

VI-1-1-5-8 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書  
(その他発電用原子炉の附属施設)

VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備) )

## 目 次

1. 概要	1
2. 非常用電源設備	2
2.1 非常用発電装置	2
2.1.1 非常用ディーゼル発電設備	2
2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	41
2.1.3 ガスタービン発電機	66
2.1.4 高圧発電機車	95
2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	111
2.1.6 緊急時対策所用発電機	116
2.2 その他の電源装置	130
2.2.1 無停電電源装置	130
2.2.2 電力貯蔵装置	138

## 1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。



## 2. 非常用電源設備

### 2.1 非常用発電装置

#### 2.1.1 非常用ディーゼル発電設備

名 称	ディーゼル機関
機 関 個 数	— 2
過 給 機 個 数	— 4 (ディーゼル機関 1 台につき 2)

**【設 定 根 拠】**  
(概 要)

- ・設計基準対象施設  
非常用ディーゼル発電設備の一部であるディーゼル機関は、設計基準対象施設として設計基準事故時に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、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必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する非常用ディーゼル発電設備を運転するために設置する。
- ・重大事故等対処設備  
重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置(非常用ディーゼル発電設備)として使用するディーゼル機関は、以下の機能を有する。  
  
ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な発電機を駆動するために設置する。  
  
系統構成は、ディーゼル機関の出力を発電機へ供給し、必要な設備に電力を供給するディーゼル発電設備を運転できる設計とする。

1. 機関個数の設定根拠  
ディーゼル機関は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数として各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。  
  
重大事故等時に使用するディーゼル機関は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

**【設 定 根 拠】（続き）**

2. 過給機個数の設定根拠

ディーゼル機関の過給機は、設計基準対象施設としてディーゼル発電機を運転する機関に必要な個数である機関 1 台当たり 2 個とし、合計 4 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル機関の過給機は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	冷却水ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (□)
個 数	—	2 (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 冷却水ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル発電設備のうち、ディーゼル機関（シリンダ部）を直接冷却する冷却水設備であり、ディーゼル機関運転時に燃料の燃焼により発熱するディーゼル機関高温部への冷却水を確保するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、冷却水ポンプにて冷却水をディーゼル機関（シリンダ部）へ供給し、シリンダ部を直接冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する冷却水ポンプの容量は、定格出力運転時のディーゼル機関からの放熱量に対しディーゼル機関出入口の冷却水温度差を □℃以下に保てる容量とする。</p> <p>冷却水ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設定根拠】(続き)

$$Q = L \cdot 10^3 / C_p / \Delta_T / \rho$$

$H_D$  : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量 (MJ/h) =  (基本仕様より)

$v_T$  : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量に対する熱負荷率 (%) =   
(メーカー実績より)

$L$  : 熱負荷 (MJ/h) =  $H_D \times v_T =$

$C_p$  : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の比熱 (kJ/(kg·K)) = 4.190

$\Delta_T$  : 出入口温度差 (K) =

$\rho$  : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 971.8

$Q$  : 必要容量 (m<sup>3</sup>/h)

$$Q = \frac{\text{}{4.190} / \frac{\text{}{971.8} = \text{} \text{ m}^3/\text{h} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、冷却水ポンプの容量は、m<sup>3</sup>/hを上回るものとし、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じm<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 個数の設定根拠

冷却水ポンプは、設計基準対象施設として、ディーゼル機関に冷却水を供給するために必要な個数としてディーゼル機関1台につき1個とし、合計2個設置する。

重大事故等時に使用する冷却水ポンプは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		空気だめ
容 量	m <sup>3</sup> /個	3.4 以上 (4)
最高使用圧力	MPa	3.24
最高使用温度	℃	100
個 数	—	4 (ディーゼル機関 1 台につき 2)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 空気だめは、ディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置 (非常用ディーゼル発電設備) として使用する空気だめは、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>空気だめは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関始動を可能とするために設置する。</p> <p>系統構成は、空気だめにディーゼル機関を始動できる圧力及び容量の圧縮空気を貯蔵し、始動時にディーゼル機関へ始動空気を送ることができる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する空気だめの容量は、次の条件のいずれも満たすことのできる容量とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 1 回目の始動空気圧力 <input type="text"/> MPa から、5 回起動可能とする。</li> <li>(2) 上記の 5 回起動のうち、少なくとも 2 回は、<input type="text"/> 秒以内に機関定格回転数に到達可能とする。</li> <li>(3) <input type="text"/> 秒間 (起動渋滞時間) のエアラン後 1 回起動可能とする。</li> </ol> <p>上記の条件を満足する空気だめの必要容量は、下記のように求める。</p>		

## 【設 定 根 拠】 (続き)

## 1.1 条件(2)を満足する容量

始動空気圧力  $P_i$  は次式で表される。

$$P_i = \text{[ ]} \dots (1.1)$$

$I_t$  : 全慣性モーメント ( $\text{kg}\cdot\text{m}^2$ ) = [ ]

$Z$  : シリンダ数 = [ ]

$g$  : 重力加速度 ( $\text{m}/\text{s}^2$ ) = 9.80665

$P_1$  : 1 回目の始動空気圧力 (MPa) = [ ]

$P_2$  : 2 回目の始動空気圧力 (MPa)

$V$  : 必要空気だめ容量 ( $\text{m}^3$ ) = 3.3

$$P_2 = \text{[ ]}$$

$$= \text{[ ]} \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力が [ ] MPa 以上であれば [ ] 秒以内に機関定格回転に到達する。

よって、1 回目及び 2 回目で機関定格回転に到達できることから、条件(2)を満たす容量は  $3.3\text{m}^3$  となる。

## 1.2 条件(3)を満足する容量

空気だめ圧力が断熱的に変化するものとし、始動弁をノズルとみなすと、始動空気投入時間  $t$  と、始動空気投入前後の空気だめ圧力  $P_1$ 、 $P_2$  との間には次式が成り立つ。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

$$P_2 = \left[ 1 + \frac{1}{2} \cdot (\kappa - 1) \cdot \sqrt{\kappa \cdot R \cdot T} \cdot \mu \cdot \frac{f}{V} \cdot \phi \cdot t \right]^{\frac{2 \cdot \kappa}{1 - \kappa}} \cdot P_1$$

$P_1$  : 始動空気投入前の空気だめ圧力 (MPa [abs]) =

$P_2$  : 始動空気投入後の空気だめ圧力 (MPa [abs])

$\kappa$  : 比熱比 = 1.4

$R$  : 空気のガス定数 (J/kg·K) = 287.040

$T$  : 空気の温度 (K) = 318

$\mu$  : ノズルの流量係数 =

$f$  : 始動弁啓開面積 (m<sup>2</sup>) =

$t$  : 始動空気投入時間 (s) =

$\phi$  : ノズルの流れに関する定数 =

$V$  : 必要空気だめ容量 (m<sup>3</sup>) = 3.1

$$P_2 = \left[ 1 + \frac{1}{2} \times (1.4 - 1) \times \sqrt{1.4 \times 287.040 \times 318} \times \text{} \times \frac{\text{>}}{3.1} \times \text{} \times \text{} \right]^{\frac{2 \times 1.4}{1 - 1.4}} \times \text{}$$

$$= \text{} \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は  MPa (ゲージ圧) 以上であれば十分起動可能である。

よって、条件(3)を満たす容量は 3.1m<sup>3</sup>となる。

## 1.3 条件(1)を満足する容量

1.1 及び 1.2 より、空気だめの条件(2), (3)を満足する容量は、3.3m<sup>3</sup>であり上回る容量として 3.4m<sup>3</sup>とする。

**【設 定 根 拠】**（続き）

1. 1 式を用いて、 $P_1 = \square$ MPa、 $V = 3.4\text{m}^3$  を代入し順次圧力を求めると、5 回目の始動空気圧力  $P_5$  は

$$\text{非常用： } P_5 = \square \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は  $\square$ MPa（ゲージ圧）以上あれば十分起動可能であることから、空気だめの容量は、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ を上回る  $4\text{m}^3/\text{個}$ とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用圧力は、空気圧縮機の最高吐出圧力である  $\square$ MPa を上回るものとし、 $3.24\text{MPa}$  とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $3.24\text{MPa}$  とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用温度は、空気圧縮機の吐出空気温度が約  $\square$ °C であることから、これを上回るものとし、 $100^\circ\text{C}$  とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $100^\circ\text{C}$  とする。

## 4. 個数の設定根拠

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために必要な個数となる様に各系列に 2 個とし、合計 4 個設置する。

重大事故等時に使用する空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名 称	RV280-300A, B, RV280-301A, B	
吹出圧力	MPa	3.24
個 数	—	4 (空気だめ 1 個につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 空気だめに設置する安全弁である。</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として, 空気だめの圧力が最高使用圧力となった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時に使用する空気だめの圧力が, 重大事故等時に使用する場合の使用圧力となった場合に開動作して使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する RV280-300A, B 及び RV280-301A, B の吹出圧力は, 空気だめの最高使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B を重大事故等で使用する場合の吹出圧力は, 重大事故等時における空気だめの使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として空気だめの圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を空気だめにそれぞれ設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する RV280-300A, B 及び RV280-301A, B は, 設計基準対象施設として空気だめにそれぞれ 1 個, 合計 4 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名 称		ディーゼル燃料デイトンク
容 量	m <sup>3</sup> /個	16 以上 (16)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	45
個 数	—	2 (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 ディーゼル燃料デイトンクは、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給された燃料油を貯蔵するとともに、ディーゼル発電設備の連続運転に必要な燃料油を確保するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料デイトンクは、以下の機能を有する。  ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関の連続運転を可能とするために設置する。  系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクより供給された燃料油を貯蔵し、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を供給できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの容量は、ディーゼル機関定格出力で 8 時間の連続運転が可能な容量とする。 上記の条件を満足するディーゼル燃料デイトンクの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

$$V = \frac{N \cdot c \cdot H}{\gamma} + D$$

$$= \frac{6150 \times \boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{00}}} + \boxed{\phantom{00}} = 13.452 \approx 13.46\text{m}^3$$

V : 燃料デイトンク必要容量 (m<sup>3</sup>)

N : 機関定格出力 (kW) = 6150

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =  $\boxed{\phantom{000}}$

H : 連続運転時間 (h) =  $\boxed{\phantom{00}}$

$\gamma$  : 燃料油の密度 (kg/m<sup>3</sup>) =  $\boxed{\phantom{00}}$  (設計値)

D : デイトンク死容積 (m<sup>3</sup>) =  $\boxed{\phantom{00}}$

以上より、ディーゼル燃料デイトンクの容量は、13.46m<sup>3</sup>/個を上回る容量として 16m<sup>3</sup>/個以上とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、16m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じである 16m<sup>3</sup>/個とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用圧力は、ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用温度は、ディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45℃とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等で使用する場合の温度は、重大事故等時におけるディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45℃とする。

## 4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設としてディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を貯蔵し、供給するために必要な個数としてディーゼル機関に 1 個ずつ、合計 2 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料デイトンクは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 A-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから A-ディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。  A-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するディーゼル発電設備へ A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。  系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから A-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する非常用ディーゼル発電設備の燃料を A-ディーゼル燃料デイタンクへ移送できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。 上記の条件を満足する A-ディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$

$$= \frac{\square \times \square}{\square} = \square \div \square \text{ m}^3/\text{h}$$

Q : A-ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量 (m<sup>3</sup>/h)

N : 機関定格出力 (kW) =  $\square$

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =  $\square$

これにマージン 3% を考慮し, c =  $\square$  (kg/kW・h) とする。

$\gamma$  : 燃料の密度 (kg/m<sup>3</sup>) =  $\square$  (設計値)

上記から, A-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/h となるが, 供給能力に十分余裕をみて必要容量の 2 倍の容量である  $\square$  m<sup>3</sup>/h  $\times$  2 =  $\square$  m<sup>3</sup>/h を上回る容量として,  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は, 設計基準対象施設と同様な使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し,  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については,  $\square$  4.0m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は, A-ディーゼル燃料移送ポンプから A-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧, 静水頭, 配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 :  $\square$  MPa

$$\square \times \square \times 9.80665 \times 10^{-6} = \square \div \square \text{ MPa}$$

$\square$  m : A-ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL  $\square$  ~ A-ディーゼル燃料デイトンク天面 EL  $\square$

$\square$  kg/m<sup>3</sup> : 燃料の密度 (設計値)

③ 配管・機器圧力損失 :  $\square$  MPa

機器圧力損失 :  $\square$  MPa

配管・弁類圧力損失 :  $\square$  MPa

合計 :  $\square$  MPa

④ ①~③の合計 :  $\square$  MPa

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、A-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、MPa を上回る MPa 以上とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、MPa 以上とする。

公称値については、0.5MPa とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力  MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク～A-ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$\eta$  : ポンプ効率(%)

$P$  : 軸動力(kW)

$P_u$  : 水動力(kW)

$P_u$  は、次の式によって求める。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$Q$  : 吐出し量(m<sup>3</sup>/min)

$p$  : 全圧力\*(MPa)

注記\* : 全圧力=吐出圧力-吸込圧力

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

ここで、  $\eta = \text{}$ %,  $Q = \text{}$  m<sup>3</sup>/h =  m<sup>3</sup>/min,  $p = \text{}$  MPa

【設 定 根 拠】（続き）

$$\begin{aligned} \text{ポンプの軸動力 } P &= \frac{P_u}{\eta} \cdot 100 \\ &= \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} = \frac{10^3 \times \boxed{\phantom{000}} \times \boxed{\phantom{000}}}{60 \times \boxed{\phantom{000}}} \times 100 = \boxed{\phantom{000}} \div \boxed{\phantom{000}} \text{ kW} \end{aligned}$$

上記から、A-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力  $\boxed{\phantom{000}}$  kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

A-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

A-ディーゼル燃料移送ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから A-ディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために必要な個数として 1 個設置する。

A-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名 称	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 B-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから B-ディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。  B-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するディーゼル発電設備へ B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。  系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから B-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する非常用ディーゼル発電設備の燃料を B-ディーゼル燃料デイタンクへ移送できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。 上記の条件を満足する B-ディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$

$$= \frac{\square \times \square}{\square} = \square \div \square \text{ m}^3/\text{h}$$

Q : B-ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量 (m<sup>3</sup>/h)

N : 機関定格出力 (kW) =  $\square$

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =  $\square$

これにマージン3%を考慮し, c =  $\square$  (kg/kW・h) とする。

$\gamma$  : 燃料の密度 (kg/m<sup>3</sup>) =  $\square$  (設計値)

上記から, B-ディーゼル燃料移送ポンプの容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/h となるが, 供給能力に十分余裕をみて必要容量の2倍の容量である  $\square$  m<sup>3</sup>/h  $\times$  2 =  $\square$  m<sup>3</sup>/h を上回る容量として,  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は, 設計基準対象施設と同様な使用方法であるため, 設計基準対象施設と同仕様で設計し,  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については,  $\square$  4.0m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は, B-ディーゼル燃料移送ポンプから B-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧, 静水頭, 配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 :  $\square$  MPa

$$\square \times \square \times 9.80665 \times 10^{-6} = \square \div \square \text{ MPa}$$

$\square$  m : B-ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL  $\square$  ~ B-ディーゼル燃料デイトンク天面 EL  $\square$

$\square$  kg/m<sup>3</sup> : 燃料の密度 (設計値)

③ 配管・機器圧力損失 :  $\square$  MPa

機器圧力損失 :  $\square$  MPa

配管・弁類圧力損失 :  $\square$  MPa

---

合計 :  $\square$  MPa

④ ①~③の合計 :  $\square$  MPa

【設 定 根 拠】（続き）

上記から、B-ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、MPa を上回る MPa 以上とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、MPa 以上とする。

公称値については、0.5MPa とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力  MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～B-ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$\eta$  : ポンプ効率(%)

$P$  : 軸動力(kW)

$P_u$  : 水動力(kW)

$P_u$  は、次の式によって求める。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$Q$  : 吐出し量(m<sup>3</sup>/min)

$p$  : 全圧力\*(MPa)

注記\* : 全圧力=吐出圧力-吸込圧力

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

ここで、  $\eta =$   %,  $Q =$   m<sup>3</sup>/h =  m<sup>3</sup>/min,  $p =$   MPa

【設定根拠】(続き)

$$\text{ポンプの軸動力 } P = \frac{P_u}{\eta} \cdot 100$$

$$= \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} = \frac{10^3 \times \boxed{\phantom{000}} \times \boxed{\phantom{00}}}{60 \times \boxed{\phantom{00}}} \times 100 = \boxed{\phantom{000}} \div \boxed{\phantom{00}} \text{ kW}$$

上記から、B-ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力  $\boxed{\phantom{00}}$  kW を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

B-ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

B-ディーゼル燃料移送ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから B-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために必要な個数として 1 個設置する。

B-ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	
容 量	kℓ/個	□以上 (170)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として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設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。  A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。 系統構成は、非常用ディーゼル発電設備へ A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから A-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。  重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。  A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。 系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。  重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</li> </ul>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

## 1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するために A-非常用ディーゼル発電設備が定格で 7 日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- |                                  |   |                         |
|----------------------------------|---|-------------------------|
| ① A-非常用ディーゼル発電設備を定格で 7 日間運転可能な容量 | : | <input type="text"/> kℓ |
| ② 試験で使用する容量                      | : | <input type="text"/> kℓ |
| ③ 無効容量                           | : | <input type="text"/> kℓ |
| ④ 合計                             | : | <input type="text"/> kℓ |

上記から、設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、 kℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を 7 日間運転継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」、「想定事故 1」又は「想定事故 2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の 7 日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓ となる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7 日間運転継続した場合に必要な燃料である 711.3kℓ を上回る 730 kℓ とする。なお A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク 2 個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ  kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量  kℓ を上回る 170kℓ/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kℓ/168 時間)
大量送水車	1	0.0677* <sup>2</sup>	11.4
非常用ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	2	<input type="text"/>	<input type="text"/>
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
計			711.3

注記\*1：A-ディーゼル燃料デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価せず，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

\*2：大量送水車の燃料消費率は，取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は，A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，静水頭とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は，A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，設計基準対象施設と同仕様で設計し，静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は，A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，外気の温度\*<sup>3</sup>を上回る 40℃とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，40℃とする。

注記\*3：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として A-非常用ディーゼル発電設備が定格で 7 日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを 2 個設置する。

重大事故等時に使用する A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名	称	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク
容 量	kℓ/個	□以上 (104)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設  <p>B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として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設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう，燃料を貯蔵するために設置する。</p> </li> <li>・重大事故等対処設備  <p>重大事故等時に，その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，以下の機能を有する。</p> <p>B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，非常用ディーゼル発電設備へ B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから B-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車，可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，以下の機能を有する。</p> <p>B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し，高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。</p> </li> </ul>		

【設 定 根 拠】（続き）

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の補機駆動用燃料設備として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大型送水ポンプ車、大量送水車へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するためにB-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① B-非常用ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量	:	<input type="text"/>	kℓ
② 試験で使用する容量	:	<input type="text"/>	kℓ
③ 無効容量	:	<input type="text"/>	kℓ
④ 合計	:	<input type="text"/>	kℓ

上記の容量をB-ディーゼル燃料貯蔵タンク3個から供給することから、設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量（設計確認値）は、上記を上回る容量として  kℓ/個以上とする。また、容量（公称値）は、容量（設計確認値）を上回るものとし、104kℓ/個とする。

重大事故等対処設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、重大事故等対処時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故対処設備、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が、7日間運転可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスで、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」、 「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

【設 定 根 拠】（続き）

下表より，使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は，711.3kℓとなる。

以上より，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は，7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク3個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ□kℓ/個以上とする。

公称値については，要求される容量□kℓを上回る104kℓ/個とする。

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	0.0677* <sup>2</sup>	11.4
非常用ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	2	□	□
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	1	□	□
計			711.3

注記\*1：B-ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず評価せず，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

\*2：大量送水車の燃料消費率は，取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は，B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，静水頭とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は，B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであり設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，静水頭とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度\*3を上回る 40℃とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

注記\*3：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として B-非常用ディーゼル発電設備が定格で 7 日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを 3 個設置する。

重大事故等時に使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ A-ディーゼル燃料移送ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3 / 60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから A-ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を A-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を A-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 1, D 2, D 3 として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40°C とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°C とする。

## 3. 外径の設定根拠

## (1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	76.3	7.0	65	0.00305	□*	□	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：A-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称	A-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ A-ディーゼル燃料デイトンク	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	48.6 / 60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、A-ディーゼル燃料移送ポンプから A-ディーゼル燃料デイトンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、A-ディーゼル燃料移送ポンプより A-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、A-ディーゼル燃料移送ポンプより A-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 3 として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、A-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせて、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40°C とする。

注記\* : 外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5°C) に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°C とする。

## 3. 外径の設定根拠

## (1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm, 60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 48.6mm, 60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\* : A-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量



名 称	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ B-ディーゼル燃料移送ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから B-ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を B-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を B-ディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1, P 2, 最高使用温度の設定根拠を T 1, 外径の設定根拠を D 2 として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 1 は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40℃

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

## 3. 外径の設定根拠

## (1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合の外径は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記\*：B-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名 称	B-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ B-ディーゼル燃料デイトンク	
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、B-ディーゼル燃料移送ポンプから B-ディーゼル燃料デイトンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、B-ディーゼル燃料移送ポンプより B-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、B-ディーゼル燃料移送ポンプより B-ディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 3 として下記に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、B-ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40°Cとする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°Cとする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mmとする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：B-ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

表 1.1.1-1 非常用ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
非常用ディーゼル発電設備	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 1
	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	0.98				P 2	76.3
	A-ディーゼル燃料移送ポンプ ～	0.98	P 2			48.6	D 4
	A-ディーゼル燃料ダイタンク					60.5	D 3
	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 2
	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	0.98				P 2	76.3
	B-ディーゼル燃料移送ポンプ ～	0.98	P 2	40	T 1	60.5	D 3
	B-ディーゼル燃料ダイタンク					60.5	D 3

名	称	発電機
容 量	kVA/個	7300
個 数	—	2 (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設            発電機は、設計基準対象施設として設計基準事故時に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、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必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備            重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する発電機は、以下の機能を有する。             発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。            発電機は、重大事故等対処設備へ給電できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠            発電機の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠            発電機は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。            発電機は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
		50
		2 (発電機 1 台につき 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 励磁装置は、設計基準対象施設として設計基準事故時に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、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必要な電力を供給し、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する発電機を励磁するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する励磁装置は、以下の機能を有する。  励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する発電機を励磁するために設置する。 励磁装置は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を励磁できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準事故時に使用する励磁装置の容量は、発電機メーカーによる開発段階で、50kWの容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。 以上より、励磁装置の容量は50kW/個とする。 励磁装置を重大事故等に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、50kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 励磁装置は、設計基準対象施設として発電機を励磁するために必要な個数である発電機1個につき1個とし、合計2個設置する。 励磁装置は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

## 2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

名	称	ディーゼル機関
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	2

**【設 定 根 拠】**  
(概 要)

- ・設計基準対象施設  
ディーゼル機関は、ディーゼル発電機の一部として、設計基準事故時に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、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である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し、高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給するディーゼル発電機を運転するために設置する。
- ・重大事故等対処設備  
重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル機関は、以下の機能を有する。  
  
ディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル発電機を運転するために設置する。  
  
系統構成は、ディーゼル機関の出力をディーゼル発電機へ供給し、必要な設備に電力を供給するディーゼル発電機を運転できる設計とする。

1. 機関個数の設定根拠  
ディーゼル機関は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数として1個設置する。  
  
重大事故等時に使用するディーゼル機関は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。
2. 過給機個数の設定根拠  
ディーゼル機関の過給機は、設計基準対象施設としてディーゼル発電機を運転する機関に必要な個数である機関1台当たり2個とし、合計2個設置する。  
  
重大事故等時に使用するディーゼル機関の過給機は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。



名	称	冷却水ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (□)
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 冷却水ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル発電設備のうち、ディーゼル機関（シリンダ部）を直接冷却する冷却水設備であり、ディーゼル機関運転時に燃料の燃焼により発熱するディーゼル機関高温部への冷却水を確保するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する冷却水ポンプは、以下の機能を有する。  冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関を冷却するために設置する。  系統構成は、冷却水ポンプにて冷却水をディーゼル機関（シリンダ部）へ供給し、シリンダ部を直接冷却できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する冷却水ポンプの容量は、定格出力運転時のディーゼル機関からの放熱量に対しディーゼル機関出入口の冷却水温度差を□℃以下に保てる容量とする。 冷却水ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

$$Q = L \cdot 10^3 / C_p / \Delta_T / \rho$$

$H_D$  : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量 (MJ/h) =  (基本仕様より)

$v_T$  : 機関定格出力 [理想値] 時の冷却水放熱量に対する熱負荷率 (%) =   
(メーカー実績より)

$L$  : 熱負荷 (MJ/h) =  $H_D \times v_T =$

$C_p$  : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の比熱 (kJ/(kg·K)) = 4.190

$\Delta_T$  : 出入口温度差 (K) =

$\rho$  : 冷却水 (出口最低温度: 80°C) の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 971.8

$Q$  : 必要容量 (m<sup>3</sup>/h)

$$Q = \frac{\text{}{4.190} / \text{} / 971.8 = \text{} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、冷却水ポンプの容量は、m<sup>3</sup>/h を上回るものとし、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

冷却水ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 個数の設定根拠

冷却水ポンプは、設計基準対象施設として、ディーゼル機関に冷却水を供給するために必要な個数である 1 個設置する。

重大事故等時に使用する冷却水ポンプは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	空気だめ
容 量	m <sup>3</sup> /個	3.4 以上 (4)
最高使用圧力	MPa	3.24
最高使用温度	℃	100
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 空気だめは、ディーゼル機開始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用する空気だめは、以下の機能を有する。  空気だめは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機開始動を可能とするために設置する。  系統構成は、空気だめにディーゼル機開始動できる圧力及び容量の圧縮空気を貯蔵し、始動時にディーゼル機開始動空気を送ることができる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用する空気だめの容量は、次の条件のいずれも満たすことのできる容量とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 1 回目の始動空気圧力 <input type="text"/> MPa から、5 回起動可能とする。</li> <li>(2) 上記の 5 回起動のうち、少なくとも 2 回は、<input type="text"/> 秒以内に機関定格回転数に到達可能とする。</li> <li>(3) <input type="text"/> 秒間（起動渋滞時間）のエアラン後 1 回起動可能とする。</li> </ol> <p>上記の条件を満足する空気だめの必要容量は、下記のように求める。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 1.1 条件(2)を満足する容量

始動空気圧力  $P_i$  は次式で表される。

$$P_i =$$

$$\left[ \frac{I_t}{Z} + \frac{P_1}{g} + \frac{P_2}{g} + \frac{V}{g} \right] \dots (1.1)$$

$$I_t : \text{全慣性モーメント (kg}\cdot\text{m}^2) = \square$$

$$Z : \text{シリンダ数} = \square$$

$$g : \text{重力加速度 (m/s}^2) = 9.80665$$

$$P_1 : \text{1 回目の始動空気圧力 (MPa)} = \square$$

$$P_2 : \text{2 回目の始動空気圧力 (MPa)}$$

$$V : \text{必要空気だめ容量 (m}^3) = 1.2$$

$$P_2 =$$

$$\left[ \frac{I_t}{Z} + \frac{P_1}{g} + \frac{P_2}{g} + \frac{V}{g} \right]$$

$$= \square \text{ MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力が  $\square$  MPa 以上であれば  $\square$  秒以内に機関定格回転に到達する。

よって、1 回目及び 2 回目で機関定格回転に到達できることから、条件(2)を満たす容量は  $1.2\text{m}^3$  となる。

## 1.2 条件(3)を満足する容量

空気だめ圧力が断熱的に変化するものとし、始動弁をノズルとみなすと、始動空気投入時間  $t$  と、始動空気投入前後の空気だめ圧力  $P_1$ 、 $P_2$  との間には次式が成り立つ。

【設 定 根 拠】 (続き)

$$P_2 = \left[ 1 + \frac{1}{2} \cdot (\kappa - 1) \cdot \sqrt{\kappa \cdot R \cdot T} \cdot \mu \cdot \frac{f}{V} \cdot \phi \cdot t \right]^{\frac{2 \cdot \kappa}{1 - \kappa}} \cdot P_1$$

$P_1$  : 始動空気投入前の空気だめ圧力 (MPa [abs]) =

$P_2$  : 始動空気投入後の空気だめ圧力 (MPa [abs])

$\kappa$  : 比熱比 = 1.4

$R$  : 空気のガス定数 (J/kg·K) = 287.040

$T$  : 空気の温度 (K) = 318

$\mu$  : ノズルの流量係数 =

$f$  : 始動弁啓開面積 (m<sup>2</sup>) =

$t$  : 始動空気投入時間 (s) =

$\phi$  : ノズルの流れに関する定数 =

$V$  : 必要空気だめ容量 (m<sup>3</sup>) = 3.4

$$P_2 = \left[ 1 + \frac{1}{2} \times (1.4 - 1) \times \sqrt{1.4 \times 287.040 \times 318} \times \text{} \times \frac{\text{}}{3.1} \times \text{} \times \text{} \right]^{\frac{2 \times 1.4}{1 - 1.4}} \times \text{}$$

$$= \text{} \text{MPa}$$

メーカー実績より、始動空気圧力は  MPa (ゲージ圧) 以上であれば十分起動可能である。

よって、条件(3)を満たす容量は 3.4m<sup>3</sup>となる。

### 1.3 条件(1)を満足する容量

1.1 及び 1.2 より、空気だめの条件(2), (3)を満足する容量は、3.4m<sup>3</sup>とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

1.1 式を用いて、 $P_1 = \square$  MPa、 $V = 3.4\text{m}^3$  を代入し順次圧力を求めると、5 回目の始動空気圧力  $P_5$  は

高压炉心スプレイ系： $P_5 = \square$  MPa

メーカー実績より、始動空気圧力は  $\square$  MPa（ゲージ圧）以上あれば十分起動可能であることから、空気だめの容量は、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、 $3.4\text{m}^3/\text{個}$ を上回る  $4\text{m}^3/\text{個}$ とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用圧力は、空気圧縮機の最高吐出圧力である  $\square$  MPa を上回るものとし、 $3.2\text{MPa}$  とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $3.2\text{MPa}$  とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する空気だめの最高使用温度は、空気圧縮機の吐出空気温度が約  $\square$  °C であることから、これを上回るものとし、 $100^\circ\text{C}$  とする。

空気だめを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $100^\circ\text{C}$  とする。

## 4. 個数の設定根拠

空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために必要な個数となる様に 2 個設置する。

重大事故等時に使用する空気だめは、設計基準対象施設としてディーゼル機関始動が 5 回可能な圧縮空気を蓄えるために 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	RV280-300H, RV280-301H
吹出圧力	MPa	3.24
個数	—	2 (空気だめ 1 個につき 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、空気だめに設置する安全弁である。</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として、空気だめの圧力が最高使用圧力となった場合に開動作して最高使用圧力以下に維持する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、重大事故等時に使用する空気だめの圧力が、重大事故等時に使用する場合の使用圧力となった場合に開動作して使用圧力以下に維持する。</p> <p>1. 吹出圧力の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する RV280-300H 及び RV280-301H の吹出圧力は、空気だめの最高使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H を重大事故等で使用する場合の吹出圧力は、重大事故等時における空気だめの使用圧力と同じ 3.24MPa とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として空気だめの圧力を最高使用圧力以下に維持するために必要な個数である 1 個を空気だめに設置する。</p> <p>重大事故等時に使用する RV280-300H 及び RV280-301H は、設計基準対象施設として空気だめに 1 個、合計 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	ディーゼル燃料デイトンク
容 量	m <sup>3</sup> /個	9 以上 (9)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	°C	45
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 ディーゼル燃料デイトンクは、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給された燃料油を貯蔵するとともに、ディーゼル発電設備の連続運転に必要な燃料油を確保するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料デイトンクは、以下の機能を有する。  ディーゼル燃料デイトンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するディーゼル機関の連続運転可能とするために設置する。  系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクより供給された燃料油を貯蔵し、ディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を供給できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの容量は、ディーゼル機関定格出力で8時間の連続運転が可能な容量とする。 上記の条件を満足するディーゼル燃料デイトンクの必要容量は、下記のように求める。</p>		



【設 定 根 拠】（続き）

$$V = \frac{N \cdot c \cdot H}{\gamma} + D$$

$$= \frac{3480 \times \boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{00}}} + \boxed{\phantom{00}} = 7.703 \approx 7.71\text{m}^3$$

V：燃料デイトンク必要容量（m<sup>3</sup>）

N：機関定格出力（kW）=3480

c：燃料消費率（kg/kW・h）=

H：連続運転時間（h）=

γ：燃料油の密度（kg/m<sup>3</sup>）= （設計値）

D：デイトンク死容積（m<sup>3</sup>）=

以上により，ディーゼル燃料デイトンクの容量は，7.71m<sup>3</sup>/個を上回る容量として 9m<sup>3</sup>/個以上とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，9m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については，要求される容量と同じである 9m<sup>3</sup>/個とする

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用圧力は，ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから，静水頭とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等時において使用する場合は，ディーゼル燃料デイトンクが開放型タンクであることから，静水頭とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料デイトンクの最高使用温度は，ディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45℃とする。

ディーゼル燃料デイトンクを重大事故等で使用する場合は，重大事故等時におけるディーゼル発電設備室内設計条件の最高温度と同じ 45℃とする。

## 4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料デイトンクは，設計基準対象施設としてディーゼル機関の連続運転に必要な燃料油を貯蔵し，供給するために必要な個数として 1 個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料デイトンクは，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	ディーゼル燃料移送ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	°C	40
原 動 機 出 力	kW/個	2.2
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。  ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するディーゼル発電設備へディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料を移送するために設置する。  系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料移送ポンプを用いて、重大事故等対処設備へ給電する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の燃料をディーゼル燃料デイトンクへ移送できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの容量は、ディーゼル機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。 上記の条件を満足するディーゼル燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

$$Q = \frac{N \cdot c}{\gamma}$$
$$= \frac{\square \times \square}{\square} = \square \div \square \text{ m}^3/\text{h}$$

Q：ディーゼル燃料移送ポンプ必要容量（m<sup>3</sup>/h）

N：機関定格出力（kW） =  $\square$

c：燃料消費率（kg/kW・h） =  $\square$

これにマージン3%を考慮し、c =  $\square$ （kg/kW・h）とする

$\gamma$ ：燃料の密度（kg/m<sup>3</sup>） =  $\square$ （設計値）

上記から、ディーゼル燃料移送ポンプの容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/h となるが、供給能力に十分余裕をみて必要容量の2倍の容量である  $\square$  m<sup>3</sup>/h  $\times$  2 =  $\square$  m<sup>3</sup>/h を上回る容量として、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 $\square$  4.0m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、ディーゼル燃料移送ポンプからディーゼル燃料デイトンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)

