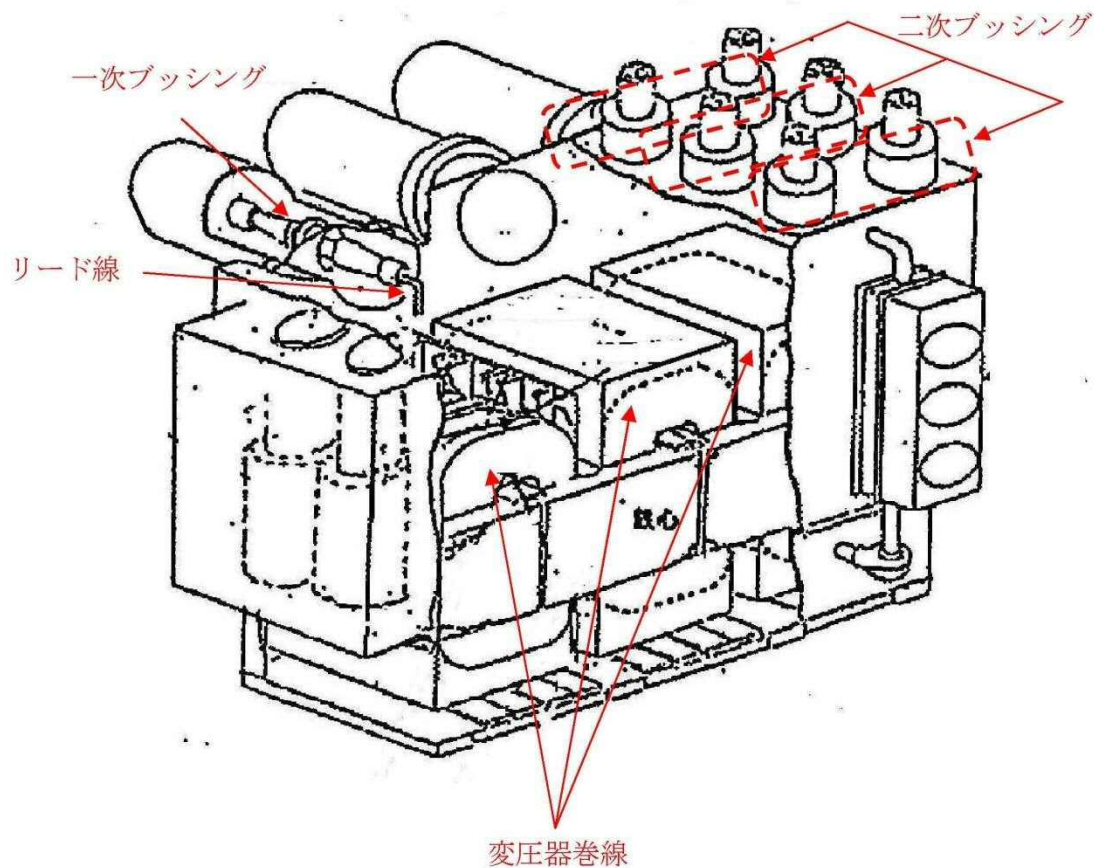
変圧器は接地された筐体内に導体が収納されており，絶縁油により絶縁が確保されている。導体は，タンク内ブッシングを介し，変圧器巻線へと連結した構造である。

変圧器は，十分強度を持った筐体内にあるため，断線が発生する可能性は低い。

仮に，変圧器の筐体内で断線が発生した場合，アークの発生により衝撃油圧継電器による機械的保護継電器が動作することにより検知に至る



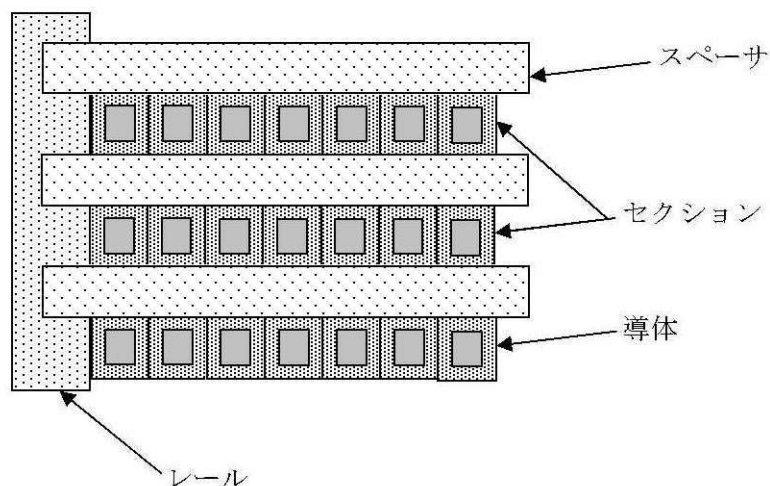
場合や、地絡が生じることによって電流作動継電器（87）検知が可能である。変圧器構造概要を第 5 図に示す。



第 5 図 変圧器構造概要

なお、変圧器巻線概要については第 6 図のとおり複数の導体により構成されており、断線が発生し、1 相開放故障が発生する可能性は低い。



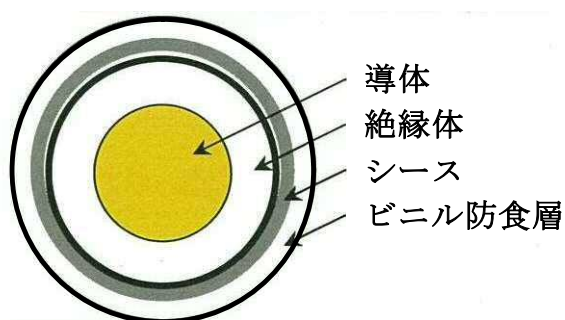


第 6 図 変圧器巻線概要

### (3) CV ケーブルの故障検知について

CV ケーブルは絶縁体と接地されたシースに導体が内包されており，導体の断線が起きにくい構造となっている。仮に，断線が発生した場合でも，アークの発生により接地されたシースを通じ，地絡が発生し電流作動継電器（87）が動作し，異常を検知することが可能。

CV ケーブル構造図を第 7 図に示す。



第 7 図 CV ケーブル構造図



## 別紙 4 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について

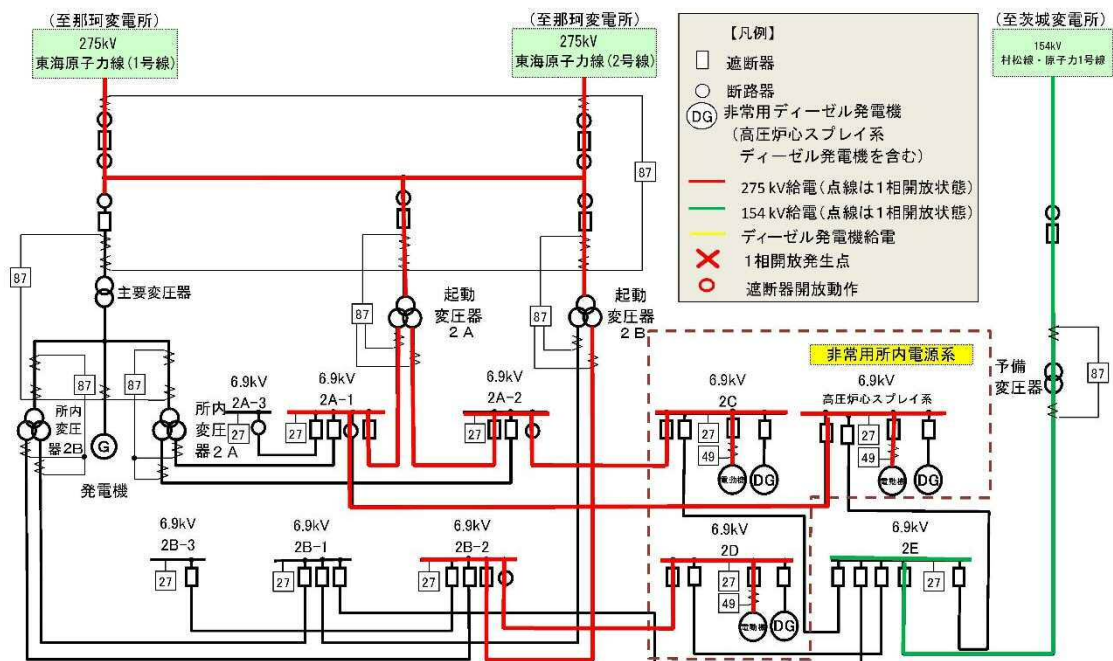
(6.9kV 2C, 6.9kV 高圧炉心スプレイ系で説明)

### 4-1 275kV 送電線で発生する 1 相開放故障

(目視による確認)

#### (1) 1 相開放故障直前の状態

275kV 東海原子力線から 275kV 超高圧開閉所、起動変圧器、6.9kV 常用母線 (6.9kV 2A-1, 2A-2) を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。(第 1 図)

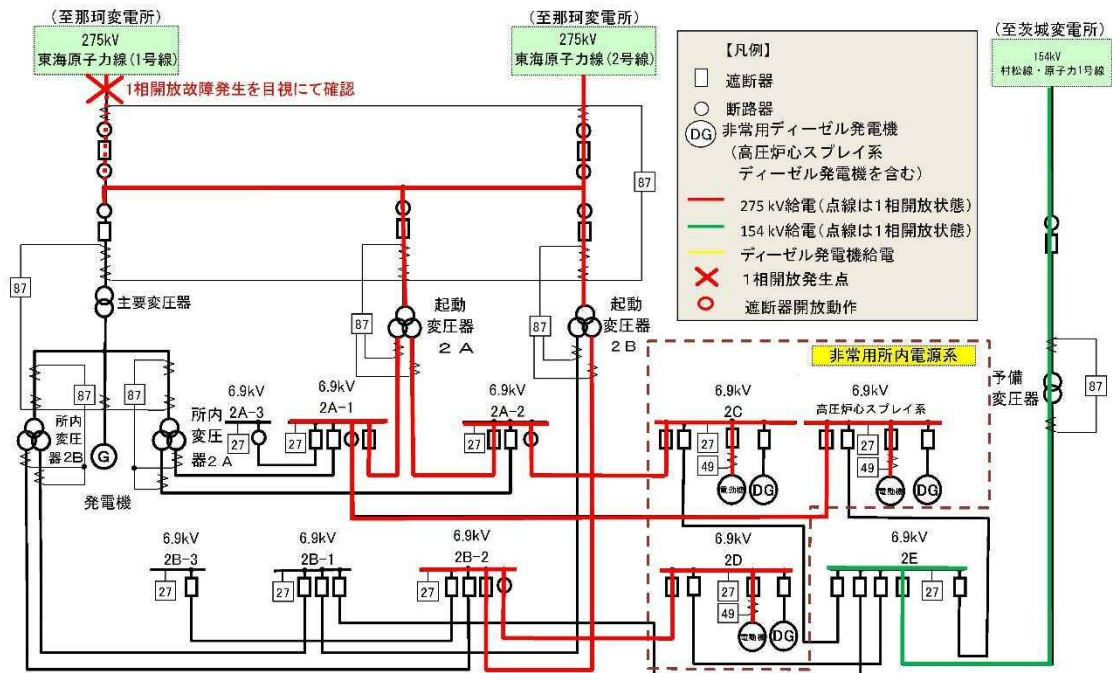


第 1 図 1 相開放故障直前の状態



(2) 1 相開放直後の状態

275kV 東海原子力線の 1 回線で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、275kV 東海原子力線の 1 回線にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。(第 2 図)

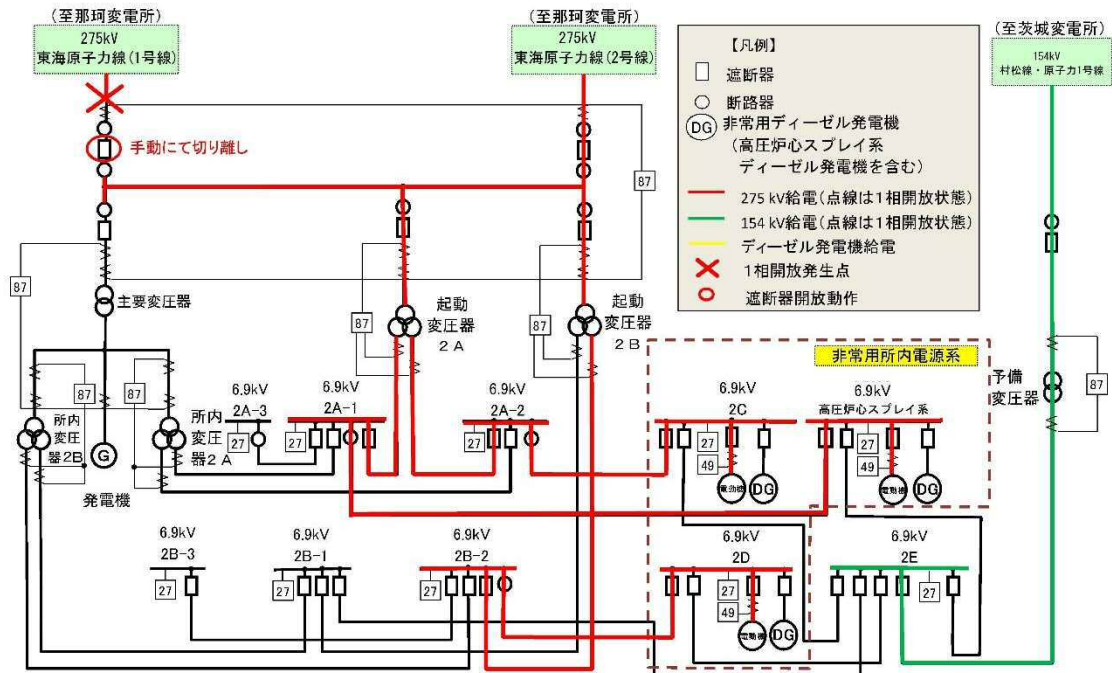


第 2 図 1 相開放故障直後の状態



(3) 故障箇所を隔離した状態

運転員の操作により，275kV 東海原子力線 1 回線を外部電源系から隔離すると，残り 1 回線で電力供給を行う。（第 3 図）



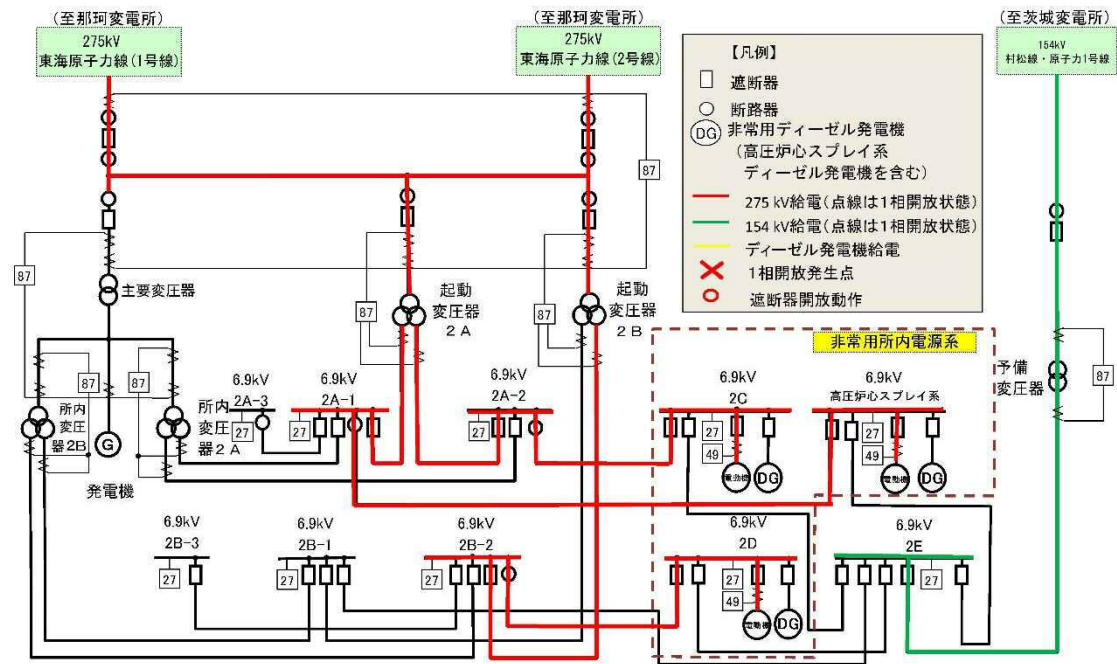
第 3 図 故障箇所を隔離した状態



4-2 予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障  
(目視にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

275kV 東海原子力線から 275kV 超高圧開閉所、起動変圧器、6.9kV 常用母線(6.9kV 2A-1, 2A-2)を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。(第 4 図)

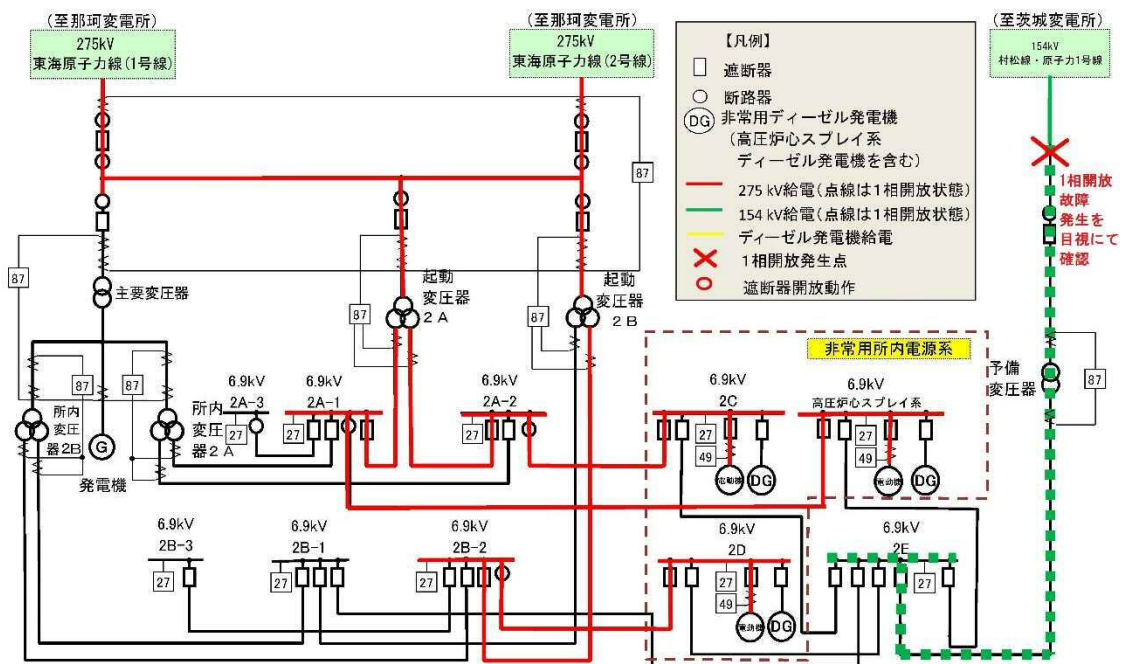


第 4 図 1 相開放故障直前の状態



(2) 1 相開放故障直後の状態

予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備変圧器一次側にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。(第 5 図)

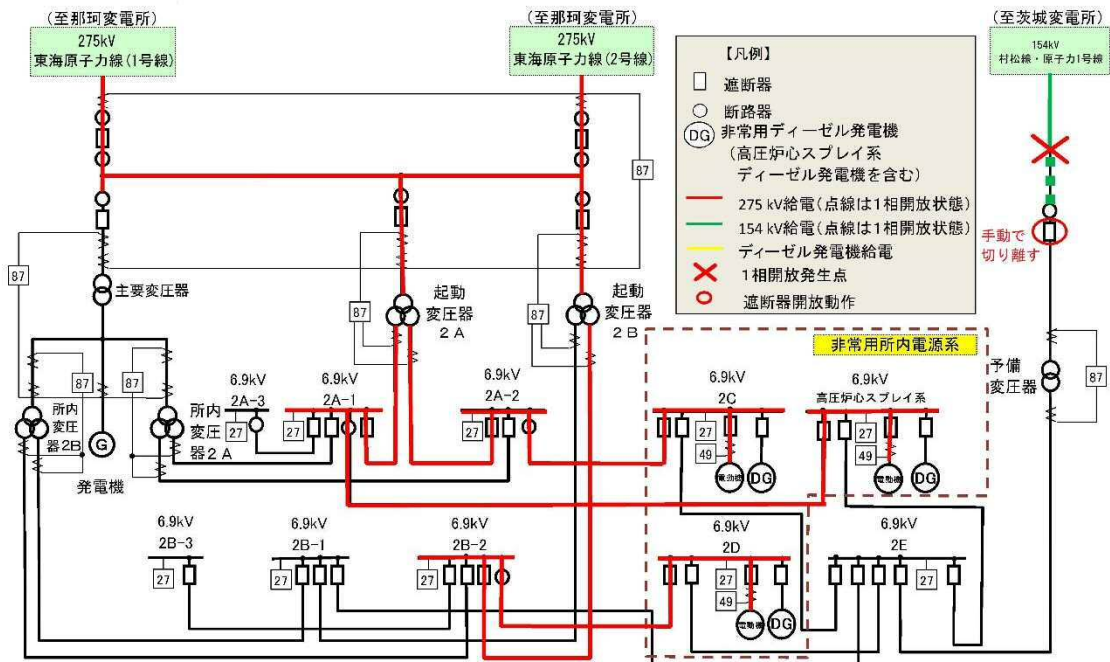


第 5 図 1 相開放故障直後の状態



(3) 故障箇所を隔離した状態

運転員の手動操作により、予備変圧器を外部電源から隔離すると 275kV 東海原子力線 2 回線で電力供給を行う。(第 6 図)



第 6 図 故障箇所を隔離した状態

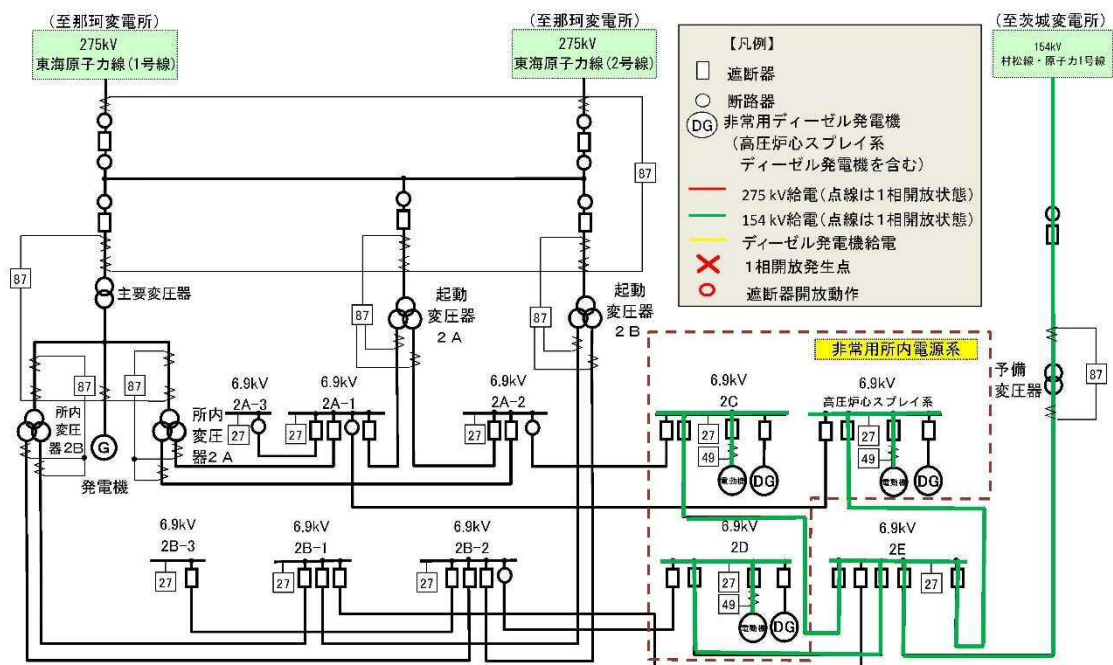


#### 4-3 予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

(交流不足電圧継電器 (27) にて検知)

##### (1) 1 相開放故障直前の状態

154kV 村松線・原子力 1 号線から予備変圧器, 6.9kV 高压母線 2E を經由し, 非常用高压母線を受電している状態を想定する。(第 7 図)

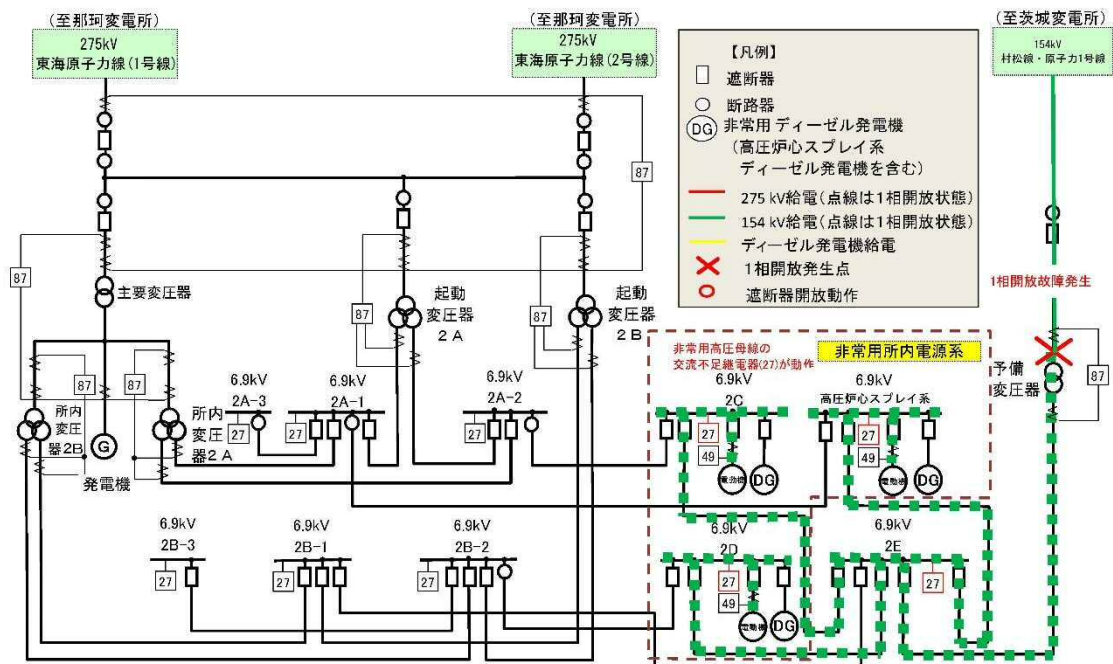


第 7 図 1 相開放故障直前の状態



(2) 1 相開放故障直後の状態

予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、予備変圧器から受電していた複数の母線の交流不足継電器（27）が動作する。このことから運転員は予備電源変圧器にて 1 相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。（第 8 図）

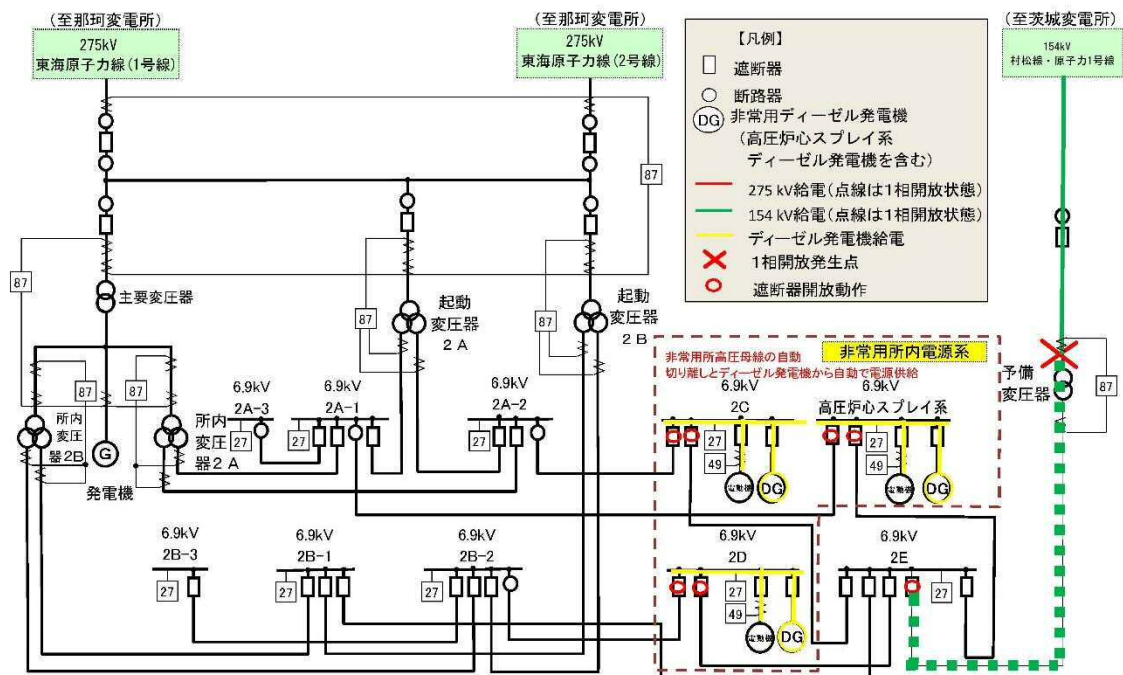


第 8 図 1 相開放故障直後の状態



(3) 非常用高压母線を隔離した状態

交流不足継電器（27）の自動操作により，非常用高压母線を外部電源から隔離すると，非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が自動起動し，負荷に電力を供給する。（第 9 図）



第 9 図 非常用高压母線を隔離した状態





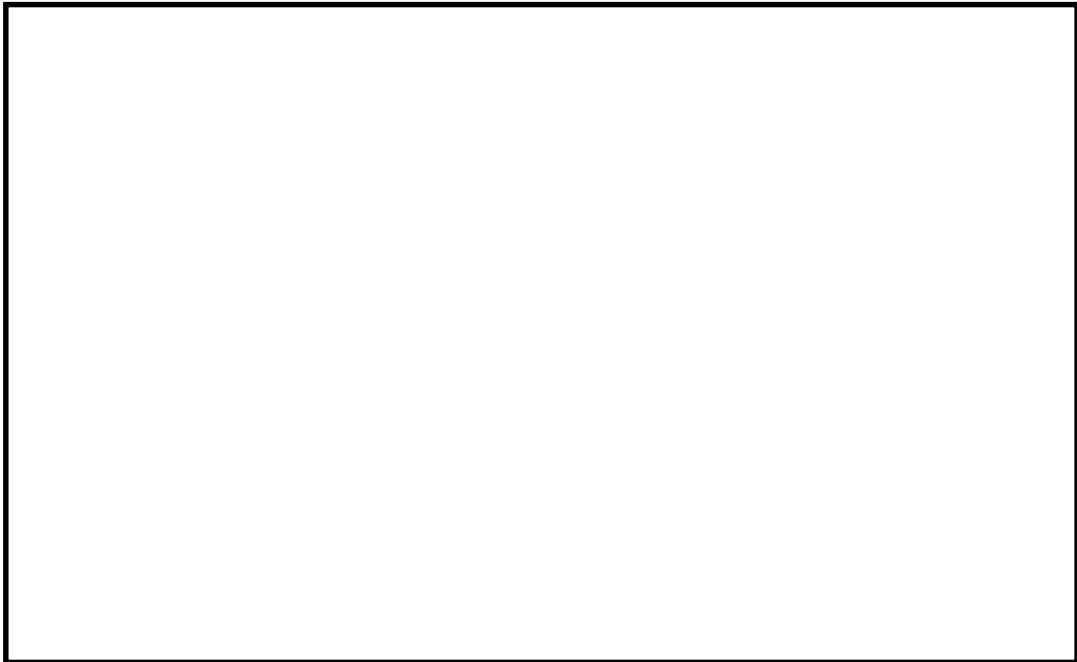
別紙 5 那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所または茨城変電所が全停した場合には変電所や送電線の所有者である東京電力パワーグリッド株式会社が確実に東海第二発電所へ電力供給が行えるか、また、電力供給後に東海第二発電所が確実に受電できるか、受電時の東京電力パワーグリッド株式会社及び東海第二発電所の連携の確実性も含めて、設備面及び運用面で評価を行った。

1. 設備面の検討

①那珂変電所が全停した場合

那珂変電所が全停した場合、第1図の様に   して、新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して東海第二発電所が受電することになる。



第1図 那珂変電所全停時の東海第二発電所の外部電源受電経路



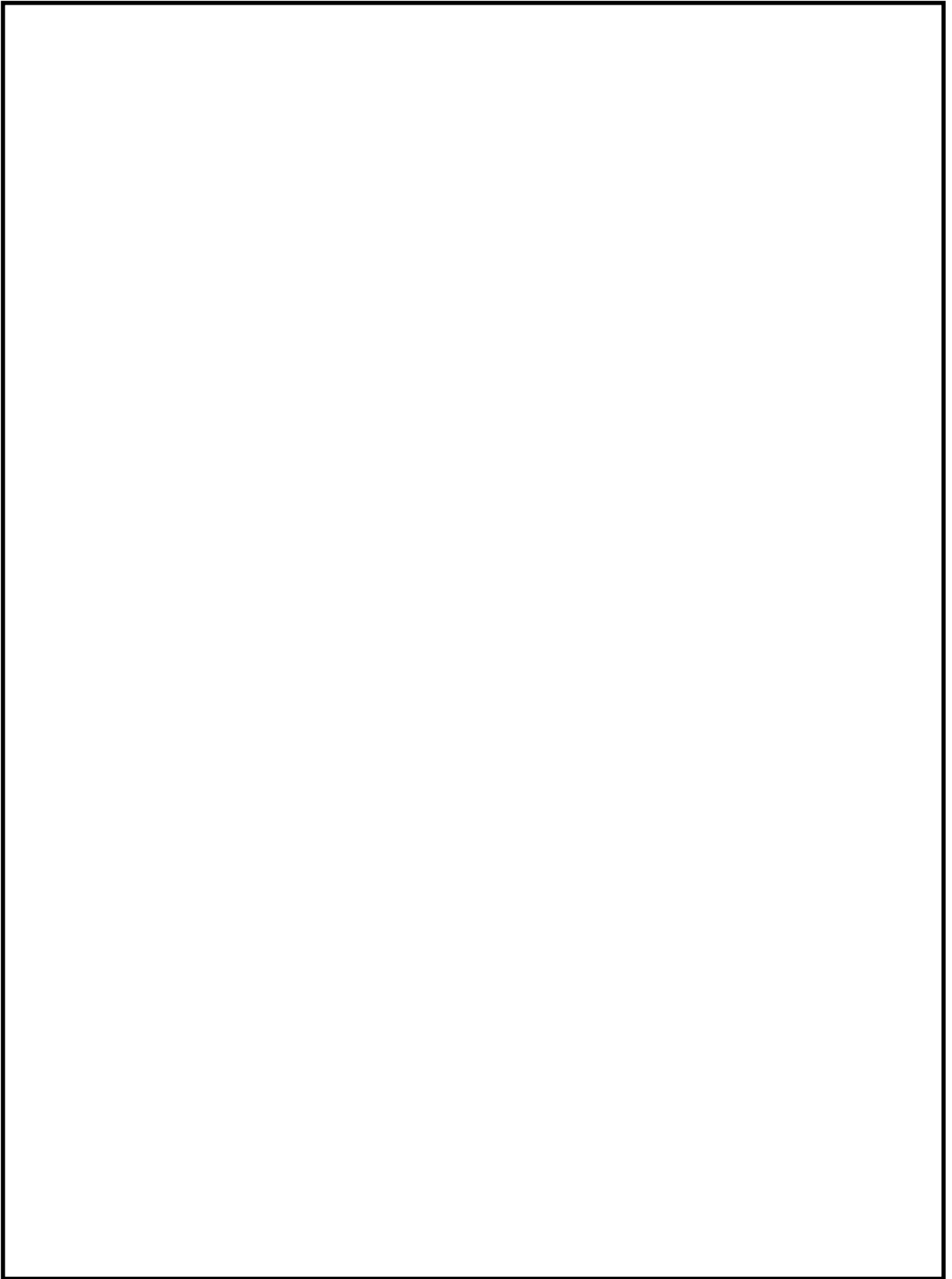
- ・東京電力パワーグリッド株式会社は、東海第二発電所が新筑波変電所から受電する際に投入する当該遮断器（通常時は開放）について以下を確認している。（第2図）

(a) 通常時に当該遮断器を投入した場合、系統事故発生時には、事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合があります、事故の影響が広範囲の需要家に及ぶ可能性がある。

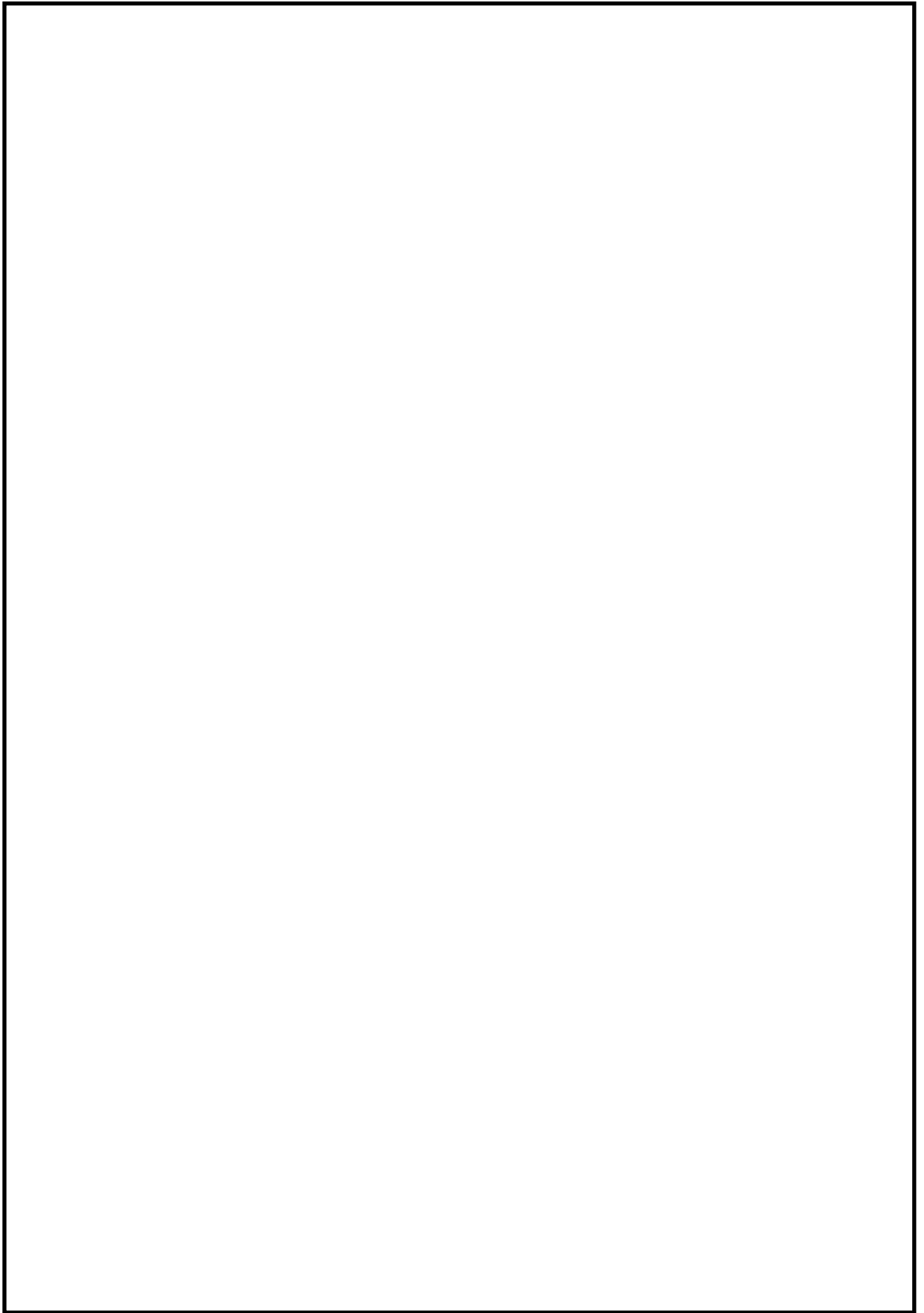
(b) 那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合、系統事故発生時には那珂変電所からの事故電流の流入がないため、遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

当社は送電系統の構成を確認し、当該遮断器の運用に問題ないことを確認した。

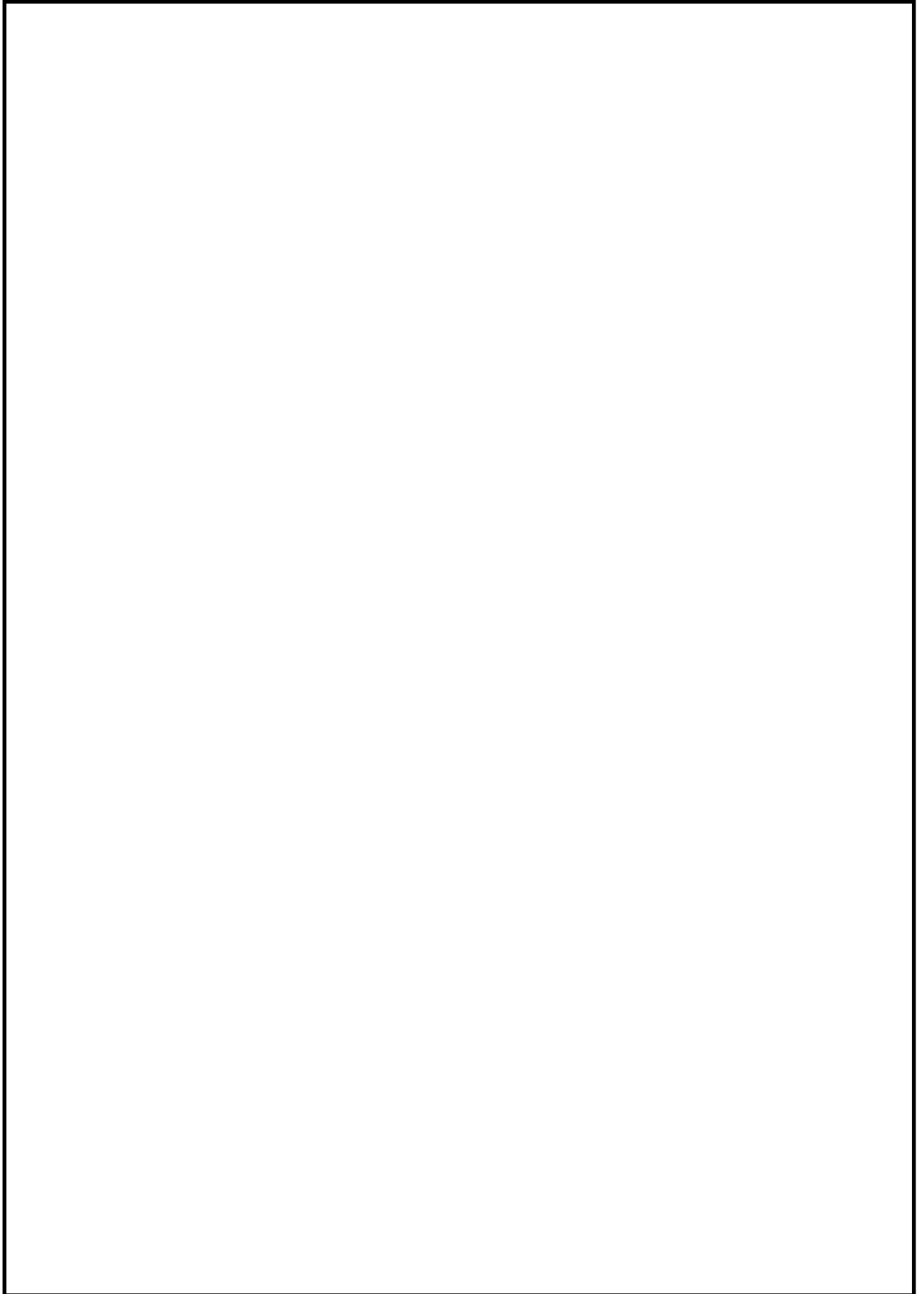














- ・石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所間では、潮流の流れが通常と逆になるが、東京電力パワーグリッド株式会社は、同区間の保護装置の設置状況から潮流が逆向きとなった場合でも、保護装置で送電設備の保護が可能であることを確認している。当社も同区間の保護装置の設置状況から、東京電力パワーグリッド株式会社の確認結果に問題ないことを確認した。
- ・東京電力パワーグリッド株式会社は、那珂変電所全停時に、新筑波変電所から東海第二発電所に送電した場合に、東海第二発電所に到達する電圧が許容範囲内であることをシミュレーションで確認している。当社も本シミュレーション結果を確認し、到達電圧が許容範囲内であることを確認した。

以上のことより、当社は那珂変電所が全停した場合の受電経路の設備面に問題ないと評価した。

## ②茨城変電所が全停した場合

茨城変電所が全停した場合、東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して受電し続けることができるため、東海第二発電所は停電することがないので、設備面の問題はない。

以上のことより当社は那珂変電所または茨城変電所が停止した場合の東海第二発電所への電力供給について設備面で問題ないと評価した。

## 2. 運用面検討

### ①那珂変電所が全停した場合

#### (1) 復旧手順



那珂変電所が全停した場合、東海第二発電所は、新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して受電する。受電にあたっては、東京電力パワーグリッド株式会社は以下(a)～(c)の操作をすべて茨城給電所にて遠隔で行う。

(a) 各変電所の遮断器及び断路器の操作

(b) 系統の電圧等確認

(c) 必要に応じ系統の電圧等調整

これら那珂変電所全停時において東京電力パワーグリッド株式会社は、茨城給電所が定めている系統事故時に使用する系統復旧手順書を用いて東海第二発電所に電力供給を行う。

当社は、東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所が定めている系統復旧手順書に那珂変電所停電時の復旧手順が定められていること、

を確認した。

## (2) 復旧訓練

### (a) 東京電力パワーグリッド株式会社の訓練

東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所では、年 2 回の頻度で系統事故の復旧訓練を行っており、那珂変電所が全停した場合の訓練を至近では H27 年度に実施している。

年 2 回の系統事故の復旧訓練内容については主に開閉器の入・切操作などであり、那珂変電所全停時の復旧訓練とその他の系統事故の復旧訓練に大差はないこと、及び那珂変電所全停時にはあらかじめ定



めている系統復旧手順書に基づき操作をおこなうことから、那珂変電所全停時には速やかな対応が可能であると当社は評価した。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社は、継続的に系統事故の復旧訓練を実施していくとしており、当社もその実績を確認していく。

#### (b) 東海第二発電所の訓練

東海第二発電所の外部電源喪失事故に係る東海第二発電所の運転員の訓練は、年 1 回以上の頻度で、中央制御室での事故を模擬した訓練やシミュレータを使用した訓練として実施しており速やかな外部電源の復旧対応が可能である。

#### (c) 東京電力パワーグリッド株式会社と東海第二発電所の連携

那珂変電所全停時における、茨城変電所からの受電の際は、東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所と東海第二発電所との連携が必要となる。この手順は、村松線・原子力 1 号線もしくは東海第二発電所構内受電設備の計画停電後の受電手順（茨城給電所から東海第二へ受電可連絡→東海第二で受電操作→東海第二から茨城給電所に受電完了連絡）と同一であり、通常時から両社の連携はとれていることから、当社は問題ないと評価した。

### ② 茨城変電所が停止した場合

茨城変電所が全停した場合、東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して、系統復旧操作等を行わずに受電し続けることができるため、運用面の問題はない。



当社は運用面における，那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給については，系統復旧手順が整備され，訓練等も定期的に行われており，問題ないと評価した。

### 3. まとめ

那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について，東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に，設備面及び運用面から評価した結果，東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。



東海第二発電所の外部電源の信頼性について  
(東京電力ホールディングス株式会社 作成資料)



1. 東海第二発電所の外部電源の信頼性確保について

東海第二発電所の外部電源の信頼性に関しては、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（第3図）に基づき、東京電力株式会社が電力系統の電力供給信頼性について分析及び評価を実施し、「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（東京電力株式会社：平成23年5月16日報告）（第4図）」にて、東海第二発電所への電力系統の信頼性は充分であると報告している。



# 経 済 産 業 省

平成23・04・15原院第3号

平成23年4月15日

原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について  
(指示)

経済産業省原子力安全・保安院

N I S A - 2 3 8 b - 1 1 - 3

N I S A - 1 6 1 b - 1 1 - 1

平成23年4月7日宮城県沖地震により、東北電力株式会社管内において広域にわたる停電が発生しました。この停電に伴い、同社東通原子力発電所及び日本原燃株式会社六ヶ所再処理事業所において、一時的に、外部電源の喪失が発生しました。

この事象の原因については、電力系統の一部における地絡事故を発端として、原子力発電所及び再処理施設（以下「原子力発電所等」という。）への外部電源を供給する電力系統の停止に至ったことから、電力系統の信頼性に課題が生じたものです。このため、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、一般電気事業者等に対して、以下のとおり（再処理施設にあっては、下記1. 及び4. のみ）、対応するよう指示します。また、これらの実施状況について、平成23年5月16日までに当院に報告することを求めます。

## 記

1. 地震等による供給支障等により原子力発電所等の外部電源に影響を及ぼす事態が生じることに関して、原子力発電所等への電力供給に影響を与え得る貴社の電力系統の供給信頼性について分析及び評価するとともに、当該分析及び評価を踏まえ、当該原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策（原子力発電所内電源の強化を含む。）を検討すること。再処理施設にあっては、当該施設への電力系統の供給信頼性に係る上記対策に対応した施設内の設備の整備について検討すること。

第3図 経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（抜粋）



#### 2. 4 評価結果（東海第二原子力発電所）

起点となる 500kV 変電所から東海第二原子力発電所への供給ルートにある送変電設備について評価を行った。

その結果、評価ケースによっては外部電源が一旦喪失し、所内電源による一時的な対応が必要となるものの、系統切替により外部電源が速やかに回復（※）することから、電力系統の供給信頼性は充分であると評価した。

（※）万が一、所内電源も含めた全交流電源が喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系（R C I C）の制御電源は 8 時間維持されるように設計されている。外部電源はこれに比べ充分速やかに回復する（最長となるケースの場合、系統切替に約 80 分、及び東海第二原子力発電所における受電操作に約 30 分。）。

東海第二原子力発電所の電源線は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線、および 154kV 送電線 1 回線により構成されている。上記の評価結果は、異なる 2 つの送電ルートが電源線として確保されており、系統切替による外部電源の確保が可能なことによるものである。

第 4 図 「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について

（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）」（抜粋）

以下に、那珂変電所及び茨城変電所全停時の対応について記載する。

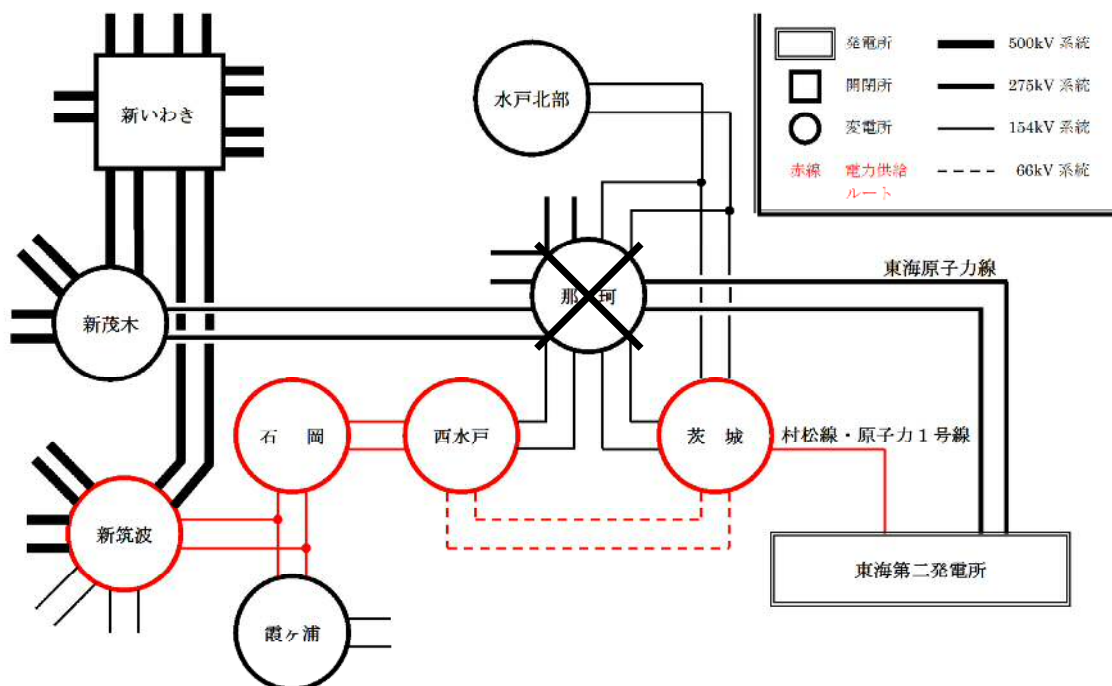


## 2. 那珂変電所又は茨城変電所全停時の電力供給系統について

### 2.1 那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合，東京電力パワーグリッド株式会社により系統切替（約 80 分）を行い，新筑波変電所から石岡変電所を経由し，西水戸変電所及び茨城変電所でそれぞれ降圧，昇圧のうえ，村松線・原子力 1 号線で東海第二発電所へ電力供給する。

那珂変電所全停時の電力供給系統を，第 5 図に示す。

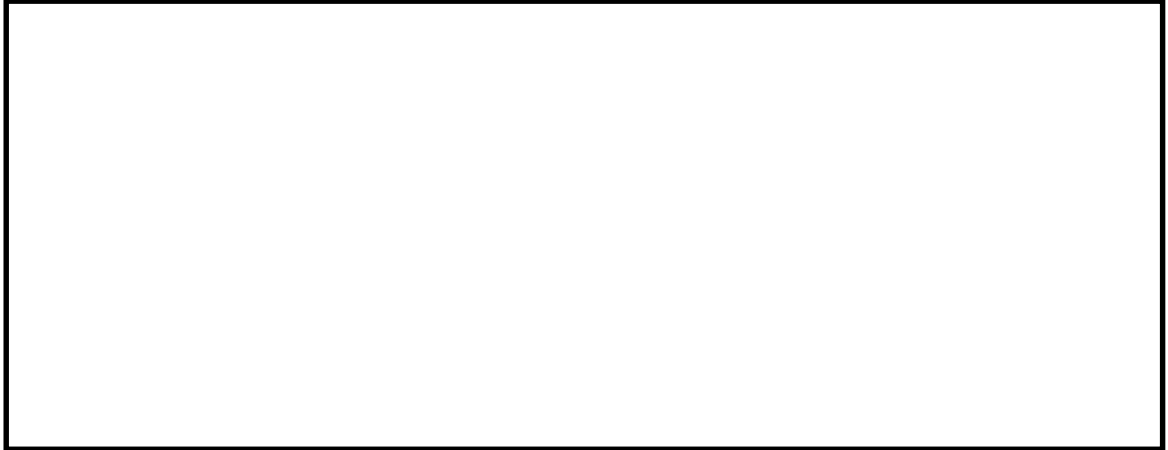


第 5 図 那珂変電所全停時の電力供給系統

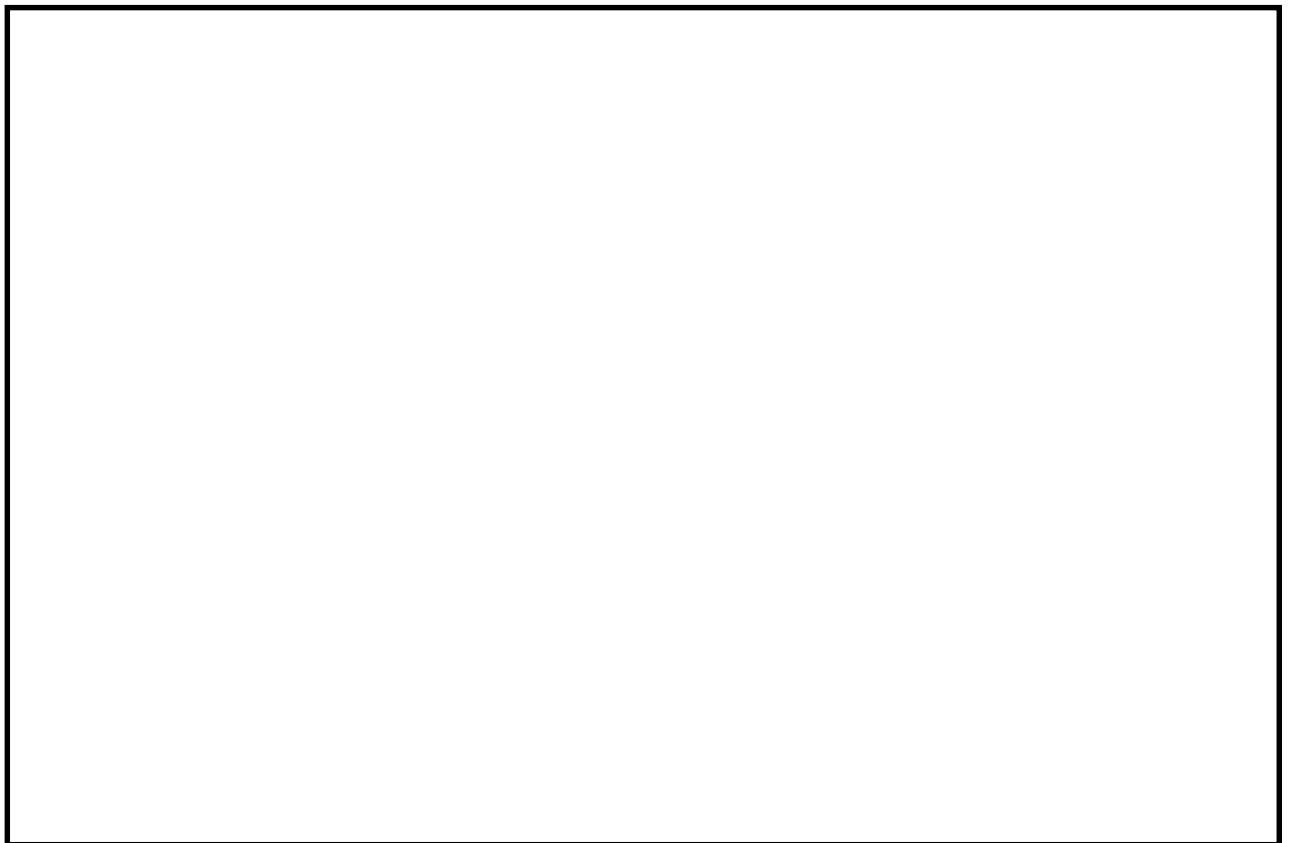


## 2.2 那珂変電所全停時の電力供給ステップ

那珂変電所が全停した場合，東海第二発電所への電力供給は一時的に停止するが，以下のステップにより約 110 分で東海第二発電所へ電力が供給される。



那珂変電所全停時の電力供給ステップを，第 6 図に示す。



第 6 図 那珂変電所全停時の電力供給ステップ



### 2.3 那珂変電所が全停した場合の電力供給手順及び監視体制

那珂変電所が全停して復旧不能に陥った場合の詳細な電力供給手順を示す。

基幹系統給電指令所，茨城給電所及び東海第二発電所は，所管する系統の事故状況をそれぞれ同時平行で確認する。

次に，基幹系統給電指令所にて，各所からの状況報告を受け，茨城給電所と相互に確認し，復旧方針を決定する。復旧方針の決定においては，日本原子力発電株式会社及び東京電力パワーグリッド株式会社等の間で協定されている給電協定書に基づき，可能な限り受給の継続又は回復が優先される。

その後，基幹系統給電指令所では，各所に復旧方針の連絡が行われる。事故発生から，ここまでに要する時間は約 30 分である。

次に，茨城給電所は，各変電所の復旧操作を順次行い，村松線・原子力 1 号線を復旧したうえで，東海第二発電所に対して外部電源からの電力供給が可能である旨の連絡を行う。具体的には，茨城給電所は，各変電所の遮断器及び断路器の遠隔操作，系統の電圧等パラメータ確認，確認後必要に応じ電圧等の調整操作を行う。これらの操作内容を考慮しても 80 分（発電所内での受電操作に要する約 30 分を含めても 110 分）で復旧可能であると評価している。

新筑波変電所から東海第二発電所への送電線について第 7 図に示す通り，通常時は系統事故時の事故電流を遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）以下で運用するために，の遮断器を開放している箇所がある。新筑波変電所からの受電時においては，通常時に開放している遮断器の一部を投入することになるが，通常時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時には，事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合がある。

一方，那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時



には那珂変電所から事故電流が流入することがないため遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

また、潮流などが通常と異なるが、第 13 図に示すとおり通常とは異なる潮流でも保護装置が対応できること、第 14 図に示すとおり送電設備の容量内で東海第二発電所の到達電圧に問題ないこと等を確認している。また、第 16 図及び 17 図に示すとおり那珂変電所が停電した際にも各発電機の安定及び新筑波変電所母線電圧に問題がないこと等から、受電に問題ないことを確認している。

那珂変電所が全停した場合の復旧手順は、茨城給電所にてあらかじめ定めている系統事故時の系統復旧手順書を用い、操作を行うこととしている。

なお、復旧時の監視制御体制については、24 時間体制で電力系統の監視制御が実施されている。

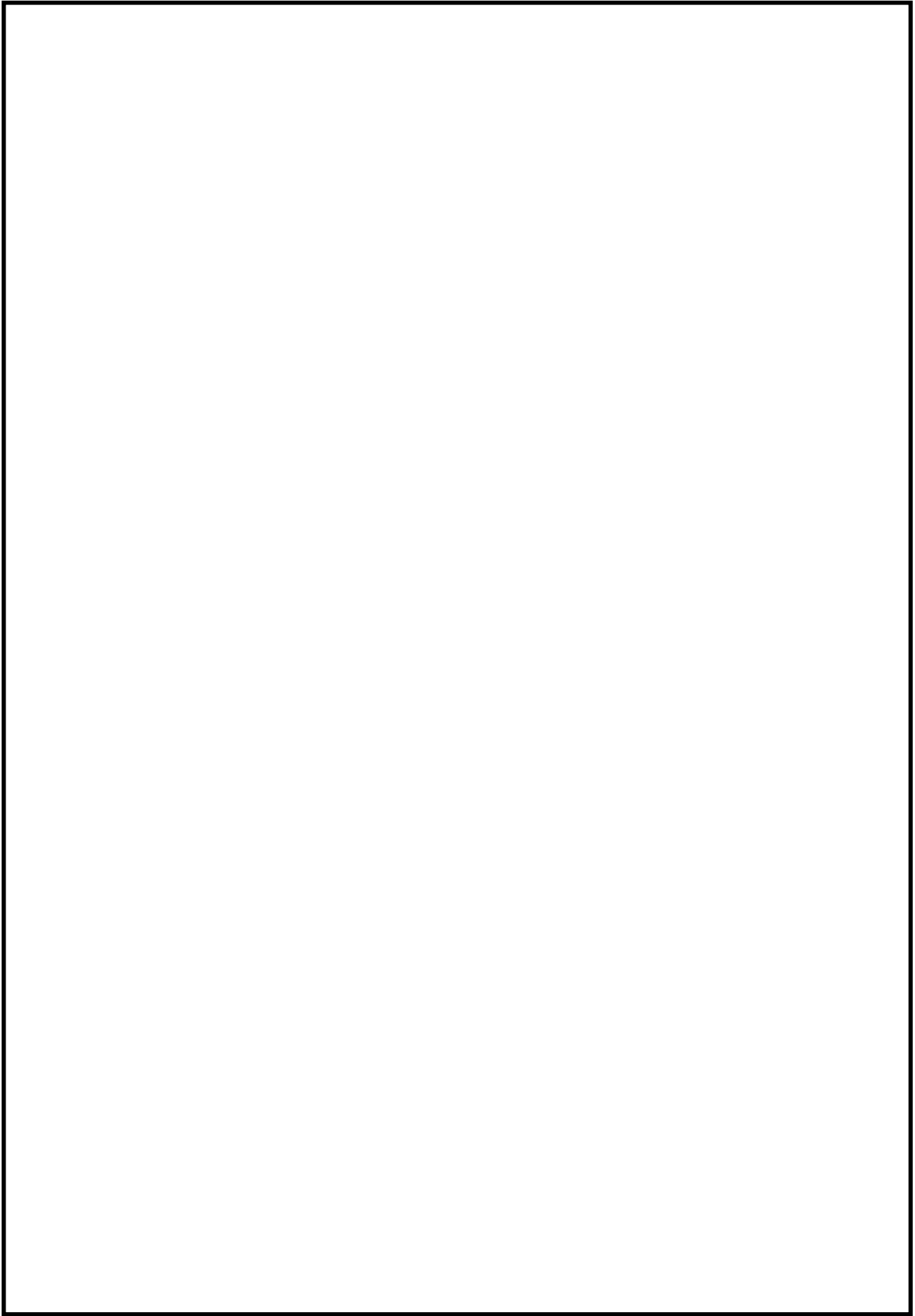
給電協定書を第 7 図に、



復旧操作手順を

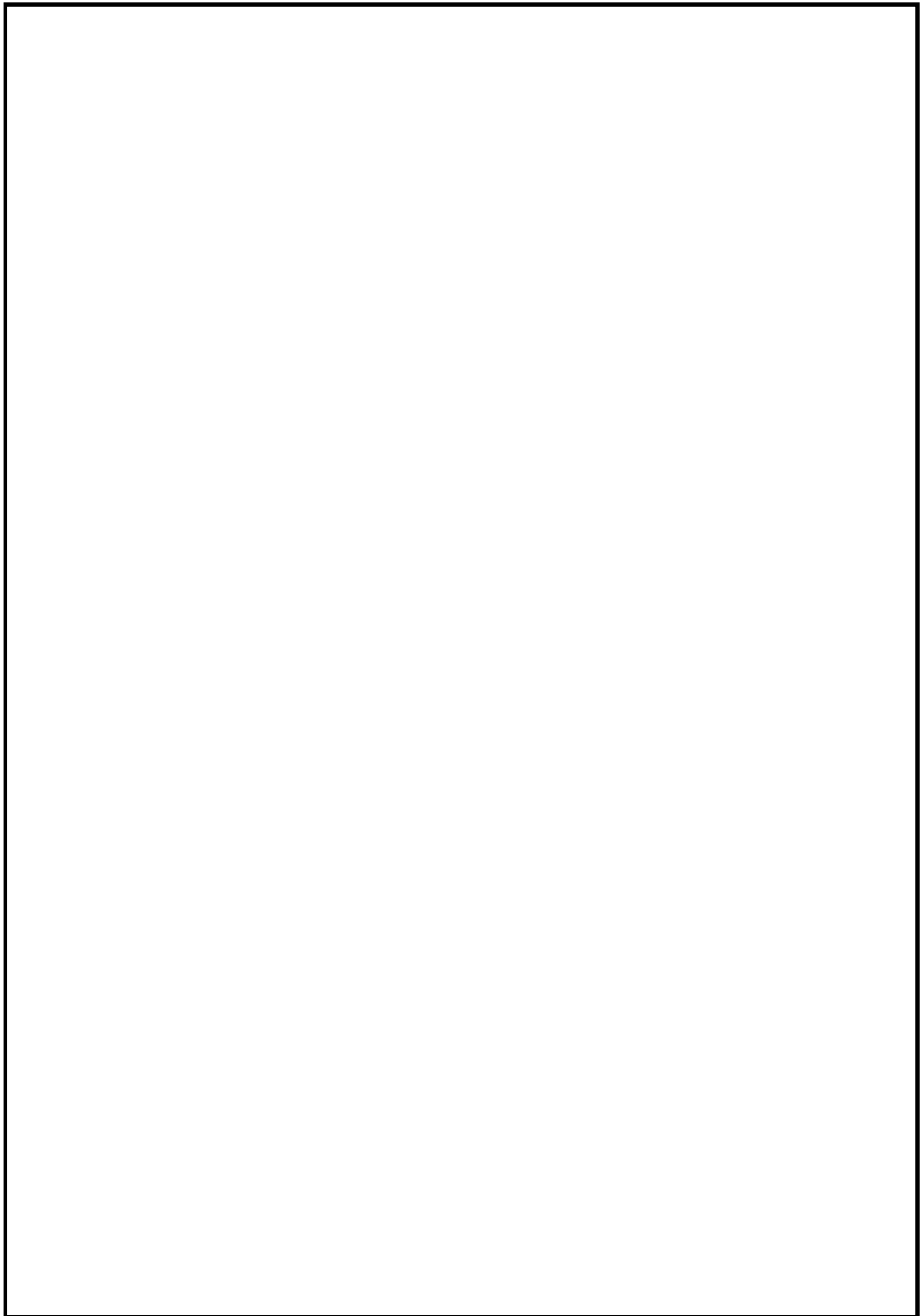
第 9 図に、復旧ルートを第 10 図に、監視制御体制を第 11 図に示す。



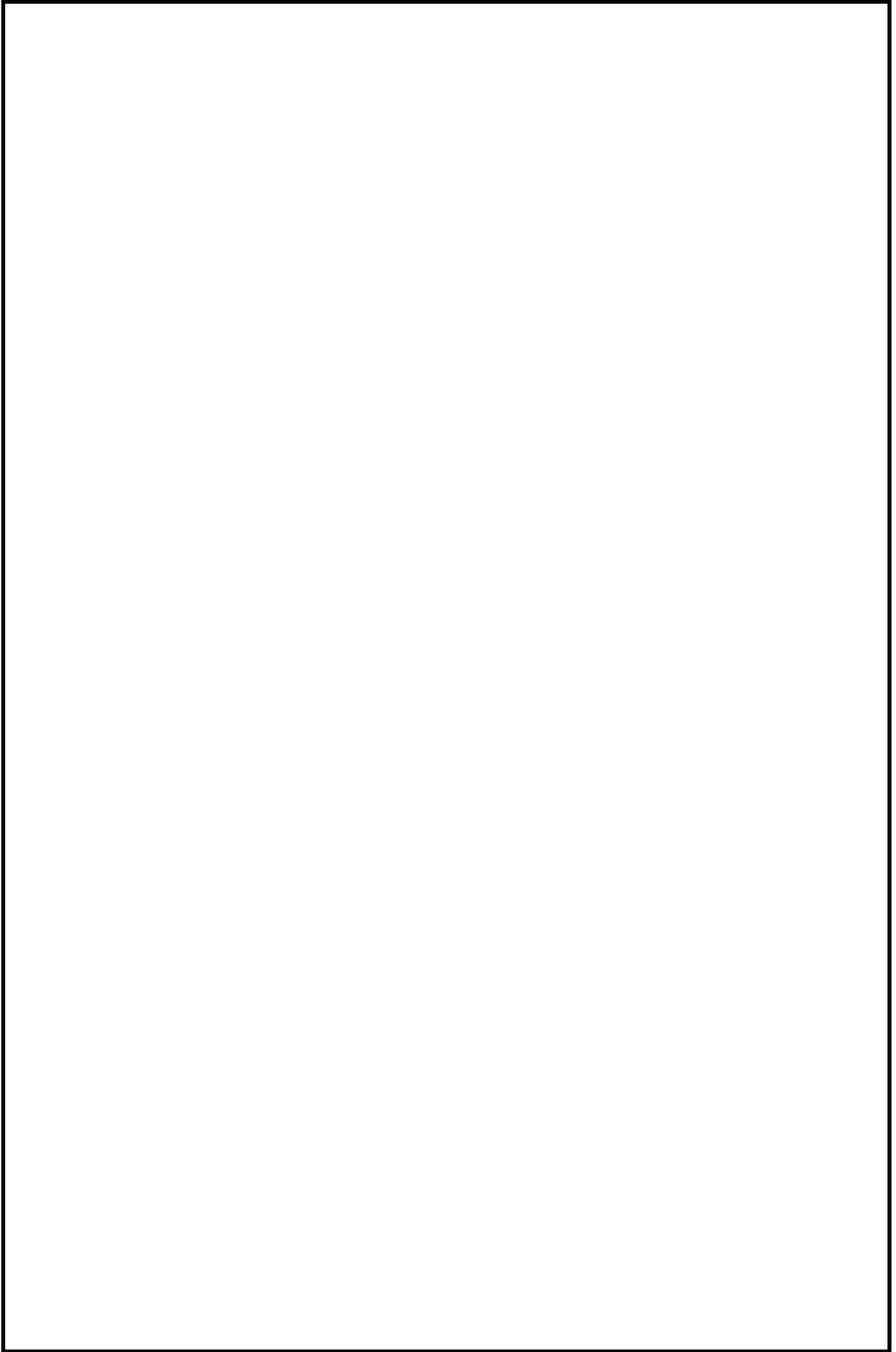


第 7 図 東海第二発電所給電協定書(平成 17 年 4 月 1 日協定)(抜粋)

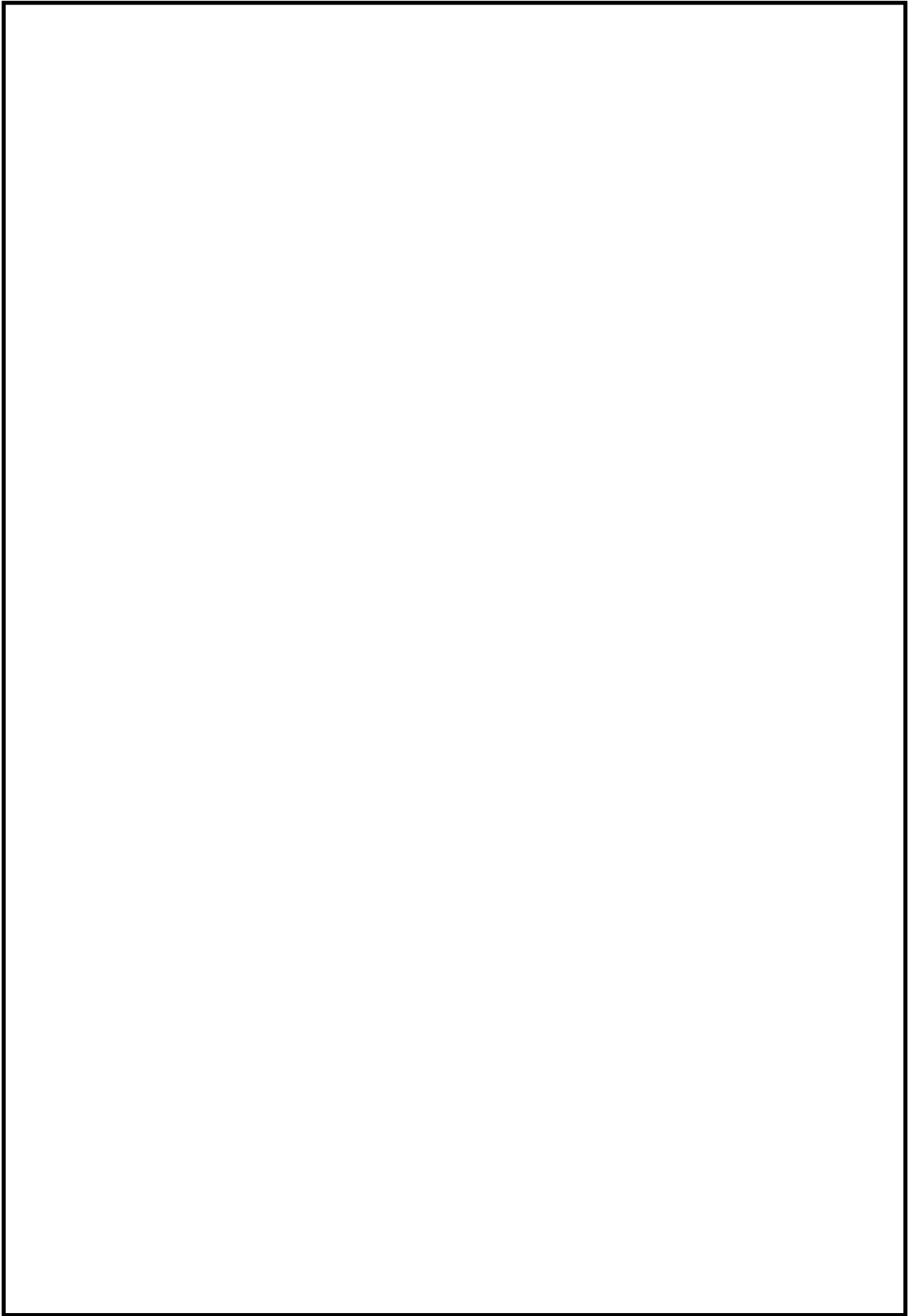




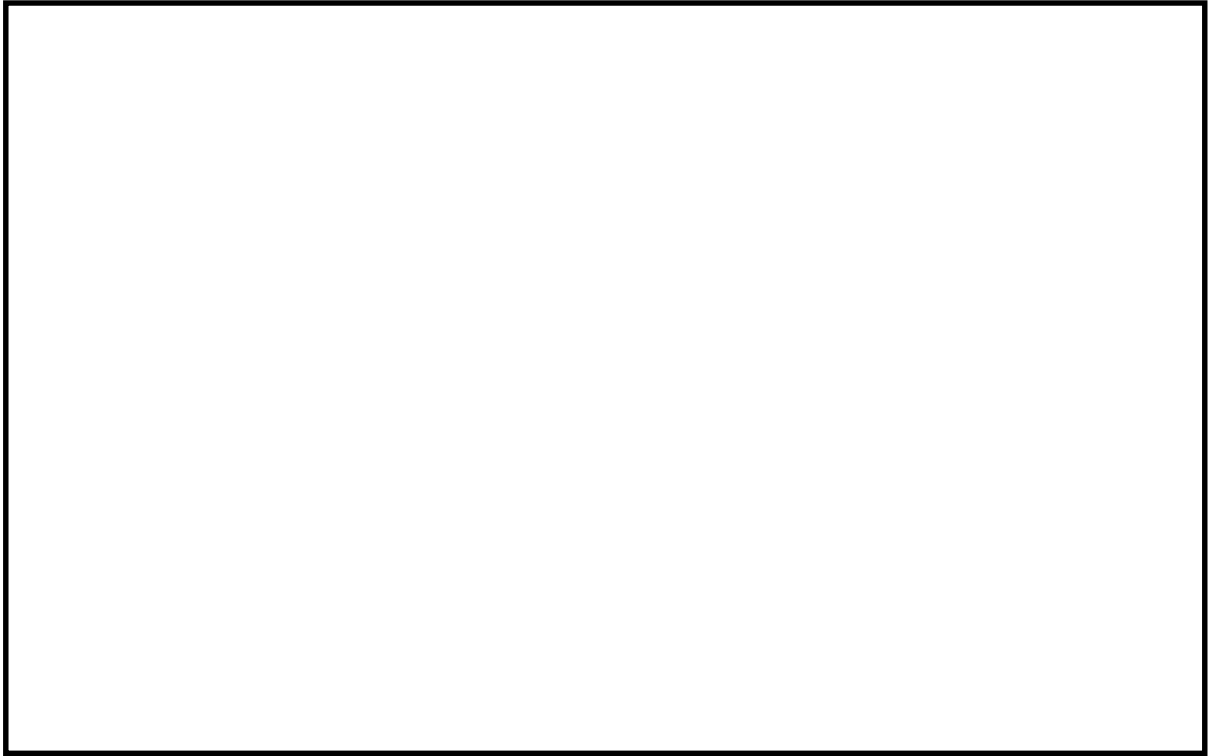




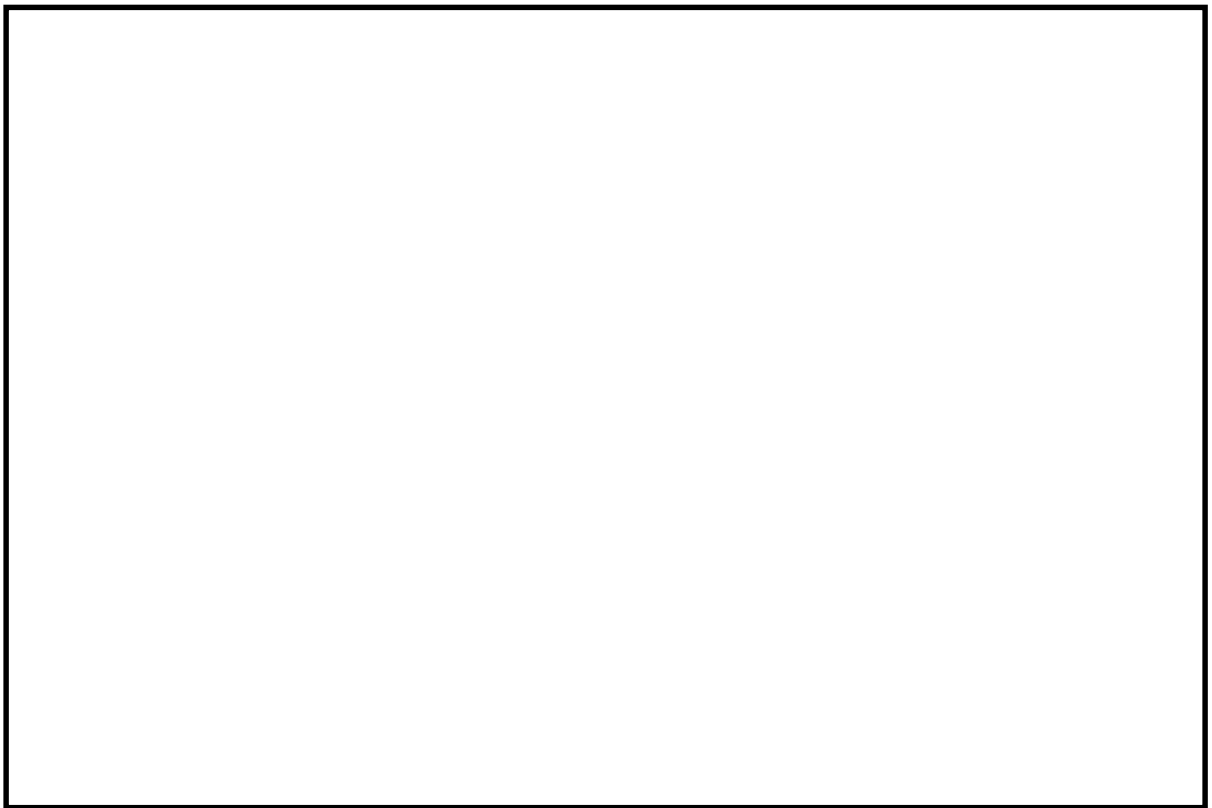






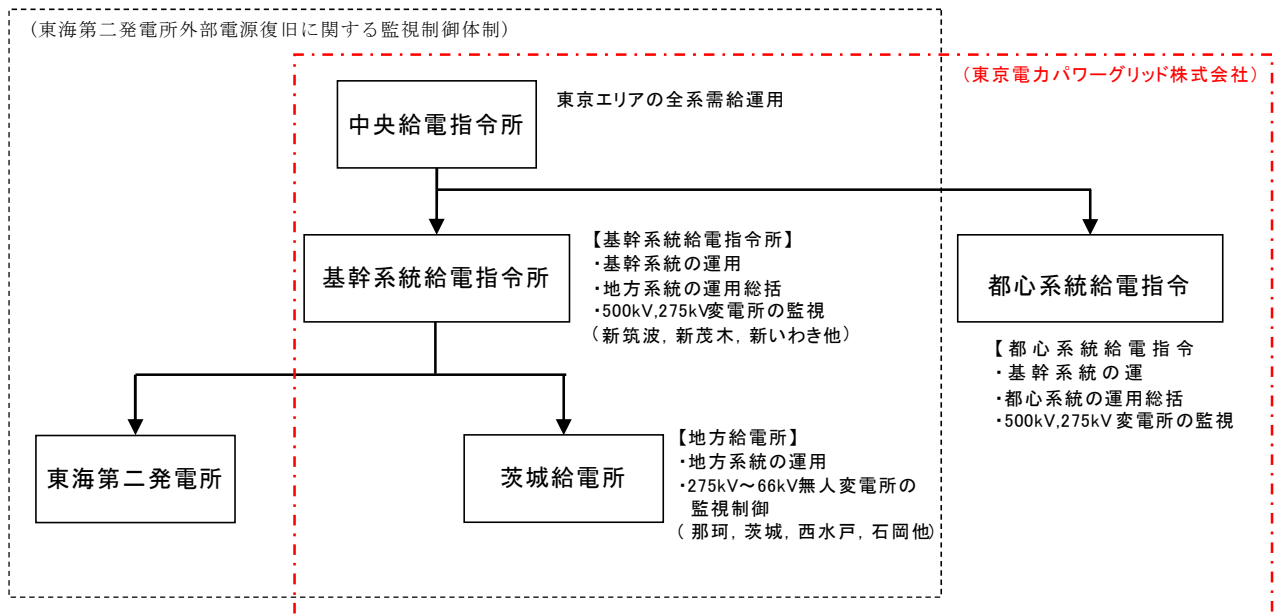


第 9 図 復旧操作手順



第 10 図 復旧ルート図





第 11 図 監視制御体制



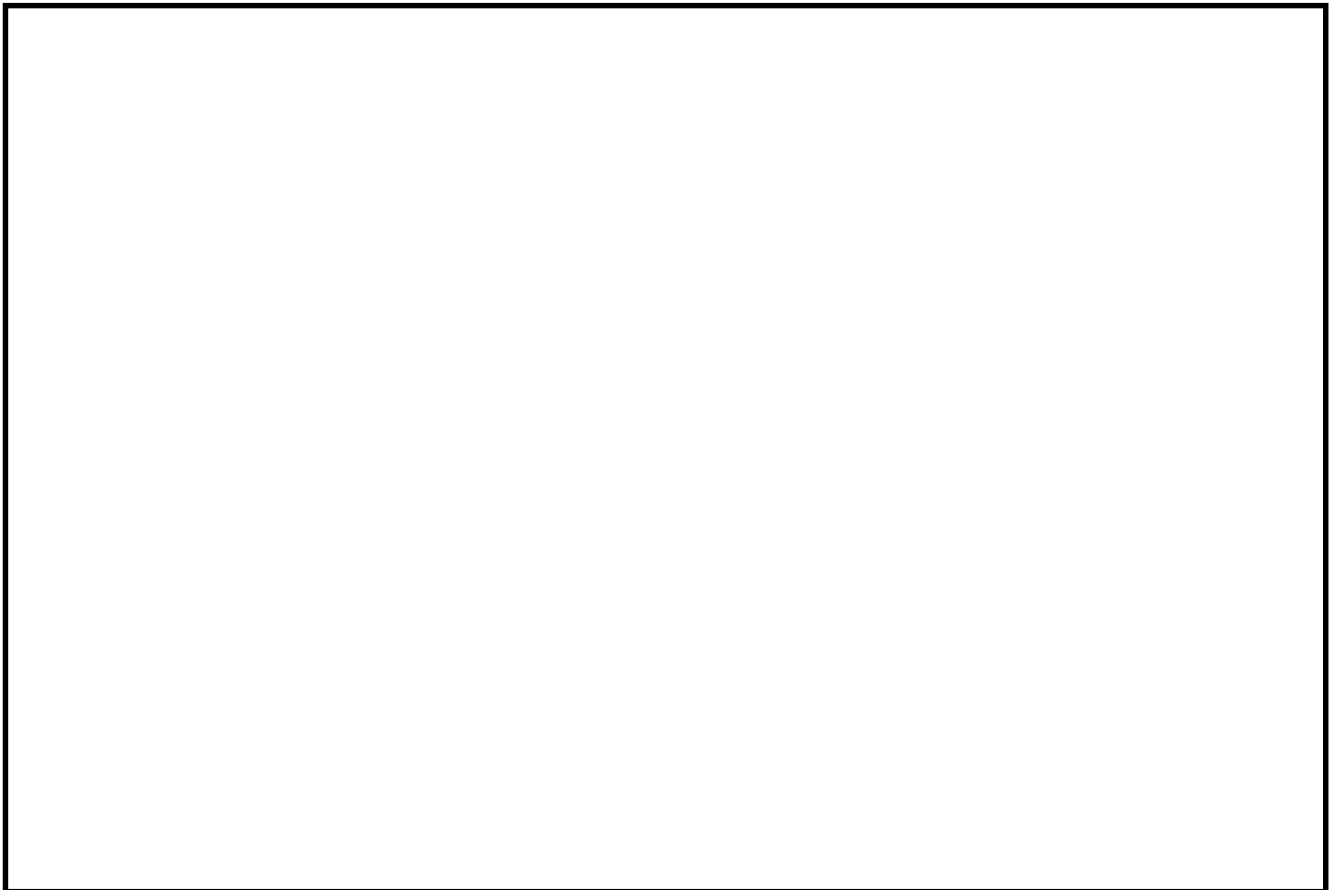
## 2.4 新筑波変電所からの電力供給に関する技術的評価

### 2.4.1 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量は 14MW 程度である。

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給（14MW）時は、一部の他需要家も受電することとなるが、電力供給ルートの変圧容量を超過する箇所はなく、東海第二発電所の到達電圧は許容範囲内（147kV $\pm$ 10%）に収まり、電力供給が可能である。