② 供給源から移送先までの静水頭 :  MPa

$$\text{} \times \text{} \times 9.80665 \times 10^{-6} = \text{} \div \text{}$$

m : ディーゼル燃料貯蔵タンク最低油位 EL  ~ ディーゼル燃料デイトンク天面 EL

kg/m<sup>3</sup> : 燃料の密度 (設計値)

③ 配管・機器圧力損失 :  MPa

機器圧力損失 :  MPa

配管・弁類圧力損失 :  MPa

---

合計 :  MPa

④ ①~③の合計 :  MPa

上記から、ディーゼル燃料移送ポンプの吐出圧力は、 MPa を上回る  MPa 以上とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 MPa 以上とする。

公称値については、 0.5MPa とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力は、ディーゼル燃料移送ポンプの全圧力  MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの最高使用温度は、主配管「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、40℃とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

$\eta$  : ポンプ効率(%)

$P$  : 軸動力(kW)

$P_u$  : 水動力(kW)

$P_u$  は、次の式によって求める。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$Q$  : 吐出し量(m<sup>3</sup>/min)

$p$  : 全圧力\*(MPa)

注記\* : 全圧力=吐出圧力-吸込圧力

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

ここで、 $\eta = \square\%$ ,  $Q = \square \text{ m}^3/\text{h} = \square \text{ m}^3/\text{min}$ ,  $p = \square \text{ MPa}$

ポンプの軸動力  $P = \frac{P_u}{\eta} \times 100$

$$= \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} = \frac{10^3 \times \square \times \square}{60 \times \square} \times 100 = \square \div \square \text{ kW}$$

以上から、ディーゼル燃料移送ポンプの原動機出力は、軸動力  $\square \text{ kW}$  を上回る出力とし、2.2kW/個とする。

ディーゼル燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設と同様な使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2.2kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設としてディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイタンクに燃料を移送するために必要な個数として1個設置する。

ディーゼル燃料移送ポンプは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	ディーゼル燃料貯蔵タンク	
容 量	kℓ/個	□以上 (170)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として 7 日間の外部電源喪失を仮定しても、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。  ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。 系統構成は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料移送ポンプによりディーゼル燃料デイトンクに燃料を供給できる設計とする。  重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。  ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。 系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。  重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</li> </ul>		

### 【設 定 根 拠】（続き）

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

#### 1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するために高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量	:	<input type="text"/>	kℓ
② 試験で使用する容量	:	<input type="text"/>	kℓ
③ 無効容量	:	<input type="text"/>	kℓ
④ 合計	:	<input type="text"/>	kℓ

上記から、設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、 kℓ/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間連続継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、ディーゼル燃料貯蔵タンク1個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量 kℓを上回る170kℓ/個とする。



【設 定 根 拠】（続き）

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kℓ/168 時間)
大量送水車	1	0.0677* <sup>2</sup>	11.4
非常用ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	2	□	□
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* <sup>1</sup>	1	□	□
計			711.3

注記\*1：ディーゼル燃料デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価せず，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

\*2：大量送水車の燃料消費率は，取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は，ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型であることから，静水頭とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は，ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，設計基準対象施設と同仕様で設計し，静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は，ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから，外気の温度\*<sup>3</sup>を上回る 40℃とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合の温度は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，40℃とする。

注記\*3：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは，設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭 / 0.98
最高使用温度	℃	40
外 径	mm	76.3 / 60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料をディーゼル燃料移送ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1、P 2、最高使用温度の設定根拠をT 1、外径の設定根拠をD 1、D 2、D 3として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 1は、ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、静水頭とする。</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力P 2は、ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPaとする。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40°C とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°C とする。

## 3. 外径の設定根拠

## (1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mm、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 76.3mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	76.3	7.0	65	0.00305	□*	□	□
D 2	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

名	称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デ イタンク
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	40
外	径	mm
		48.6 / 60.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイタンクまでを接続する配管であり、設計基準対象施設として、ディーゼル燃料移送ポンプよりディーゼル燃料デイタンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備としては、ディーゼル燃料移送ポンプよりディーゼル燃料デイタンクに燃料を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 2，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 3 として下記に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様を表 1.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用圧力 P 2 は、ディーゼル燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>本主配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、0.98MPa とする。</p>		

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用温度の設定根拠

T 1 : 40°C

設計基準対象施設として使用する本主配管の最高使用温度 T 1 は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度\*を上回る 40°C とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）に余裕を持った値とする。

本主配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40°C とする。

## 3. 外径の設定根拠

## (1) 配管

本配管を設計基準対象施設として使用する場合は、ディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm、60.5mm とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同じ 48.6mm、60.5mm とする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*	□	□
D 3	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：ディーゼル燃料移送ポンプの定格流量

表 1.1.2-1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備主配管の設計仕様表

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)		
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠	
高圧炉心スプレイ系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設備ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ	静水頭	P 1	40	T 1	76.3	D 1
						76.3	D 2
	0.98	P 2	76.3			D 2	
			60.5			D 3	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイタンク	0.98	P 2	40	T 1	48.6	D 4	
					60.5	D 3	
					60.5	D 3	

名	称	発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		4000
		1
<p><b>【設定根拠】</b>  <b>(概要)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設            発電機は、設計基準対象施設として設計基準事故時に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、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である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し、高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備            重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する発電機は、以下の機能を有する。             発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。            発電機は、重大事故等対処設備へ給電できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠            発電機の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠            発電機は、設計基準対象施設として工学的安全施設等の設備が必要とする電力を供給するために必要な個数として、1個設置する。            発電機は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		

名	称	励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
		45
		1
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 励磁装置は、設計基準対象施設として設計基準事故時に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、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である高圧炉心スプレイ系がその機能を確保するために必要な電力を供給し、高圧炉心スプレイ系が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に電力を供給する発電機を励磁するために設置する。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する励磁装置は、以下の機能を有する。  励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するために設置する。  励磁装置は、重大事故等対処設備へ給電する発電機を励磁できる設計とする。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠 設計基準事故時に使用する励磁装置の容量は、発電機メーカーによる開発段階で、45kWの容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。 以上より、励磁装置の容量は45kW/個とする。  励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、45kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 励磁装置は、設計基準対象施設として発電機を励磁するために必要な個数である発電機1個につき1個設置する。  励磁装置は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p>		



### 2.1.3 ガスタービン発電機

名	称	ガスタービン機関
個	数	1 (予備 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機のガスタービン機関は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機のガスタービン機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機の発電機を駆動するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機のガスタービン機関は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を給電するガスタービン発電機の発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機のガスタービン機関は、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機の発電機を駆動するために必要な個数である発電機 1 台につき 1 個とし、1 個（予備 1 個）設置する。</p>		

名 称	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	□以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	3.7
個 数	—	1 (予備 1)

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用サービスタンクに燃料を供給するために設置する。

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用サービスタンクへガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、ガスタービン機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。



【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの全圧力  MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部～2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」及び「将来設置ライン分岐部～予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100 \quad P_u \text{ は、次の式によって求める。}$$

$\eta$  : ポンプ効率 (%)

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$P$  : 軸動力 (kW)

$Q$  : 吐出し量 (m<sup>3</sup>/min)

$P_u$  : 水動力 (kW)

$p$  : 全圧力 (MPa)

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ-試験方法」)

ここで、 $\eta =$   %,  $Q =$   m<sup>3</sup>/h =  m<sup>3</sup>/min,  $p =$   MPa

$$\text{ポンプの軸動力 } P = \frac{P_u}{\eta} \cdot 100$$

$$= \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} = \frac{10^3 \times \text{} \times 0.5}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、原動機出力は、軸動力を上回る出力として 3.7kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（原動機含む。）は、重大事故等対処設備としてガスタービン機関 1 個（予備 1 個）を定格で運転するのに必要となる 1 個（予備 1 個）設置する。

名 称	ガスタービン発電機用軽油タンク	
容 量	kℓ/個	□以上 (560)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタへ接続し必要な電力を供給するため、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機用サービスタンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵</p>		

**【設 定 根 拠】**（続き）

するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転継続可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- ① 重大事故対処設備を7日間連続運転の燃料消費量 :  kℓ
- ② 試験で使用する容量 :  kℓ
- ③ 無効容量 :  kℓ
- ④ 合計 :  kℓ

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料消費量が最大となる「雰因気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」，「水素燃焼」，「高圧熔融放出／格納容器雰因気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」又は「熔融炉心・コンクリート相互作用」であり，使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より，使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は， ℓとなる。

以上より，ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は，7日間運転継続した場合に必要な燃料である  kℓ を上回る  kℓ とする。

公称値については，要求される容量  kℓ を上回る 560kℓ/個とする。

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	<input style="width: 50px;" type="text"/> *2	<input style="width: 50px;" type="text"/>
ガスタービン発電機*1	1	<input style="width: 50px;" type="text"/>	<input style="width: 50px;" type="text"/>
大型送水ポンプ車	1	<input style="width: 50px;" type="text"/>	<input style="width: 50px;" type="text"/>
可搬式窒素供給装置用発電設備	1	<input style="width: 50px;" type="text"/>	<input style="width: 50px;" type="text"/>
計			<input style="width: 50px;" type="text"/>

注記\*1：ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価せず，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

\*2：大量送水車の燃料消費率は，取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクを重大事故等時において使用する場合は、ガスタービン発電機用軽油タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクを重大事故等時において使用する場合は、ガスタービン発電機用軽油タンクが開放型タンクであることから、外気の温度\*3を上回る66℃とする。

注記\*3：外気の温度は、鳥取市の過去最高気温（39.1℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等対処設備として必要な各機器が7日間運転継続可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

名 称	ガスタービン発電機用サービスタンク	
容 量	m <sup>3</sup> /個	□以上(7.9)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用サービスタンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、ガスタービン機関の連続運転に必要な燃料を貯蔵できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、ガスタービン機関を定格出力で □時間の連続運転が可能な容量としている。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用サービスタンクの必要容量は、下記のように求める。

$$\begin{aligned}
 V &= C \times T \\
 &= \frac{\square}{1000} \times \square \\
 &= \square \div \square
 \end{aligned}$$

V：必要容量 (m<sup>3</sup>)

C：燃料消費量 (ℓ/h) = □ (公称値 2090ℓ/h + マージン □%含む)

T：連続運転時間 (h) = □

以上より、ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は、□m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される容量 □m<sup>3</sup>を上回る 7.9m<sup>3</sup>/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、開放型タンクであることから、静水頭とする。



【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～2号-ガスタービン発電機用サービスタンク」及び「予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～予備-ガスタービン発電機用サービスタンク」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクは、重大事故等対処設備としてガスタービン機関 1 個（予備 1 個）を駆動する燃料を貯蔵するために必要となる 1 個（予備 1 個）設置する。

名 称		ガスタービン発電機用軽油タンク ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	60.5 / 78.2 / 76.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、ガスタービン発電機用軽油タンクと2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2、D3、F1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠  <u>P1：静水頭</u>            重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠  <u>T1：66℃</u>            重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、60.5mm、76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□
D 2	60.5	3.9	50	0.00218	□*	□	□
D 3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

(2) 継手

F 1：78.2mm

伸縮継手の外径。接続先の仕様及び強度を満足する外径とする。

名 称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部 ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	76.3
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部から2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの2号-燃料をガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを經由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1：静水頭</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせて、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1：66℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名	称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部 ～ 将来設置ライン分岐部	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	76.3
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本主配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部から将来設置ライン分岐部を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを經由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD3として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 <u>P1：静水頭</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 <u>T1：66℃</u> 重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し，76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名	称	将来設置ライン分岐部 ～ 予備ーガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	76.3
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本主配管は、将来設置ライン分岐部から予備ーガスタービン発電機用燃料移送ポンプを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備ーガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備ーガスタービン発電機用サービスタンクを經由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 3として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1 : 静水頭</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃ とする。</p>			



【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、76.3mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D3	76.3	5.2	65	0.00341	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名	称	2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 2号-ガスタービン発電機用サービスタンク	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	60.5
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本主配管は、2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 0.98MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名 称	2号-ガスタービン発電機用サービスタンク ～ 2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関	
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	48.6 / 42.7
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクから2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機関を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、2号-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 1，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 4，D 5として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1</u>：静水頭</p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1</u>：66℃</p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm、42.7mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*1	□	□
D 5	42.7	4.9	32	0.00085	□*2	□	□

注記\*1：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

\*2：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量/2

名	称	予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ～ 予備-ガスタービン発電機用サービスタンク	
最高使用圧力	MPa	0.98	
最高使用温度	℃	66	
外	径	mm	60.5
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本主配管は、予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備-ガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠をP 2，最高使用温度の設定根拠をT 1，外径の設定根拠をD 1として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 2 : 0.98MPa</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力に合わせ、0.98MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1 : 66℃</u></p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>			

【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は，ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため，エロージョン，圧力損失・施工性等を考慮し，先行プラントの配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し，60.5mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	60.5	5.5	50	0.00192	□*	□	□

注記\*：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

名 称	予備ーガスタービン発電機用サービスタンク ～ 予備ーガスタービン発電機用ガスタービン発電機関	
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	48.6 / 42.7
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>本主配管は、予備ーガスタービン発電機用サービスタンクから予備ーガスタービン発電機用ガスタービン発電機関を接続する配管であり、重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を予備ーガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより、予備ーガスタービン発電機用サービスタンクを経由してガスタービン機関に供給するために設置する。</p> <p>本主配管の最高使用圧力の設定根拠を P 1，最高使用温度の設定根拠を T 1，外径の設定根拠を D 4，D 5 として下記に示す。</p> <p>ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様を表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P 1</u>：静水頭</p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の圧力は、ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T 1</u>：66℃</p> <p>重大事故等対処設備として使用する本主配管の温度は、屋外設計外気条件の最高温度を上回る温度とし、66℃とする。</p>		



【設定根拠】（続き）

3. 外径の設定根拠

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料は油であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラント実績に基づいた標準流速を目安に選定し、48.6mm, 42.7mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m <sup>2</sup> )	流量 (m <sup>3</sup> /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 4	48.6	5.1	40	0.00116	□*1	□	□
D 5	42.7	4.9	32	0.00085	□*2	□	□

注記\*1：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量

\*2：ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの設計流量/2

表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表(その1)

名 称	最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
	設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ガスタービン発電機用軽油タンク ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ入口ライン分岐部	静水頭*	P 1	66*	T 1	60.5	D 1
					60.5	D 2
					78.2	F 1
					60.5	D 1
					76.3	D 3
2号-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ入口ライン分岐部 ～ 2号-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	76.3	D 3
2号-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ入口ライン分岐部 ～ 将来設置ライン分岐部	静水頭*	P 1	66*	T 1	76.3	D 3
将来設置ライン分岐部 ～ 予備-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ	静水頭*	P 1	66*	T 1	76.3	D 3
2号-ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ ～ 2号-ガスタービン発電機用サービス タンク	0.98*	P 2	66*	T 1	60.5	D 1
2号-ガスタービン発電機用サービス タンク ～ 2号-ガスタービン発電機用ガスター ビン発電機関	静水頭*	P 1	66*	T 1	48.6	D 4
					42.7	D 5

注記\*：重大事故等時における使用時の値

表 1.1.3-1 ガスタービン発電機燃料移送系主配管の設計仕様表(その2)

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (℃)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
ガ ス タ ー ビ ン 発 電 機	予備ーガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ ～ 予備ーガスタービン発電機用サービス タンク	0.98*	P 2	66*	T 1	60.5	D 1
	予備ーガスタービン発電機用サービス タンク ～ 予備ーガスタービン発電機用ガスター ビン発電機関	静水頭*	P 1	66*	T 1	48.6	D 4
	42.7					D 5	

注記\*：重大事故等時における使用時の値

名	称	発電機
容	量	kVA/個
		6000
個	数	—
		1 (予備 1) (ガスタービン機関 1 台につき 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するガスタービン発電機の発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機の発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機の発電機は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 ガスタービン発電機の発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠 ガスタービン発電機の発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個（予備 1 個）を設置する。</p>		

名	称	励磁装置
容	量	kW/個
個	数	—
		50
		1 (予備 1) (発電機 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するガスタービン発電機の励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>ガスタービン発電機の励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機を励磁するために設置する。</p> <p>ガスタービン発電機の励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機の発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機の励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、50kW の容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、ガスタービン発電機の励磁装置の容量は 50kW/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>ガスタービン発電機の励磁装置は、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機を励磁するために必要な個数である発電機 1 台につき 1 個とし、1 個（予備 1 個）設置する。</p>		

## 2.1.4 高圧発電機車

名	称	ディーゼル機関	
機 関 個 数	—	6 (予備 1)	
過 給 機 個 数	—	2 (ディーゼル機関 1 台につき 2)	1 (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車のディーゼル機関は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車のディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車の発電機を駆動するために設置する。</p> <p>高圧発電機車のディーゼル機関は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C、メタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を給電する高圧発電機車の発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>1.1 機関個数</p> <p>高圧発電機車のディーゼル機関は、高圧発電機車付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車を駆動するために必要な個数である高圧発電機車 1 台につき 1 個とし、合計 6 個（予備 1 個）設置する。</p> <p>1.2 過給機個数</p> <p>高圧発電機車のディーゼル機関の過給機は、高圧発電機車のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車を駆動するために必要な個数である高圧発電機車用ディーゼル機関 1 台につき 2 個又は 1 個設置する。</p>			

名	称	冷却水ポンプ	
容	量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/> 以上 ( <input type="text"/> )
個	数	—	1 (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車の冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車の冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車のディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>高圧発電機車の冷却水ポンプは、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C, メタルクラッド開閉装置 2D, 又は SA ロードセンタ, SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車のディーゼル機関を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合の容量は、ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、<input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 又は <input type="text"/>m<sup>3</sup>/h の冷却水容量であれば、ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、高圧発電機車の冷却水ポンプの容量は <input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 又は <input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ <input type="text"/>m<sup>3</sup>/h 又は <input type="text"/>m<sup>3</sup>/h とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の冷却水ポンプは、高圧発電機車のディーゼル機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車のディーゼル機関を冷却するために必要な個数である高圧発電機車のディーゼル機関 1 台につき 1 個設置する。</p>			

名 称	高压発電機車付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	230 以上 (250)      220 以上 (250)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1      1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高压発電機車付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>高压発電機車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高压発電機車の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>高压発電機車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C、メタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高压発電機車用ディーゼル機関の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する高压発電機車付燃料タンクの容量は、高压発電機車運転時の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給間隔が 2 時間以内であることから、この間の高压発電機車の燃料消費量は以下のとおり 230ℓ、220ℓである。</p> $V 1 = c \cdot H = 115 \times 2 = 2300$ $V 2 = c \cdot H = 110 \times 2 = 2200$ <p>ここで、</p> <p>V 1 : 燃料消費量 (ℓ)</p> <p>V 2 : 燃料消費量 (ℓ)</p> <p>H : 運転時間 (h) = 2</p> <p>c : 燃料消費率 (ℓ/h) = 115, 110</p> <p>以上より、高压発電機車付燃料タンクの容量は、燃料補給までの燃料消費量である 2300、2200以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量 2300、2200を上回る 2500/個とする。</p>		



【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、高圧発電機車付燃料タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

高圧発電機車付燃料タンクは、高圧発電機車付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車のディーゼル機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である高圧発電機車 1 個当たり 1 個設置する。

名	称	タンクローリ
容	量	ℓ/個
		3000 以上 (3000)
最 高 使 用 圧 力	kPa	24
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		1 (予備 1)

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置(高圧発電機車)として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する非常用発電装置用の燃料を供給するために設置する。

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから高圧発電機車付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置(可搬式窒素供給装置用発電設備)として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損、並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な電力を確保する非常用発電装置用の燃料を供給するために設置する。

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから可搬式窒素供給装置付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。

タンクローリは、重大事故等時が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を供給するために設置する。

タンクローリは、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクから大量送水車付燃料タンク

**【設 定 根 拠】**（続き）

、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

## 1. 容量の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の容量は、各機器へ燃料を供給するために必要な容量を基に設定する。

タンクローリは、重大事故等対策において、想定される負荷で連続運転したとしても高圧発電機車に7日間は燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。

タンクローリは、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した重要事故シーケンスで、同時に使用する可能性がある機器が、全て想定される負荷で連続運転したとしても、7日間は全ての燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。また、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて使用しない機器についても、その機器の機能（代替性）を考慮し、重要事故シーケンスに準ずる使用をしたとして燃料供給を想定する。

タンクローリによる高圧発電機車への初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表1に示す。

タンクローリによる各機器への供給が最も厳しくなるのは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」、「水素燃焼」、「高圧溶融放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、この場合の対象機器並びに初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表2に示す。

各機器の起動のタイミング及び燃料消費量は、シーケンスグループ上異なるため、燃料供給は、適宜燃料の状況を確認し、枯渇する前に供給を行うが、容量の設定にあたっては、タンクローリの必要容量が厳しくなるように、全ての機器が同時に想定された負荷で運転したものとする。また、作業時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を設定し、表3又は表4のとおりとする。

表1又は表2より、各燃料タンクの燃料が枯渇する時間がタンクローリから燃料を供給する間隔より長く、燃料が枯渇する前に供給が可能なることから、各機器の継続した運転が可能となる。1回の汲み上げで各機器に複数回分の供給が可能であることから、1回当たりの供給に必要な容量は最大で約13220である。

したがって、タンクローリの容量は、供給に必要な容量である約26440に対し、供給量への余裕を考慮して30000/個以上とする。

公称値については、要求される容量と同じ30000/個とする。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の圧力は移動タンク貯蔵所であり，危険物の規制に関する規則第 19 条に定める 20kPa を超え，24kPa 以下の範囲の圧力で作動する安全弁を取り付けていることから，24kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリを重大事故等時に使用する場合の温度は，屋外で使用する可搬型設備であることから，外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

タンクローリは，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な燃料を供給するために 1 個保管するとともに，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（非常用電源設備のうち非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）の予備として兼用）を分散して保管する。

表1 非常用発電装置の供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G	
							小計	合計
高压発電機車 (1個目)	1	115	230 (250)	2時間 (2時間6分)	2時間39分*1*2	65分*3	305	927 (1854*4)
高压発電機車 (2個目)	1	115	230 (250)	2時間 (2時間6分)	2時間41分*2*5	65分*6	309	
高压発電機 (3個目)	1	115	230 (250)	2時間 (2時間6分)	2時間43分*2*7	65分*8	313	

注1：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記\*1：表3における①～④及び⑥～⑩の合計時間を示す。

\*2：枯渇時間以上であるが、高压発電機車の稼働はタンクローリへの給油の初回準備作業時間（1時間54分）経過以降であるため、燃料が枯渇する事はない。

\*3：表3における⑪～⑬，⑮，⑯及び⑤～⑩の合計時間を示す。

\*4：2回周回した場合の合計を示す。

\*5：表3における①～④及び⑥～⑪の合計時間を示す。

\*6：表3における⑫～⑬，⑮，⑯及び⑤～⑪の合計時間を示す。

\*7：表3における①～④及び⑥～⑫の合計時間を示す。

\*8：表3における⑬，⑮，⑯及び⑤～⑫の合計時間を示す。

表2 事故シーケンスの供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G	
							小計	合計
大量送水車	1	□	□ (203.5)	□ (□)	2 時間 45 分* <sup>3</sup>	1 時間 44 分* <sup>4</sup>	187	1322 (2644* <sup>2</sup> )
	1	□	□ (□)	□ (□)				
大型送水ポンプ車 (原子炉補機代替冷却系用)	1	310	890 (990)	2 時間 48 分 (3 時間 6 分)	3 時間 9 分 * <sup>1</sup> * <sup>5</sup>	1 時間 44 分* <sup>6</sup>	977	
可搬式窒素供給装置用 発電設備	1	46.9	355 (380)	7 時間 30 分 (8 時間 6 分)	3 時間 22 分* <sup>7</sup>	1 時間 44 分* <sup>8</sup>	158	

注1：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記\*1：枯渇時間以上であるが、大型送水ポンプ車の稼働はタンクローリへの給油の初回準備作業時間（1 時間 54 分）経過以降であるため、燃料が枯渇する事はない。

\*2：2 回周回した場合の合計を示す。

\*3：表4における①～④，⑥～⑩の合計時間を示す。

\*4：表4における⑪～⑲，⑳，㉓及び⑤～⑩の合計時間を示す。

\*5：表4における①～④，⑥～⑭の合計時間を示す。

\*6 : 表 4 における⑮～⑲, ㉓, ㉔及び⑤～⑭の合計時間を示す。

\*7 : 表 4 における①～④, ⑥～⑱の合計時間を示す。

\*8 : 表 4 における⑲, ㉓, ㉔及び⑤～⑱の合計時間を示す。

表3 非常用発電装置の給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第3保管エリアまで移動	約2.3km	30分
②	車両健全性確認	—	10分
③	第3保管エリアからディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約0.8km	5分
④	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69分
⑤	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9分
⑥	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取	—	26分
⑦	抜取片付け	—	10分
⑧	ディーゼル燃料貯蔵タンクから高圧発電機車まで移動	約0.5km	2分
⑨	高圧発電機車（1個、2個及び3個目）への給油準備	—	5分
⑩	高圧発電機車（1個目）への給油	—	2分
⑪	高圧発電機車（2個目）への給油	—	2分
⑫	高圧発電機車（3個目）への給油	—	2分
⑬	給油片付け（2周終了毎にステップ⑬へ）	—	5分
⑭	ステップ⑨の手順に戻る	—	—
⑮	高圧発電機車からディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約0.5km	2分
⑯	ステップ⑤の手順に戻る	—	—



表4 事故シーケンスの給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第3保管エリアまで移動	約2.3km	30分
②	車両健全性確認	—	10分
③	第3保管エリアからディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約0.8km	5分
④	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69分
⑤	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9分
⑥	ディーゼル燃料貯蔵タンクからの抜取	—	26分
⑦	抜取片付け	—	10分
⑧	ディーゼル燃料貯蔵タンクから大量送水車まで移動	約1.6km	8分
⑨	大量送水車への給油準備	—	5分
⑩	大量送水車への給油	—	2分
⑪	給油片付け	—	5分
⑫	大量送水車から大型送水ポンプ車まで移動	約1.7km	8分
⑬	大型送水ポンプ車への給油準備	—	5分
⑭	大型送水ポンプ車への給油	—	6分
⑮	給油片付け	—	5分
⑯	大型送水ポンプ車から可搬式窒素供給装置用発電設備まで移動	約0.5km	2分
⑰	可搬式窒素供給装置用発電設備への給油準備	—	5分
⑱	可搬式窒素供給装置用発電設備への給油	—	1分
⑲	給油片付け（2周終了毎にステップ⑳へ）	—	5分
⑳	可搬式窒素供給装置用発電設備から大量送水車まで移動	約1.9km	8分
㉑	ステップ⑨の手順に戻る	—	—
㉒	可搬式窒素供給装置用発電設備からディーゼル燃料貯蔵タンクまで移動	約0.5km	2分
㉓	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

名	称	タンクローリ給油用 20m, 7m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.20
最 高 使 用 温 度	℃	40
外	径	mm
個	数	—
		5 (予備 2)

#### 【設 定 根 拠】

##### (概 要)

本ホースは、タンクローリ接続口とタンクローリを接続するホースであり、重大事故等対処設備として A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの燃料を移送するために設置する。

##### 1. 最高使用圧力の設定根拠

本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力が静水頭であること、燃料移送先のタンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であることから最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。

##### 2. 最高使用温度の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) に余裕を持った値とする。

##### 3. 外径の設定根拠

本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するタンクローリ接続口、タンクローリ取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 66.6mm とする。

##### 4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク又はガスタービン発電機用軽油タンクの燃料をタンクローリに移送するために必要な本数である 5 本を保管することとし、予備 2 本 (タンクローリ給油用 20m, 7m ホースのうち 7m ホースは、非常用電源設備のうち非常用発電設備 (緊急時対策所用発電機) の予備として兼用) を分散して保管する。

名	称	タンクローリ送油用 20m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.20
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	45
個 数	—	1 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>本ホースは、タンクローリと高圧発電機車等を接続するホースであり、重大事故等対処設備としてタンクローリから高圧発電機車等への燃料を移送するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 最高使用圧力の設定根拠  本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であること及び燃料移送先である各燃料タンクの最高使用圧力が静水頭であることから、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</li> <li>2. 最高使用温度の設定根拠  本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるタンクローリの使用温度と同じ 40℃とする。</li> <li>3. 外径の設定根拠  本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 45mm とする。</li> <li>4. 個数の設定根拠  本ホースは、重大事故等対処設備としてタンクローリの燃料を高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備、大量送水車、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）に移送するために必要な本数であるタンクローリ 1 個当たり 1 本を保管することとし、予備 1 本（非常用電源設備のうち非常用発電設備（緊急時対策所用発電機）の予備として兼用）を分散して保管する。</li> </ol>		

名	称	発電機
容 量	kVA/個	500
個 数	—	6 (予備 1) (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車の発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車の発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>高圧発電機車の発電機は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C、メタルクラッド開閉装置 2D、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である合計 3 個を 2 セット合計 6 個を保管する。</p> <p>高圧発電機車の発電機は、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、予備 1 個を保管する。</p>		

名	称	励磁装置	
容 量	kW/個	□	□
個 数	—	1 (発電機 1 台につき 1)	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車の励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧発電機車の励磁装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車の発電機を励磁するために設置する。</p> <p>高圧発電機車の励磁装置は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、メタルクラッド開閉装置 2C, メタルクラッド開閉装置 2D, 又は SA ロードセンタ, SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで必要な設備に電力を供給する高圧発電機車の発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、□ kW 又は □ kW の容量であれば、高圧発電機車の発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、高圧発電機車の励磁装置の容量は □ kW 又は □ kW とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧発電機車の励磁装置は、高圧発電機車付の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として高圧発電機車の発電機を励磁するために必要な個数である高圧発電機車 1 台につき 1 個設置する。</p>			

### 2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備

名	称	ディーゼル機関
機 関 個 数	—	1
過 給 機 個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b>            (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を駆動するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関は、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な設備に電力を給電する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 機関個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関は、可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を駆動するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>2. 過給機個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関の過給機は、可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を駆動するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

名 称	可搬式窒素供給装置付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	355 以上 (380)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬式窒素供給装置付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置付燃料タンクは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な可搬式窒素供給装置の駆動用電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置付燃料タンクは、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な電力を給電する可搬式窒素供給装置用発電設備用のディーゼル機関の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合の容量は、可搬式窒素供給装置駆動時の可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給時間は、可搬式窒素供給装置の運転開始から約 3 時間であることから、この間の可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料消費量は以下のとおり 62.10である。</p> $V = c \cdot H = 20.7 \times 3 = 62.1$ <p>V : 燃料消費量(ℓ) H : 運転時間(h) c : 燃料消費率(ℓ/h)</p> <p>よって、可搬式窒素供給装置付燃料タンクの容量は、燃料補給までの燃料消費量である 62.10を上回る 355ℓとする。</p> <p>公称値については、要求される容量 355ℓを上回る 380ℓとする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

可搬式窒素供給装置付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、可搬式窒素供給装置付燃料タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

可搬式窒素供給装置付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

可搬式窒素供給装置付燃料タンクは、可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機のディーゼル機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機 1 個当たり 1 個設置する。



名	称	発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		220
		1(予備 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機は、可搬式窒素供給装置へ接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。</p>		

名	称	励磁装置
容	量	kVA/個
個	数	—
		6.8
		1
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な電力を確保する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を励磁するために設置する。</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置は、可搬式窒素供給装置に接続することで必要な設備に電力を供給する可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、6.8 kVA の容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置の容量は6.8 kVA とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備用の励磁装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機付の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機を励磁するために必要な個数である可搬式窒素供給装置用発電設備用の発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

2.1.6 緊急時対策所用発電機

名	称	ディーゼル機関
機 関 個 数	—	2 (予備 2)
過 給 機 個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機を駆動するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機を駆動できる設計とする。</p> <p>1. 機関個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関は、緊急時対策所用発電機付のディーゼル機関であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機を駆動するために必要な個数である緊急時対策所用発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p> <p>2. 過給機個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関の過給機は、緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の過給機であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機を駆動するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

名	称	冷却水ポンプ
容	量	m <sup>3</sup> /h □以上 (□)
個	数	— 1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関を冷却するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機のディーゼル機関を冷却できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプを重大事故等時に使用する場合は、ディーゼル機関のメーカーによる開発段階で、□m<sup>3</sup>/h の冷却水容量であれば、ディーゼル機関高温部の冷却に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプの容量は、□m<sup>3</sup>/h 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じ □m<sup>3</sup>/h とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプは、緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関付の冷却水ポンプであるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機の機関を冷却するために必要な個数である緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関 1 個当たり 1 個設置する。</p>		

名	称	緊急時対策所用発電機付燃料タンク
容 量	ℓ/個	390 以上 (495)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機の燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する緊急時対策所用発電機付燃料タンクの容量は、緊急時対策所用発電機運転時の燃料消費量を基に設定する。</p> <p>タンクローリから緊急時対策所用発電機の燃料補給間隔は、格納容器ベント後、運転時間が約 36 時間であることから、この間の緊急時対策所用発電機の燃料消費量は以下のとおり 6840 である。</p> $V1 = c \cdot H = 19 \times 36 = 6840$ <p>ここで、</p> <p>V1 : タンクローリの燃料補給を考慮した燃料消費量 (ℓ)</p> <p>H : 運転時間 (h) = 36</p> <p>c : 燃料消費率 (ℓ/h) = 19</p> <p>また、燃料タンクの残油量が 95ℓ を下回った場合、装置保護のため緊急時対策所用発電機は停止することから、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの容量は、6840 に緊急時対策所用発電機が停止する残油量の 95ℓ を加えた 7790 以上とする。</p> $V = V1 + V2 = 684 + 95 = 779$ <p>ここで、</p>		

**【設定根拠】**（続き）

V : 燃料タンクの残油量による緊急時対策所用発電機の停止を考慮した燃料消費量 (ℓ)

V2 : 緊急時対策所用発電機が停止する残油量 (ℓ)

公称値については要求される容量 779ℓ を上回る 990ℓ とする。

また、緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、緊急時対策所用発電機 1 個当たり 2 個設置する構造となっているため、1 個当たりに必要とされる容量は 390ℓ/個以上、公称値は 495ℓ/個となる。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、開放型タンクであることから、静水頭とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\* : 外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) に余裕を持った値とする。

## 4. 個数の設定根拠

緊急時対策所用発電機付燃料タンクは、緊急時対策所用発電機付の燃料タンクであるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用のディーゼル機関の燃料を貯蔵するために必要な個数である緊急時対策所用発電機 1 個当たり 2 個を設置する。

名	称	タンクローリ
容	量	ℓ/個
		3000 以上 (3000)
最 高 使 用 圧 力	kPa	24
最 高 使 用 温 度	℃	40
個	数	—
		1 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置(緊急時対策所用発電機)として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。</p> <p>タンクローリは、重大事故等時が発生した場合において、緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために非常用発電装置用の燃料を供給するために設置する。</p> <p>タンクローリは、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>タンクローリを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給するために必要な容量を基に設定する。</p> <p>タンクローリは、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において想定した重要事故シーケンスにおいて、緊急時対策所用発電機が、想定される負荷で連続運転したとしても、7 日間は緊急時対策所用発電機付燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表 1 に示す。</p> <p>緊急時対策所用発電機の起動のタイミング及び燃料消費量は、適宜燃料の状況を確認し、枯渇する前に供給を行うが、容量の設定にあたっては、タンクローリの必要容量が厳しくなるように、緊急時対策所用発電機が、想定される負荷で連続運転したものとする。また、作業時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を設定し、表 2 のとおりとする。</p> <p>表 1 より、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの燃料が枯渇する時間がタンクローリから燃料を供給する間隔より長く、燃料が枯渇する前に供給が可能ことから、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの継続した運転が可能となる。1 回の汲み上げて緊急時対策所用発電機付燃料タンクに複数回分の供給が可能であることから、1 回当たりの供給に必要な容量は最大で 684ℓ である。</p> <p>したがって、タンクローリの容量は、供給に必要な容量である 1368ℓ に対し、供給量への余裕を考慮して 3000ℓ/個以上とする。</p>		

**【設定根拠】**（続き）

公称値については、要求される容量と同じ 3000ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の圧力は移動タンク貯蔵所であり、危険物の規制に関する規則第 19 条に定める 20kPa を超え、24kPa 以下の範囲の圧力で作動する安全弁を取り付けていることから、24kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

タンクローリは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な燃料を供給するために 1 個保管するとともに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個（その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）の予備と兼用）を分散して保管する。



表 1 非常用発電装置の供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量 (ℓ) G
							合計
緊急時対策所用発電機	1	19	779 (990)	41 時間 (52 時間 6 分)	30 時間* <sup>1</sup>	36 時間* <sup>2</sup>	684 (1368* <sup>3</sup> )

注 1 : 各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記\*1 : 表 2 における①～④及び⑥～⑩の給油シーケンスは 137 分となり、必要給油時間である 30 時間以内（プルーム通過前）に収まることから燃料を枯渇させることがない。

\*2 : 18 時間連続運転を 2 回した場合の合計時間を示す。

\*3 : 2 回周回した場合の合計を示す。

表 2 非常用発電装置の給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第1保管エリアまで移動	約0.1km	5分
②	車両健全性確認	—	10分
③	第1保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
④	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69分
⑤	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9分
⑥	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取	—	26分
⑦	抜取片付け	—	10分
⑧	緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機まで移動	約0.2km	1分
⑨	緊急時対策所用発電機への給油準備	—	5分
⑩	緊急時対策所用発電機への給油	—	10分
⑪	給油片付け（2周終了毎にステップ⑬へ）	—	5分
⑫	ステップ⑨の手順へ戻る	—	—
⑬	緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
⑭	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

名 称	緊急時対策所用燃料地下タンク	
容 量	kℓ/個	45 以上 (45)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用燃料地下タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時が発生した場合において、緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために非常用発電装置用の燃料を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリを使用し、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関を想定される負荷で7日間の連続運転が可能な容量とする。</p> <p>上記の条件を満足する緊急時対策所用燃料地下タンクの必要容量は、下記のように求める。</p> $V = C \times T$ $= 19/1000 \times 168$ $= 3.192 \div 3.2$ <p>V : 必要容量 (m<sup>3</sup>) C : 燃料消費量 (ℓ/h) = 19 T : 連続運転時間 (h) = 168</p> <p>上記から、緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は、3.2kℓを上回る容量として 45m<sup>3</sup> 以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じである 45kℓとする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、外気の温度\*を上回る 40℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関を駆動する燃料を貯蔵するために必要となる 1 個を設置する。

名	称	タンクローリ給油用 7m ホース
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.20
最 高 使 用 温 度	℃	40
外 径	mm	66.6
個 数	—	1 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>本ホースは、タンクローリ接続口とタンクローリを接続するホースであり、重大事故等対処設備として、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠  本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、緊急時対策所用燃料地下タンクの最高使用圧力が静水頭であること、燃料移送先のタンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であることから最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠  本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。</p> <p>注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温 (38.5℃) に余裕を持った値とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠  本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、接続するタンクローリ接続口、タンクローリ取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 66.6mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠  本ホースは、重大事故等対処設備として緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料をタンクローリに移送するために必要な本数である 1 本を保管することとし、予備 1 本 (非常用電源設備のうち非常用発電設備 (高圧発電機車) の予備と兼用) を分散して保管する。</p>		

名	称	タンクローリ送油用 20m ホース
最高使用圧力	MPa	0.20
最高使用温度	℃	40
外径	mm	45
個数	—	1 (予備 1)
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>本ホースは、タンクローリと緊急時対策所用発電機を接続するホースであり、重大事故等対処設備としてタンクローリから緊急時対策所用発電機への燃料を移送するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>本ホースは重大事故等時において使用する場合の圧力は、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力が 0.196MPa であること及び燃料移送先である緊急時対策所用燃料地下タンクの最高使用圧力が静水頭であることから、タンクローリの車載ポンプの最高吐出圧力 0.196MPa を上回る 0.20MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時におけるタンクローリの使用温度と同じ 40℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は、取合部の仕様に合わせて選定したホースの外径である 45mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠</p> <p>本ホースは、重大事故等対処設備としてタンクローリの燃料を緊急時対策所用発電機に移送するために必要な本数であるタンクローリ 1 個当たり 1 本を保管することとし、予備 1 本（非常用電源設備のうち非常用発電設備（高圧発電機車）の予備と兼用）を分散して保管する。</p>		

名	称	発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		220
		2 (予備 2) (ディーゼル機関 1 台につき 1)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を給電できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、VI-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機は、重大事故等対処設備として急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するため、1 個で必要な容量を有するものを燃料補給時の切替を考慮して合計 2 個を保管することに加え、保守点検による待機除外時のバックアップとして予備を 2 個保管する。</p>		

名	称	励磁装置
容 量	kVA/個	6.8
個 数	—	1 (発電機 1 台につき 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用発電機用励磁装置は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保する緊急時対策所用発電機を励磁するために設置する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給する緊急時対策所用発電機を励磁できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置を重大事故等時に使用する場合の容量は、発電機のメーカーによる開発段階で、6.8kVA の容量であれば、発電機の励磁に関して、性能上問題ないことを確認している。</p> <p>以上より、緊急時対策所用発電機用励磁装置の容量は 6.8kVA とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用励磁装置は、緊急時対策所用発電機付の励磁装置であるため、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機を励磁するために必要な個数である緊急時対策所用発電機 1 個当たり 1 個設置する。</p>		



## 2.2 その他の電源装置

### 2.2.1 無停電電源装置

名	称	計装用無停電交流電源装置
容	量	kVA/個
個	数	—
		25
		2
<b>【設 定 根 拠】</b> (概 要) 計装用無停電交流電源装置は、設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な、発電用原子炉の安全停止状態を確認するための計装設備への電力を確保するために設置する。  1. 容量の設定根拠 設計基準事故時に使用する計装用無停電交流電源装置の容量は、下流に設置されている計装設備の全負荷容量を供給できる設計とする。 計装用無停電交流電源装置の負荷容量を表1及び表2に示す。 表1及び表2より、計装用無停電交流電源装置の負荷容量のうち、最大となるB-計装用無停電交流電源装置の16.7kVAに対し、十分な余裕を有する25kVA/個とする。		

【設 定 根 拠】（続き）

表 1 A-計装用無停電交流電源装置の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
原子炉保護系制御	1.2
隔離弁制御	0.6
中性子計装	1.3
放射線モニタ	3.2
その他の負荷	6.5
合 計	12.8

表 2 B-計装用無停電交流電源装置の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
原子炉保護系制御	1.2
隔離弁制御	0.6
中性子計装	1.3
放射線モニタ	4.9
制御棒手動操作・監視系	4.7
地震観測	2.1
その他の負荷	1.9
合 計	16.7

2. 個数の設定根拠

計装用無停電交流電源装置は、設計基準対象施設として発電用原子炉の安全停止状態を確認するための計装設備への電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

名	称	230V 系充電器（常用）								
容	量	A/個								
		200								
個	数	—								
		1								
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系充電器（常用）は、以下の機能を有する。</p> <p>230V 系充電器（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）を経由して、230V 系直流盤（常用）へ電力を供給できる設計とする。または、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）を経由して、230V 系直流盤（常用）へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>230V 系充電器（常用）の電圧は、下流に設置されている 230V 系直流盤（常用）の電圧と同じ 230V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用</p> <p>230V 系充電器（常用）は、SPDS 伝送設備に電力を供給しながら、230V 系蓄電池（常用）を 10 時間で回復充電できる設計とする。</p> <p>230V 系充電器（常用）の容量は、表 1.2.1-2 に示す 230V 系蓄電池（常用）回復充電時の最大負荷 165A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。</p> <p style="text-align: center;">表 1.2.1-2 230V 系蓄電池（常用）回復充電時の最大負荷</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>負荷電流(A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SPDS 伝送設備</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>230V 系蓄電池（常用）の回復充電電流</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>合 計</td> <td>165</td> </tr> </tbody> </table>			負荷名称	負荷電流(A)	SPDS 伝送設備	15	230V 系蓄電池（常用）の回復充電電流	150	合 計	165
負荷名称	負荷電流(A)									
SPDS 伝送設備	15									
230V 系蓄電池（常用）の回復充電電流	150									
合 計	165									

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 可搬型代替直流電源設備としての運用

230V系充電器（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車の交流出力を230V系充電器（常用）により直流へ変換することで、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

230V系充電器（常用）の容量は、表1.2.1-3に示す設計基準対象施設の電源が喪失後1分以降、連続的に給電される負荷電流の47Aに対し、十分な余裕を有する200A/個とする。

表 1.2.1-3 230V系充電器（常用）の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の設定根拠

230V系充電器（常用）は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

名	称	B1-115V 系充電器 (SA)	
容	量	A/個	200
個	数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B1-115V 系充電器 (SA) は、以下の機能を有する。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して B1-115V 系充電器 (SA) を経由して、B-115V 系直流盤 (SA) へ電力を供給できる設計とする。または、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して B1-115V 系充電器 (SA) を経由して、B-115V 系直流盤 (SA) へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) の電圧は、下流に設置されている B-115V 系直流盤 (SA) の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) は、直流制御電源を供給しながら、B1-115V 系蓄電池 (SA) を 10 時間で回復充電できる設計とする。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA) の容量は、表 1.2.1-6 に示す B1-115V 系蓄電池 (SA) 回復充電時の最大負荷 180A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。</p>			

## 【設 定 根 拠】（続き）

表 1.2.1-6 B1-115V 系蓄電池 (SA) 回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	30
B1-115V 系蓄電池 (SA) の回復充電電流	150
合 計	180

## 1.2 可搬型代替直流電源設備としての運用

B1-115V 系充電器 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車の交流出力を B1-115V 系充電器 (SA) により直流へ変換することで、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

B1-115V 系充電器 (SA) の容量は、表 1.2.1-7 に示す設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 55A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 1.2.1-7 B1-115V 系充電器 (SA) の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	30
直流照明, その他の負荷	24.5
合 計*	55

注記\*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

## 2. 個数の設定根拠

B1-115V 系充電器 (SA) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

名	称	SA 用 115V 系充電器								
容	量	A/個								
個	数	—								
		200								
		1								
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 用 115V 系充電器は、以下の機能を有する。</p> <p>SA 用 115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して SA 用 115V 系充電器を経由して、SA 対策設備用分電盤(2)へ電力を供給できる設計とする。または、高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して SA 用 115V 系充電器を経由して、SA 対策設備用分電盤(2)へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>SA 用 115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている SA 対策設備用分電盤(2)の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>1.1 蓄電池の機能維持設備としての運用</p> <p>SA 用 115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、SA 用 115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。</p> <p>SA 用 115V 系充電器の容量は、表 1.2.1-8 に示す SA 用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 197A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。</p> <p style="text-align: center;">表 1.2.1-8 SA 用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>負荷電流(A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流制御電源</td> <td>46.6</td> </tr> <tr> <td>SA 用 115V 系蓄電池の回復充電電流</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>合 計*</td> <td>197</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。</p>			負荷名称	負荷電流(A)	直流制御電源	46.6	SA 用 115V 系蓄電池の回復充電電流	150	合 計*	197
負荷名称	負荷電流(A)									
直流制御電源	46.6									
SA 用 115V 系蓄電池の回復充電電流	150									
合 計*	197									

【設 定 根 拠】（続き）

1.2 可搬型代替直流電源設備としての運用

SA 用 115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車の交流出力を SA 用 115V 系充電器により直流へ変換することで、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA 用 115V 系充電器の容量は、表 1.2.1-9 に示す設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 47A に対し、十分な余裕を有する 200A/個とする。

表 1.2.1-9 SA 用 115V 系充電器の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	46.6
合 計*	47

注記\*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

SA 用 115V 系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。



### 2.2.2 電力貯蔵装置

名	称	230V 系蓄電池 (RCIC)
容	量	Ah/組
個	数	組
		1500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 108 個)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>230V 系蓄電池 (RCIC) 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 70 分を包絡した 24 時間にわたり、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための原子炉隔離時冷却系の直流負荷が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> <li>・重大事故等対処設備</li> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系蓄電池 (RCIC) は、以下の機能を有する。</p> <p>230V 系蓄電池 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として 230V 系蓄電池 (RCIC) を使用し、24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」 (SBA S 0601-2014)</li> <li>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</li> <li>(3) 放電終止電圧は 1.8V/セルとする。</li> <li>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.8V/セル特性に換算したものとする。</li> <li>(5) 保守率は 0.8 とする。</li> </ol>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-1 230V系蓄電池(RCIC)負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1分以内	1440分(24時間)	
1	RCIC復水ポンプ	60 A	24 A	
2	RCIC真空ポンプ	58 A	23 A	
3	その他の負荷	168 A	—	
合 計		286 A	47 A	

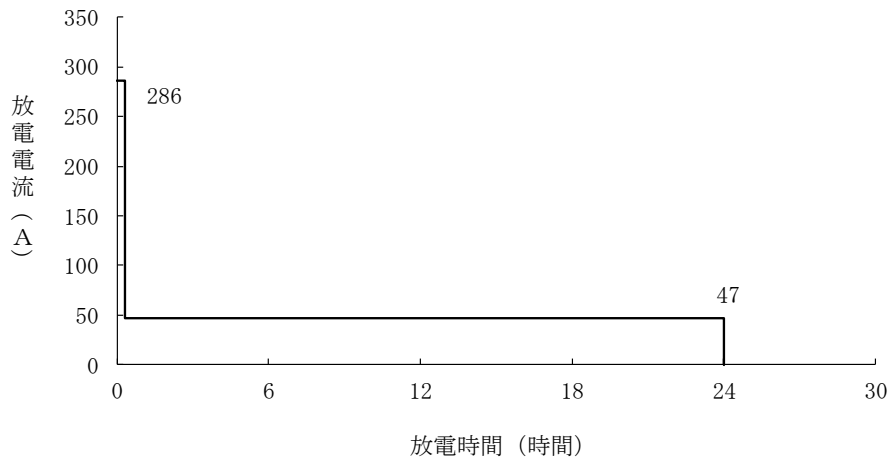


図1.2.2-1 230V系蓄電池(RCIC)負荷曲線

(2) 容量計算結果

230V系蓄電池(RCIC)の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1500Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [24.32 \times 286 + 24.32 \times (47 - 286)] = 1429 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L：保守率 (0.8)

$K_n$ ：放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.80V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

$I_n$ ：負荷電流 (A)

サフィックス1, 2, 3……, n：負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

230V系蓄電池（RCIC）は、設計基準対象施設として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に必要な容量を有するために必要な個数である1組（1組当たり108個）設置とする。

230V系蓄電池（RCIC）は、設計基準対象施設として1組（1組当たり108個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	A-115V 系蓄電池
容	量	Ah/組
		1200 (10 時間率)
個	数	組
		1 (1 組当たり 54 個)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>A-115V 系蓄電池は、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 70 分に対し、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の確保のための設備（原子炉格納容器圧力及びサブプレッションプール水温度等）が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備</li> </ul> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する A-115V 系蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>A-115V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、A-115V 系蓄電池を使用し、70 分後に必要な負荷以外を切り離して残り 6 時間 50 分の合計 8 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014）</li> <li>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</li> <li>(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。</li> <li>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものとする。</li> <li>(5) 保守率は 0.8 とする。</li> </ol>		

【設 定 根 拠】 (続き)

2. 容量の設定根拠  
 (1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-3 A-115V系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		1分以内	70分	480分 (8時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御*	327 A	—	—	
2	ディーゼル発電機 初期励磁*	(230) A	—	—	
3	計装用無停電 電源装置	154 A	154 A	—	
4	その他の負荷	82 A	82 A	82 A	
合 計		563 A	236 A	82 A	

\* : ディーゼル発電機初期励磁とM/C, L/C遮断器制御は重なって動作されることはないため、  
 値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

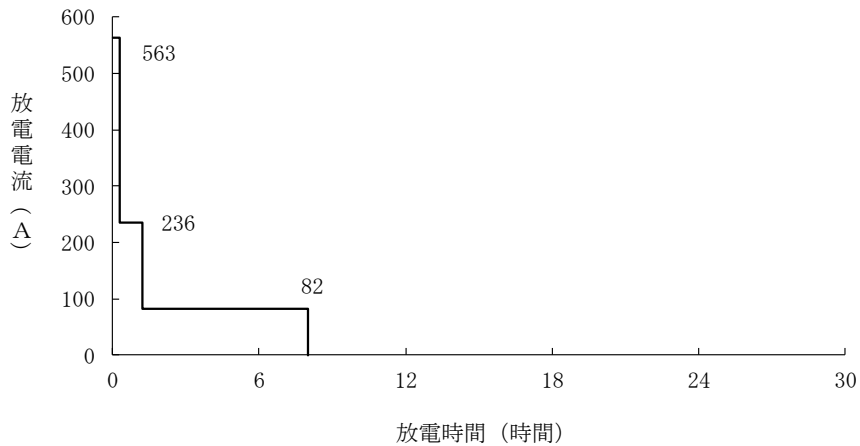


図1.2.2-3 A-115V系蓄電池負荷曲線

- (2) 容量計算結果

A-115V系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1200Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [9.50 \times 563 + 9.50 \times (236 - 563) + 8.54 \times (82 - 236)] = 1159 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_n$  : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル)

によって決められる容量換算時間 (時)

$I_n$  : 負荷電流 (A)

サフィックス1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

A-115V 系蓄電池は，設計基準対象施設として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に必要な容量を有するために必要な個数である 1 組（1 組当たり 54 個）設置とする。

A-115V 系蓄電池は，設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため，設計基準対象施設として 1 組（1 組当たり 54 個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

4. 負荷切り離し

A-115V 系蓄電池から給電する直流盤の負荷切り離しをまとめたものを表 1.2.2-4 に示す。

表 1.2.2-4 A-115V 系直流盤負荷切り離し（操作盤所：廃棄物処理建物 1 階）

負荷名称	経過時間		備考
	0～70 分	70 分～8 時間	
2A-メタクラ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2A1-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2A2-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (常用電気室 M/C)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2C-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (A-非常用電気室)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
A-ディーゼル発電機 AVR 盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
A-計装用無停電 交流電源装置	○	×	パラメータ確認終了後は使用しないため。

名	称	B-115V 系蓄電池	B1-115V 系蓄電池 (SA)
容	量	Ah/組	3000 (10 時間率)
個	数	組	1 (1 組当たり B : 54 個, B1 : 54 個)

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

##### ・ 設計基準対象施設

B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) 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 70 分を包絡した 8 時間にわたり、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の確保のための設備 (原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度等) が動作することが可能な容量を有する設計とする。

##### ・ 重大事故等対処設備

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、以下の機能を有する。

B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準対象施設の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) を使用し、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。

#### 1. 計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」 (SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は +10℃ とする。

(3) 放電終止電圧は 1.75V/セル とする。

(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。

ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から +10℃、1.75V/セル特性に換算したものとす。

(5) 保守率は 0.8 とする。

**【設 定 根 拠】 (続き)**

2-1. 容量の設定根拠 (B-115V系蓄電池)

(1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-5 B-115V系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1分以内	510分* <sup>1</sup> (8.5時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御* <sup>2</sup>	334 A	—	
2	ディーゼル発電機 初期励磁* <sup>2</sup>	(230) A	—	
3	その他の負荷	269 A	269 A	
合 計		603 A	269 A	

\*<sup>1</sup>: B-115V系蓄電池は事象発生後8時間後から負荷切替作業を実施するが、作業時間を考慮し8.5時間給電を継続するものとして容量を計算する。

\*<sup>2</sup>: ディーゼル発電機初期励磁とM/C, L/C遮断器制御は重なって動作されることはないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

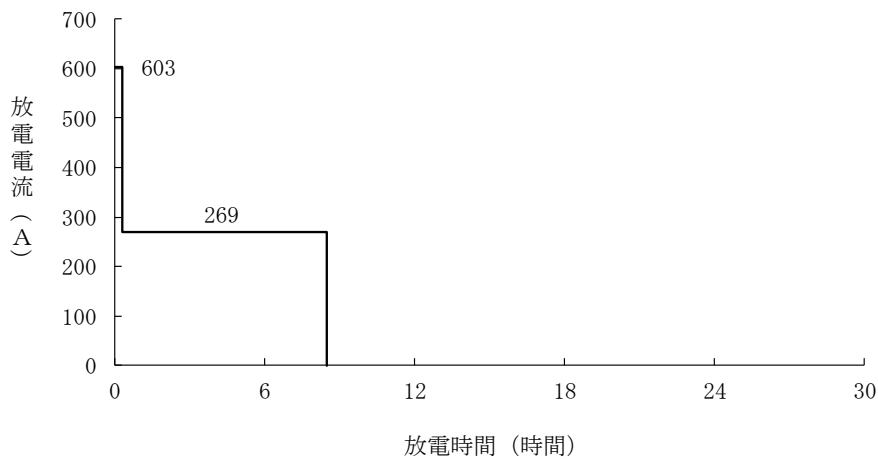


図1.2.2-4 B-115V系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

B-115V系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、3000Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [8.79 \times 603 + 8.79 \times (269 - 603)] = 2956 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_n$  : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

$I_n$  : 負荷電流 (A)

サフィックス1, 2, 3..., n : 負荷電流の変化の順に付番による。



【設 定 根 拠】（続き）

2-2. 容量の設定根拠（B1-115V系蓄電池（SA））

(1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-6 B1-115V系蓄電池（SA）負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		480分 (8時間)	1439分 (23時間59分)	1440分 (24時間)	
1	M/C, L/C 遮断器制御	—	—	100 A*2	
2	その他の負荷	30 A	55 A*1	55 A*1	
合 計		30 A	55 A	155 A	

\*1：給電負荷は中央制御室照明及び直流制御電源とする。（減圧及びRCIC注水機能等）

\*2：常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮し、24時間後に遮断器を投入する。

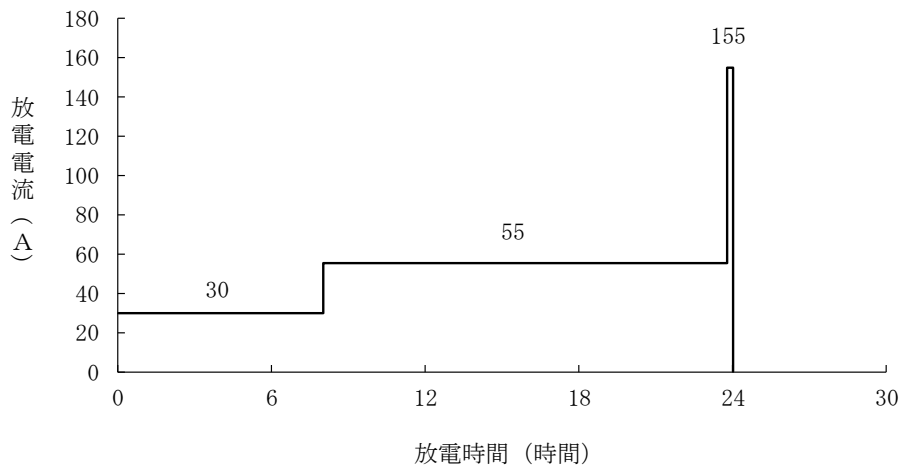


図1.2.2-5 B1-115V系蓄電池（SA）負荷曲線

(2) 容量計算結果

B1-115V系蓄電池（SA）の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1500Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [23.88 \times 30 + 15.88 \times (55 - 30) + 0.56 \times (155 - 55)] = 1462 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率（0.8）

$K_n$ ：放電時間、蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）  
によって決められる容量換算時間（時）

$I_n$ ：負荷電流（A）

サフィックス1, 2, 3……, n：負荷電流の変化の順に付番による。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 3. 個数の設定根拠

B-115V 系蓄電池及びB1-115V 系蓄電池（SA）は，設計基準対象施設として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に必要な容量を有するために必要な個数である 1 組（1 組当たり B：54 個，B1：54 個）設置とする。

B-115V 系蓄電池及びB1-115V 系蓄電池（SA）は，設計基準対象施設として 1 組（1 組当たり B：54 個，B1：54 個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

## 4. 負荷切り離し

B-115V 系蓄電池及びB1-115V 系蓄電池（SA）から給電する直流盤及び分電盤の負荷切り離しをまとめたものを表 1.2.2-7～表 1.2.2-9 に示す。

表 1.2.2-7 B-非常用直流電灯盤負荷切り離し（操作盤所：廃棄物処理建物地下中 1 階）

負荷名称	経過時間		備考
	0～8 時間	8～24 時間	
原子炉建物照明 地下 1 階	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
廃棄物処理建物照明 地下中 1 階	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
廃棄物処理建物照明 1 階	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
原子炉建物照明 2 階	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。

## 【設 定 根 拠】（続き）

表 1.2.2-8 B-115V 系直流盤負荷切り離し（操作盤所：廃棄物処理建物地下中 1 階）

負荷名称	経過時間		備考
	0～8 時間	8～24 時間	
2B-メタクラ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2B1-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2B2-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (常用電気室 L/C)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
2D-ロードセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
遮断器テスト電源 (B-非常用電気室)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-ディーゼル発電機 AVR 盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-計装用無停電 交流電源装置	○	×	事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。
B-再循環 MG 開閉器盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-中央分電盤（常用）	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-ディーゼル発電機制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
中央制御室外原子炉停止制 御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

## 【設定根拠】(続き)

表 1.2.2-9 B-中央分電盤(非常用)負荷切り離し(操作盤所:廃棄物処理建物1階)

負荷名称	経過時間		備考
	0~8 時間	8~24 時間	
RCW 遮断弁回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
共通盤(HVAC)	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
後備スクラムパイロット弁回路	○	×	原子炉・タービントリップしているため。
S II-RCW, RSW 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B, C-RHR 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-SGT 論理回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-PLR ポンプモータ不足電圧継電器盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-計装用無停電交流電源装置	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
B-中央制御室冷凍機制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
AM 設備制御盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B-R/B オペフロ水素濃度計測盤 SFP 温度計測回路	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。 事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
2D2, 2D3-R/B コントロールセンタ切替盤	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。
B1-水素検出装置盤 (B2-水素検出装置盤)	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
補助消火ポンプ制御盤	○	×	事象発生8時間以降の対策で使用を想定しないため。
2S-R/B コントロールセンタ	○	×	全交流動力電源喪失状態であり使用を期待しないため。

名	称	SA 用 115V 系蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		1500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 54 個)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>SA 用 115V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準対象施設の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備として SA 用 115V 系蓄電池を使用し、24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <p>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)</p> <p>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</p> <p>(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。</p> <p>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものととする。</p> <p>(5) 保守率は 0.8 とする。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-10 SA用115V系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間			備考
		1分以内	1439分 (23時間59分)	1440分 (24時間)	
1	HPAC負荷	236 A	—	—	
2	RCIC HPAC タービン蒸気入口弁	110 A	0.2 A	110 A	*1
3	その他の負荷	46.6 A	46.6 A	46.6 A	
合 計		392.6 A	46.8 A	156.6 A	

\*1：RCIC HPACタービン蒸気入口弁は約1時間の間欠運転を想定し、SBA S 0601-2014に示す手法で評価する。

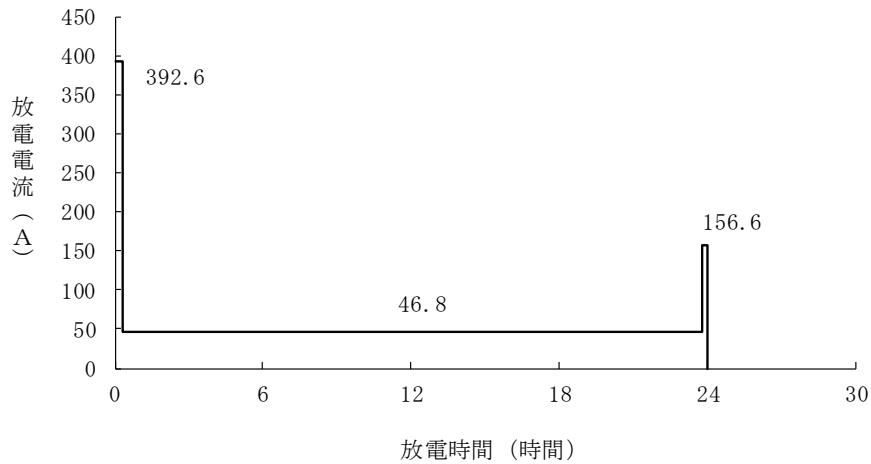


図1.2.2-6 SA用115V系蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

SA用115V系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、1500Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [23.88 \times 392.6 + 23.88 \times (46.8 - 392.6) + 0.56 \times (156.6 - 46.8)] = 1474 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L：保守率 (0.8)

$K_n$ ：放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

$I_n$ ：負荷電流 (A)

サフィックス1, 2, 3……, n：負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

SA 用 115V 系蓄電池は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 組（1 組当たり 54 個）設置する。

名	称	高圧炉心スプレイ系蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		500 (10 時間率)
		1 (1 組当たり 54 個)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設 高圧炉心スプレイ系蓄電池は、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 70 分を包括した 8 時間にわたり、高圧炉心スプレイ系の直流負荷が動作することが可能な容量を有する設計とする。</li> <li>・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧炉心スプレイ系蓄電池は、以下の機能を有する。 高圧炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。 系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、高圧炉心スプレイ系蓄電池を使用し、8 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</li> </ul> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)</li> <li>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</li> <li>(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。</li> <li>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものとする。</li> <li>(5) 保守率は 0.8 とする。</li> </ol>		



【設定根拠】(続き)

2. 容量の設定根拠  
 (1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-11 高圧炉心スプレイ系蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		1分以内	480分(8時間)	
1	M/C遮断器制御*	(107) A	—	
2	ディーゼル発電機 初期励磁*	300 A	—	
3	その他の負荷	15 A	15 A	
合計		315 A	15 A	

\* : ディーゼル発電機初期励磁とM/C, L/C遮断器制御は重なって動作されることはないため、値の大きいほうのみを蓄電池容量計算上含める。

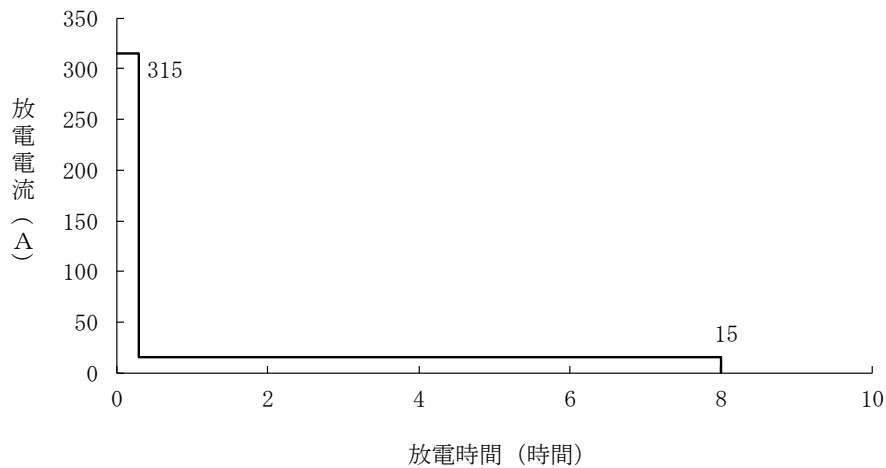


図1.2.2-7 高圧炉心スプレイ系蓄電池負荷曲線

- (2) 容量計算結果  
 高圧炉心スプレイ系蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、500Ahとする。  
 $C = 1/0.8 \times [1.13 \times 315] = 445 \text{ Ah}$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)  
 L : 保守率 (0.8)  
 $K_n$  : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)  
 $I_n$  : 負荷電流 (A)  
 サフィックス1, 2, 3..., n : 負荷電流の変化の順に付番による。

**【設 定 根 拠】**（続き）

3. 個数の設定根拠

高圧炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準対象施設として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に必要な容量を有するために必要な個数である1組（1組当たり54個）設置とする。

高圧炉心スプレイ系蓄電池は、設計基準対象施設として1組（1組当たり54個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	原子炉中性子計装用蓄電池
容	量	Ah/組
個	数	組
		90 (10 時間率)
		2 (1 組当たり 24 個)
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設</li> </ul> <p>原子炉中性子計装用蓄電池は、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 70 分を包括した 4 時間にわたり、計装設備が動作することが可能な容量を有する設計とする。</p> <li>・重大事故等対処設備</li> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する原子炉中性子計装用蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、原子炉中性子計装用蓄電池を使用し、4 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 計算条件</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)</li> <li>(2) 蓄電池温度は+10℃とする。</li> <li>(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。</li> <li>(4) 蓄電池容量換算時間は SBA S 0601-2014 による。 ただし、SBA S 0601-2014 による放電標準特性から+10℃、1.75V/セル特性に換算したものとする。</li> <li>(5) 保守率は 0.8 とする。</li> </ol>		

【設定根拠】(続き)

2. 容量の設定根拠

(1) 蓄電池負荷内訳

表1.2.2-12 原子炉中性子計装用蓄電池負荷

No	負荷名称	負荷電流と運転時間		備考
		4時間		
1	中性子計装及び 中間領域中性子計装	4	A	
2	補助装置	3	A	
3	地震検出器	3	A	
合 計		10	A	