東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧を、第 12 図に示す。



第 12 図 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧



#### 2.4.2 保護装置の応動

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給時において、石岡変電所から茨城変電所の間の送変電設備には、平常時と逆向きの潮流が流れる。

同区間には、送変電設備の故障を検知した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化するための保護装置を設置している。同区間の潮流が逆向きとなった場合でも、当該保護装置で送変電設備を保護している。なお、これらの保護装置は、潮流の向きが反対方向となった場合の系統において、送電線、母線、変圧器の故障が発生しても、平常時の整定値で保護可能な設計である。

石岡変電所～茨城変電所間の保護を、第 13 図に示す。



第 13 図 石岡変電所～茨城変電所間の保護

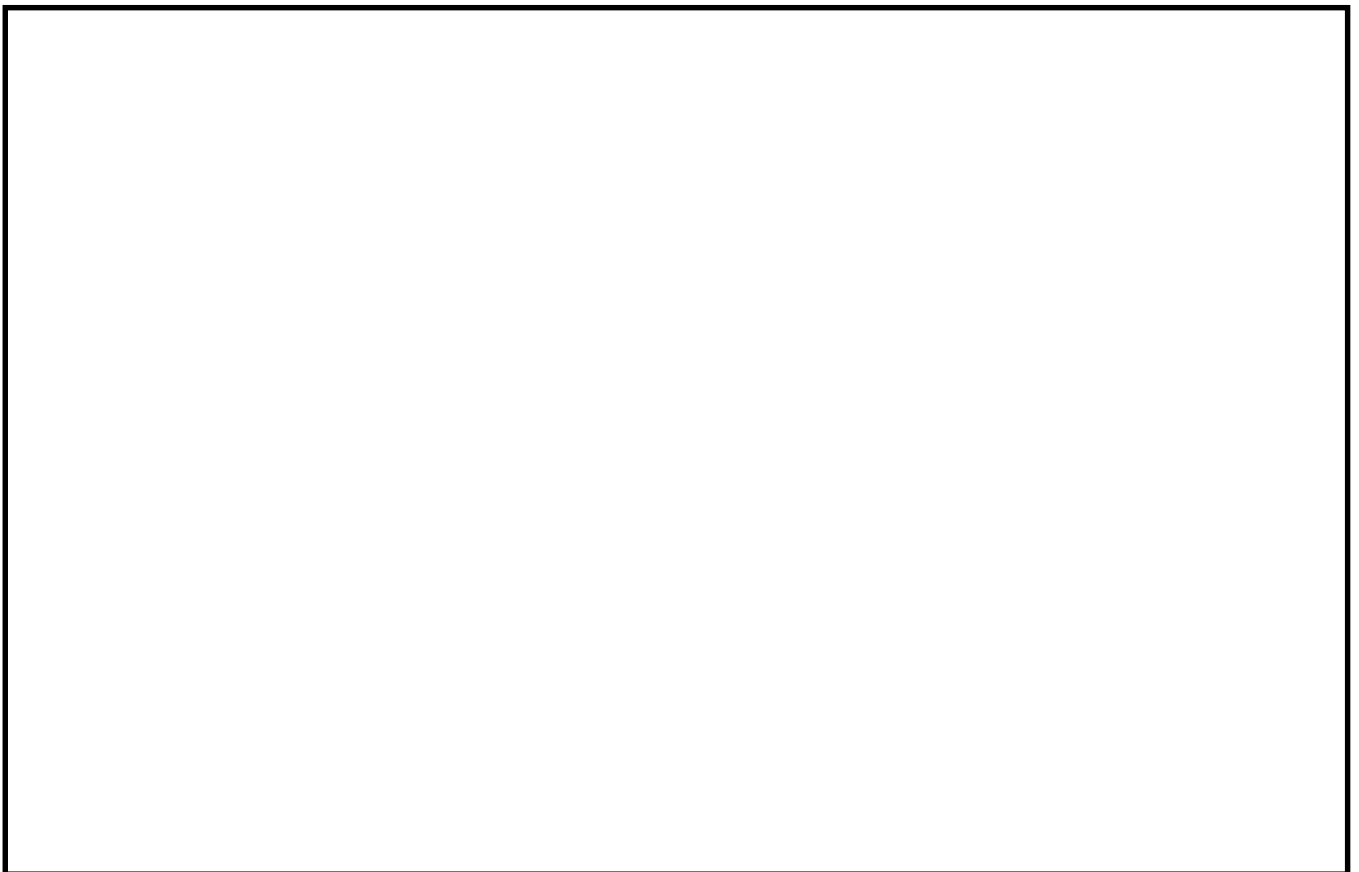


#### 2.4.3 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

新筑波変電所から電力供給する他需要家の最大需要は，新治線の設備容量以内（512MW）に制限する必要がある。

他需要家の最大需要に加え，冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量 14MW へ電力供給が行われる場合においても，新治線の設備容量以内で，東海第二発電所の到達電圧を許容範囲内（147kV $\pm$ 10%）に収まり，電力供給が可能な設計である。

東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧を，第 14 図に示す。



第 14 図 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧



2.4.4 新筑波変電所からの電力供給手順の実効性

茨城給電所にてあらかじめ定めている系統復旧手順書に基づく系統事故の復旧訓練を年2回の頻度で実施している。

なお、復旧訓練では、実際の監視制御システムと同様の仕様で系統事故を模擬し、事故の復旧操作（開閉器の入・切など）を訓練できるシミュレータ訓練装置を使用している。

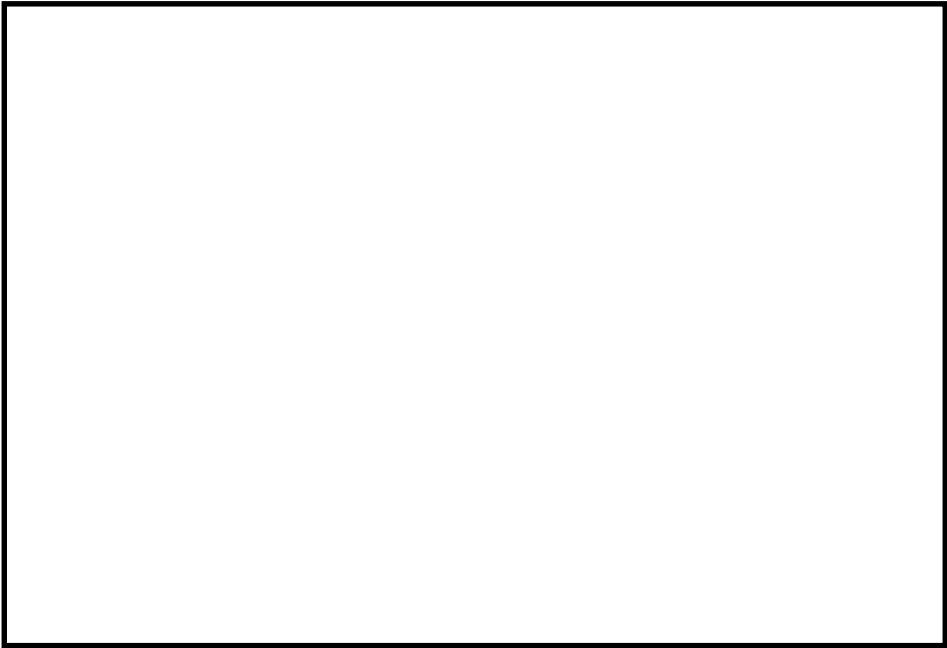
年2回の系統事故の復旧訓練は那珂変電所全停時も含めて様々な系統事故を想定し実施しているが、対応内容は、主に開閉器の入・切などであり、特殊な操作はないため、上記復旧訓練で技術の維持は可能である。

過去の那珂変電所全停のシミュレータを用いた復旧訓練の実績を第1表に、復旧訓練時の写真を第15図に示す。

第1表 過去の那珂変電所全停時の復旧訓練の実績

実施日※	H27／4／8	H27／4／10	H27／4／14	H27／4／16	H27／4／22
復旧時間	63分	41分	59分	47分	51分

※5直構成で各直1回実施した実績



第15図 シミュレータを用いた復旧訓練時の写真

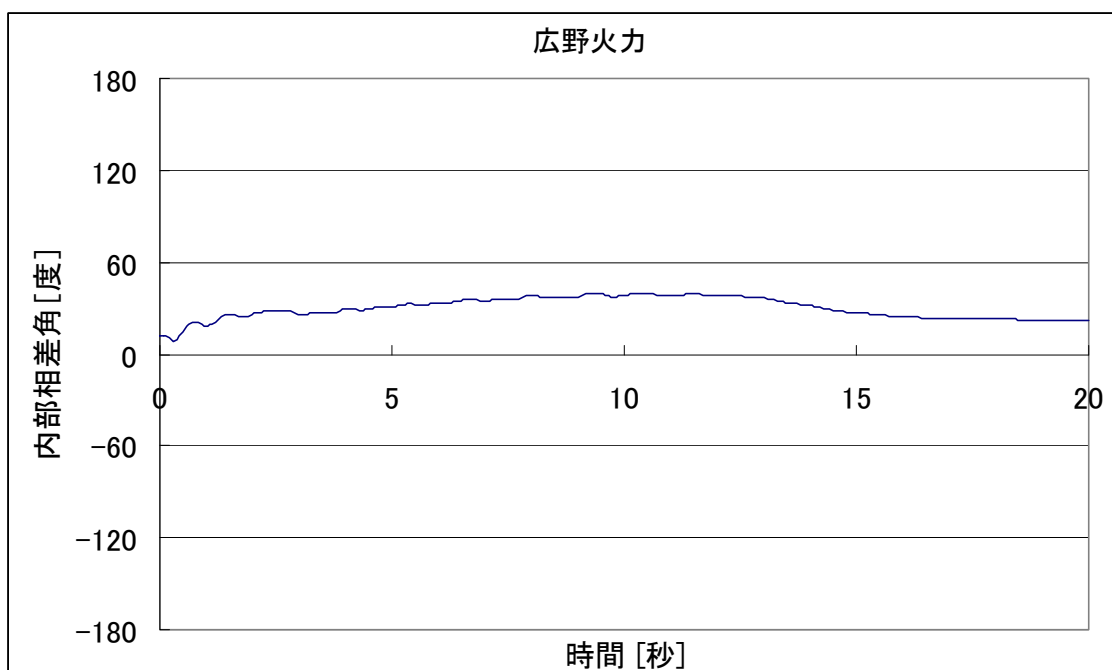


#### 2.4.5 那珂変電所全停時の安定度面への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、各発電機の安定度面への影響を確認した。

このエリアにおける最も過酷な断面（GW 昼間断面）においても、一時的に発電機の内部相差角は動揺するが、全ての発電機は動揺が収束して継続的に安定運転可能な設計である。

安定度シミュレーション結果の一例を第 16 図に示す。



第 16 図 安定度シミュレーション結果（広野火力発電所）

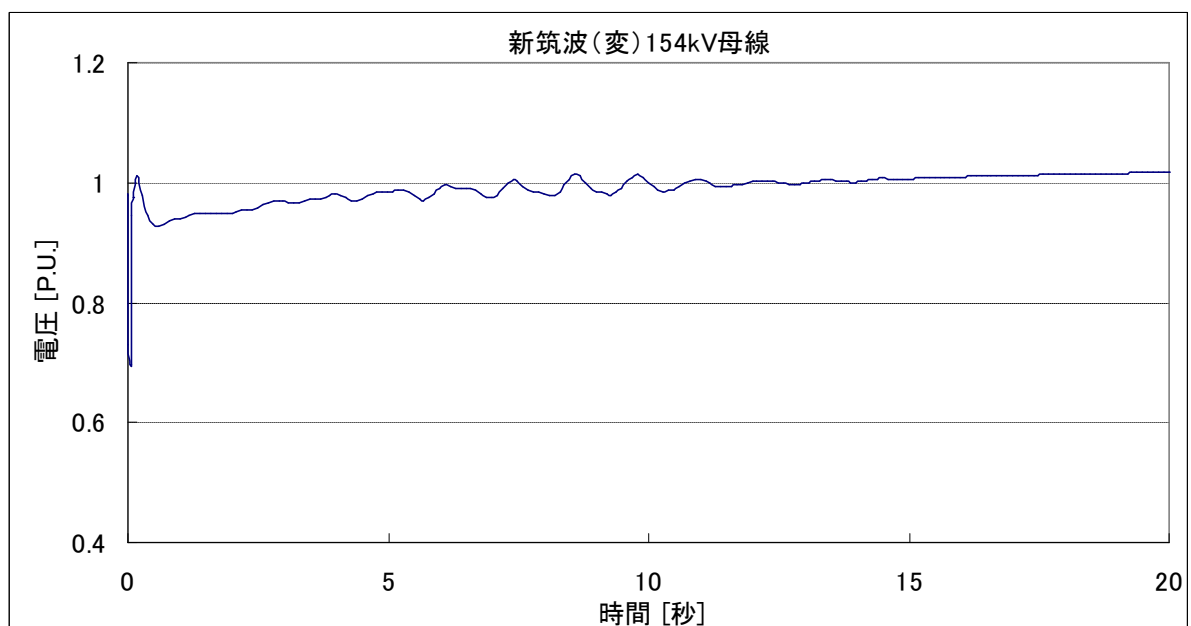


#### 2.4.6 那珂変電所全停時の新筑波変電所 154kV 母線電圧への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、電力を供給する新筑波変電所の 154kV 母線電圧への影響を確認した。

2.4.5 と同様の断面においても、電力を供給する新筑波変電所 154kV 母線は、那珂変電所事故の影響を受けにくいルートであり、事故前後の電圧はほぼ変化無く、適性電圧を維持できる設計である。

電圧シミュレーション結果を第 17 図に示す。



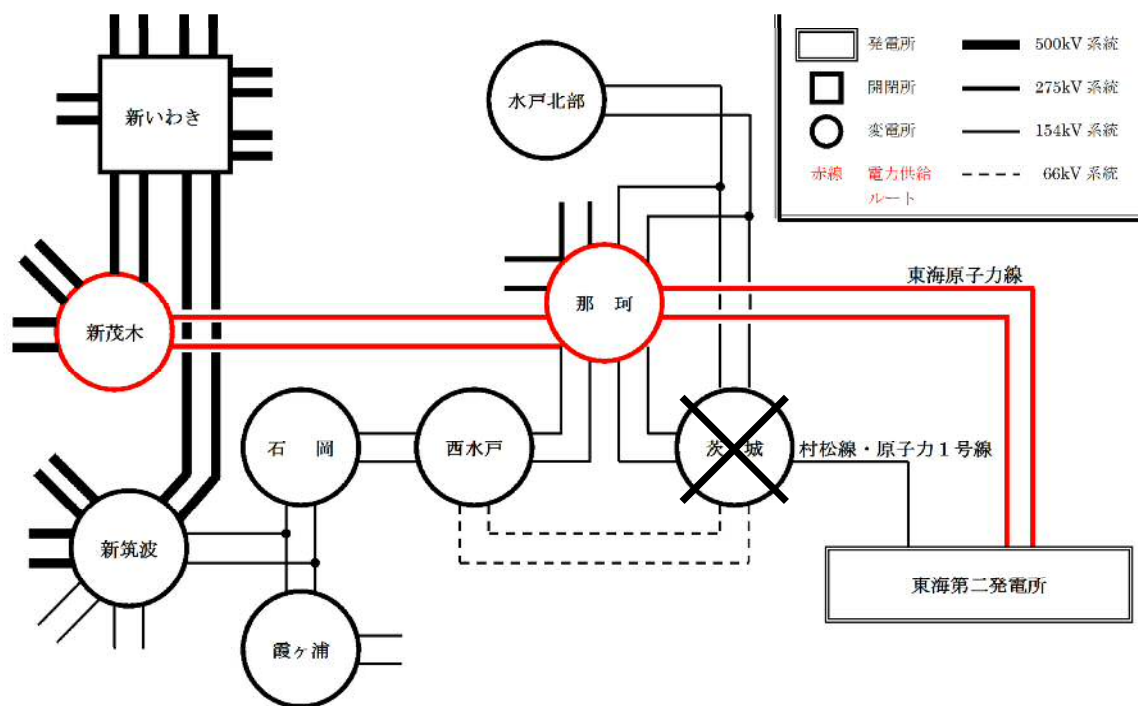
第 17 図 電圧シミュレーション結果



## 2.5 茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合，那珂変電所経由で東海第二発電所へ電力を供給する。

茨城変電所全停時の電力供給系統を，第 18 図に示す。

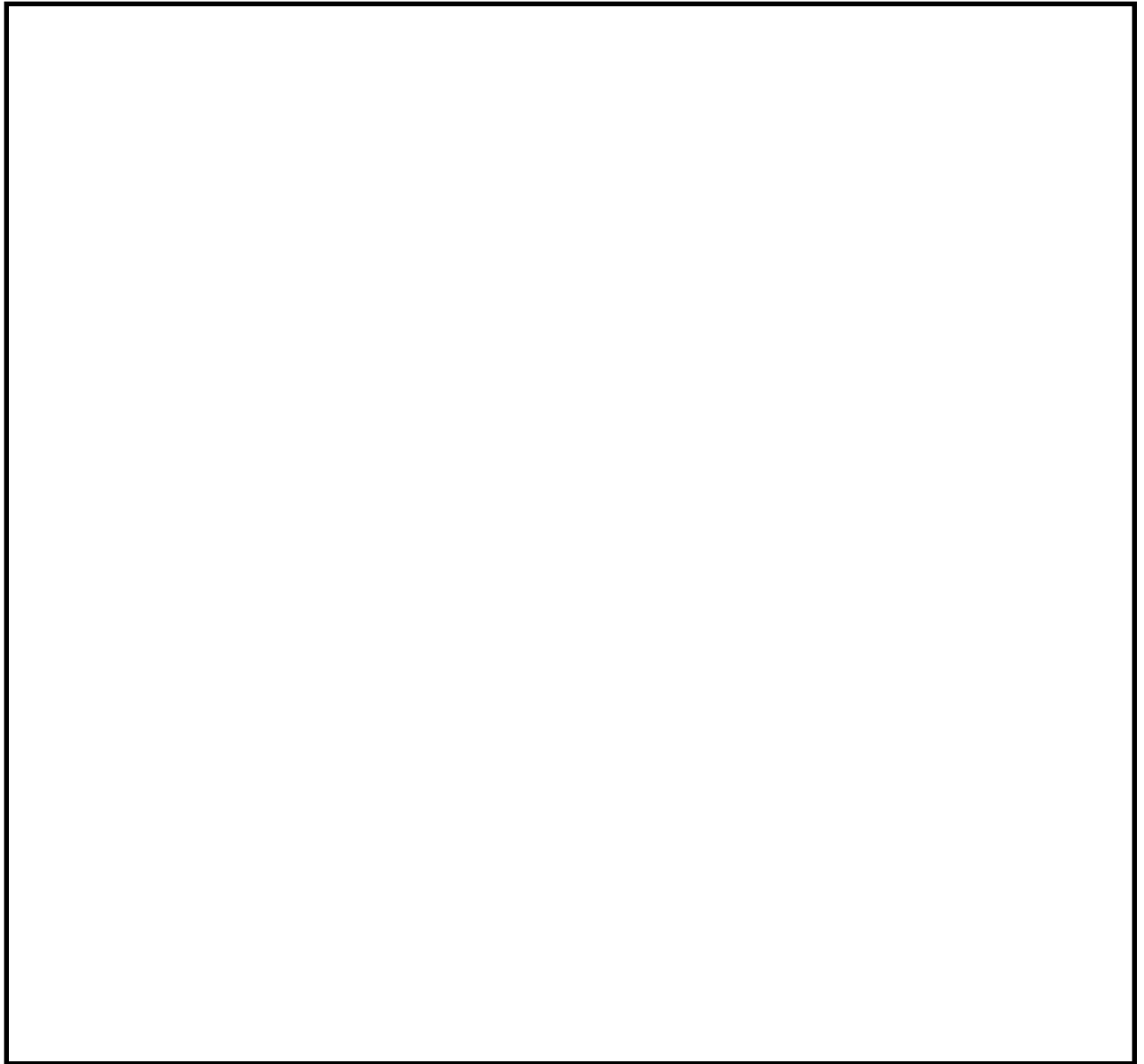


第 18 図 茨城変電所全停時の電力供給系統



## 別紙 6 現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

現状の発電所敷地内及び周辺の送電鉄塔の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 発電所敷地周辺の送電鉄塔配置



## 別紙 7 非常用電源設備の配置の基本方針について

非常用電源設備は，区分ごとに区画された部屋に設置し，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有している。

電気設備を配置するうえでの基本的なコンセプトは，以下のとおりである。

- 地震，津波，火災，溢水に対する頑健性を確保する配置
- 同じ機能を有する設備は運転性，保守性に配慮し，集中配置

非常用電源設備は，防潮堤により津波からの影響を受けないエリアへ配置するとともに，地震に対しては耐震性の高い設備を配置する。非常用電源設備の配置図は，第 2.3.1.1-1 図から第 2.3.1.1-5 図のとおりであり，上記の基本的なコンセプトを満足する設計とする。



## 別紙 8 蓄電池容量について

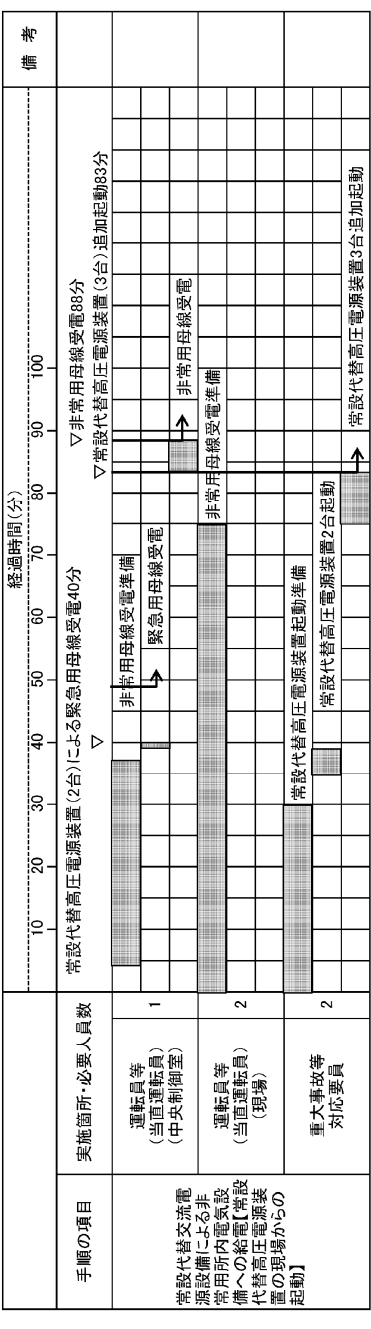
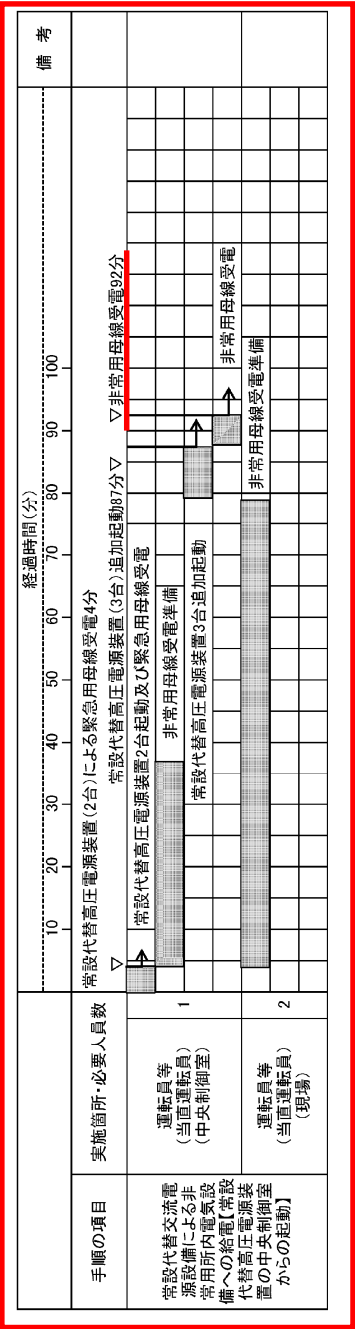
常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備からの電源供給開始に要する時間は，「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において，詳細を提示する。第 1 図に同資料の抜粋を示す。

常設代替交流電源設備から非常用高圧母線を受電するまでは 92 分である。

よって常設代替交流電源設備からは約 95 分で電力供給の開始が可能であると評価している。

万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 180 分以内（全交流動力電源喪失後約 275 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は，常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間給電できる容量とする。





第 1. 14. 2. 2-2 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

タイムチャート

第 1 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（1／2）



		経過時間(分)																		備考
手順の項目	実施箇所・必要人員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等(当面運転員)(中央制御室)																			
	1																			
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等(当面運転員)(現場)																			
	2																			
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員																			
	6																			

第 1 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（2／2）



## 別紙 9 ケーブル及び電線路敷設計の考え方

1. 安全機能を有する機器に使用するケーブルは、安全区分Ⅰ、安全区分Ⅱ・安全区分Ⅲに分類されたうえで、以下の各種分離を実施することにより、安全区分間の相互独立性を保つ。

### ① 電气的分離についての考え方

安全区分毎に独立した電力供給元より給電することで分離する。

### ② 物理的分離についての考え方

#### (1) ケーブルトレイ又は電線管による分離

使用用途や使用電圧に応じた4つの回路種別（高圧電力用、低圧電力用、制御用、計装用）にケーブルを分類し、安全区分及び回路種別毎にケーブルトレイ又は電線管により敷設することで分離する。

#### (2) 離隔距離の確保等による分離

〔建設当時の考え方〕

安全区分の異なるケーブルトレイが、水平方向又は垂直方向に平行して敷設される場合及び交差して敷設される場合は、以下の対応の中から敷設場所に適したものを実施することで分離する。

- ・ 離隔距離の確保
- ・ 分離板又は耐火板の設置
- ・ 上部又は底部へのケーブルトレイカバーの設置

〔新規制基準適合のための考え方〕

新規制基準（火災防護基準）適合のため、以下のいずれかの対応を実施する。

- ・ 1時間以上の耐火材の設置及び火災感知、自動消火設備の設置
- ・ 3時間以上の耐火材の設置



## 2. 原子炉格納容器貫通部の仕様

原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件である温度及び圧力に適合する物を使用する。



## 別紙 10 揺すり込み沈下量の算定方法について

### 1. 沈下量の算定方法

沈下量の算定に当たっては、液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）及び揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）のそれぞれについて評価し、両者を合算したものをを用いる。

#### (1) 液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）

液状化に伴う沈下は、液状化検討対象層（地下水位以深に分布する堆積層の内、粘性土を除く地層）に対して、設定した地震力による液状化判定を行い、液状化抵抗率が 1 未満の範囲については液状化が生ずるものと評価し、液状化に伴う沈下量の算出を行う。

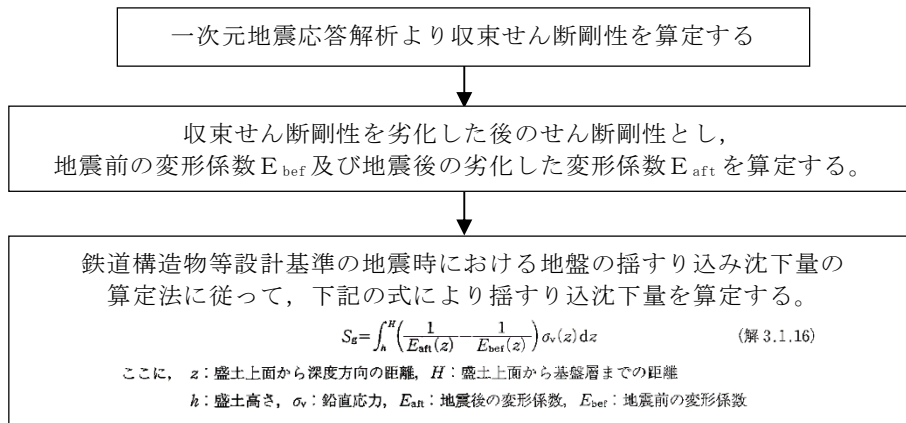
なお、ケーブル洞道及びケーブルトラフ設置近傍の地盤において、道路橋示方書・同解説に基づき液状化判定を行った結果、液状化検討対象層の液状化抵抗率が 1 以上となったため、液状化に伴う沈下量は考慮しない。

#### (2) 揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）

揺すり込みによる沈下は、地下水位以浅の液状化しない地層に対して「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」に基づき算定した。

検討フローを第 1 図に、鉄道構造物等設計標準・同解説の揺すり込み沈下量算定法に係る該当箇所を第 2 図に示す。





第 1 図 不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算定フロー

**3) 地震時における地盤の揺すり込み沈下量の算定法**

地震時における地盤の揺すり込みによる沈下量は、簡便には以下の手順で求められる。

- ①「耐震標準」に基づき地震応答解析を行い、地中における水平方向の最大応答変位分布を求める。地震応答解析によらない場合は、「耐震標準」に基づき応答変位法で計算してよい。
- ②応答変位分布を基に、地中の深度方向に対するせん断ひずみ分布を算出する。
- ③各地層において地震前のせん断剛性  $G_{\text{bef}}$  が、地震中にせん断ひずみが増加した分だけ劣化したものと見なし、 $G \sim \gamma$  曲線から劣化した  $G_{\text{aft}}$  を求める。ここで  $G \sim \gamma$  曲線は実際の地盤からサンプリングした試料を用いて土質試験から求めるとよいが、困難な場合には、「耐震標準」や他の規(基)準類<sup>9)</sup>などを参考に定めるとよい。
- ④地盤の深度方向  $z$  に対し、地震前のせん断剛性  $G_{\text{bef}}$  と、地震によって劣化した後のせん断剛性  $G_{\text{aft}}$ 、すなわち変形係数  $E_{\text{bef}}$  と  $E_{\text{aft}}$  を用いて、自重による沈下量を次式によって求め、地震中に生じた盛土底面での残留変形量  $S_g$  を式 (解 3.1.16) によって算出する。

$$S_g = \int_h^H \left( \frac{1}{E_{\text{aft}}(z)} - \frac{1}{E_{\text{bef}}(z)} \right) \sigma_v(z) dz \quad (\text{解 3.1.16})$$

ここに、 $z$ ：盛土上面から深度方向の距離、 $H$ ：盛土上面から基盤層までの距離  
 $h$ ：盛土高さ、 $\sigma_v$ ：鉛直応力、 $E_{\text{aft}}$ ：地震後の変形係数、 $E_{\text{bef}}$ ：地震前の変形係数

この方法では、地震時の動的応答変位からせん断ひずみを求め、変位量に換算しているため、振動によるせん断変形の累積性は考慮されていないことになる。この累積変形性は、土に作用する初期せん断応力が高いほど大きくなることが知られているが、地中部では影響が少ないと考えられるので、ここでは計算の簡便化から省略することにした。

なお、水平方向のせん断ひずみから地盤の剛性の劣化度を推定する方法は、盛土の沈下に対する剛性の劣化度に比べて過大である可能性がある。ここでは、この方法を安全側の仮定として採用したが、適切でないと判断される場合は、十分検討の上、他の方法によってよい。

第 2 図 鉄道構造物等設計標準同解説の抜粋



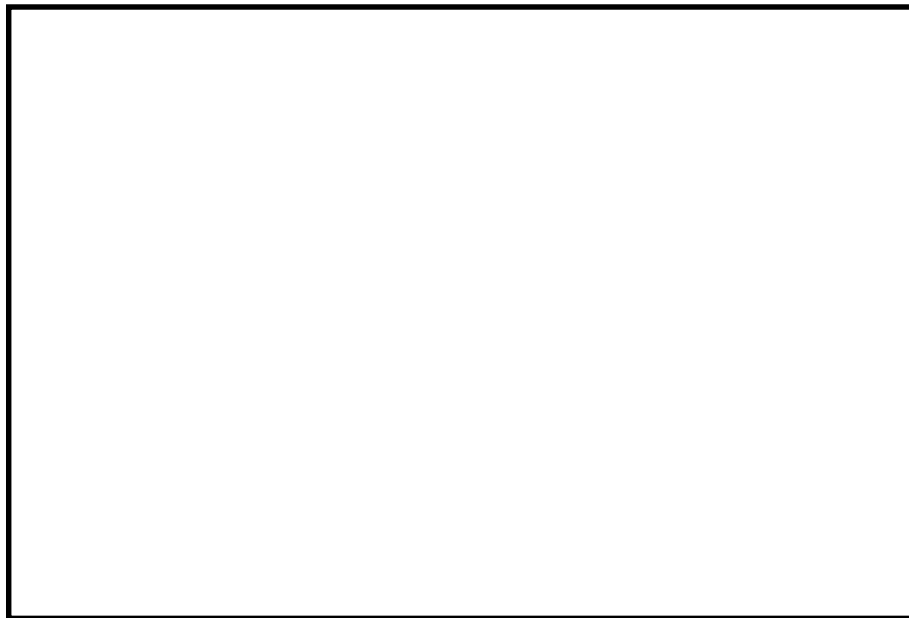
## 2. 沈下量の算定結果

### (1) ケーブルトラフ（154kV 特別高圧開閉所側）

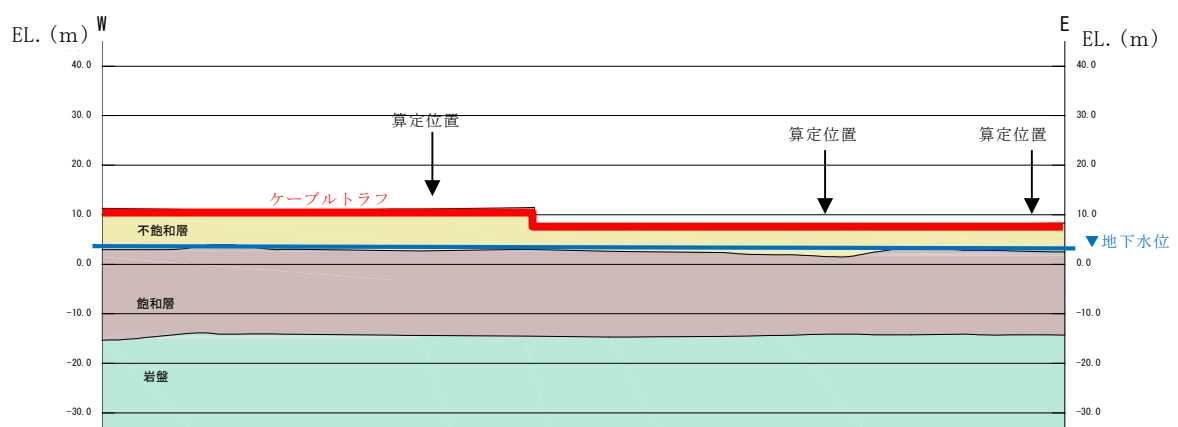
当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所が（層厚約 8.5m）で沈下量を算定した結果、0.5mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層と仮定して算定した場合でも、その沈下量は約 1.7mm となる。

ケーブル洞道位置を第 3 図に、揺すり込み沈下量算定位置を第 4 図に示す。



第 3 図 ケーブルトラフ位置図



第 4 図 揺すり込沈下量算定位置図

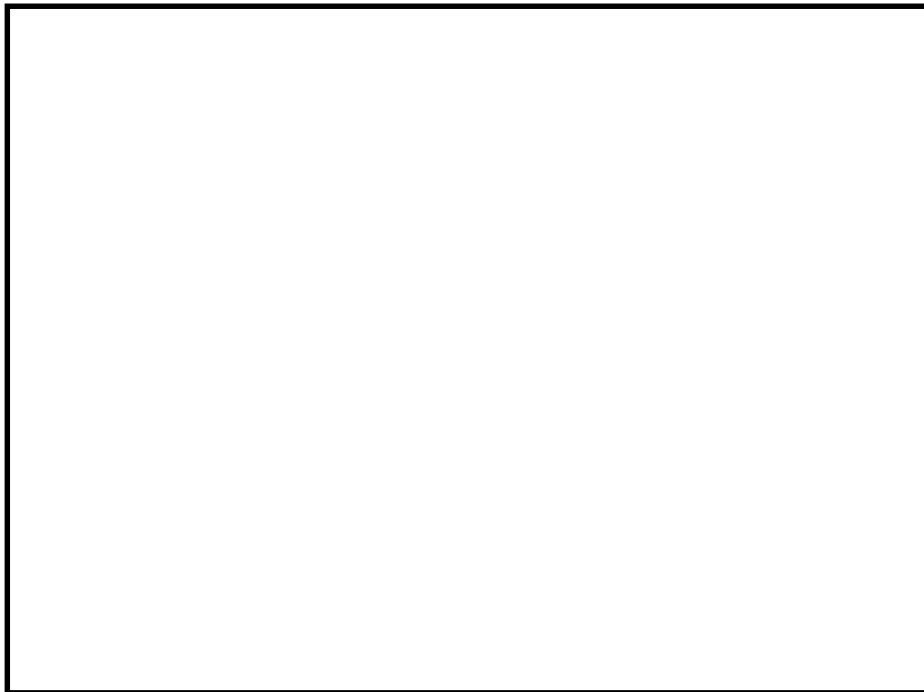


(2) ケーブル洞道（275kV 超高压開閉所側）

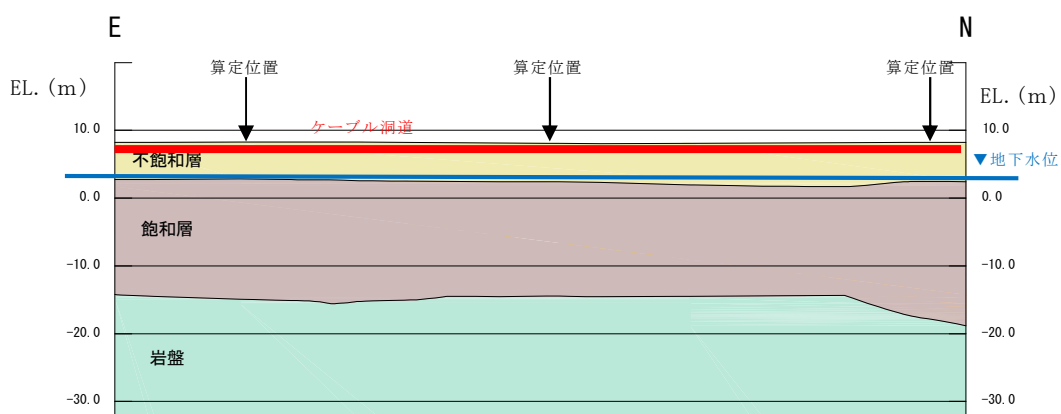
当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所（層厚約 5.8m）で沈下量を算定した結果、0.2mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層として算定した場合でも、その沈下量は 9.5mm となる。

ケーブル洞道位置を第 5 図に、揺すり込み沈下量算定位置を第 6 図に示す。



第 5 図 ケーブル洞道位置図



第 6 図 揺すり込み沈下量算定位置図



### 3. 算定方法の妥当性

揺すり込み沈下量の算定に用いた文献「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」は，新幹線鉄道や大都市旅客鉄道の構造物，トンネル等被害が生じた場合の復旧が困難な構造物などの重要度の高い構造物も含む対象に定められた基準である。

また，当該算定式に基づき評価した沈下量については，保守的に全地層が不飽和層と仮定した場合も確認した。



別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

保安電源設備



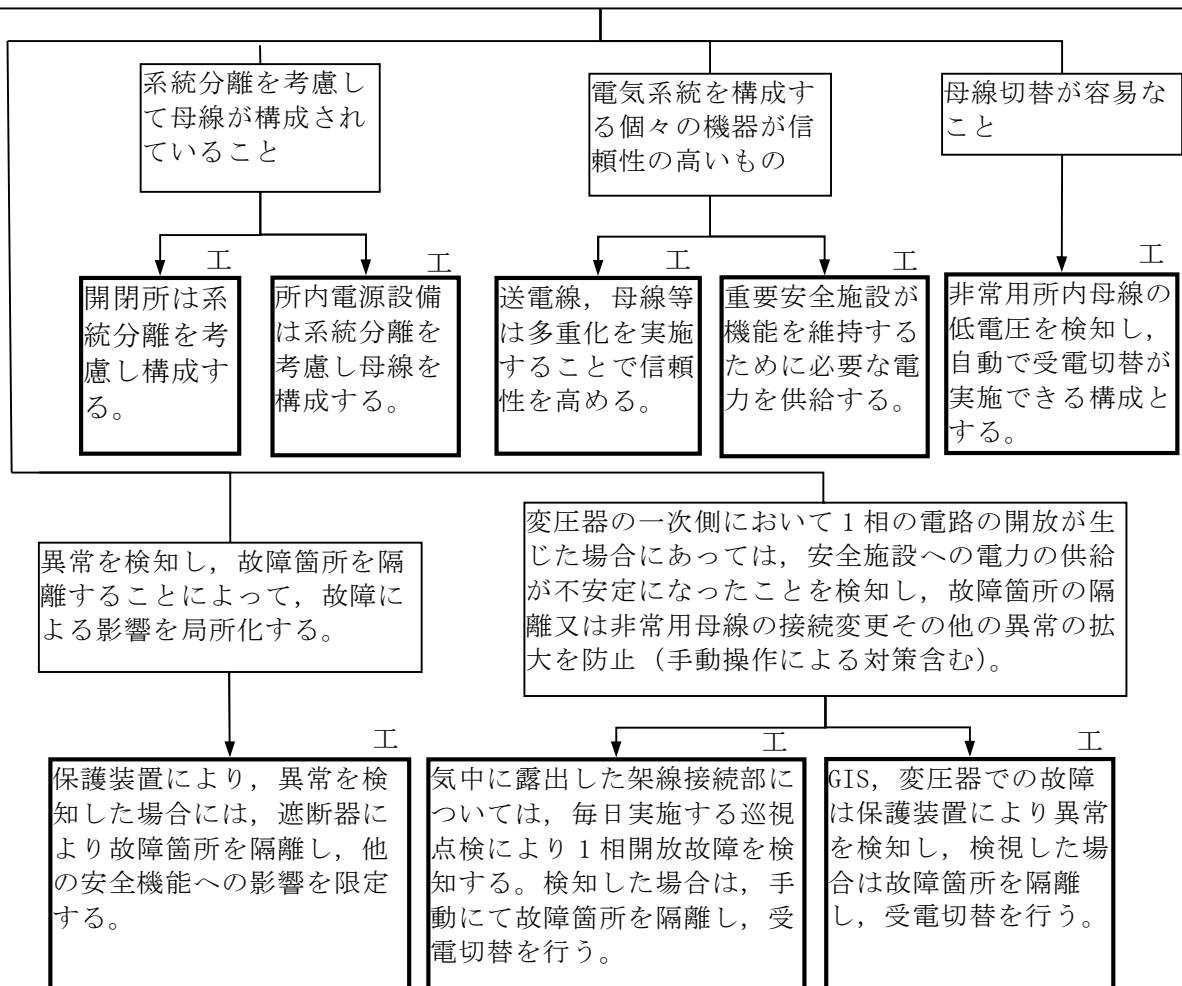
### 第 33 条 保安電源設備（追加要求事項）

- 3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

#### 【解釈】

第 3 項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多様性を損うことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるときともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学安全施設を含む重要安全施設への電力供給（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。

第 3 項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡、地絡又は母線の定電圧若しくは過電流を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。



#### 【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針、添付書類）

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）

核：核防規定（下位文書含む）

#### 【添付六、八への反映事項】

□：添付六、八に反映

□：当該条文に該当しない  
(他条文での反映事項他)



- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれお互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

【解釈】

第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電可能な回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。

第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。

外部電源受電回路を2つ以上設けること

工

東海第二発電所は、275kV 東海原子力線2回線及び154kV 村松線・原子力1号線1回線の合計3回線にて電力系統に連系している。

1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所の停止により、送電線が全て停止する事態にならないこと。

工

275kV 東海原子力線2回線の1ルートで東海第二発電所より約17km離れた那珂変電所に接続され、154kV 村松線・原子力1号線の1ルートで約9km離れた茨城変電所に接続される。

- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

【解釈】

第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電線鉄塔等に架線されていないことをいう。

少なくとも1回線が、同一の送電鉄塔等に架線されておらず、受電できること。

工

東海第二発電所に接続している275kV 東海原子力線、及び154kV 村松線・原子力1号線のそれぞれに送電鉄塔を備えており、物理的に分離した設計であることを確認している。

工

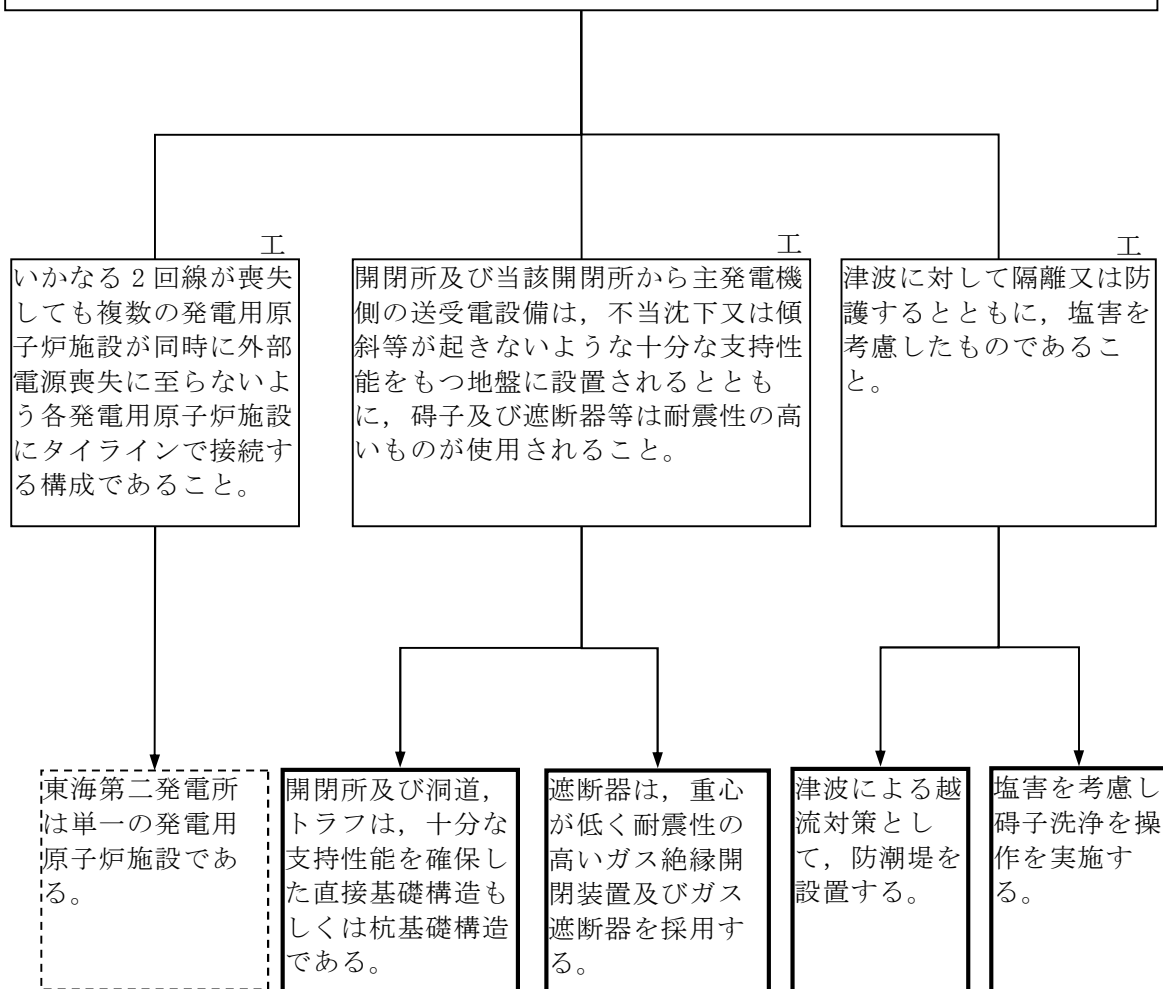
大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、長幹支持碍子を用いた全ての長幹支持碍子に免震装置を取り付け、耐震性能の強化を図る等、信頼度の高い設計であることを確認している。



6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

【解釈】

第6項に規定する「同時に停電しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不当沈下または傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。

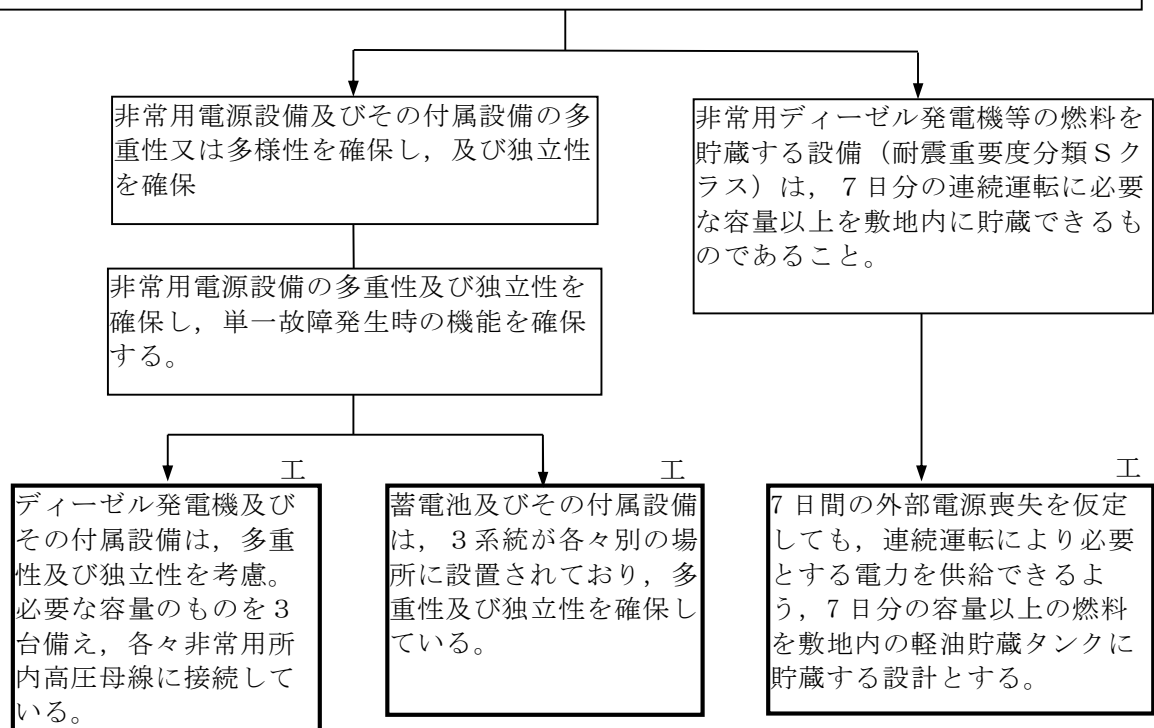




- 7 非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

【解釈】

第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。



- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

【解釈】

第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。

非常用電源設備を共用する場合、過度に依存しないものでなければならない。

設計基準事故において、発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備は、原子炉毎に単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計とする。

非常用電源設備を共用しない設計とする。



第 1 表（ 1 ／ 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	開閉所設備， 所内電気設備 の系統分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線，母線 等の切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	重要安全施設 への電力供給	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	受電系統の 自動切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	保護装置によ る異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



第 1 表（ 2 / 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	保護装置による異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	電流不平衡の監視又は開閉所碍子の巡視点検	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・変圧器一次側において 1 相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。</li> <li>・1 相開放故障が検知されない状態において，安全系機器に悪影響が生じた場合にも，運転員がそれを認知し，適切な対応を行えるよう手順書等を整備する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	故障箇所の隔離，受電切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	275kV 送電線 2 回線及び 154kV 送電線 1 回線	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系統切替を実施する際は，手順を定め給電運用担当箇所と連携を図り実施する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系切替操作に関する教育・訓練を実施する。</li> </ul>



第 1 表（ 3 ／ 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	送電線の物理 的分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	鉄塔基礎の安 定性，碍子の 耐震性強化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（十分な 支持性能）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	遮断器（ガス 絶縁開閉装 置，ガス遮断 器）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（津波の 影響をうけな い防潮堤）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



第 1 表（ 4 / 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	碍子洗浄	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。</li> <li>・また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	ディーゼル発電機の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	蓄電池の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	7 日分の容量以上の燃料貯蔵	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



## 第 34 条 緊急時対策所

### < 目 次 >

#### 1. 基本方針

##### 1.1 要求事項の整理

##### 1.2 追加要求事項に対する適合性

##### 1.3 設備等

#### 2. 緊急時対策所について

##### 2.1 緊急時対策所

##### 2.2 必要な情報を把握できる設備

##### 2.3 通信連絡設備

##### 2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

#### 3. 別添

別添 1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添 2 運用，手順説明資料 緊急時対策所



## < 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

緊急時対策所について、「設置許可基準規則」第 34 条及び「技術基準規則」第 46 条において、追加要求事項を明確化する。

「設置許可基準規則」第 34 条及び「技術基準規則」第 46 条の要求事項を第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 「設置許可基準規則」第 34 条及び「技術基準規則」第 46 条要求事項

「設置許可基準規則」 第 34 条（緊急時対策所）	「技術基準規則」 第 46 条（緊急時対策所）	備考
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。	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。	変更なし

### 1.2 追加要求事項に対する適合性

#### (1) 位置、構造及び設備

##### ロ．発電用原子炉施設の一般構造

#### (3) その他の主要な構造

- (i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

##### a．設計基準対象施設

##### (ac) 緊急時対策所

発電用原子炉施設には、原子炉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



時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該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設計とするとともに、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及び発電所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置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(vi) 緊急時対策所

原子炉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、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、災害対策本部室及び宿泊・休憩室から構成され、緊急時対策所建屋に設置する設計とする。

(2) 安全設計方針

該当なし



### (3) 適合性説明

#### 第三十四条 緊急時対策所

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。

#### 適合のための設計方針

緊急時対策所は、災害対策本部室及び宿泊・休憩室から構成され、緊急時対策所建屋に設置する設計とする。

原子炉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、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な要員を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がな



い範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

### 1.3 設備等

#### 10. その他発電用原子炉の附属施設

##### 10.9 緊急時対策所

##### 10.9.1 通常運転時等

##### 10.9.1.1 概 要

原子炉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，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は，異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また，異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置，テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。



#### 10.9.1.2 設計方針

緊急時対策所は、以下のとおりの設計とする。

- (1) 原子炉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に必要な要員を収容できる設計とする。
- (2) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示ができるよう、異常等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設置する設計とする。
- (3) 発電所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置又は保管する設計とする。
- (4) 緊急時対策所は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

#### 10.9.1.3 主要設備の仕様

緊急時対策所の主要設備の仕様を第 10.9-1 表に示す。

#### 10.9.1.4 主要設備

緊急時対策所の主要設備は以下のとおりとする。

- (1) 緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）  
異常等に対処するために必要な指示を行うための要員を収容できるよう、緊急時対策所を設置する。
- (2) 必要な情報を把握できる設備  
中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確、かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。



(3) 通信連絡設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うことができる通信連絡設備を設置又は保管する。

(4) 酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所は，酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計を保管する。

(5) 二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所は，二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，二酸化炭素濃度計を保管する。

10.9.1.5 試験検査

緊急時対策所の主要設備については，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 10.9－1 表 緊急時対策所の設備仕様

(1) 緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

個	数	一式
---	---	----

(2) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

第 10.12－2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の設備仕様に記載する。



(3) 通信連絡設備

(a) 送受話器（ページング）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(b) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X）

（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(c) 衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の設備仕様に記載する。

(d) 衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の設備仕様に記載する。

(e) 無線連絡設備（固定型）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(f) 無線連絡設備（携帯型）

第 10.12-3 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の設備仕様に記載する。

(g) 携行型有線通話装置

第10.12-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の設備仕様に記載する。

(h) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及びI P - F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の設備仕様に記載する。



(i) テレビ会議システム（社内）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(j) 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(k) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(4) 酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・酸素濃度計（重大事故等時）

個 数	1（予備1）
測定範囲	0.0vol%～40.0vol%

(5) 二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・二酸化炭素濃度計（重大事故等時）

個 数	1（予備1）
測定範囲	0.0vol%～5.0vol%



## 2. 緊急時対策所について

緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置することで、原子炉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ことが可能な設計とする。

緊急時対策所は、関係要員を収容することで原子炉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ことが可能な設計とする。

また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置することで、異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所には、発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等）を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握することが可能な設計とする。

### 2.1 緊急時対策所

緊急時対策所は、発電所の状況把握、異常等の対処等適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所に設置するとともに、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員を収容できる設計とする。

また、緊急時に関係要員が必要な期間にわたり安全に滞在できるよう遮蔽及び換気について考慮した設計とする。



## 2.2 必要な情報を把握できる設備

緊急時対策所には、中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

緊急時対策所において事故状態の把握と必要な指示を行うことが出来るよう、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、周辺の環境放射線状況を把握、水素爆発による格納容器の破損防止並びに水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて確認できる設計とする。

## 2.3 通信連絡設備

発電所内の中央制御室等と密接な連絡が可能となるように、多様性を確保した通信連絡設備として、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、携行型有線通話装置、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

また、発電所外の必要箇所とは、多様性を確保した専用通信回線にて連絡できる通信連絡設備として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）により、連絡が可能となるようにする。



#### 2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

#### 3. 別添

別添 1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添 2 運用，手順説明資料 緊急時対策所



緊急時対策所について（被ばく評価除く）



## 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 建屋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 換気設備・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 汚染持ち込み防止について
  - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について
  - 3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について
4. 耐震設計方針について
5. 添付資料
  - 5.1 チェンジングエリアについて
  - 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 S P D S 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 原子力警戒態勢，緊急時態勢について
- 5.7 災害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），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について



## 1. 概要

### 1.1 設置の目的

緊急時対策所は、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及び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設置する。

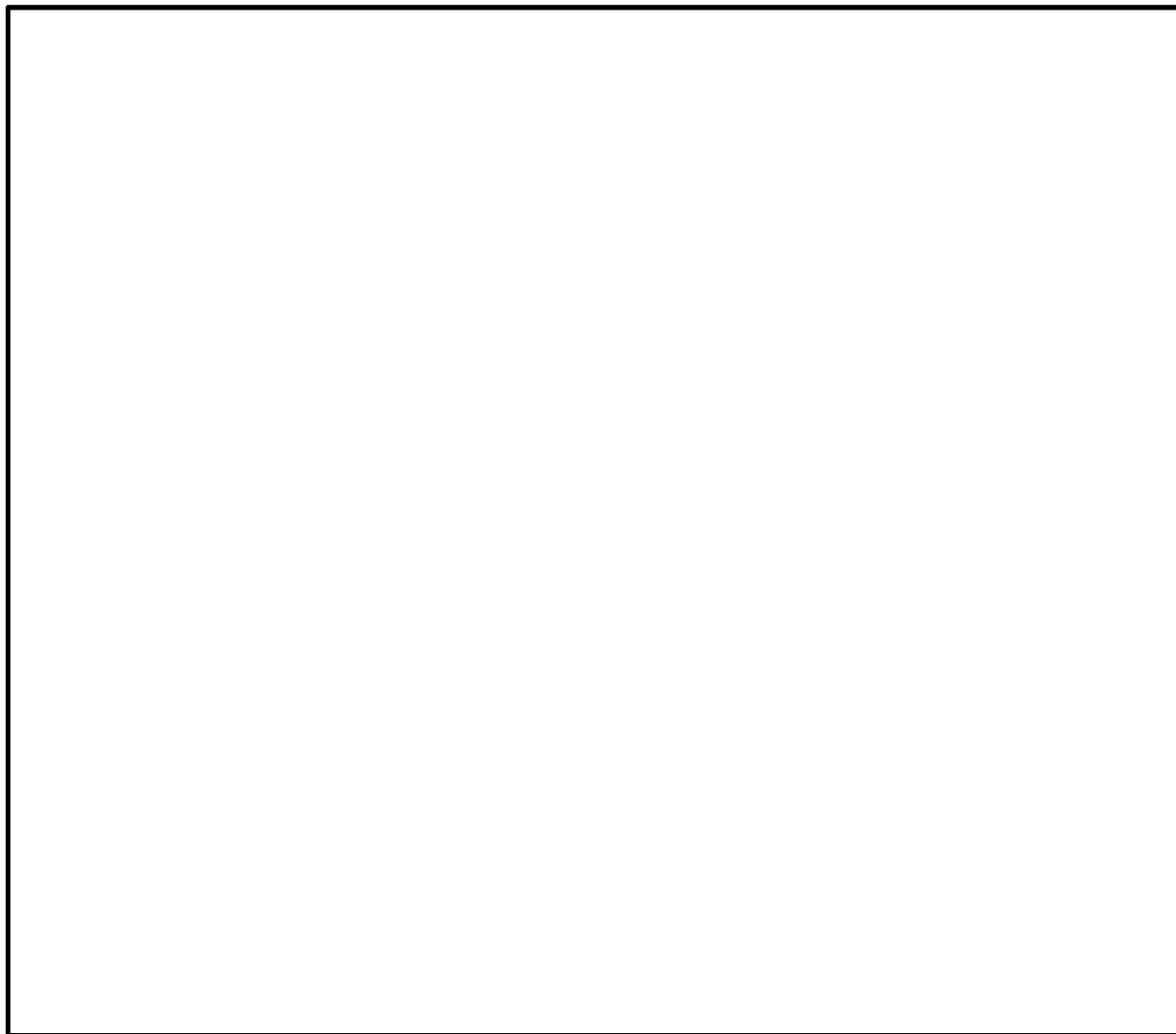
緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の必要な機能等について、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 緊急時対策所の基本仕様等について

	項 目	基 本 仕 様
1	建屋構造	・鉄筋コンクリート造（耐震構造）
2	階層	・4 階建
3	建屋延床面積／緊急時対策所床面積	・建屋：約 4,000m <sup>2</sup> ／ 災害対策本部：約 350m <sup>2</sup> 宿泊・休憩室：約 70m <sup>2</sup>
4	耐震強度	・基準地震動 S <sub>s</sub> で機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側，発電所構内高台（T.P. +23m）に設置
6	中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室との十分な離隔（約 320m） ・中央制御室と独立した機能（電源設備及び換気設備は独立した専用設備）
7	電源設備	・通常電源設備：常用電源設備，非常用電源設備（通信連絡設備等の負荷のみ） ・代替電源設備：緊急時対策所用発電機（2 台）
8	遮蔽，放射線管理	・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計 ・よう素除去フィルタ付非常用換気装置の設置 ・プルーム通過時の加圧設備の設置 ・加圧判断のためのエリアモニタ，可搬型モニタリング・ポストの配備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェンジングエリアの設置
9	原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置
11	食料，飲料水等	・7 日間必要とされる食料，飲料水等を配備



緊急時対策所建屋の各階における主な配置について、第 1.1－1 図に示す。



第 1.1－1 図 緊急時対策所建屋内の各階配置図

＊今後の設計により変更になる場合あり



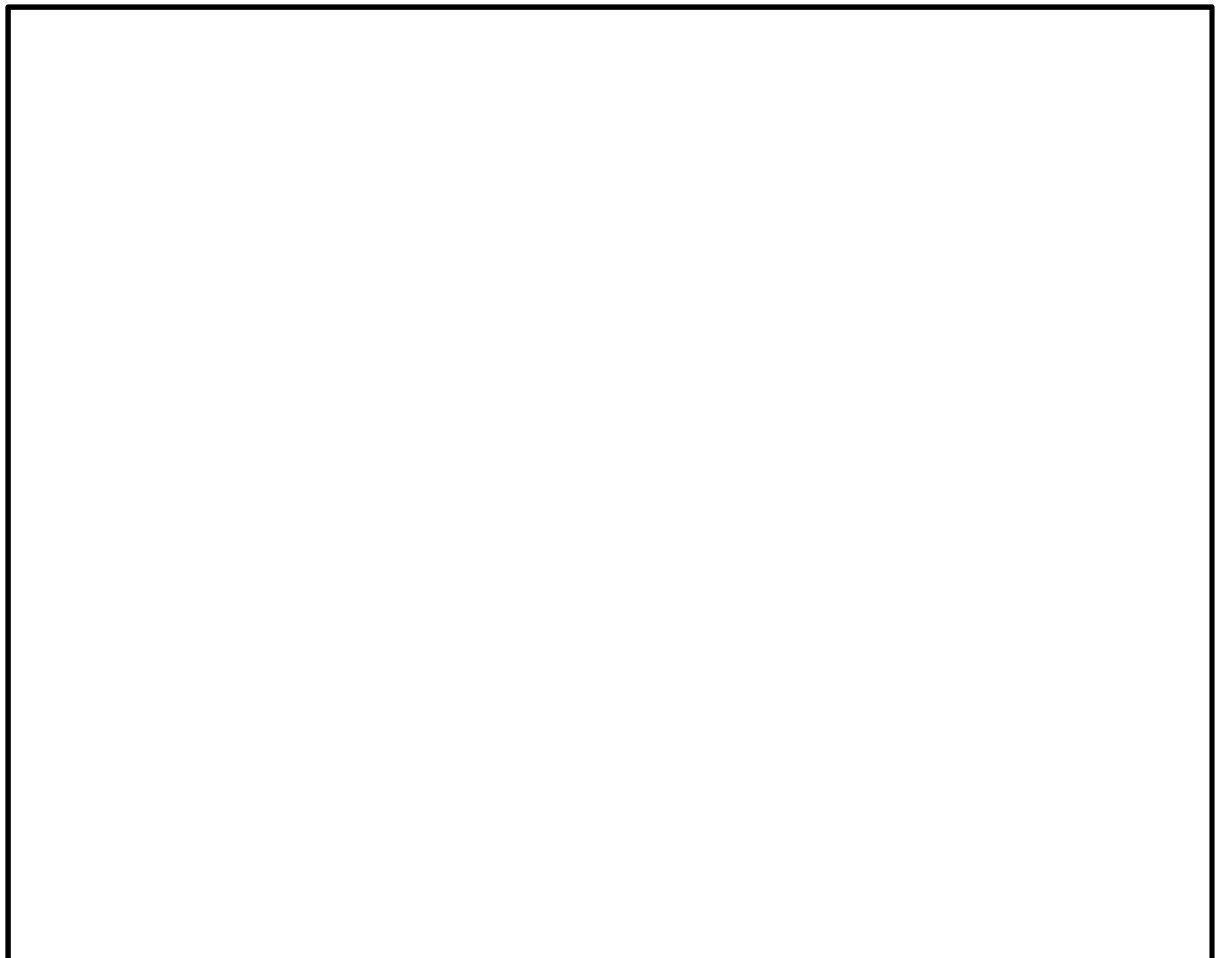
## 1.2 拠点配置

緊急時対策所建屋は、十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩（久米層）上に設置する。

緊急時対策所建屋は、新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地（T. P. +23.0m）に設置し、基準津波（防潮堤位置における最高水位 T. P. +17.1m）さらには、基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を受けない設計とする。

また、中央制御室から約 320m 離れた場所に設置すること、換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから、中央制御室との共通要因（火災、内部溢水等）により、同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第 1.2－1 図に示す。



第 1.2－1 図 緊急時対策所建屋 配置図



### 1.3 新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針は、以下の第 1.3-1 表から第 1.3-2 表のとおりである。

第 1.3-1 表 「設置許可基準規則」第三十四条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第四十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
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>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>【解釈】 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、並びに発電所外関係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>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、緊急時対策所を中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置する。</p> <p>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、中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置し、災害時において必要な要員最大 100 名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原子炉の状態を把握するために必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とし、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備及び発電所外関係箇所外と専用かつ多様性を確保した通信回線にて連絡できる通信連絡設備を設置する。</p>



設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	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>【解釈】 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</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>可搬型の酸素濃度計を配備し、室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても、緊急時対策所の酸素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように、酸素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし、今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。</p> <p>※ 経過措置：平成32年5月1日以降の最初の施設定期検査終了まで</p>



設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
安全機能が損なわれる おそれがあることをい う。		

\* 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），第 8 条及び  
第 4 1 条（火災による損傷の防止）への適合方針については，添付資料 5.8  
で後述する。



第 1.3-2 表 「設置許可基準規則」 第六十一条（緊急時対策所）

「技術基準規則」 第七十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>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>【解釈】</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、免震機能等により、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>第四十六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、次に定めるところによらなければならない。</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、適切な措置を講ずること。</p> <p>【解釈】</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、免震機能等により、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>重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。</p> <p>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、以下の設計とする。</p> <p>緊急時対策所は耐震構造とし、基準地震動による地震力に対し、機能（遮蔽性、気密性等）を損なわない設計とする。</p> <p>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損なわない設計とする。</p>



設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<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>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>また、緊急時対策所は基準津波（T.P. +17.1m）及び基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない、防潮堤内側の発電所高台用地（T.P. +23m）に設置する。</p> <p>緊急時対策所は、中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置し、十分な離隔（約 320m）を設けること、換気設備及び電源設備を独立させ、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。</p> <p>緊急時対策所は、通常時、常用電源設備から受電する設計とする。常用電源設備からの受電喪失時は、緊急時対策所専用の発電機により受電可能な設計とし、また、専用の発電機は多重性を有した設計とする。</p> <p>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等を行う。</p> <p>緊急時対策所は重大事故等において必要な対策活動が行え、またブルーム通過中においても必要な要員を収容可能な設計とする。</p>



設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<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>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>(1) 遮蔽設計</p> <p>重大事故等において、対策要員が事故後7日間とどまっても換気設備等の機能とあいまって、実効線量が100mSvを超えないよう天井、壁及び床には十分な厚さの遮蔽(コンクリート)設計とする。</p> <p>(2) 換気設計等</p> <p>重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、対策要員の居住性を確保するために、空気浄化をする設備を配備する。また、希ガスの放出を考慮し、プルーム通過中は空気ポンベにより緊急時対策所等を加圧する設備を配備し、希ガス等の侵入を防止する。</p> <p>遮蔽設計及び換気設計等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」に基づき評価を行った結果、マスク着用等の付加条件なしで実効線量は約35mSvであり、判断基準である「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>



設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<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>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>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>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ること。</p>	<p>重大事故等時に緊急時対策所建屋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、緊急時対策所建屋出入口付近に設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等において、原子炉の状態並びに環境放射線量等を把握するために安全パラメータ表示システム(S P D S)を設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するため、発電所内の中央制御室、屋内外の関係要員に対して必要な指示が出来る通信連絡設備を設置する。また、発電所外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備を設置する。</p>



設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	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>【解釈】 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>2 緊急時対策所には、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措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 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>緊急時対策所は、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、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の対策に対処するために必要な数の要員を含め最大100名を収容できる設計とする。</p>

また、緊急時対策所に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を、以下の第 1.3-3 表に示す。



第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (1/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所非常用換気 設備及び緊急時対策所加 圧設備による放射線防護	緊急時対策所遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給気・排気配管			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給気・排気隔離弁			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所加圧設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3
	緊急時対策所加圧設備（配管・弁）			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所の酸素濃度 及び二酸化炭素濃度の測 定			酸素濃度計※ <sup>1</sup>	—	—
二酸化炭素濃度計※ <sup>1</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）	—		
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬型モニタリング・ポスト	60条に記載			可搬型重大事故緩和設備	
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム（S P D S）	62条に記載				
	無線通信装置〔伝送路〕					

※1 計測器本体を示すため計器名を記載



第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (2/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
必要な情報の把握 (続き)	無線通信用アンテナ [伝送路]	62条に記載				
	安全パラメータ表示システム (SPDS) ~無線通信用アンテナ電路 [伝送路]					
通信連絡	無線連絡設備 (携帯型)	62条に記載				
	衛星電話設備 (固定型)					
	衛星電話設備 (携帯型)					
	携行型有線通話装置					
	統合原子力防災ネットワークに接続 する通信連絡設備 (テレビ会議シ ステム, IP電話, IP-FAX)					
	データ伝送装置					
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝 送路]					
	衛星制御装置 [伝送路]					
	衛星電話設備 (固定型) ~衛星電話 設備 (屋外アンテナ) 電路 [伝送 路]					
	専用接続箱 ~専用接続箱電路 [伝送 路]					



第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (3/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
通信連絡 (続き)	衛星無線通信装置 [伝送路]	62条に記載				
	通信機器 [伝送路]					
	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備 (テレビ会議シ ステム, I P 電話, I P - F A X) ~ 衛星無線通信装置電路 [伝送路]					
緊急時対策所用発電機に よる給電	緊急時対策所用発電機	常用電源設備	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タン ク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M / C 電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機 ~ 緊急時対策 所用 M / C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M / C ~ 緊急時対策 所用動力変圧器電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用動力変圧器 ~ 緊急時 対策所用 P / C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 P / C ~ 緊急時対策 所用 M C C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M C C ~ 緊急時対策 所用分電盤電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 125V 系蓄電池 ~ 緊急 時対策所用直流 125V 主母線盤電路 [直 流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—



第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要（61 条 緊急時対策所）（4/4）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所用発電機による給電（続き）	緊急時対策所用直流125V主母線盤～ 緊急時対策所用直流125V分電盤電路 [直流電路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路[燃料流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～ 緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク[燃料流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク～緊急時対策所用発電機流路[燃料流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