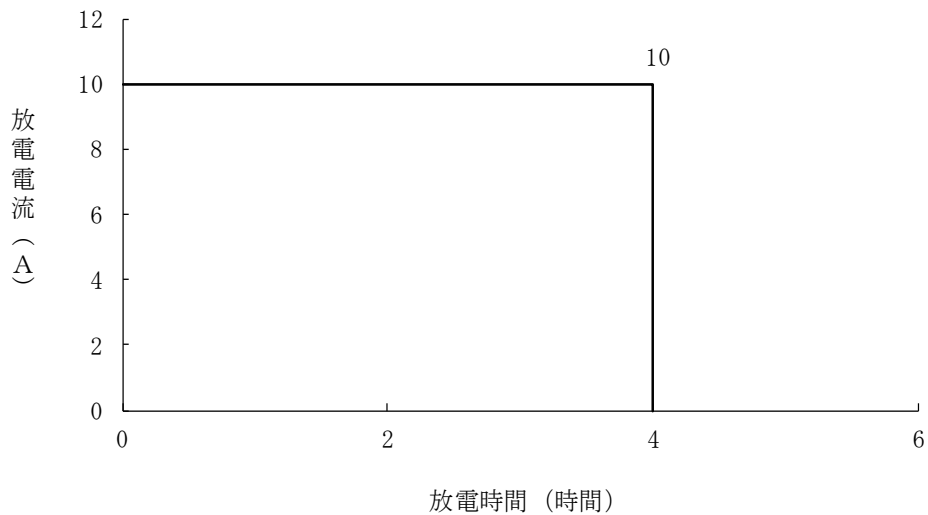


図1.2.2-9 原子炉中性子計装用蓄電池負荷曲線

(2) 容量計算結果

原子炉中性子計装用蓄電池の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、90Ahとする。

$$C = 1/0.8 \times [6.10 \times 10] = 77 \text{ Ah}$$

・容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、C : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_n$  : 放電時間、蓄電池の最低温度 (+10℃) 及び許容できる最低電圧 (1.75V/セル) によって決められる容量換算時間 (時)

$I_n$  : 負荷電流 (A)

サフィックス1, 2, 3……, n : 負荷電流の変化の順に付番による。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 個数の設定根拠

原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準対象施設として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に必要な容量を有するために必要な個数である各系列に1組とし、合計2組（1組当たり24個）設置する。

原子炉中性子計装用蓄電池は、設計基準対象施設として2組（1組当たり24個）設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）
容	量	Ah/個
個	数	24
		—
		2（予備 2）
<p><b>【設定根拠】</b>  (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、以下の機能を有する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（2 個）の作動に必要な電源を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁の作動回路に接続し、逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の容量は、直流電源設備に要求している 24 時間にわたり、逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の容量は、以下の計算結果を上回る容量とし、48Ah（24Ah×2）とする。</p> $C = \frac{1}{L} \cdot [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44\text{Ah}$ <p>・容量算出の一般式</p> $C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$ <p>ここで、C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）  L：保守率=0.8  K<sub>n</sub>：放電時間（24 時間）、蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）  I<sub>n</sub>：負荷電流（A）  サフィックス 1, 2, 3・・・, n：負荷電流の変化の順に付番による。</p>		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 個数の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを 1 セット 2 個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 セット 2 個を保管する。

VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (火災防護設備) )



## 目 次

1. 概要 .....	1
2. 火災防護設備 .....	2
2.1 消火設備 .....	2
2.1.1 消火系 .....	2
2.1.1.1 水消火設備 .....	2
2.1.1.1.2 サイトバンカ建物 .....	2

1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

## 2. 火災防護設備

### 2.1 消火設備

#### 2.1.1 消火系

##### 2.1.1.1 水消火設備

##### 2.1.1.1.2 サイトバンカ建物

名	称	サイトバンカ建物消火ポンプ
容	量	m <sup>3</sup> /h/個
揚	程	m
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	11
個	数	—
【設 定 根 拠】		
(概 要)		
その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用するサイトバンカ建物消火ポンプは、以下の機能を有する。		
サイトバンカ建物消火ポンプは、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、火災の影響を限定し、早期の消火を行うために設置する。		
系統構成は、サイトバンカ建物消火タンクを水源として消火用水系統へ消火用水を供給する設計とする。		
1. 容量の設定根拠		
サイトバンカ建物消火ポンプの容量は、屋内消火栓を使用する単一火災が、発生した場合を想定した設計とする。		
なお、上記条件で必要なポンプの容量は、消防法施行規則第 12 条*で定める容量 18m <sup>3</sup> /h 以上を満足する容量とする。		
公称値については、余裕を見込み 20m <sup>3</sup> /h/個とする。		
注記*：屋内消火栓の設置個数が 2 個以上の場合、2 個を同時使用することが可能な容量。 放水量が 150ℓ/min/個以上×2=300ℓ/min=18m <sup>3</sup> /h を満足させること。		

【設 定 根 拠】（続き）

2. 揚程の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの揚程は、屋内消火栓に供給するために必要な静水頭、配管等の圧力損失を基に設定する。

静水頭	: 16.3m (ポンプ吸い込み～消火栓ホース接続口の落差)
吐出水頭	: 17.0m (ノズル放水圧力)
損失水頭	: 36.8m (配管圧力損失)
合計	: 70.1m

以上より、サイトバンカ建物消火ポンプの揚程は、70.1m以上とする。  
公称値については、余裕を見込み75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程86mにサイトバンカ建物消火タンクの静水頭5.5mを加えた91.5m(0.90MPa)を上回る0.98MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 5. 原動機出力の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプの原動機出力は、定格流量20m<sup>3</sup>/h時点の軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 （2002）「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/s) = 20/3600

H : ポンプ揚程 (m) = 75

η : ポンプ効率 (%) = 53

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{20}{3600}\right) \times 75}{53 / 100} = 7.71 \text{ kW}$$

上記から、サイトバンカ建物消火ポンプの原動機出力は、必要軸動力7.71kWを上回る11kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

サイトバンカ建物消火ポンプ（原動機含む）は、発電所内で発生した火災を早期に消火するために必要な個数であり、多重性を確保するため2個設置する。

名 称	サイトバンカ建物消火タンク	
容 量	m <sup>3</sup> /個	36 以上 (45.8)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	°C	66
個 数	—	2

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備として使用するサイトバンカ建物消火タンクは、以下の機能を有する。

サイトバンカ建物消火タンクは、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、火災の影響を限定し、早期の消火を行うため、サイトバンカ建物消火ポンプの水源として設置する。

#### 1. 容量の設定根拠

サイトバンカ建物消火タンクの容量は、屋内消火栓 2 個同時に 2 時間放水する場合を想定した設計とする。

なお、上記条件で必要なサイトバンカ建物消火タンクの容量は、消防法施行令 11 条<sup>\*1</sup>、さらに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」<sup>\*2</sup> で定める容量 36m<sup>3</sup> 以上を満足する容量とする。

公称値については、要求される容量を上回る 45.8m<sup>3</sup>/個とする。

注記\*1：屋内消火栓設備必要水源量（消防法施行令 11 条 3 項一号）

屋内消火栓必要水量 = 1500/min × 2（個の消火栓） = 3000/min = 180000/h = 18m<sup>3</sup>/h

\*2：実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

連続放水能力 2 時間以上（36m<sup>3</sup>）

内訳 屋内消火栓設備 18m<sup>3</sup>/h × 2h = 36m<sup>3</sup>

#### 2. 最高使用圧力の設定根拠

サイトバンカ建物消火タンクの最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火タンクが大気開放であることから、静水頭とする。

#### 3. 最高使用温度の設定根拠

サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度は、屋外の気温 37.1°C を考慮し、余裕を見込み 66°C とする。

【設 定 根 拠】（続き）

4. 個数の設定根拠

サイトバンク建物消火タンクは、多重性を確保できるよう2個設置する。

名	称	サイトバンカ建物消火タンク ～ サイトバンカ建物消火ポンプ
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		114.3/76.3
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サイトバンカ建物消火タンクとサイトバンカ建物消火ポンプを接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1、D2として以下に示す。</p> <p>水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.2-1水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P1：静水頭</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用圧力と同じ静水頭とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1：66℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ66℃とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D1：114.3mm</u></p> <p><u>D2：76.3mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、114.3mm、76.3mmとする。</p>		



名	称	サイトバンカ建物消火ポンプ ～ サイトバンカ建物内第1分岐点
最高使用圧力	MPa	1.02
最高使用温度	℃	66
外	径	mm
		76.3/89.1
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、サイトバンカ建物消火ポンプとサイトバンカ建物内第1分岐点を接続する配管であり、発電所内で発生した火災を早期に消火するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD2、D3として以下に示す。</p> <p>水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様を表2.1.1.1.2-1水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表に示す。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>P2 : 1.02 MPa</u></p> <p>本配管の最高使用圧力は、サイトバンカ建物消火ポンプの最高使用圧力を上回る 1.02 MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠</p> <p><u>T1 : 66 ℃</u></p> <p>本配管の最高使用温度は、サイトバンカ建物消火タンクの最高使用温度と同じ 66 ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠</p> <p>(1) 配管</p> <p><u>D2 : 76.3 mm</u></p> <p><u>D3 : 89.1 mm</u></p> <p>本配管の外径は、消防法施行令第11条で求めている条件で消火設備を同時使用した場合を想定し、水系消火設備で消費する圧力損失に対し、ポンプの揚程が許容できる外径を選定し、76.3mm, 89.1mmとする。</p>		

表 2.1.1.1.2-1 水消火設備（サイトバンカ建物）主配管の設計仕様表

名 称		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)		外 径 (mm)	
		設定値	根拠	設定値	根拠	設定値	根拠
消 火 系	サイトバンカ建物消火タンク ～ サイトバンカ建物消火ポンプ	静水頭	P 1	66	T 1	114.3	D 1
	76.3					D 2	
	サイトバンカ建物消火ポンプ ～ サイトバンカ建物内第 1 分岐点	1.02	P 2	66	T 1	76.3	D 2
	89.1					D 3	

VI-1-1-5-8-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書  
(その他発電用原子炉の附属施設(補機駆動用燃料  
設備(非常用電源設備及び補助ボイラーに係るもの  
を除く。)))

## 目 次

1. 概要	1
2. 補機駆動用燃料設備	2
2.1 燃料設備	2
2.1.1 容器	2

## 1. 概要

本説明書は、その他発電用原子炉の附属施設（補機駆動用燃料設備）の申請設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 補機駆動用燃料設備

2.1 燃料設備

2.1.1 容器

名 称	大量送水車付燃料タンク		
容 量	ℓ/個	□以上 (203.5)	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□	
最 高 使 用 温 度	℃	□	
個 数	—	1	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大量送水車付燃料タンクは、大量送水車の附属機器であり、以下の機能を有する。

大量送水車付燃料タンクは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するため使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等を直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷

及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、炉心を冷却するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルススプレイ管及び B-ドライウェルススプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルススプレイ管及び B-ドライウェルススプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又

は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却するとき使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

大量送水車付燃料タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して、原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するときに使用する大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。

### 1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する大量送水車付燃料タンクの容量は、大量送水車運転時の燃料消費量を基に設計する。

タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。

$$V1 = c \cdot H = \boxed{\phantom{00}} \times 2 = \boxed{\phantom{00}}$$

$$V2 = c \cdot H = \boxed{\phantom{00}} \times 2 = \boxed{\phantom{00}}$$

V1：送水用ポンプ燃料消費量 (ℓ)

V2：取水用ポンプ燃料消費量 (ℓ)

H：運転時間 (h) = 2

c：燃料消費率 (ℓ/h) =  $\boxed{\phantom{00}}$

以上より、大量送水車付燃料タンクの容量は  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ,  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ を上回る  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ,  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ 以上とする。

公称値については、要求される容量  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ,  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ を上回る 203.5ℓ,  $\boxed{\phantom{00}}$  ℓ とする。

### 2. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、 $\boxed{\phantom{00}}$   $\boxed{\phantom{00}}$  とする。

### 3. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車付燃料タンクを重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度\*を上回る  $\boxed{\phantom{00}}$  °C とする。



注記\*：外気の温度は，松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

大量送水車付燃料タンクは，重大事故等対処設備として大量送水車のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために必要な個数である大量送水車1個当たり1個を設置する。

名 称	大型送水ポンプ車付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）の附属機器であり、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合においては、大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）により海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合においては、大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）及び泡消火薬剤容器により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを經由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>重大事故等対処設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）の容量は、大型送水ポンプ車運転時の燃料消費量を基に設計する。</p> <p>タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。</p> $V = c \cdot H = 310 \times 2 = 620$ <p>V：燃料消費量 (ℓ) H：運転時間 (h) = 2 c：燃料消費率 (ℓ/h) = 310</p> <p>以上より、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）の容量は6200を上回る□ℓ以上とする。</p>		

公称値については、要求される容量  ℓ を上回る  ℓ / 個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）を重大事故等時に使用する場合の圧力は、  
 とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）を重大事故等時に使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度\*を上回る  °C とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5°C）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）は、重大事故等対処設備として大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために必要な個数である大型送水ポンプ車 1 個当たり 2 個を設置する。

名 称	大型送水ポンプ車付燃料タンク	
容 量	ℓ/個	□以上 (□)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の附属機器であり、以下の機能を有する。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。</p> <p>大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系熱</p>		

交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、燃料プール冷却系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送するときに使用する大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために設置できる設計とする。

#### 1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）の容量は、大型送水ポンプ車運転時の燃料消費量を基に設計する。

タンクローリからの燃料補給間隔が2時間以内であることから、この間の燃料消費量は以下のとおりとなる。

$$V = c \cdot H = 310 \times 2 = 620$$

V：燃料消費量 (ℓ)

H：運転時間 (h) = 2

c：燃料消費率 (ℓ/h) = 310

以上より、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）の容量は620ℓを上回る  ℓ以上とする。

公称値については、要求される容量  ℓを上回る  ℓ/個とする。

#### 2. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）を重大事故等時に使用する場合

の圧力は、  
とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）を重大事故等時に使用する場合は、屋外で使用する可搬型設備であることから外気の温度\*を上回る ℃とする。

注記\*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）に余裕を持った値とする。

4. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）は、重大事故等対処設備として大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）のポンプ駆動用燃料を貯蔵するために必要な個数である大型送水ポンプ車1個当たり2個を設置する。

VI-1-1-5-8-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

(その他発電用原子炉の附属施設 (非常用取水設備) )

名	称	取水槽
容 量	m <sup>3</sup>	—
個 数	—	1
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準対象施設  取水槽は、設計基準対象施設として基準津波による水位低下に対し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。</li> <li>・ 重大事故等対処施設  重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水槽の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠  取水槽内の水位は、基準津波による引き波時においても原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが連続取水可能であることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠  取水槽は、設計基準対象施設として海を水源とする原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの水路として、津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である1個設置する。</p> <p>取水槽は、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p>		



名	称	取水口
容 量	m <sup>3</sup>	—
個 数	—	2
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準対象施設  取水口は、設計基準対象施設として基準津波による水位低下に対し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。</li> <li>・重大事故等対処施設  重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水口の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。</li> </ul> <p>1. 容量の設定根拠  取水口は、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計取水可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠  取水口は、設計基準対象施設として海を水源とする原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの水路として、津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である2個設置する。  取水口は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p>		

名	称	取水管
容 量	m <sup>3</sup>	—
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準対象施設 <p>取水管は、設計基準対象施設として基準津波による水位低下に対し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。</p> </li> <li>・ 重大事故等対処施設 <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水管の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。</p> </li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 容量の設定根拠 <p>取水管は、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの設計取水可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効貯水容量の算定において考慮しない。</p> </li> <li>2. 個数の設定根拠 <p>取水管は、設計基準対象施設として取水口 2 個と取水槽 1 個を接続するために必要な個数である 2 個設置する。</p> <p>取水管は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処施設として使用する。</p> </li> </ol>		

## VI-1-1-5-別添 1 技術基準要求機器リスト

## 目次

1. 概要 .....	1
2. 技術基準要求機器リスト .....	2

## 1. 概要

本資料は、基本設計方針にのみ記載する設備に対し、機能及び性能を明確に記載する必要がある設備を選定し、作成した「技術基準要求機器リスト」について説明するものである。

また、「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備については、その根拠を別添2の「設定根拠に関する説明書（別添）」又は「個別の説明書」にて仕様設定根拠を説明する。

## 2. 技術基準要求機器リスト

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	竜巻防護 ネット	竜巻防護ネット(硬鋼線材:線径φ4mm,網目寸法40mm),竜巻防護鋼板(炭素鋼:板厚20mm以上,特殊鋼板:板厚□mm以上)	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護 鋼板	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (アクセス ルート)	ホイール ローダ	屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の損壊,周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり),その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物,積雪並びに火山の影響)を想定し,複数のアクセスルートの中から状況を確認し,早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため,障害物を除去可能なホイールローダを2台(予備1台)保管,使用する。	台数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
施設共通 (地震)	地下水位 低下設備	防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ,地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置する。地下水位低下設備は,揚水井戸(個数1)及び多重化した揚水系統(揚水ポンプ(容量216m <sup>3</sup> /h/個,揚程35m,原動機出力37kW,個数2/系統),水位計(個数	容量 揚程 原動機出力 個数 検出範囲	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		1/ 系統，計測範囲 EL-21.4m～EL-12.0m)，配管等) で構成する。		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	サイフォンブレイク配管	燃料プールに接続する配管の破損等により，燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に，原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう，漏えいの継続を防止し，燃料体等からの放射線の遮蔽に必要となる水位を維持するため，燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。	—	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料プール監視カメラ（SA）	燃料プール監視カメラ（SA）（個数 1）は，想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状態を監視できる設計とする。	個数	使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料プール監視カメラ用冷却設備	燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性向上のため，燃料プール監視カメラ用冷却設備（個数 1，容量 250ℓ/min 以上）を設ける設計とする。	個数 容量	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (原子炉格納施設と兼用)	シルトフェンス	シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本(高さ約10m、幅約10m)及び輪谷湾に計32本(高さ約7~20m、幅20m)を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所2箇所分の合計38本を保管する。	高さ 幅 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
計測制御システム施設	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))	格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、格納容器ガスサンプリング装置(圧縮機(個数1、吐出圧力0.853MPa以上、容量150/min以上)、冷却器(個数1、容量40kJ/h以上)、窒素ポンベ(個数3以上))により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。	個数 吐出圧力 容量	設定根拠に関する説明書(別添)
計測制御システム施設	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系))	格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系)は、格納容器ガスサンプリング装置(サンプリングポンプ(個数1、吐出圧力0.66MPa以上、容量10/min/個以上)、冷却器(個数2、伝熱面積0.22m <sup>2</sup> /個以上))により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の	個数 吐出圧力 容量	設定根拠に関する説明書(別添)



申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
	濃度 (B系))	水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。		
計測制御系統施設	第1ベントフィルタ出口水素濃度	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度 (S A) (個数 2, 計測範囲 0~500℃), スクラバ容器水位 (個数 8, 計測範囲 <input type="text"/> mm), スクラバ容器圧力 (個数 4, 計測範囲 0~1MPa), スクラバ容器温度 (個数 4, 計測範囲 0~300℃), 第1ベントフィルタ出口水素濃度 (個数 1(予備 1), 計測範囲 0~20vol%/0~100vol%), 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (個数 2, 計測範囲 0~1500m<sup>3</sup>/h), 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (個数 2, 計測範囲 0~4MPa), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (個数 1, 計測範囲 0~10MPa), 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (個数 1, 計測範囲 0~12MPa), 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (個数 2, 計測範囲 0~3MPa), 静的触媒式水素処理装置入口温度 (個数 2, 計測範囲 0~100℃), 静的触媒式水素処理装置出口温度 (個数 2, 計測範囲 0~400℃) とする。</p>	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	スクラバ 容器水位	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書
計測制御 系統施設	スクラバ 容器圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書
計測制御 系統施設	スクラバ 容器温度	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書
計測制御 系統施設	残留熱除 去系熱交 換器冷却 水流量	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並びに 計測範囲及び 警報動作範囲に 関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	低圧原子 炉代替注 水ポンプ 出口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	原子炉隔 離時冷却 ポンプ出 口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	高圧炉心 スプレイ ポンプ出 口圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書
計測制御 系統施設	残留熱代 替除去ポ ンプ出口 圧力	同上	個数 計測範囲	計測装置の 構成に関する 説明書並び に計測範囲 及び警報 動作範囲に 関する説明 書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	原子炉圧力容器温度 (S A)	同上	個数 計測範囲	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
計測制御系統施設	静的触媒式水素処理装置入口温度	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度 (個数 2, 計測範囲 0~100℃, 検出器種類 熱電対) 及び静的触媒式水素処理装置出口温度 (個数 2, 計測範囲 0~400℃, 検出器種類 熱電対) は, 静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし, 重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし, 計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他, 原子炉圧力容器温度 (S A) (個数2, 計測範囲0~500℃), スクラバ容器水位 (個数8, 計測範囲 <input type="text"/> mm), スクラバ容器圧力 (個数4, 計測範囲0~1MPa), スクラバ容器温度 (個数4, 計測</p>	検出器の種類 個数 計測範囲	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		範囲0～300℃), 第1 ベントフィルタ出口水素濃度 (個数1(予備1), 計測範囲0～20vol%/0～100vol%), 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (個数2, 計測範囲0～1500m <sup>3</sup> /h), 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (個数2, 計測範囲0～4MPa), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (個数1, 計測範囲0～10MPa), 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (個数1, 計測範囲0～12MPa), 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (個数2, 計測範囲0～3MPa), 静的触媒式水素処理装置入口温度 (個数2, 計測範囲0～100℃), 静的触媒式水素処理装置出口温度 (個数2, 計測範囲0～400℃) とする。		
計測制御システム施設	静的触媒式水素処理装置出口温度	同上	検出器の種類 個数 計測範囲	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
計測制御システム施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	可搬型計測器	また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして, 温度, 圧力, 水位及び流量に係るものについて, 乾電池を電源とした可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温	個数	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の温

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。）により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>		度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
計測制御システム施設（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）	可搬型計測器（予備）	同上	個数	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
				測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
計測制御システム施設	自動減圧起動阻止スイッチ	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ 2 個及び代替自動減圧起動阻止スイッチ 1 個を作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止できる設計とする。</p>	個数	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書
計測制御システム施設	代替自動減圧起動阻止スイッチ	同上	個数	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
放射線管理施設	可搬式ダスト・よう素サンプル	<p>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、土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプル（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプル、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使用する可搬式ダスト・よう素サンプル、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータを設け、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し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。</p>	個数	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書



申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
放射線管理施設（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉格納施設と兼用）	小型船舶	<p>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，土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け，測定結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，可搬式ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>シルトフェンスは，汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし，輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）により設置できる設計とする。</p>	個数	設定根拠に関する説明書（別添）
放射線管理施設	可搬式気象観測装置	<p>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，可搬式気象観測装置（個数1（予備1））を設ける設計とする。</p>	個数	環境測定装置の取付箇所を明示した図面（その1）
原子炉格納施設	原子炉格納容器（サブプレッションチェン	<p>原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）は，設計基準対象施設として容量約4700m<sup>3</sup>，個数1個を設置する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電</p>	容量 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
	バ)	<p>により機能を復旧し，残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により，サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は，残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し，残留熱除去系等を経由して，原子炉圧力容器へ注水するとともに，原子炉格納容器内へスプレイすることで，原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧炉心注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）（容量約 4700m<sup>3</sup>、個数 1 個）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧炉心注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		の水源として使用できる設計とする。		
原子炉格納施設	コリウムシールド	コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ 0.13m 以上、材料がジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )、個数が 1 個の設計とする。	厚さ 材料 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	泡消火薬剤容器	泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である 646ℓ に対し余裕をみた 5000ℓ 確保し、故障時の予備用として 1000ℓ の計 6000ℓ を保管する。なお、泡消火薬剤容器の容量は 1000ℓ / 個であり、確保された泡消火薬剤 5000ℓ を 1000ℓ 毎に分け 5 個、予備用の泡消火薬剤 1000ℓ を 1 個の計 6 個を保管する。	個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	格納容器フィルタベント系 (系統設計流量)	原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器 (スクラバ、金属フィルタ)、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器 (銀ゼオライトフィルタ)、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを	系統設計 流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラバ、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。		
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	遠隔手動弁操作機構	格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。	個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設の設備、浸水防護施設の設備で兼用）を閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（個数 2）を操作し、容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。	個数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数 2 枚、開放差圧 6.9kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力が上昇した	設置枚数 開放差圧	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。		
原子炉格納施設 （核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）	放射性物質吸着材	<p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所に、約2970kg（雨水排水路集水桝（No.3排水路））、約720kg（雨水排水路集水桝（2号機放水槽南））、約810kg（雨水排水路集水桝（2号機廃棄物処理建物南））を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約2970kgを保管する。</p>	重量	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	メタルクラッド開閉装置	<p>加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p>	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		<p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V、1200Aのものを3個）、ロードセンタ（460V、4000Aのものを2個）、コントロールセンタ（460V、800Aのものを3個、460V、600Aのものを7個、460V、400Aのものを2個）、動力変圧器</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）



申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>(3200kVA, 6600/460V のものを 2 個, 500kVA, 6600/460V のものを 1 個)) により構成することにより, 共通要因で機能を失うことなく, 少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として, 代替所内電気設備を使用できる設計とする。</p>		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	ロードセンタ	<p>加えて, 重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤 (重要安全施設を除く。) への電力供給に係るものに限る。) について, 遮断器の遮断時間の適切な設定等により, 高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p>	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		<p>非常用所内電気設備は, 3 系統の非常用母線等 (メタルクラッド開閉装置 (6900V, 1200A のものを 3 個), ロードセンタ (460V, 4000A のものを 2 個), コントロールセンタ (460V, 800A のものを 3 個, 460V, 600A のものを 7 個, 460V, 400A のものを 2 個), 動力変圧器 (3200kVA, 6600/460V のものを 2 個, 500kVA, 6600/460V のものを 1 個)) により構成することにより, 共通要因で機能を失うことなく, 少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	コントロールセンタ	加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
		非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200A のものを3個）、ロードセンタ（460V, 4000A のものを2個）、コントロールセンタ（460V, 800A のものを3個、460V, 600A のものを7個、460V, 400A のものを2個）、動力変圧器（3200kVA, 6600/460V のものを2個、500kVA, 6600/460V のものを1個））により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	動力変圧器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急用メタクラ	<p>これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、緊急用メタクラ（6900V, 1200A のものを 1 個）、メタクラ切替盤（6900V, 1200A のものを 2 個）、高圧発電機車接続プラグ収納箱（6600V, 1200A のものを 2 個）、緊急用メタクラ接続プラグ盤（6600V, 1200A のものを 1 個）、SA ロードセンタ（460V, 1200A のものを 1 個）、SA1 コントロールセンタ（460V, 400A のものを 1 個）、SA2 コントロールセンタ（460V, 400A のものを 1 個）、充電器電源切替盤（460V, 225A のものを 1 個）、SA 電源切替盤（460V, 50A のものを 2 個）、重大事故操作盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	メタクラ切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	高圧発電機車接続プラグ収納箱	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急用メタクラ接続プラグ盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA ロードセンタ	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA1 コントロールセンタ	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA2 コントロールセンタ	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	充電器電源切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	SA 電源切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	緊急時対策所用発電機の発電機は、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤（210V, 1200A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧受電盤（460/210V, 800A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧母線盤（210/105V, 800A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧分電盤 1（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 低圧分電盤 2（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 無停電交流電源装置（35kVA, 210/210-105V のものを 1 個）、緊急時対策所 無停電分電盤 1（105V, 225A のものを 1 個）、緊急時対策所 直流 115V 充電器盤（120V, 200A のものを	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		1 個) , 可搬ケーブル (210V, 302A のものを 1 相分 2 本の 3 相分 6 本を 4 セット) を経由して緊急時対策所空気浄化送風機, 衛星電話設備 (固定型), 無線通信設備 (固定型), 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P - 電話機及び I P - F A X) 及び安全パラメータ表示システム (S P D S) 等へ給電できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所 低圧受電盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所 低圧母線盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所 低圧分電盤 1	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 低圧分電盤 2	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 無停電交流電源装置	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 無停電分電盤 1	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	緊急時対策所 直流 115V 充電器盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	可搬ケーブル	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	230V 系充電器 (RCIC)	<p>直流母線は 115V, 230V 及び±24V であり, 非常用直流電源設備 6 組の電源の負荷は, 工学的安全施設等の制御装置, 電磁弁, 計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。</p> <p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池 (RCIC), 230V 系充電器 (RCIC) (240V, 200A のものが 1 個), A-115V 系蓄電池, A-115V 系充電器 (130V, 210A のものが 1 個), 高圧炉心スプレイ系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系充電器 (130V, 80A のものが 1 個), B-115V 系蓄電池, B-115V 系充電器 (120V, 400A のものが 1 個), B1-115V 系蓄電池 (SA), B1-115V 系充電器 (SA), 原子炉中性子計装用蓄電池, 原子炉中性子計装用充電器 (±28.8V, 20A のものが 2 個), 230V 系直流盤 (RCIC) (230V, 800A のものが 1 個), 115V 直流盤 (115V, 500A のものが 4 個), 中性子計装分電盤 (±24V, 100A のものが 2 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	A-115V 系充電器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)



申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	B-115V 系充電器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	高圧炉心スプレイス系充電器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	原子炉中性子計装用充電器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	230V 系直流盤（RCIC）	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	230V 系直流盤（常用）	可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用）、B-115V系直流盤（SA）、SA対策設備用分電盤（2）、HPAC直流コントロールセンタ、230V系直流盤（常用）（230V、800Aものが1個）、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を代替所内電気設備，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	115V 直流盤	<p>直流母線は 115V，230V 及び±24V であり，非常用直流電源設備 6 組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。</p> <p>非常用直流電源設備の 230V 系蓄電池（RCIC），230V 系充電器（RCIC）（240V，200A のものが 1 個），A-115V 系蓄電池，A-115V 系充電器（130V，210A のものが 1 個），高圧炉心スプレイ系蓄電池，高圧炉心スプレイ系充電器（130V，80A のものが 1 個），B-115V 系蓄電池，B-115V 系充電器（120V，400A のものが 1 個），B1-115V 系蓄電池（SA），B1-115V 系充電器（SA），原子炉中性子計装用蓄電池，原子炉中性子計装用充電器（±28.8V，20A のものが 2 個），230V 系直流盤（RCIC）（230V，800A のものが 1 個），115V 直流盤（115V，500A のものが 4 個），中性子計装分電盤（±24V，100A のものが 2 個）は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	中性子計装分電盤	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	HPAC 直流コントロールセンタ	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、B-115V系直流盤、B1-115V系直流盤（SA）、230V系直流盤（RCIC）、SA対策設備用分電盤（2）（115V、225Aのものを1個）、HPAC直流コントロールセンタ（115V、600Aのものを1個）、電路、計測制御装置等で構成し、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池は、全交流動力電源喪失から8時間後に、一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池（SA）に切り替えると共に、不要な負荷の切離しを行うことで、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、電力を供給できる設計とする。なお、230V系蓄電池（RCIC）は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から24時間にわたり電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		を B-115V 系充電器, B1-115V 系充電器 (SA) 及び 230V 系充電器 (RCIC) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	SA 対策設備用分電盤 (2)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	SRV 用電源切替盤	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち, 逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として, 可搬型直流電源設備は, 逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源システムが喪失した場合においても, SRV 用電源切替盤 (115V, 50A のものを 1 個) を切り替えることにより, 逃がし安全弁 (8 個) の作動に必要な電源を供給できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	取水槽水位計	津波監視設備のうち取水槽水位計は, 非常用電源設備から給電し, EL-9.3 m~10.7m を測定範囲として, 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが設置された取水槽の上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。	計測範囲	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム	循環水系配管の破損による溢水量低減については, 地震時に循環水系配管の破損箇所からの溢水を早期に検知し, 自動隔離を行うために, 循環水系隔離システム (漏えい検知器, 地震計, 循環水系弁及び制御盤) により, 隔離信号	自動隔離 時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		発信後約 1 分で復水器水室出入口弁等を自動閉止する設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	保護カバー	防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがない設計又は被水の影響がないよう、水消火を行わない消火手段(全域ガス消火設備等)を採用する等により、被水の影響がない設計とする。	—	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	差圧計	差圧計(個数1, 計測範囲0~500Pa)は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できる設計とする。	個数 計測範囲	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	酸素濃度計	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に酸素濃度計（個数 1（予備 1））及び二酸化炭素濃度計（個数 1（予備 1））を保管する設計とする。	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	二酸化炭素濃度計	同上	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書

VI-1-1-5-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）

## 目次

1. 概要	1
2. 設定根拠に関する説明書（別添）	2
2.1 シルトフェンス	2
2.2 小型船舶	4
2.3 泡消火薬剤容器	5
2.4 放射性物質吸着材	6
2.5 メタルクラッド開閉装置	8
2.6 ロードセンタ	10
2.7 コントロールセンタ	12
2.8 動力変圧器	15
2.9 緊急用メタクラ	17
2.10 メタクラ切替盤	19
2.11 高圧発電機車接続プラグ収納箱	21
2.12 緊急用メタクラ接続プラグ盤	22
2.13 SA ロードセンタ	24
2.14 SA1 コントロールセンタ	26
2.15 SA2 コントロールセンタ	28
2.16 充電器電源切替盤	30
2.17 SA 電源切替盤	32
2.18 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	34
2.19 緊急時対策所 低圧受電盤	35
2.20 緊急時対策所 低圧母線盤	37
2.21 緊急時対策所 低圧分電盤 1	39
2.22 緊急時対策所 低圧分電盤 2	41
2.23 緊急時対策所 無停電交流電源装置	43
2.24 緊急時対策所 無停電分電盤 1	44
2.25 緊急時対策所 直流 115V 充電器盤	46
2.26 可搬ケーブル	47
2.27 230V 系充電器（RCIC）	48
2.28 A-115V 系充電器	49
2.29 B-115V 系充電器	50
2.30 高圧炉心スプレイ系充電器	51
2.31 原子炉中性子計装用充電器	52
2.32 230V 直流盤（RCIC）	53



2.33	230V 系直流盤（常用）	54
2.34	115V 直流盤	55
2.35	中性子計装分電盤	58
2.36	HPAC 直流コントロールセンタ	59
2.37	SA 対策設備用分電盤（2）	60
2.38	SRV 用電源切替盤	62

## 1. 概要

本説明書は、別添1の「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備について「設定根拠に関する説明書（別添）」を作成し、仕様設定根拠を説明するものである。

## 2.1 シルトフェンス

名		称	シルトフェンス	
高	さ	2号機放水接合槽	m	約10
		輪谷湾	m	約7~20
幅		2号機放水接合槽	m/本	約10
		輪谷湾	m/本	約20
個数		—	34 (予備4)	

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

#### 1. 高さ

##### 1.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合は、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL約-8.0m）まで届く高さである約10mとする。

##### 1.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合は、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL約-18~-5m）まで届く高さである約7~20mとする。

## 2. 幅

### 2.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合は、2号機放水接合槽付近を囲うために必要な約9.7mを上回る約10mとする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1本あたりの幅が約10mのシルトフェンス1本により、2号機放水接合槽に必要な約9.7mを上回る約10mの幅に設置する。

### 2.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合は、輪谷湾付近を囲うために必要な約300mを上回る約320mとする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンス16本により、輪谷湾に必要な約300mを上回る約320mの幅に設置する。

## 3. 個数

シルトフェンスは、重大事故等対処設備として各設置場所を囲うために必要な個数に加え、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のために二重に設置する。シルトフェンスの1本あたりの幅は、2号機放水接合槽は約10m、輪谷湾は約20mであることから、2号機放水接合槽は1セット2本、輪谷湾は1セット32本、合計34本を必要個数とする。

また、破れ等の破損時のバックアップとして各設置場所に対して予備2本を確保することから、合計4本を予備として保管する。

## 2.2 小型船舶

名	称	小型船舶
個	数	1 (予備 1)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、重大事故等が発生した場合に発電所等及びその周辺（発電所等の周辺海域を含む。）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ことができる設備を施設するために設置する。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>小型船舶は重大事故等対処設備に必要な個数として、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備 1 台を含めた合計 2 台（放射線管理施設の小型船舶、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶と兼用）を第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。</p>		

## 2.3 泡消火薬剤容器

名	称	泡消火薬剤容器
容	量	5000 (予備 1000)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概 要)</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）として使用する泡消火薬剤容器は、以下の機能を有する。</p> <p>泡消火薬剤容器は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>泡消火薬剤の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。</p> <p>設定に当たっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。</p> <p>空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は11200ℓ/minであり、発泡に必要な水の量は32300ℓである。</p> <p>必要な泡消火薬剤は<math>32300\ell \times 1\% = 323\ell</math>に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量<math>323\ell \times 2 = 646\ell</math>を保有することが規定されている。</p> <p>以上より、必要保有量646ℓに対して、5000ℓを泡消火薬剤の容量として設定し、故障時の予備用として1000ℓの計6000ℓを保管する。</p>		

## 2.4 放射性物質吸着材

名		称	放射性物質吸着材	
重 量	雨水排水路集水榦 (No. 3 排水路)	kg	約 2970	(予備 約 2970)
	雨水排水路集水榦 (2 号機放水槽南)	kg	約 720	
	雨水排水路集水榦 (2 号機廃棄物処理建物南)	kg	約 810	

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水榦 3 箇所を使用時に設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水榦 3 箇所を使用時に設置できる設計とする。

#### 1. 重量

##### 1.1 雨水排水路集水榦 (No. 3 排水路)

放射性物質吸着材を重大事故等時において使用する場合の重量は、設置する雨水排水路集水榦に設置可能な量でかつ、放水によって生じた汚染水が排水可能な形状の体積と密度を基に設定する。

設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 2970kg を必要な重量とする。

また、故障時のバックアップとして、雨水排水路集水柵（No. 3 排水路）で必要となる放射性物質吸着材と同じ重量の約 2970kg を予備として確保する。

1.2 雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）

雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 720kg を必要な重量とする。

1.3 雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）

雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 810kg を必要な重量とする。



## 2.5 メタルクラッド開閉装置

名	称	メタルクラッド開閉装置	
容	量	A/個	1200
個	数	—	3

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタルクラッド開閉装置は、以下の機能を有する。

メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（メタルクラッド開閉装置 HPCS の1系統を含む）のメタルクラッド開閉装置で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器、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の電圧と同じ 6900V とする。

#### 1. 容量の設定根拠

メタルクラッド開閉装置を重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

##### (1) メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D

メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D の母線容量は、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した非常用ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

非常用ディーゼル発電機の電流は、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す非常用ディーゼル発電機の容量 7300kVA に対し、以下のとおり 611A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{7300}{\sqrt{3} \times 6.9} = 610.8 \approx 611$$

I : 電流 (A)

Q : 非常用ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 7300

V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D の母線容量は、611A を上回る 1200A/個とする。

## (2) メタルクラッド開閉装置 HPCS

メタルクラッド開閉装置 HPCS の母線容量は、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電流は、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す非常用ディーゼル発電機の容量 4000kVA に対し、以下のとおり 355A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{4000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 334.6 \approx 335$$

I : 電流 (A)

Q : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 4000

V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタルクラッド開閉装置 HPCS の母線容量は、335A を上回る 1200A/個とする。

## 2. 個数の設定根拠

メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 3 個設置する。

## 2.6 ロードセンタ

名	称	ロードセンタ
容	量	A/個 4000
個	数	— 2

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するロードセンタは、以下の機能を有する。

ロードセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、2系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、ロードセンタの母線電圧は、下流に設置されている各負荷の電源電圧と同じ460Vとする。

#### 1. 容量の設定根拠

ロードセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されている動力変圧器の容量を下流に設置されている各負荷へ供給できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時に必要な容量のうち、ロードセンタで最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷を表1に示す。

各負荷の容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなるのは以下のとおりとなる。

表 1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（ロードセンタ）

負荷名称	2C		2D	
	負荷台数	負荷容量 (kVA)	負荷台数	負荷容量 (kVA)
タービン補機海水ポンプ	1	270	1	270
タービン補機冷却水ポンプ	1	260	1	260
燃料プール冷却水ポンプ	1	120	1	120
非常用電気室送風機	1	130	1	130
中央制御室送風機	1	210	1	210
原子炉浄化補助ポンプ	—	—	1	180
44m 盤事務所	—	—	1	180
緊急時対策所 低圧受電盤	1	90	—	—
非常用 C/C	8	1560	7	1824
合 計	—	2640	—	3174

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{3174}{\sqrt{3} \times 0.46} = 3983.7 \approx 3984$$

I : 電流 (A)

Q : ロードセンタの容量 (kVA) = 3174

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、ロードセンタの母線容量は 3984A を上回る 4000A/個とする。

## 2. 個数の設定根拠

ロードセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

## 2.7 コントロールセンタ

名	称	コントロールセンタ
容 量	A/個	400
		600
		800
個 数	—	12

**【設 定 根 拠】**  
(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するコントロールセンタは、以下の機能を有する。

コントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（HPCS コントロールセンタの1系統含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は、電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されているロードセンタの電圧と同じ460Vとする。

1. 容量の設定根拠

コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

(1) コントロールセンタ（HPCS系を除く）

コントロールセンタは、上流に設置されているロードセンタから供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

各コントロールセンタについて、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時の対応に必要な容量のうち、最大となる負荷容量及び母線容量を表1に示す。

表1 コントロールセンタ負荷容量一覧表

名 称	2C1-R/B	2C2-R/B	2C3-R/B	2A-DG	2A-計装
負 荷 容 量 ( k V A )	279	115	410	147	124
母 線 容 量 ( A )	600	400	800	600	600
名 称	2D1-R/B	2D2-R/B	2D3-R/B	2B-DG	2B-計装
負 荷 容 量 ( k V A )	284	154	415	148	389
母 線 容 量 ( A )	600	400	800	600	600
名 称	2S-R/B	2HPCS	X		
負 荷 容 量 ( k V A )	307	408			
母 線 容 量 ( A )	600	800			

各負荷容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなる母線は以下のとおりとなる。（母線容量ごとに記載する。）

（母線容量 400A/個の場合）

2D2-R/B コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{154}{\sqrt{3} \times 0.46} = 193.2 \approx 194$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 154

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量（400A/個の場合）は 194A を上回る 400A/個とする。

（母線容量 600A/個の場合）

2B-計装コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{389}{\sqrt{3} \times 0.46} = 488.2 \approx 489$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 389

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量（600A/個の場合）は 489A を上回る 600A/個とする。

(母線容量 800A/個の場合)

2D3-R/B コントロールセンタ

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{415}{\sqrt{3} \times 0.46} = 520.8 \approx 521$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 415

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、コントロールセンタの母線容量 (800A/個の場合) は 521A を上回る 800A/個とする。

## (2) HPCS コントロールセンタ

HPCS コントロールセンタは、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置 HPCS から供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

HPCS コントロールセンタについて、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時の対応に必要な容量のうち、最大となる負荷容量及び母線容量を表 1 に示す。

表 1 より、HPCS コントロールセンタの負荷容量 408kVA に対し、電流は以下のとおり 512A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{408}{\sqrt{3} \times 0.46} = 512.0 \approx 512$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 408

V : 電圧 (kV) = 0.46

したがって、HPCS コントロールセンタの母線容量は 512A を上回る 800A/個とする。

## 2. 個数の設定根拠

コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である C 系及び D 系の各系統に 5 個と共通系に 1 個、HPCS 系に 1 個とし、合計 12 個\*設置する。

注記\* : コントロールセンタのうち、発電所を安全に停止するために必要な設備、工学的安全施設作動時に必要となる設備、重大事故等時に必要な設備が設置されているコントロールセンタを示す。

## 2.8 動力変圧器

名	称	動力変圧器
容 量	kVA/個	3200
		500
個 数	—	3

### 【設 定 根 拠】

#### (概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する動力変圧器は、以下の機能を有する。

動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統（HPCS 動力変圧器の1系統を含む）で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3系統のうち2系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、動力変圧器の電圧は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置の母線電圧に電圧降下を考慮した6600Vを下流に設置されているロードセンタ、コントロールセンタに応じて降圧するため、6600/460Vとする。

#### 1. 容量の設定根拠

動力変圧器を重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

##### (1) 動力変圧器 2C 及び動力変圧器 2D

動力変圧器 2C 及び動力変圧器 2D は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置から下流に設置されているロードセンタ、コントロールセンタへ給電できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時に必要な容量のうち、動力変圧器 2C 及び動力変圧器 2D で最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷を表 1 に示す。

表 1 より、動力変圧器 2C 及び動力変圧器 2D の容量は、最も大きい動力変圧器の負荷容量 3174kVA を上回る 3200kVA/個とする。



表 1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（動力変圧器（3200kVA/個））

負荷名称	2C		2D	
	負荷台数	負荷容量(kVA)	負荷台数	負荷容量(kVA)
タービン補機海水ポンプ	1	270	1	270
タービン補機冷却水ポンプ	1	260	1	260
燃料プール冷却水ポンプ	1	120	1	120
非常用電気室送風機	1	130	1	130
中央制御室送風機	1	210	1	210
原子炉浄化補助ポンプ	—	—	1	180
44m 盤事務所	—	—	1	180
緊急時対策所 低圧受電盤	1	90	—	—
非常用 C/C	8	1560	7	1824
合 計	—	2640	—	3174

## (2) 動力変圧器 HPCS

動力変圧器 HPCS は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置から下流に設置されているコントロールセンタへ給電できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要な容量、重大事故等時に必要な容量のうち、動力変圧器 HPCS で最も多くの容量を要する工学的安全施設作動時に必要となる負荷を表 2 に示す。

表 2 より、動力変圧器 HPCS の容量は、負荷容量 408kVA を上回る 500kVA/個とする。

表 2 工学的安全施設作動時に必要な負荷（動力変圧器（500kVA/個））

負荷名称	2HPCS	
	負荷台数	負荷容量(kVA)
HPCS C/C	1	408
合 計	—	408

## 2. 個数の設定根拠

動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 3 個設置する。

## 2.9 緊急用メタクラ

名	称	緊急用メタクラ
容	量	A/個
個	数	—
		1200
		1
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他の発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用メタクラは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ又はメタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ又はメタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用メタクラの母線電圧は、メタルクラッド開閉装置の電圧と同じ 6900V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急用メタクラを重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用メタクラの電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機 1 個分の容量 6000kVA に対し、以下のとおり 502A である。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \approx 502$ <p>I : 電流 (A)  Q : ガスタービン発電機の容量 (kVA) = 6000  V : 電圧 (kV) = 6.9</p>		

したがって、緊急用メタクラの母線容量は、502Aを上回る1200A/個とする。

## 2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

## 2.10 メタクラ切替盤

名	称	メタクラ切替盤	
容	量	A/個	1200
個	数	—	2

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタクラ切替盤は、以下の機能を有する。

メタクラ切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ又はメタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

メタクラ切替盤の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ 6900V とする。

#### 1. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

メタクラ切替盤の電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機 1 個分の容量 6000kVA に対し、以下のとおり 502A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \approx 502$$

I : 電流 (A)

Q : ガスタービン発電機の容量 (kVA) = 6000

V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタクラ切替盤の容量は、502A を上回る 1200A/個とする。

2. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.11 高圧発電機車接続プラグ収納箱

名	称	高圧発電機車接続プラグ収納箱
容	量	A/個
個	数	—
		1200
		2

**【設定根拠】**

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧発電機車接続プラグ収納箱は、以下の機能を有する。

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故等対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ又はメタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ 6600V とする。

1. 容量の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱の電流は、高圧発電機車 3 個分の容量 1500kVA に対し、以下のとおり 132A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$$

I : 電流 (A)

Q : 高圧発電機車 3 個分の容量 (kVA) = 1500

V : 電圧 (kV) = 6.6

したがって、高圧発電機車接続プラグ収納箱の容量は、132A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数に位置的分散を考慮し、合計 2 個設置する。

2.12 緊急用メタクラ接続プラグ盤

名	称	緊急用メタクラ接続プラグ盤
容	量	A/個
個	数	1

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラ接続プラグ盤は、以下の機能を有する。

緊急用メタクラ接続プラグ盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ又は緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用メタクラ接続プラグ盤の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ 6600V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用メタクラ接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

緊急用メタクラ接続プラグ盤の電流は、高圧発電機車 3 個分の容量 1500kVA に対し、以下のとおり 132A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$$

I : 電流 (A)

Q : 高圧発電機車 3 個分の容量 (kVA) = 1500

V : 電圧 (kV) = 6.6

したがって、高圧発電機車接続プラグ収納箱の容量は、132A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラ接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。



2.13 SA ロードセンタ

名	称	SA ロードセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA ロードセンタは、以下の機能を有する。

SA ロードセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA ロードセンタの電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA ロードセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA 動力変圧器の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

SA ロードセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 SA ロードセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kVA)
低圧原子炉代替注水ポンプ	237
SA1 コントロールセンタ	211
SA2 コントロールセンタ	101
合計	549

したがって、SA ロードセンタの負荷容量 549kVA に対し、電流は以下のとおり 689A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{549}{\sqrt{3} \times 0.46} = 689.0 \approx 689$$

I : 電流 (A)

Q : SA ロードセンタの容量 (kVA) = 549

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA ロードセンタの母線容量は 689A を上回る 1200A/個とする。

## 2. 個数の設定根拠

SA ロードセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.14 SA1 コントロールセンタ

名	称	SA1 コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA1 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA1 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA1 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

#### 1. 容量の設定根拠

SA1 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

SA1 コントロールセンタの負荷を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、156kW 及び 71kVA となることから、容量は以下のとおり 266kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{156}{0.8} + 71 = 266$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 156

P2：必要負荷 (kVA) = 71

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA1 コントロールセンタの負荷容量 266kVA に対し、電流は以下のとおり 334A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{266}{\sqrt{3} \times 0.46} = 333.8 \approx 334$$

I : 電流 (A)

Q : SA1 コントロールセンタの容量 (kVA) = 266

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA1 コントロールセンタの母線容量は 334A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA1 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
SA 用 115V 系充電器	24
230V 系充電器 (常用)	48
B1-115V (SA) 充電器電源切替盤	24
低圧原子炉代替注水設備 非常用送風機	15
第 1 フィルタベント設備ドレン移送ポンプ	11
第 1 ベントフィルタ格納槽排水ポンプ	30
第 1 ベントフィルタ格納槽非常用送風機	3.7
合 計*	156
負荷名称	負荷容量 (kVA)
代替注水設備 空調換気制御盤 (SA)	0.2
第 1 ベントフィルタ出口分析計車 接続プラグ収納箱	25
重大事故設備交流電源用変圧器盤	25
第 1 ベントフィルタスクラバ水分析計盤	20
合 計*	71

注記\* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

## 2. 個数の設定根拠

SA1 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.15 SA2 コントロールセンタ

名	称	SA2 コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

## 【設定根拠】

## (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA2 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA2 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA2 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

## 1. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

SA2 コントロールセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、75kW 及び 30kVA となることから、容量は以下のとおり 124kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{75}{0.8} + 30 = 123.7 \approx 124$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 75

P2：必要負荷 (kVA) = 30

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA2 コントロールセンタの負荷容量 124kVA に対し、電流は以下のとおり 156A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{124}{\sqrt{3} \times 0.46} = 155.6 \approx 156$$

I : 電流 (A)

Q : SA2 コントロールセンタの容量 (kVA) = 124

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA2 コントロールセンタの母線容量は 156A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA2 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
残留熱代替除去ポンプ	75
合 計	75
負荷名称	負荷容量 (kVA)
無線通信設備電源切替盤	5
衛星電話設備電源切替盤	5
格納容器水素／酸素計測用電源盤	20
合 計	30

## 2. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.16 充電器電源切替盤

名	称	充電器電源切替盤
容	量	A/個
個	数	—
		225
		1

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する充電器電源切替盤は、以下の機能を有する。

充電器電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ又はメタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、充電器電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されている B1-115V 系充電器（SA）に必要な電力を供給できる設計とする。

充電器電源切替盤の電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ 460V とする。

#### 1. 容量の設定根拠

充電器電源切替盤を重大事故等時に使用する場合についての容量設定根拠を以下に示す。

充電器電源切替盤は、上流に設置されている SA1 コントロールセンタから供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

下流に設置されている B1-115V 系充電器（SA）の容量 24kW に対し、容量は以下のとおり 30kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} = \frac{24}{0.8} = 30$$

Q：容量（kVA）

P1：必要負荷（kW）=24

Pf：力率（平均）=0.8

したがって、B1-115V系充電器（SA）の負荷容量30kVAに対し、電流は以下のとおり38Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{30}{\sqrt{3} \times 0.46} = 37.6 \approx 38$$

I：電流（A）

Q：必要容量（kVA）=30

V：電圧（kV）=0.46

以上より、充電器電源切替盤の容量は、下流に設置されているB1-115V系充電器（SA）の容量38Aを上回る225A/個とする。

## 2. 個数の根拠

充電器電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。



## 2.17 SA 電源切替盤

名	称	SA 電源切替盤
容	量	A/個 50
個	数	— 2

### 【設定根拠】

#### (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 電源切替盤は、以下の機能を有する。

SA 電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、SA 電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されている必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA 動力変圧器、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタ、SA 電源切替盤を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

SA 電源切替盤の母線電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ 460V とする。

#### 1. 容量の設定根拠

SA 電源切替盤を重大事故等時に使用する場合は、コントロールセンタの下流に設置されている電動弁の容量を供給できる設計とする。

SA 電源切替盤の容量は、電動弁に電力を供給する配線用遮断器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となる容量を基に設計する。

配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となるのは、A(B)-RHR 注水弁の 8.7kW である。

したがって、SA 電源切替盤の容量は、A(B)-RHR 注水弁の負荷容量 8.7kW に対して、以下のとおり 14A を上回る 50A/個とする。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot \text{Pf}} = \frac{8.7}{\sqrt{3} \times 0.46 \times 0.8} = 13.6 \approx 14$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kW) = 8.7

V : 電圧 (kV) = 0.46

Pf : 力率 (平均) = 0.8

## 2. 個数の根拠

SA 電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.18 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤

名	称	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	
容	量	A/個	1200
個	数	—	1

**【設定根拠】**  
(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ 210V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、緊急時対策所用発電機の容量を基に設計とする。

緊急時対策所用発電機の電流は、緊急時対策所用発電機の容量 220kVA に対し、以下のとおり 605A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{220}{\sqrt{3} \times 0.21} = 604.8 \approx 605$$

I : 電流 (A)  
Q : 緊急時対策所用発電機の容量 (kVA) = 220  
V : 電圧 (kV) = 0.21

したがって、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の容量は 605A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.19 緊急時対策所 低圧受電盤

名	称	緊急時対策所 低圧受電盤
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧受電盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 低圧受電盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 低圧受電盤の電圧は、上流に設置されている緊急時対策所 発電機接続プラグ盤と同じ210Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 低圧受電盤を重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている緊急時対策所 接続プラグ盤から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量を表1に示す。

表1より、緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量214kVAに対し、電流は以下のとおり589Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{214}{\sqrt{3} \times 0.21} = 588.3 \approx 589$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 214

V : 電圧 (kV) = 0.21

したがって、緊急時対策所 低圧受電盤の容量は589Aを上回る800A/個とする。

表 1 緊急時対策所 低圧受電盤の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
緊急時対策所 低圧分電盤 1	14
緊急時対策所 低圧分電盤 2	11
緊急時対策所 無停電分電盤 1	18
その他の負荷	171
合 計	214

## 2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧受電盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.20 緊急時対策所 低圧母線盤

名	称	緊急時対策所 低圧母線盤
容	量	A/個
		800
個	数	—
		1
<p><b>【設定根拠】</b>  <b>(概要)</b>                  重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧母線盤は、以下の機能を有する。                  緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。                  系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。                  緊急時対策所 低圧母線盤の電圧は、上流に設置されている緊急時対策所 低圧受電盤と同じ210Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠                  緊急時対策所 低圧母線盤を重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている低圧受電盤から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。                  緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量を表1に示す。                  表1より、緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量214kVAに対し、電流は以下のとおり589Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{214}{\sqrt{3} \times 0.21} = 588.3 \approx 589$ <p>I : 電流 (A)                  Q : 負荷容量 (kVA) = 214                  V : 電圧 (kV) = 0.21</p> <p>したがって、緊急時対策所 低圧母線盤の容量は589Aを上回る800A/個とする。</p>		

表 1 緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
緊急時対策所 低圧分電盤 1	14
緊急時対策所 低圧分電盤 2	11
緊急時対策所 無停電分電盤 1	18
その他の負荷	171
合 計	214

## 2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.21 緊急時対策所 低圧分電盤 1

名	称	緊急時対策所 低圧分電盤 1
容	量	A/個
個	数	—
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤 1 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 1 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。</p> <p>表 1 より、緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量 14kVA に対し、電流は以下のとおり 134A である。</p> $I = \frac{Q}{V} = \frac{14}{0.105} = 133.3 \approx 134$ <p>I : 電流 (A)  Q : 負荷容量 (kVA) = 14  V : 電圧 (kV) = 0.105</p> <p>したがって、緊急時対策所 低圧分電盤 1 の容量は 134A を上回る 225A/個とする。</p>		



表 1 緊急時対策所 低圧分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
照明設備（コンセント等）	9.0
その他の負荷	4.8
合 計*	14

注記\*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

## 2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 1 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.22 緊急時対策所 低圧分電盤 2

名	称	緊急時対策所 低圧分電盤 2
容	量	A/個
個	数	—
<p><b>【設定根拠】</b>  <b>(概要)</b></p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤 2 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 2 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 2 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量を表 1 に示す。</p> <p>表 1 より、緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量 11kVA に対し、電流は以下のとおり 105A である。</p> $I = \frac{Q}{V} = \frac{11}{0.105} = 104.7 \approx 105$ <p>I : 電流 (A)  Q : 負荷容量 (kVA) = 11  V : 電圧 (kV) = 0.105</p> <p>したがって、緊急時対策所 低圧分電盤 2 の容量は 105A 上回る 225A/個とする。</p>		

表 1 緊急時対策所 低圧分電盤 2 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
照明設備	1.7
防消火設備	3.3
その他の負荷	5.9
合 計*	11

注記\*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

## 2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧分電盤 2 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.23 緊急時対策所 無停電交流電源装置

名 称	緊急時対策所 無停電交流電源装置	
容 量	kVA/個	35
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 無停電交流電源装置は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 無停電交流電源装置は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤又は緊急時対策所 直流 115V 蓄電池、緊急時対策所 無停電交流電源装置を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電交流電源装置の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 無停電交流電源装置を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている緊急時対策所 無停電分電盤 1 へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 無停電交流電源装置の容量は、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量 18kVA を上回る 35kVA/個とする。

表 1 緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
SPDS 設備	1.1
その他の負荷	16.9
合 計	18

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 無停電交流電源装置は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.24 緊急時対策所 無停電分電盤 1

名	称	緊急時対策所 無停電分電盤 1
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤又は緊急時対策所 直流 115V 蓄電池、緊急時対策所 無停電交流電源装置、緊急時対策所 無停電分電盤 1 を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせて 105V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 無停電分電盤 1 を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量 18kVA に対し、電流は以下のとおり 172A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{18}{0.105} = 171.4 \approx 172$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 18

V : 電圧 (kV) = 0.105

したがって、緊急時対策所 無停電分電盤 1 の容量は 172A を上回る 225A/個とする。

表 1 緊急時対策所 無停電分電盤 1 の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
SPDS 設備	1.1
その他の負荷	16.9
合 計	18

## 2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 無停電分電盤 1 は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.25 緊急時対策所 直流 115V 充電器盤

名	称	緊急時対策所 直流 115V 充電器盤
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1

**【設定根拠】**

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 直流 115V 充電器盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 直流 115V 充電器盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 直流 115V 充電器盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 直流 115V 充電器盤の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせて 115V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 直流 115V 充電器盤を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所 直流 115V 充電器盤の負荷容量は表 1 のとおり、20A となる。

したがって、緊急時対策所 直流 115V 充電器盤の容量は、負荷の合計容量 20A を上回る 200A/個とする。

表 1 緊急時対策所 直流 115V 充電器の負荷容量

負荷名称	負荷電流(A)
直流制御電源	20
合 計	20

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 直流 115V 充電器盤は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.26 可搬ケーブル

名	称	可搬ケーブル
容	量	A/本
個	数	—
		1 相分 2 本の 3 相分 6 本を 4 セット

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬ケーブルは、以下の機能を有する。

可搬ケーブルは、重大事故等が発生した場合において緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

可搬ケーブルは、緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで、緊急時対策所内の負荷に電力を給電できる設計とする。

可搬ケーブルの電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ 210V とする。

1. 容量の設定根拠

可搬ケーブルを重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した緊急時対策所用発電機の負荷容量を供給できる設計とする。

可搬ケーブルの容量は、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す緊急時対策所用発電機の負荷容量 57.59kW に対し、以下のとおり 200A を上回る 302A/本とする。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{57.59}{\sqrt{3} \times 0.21 \times 0.8} = 197.9 \approx 200$$

ここで、

I：電流(A)

Q：緊急時対策所用発電機の負荷容量(kW) = 57.59

V：電圧(kV) = 0.21

2. 個数の設定根拠

可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 相分 2 本の 3 相分 6 本を 4 セット設置する。



2.27 230V 系充電器 (RCIC)

名	称	230V 系充電器 (RCIC)
容	量	A/個
個	数	—
		200
		1

**【設定根拠】**

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系充電器 (RCIC) は、以下の機能を有する。

230V 系充電器 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2D を経由し、230V 系充電器 (RCIC) へ接続することにより、230V 直流盤 (RCIC) へ電力を供給できる設計とする。

なお、230V 系充電器 (RCIC) の電圧は、下流に設置されている 230V 直流盤 (RCIC) の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、230V 系充電器 (RCIC) は、230V 系蓄電池 (RCIC) を 10 時間で回復充電できる設計とする。

230V 系充電器 (RCIC) の容量は、表 1 に示す 230V 系蓄電池 (RCIC) 回復充電時の最大負荷 150A を上回る 200A/個とする。

表 1 230V 系充電器 (RCIC) 回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
230V 系蓄電池 (RCIC) の回復充電電流	150
合 計	150

2. 個数の設定根拠

230V 系充電器 (RCIC) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.28 A-115V 系充電器

名	称	A-115V 系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		210
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する A-115V 系充電器は、以下の機能を有する。

A-115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C を経由し、A-115V 系充電器へ接続することにより、A-115V 系直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、A-115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている A-115V 系直流盤の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、A-115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、A-115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

A-115V 系充電器の容量は、表 1 に示す A-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 185A を上回る 210A/個とする。

表 1 A-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	65
A-115V 系蓄電池の回復充電電流	120
合 計	185

2. 個数の設定根拠

A-115V 系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.29 B-115V 系充電器

名	称	B-115V 系充電器
容	量	A/個
個	数	—
		400
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する B-115V 系充電器は、以下の機能を有する。

B-115V 系充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、B-115V 系充電器へ接続することにより、B-115V 系直流盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、B-115V 系充電器の電圧は、下流に設置されている B-115V 系直流盤の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、B-115V 系充電器は、直流制御電源を供給しながら、B-115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

B-115V 系充電器の容量は、表 1 に示す B-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 365A を上回る 400A/個とする。

表 1 B-115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	65
B-115V 系蓄電池の回復充電電流	300
合 計	365

2. 個数の設定根拠

B-115V 系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.30 高圧炉心スプレイ系充電器

名	称	高圧炉心スプレイ系充電器								
容	量	A/個								
個	数	—								
<p>1</p> <p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧炉心スプレイ系充電器は、以下の機能を有する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系充電器は、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置 HPCS を経由し、高圧炉心スプレイ系充電器へ接続することにより、高圧炉心スプレイ系直流盤へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系充電器の電圧は、下流に設置されている高圧炉心スプレイ系直流盤の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>蓄電池の機能維持設備としての運用において、高圧炉心スプレイ系充電器は、直流制御電源を供給しながら、高圧炉心スプレイ系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系充電器の容量は、表 1 に示す高圧炉心スプレイ系蓄電池回復充電時の最大負荷 65A を上回る 80A/個とする。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表 1 高圧炉心スプレイ系蓄電池回復充電時の最大負荷</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>負荷電流 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流制御電源</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池の回復充電電流</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>合 計</td> <td>65</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>高圧炉心スプレイ系充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>			負荷名称	負荷電流 (A)	直流制御電源	15	高圧炉心スプレイ系蓄電池の回復充電電流	50	合 計	65
負荷名称	負荷電流 (A)									
直流制御電源	15									
高圧炉心スプレイ系蓄電池の回復充電電流	50									
合 計	65									

## 2.31 原子炉中性子計装用充電器

名	称	原子炉中性子計装用充電器
容	量	A/個
個	数	—
		20
		2

## 【設 定 根 拠】

## (概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する原子炉中性子計装用充電器は、以下の機能を有する。

原子炉中性子計装用充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D を経由し、原子炉中性子計装用充電器へ接続することにより、中性子計装分電盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、原子炉中性子計装用充電器の電圧は、下流に設置されている中性子計装分電盤の電圧と同じ±24V とする。

## 1. 容量の設定根拠

蓄電池の機能維持設備としての運用において、原子炉中性子計装用充電器は、直流計装電源を供給しながら、原子炉中性子計装用蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とする。

原子炉中性子計装用充電器の容量は、表 1 に示す原子炉中性子計装用蓄電池回復充電時の最大負荷 19A を上回る 20A/個とする。

表 1 原子炉中性子計装用蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
直流計装電源	10
原子炉中性子計装用蓄電池の回復充電電流	9
合 計	19

## 2. 個数の設定根拠

原子炉中性子計装用充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.32 230V 系直流盤 (RCIC)

名	称	230V 系直流盤 (RCIC)
容	量	A/個
個	数	1

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系直流盤 (RCIC) は、以下の機能を有する。

230V 系直流盤 (RCIC) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び蓄電池 (非常用) である 230V 系蓄電池 (RCIC) を 230V 系充電器へ接続することにより、230V 系直流盤 (RCIC) へ電力を供給できる設計とする。

230V 系直流盤 (RCIC) の電圧は、接続される 230V 系蓄電池 (RCIC) の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

230V 系直流盤 (RCIC) を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

230V 系直流盤 (RCIC) の負荷の合計容量は表 1 のとおり、47A となる。

したがって、230V 系直流盤 (RCIC) の容量は、負荷の合計容量 47A を上回る 800A/個とする。

表 1 230V 系直流盤 (RCIC) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の根拠

230V 系直流盤 (RCIC) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.33 230V 系直流盤（常用）

名	称	230V 系直流盤（常用）
容	量	A/個
個	数	—
		800
		1

**【設定根拠】**  
(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 230V 系直流盤（常用）は、以下の機能を有する。

230V 系直流盤（常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型直流電源設備として、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ及び SA1 コントロールセンタを介して 230V 系充電器（常用）及び 230V 系直流盤（常用）を経由して、230V 系直流盤（RCIC）へ電力を供給できる設計とする。

230V 系直流盤（常用）の電圧は、接続される 230V 系直流盤（RCIC）の電圧と同じ 230V とする。

1. 容量の設定根拠

230V 系直流盤（常用）を重大事故等時に使用する場合は、230V 系直流盤（RCIC）の下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

230V 系直流盤（RCIC）の負荷の合計容量は表 1 のとおり、47A となる。

したがって、230V 系直流盤（常用）の容量は、230V 系直流盤（RCIC）の負荷の合計容量 47A を上回る 800A/個とする。

表 1 230V 系直流盤（RCIC）の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合 計	47

2. 個数の根拠

230V 系直流盤（常用）は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.34 115V 直流盤

名 称		115V 直流盤			
		A-115V 系 直流盤	B-115V 系 直流盤	B-115V 系 直流盤 (SA)	HPCS 系 直流盤
容 量	A/個	500	500	500	500
個 数	—	4			

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 115V 直流盤は、以下の機能を有する。

115V 直流盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備及び蓄電池（非常用）である 115V 系蓄電池を 115V 系充電器へ接続することにより、115V 直流盤へ電力を供給できる設計とする。

115V 直流盤の電圧は、接続される 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

115V 直流盤を重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

(1) A-115V 系直流盤

A-115V 系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

A-115V 系直流盤の負荷の合計容量は表 1 のとおり、236A となる。

したがって、A-115V 系直流盤の容量は、負荷の合計容量 236A を上回る 500A/個とする。

表 1 A-115V 系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
非常用照明	17
直流制御電源	65
計装用無停電交流電源装置	154
合 計	236



## (2) B-115V 系直流盤

B-115V 系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

B-115V 系直流盤の負荷の合計容量は表 2 のとおり、269A となる。

したがって、B-115V 系直流盤の容量は、負荷の合計容量 269A を上回る 500A/個とする。

表 2 B-115V 系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
非常用照明	50
直流制御電源	65
計装用無停電交流電源装置	154
合 計	269

## (3) B-115V 系直流盤 (SA)

B-115V 系直流盤 (SA) は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

B-115V 系直流盤 (SA) の負荷の合計容量は表 3 のとおり、55A となる。

したがって、B-115V 系直流盤 (SA) の容量は、負荷の合計容量 55A を上回る 500A/個とする。

表 3 B-115V 系直流盤 (SA) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	30
直流照明, その他の負荷	24.5
合 計*	55

注記\* : 負荷容量の合計は小数点第以下を切り上げた値とする。

(4) HPCS 系直流盤

HPCS 系直流盤は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

HPCS 系直流盤の負荷の合計容量は表 4 のとおり、15A となる。

したがって、HPCS 系直流盤の容量は、負荷の合計容量 15A を上回る 500A/個とする。

表 4 HPCS 系直流盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
直流制御電源	15
合 計	15