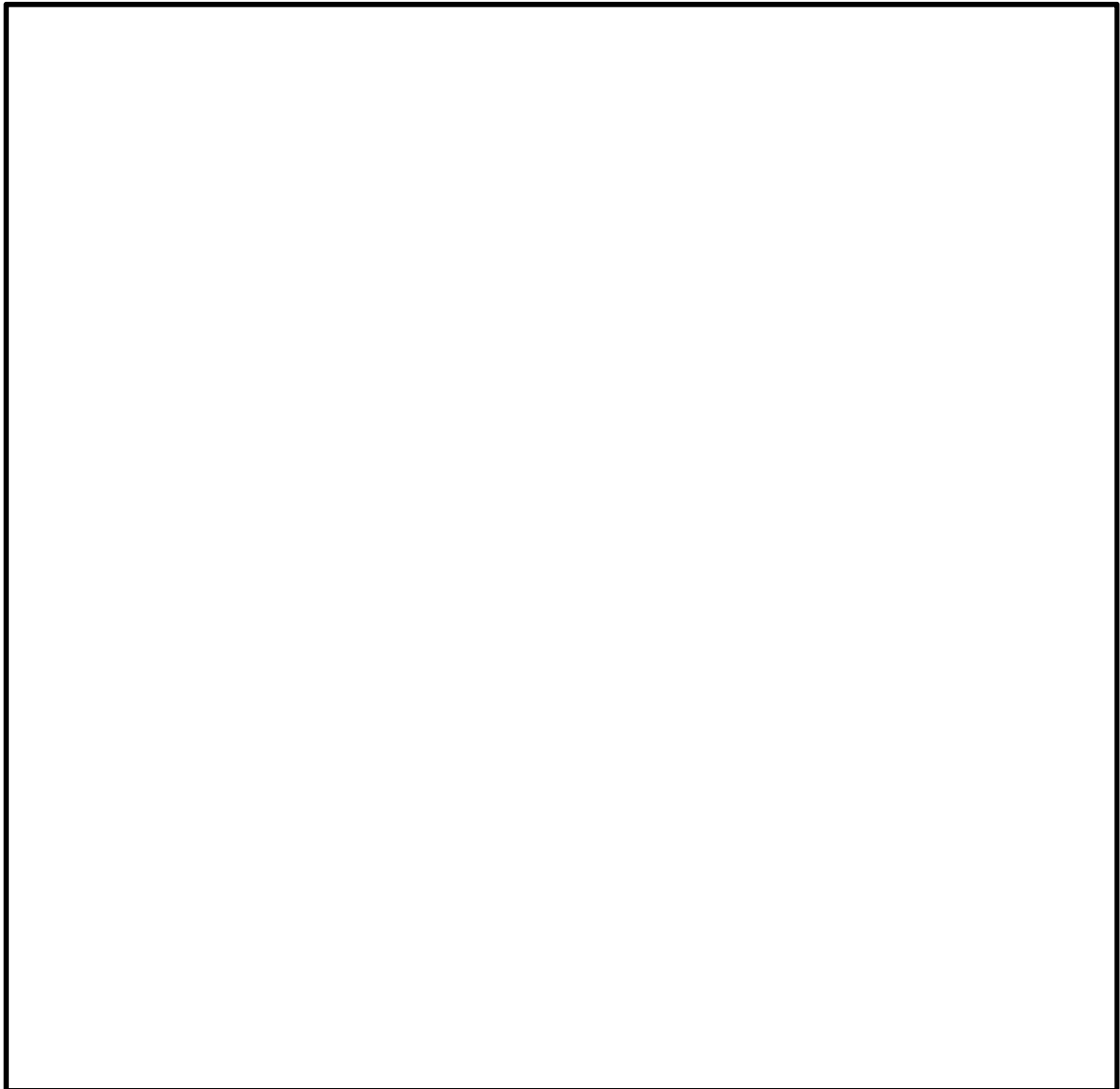


## 2. 設計方針

### 2.1 建屋及び収容人数について

緊急時対策所建屋は、鉄筋コンクリート造（地上 4 階建て）の建屋であり、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であること並びに波及的影響の評価として、天井スラブ及び中間床が基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、落下等により緊急時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに、遮蔽機能等について機能喪失しないよう設計する。

建屋の概要（断面図）を第 2.1-1 図に示す。



第 2.1-1 図 建屋の概要（断面図）

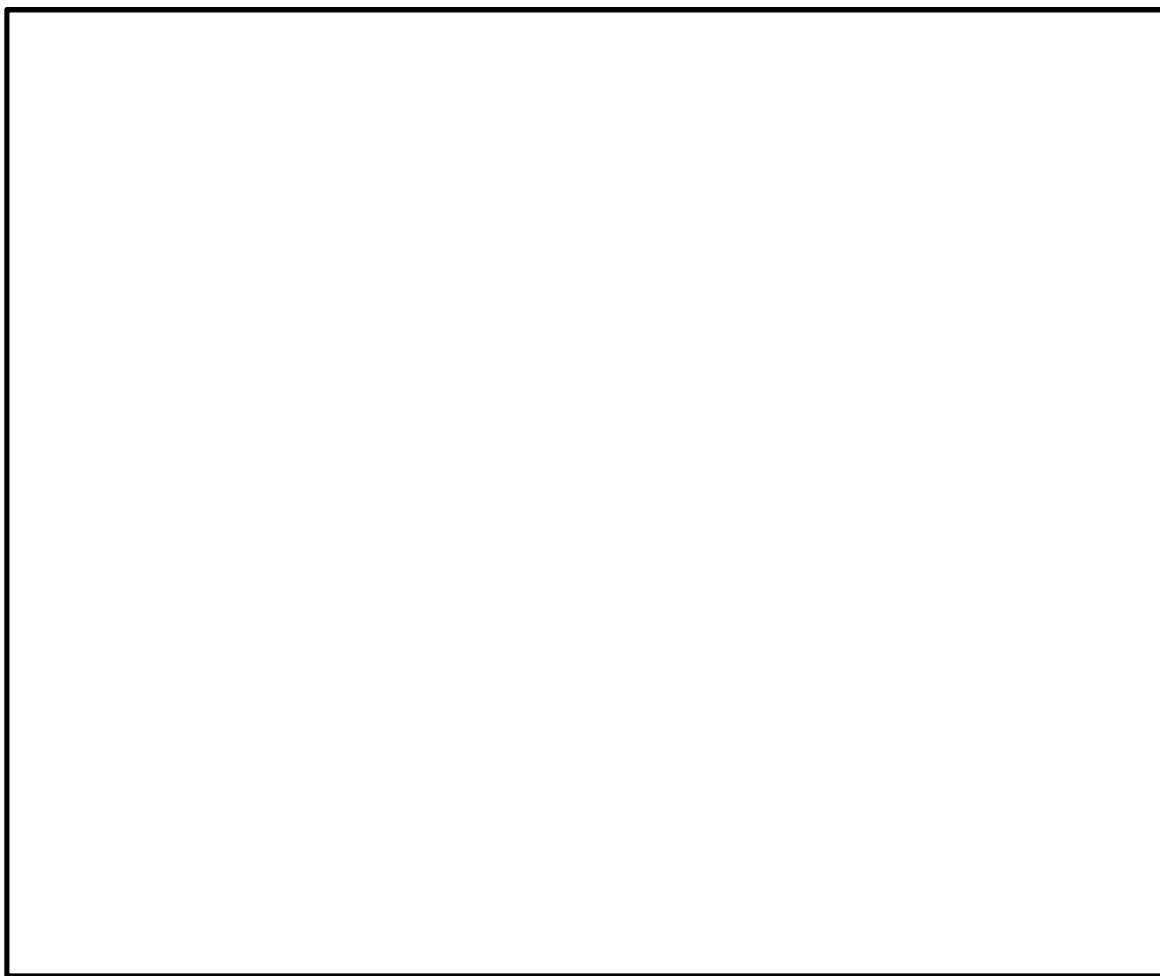
\*今後の設計により変更になる場合あり



緊急時対策所建屋は、地上 4 階建て、延べ床面積約 4,000m<sup>2</sup>を有する建屋としており、緊急時対策所は指揮、作業をする災害対策本部（約 350m<sup>2</sup>）と宿泊・休憩室（約 70m<sup>2</sup>）の 2 つのエリアで構成し、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（48 名）及び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の対策に必要な要員（18 名）を含め、最大 100 名が活動することを想定している。

また、プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても、必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと、機能を有した設計としている。

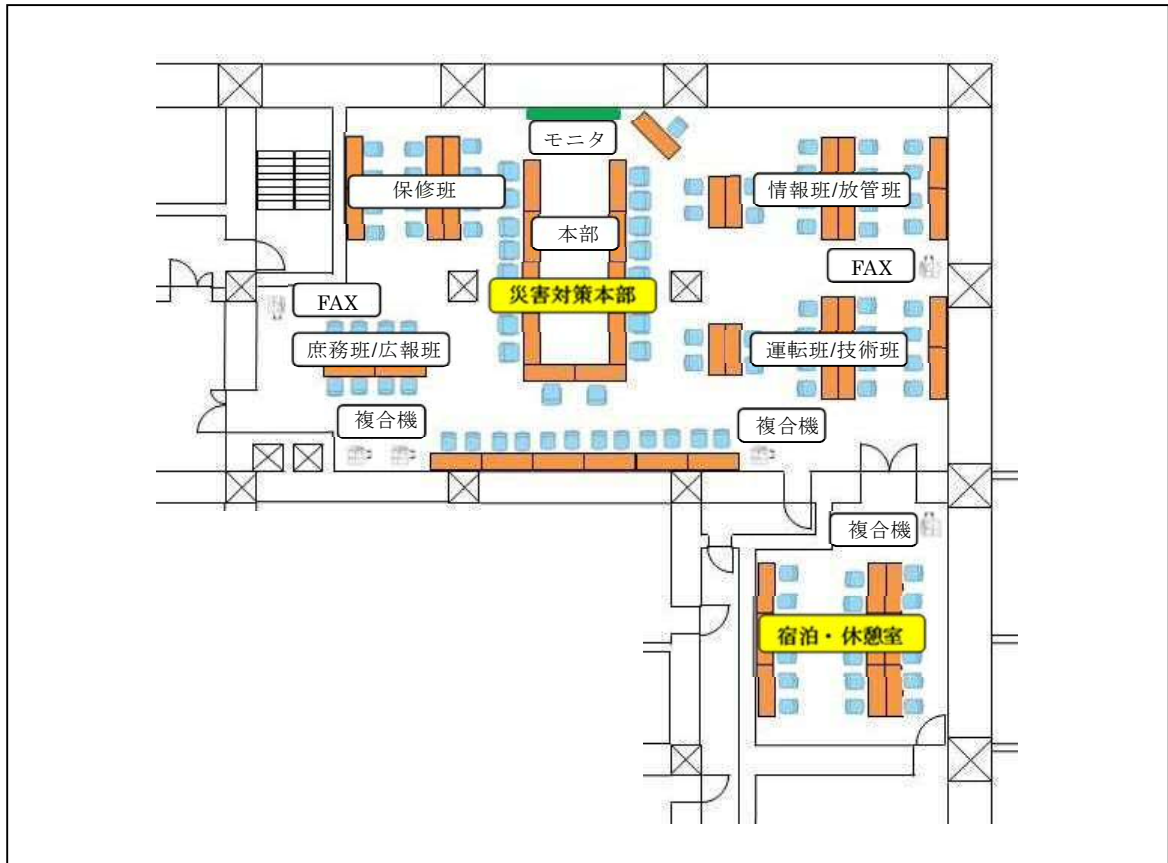
緊急時対策所建屋内の各階配置を第 2.1-2 図に、緊急時対策所のレイアウトを第 2.1-3 図に示す。



第 2.1-2 図 緊急時対策所建屋内の各階配置

\*今後の設計により変更になる場合あり





(注) レイアウトについては訓練等において有効性を確認し適宜見直していく

第 2.1-3 図 緊急時対策所のレイアウト（建屋 2 階）



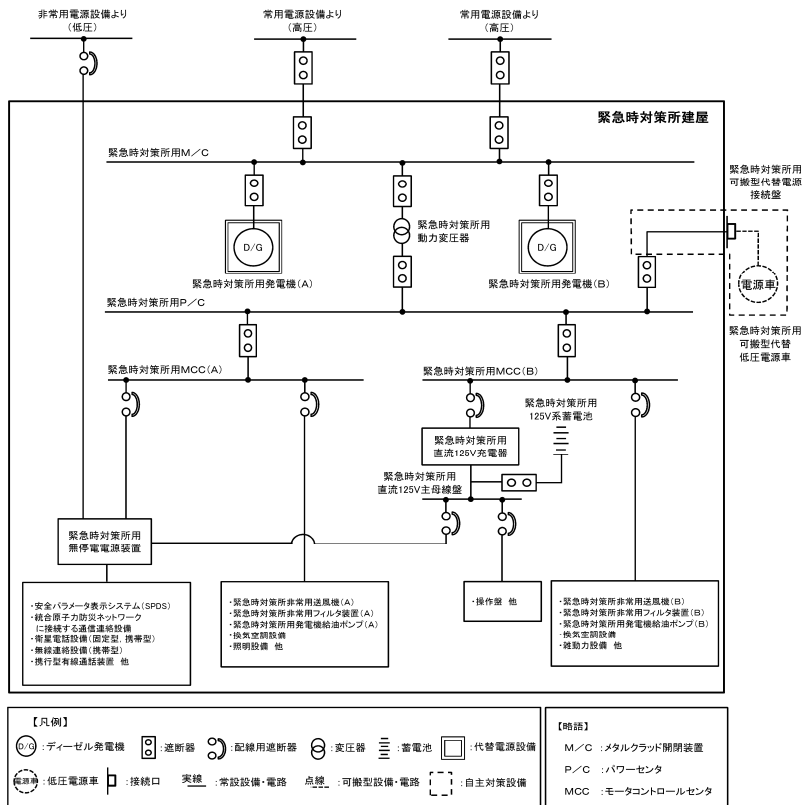
2.2 電源設備について

緊急時対策所は、通常時の電源を常用電源設備から受電する設計とし、常用電源設備からの受電が喪失した場合、緊急時対策所の代替電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源を給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の代替電源設備として、緊急時対策所用発電機2台を設置することにより多重性を確保し、所内電源設備から独立した専用の代替電源設備を有する設計とする。

なお、緊急時対策所用発電機が起動するまでの間は、緊急時対策所用 125V系蓄電池により、緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置及び操作盤等の制御電源に給電し、また、緊急時対策所用無停電電源装置を介して、通信連絡設備等の負荷に給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の電源構成を第 2.2-1 図に示す。



第 2.2-1 図 緊急時対策所 単線結線図



(1) 緊急時対策所用代替電源設備の構成

電源設備である緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機の燃料を保管する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから燃料を給油する緊急時対策所用発電機給油ポンプで構成する。

a. 緊急時対策所用発電機

台 数 : 2

容 量 : 約1,725kVA／台

設置場所 : 緊急時対策所建屋1階

b. 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

基 数 : 2

容 量 : 約75kL／基

設置場所 : 緊急時対策所近傍屋外（地下）

c. 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

台 数 : 2

容 量 : 約1.3 m<sup>3</sup>／h（1台当たり）

設置場所 : 緊急時対策所建屋1階

\*各設備の設置場所は，（61-9-1-2 第1.1-1図参照）



## (2) 通常時の電源と代替電源設備

### ① 通常時の電源

通常時の電源は，常用電源設備から受電する。なお，点検時等のバックアップ電源として別系統の常用電源設備から受電可能とする。

また，緊急時対策所に設置する通信連絡設備は，非常用電源設備から受電し，無停電電源装置を介することにより，停電なく切り替え可能とする。

### ② 代替電源設備

緊急時対策所の代替電源設備は，所内電源設備から独立した専用の緊急時対策所用発電機により給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に自動起動し，緊急時対策所へ電源を給電する設計とする。

また，緊急時対策所用発電機の運転中は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより自動で燃料給油ができる設計とする。

## (3) 緊急時対策所の負荷及び給電容量

緊急時に必要とされる負荷容量は，約 870kVA（第 2.2－1 表参照）であり，緊急時対策所用発電機（定格容量：1,725kVA）1 台で給電が可能な設計とする。

第 2.2－1 表 緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量 (kVA)
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合 計	約870



また、自主対策設備である緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車（定格容量：500kVA）は、緊急時対策所の換気設備，通信連絡設備及びその他の負荷（第 2.2-2 表参照）に給電する代替手段として有効である。

第 2.2-2 表 緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約130
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約175
合 計	約340

(4) 緊急時対策所用発電機の燃料容量

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所近傍の地下に設置し、重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合、緊急時対策所用発電機の 100% 負荷連続運転において必要となる 7 日間分の容量以上の燃料を貯蔵する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \approx 70$$

V：必要容量（kL）

H：運転時間（h）＝168（7 日間）

c：100% 負荷連続運転時の燃料消費率（kL/h）＝0.411



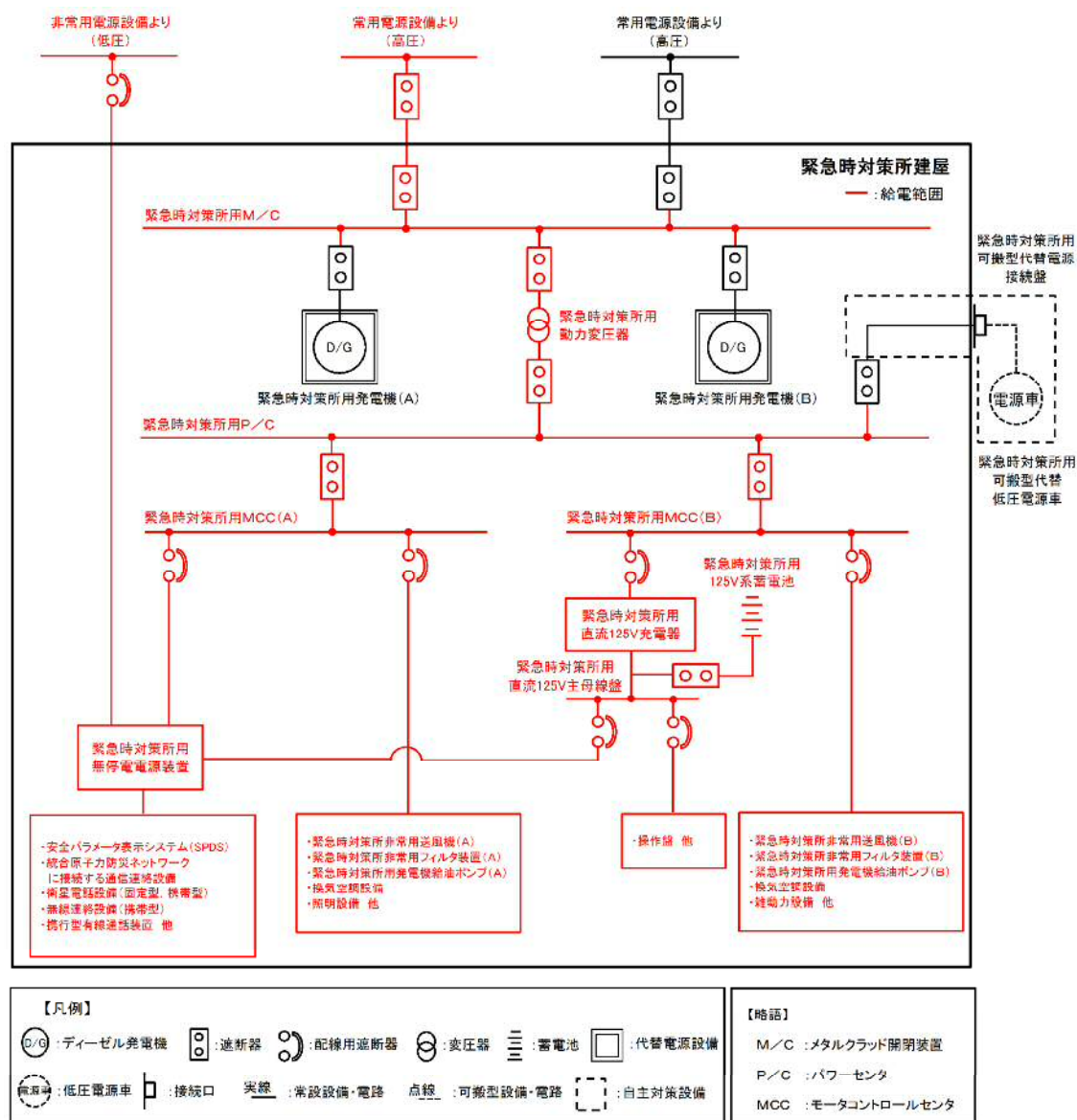
# (5) 緊急時対策所負荷への給電方法

緊急時対策所の給電は、多様な電源から下記の受電経路で実施する。

## ① 通常時の給電

所内電気設備からの受電経路として、緊急時対策所全体に給電する。

給電範囲を第 2.2-2 図に示す。



第 2.2-2 図 緊急時対策所 通常時の給電図



常用電源設備からの受電が喪失した場合、代替電源設備である緊急時対策所用発電機が自動起動し、緊急時対策所全体に給電する。給電範囲を第 2.2-3 図に示す。



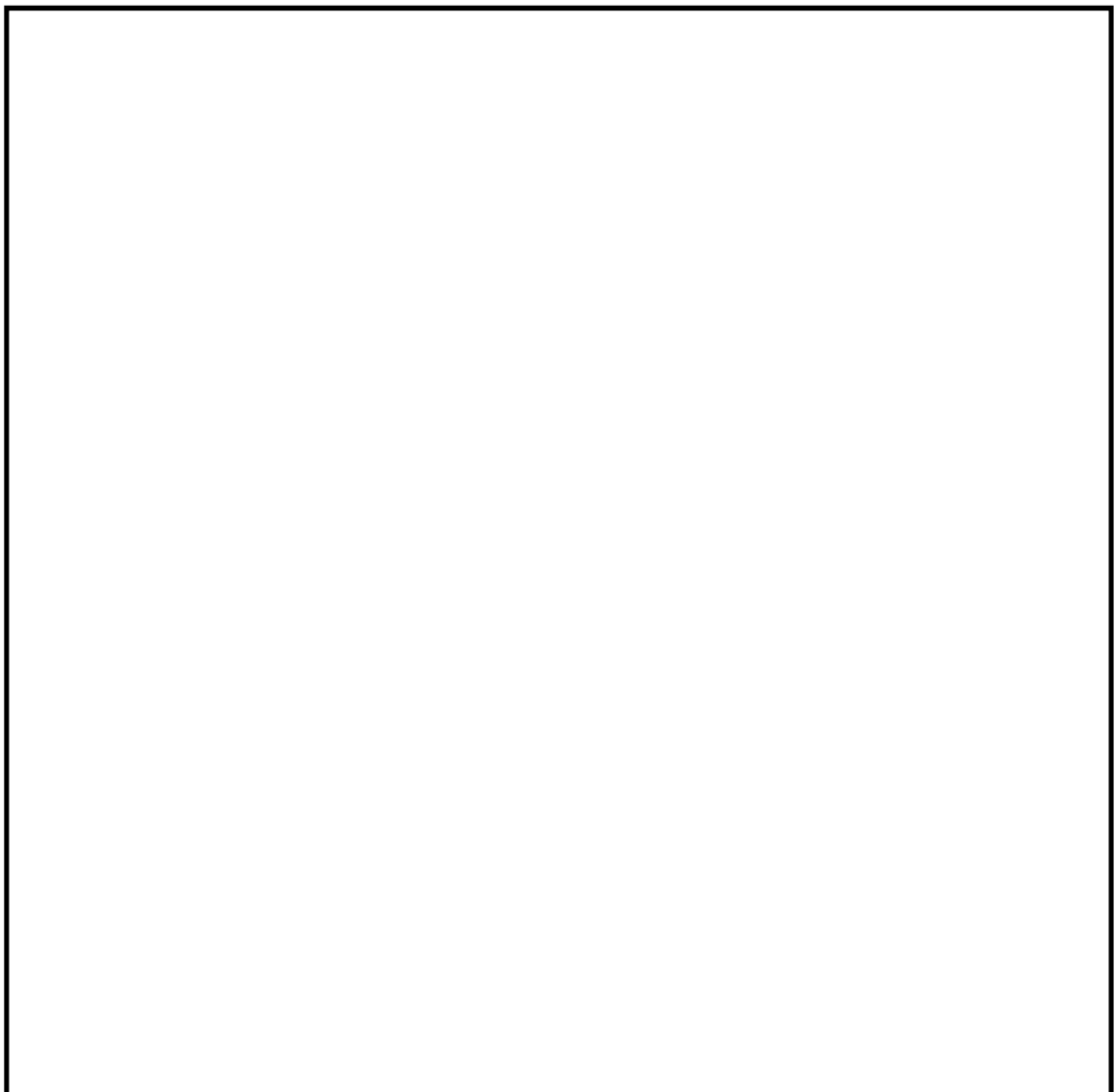


### 2.3 遮蔽設計について

重大事故等において，対策要員が事故後 7 日間とどまっても，換気設備等の機能とあいまって，実効線量が 100mSv を超えないよう，天井，壁及び床は十分な厚さの遮蔽（鉄筋コンクリート）を設ける。

また，外部扉又は配管その他の貫通部があるものについては，迷路構造等により，外部の放射線源を直接取り込まないように考慮した設計とする。

遮蔽設計を第 2.3-1 図に示す。



第 2.3-1 図 緊急時対策所 遮蔽設計（断面図）



## 2.4 換気設備・加圧設備について

重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため，緊急時対策所非常用換気設備として「緊急時対策所非常用送風機」，「緊急時対策所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所建屋内に設置する。

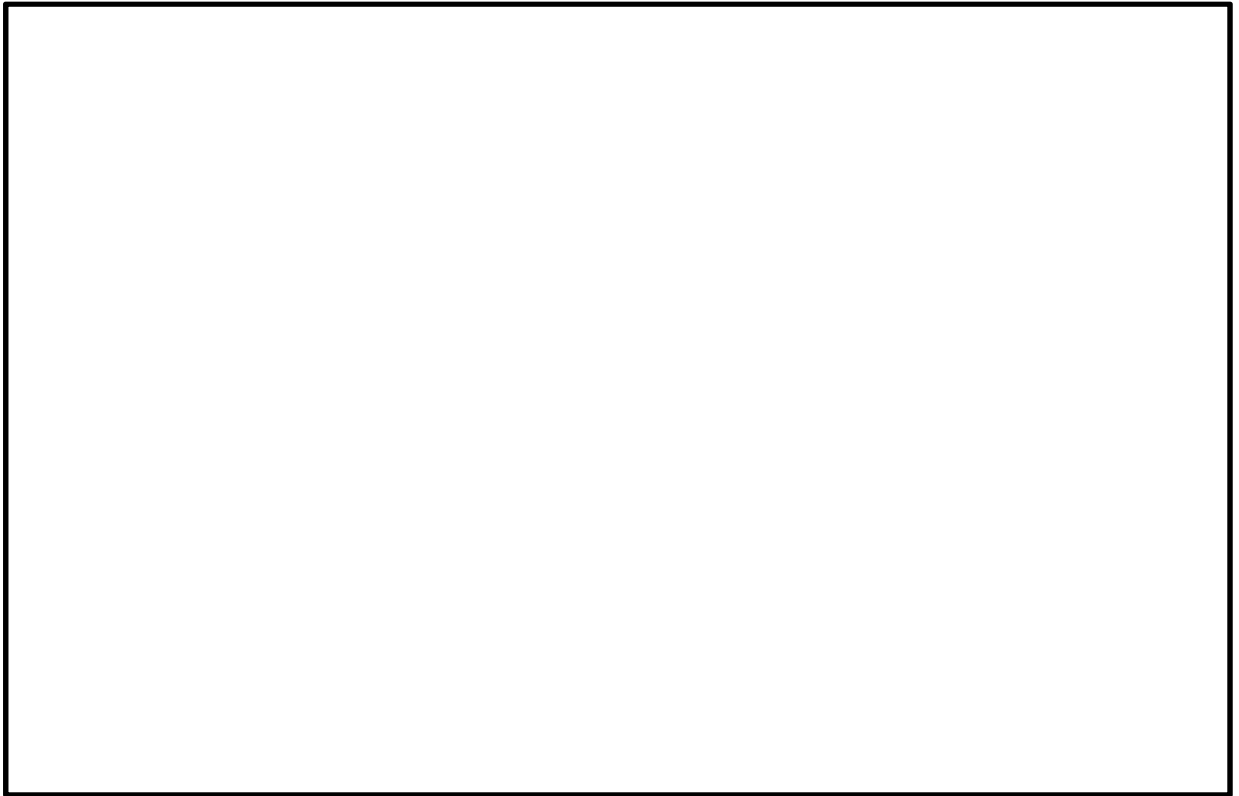
また，プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として「緊急時対策所加圧設備」により緊急時対策所等<sup>\*1</sup>を加圧することにより，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

なお，緊急時対策所は，隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，居住性が維持されていることを確認する。

換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備による浄化、加圧設備による加圧エリアを第 2.4-1 図に示す。

＊1 緊急時対策所等：ボンベ加圧する「災害対策本部室」，「宿泊・休憩室」，「食料庫」，「エアロック室」，「災害対策本部空調機械室」を指す。  
(以下同様とする)





第 2.4-1 図 換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備  
による浄化、加圧設備による加圧エリア



(1) 換気設備等の設置概要

緊急時対策所の換気設備等は、重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし、以下の設備で構成する。

また、換気設備等の概略系統図を第 2.4-2 図に示す。

a. 緊急時対策所送風機

台 数	1 台（予備 1）
容 量	26,650m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
設置場所	緊急時対策所建屋 4 階

b. 緊急時対策所非常用送風機

台 数	1 台（予備 1）
容 量	5,000m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
設置場所	緊急時対策所建屋 3 階

c. 緊急時対策所排風機

台 数	1 台（予備 1）
容 量	5,000m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
設置場所	緊急時対策所建屋 4 階

d. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

基 数	1 基（予備 1）
効 率	

単体除去効率	99.97%以上(0.15 μm 粒子)/99.75%以上(よう素)
--------	------------------------------------

総合除去効率	99.99%以上(0.5 μm 粒子)/99.75%以上(よう素)
--------	-----------------------------------



素)

設置場所 緊急時対策所建屋 3 階

e. 緊急時対策所加圧設備

型 式 緊急時対策所用空気ボンベ

本 数 320 本 (予備 80 本)

保管場所 緊急時対策所建屋 1 階

f. 緊急時対策所用差圧計

個 数 1個

測定範囲 0Pa ～200 Pa

設置場所 緊急時対策所 (緊急時対策所建屋2階)

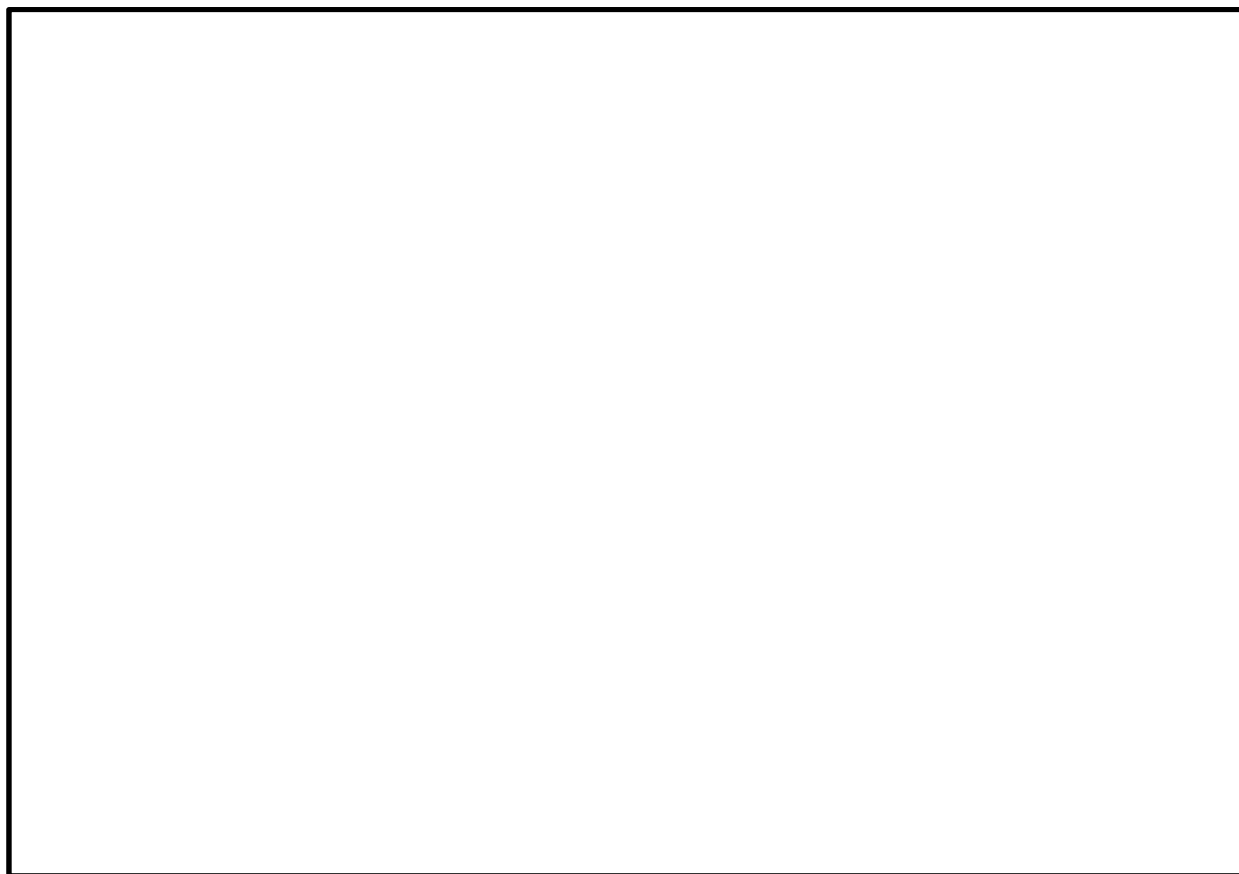
\* 各設備の設置場所は, (61-9-1-2 第1.1-1図参照)

緊急時対策所送風機, 緊急時対策所非常用送風機, 緊急時対策所非常用フィルタ装置の各風量は, 緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量及び他エリアの換気回数等から設定している。

また, 緊急時対策所加圧設備用空気ボンベの本数は, プルーム放出時間の10時間に, プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え, さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とし, 緊急時対策所等を14時間正圧維持等できる空気供給量から設定している。

緊急時対策所の非常用換気設備操作盤には差圧計を設置し, 緊急時対策所が正圧化されていることを確認, 把握可能な設計とする。





第 2.4－2 図 換気設備等の概略系統図



## (2) 換気設備の目的等

名称	目的等
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所非常用送風機</li><li>・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置</li><li>・ 災害対策本部隔離弁（電動）</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保</li><li>・ 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置については，100%×2 台を緊急時対策所建屋内に設置</li><li>・ プルーム通過時に災害対策本部隔離弁（電動）を閉止し，緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止する</li></ul>
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所用差圧計</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所が正圧化（20Pa 以上）されていることを確認，把握</li></ul>
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所加圧設備</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所等を，緊急時対策所用空気ポンプを用いて加圧することによって，プルーム通過時の緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止</li></ul>
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 酸素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～40.0vol%）</li><li>・ 二酸化炭素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～5.0vol%）</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 緊急時対策所への空気取り込みを一時的に停止した場合でも，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲（酸素濃度：19.0vol%以上，二酸化炭素濃度：1.0vol%以下）であることを把握</li></ul>

## (3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

希ガス以外の放射性物質への対応として非常用フィルタ装置を設置する。

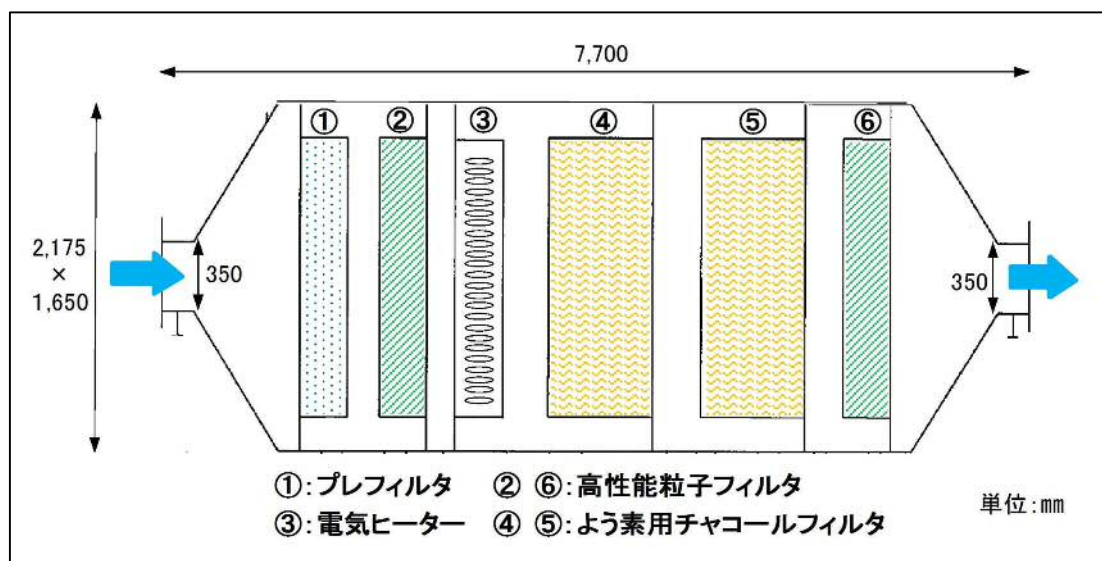
以下にフィルタ装置について示す。

### a. 非常用フィルタ装置の概要

非常用フィルタ装置には，大気中の塵埃を捕集する「プレフィルタ」，気体状の放射性よう素を除去低減する「よう素用チャコールフィルタ」及び放射性微粒子を除去低減する「高性能粒子フィルタ」で構成し，100%容量×2 基を設置する設計としている。

非常用フィルタ装置の概要図を第 2.4－3 図に示す。





第 2.4-3 図 非常用フィルタ装置の概要図

#### b. フィルタの除去率

よう素用チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタの単体及び総合除去効率を以下に示す。

名 称			非常用フィルタ装置	
種 類		—	よう素用チャコールフィルタ	高性能粒子フィルタ
効 率	単体除去効率	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.97 以上 (0.15 $\mu$ m 粒子)
	総合除去効率※	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.99 以上 (0.5 $\mu$ m 粒子)

※総合除去効率とは、フィルタを非常用フィルタ装置に装着した使用状態での効率であり、よう素用チャコールフィルタを直列に設置し、また、高性能粒子フィルタを、よう素用チャコールフィルタの上流と下流に設置することにより、単体除去効率より向上を図る。

#### c. フィルタの除去性能

フィルタの除去性能（効率）については、以下の性能検査を定期的に実施し、確認する。



- (a) 微粒子除去効率検査
- (b) 放射性よう素除去効率検査
- (c) 総合除去効率検査

d. フィルタの使用期間

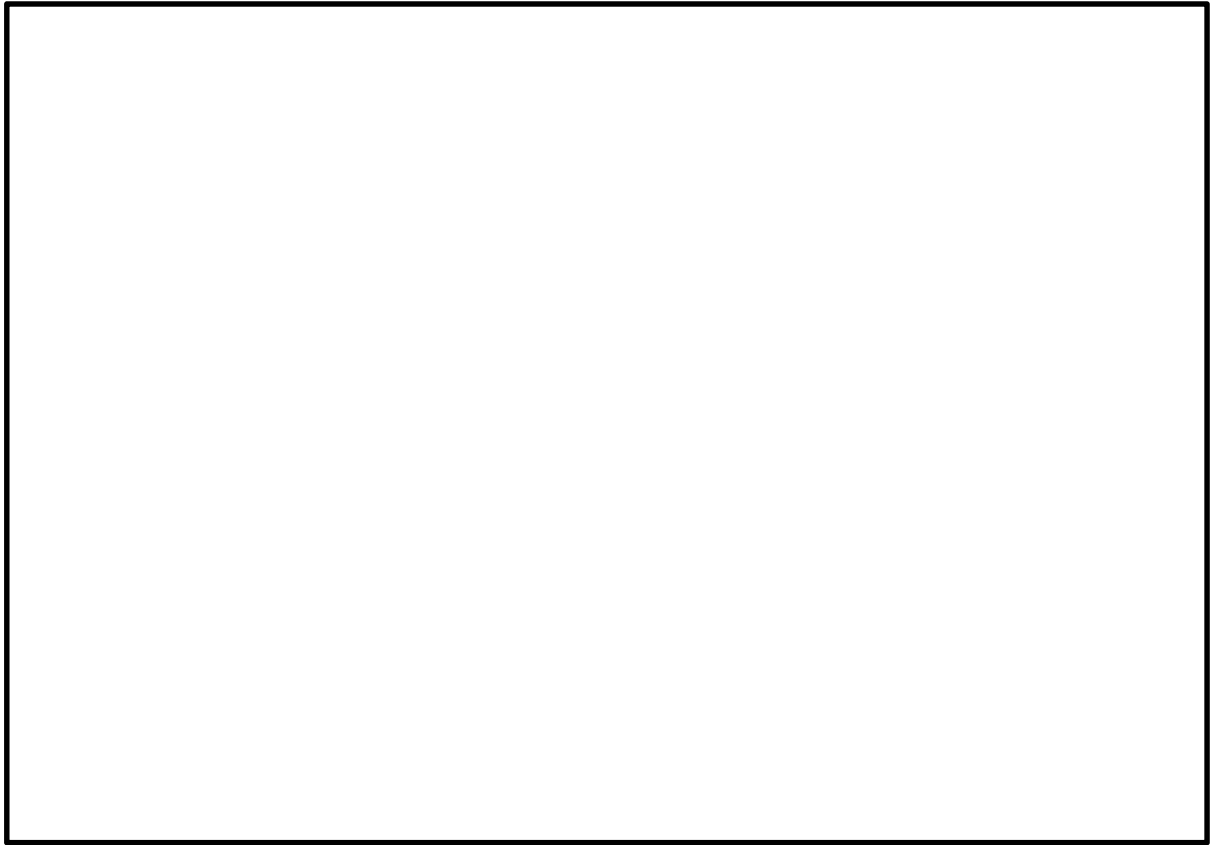
高性能フィルタの前にプレフィルタを設置することにより、粉塵などの影響によるよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑えることができるため、フィルタ装置は長期間の使用が可能である。

また、フィルタ装置は 100% 容量×2 基を設置し、緊急時対策所内の制御盤により操作が可能な設計としている。

(4) 換気設備等の運用

原子炉格納容器破損によるプルームへの対応は、災害対策本部隔離弁（電動）（以下「隔離弁」という。）を閉とし、緊急時対策所外との空気の流れを遮断し、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備（以下「加圧設備」という。）により加圧することによって、緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。プルーム通過時の対応の概要図を第 2.4-4 図に示す。





第 2.4-4 図 プルーム通過時の換気設備概要図

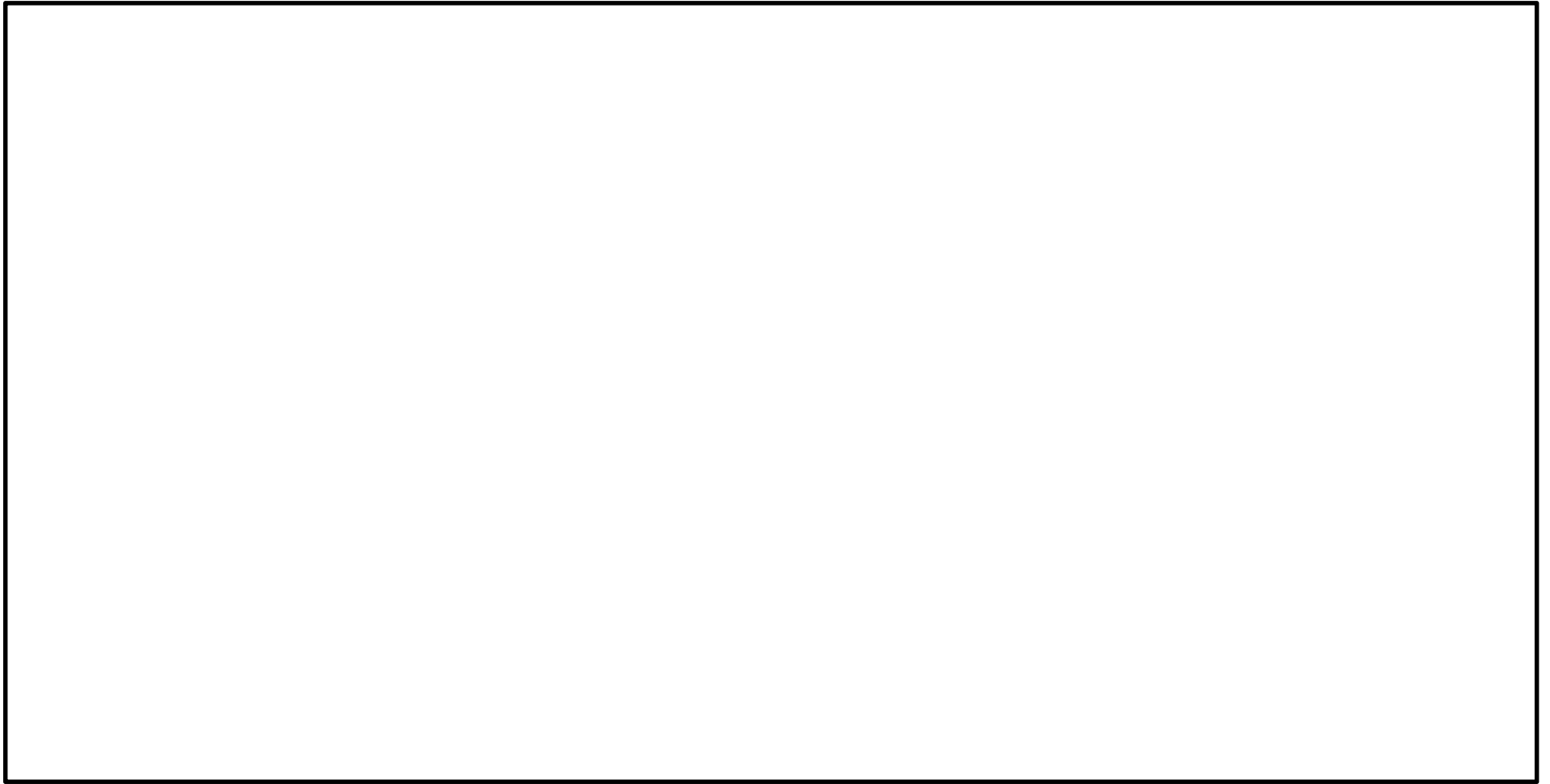
可搬型モニタリング・ポストでプルームの放出を確認した場合には，隔離弁を閉止する。

更に，緊急時対策所エリアモニタの指示上昇を確認した場合には，加圧設備（空気ボンベ加圧）により緊急時対策所等を加圧し，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し，緊急時対策所エリアモニタの指示値がプルーム通過後安定した段階で，隔離弁を開とする。換気設備の運用イメージを第 2.4-5 図に示す。

なお，「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では，「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」（平成 25 年 6 月 19 日）に基づき，事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。



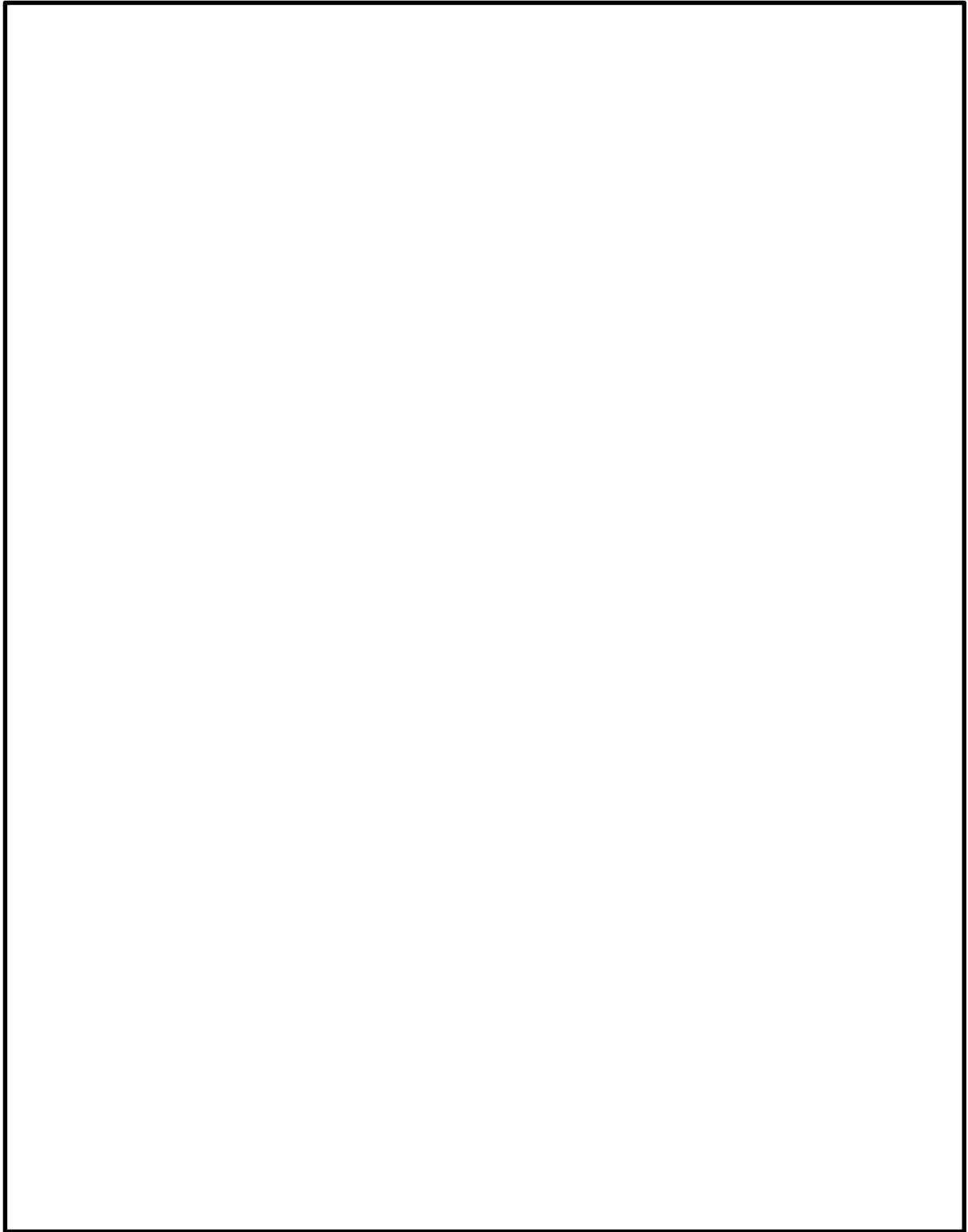


第 2.4-5 図 換気設備等の運用イメージ



(5) 換気設備等の運転状態

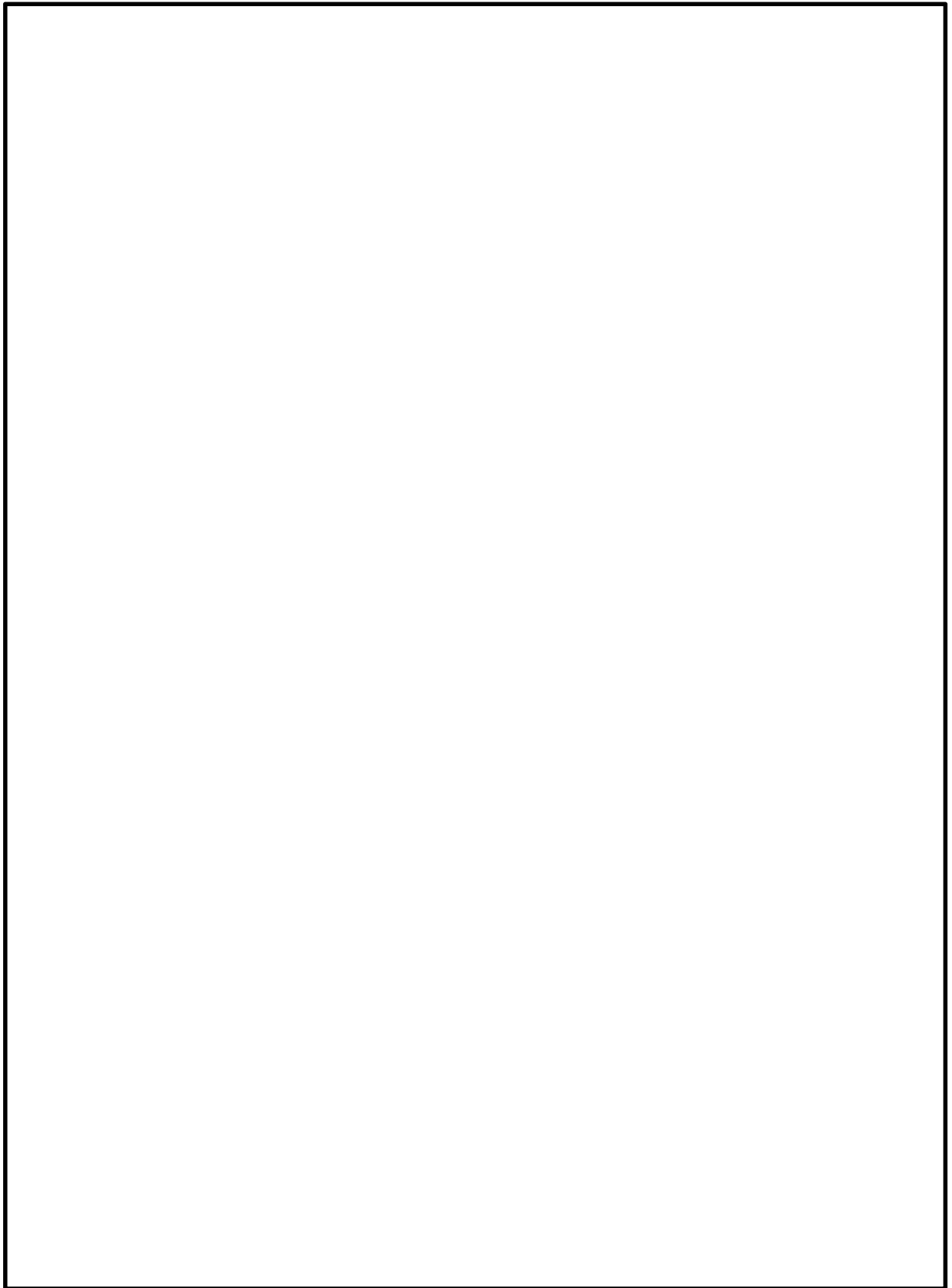
① 通常運転



第 2.4-6 図 換気設備等の概要系統図（通常運転）



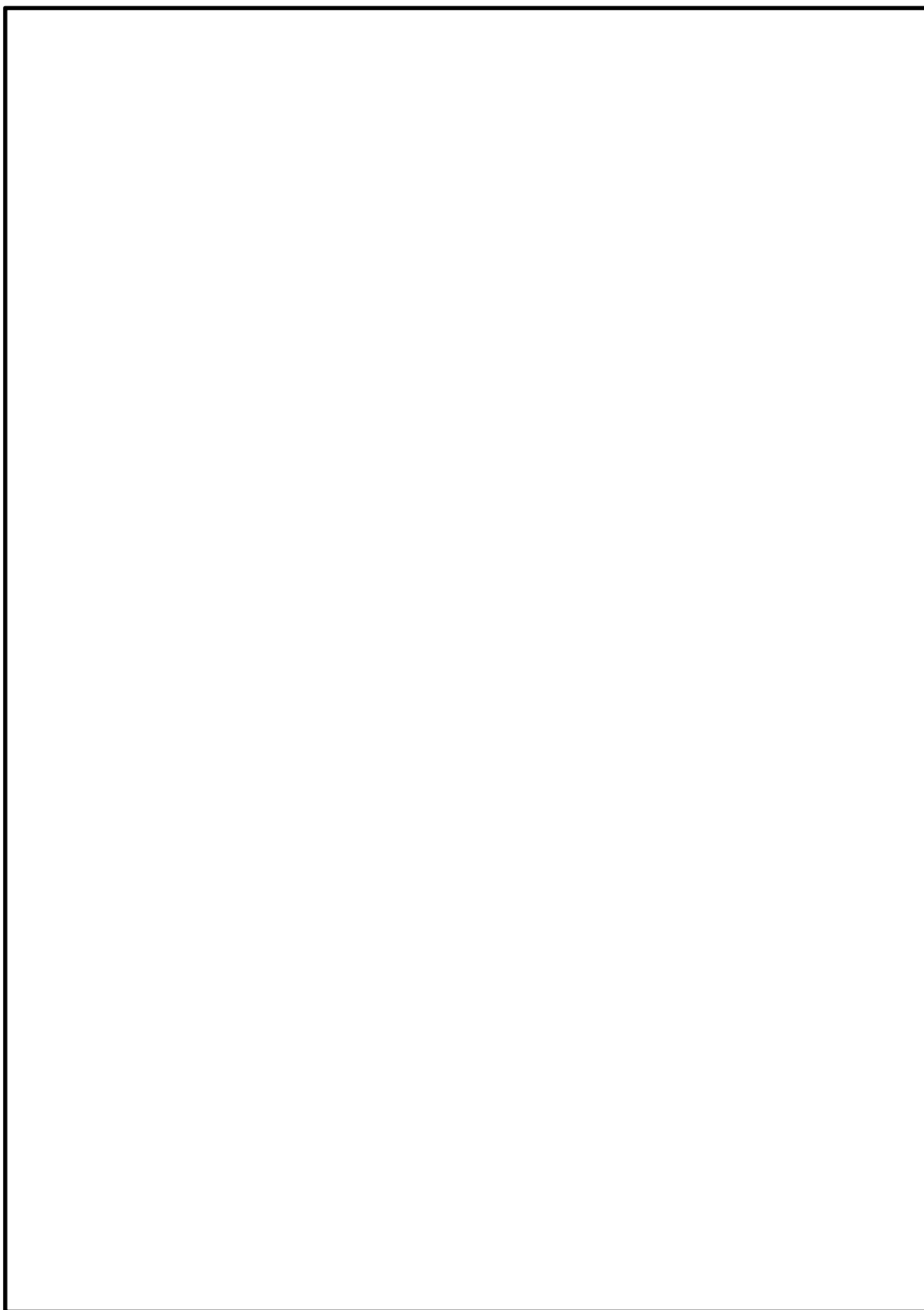
② 非常時運転（緊対建屋加圧モード）



第 2.4－7 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）



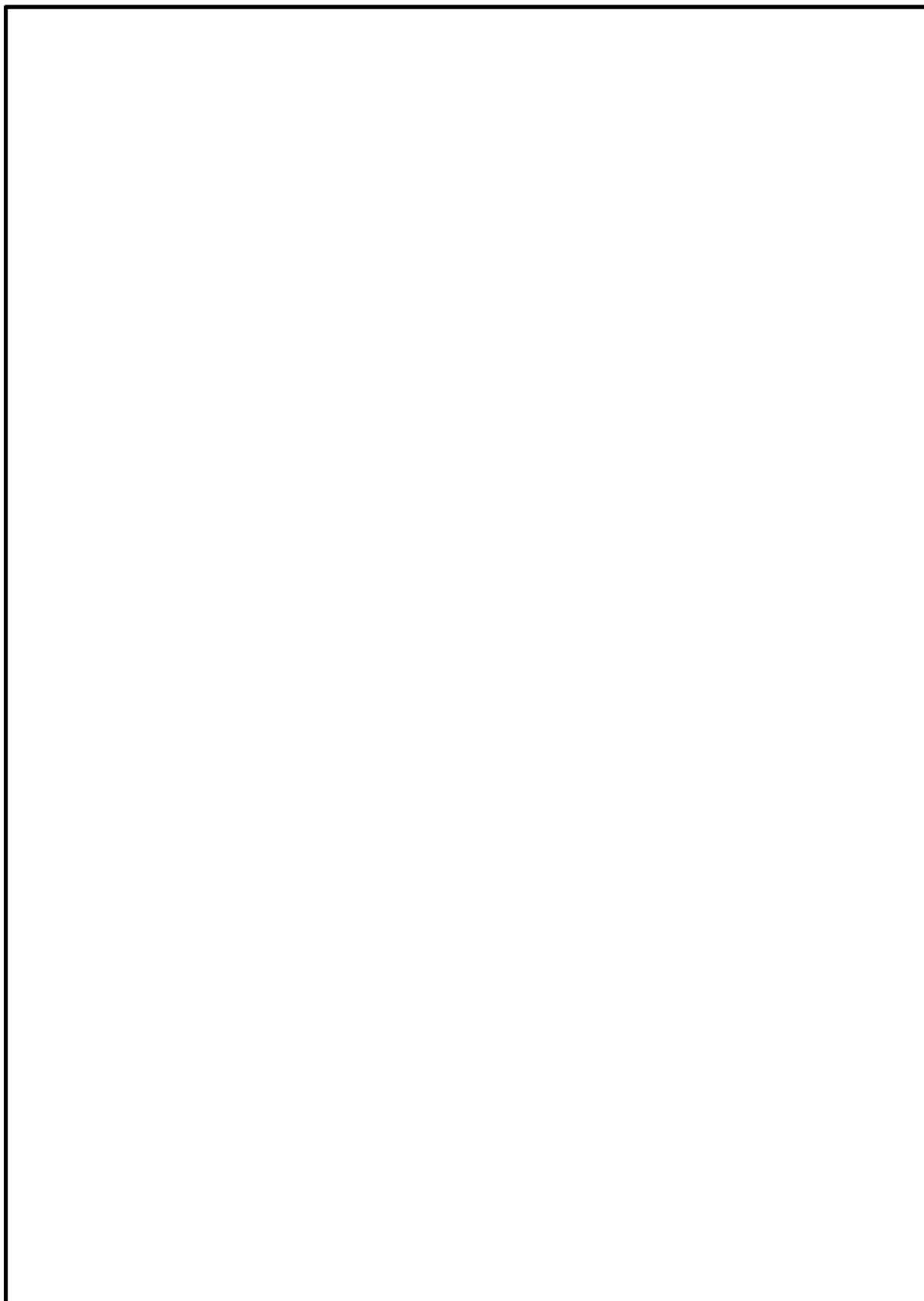
③ プルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）



第2.4-8図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過時加圧運転）



④ プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）



第2.4-9図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過後加圧運転）



## (6) 加圧設備の概要

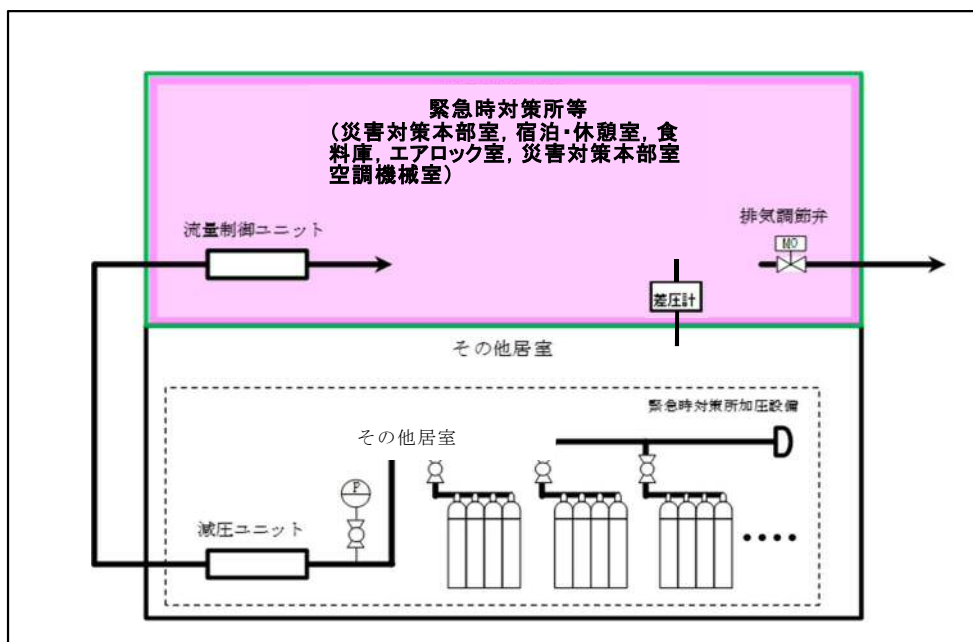
プルーム通過時の10時間及びプルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間は、加圧設備を運転し緊急時対策所等を正圧維持することで放射性物質の侵入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ本数は、プルーム通過時、緊急時対策所に収容する対策要員最大 100 名が滞在するために必要な本数以上を設置する。

### a. 系統構成

緊急時対策所建屋内に設置した空気ボンベから減圧ユニットを介し、流量制御ユニットで一定流量を緊急時対策所等へ供給する。緊急時対策所は排気側の排気調節弁によって正圧を維持するよう自動調整される。加圧設備の概略系統図を第 2.4-10 図に示す。

なお、排気調節弁は手動操作も可能であり、緊急時対策所の圧力を手動で調整する場合は、排気調節弁を手動で操作し、緊急時対策所に設置する操作盤の差圧計を監視しながら、手動弁により正圧維持するよう調整する。



第 2.4-10 図 加圧設備の概略系統図



b. 加圧設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

非常用換気設備の運転モードから，緊急時対策所を隔離して加圧設備により正圧運転に変更した際，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を濃度計により監視し，正常範囲内にあることを確認する。

(7) 緊急時対策所の正圧維持

緊急時対策所へのインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良いため，インリークを防止するために，緊急時対策所を周囲の周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所等の加圧は，以下に示すとおり約 12.4Pa が必要であるため，緊急時対策所等の加圧目標は余裕を考慮して周辺エリアより +20Pa 以上とする。

a. 温度差を考慮した加圧値

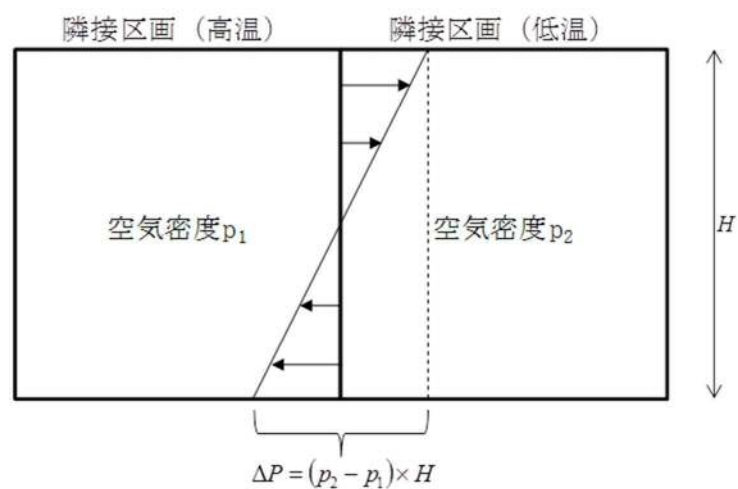
緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると第 2.4-11 図に示すように空気の密度差に起因し，高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計  $\Delta P$  は次の式で表される。

$$\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$$

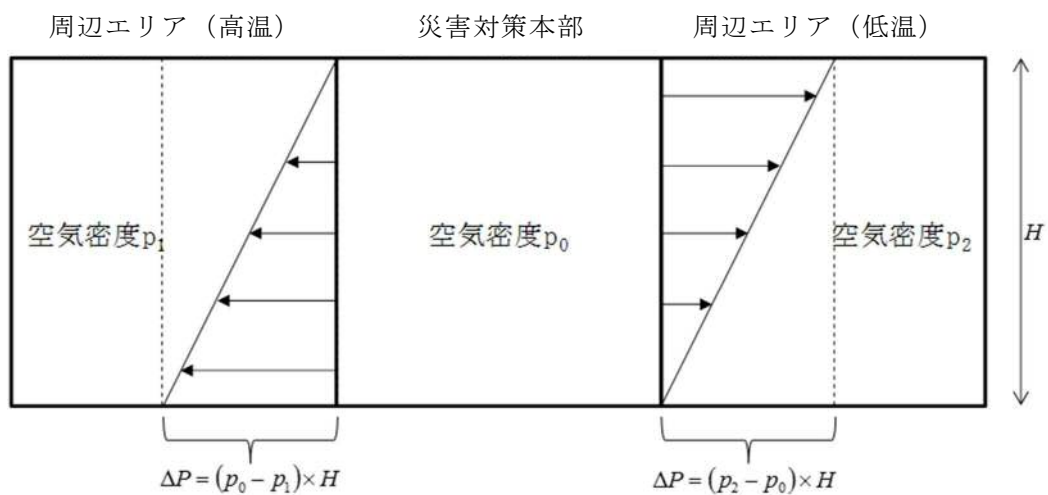
$p$  : 空気密度， $H$  : 緊急時対策所の階層高さ





第 2.4-11 図 温度差のある区画の圧力分布

したがって、緊急時対策所等を  $\Delta P$  だけ加圧することによって、周辺エリアとの温度差が生じても第 2.4-12 図に示すように緊急時対策所等へのインリークを防ぐことができる。



第 2.4-12 図 温度差のある区画の圧力分布

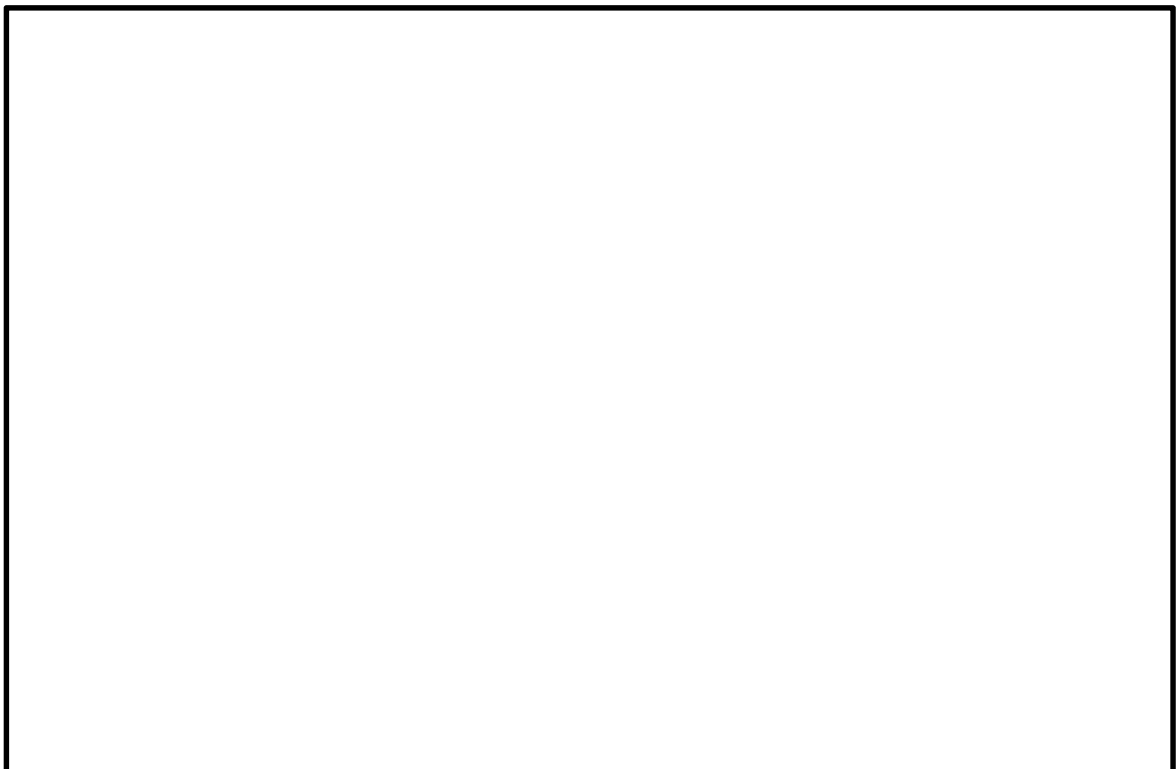


重大事故等発生時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から 38.4℃，－12.7℃とする。緊急時対策所の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711(\text{kg} / \text{m}^3) \\ &= 12.426(\text{Pa})\end{aligned}$$

b．緊急時対策所への空気供給量

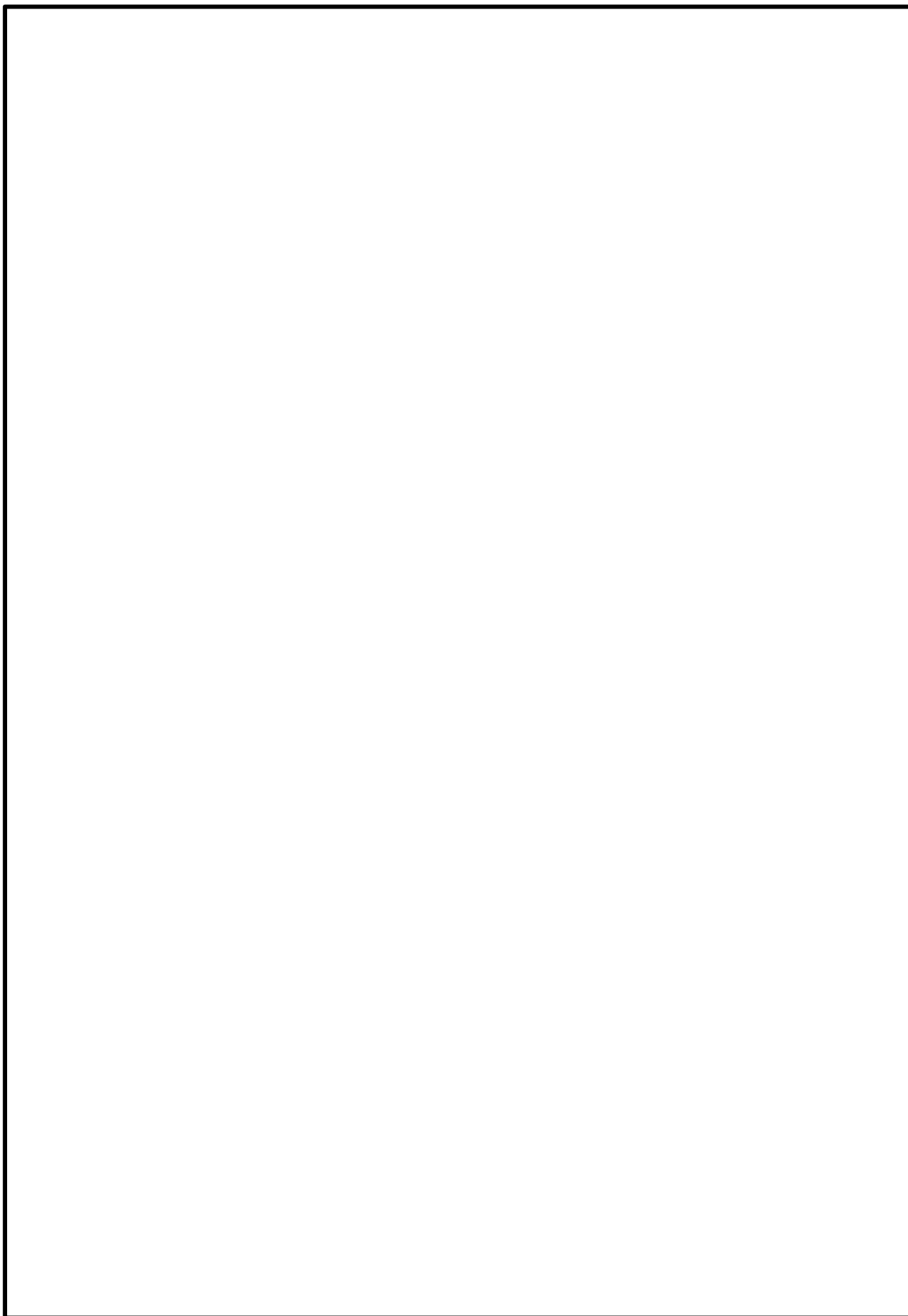
(a) 非常時運転



第 2.4－13 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）



(b) プルーム通過時・通過後加圧運転



第 2.4－14 図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過時・通過後加圧運転）



(8) 加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第 2.4-1 表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす  $160\text{m}^3/\text{h}$  に設定する。

第 2.4-1 表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，緊急時対策所等のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいては，圧力差30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約  $6\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2$  であるため（以下図 1 参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。



$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$  : ドアからのリーク量 [ $\text{m}^3/\text{h}$ ]

$S$  : ドアの面積合計  $9.5\text{m}^2$  (緊急時対策所)

JIS A4702 気密性

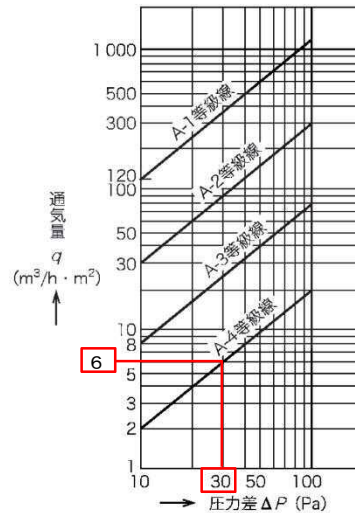


図1-気密等級線

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率  $0.5\text{回}/\text{day}$  を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$V$  : 室容積  $2,990\text{m}^3$

したがって、緊急時対策所のリーク量は以下の式により  $120\text{m}^3/\text{h}$  となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3/\text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3/\text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回}/\text{day}] \div 24 [\text{day}/\text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,990 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$Q$  : 供給空気供給量 [ $\text{m}^3/\text{h}$ ]



b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{-0.0214 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$$
$$= 112 m^3 / h$$

$Ga$  : 酸素発生量  $-0.0218 m^3 / h / 人$

$P$  : 人員 100人

$K_0$  : 供給空气中酸素濃度 20.95vol%

$K$  : 許容最低酸素濃度 19.0vol%

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下（10000ppm「鉱山保安法施行規則」を準拠），空气中的二酸化炭素量は0.03vol%，滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$$
$$= 227 m^3 / h$$

また，加圧設備運転時間はブルーム放出時間の10時間に，ブルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で



二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は $160\text{m}^3/\text{h}$ となる。

(14時間後の $\text{CO}_2$ 濃度は0.977%)

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times \frac{P \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)}{Q}$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right)$$

$K_t$  :  $t$ 時間後の $\text{CO}_2$ 濃度 [%]

$K_1$  : 室内初期 $\text{CO}_2$ 濃度 0.5%

$K_0$  : 供給空気の $\text{CO}_2$ 濃度 0.03%

$G_a$  :  $\text{CO}_2$ 発生量  $0.022\text{m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$

$P$  : 滞在人員 100人

$Q$  : 空気供給量 [ $\text{m}^3/\text{h}$ ]

$V$  : 室容積  $2,990\text{m}^3$



【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 <sup>3</sup> ／回)	呼吸数 (L／min)
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	<u>8</u>
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・衛生工学便覧」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・衛生工学便覧」の記載より)

RMR	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	0.0132～0.0242	0.022
1～2	軽作業	0.0242～0.0352	0.030
2～4	中等作業	0.0352～0.0572	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

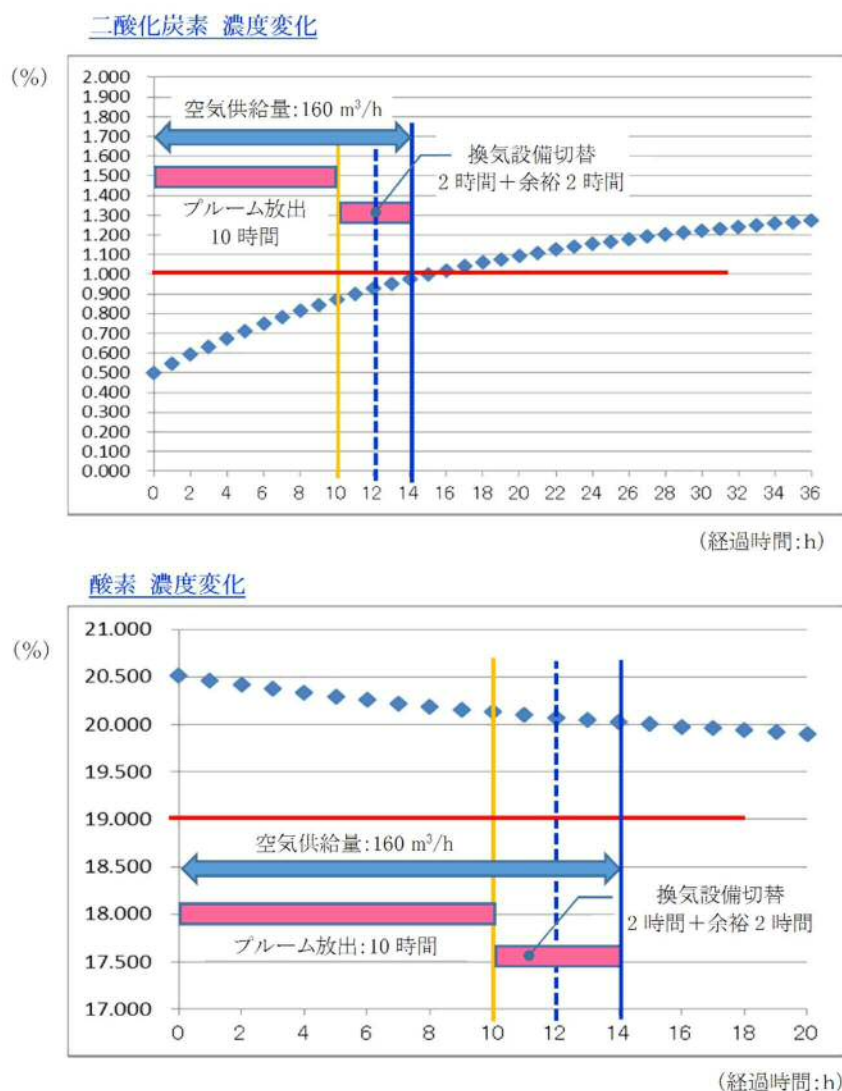
○二酸化炭素の生理作用が現れる濃度（許容二酸化炭素濃度の目安）（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）（単位：ppm）