2. 個数の根拠

115V 直流盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 4 個設置する。

## 2.35 中性子計装分電盤

名	称	中性子計装分電盤
容	量	A/個
個	数	—
		100
		2

## 【設定根拠】

## (概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する中性子計装用分電盤は、以下の機能を有する。

中性子計装用分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、蓄電池（非常用）である原子炉中性子計装用蓄電池を原子炉中性子計装用充電器へ接続することにより、中性子計装分電盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、中性子計装用分電盤の電圧は、接続される原子炉中性子計装用蓄電池の電圧と同じ±24Vとする。

## 1. 容量の設定根拠

中性子計装分電盤を重大事故等時に使用する場合は、原子炉中性子計装用蓄電池の容量を下流に設置されている直流負荷へ供給できる設計とする。

中性子計装分電盤の負荷の合計容量は表1のとおり、10Aとなる。

したがって、中性子計装分電盤の容量は、負荷の合計容量10Aを上回る100A/個とする。

表1 中性子計装分電盤の負荷容量

負荷名称	負荷電流(A)
直流計装電源	10
合 計	10

## 2. 個数の設定根拠

中性子計装分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.36 HPAC 直流コントロールセンタ

名	称	HPAC 直流コントロールセンタ
容	量	A/個
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する HPAC 直流コントロールセンタは、以下の機能を有する。

HPAC 直流コントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池を SA 用 115V 系充電器に接続し、HPAC 直流コントロールセンタを経由して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

HPAC 直流コントロールセンタの電圧は、接続される SA 用 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

HPAC 直流コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている電動弁に電源を供給できる設計とする。

HPAC 直流コントロールセンタの容量は、電動弁 1 個当たりの最大電流を基に設計する。

電動弁 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、RCIC HPAC タービン入口蒸気弁の 1.86kW である。

したがって、HPAC 直流コントロールセンタの容量は、RCIC HPAC タービン入口蒸気弁の負荷容量 1.86kW に対して、以下のとおり 17A を上回る 600A/個とする。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{1.86}{0.115} = 16.1 \approx 17$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kW) = 1.86

V : 電圧 (kV) = 0.115

2. 個数の根拠

HPAC 直流コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.37 SA 対策設備用分電盤 (2)

名 称	SA 対策設備用分電盤 (2)	
容 量	A/個	225
個 数	—	1

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA 対策設備用分電盤 (2) は、以下の機能を有する。

SA 対策設備用分電盤 (2) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池を SA 用 115V 系充電器に接続し、SA 対策設備用分電盤 (2) を経由して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA 対策設備用分電盤 (2) の電圧は、接続される SA 用 115V 系蓄電池の電圧と同じ 115V とする。

1. 容量の設定根拠

SA 対策設備用分電盤 (2) を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

SA 対策設備用分電盤 (2) の負荷の合計容量は表 1 のとおり、46.6A となる。

したがって、SA 対策設備用分電盤 (2) の容量は、負荷の合計容量 46.6A を上回る 225A/個とする。

表 1 SA 対策設備用分電盤 (2) の負荷容量

負荷名称	負荷電流 (A)
第 2 重大事故制御盤, 重大事故制御盤, 重大事故インバータ盤, 重大事故監視盤, 重大事故変換器盤	39.25
SRV 用電源切替盤	3.0
緊急用電源設備光伝送盤	2.52
第 1 フィルタ付ベント設備床漏えい検知器/ pH 制御設備床漏えい検知器継電器盤	0.65
ドライウエル水位計/ ペDESTAL 水位計用継電器盤	1.1
合 計*	46.6

注記\* : 負荷容量の合計は小数点第 2 位以下を切り上げた値とする。

2. 個数の根拠

SA 対策設備用分電盤 (2) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

## 2.38 SRV 用電源切替盤

名	称	SRV 用電源切替盤
容	量	A/個
個	数	—
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SRV 用電源切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>SRV 用電源切替盤は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能を有する逃がし安全弁の作動に必要な電力を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、常設直流電源系統が喪失した場合において、SRV 用電源切替盤を切り替えることにより、可搬型直流電源設備から必要な電源を供給し、逃がし安全弁（8 個）を作動できる設計とする。</p> <p>なお、SRV 用電源切替盤の電圧は、下流に設置されている逃がし安全弁の電圧と同じ 115V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>SRV 用電源切替盤は、可搬型直流電源設備の出力を下流に設置された逃がし安全弁（8 個）に供給できる設計とする。</p> <p>SRV 用電源切替盤の容量は、負荷の逃がし安全弁（8 個）（定格出力約 330W、定格電流 3A）を上回る 50A とする。</p> <p>2. 個数の根拠</p> <p>SRV 用電源切替盤は、重大事故等対処設備として逃がし安全弁（8 個）の作動に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

VI-1-1-6 クラス1機器及び炉心支持構造物の  
応力腐食割れ対策に関する説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 申請範囲	1
3. 基本方針	1
4. 応力腐食割れ発生の抑制策について	2
4.1 応力腐食割れ発生の前提条件について	2
4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について	3

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 17 条，第 18 条及びそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき，クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物が応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計となっていることを説明する。

## 2. 申請範囲

今回の申請範囲は，原子炉浄化系主配管「原子炉圧力容器～原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部」のうち，今回新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する範囲とする。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲となる弁 V222-7（RHR 炉頂部冷却水逆止弁）から弁 MV222-14（RHR 炉頂部冷却内側隔離弁）まで，弁 AV222-3A，B（A，B－RHR 炉水戻り試験可能逆止弁）から弁 MV222-11A，B（A，B－RHR ポンプ炉水戻り弁）まで，弁 MV222-6（RHR 炉水入口内側隔離弁）から弁 MV222-7（RHR 炉水入口外側隔離弁）までの主配管及び弁（以下「RCPB 拡大範囲」という。）については，建設時にクラス 1 機器として設計・製作し，クラス 1 機器として要求される検査を実施している。更に，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査にも合格しており，現在に至るまでクラス 1 機器として扱っているため，今回の申請において変更は行わない。

また，新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する範囲及び RCPB 拡大範囲以外のクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

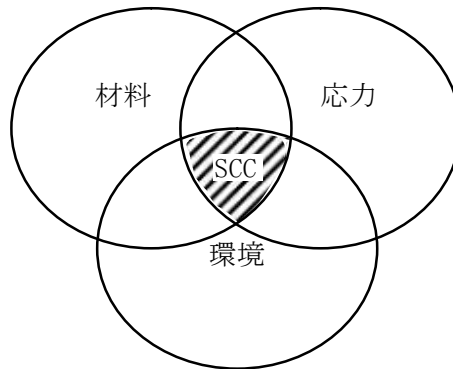
## 3. 基本方針

今回の申請範囲の設備は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1-2001）及び（J S M E S N C 1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（N C - C C - 0 0 2）に基づき，応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用，運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

#### 4. 応力腐食割れ発生の抑制策について

##### 4.1 応力腐食割れ発生の前提条件について

応力腐食割れ（SCC）は，材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり，下図に示すとおり，材料・応力・環境の3要因が重畳した場合に発生する。



一般的に応力腐食割れを抑制するためには，以下に示すように3要因のうちの1要因以上を取り除く必要がある。

- a. 応力腐食割れ発生環境下において，応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

#### 4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

原子炉浄化系主配管「原子炉压力容器～原子炉压力容器ボトムドレンライン合流部」のうち、今回新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

##### (1) 配管及び弁

###### a. 材料選定

当該部の材料は、炭素含有量を制限( $C \leq 0.020\%$ )した SUS316TP、弁は SCS16A 相当であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでも BWR の原子炉冷却材高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

###### b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和45年通商産業省令第81号、改正昭和60年10月31日通商産業省令第65号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」に基づき十分な品質管理を行っている。

さらに、当該部は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定、開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

###### c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行うことに加え、塩化物イオン及び硫酸イオン混入防止対策を行い、塩化物イオン及び硫酸イオンに起因する応力腐食割れの発生を防止している。

また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

##### (2) 支持構造物

当該部の支持構造物については、原子炉冷却材高温環境に接液しないこと、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下  
における健全性に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2 悪影響防止等	13
2.3 環境条件等	15
2.4 操作性及び試験・検査性	25
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	37
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	37
3.2 原子炉冷却系統施設	39
3.3 計測制御系統施設	42
3.4 放射性廃棄物の廃棄施設	46
3.5 放射線管理施設	47
3.6 原子炉格納施設	50
3.7 その他発電用原子炉の附属施設	53
3.7.1 非常用電源設備	53
3.7.2 常用電源設備	55
3.7.3 火災防護設備	56
3.7.4 浸水防護施設	57
3.7.5 補機駆動用燃料設備	58
3.7.6 非常用取水設備	59
3.7.7 緊急時対策所	60
別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	
別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針	
別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	
別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針	

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号、第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として機器に要求される機能を有効に発揮するための系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止等」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈を踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて安全機能を有する系統のうち安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（以下「重要安全施設」という。）に対しても要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されることから、重大事故等対処設備を含めた発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止等」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第6項及びその解釈

にて重要安全施設に対して要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第 15 条第 6 項及びその解釈にて安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため、安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「環境条件等」については、設計が技術基準規則第 14 条第 2 項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため、安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち、操作性の考慮は、技術基準規則第 38 条第 2 項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており、その操作対象を考慮して安全設備を含めた安全施設を対象とする。試験・検査性、保守点検性等の考慮は技術基準規則第 15 条第 2 項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。



## 2. 基本方針

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、以下の4項目に分け説明する。

### 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

重要安全施設は、単一故障が発生した場合でもその機能を達成できるように、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)(以下「人為事象」という。)、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

なお、自然現象のうち地震に対する設計については、VI-2「耐震に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。溢水に対する設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係わる設計上の考慮等については、別添 3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

重要安全施設は、当該系統を構成する機器に短時間では動的機器の単一故障、長時間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが発生した場合で、外部電源が利用できない場合においても、系統の安全機能を達成できるよう、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。短時間と長時間の境界は24時間とする。

重要安全施設のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽(燃料プール)の冷却設備及び注水設備(以下「設計基準事故対処設備等」という。)の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、重大事故に至るおそれのある事故が発生する要因となった喪失機能を代替するもののうち、非常用ディーゼル発電機等のように、多様性又は独立性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性又は独立性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータは、重大事故等対処設備として設計するとともに、その運用については、保安規定に定めて管理する。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設け、状況に応じてそれぞれの系統に必要な流量を同時に供給できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地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のある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮し、以下(1)～(5)に環境条件を除く考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、環境条件については、想定される事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重要安全施設及び重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

設計基準事故対処設備等、常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備について、その機能と、多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

## (1) 自然現象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。このうち、降水及び凍結は屋外の天候による影響として、地震、風（台風）及び積雪は荷重として、「2.3 環境条件等」に示す。

地震、津波を含む自然現象の組合せの考え方については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

### a. 地震、津波

地震及び津波に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処設備の地盤」に基づく地盤上に設置する。
- ・常設重大事故防止設備は、地震に対して技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建物等内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」にて考慮された設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震ク

ラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。

- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建物内又は建物面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、常設重大事故等対処設備が設置される地盤の評価及び位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいて周辺斜面が崩壊しないことの考慮等については、別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。耐震設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。位置的分散を図った重大事故等対処設備の耐津波設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

- b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- (a) 常設重大事故防止設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大

事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。また、常設代替交流電源設備である常設代替交流電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物による共通要因故障の特性は、電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とするか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故

等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。

- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

(c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口を屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

上記(a)～(c)の設計のうち、外部からの衝撃として風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象に対する位置的分散が図れた重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

なお、保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいては、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対する考慮について、別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 外部人為事象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、外部人為事象については、飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。なお、電磁的障害については、「2.3 環境条件等」にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

- a. 火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船

## 船舶の衝突

爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突に対して，重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は，熱損傷，ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，屋外に設置する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は，取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，屋外に設置する。
- ・爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は，熱損傷，ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は，取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は，建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また，接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については，常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち，外部からの衝撃として，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突に対する位置的分散を図る重大事故等対処設備の設計については，VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 飛来物（航空機落下）

- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。
- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、「(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対する設計上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。
- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
- ・発電用原子炉施設のうち重大事故等対処設備は、人の不法な侵入等の防止対策を講じた設計とする。具体的には、別添 3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき設計上の考慮を行う。



### (3) 溢水

溢水に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

重大事故等対処設備の溢水防護設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

### (4) 火災

火災に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の火災防護設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

(5) サポート系の故障

重大事故等対処設備の共通要因のうち、サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り系統としての多重性又は多様性及び独立性を図る設計とするが、サポート系の故障に対しても、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有するよう、以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

## 2.2 悪影響防止

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに号機間の共用を考慮し、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

なお、設備兼用時の容量に関する影響については、複数の機能を兼用する設備について複数の機能を兼用する場合を踏まえて設定した容量をVI-1-1-5「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に示す。また、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響については、これらの波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。

### (1) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）

- ・系統的な影響に対して重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・放水砲による建物への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故等において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### (2) 内部発生飛散物による影響

- ・設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、タービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の内部発生飛散物による影響の考慮については、VI-1-1-10「発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする。
- ・重要安全施設以外の安全施設は、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

安全施設及び常設重大事故等対処設備のうち、共用する機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

### 2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、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想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

安全施設の環境条件には、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ける圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、積雪）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

- (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重
  - ・安全施設は、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ける環境条件を考慮した設計とする。
  - ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。
  - ・原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防

止，転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は，中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。このうち，インターフェイスシステム LOCA 時，燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については，これらの環境条件を考慮した設計とするか，これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。操作は，中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
- ・屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。操作は，中央制御室，離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また，地震，風（台風），積雪による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。さらに，積雪の影響を考慮して，必要により除雪等の措置を講じる。
- ・屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時において，万が一，使用中に機能を喪失した場合であっても，可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は，設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力，温度等に対し，格納容器スプレイ水による影響を考慮しても，その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備において，主たる流路の機能を維持できるよう，主たる流路に影響を与える範囲について，主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

#### a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については，事故時に想定される環境圧力が，原子炉建物原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当，原子炉建物附属棟内及びその他の建物内並びに屋外は大気圧であり，大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については，使用時に想定される環境圧力が加わっても，機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては，発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.において評価した設計基準事故の中で，原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉

冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.427MPa[gage]を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する圧力として、原則として0.853MPa[gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブプレッションチェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、VI-4-1「安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

#### b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物及び屋外）ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として温度は171℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原子炉建物原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は66℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は66℃、湿度は100%を設定する。その他、「設置許可申請書十号」ハ.において評価した重大事

故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、原則、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度は 100%を設定する。

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、原則として、温度は 100℃、湿度は 100%を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉建物原子炉棟内への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度 100%を設定する。

原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は 40℃、湿度は 85%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮し、温度は 40℃、湿度は 100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等によるものとする。



c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物内及び屋外）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は 263kGy/6 ヶ月を設定する。原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原則として、1.75kGy/6 ヶ月を設定する。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として 1mGy/h 以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1mGy/h 以下を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、740kGy/7 日間を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、470Gy/7 日間を設定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は 470Gy/7 日間に包絡される。

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、燃料プール水位が低下することで生じる使用済制御棒等からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は 470Gy/7 日間に包絡される。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、6Gy/7 日間を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグランドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、6Gy/7 日間を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

第2-1-1表～第2-1-6表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認する実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉圧力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉圧力容器は最低使用温度を10℃に設定し、関連温度（初期）を-29℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価については、VI-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、VI-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（凍結及び降水）により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

安全施設については、自然現象のうち地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重、常設重大事故等対処設備については、自然現象のうち地震、風（台風）及び積雪による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、風（台風）及び積雪）によっ

て機能を損なわない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合においては、その機能を有効に発揮するために、地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

屋外の重大事故等対処設備は、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せが作用する場合においては、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。また、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に示す。

安全施設及び常設重大事故等対処設備の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添2「可搬型重大事故等対処設備等の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・ 常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水する機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。また使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。
- ・ 原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し海水通水を短期間とすることで、海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

(3) 電磁的障害

- ・安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又はラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入を防止する、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に保管することなく、複数の保管場所に分散保管する。位置的分散については「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の有無や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

波及的影響を含めた地震以外の自然現象及び外部人為事象に対する安全施設の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた安全施設及び常設重大事故等対処設備の耐震設計については、VI-2

「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、別添1「可搬型重大事故等対処設備等の保管場所及びアクセスルート」に示す。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全設備及び常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設及び重大事故等対処設備の溢水防護設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(5) 設置場所における放射線の影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備の設置場所は、事故等時においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設重大事故等対処設備との接続が可能な設計とする。

設備の操作場所は、「(1)c. 放射線による影響」にて設定した事故時の線源、線源からの距離、遮蔽効果、操作場所での操作時間（移動時間を含む。）を考慮し、選定する。

遮蔽のうち一時的に設置する遮蔽を除く生体遮蔽装置の遮蔽設計及び評価については、VI-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

中央制御室における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。緊急時対策所における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

(6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2 -1998）による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。

- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価についてはVI-1-4-2「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及びVI-1-8-4「圧力低減設備その他安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

## 2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検をすることにより、機器の健全性が確認可能な設備については外観の確認が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

### (1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して中央監視操作盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器具の操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の系統隔離運転の実施）、火災防護措置（感知・消火設備の設置）、照明用電源の

確保措置等の適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。

- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備，教育・訓練により，想定される重大事故等が発生した場合においても，操作環境，操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき，「許可申請書十号」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で，アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制，管理等については，保安規定に定めて管理する。以下 a. から g. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。

なお，中央制御室で操作を行う安全施設の操作性については，VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は，十分な操作空間を確保するとともに，確実な操作ができるよう，必要に応じて操作足場を設置する。
- ・防護具，可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。操作環境における被ばく影響については，「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は，現場操作において工具を必要とする場合は，一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて，確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は，作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は，運搬，設置が確実にできるように，人力又は車両等による運搬，移動ができるとともに，必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場の操作スイッチは，運転員等の操作性を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に電源操作が必要な設備は，感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に現場において人力で操作を行う弁は，手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続作業は，ボルト・ネジ接続，フランジ接続又はより簡便な接続方式等，使用する設備に応じて接続方式を統一することにより，確実に接続が可能な設計とする。
- ・重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は，必要な時間内に操作で



きるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器具は運転員の操作性を考慮した設計とする。

d. 状態確認

- ・想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

e. 系統の切替性

- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。
- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備はない。

f. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ポンプ、空気ポンプ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる設計とする。
- ・同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

g. アクセスルート

アクセスルートは、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

- ・屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にはアクセスルートを確認する設計とする。
- ・アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・自然現象のうち凍結及び地滑り・土石流、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷及び電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については常時スタッドレスタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋内アクセスルートは、津波、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

## (2) 試験・検査性

設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するために、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、設計基準対象施設は、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性又は多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。
- ・設計基準対象施設のうち構造、強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

- ・代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の a～1 に示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

## a. ポンプ、ファン、圧縮機

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

## b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。
- ・分解点検が可能な設計とする。
- ・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。

## c. 容器（タンク類）

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。

- ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
  - ・ボンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
  - ・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位が確認できる設計とする。
  - ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
  - ・ガスタービン発電機用軽油タンク等は油量を確認できる設計とする。
  - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- d. 熱交換器
- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・分解点検が可能な設計とする。
- e. 空調ユニット
- ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
  - ・可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。
- f. 流路
- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。
  - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
- g. 内燃機関
- ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。
  - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- h. 発電機
- ・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。
  - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
  - ・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- i. その他電源設備
- ・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。
  - ・鉛蓄電池は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

- j. 計測制御設備
  - ・模擬入力による機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。
  - ・ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作試験が可能な設計とする。
- k. 遮蔽
  - ・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。
  - ・外観の確認が可能な設計とする。
- l. 通信連絡設備
  - ・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 2 - 1 - 1 表 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（1/2）

対象区画	環境条件設定方法		環境条件
	想定する事象	線源等 線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量の線源（第2 - 1 - 3表）を設定する。なお、線源の設定に当たり、線量への寄与が大きい希ガス、よう素及びセシウム等の高揮発性核種の放出についてはMAAPコードの解析結果を用いるものとする。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、740kGy/7日間を設定する。
原子炉建物 原子炉棟内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量の線源（第2 - 1 - 4表）を設定する。なお、線源の設定に当たり、原子炉格納容器の漏えい率1.3%/日に相当する漏えい孔をMAAPコードの解析モデルで設定し、原子炉格納容器の圧力上昇に応じた気相中の放射性物質が原子炉建物原子炉棟内へ移行することを想定する。	原子炉建物原子炉棟自由体積を保存し、区画内に均一に分布するとして線量を評価した結果を包絡する値として470Gy/7日間を設定する。 また、「格納容器バイパス（インターフエイズシステムLOCA）」時は、0.21Gy/7日間であり、470Gy/7日間に包絡される。

第 2 - 1 - 1 表 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（2/2）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉建物付属棟	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建物の原子炉棟外及びその他の建物内の線量が厳しくなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定する。	原子炉建物付属棟等の遮蔽効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じの放射線量として66y/7日間を設定する。	66y/7日間
屋外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「原子炉格納施設の設定条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ、において評価した重大事故等のうち「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における原子炉建物原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「原子炉格納施設の設定条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、屋外の原子炉補機冷却系熱交換器室入口の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は66y/7日間を設定する。	66y/7日間

第 2-1-2 表 放射線の環境条件設定方法（設計基準事故時）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質を線源（第2-1-5表）として設定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、263kGy/6ヶ月を設定する。	263kGy/6ヶ月
原子炉建物原子炉棟内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいする放射性物質を線源（第2-1-6表）として設定する。	原子炉建物原子炉棟内由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果1.75kGy/6ヶ月を設定する。	1.75kGy/6ヶ月
原子炉建物付属棟及びその他の建物内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	保守的に屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下
屋外	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価と同じく、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時の、原子炉建物原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、屋外の中央制御室相当（入口付近）の位置を代表点として評価する。 評価の結果、環境条件は1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下



第2-1-3表 重大事故等時における原子炉格納容器内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s(0.5MeV換算値)]	
	ドライウエル	サプレッションチェンバ
希ガス	約 $4.3 \times 10^{23}$	約 $1.6 \times 10^{23}$
CsI	約 $8.0 \times 10^{23}$	約 $1.4 \times 10^{24}$
CsOH	約 $7.9 \times 10^{22}$	約 $1.9 \times 10^{23}$
Sb	約 $7.1 \times 10^{21}$	約 $1.7 \times 10^{22}$
TeO <sub>2</sub>	約 $4.4 \times 10^{22}$	約 $1.1 \times 10^{23}$
SrO	約 $2.9 \times 10^{20}$	約 $7.2 \times 10^{20}$
BaO	約 $7.8 \times 10^{21}$	約 $1.9 \times 10^{22}$
MoO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{23}$	約 $3.1 \times 10^{23}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.0 \times 10^{21}$	約 $2.5 \times 10^{21}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $1.2 \times 10^{21}$	約 $2.9 \times 10^{21}$
計	約 $1.5 \times 10^{24}$	約 $2.2 \times 10^{24}$

第2-1-4表 重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s(0.5MeV換算値)]
希ガス	約 $7.8 \times 10^{21}$
CsI	約 $7.2 \times 10^{21}$
CsOH	約 $2.0 \times 10^{18}$
Sb	約 $5.8 \times 10^{16}$
TeO <sub>2</sub>	約 $4.0 \times 10^{17}$
SrO	約 $6.6 \times 10^{13}$
BaO	約 $1.5 \times 10^{15}$
MoO <sub>2</sub>	約 $2.1 \times 10^{16}$
CeO <sub>2</sub>	約 $3.5 \times 10^{14}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.2 \times 10^{14}$
計	約 $1.5 \times 10^{22}$

第2-1-5表 設計基準事故時における原子炉格納容器内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 $2.0 \times 10^{19}$	I-131	約 $1.0 \times 10^{23}$
Kr-85m	約 $7.9 \times 10^{21}$	I-132	約 $3.7 \times 10^{23}$
Kr-85	約 $3.2 \times 10^{21}$	I-133	約 $4.3 \times 10^{22}$
Kr-87	約 $2.2 \times 10^{22}$	I-134	約 $9.2 \times 10^{21}$
Kr-88	約 $1.6 \times 10^{23}$	I-135	約 $3.5 \times 10^{22}$
Xe-131m	約 $1.8 \times 10^{21}$		
Xe-133m	約 $3.6 \times 10^{21}$		
Xe-133	約 $3.1 \times 10^{23}$		
Xe-135m	約 $1.0 \times 10^{21}$		
Xe-135	約 $1.3 \times 10^{23}$		
Xe-138	約 $1.5 \times 10^{22}$		

第2-1-6表 設計基準事故時における原子炉建物原子炉棟内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 $1.0 \times 10^{16}$	I-131	約 $4.6 \times 10^{20}$
Kr-85m	約 $8.3 \times 10^{18}$	I-132	約 $1.5 \times 10^{21}$
Kr-85	約 $1.6 \times 10^{19}$	I-133	約 $1.2 \times 10^{20}$
Kr-87	約 $7.7 \times 10^{18}$	I-134	約 $2.3 \times 10^{18}$
Kr-88	約 $1.2 \times 10^{20}$	I-135	約 $5.0 \times 10^{19}$
Xe-131m	約 $8.4 \times 10^{18}$		
Xe-133m	約 $1.4 \times 10^{19}$		
Xe-133	約 $1.4 \times 10^{21}$		
Xe-135m	約 $7.8 \times 10^{16}$		
Xe-135	約 $2.2 \times 10^{20}$		
Xe-138	約 $1.0 \times 10^{18}$		

### 3. 系統施設ごとの設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設ごとの機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設ごとに以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。

#### 3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### (1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、燃料プール水を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、燃料プール水を補給する機能
- c. 通常運転時等における計測制御機能
- d. 重大事故等時において、燃料プールの冷却等を行う機能
  - ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ
  - ・燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ
  - ・大気への放射性物質の拡散抑制
  - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
  - ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
  - ・大気への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
  - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
  - ・温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（計測制御系統施設と兼用）
- g. 重大事故等に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

h. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-1-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 環境条件等

a. 燃料プール監視カメラ（S A）

燃料プール周辺において、燃料プールに係る重大事故等の対処に使用するため、その環境影響を考慮して、耐環境性向上を図る設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備により、燃料プール監視カメラ（S A）へ空気を供給し冷却することで、燃料プールに係る重大事故等時における高温の環境下においても燃料プール監視カメラ（S A）が機能維持できる設計とする。

### 3.2 原子炉冷却系統施設

#### (1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、原子炉压力容器及び一次冷却材設備により適切に炉心を冷却する機能
- b. 設計基準事故時等において、非常用炉心冷却系により炉心を冷却する機能
- c. 設計基準事故時等において、原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能
- d. 通常運転時等において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により炉心の崩壊熱及び原子炉压力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する機能
- e. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- f. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によりサブプレッションプール水を冷却する機能
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
  - ・ 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却
  - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却
  - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却
  - ・ ほう酸水注入系による進展抑制
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
  - ・ 逃がし安全弁
  - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
  - ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- i. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
  - ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却
  - ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

- ・残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水
  - ・低圧炉心スプレイ系による低圧注水
  - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
  - ・原子炉補機冷却系
  - ・低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
  - ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- j. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- k. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・原子炉補機代替冷却系による除熱
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
  - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器スプレイ冷却
  - ・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水冷却
  - ・原子炉補機冷却系
  - ・高圧炉心スプレイ補機冷却系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・原子炉補機冷却系
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
- ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
- ・重大事故等収束のための水源
  - ・水の供給
- p. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

q. アクセスルート確保

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-2-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 復水輸送系

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、復水輸送系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号炉間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。また、2号機の系統圧力が1号機の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号機から2号機への連絡時においても1号機側へ流出しない設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

### 3.3 計測制御系統施設

#### (1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における計測制御機能
- b. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・ 原子炉压力容器内の温度
  - ・ 原子炉压力容器内の圧力
  - ・ 原子炉压力容器内の水位
  - ・ 原子炉压力容器への注水量
  - ・ 原子炉格納容器への注水量
  - ・ 原子炉格納容器内の温度
  - ・ 原子炉格納容器内の圧力
  - ・ 原子炉格納容器内の水位
  - ・ 原子炉格納容器内の水素濃度
  - ・ 未臨界の維持又は監視
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）（放射線管理施設と兼用）
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）
  - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉压力容器内の状態）
  - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）
  - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）
  - ・ 水源の確保
  - ・ 原子炉建物内の水素濃度
  - ・ 原子炉格納容器内の酸素濃度
  - ・ 発電所内の通信連絡
  - ・ 温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・ その他
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
  - ・ 設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視する機能
  - ・ 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を行う機能
  - ・ 居住性の確保
  - ・ 発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能



- d. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
  - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
  - ・照明の確保
  
- e. 重大事故等時において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする機能
  - ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
  - ・原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
  - ・ほう酸水注入
  - ・出力急上昇の防止
  
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
  - ・原子炉減圧の自動化
  - ・逃がし安全弁窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保
  
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - ・水素濃度及び酸素濃度の監視
  
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
  - ・原子炉建物内の水素濃度監視
  
- i. 設計基準事故時等における通信連絡機能
  
- j. 通信連絡を行うために必要な機能
  - ・発電所内の通信連絡
  - ・発電所外の通信連絡
  
- k. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
  
- l. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-3-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

また、計測機器の故障等により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための多様性を有したパラメータについて、第3-3-2表及び第3-3-3表に示す。

第3-3-1表～第3-3-3表で示すパラメータ(主要パラメータ及び代替パラメータ)は、以下のとおり。

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室

重要安全施設としての中央制御室については、1号機及び2号機で共用とするが、1号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機に必要な人員を確保した上で、共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、1号機及び2号機の安全性が向上する設計とする。

重要安全施設以外の安全施設として、中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、

監視及び操作に支障をきたすことなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(b) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、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）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・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、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として、中央制御室、廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、号機の区別なく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号機の区別なく通信連絡が可能な設計とする。

### 3.4 放射性廃棄物の廃棄施設

#### (1) 機能

放射性廃棄物の廃棄施設は主に以下の機能を有する。

- a. 廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管する機能

### 3.5 放射線管理施設

#### (1) 機能

放射線管理施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉制御室機能
  - ・居住性の確保
- b. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
  - ・居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
- c. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
  - ・燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- g. 通常運転時等における計測制御機能
- h. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・原子炉格納容器内の放射線量率
  - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- i. 通常運転時等における監視測定機能
  - ・線量当量率及び放射性物質の濃度等の測定
  - ・風向、風速その他の気象条件の測定

- j. 重大事故等時における監視測定機能
  - ・放射線量の代替測定
  - ・放射能観測車の代替測定装置
  - ・気象観測設備の代替測定
  - ・放射線量の測定
  - ・放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング
- k. 重大事故等時における緊急時対策所機能
  - ・居住性の確保（緊急時対策所と兼用）
- 1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-4-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 中央制御室空調換気系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては閉塞を想定しても、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても、緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を第3-7-1表、影響評価結果を第3-7-2表に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室遮蔽

常設重大事故等対処設備としての中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号機及び2号機の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、1号機及び2号機で共用する設計とする。

また、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。

### 3.6 原子炉格納施設

#### (1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 設計基準事故時等において、格納容器内ガス濃度制御系により原子炉格納容器を保護する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
  - ・格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却（原子炉冷却系統施設と兼用）
  - ・残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）によるサブプレッションプール水の冷却（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  - ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する機能
  - ・ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
  - ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
  - ・熔融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
  - ・窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）



- i. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
  - ・ 大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・ 海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・ 航空機燃料火災への泡消火
- j. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
  - ・ 被ばく線量の低減
- k. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用）
- l. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-5-1表に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 非常用ガス処理系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管の全周破断を想定しても，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは，保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を第3-7-3表及び第3-7-4表，影響評価結果を第3-7-5表及び第3-7-6表に示す。

また，単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し，修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては，想定される単一故障の除去又は修復のため

のアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所全周破断を想定した場合においても原子炉格納容器の冷却機能を確保できる設計とする。

また、静的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）の全周破断を仮定しても、残留熱除去の 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統を残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計における主要解析条件を第 3 - 7 - 7 表、影響評価結果を第 3 - 7 - 8 表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）

(a) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放せずに規定の圧力にて速やかに開放する設計又は開放した場合においても開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの機能要求に対する設計については、別添 4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

### 3.7 その他発電用原子炉の附属施設

#### 3.7.1 非常用電源設備

##### (1) 機能

非常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における非常用電源機能
- b. 重大事故等時における非常用電源機能
  - ・ 常設代替交流電源設備による給電
  - ・ 可搬型代替交流電源設備による給電
  - ・ 常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電
  - ・ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
  - ・ 常設代替直流電源設備による給電
  - ・ 可搬型直流電源設備による給電
  - ・ 代替所内電源設備による給電
  - ・ 非常用交流電源設備
  - ・ 非常用直流電源設備
  - ・ 燃料補給設備（補機駆動用燃料設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
  - ・ 可搬型直流電源設備による減圧
  - ・ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧
- d. 重大事故等時における監視測定機能
  - ・ モニタリングポストの代替交流電源からの給電
- e. 重大事故等時における緊急時対策所機能
- f. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

##### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-1表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 非常用電源系

非常用低圧母線のコントロールセンタについては、2号機非常用低圧母線のコントロールセンタと1号機の非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、重大事故等発生時において1号機及び2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号機に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号機の電気故障が2号機に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

### 3.7.2 常用電源設備

#### (1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における常用電源機能

### 3.7.3 火災防護設備

#### (1) 機能

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 火災感知，消火，影響軽減機能

#### (2) 悪影響防止等

- a. 相互接続

以下の設備については，その他の号機と相互接続する設計とする。

##### (a) 水消火設備

重要安全施設以外の安全施設として，水消火設備については，2号炉廻り消火系及びサイトバンカ建物消火系は，1号機及び2号機間で相互に接続するが，号機間の接続部に逆止弁を設ける設計とすることで，1号機側において何らかの要因で設備が破損した場合にも，2号機側に影響を及ぼすことはなく，安全性を損なわない設計とする。

### 3.7.4 浸水防護設備

#### (1) 機能

浸水防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

### 3.7.5 補機駆動用燃料設備

#### (1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における非常用電源機能
  - ・燃料補給設備（非常用電源設備と兼用）
- b. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

#### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-2表に示す。



### 3.7.6 非常用取水設備

#### (1) 機能

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

- a. 設計基準事故時等において，冷却に必要な海水を確保する機能
- b. その他の設備
  - ・非常用取水設備
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

#### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-6-3表に示す。

### 3.7.7 緊急時対策所

#### (1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における緊急時対策所機能
- b. 重大事故等時における緊急時対策所機能
  - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
  - ・必要な情報の把握
  - ・通信連絡
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

#### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-4表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

第3 - 1 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プールのス プレイ系 (常設ス プレイヘッド) による燃料プ ールへの注水及び スプレイ	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	燃料プールのスプレイ系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。  また、燃料プールのスプレイ系は、代替淡水源を水源とすることで、燃料プールの水を水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。 燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。  大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		常設スプレイヘッド	常設	
(第 69 条) 燃料プールのス プレイ系 (可搬型 スプレイノズル) による燃料 プールへの注水 及びスプレイ	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。  大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		可搬型スプレイノズル	可搬	
(第 69 条) 大気への放射性 物質の拡散抑制 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (SA)) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口 温度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (SA)	常設	燃料プール水位 (SA), 燃料プ ール水位・温度 (SA), 燃料プ ールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (SA), 燃料 プール監視カメラ (SA) 及び燃料 プール監視カメラ用冷却設備は, 燃 料プール水位, 燃料プール温度, 燃 料プール冷却ポンプ入口温度, 原 子炉建物放射線モニタ (燃料取替階 エリア) 及び燃料取替階放射線モニ タと共通要因によって同時に機能 を損なわないよう, 燃料プール水 位・温度 (SA) は, 非常用交流電 源設備に対して, 多様性を有する 所内常設蓄電式直流電源設備又 は可搬型直流電源設備から給電が 可能な設計とし, 燃料プールエ リア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃 料プールエリア放射線モニタ (低 レンジ) (SA) 及び燃料プール 監視カメラ (SA) は, 非常用交 流電源設備に対して, 多様性を有 する常設代替直流電源設備又は 可搬型直流電源設備から給電が 可能な設計とし, 燃料プ ール水位 (SA) 及び燃料プ ール監視カメラ用冷却設備は, 非 常用交流電源設備に対して多様性 を有する常設代替交流電源設備 又は可搬型代替交流電源設備 から給電が可能な設計とする。
		燃料プール水位・温度 (SA)	常設	
		燃料プールエリア放射線モニ タ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニ タ (低レンジ) (SA) 【放射線管理施設】	常設	
		燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カ メラ用冷却設備を含む。)	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。  原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		燃料プール冷却系熱交換器	常設	
		移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
(第 70 条) 大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	—	大型送水ポンプ車 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、原子炉建物から離れた屋外に保管する。
		シルトフェンス 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
(第73条) 燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位・温度 (SA)	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 【放射線管理施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4	燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
 \*4：主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 温度, 圧力, 水位, 注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【計測制御系統施設と兼用】	可搬	—
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設, 計測 制御系統施設, 原子炉格納施 設】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 54 条) アクセスルート 確保	—	ホイールローダ	可搬	—
(第 60 条) 高圧原子炉代替 注水系による原 子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水ポンプ	常設	高圧原子炉代替注水系は、高圧炉心 スプレイ系と共通要因によって同時 に機能を損なわないよう、高圧原子 炉代替注水ポンプをタービン駆動と することで、電動機駆動ポンプを用 いた高圧炉心スプレイ系に対して多 様性を有する設計とする。また、高 圧原子炉代替注水系の起動に必要な 電動弁は、常設代替直流電源設備又 は可搬型直流電源設備からの給電及 び現場において人力により、ポンプ の起動に必要な弁を操作できること で、非常用交流電源設備から給電さ れる高圧炉心スプレイ系及び非常用 直流電源設備から給電される原子炉 隔離時冷却系に対して、多様性を有 する設計とする。  高圧原子炉代替注水ポンプは、原子 炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレ イポンプ及び原子炉隔離時冷却ポン プと異なる区画に設置することで、 高圧炉心スプレイポンプ及び原子炉 隔離時冷却ポンプと共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう位置 的分散を図る設計とする。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 60 条) 原子炉隔離時冷 却系による原子 炉の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレィ系	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な 電動弁は、現場において人力による 手動操作を可能とすることで、非常 用直流電源設備からの給電による遠 隔操作に対して多様性を有する設計 とする。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) 高圧炉心スプレ ィ系による原子 炉の冷却	(高圧炉心スプレィ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレィポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) ほう酸水注入系 による進展抑制	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒, 制御棒駆 動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制 御ユニットと共通要因によって同時 に機能を損なわないよう、ほう酸水 注入ポンプを非常用交流電源設備か らの給電により駆動することで、ア キュムレータにより駆動する制御 棒, 制御棒駆動機構及び制御棒駆動 水圧系水圧制御ユニットに対して多 様性を有する設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し  
ていない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 2 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 61 条) 逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。  逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。
	(逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	
(第 61 条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	(残留熱除去系注水弁)	残留熱除去系注水弁	常設	—
	(低圧炉心スプレイ系注水弁)	低圧炉心スプレイ系注水弁	常設	—
(第 61 条) 原子炉建物燃料 取替階ブローアウトパネル	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	常設	—

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 2 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 62 条) 低圧原子炉代 替注水系 (可 搬型) による 原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モー ド) 低圧炉心スプレイ系	大量送水車	可搬	<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系 (低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系並びに低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ及び残留熱除去ポンプ並びに低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 残留熱除去系 (低圧注水モード)による低圧 注水	(残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系)	残留熱除去ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 低圧炉心スプレイ系による低圧 注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) (低圧炉心スプレイ系)	低圧炉心スプレイポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)による原子炉停止 時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 62 条) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替 注水系 (常設) による残存溶融 炉心の冷却	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	—
	—	低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替 注水系 (可搬 型)による残存 溶融炉心の冷却	—	大量送水車	可搬	—

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 2 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 原子炉補機代替 冷却系による除 熱 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海 水系を含む。)	移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		移動式代替熱交換設備ストレナ	可搬	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。 また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	第1ベントフィルタスクラバ 容器	常設	格納容器フィルタベント系は、残留熱 除去系 (格納容器冷却モード) 及び原 子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を 含む。) と共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、ポンプ及び熱交 換器を使用せずに最終的な熱の逃がし 場である大気へ熱を輸送できる設計と することで、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して、多様性を有する設計 とする。  また、格納容器フィルタベント系は、 排出経路に設置される隔離弁の電動弁 を常設代替交流電源設備若しくは可搬 型代替交流電源設備からの給電による 遠隔操作を可能とすること又は遠隔手 動弁操作機構を用いた人力による遠隔 操作を可能とすることで、非常用交流 電源設備からの給電により駆動する残 留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及 び原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水 系を含む。) に対して、多様性を有す る設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設		
—	可搬式窒素供給装置	可搬	格納容器フィルタベント系の第1ベ ントフィルタスクラバ容器及び第1ベ ントフィルタ銀ゼオライト容器は原子 炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽 内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の 屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱 除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、 原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補 機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉 補機海水ポンプと異なる区画に設置 することで、共通要因によって同時 に機能を損なわないよう位置的分散 を図った設計とする。  格納容器フィルタベント系は、除熱 手段の多様性及び機器の位置的分散 によって、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して独立性を有する設計と する。	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 原子炉停止時 冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 63 条) 格納容器スプレ イ冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却 モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却 モード) による サブプレッショ ンプール水の冷却	(残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は 海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換器	常設	
(第 63 条) 高圧炉心スプレ イ補機冷却系 (高圧炉心スプレ イ補機海水系 を含む。) ※水 源は海を使用	(高圧炉心スプレイ補機冷却 系 (高圧炉心スプレイ補機海 水系を含む。))	高圧炉心スプレイ補機冷却水 ポンプ	常設	—
		高圧炉心スプレイ補機海水ポ ンプ	常設	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系 熱交換器	常設	
(第 64 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	残留熱代替除去ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		移動式代替熱交換設備	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬	これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		サブプレッションチェンバ 【水源】 【原子炉格納施設】	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プール冷却 系による燃料プ ールの除熱	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プ ール冷却系熱交換器は、残留熱除去系 ポンプ及び熱交換器と異なる区画に 設置することで、残留熱除去ポンプ 及び熱交換器と共通要因によって同 時に機能を損なわないよう位置的 分散を図る設計とする。
		燃料プール冷却系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却系で使用する原子炉 補機代替冷却系は、原子炉補機冷却 系と共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、移動式代替熱交換 設備を常設代替交流電源設備からの 給電が可能な設計とすることで、非 常用交流電源設備からの給電により 駆動する原子炉補機冷却系に対し て、多様性を有する設計とし、大型 送水ポンプ車をディーゼルエンジン により駆動することで、電動機駆動 ポンプにより構成される原子炉補機 冷却系に対して多様性を有する設計 とする。
		移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替 熱交換設備及び大型送水ポンプ車 は、原子炉建物から離れた屋外に分 散して保管することで、原子炉建物 内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子 炉補機冷却水系熱交換器及び屋外の 原子炉補機海水ポンプと共通要因に よって同時に機能を損なわないよう 位置的分散を図る設計とする。移動 式代替熱交換設備及び大型送水ポン プ車の接続口は、共通要因によって 接続できなくなることを防止するた め、位置的分散を図った複数箇所に 設置する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	
		移動式代替熱交換設備 ストレーナ	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 重大事故等収束 のための水源 ※水源としては 海も使用可能	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	低圧原子炉代替注水槽	常設	—
		サブプレッションチェンバ	常設	
	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
	構内監視カメラ*4 (構内監視カメラ (ガスタービン 発電機建物屋上))	構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋 上)	常設	
(第71条) 水の供給	—	大量送水車	可搬	大量送水車は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
(一) 重大事故等時 に対処するた めの流路、注 水先、注入 先、排出元 等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
 \*4：固体廃棄物貯蔵所C棟屋上に設置する構内監視カメラ。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) 代替制御棒挿入 機能による制御 棒緊急挿入	原子炉保護系	A T W S 緩和設備 (代替制 御棒挿入機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿 入機能) の論理回路の電源は、非常 用直流電源設備から給電すること で、非常用交流電源設備から給電す る原子炉保護系の論理回路の交流電 源に対して多様性を有する設計とす る。 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿 入機能) は、検出器から代替制御棒 挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系 に対して独立した構成とすることで、 原子炉保護系と共通要因によって同 時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替制御 棒挿入機能) は、原子炉保護系の電 源と電氣的に分離することで、共通 要因によって同時に機能を損なわな い設計とする。
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動水圧系水圧制御 ユニット	常設	
(第 59 条) 原子炉再循環ポ ンプ停止による 原子炉出力抑制	原子炉保護系	A T W S 緩和設備 (代替原子 炉再循環ポンプトリップ機 能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再 循環ポンプトリップ機能) の論理回 路の電源は、非常用直流電源設備か ら給電することで、非常用交流電源 設備から給電する原子炉保護系の論 理回路の交流電源に対して多様性を 有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替原子炉再 循環ポンプトリップ機能) は、検出器 から原子炉再循環ポンプトリップ遮 断器まで原子炉保護系に対して独立 した構成とすることで、共通要因に よって同時に機能を損なわない設計 とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替原子 炉再循環ポンプトリップ機能) は、 原子炉保護系の電源と電氣的に分離 することで、原子炉保護系と共通要 因によって同時に機能を損なわない 設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の考 慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉保護系	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 出力急上昇の 防止	自動減圧系	自動減圧起動阻止スイッチ	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。
		代替自動減圧起動阻止 スイッチ		
(第 61 条) 原子炉減圧の 自動化 ※ 自動減圧機 能付き逃がし 安全弁のみ	自動減圧系	代替自動減圧ロジック (代替 自動減圧機能)	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。
		自動減圧起動阻止スイッチ	常設	
		代替自動減圧起動阻止 スイッチ		
(第 61 条) 逃がし安全弁 窒素ガス供給 系	(逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁用窒素ガスポン ペ	可搬	逃がし安全弁用窒素ガスポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建物付属棟に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器内の 水素ガス及び酸素ガスの排 出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる冷却方式とすることで多様性を有する設計とする。
	(格納容器水素濃度)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	常設	また、格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	(格納容器酸素濃度)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。 また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から供給が可能な設計とする。

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 3 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及 び静的触媒式水素処理装置出口温度 と原子炉建物水素濃度は、共通要因 によって同時に機能を損なわないよ う、異なる計測方式とすることで多 様性を有する設計とする。  また、静的触媒式水素処理装置入口 温度及び静的触媒式水素処理装置出 口温度は、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替直流電 源設備又は可搬型直流電源設備から の給電により作動できる設計とす る。  原子炉建物水素濃度は、非常用交流 電源設備に対して多様性を有する常 設代替交流電源設備又は可搬型代替 交流電源設備からの給電により作動 できる設計とする。
		静的触媒式水素処理装置 入口温度	常設	
		静的触媒式水素処理装置 出口温度	常設	
(第 68 条) 原子炉建物内の 水素濃度監視	—	原子炉建物水素濃度	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3 - 3 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力容器 内の温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
(第 73 条) 原子炉圧力容器 内の圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力 (S A)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 3 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力容器 内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	原子炉水位 (SA)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉压力容器 への注水量	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧原子炉代替注水流量	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	代替注水流量 (常設)	常設	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	低圧炉心スプレイポンプ出口 流量	常設	
サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	残留熱代替除去系原子炉注水 流量	常設		

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 への注水量	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A) ドライウエル水位 サプレッションプール水位 (S A) ペDESTAL水位	代替注水流量 (常設)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	ドライウエル圧力 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A) ドライウエル水位 サプレッションプール水位 (S A) ペDESTAL水位	格納容器代替スプレイ流量	常設	
	ペDESTAL水位 ドライウエル水位	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多

重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の温度	主要パラメータの他チャンネル ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ペDESTAL温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	ペDESTAL水温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションプール水温度 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水温度 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の圧力	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の水位	サプレッションプール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域 用) 低圧原子炉代替注水槽水位	ドライウェル水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域 用) 低圧原子炉代替注水槽水位	サプレッションプール水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	ペDESTAL水位	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 未臨界の維持又は監視	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 出力領域計装	中性子源領域計装	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 出力領域計装	中間領域計装	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	出力領域計装	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (13/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 最終ヒートシンク の確保 (残留 熱代替除去系)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水 温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系熱交換器 出口温度	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量 残留熱代替除去系ポンプ出口 圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	残留熱代替除去系原子炉 注水流量	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流 量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧 力 サブプレッションプール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (14/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (格納 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	スクラバ容器圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ出口水素濃度	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (15/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (残留 熱除去系)	原子炉压力容器温度 (SA) サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系熱交換器入 口温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	残留熱除去系熱交換器入口 温度 残留熱除去系熱交換器冷却水 流量	残留熱除去系熱交換器出 口温度	常設	
	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
(第73条) 格納容器バイパ スの監視 (原子 炉压力容器内の 状態)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯 域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度 (SA)	原子炉圧力	常設	
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度 (SA)	原子炉圧力 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (16/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	
(第73条) 格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	低圧炉心スプレイポンプ出口 圧力	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (17/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 水源の確保	代替注水流量 (常設) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) サブレーションプール水位 (SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力	低圧原子炉代替注水槽 水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	サブレーションプール水位 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉建物内の 水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (18/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ド ライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サ プレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。
	格納容器酸素濃度 (B系) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ド ライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サ プレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	格納容器酸素濃度 (SA)	常設	
(第 73 条) 発電所内の通信 連絡	—	安全パラメータ表示シス テム (SPDS)	常設	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内 に設置する安全パラメータ表示シス テム (SPDS) の電源は、常設代 替交流電源設備又は可搬型代替交流 電源設備及び緊急時対策所用発電機 からの給電により使用することで、 非常用交流電源設備又は無停電電源 装置 (充電器等を含む。) に対して 多様性を有する設計とする。
(第 73 条) 温度、圧力、 水位、注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬	—

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (19/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) その他*4	ADS用N <sub>2</sub> ガス供給圧力	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次 側圧力	常設	—
	(N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力)	N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力	常設	
	(原子炉補機冷却水ポンプ出口圧 力)	原子炉補機冷却水ポンプ出口 圧力	常設	
	(RCW熱交換器出口温度)	RCW熱交換器出口温度	常設	
	(RCWサージタンク水位)	RCWサージタンク水位	常設	
	(C-メタクラ母線電圧)	C-メタクラ母線電圧	常設	
	(D-メタクラ母線電圧)	D-メタクラ母線電圧	常設	
	(HPCS-メタクラ母線電圧)	HPCS-メタクラ母線電圧	常設	
	(C-ロードセンタ母線電圧)	C-ロードセンタ母線電圧	常設	
	(D-ロードセンタ母線電圧)	D-ロードセンタ母線電圧	常設	
	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	常設	
	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	SAロードセンタ母線電圧	常設	
	(B1-115V系蓄電池(SA) 電圧)	B1-115V系蓄電池(SA) 電圧	常設	
	(A-115V系直流盤母線電圧)	A-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(B-115V系直流盤母線電圧)	B-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(230V系直流盤(常用)母線 電圧)	230V系直流盤(常用)母線 電圧	常設	
	A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 HPCS系直流盤母線電圧	SA用115V系充電器盤蓄電池 電圧	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
 \*4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (20/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第74条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	<p>中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。</p> <p>無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	(中央制御室空調換気系)	中央制御室送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室非常用再循環送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬	
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備（固定型）	常設	
		衛星電話設備（固定型）	常設	
	—	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	可搬	
	—	中央制御室差圧計	常設	
	—	待避室差圧計	常設	
	—	酸素濃度計	可搬	
—	二酸化炭素濃度計	可搬		

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：（ ）付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (21/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第74条) 照明の確保	非常用照明	LEDライト (三脚タイプ)	可搬	LEDライト (三脚タイプ) は、中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
(第77条) 発電所内の通信 連絡	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	有線式通信設備	可搬	無線通信設備のうち無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  有線式通信設備の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		無線通信設備 (固定型)	常設	
		無線通信設備 (固定型) <sup>*4</sup>		
		無線通信設備 (携帯型)	可搬	
		衛星電話設備 (固定型)	常設	
		衛星電話設備 (固定型) <sup>*4</sup>		
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
 \*4：緊急時対策所で使用するもの。



第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (22/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所内の通信 連絡 (つづき)	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	<p>無線通信設備のうち無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</p> <p>廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。</p>

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (23/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所外の通信 連絡	—	衛星電話設備 (固定型)	常設	緊急時対策所内に設置するデータ伝 送設備の電源は、緊急時対策所用発 電機からの給電により使用すること で、非常用交流電源設備又は無停電 電源装置 (充電器等を含む。) に対 して多様性を有する設計とする。
		衛星電話設備 (固定型) *4		
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	
		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 話機及び I P - F A X)	常設	
		データ伝送設備	常設	
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
 いない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
 \*4：緊急時対策所で使用するもの。

第3 - 3 - 2表 パラメータの推定手段 (1/2)

事故時の計装に関する手順等	
他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
計器故障時 代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・ 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・ 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・ 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・ 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・ 水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・ エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・ 燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・ 原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッションチェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

第3 - 3 - 2表 パラメータの推定手段 (2/2)

事故時の計装に関する手順等	
計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉圧力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合，発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，高圧原子炉代替注水流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち，機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。なお，原子炉圧力容器内が満水状態であることは，原子炉圧力（SA）とサブプレッションチェンバ圧力（SA）の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは，原子炉圧力容器温度（SA）により推定可能である。</li> </ul>
可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は，可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

第3 - 3 - 3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力	
		②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3 - 3 - 3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。	
		③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設)	②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (S A) により推定する。	
		③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量	③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。	
		③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (S A) ④サブレーションチェンバ圧力 (S A)	④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレーションチェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	
	原子炉水位 (S A)	①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (常設) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブレーションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
			②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設)	②高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。
			②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量	③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレーションチェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
			③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブレーションチェンバ圧力 (S A)	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブレーションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
			②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設)	②高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。
			②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量	③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレーションチェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
			③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブレーションチェンバ圧力 (S A)	推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブレーションポンプレベル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーションポンプレベル水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブレーションポンプレベル水位 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第3 - 3 - 3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ②注水先のドライウエル水位, サプレッションプール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
		②ドライウエル圧力 (SA)	
		②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA)	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位, サプレッションプール水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。
		①サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
		①ドライウエル水位	
		①サブプレッションプール水位 (SA)	
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	①ベデスタル水位	①ベデスタル代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		①ドライウエル水位	
		①サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	
	①残留熱代替除去ポンプ出口圧力		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーションチェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーションチェンバ圧力 (SA)	
		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーションチェンバ圧力 (SA)	
	ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	①ペデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーションチェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ペデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ペデスタル水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	サブレーションチェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーションプール水温度 (SA)	①サブレーションチェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーションチェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーションプール水温度 (SA) によりサブレーションチェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーションチェンバ圧力 (SA) によりサブレーションチェンバ温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブレーションチェンバ圧力 (SA)	
		①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーションチェンバ温度 (SA)	
	サブレーションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーションチェンバ温度 (SA)	①サブレーションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーションチェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーションチェンバ温度 (SA) によりサブレーションプール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定する。
		③ドライウエル温度 (SA) ④ペデスタル温度 (SA)	
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ温度 (SA) によりサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	①サブレーションポンプール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブレーションポンプール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位 (SA) を優先する。
	サブレーションポンプール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブレーションポンプール水位] ※2	①サブレーションポンプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブレーションポンプール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブレーションポンプール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブレーションポンプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレシジョンチェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレシジョンチェンバ) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③出力領域計装	①制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子源領域計装を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系	サブプレッショングループ水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッショングループ水温度 (SA)	①サブプレッショングループ水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッショングループ水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッショングループ水温度 (SA) によりサブプレッショングループ水温度 (SA) を推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッショングループ水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッショングループ水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッショングループ水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①サブプレッショングループ注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッショングループ水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
	②サブプレッショングループ水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッショングループ水温度 (SA)	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッショングループ水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッショングループ水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
			推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器フィルタベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブレッションチェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッションチェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブレッションプール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法		
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。		
		①原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) により推定する。		
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
		③原子炉水位 (SA)	③原子炉水位 (SA)		
		③原子炉圧力容器温度 (SA)	③原子炉圧力容器温度 (SA)		
		①原子炉圧力	①原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
	格納容器パイプスの監視	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	
			①原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	
		ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
			②ドライウエル圧力 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	
ドライウエル圧力 (SA)			①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。	
			③ドライウエル温度 (SA)	③ドライウエル温度 (SA)	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の状態 格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	
	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブレーションプール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーションプール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。
	サブレーションプール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替ポンプ出口圧力 ③ [サブレーションプール水位] ※2	①サブレーションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーションプールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブレーションプールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーションプール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブレーションプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、サブレーションプールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等) ではないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1		代替パラメータ推定方法
		原子炉建物の他チャンネル	静的触媒式水素処理装置出口温度	
原子炉建物の水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置出口温度	②静的触媒式水素処理装置出口温度	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)、燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)、燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)、燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの監視カメラ (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールの監視カメラ (SA) による推定を優先する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プールの監視カメラ (SA) による推定を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	第 1 ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、残留 熱除去系 (格納容器冷却モード) 及 び原子炉補機冷却系 (原子炉補機海 水系を含む。) と共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、ポン プ及び熱交換器を使用せずに最終的 な熱の逃がし場である大気へ熱を輸 送できる設計とすることで、残留熱 除去系及び原子炉補機冷却系 (原子 炉補機海水系を含む。) に対して、 多様性を有する設計とする。  また、格納容器フィルタベント系 は、排出経路に設置される隔離弁の 電動弁を常設代替交流電源設備若し くは可搬型代替交流電源設備からの 給電による遠隔操作を可能とすること 又は遠隔手動弁操作機構を用いた 人力による遠隔操作を可能とすること で、非常用交流電源設備からの給 電により駆動する残留熱除去系 (格 納容器冷却モード) 及び原子炉補機 冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して、多様性を有する設 計とする。
		第 1 ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第 1 ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
	配管遮蔽	常設		
—	可搬式窒素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬	格納容器フィルタベント系の第 1 ベ ントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は 第 1 ベントフィルタ格納槽内に、圧 力開放板は原子炉建物近傍の屋外に 設置し、原子炉建物内の残留熱除去 ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原 子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機 冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補 機海水ポンプと異なる区画に設置す ることで、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図った設計とする。  格納容器フィルタベント系は、除熱 手段の多様性及び機器の位置的分散 によって、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して独立性を有する設計 とする。	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィル タベント系は、共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、原理 の異なる冷却及び格納容器内の減圧 手段を用いることで多様性を有する 設計とする。  格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。また、格 納容器フィルタベント系は、可搬型 代替交流電源設備又は人力により排 出経路に設置される隔離弁を操作で きる設計とすることで、残留熱代替 除去系に対して駆動源の多様性を有 する設計とする。  残留熱代替除去系の残留熱代替除去 ポンプは原子炉建物付属棟内に、残 留熱除去系熱交換器及びサブレッシ ョンチェンバは原子炉建物原子炉棟 内に設置し、格納容器フィルタベ ント系の第1ベントフィルタスクラバ 容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオ ライト容器は第1ベントフィルタ格 納槽内に、圧力開放板は原子炉建物 近傍の屋外に設置することで共通要 因によって同時に機能を損なわな いよう位置的分散を図る設計とする。  残留熱代替除去系と格納容器フィル タベント系は、共通要因によって同 時に機能を損なわないよう、流路を 分離することで独立性を有する設計 とする。これらの多様性及び流路の 独立性並びに位置的分散によって、 残留熱代替除去系と格納容器フィル タベント系は、互いに重大事故等 対処設備として、可能な限りの独立 性を有する設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 4 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ)	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (S A) ) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温 度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール水位 (SA), 燃料プー ル水位・温度 (SA), 燃料プール エリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (SA), 燃料 プール監視カメラ (SA) 及び燃料 プール監視カメラ用冷却設備は, 燃 料プール水位, 燃料プール温度, 燃 料プール冷却ポンプ入口温度, 原子 炉建物放射線モニタ (燃料取替階エ リア) 及び燃料取替階放射線モニタ と共通要因によって同時に機能を損 なわないよう, 燃料プール水位・温 度 (SA) は, 非常用交流電源設備 に対して, 多様性を有する所内常設 蓄電式直流電源設備又は可搬型直流 電源設備から給電が可能な設計と し, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プール エリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) は, 非常用交流電源設備に 対して, 多様性を有する常設代替直 流電源設備又は可搬型直流電源設備 から給電が可能な設計とし, 燃料プ ール水位 (SA) 及び燃料プール監 視カメラ用冷却設備は, 非常用交流 電源設備に対して多様性を有する常 設代替交流電源設備又は可搬型代替 交流電源設備から給電が可能な設計 とする。
		燃料プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	
		燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モ ニタ (低レンジ) (SA)	常設	
		燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ 用冷却設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合 の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 原子炉格納容器 内の放射線量率	主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウエル)	常設	重要代替監視パラメータを計測す る設備は、重要監視パラメータを 計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重 要監視パラメータを計測する設備 に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計と する。  重要代替監視パラメータは重要監 視パラメータと可能な限り位置的 分散を図る設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッションチェン バ)	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
(第73条) 最終ヒートシン クの確保 (格納 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測す る設備は、重要監視パラメータを 計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重 要監視パラメータを計測する設備 に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計と する。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	スクラバ容器圧力 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータは重要監 視パラメータと可能な限り位置的 分散を図る設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度 【計測制御系統施設】	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口放 射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放 射線モニタ (低レンジ)	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ出口水 素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場 合の重要代替監視パラメータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 燃料プールの監 視	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ) (S A) 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (S A)	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメ ラ用冷却設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して  
いない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第74条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。 プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	中央制御室待避室遮蔽	常設	
	(中央制御室空調換気系)	中央制御室送風機	常設	
		中央制御室非常用再循環送風機	常設	
		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	常設	
	—	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)	可搬	
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備 (固定型) 【計測制御系統施設】	常設	
		衛星電話設備 (固定型) 【計測制御系統施設】	常設	
	—	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) 【計測制御系統施設】	可搬	
	—	中央制御室差圧計 【計測制御系統施設】	常設	
	—	待避室差圧計 【計測制御系統施設】	常設	
	—	酸素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬	
—	二酸化炭素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬		

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 75 条) 放射線量の代替 測定	モニタリングポスト	可搬式モニタリングポスト	可搬	可搬式モニタリングポストは、屋外のモニタリングポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 75 条) 放射能観測車の 代替測定装置	放射能観測車	可搬式ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
(第 75 条) 気象観測設備の 代替測定	気象観測設備	可搬式気象観測装置	可搬	可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 75 条) 放射線量の測定	—	可搬式モニタリングポスト	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		電離箱サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	
(第 75 条) 放射性物質濃度 (空気中・水 中・土壌中) 及 び海上モニタリ ング	—	可搬式ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
		α・β線サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽	常設	<p>緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
		緊急時対策所空気浄化送風機	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬	
		空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	可搬	
		差圧計 【緊急時対策所】	常設	
		酸素濃度計 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 【緊急時対策所】	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ	可搬	
		可搬式モニタリングポスト	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 5 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 64 条) 格納容器代替ス プレイ系 (常 設) による原子 炉格納容器内の 冷却	残留熱除去系 (格納容器冷 却モード)	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>格納容器代替スプレイ系 (常設) は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	<p>また、格納容器代替スプレイ系 (常設) は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。格納容器代替スプレイ系 (常設) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系 (常設) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

- 注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 格納容器代替 スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	大量送水車	可搬	<p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレーションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。大量送水車は、原子炉建物及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 残留熱除去系 (格納容器冷却 モード) による 原子炉格納容器 内の冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却 モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第 64 条) 残留熱除去 (サ ブプレッション プール水冷却モ ード) による原子 炉格納容器内の 冷却	(残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については，【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィル タベント系は、共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、原理 の異なる冷却及び格納容器内の減圧 手段を用いることで多様性を有する 設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	残留熱代替除去系の残留熱代替除去 ポンプは原子炉建物付属棟内に、残 留熱除去系熱交換器及びサブプレッ ションチェンバは原子炉建物原子炉棟 内に設置し、格納容器フィルタベント 系の第1ベントフィルタスクラバ 容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオ ライト容器は第1ベントフィルタ格 納槽内に、圧力開放板は原子炉建物 近傍の屋外に設置することで共通要 因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
				可搬式窒素供給装置

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 5 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 65 条) 残留熱代替除去 系による原子炉 格納容器内の減 圧及び除熱	—	残留熱代替除去ポンプ	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		移動式代替熱交換設備ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		サブプレッションチェンバ[水源]	常設	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) ペDESTAL代替 注水系 (常設) による原子炉格 納容器下部への 注水	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した回路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
		コリウムシールド	常設	<p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p>
	—	低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) ペDESTAL代替 注水系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
		コリウムシールド	常設	<p>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 格納容器代替ス プレイ系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
		コリウムシールド	常設	<p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 溶融炉心の落下 遅延及び防止	—	高压原子炉代替注水ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
		低压原子炉代替注水ポンプ	常設	
		大量送水車	可搬	
		サプレッションチェンバ[水 源]	常設	
		低压原子炉代替注水槽 [水 源]	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については，【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器	常設	格納容器フィルタベント系は、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備からの給電によ り駆動できる設計とする。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式型窒素供給装置	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。  また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。  原子炉建物水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度 【計測制御系統施設】	常設	
(第 70 条) 大気への放射性 物質の拡散抑制 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 海洋への放射性 物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材, シルトフェンス及び小型船 舶は, 原子炉建物から離れた屋外に 保管する。
		シルトフェンス 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第70条) 航空機燃料火災 への泡消火 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水 ポンプ車, 放水砲及び泡消火薬剤容 器は, 原子炉建物から離れた屋外に 保管する。
		放水砲	可搬	
		泡消火薬剤容器	可搬	
(第74条) 被ばく線量の低 減	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系及び原子炉建物燃 料取替階ブローアウトパネル閉止装 置は, 非常用交流電源設備に対して 多様性を有する常設代替交流電源設 備又は可搬型代替交流電源設備から 給電できる設計とする。
		原子炉建物燃料取替階ブ ローアウトパネル閉止装置	常設	
(一) 重大事故等時 に対処するた めの流路, 注 水先, 注入 先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び 計測制御系統施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼 用】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2 : ( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第 61 条) 可搬型直流電源 設備による減圧	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池 (RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の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、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  可搬型直流電源設備は、高压発電機車の発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器 (常用)	常設	
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		タンクローリ	可搬	
A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA)	SRV用電源切替盤	常設	可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 61 条) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による減圧	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)	可搬	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設の鉛蓄電池である、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V蓄電池に対して、可搬型の鉛蓄電池とすることで多様性を有する設計とする。  主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、廃棄物処理建物内の異なる区画に分散して保管することで、廃棄物処理建物のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 72 条) 常設代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機の発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の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設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		ガスタービン発電機用サービスタンク	常設	常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 72 条) 可搬型代替交流 電源設備による 給電	非常用交流電源設備	高压発電機車	可搬	可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の発電機をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機の発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備は、高压発電機車の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		タンクローリ	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 所内常設蓄電式 直流電源設備に よる給電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	B-115V系蓄電池	常設	所内常設蓄電式直流電源設備は、廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備3系統のうち2系統に対して独立性を有する設計とする。
		B1-115V系蓄電池 (SA)	常設	
		230V系蓄電池 (RCIC)	常設	
		SA用115V系蓄電池	常設	
		B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		230V系充電器 (RCIC)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
(第 72 条) 常設代替直流電 源設備による給 電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	SA用115V系蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		SA用115V系充電器	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 可搬型直流電 源設備による 給電	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の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、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  可搬型直流電源設備は、高压発電機車の発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器 (常用)	常設	
		ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
タンクローリ	可搬			