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



(9) 緊急時対策所の加圧運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

緊急時対策所の加圧運転中において、緊急時対策所への空気供給量(160m<sup>3</sup>/h)と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は第2.4-15図に示すとおり、14時間後の時点で酸素濃度及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。



第2.4-15図 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化

【備考】

換気設備運転時の労働強度

…酸素消費量「歩行」、二酸化炭素吐し出量「中等作業」

加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」、二酸化炭素吐し出量「極軽作業」



(10) 空気ポンベの必要本数及び圧力監視

- (a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え、さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。
- (b) ポンベ使用可能量は、 $7.15\text{m}^3$ ／本とする。
- (c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は、 $160\text{m}^3$ ／hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は、下記計算のとおりであり、320本を確保する。

- ・ ポンベ標準初期充填圧力 :  $19.6\text{ MPa (at } 35^\circ\text{C)}$
- ・ 設置環境条件におけるポンベ初期圧力 :  $18.01\text{MPa (at } 10^\circ\text{C)}$
- ・ ポンベ内容積 :  $46.7\text{L}$
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力 :  $3\text{MPa}$
- ・ ポンベ供給可能空気量 :  $7.15\text{m}^3$ ／本 (at  $10^\circ\text{C}$ )

$$\text{計算式： } \frac{160 \times 14}{7.15} = 313$$

空気ポンベの圧力監視

日常点検にて、空気ポンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ポンベの交換を行う。

なお、圧力低下によるポンベの交換基準は、ポンベ運用本数から緊急時対策所を12時間加圧可能な残圧を算出し、適切な交換基準を定めるものとする。



(11) 換気設備等の操作に係る判断等

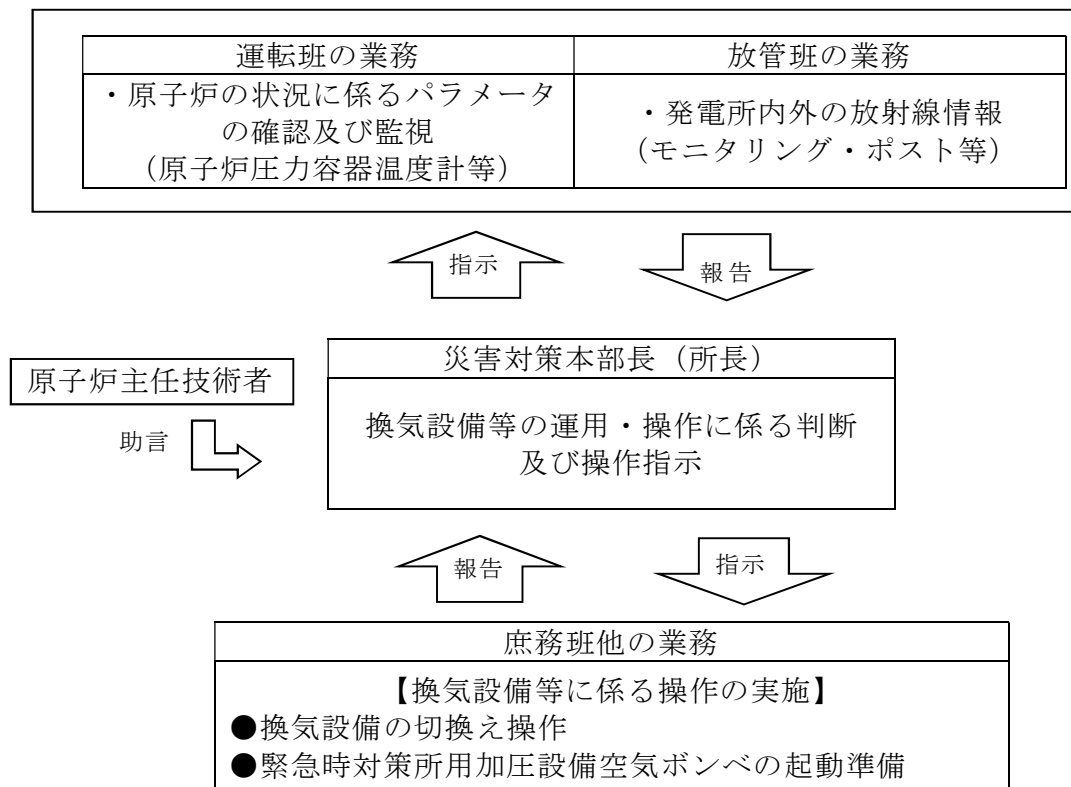
換気設備等の操作は、原子炉の状況、放射線の状況等を確認し、災害対策本部長の判断及び指示に従い実施する。

プルーム放出後は、緊急時対策所の換気設備の切替え、緊急時対策所用加圧設備空気ボンベによる加圧等を行い、緊急時対策所への希ガスの侵入を防止し、要員の被ばくを低減する。

緊急時対策所用加圧設備空気ボンベによる加圧及び非常用換気設備への運転変更にあたっては、主に緊急時対策所近傍に設置する「可搬型モニタリング・ポスト」、緊急時対策所に設置する「緊急時対策所エリアモニタ」等のパラメータを用い判断する。

以下に、操作の判断に係る体制、判断に用いるパラメータ、操作の判断基準及び状況フローと監視パラメータ等を示す。

① 換気設備等の操作判断に係る体制





② 判断に用いる各パラメータ

可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所建屋付近に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
原子炉圧力容器温度計等	炉心損傷に伴う格納容器圧力の上昇等を確認し，原子炉の状況を把握することができる。
モニタリング・ポスト，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所建屋付近に設置するものを除く）	緊急時対策所建屋付近に設置しないため参考扱いとするが，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
気象観測設備（風向等）	プルームの通過を把握できないため参考扱いとするが，プルームの進行方向を推定することができる。



### ③ 換気設備等に係る操作等の判断基準

	操作等	状況	監視パラメータ等	判断基準	備 考
1	「通常運転モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切替え	・災害対策本部立ち上げ時	—	・原災法第10条事故発生	—
2	パラメータの監視強化及び緊急時対策所用加圧設備空気ポンベによる加圧に係る準備	・炉心が損傷し、放射性物質が大气に放出される可能性がある場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室から炉心損傷判断の連絡</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ</li> <li>・原子炉圧力容器温度計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタの線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合</li> </ul>	—
3	「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切換え（緊急時対策所等は緊急時対策所用加圧設備空気ポンベによる加圧、緊急時対策所等以外の建屋内については外気少量取り込み）	・ブルーム放出・接近	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からベント実施の連絡</li> <li>・サプレッション・プール水位</li> <li>・格納容器酸素濃度</li> <li>・可搬型モニタリング・ポスト</li> <li>・緊急時対策所エリアモニタ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視パラメータとは別に中央制御室からベント実施の連絡があった場合</li> <li>・通常水位+6.4m<sup>※1</sup></li> <li>・4.3%<sup>※2</sup></li> <li>・指示値急上昇（20mSv/h以上）</li> <li>・指示値急上昇（0.5mSv/h以上）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視パラメータのいずれかが判断基準に到達した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。</li> </ul>
4	「災害対策本部加圧モード」から「緊対建屋浄化モード」へ運転切替え（緊急時対策所等以外の建屋内について外気取り込み量を増加させた運転）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ブルーム放出が収束</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリング・ポスト</li> <li>・緊急時対策所エリアモニタ</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・指示値低下後安定、指示値安定</li> <li>・指示値低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視パラメータ全てが判断基準となる傾向を示した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。</li> </ul>
5	「緊対建屋浄化モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切換え（緊急時対策所用加圧設備空気ポンベによる加圧運転を停止）、緊急時対策所を出て、屋外活動を再開する準備	・緊急時対策所建屋内の放射性物質を排出	—	・「緊対建屋浄化モード」に切換えした1時間後	—

※1 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント（サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mにて実施）前に加圧設備への切り替え操作を行う（1.18.2(1)d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順）

※2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準(1.9.2.1(2)a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止)



## ④ 可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタの判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリング・ポスト	指示値急上昇 (20mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切換え及び空気ボンベ加圧による加圧を開始（2.4（5）参照）するための指標として設定する。</li> <li>・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において想定するブルーム通過時の敷地内の線量率は、数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として 20mSv/h を設定する。</li> <li>・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量率約 10mSv/h よりも高い値とすることで、ベント実施時等のブルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できることから、誤判断を防止する。（参考参照）</li> </ul> <p>なお、大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による緊急時対策所建屋付近の線量率が 20mSv/h 程度となった場合でも、緊急時対策所はコンクリート 100cm 以上の遮蔽壁で防護されており、その遮蔽効果により大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による線量率は 1/1000 以下となるため、緊急時対策所内の要員の被ばくに大きな影響は与えない。</p>
緊急時対策所エリアモニタ	指示値急上昇 (0.5mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、空気ボンベ加圧による加圧を開始するための指標として設定する。</li> <li>・対策要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準（100mSv/(7d×24h)）として設定する。</li> <li>・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量率は最大でも約 10mSv/h であり、ベント実施前の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所外壁等の遮蔽で、緊急時対策所は十分低い線量となっているため、ブルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できる。</li> </ul>



## ⑤ 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	監視パラメータ	SPDS			可搬型気象観測設備	可搬型モニタリング・ポスト		緊急時対策所 エリアモニタ
		原子炉の状況 (原子炉圧力容器温度計等)	モニタリング ポスト	気象情報 (風向・風速等)		加圧判断用	その他	
	炉心状況確認	状況把握	BG 把握	状況把握		BG 把握		BG 把握
	発電所構内放射線量率上昇	状況把握	指示値上昇	状況把握		指示値上昇	指示値上昇	指示値上昇
	↓							
	他の要員 一時退避	—	避難ルートの検討・判断					—
	↓							
	プルーム放出	原子炉圧力容器温度 上昇	指示値上昇	監視強化		指示値上昇		指示値上昇
	↓							
ベント 実施	ベント未実施 ↓ 可搬型モニタリング・ポスト 等にて検知	状況把握	指示値上昇	状況把握		指示値急上昇 (20mSv/h)	指示値上昇	指示値急上昇 (0.5mSv/h)
	↓							
	換気設備の切換え操作 緊急時対策所用加圧設備空気ポンプ による加圧	—	—	—		—	—	監視強化
	↓							
	プルーム放出が収束	放射線指示値低下	指示値低下	状況確認		指示値低下	指示値低下	指示値低下
	↓							
	空気ポンプ加圧停止 ファン起動	—	—	—		—	—	監視強化



【参考】 ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率について

ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率の評価に当たっては、想定事象として線量評価上厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。放出量評価条件は、中央制御室の居住性評価と同様とする。また、大気拡散係数の評価点は緊急時対策所付近とし、相対濃度及び相対線量を第 2.4-2 表に示す。ベント実施前の緊急時対策所付近の線量率評価結果は、第 2.4-3 表に示すとおりであり、約 8.1mSv/h となり、ベント実施前の最大値としては 10mSv/h 程度になると考えられる。

第 2.4-2 表 緊急時対策所付近の相対濃度及び相対線量

相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
約 $1.2 \times 10^{-4}$	約 $8.4 \times 10^{-19}$

第 2.4-3 表 ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率

経 路	線量率 (mSv/h)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線	約 $6.1 \times 10^{-2}$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線	約 $4.8 \times 10^0$
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線	約 $3.2 \times 10^0$
合 計	約 $8.1 \times 10^0$



## 2.5 必要な情報を把握できる設備について

重大事故時等に対処するために、緊急時対策所へデータを伝送する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「SPDS」という。）を設置する設計とする。

緊急時対策所へデータを伝送するSPDSとして、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

データ伝送装置は原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

SPDSデータ表示装置で把握できる主なパラメータを第2.5-1表に示す。

第2.5-1表に示す通り、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また、今後の監視パラメータ追加等を考慮した設計とする。

なお、周辺の環境放射線状況を把握するため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを伝送し、確認できる設計とする。



第 2.5-1 表 S P D S データ表示装置で確認できる主なパラメータ

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
放射能隔離の状態確認	残留熱除去系系統流量
	原子炉格納容器隔離の状態
使用済燃料プールの状態確認	主排気筒放射線レベル
	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度

緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては，中央制御室に設置するデータ伝送装置を含め，基準地震動  $S_s$  による地震力に対して機能を損なわない設計とする。

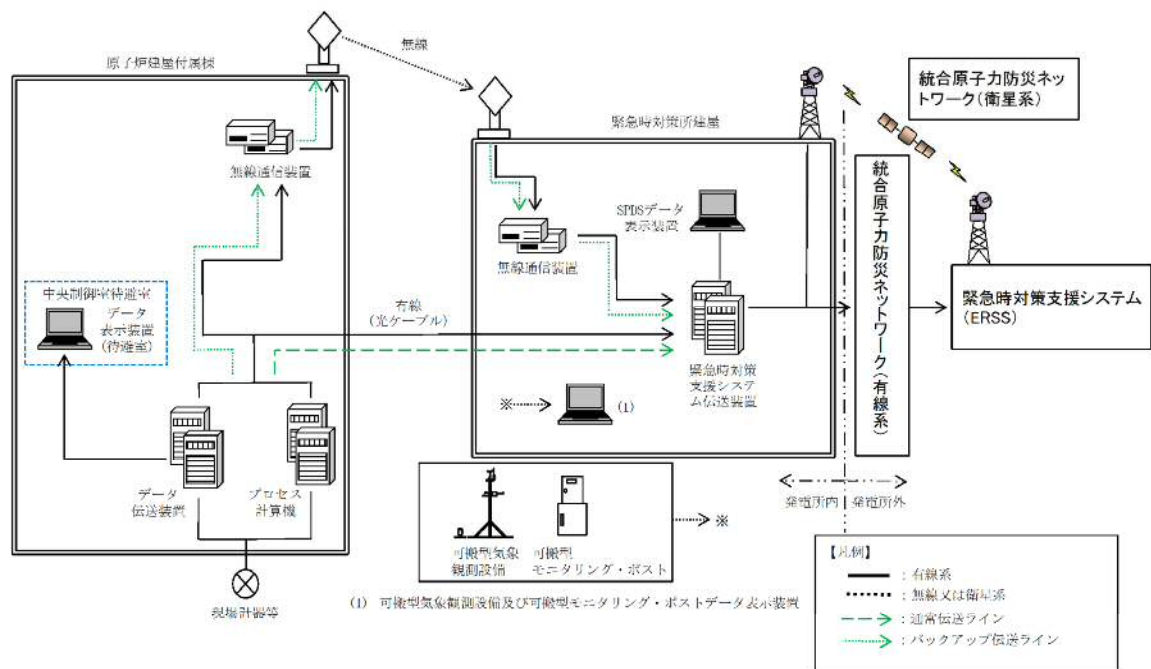
原子炉建屋付属棟と緊急時対策所の間のデータ伝送については，有線及び無線による伝送を行い，多様性を確保した設計とする。

また，周辺の環境線量状況を把握するため，可搬型モニタリング・



ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策所にて確認できるように設置する。

必要な情報を把握できる設備の概要を第 2.5－1 図に示す。



第 2.5－1 図 必要な情報を把握できる設備の概要



## 2.6 通信連絡設備について

発電所内の関係要員への指示を行うことができる通信連絡設備（発電所内用）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また，発電所外の関係箇所との連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外用）を緊急時対策所に設置し，多様性を確保した設計とする。

通信連絡設備の概略を第 2.6－1 図に示す。



第 2.6－1 図 緊急時対策所 通信連絡設備の概略



### 3. 運用

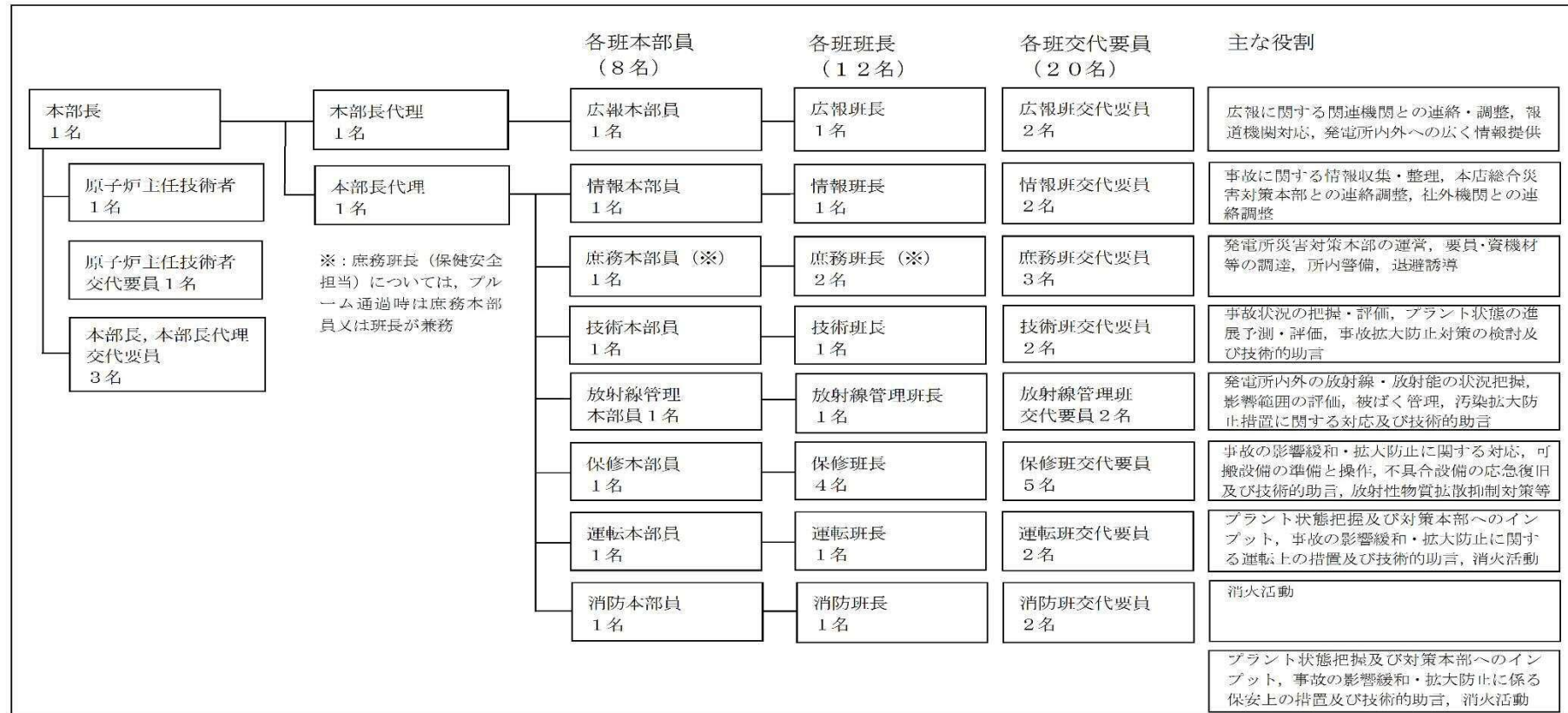
#### 3.1 必要要員の構成，配置について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，第 3.1－1 図，第 3.1－2 図及び第 3.1－1 表のとおり重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，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 18 名の合計 66 名と想定している。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。



## ①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：48名



## ②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：18名

・中央制御室にて対応を行う運転員等 運転員 4名	・現場にて対応を行う保守班要員 保守班要員 10名	・現場にて対応を行う放射線管理班要員 放射線管理班要員 4名
-----------------------------	------------------------------	-----------------------------------

（注）人数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.1-1 図 緊急時対策所 必要要員の考え方



		事故発生，拡大	炉心露出，損傷，熔融	ブルーム通過	ブルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動	▽ ブルーム通過直前	▽ ブルーム通過後	
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)	事故拡大防止， 格納容器破損防止活動
		当直要員 (7)		【中央制御室待避室】当直要員 (3)	当直要員 (7)
		重大事故等対応要員 (運転班員) (3)	退避 (3)		重大事故等対応要員 (運転班員) (3)
		情報班員 (1)	退避 (1)		情報班員 (1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内瓦礫撤去，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)，放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応  【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員 (3)	構内瓦礫撤去， 格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)， 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (保修班員 (29) )	退避 (19)	緊急時対策所 (10) ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (保修班員) (10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング，可搬型モニタ設置		緊急時対策所 (4)	モニタリング等
緊急時対策所 (本部)		重大事故等対応要員 (放射線管理班員 (4) )			重大事故等対応要員 (放射線管理班員 (4) )
		本部要員 (48)		【緊急時対策所】 本部要員 (24)，本部交替要員 (24)， 現場要員 (保修要員) (10)， 運転要員 (当直運転員) (4)， モニタリング要員 (4) 《計(66)》	本部要員 (48)
発電所外					必要時招集
		交替・待機要員			

※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名(東海第二専従)が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが，ブルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。

※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

### 第 3.1-2 図 緊急時対策所 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き



第 3.1-1 表 重大事故発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

(夜間及び休日対応要員)

	体制	要員数 (最低必要人数)		緊急時 対策所		その 他 建屋	中央 制御 室	現場	合 計
①	事象発生	運転員 (当直)	7	—	0	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	—		3	1	—	
		重大事故等 対応要員※	26	—		11	—	15	
		モニタリング 要員	2	—		2	—	—	
②	初動態勢 (警戒態勢)	運転員 (当直)	7	—	3～ 10	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	3		—	1	—	
		重大事故等 対応要員※	26	0～10		—	1～3	15～ 23	
		モニタリング 要員	2	0～2		—	—	0～2	
③	要員招集 (非常招集 から 2 時間 後)	運転員 (当直)	7	—	47～ 78	—	7	—	103
		災害対策 本部要員	49	48		—	1	—	
		重大事故等 対応要員※	43	0～27		—	1～3	15～ 40	
		モニタリング 要員	4	0～4		—	—	0～4	
④	プルーム通 過直前及び 通過時	運転員 (当直)	7	4	66	—	3	—	72
		災害対策 本部要員	48	48		—	—	—	
		重大事故等 対応要員	13	10		—	—	3	
		モニタリング 要員	4	4		—	—	—	
⑤	プルーム 通過後	運転員 (当直)	7	—	47～ 64	—	7	—	72
		災害対策 本部要員	48	47		—	1	—	
		重大事故等 対応要員	13	0～12		—	1～3	0～10	
		モニタリング 要員	4	0～4		—	—	0～4	

(注) ※重大事故等対応要員には、初期消火要員(11名)を含む。

原子力オフサイトセンター派遣者(8名)を除く。

要員数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。



### 3.2 事象発生後の要員の動きについて

#### (1) 災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に警戒事態又は非常事態が発生した場合、送受話器（ページング）、所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行う。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に警戒事態又は非常事態が発生した場合、一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき非常招集の連絡がなくても自主的に参集する。

発電所外からの災害対策要員の招集に関する概要は以下のとおりである。重大事故等が発生した場合、一斉通報システム、通信連絡手段等を活用した連絡により、発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所である第三滝坂寮へ参集する。なお、地震等により家族、自宅等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

第三滝坂寮は、面積約 53,000m<sup>2</sup>の厚生施設敷地内に建てられた、延床面積 2,000m<sup>2</sup>、建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の構築物であり、東日本大震災でも大きな被害を受けておらず、十分な耐震性を有している。

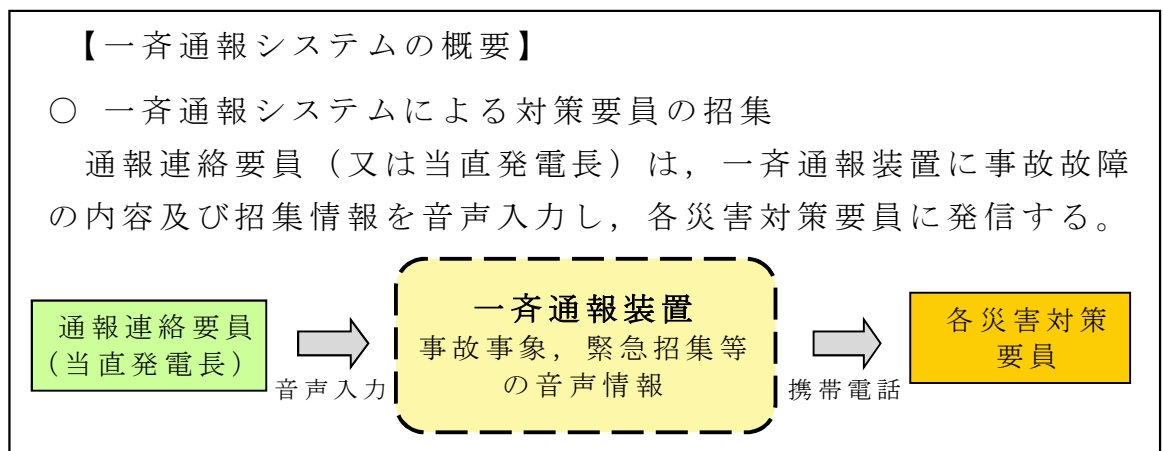
招集する災害対策要員のうち、あらかじめ指名されている発電所参集要員である災害対策要員は、直接発電所緊急時対策所へ参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は、発電所外の集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。



発電所外の集合場所に参集した要員は、災害対策本部と非常招集に係る以下①～⑤の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

- ① 発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ② 参集した要員の確認（人数，体調等）
- ③ 重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）
- ④ 発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）
- ⑤ 気象及び災害情報等

一斉通報システムの概要を第 3.2-1 図に，夜間及び休日における災害対策要員の招集について第 3.2-1 表に示す。



※ 発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき自主的に参集する。

第 3.2-1 図 一斉通報システムの概要



第 3.2-1 表 夜間及び休日における災害対策要員の招集

非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
<p>○重大事故等が発生した場合、一斉通報システム等により招集の連絡を行う。</p> <p>[初動対応要員（発電所構内及び発電所近傍に常駐）] 《事象発生，招集連絡》</p> <p>当直発電長(連絡責任者) ↔ 通報連絡要員※</p> <p style="text-align: center;">↓↑ ※中央制御室常駐1名</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・統括待機当番(本部長代理)：1名</li> <li>・現場統括当番(本部長代理又は本部員)：1名</li> <li>・情報班要員：1名</li> <li>・重大事故等対応要員(現場要員)：15名※ ※放射線管理要員を除く</li> <li>・消火活動要員：11名※ ※火災時現場出動</li> <li>・放射線管理要員：2名</li> </ul> </div> <p>-----</p> <p>[参集要員（自宅，寮等からの参集）] 《非常招集連絡》</p> <p style="text-align: center;">通報連絡要員（又は当直発電長） (一斉通報システム)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">災害対策要員※</p> <p style="text-align: center;">※発電所の緊急時対策所（災害対策本部）又は発電所外 集合場所(第三滝坂寮)に参集する。</p> <p>発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は、災害対策要員は自主的に参集する。</p>	<p>○参集する災害対策要員の指名と参集場所指定</p> <p>①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：発電所緊急時対策所（災害対策本部）</p> <p>②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※</p> <p>※災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う。</p> <p>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名 《発電所参集時の確認項目》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所の状況（設備及び所員の被災等）</li> <li>・参集した要員の確認（人数，体調等）</li> <li>・防護具（汚染防護服，マスク，線量計等）</li> <li>・持参品（通信連絡設備，照明機器等）</li> <li>・気象，災害情報等</li> </ul> <p>○発電所参集ルートを選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・あらかじめ定めた参集ルートの中から，気象，災害情報等を踏まえ，最適なルートを選定する。</li> </ul> <p>○発電所参集手段を選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車，自転車，徒歩等）を選定する。</li> </ul>	<p>○非常招集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所構内及び発電所近傍に常駐する初動対応要員は，発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集，又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。</li> <li>・あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及び各班の要員）は，直接発電所に向け参集を開始する。</li> <li>・あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は，発電所外集合場所(第三滝坂寮)に参集し，災害対策本部と参集に係る情報確認を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。</li> </ul> <p>○非常招集中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・所長（本部長）は，無線連絡設備，携帯電話等により，災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。</li> </ul> <p>○緊急時対策所への参集</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及びその他必要な要員）は，発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集し，本部長又は本部長代理の指揮のもとに活動を開始する。</li> </ul>



(2) 災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東二から半径 5km 圏内であり、発電所員の約 5 割が居住している。さらに、東海村周辺のひたちなか市、那珂市など東二から半径 5～10km 圏内には、発電所員の約 2 割が居住しており、概ね東二から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居住している。

東海第二発電所とその周辺の図を第 3.2-2 図に、居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）を第 3.2-2 表に示す。



第 3.2-2 図 東二とその周辺



第 3.2-2 表 居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）

居住地	東海村 （半径 5km 圏内）	東海村周辺地域 ひたちなか市など （半径 5～10km 圏 内）	その他の地域 （半径 10km 圏外）
居住者数	133 名 (52%)	58 名 (23%)	64 名 (25%)

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、第 3.2-3 図に示すとおりである。

東二が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、発電所構外の拠点となる要員の集合場所（第三滝坂寮）から発電所までの参集ルートは、通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため、参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

この他の参集に係る障害要因としては、地震による橋梁の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には、基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第 3.2-3 図に示す、ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず、これ以外の参集ルートを使用して参集する。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民



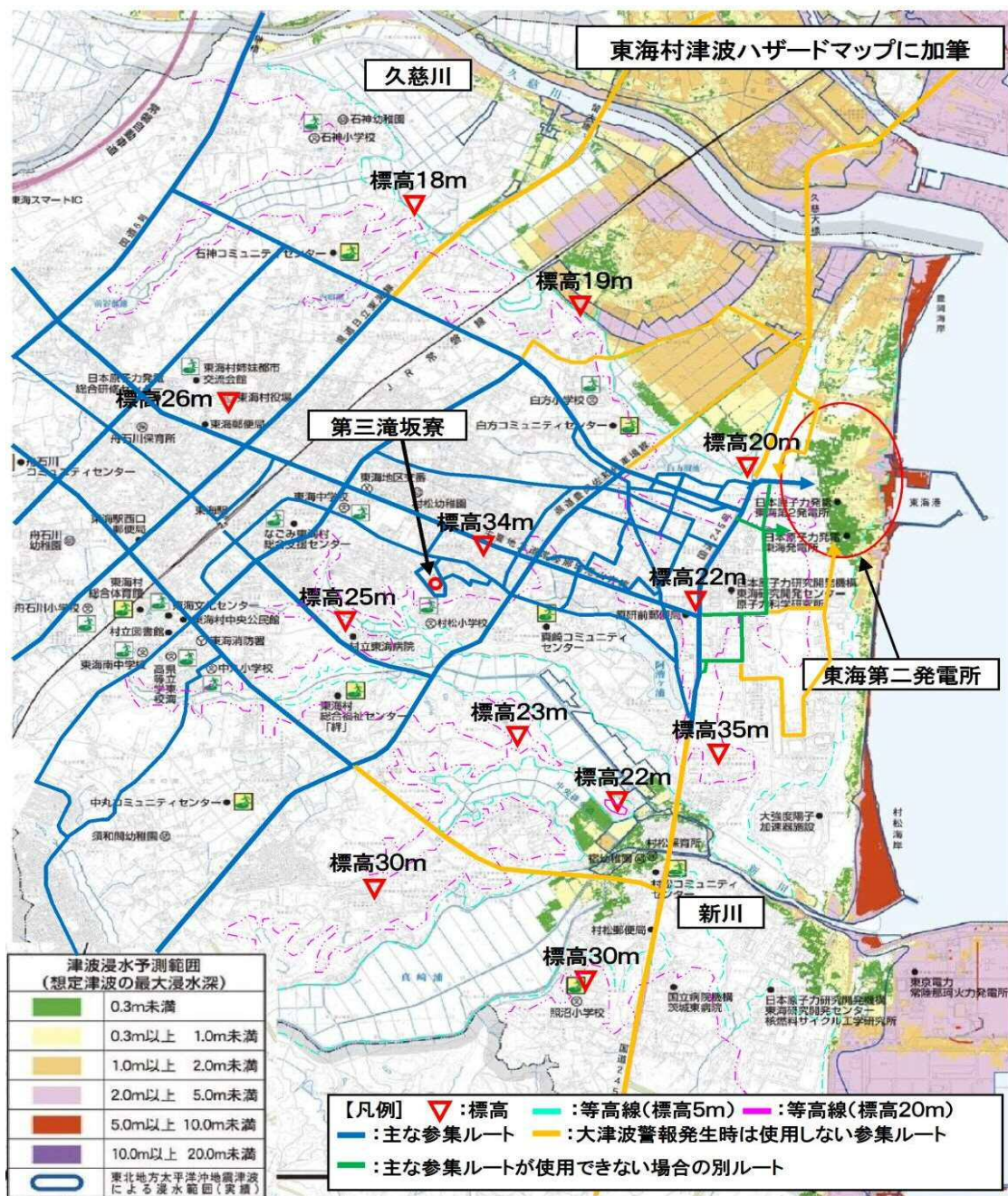
避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。



第 3.2-3 図 主要な参集ルート

津波の浸水について、東海村津波ハザードマップ（第 3.2-4 図）によると、東海村中心部から東二までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



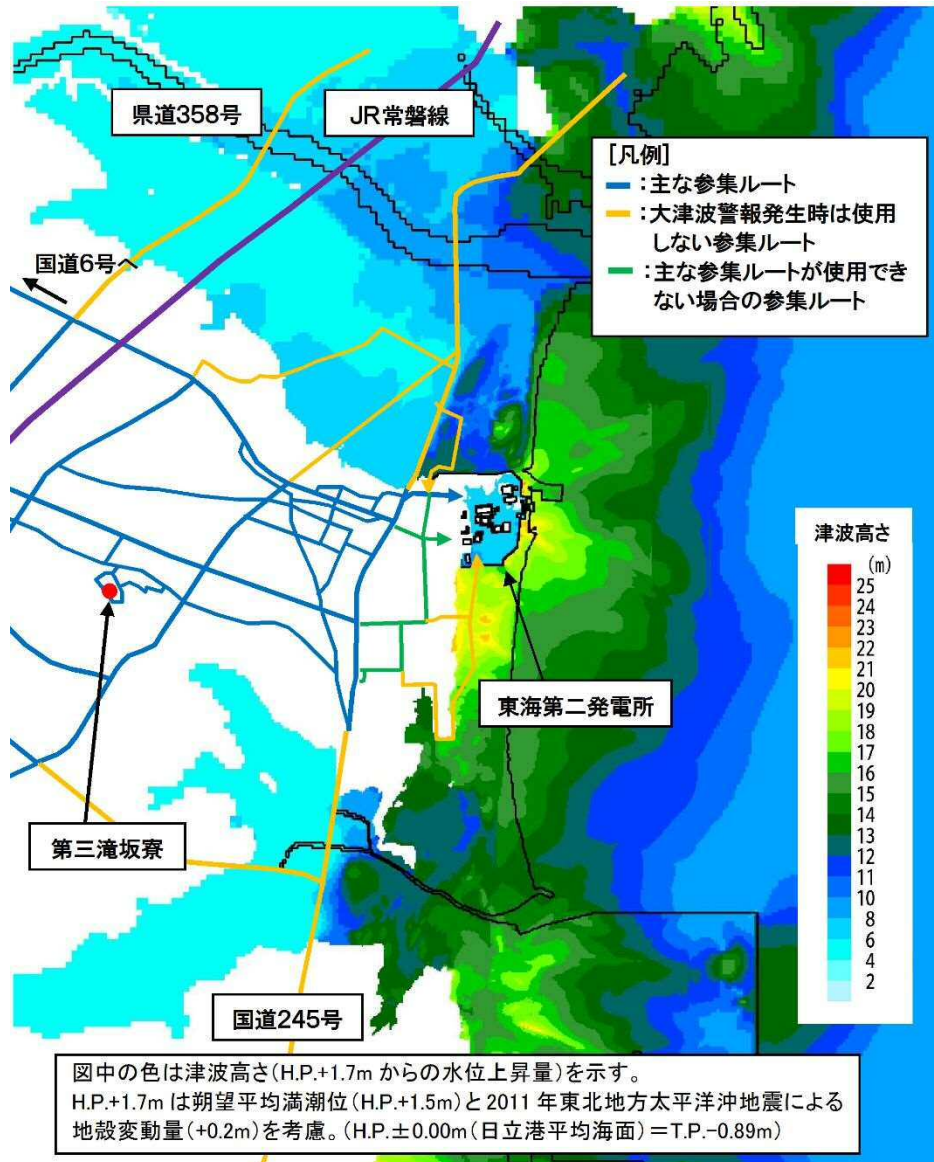


第 3.2-4 図 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また、東二では、津波 P R A の結果を踏まえ、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（第 3.2-5 図）から、発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが、東海村中心部から東二の敷地までの参集ルートに津波の影



響がない範囲も確認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第 3.2-5 図 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図



(3) 災害対策要員の参集時間等について

参集する災害対策要員が、東二の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を第 3.2-3 表に示す。

第 3.2-3 表 参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成 28 年 7 月時点）

参集に係る所要時間 (発災 30 分後に自宅出発)	参集する災害対策要員数		
	徒 歩 (4.0km/h)	参 考	
		徒 歩 (4.8km/h)	自転車 (12km/h)
60 分以内	4 名	12 名	126 名
90 分以内	100 名	112 名	176 名
120 分以内	128 名	132 名	200 名

第 3.2-3 表により、予め拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（71 名）は、事象発生後 120 分には参集すると考えられる。また、参集ルート状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参集が可能となる。

(4) 緊急時対策所の立ち上げについて

緊急時対策所は、常用系2系統、非常用系1系統の電源から受電可能となっており、加えてこれらの電源が喪失した場合でも、緊急時対策所に設置された専用非常用発電機により、緊急時対策所全体に給電が可能な設計となっている。また、通信連絡設備も常設され、常時充電されているため、電源設備の立ち上げ等の作業は伴わない。参集後は、10分程度で緊急時対策所を立ち上げることができる。



(5) 発電所からの一時退避

緊急時対策所周辺に、大量のプルームが放出されるような事態においては、緊急時対策所に収容する要員以外は、以下の要領にて発電所から構外へ一時退避させる。

なお、プルーム通過の判断については、可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により行う。発電所災害対策本部長は、プルームの影響により可搬型モニタリング・ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が下降に転じ、更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断する。

- a. 発電所災害対策本部長は、要員の退避に係る判断を行う。また、必要に応じて、原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- b. 発電所災害対策本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- c. 発電所から一時退避する要員は、退避に係る体制を確立するとともに、通信連絡手段、移動手段を確保する。
- d. 対策本部の指示に従い、放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

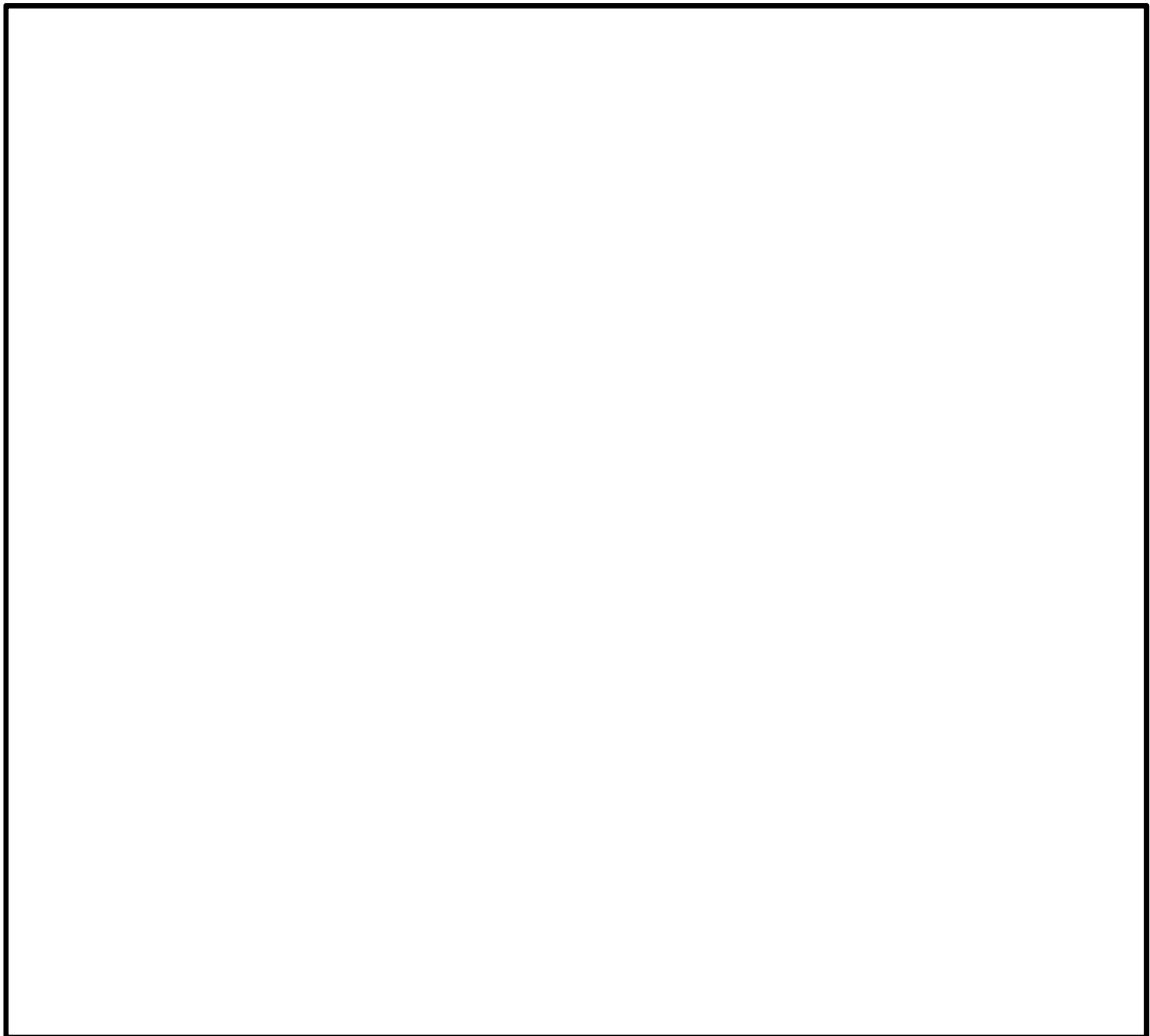


### 3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には，プルーム通過後など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ことを目的として，防護具の脱衣，身体サーベイ及び除染を行うための区画として，チェンジングエリアを設ける。

屋外にて作業を行った現場作業員等が緊急時対策所に入室する際に利用する。

チェンジングエリアの設置場所及び概略図を第 3.3-1 図に示す。



第 3.3-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び概略図



### 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所建屋には、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするため、資機材等を配備する。

配備する資機材等を第3.4-1表に、保管スペースを第3.4-1図に示す。

第3.4-1表 配備する資機材等

(注)今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

区 分	品 名	数 量	単 位	備 考
放射線 管理用 資機材	タイベック	1,166	着	111名×7日×1.5倍＝ 1165.5着→1,166着
	アノラック	462	着	44名 <sup>※1</sup> ×7日×1.5倍
	全面マスク	333	個	111名×2日 <sup>※2</sup> ×1.5倍
	チャコールフィルタ	2,332	個	111名×7日×2倍 <sup>※3</sup> ×1.5 倍＝2,331個→2,332個
	個人線量計	333	台	111名×2台×1.5
	GM汚染サーベイメータ	5	台	2台+3台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4台+1台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1台+1台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト <sup>※4</sup>	2	台	1台+1台(予備)
	ダストサンプラ	2	台	1台+1台(予備)
資料	発電所周辺地図	1	式	
	発電所周辺人口関連データ	1	式	
	主要系統模式図	1	式	
	系統図及びプラント配置図	1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
食料等	食料	2,331	食	111名×3食×7日
	飲料水(1.5ℓ/本)	1,554	本	111名×2本×7日

※1 現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数

※2 3日目以降は除染で対応する。

※3 2個を1セットで使用する。

※4 「監視測定設備」と兼用






第 3.4－1 図 配備する主な資機材等の保管場所

緊急時対策所には緊急時対策所エリアモニタ（可搬型）を配備し，重大事故等発生時に緊急時対策所室内に設置し，緊急時対策所の線量率を監視，測定する。また，当該緊急時対策所エリアモニタは，プルーム放出後の緊急時対策所への到達及び通過の時期を把握して，換気設備の運転変更や加圧設備への切り替えの判断に使用する。

緊急時対策所エリアモニタの仕様を第 3.4－2 表に示す。

第 3.4－2 表 緊急時対策所エリアモニタの仕様


名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体式検出器	B. G～ 999.9mSv/h	緊急時対策所	1 (予備 1)

緊急対策所には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備し，対策要員の活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第 3.4－3 表に示す。



第 3.4－3 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 個を保有する。）

緊急時対策所エリアモニタ及び酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の配置を第 3.4－2 図に示す。



※設置場所については今後の訓練等により変更となる可能性あり

第 3.4－2 図 エリアモニタ及び酸素濃度，二酸化炭素濃度計の配置場所



### 3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

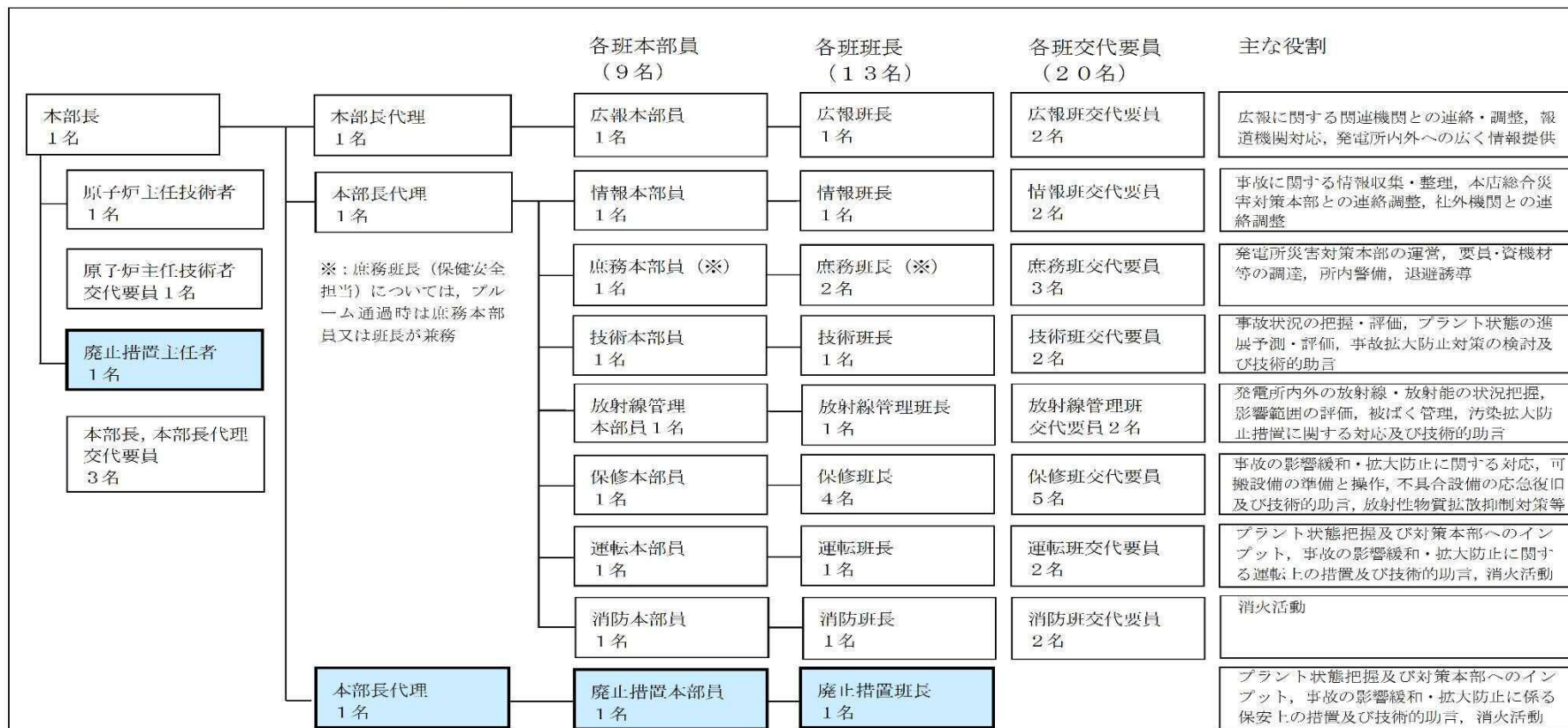
緊急時対策所は、東海第二発電所の重大事故等発生時に廃止措置中の東海発電所の事故が同時に発生した場合において、双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があり、総合的な管理を行うことにより安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用することとし、共用した場合においても廃止措置中の東海発電所の災害対策要員を収容できるスペースを確保する。また、プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、東海第二発電所重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員、合計 66 名に加え、廃止措置中の東海発電所の災害対策要員として 4 名の合計 70 名を想定している。

なお、廃止措置中の東海発電所の事故対応に必要な資機材等は、衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX）を除き、廃止措置中の東海発電所専用に確保するとともに、これらの設備については、廃止措置中の東海発電所において同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで東海第二発電所へ影響を及ぼすことはない。



凡例：   緊急時対策所にとどまる東海発電所専従要員

## ①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：52名



## ②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：18名

・中央制御室にて対応を行う運転員等	・現場にて対応を行う保守班要員	・現場にて対応を行う放射線管理班要員
運転員 4名	保守班要員 10名	放射線管理班要員 4名

(注) 人数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.5-1 図 緊急時対策所 必要要員の考え方（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）



		事故発生，拡大	炉心露出，損傷，溶融	ブルーム通過	ブルーム通過後	
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ ブルーム通過直前	▽ ブルーム通過後	
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動		緊急時対策所 (4)	事故拡大防止， 格納容器破損防止活動	
		当直要員 (7)		【中央制御室待避室】当直要員 (3)	当直要員 (7)	
		重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)		退避 (3)	重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)	
		情報班 班員 (1)		退避 (1)	情報班 班員 (1)	
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内瓦礫撤去，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)，放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応	構内瓦礫撤去， 格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)， 放射性物質拡散抑制活動	
		重大事故等対応要員 (保修班 班員 (29))		退避 (19)	【第二弁操作室】 重大事故等対応要員 (3)	重大事故等対応要員 (保修班 班員) (10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング，可搬型モニタ設置		緊急時対策所 (10)	モニタリング等	
		重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員 (4))		ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	緊急時対策所 (4)	重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員 (4))
		災害対策要員		退避 (10)		
		(廃止措置班班員 (2)，放射線管理班班員 (4)，保修班班員 (4))				
緊急時対策所		退避 (33)	東海発電所災害対策本部要員 (4)			
		東海発電所災害対策本部要員 (37)	東海第二災害 対策本部要員 (48)	【緊急時対策所】 東二本部要員 (24)， 東二本部交替要員 (24) 現場要員 (保修班 班員) (10)， 運転要員 (当直運転員) (4)， モニタリング要員 (4)	東海第二災害対策 本部要員 (18)	
		《計 85》	《計 52》	《計 70》	《計 52》	
発電所外					必要時招集	
		交替・待機要員				

※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動に当たる自衛消防隊員 22 名(東海第二専従及び東海発電所専従)が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが，ブルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。  
※要員数については，今後の訓練及び東海発電所の廃止措置工事の進捗等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

### 第 3.5-2 図 緊急時対策所 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

(廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合)



#### 4. 耐震設計方針について

緊急時対策所に必要な機能として、第4-1表に示す設備がある。

これら必要な機能に対して、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する、又は適切に固縛、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能を損なわない設計とする。

第4-1表 緊急時対策所に必要な機能及び主な設備

必要な機能	主な設備
代替電源設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 緊急時対策所用M/C電圧計
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置 緊急時対策所用差圧計 緊急時対策所給気・排気隔離弁，給気・排気配管
加圧設備	空気ボンベラック，配管，弁
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置 発電所内外用 衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型） 発電所外用 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 （テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）
重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備	S P D S
居住性の確保，放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 緊急時対策所エリアモニタ



(1) 緊急時対策所に設置する代替電源設備について

代替電源設備について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－2 表 代替電源設備に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
代替電源設備	緊急時対策所用発電機	耐震計算
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	耐震計算
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	耐震計算
	緊急時対策所用M／C電圧計	耐震計算
	燃料移送配管・弁，電路	耐震計算

(2) 緊急時対策所に設置する換気設備等について

換気設備等について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－3 表 換気設備等に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機	耐震計算
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	耐震計算
	緊急時対策所用差圧計	耐震計算
	緊急時対策所給気・排気隔離弁，給気・排気配管	耐震計算
加圧設備	空気ボンベラック	耐震計算
	配管，弁	耐震計算



(3) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備等について

① 通信連絡設備について

重大事故等発生時に使用する通信連絡設備については、基準地震動  $S_s$  の地震力に対して機能を維持するよう、以下の措置を講じる。

第 4-4 表 通信連絡設備に係る耐震性評価

通信種別	主要設備		耐震措置
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>衛星電話設備（固定型）の衛星電話設備（屋外アンテナ）及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>衛星制御装置から衛星電話設備（屋外アンテナ）までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		衛星電話設備（携帯型）	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所内	無線連絡設備	無線連絡設備（携帯型）	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> <li>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）の衛星無線通信装置及び通信機器は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		IP 電話	
		IP-FAX	



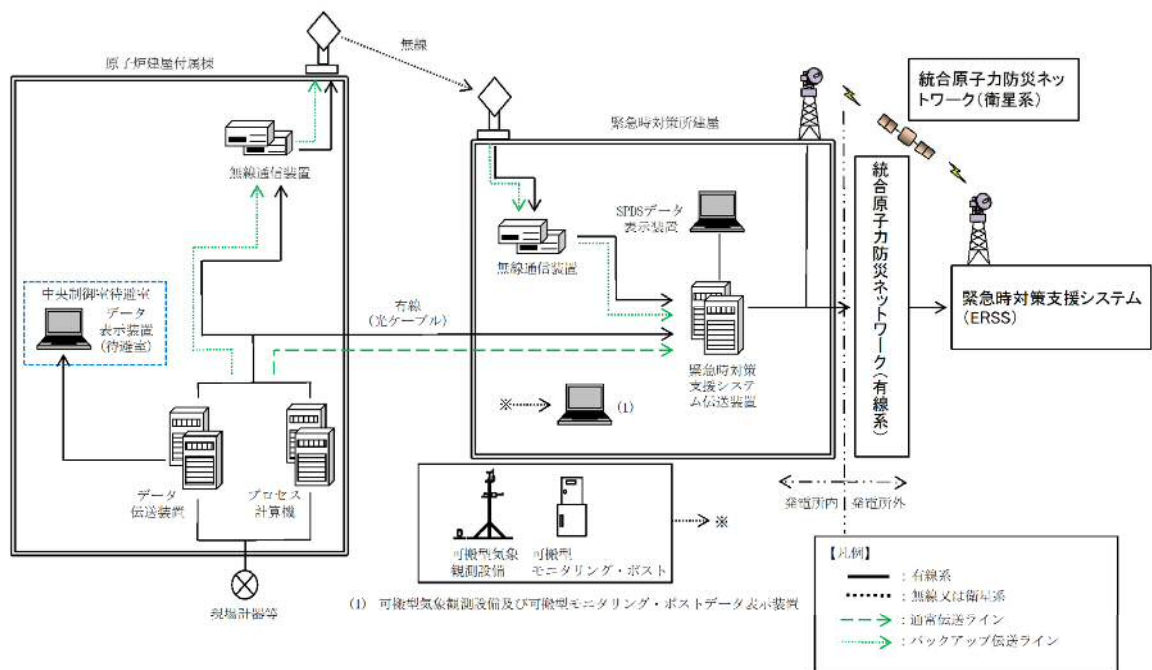
② S P D S について

緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して機能を維持するよう、以下の措置を講じる。

第 4-5 表 S P D S に係る耐震性評価

通信種別	主要設備	耐震設計
原子炉 建屋 附属棟	データ伝送装置	・データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	・無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間伝送ルート	・建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する設計とする。 ・無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
緊急時 対策所	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	・無線連絡装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援 システム伝送装置	・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	S P D S データ表示装置	・S P D S データ表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。





第 4-1 図 SPDS の概要

(4) 居住性の確保，放射線量を測定する設備について

緊急時対策所遮蔽，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタについては，基準地震動  $S_s$  の地震力に対して機能を維持するよう，以下の措置を講じる。

第 4-6 表 居住性の確保，放射線量の測定する設備に係る耐震性評価

設備	機器	耐震措置
居住性の確保，放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有する緊急時対策所に設置し，転倒防止の措置を実施する。</li> <li>加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し，機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	酸素濃度計	
	二酸化炭素濃度計	
	緊急時対策所エリアモニタ	



## 5. 添付資料

### 5.1 チェンジングエリアについて

#### 5.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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」第 61 条第 1 項

（緊急時対策所）並びに「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」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所建屋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，身体サーベイ汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお，チェンジングエリアは東海発電所及び東海第二発電所共用とする。

（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第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

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。



### 5.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 5.1-1 表のとおり。

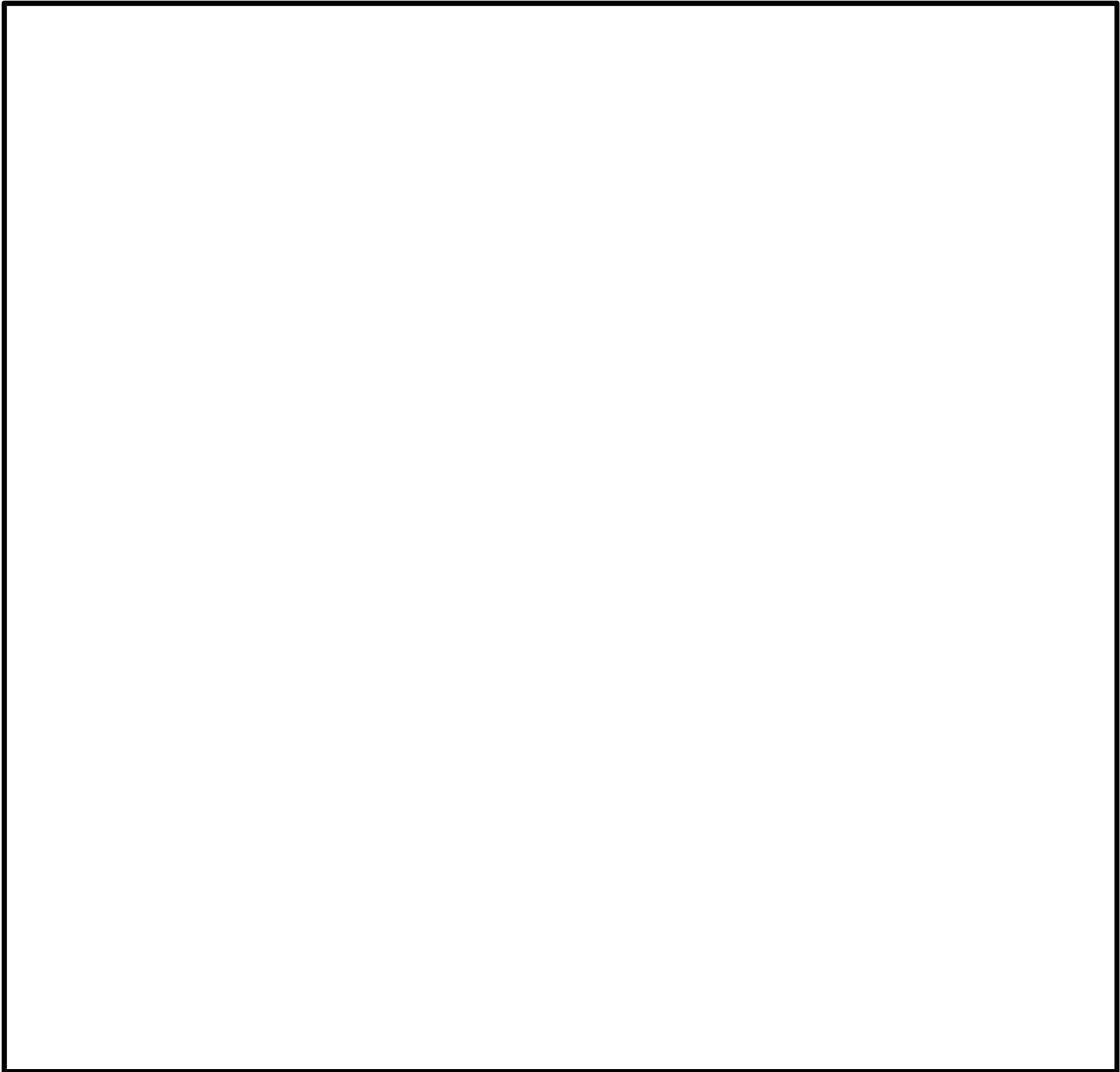
第 5.1-1 表 チェンジングエリアの概要

設 営 場 所	緊急時対策所建屋  1 階入口	緊急時対策所建屋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、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形 式 設 営	シート区画化 (緊急時対策所建屋)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法 第 10 条特定事象が発生し、 災害対策本部長の指示があ った場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

### 5.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第 5.1-1 図のとおり。





第 5.1-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の  
アクセスルート

#### 5.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

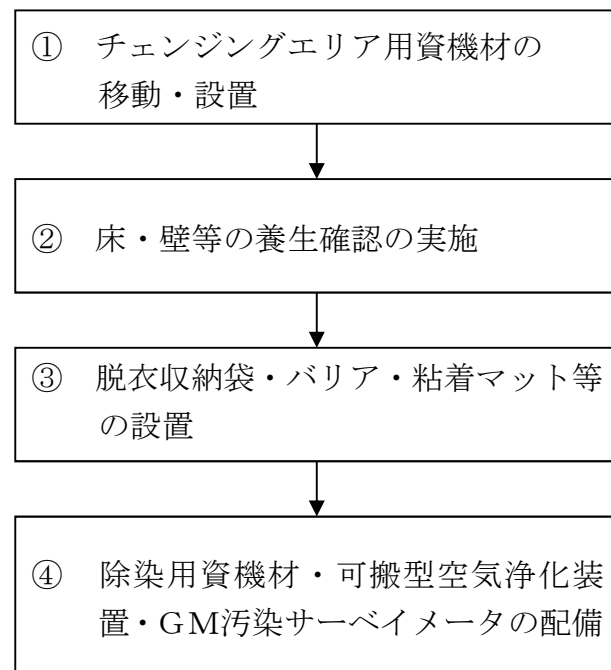
##### （1）考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 5.1-2 図の設営フローに従い，第 5.1-3 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 20 分（資機材運搬に約 4 分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約 13 分を確認）を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定



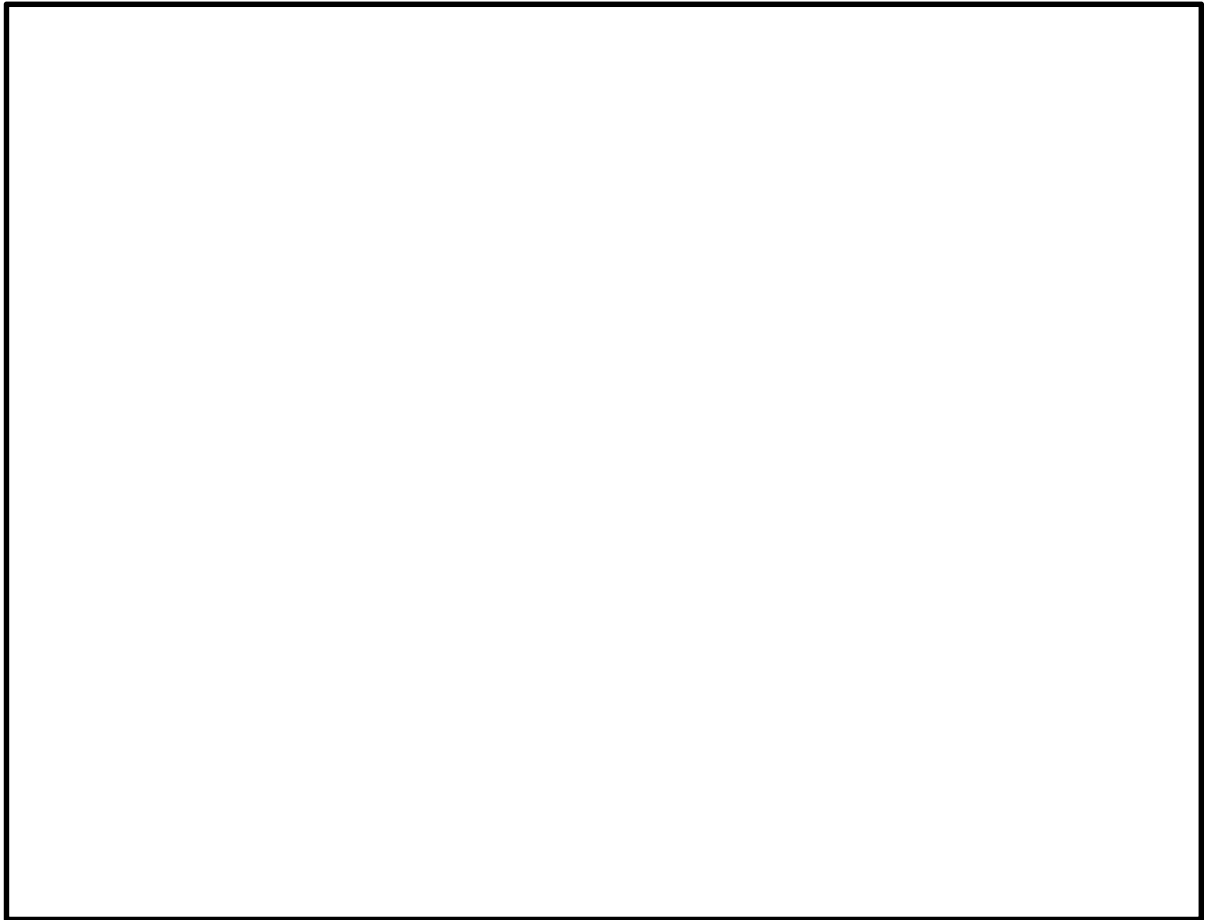
期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班 7 名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第 5.1-2 図 チェンジングエリア設営フロー





※今後，訓練等で見直しを行う。

#### 第 5.1－3 図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

##### (2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，第 5.1－2 表のとおりとする。



第5.1-2表 チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 <sup>※1</sup>
エリア設 営用	バリア	8個 <sup>※2</sup>
	簡易シャワー	1式 <sup>※3</sup>
	簡易水槽	1個 <sup>※3</sup>
	バケツ	1個 <sup>※3</sup>
	水タンク	1式 <sup>※3</sup>
	可搬型空気浄化装置	3台 <sup>※4</sup>
消耗品	はさみ, カッター	各3本 <sup>※5</sup>
	筆記用具	2式 <sup>※6</sup>
	養生シート	4巻 <sup>※7</sup>
	粘着マット	3枚 <sup>※8</sup>
	脱衣収納袋	9個 <sup>※9</sup>
	難燃袋	525枚 <sup>※10</sup>
	難燃テープ	12巻 <sup>※11</sup>
	クリーンウェス	32缶 <sup>※12</sup>
	吸水シート	933枚 <sup>※13</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個

※3 エリアの設営に必要な数量

※4 2台×1.5倍＝3台

※5 設置作業用、脱衣用、除染用の3本

※6 サーベイエリア用、除染エリア用の2式

※7  $105.5 \text{ m}^2$  (床、壁の養生面積) ×2 (補修張替え等) ÷  $90 \text{ m}^2$  / 巻 ×1.5倍 ÷4巻

※8 2枚(設置箇所数) ×1.5倍＝3枚

※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)

※10 50枚 / 日 ×7日 ×1.5倍＝525枚

※11  $57.54 \text{ m}$  (養生エリアの外周距離) ×2 (シートの継ぎ接ぎ対応) ×2 (補修張替え等) ÷  $30\text{m}$  / 巻 ×1.5倍＝11.5→12巻

※12 111名 (要員数) ×7日 ×8枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭き取りに各2枚) ÷300 (枚 / 缶) ×1.5倍＝31.8→32缶

※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。  
111名 (要員数) ×7日 ×4ℓ (1回除染する際の排水量) ÷5ℓ (シート1枚の給水量) ×1.5倍＝932.4枚→933枚



#### 5.1.5 チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

##### （1） 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所建屋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，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所建屋外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所建屋外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第 5.1-3 図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止する。

##### ①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

##### ②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

##### ③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

##### （2） 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で，安全靴，ヘルメット，ゴム手袋（外側），タイベック，アノラック，靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで，マスク，ゴム手袋（内側），帽子，綿手袋，靴下（内



側)を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

### (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

### (4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

### (5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。



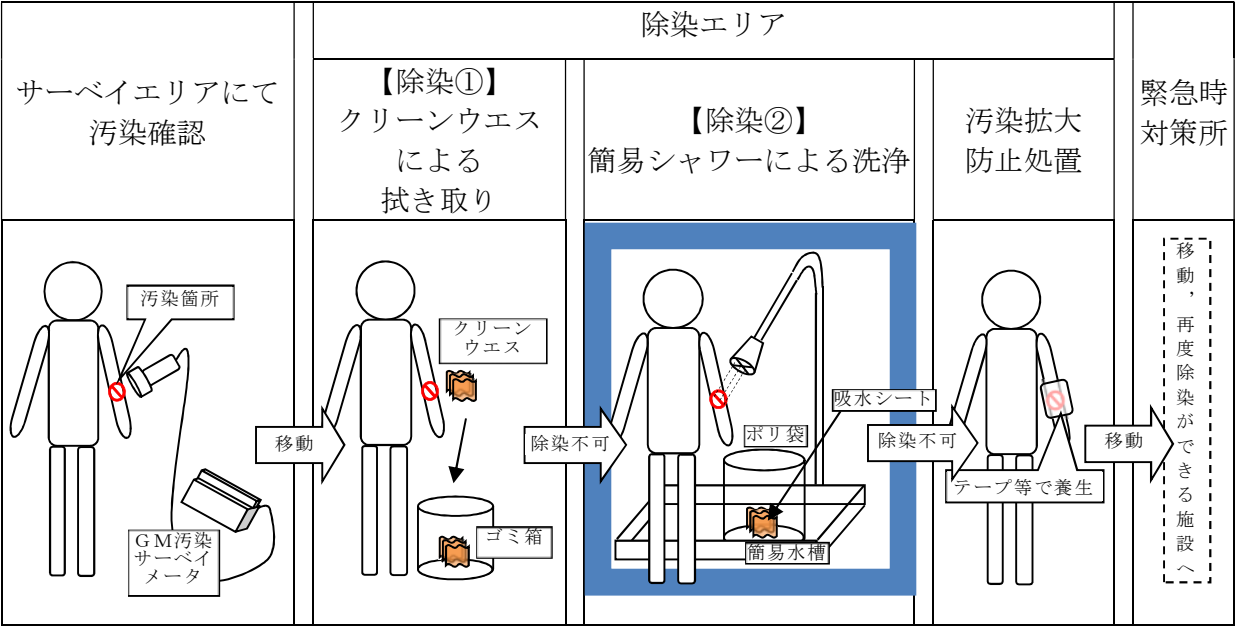
- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
  - ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。
- 放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 5.1－4 図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 5.1－4 図 除染及び汚染水処理イメージ図



(7) 廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1 回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な侵入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

(9) 災害対策本部加圧モード、緊対建屋浄化モード中の緊急時対策所への入室

放射線管理班員は、緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態（災害対策本部加圧モード、緊対建屋浄化モード）での緊急時対策所への万一の入室に備え、脱衣、汚染検査、除染を行うための資機材を緊急時対策所に予め保管し、外部からの入室時はエアロック内にて、脱衣、汚染検査、除染を実施する。また、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定の結果、エアロック内に汚染が認められた場合は除染を実施する。



#### 5.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

##### (1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイを行うためのサーベイエリア、脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに、緊急時対策所非常用換気設備により、緊急時対策所の空気を浄化し、緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。

##### (2) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するよう配置し、汚染拡大を防止する。


可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5.1-5図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保



管する。

	○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m <sup>3</sup> /min (540m <sup>3</sup> /h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気が濾材を通過する際に、微粒子が捕集される。 <u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通過することにより吸着・除去される。

第 5.1－5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

### (3) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が区分けされており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

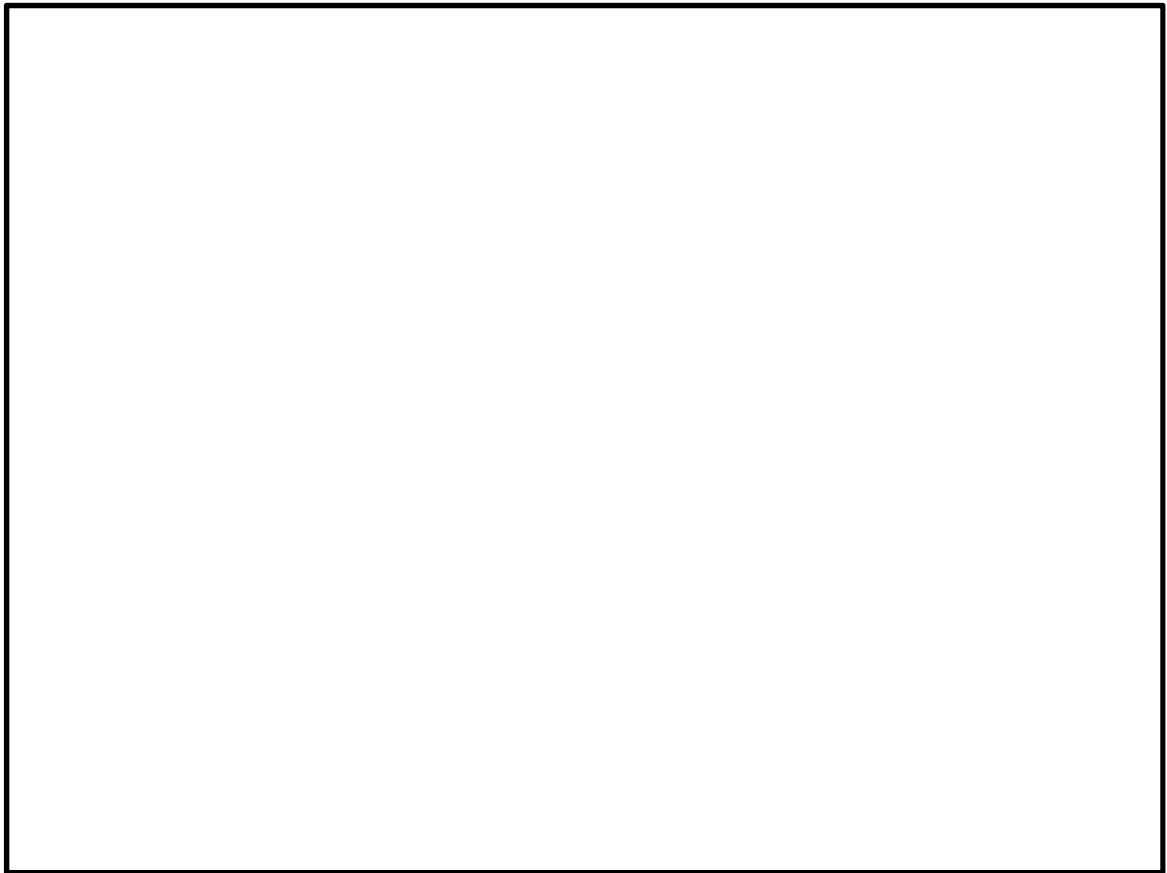
更にチェンジングエリア内には、靴等に伏着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

### (4) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所建屋内の 1 階に専用で設置し、第 5.1－6 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。



また,更なる汚染拡大防止のため,可搬型空気浄化装置を2台設置する。  
1台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し,もう1台は,脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し,靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第5.1-6図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第5.1-6図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所建屋に入室しようとする要員に付着した汚染が,他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は,汚染箇所を養生するとともに,サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合



は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

#### 5.1.7 汚染の管理基準

第 5.1－3 表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第 5.1－3 表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第 5.1－3 表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq/cm <sup>2</sup> の 1/10
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1 ヶ月後の値】に準拠



#### 5.1.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し、同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場、脱衣エリア、サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

チェンジングエリアに同時に 18 名の要員が来た場合、全ての要員がチェンジングエリアを退域するまで約 42 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後順次汚染検査 2 分×18 名）、仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了しチェンジングエリアを退域するまで約 78 分（汚染のない場合の 42 分＋除染後の再検査 2 分×18 名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。



## 5.2 配備資機材等の数量等について

### (1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

通信種別	主要設備		台数※ <sup>2</sup>	電源設備（代替電源含む）
発電所内用	無線連絡設備（固定型）		2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	無線連絡設備（携帯型）		20台	充電電池
	送受信機（ページング）		3台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	携行型有線通話装置		4台	乾電池
発電所内外用	電力保安通信用 電話設備※ <sup>1</sup>	固定型	4台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		携帯型	40台	非常用ディーゼル発電機 充電電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		F A X	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	固定型	7台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		携帯型	12台	充電電池
	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
発電所外用	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	1式	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		I P 電話	6台	
		I P - F A X	3台	
	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	9台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		加入 F A X	1台	

※ 1：通信事業者回線に接続されており，発電所外への連絡も可能

※ 2：予備を含む。台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



(2) 放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品 名	配備数※ <sup>1</sup>	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※ <sup>2</sup>
タイベック	1,166着※ <sup>3</sup>	17 着※ <sup>15</sup>
靴下	2,332足※ <sup>4</sup>	34 足※ <sup>16</sup>
帽子	1,166個※ <sup>5</sup>	17 個※ <sup>17</sup>
綿手袋	1,166双※ <sup>6</sup>	17 双※ <sup>18</sup>
ゴム手袋	2,332双※ <sup>7</sup>	34 双※ <sup>19</sup>
全面マスク	333個※ <sup>8</sup>	17 個※ <sup>17</sup>
チャコールフィルタ	2,332個※ <sup>9</sup>	34 個※ <sup>20</sup>
アノラック	462着※ <sup>10</sup>	17 着※ <sup>15</sup>
長靴	132足※ <sup>11</sup>	9 足※ <sup>21</sup>
胴長靴	12足※ <sup>12</sup>	9 足※ <sup>21</sup>
高線量対応防護服 (遮蔽ベスト)	15着※ <sup>13</sup>	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※ <sup>22</sup>
バックパック	66個※ <sup>14</sup>	17個※ <sup>17</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。

※3 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着

※4 111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足

※5 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個

※6 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双

※7 111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双

※8 111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個

※9 111名（要員数）×7日×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍＝2,331個→2,332個

※10 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着

※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132足

※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝12足

※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15着

※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個



- ※15 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着  
 ※16 11名(中央制御室要員数)×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=33足→34足  
 ※17 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個  
 ※18 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双  
 ※19 11名(中央制御室要員数)×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=33双→34双  
 ※20 11名(中央制御室要員数)×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=33個→34個  
 ※21 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9足  
 ※22 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所建屋】

全体体制(1日目)、東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員48名、現場要員55名(うち自衛消防隊11名を含む。)及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に4回現場に行くことを想定する。また、全要員は、12時間に1回交替することを想定する。

ブルーム通過以降(2日目以降)について、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に2回現場に行くことを想定する。なお、交替時の放射線防護具類については、交替要員が発電所外から発電所に向かう際(往路)に、発電所外へ移動する(復路)分の防護具類を持参し、原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。

タイベック等(帽子、綿手袋)の配備数は、以下のとおり、上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 926 < 1,155$$

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し、チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は、以下のとおり、必要数を上回っており妥当である。

$$(44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 1,852 < 2,310$$

全面マスクは、再使用するため、必要数は交替を考慮して222個(要員数分×2倍)であり、配備数(333個)は必要数を上回っており妥当である。

アノラック、長靴、胴長靴、高線量対応防護服(遮蔽ベスト)、自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は、それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である(※10～14参照)。

○放射線計測器(被ばく管理・汚染管理)

品 名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	333台 <sup>※3</sup>	33台 <sup>※8</sup>
GM汚染サーベイメータ	5台 <sup>※4</sup>	3台 <sup>※9</sup>
電離箱サーベイメータ	5台 <sup>※5</sup>	3台 <sup>※10</sup>
緊急時対策所エリアモニタ	2台 <sup>※6</sup>	—
可搬型モニタリング・ポスト <sup>※2</sup>	2台 <sup>※6</sup>	—
ダストサンプラ	2台 <sup>※7</sup>	2台 <sup>※7</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 111名(要員数)×2台(交替時用)×1.5倍=333台



- ※4 身体サーベイ用に3台+2台（予備）＝5台  
 ※5 現場作業等用に4台+1台（予備）＝5台  
 ※6 加圧判断用に1台+1台（予備）＝2台  
 ※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）＝2台  
 ※8 11名（中央制御室要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝33台  
 ※9 身体サーベイ用に2台+1台（予備）＝3台  
 ※10 現場作業等用に2台+1台（予備）＝3台

○チェン징ングエリア用資機材

	名称	数量※1
エリア 設営用	バリア	8個※2
	簡易シャワー	1式※3
	簡易水槽	1個※3
	バケツ	1個※3
	水タンク	1式※3
	可搬型空気浄化装置	3台※4
消耗品	はさみ、カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	4巻※7
	粘着マット	3枚※8
	脱衣収納袋	9個※9
	難燃袋	525枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	32缶※12
	吸水シート	933枚※13

- ※1 今後、訓練等で見直しを行う。  
 ※2 各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個  
 ※3 エリアの設営に必要な数量  
 ※4 2台×1.5倍＝3台  
 ※5 設置作業用、脱衣用、除染用の3本  
 ※6 サーベイエリア用、除染エリア用の2式  
 ※7  $105.5 \text{ m}^2$ （床、壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷ $90 \text{ m}^2$ ／巻×1.5倍＝4巻  
 ※8 2枚（設置箇所数）×1.5倍＝3枚  
 ※9 9個（設置箇所数 修繕しながら使用）  
 ※10  $50 \text{ 枚} / \text{日} \times 7 \text{ 日} \times 1.5 \text{ 倍} = 525 \text{ 枚}$   
 ※11  $57.54 \text{ m}$ （養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷ $30 \text{ m} / \text{巻} \times 1.5 \text{ 倍} = 11.5 \rightarrow 12 \text{ 巻}$   
 ※12  $111 \text{ 名}（要員数） \times 7 \text{ 日} \times 8 \text{ 枚}（マスク、長靴、両手、身体の拭き取りに各2枚） \div 300（枚 / \text{缶}） \times 1.5 \text{ 倍} = 31.08 \rightarrow 32 \text{ 缶}$   
 ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。  
 $111 \text{ 名}（要員数） \times 7 \text{ 日} \times 40（1 \text{ 回除染する際の排水量}） \div 50（シート1枚の給水量） \times 1.5 \text{ 倍}$



=932.4枚→933枚

(3) 測定計器

機器名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として予備1個を保有する。）
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として予備1個を保有する。）

(4) 情報共有設備等

資機材名	仕様等
社内パソコン （回線，端末）	緊急時対策所での情報共有や必要な資料や書類等を作成するために配備する。
大型メインモニタ	災害対策本部内の要員が必要な情報の共有を行いやすいよう，資料等を表示する大型のモニタを配備する。



(5) 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	<p>(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料</p> <p>①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画</p> <p>②東海第二発電所原子炉施設保安規定</p> <p>③災害対策規程</p> <p>④東海第二発電所災害対策要領</p> <p>⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領</p> <p>⑥東海第二発電所非常時運転手順書</p> <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <p>①東海第二発電所災害対策要領</p> <p>②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領</p>
2. 放射能影響推定に関する資料	<p>(1) 気象観測関係資料</p> <p>①気象観測データ</p> <p>(2) 環境モニタリング資料</p> <p>①空間線量モニタリング配置図</p> <p>②環境試料サンプリング位置図</p> <p>③環境モニタリング測定データ</p> <p>(3) 発電所設備資料</p> <p>①主要系統模式図</p> <p>②原子炉設置（変更）許可申請書</p> <p>③系統図</p> <p>④施設配置図</p> <p>⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図</p> <p>⑥主要設備概要</p> <p>⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表</p> <p>(4) 周辺人口関連データ</p> <p>①方位別人口分布図</p> <p>②集落別人口分布図</p> <p>③周辺市町村人口表</p> <p>(5) 周辺環境資料</p> <p>①周辺航空写真</p> <p>②周辺地図（2万5千分の1）</p> <p>③周辺地図（5万分の1）</p> <p>④市町村市街図</p>
3. 事業所外運搬に関する資料	<p>(1) 全国道路地図</p> <p>(2) 海図（日本領海部分）</p> <p>(3) N F T-3 2 B型核燃料輸送物設計承認書</p>



(6) その他資機材等

品 名	保管数	考え方
食料	2,331 食	111 名×7 日×3 食
飲料水	1,554 本	111 名×7 日×2 本 (1.5ℓ／本) ※ <sup>1</sup>
安定よう素剤	1,776 錠	111 名×(初日 2 錠+2 日目以降 1 錠×6 日)×2 倍
簡易トイレ※ <sup>2</sup>	一式	—

※<sup>1</sup> 飲料水1.5ℓ容器での保管の場合（要員 1 名あたり 1 日 3 ℓを目安に配備）

※<sup>2</sup> プルーフ通過中に災害対策本部から退出する必要がないように，連続使用可能なトイレを配備する。

(7) 放射線計測器について

① 緊急時対策所エリアモニタ

a. 使用目的

緊急時対策所の放射線量率の監視，測定及び緊急時対策所等の加圧エリアの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し，予備も含め2台配備する。

c. 測定範囲：B.G～999.9mSv／h

d. 電源：AC100V



第 5.2－1 図 可搬型エリアモニタ



## ② GM汚染サーベイメータ

### a. 使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認する。

### b. 配備台数

- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台、除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備2台の計5台を配備する。

### c. 測定範囲：0 ～ $1 \times 10^2$ kcpm

### d. 電源：乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-2 図 GM汚染サーベイメータ

## ③ 電離箱サーベイメータ

### a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現



場等の放射線量の測定に使用する。

b. 配備台数

線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用3台，  
緊急時対策所の環境測定用1台及び故障等により使用できない場  
合の予備用1台の計5台配備する。

c. 測定範囲：0.001 ～ 1000mSv/h

d. 電源：乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-3図 電離箱サーベイメータ



○電離箱サーベイメータの配備数根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋外作業現場等の放射線測定を行い、要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう、大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として1台（①）及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として2台（②，③）並びに緊急時対策所の環境測定用として1台（④）の計4台を配備するとともに、さらに、故障点検時の予備用の1台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により、要員周辺の線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを携行する作業

作 業	備 考	配備数（台）
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋近傍で行う作業</li> <li>・作業場所（放水砲設置場所）は1ヶ所のため、1台で対応可能</li> </ul>	1
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定）</li> <li>・作業場所は1ヶ所のため1台で対応可能</li> </ul>	1
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業，タンクローリによる燃料給油操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋近傍を通過する作業</li> <li>・水源補給作業開始後に燃料給油操作を行うため1台で対応可能</li> </ul>	1
④緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所の環境測定（居住性確保）</li> <li>・緊急時対策所を携行して使用するため、1台で対応可能</li> </ul>	1
合 計	—	4 (予備1)



○GM汚染サーベイメータの配備数根拠について

- ・GM汚染サーベイメータは、屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。
- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台、除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時の予備として予備2台の計5台を配備する。



### 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

緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は第 5.3-1 表のとおりである。

第 5.3-1 表 緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量※ <sup>2</sup>			回線容量
				主要設備	その他※ <sup>3</sup>		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備※ <sup>1</sup> (固定電話機, PHS 端末及び FAX)		384kbps	5616kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	10 回線	—	10 回線	10 回線
			加入 FAX	2 回線	—	2 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続※ <sup>1</sup>	98 回線	—	98 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	9 回線	—	9 回線	9 回線
			衛星電話 (携帯型)	13 回線	—	13 回線	13 回線
	有線系回線	専用電話 (ホットライン) (地方 公共団体向)		2 回線	—	2 回線	2 回線
通信事業者 回線 (統合 原子力防災 ネットワー ク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

※2：() は内訳を示す。

※3：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。



#### 5.4 S P D S のデータ伝送概要とパラメータについて

緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、中央制御室に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（E R S S）への伝送については、緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常の日データ伝送ラインが使用できない場合、緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより中央制御室に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2 週間分（1 分周期）のデータが保存され、S P D S データ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

S P D S パラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「格納容器内の状態」、「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」の確認に加え、「使用済燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」が把握できる設計とする。

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」、「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」、「津波監視」に必要なパラメータを収集し、緊急時対策所に設置する S P D S データ表示装置において確認できる設計とすると共に、今後の監視パラメータ追加や機能拡張等を考慮した設計とする。

S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを第 5.4-1 表に示す。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(1/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
炉 心 反 応 度 の 状 態 確 認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(S A)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧 (2/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメータ	E R S S 伝 送パラメータ(※1)	バックアップ 対象パラメータ
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M / C 2 A - 1 電圧	○	○	—
	M / C 2 A - 2 電圧	○	○	—
	M / C 2 B - 1 電圧	○	○	—
	M / C 2 B - 2 電圧	○	○	—
	M / C 2 C 電圧	○	○	○
	M / C 2 D 電圧	○	○	○
	M / C H P C S 電圧	○	○	○
	D / G 2 C 遮断器 (660) 閉	○	○	—
	D / G 2 D 遮断器 (670) 閉	○	○	—
	H P C S D / G 遮断器 (680) 閉	○	○	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 H P C S 系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用 M / C 電圧	○	○	○
	緊急用 P / C 電圧	○	○	○
格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D / W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D / W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S / C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S / C) (B)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (狭帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力	○	○	○

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧 (3/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧 (4/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	—
放 射 能 隔 離 の 状 態 確 認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	—
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	—
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	—
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (D)	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	—
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	—
	N S 4 内側隔離	○	○	—
	N S 4 外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	—
環 境 の 情 報 確 認	S G T S A 作動	○	○	—
	S G T S B 作動	○	○	—
	S G T S モニタ (高レンジ) A	○	○	—
	S G T S モニタ (高レンジ) B	○	○	—
	S G T S モニタ (低レンジ) A	○	○	—
	S G T S モニタ (低レンジ) B	○	○	—

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧 (5/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
環 境 の 情 報 確 認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(緊急時対策所)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(N E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S W)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S E)	○	○	○
	風向(可搬型)	○	○	○
	風速(可搬型)	○	○	○
	大気安定度(可搬型)	○	○	○

※1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧 (6/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（S A）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	—
	自動減圧系 B 作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	—
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

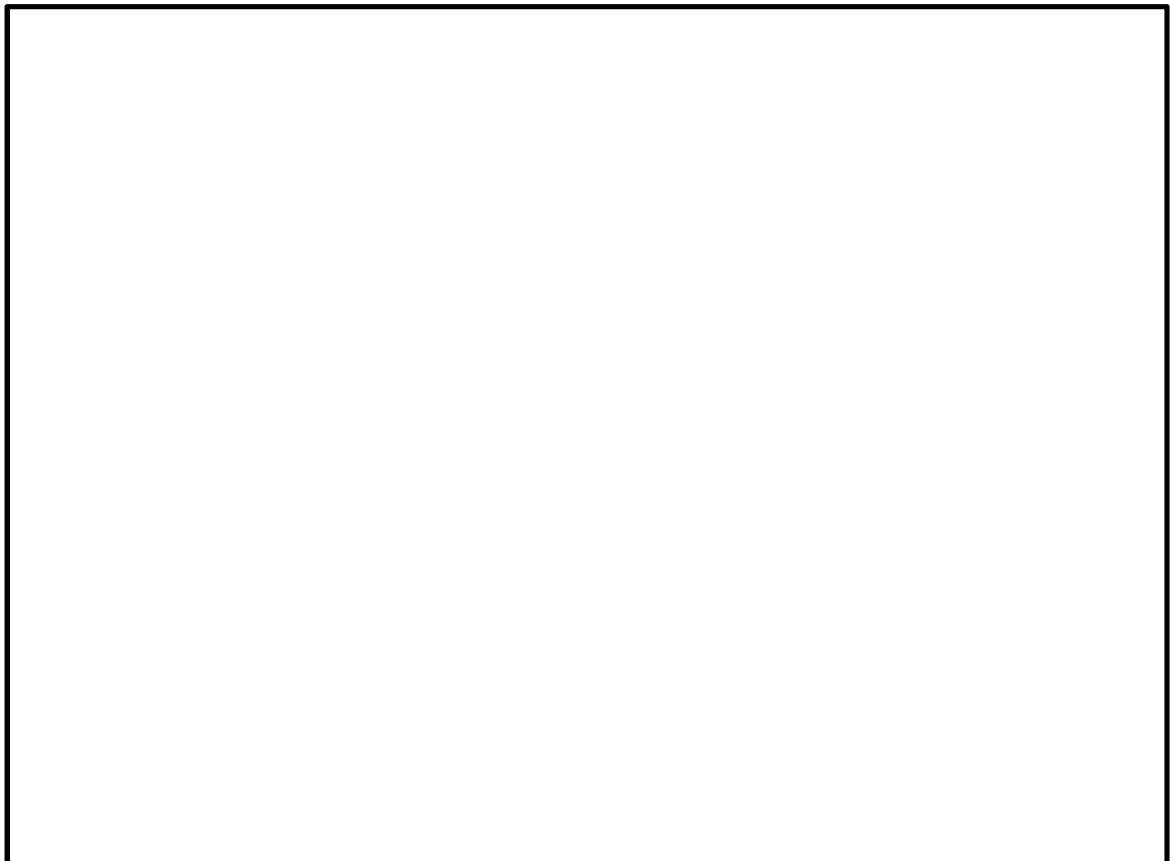
※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



## 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

収容場所・収容可能人数		収容する要員	収容場所の対策
災害対策本部室 (約350m <sup>2</sup> )	100名	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等に対処するために必要な指示をする要員</li> <li>・事故の抑制に必要な要員等</li> </ul>	プルーム通過時の希ガス対策（空気ボンベによる正圧維持）実施
宿泊・休憩室 (約70m <sup>2</sup> )		<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の対処，抑制をするための交替要員，待機要員</li> </ul>	

緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）のレイアウトを第 5.5－1 図に示す。

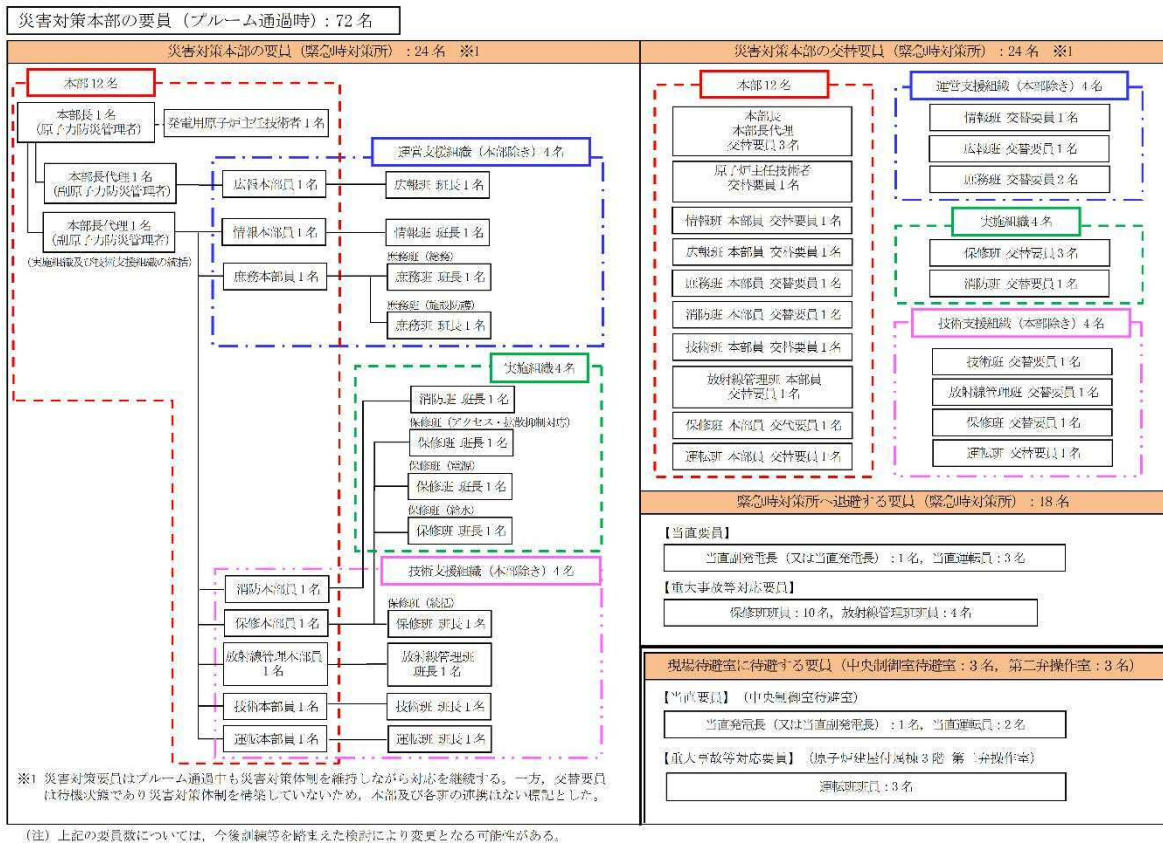


第 5.5－1 図 緊急時対策所のレイアウト（建屋 2 階平面図）

\*今後の設計により変更になる場合あり

プルーム通過に伴い緊急時対策所にとどまる要員については，プルーム通過中の被ばくを極力抑える観点から最小要員にて対応する及びプルーム通過中及び通過後に必要な業務に対応できるようにするとの考え方から，第 5.5－2 図に基づく要員数を確保する。





第 5.5－2 図 プルーム通過に伴い発電所内（緊急時対策所他）にとどまる要員

ブルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最低必要な要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，(1)重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，(2)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 18 名の合計の 66 名としている。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

#### (1) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

ブルーム通過中の状況監視及び通過後においても継続して，緊急時対策所において発電所災害対策本部機能を維持し，必要な指揮・対応を行うために必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5－1 表に示す。



要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策 本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員として、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	4 名	48 名
各班本部員， 班長	各作業班の要員については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するために、各本部員及び各班長がとどまる。	20 名	
交替要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交替要員 4 名及び各作業班の本部員，班長の交替要員 20 名を確保する。	24 名	

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.5－1 表 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

- (2) 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の対策に対処するために必要な要員

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して、プルーム通過後に放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5－2 表に示す。



対応班	対応	対応内容及び必要な要員	人数		合 計
			緊対所	待避室	
運転員 (当直運転員)	運転状態の監視	ブルームの通過に伴い、3 名が中央制御室の待避室へ、4 名が緊急時対策所に退避する。	4 名	3 名	24 名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として、第二弁操作室(付属棟 3 階)に待避する。	—	3 名	
庶務班要員	災害対策本部の運営	要員・資機材の調達、所内警備、退避誘導	—	—	
保修班要員	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車(放水用)のポンプ操作・監視(2 名) ・放水砲設備の操作、管理(2 名)	4 名	—	
	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作、水源確保	2 名	—	
	燃料の給油	ポンプ車、電源車等の可搬型設備への燃料給油(タンクローリーの運転操作)	2 名	—	
放射線管理班 要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4 名	—	
合 計			18 名	6 名	

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定し、訓練実施することにより必要な力量を習得・維持する。

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.5-2 表 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の対策に対処するために必要な要員  
(緊急時対策所及び現場待避室に退避する要員)



## 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大の防止，その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，第 5.6－1 表に定める異常・緊急時の情勢に応じて防災体制を区分する。



第5.6-1表 防災体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）（1/2）

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
警戒事態	警戒事態	<p>○原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。</p> <p>○原子力規制委員会より、警戒事態とする旨の連絡があったとき。</p>	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがある状態が発生	<p>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失または喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ</p>	<p>(AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ</p> <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生</li> </ul> <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合</li> </ul> <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等</li> </ul>
非常事態	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	<p>○原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。</p>	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生	<p>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失</p>	<p>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)2つの障壁の喪失または喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生</p>



第 5.6-1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル（E A L）（2/2）

防災体制	緊急事態 の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
非常事態	全面緊急 事態 （原災法 第15 条事 象）	○原子力防災管理者（所長）が，原災法第15条第1項に該当する事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け，又は自ら発見したとき，若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。	原子力施設において，公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内（原子炉外）での臨界事故 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	(GE25)全交流電源の1 時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5 分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2 つの障壁の喪失及び1 つの障壁の喪失または喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL : Emergency Action Level AL : Alert SE : Site area Emergency GE : General Emergency



## 5.7 災害対策本部内における各機能班との情報共有について

災害対策本部内における各機能班，本店対策本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。（第 5.7-1 図参照）

今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

### a. 原子炉の状態，重大事故等への対応状況の情報共有

- ① 情報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員から原子炉の状態を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報については災害対策本部に報告する。
- ② 技術班は，SPDS データ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③ 各作業班は，適宜，入手した原子炉の状態，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。
- ④ 災害対策本部長は，本部と各機能班の発話，情報共有記録をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めると共に，原子炉の状態，今後の対応方針について災害対策本部内に説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。
- ⑤ 災害対策本部長は，定期的に對外対応を含む対応戦略等を災害対策本部要員と協議し，その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を記録・保存し，情報共有を図る。



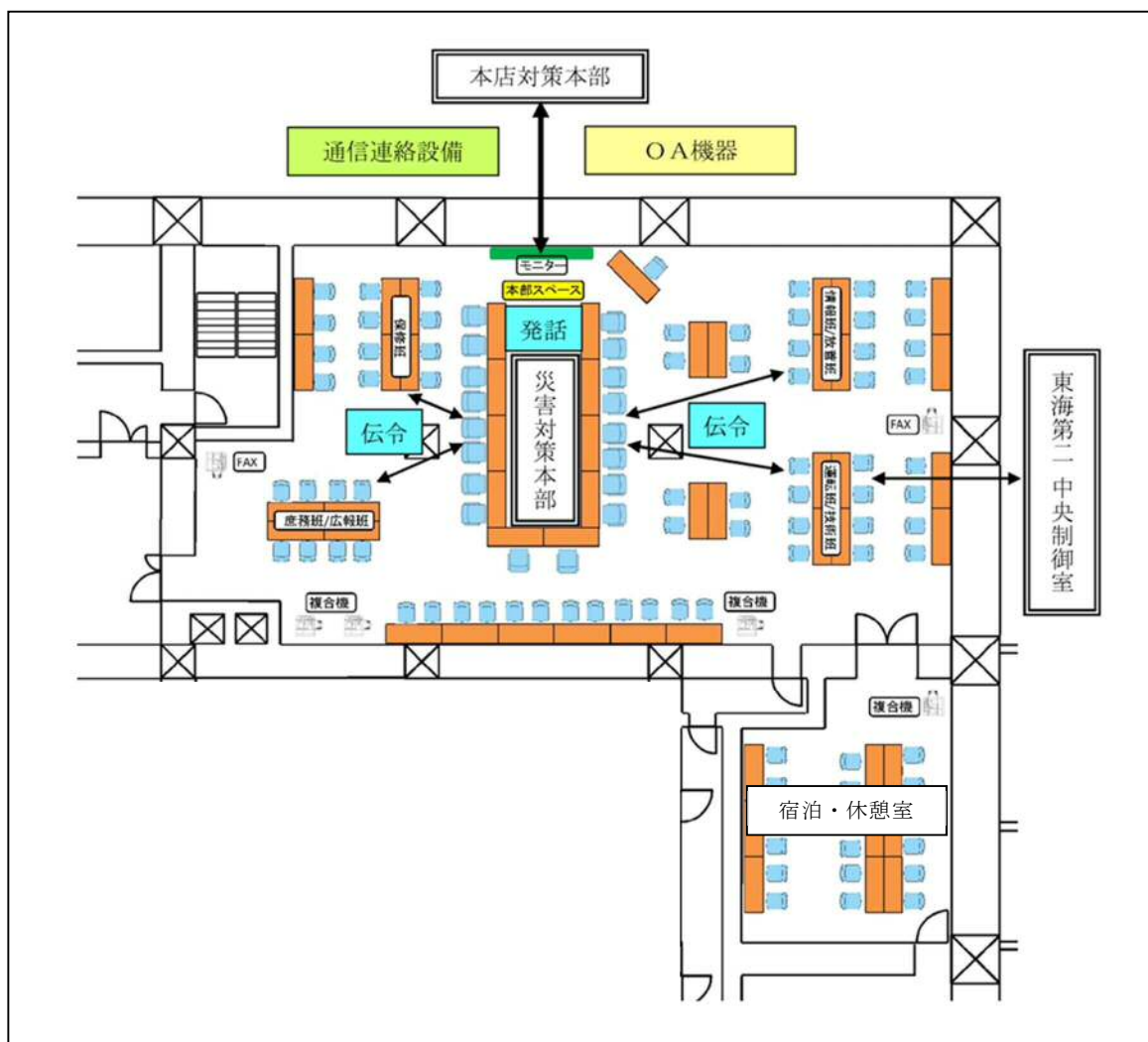
b. 指示・命令，報告

- ① 災害対策本部内において，指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，原子炉の状態や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。
- ② 災害対策本部長は，各本部員からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- ③ 各本部員は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について適宜発話・報告することで情報共有する。
- ④ 各作業班長は，各班員に対応の指示を行うとともに，班員の対応状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ報告する。
- ⑤ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の指示・命令，報告，発話内容をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。

c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は，テレビ会議システム，通信連絡設備，OA機器内の共通様式を用いて行う。





(注) 緊急時対策所災害対策本部内の配置については、今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.7-1 図 緊急時対策所災害対策本部における各機能班，本店対策本部との情報共有イメージ



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），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について

- (1) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち，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）への適合方針は第5.8-1表から第5.8-3表のとおりである。

第5.8-1表 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）  
要求事項

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）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>安全施設は、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>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ない。</p>	<p>1 第6条は、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、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>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>



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）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>3 安全施設は、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。）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>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、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> <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）、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、上記の飛来物（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>



第 5.8-2 表 想定される自然現象への適合方針

自然現象	適合方針（方策・評価等）
洪水	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害が生じることはない。</li> </ul>
風（台風）	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、建築基準法施行令に定められた東海村の基準風速 30m/s に対して、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> <li>風（台風）の発生による飛来物の影響は、竜巻影響評価において想定している影響に包絡されている。</li> </ul>
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、最大風速 100m/s の竜巻による設計荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃及びその他組合せ荷重）を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul> <p>なお、緊急時対策所建屋に対する竜巻飛来物の影響評価を行い、緊急時対策所に期待する機能（内部設備の外殻防護、遮蔽）は維持されると判断した。</p>
凍結	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要設備類は換気空調設備により環境温度を維持した建屋内に配備する設計としていることから影響は生じない。また、屋外設備については保温等の凍結防止対策を行うことにより、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
降水	<ul style="list-style-type: none"> <li>構内排水路による排水等により緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
積雪	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、建築基準法施行令に定められた東海村の基準積雪深は 30cm に対して、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに、除雪を行うことで、荷重の低減が可能である。</li> </ul>
落雷	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、避雷設備を設置するとともに、構内接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、発電所で想定される堆積厚さ 50cm の降下火砕物、積雪及び風荷重を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに、降下火砕物の除去を行うことで、荷重の低減が可能である。</li> </ul>
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、ネズミ等の小動物に対して侵入防止対策を施すことで、緊急時対策所機能を損なわない設計とする。</li> </ul>
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、森林火災からの延焼を防止するため防火帯内側に設置する。また、森林火災の輻射熱の影響に対して、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> <li>ばい煙等の二次的影響に対して、外気取込の給気口を森林部と反対の建屋側面に敷設することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
高潮	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</li> </ul>



第 5.8－3 表 想定される外部人為事象への適合方針

外部人為事象	適合方針（方策・評価等）
飛来物（航空機落下）	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である <math>10^{-7}</math> 回／炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。</li> </ul>
ダムの崩壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支線の上流約 30km にダムが存在するが、久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること、久慈川河口に対して標高 3～21m の上り勾配となっていることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。</li> </ul>
爆発	<ul style="list-style-type: none"> <li>石油コンビナート、近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。</li> <li>発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物の衝撃を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>石油コンビナート、近隣工場、発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両、発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。</li> </ul>
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> <li>固定施設（石油コンビナート等）及び可動施設（陸上輸送、海上輸送）において流出する有毒ガスに対して、離隔距離が確保されている。</li> </ul>
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置する。</li> </ul>
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> <li>日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。</li> </ul>



(2) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち、設置許可基準規則第 8 条及び第 4 1 条（火災による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

第 5.8-4 表 設置許可基準規則第 8 条（火災による損傷の防止）要求事項

設置許可基準規則 第 8 条（火災による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第 8 条（火災による損傷の防止）
<p>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>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>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付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>



第 5.8－5 表 設置許可基準規則第 4 1 条(火災による損傷の防止) 要求事項

設置許可基準規則 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)
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。	1 第 4 1 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。

第 5.8－6 表 火災による損傷の防止への適合方針

事象	適合方針 (方策・評価等)
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災の発生防止並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護対策(不燃性・難燃性内装材料, 耐火壁等)を講じ, 緊急時対策所機能を損なわない設計とする。</li> <li>・火災の早期感知については, 火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるよう, 異なる 2 種類の感知器(熱感知器と煙感知器)を組み合わせ設置する設計とする。感知器は, 外部電源が喪失場合においても電源を確保する設計とし, 中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。</li> <li>・消火設備については, 各種消火器を適切に設置するとともに, 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建屋内には, 固定式消火設備を配備する設計とする。</li> </ul>



運用，手順説明資料



## 34 条 緊急時対策所

### 【要求事項】

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。

### 【解釈】

—

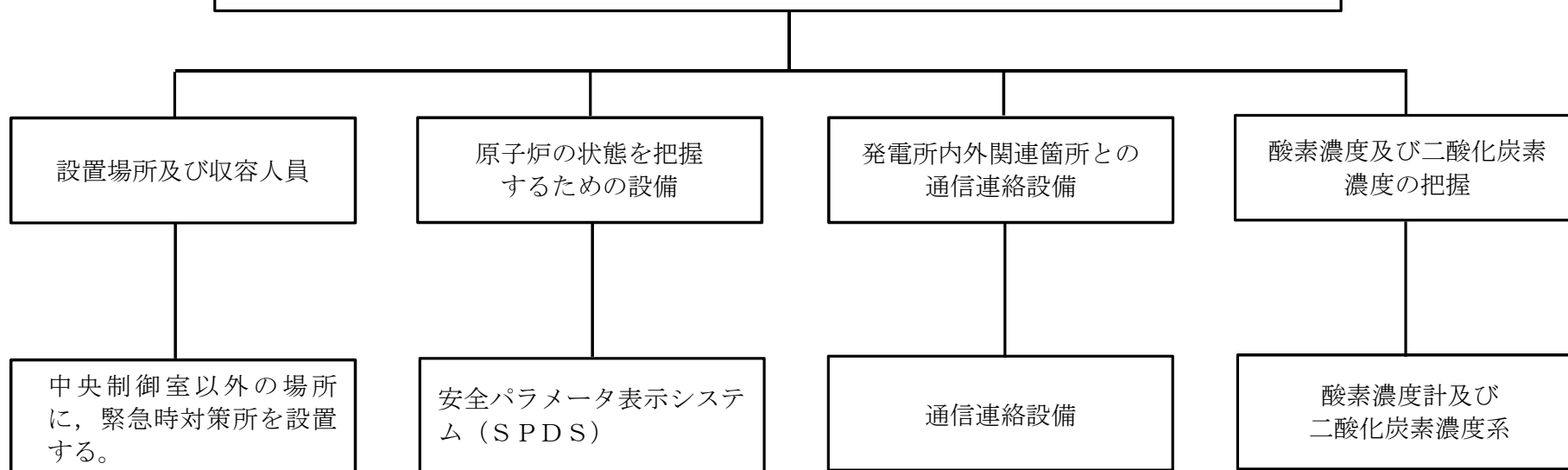




表 1 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第34条 緊急時対策所	緊急時対策所	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	緊急時対策所に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。
		教育・訓練	保守・点検に関する教育を定期的に行う。



## 第 35 条 通信連絡設備

### <目 次>

#### 1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合方針
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

#### 2. 通信連絡設備

- 2.1 通信連絡設備の概要
- 2.2 警報装置及び通信設備（発電所内）
- 2.3 通信設備（発電所外）
- 2.4 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）
- 2.5 多様性を確保した通信回線
- 2.6 通信連絡設備の電源設備

別紙 1 通信連絡設備の一覧

別紙 2 機能ごとに必要な通信連絡設備

別紙 3 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

別紙 4 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の構成について

別紙 5 緊急時対策所における S P D S データ表示装置

別紙 6 S P D S のデータ伝送概要と確認できるパラメータ

別紙 7 過去のプラントパラメータ閲覧について

別紙 8 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について



別紙 9 緊急時対策所における通信連絡設備の電源について

別紙 10 緊急時対策所の無停電電源装置の仕様について

別紙 11 多様性を確保した通信回線の容量について

別紙 12 主要な通信連絡設備の配置について

別紙 13 協力会社との通信連絡

別紙 14 現場退避指示について

### 3. 運用, 手順説明資料

(別添資料) 通信連絡設備



## <概 要>

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

通信連絡設備について、設置許可基準規則第 35 条及び技術基準規則第 47 条において、追加要求事項を明確化する。(第 1.1-1 表)

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 35 条及び技術基準規則第 47 条要求事項

設置許可基準規則 第 35 条 (通信連絡設備)	技術基準規則 第 47 条 (警報装置等)	備 考
工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置(安全施設に属するものに限る。)及び <u>多様性を確保した通信連絡設備(安全施設に属するものに限る。)</u> を設けなければならない。	4 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又は故障の際に発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び <u>多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければならない。</u>	一部追加要求事項
2 <u>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</u>	5 <u>工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を施設しなければならない。</u>	追加要求事項



## 1.2 追加要求事項に対する適合方針

### (1) 位置、構造及び設備

#### ロ 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

##### (ad) 通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(E R S S)



へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの通信連絡設備については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

【説明資料（2.1：P35 条-14, 15）（2.2：P35 条-16～18）（2.3：P35 条-19～23）  
（2.4：P35 条-24～26）（2.5：P35 条-27, 28）（2.6：P35 条-29～35）】

## ヌ その他の発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

### （3）その他の主要な事項

#### （vii）通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。



また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、衛星電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電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データ伝送設備（発電所外）として、データ伝送設備を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

通信連絡設備の一覧を以下に示す。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。） 一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

加入電話設備（加入電話及び加入FAX）（東海発電所及び東海第二発電所共用） 一式



（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X）（東  
海発電所及び東海第二発電所共用） 一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

テレビ会議システム（社内）（東海発電所及び東海第二発電所共用）  
一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東  
海発電所及び東海第二発電所共用） 一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

無線連絡設備（固定型） 一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

[常設重大事故等対処設備]

衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）  
一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

安全パラメータ表示システム（S P D S） 一式

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ(3)(iv) 緊急  
時対策所」と兼用）

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議  
システム，I P 電話及び I P - F A X）（東海発電所及び東海第二  
発電所共用） 一式

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

データ伝送設備 一式

[可搬型重大事故等対処設備]



携行型有線通話装置 一式

(「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用)

無線連絡設備(携帯型) 一式

(「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用)

衛星電話設備(携帯型)(東海発電所及び東海第二発電所共用)

一式

(「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用)

携行型有線通話装置, 衛星電話設備, 無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型), 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備, 安全パラメータ表示システム(S P D S)及びデータ伝送設備は, 設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【説明資料(2.1:P35 条-14, 15)(2.2:P35 条-16~18)(2.3:P35 条-19~23)

(2.4:P35 条-24~26)(2.5:P35 条-27, 28)(2.6:P35 条-29~35)】



## (2) 適合性説明

### (通信連絡設備)

第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

## 適合のための設計方針

### 第1項について

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 第2項について

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公



共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

## 10. その他発電用原子炉の附属施設

### 10.12 通信連絡設備

#### 10.12.1 通常運転時等

##### 10.12.1.1 概要

設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設置又は保管する。

また、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線に接続する。



#### 10.12.1.2 設計方針

- (1) 設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

- (2) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。



#### 10.12.1.3 主要設備の仕様

通信連絡設備の一覧表を第 10.12-1 表に示す。

#### 10.12.1.4 主要設備

##### (1) 警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する。

また、警報装置及び通信設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

##### (2) データ伝送設備（発電所内）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（S P D S）（以下「S P D S」という。）を設置する設計とする。

また、データ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

##### (3) 通信設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等に



より行うことができる設備として、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、衛星電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

通信設備（発電所外）は、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、通信設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、通信設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

#### (4) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電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データ伝送設備（発電所外）として、緊急時対策支援システム伝送装置を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、データ伝送設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、データ伝送設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

#### 10.12.1.5 試験検査

警報装置、通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は、発電用原子炉の運転中又は停止中



に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

#### 10.12.1.6 手順等

通信連絡設備については、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 通信連絡設備の操作については、予め手順を整備し、的確に実施する。
- (2) 専用通信回線、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、通信が正常に行われていることを確認するため、定期的に点検を行うとともに、異常時の対応に関する手順を整備する。
- (3) 社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡ができるよう、原子力防災訓練等を定期的に実施する。



第 10.12－1 表 通信連絡設備の一覧表

通信種別		主要設備		電源	通信回線
警報装置	所内	送受話器（ページング）		非常用所内電源、蓄電池	—
通信設備 （発電所内）		送受話器（ページング）		非常用所内電源、蓄電池	
		電力保安通信用電話設備（注3）	固定電話機（注1） P H S 端末（注1） F A X	固定電話機：非常用所内電源、蓄電池 P H S 端末：非常用所内電源、充電池 F A X：非常用所内電源、無停電電源装置	
		携行型有線通話装置		乾電池	
		無線連絡設備（固定型）		非常用所内電源、無停電電源装置	
		無線連絡設備（携帯型）		充電池	
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源系、無停電電源装置	
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
データ伝送設備 （発電所内）		S P D S	データ伝送装置 緊急時対策支援システム伝送装置（注1） S P D S データ表示装置	非常用所内電源、無停電電源装置	
通信設備 （発電所外）	社内	電力保安通信用電話設備（注3）	固定電話機（注1） P H S 端末（注1） F A X	固定電話機：非常用所内電源、蓄電池 P H S 端末：非常用所内電源、充電池 F A X：非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線及び無線系回線（専用の電力保安通信用回線）
		テレビ会議システム（社内）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
	社外	加入電話設備（注3）	加入電話 加入 F A X	加入電話：通信事業者回線から給電 F A X：非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線（通信事業者回線（注2））
		統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備（注3）	テレビ会議システム	非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）
			I P 電話		
			I P－F A X		
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
専用電話設備（注3）		専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	通信事業者回線から給電、非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線（通信事業者回線）	
データ伝送設備 （発電所内）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置（注1）	非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）	

注 1：発電所内用と発電所外用で共用

注 2：災害時優先回線含む

注 3：東海発電所及び東海第二発電所共用



## 2. 通信連絡設備

### 2.1 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。通信連絡設備の概要を第 2.1-1 図に示す。

#### (1) 警報装置

事故等が発生した場合に、建屋内外の者へ退避の指示を行う。

#### (2) 通信設備（発電所内）

中央制御室等から建屋内外各所の者へ操作、作業又は退避の指示及び連絡を行う。

#### (3) データ伝送設備（発電所内）

事故状態等の把握に必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、緊急時対策所へデータを伝送する。

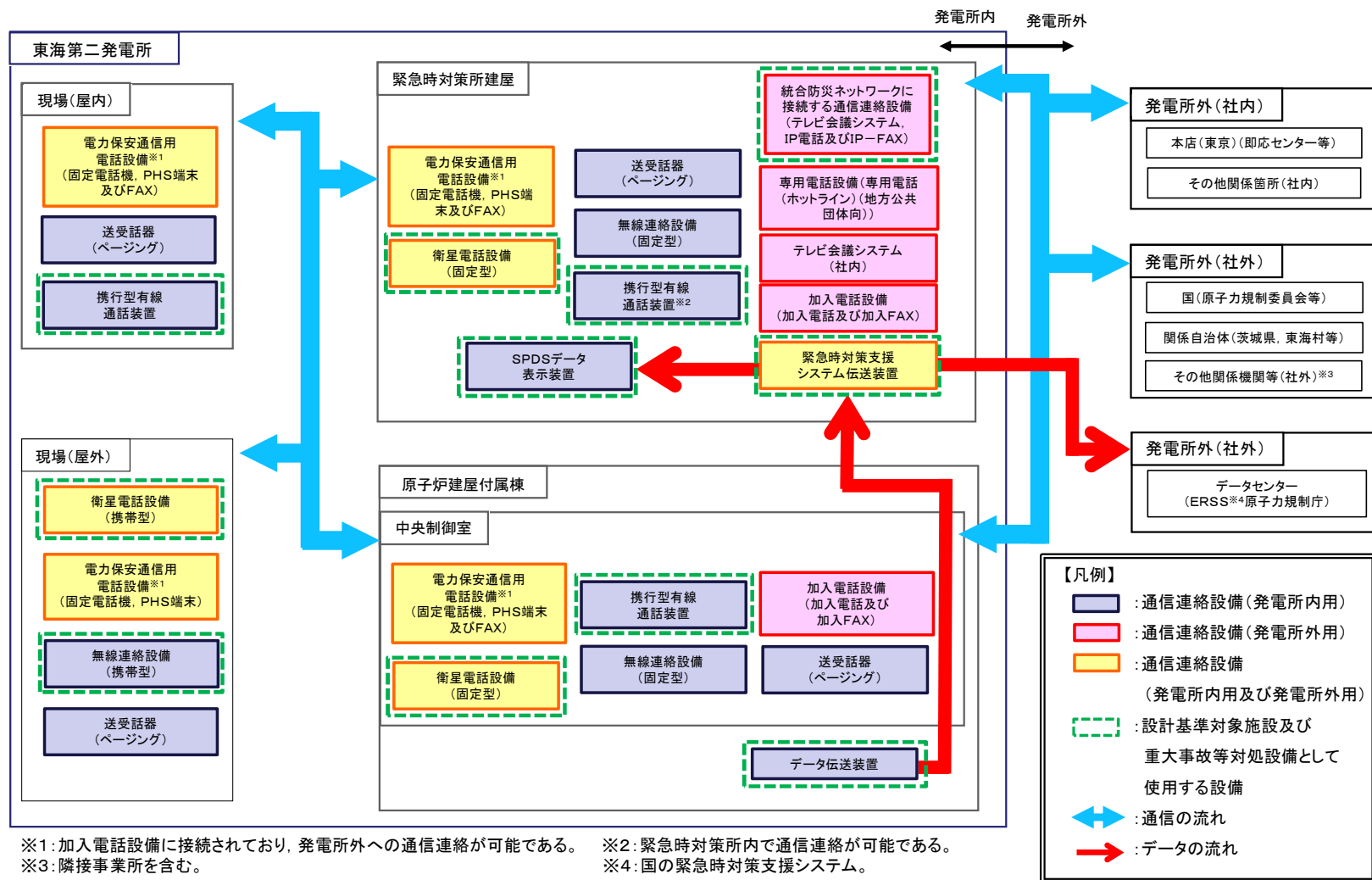
#### (4) 通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

#### (5) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送する。





第 2.1-1 図 通信連絡設備の概要



## 2.2 警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）として送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線電話装置を設置又は保管する設計とする。概要を第2.2-1図に示す。

通信設備（発電所内）の多様性を第2.2-1表に示す。

また、通信設備（発電所内）のうち、設計基準対象施設である衛星電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

万が一、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）の機能が喪失した場合、発電所建屋外は無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、発電所建屋内は携行型有線通話装置及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）により、発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

警報装置及び通信設備（発電所内）については、定期的な機能・性能の確認及び外観の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。



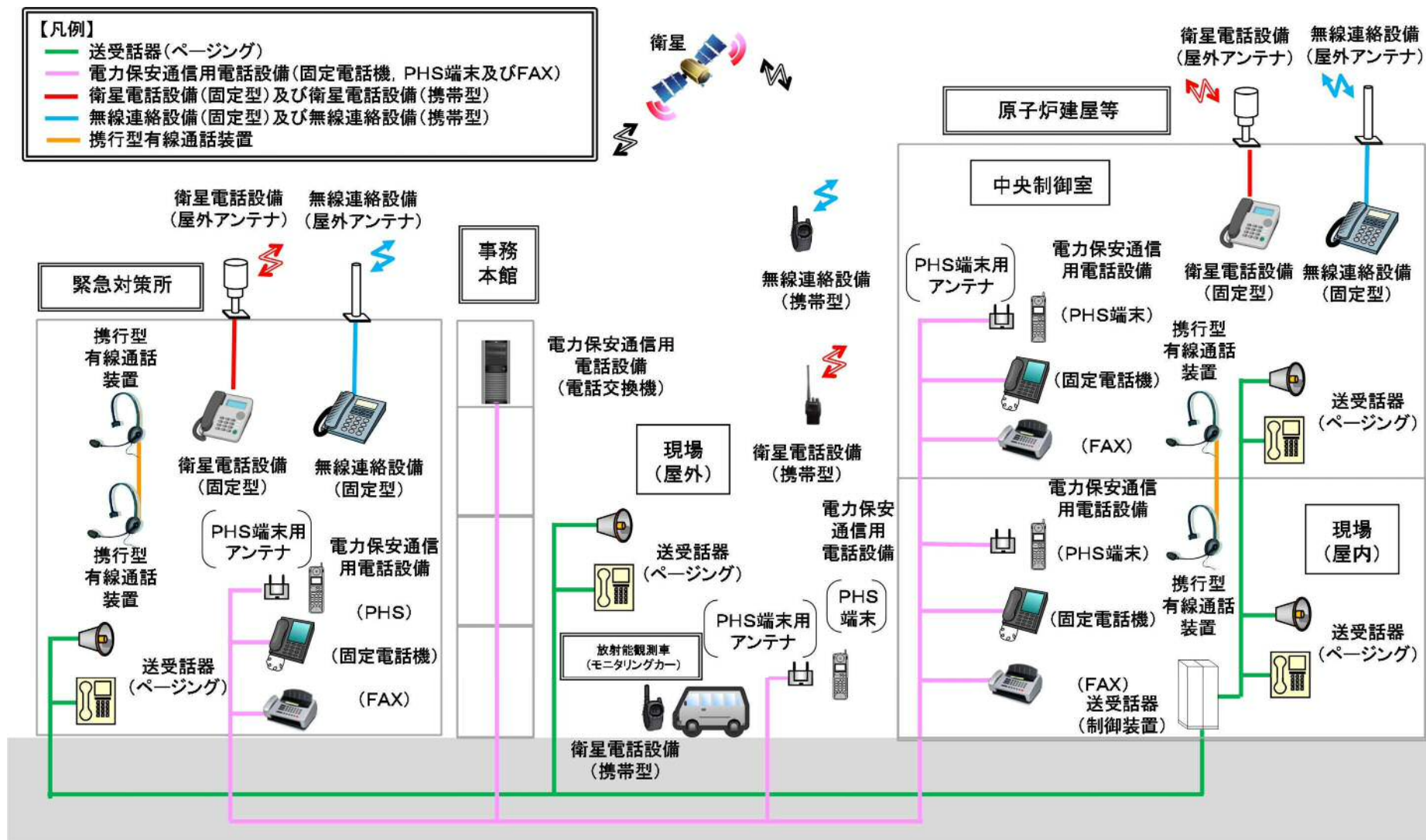
第 2.2-1 表 通信設備（発電所内）の多様性

主要設備		機能	通信回線種別	通信連絡の場所※ <sup>1</sup>
送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> <li>・中央制御室－現場（屋内）</li> <li>・中央制御室－現場（屋外）</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋内）</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋外）</li> <li>・現場（屋内）－現場（屋外）</li> <li>・現場（屋外）－現場（屋外）</li> </ul>
電力保安通信用電話設備	固定電話機	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> <li>・中央制御室－現場（屋内）</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋内）</li> <li>・現場（屋内）－現場（屋内）</li> <li>・現場（屋内）－現場（屋外）</li> <li>・現場（屋外）－現場（屋外）</li> </ul>
	P H S 端末	電話	有線系／無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> <li>・中央制御室－現場（屋内）</li> <li>・中央制御室－現場（屋外）</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋内）</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋外）</li> </ul>
	F A X	F A X	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> </ul>
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）， 衛星電話設備 （携帯型）	電話	衛星系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋外）</li> <li>・中央制御室－現場（屋外）</li> <li>・現場（屋外）－現場（屋外）</li> </ul>
無線連絡設備	無線連絡設備 （固定型）， 無線連絡設備 （携帯型）	電話	無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所－中央制御室</li> <li>・緊急時対策所－現場（屋外）</li> <li>・中央制御室－現場（屋外）</li> <li>・現場（屋外）－現場（屋外）</li> </ul>
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室－現場（屋内）</li> <li>・緊急時対策所※<sup>2</sup></li> </ul>

※ 1：現場（屋内）：原子炉建屋，タービン建屋等

※ 2：緊急時対策所内で通信連絡を行う。





第 2.2-1 図 通信設備（発電所内）の概要



## 2.3 通信設備（発電所外）

### (1) 所外必要箇所の選定

発電所外の通信連絡をする必要がある場所として、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等を選定する。

### (2) 通信設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を音声等により行うため、通信設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を設置又は保管する設計とし、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を第2.3-1図、第2.3-2図及び第2.3-3図に示す。

また、通信設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

#### a. 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）

当社及び東京電力パワーグリッド株式会社が構築する専用通信回線（無線系及び有線系）に接続している固定電話機、PHS端末及びFAX

#### b. テレビ会議システム（社内）

通信事業者が提供する通信回線（有線系及び衛星系）に接続しているテレビ会議システム（社内）



c. 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）

通信事業者が提供する通信回線（有線系）に接続している加入電話及び加入FAX

d. 統合原子力防災ネットワークに接続している通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続しているテレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX

e. 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続している専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

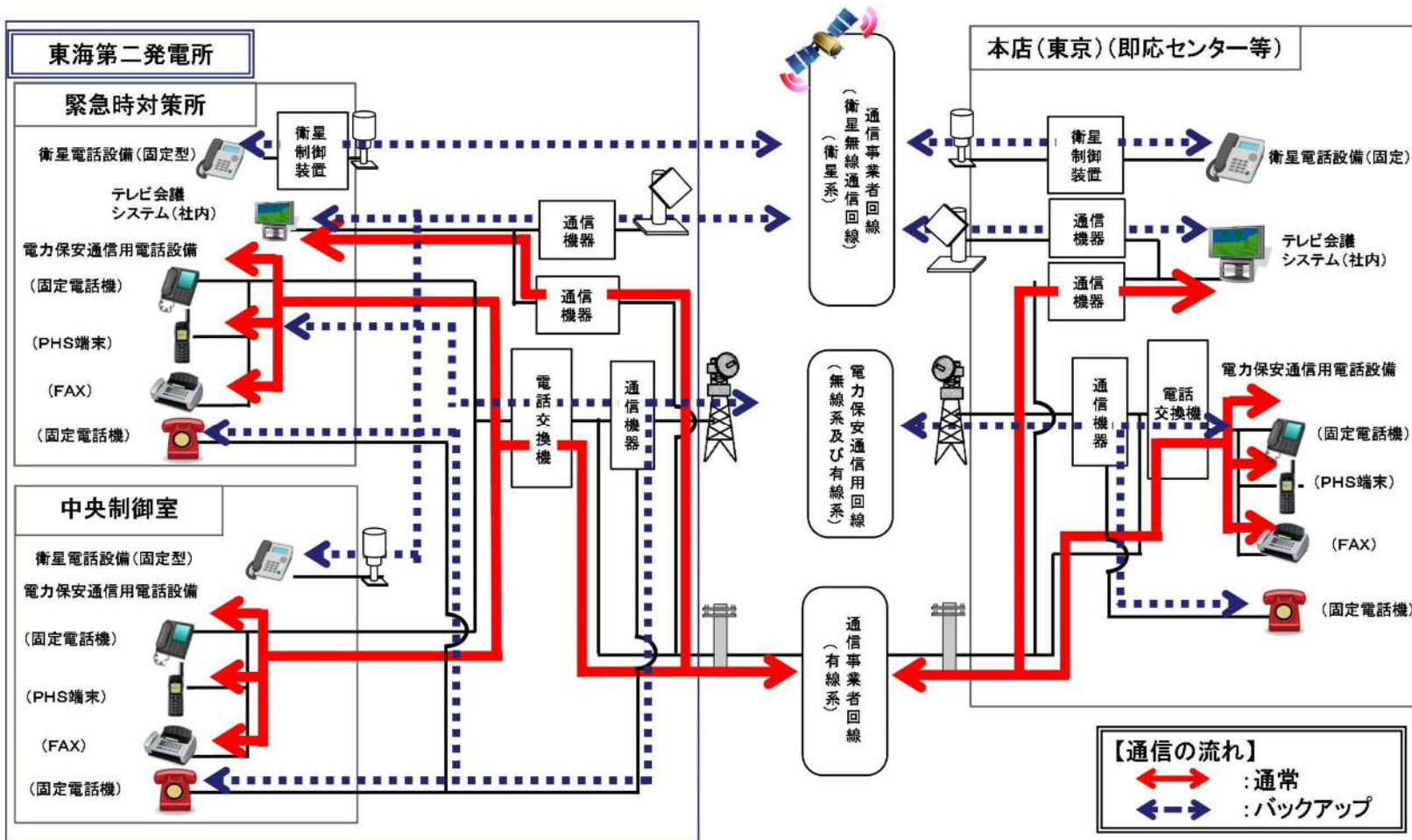
f. 衛星電話設備

通信事業者が提供する通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

万が一、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）の機能が喪失した場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

通信設備（発電所外）については、定期的な機能・性能検査及び外観検査により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。

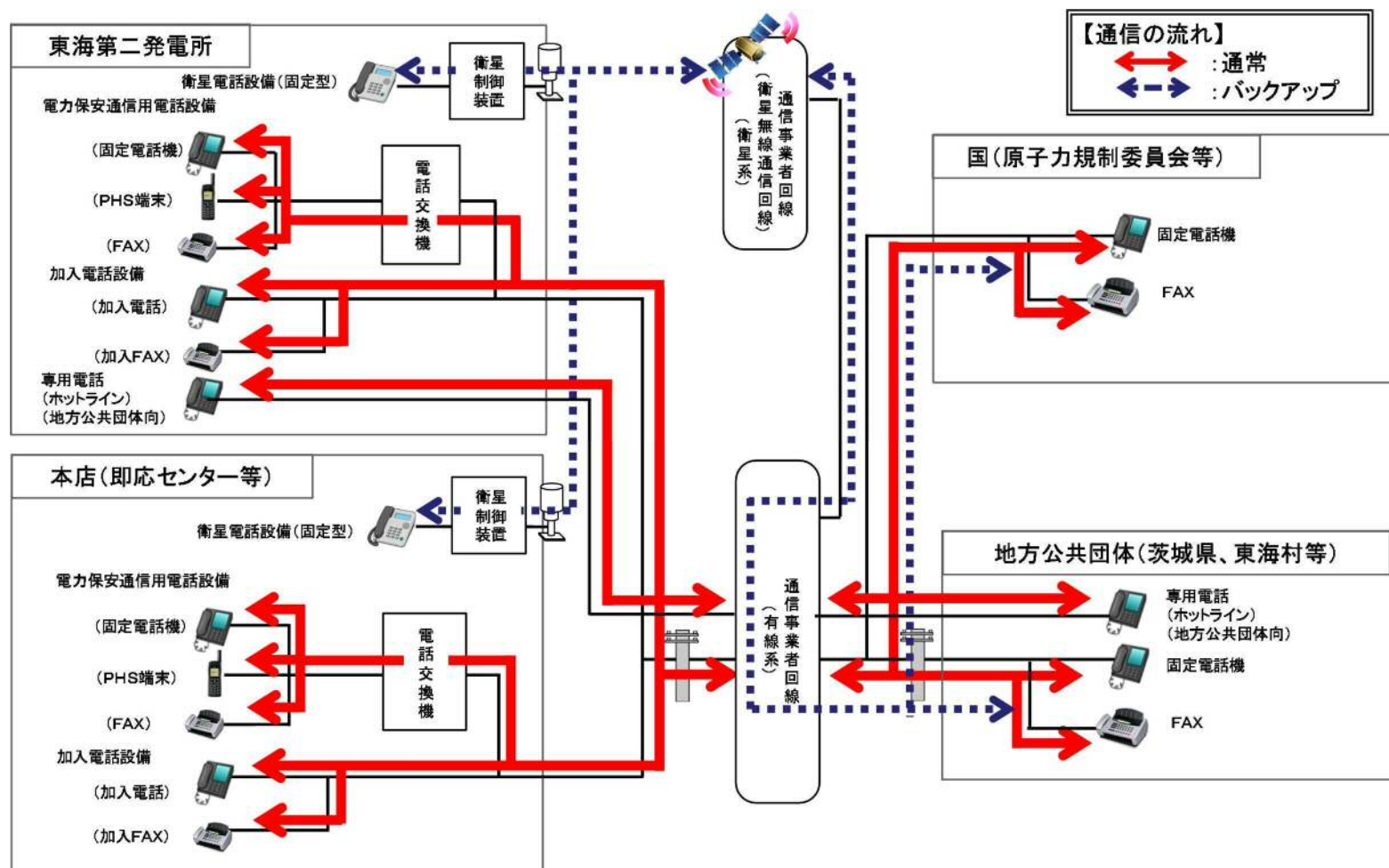




第 2.3-1 図 通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

（電力保安通信用電話設備，加入電話設備，衛星電話設備，テレビ会議システム（社内））

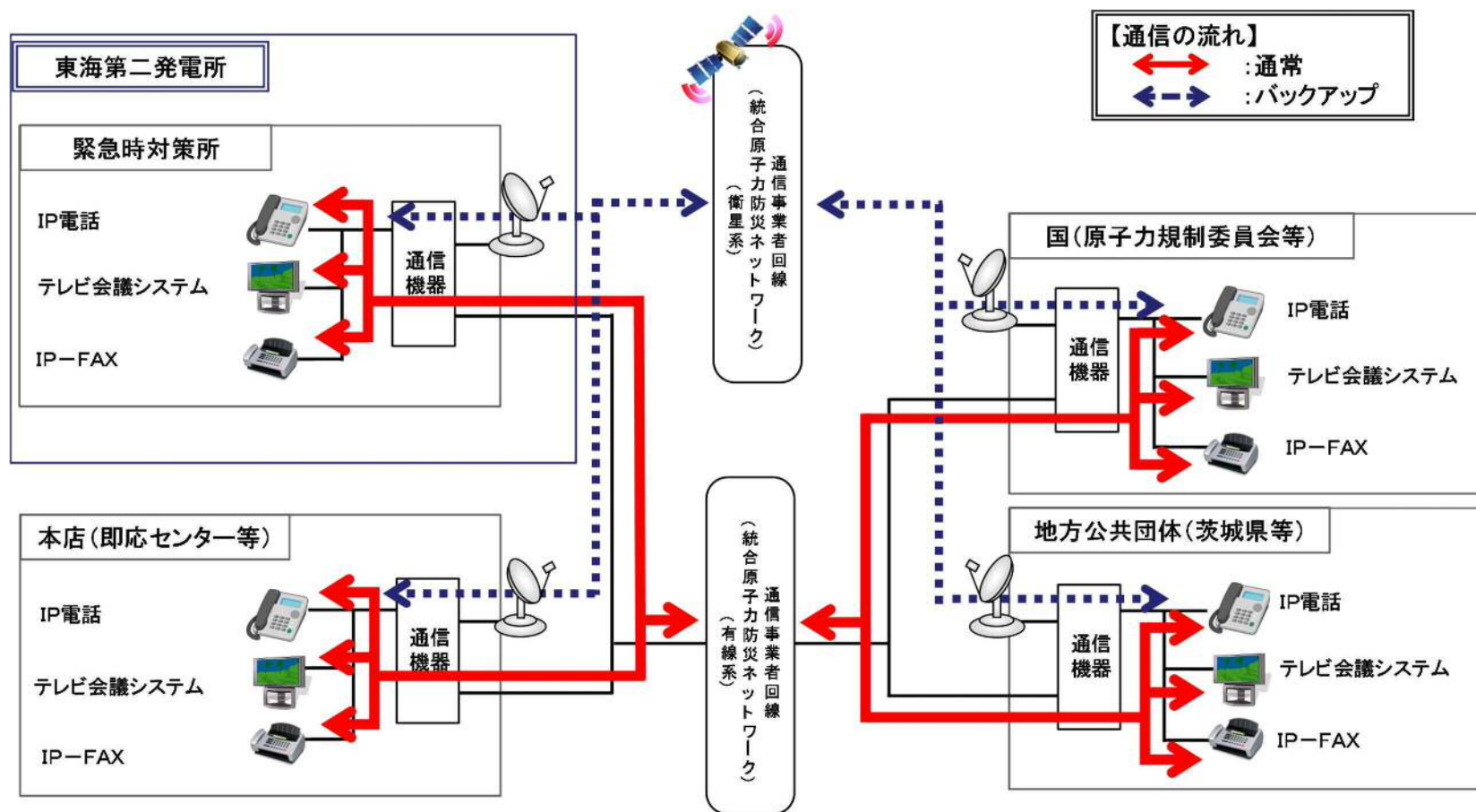




第 2.3-2 図 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その 1）

（電力保安通信用電話設備，加入電話設備，衛星電話設備，専用電話設備）





第 2.3-3 図 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その 2）

（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備）



## 2.4 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成するSPDSを設置する設計とする。

また、発電所内から発電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データ伝送設備（発電所外）として緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は、データ伝送装置からデータを収集し、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送可能な設計とし、常時使用できるよう通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を第2.4-1図に示す。

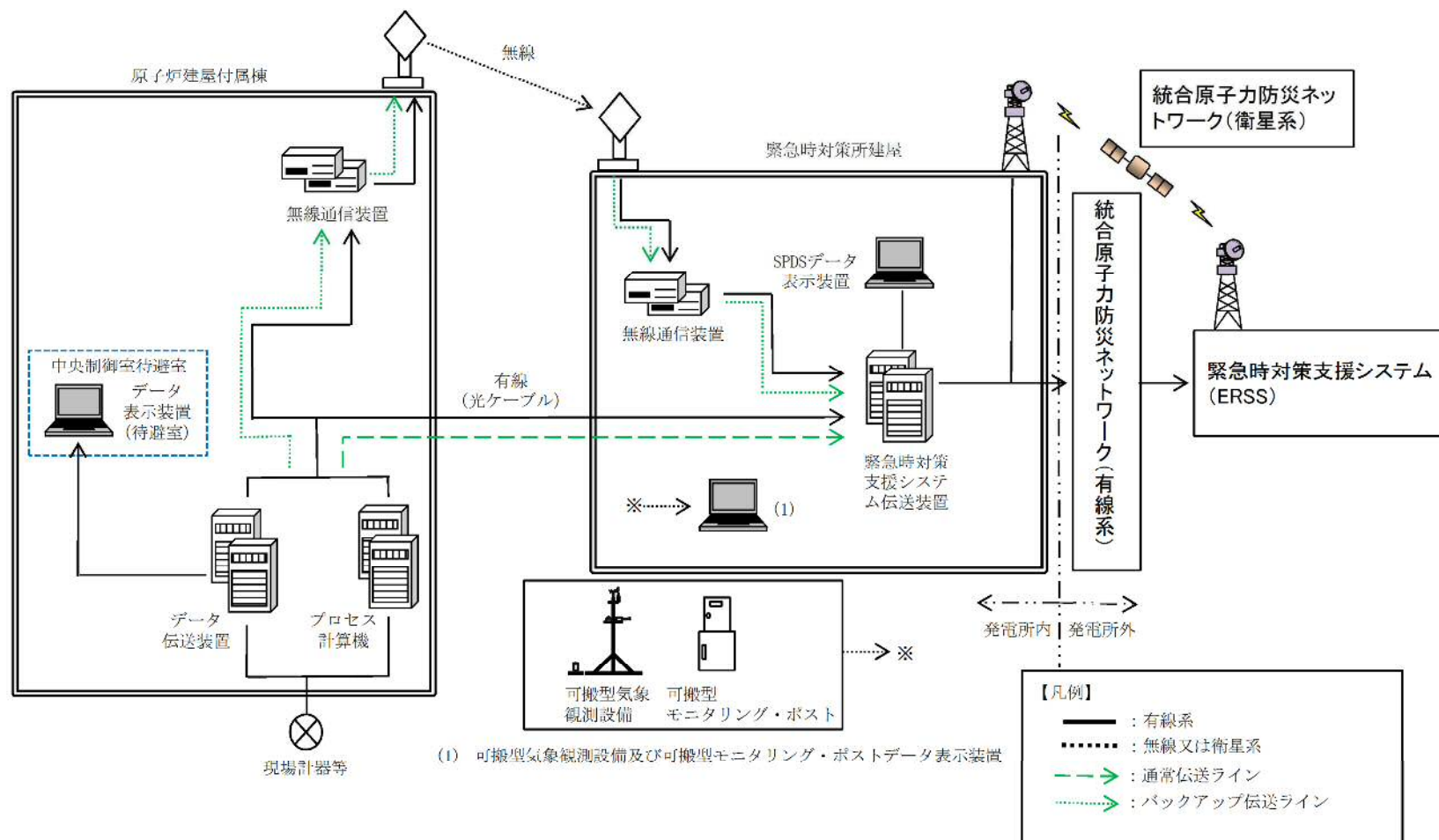
なお、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

データ伝送設備（発電所内）における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、原子炉建屋と緊急時対策所間を直接接続する設計とする。

万が一、有線系回線に損傷が発生し、有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、定期的な機能・性能の確認及び外観の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。





第 2.4-1 図 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）の概要



## 2.5 多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。多様性を確保した通信回線を第2.5-1表に記載するとともに、概要を第2.5-1図に示す。

第2.5-1表 多様性を確保した通信回線

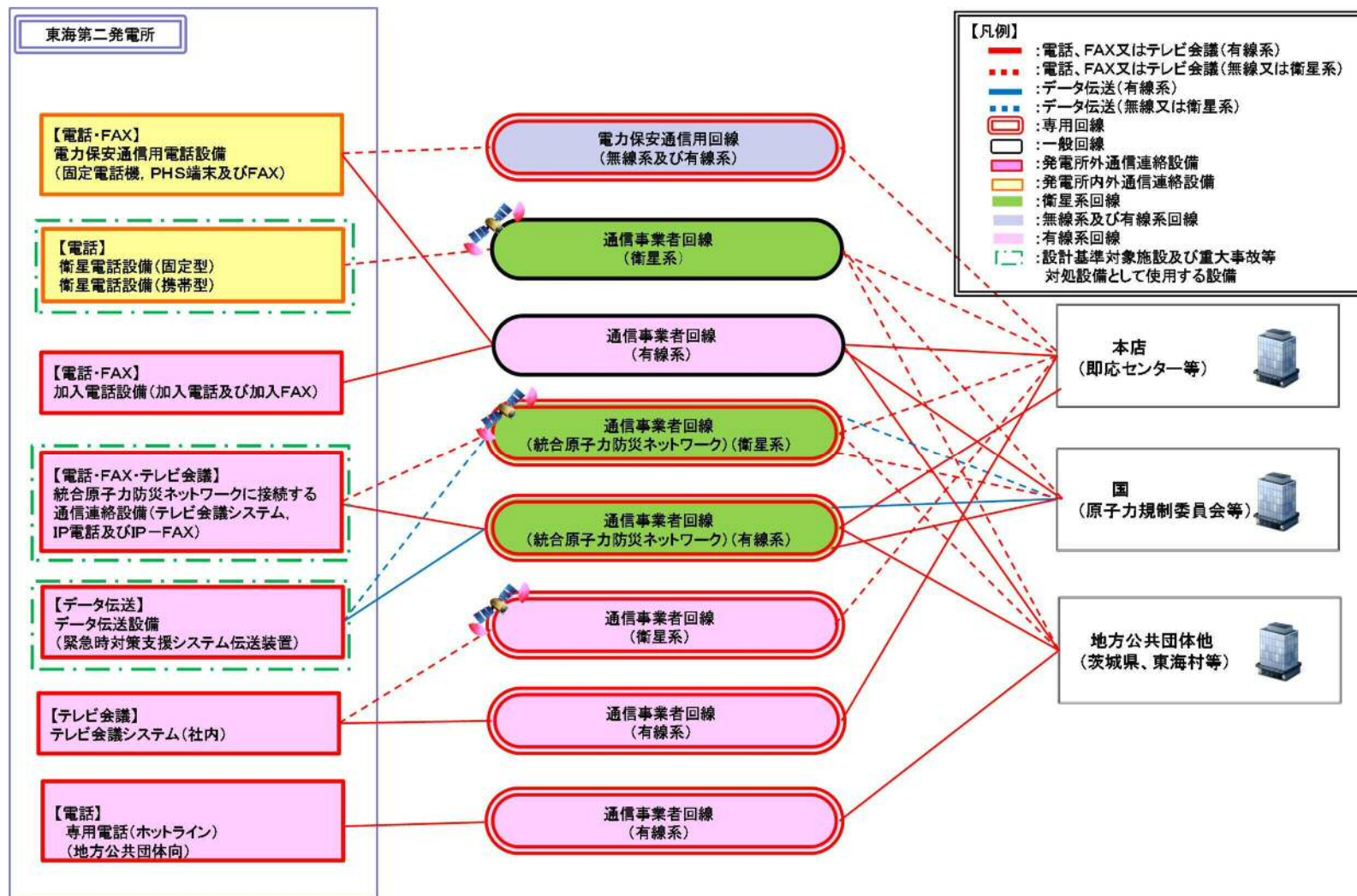
通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の 制限※ <sup>2</sup>
電力保安通信用回線	無線系（マイクロ波無線）及び有線系回線	電力保安通信用電話設備※ <sup>1</sup>	固定電話機，PHS 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	－	○
			加入 F A X	F A X	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	－	×
			加入 F A X	F A X	－	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線				衛星電話設備	○
		衛星電話設備（固定型）	電話	－		○
	衛星電話設備（携帯型）	電話	－	○		
有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	電話	○	◎	
通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線					

※1：加入電話設備にも接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線  
・通信の制限 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある





第 2.5-1 図 多様性を確保した通信回線の概要



## 2.6 通信連絡設備の電源設備

### (1) 中央制御室

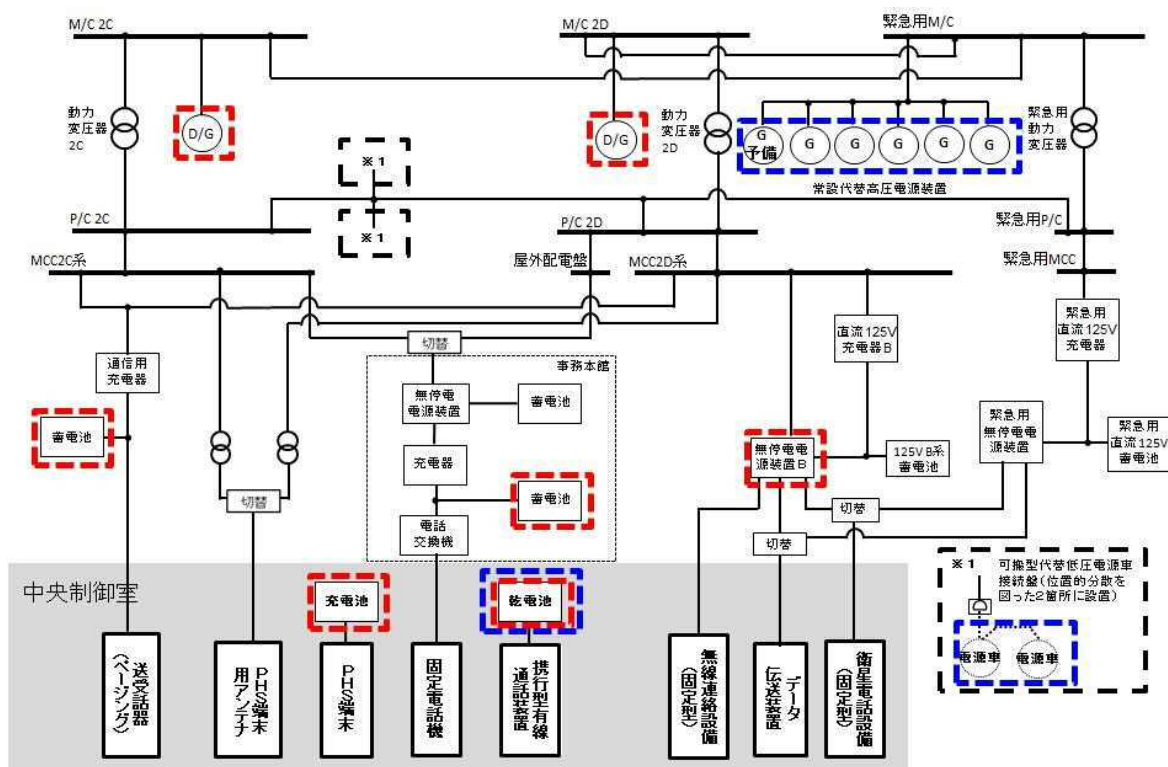
中央制御室における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）からの給電が可能な設計とする。

さらに、中央制御室における通信連絡設備は、代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

中央制御室における通信連絡設備の電源構成を、第 2.6－1 図に示す。

また、通信連絡設備の電源設備を、第 2.6－1 表、第 2.6－2 表及び第 2.6－3 表に示す。





【凡例】

  : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む）

  : 代替電源設備

  : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

第 2.6－1 図 中央制御室における通信連絡設備の電源構成



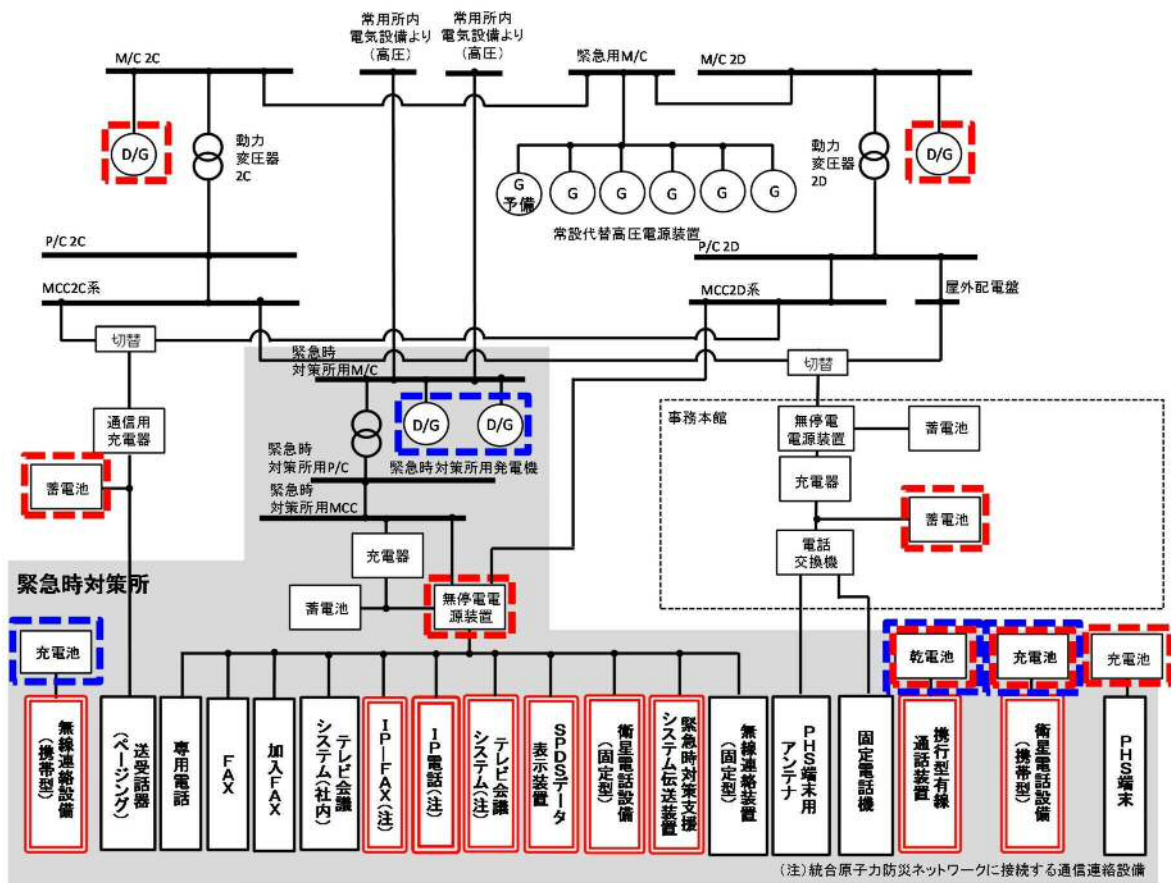
## (2) 緊急時対策所

緊急時対策所における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）からの給電が可能な設計とする。

さらに、緊急時対策所における通信連絡設備は、代替電源設備として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からの給電が可能な設計とする。緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成を、第 2.6-2 図に示す。

また、通信連絡設備の電源設備を、第 2.6-1 表、第 2.6-2 表及び第 2.6-3 表に示す。





#### 【凡例】

⬜ : 非常用所内電源又は無停電電源 (蓄電池を含む)

⬜ : 代替電源設備

⬜ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用

する通信連絡設備

第 2.6-2 図 緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成



第 2.6-1 表 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※ <sup>1</sup>	(乾電池)
	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ <sup>2</sup>	(充電池)
		データ伝送装置	原子炉建屋 付属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	SPDS	緊急時対策支援システム 伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		SPDS データ表示装 置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※ 1 : 乾電池により約 12 時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能。

※ 2 : 充電池により約 14 時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

■ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備


□ : 重大事故等対処設備




第 2.6-2 表 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
		P H S 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 (充電池)
		F A X	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機 可搬型代替低圧電源車
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ <sup>1</sup>	(充電池)
	テレビ会議システム (社内)	テレビ会議システム (社内)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※ 1 : 充電池により約 4 時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。


 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備


 : 重大事故等対処設備



第 2.6－3 表 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P 電話 （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P－F A X （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電	－（通信事業者回線からの給電）
		加入 F A X	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備



## 別紙 1 通信連絡設備の一覧

発電所内及び発電所外において必要な箇所と通信連絡を行うための設備について、保管場所及び配備台数を別紙 第 1-1 表及び第 1-2 表に示す。



通信連絡設備の保管にあたっては、保管環境（温度，湿度，振動等）を考慮した設計とする。

重大事故等が発生した場合においても使用する通信連絡設備についての保管にあたっては、有効性評価において想定する時間に対して影響がなく速やかに使用できるよう考慮した設計とする。また、保守点検時及び設備が故障した場合においても速やかに代替機器を準備できるよう予備品を配備する。

保管場所及び配備台数については、訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善を図ることとする。






別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（1 / 3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	約 280 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所建屋：20 台</li> <li>・ 中央制御室：9 台</li> <li>・ 原子炉建屋他：約 230 台</li> </ul> 屋外：約 20 台	○		  送受話器      スピーカ

・ 台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。



別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（2 / 3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
電力保安通信 用電話設備	固定電話機	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	○		
	P H S 端末	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	○		
	F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	○		

・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。






別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（3／3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	15 台（予備 2 台） ・緊急時対策所：3 台（予備 1 台） ・中央制御室：12 台（予備 1 台）		○	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	8 台 ・緊急時対策所：6 台 ・中央制御室：2 台		○	
	衛星電話設備（携帯型）	11 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：11 台（予備 1 台）		○	
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	3 台 ・緊急時対策所：2 台 ・中央制御室：1 台		○	
	無線連絡設備（携帯型）	19 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：19 台（予備 1 台）		○	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（1 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
加入電話設備	加入電話機	10 台 ・緊急時対策所：9 台 ・中央制御室：1 台 ※：災害時優先契約あり	○		
	加入 F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	○		
テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	2 台 ・緊急時対策所：2 台	○		

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（2 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
専用電話設備	専用電話 （ホットライン）（地方公共団体向）	1 台 ・緊急時対策所：1 台	○		
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	○		
	P H S 端末	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	○		
	F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	○		

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。





別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（3 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
統合原子力防災 ネットワーク に接続する 通信連絡設備	I P 電話	6 台（有線系：4 台，衛星系：2 台） ・緊急時対策所：6 台 （有線系：4 台，衛星系：2 台）		○	
	I P － F A X	3 台（有線系：2 台，衛星系：1 台） ・緊急時対策所：3 台 （有線系：2 台，衛星系：1 台）		○	
	テレビ会議 システム	1 台 ・緊急時対策所：1 台		○	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（4 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）	8 台 ・ 緊急時対策所：6 台 ・ 中央制御室：2 台		○	
	衛星電話設備 （携帯型）	11 台（予備 1 台） ・ 緊急時対策所：11 台（予備 1 台）		○	

・ 台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

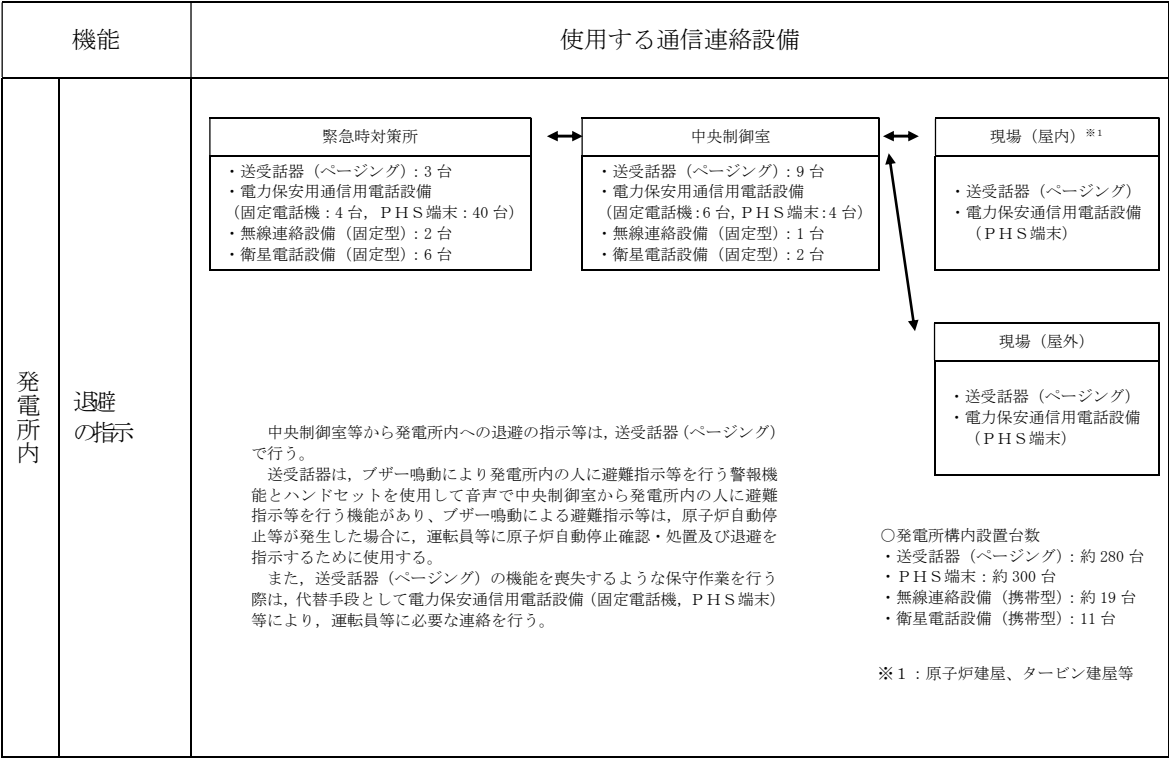


## 別紙 2 機能ごとに必要な通信連絡設備

発電所内における「退避の指示」及び「操作・作業の指示」、発電所外への「連絡・通報等」に必要な通信連絡の種類、配備台数等について、通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統図を別紙 第 2-1 図、別紙 第 2-2 図、別紙 第 2-3 図に示す。

通信連絡設備は、使用する要員、連絡先（地方公共団体、その他関係機関等）に、より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また、予備品の台数は、これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ、設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。

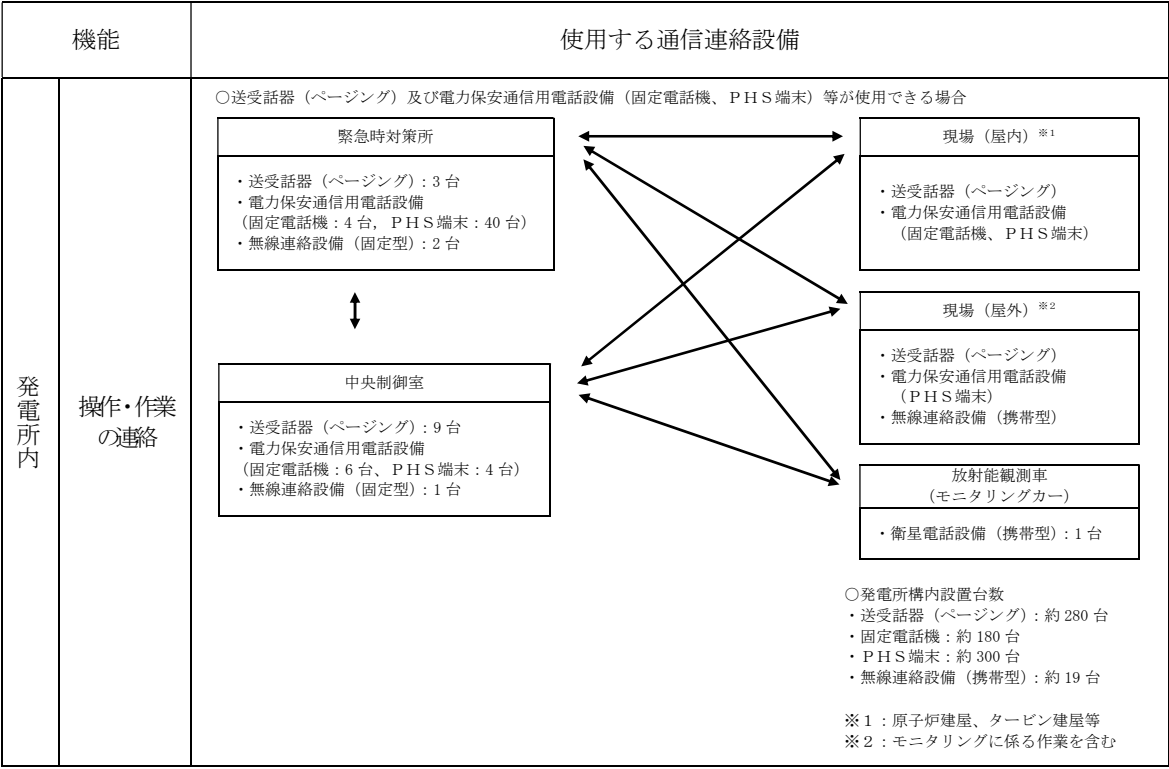




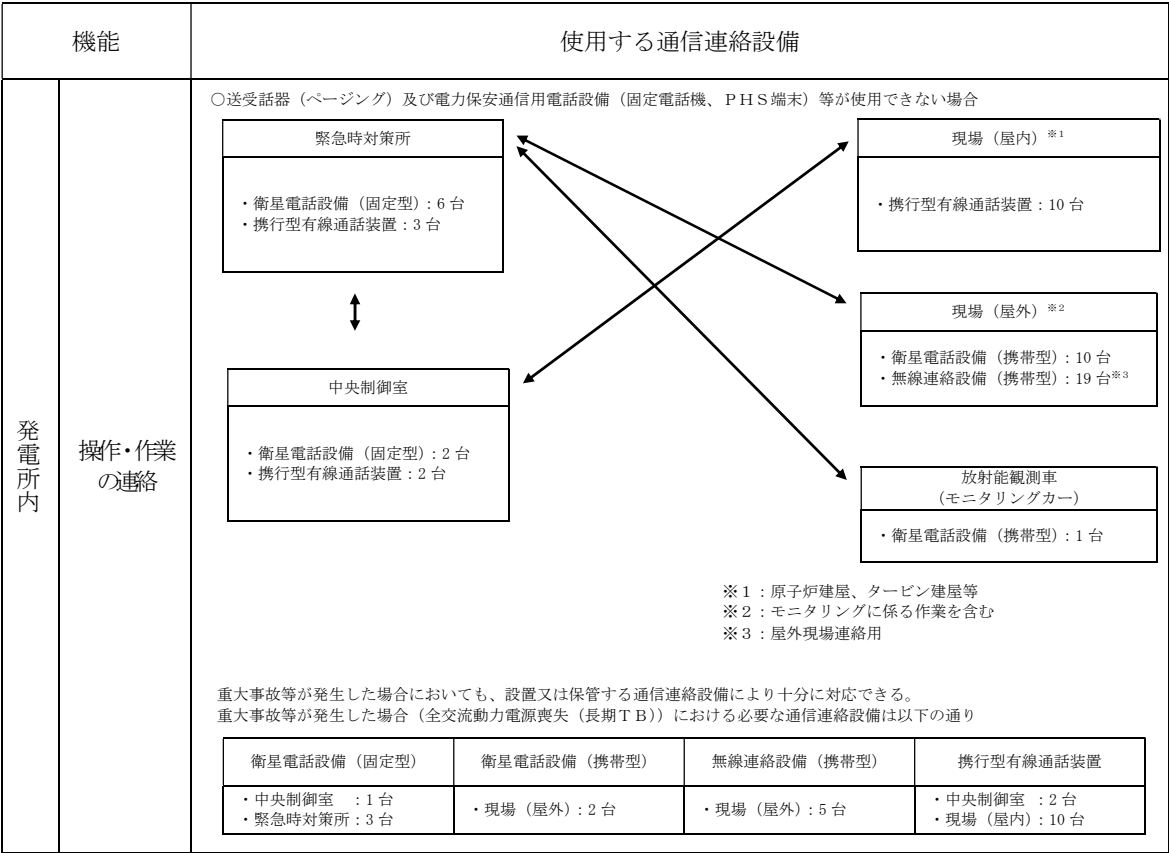
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 2－1 図 「退避の指示」における通信連絡の指揮系統図





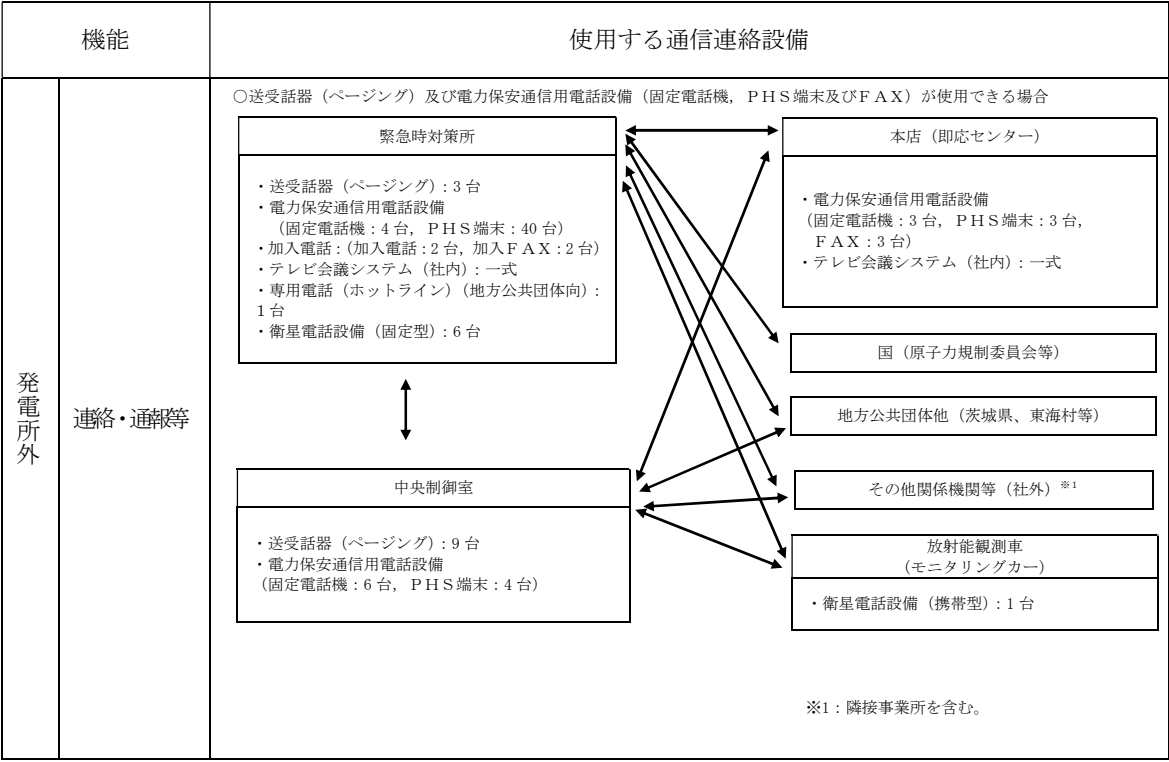
・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。



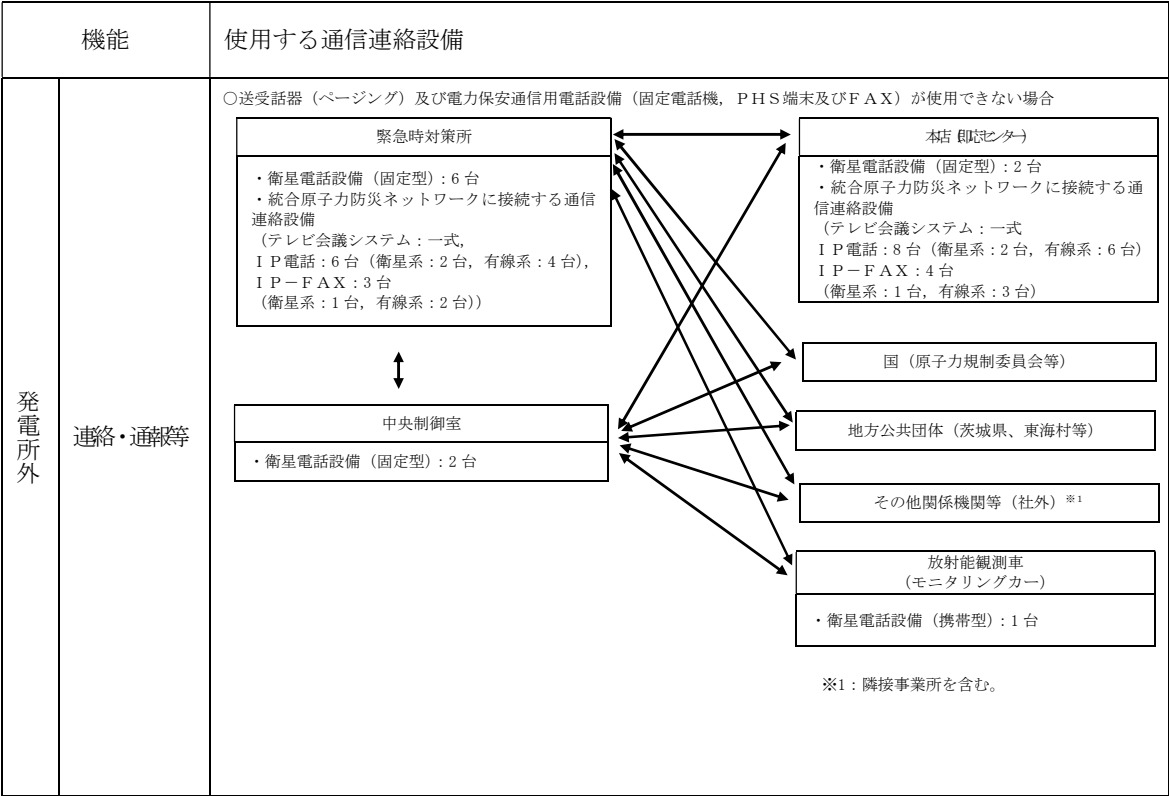
・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第2-2図 「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図





・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第2-3図 「連絡・通報等」における通信連絡の指揮系統図



### 別紙 3 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、発電所内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、以下の通信連絡設備を使用する。

#### ○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話設備は、中央制御室と各現場（屋内）間に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室及び現場（屋内）にて対応する災害対策要員は各自 1 台を携行し使用する。なお、屋外より合流する災害対策要員が使用する携行型有線通話装置は、合流する運転員が中央制御室より携行する。

#### ○衛星電話設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また、屋外の災害対策要員は衛星電話設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室と緊急時対策所間として各 1 台、緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各 1 台使用する。

#### ○衛星電話設備（携帯型）



緊急時対策所に保管する衛星電話設備（携帯型）は、現場（屋外）と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の災害対策要員の作業ごとに各 1 台を携行し使用する。

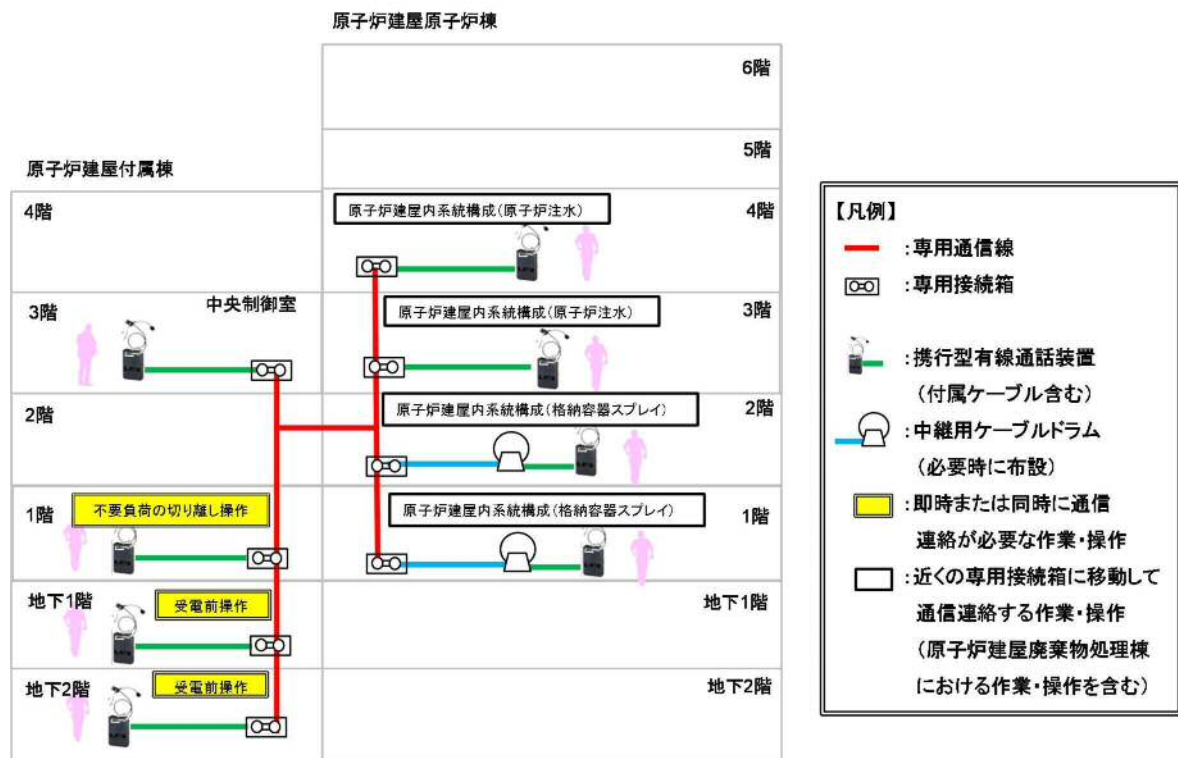
#### ○無線連絡設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線連絡設備（携帯型）は、現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、現場（屋外）間連絡用として屋外の災害対策要員はツーマンルールであるため 2 名ごとに 1 台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要について、別紙 第 3-1 図及び別紙 第 3-2 図に示す。また、各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を別紙 第 3-1 表、各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設備等の台数を別紙 第 3-2 表及び別紙 第 3-3 表に示す。





・使用方法については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

保管場所	操作	数量	中継用 ケーブルドラム
中央制御室	原子炉建屋内各操作時の連絡手段	2	100m×1 本
原子炉建屋付属棟地下2階	受電前準備他	1	50m×1 本
原子炉建屋付属棟地下1階		1	100m×2 本
原子炉建屋付属棟1階		1	100m×1 本
原子炉建屋付属棟4階	チェン징ングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	1	50m×1 本
原子炉建屋付属棟屋上	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟地下2階	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への系統構成他	2	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟地下1階	原子炉水位の制御他	2	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟1階	原子炉建屋内系統構成（格納容器スプレイ）他	2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟2階		1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉建屋内系統構成（原子炉注水）他	3	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟4階		2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟5階	ほう酸注入系による原子炉注水他	2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟6階	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールのスプレイ他	1	100m×1 本
原子炉建屋廃棄物処理棟1階	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電他	1	100m×1 本
原子炉建屋廃棄物処理棟3階	格納容器圧力逃がし装置第二弁の現場操作他	1	20m×1 本
緊急時対策所	緊急時対策所内各操作時の連絡手段確保	3	100m×4 本
緊急時対策所建屋1階	予備	1	200m×15 本

別紙 第3-1図 携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要

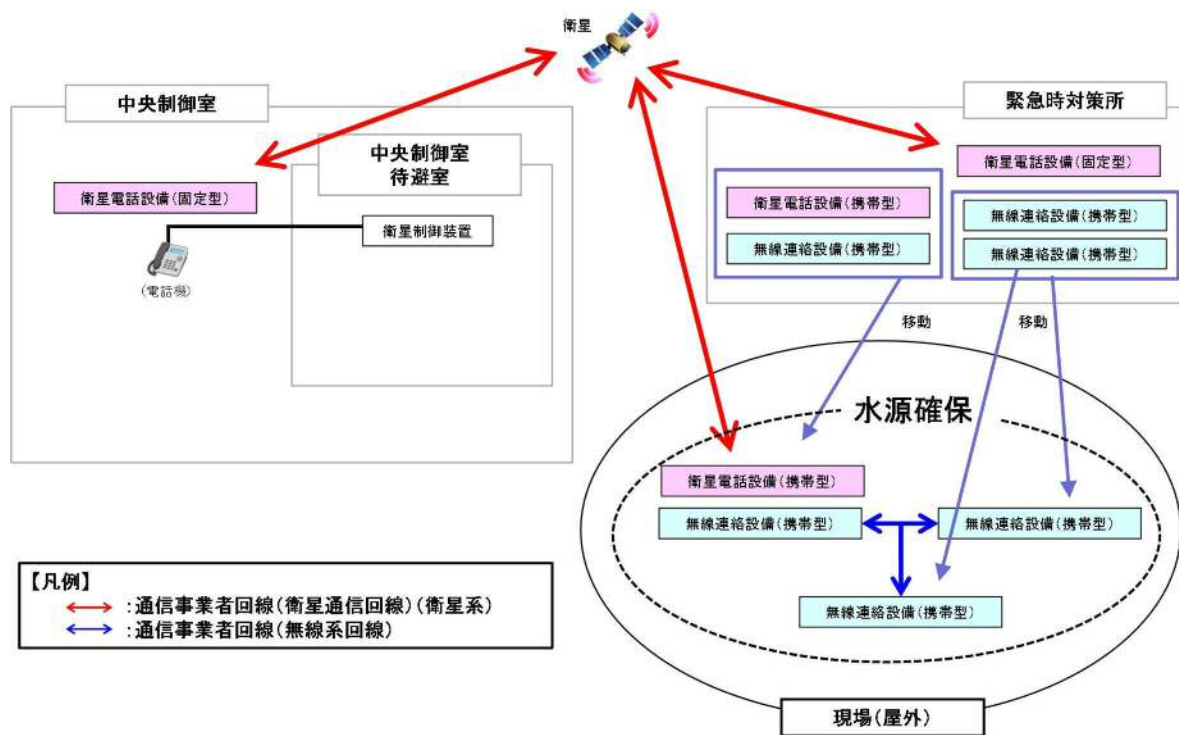
（重大事故シーケンス 全交流電源喪失（長期TB）の例）



別紙 第3-1表 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例  
 (重大事故シーケンス 全交流電源喪失(長期TB)の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋附属棟1階	C/S電気室
受電前準備	原子炉建屋附属棟地下1,2階	C/S電気室
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟4階	北西通路
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟3階	MSIV保守室
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟2階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟1階	南側通路





別紙 第3-2図 衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要



別紙 第 3－2 表 各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等			使用場所	原子炉建屋付属棟 －：作業無	原子炉建屋 原子炉棟 －：作業無	原子炉建屋 廃棄物処理棟 －：作業無	計 <sup>(注 1)</sup>
			中央制御室 －：作業無				
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期 T B）	2	2	8	－	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（T B D，T B U）	2	2	8	－	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（T B P）	2	2	8	－	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	－	－	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	2	－	－	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－	－
	①-6	L O C A 時注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）	2	－	4	－	6
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	－	－	4
	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	2	2	－	－	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2	2	－	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	－	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	2	－	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	－	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	－	3	7
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るおそれがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	－	－	－	－	－
	③-2	想定事故 2	－	－	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	－	－	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	－	－	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

(注 1)：中央制御室へ現場用（中央制御室必要分含め）として 12 台（予備 1 台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。



別紙 第 3—3 表 各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位：台

使用場所			屋内 (中央制御室) －：作業無	屋内 (緊急時対策所) －：作業無	屋外 －：作業無	
設備			衛星電話設備 (固定型) ※1	衛星電話設備 (固定型) ※1	衛星電話設備 (携帯型) ※2	無線連絡設備 (携帯型) ※3
各事故シーケンスグループ等	①・1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	①・2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－
	①・3-1	全交流動力電源喪失（長期 T B）	1	3	2	5
	①・3-2	全交流動力電源喪失（T B D，T B U）	1	3	2	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失（T B P）	1	3	2	5
	①・4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	－	－	－
	①・4-2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	1	3	2	5
	①・5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－
	①・6	L O C A 時注水機能喪失	1	3	2	5
	①・7	格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）	－	－	－	－
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	①・8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	3	2	5
	②・1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	－	－	－	－
	②・1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	1	3	2	5
	②・2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－
	②・3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－	－	－	－
	②・4	水素燃焼	－	－	－	－
使用済燃料プールにおける重大事故に至る おそれがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	②・5	溶融炉心・コンクリート相互作用	－	－	－	－
	③・1	想定事故 1	1	3	2	5
	③・2	想定事故 2	1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④・1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	－	－	－	－
	④・2	全交流動力電源喪失	－	－	－	－
	④・3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－
	④・4	反応度の誤投入	－	－	－	－

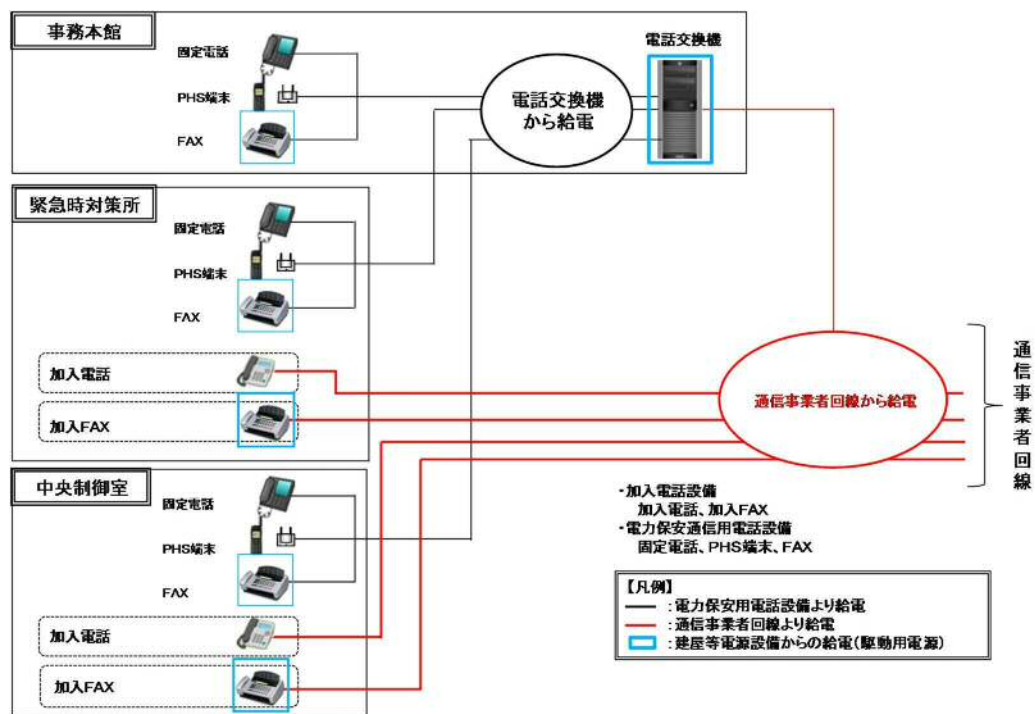
- ・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。
- ※ 1：中央制御室へ 2 台、緊急時対策所へ 6 台を設置するため、重大事故等においても対応できる。
- ※ 2：緊急時対策所へ 11 台（予備 1 台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。
- ※ 3：緊急時対策所へ 19 台（予備 1 台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。



# 別紙 4 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の構成について

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の電源については、通信事業者から給電されるため、発電所内の電源に依存しない仕様となっている。

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の概要を別紙 第 4－1 図に示す。



別紙 第 4－1 図 加入電話設備の構成

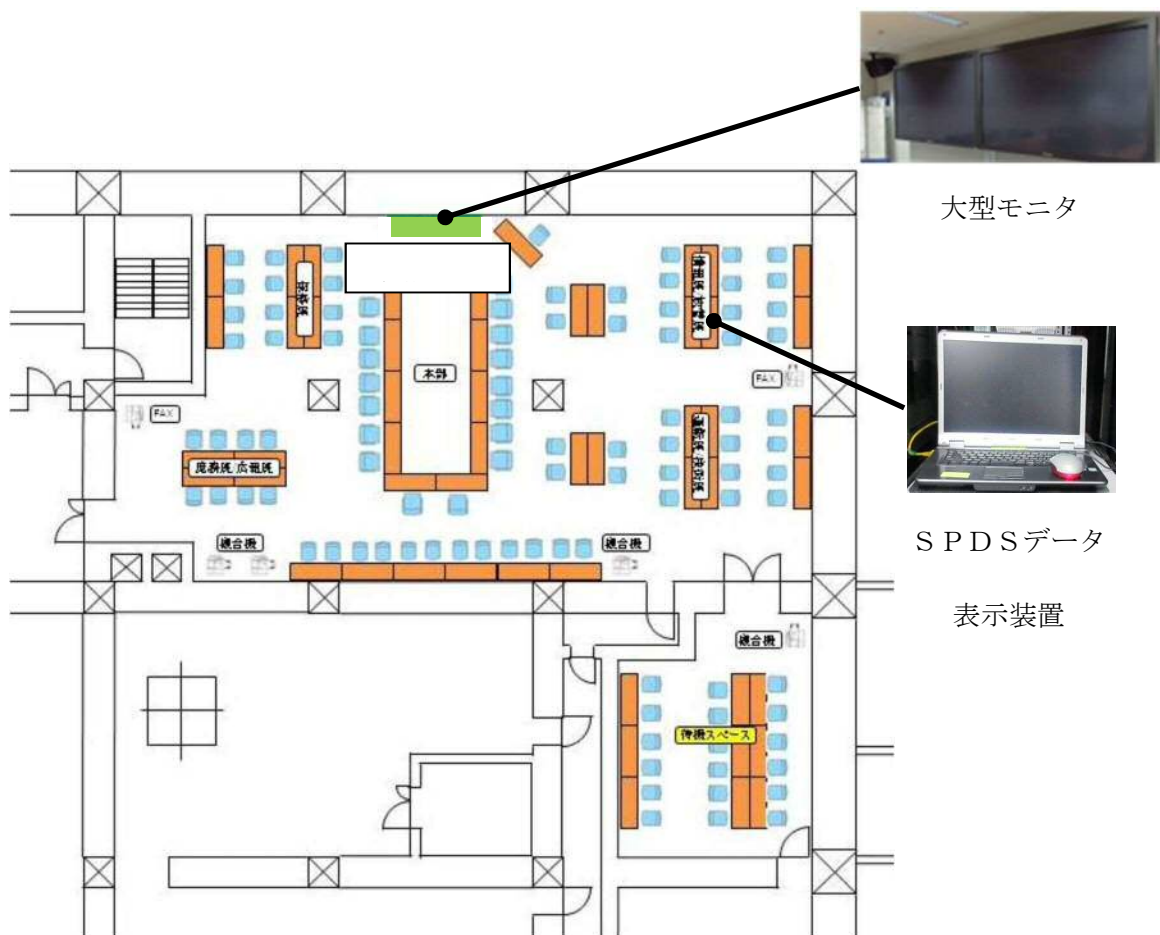


## 別紙 5 緊急時対策所におけるSPDSデータ表示装置

緊急時対策所におけるSPDSデータの表示については、SPDSデータ表示装置の画面に表示させることで、プラントの状態を共有することが可能な設計とする。

なお、大型モニタを配備し、SPDSデータ表示装置の画面を表示させることが可能な設計とする。

概要を別紙 第5-1図に示す。



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第5-1図 緊急時対策所におけるSPDSデータ表示の概要



## 別紙6 S P D S のデータ伝送概要と確認できるパラメータ

通常、緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（S P D S パラメータ）は、緊急時対策所において、データを確認（主要なバルブの開閉表示も確認可能である）することができるとともに、国の緊急時対策支援システム（E R S S）へ伝送できる設計とする。

通常のデータ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインである無線系回線により原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

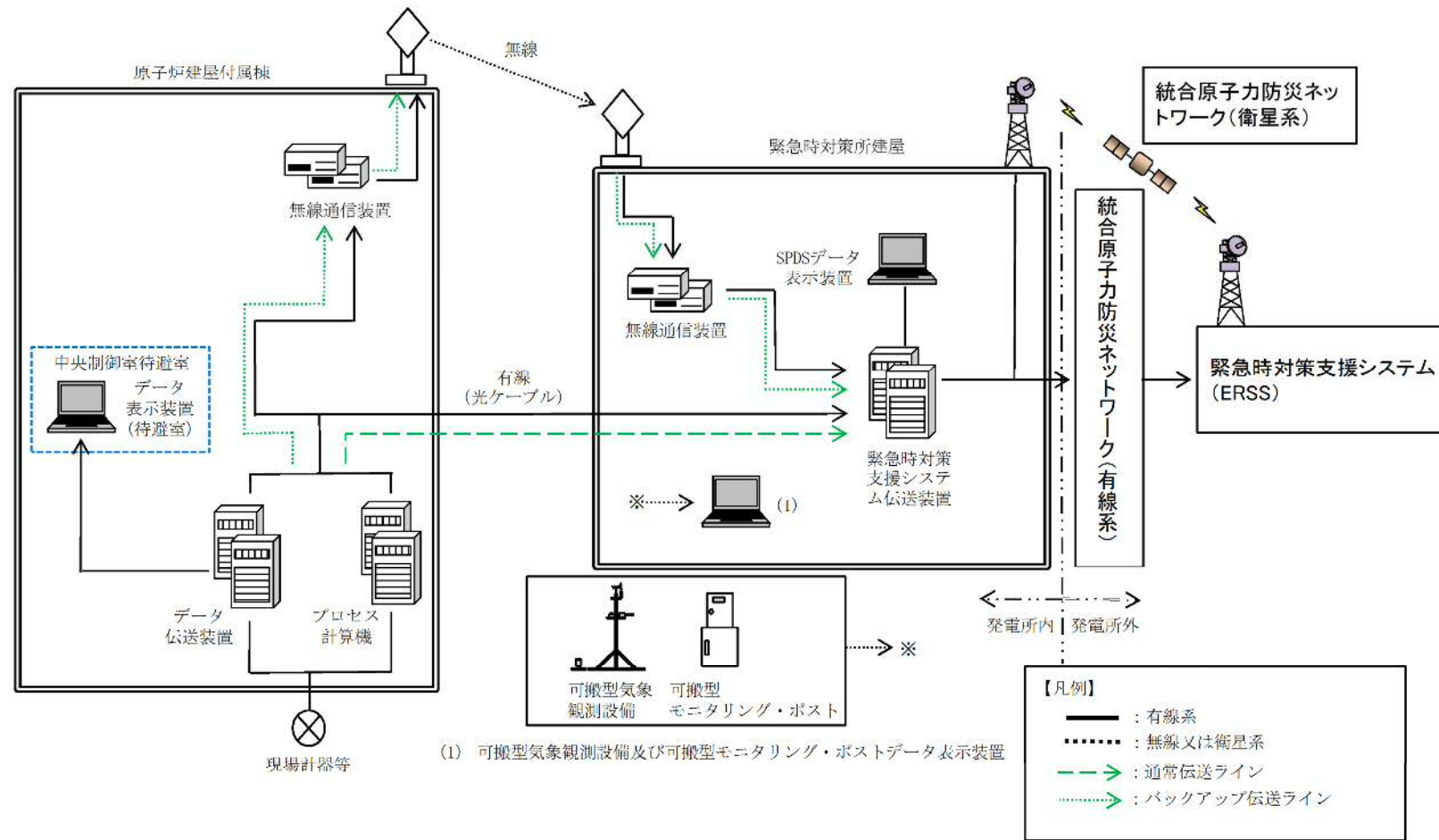
原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるように可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。

なお、今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮し、余裕のあるデータ伝送容量を持つとともに表示機能の拡張性を考慮した設計とする。

S P D S のデータ伝送概要を別紙 第6-1 図に示す。

また、S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを別紙 第6-1 表に示す。





別紙 第 6-1 図 SPDS のデータ伝送概要



別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(SA燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(2/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメー タ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M/C 2A-1 電圧	○	○	—
	M/C 2A-2 電圧	○	○	—
	M/C 2B-1 電圧	○	○	—
	M/C 2B-2 電圧	○	○	—
	M/C 2C 電圧	○	○	○
	M/C 2D 電圧	○	○	○
	M/C HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C遮断器(660)閉	○	○	—
	D/G 2D遮断器(670)閉	○	○	—
	HPCS D/G遮断器(680)閉	○	○	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—
	125V 系蓄電池B系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池B系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池HPCS系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用M/C 電圧	○	○	○
	緊急用P/C 電圧	○	○	○
格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウェル圧力(広帯域)	○	○	○
	ドライウェル圧力(狭帯域)	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(3/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
格納容器内の状態確認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度(平均値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	○	○	○
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	○	○	○

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(4/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
格納容器内の状態確認	残留熱除去系 A注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁A (全開)	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁B (全開)	○	○	—
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタA	○	○	—
	主排気筒放射線モニタB	○	○	—
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	—
	主蒸気筒放射線モニタ(A)	○	○	○
	主蒸気筒放射線モニタ(B)	○	○	○
	主蒸気筒放射線モニタ(C)	○	○	○
	主蒸気筒放射線モニタ(D)	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	—
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	—
	NS4内側隔離	○	○	—
	NS4外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁A全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁B全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁C全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁D全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁A全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁B全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁C全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁D全閉	○	○	—
環境の情報確認	SGTS A作動	○	○	—
	SGTS B作動	○	○	—
	SGTSモニタ (高レンジ) A	○	○	—
	SGTSモニタ (高レンジ) B	○	○	—
	SGTSモニタ (低レンジ) A	○	○	—
	SGTSモニタ (低レンジ) B	○	○	—

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



別紙 第 6－1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ (5/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
環 境 の 情 報 確 認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T－2)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(緊急時対策所)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(N E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S W)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S E)	○	○	○
	風向(可搬型)	○	○	○
	風速(可搬型)	○	○	○
	大気安定度(可搬型)	○	○	○

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(6/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系 A作動	○	○	—
	自動減圧系 B作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプA起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプB起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプC起動	○	○	—
	残留熱除去系A注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系B注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系C注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。



## 別紙 7 過去のプラントパラメータ閲覧について

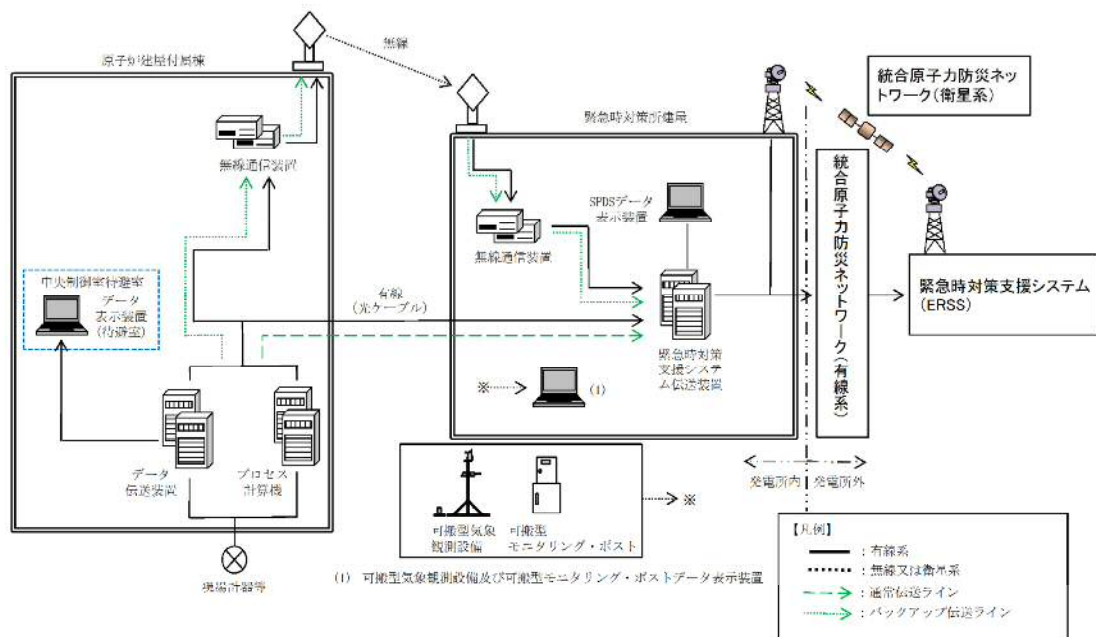
緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ（SPDSパラメータ）は、緊急時対策支援システム伝送装置で2週間分（1分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては、緊急時対策所のSPDSデータ表示装置から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には、緊急時対策所において、プラントパラメータ（SPDSパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより、SPDSデータ表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

また、SPDSデータ表示装置にてプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の監視も可能な設計とする。

概要を別紙 第7-1図に示す。



別紙 第7-1図 過去のプラントパラメータ閲覧の概要



## 別紙 8 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について

緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は、転倒防止措置等を施す設計とする。さらに、緊急時対策所に設置又は保管する重大事故等対処設備は、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送するためのSPDS及びデータ伝送設備については、固縛又は転倒防止措置等を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。また、建屋間の伝送ルートは、無線系回線により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信連絡設備、SPDS及びデータ伝送設備の耐震措置について、別紙 第8-1 表及び別紙 第8-2 表に示す。



別紙 第 8－1 表 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置

通信種別	主要設備		耐震措置
発電所 内外	衛星電話 設備	衛星電話設備 (固定型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(固定型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・衛星電話設備(固定型)の衛星電話設備(屋外アンテナ)及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・衛星制御装置から衛星電話設備(屋外アンテナ)までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		衛星電話設備 (携帯型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所内	無線連絡 設備	無線連絡設備 (携帯型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・無線連絡設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	携行型有線 通話装置	携行型有線 通話装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所外	統合原子力 防災ネットワ ークに接続す る通信連絡設 備	テレビ会議 システム	<ul style="list-style-type: none"> <li>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及び I P－F A X)は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及び I P－F A X)の衛星無線通信装置及び通信機器は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		I P 電話	
		I P－F A X	



別紙 第 8－2 表 緊急時対策所の S P D S 及びデータ伝送設備に係る耐震措置

通信種別	主要設備	耐震措置
原子炉 建屋 附属棟	データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
建屋間	建屋間 伝送ルート	<ul style="list-style-type: none"> <li>建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する設計とする。</li> <li>無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
緊急時 対策所	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
	緊急時対策支援 システム伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	S P D S データ表示装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>S P D S データ表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> </ul>



## 別紙 9 緊急時対策所における通信連絡設備の電源について

緊急時対策所の必要な負荷は、通常時、東海第二発電所の常用高圧母線から受電可能とする。また、緊急時対策所の必要な負荷のうち、主な通信連絡設備については、非常用低圧母線から受電可能とする。

緊急時対策所における主な通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から受電可能とする。

さらに、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて全交流動力電源が喪失した場合においても、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から給電が可能な設計とする。給電の切替えは自動又は手動により行える設計とする。

緊急時対策所用発電機の仕様を別紙 第 9－1 表に示す。

別紙 第 9－1 表 緊急時対策所用発電機の仕様

容量	約 1,725kVA
電圧	6.6kV
力率	0.8

緊急時対策所用発電機の燃料系統は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ、配管等で構成される。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所横の地下に設置され、重大事故等時に緊急時対策所に電源供給した場合、約 7 日間の連続運転が可能な設計とする。



## 別紙 10 緊急時対策所の無停電電源装置の仕様について

緊急時対策所における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から受電可能である。

さらに、非常用ディーゼル発電機から受電できない場合、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から約 1 分程度で受電可能であり、受電するまでの間、以下に示すとおり、緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設計とする。

緊急時対策所用無停電電源装置の仕様を別紙 第 10－1 表に示す。

別紙 第 10－1 表 緊急時対策所用無停電電源装置の仕様

定格出力容量	給電可能時間（停電補償時間）
50kVA	1 時間以上

緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設備の負荷

緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設備			負荷 [kVA]	無停電電源装置 定格出力容量 [kVA]
通信連絡 設備	S P D Sデータ表示装置		1. 0	50. 0
	緊急時対策支援システム伝送装置		3. 9	
	衛星電話設備（固定型）		2. 0	
	無線連絡設備（固定型）		0. 5	
	F A X		2. 0	
	テレビ会議システム（社内）		1. 6	
	統合原子力防災ネット ワークに接続する 通信連絡設備	I P電話	4. 0	
		I P－F A X		
テレビ会議システム				
放射線管理設備			1. 0	
その他設備			6. 6	
合 計			22. 6	

各負荷容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。



別紙 1 1 多様性を確保した通信回線の容量について

発電所外との通信連絡設備及びデータ伝送設備が接続する多様性を確保した通信回線は、別紙 第 11－1 表に示すとおり、必要回線容量を確保した回線容量を有している。

別紙 第 11－1 表 多様性を確保した通信回線の回線容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量※2, 3			回線容量
				主要設備	その他※4		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備※1 (固定電話機, P H S 端末, F A X)		64kbps	5936kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	9 回線	—	9 回線	10 回線
			加入 F A X	1 回線	—	1 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続※1	4 回線	—	4 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	6 回線	—	6 回線	8 回線
			衛星電話 (携帯型)	11 回線	—	11 回線	12 回線
	有線系回線	専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)		1 回線	—	1 回線	1 回線
通信事業者 回線 (統合 原子力防災 ネットワー ク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2. 9Mbps	—	2. 9Mbps	5Mbps
			I P 電話	(640kbps)			
			I P－F A X	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
	衛星系回線	データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)	—	226kbps	384kbps
		統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps			
			I P 電話	(16kbps)			
			I P－F A X	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

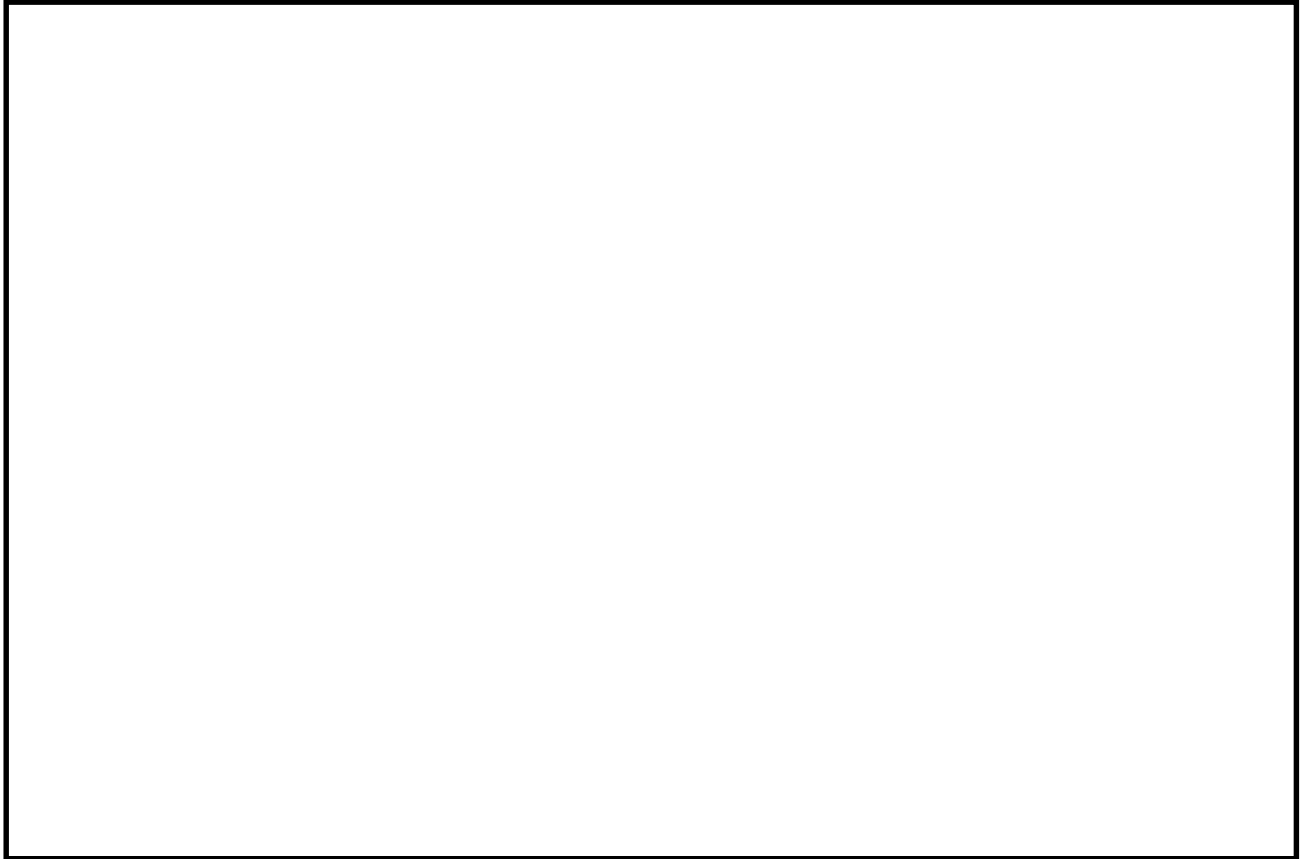
※2：() は内訳を示す。

※3：緊急時対策所設置分を示す。

※4：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。



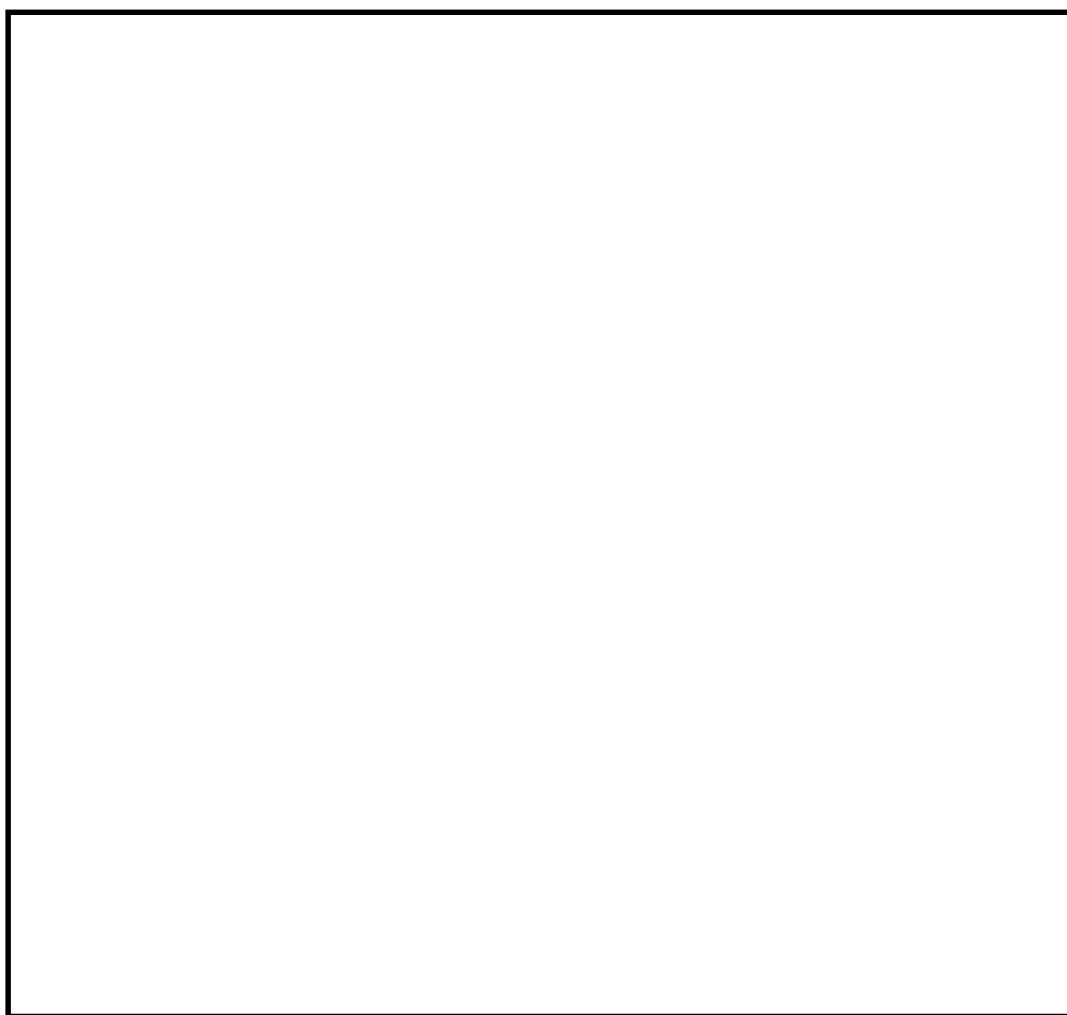
別紙 12 主要な通信連絡設備の配置について



- ・写真については，一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 12－1 図 主要な通信連絡設備の配置図  
(原子炉建屋付属棟 3 階中央制御室)

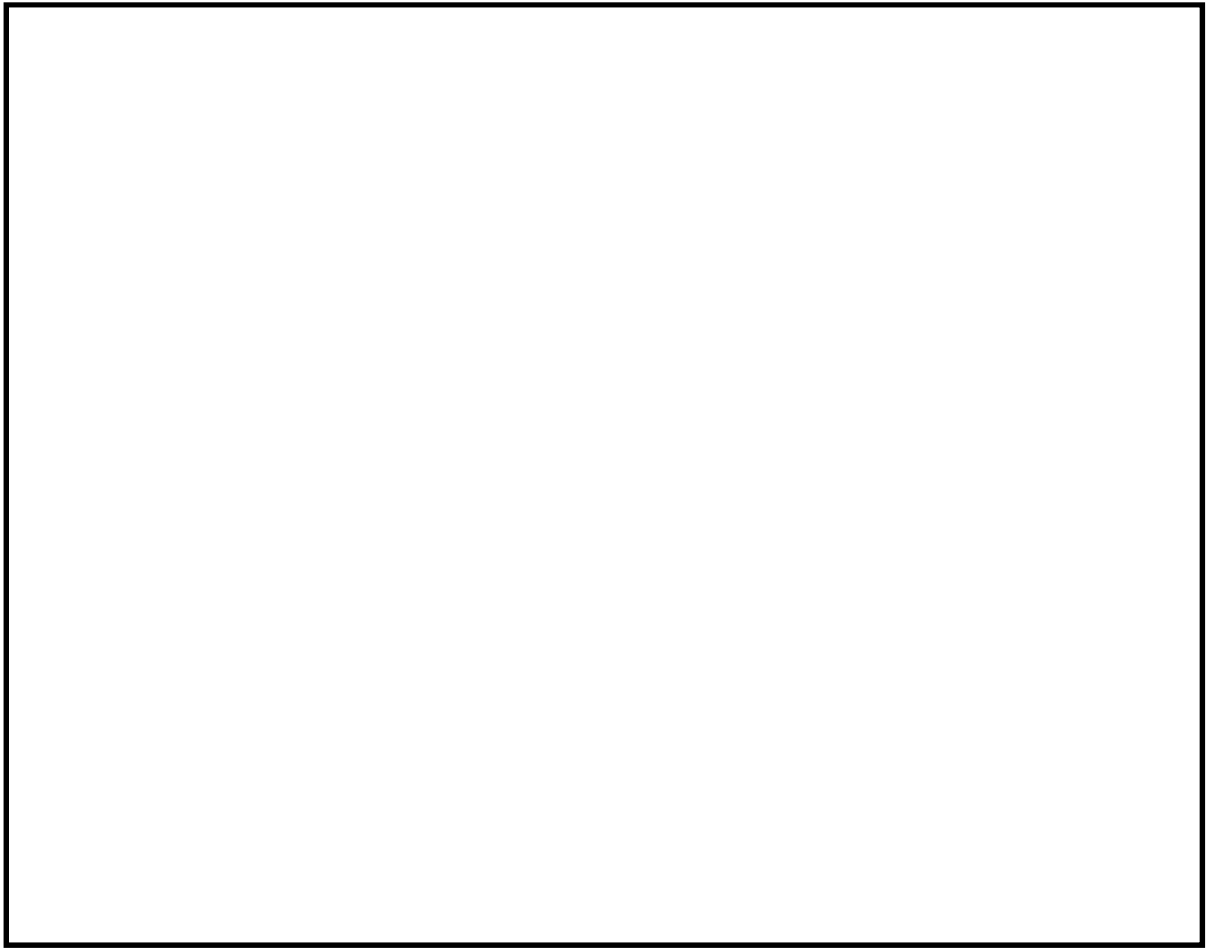




・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

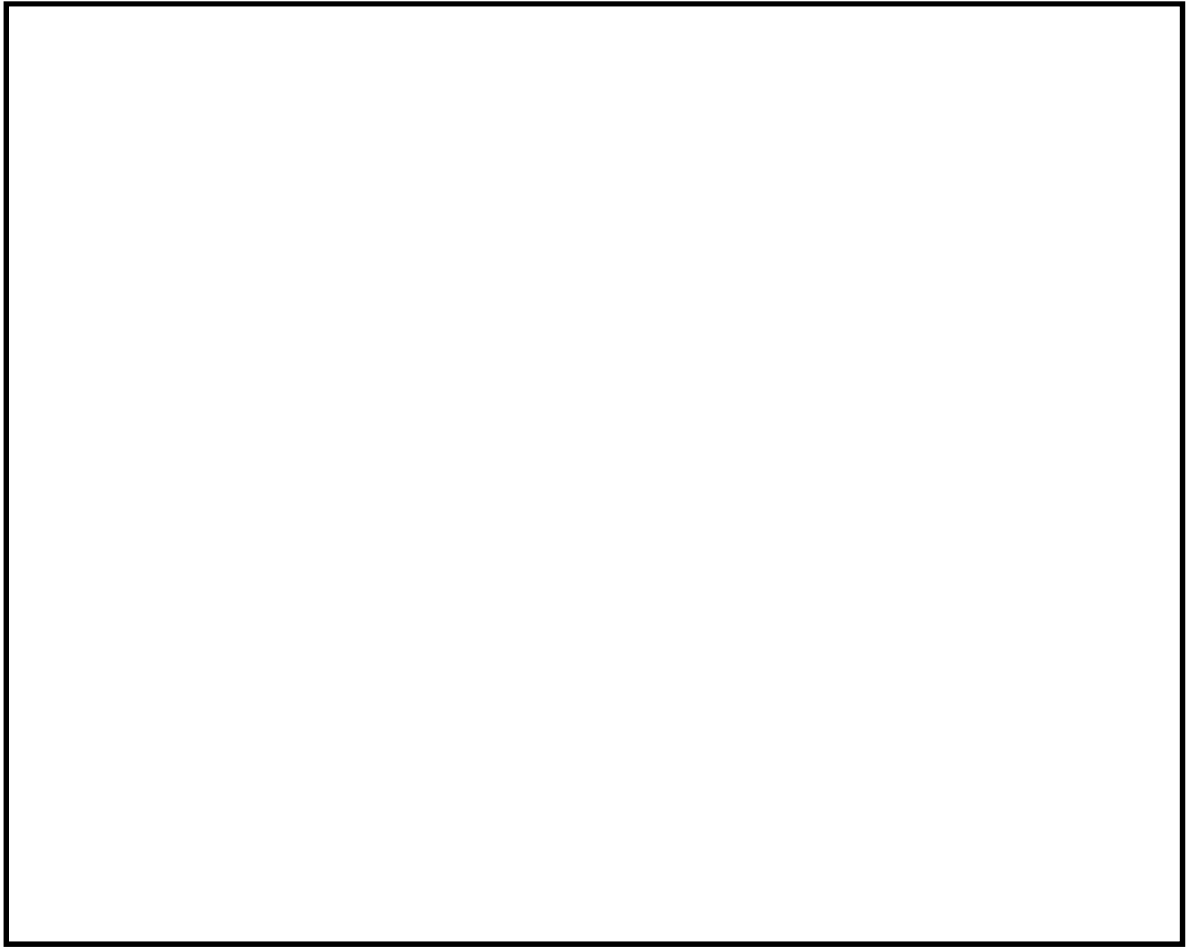
別紙 第 12—2 図 主要な通信連絡設備の配置図  
(原子炉建屋付属棟 4 階計算機室)





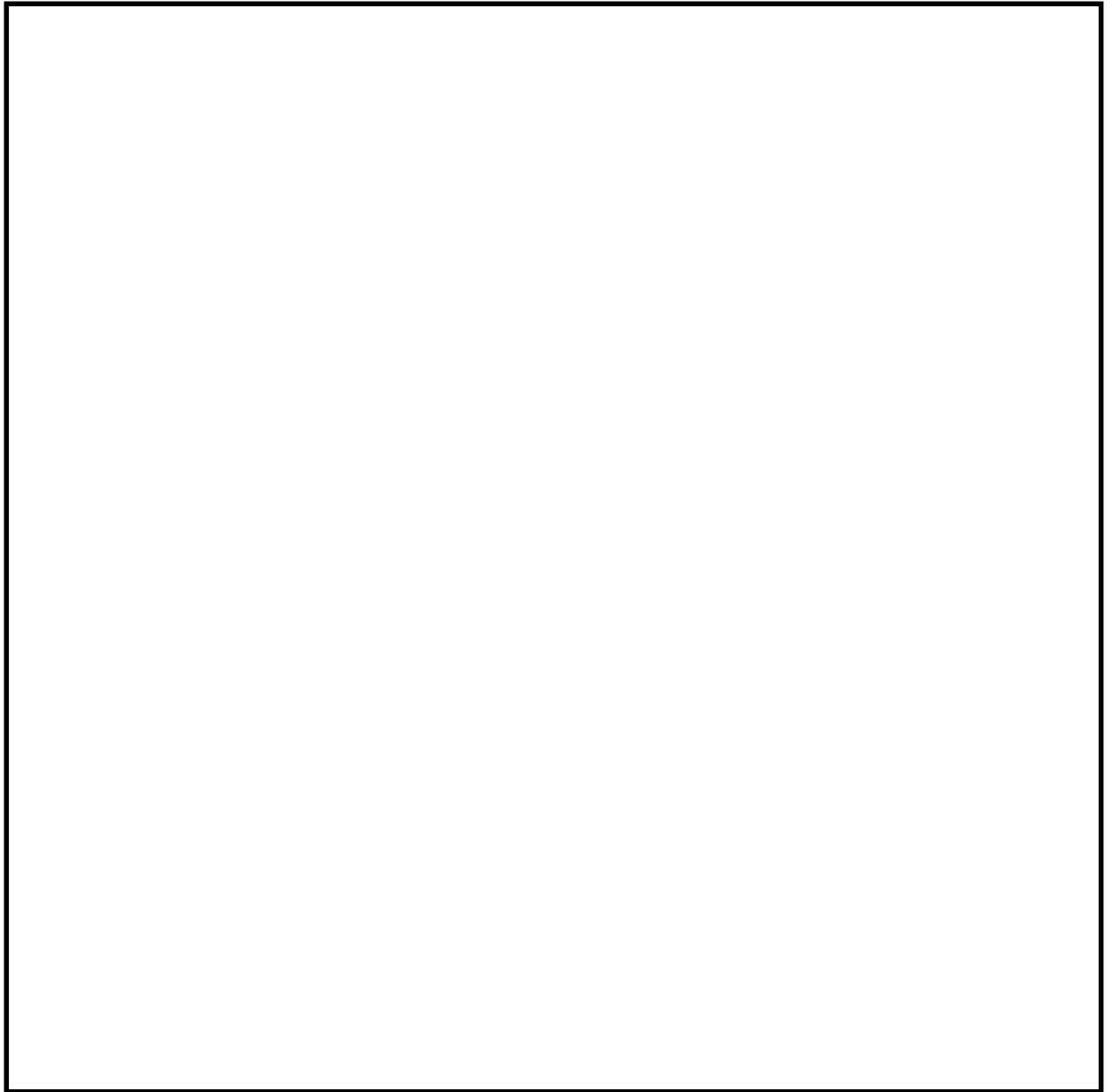
別紙 第 12—3 図 主要な通信連絡設備の配置図  
(サービス建屋 3 階)





別紙 第 12－4 図 主要な通信連絡設備の配置図  
(事務本館 3 階)





- ・写真については，一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 12—5 図 主要な通信連絡設備の配置図

(緊急時対策所 2 階)



### 別紙 13 協力会社との通信連絡

重大事故等時におけるプラントメーカ及び協力会社からの支援については、協定を締結する等して、事故発生後に必要な支援を受けられる体制を確立しており、緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）等を使用し、支援を要請する。

#### ○プラントメーカ

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、プラント状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカとの間で支援体制を整備する。

なお、支援が必要な場合は、緊急時対策所の重大事故等対応要員から衛星電話設備（固定型）等により直接又は本店（東京）を経由してプラントメーカによる支援を要請する。

#### ○協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社との間で支援体制を整備する。

なお、支援が必要な場合は、緊急時対策所の緊急時対策本部要員から、衛星電話設備（固定型）等により直接又は本店（東京）を経由して協力会社による支援を要請する。



## 別紙 14 現場退避指示について

### 1. はじめに

設置許可基準規則第 35 条第 1 項の要求事項「工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。」に対し、警報装置として送受話器（ページング）による一斉放送等により、退避の指示が可能な設計としている。

ここでは、警報装置に多様性の要求はないものの、更なる安全性確認の観点から、警報装置の機能が喪失した場合の退避指示に関して、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）が代替手段となるかについて評価した。

### 2. 送受話器（ページング）が使用できない場合の退避指示について

#### ○通常運転時

送受話器（ページング）の機能喪失するような保守作業を行う際や、仮に単一故障時を想定した場合にあっても、以下の社内規程等にて整備する連絡体制に基づき、代替手段として送受話器（ページング）に対し多様性を有した電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）を使用することにより、必要な退避指示の連絡を行うこととしている。

発電所員：所内組織体制

現場作業員：緊急連絡体制<sup>※1</sup>

※1：緊急連絡体制：作業を実施する際の発注時に調達上要求する事故等が発生した場合の当社への連絡系統も含めた連絡体制



連絡体制に基づく連絡に対する実行性については、定期的に実施している防災訓練等で、事象発生時に、PHS端末等を用いて発電所所員の所在確認が行えることを訓練により実証しており、現場からの避難時間を考慮しても、重大事故等に至るまでの時間に余裕を持って退避指示及び退避できると評価する。

なお、万が一、地震による共通要因故障を想定した場合でも、地震随伴によって生じる建屋照明の停電発生時や建屋倒壊の危険性がある場合は、警報装置による指示によらず退避する体制・運用を整備しており、教育等を通じて周知徹底を図っている。

また、上記教育を受けない一時入域者については、当該教育を受けた随伴者が必ず同行する体制・運用が確立しており、随伴者の指示に従い退避を行う。

#### ○重大事故等時

重大事故等時においては、連絡体制を確立してから作業を行うとともに、各現場は、あらかじめ定められた要員に限定されることから、耐震性を有した携行型有線通話装置等を使用することにより、退避指示等の連絡が可能である。



別添

東海第二発電所  
運用，手順説明資料  
通信連絡設備



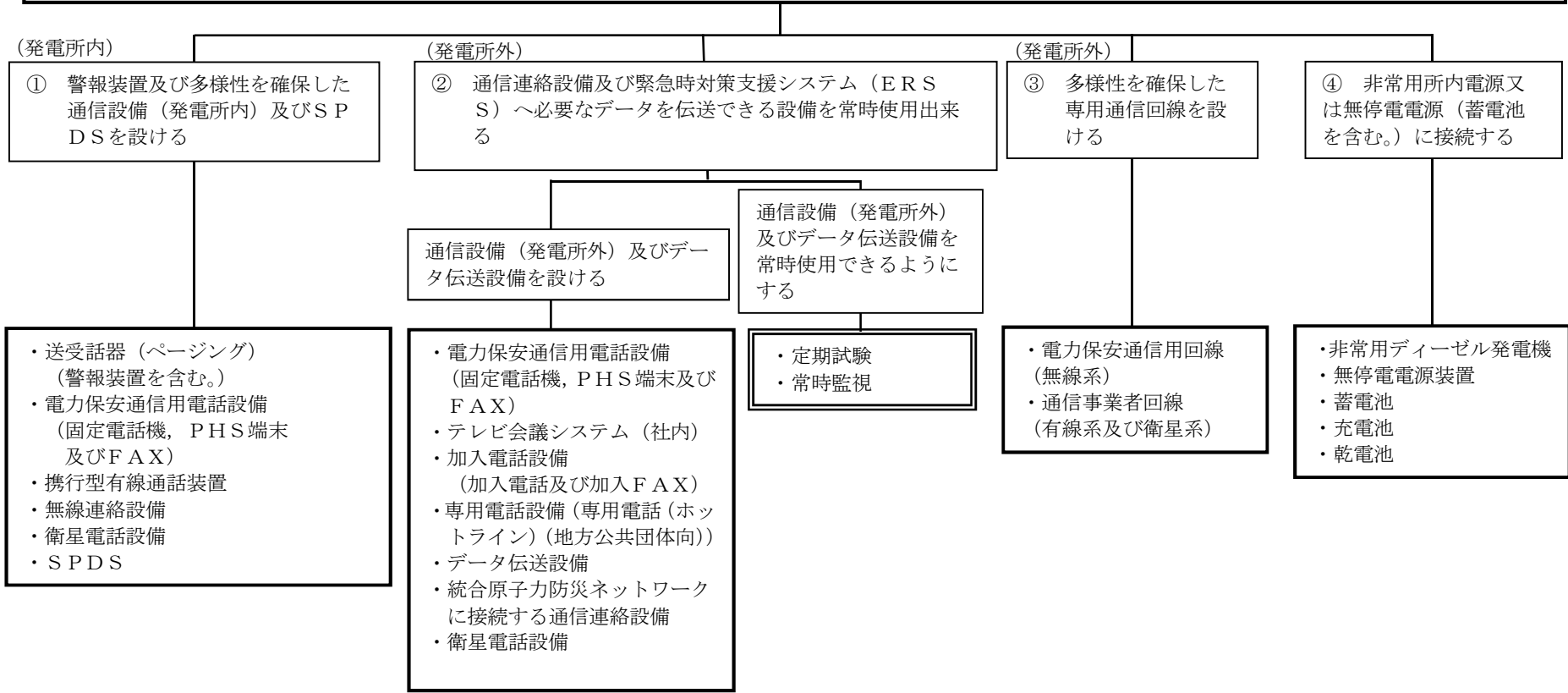
35 条 通信連絡設備

【要求事項】

発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設けなければならない  
発電所外に通信連絡をする必要がある場所と通信連絡できるよう多様性を確保した専用回線を設けなければならない

【解釈】

- ① 発電所内の通信連絡については、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
- ② 発電所外の必要箇所へ連絡を行うことができる通信連絡設備及び緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できる。
- ③ 発電所外の通信連絡設備については、多様性を確保した専用通信回線を設ける。
- ④ 通信連絡設備の電源については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続する。





## 運用、手順に係る対策等（設計基準）（1 / 2）

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第 35 条 通信連絡設備	（発電所内） ・送受話器（ペー징ング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 （固定電話機， P H S 端末及び F A X） ・携帯型有線通話設備 ・無線連絡設備 ・衛星電話設備 ・ S P D S	運用・手順	・使用者を特定せず通信連絡設備が使用できるよう通信連絡設備の操作手順を定める。
		体制	・通信連絡設備の操作 ・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	・通報連絡に関する訓練
	（発電所外） ・電力保安通信用電話設備 （固定電話機， P H S 端末及び F A X） ・テレビ会議システム（社内） ・加入電話設備 （加入電話及び加入 F A X） ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） ・衛星電話設備 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備	運用・手順	・使用者を特定せず通信連絡設備が使用できるよう通信連絡設備の操作手順を定める。
		体制	・通信連絡設備の操作 ・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	・通報連絡に関する訓練



## 運用，手順に係る対策等（設計基準）（2 / 2）

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第 35 条 通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信用回線 （無線系及び有線系回線）</li> <li>通信事業者回線 （有線系及び衛星系回線）</li> </ul>	運用・手順	—
		体制	・各主管グループによる点検
		保守・点検	・通信連絡設備の定期試験（点検）時に合わせて確認する。 定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機</li> <li>無停電電源装置</li> <li>蓄電池</li> <li>充電池</li> <li>乾電池</li> </ul>	運用・手順	—
		体制	・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・点検計画に基づく点検 ・充電池及び乾電池については，通信連絡設備の定期試験（点検）時に合わせて確認する。定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>定期試験</li> <li>常時監視<sup>※1</sup></li> </ul> <p>※1 PHS 端末等の端末装置に関しては，定期試験（点検）による監視とする。また，データ伝送設備に関しては，常時監視を行う。</p>	運用・手順	・専用通信回線，S P D S 及びデータ伝送設備の異常時における対応手順
		体制	・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。
		教育・訓練	—



別添第 1 表 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準対象施設		点検項目	点検基準
送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月※ 1
	P H S 端末		
	F A X		
テレビ会議 システム（社内）	テレビ会議システム （社内）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
携行型有線 通話装置	携行型有線通話装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	衛星電話設備 （携帯型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備 （固定型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	無線連絡設備 （携帯型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
S P D S	データ伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
	S P D S データ 表示装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
加入電話設備	加入電話	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	加入 F A X		
専用電話設備	専用電話（ホットラ イン）（地方公共団体 向）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備	テレビ会議システム	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	I P 電話		
	I P－F A X		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年

※ 1：緊急時対策所に設置している端末を対象とする。中央制御室等に設置して  
いる端末は、通常時から使用しているため、通話することで健全性を確認して  
いる。また、故障が発生した場合は、適切に補修を行う。



## 東海第二発電所

原子力事業者の技術的能力に関する  
審査指針への適合性について



## 説明資料 目次

1. はじめに
2. 「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」との対応について
3. 技術的能力指針に対する適合性
  - (1) 組 織
  - (2) 技術者の確保
  - (3) 経 験
  - (4) 品質保証活動
  - (5) 教育・訓練
  - (6) 有資格者等の選任・配置

添付資料



## 1. はじめに

本申請にあたり，新たに制定された「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」（平成25年6月19日制定）により，自然災害や重大事故等への対応について，設備及び運用を新たに整備した。

これらの東海第二発電所に関する当社の技術的能力について，「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成16年5月27日，原子力安全委員会決定）」（以下「技術的能力指針」という。）への適合性を示す。

## 2. 「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」との対応について

東海第二発電所に関する技術的能力については，次の6項目に分けて説明する。また，技術的能力指針との対応を併せて示す。

- |                 |   |                      |
|-----------------|---|----------------------|
| (1) 組 織         | ⇔ | 指針 1 設計及び工事のための組織    |
|                 |   | 指針 5 運転及び保守のための組織    |
| (2) 技術者の確保      | ⇔ | 指針 2 設計及び工事に係る技術者の確保 |
|                 |   | 指針 6 運転及び保守に係る技術者の確保 |
| (3) 経 験         | ⇔ | 指針 3 設計及び工事の経験       |
|                 |   | 指針 7 運転及び保守の経験       |
| (4) 品質保証活動      | ⇔ | 指針 4 設計及び工事に係る品質保証活動 |
|                 |   | 指針 8 運転及び保守に係る品質保証活動 |
| (5) 教育・訓練       | ⇔ | 指針 9 技術者に対する教育・訓練    |
| (6) 有資格者等の選任・配置 | ⇔ | 指針10 有資格者等の選任・配置     |



### 3. 技術的能力指針に対する適合性

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事，並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織，技術者の確保，経験，品質保証活動，技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

#### (1) 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第 1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく東海第二発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき，明確な役割分担のもとで東海第二発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務については，大規模な原子力設備工事に関する設計方針の策定を本店の発電管理室及び開発計画室が実施し，本設計方針に基づく，現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については，運転管理及び保守管理に関する基本的な方針を本店の発電管理室にて定め，現地における具体的な運転及び保守の業務は東海第二発電所の担当する組織が実施する。東海第二発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループが，保守管理に関する業務は保修運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，工務・設備診断グループ，直営電気・制御グ



ループ、直営機械グループ及びプラント管理グループが、燃料管理に関する業務は発電直及び炉心・燃料グループが、放射線管理及び放射性廃棄物管理に関する業務は放射線・化学管理グループが、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は安全・防災グループが、保安運営の総括に関する業務は保安運営グループが実施する。

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで各部門にて取り組んできた安全の取り組みを全社的かつ計画的に推進するため、本店に安全室を設置した。また、東海第二発電所においては、防災安全を担う部署として、安全・防災室を設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

社員に対する原子力安全に関する知識・スキルの取得を強化するため、本店総務室の体制を強化し、原子力安全を達成するために必要な知識・スキルを学ぶ機会を提供する人材育成計画を策定し、支援している。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態又は非常事態を宣言した場合は発電所災害対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

東海第二発電所の原子力防災組織を第 2.1 図、本店の原子力防災組織を第 2.2 図に示す。

東海第二発電所の原子力防災組織は、東海第二発電所の技術系社員（以下「技術者」という。）、事務系社員及び協力会社社員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。自然災害又は重大事故等が発生した場合は、発電所に常駐している統括待機当番者、重大事故等対応要員及び当直要員等にて初期活動を行い、本部長の指示の下、上記要員及び発電所外から参集し



た参集要員が役割分担に応じて対処する。また、重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も、原子力防災組織にて適確に対処する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議する委員会として、本店に原子炉施設保安委員会を、東海第二発電所に原子炉施設保安運営委員会を設置している。原子炉施設保安委員会は、法令上の手続きを要する発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文事項の変更、保安規定の変更等に関する事項を審議し、原子炉施設保安運営委員会は、発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。

## (2) 技術者の確保

### a. 技術者数

平成 29 年 10 月 1 日現在、本店及び東海第二発電所の技術者（業務出向者は除く。）数は、514 名であり、そのうち、10 年以上の経験年数を有する管理職が 223 名在籍している。また、東海第二発電所における技術者の人数は 203 名である。

### b. 有資格者数

平成 29 年 10 月 1 日現在、本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は、次のとおりであり、そのうち、東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

原子炉主任技術者	24 名（3 名）
第 1 種放射線取扱主任者	82 名（18 名）
第 1 種ボイラー・タービン主任技術者	13 名（8 名）
第 1 種電気主任技術者	7 名（2 名）



運転責任者として原子力規制委員会が定める 11 名（11 名）  
基準に適合した者

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等の対応としてアクセスルートの確保で重機を扱うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者数も確保している。

本店及び東海第二発電所の技術者並びに事業を行うために必要な資格名とそれらの有資格者の人数を第 1 表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、採用を通じ技術者を確保し、必要な教育及び訓練を行い継続的に育成し、各工程において必要な技術者及び有資格者を配置する。

本店の各実施部門においては、各専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため、自らの知識取得に取り組むとともに、発電所への指導・助言（オーバーサイト）を行う。これにより、発電所における目標に対するギャップを把握し、また解決すべき課題の抽出を行い、これらを協働で解決することにより世界最高水準のパフォーマンス、技術力を発揮することを目指している。

### (3) 経 験

当社は、昭和 32 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。また、昭和 41 年 7 月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計 4 基の原子力発電所を有し、平成 13 年 12 月から廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手し



た敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
東海発電所	( 585MW)	昭和 41 年 7 月 25 日
	(平成 13 年 10 月 4 日原子炉の解体の届出)	
	(平成 18 年 6 月 30 日廃止措置計画認可)	
東海第二発電所	(3, 293MW)	昭和 53 年 11 月 28 日
敦賀発電所 1 号炉	(1, 064MW)	昭和 45 年 3 月 14 日
	(平成 29 年 4 月 19 日廃止措置計画認可)	
敦賀発電所 2 号炉	(3, 423MW)	昭和 62 年 2 月 17 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 4 基の原子力発電所において、約 50 年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所 1 号炉での廃止措置を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、東海第二発電所において平成 19 年には給水加熱器の取替え及び平成 21 年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、可燃性ガス処理系配管、中央制御室換気空調系ダクトサポート、排気筒について設計及び工事を実施している。

福島第一原子力発電所事故以降は、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らがを行い、知識・技能の向上を図り、



緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取り組みを行っている。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、高圧電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転及び保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有しており、今後も継続的に経験を積み上げていく。

福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となった。

これを踏まえ、従来の安全対策に対する考え方を見直し、経営トップのコミットメントのもと、リスク情報の活用をはじめとする、実効的な原子力の安全性向上策のロードマップを策定し、全社員共通の取り組みとして、最高水準の原子力安全を追求する不断の努力を継続すべく、平成 26 年 6 月 13 日に「原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み」を公表した。



これに基づき、当社の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み状況を社外有識者から客観的、専門的な立場から評価をうける社外評価委員会を設置し、そこでいただいた指導及び助言を踏まえ、当社の安全性向上への取り組みが適切に実施されていることを経営層が参画する総合安全推進会議にて確認し、継続的な改善を実施している。

#### (4) 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」に基づき、保安規定第 3 条（品質保証計画）を含んだ品質保証規程（以下「品質マニュアル」という。）を定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行を踏まえ、安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動などの要求事項について、保安規定第 3 条（品質保証計画）に反映し、品質マニュアルを定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

##### a. 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、業務に必要な社内規程を定めるとともに、文書体系を構築している。品質保証活動に係る文書体系を第 3 図に示す。



品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室，安全室，地域共生・広報室，総務室（本店），経理・資材室，開発計画室，東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）で構築している。

各業務を主管する組織の長は、社内規程に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、評価確認し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定している。この品質方針は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意のもと、安全の確保、品質の向上、企業倫理の浸透、透明性の確保を基本として活動することを表明しており、組織内に伝達され、理解されることを確実にするため、組織全体に周知している。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、品質マニュアルに従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を評価確認し、作成し、実施部門の管理責任者である安全室を担当する取締役は、その情報を取りまとめ評価確認し、マネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、評価確認し、監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定す



る。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを、各業務を主管する組織の長に通知し、各業務を主管する組織の長が作成したマネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項を確認して改善計画としてまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項及び品質保証活動の実施状況を評価確認し、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。また、管理責任者はそれらの状況を確認している。

安全室を担当する取締役は、実施部門管理責任者として、各室所に共通する事項である品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事項、品質方針の変更提案、マネジメントレビューのインプット及びアウトプットに基づく品質マネジメントシステムの改善状況等をレビューする。また、東海第二発電所、本店各室においては、各室所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）及び管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定／改訂、社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持・向上させるために、本店の品質保証委員会では、実施部門の品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。また、東海第二発電所の品



品質保証運営委員会では、東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。

なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本店にて保安規定第6条に基づく原子炉施設保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第7条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

b. 設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアルに従い、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に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

c. 品質保証活動の強化



当社は、福島第一原子力発電所事故のような極めて深刻な事故を二度と起こさないために、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意を品質方針に示している。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

#### (5) 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社の東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び当社発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。また、東海第二発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容、教育時間及び教育実施時期について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となったことを踏まえ、重大事故等対処設備に関わる知識・スキルの習得に



併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要なとなる技能の維持と知識の向上を図るため、計画的、かつ継続的に教育・訓練を実施する。

#### (6) 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する管理職（能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上）の中から職務遂行能力を考慮した上で原子炉毎に選任する。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、所長の人事権が及ばない社長が選任し配置する。

発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任する。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上）の中から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者の基準に適合した者は、原子力規制委員会が定める基準に適



合した者の中から選任し，原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。



第 1 表 本店及び東海第二発電所の技術者及び有資格者の人数

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数 ※1	技術者のうち有資格者の人数				
				原子炉主任技術者有資格者の人数	第 1 種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第 1 種電気主任技術者有資格者の人数	第 1 種放射線主任技術者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数
本店	発電管理室	152	66 (66)	11	3	1	36	0
	開発計画室	57	32 (21)	1	1	1	6	0
	その他各室	102	58 (55)	9	1	3	22	0
東海第二発電所※2		203※3	83※3 (81)	3	8	2	18	11

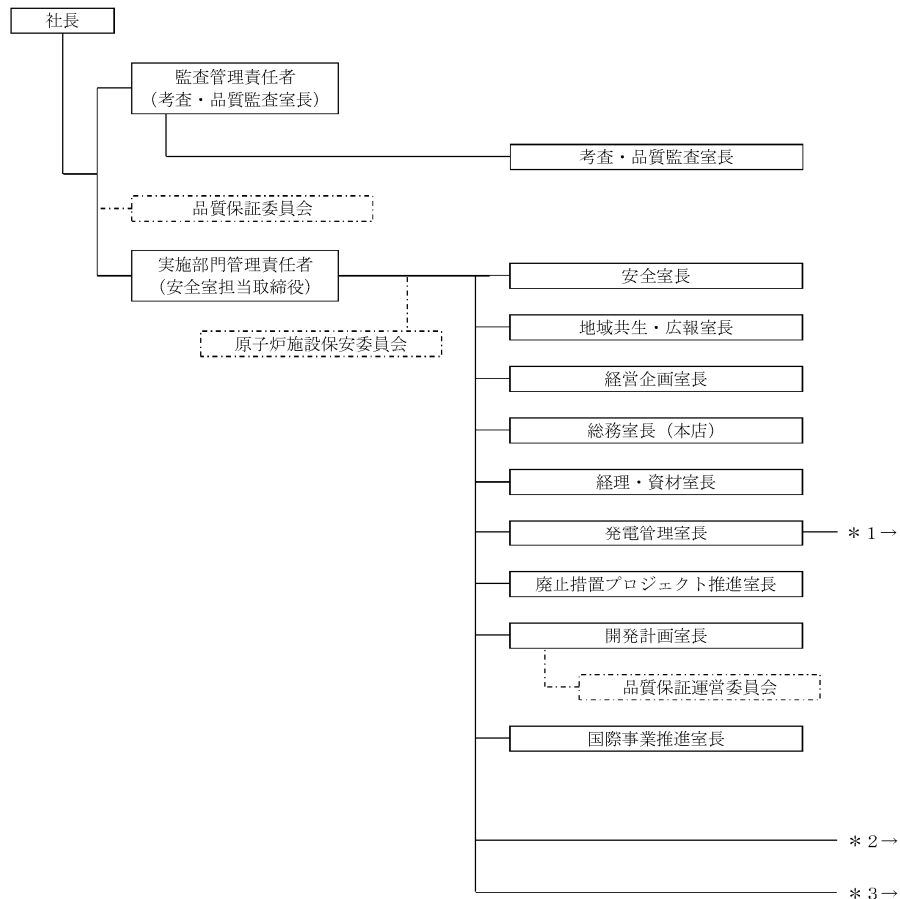
※ 1 ( ) 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が 10 年以上の人数を示す。

※ 2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

※ 3 東海第二発電所の技術者については、運転に必要な要員（重大事故等発生時に継続して対応可能な要員を含む）を設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。

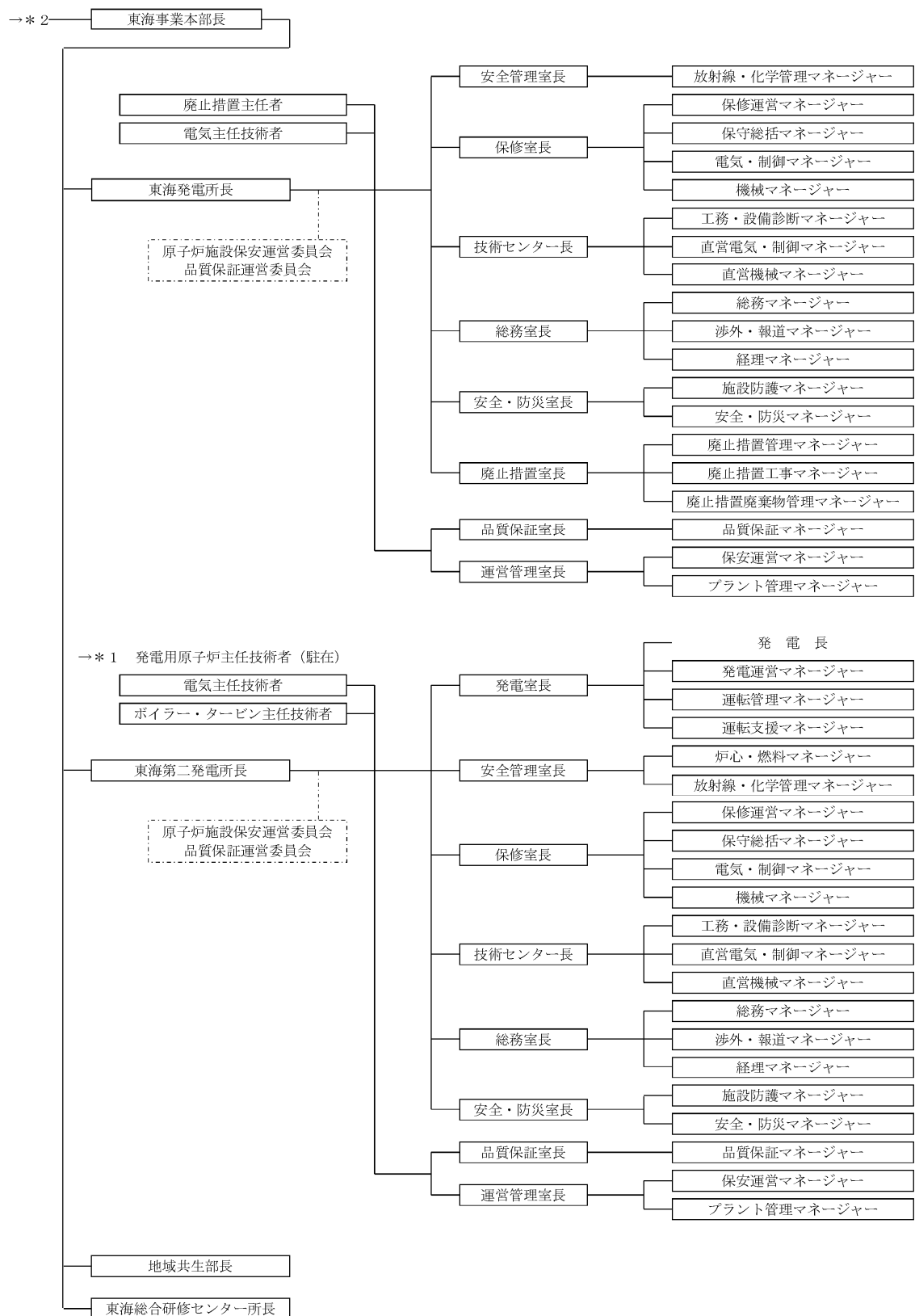


(平成 29 年 10 月 1 日現在)



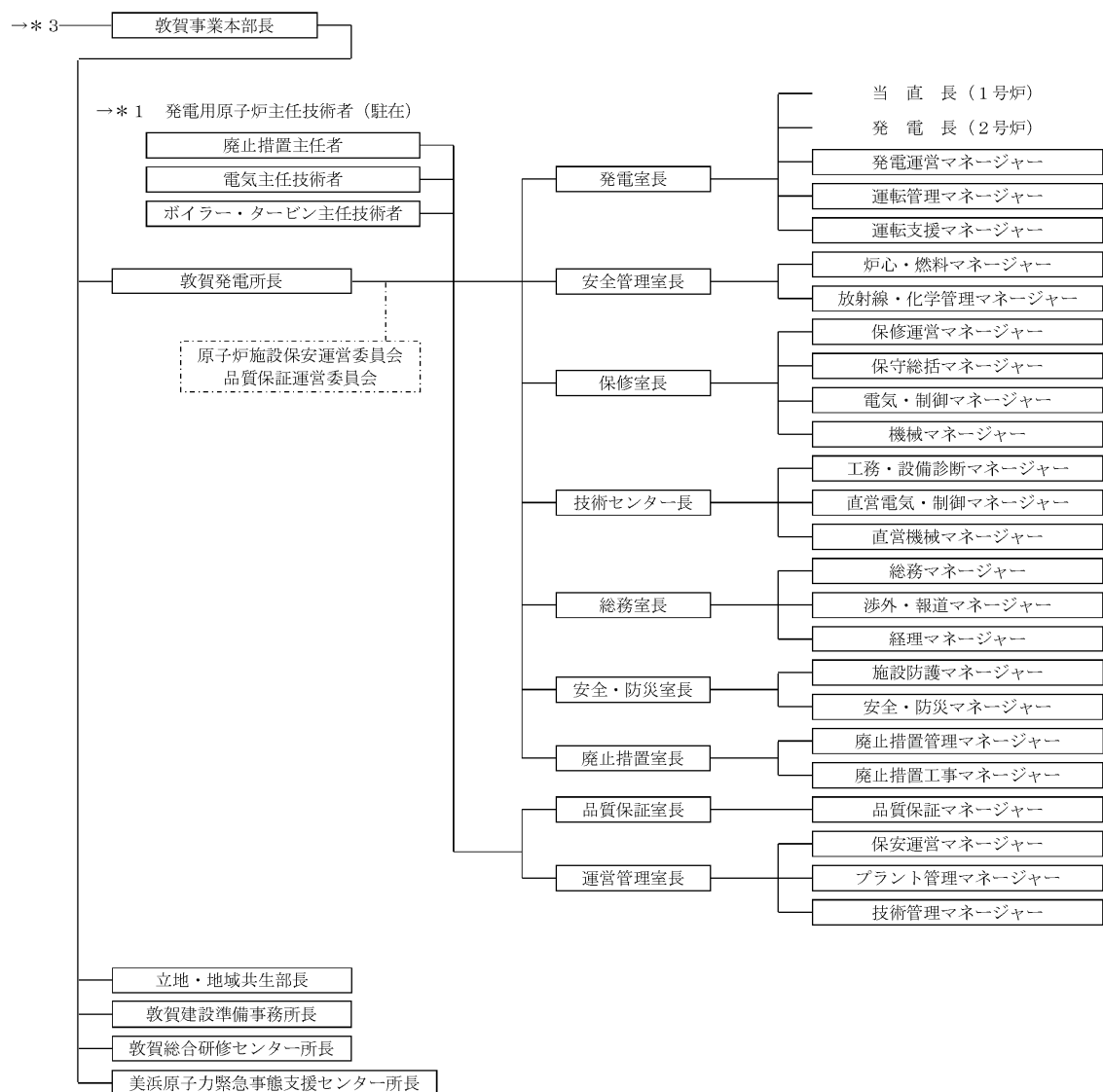
第 1 図 原子力関係組織系統図 (1/3)





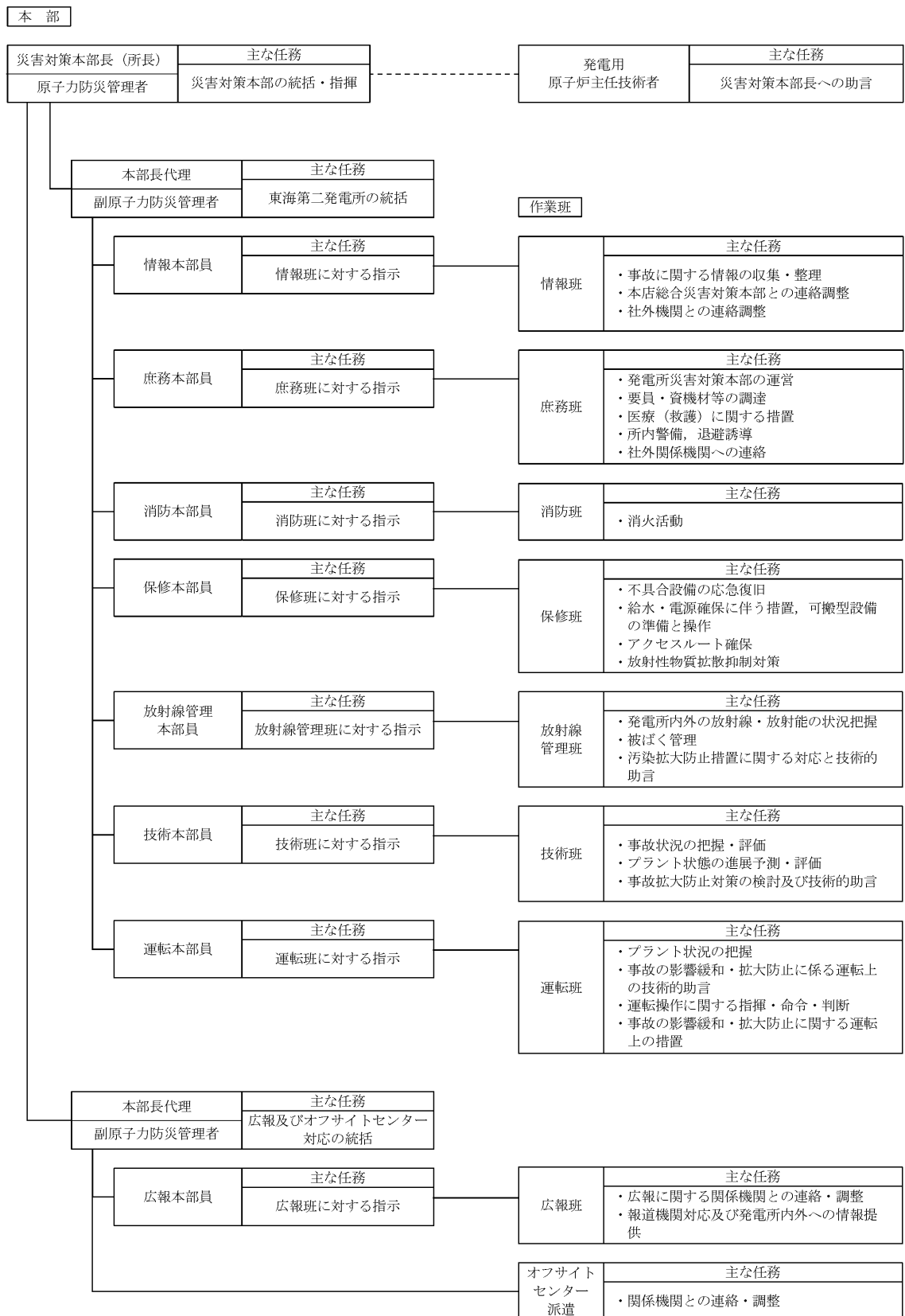
第 1 図 原子力関係組織系統図（2／3）





第1図 原子力関係組織系統図（3／3）

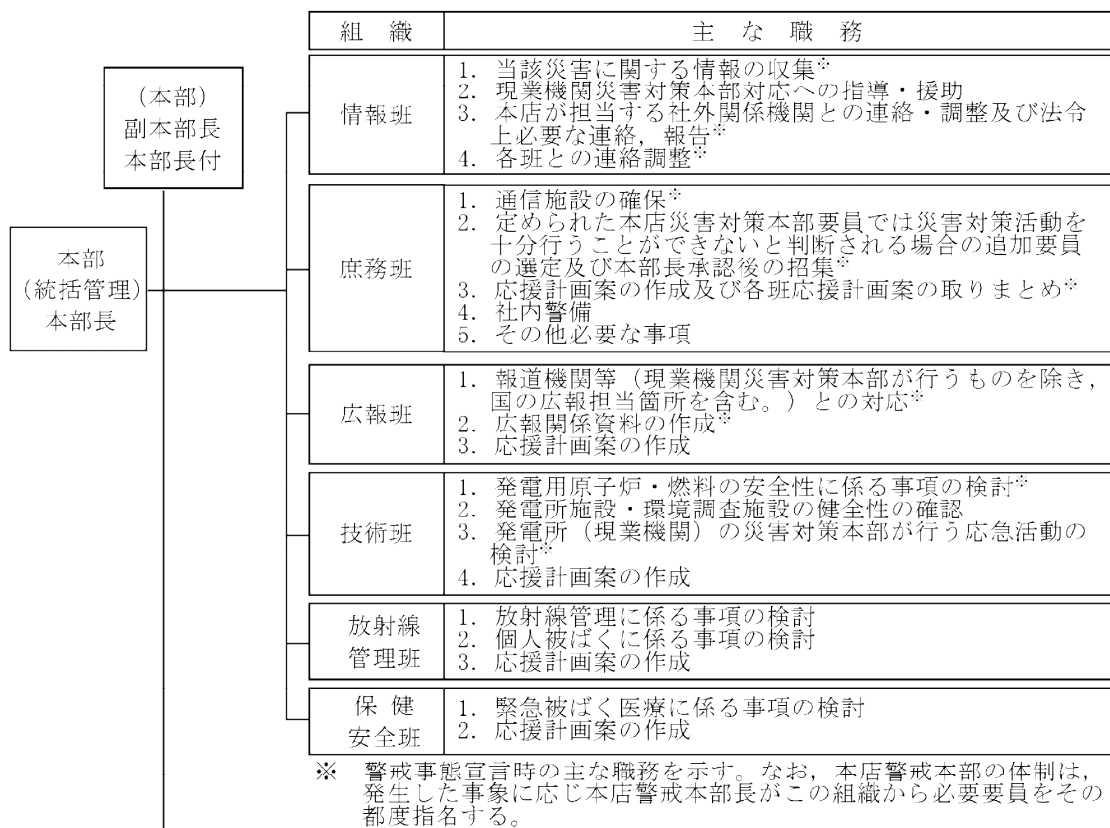




第 2.1 図 原子力防災組織（東海第二発電所）

（新規制基準として申請している組織を示す）





〔本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する〕

組 織	主 な 職 務
原子力施設事態 即応センター	1. 原子力規制委員会、緊急時対策監等の対応
原子力緊急時 後方支援班	1. 状況把握・拠点選定・運営 2. 資機材調達・受入 3. 輸送計画の作成 4. 調達資機材の管理 5. 要員の入退管理 6. 要員・資機材の放射線管理 7. 住民避難行動等状況把握 8. スクリーニング計画作成 9. 避難住居要請対応計画作成 10. 国、自治体と連携した汚染検査、除染計画作成
原子力災害被災者 対応チーム	1. 自治体との連携 2. 避難所対応 3. 被災者対応 4. 地域モニタリングの計画作成
原子力損害賠償 チーム	1. 補償相談・広報計画作成 2. 初期の補償窓口 3. 本格体制の準備 4. 法令手続き

第 2.2 図 原子力防災組織（本店）



(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(1) 一次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.1	QM共通：4-2	品質保証規程	安全室

(2) J E A C 4111-2009 が要求する“文書化された手順”である二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.3	QM共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）
4.2.4	QM共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室
8.2.2	QM共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質監査室
8.3 8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室
8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系（1／2）



(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(3) 二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4. 1	QM共通：4-1-1	原子力施設の重要度分類基準 要項	発電管理室
	QM共通：4-1-2	品質管理要項	安全室
5. 4. 1	QM共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管理 要項	安全室
5. 5. 3	QM共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証 検討会運営要項	安全室
5. 6	QM共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室
6. 2. 2	QM共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）
	QM東Ⅱ：6-2-2	運転責任者の合否判定等業務 等に関する要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び 職務要項	総務室（本店）
6. 3	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
6. 4	QM共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）
7. 1	QM東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室
	QM共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-7	コンプライアンス・安全文化 醸成活動要項	安全室
7. 2. 1	QM共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）
	QM共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室
7. 2. 2	QM共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子 炉施設保安運営委員会要項	発電管理室
7. 2. 3	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室
7. 3	QM共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室
7. 4	QM共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室
	QM共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室
7. 5. 4	QM共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室
7. 5. 5	QM共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室
8. 2. 1	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
8. 2. 3	QM共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室
8. 2. 4	QM共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室
8. 3	QM共通：8-3-2	原子力施設情報公開ライブラ リー「ニューシア」登録管理 要項	発電管理室
8. 4	QM共通：8-4-1	データ分析要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系 (2/2)



## 添付資料

本添付資料は、東海第二発電所に関する技術的能力について、  
技術的能力指針への適合性に係る詳細事項を示す。



## (1) 組 織

### 指針 1 設計及び工事のための組織

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。①

#### 【解説】

- 1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。
- 2) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。

### 指針 5 運転及び保守のための組織

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。②

#### 【解説】

- 1) 「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れた時点以降をいう。
- 2) 「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。

本変更に係る設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）を適切に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていることを以下に示す。

（設計及び運転等を行う組織）

- a. 本変更に係る設計及び運転等は、別紙 1－1 に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、別紙 1－2 に示す当社「組織権限規程」、別紙 1－3 に示す「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第



43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく「東海第二発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで東海第二発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。（①－1，①－2，①－3，①－4，②－1，②－2，②－3）。

なお、平成 13 年 12 月 4 日より廃止措置に着手した東海発電所の廃止措置業務については、平成 13 年 6 月に本店に廃止措置プロジェクト推進室を設置し、東海発電所と連携して対応するとともに、東海第二発電所では、発電所長及び各グループ（炉心・燃料グループを除く）が東海発電所と兼務しており、東海第二発電所の運転及び保守に影響を与えることのない体制で進めている。

- b. 本変更に係る設計及び工事の業務における役割分担については、組織権限規程及び保安規定に定められた業務所掌に基づく考え方<sup>※1</sup>により、設計方針を本店の発電管理室及び開発計画室にて定め、本設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二発電所において実施することとし、工事毎に担当する組織を決定している。

※1 業務所掌の考え方：大規模な原子力設備工事（発電用原子炉設置変更許可申請を伴う工事，工事費用が高額で会社財務に与える影響が大きい工事，その他新設計の導入に伴う工事等）に関する実施計画，設計及び仕様の策定等に関する業務については，本店の発電管理室及び開発計画室にて設計方針として定め，本設計方針に基づく，現地における具体的な設計及び仕様の策定に関する業務については，東海第二発電所の保守室にて実施する。その他の工事における実施計画，設計及び仕様の策定等に関する業務につ



いては、東海第二発電所の各室にて実施する。

現地における工事に関する業務は、本店の発電管理室及び開発計画室、又は東海第二発電所で実施した実施計画、設計及び仕様の策定に基づき東海第二発電所の各室にて実施する（①－２，①－３）。

c. 本変更に係る運転及び保守の業務については、運転管理及び保守管理に関する基本的な方針を本店の発電管理室にて策定し、現地における具体的な運転及び保守の業務は、別紙１－３に示す保安規定に定められた業務所掌に基づき実施する。東海第二発電所における発電用原子炉施設に係る業務所掌は下記のとおり（②－３）。

- ・ 発電用原子炉施設の運転に関する業務

発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループ

- ・ 発電用原子炉施設の保守管理に関する業務

保守運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，工務・設備診断グループ，直営電気・制御グループ，直営機械グループ及びプラント管理グループ

- ・ 発電用原子炉施設の燃料管理に関する業務

発電直及び炉心・燃料グループ

- ・ 発電用原子炉施設の放射線管理及び放射性廃棄物管理に関する業務

放射線・化学管理グループ

- ・ 非常時の措置，初期消火活動のための体制の整備に関する業務

安全・防災グループ

- ・ 保安運営の総括に関する業務



## 保安運営グループ

各グループは、担当のマネージャーが業務の遂行管理及び品質マネジメントシステムの実施を適正に行うことができる管理単位としている。

- d. 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで各部門にて取り組んできた安全の取り組みを全社的かつ計画的に推進するため、本店に安全室を設置している。また、東海第二発電所においては、防災安全を担う部署として、安全・防災室を設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

社員に対する原子力安全に関する知識・スキルの取得を強化するため、本店総務室の体制を強化し、原子力安全を達成するために必要な知識・スキルを学ぶ機会を提供する人材育成計画を社員の業務、所属、職位等を考慮して策定し、支援している。

- e. 運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対応するため、あらかじめ、原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態又は非常事態を宣言した場合は発電所災害対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

原子力防災組織の全体像を別紙 1－4 に示す（②－4）。また、本店及び東海第二発電所における原子力防災組織及び具体的な業務内容は、別紙 1－5 に示す「東海第二発電所 原子力事業者防災業務計画」のとおりである（②－5，②－8）。

- (a) 東海第二発電所の原子力防災組織は、東海第二発電所の技術者、事務系社員及び協力会社社員により構成され、原子力防災管理者（発電



所長）を本部長，所長代理等を副本部長とし，発電用原子炉主任技術者の他，情報班等の８班で構成される（②－４）。各班は，原子力防災管理者の指示の下（②－６），業務所掌に基づき原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行う（②－７）。原子力災害への移行時には，本店の原子力防災組織と連携するとともに，外部からの支援を受ける。各班の業務内容は，原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を整理し，原子力防災訓練の実績等を踏まえ，各班の班長の指揮の下，適正に活動を行うことができる管理単位としている。

自然災害又は重大事故等が発生した場合は，発電所に常駐している統括待機当番者，重大事故等対応要員及び当直要員等にて初期活動を行い，発電所内外から参集した参集要員を加えて東海第二発電所の原子力防災組織が構成され，役割分担に応じて対処する。また，重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も，原子力防災組織にて適確に対処する。

- (b) 本店における原子力防災組織の体制は，各班の職務をあらかじめ定め，役割分担を明確にしている（②－８）。

本店における原子力防災組織は，業務所掌に基づき，東海第二発電所で原子力災害が発生した場合において東海第二発電所が実施する災害対策活動の支援，復旧資機材の確保，応急復旧要員の派遣及び社外への支援要請等を行う（②－８，②－９）。

東海第二発電所及び本店における原子力防災組織は情報共有を行い，支援，報告が必要な場合には，別紙１－５に示すとおり情報班を経由して実施する。



f. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において実施された原子力災害対策活動の実績を踏まえ、原子力防災組織は、東海第二発電所の原子力防災組織の機能充実及び原子力災害対策活動を支援する組織の機能充実を図るため、別紙 1－6 に示す考え方を踏まえ以下のような改善を行う。

- (a) 重大事故等の収束に向けた原子力防災管理者等の役割の明確化、原子力防災組織の増員及び発電用原子炉主任技術者の原子力防災組織内における位置付けの明確化
- (b) 原子力事業所災害対策支援拠点に関する事項（候補地の選定、必要な要員及び資機材の確保）
- (c) 原子力緊急事態支援組織に関する事項（他の原子力事業者と共同で組織を設置、定期的な訓練の実施、組織のさらなる拡充に向けての検討）
- (d) シナリオ非提示型の原子力防災訓練の実施

今後も原子力防災訓練の評価結果等を踏まえ、さらなる検討、改善を行っていく。

g. 発電用原子炉施設の保安に関する重要事項を審議する委員会として、原子炉施設保安委員会を本店に設置している。また、発電用原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議する委員会として、原子炉施設保安運営委員会を東海第二発電所に設置している。

原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会が担当する業務内容は、別紙 1－3 に示す保安規定第 6 条（原子炉施設保安委員会）

（②－10）、保安規定第 7 条（原子炉施設保安運営委員会）（②－



11) , 別紙 1 - 7 に示す社内規程「原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項」 (②-12) 及び別紙 1 - 8 に示す社内規程「原子炉施設保安運営委員会運営要領」 (②-13) のとおりである。また、平成 28 年度の原子炉施設保安委員会、原子炉施設保安運営委員会の開催実績を、別紙 1 - 9 及び別紙 1 - 10 に示す (②-14, ②-15) 。

(a) 原子炉施設保安委員会では、東海第二発電所にて社内規程の制定、改正等を行うにあたって、その上位となる原子炉設置 (変更) 許可申請書本文事項の変更又は保安規定の変更、あるいは本店で制定している社内規程の制定、改正等に関する事項を審議し、確認する (②-10) 。原子炉施設保安委員会は、発電管理室長を委員長とし、所長、発電用原子炉主任技術者に加え、関係する本店のグループマネージャー以上の者から委員長が指名した者で構成する。このため、原子炉施設保安委員会における審議事項が東海第二発電所に連携される仕組みとなっている。

(b) 原子炉施設保安運営委員会では、東海第二発電所における保安活動 (運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理、非常時の措置等) を実施するにあたって制定、改正される東海第二発電所が所管する社内規程の変更等に関する事項を審議し、確認する (②-11) 。原子炉施設保安運営委員会は、所長を委員長とし、発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び各室長に加え、委員長が指名した者で構成する。なお、原子炉施設保安運営委員会における審議事項及び審議結果は、原子炉施設保安委員会への報告事項となっているため、原子炉施設保安運営委員会の審議内容が本店に連携される仕組みとなっている。



- 別紙 1－1 原子力関係組織系統図
- 別紙 1－2 組織権限規程（抜粋）
- 別紙 1－3 東海第二発電所原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙 1－4 原子力防災組織
- 別紙 1－5 東海第二発電所 原子力事業者防災業務計画（抜粋）
- 別紙 1－6 原子力防災組織の改善に関する考え方
- 別紙 1－7 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項  
（抜粋）
- 別紙 1－8 原子炉施設保安運営委員会運営要領（抜粋）
- 別紙 1－9 原子炉施設保安委員会の開催実績（平成 28 年度）
- 別紙 1－10 東海第二発電所原子炉施設保安運営委員会の開催実績（平成 28  
年度）



## (2) 技術者の確保

### 指針 2 設計及び工事に係る技術者の確保

事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。③

#### 【解説】

- 1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。
- 2) 「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。

### 指針 6 運転及び保守に係る技術者の確保

事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。④

#### 【解説】

「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。

本変更に係る設計及び運転等を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者を適切に確保していることを以下に示す。

- a. 本店及び東海第二発電所の技術者並びに事業を行うために必要な資格名とそれらの有資格者の人数を別紙 2-1 に示す(③-1, ④-1)。  
平成 29 年 10 月 1 日現在、本店及び東海第二発電所における技術者(業務出向者は除く。)の人数は 514 名であり、そのうち、10 年以上の経験年数を有する管理職が 223 名在籍している(③-2, ④-2)。また、東海第二発電所における技術者の人数は 203 名である(③-3, ④-3)。



平成 29 年 10 月 1 日現在，本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は次のとおりであり（③－1，④－1），そのうち，東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す（③－3，④－3）。東海第二発電所の設計及び工事，また運転及び保守にあたり，技術者及び有資格者の休暇，疾病等による欠員，人事異動等を踏まえても，支障を生じない要員を確保している。

原子炉主任技術者	24 名（3 名）
第 1 種放射線取扱主任者	82 名（18 名）
第 1 種ボイラー・タービン主任技術者	13 名（8 名）
第 1 種電気主任技術者	7 名（2 名）
運転責任者として原子力規制委員会が定める 規準に適合した者	11 名（11 名）

設計及び工事については基本設計から現場施工管理まで含むことから，発電管理室，開発計画室及び東海第二発電所の技術者で対応を行う（①－1，①－2）。運転及び保守については，現場の運用管理であり，東海第二発電所の技術者で対応を行う（②－1，②－2）。

- b. 過去 10 年間ににおける採用人数の実績を別紙 2－2 に示す（③－4，④－4）。震災後，平成 26 年度と平成 27 年度は定期採用を行わなかったが，平成 28 年度より定期採用を再開している。平成 24 年度以降採用人数は減少しているものの，設計及び工事を行う発電管理室，開発計画室及び東海第二発電所の合計人数は同程度を継続して確保している。また，運転及び保守を行う東海第二発電所の技術者は新規制基準適合性審



査への対応等により減少しているが、今後設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。

- c. 原子炉主任技術者，第1種放射線取扱主任者，第1種ボイラー・タービン主任技術者，第1種電気主任技術者，運転責任者の資格を有する人数の至近5年間の実績を別紙2－3に示す（③－5，④－5）。上記資格の有資格者数の5年間の推移としては同程度の人数を継続して確保している（③－5，④－5）。

発電用原子炉主任技術者は，原子炉毎に選任することが定められていること，また代行者1名を選任することから，発電用原子炉主任技術者の必要人数は2名となる。発電用原子炉主任技術者の選任条件は能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職としており，能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職となる原子炉主任技術者の有資格者を全社で12名確保している。

電気主任技術者又はボイラー・タービン主任技術者は，原子力発電所毎に選任することが定められており，東海第二発電所では，主任技術者を1名とその代行者1名を選任することから，第1種電気主任技術者及び第1種ボイラー・タービン主任技術者の必要人数はそれぞれ2名となる。選任条件は能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職としており，能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職となる第1種電気主任技術者の有資格者を全社で8名，第1種ボイラー・タービン主任技術者を全社で9名確保している。

放射線取扱主任技術者は，放射性同位元素を取り扱う事業所毎に選任することが定められており，放射性同位元素は東海発電所で取り扱って



いるため、東海発電所にて主任技術者を1名とその代理者1名を選任することから、第1種放射線取扱主任技術者の必要人数は2名となる。選任条件は能力等級特5級以上又は役割ランク5号以上の管理職としており、能力等級特5級以上又は役割ランク5号以上の管理職となる第1種放射線取扱主任技術者の有資格者を全社で55名確保している。

以上のことから、現在の有資格者数で、原子力発電所の運転保守等に必要な配置ができていることから、今後も引き続き同程度の有資格者数を確保していく。

原子炉主任技術者については、東海総合研修センターに原子炉主任者受験講習コースを設け筆記試験対策を行うとともに、口頭試験前には、原子炉主任技術者資格保有者を面談員とした模擬試験を実施している。また、希望者を東京大学原子力専門職大学院へ派遣する等、計画的に資格取得に向けた取り組みを実施している。

上記の取り組みにより、毎年数名程度受検し、年齢別に1名程度の有資格者を長期的に継続して確保できる計画である。

第1種ボイラー・タービン主任技術者及び第1種電気主任技術者については、認定取得のために必要となる情報（氏名、学歴及び職務経験等）について育成者リスト及び育成計画を作成及び管理し、認定条件を満足した者について、順次、認定取得手続きを進めている。

第1種放射線取扱主任者については、東海総合研修センターに放射線取扱主任者受験講習コース（講義／演習）を設け試験対策を実施している。

また、個人のさらなる専門知識及び技術・技能の向上並びに重大事故等の対応に必要な有資格者を確保するため、東海第二発電所にて策定している教育訓練計画により、所員の公的資格取得に関し積極的に奨励し



ている。

- d. 平成 29 年 10 月 1 日現在の東海第二発電所における自然災害及び重大事故等対応に関する有資格者数を別紙 2－4 に示す（③－6，④－6）。

これは，東京電力福島第一原子力発電所事故において，大型自動車等の資格を必要とする重機等の操作が必要だったことを踏まえ，東海第二発電所において検討した重大事故等の対応に必要な資格を抽出し，有資格者数を確保している。現時点で確保している有資格者数で重大事故等への対応が可能であるが，より多くの技術者が資格を取得し，重大事故等発生時における対応をさらに適切に実施できるように，有資格者数を確保していく（③－6，④－6）。

- e. 重大事故等対応に係る設計及び工事の進捗による技術者数（工事管理者）の確保実績を別紙 2－5 に示す（③－7）。平均すると 1 人あたり約 0.4 件の工事を管理していることから，技術者の業務に対する確実なチェック（上長によるチェック，他の技術者によるダブルチェック）体制の構築を行うことができ，ヒューマンエラーの防止が期待できる。このため，現状で工事管理に適切な人数を確保していると考えられるが，今後設置許可の運用開始時期までに，東海第二発電所において重大事故等対処設備の設置及び既設設備の改造工事が計画されていることから，各工程において必要な技術者を，主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。（③－7）。

- f. 確保した技術者の資質向上を図るため，東海第二発電所及び本店で



は、データベースを構築し、プラントの設計思想、建設経験及び現場作業経験等に関する情報を収集、整備している。本データベースでは、機械設備、電気設備及び計装設備の保修に関する情報、原子燃料管理に関する情報、運転（系統隔離操作含む）に関する情報並びにメーカーから入手した情報等を項目毎に整理し、共有している。また、東海総合研修センターには、別紙２－６のとおり不具合事例に関する資料を展示したスペースを設けている（③－８，④－７）。

東海第二発電所の技術者等は、この取り組み等により技術を伝承し、現場において運転保守を行うことにより、技術者の資質向上を図っている。

g. 本店の各実施部門においては、各専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため、自らの知識取得に取り組むとともに、発電所への指導・助言（オーバーサイト）を行う。これにより、発電所における目標に対するギャップを把握し、また解決すべき課題の抽出を行い、これらを協働で解決することにより世界最高水準のパフォーマンス、技術力を発揮することを目指している。

以上のことから、設計及び運転等並びに自然災害や重大事故等の対応に必要な技術者及び有資格者を確保し、資質向上に努めている。

今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な技術者及び有資格者を継続的に確保し、配置する。



- 別紙 2－1 本店及び東海第二発電所における有資格者等の人数
- 別紙 2－2 採用人数について
- 別紙 2－3 有資格者の人数の推移（至近 5 ヶ年）
- 別紙 2－4 東海第二電所における自然災害及び重大事故等対応に関する有資格者数
- 別紙 2－5 重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数
- 別紙 2－6 東海総合研修センターにおける不具合事例の展示



### (3) 経 験

#### 指針 3 設計及び工事の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。⑤

##### 【解説】

「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。

#### 指針 7 運転及び保守の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。⑥

##### 【解説】

「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。

本変更に係る同等又は類似の施設の設計及び運転等の経験が十分に具備されていることを以下に示す。

- a. 当社は、昭和 32 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。また、昭和 41 年 7 月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計 4 基の原子力発電所を有し、平成 13 年 12 月から廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手した敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。



原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
東海発電所	( 585MW)	昭和 41 年 7 月 25 日
	(平成 13 年 10 月 4 日原子炉の解体の届出)	
	(平成 18 年 6 月 30 日廃止措置計画認可)	
東海第二発電所	(3,293MW)	昭和 53 年 11 月 28 日
敦賀発電所 1 号炉	(1,064MW)	昭和 45 年 3 月 14 日
	(平成 29 年 4 月 19 日廃止措置計画認可)	
敦賀発電所 2 号炉	(3,423MW)	昭和 62 年 2 月 17 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 4 基の原子力発電所において、約 50 年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所 1 号炉での廃止措置を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

- b. 本変更に関して、設計及び工事の経験として、東海第二発電所において平成 19 年には給水加熱器の取替え及び平成 21 年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、可燃性ガス処理系配管、中央制御室換気空調系ダクトサポート、排気筒について設計及び工事を実施している。

福島第一原子力発電所事故以降は、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らがを行い、知識・技能の向上を図り、緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取り組みを行っている。



る。

- c. 更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、高圧電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。また、運転及び保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。

本変更に係る技術的能力の経験として、アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策の経験を以下に示す。

(a) アクシデントマネジメント対策について

米国スリーマイルアイランド原子力発電所の事故以降、アクシデントマネジメントの検討、整備を実施してきた。設備面では、発電用原子炉及び原子炉格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、以下の設備改造を実施している。

- ・原子炉停止機能にかかわるもの
  - ：再循環ポンプトリップ設備及び代替制御棒挿入設備の追加
- ・原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるもの
  - ：既存の代替注水設備（消火系、復水補給水系）間の連絡配管の設置、ペDESTAL部への注水配管及び流量計の設置並びに原子炉自動減圧設備の追加



- ・格納容器からの除熱機能にかかわるもの

：耐圧強化ベント設備の追加

- ・安全機能のサポート機能にかかわるもの

：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への  
予備充電器を介した電源融通設備の追加

また、東海第二発電所が所管する社内規程にアクシデントマネジメントに関する記載を検討，追加し，シミュレータ訓練，机上教育を通じて，知識，技能の維持向上に努め，継続的に改善を加えている。

(b) 緊急安全対策について

緊急安全対策については，緊急時の電源確保，発電用原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保等の観点から以下の対策を実施した。

- ・緊急時の電源確保

：高圧電源車の配備

- ・発電用原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保

：消防ポンプ，ホースの配備，海水ポンプモータ予備品の保有

- ・津波等に係る浸水対策

：安全上重要な設備が設置されている建屋入口扉の水密化及び貫通部の止水対策の実施

d. 新規制基準施行を踏まえ，下記のような自然災害等対策及び重大事故等対策に関する検討，設備改造工事等を実施している。また，これらの対策を運用する体制，手順についても整備している。

(a) 自然災害等対策について

地震：地震による加速度によって作用する地震力に対する設計，設計



基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定，設計基準対象施設の耐震設計における荷重の組み合わせと許容限界の考慮による設計について検討し，基本設計を実施した。

津波：設計基準対象施設が設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計並びに取水路及び放水路等の経路から流入させない設計について検討し，基本設計を実施した。また，水密扉の設置及び貫通部の止水対策を実施している。

竜巻：最大風速 100m/s の竜巻による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた設計荷重に対して，竜巻防護対策設備等による防護対策について検討し，基本設計を実施した。

火山：敷地内で想定される層厚の降下火砕物を設定し，直接的影響である構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計，水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計並びに換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい設計について検討し，基本設計を実施した。

外部火災：森林火災からの延焼防止を目的として評価上必要とされる防火帯を算出した。航空機墜落による火災では，発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災との重畳を考慮し，建屋表面温度を許容温度以下とする設計について検討し，基本設計を実施した。

内部火災：安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護するための火災の発生防止，早期の火災検知及び消火並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護に関して，技術的な検討を実施して



いる。

溢水：溢水源として発生要因別に分類した溢水を想定し、防護対象設備が設置される区画を溢水防護区画として設定し、没水、被水及び蒸気の影響評価を行い、対策について検討し、基本設計を実施した。

(b) 重大事故等対策等について

重大事故時：重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設内において重大事故等対処設備である物的資源を活用し早期に重大事故等を収束させる対応について検討し、基本設計を実施した。

大規模損壊：大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合に、発電用原子炉施設内において人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる施設内外の情報を活用し様々な事態において柔軟に対応することについて検討し、基本設計を実施した。

e. 当社東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び国内の原子力関係機関である株式会社BWR運転訓練センター（以下「BTC」という。）では、従来から下記の訓練を実施している。

(a) 東海総合研修センターで行われる訓練

・ 保守訓練

保守に関する業務に従事する技術者を主な対象者として、実物と同等な訓練設備により、保守業務に必要な知識の習得及び機器の分解、検査等の実技訓練を実施している。保守訓練コースは、それぞれ習熟度に応じて3つのコース（保守訓練初級コース、保守訓練上級コー



ス、 保 修 直 営 化 教 育 コ ー ス ） に 分 け て い る。

- ・ 運 転 訓 練

運 転 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 東 海 第 二 発 電 所 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失 事 故 等 ， 複 雑 な 事 故 対 応 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 コ ー ス は ， 対 象 者 の 習 熟 度 に 応 じ 4 つ の コ ー ス （ フ ァ ミ リ ー 訓 練 コ ー ス ， 初 級 運 転 コ ー ス ， 上 級 運 転 コ ー ス ， 運 転 管 理 者 コ ー ス ） に 分 け て い る。

(b) 敦 賀 総 合 研 修 セ ン タ ー で 行 わ れ る 訓 練

- ・ 保 修 訓 練

保 守 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 実 物 と 同 等 な 訓 練 設 備 に よ り ， 保 修 業 務 に 必 要 な 知 識 の 習 得 及 び 機 器 の 分 解 ， 検 査 等 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 保 修 訓 練 コ ー ス は ， そ れ ぞ れ 習 熟 度 に 応 じ て 3 つ の コ ー ス （ 保 修 訓 練 初 級 コ ー ス ， 保 修 訓 練 上 級 コ ー ス ， 保 修 直 営 化 教 育 コ ー ス ） に 分 け て い る。

- ・ 運 転 訓 練

運 転 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 敦 賀 発 電 所 2 号 炉 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失 事 故 等 ， 複 雑 な 事 故 対 応 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 コ ー ス は ， 対 象 者 の 習 熟 度 に 応 じ 4 つ の コ ー ス （ フ ァ ミ リ ー 訓 練 コ ー ス ， 初 級 運 転 コ ー ス ， 上 級 運 転 コ ー ス ， 運 転 管 理 者 コ ー ス ） に 分 け て い る。

(c) B T C で 行 わ れ る 訓 練

原 子 炉 の 運 転 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 実 機 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失



事故等、複雑な事故対応の実技訓練を実施するシミュレータ訓練コースを設定し、実施している。シミュレータ訓練コースは、対象者の習熟度に応じ2つのコース（基準訓練コース、継続訓練コース）に分けている。

- ・基準訓練コース

原子炉の基礎理論，発電所の設備及び運転実技の習得のためのコースであり，運転業務に携わる技術者を派遣している。

初級Ⅰ：BWRプラント概要，核工学，熱工学，制御工学，安全工学等の基礎理論について習得。

初級Ⅱ：中央制御室での運転に必要な基礎的技量を習得。

初級Ⅲ：異常時運転操作を習得し，中央制御室での運転に必要な総合的技量を習得。

中級Ⅰ：異常時運転操作（事象ベース，徴候ベース）に関する知識，技能を向上し，中央制御室操作員として必要な知識・技能の総合的技量を向上。

中級ⅠS：重大事故を防ぐ取り組み（有効性評価）と，事故シーケンスに関する訓練を通じて，中央制御室操作員として必要な知識・技能を習得。

中級Ⅱ：中央制御室操作員の上位者として，法令，保安規定等の幅広い運転管理知識を拡充の上，広範囲に及ぶ異常時対応能力（事象ベース，徴候ベース）を向上。

中級ⅡS：重大事故を防ぐ取り組み／炉心損傷後の対応について，事象を収束させるために必要となる知識および技能を学習。

上級Ⅰ：運転責任者として要求される技量を総括的に習得。

上級Ⅱ：運転責任者資格の更新。



・継続訓練コース

通常時、異常時及び緊急時の運転手順に関する知識と技能を習得するためのコース。

上級 S：シビアアクシデント（炉心損傷事象）への拡大を防ぐ取り組み／炉心損傷後の対応を復習，事故時における状況判断の回復。

f．東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ，「東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターを活用した訓練実績（平成 28 年度）」

（別紙 3－1）（⑤－1，⑥－1）及び「安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について」（別紙 3－2）（⑥－2）に示すとおり，重大事故等に対処するための訓練を実施している。

(a) 職場内で行われる訓練

交流電源を供給する設備の機能，海水を使用して発電用原子炉施設を冷却する設備の機能並びに使用済燃料プールを冷却する設備の機能が喪失した場合でも，発電用原子炉施設等の冷却機能の回復を図るために必要な電源及び水源確保等の操作が対応できることを確認するための訓練を実施している。

(b) B T Cで行われる訓練

運転員及び発電室員（運転責任者資格保有者）を対象に，「S A 訓練コース（上級）」に参加している。このコースは，シビアアクシデントにおける挙動の理解，対応についての知識・技能を習得させることを目的としている。

g．運転の経験として，当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル



情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。これらの情報は全て社内関係箇所へ周知されるが、そのうち、予防処置に関する情報として扱う必要があるものは、社内規程に基づき必要な活動を行っている。

「品質保証規程」（別紙３－３）（⑤－２，⑥－３）に予防処置の基本的事項について規定し、具体的な予防処置の方法については、「予防処置対応要領」（別紙３－４）（⑤－３，⑥－４）に規定しており、以下に基本的なフローについて示す。

(a) 情報入手

プラント管理グループマネージャーはトラブル情報等（予防処置情報等を含む。）を入手し、関係箇所に情報提供する。

(b) 情報の検討

①プラント管理グループマネージャーは入手した情報のうち発電所のトラブル検討会における検討が必要と判断したものについて、技術連絡票により東海第二発電所運営管理室プラント管理グループマネージャー（以下「運営管理室プラント管理グループマネージャー」という。）へ検討を依頼する。また、これらについて管理リストに記載，登録し管理する。

②プラント管理グループマネージャーは入手した情報が国外故障・トラブルの場合には、次に掲げる観点から技術連絡票により運営管理室プラント管理グループマネージャーへ調査，検討を依頼する。

- ・ 当社発電所と同種の機器又は材料で発生した事象
- ・ 当社発電所の未点検部位で発生した事象
- ・ 経年変化，劣化による未経験の事象
- ・ 人身災害に至った事象



- ・人的事故，過誤防止策を講じる必要があると思われる事象

(c) 検討結果の確認

- ①運営管理室プラント管理グループマネージャーは，対策要否を検討しトラブル検討会での審議結果をプラント管理グループマネージャーに通知する。
- ②プラント管理グループマネージャーを主査とする情報検討会において，発電所におけるトラブル情報等の検討結果（処置事項）を確認し，その妥当性について審議する。
- ③プラント管理グループマネージャーは，前項の審議において発電所での追加確認，検討が必要と判断された場合は，審議結果を付して，運営管理室プラント管理グループマネージャーへ確認，検討を依頼する。
- ④情報検討会は，前項で依頼した追加確認，検討事項について，その結果を確認する。
- ⑤プラント管理グループマネージャーは，情報検討会での検討結果を発電管理室長及び品質保証担当へ報告する。
- ⑥プラント管理グループマネージャーは，情報検討会の審議結果を管理リストに記載する。
- ⑦発電所の関係箇所は，トラブル検討会，情報検討会での検討結果に基づき対策を具体化する。

(d) 処置の実施

- ①発電所の関係箇所は，具体化した対策を実施する。
- ②発電所の関係箇所は，対策実施状況を運営管理室プラント管理グループマネージャーに報告する。



平成 28 年度の本店情報検討会及び東海第二発電所トラブル検討会の開催実績を別紙 3－5 に示す（⑤－4，⑥－5）。

h. 当社は，従来から国内外の原子力施設からトラブル情報の入手，情報交換を行っている。その中で，必要な場合は技術者の派遣を行っている。過去 3 年間の国外の原子力関係諸施設への派遣実績を別紙 3－6 に示す（⑤－5，⑥－6）。平成 29 年度以降は，海外情報の入手と調査が必要な場合に適宜派遣の検討を行う。

以上のとおり，本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有しており，今後も継続的に経験を積み上げていく。

別紙 3－1 東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターを活用した訓練実績（平成 28 年度）

別紙 3－2 安全向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について

別紙 3－3 品質保証規程（抜粋）

別紙 3－4 予防処置対応要領（抜粋）

別紙 3－5 本店 情報検討会／東海第二発電所 トラブル検討会の開催実績（平成 28 年度）

別紙 3－6 過去 3 年間の海外派遣者実績について



#### (4) 品質保証活動

##### 指針 4 設計及び工事に係る品質保証活動

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。⑦

###### 【解説】

- 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。
- 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 3) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

##### 指針 8 運転及び保守に係る品質保証活動

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。⑧

###### 【解説】

- 1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 2) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

###### a. 設計及び運転等の品質保証活動の体制

- (a) 当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」（以下「J E A C 4111-2009」とい



う。)に基づき、保安規定第3条(品質保証計画)を含んだ品質保証  
規程(以下「品質マニュアル」という。)を定め、品質マネジメント  
システムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

- (b) 新規制基準施行前までは、J E A C 4111-2009に基づく品質マニュアルにより品質保証活動を実施してきた。今回の「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」(以下「工認審査基準」という。)の施行(平成25年7月8日)を踏まえ、工認審査基準で追加された安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動などの要求事項について、保安規定第3条(品質保証計画)(以下「品質保証計画」という。)に反映し、品質マニュアルを定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。品質技術基準規則で追加された要求事項と、これを反映した品質保証計画については、別紙4-1及び別紙4-2に示す。(⑦-1, ⑧-1)。

- (c) 当社における品質保証活動については、業務に必要な社内規程を定めるとともに、別紙4-2及び別紙4-3に示す文書体系を構築している(⑦-2, ⑧-2)。また、文書体系のうち一次文書は、品質マニュアルであり、以下のとおりである。

- ・品質マニュアル(社長承認文書)

組織の品質マネジメントシステムを規定する最上位文書であり、  
発電所の安全を達成・維持・向上するうえでの具体的事項を定めて  
いる。

この品質マニュアルに従い、実施部門の管理責任者である安全室を



担当する取締役（以下「実施部門の管理責任者」という。）及び監査部門の管理責任者である考査・品質監査室長（以下「監査部門の責任者」という。）のもと、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）の長が実施する事項を社内規程に定めている。

- (d) 各業務を主管する組織の長は、上記の社内規定に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、評価確認し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する（⑦－３，⑧－３）。
- (e) 品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室で構築している。品質保証活動に係る体制を別紙４－４に示す（⑦－４，⑧－４）。

この体制のうち、経理・資材室については、保安規定に定める運転管理、保守管理等の業務を実施する部門ではなく、発電管理室、開発計画室及び東海第二発電所等の実施部門が供給者の技術的能力・品質保証体制等により調達要求事項を満足する調達製品及び役務の供給能力を評価し、その供給者の中から、「調達管理要項」に従い、供給者の選定に関する業務（契約業務を含む）を実施する部門である。

保安規定に定める運転管理、保守管理等の業務の実施箇所及びこれを支援する箇所を別紙４－５に示す。



(f) 社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定している（⑦－５，⑧－５）。設定した品質方針を別紙４－５に示す。この品質方針は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意のもと、安全の確保、品質の向上、企業倫理の浸透、透明性の確保を基本として活動することを表明している。また、組織内に伝達され、理解されることを確実にするため、イントラネットに掲載の他に、執務室内に品質方針ポスターを掲示、携帯用の品質方針カードの配布を実施することにより、実施部門及び監査部門の要員に周知している。（⑦－６，⑧－６）。品質方針の組織内への伝達方法については、別紙４－６に示す。

(g) 実施部門の管理責任者は、社長が設定した品質方針を実施部門の各業務を主管する組織の長へ周知するとともに、年度毎に品質方針を踏まえて具体的な活動方針である品質目標を設定することを指示している。

(h) 各業務を主管する組織の長は、年度毎に品質方針を踏まえて具体的な活動方針である組織の品質目標を業務計画と整合を取り設定するとともに、この品質目標に基づき品質保証活動を実施している。

この品質目標は、イントラネットへの掲載、電子メールでの配信及び打合せ等により実施部門及び監査部門の要員に周知している。品質方針が変更された場合には、品質目標を見直し、再度、実施部門の要員に設定時と同様の方法により周知している。



- (i) 各業務を主管する組織の長は、年度業務計画に基づく品質保証活動の実施状況を評価確認するため、品証規程に従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を作成する。マネジメントレビューのインプット項目については、別紙４－７に示す。実施部門の管理責任者は、安全室長の補佐を受けて、実施部門の各室所のマネジメントレビューのインプットに関する情報を集約し、評価確認し、マネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する（⑦－７，⑧－７）。

また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、評価確認し、別紙４－７に示すとおり監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する（⑦－７，⑧－７）。

- (j) 社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する（⑦－８，⑧－８）。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを、各業務を主管する組織の長に通知し、各業務を主管する組織の長が作成したマネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項を確認して改善計画としてまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項及び各業務を主管する組織の品質保証活動の実施状況を評価確認し、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。

また、管理責任者はそれらの状況を確認している。

- (k) 安全室を担当する取締役は、実施部門管理責任者として、各室所に共通する事項である品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事



項、品質方針の変更提案、マネジメントレビューのインプット及びアウトプットに基づく品質マネジメントシステムの改善状況等をレビューする。

また、東海第二発電所、本店各室においては、各室所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）及び管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

マネジメントレビュー、管理責任者レビュー及び各室所長レビューの構成、インプットに関する情報等については、別紙４－７に示す（⑦－９，⑧－９）。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定／改訂、社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持・向上させるため、本店の品質保証委員会では、実施部門の品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理（品質方針の改訂、品質目標の設定・達成状況等）に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。また、東海第二発電所の品質保証運営委員会では、東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理（品質目標の設定・達成状況等）に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。品質保証委員会及び品質保証運営委員会の開催実績については、別紙４－１０に示す。

なお、原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本社



にて保安規定第 6 条に基づく原子力発電保安委員会を、また原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第 7 条に基づく原子力発電保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

b. 設計及び運転等の品質保証活動

- (a) 各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を、品質マニュアルに従い、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に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する（⑦－10）。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う（⑦－11）。

供給者に対しては、品質管理グレードに応じた要求項目の他、法令類からの要求項目や製品等の内容に応じた要求項目を加えた調達要求事項を提示する（⑦－12）。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する（⑦－13）。これらの調達要求事項等の具体的な内容については「個別仕様書」（以下「仕様書」という。）で明確にしている。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理す



る。

- (b) 新規制基準の施行前に調達した製品は、当時の品質マネジメントシステムに基づき、上記と同様に管理している。

これらについても、新規制基準における設備的な要求事項を満足していること（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への適合性）を確認していく。また、新規制基準のうち、工認審査基準において①から③の調達要求事項が追加されており、施行前と施行後の品質保証活動は以下のとおりである。

#### ①安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項

安全文化を醸成するための活動が要求事項となっているが、仕様書において、施行前から以下のとおり要求しており、同様に対応している。

なお、製品や役務など調達内容に応じて、必要な項目を要求している。

- a) 不適合が検出された場合は文書により速やかに当社へ報告を行うこと。
- b) 作業開始前には、T.B.Mを実施し、作業要領、品質管理、安全対策等の周知、実施、徹底を図ること。
- c) 発電所内で実施する業務に関しては、工事等要領書を作成し事前に当社の確認を得ること。さらに、業務は当社の確認を受けた工事等要領書に基づき実施すること。製品が当社の要求する品質及び設計要求事項に適合していることを確認するための検査及び試験の項目、工程並びに当社の立会い程度を明確にし、実施すること。

#### ②不適合の報告及び処理に係る要求事項



不適合の報告及び処理に係る事項については、施行前から、仕様書にて、以下のいずれかの不適合が発生した場合又は不適合を発見した場合にはその内容に応じて当社に報告することを要求している。また、不適合への対応として、識別、処置、再発防止対策についての管理方法を確立することを要求している。

- ・原子力発電所内で発生した不適合
- ・原子力発電所外で発生した不適合

③調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させること

調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させることについては、施行前から、仕様書にて、工事等要領書、試験・検査記録等の必要な図書の提出を要求している。

設計及び工事に係る重要度、調達要求事項、品質管理グレード及び調達製品の検証に関する社内規定を別紙４－１１及び別紙４－１２に示す。

- (c) 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。

不適合の処置及び是正処置については、別紙４－３及び別紙４－１３に示す（⑦－１４，⑧－１０）。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう仕様書にて要求事項を提示し（⑦－１５，⑧－１１），不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織はその実施状況を不適合管理要項に従って確認する。

c. 品質保証活動の強化



当社は、福島第一原子力発電所事故のような極めて深刻な事故を二度と起こさないために、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意を品質方針に示している。設定した品質方針を別紙４－５に示す。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

- 別紙４－１ 工認審査基準を踏まえた品質保証計画について
- 別紙４－２ 東海第二発電所原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙４－３ 品質保証規程（抜粋）
- 別紙４－４ 品質管理要項（抜粋）
- 別紙４－５ 品質方針
- 別紙４－６ 品質方針の組織内への伝達方法
- 別紙４－７ マネジメントレビュー要項（抜粋）
- 別紙４－８ 品質保証委員会及び品質保証検討会運営要項（抜粋）
- 別紙４－９ 品質保証運営委員会運営要領（抜粋）
- 別紙４－１０ 品質保証委員会及び東海第二発電所 品質保証運営委員会の開催実績
- 別紙４－１１ 原子力施設の重要度分類基準要項（抜粋）
- 別紙４－１２ 調達管理要項（抜粋）
- 別紙４－１３ 不適合管理要項（抜粋）



(5) 技術者に対する教育・訓練

指針 9 技術者に対する教育・訓練

事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていること。

⑨

確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針を以下に示す。

- a. 技術者は、原則として入社後一定期間、配属された部門に係る基礎的な教育・訓練を受ける。例えば、入社後技術者は、当社東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び東海第二発電所において、「平成29年度新入社員年間教育スケジュール（別紙5－1）」に示すとおり、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する（⑨－1）。

配属された技術者が受講する教育・訓練は以下のとおり。

・ 共通教育，専門教育

法定の安全教育，作業安全に必要な基本的事項の習得，お客様意識の醸成，電力設備に関する基礎学力の向上，設備の構造，機能に関する知識及び運転，保守に関する技能など基礎の習得等

「力量運用要領」（別紙5－2）（⑨－2）及び「原子炉施設保安教育手順書」（別紙5－3）（⑨－3）及び「教育・訓練計画手順書」（別紙5－4）（⑨－4）に示すとおり，東海第二発電所においては，実務を通じた教育・訓練として現場教育を実施している。現場教育で



は、運転及び保守における基礎知識の習得、作業安全の基礎知識の習得等を行う。

- b. 教育・訓練については、保安規定第3条（品質保証計画）「6. 資源の運用管理」（別紙5-5）（⑨-5）で示すとおり、品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）文書体系における1次文書としての要求事項を定めている。この要求事項を踏まえ、社内規程「品質保証規程」（別紙5-6）（⑨-6）において、品質保証計画における要求事項を具体的に規定している。

これらの要求事項を受けて、社内規程「力量運用要領」（別紙5-2）（⑨-2）においては、東海第二発電所における保安教育等の運用要領等を定め、「原子炉施設保安教育手順書」（別紙5-3）（⑨-3）及び「教育・訓練計画手順書」（別紙5-4）（⑨-4）においては、これに基づく具体的な運用要領等を定めており、教育・訓練の運用をQMS体系の中で規定している。これらの運用に関する規定に基づき、教育・訓練を実施している。平成28年度の東海第二発電所の教育訓練実績及び保安教育実績の抜粋を別紙5-7及び別紙5-8に示す（⑨-7，⑨-8）。

以上のとおり、確保した技術者に対しその専門知識及び技術・技能を維持・向上させるため、教育・訓練に関する社内規程を策定し、必要な教育・訓練を行う。

なお、東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターは当社のみならず、協力会社の教育・訓練にも活用できるよう研修設備の提供を行っており、発電所の保守点検業務等を行う協力会社社員の専門知識・技能の向上を支援している。



c. 東海第二発電所では、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容、教育時間及び教育実施時期について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する（⑨－５）。また、東海第二発電所では必要となる教育及び訓練とその対象者として発電所の運営に直接携わる運転、保守、放射線管理、化学管理、燃料管理等に関する業務の技術者に対して力量評価制度を設けている。力量評価では、業務を遂行する上で必要な力量を教育・訓練に関する要領に定め、評価を実施する。また、必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を実施する。

教育・訓練にあたっては、知識及び技能に応じた教育訓練コースの設定及び配属後の年数や職位に応じた区分を設定することにより、技術者の能力に応じた教育・訓練を実施している。

教育訓練プログラムの概要を別紙５－９に示す。

福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となったことを踏まえ、重大事故等対処設備に関わる知識・スキルの習得に併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

d. 技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターの他、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練セン



ター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）（⑨－９）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。過去５年間の社外教育訓練受講者の実績を別紙５－１０（⑨－９）に示す。

当社内の講師，訓練施設だけでなく，社外の講師，訓練施設に積極的に社員を派遣することにより，訓練等で得た知識，操作能力を高め，必要ならば当社の教育訓練項目の改善を図ること等の対策がとれること，当社の訓練施設で模擬できない施設に関する訓練を経験することにより，より幅広い技術的能力の習得が可能となること等の効果が得られていると考えている。

e．本変更に係る業務に従事する技術者の他，原子力防災組織において必要な事務系社員及び協力会社社員に対しては，各役割に応じた自然災害等発生時，重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため，計画的，かつ継続的に教育・訓練を実施する。

なお，東海第二発電所に勤務する事務系社員に対しては，従来から保安規定に定める以下の保安教育を実施している。

- ・入所時に実施する教育：

- 関係法令及び保安規定の遵守に関すること，原子炉施設の構造，性能に関すること，非常の場合に構すべき処置の概要

- ・その他反復教育

- 関係法令及び保安規定の遵守に関すること，非常の場合に講ずべき処置に関すること

これは，原子力発電所で働く全所員に対し，原子炉等規制法に関連する法令の遵守を徹底すること，及び非常時においては事務系社員も原子



力防災組織における要員の一部であり、必要な知識、技量を教育により習得、維持する必要があることから事務系社員も保安教育の対象者としている。また、原子力発電所で働く協力会社社員に対しては、原子炉施設の構造・性能に関すること、非常の場合に講ずべき処置に関すること、関係法令及び保安規定の遵守に関することについて、従来からの保安教育として要求し、実施していることを確認している。

f. 東京電力福島第一原子力発電所事故以降、東海第二発電所では重大事故等対処設備等を整備し、災害対策要員の体制整備を進めている。これら重大事故等対処設備等を効果的に活用し、適切な事故対応が行えるよう訓練を繰り返し行うことにより、災害対策要員の技術的な能力の維持向上を図っている。訓練の実施にあたっては、訓練の種類に対応する対象者、訓練内容等を定め、訓練の結果、改善すべき事項が抽出されれば、速やかに検討を行うこととしている。別紙 5－11（㊟－10）に平成 27 年度及び平成 28 年度の訓練回数を示す。

今後も引き続き重大事故等対処設備等の整備及び災害対策要員の体制整備を進めると共に、複数の事象が発生した場合においても適切な事故対応が行えるよう総合的な訓練を計画・実施していく。

以上のとおり、本変更に係る技術者に対する教育・訓練を実施し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させる取り組みを行っている。

別紙 5－1 平成 29 年度 新入社員教育 年間教育スケジュール

別紙 5－2 力量運用要領（抜粋）

別紙 5－3 原子炉施設保安教育手順書（抜粋）



- 別紙 5－4 教育・訓練計画手順書（抜粋）
- 別紙 5－5 東海第二発電所 原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙 5－6 品質保証規程（抜粋）
- 別紙 5－7 東海第二発電所の教育訓練実績（平成 28 年度）
- 別紙 5－8 東海第二発電所 保安教育実績 抜粋（平成 28 年度）
- 別紙 5－9 教育訓練プログラムの概要（イメージ）
- 別紙 5－10 本店及び東海第二発電所における各年度の社外教育訓練受講者数
- 別紙 5－11 東海第二発電所における重大事故対応に関する訓練実績



(6) 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

指針 10 有資格者等の選任・配置

事業者において、当該事業等の遂行に際し法又は法に基づく規則により有資格者等の選任が必要となる場合、その職務が適切に遂行できるよう配置されているか、又は配置される方針が適切に示されていること。⑩

【解説】

「有資格者等」とは、原子炉主任技術者免状若しくは核燃料取扱主任者免状を有する者又は運転責任者として基準に適合した者をいう。

東海第二発電所の運転に際して必要となる有資格者等については、その職務が適切に遂行できる者の中から選任し、配置していることを以下に示す。

- a. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 95 条では、発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実施経験を 3 年以上有する者の中から、原子炉毎に選任することが定められている。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、上記の実務経験に関する要求に適合している者の中から職務経験期間を考慮し、以下のとおり原子炉毎に適切に選任している。

(a) 実務経験について

東海第二発電所では平成 28 年 6 月 30 日付で発電用原子炉主任技術者を配置している。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者の主な実務経験は、以下のとおり。

- ・本店及び東海第二発電所において、炉心設計、炉心性能管理を



14 年 1 か月従事したことから、第 2 項第四号「発電用原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務に従事した期間」に含まれると考えられる。

- ・本店において、東海第二発電所、敦賀発電所 1 号炉及び 2 号炉の運転計画、設備修繕計画を 1 年従事したことから、第 2 項第一号「発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務に従事した期間」に含まれると考えられる。

以上から、東海第二発電所発電用原子炉主任技術者は、第 2 項の選任要件に適合する業務に、通算して 15 年超従事していることから、第 2 項の選任要件に適合している。

(b) 職務能力について

保安規定では、発電用原子炉主任技術者は社長が選任することを定めている。また、職位は、原子炉安全担当として発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任することを定めている。

東海第二発電所における原子炉安全担当は、能力等級特 3 級以上又は役割ランク 3 号以上の管理職が該当し、所管する組織の管理責任者として所管業務を統括・推進するとともに、必要に応じて関係者に対し指導・調整並びに専門的な立場からの連携・援助等を行う能力を有する者として、社長がその職位への配置を決定した者である。

社長は、業務内容を踏まえ、管理職（能力等級特 3 級以上又は役割ランク 3 号以上）の中から、保安規定に定める発電用原子炉主任技術者の職務を遂行できる能力を有する者を、発電用原子炉主任技術者としての選任要件に該当する職務経歴を踏まえ、発電用原子炉主任技術者を選定する。



(c) 原子炉毎の選任について

東海第二発電所では、原子炉主任技術者免状を有する者を、発電用原子炉主任技術者として1名配置している。

b. 発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、社長が選任し配置する。このことにより、発電用原子炉主任技術者は発電所長からの解任や配置の変更を考慮する必要がなく、保安上必要な場合は運転に従事する者（発電所長を含む。）へ必要な指示を行うことができることから、独立性を確保できている。

(a) 上位職位者との関係における発電用原子炉主任技術者の独立性の確保

発電用原子炉主任技術者の職務である保安の監督に支障をきたすことがないように、上位職位者である発電所長との関係において独立性を確保するために、東海第二発電所における発電用原子炉主任技術者の選定にあたっては、発電所長の人事権が及ばない社長が選任する。

(b) 職位に基づく判断における発電用原子炉主任技術者の独立性の確保  
発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任することを定めていることから、発電所の職位と兼務することなく、適切に職務を遂行できると考えられる。

c. 発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（能力等級特4級以上又は役割ランク4号



以上)の中から選任し、職務遂行に万全を期している。必要な代行者数について以下に示す。

必要となる発電用原子炉主任技術者数は、号炉毎に選任する必要があることから、最少人数としては1名である。

しかし、疾病・負傷、出張、休暇等の理由により、保安規定に定める発電用原子炉主任技術者の任務が遂行できない可能性を考慮し、実用炉規則第95条第2項に定める選任要件に適合する代行者を選任している。

さらに、原子炉主任技術者の資格を有する者は常に把握していることから、万一、発電用原子炉主任技術者が不在となる事態となれば、実用炉規則第95条第2項の選任要件を満たす者の中から速やかに発電用原子炉主任技術者として選任し、選任後30日以内に原子力規制委員会に届け出る。

d. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、東海第二発電所において重大事故等が発生した場合を想定し、発電用原子炉主任技術者は、休日・夜間において東海第二発電所における重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に非常招集するため、早期に非常招集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者及び代行者を少なくとも1名配置する。

e. 運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準（運転責任者に係る基準等に関する規程（平成13年経済産業省告示第589号）第1条）に適合した者の中から選定し、原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。

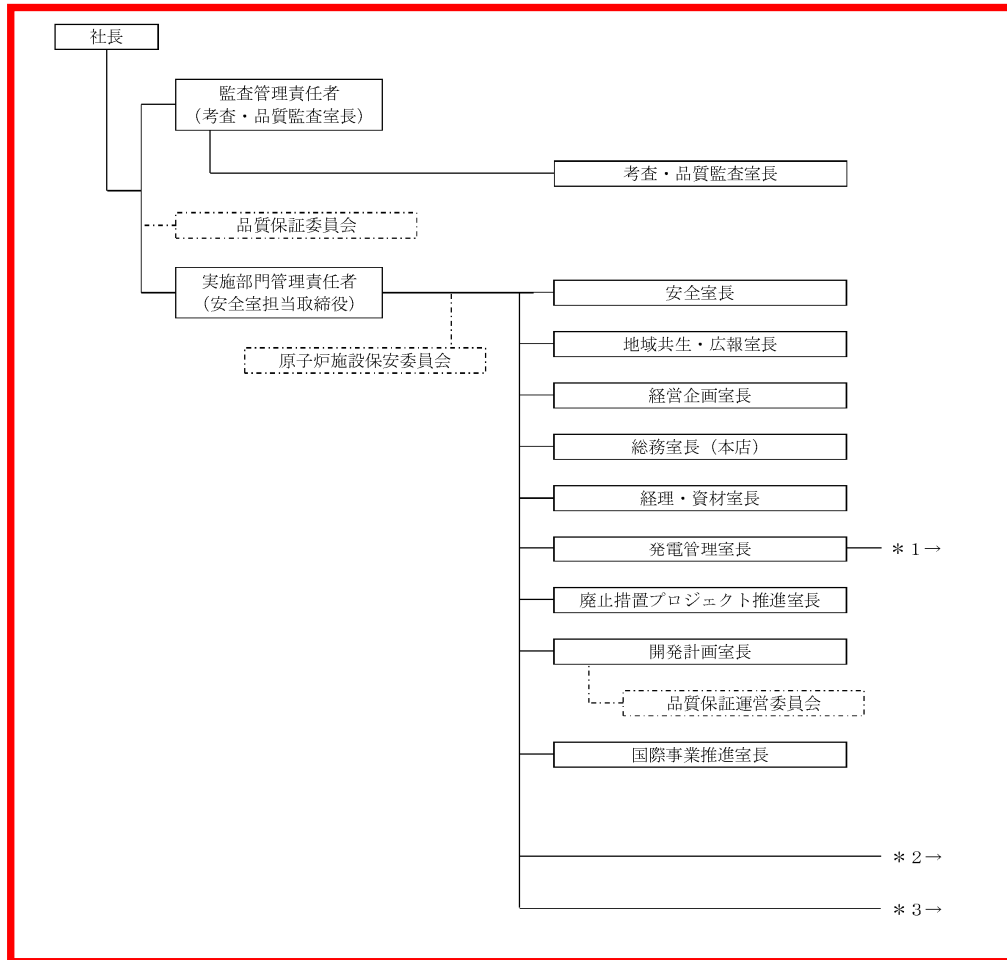


以上のとおり，東海第二発電所の運転に際して必要となる有資格者等については，その職務が適切に遂行できる者の中から選任し，配置している。



(平成 29 年 10 月 1 日現在)

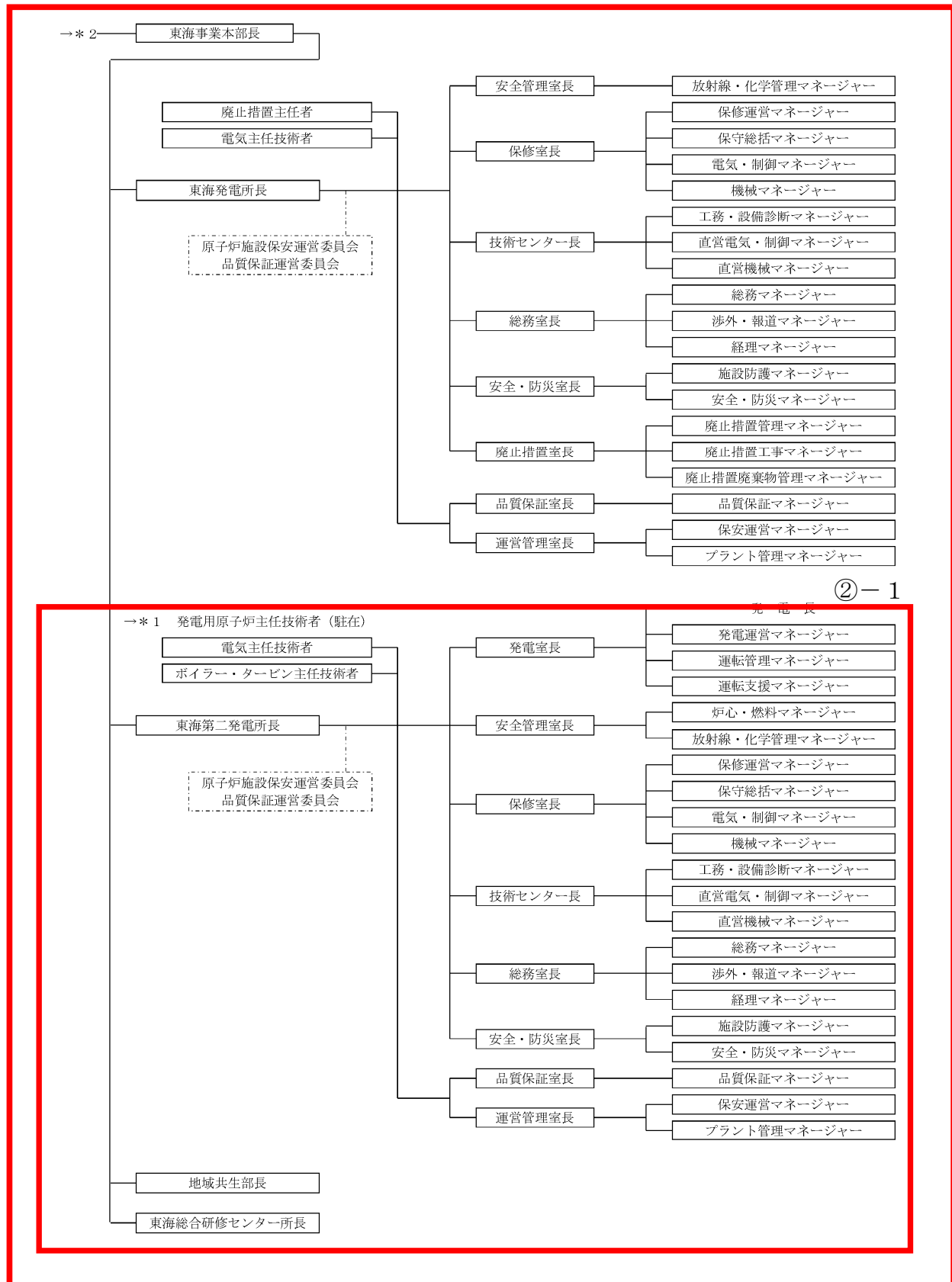
① - 1



原子力関係組織系統図 (1/3)

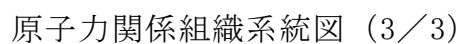


① - 1

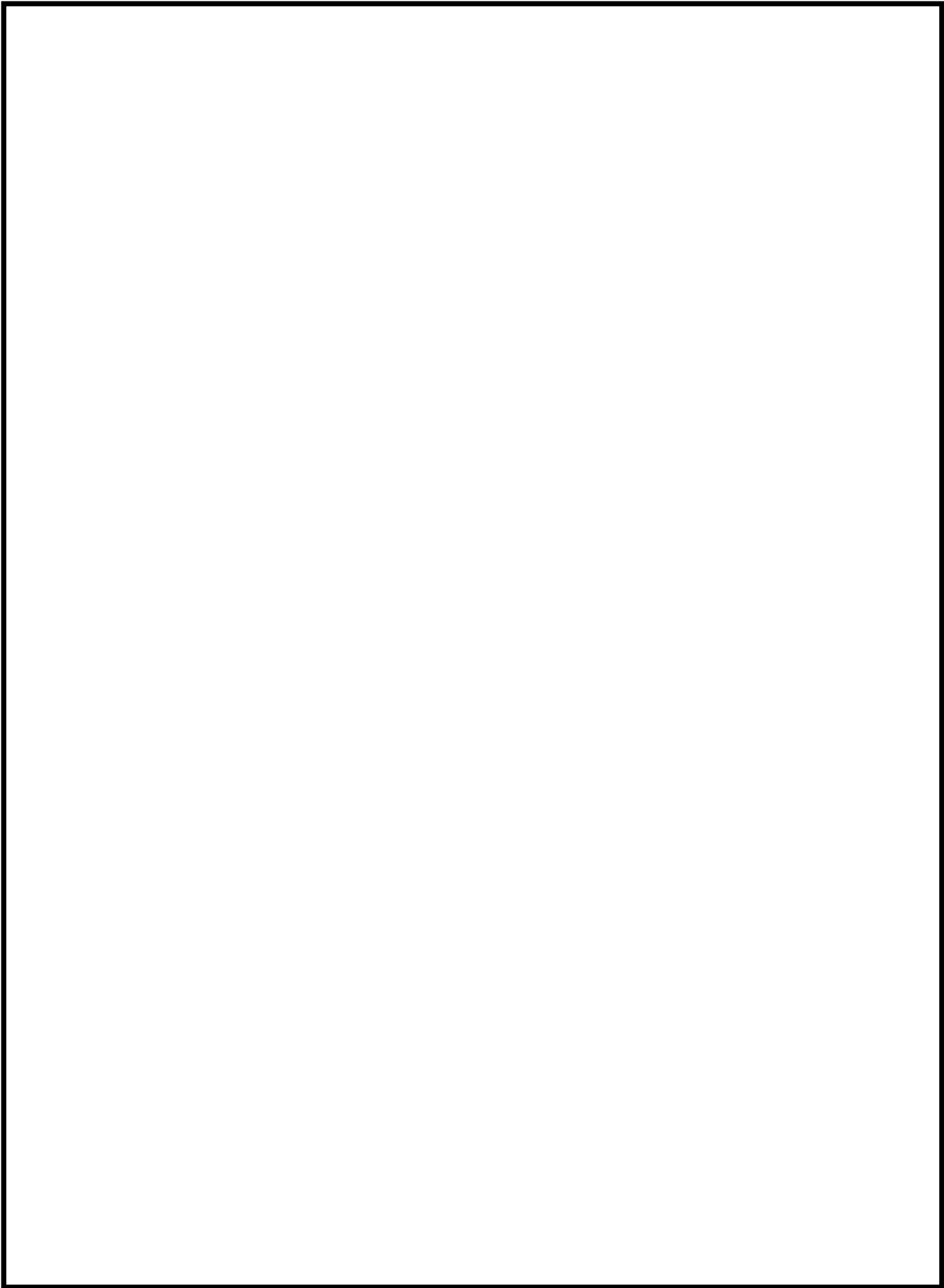


原子力関係組織系統図 (2/3)





















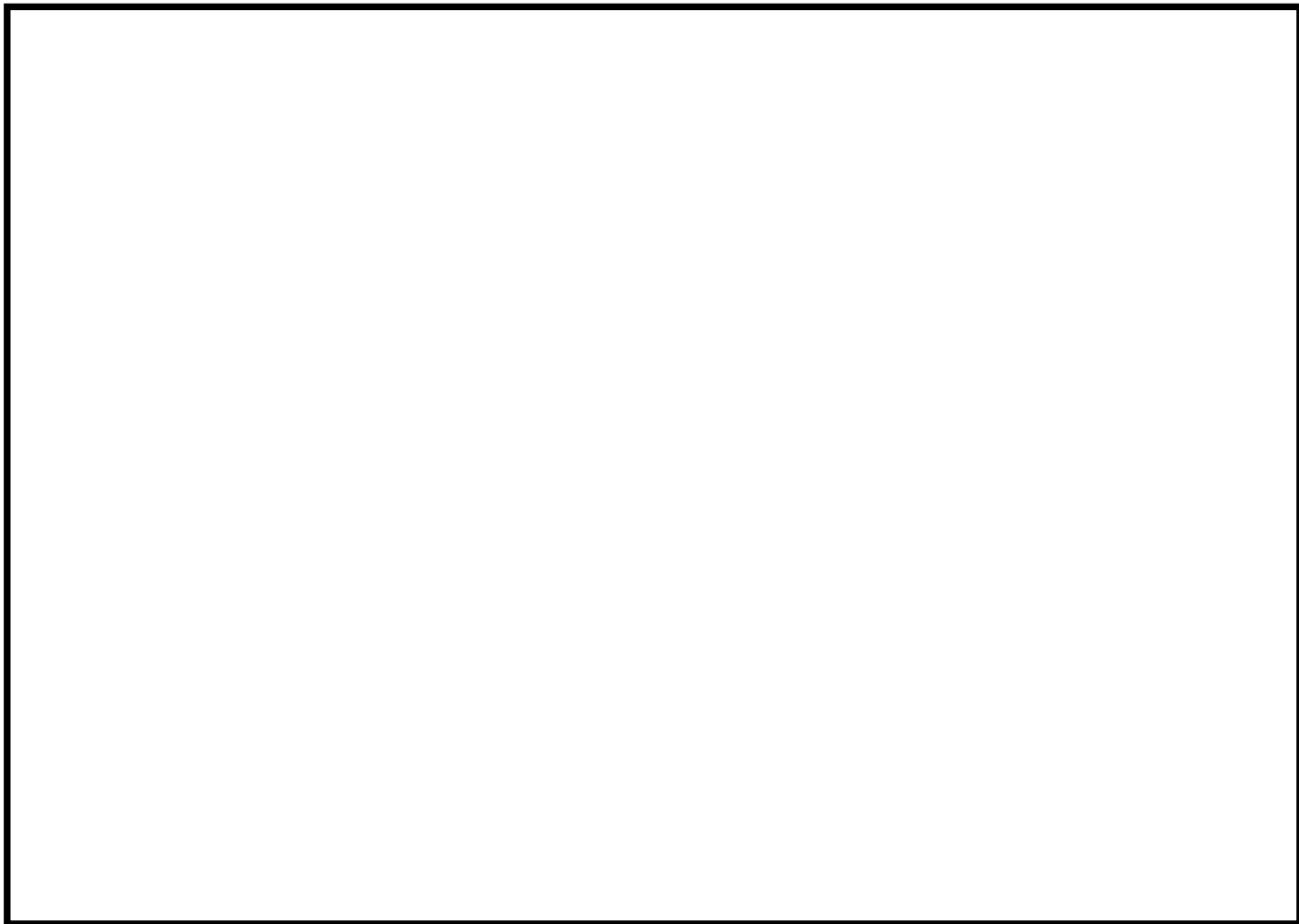














# 東海第二発電所原子炉施設保安規定

(抜 粋)

制定	昭和52年12月20日	社規第 299号
最終改正	平成28年 3月31日	社規第1175号
主管箇所	本店	発電管理室

平 成 28 年 3 月

日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社



**(保安に関する職務)**

**第 5 条** 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、管理責任者を指揮し、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築、実施及び維持並びにその有効性の継続的な改善を統括する。関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を統括する。また、社長は、発電所長（以下「所長」という。）及び発電用原子炉主任技術者（以下「原子炉主任技術者」という。）に適宜報告を求め、発電所の安全確保を確実にするため、「事故・故障時等対応要項」の定めるところにより必要な指示を行う。
  - (2) 実施部門管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの具体的活動（内部監査活動を除く。）を総括する。
  - (3) 監査管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの内部監査活動を総括する。
  - (4) 安全室は、品質マネジメントシステム（品質保証活動を含む。）に係る事項の総合調整及び品質マネジメントシステムの総括管理に関する業務を行う。安全室長は、推進委員会を所管し、関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を推進する。
  - (5) 考査・品質監査室は、品質マネジメントシステムの内部監査業務を行う。
  - (6) 発電管理室は、品質マネジメントシステムに関係する発電管理及び非常時の措置の総括に関する業務を行う。
  - (7) (1)から(6)の職務の他、本店には次の職務がある。
    - イ. 地域共生・広報室は、品質マネジメントシステムに関係する安全文化醸成活動におけるコミュニケーション活動の総括及び推進に関する業務を行う。
    - ロ. 総務室（本店）は、品質マネジメントシステムに関係する能力開発、労働安全衛生管理及び文書管理の総括に関する業務を行う。
    - ハ. 経理・資材室は、品質マネジメントシステムに関係する物品購入、工事請負及び業務委託の契約に関する業務を行う。
    - ニ. 開発計画室は、品質マネジメントシステムに関係する土木設備及び建築設備の設計に関する業務を行う。
  - (8) 発電管理室長、考査・品質監査室長、安全室長、地域共生・広報室長、総務室長（本店）、経理・資材室長及び開発計画室長は、室員を指示・指導し、所管する業務を行う。また、室員は、室長の指示・指導に従い業務を実施する。
2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。
- (1) 所長は、原子炉主任技術者の意見を尊重したうえで、発電所における保安に関する業務を統括する。
  - (2) 発電直は、原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。
  - (3) 発電運営グループは、発電室の運営管理に関する業務を行う。
  - (4) 運転管理グループは、原子炉施設の運転の計画及び管理に関する業務を行う。
  - (5) 運転支援グループは、当直業務の支援に関する業務を行う。
  - (6) 炉心・燃料グループは、燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (7) 放射線・化学管理グループは、放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理に関する業務及び安全管理室の運営管理に関する業務を行う。
  - (8) 保修運営グループは、保修室の運営管理に関する業務を行う。



- (9) 保守総括グループは、原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。
  - (10) 電気・制御グループは、原子炉施設のうち電気、計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (11) 機械グループは、原子炉施設のうち機械関係設備（建物、構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (12) 工務・設備診断グループは、電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。
  - (13) 直営電気・制御グループは、電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (14) 直営機械グループは、機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (15) 総務グループは、保安教育の総括、文書管理及び総務室の運営管理に関する業務を行う。
  - (16) 渉外・報道グループは、地方自治体とのコミュニケーションに関する業務を行う。
  - (17) 経理グループは、資材業務に関する業務を行う。
  - (18) 施設防護グループは、警備及び安全・防災室の運営管理に関する業務を行う。
  - (19) 安全・防災グループは、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備及び労働安全衛生管理に関する業務を行う。
  - (20) 品質保証グループは、品質保証活動の管理に関する業務を行う。
  - (21) 保安運営グループは、原子炉施設の保安運営の総括に関する業務及び運営管理室の運営管理に関する業務を行う。
  - (22) プラント管理グループは、原子炉施設の運転保守計画及び管理並びに技術管理に係る事項の総括に関する業務を行う。
  - (23) 各室長（以下「各室長」は技術センター長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該室（以下「室」には技術センターを含む。）が所管するグループ業務を統括する。
  - (24) 各グループのマネージャー（以下「各マネージャー」という。発電直においては、マネージャーを発電長という。以下同じ。）は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。
  - (25) 各マネージャーは、グループ員（発電長のもと原子炉施設の運転操作を行う者（以下「運転員」という。）を含む。）を指示・指導し、所管する業務を行う。また、グループ員は、マネージャーの指示・指導に従い業務を実施する。
3. その他関係する部門の長は、別途定められた「組織権限規程」に基づき所管業務を行う。

## 第2節 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会

②-10

**（原子炉施設保安委員会）**

**第6条** 本店に原子炉施設保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

- 2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。
  - (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統及び機器の変更
  - (2) 原子炉施設保安規定の変更
  - (3) その他保安委員会で定めた審議事項
- 3. 発電管理室長を委員長とする。



4. 保安委員会は、委員長、所長、原子炉主任技術者に加え、グループマネージャー以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

**(原子炉施設保安運営委員会)**

**第7条** 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。

ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

(1) 運転管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 運転員の構成人員に関する事項
- ロ. 当直の引継方法に関する事項
- ハ. 原子炉の起動及び停止操作に関する事項
- ニ. 巡視点検に関する事項
- ホ. 異常時の操作に関する事項
- ヘ. 警報発生時の措置に関する事項
- ト. 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- チ. 定期試験に関する事項

(2) 燃料管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 新燃料及び使用済燃料の運搬に関する事項
- ロ. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵に関する事項
- ハ. 燃料の検査及び取替に関する事項

(3) 放射性廃棄物管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 放射性固体廃棄物の保管及び運搬に関する事項
- ロ. 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
- ハ. 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
- ニ. 放出管理用計測器の管理に関する事項

(4) 放射線管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 管理区域の設定、区域区分及び特別措置を要する区域に関する事項
- ロ. 管理区域の出入管理及び遵守事項に関する事項
- ハ. 保全区域に関する事項
- ニ. 周辺監視区域に関する事項
- ホ. 線量の評価に関する事項
- ヘ. 除染に関する事項
- ト. 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
- チ. 放射線計測器類の管理に関する事項
- リ. 管理区域内で使用した物品の搬出及び運搬に関する事項

(5) 保守管理に関する手順の制定及び改正

(6) 改造の実施に関する事項

(7) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第10条（原子炉施設の定期的な評価））

(8) 非常時における運転操作に関する手順の制定及び改正（第110条（原子力防災資機材等））

(9) 保安教育実施計画の策定（第118条（所員への保安教育））に関する事項

(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項



3. 所長を委員長とする。
4. 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び各室長に加え、委員長が指名した者で構成する。

### 第3節 主任技術者

#### (原子炉主任技術者の選任)

**第8条** 社長は、原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であつて、以下の(1)から(4)のいずれかの業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務
  - (2) 原子炉の運転に関する業務
  - (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
  - (4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務
2. 原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任する。
  3. 原子炉主任技術者は、能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上に格付けされた者から選任する。
  4. 原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在して、第9条（原子炉主任技術者の職務等）に定める職務を専任する。
  5. 代行者は、能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上に格付けされた者から選任する。
  6. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、原子炉主任技術者を選任し直す。

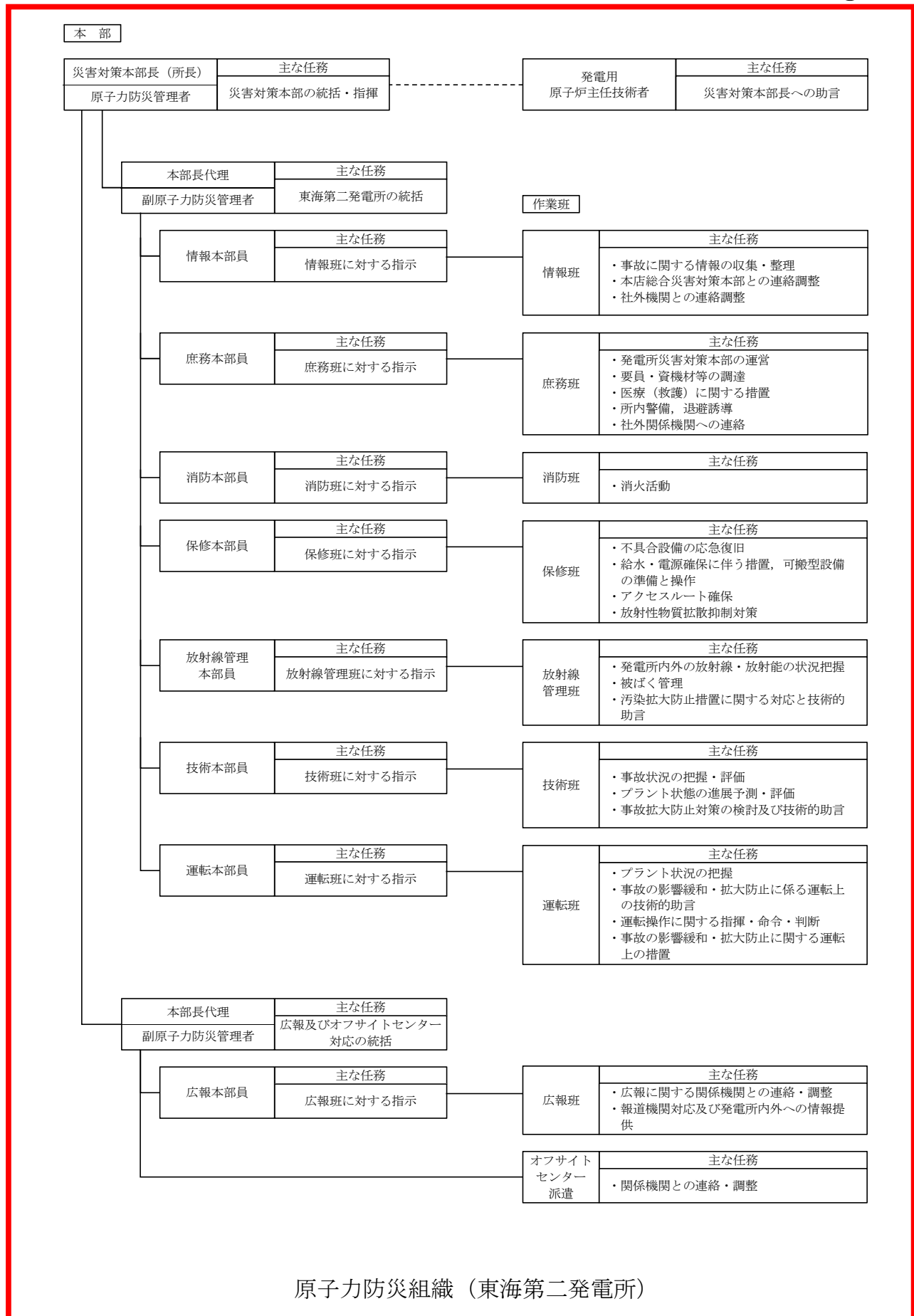
#### (電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任)

**第8条の2** 社長は、電気主任技術者及び代行者を第一種電気主任技術者免状を有する者の中から、ボイラー・タービン主任技術者及び代行者を第一種ボイラー・タービン主任技術者免状を有する者の中から選任する。

2. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、電気工作物<sup>※1</sup>の保安の監督を行ううえで必要な責任と権限を有する者とし、能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上に格付けされた者から選任する。ただし、該当者がいない場合はこれに準じる者から選任する。
3. 代行者は、能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上に格付けされた者から選任する。
4. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が職務を遂行できない場合は、それぞれの代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項及び第2項に基づき、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者を選任し直す。

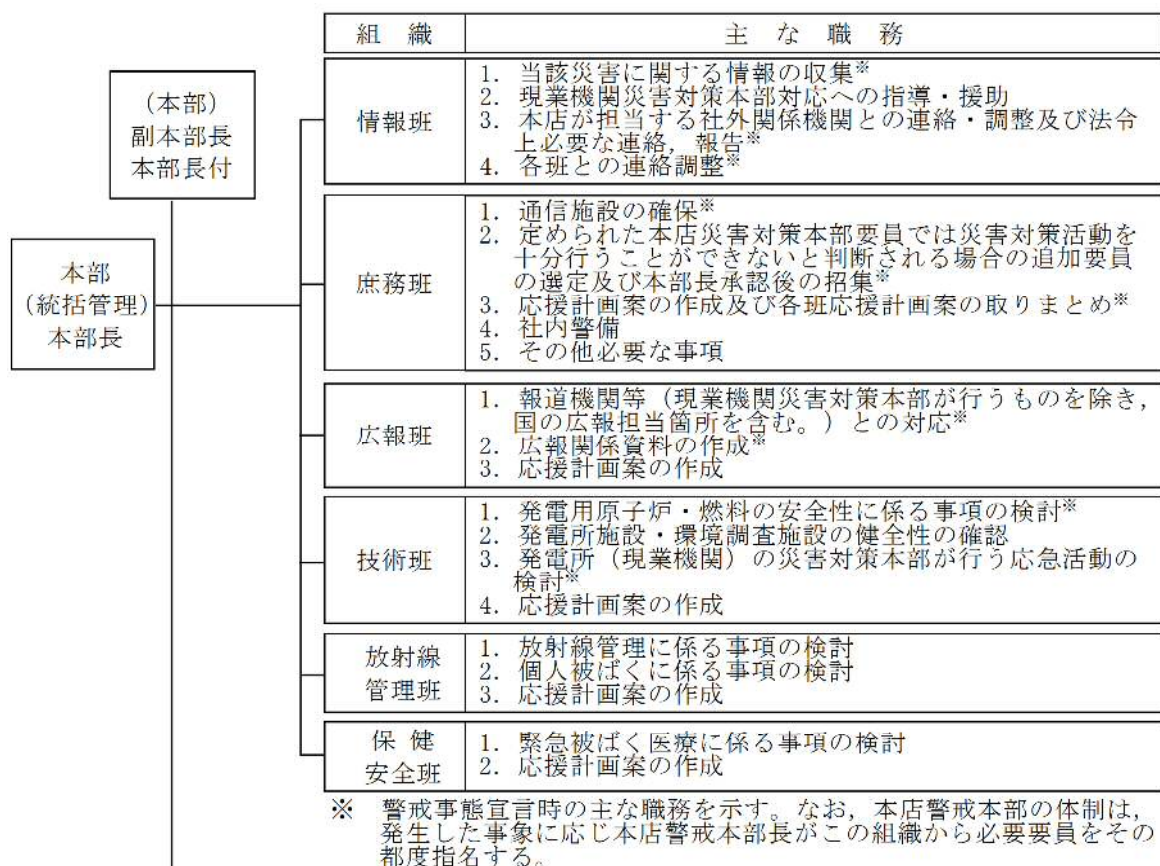
※1：電気工作物とは、当社の設置する電気事業の用に供する電気工作物（原子力発電工作物）、及び電気事業の用に供する電気工作物（原子力発電工作物）を監督する主任技術者が、同工作物と一括して監督する自家用電気工作物をいう。以下、第9条の2（電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等）において同じ。





（別紙 1 - 4 は変更を予定している原子力防災組織の現時点における変更案を添付する。）





[本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する]

組 織	主 な 職 務
原子力施設事態 即応センター	1. 原子力規制委員会、緊急時対策監等の対応
原子力緊急時 後方支援班	1. 状況把握・拠点選定・運営 2. 資機材調達・受入 3. 輸送計画の作成 4. 調達資機材の管理 5. 要員の入退管理 6. 要員・資機材の放射線管理 7. 住民避難行動等状況把握 8. スクリーニング計画作成 9. 避難住居要請対応計画作成 10. 国、自治体と連携した汚染検査、除染計画作成
原子力災害被災者 対応チーム	1. 自治体との連携 2. 避難所対応 3. 被災者対応 4. 地域モニタリングの計画作成
原子力損害賠償 チーム	1. 補償相談・広報計画作成 2. 初期の補償窓口 3. 本格体制の準備 4. 法令手続き

原子力防災組織（本店）

（別紙 1 - 4 は変更を予定している原子力防災組織の現時点における変更案を添付する。）



東 海 第 二 発 電 所  
原子力事業者防災業務計画

(抜 粋)

平成 2 9 年 3 月

日本原子力発電株式会社



## 6. 緊急事態応急対策

原子力緊急事態宣言があったときから原子力緊急事態解除宣言があるまでの間において、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止を図るため実施すべき応急の対策をいう。

## 7. 原子力災害中長期対策

原子力緊急事態解除宣言があったとき以後において、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止又は原子力災害の復旧を図るため実施すべき対策（原子力事業者が原子力損害の賠償に関する法律の規定に基づき、同法第 2 条第 2 項に規定する原子力損害を賠償することを除く。）をいう。

## 8. 原子力事業者

次に掲げる者（原子力災害対策特別措置法施行令（平成 12 年政令 195 号）で定めるところにより、原子炉の運転のための施設を長期間にわたって使用する予定がない者であると原子力規制委員会が認めて指定した者を除く。）をいう。

- (1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「規制法」という。）第 13 条第 1 項の規定に基づく加工の事業の許可（承認を含む。本節において同じ。）を受けた者
- (2) 規制法第 23 条第 1 項の規定に基づく試験研究用等原子炉の設置の許可（承認を含む。船舶に設置する試験研究用等原子炉についての許可を除く。）を受けた者
- (3) 規制法第 43 条の 3 の 5 第 1 項の規定に基づく発電用原子炉の設置の許可（承認を含む）を受けた者
- (4) 規制法第 43 条の 4 第 1 項の規定に基づく貯蔵の事業の許可を受けた者
- (5) 規制法第 44 条第 1 項の規定に基づく再処理の事業の指定（承認を含む。）を受けた者
- (6) 規制法第 51 条の 2 第 1 項の規定に基づく廃棄の事業の許可を受けた者
- (7) 規制法第 52 条第 1 項の規定に基づく核燃料物質の使用の許可を受けた者（同法第 56 条の 3 第 1 項の規定により保安規定を定めなければならないとされている者に限る。）

## 9. 原子力事業所

原子力事業者が原子炉の運転等を行う工場又は事業所をいう。

②-6

## 10. 原子力防災管理者

原災法第 9 条第 2 項の規定に基づき、発電所を統括管理する東海第二発電所長をいう。



## (2) 本店

- ① 発電管理室長は、本店に別図 2 - 3 に示す本店総合災害対策本部（以下「本店対策本部」という。）の組織を整備する。
- ② 本店対策本部の組織は、この計画に従い、本店における緊急事態応急対策活動を実施し、かつ原子力災害の発生又は拡大等を防止するために発電所が行う対策活動を支援する。
- ③ 社長は、発電所対策本部長が非常事態宣言をした場合、指定行政機関等と連携して緊急事態応急対策等を実施する。

② - 6

## 3. 原子力防災管理者、副原子力防災管理者の職務

(1) 原子力防災管理者の職務は、次のとおりとする。

- ① 原子力防災組織の統括
- ② 警戒事象発生に伴う連絡
- ③ 原災法第 10 条第 1 項の規定による通報
- ④ 原災法第 25 条第 1 項の規定による応急措置
- ⑤ 第 2 章に規定する原子力災害事前対策の実施、第 3 章に規定する緊急事態応急対策等の実施及び第 4 章に規定する原子力災害中長期対策の実施（①から④までの職務を除く。）
- ⑥ 第 5 章に規定する他原子力事業所等への協力

(2) この計画において、原子力防災管理者の職務として記載している事項については、あらかじめ定めるところにより他の者に実施させ、その結果の確認をもって原子力防災管理者が実施したものとみなす。

(3) 副原子力防災管理者は、原子力防災管理者があらかじめ別表 2 - 4 のとおり任命する者とし、その職務は次のとおりとする。

- ① 原子力防災管理者の補佐
- ② 原子力防災管理者が発電所にいないときの原子力防災組織の統括

(4) 原子力防災管理者は、旅行又は疾病その他の事故のためその職務を行うことができない場合、副原子力防災管理者に別表 2 - 4 に定める代行順位に従って、原子力防災管理者の職務を代行させる。

(5) 原子力防災管理者、副原子力防災管理者を選任又は解任したときは、原子力防災管理者は、様式 3 を用いて、選任又は解任した日から 7 日以内に原子力規制委員会、茨城県知事及び東海村長に届け出る。

(6) 原子力防災管理者は、他の原子力事業所において原子力災害が発生した場合、その評価及び事象の原因究明結果を踏まえ、必要に応じ再発防止対策を講じることにより、原子力災害の未然防止に努める。



## 第 2 節 原子力防災組織等の運営方法

## 1. 宣言及び解除の方法

②-5

## (1) 警戒事態の宣言

## ① 発電所

- a. 原子力防災管理者は、前節 1. (1) に該当する事象が発生した場合には、直ちに警戒事態を宣言する。
- b. 原子力防災管理者は、警戒事態を宣言した場合、直ちに別図 2-1 の原子力防災組織に準じて発電所警戒本部を設置し、自ら発電所警戒本部長として発電所警戒本部を統括管理する。原子力防災管理者は、警戒事態を宣言した場合、別図 2-5 に準じて直ちに発電管理室長に報告する。

## ② 本店

発電管理室長は、発電所における警戒事態宣言の報告を受けた場合、直ちに社長に報告するとともに、別図 2-5 に準じて社内関係箇所を招集する。また、報告を受けた社長は、直ちに別図 2-3 に準じた本店警戒本部を設置し、自ら本店警戒本部長として、本店警戒本部を統括管理する。

## (2) 警戒事態の解除

## ① 発電所

発電所対策本部長は、次の場合、本店対策本部と協議のうえ、警戒事態を解除し、発電所警戒本部を解散することができる。

- a. 原子力規制委員会原子力事故警戒本部が設置されている場合にあっては、当該本部が廃止され、かつ、地方公共団体等の警戒本部が廃止された後、設備の復旧等の復旧対策が終了して通常組織で対応可能と判断した場合
- b. 原子力規制委員会原子力事故警戒本部が設置されていない場合にあっては、設備の復旧等の復旧対策が終了して通常組織で対応可能と判断した場合

## ② 本店

本店対策本部長は、発電所対策本部長から警戒事態の解除について上申があった場合、本項(2)① a. 又は b. の条件に合致していることを確認したうえで、通常組織で対応可能と判断した場合、警戒事態を解除することができる。

## (3) 非常事態の宣言

②-5

## ① 発電所

- a. 原子力防災管理者は、前節 1. (2) に該当する事象が発生した場合には、直ちに非常事態を宣言する。
- b. 原子力防災管理者は、非常事態を宣言した場合、直ちに別図 2-1 の原子力防災組織による発電所対策本部を設置し、自ら発電所対策本部長として発電所対策本部を統括管理する。原子力防災管理者は、非常事態を宣言した場合、別図 2-5 により直ちに発電管理室長（発電所が輸送物の安全に責任を有する事業所外運搬の場合は、災害が発生した場所に応じて、経理・資材室



②- 5

長又は発電管理室長、以下同じ。)に報告する。

- c. 原子力防災管理者は、不測の事態が発生した場合（遠隔操作可能な装置を使用する場合等を含む。）、発電所対策本部の要員の中から必要に応じて特命班を編成させるとともに、本部員等から特命班を指揮する者を指名して必要な対応にあたらせる。

## ② 本店

発電管理室長又は経理・資材室長は、発電所における非常事態宣言の報告を受けた場合、直ちに社長に報告するとともに別図 2-5 により社内関係箇所を招集する。また、報告を受けた社長は、直ちに別図 2-3 に定める本店対策本部を設置し、自ら本店対策本部長として、本店対策本部を統括管理する。

## (4) 非常事態の解除

### ① 発電所

発電所対策本部長は、次の場合、本店対策本部と協議のうえ、非常事態を解除し、発電所対策本部を解散することができる。

- a. 原子力緊急事態宣言が発出されていた場合にあっては、原子力緊急事態解除宣言が公示され、かつ、原災法第 22 条により設置された地方公共団体の災害対策本部が廃止された後、原子力災害中長期対策が終了して通常組織で対応可能と判断した場合
- b. 原子力緊急事態宣言が発出されていない場合にあっては、原子力災害の原因の除去及び被害範囲拡大防止の措置を講じ、原子力防災専門官の助言を受けて、第 1 章第 4 節 1. (2) の地域防災計画を有する地方公共団体の意見も聴いたうえで、事象が収束したと判断した場合

### ② 本店

本店対策本部長は、発電所対策本部長から非常事態の解除について上申があった場合、本項(4)① a. 又は b. の条件に合致していることを確認したうえで、通常組織で対応可能と判断した場合、非常事態を解除することができる。

## 2. 権限の行使

- (1) 警戒事態又は非常事態が宣言された場合、発電所の緊急事態応急対策等の活動に関する一切の業務は、発電所警戒本部又は発電所対策本部のもとで行う。
- (2) 発電所対策本部長は、職制上の権限を行使してこの計画に基づく緊急事態応急対策等の活動を行う。ただし、権限外の事項であっても、緊急に実施する必要があるものについては、臨機の措置をとることとする。なお、権限外の事項については、行使後速やかに所定の手続きをとるものとする。
- (3) 発電所対策本部の要員は、発電所対策本部長及び班長等の指揮のもとで、自己の属する班の業務、自己の役割・任務等に基づき緊急事態応急対策等の活動に従事する。



## ② - 5

## 3. 要員の非常招集の方法

- (1) 原子力防災管理者は、警戒事態又は非常事態を宣言した場合、別図 2 - 1 に示す発電所対策本部の要員を非常招集するため、別図 2 - 6 に示す非常招集連絡経路を整備する。

なお、原子力防災管理者は、あらかじめ発電所対策本部の要員の動員計画を策定し、これを原子力防災組織の構成員に周知する。また、各室長は、平常時より緊急時に備え、休祭日・夜間における原子力防災要員の動向を把握する。

- (2) 発電管理室長は、発電所から警戒事態又は非常事態宣言の連絡があった場合、別図 2 - 3 に示す本店対策本部組織の要員を非常招集するため、別図 2 - 7 に示す非常招集連絡経路を整備する。また、あらかじめ本店対策本部の要員の動員計画を策定し、これを本店対策本部組織の構成員に周知する。また、本店の各室長は、平常時より、緊急時に備え、休祭日・夜間における本店対策本部の組織要員の動向を把握する。

## 4. 通報連絡先の一覧表の整備

原子力防災管理者は、通報連絡に万全を期するため以下の通報連絡先の一覧表を整備しておく。

- (1) 別図 2 - 9 - 1 に示す警戒事象に基づく連絡経路
- (2) 別図 2 - 5 に示す非常事態宣言時の連絡
- (3) 別図 2 - 8 に示す発電所対策本部が設置された後の連絡
- (4) 別図 2 - 9 - 2 及び別図 2 - 9 - 3 に示す原災法第 10 条第 1 項に基づく通報（報告）経路
- (5) 別図 2 - 9 - 4 及び別図 2 - 9 - 5 に示す原災法第 10 条第 1 項に基づく通報後の報告（連絡）経路

## 第 3 節 放射線測定設備及び原子力防災資機材の整備

## 1. 周辺監視区域付近の放射線測定設備の設置、検査

原子力防災管理者は、原災法第 11 条第 1 項に基づき別図 2 - 10 に示す放射線測定設備（以下「モニタリングポスト」という。）を設置し、次の各項に定める各担当マネージャーに次の措置を講じさせる。

- (1) 電気・制御グループマネージャーは、モニタリングポストをその検出部、表示及び記録装置その他の主たる構成要素の外観において、放射線量の適正な検出を妨げるおそれのない状態を維持するために年 1 回点検する。また、設置している地形の変化その他周辺環境の変化により、放射線量の適正な検出に支障を生ずるおそれのない状態を維持するために年 1 回点検する。



## 2. 体制の整備

原子力防災管理者は、当社が運搬を委託した者の協力を得て、事業所外運搬において事故が発生した場合に次に掲げる措置を的確に実施するための体制を整備する。

- (1) 立入り禁止区域の設定及び退避等の措置
- (2) 環境放射線モニタリングの実施
- (3) 消火、延焼防止措置の実施
- (4) 負傷者等の救出
- (5) 輸送物の安全な場所への移動
- (6) 漏えいの拡大防止措置の実施及び汚染の除去、遮へい対策の実施
- (7) 国、都道府県、市町村、海上保安部及び原子力緊急時支援・研修センターへの迅速な通報、連絡
- (8) その他、必要な措置の実施

## 第3章 緊急事態応急対策等の実施

### 第1節 通報、連絡等

②-8

#### 1. 警戒事態及び非常事態の宣言

##### (1) 警戒事態の宣言

原子力防災管理者は、第2章第1節1. (1)に該当する事象が発生した場合、第2章第2節の「原子力防災組織等の運営方法」に基づき、直ちに警戒事態を宣言し、社内連絡の実施及び発電所警戒本部の要員の非常招集を行うとともに発電所警戒本部における指揮等を行う。

##### (2) 非常事態の宣言

- a. 原子力防災管理者は、第2章第1節1. (2)に該当する事象が発生した場合、第2章第2節の「原子力防災組織等の運営方法」に基づき、直ちに非常事態を宣言し、社内連絡の実施及び発電所対策本部の要員の非常招集を行うとともに発電所対策本部における指揮等を行う。
- b. 原子力防災管理者は、本節3.により通報（事業所外運搬に係るものを除く。）を行った場合、SPDSによる原子力規制委員会へのデータ伝送状態に異常がないことを確認する。

#### 2. 原子力防災施設等の立上げ

- (1) 原子力防災管理者（発電所に対策本部が設置されたときは発電所対策本部長。



- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
  - ⑤ 放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等
  - ⑥ 気象状況
  - ⑦ 収束の見通し
  - ⑧ 放射性物質影響範囲の推定結果
  - ⑨ その他必要と認める事項
- (2) 発電所対策本部情報班長は、前号により収集した事故状況を様式 10 にまとめ、別図 2-9-4 に定める報告（連絡）経路により、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長、原子力防災専門官、原子力緊急時支援・研修センター及び各関係機関に報告する。（事業所外運搬に係る事象の発生の場合にあっては、様式 11 に必要事項を記入し、別図 2-9-5 に示す報告（連絡）経路により報告する。）
- (3) 発電所対策本部情報班長は、本章第 1 節. から第 3 節. に掲げる通報及び報告を行った場合、その内容を記録として 1 年間保存する。

## 5. 通話制限

発電所対策本部庶務班長は、緊急事態応急対策等の活動時の保安通信を確保するため、必要と認めたときは、通話制限その他の必要な措置を講じる。

## 6. 原子力事業所災害対策支援拠点の活動

本店対策本部長は、事態に応じ第 3 章第 1 節 2. (2) で設置した原子力事業所災害対策支援拠点に、復旧作業における放射線管理の実施、復旧資機材の受入等、発電所における事故復旧作業の支援を指示する。

## 第 2 節 応急措置の実施

②-7

### 1. 応急措置の実施の報告

発電所対策本部長は、本節の 2. から 13.（事業者外運搬に係る事象の発生の場合であっては 14.）に掲げる応急措置の実施にあたり、優先順位を考慮して、措置の内容及び実施担当者を明確にしたうえで、以下の事項に関する措置の実施計画を策定する。

- (1) 施設や設備の整備及び点検
- (2) 故障した設備等の応急の復旧
- (3) その他応急措置の実施に必要な事項

発電所対策本部情報班長は、その実施状況の概要を様式 10 に記入し、別図 2-9-4 に示す報告（連絡）経路により内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長、原子力防災専門官、原子力緊急時支援・研修センター及び各関係機関にファクシミリ装置及び電話で報告する。（事業所外運搬に係る事象の



発生の場合にあつては、様式 1 1 に記入し、別図 2 - 9 - 5 に示す報告（連絡）経路により報告する。）

## 2. 退避誘導及び構内入構制限

- (1) 発電所対策本部庶務班長は、発電所敷地内の原子力災害対策活動に従事しない者及び来訪者等（以下「発電所退避者」という。）を退避させるため退避誘導員を配置し、その業務にあたらせる。
- (2) 発電所対策本部庶務班長は、発電所退避者に対して、所内放送装置及びページング等により別図 2 - 2 3 に示す集合・退避場所へ退避すること及びその際の防護措置を周知する。なお、退避にあたっては関係機関と調整を行う。この際、来訪者に対しては、発電所対策本部広報班長と協力して災害状況の説明を行い、バス等による輸送もしくは退避誘導員の誘導により、退避場所への退避が迅速かつ適切に行えるよう特に配慮する。
- (3) 発電所対策本部長は、必要と認めたときは発電所退避者を発電所敷地外に退避させるよう指示する。また、この際、発電所対策本部庶務班長は、退避誘導員に発電所敷地外への発電所退避者の氏名を記録するよう指示する。
- (4) 発電所対策本部庶務班長は、非常事態の宣言中においては、発電所敷地内への入構を制限するとともに、発電所敷地内における原子力災害対策活動に関係のない車両の使用を禁止する。

## 3. 放射性物質影響範囲の推定及び避難の要請

- (1) 発電所対策本部放射線管理班長は、発電所内及び発電所敷地周辺の放射線並びに放射性物質の測定（以下「発電所緊急時モニタリング」という。）を行う。
- (2) 発電所対策本部放射線管理班長は、排気筒モニタのデータ等から外部に放出された放射性物質の量の評価を行う。
- (3) 発電所対策本部放射線管理班長は、発電所緊急時モニタリングのデータ、前号の評価結果、気象観測データ等から放射性物質影響範囲を推定する。
- (4) 発電所対策本部長は、オフサイトセンターの運営が開始される前において、放射性物質影響範囲の推定結果、発電所敷地外の周辺住民の避難等が必要と判断したとき直ちに茨城県知事、東海村長及び関係する市町村長へ周辺住民の避難等の措置を要請する。

## 4. 消火活動

原子力災害時に火災が発生した場合、発電所対策本部庶務班長及び運転班長は、速やかに火災の発生状況を把握し、安全を確保しつつ迅速に初期消火活動を行うとともに、ひたちなか・東海広域事務組合消防本部に火災の現場状況等を速やかに連絡する。



## 5. 原子力災害医療

- (1) 発電所対策本部保健安全班長は、負傷した者及び放射線による障害が発生した者又はそのおそれのある者（以下「負傷者等」という。）がいる場合は、速やかに負傷者等を放射線による影響の少ない場所に救出し、必要に応じ別図 2-24 に示す応急措置室に搬送する。
- (2) 発電所対策本部保健安全班長は、負傷者等に別図 2-24 に示す発電所内の応急措置室での応急処置及び除染等必要な措置を講じるとともに、必要に応じて初期被ばく医療機関である独立行政法人国立病院機構茨城東病院等 5 医療機関、二次被ばく医療機関である独立行政法人国立病院機構水戸医療センター、茨城県立中央病院及び茨城県（災害対策本部又は災害対策本部が設置されないときは原子力災害医療所管部課）並びに三次被ばく医療機関である国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構 放射線医学総合研究所に事前に負傷者等の状態、受けた放射線の種類、被ばく線量及び身体等に附着している放射性物質の核種、量等の情報を可能な限りにおいて連絡のうえ、医療機関への移送及び治療の依頼等の必要な措置を講じる。

なお、発電所対策本部長は、移送及び治療の際に放射線管理の知識を有する原子力防災組織の構成員を同行させる等の必要な措置を講じる。

## 6. 二次災害防止に関する措置

発電所対策本部の庶務班長、保健安全班長、放射線管理班長は、防災関係機関に負傷者等の治療や消火活動等を要請する場合には、事故の概要及び負傷者等の放射性物質による汚染の状況等、二次災害の防止のために必要な情報を伝達する。また、防災関係者到着時も、同じとする。

## 7. 汚染拡大の防止

- (1) 発電所対策本部放射線管理班長は、発電所内での不要な被ばくを防止するため、立入りを禁止する区域を標識により明示するほか必要に応じ所内放送装置又はペーjing等により周知する。また、発電所対策本部保修班長は、応急措置を実施する場所において放出放射性物質による汚染が確認された場合には、速やかに汚染の拡大防止及び放射性物質の除去に努める。
- (2) 発電所対策本部放射線管理班長は、必要に応じて原子力災害対策活動等に従事する者に対し、防護マスクの着用及び線量計の携帯等の防護措置を講じる。また、発電所対策本部保健安全班長は、発電所対策本部放射線管理班長の協力を得て、原子力災害対策活動等に従事する者に対し、安定ヨウ素剤を服用させる。

## 8. 線量評価

発電所対策本部放射線管理班長は、発電所退避者及び緊急事態応急対策等の活動を行う発電所対策本部の要員の線量評価を行う。



②- 7, ②- 9

## 9. 要員の派遣、資機材の貸与

発電所対策本部長は、発電所に係る事象が発生した場合、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長並びに地方公共団体の長その他の執行機関の実施する発電所敷地外における応急の対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、本店対策本部長の協力を得て、別表 3-3 に定める要員の派遣、資機材の貸与その他必要な措置を講じる。

## 10. 広報活動

- (1) 発電所対策本部長は、オフサイトセンターの運営が開始されるまでに報道機関から発電所での取材要請を受けた場合、もしくは当社から緊急記者発表を行う必要があると認めた場合、その状況に応じて茨城県と協議のうえ、別図 3-4 に記載した場所に現地プレスセンターを開設する。
- (2) 発電所対策本部広報班長は、別図 3-4 に示す連絡経路により公表する内容を取りまとめ、定期的に記者発表を行う。
- (3) 発電所対策本部広報班長は、公表する内容を各関係箇所に連絡する。
- (4) 発電所対策本部長は、オフサイトセンターの運営が開始された場合は、同センター内の活動に必要な要員を派遣し、発電所の状況及び実施している応急措置の概要等周辺住民に役立つ正確かつきめ細かな情報を随時報告させることにより、同センターにおいて実施される合同記者発表に協力する。
- (5) 発電所対策本部長は、原子力災害に係る住民からの問い合わせに備え、必要に応じて、住民広報窓口を設置する。

## 11. 応急復旧

- (1) 発電所対策本部運転班長及び保修班長は、中央制御室の計器等による監視及び巡視点検の実施により、発電所設備の異常の状況、機器の動作状況等の把握に努める。
- (2) 本店対策本部長は、プラントメーカー及び協力会社への協力を要請するとともに、発電所が作成する応急復旧計画作成の支援を実施する。また、必要な資機材の確保及び応急復旧要員の派遣等を行う。
- (3) 発電所対策本部長は、応急復旧のための計画を作成し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する。

## 12. 原子力災害の拡大防止を図るための措置

発電所対策本部長は、各班長に対し以下に示す事項を指示し、原子力災害（原子力災害の生じる蓋然性を含む。）の拡大防止を図るための措置を講じる。

- (1) 発電所対策本部技術班長は、運転データにより発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の運転状態を把握し、炉心の健全性を推定する。
- (2) 発電所対策本部運転班長及び放射線管理班長は、工学的安全施設等の動作状況



を把握し、事故の拡大の可能性を予測するとともに、放射性物質が外部へ放出される可能性を評価する。

- (3) 発電所対策本部技術班長及び放射線管理班長は、施設内の放射線量の推移等から、外部へ放出される放射性物質の量の予測を行う。
- (4) 発電所対策本部運転班長は、事故の拡大のおそれがある場合には、事故拡大防止に関する運転上の措置を検討する。
- (5) 発電所対策本部各班長は、その他の原子炉施設について、施設の保安維持を行う。
- (6) 発電所対策本部放射線管理班長は、環境への放射性物質の放出状況及び気象状況から、事故による周辺環境への影響を予測する。

### 13. 被災者相談窓口の設置

本店対策本部長は、原子力緊急事態解除宣言前であっても、可能な限り速やかに被災者の損害賠償請求等に対応するため、相談窓口を設置する。

### 14. 事業所外運搬に係る事象の発生における措置

- (1) 発電所対策本部長は、事業所外運搬に係る応急措置を行う場合、本店等の協力を得て、直ちに別表 3-3 に定める要員の派遣、資機材の貸与等必要な措置を講じる。
- (2) 現地に派遣された要員は、当社が運搬を委託した者、最寄りの消防機関、警察及び海上保安部と協力して、事象の状況を踏まえ、次に掲げる措置を講じ、原子力災害の発生の防止を図る。
  - ①立入り禁止区域の設定及び退避等の実施
  - ②環境放射線モニタリングの実施
  - ③消火、延焼防止措置の実施
  - ④負傷者等の救出
  - ⑤輸送物の安全な場所への移動
  - ⑥漏えいの拡大防止措置の実施及び汚染の除去、遮へい対策の実施
  - ⑦その他、必要な措置の実施

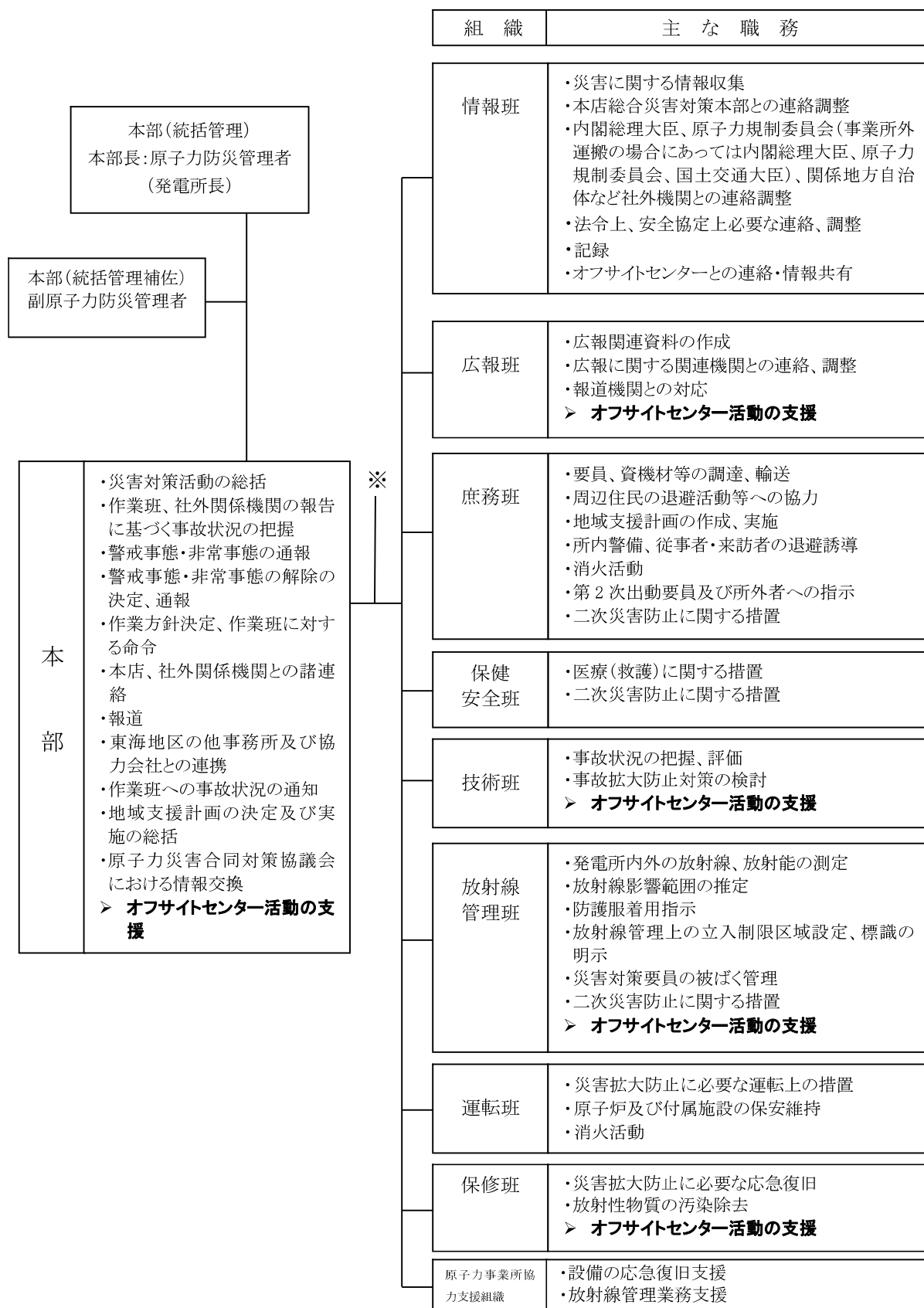
## 第 3 節 緊急事態応急対策の実施

### 1. 該当事象発生時の報告

発電所対策本部長は、原災法第 15 条第 1 項に基づく別表 3-5 に定める報告基準に至った場合は、様式 1-2 を用いて、別図 2-9-4（事業所外運搬の場合にあっては様式 1-3 を用いて、別図 2-9-5）に示す報告（連絡）経路に基づき、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長、原子力防災専門官、原子力緊急時支援・研修センター及び各関係機関にファクシミリ装置及び電話で



## 原子力防災組織及び職務



※:不測の事態に対応するため、本部長が必要に応じて特命班を設置(遠隔操作が可能な装置等の操作を含む)する。

注:太字は、第10条通報後に付加される職務

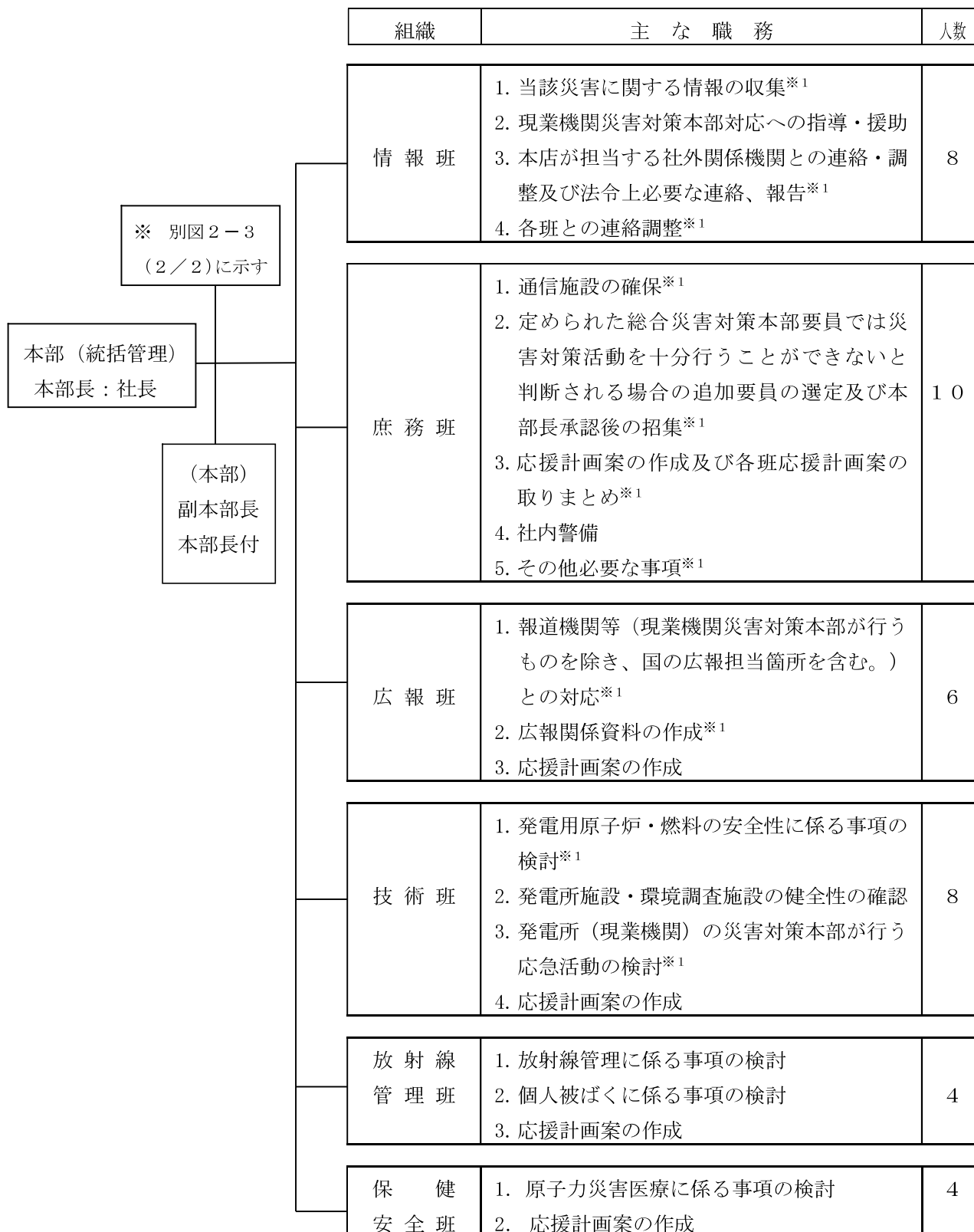


別図 2 - 3

(1/2)

## 本店総合災害対策本部の組織及び職務

② - 8



※ 1：警戒事態宣言時の主な職務を示す。なお本店警戒本部の体制は、発生した事象に応じ本店警戒本部長がこの組織から必要要員をその都度指名する。



別図 2 - 3

(2/2)

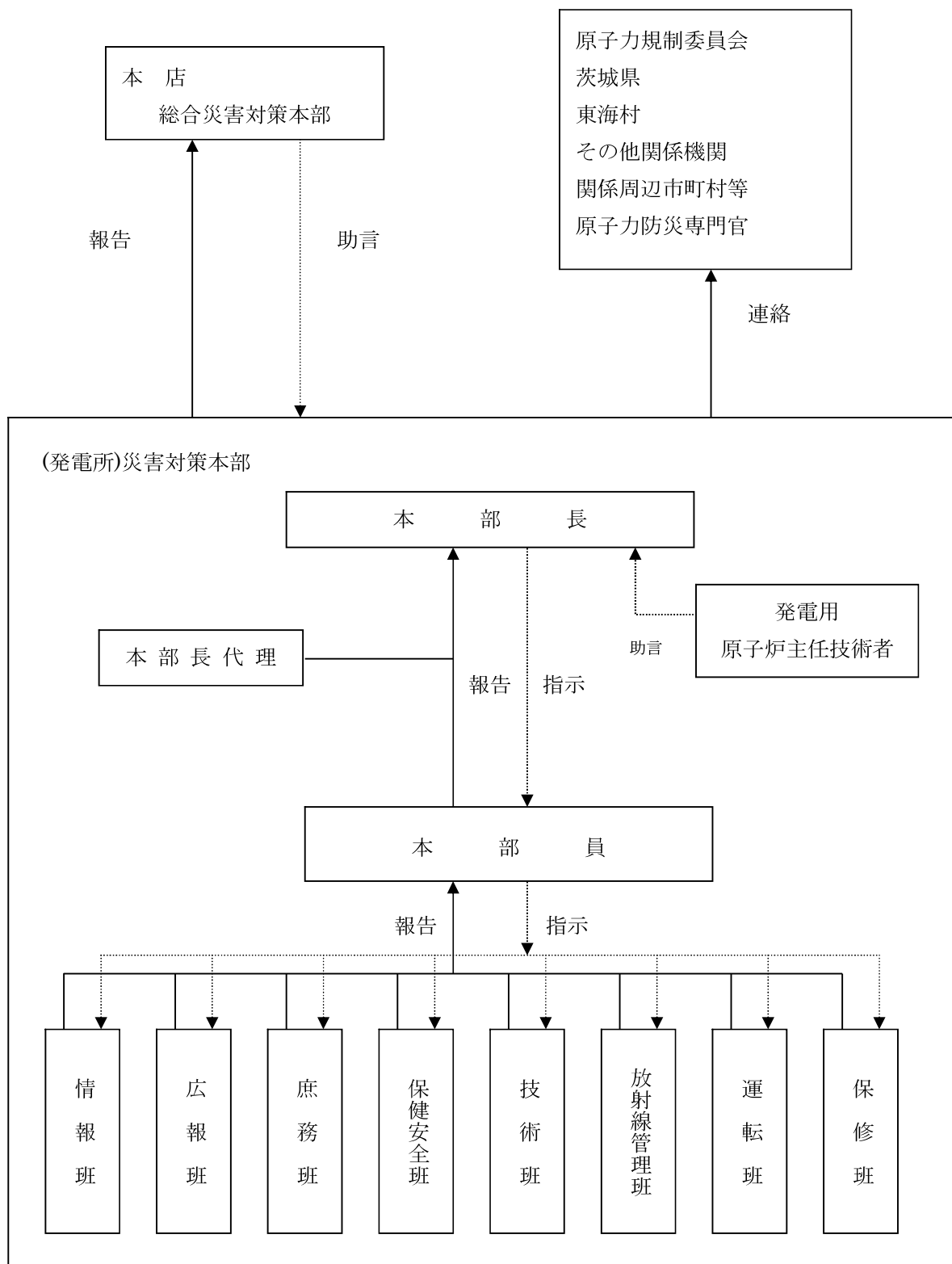
② - 8

本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する。

組 織		主 な 職 務	人 数
本 部 長	原子力施設事態即応センター班	1. 原子力規制委員会、緊急時対策監等の対応	4
	原子力緊急時後方支援班	1. 状況把握・拠点選定・運営 2. 資機材調達・受入 3. 輸送計画の作成 4. 調達資機材の管理 5. 要員の入退管理 6. 要員・資機材の放射線管理 7. 住民避難行動等状況把握 8. スクリーニング計画作成 9. 避難住居要請対応計画作成（空社宅提供等） 10. 国、自治体と連携した汚染検査、除染計画作成	10
	原子力災害被災者対応チーム	1. 自治体との連携 2. 避難所対応 3. 被災者対応 4. 地域モニタリングの計画作成	30
	原子力損害賠償チーム	1. 補償相談・広報計画作成 2. 初期の補償窓口 3. 本格体制の準備 4. 法令手続き	20



## 発電所災害対策本部設置後の報告連絡経路





## 原子力防災組織の改善に関する考え方

1. 重大事故等の収束に向けた原子力防災管理者等の役割の明確化，原子力防災組織の増員及び発電用原子炉主任技術者の原子力防災組織内における位置付けの明確化

重大事故等の事故収束に向けて，原子力防災管理者，副原子力防災管理者及び機能班について役割を明確にするとともに人数を増加させた原子力防災組織を確立する。

また，発電用原子炉主任技術者については，既に号炉毎に選任し保安監督させるとともに発電所の組織とは独立した立場としているが，東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において災害対応が長期化したことを踏まえ，原子力防災管理者へ助言及び指示する位置付けとすべく原子力防災組織内に位置付け，確実な事故収束を図る。

2. 原子力事業所災害対策支援拠点に関する事項（候補地の選定，必要な要員及び資機材の確保）

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点を活用したことを踏まえ，東海第二発電所においても同様な機能を分散して有する候補地をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定にあたっては，原子力災害発生時における風向等を考慮し，東海第二発電所からの方位，距離（約 20km 圏内外）が異なる地点を複数選定する。

3. 原子力緊急事態支援組織に関する事項（他の原子力事業者と共同で組織を設置，定期的な訓練の実施，組織のさらなる拡充に向けての検討）

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において，放射性物質による汚染により災害対策要員が発電所内に立ち入ることができず，ロボット，無人機等遠隔操作が可能な資機材を活用して発電所の災害状況を確認した事を踏まえ，東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故対応で使用した資機材と同様な資機材をあらかじめ確保し，訓練により操作に習熟する。現在，原子力事業者共同で支援組織を運用しており，平成 28 年 3 月に要員及び資機材を増強し，平成 28 年 12 月より美浜原子力緊急事態支援センターとして本格的に運用を開始している。

4. シナリオ非提示型の原子力防災訓練の実施

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において，従来から原子力防災訓練で実施してきたシナリオ通りには事態が進行せず，事態の進展が早かった事などから混乱を生じたことを踏まえ，防災訓練参加者に対しシナリオを非提示とする訓練形式を加えることにより，訓練参加者が自ら考え，活動する原子力防災訓練を実施していく。



品質マネジメントシステム規程管理番号
--------------------

QM共通：7 - 2 - 3
----------------

## 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項

(抜 粋)

制定	平成18年 6月28日	発室規則第188号，廃室規則第50号
最終改正	平成29年 4月19日	発室規則第762号，廃室規則第463号
主管箇所	本店	発電管理室

日本原子力発電株式会社

発 電 管 理 室

廃止措置プロジェクト推進室



















品質マネジメントシステム規程管理番号
--------------------

QM東Ⅱ：7－2－3－1
--------------

## 原子炉施設保安運営委員会運営要領

(抜 粋)

制定	平成15年12月17日	東二発所則第301号
最終改正	平成26年 6月27日	東二発所則第821号
主管箇所	東海第二発電所	運営管理室

平成 2 6 年 6 月

東海第二発電所  
運営管理室















## 原子炉施設保安委員会の開催実績（平成 28 年度）

②-14

月	日	審議内容	備考
4	25	・敦賀発電所 1 号炉において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可の申請について	
5	23	・敦賀発電所 1 号炉において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可の申請について	
7	21	・東海第二発電所 廃棄物処理棟中地下 1 階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う立入制限区域の設定について（原因と対策）	
8	19	・敦賀発電所 原子炉施設保安規定の変更について（敦賀 1 号炉廃止措置に伴う変更）	
8	25	・敦賀発電所 原子炉施設保安規定の変更について（敦賀 1 号炉廃止措置に伴う変更）	
12	5	・東海第二発電所 廃棄物処理棟中地下 1 階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う立入制限区域の設定について（原因と対策の補正）	
1	26	・敦賀発電所 1 号炉に係る廃止措置計画の認可の申請について（補正）[使用済燃料の未臨界性評価に係る部分以外]	
2	7	・敦賀発電所 1 号炉に係る廃止措置計画の認可の申請について（補正）[使用済燃料の未臨界性評価に係る部分]	
3	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉施設保安委員会及び保安運営委員会要項の変更について</li> <li>・放射線障害予防規程の変更について</li> <li>・保守管理業務要項の変更について</li> <li>・運転管理業務要項の変更について</li> <li>・廃止措置管理業務要項の変更について</li> <li>・燃料管理業務要項の変更について</li> <li>・放射性廃棄物管理業務要項の変更について</li> <li>・放射線管理業務要項の変更について</li> <li>・原子力災害対策業務要項の変更について</li> <li>・運転責任者の合否判定等業務等に関する要項の変更について</li> </ul>	
3	16	・敦賀発電所 2 号機 B 非常用ディーゼル発電機シリンダ冷却水ポンプ軸の曲がりについて（原因と対策）	



## 東海第二発電所 原子炉施設保安運営委員会の開催実績（平成 28 年度）

②-15

月	日	審議内容	備考
4	27	・東海第二発電所 日立造船製ドライキャスク支持構造物耐震補強工事に伴う使用済燃料乾式貯蔵容器移動時の燃料管理について	
5	25	・東海第二発電所 所則「災害対策要領」の改正について ・東海第二発電所 細則「災害対策要領に基づく要員の教育要領」の制定について ・東海第二発電所 日立造船製ドライキャスク支持構造物耐震補強工事に伴う使用済燃料乾式貯蔵容器移動時の燃料管理について	
6	17	・東海第二発電所 事故・故障トラブル情報の水平展開実施状況について ・東海第二発電所 定期事業者検査と自主検査の扱いについて ・東海第二発電所 所則「災害対策要領」の改正について（再審議） ・東海第二発電所 細則「災害対策要領に基づく要員の教育要領」の制定について	
7	25	・東海第二発電所 不適合事象「R/W 中地下 1 階タンクベント処理装置室溢水」に係る根本原因分析実施の要否について	
8	9	・東海第二発電所 細則「液体廃棄物系運転手順書」の改正について	
8	15	・東海第二発電所 細則「液体廃棄物系運転手順書」，細則「化学管理基準」，取扱書「水質分析マニュアル」の改正について	
10	20	・東海第二発電所 細則「高経年化対策実施手引書」の改正について	
11	21	・東海第二発電所 取扱書「定期試験実施取扱書」他の改正について	
12	20	・東海第二発電所 所則「線量管理要領」及び細則「管理区域立入許可手順書」の改正について ・東海第二発電所 電気ペネトレーションの高経年化評価における長期健全性評価手法等の見直しについて ・根本原因分析の実施結果の報告について（東海第二発電所 管理区域での放射性廃液の漏えいに関する通報連絡の遅れ）	
1	17	・東海第二発電所 30 年時高経年化技術評価書の評価条件の見直しについて	
2	9	・東海第二発電所 サービス建屋ランドリー設備配管取替工事の内ランドリーボイラー室トレンチ内配管等撤去に伴う一時的な管理区域の設定及び解除について	



②-15

月	日	審議内容	備考
2	23	・東海第二発電所 細則「原子炉施設の定期安全レビュー実施手引書」の改正について	
3	17	・東海第二発電所 2017 年度（平成 29 年度）東海第二発電所保安教育実施計画の策定について ・東海第二発電所 所則「災害対策要領」及び細則「災害対策要領に基づく要員の教育要領」の改正について	



③- 1, ④- 1

## 本店及び東海第二発電所における有資格者等の人数

③- 2, ④- 2

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数※1	技術者のうち有資格者の人数				
				原子炉主任技術者 有資格者の人数	第一種ボイラー・タービン 主任技術者有資格者の人数	第一種電気主任技術者 有資格者の人数	第一種放射線取扱主任者 有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した 者の人数
本店	発電 管理室	152	66 (66)	11	3	1	36	0
	開発 計画室	57	32 (21)	1	1	1	6	0
	その他 各室	102	58 (55)	9	1	3	22	0
③－3，④－3 東海第二 発電所※2		203※3	83※3 (81)	3	8	2	18	11

※1 ( ) 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が 10 年以上の人数を示す。

※2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

※3 東海第二発電所の技術者については、運転に必要な要員（重大事故等発生時に継続して対応可能な要員を含む）を設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。



③－ 4 , ④－ 4

## 採用人数について

平成 29 年 10 月 1 日現在

年度	採用人数（会社全体）	前年比の増減率
平成 19 年度	35	—
平成 20 年度	39	11%
平成 21 年度	55	41%
平成 22 年度	61	11%
平成 23 年度	80	31%
平成 24 年度	45	▲44%
平成 25 年度	17	▲62%
平成 26 年度	0	—
平成 27 年度	0	—
平成 28 年度	5	—
平成 29 年度	5	0%



③ - 5, ④ - 5

## 有資格者の人数の推移（至近 5 ヶ年）

資格	所属		平成 25 年 7 月	平成 26 年 7 月	平成 27 年 7 月	平成 28 年 7 月	平成 29 年 10 月
【参考】 技術者	本店	発電管理室	116	136	133	141	152
		開発計画室	47	60	54	59	57
		その他各室	116	126	103	109	102
	東海第二		229	213	189	191	203
	合計		508	535	479	500	514
主任技術者 原子炉	本店	発電管理室	11	11	12	10	11
		開発計画室	3	2	0	2	1
		その他各室	13	11	15	9	9
	東海第二		3	2	2	3	3
	合計		30	26	29	24	24
取扱主任者 第 1 種放射線	本店	発電管理室	25	30	34	34	36
		開発計画室	2	7	7	7	6
		その他各室	27	23	33	24	22
	東海第二		19	18	15	17	18
	合計		73	78	89	82	82
第 1 種ボイラー・タービン 主任技術者	本店	発電管理室	2	3	2	4	3
		開発計画室	4	2	2	1	1
		その他各室	3	2	1	0	1
	東海第二		9	8	9	8	8
	合計		18	15	14	13	13



③ - 5, ④ - 5

資格	所属		平成 25 年 7 月	平成 26 年 7 月	平成 27 年 7 月	平成 28 年 7 月	平成 29 年 10 月
第 1 種電気主任 技術者	本店	発電管理室	3	1	2	1	1
		開発計画室	1	1	1	1	1
		その他各室	3	3	4	3	3
	東海第二		3	3	2	2	2
	合計		10	8	9	7	7
運転責任者基準 適合者	本店	発電管理室	0	0	0	0	0
		開発計画室	0	0	0	0	0
		その他各室	0	0	0	0	0
	東海第二		10	10	10	10	11
	合計		10	10	10	10	11
技術士	本店	発電管理室	4※1	4※5	4※5	4※5	4※5
		開発計画室	3※3	3※2	1※6	1※6	0
		その他各室	6※8	6※4	3※4	3※4	3※4
	東海第二		1※7	1※7	2※4	1※7	2※4
	合計		14	14	10	9	9

※ 1 機械部門, 原子力部門, 総合技術監理部門

※ 2 機械部門, 原子力部門, 建設部門

※ 3 機械部門, 電気・電子部門, 建設部門

※ 4 電気・電子部門, 原子力部門

※ 5 原子力部門, 総合技術監理部門

※ 6 機械部門

※ 7 電気・電子部門

※ 8 原子力部門



## 東海第二発電所における自然災害及び重大事故等対応に関する有資格者数

重大事故等対応に関する資格及びその取得者数を以下に示す。重大事故等対応に必要な資格取得の必要な車両台数は、以下のとおり。

重大事故等の対応に必要な資格に対し、有資格者数を確保している。今後も、引き続き重大事故等対応に必要な有資格者を確保していく。③－6，④－6

資格名	主な用途	必要 台数※3	取得者数※1
大型自動車	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ 大型ポンプ用送水ホース運搬車 大型ポンプ用送水ホース運搬車（放水用） 中型ポンプ用送水ホース運搬車 水槽付消防ポンプ自動車 化学消防自動車 可搬型高圧窒素供給装置の運搬※2 可搬型整流器運搬車※2 放水砲／泡消火薬剤運搬車※2 汚濁防止膜運搬車※2 小型船舶運搬車※2 予備電動機運搬用トレーラー※2	2 1 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	30
けん引	小型船舶運搬車※2 予備電動機運搬用トレーラー※2	1 1	8
大型特殊	ホイールローダ 油圧ショベル ブルドーザ	1 1 1	13
小型移動式クレーン	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ 予備電動機交換用クレーン 小型船舶運搬車※2	2 1 1 1	76
危険物取扱者 （乙種第4類）	燃料給油 タンクローリ	1 1	141
玉掛け	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ 予備電動機交換用クレーン 小型船舶運搬車※2	2 1 1 1	118
車両系建設機械	ホイールローダ 油圧ショベル ブルドーザ	2 1 1	31
中型自動車	可搬型ケーブル運搬車 可搬型代替低圧電源車 タンクローリ	2 2 2	11
普通自動車	放射能観測車	1	—
小型船舶操縦士	小型船舶	1	9
特定高圧ガス取扱主任者	可搬型高圧窒素供給装置※2	1	3

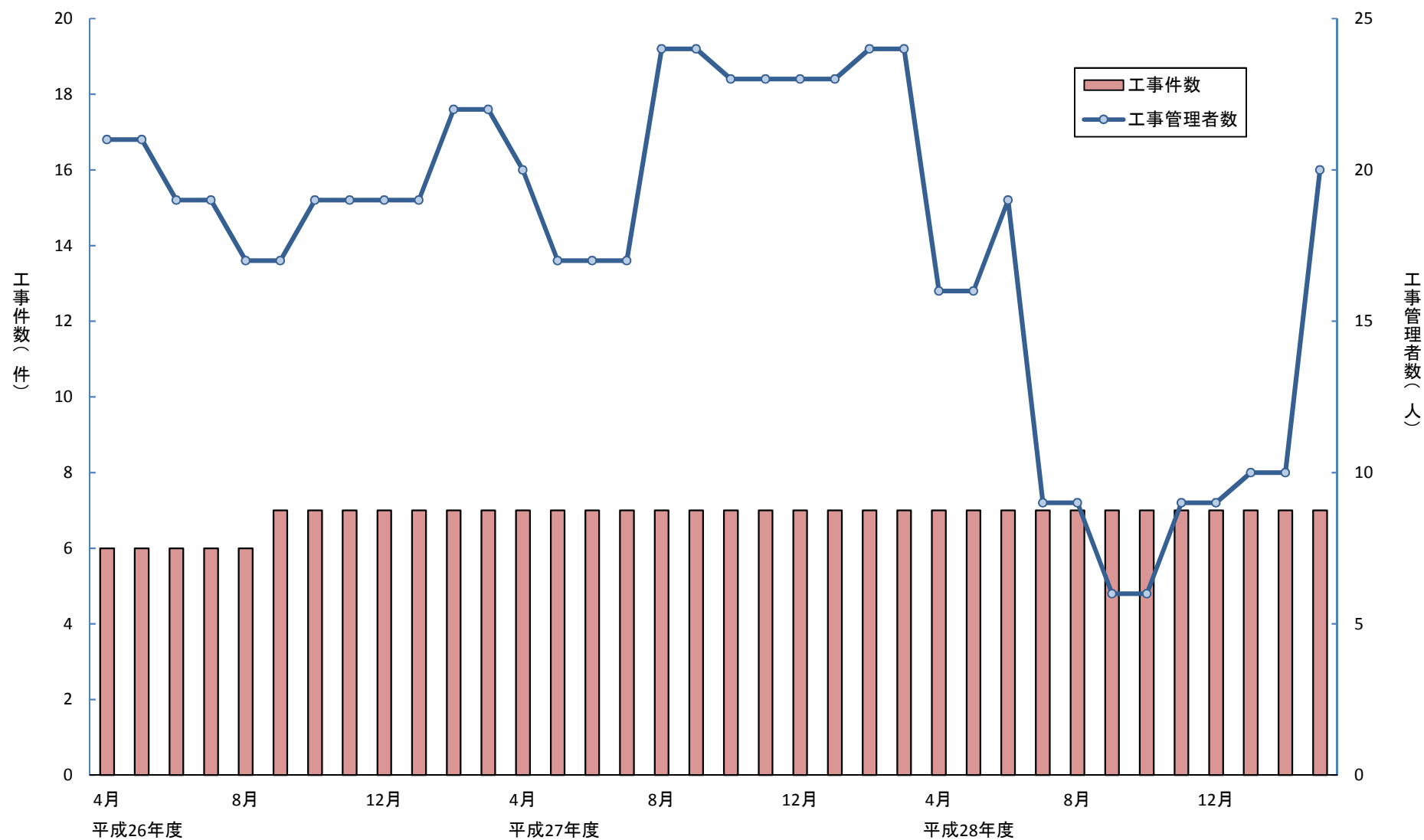
※1：平成29年10月1日現在における東海第二発電所の当社社員の有資格者数。

※2：各設備で必要な資格については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

※3：各設備の必要台数については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。



重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数





## 東海総合研修センターにおける不具合事例の展示

③－ 8, ④－ 7



展示状態



&lt;パネル拡大&gt;



&lt;展示品拡大&gt;

(例: 東海第二 タービン中間塞止弁のテスト電磁弁からの制御油漏洩)



東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターを活用した訓練実績  
(平成 28 年度)

1. 共通研修

	研修名	対象者	受講者数 (東海第二発電所員)
社員研修	特 3 級研修	特 3 級昇格者	東海研修センター受講：2 名
	特 4 級研修	特 4 級昇格者	東海研修センター受講：3 名
	新任管理職研修	新任管理職昇格者	敦賀研修センター受講：4 名
	6 級研修	6 級昇格者	東海研修センター受講：9 名
	7 級研修	7 級昇格者	東海研修センター受講：11 名
	8 級研修	8 級昇格者	東海研修センター受講：7 名
	新入社員研修	新入社員	東海研修センター(前期) } 2 名 敦賀研修センター(後期)

研修コース名	主な内容	受講者数 (東海第二発電所員)
ヒューマンファクター基礎コース	ヒューマンファクターの基礎習得	東海研修センター受講：5 名
ヒューマンファクター応用コース	ヒューマンファクターの基礎的知識を有している人を対象 エラー防止の施策の実践力向上	東海研修センター受講：1 名
労働安全衛生教育(一般)	入社 1 ～ 3 年程度を対象とする 労働安全衛生の基礎	東海研修センター受講：8 名
品質保証コース	品質保証の考え方及び品質保証の方法を理解	東海研修センター受講：5 名
プラントシステムコース (BWR 東 2, BWR 公開)	運転員以外の技術系社員(入社 2 ～ 3 年)を対象とする東海第二 発電所の主要系統の構成と機能、 運転操作、及び事故・故障時の 状況の理解	東海研修センター受講：3 名
根本原因分析手法(SAFER) コース	根本原因分析手法の考え方及び 活用の方法取得	東海研修センター受講：6 名
リスクマネジメントコース	室長、マネージャ、発電長の 現職管理職層及びそれらの候補者 を対象とするマネージャとしての 業務運営上必須の知識の習得	東海研修センター受講：2 名



## 2. 運転部門・保守部門・放射線関連部門・安全対策部門研修

研修コース		主な内容	受講者数 (東海第二発電所員)
運転 部門	初級運転員	原子力に関する基礎的知識の 習得	東海研修センター受講：7 名 敦賀研修センター受講：2 名
	運転管理者	運転管理者の資質向上	東海研修センター受講：3 名 敦賀研修センター受講：2 名
保守 部門 (電気)	初級保修員	無停電電源装置，低圧開閉装置 の動作原理，構造及び機能の保 守技術	東海研修センター受講：1 名
	中上級保修員	電動機，電動弁，保護継電器の 保守専門技術・知識・理論	東海研修センター受講：2 名
	電気設備全般	電気設備の施工の知識，電気工 事の実技能力向上，感電事故・ 設備事故防止	東海研修センター受講：1 名
	資格取得	電気工事に必要な専門技術及 び施工等の知識の習得	東海研修センター受講：7 名
保守 部門 (機械)	初級保修員	タンク配管熱交，配管補修工 法，回転機械の振動診断業務の 遂行に必要な基本的実務知識 の習得及び実技訓練	東海研修センター受講：12 名 敦賀研修センター受講：1 名
	保修業務全般	原子力鋼材，配管設計，設計解 析の基本的実務知識の取得	東海研修センター受講：2 名
	資格取得	振動・潤滑油・設備診断員，法 定事業者検査員として必要な 検査の専門技術及び品質管理 等知識の習得	東海研修センター受講：18 名
保守 部門 (計装)	初級保修員	空気作動弁に関する構造・原 理・点検手法など基本的実務知 識と技能を習得	東海研修センター受講：1 名
	中上級保修員	各種プロセス計器の計測，記 録，点検等を自ら実施する技能 の習得	東海研修センター受講：2 名
放射線 関連	事務系及び 技術系社員	放射線管理業務等の基礎知識， 実務的技術等の習得	東海研修センター受講：19 名
	放管及び 化学管理員	放射能評価にかかる専門技術 の理解	東海研修センター受講：5 名
	初級保修員	工事監理担当者の放射線防護 上必要な基礎的技能	東海研修センター受講：3 名



研修コース		主な内容	受講者数 (東海第二発電所員)
放射線 関連	資格取得	放射線管理主任技術者として 必要な専門技術及び知識の習 得	東海研修センター受講：13 名
安全対策 関連研修	耐震設計に係る 内容を含む者	原子力安全，耐震設計，PRA 及 び炉心溶融等の基礎知識と概 要の理解	東海研修センター受講：33 名
重大事故等発生時における 現場作業を想定した訓練		放射線測定，電気機材取扱等訓 練	東海研修センター受講：11 名

※ 初級：入社 5 年未満，中級：入社 5 年～10 年未満，上級：入社 10 年以上

### 3. 運転関係(所内シミュレータ訓練)研修

研修名		受講者数
重大事故訓練	SA/AM コース	東海研修センター受講：31 名
チーム連帯訓練	ファミリー訓練コース	東海研修センター受講：95 名

### 4. その他

研修名	受講者数
原子炉施設廃止措置コース	東海研修センター受講：2 名
プラントシステムコース (PWR)	東海研修センター受講：1 名
JEAC4111 内部監査員養成コース	敦賀研修センター受講：2 名
消防設備士受験講習コース (甲 4)	東海研修センター受講：5 名



## 安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について

## 1. 平成 27 年度

## (1) 平成 27 年度 B T C 特別訓練実績

東海第二発電所運転員及び発電室員（運転責任者資格保有者）について、「S A 訓練コース（上級）」による訓練を実施。

## 平成 27 年

4 月	5 日～	7 日	副発電長	1 名
7 月	3 日～	5 日	マネージャー	1 名
7 月 17 日～	19 日		副発電長	1 名
9 月	1 日～	3 日	副発電長	1 名
9 月	1 日～	3 日	マネージャー	1 名

合計 5 名

## (2) 東海総合研修センターにおける訓練実績

- a. 東海第二重大事故シーケンスについて、事故を模擬したシミュレータによる訓練を実施。

重大事故シーケンスについては平成 27 年度における訓練実績なし。

（平成 26 年度に重大事故シーケンス 14 項目に対して延べ 79 名訓練実施）

- b. 全交流動力電源喪失事象について、当直員連絡訓練を実施。

運転員 32 名、災対要員 38 名参加

## 2. 平成 28 年度

## (1) 平成 28 年度 B T C 特別訓練実績

東海第二発電所運転員及び発電室員（運転責任者資格保有者）について、「S A 訓練コース（上級）」による訓練を実施。

## 平成 28 年

4 月 17 日～	19 日	副発電長	1 名
7 月 19 日～	21 日	副発電長	1 名
7 月 19 日～	21 日	副室長	1 名
9 月	9 日～	11 日	副発電長 1 名

合計 4 名