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 代替所内電源設備による給電	非常用所内電気設備	緊急用メタクラ	常設	代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤は代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  代替所内電気設備は、独立した回路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。  これらの位置的分散及び回路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		メタクラ切替盤	常設	
		高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設	
		緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設	
		SAロードセンタ	常設	
		SA1コントロールセンタ	常設	
		SA2コントロールセンタ	常設	
		充電器電源切替盤	常設	
		S A 電源切替盤	常設	
		重大事故操作盤	常設	
	非常用所内電気設備HPCS系	メタルクラッド開閉装置 2C	常設	
	メタルクラッド開閉装置 2D	常設		
(第 72 条) 非常用交流電源設備	(A-非常用ディーゼル発電設備)	A-非常用ディーゼル発電設備	常設	—
	(B-非常用ディーゼル発電設備)	B-非常用ディーゼル発電設備	常設	
	(高圧炉心スプレイ系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設備	常設	
	(A-ディーゼル燃料移送ポンプ)	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(B-ディーゼル燃料移送ポンプ)	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(ディーゼル燃料移送ポンプ)	ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(ディーゼル燃料デイタンク)	ディーゼル燃料デイタンク	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対 処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 非常用直流電 源設備	(A-115V系蓄電池)	A-115V系蓄電池	常設	—
	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	B-115V系蓄電池	常設	
		B1-115V系蓄電池 (SA)	常設	
		230V系蓄電池 (RCIC)	常設	
	(高压炉心スプレイ系蓄電池)	高压炉心スプレイ系蓄電池	常設	
	(A-原子炉中性子計装用蓄電池)	A-原子炉中性子計装用蓄電 池	常設	
	(B-原子炉中性子計装用蓄電池)	B-原子炉中性子計装用蓄電 池	常設	
	(A-115V系充電器)	A-115V系充電器	常設	
	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		230V系充電器 (RCIC)	常設	
	(高压炉心スプレイ系充電器)	高压炉心スプレイ系充電器	常設	
	(A-原子炉中性子計装用充電器)	A-原子炉中性子計装用充電器	常設	
	(B-原子炉中性子計装用充電器)	B-原子炉中性子計装用充電器	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散 の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第 72 条) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用軽油 タンク  【補機駆動用燃料設備と兼 用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。  ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク  【補機駆動用燃料設備と兼用】	常設	
		タンクローリ  【補機駆動用燃料設備と兼用】	可搬	
(第 75 条) モニタリングポストの代替交流電源からの給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機の発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の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設備、ディーゼル燃料デイトタンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電機用サービスタンク	常設	
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多  
重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計 基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等対処 設備 (既設+新設)*3		
(第76条) 電源の確保 (緊 急時対策所)	非常用交流電源設備	緊急時対策所用発電機	可搬	緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。  緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。  燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内のディーゼル燃料デイトンク並びにタービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、ディーゼル燃料デイトンク及びA-ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		可搬ケーブル	可搬	
	非常用所内電気設備	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	常設	
		緊急時対策所 低圧受電盤	常設	
		緊急時対策所 低圧母線盤	常設	
		緊急時対策所 低圧分電盤	常設	
		緊急時対策所 無停電交流電源装置	常設	
		緊急時対策所 無停電分電盤	常設	
		緊急時対策所 直流115V充電器盤	常設	
	非常用交流電源設備	緊急時対策所用燃料地下タンク	常設	
		タンクローリ	可搬	
		ホース	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 2表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：補機駆動用燃料設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用軽油 タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	
		タンクローリ 【非常用電源設備と兼用】	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
 \*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 3表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：非常用取水設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(一) 非常用取水設 備	(取水口)	取水口	常設	—
	(取水管)	取水管	常設	
	(取水槽)	取水槽	常設	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-4表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第76条) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。  緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		緊急時対策所空気浄化送風機 【放射線管理施設】	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 【放射線管理施設】	可搬	
		空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬	
		差圧計	常設	
		酸素濃度計	可搬	
		二酸化炭素濃度計	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ 【放射線管理施設】	可搬	
		可搬式モニタリングポスト 【放射線管理施設】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-4表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 必要な情報の把握	—	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	常設	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3 - 6 - 4表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 通信連絡 (緊急 時対策所)	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備 (固定型)	常設	無線通信設備のうち無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。
		無線通信設備 (携帯型)	可搬	また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		衛星電話設備 (固定型)	常設	無線通信設備のうち無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器 (蓄電池) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬	無線通信設備及び衛星電話設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム、I P-電話機及び I P-F A X)	常設	緊急時対策所内に設置す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の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。



第3 - 7 - 1表 単一設計における主要解析条件（中央制御室空調換気系）

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：95%（系統隔離運転） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	24時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件	中央制御室 $\chi/Q[s/m^3] : 3.0 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 2.6 \times 10^{-18}$ 入退域時 $\chi/Q[s/m^3] : 1.8 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.9 \times 10^{-18}$ (気象データは2009年1月～2009年12月)
呼吸率	1.2[m <sup>3</sup> /h] (成人活動時の呼吸率)
外気インリーク量	0.5[回/h] (2017年8月1日～2017年8月2日に実施した中央制御室 空気流入率測定試験結果 0.082[回/h]に余裕をみた 値)
外気取込量	0～15分：21000[m <sup>3</sup> /h]（通常運転状態） 15分～30日：3500[m <sup>3</sup> /h]（少量取込）
中央制御室換気系処理空間容積	18000[m <sup>3</sup> ]
中央制御室内容積	2440[m <sup>3</sup> ](居住スペース（1, 2号機中央制御室）)
運転員勤務形態	4直2交代

第3 - 7 - 2表 中央制御室空調換気系故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 37mSv
判断基準（実効線量）	≤100mSv

第3 - 7 - 3表 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（原子炉冷却材喪失）

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24時間以降：1回/d（原子炉棟漏えい）
非常用ガス処理系 よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24時間以降：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周 破断により，フィルタを通過したガスが原子 炉棟内に放出）
実効放出継続時間	0～24時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24 時間以降（地上放散） 希ガス：140 時間 よう素：170 時間
環境に放出された放射性物質 の大气拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24 時間以降（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 1.9 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 4.0 \times 10^{-19}$

注記\*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.4 原子炉冷却材喪失」から変更したもののみを示す。

第3 - 7 - 4表 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（燃料集合体の落下）

項目	評価条件*
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24～72時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 72～76時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 76時間以降：1回/d（非常用ガス処理系）
よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24～72時間：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周破断により，フィルタを通過したガスが原子炉棟内に放出） 72～76時間：0%（非常用ガス処理系修復作業期間） 76時間以降：99.97%（非常用ガス処理系）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24～76 時間（地上放散） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：20 時間 よう素：1 時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24～76 時間（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 5.0 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 9.5 \times 10^{-19}$ 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 8.8 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.6 \times 10^{-19}$
呼吸率	5.16[m <sup>3</sup> /d]

注記\*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.3 燃料集合体の落下」から変更したもののみを示す。

第3 - 7 - 5表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価結果
実効線量	約 $1.2 \times 10^{-2}$ mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 5$ mSv

第3 - 7 - 6表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（燃料集合体の落下）

項目	影響評価結果
実効線量	約 $1.1 \times 10^0$ mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 5$ mSv

第3-7-7表 単一設計における主要解析条件の比較（残留熱除去系（格納容器冷却モード））  
（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッションチェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッションチェンバ側：5%
作動系統	残留熱除去系（2/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統 ・サブプレッションプール水冷却モード：1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統

第3-7-8表 原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバスプレイ管）全周破断時の影響評価（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度 (°C)	約145	約145	171
ドライウエル最高圧力 (kPa[gage])	約330	約330	427
サブプレッションプール水 最高温度 (°C)	約71	約87	104
サブプレッションチェンバ 最高圧力 (kPa[gage])	約210	約210	427

VI-1-1-7-別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	2
2.2 出入管理及び持込み物品の点検等について	2
2.2.1 出入管理	3
2.2.2 車両の管理	3
2.2.3 探知施設	3
2.2.4 通信連絡設備	3
2.2.5 持込み確認	4
2.3 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について	4

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第9条及び「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」に基づき、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について説明する。



## 2. 基本方針

### 2.1 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。

さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

### 2.2 出入管理及び持込み物品の点検等について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

具体的には、以下のとおり実施する。

2.2.1 出入管理

2.2.2 車両の管理

2.2.3 探知施設

2.2.4 通信連絡設備

### 2.2.5 持込み確認

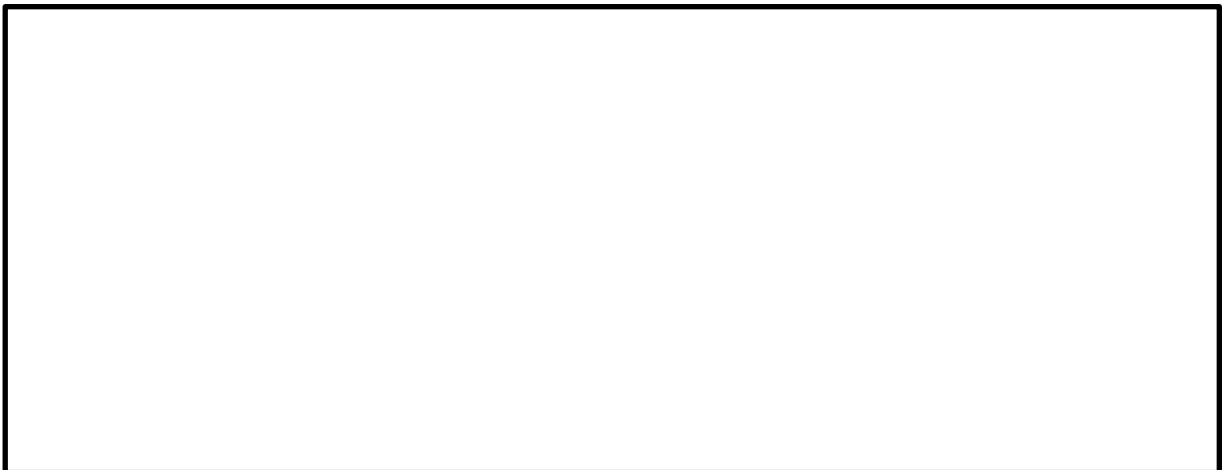
防護区域、周辺防護区域及び立入制限区域の出入口において、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われないように持込み点検を行っている。



### 2.3 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対しては、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する措置を講じている。

具体的には、以下の対策等を行っている。



## VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 火災防護の基本方針	2
2.1 火災の発生防止	3
2.2 火災の感知及び消火	3
2.3 火災の影響軽減	4
3. 火災防護の基本事項	5
3.1 火災防護対策を行う機器等の選定	6
3.2 火災区域及び火災区画の設定	9
3.3 適用規格	9
4. 火災の発生防止	49
4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について	50
4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について	57
4.3 落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止について	61
5. 火災の感知及び消火	70
5.1 火災感知設備について	71
5.2 消火設備について	84
6. 火災の影響軽減対策	113
6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離	114
6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	117
6.3 換気設備に対する火災の影響軽減対策	126
6.4 煙に対する火災の影響軽減対策	126
6.5 油タンクに対する火災の影響軽減対策	127
6.6 ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策	127
7. 原子炉の安全確保について	179
7.1 火災に対する原子炉の安全停止対策	180
7.2 火災の影響評価	180
8. 火災防護計画	235
8.1 組織体制，教育・訓練及び手順	235
8.2 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設	235
8.3 可搬型重大事故等対処設備	237
8.4 その他の発電用原子炉施設	238

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 11 条，第 52 条及びそれらの「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」（以下「解釈」という。）にて適合することを要求している「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（令和 2 年 3 月 31 日原子力規制委員会）」（以下「火災防護に係る審査基準」という。）に基づき，火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう，火災区域及び火災区画に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じることを説明するものである。

## 2. 火災防護の基本方針

島根原子力発電所第2号機における設計基準対象施設及び重大事故等対処施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性や重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、設計基準対象施設のうち、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器（以下「原子炉の安全停止に必要な機器等」という。）、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下「放射性物質の貯蔵等の機器等」という。）、並びに重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

## 2.1 火災の発生防止

発電用原子炉施設内の火災の発生防止として、発火性又は引火性物質を内包する設備に対し、漏えい及び拡大の防止対策、防爆対策、配置上の考慮、換気及び発火性又は引火性物質の貯蔵量を必要な量に留める対策を行う。

また、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、静電気が溜まるおそれのある設備又は発火源に対して火災発生防止対策を講じるとともに、電気系統に対する過電流による過熱及び焼損の防止並びに放射線分解及び重大事故等時に発生する水素ガスの蓄積を防止する設計とする。

主要な構造材、保温材及び建物の内装材は、不燃性材料又は同等の性能を有する材料、換気空調設備のフィルタはチャコール・フィルタを除き難燃性材料を使用する設計とする。

原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験及びIEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験により、自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油を内包しないものを使用する設計とする。

原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設は、自然現象のうち、火災の起因となりうる落雷、地震、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に対して、火災が発生しないよう対策を講じる設計とする。

## 2.2 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火は、原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

火災感知設備及び消火設備は、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等の耐震クラス並びに重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持する設計とする。具体的には、耐震Bクラス機器又は耐震Sクラス機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、耐震Cクラスではあるが、地震時及び地震後において、それぞれ耐震Bクラス機器で考慮する地震力及び基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、機能及び性能を維持する設計とする。

自然現象により感知及び消火の機能、性能が阻害された場合は、原因の除去又は早期の取替、復旧を図る設計とするが、必要に応じて監視の強化や、代替消火設備の配置等を行い、必要な機能及び性能を維持する設計とする。

火災感知器は、環境条件や火災の性質等を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、熱感知器、光電分離型煙感知器、煙吸引式検出設備及び熱感知カメラ並びに非アナログ式の熱感知器、防爆型の煙感知器、防爆型の熱感知器及び炎感知器から異な



る感知方式の感知器を組み合わせて設置する設計とする。

火災受信機盤は中央制御室で常時監視でき、非常用電源及び常設代替交流電源設備からの受電も可能な設計とする。

消火設備は、火災発生時の煙の充満等を考慮して設置するとともに、消火設備の破損、誤作動又は誤操作によっても、原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に影響を与えないよう設計する。

消火設備は、消防法施行令第 11 条、第 19 条及び消防法施行規則第 20 条に基づく容量等を確保する設計とし、多重性又は多様性及び系統分離に応じた独立性を有する系統構成、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失を想定した電源の確保等を考慮した設計とする。

### 2.3 火災の影響軽減

設計基準対象施設のうち原子炉の安全停止に必要な機器等の火災の影響軽減対策は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するために、火災耐久試験によって 3 時間以上の耐火能力を有することを確認した隔壁等の設置、若しくは火災耐久試験によって 1 時間耐火能力を有することを確認した隔壁等に加え、火災感知設備及び自動消火設備を組み合わせた措置によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。

中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内は、上記に示す火災の影響軽減のための措置と同等の影響軽減対策を行う設計とする。

火災に対する原子炉の安全停止対策は、火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定した設計とする。

火災の影響軽減における系統分離対策により、原子炉施設内の火災区域又は火災区画で火災が発生し当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを火災影響評価にて確認するとともに、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

### 3. 火災防護の基本事項

島根原子力発電所第2号機では、原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画に対して火災防護対策を実施することから、本項では、火災防護対策を行う機器等を選定し、火災区域及び火災区画の設定について説明する。

### 3.1 火災防護対策を行う機器等の選定

火災防護対策を行う機器等を，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のそれぞれについて選定する。

#### (1) 設計基準対象施設

発電用原子炉施設は，火災によりその安全性を損なわないように，適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「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」のクラス1，クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，上記構築物，系統及び機器の中から原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等を抽出する。

抽出された原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等を火災防護上重要な機器等とする。

また，火災防護上重要な機器等は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき，必要な火災防護対策を講じることを「8. 火災防護計画」に定める。

#### a. 原子炉の安全停止に必要な機器等

火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないように，原子炉の状態が，運転，起動，高温停止，低温停止及び燃料交換（ただし，全燃料全取出の期間を除く。）において，発電用原子炉施設に火災が発生した場合にも，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な原子炉冷却材圧力バウンダリ機能，過剰反応度の印加防止機能，炉心形状の維持機能，原子炉の緊急停止機能，未臨界維持機能，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能，原子炉停止後の除熱機能，炉心冷却機能，工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能，安全上特に重要な関連機能，安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能，事故時のプラント状態の把握機能，制御室外からの安全停止機能を確保する必要がある。（表3-1）

#### (a) 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統

##### イ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能は，圧力バウンダリを構成する機器，配管系により達成される。

- ロ. 過剰反応度の印加防止機能  
過剰反応度の印加防止機能は、制御棒によって行われ、制御棒カップリングにより達成される。
- ハ. 炉心形状の維持機能  
炉心形状の維持機能は、炉心支持構造物及び燃料集合体（燃料を除く。）により達成される。
- ニ. 原子炉の緊急停止機能  
原子炉の緊急停止機能は、原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））により達成される。
- ホ. 未臨界維持機能  
未臨界維持機能は、原子炉停止系（制御棒による系又はほう酸水注入系）により達成される。
- ヘ. 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能  
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能は、逃がし安全弁（安全弁としての開機能）により達成される。
- ト. 原子炉停止後の除熱機能  
原子炉停止後の除熱機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）及び自動減圧系（手動逃がし機能）により達成される。
- チ. 炉心冷却機能  
炉心冷却機能は、非常用炉心冷却系（残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系）により達成される。
- リ. 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能  
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能は、安全保護系（原子炉緊急停止の安全保護回路、非常用炉心冷却系作動の安全保護回路、主蒸気隔離の安全保護回路、原子炉格納容器隔離の安全保護回路、非常用ガス処理系作動の安全保護回路）により達成される。

ヌ. 安全上特に重要な関連機能

安全上特に重要な関連機能は、非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系及び直流電源系により達成される。

ル. 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能

安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能は、逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）により達成される。

ヲ. 事故時のプラント状態の把握機能

事故時のプラント状態の把握機能は、事故時監視計器の一部により達成される。

ワ. 制御室外からの安全停止機能

制御室外からの安全停止機能は、制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）により達成される。

(b) 原子炉の安全停止に必要な機器等

火災防護対策を行う機器等を選定するために、「(a) 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統」を構成する機器等を、原子炉の安全停止に必要な機器等として抽出した。(表 3-2)

ただし、安全停止を達成する系統上の配管、手動弁、逆止弁、安全弁、タンク及び熱交換器は、ステンレス鋼及び炭素鋼等の不燃材料であり、火災による影響を受けないことから対象外とする。

b. 放射性物質の貯蔵等の機器等

発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵等の機器等を火災から防護する必要があることから、火災による影響により放射性物質が放出される可能性のある機器等を、「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」に示される放射性物質を貯蔵する機能及び放射性物質の閉じ込め機能を有する機器から抽出し、放射性物質を貯蔵する機器等とする。(表 3-3)

なお、「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」における「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」のうち、排気筒モニタについては、安全評価上その機能を期待するクラス 3 に属する構築物、系統及び機器であり、その重要度を踏まえ放射性物質を貯蔵する機器等として選定する。

## (2) 重大事故等対処施設

火災により重大事故等に対処するための機能を損なわないよう、重大事故等対処施設である常設重大事故等対処設備及び当該設備に使用するケーブルを設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。

発電用原子炉施設の重大事故等対処施設は、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火に必要な火災防護対策を講じることを「8. 火災防護計画」に定める。また、可搬型重大事故等対処設備に対する火災防護対策についても「8. 火災防護計画」に定める。

重大事故等対処施設を表 3-4 に示す。

## 3.2 火災区域及び火災区画の設定

### (1) 火災区域の設定

#### a. 屋内

建物内において、耐火壁により囲まれ他の区域と分離される区域を、「3.1 火災防護対策を行う機器等の選定」において選定する機器等の配置を系統分離も考慮して、火災区域を設定する。

建物内のうち、火災の影響軽減対策が必要な火災防護上重要な機器等が設置される火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁、天井及び床により隣接する他の区域と分離するよう設定する。

#### b. 屋外

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、「3.1 火災防護対策を行う機器等の選定」において選定する機器等の配置も考慮して、火災区域として設定する。

屋外の火災区域の設定に当たっては、火災区域外への延焼防止を考慮し、資機材管理、火気作業管理、危険物管理、可燃物管理及び巡視を行う。上記については、火災防護計画に定めて、管理する。

### (2) 火災区画の設定

火災区画は、建物内及び屋外で設定した火災区域を、系統分離の状況、壁の設置状況及び火災防護上重要な機器等と重大事故等対処施設の配置に応じて分割して設定する。

## 3.3 適用規格

適用する規格としては、既工事計画で適用実績のある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示した上で適用可能とする。

適用する規格，基準，指針等を以下に示す。

- ・ 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  
（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）
- ・ 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  
（令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号）
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈  
（平成 23 年 9 月 9 日原院第 2 号）
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準  
（令和 2 年 3 月 31 日原規規発第 20033110 号）
- ・ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド  
（令和元年 9 月 6 日原規技発第 1909069 号原子力規制委員会）
- ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則  
（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）
- ・ 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  
（令和 2 年 3 月 31 日原規規発第 200331100 号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針（平成 19 年 12 月 27 日）
- ・ 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 21 年 3 月 9 日原子力安全委員会一部改訂）
- ・ 消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号）  
消防法施行令（昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）  
消防法施行規則（昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号）
- ・ 高压ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号）  
高压ガス保安法施行令（平成 9 年 2 月 19 日政令第 20 号）
- ・ 建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）  
建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）
- ・ 平成 12 年建設省告示第 1 4 0 0 号  
（平成 16 年 9 月 29 日国土交通省告示第 1178 号による改定）
- ・ 電気設備に関する技術基準を定める省令  
（平成 9 年 3 月 27 日通商産業省令第 52 号）
- ・ 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令  
（平成 24 年 9 月 14 日経済産業省令第 70 号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針  
（平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂）
- ・ 原子力発電所の火災防護規程（J E A C 4 6 2 6 -2010）
- ・ 原子力発電所の火災防護指針（J E A G 4 6 0 7 -2010）

- ・ J I S A 4 2 0 1-1992 建築物等の避雷設備（避雷針）
- ・ J I S A 4 2 0 1-2003 建築物等の雷保護
- ・ J I S L 1 0 9 1-1999 繊維製品の燃焼性試験方法
- ・ 独立行政法人産業安全研究所技術指針 工場電気設備防爆指針（ガス蒸気防爆 2006）
- ・ 公益社団法人日本空気清浄協会 空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（J A C A N o . 1 1 A-2003）
- ・ 一般社団法人電池工業会 蓄電池室に関する設計指針（S B A G 0 6 0 3-2001）
- ・ “ F i r e D y n a m i c s T o o l s ( F D T <sup>S</sup>) : Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program, ” N U R E G - 1 8 0 5 , December 2004
- ・ I E E E S t d 3 8 3-1974 垂直トレイ燃焼試験
- ・ I E E E S t d 1 2 0 2-1991 垂直トレイ燃焼試験
- ・ I E E E S t d 3 8 4-1992
- ・ U L 1 5 8 1 ( F o u r t h E d i t i o n ) 1 0 8 0 . V W - 1 垂直燃焼試験, 2006
- ・ 発電用原子力設備規格設計・建設規格（J S M E S N C 1-2005/2007）日本機械学会
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1987）日本電気協会
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補 1984）日本電気協会
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1991 追補版）日本電気協会
- ・ 一般社団法人火力原子力発電技術協会 BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）



表 3-1 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- (2) 制御棒カップリング
- (3) 炉心支持構造物
- (4) 燃料集合体（燃料を除く。）
- (5) 原子炉停止系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））
- (6) ほう酸水注入系
- (7) 逃がし安全弁
- (8) 自動減圧系
- (9) 残留熱除去系
- (10) 原子炉隔離時冷却系
- (11) 高圧炉心スプレイ系
- (12) 低圧炉心スプレイ系
- (13) 非常用ディーゼル発電設備（燃料移送系を含む。）
- (14) 非常用交流電源系
- (15) 直流電源系
- (16) 原子炉補機冷却系
- (17) 原子炉補機海水系
- (18) 高圧炉心スプレイ補機冷却系
- (19) 高圧炉心スプレイ補機海水系
- (20) 非常用換気空調系
- (21) 中央制御室空調換気系
- (22) 制御室外原子炉停止装置
- (23) 計測制御系（事故時監視計器の一部を含む。）
- (24) 安全保護系

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (1/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
原子炉冷却材圧力バウンダリ	MV213-3	CUW 入口内側隔離弁		
	MV213-4	CUW 入口外側隔離弁		
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	SV202-5C, F, L	SR 弁逃がし弁機能用電磁弁		
	SV202-7B, D, E, G, K, M	SR 弁 ADS (A)機能用電磁弁		
	SV202-6B, D, E, G, K, M	SR 弁 ADS (B)機能用電磁弁		
原子炉停止後の除熱	HV221-1	タービン蒸気加減弁		
	M221-1	原子炉隔離時冷却系タービン		
	MV221-1	RCIC ポンプ CST 水入口弁		
	MV221-2	RCIC 注水弁		
	MV221-22	RCIC タービン蒸気入口弁		
	MV221-34	RCIC HPAC タービン蒸気入口弁		
	MV221-3	RCIC ポンプトーラス水入口弁		
	MV221-7	RCIC 復水器冷却水入口弁		
	P221-1	原子炉隔離時冷却ポンプ		
	MV221-6	RCIC ポンプミニマムフロー弁		
	MV221-10	RCIC 真空ポンプ出口弁		
	MV221-20	RCIC 蒸気内側隔離弁		
	MV221-21	RCIC 蒸気外側隔離弁		
	MV221-51	RCIC 主塞止弁		
	H221-1	RCIC タービン油冷却器		
	P221-2	RCIC タービン油ポンプ		
	—	主油タンク		
	P221-3	RCIC タービン真空ポンプ		
P221-4	RCIC タービン復水ポンプ			
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	MV224-1	HPCS ポンプ CST 水入口弁		
	MV224-2	HPCS ポンプトーラス水入口弁		
	P224-1	高圧炉心スプレイポンプ		
	MV224-7	HPCS ポンプトーラス側ミニマムフロー弁		
	MV224-3	HPCS 注水弁		
	MV222-17A	A-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1A	A-RHR ポンプトーラス水入口弁		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (2/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	MV222-11A	A-RHR ポンプ炉水戻り弁		
	MV222-8A	A-RHR ポンプ炉水入口弁		
	P222-1A	A-残留熱除去ポンプ		
	MV222-15A	A-RHR テスト弁		
	MV222-5A	A-RHR 注水弁		
	MV222-22A	A-RHR 熱交水室入口弁		
	MV222-2A	A-RHR 熱交バイパス弁		
	MV222-17B	B-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1B	B-RHR ポンプトーラス水入口弁		
	MV222-11B	B-RHR ポンプ炉水戻り弁		
	MV222-8B	B-RHR ポンプ炉水入口弁		
	P222-1B	B-残留熱除去ポンプ		
	MV222-15B	B-RHR テスト弁		
	MV222-5B	B-RHR 注水弁		
	MV222-22B	B-RHR 熱交水室入口弁		
	MV222-2B	B-RHR 熱交バイパス弁		
	MV222-6	RHR 炉水入口内側隔離弁		
	MV222-7	RHR 炉水入口外側隔離弁		
炉心冷却	MV222-15C	C-RHR テスト弁		
	MV222-5C	C-RHR 注水弁		
	MV222-17C	C-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1C	C-RHR ポンプトーラス水入口弁		
	P222-1C	C-残留熱除去ポンプ		
	MV223-1	LPCS ポンプ入口弁		
	MV223-2	LPCS 注水弁		
	P223-1	低圧炉心スプレイポンプ		
	MV223-3	LPCS テスト弁		
	MV223-4	LPCS ポンプミニマムフロー弁		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (3/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (原子炉補機冷却系)	MV214-12A	RCW A1-DG 冷却水出口弁		
	MV214-13A	RCW A2-DG 冷却水出口弁		
	MV214-12B	RCW B1-DG 冷却水出口弁		
	MV214-13B	RCW B2-DG 冷却水出口弁		
	P214-1A	A-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1B	B-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1C	C-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1D	D-原子炉補機冷却水ポンプ		
	MV214-7A	RCW A-RHR 熱交冷却水出口弁		
	MV214-7B	RCW B-RHR 熱交冷却水出口弁		
	CV214-1A, B	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁		
サポート系 (原子炉補機海水系)	MV215-2A	A-RCW 熱交海水出口弁		
	MV215-2B	B-RCW 熱交海水出口弁		
	MV215-1A	A-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1B	B-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1C	C-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1D	D-RSW ポンプ出口弁		
	P215-1A	A-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1B	B-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1C	C-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1D	D-原子炉補機海水ポンプ		
サポート系 (高圧炉心スプレイ補機冷却系)	P218-1	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		
サポート系 (高圧炉心スプレイ補機海水系)	MV219-1	HPSW ポンプ出口弁		
	P219-1	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ		
サポート系 (非常用空調換気系)	H261-2	HPCS ポンプ室冷却機		
	H261-3	LPCS ポンプ室冷却機		
	H261-4A	A-RHR ポンプ室冷却機		
	H261-4B	B-RHR ポンプ室冷却機		
	H261-4C	C-RHR ポンプ室冷却機		
	H268-4A	A-RCW ポンプ室・熱交換器室冷却機		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(4/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (中央制御室空調換気系)	H264-1A	A-中央制御室冷凍機		
	H264-1B	B-中央制御室冷凍機		
	M264-1A	A-中央制御室送風機		
	M264-1B	B-中央制御室送風機		
	P264-1A	A-中央制御室冷水循環ポンプ		
	P264-1B	B-中央制御室冷水循環ポンプ		
	M264-2A	A-中央制御室非常用再循環送風機		
	M264-2B	B-中央制御室非常用再循環送風機		
	SV264-1A, B	中央制御室再循環風量調節ダンパ用電磁弁		
	SV264-2A, B	ケーブル処理室排気切替ダンパ用電磁弁		
	SV264-3A, B	中央制御室再循環空気排気切替ダンパ用電磁弁		
	AV264-5	中央制御室排気内側隔離弁		
	AV264-6	中央制御室排気外側隔離弁		
	CV264-17	中央制御室給気外側隔離弁		
	CV264-18	中央制御室給気内側隔離弁		
	AV264-7A	A-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
	AV264-7B	B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
	CV264-1A	中央制御室温度調節弁		
	CV264-1B	中央制御室温度調節弁		
	AD264-1	制御室再循環風量切替ダンパ		
AD264-2	ケーブル処理室排気切替ダンパ			
AD264-3	制御室再循環空気排気切替ダンパ			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (5/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (非常用空調換気系)	M268-1	A-非常用 DG 室送風機		
	M268-2	B-非常用 DG 室送風機		
	M268-3	HPCS-DG 室送風機		
	M268-8A	A-HPCS 電気室送風機		
	M268-8B	B-HPCS 電気室送風機		
	M268-4A	A-非常用電気室 A 送風機		
	M268-4B	A-非常用電気室 B 送風機		
	M268-6A	B-非常用電気室 A 送風機		
	M268-6B	B-非常用電気室 B 送風機		
	M268-5A	A-非常用電気室 A 排風機		
	M268-5B	A-非常用電気室 B 排風機		
	M268-7A	B-非常用電気室 A 排風機		
	M268-7B	B-非常用電気室 B 排風機		
	M268-9A	A-HPCS 電気室排風機		
	M268-9B	B-HPCS 電気室排風機		
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	AV280-300A-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300A-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1A	A-潤滑油冷却器		
	M280-1A	A-非常用ディーゼル機関		
	M280-3A	A-非常用ディーゼル発電機		
	PSV280-300A-1	第 1 停止電磁弁		
	PSV280-300A-2	第 2 停止電磁弁		
	SV280-300A-1	始動電磁弁 (L 側)		
	SV280-300A-2	始動電磁弁 (R 側)		
	SV280-301A-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L 側)		
	SV280-301A-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R 側)		
	T280-5A	A-シリンダ油タンク		
	AV280-300B-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300B-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1B	B-潤滑油冷却器		
	M280-1B	B-非常用ディーゼル機関		
	M280-3B	B-非常用ディーゼル発電機		
	PSV280-300B-1	第 1 停止電磁弁		
	PSV280-300B-2	第 2 停止電磁弁		
	SV280-300B-1	始動電磁弁 (L 側)		
SV280-300B-2	始動電磁弁 (R 側)			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (6/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	SV280-301B-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L側)		
	SV280-301B-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R側)		
	T280-5B	B-シリンダ油タンク		
	AV280-300H-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300H-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1H	高圧炉心スプレイ系潤滑油冷却器		
	M280-1H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関		
	M280-3H	HPCS-ディーゼル発電機		
	PSV280-300H-1	第1停止電磁弁		
	PSV280-300H-2	第2停止電磁弁		
	SV280-300H-1	始動電磁弁(L側)		
	SV280-300H-2	始動電磁弁(R側)		
	SV280-301H-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L側)		
	SV280-301H-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R側)		
	T280-5H	高圧炉心スプレイ系シリンダ油タンク		
	T280-3A	A-ディーゼル燃料デイトンク		
	T280-3B	B-ディーゼル燃料デイトンク		
	T280-3H	高圧炉心スプレイ系燃料デイトンク		
	D280-4A-1	A1-潤滑油フィルタ		
	D280-4A-2	A2-潤滑油フィルタ		
	D280-4B-1	B1-潤滑油フィルタ		
	D280-4B-2	B2-潤滑油フィルタ		
	D280-4H-1	高圧炉心スプレイ系 1 潤滑油 フィルタ		
	D280-4H-2	高圧炉心スプレイ系 2 潤滑油 フィルタ		
	D280-6A-1	A-給気消音器フィルタ		
	D280-6A-2	A-給気消音器フィルタ		
	D280-6B-1	B-給気消音器フィルタ		
	D280-6B-2	B-給気消音器フィルタ		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (7/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	D280-6H-1	HPCS-給気消音器フィルタ		
	D280-6H-2	HPCS-給気消音器フィルタ		
	P280-1A	A-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	P280-1B	B-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	P280-1H	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	T280-1A	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-1A-2	A2-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-1	B1-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-2	B2-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-3	B3-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-1H	HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-4A	A-潤滑油サンプタンク		
	T280-4B	B-潤滑油サンプタンク		
	T280-4H	高圧炉心スプレイ系潤滑油サンプタンク		
サポート系 (非常用交流電源系)	2HPCS-M/C	2HPCS-メタクラ		
	2C-M/C	2C-メタクラ		
	2D-M/C	2D-メタクラ		
	VCB 52/2C-M	遮断器:2C-M/C-2B		
	VCB 52/2D-M	遮断器:2D-M/C-2B		
	VCB 52/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-2B		
	VCB 52DG/2C-M	遮断器:2C-M/C-8B		
	VCB 52DG/2D-M	遮断器:2D-M/C-8B		
	VCB 52DG/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-4B		
	VCB 52PT/2C-M	遮断器:2C-M/C-8A		
	VCB 52PT/2D-M	遮断器:2D-M/C-8A		
	VCB 52PT/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-3A		
	2C-L/C	2C-ロードセンタ		
	2D-L/C	2D-ロードセンタ		
	ACB 52P/2C-L-3B	2C-L/C-3B		
	ACB 52P/2D-L-3B	2D-L/C-3B		
	ACB 52B/2C-L-9C	2C-L/C-9C		
	ACB 52B/2D-L-8C	2D-L/C-8C		
	2C1-R/B-C/C	2C1-R/B コントロールセンタ		
	2C2-R/B-C/C	2C2-R/B コントロールセンタ		
2C3-R/B-C/C	2C3-R/B コントロールセンタ			



表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (8/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (非常用交流電源系)	2D1-R/B-C/C	2D1-R/B コントロールセンタ		
	2D2-R/B-C/C	2D2-R/B コントロールセンタ		
	2D3-R/B-C/C	2D3-R/B コントロールセンタ		
	2S-R/B-C/C	2S-R/B コントロールセンタ		
	2HPCS-C/C	2HPCS コントロールセンタ		
	2A-INST-C/C	2A-計装コントロールセンタ		
	2B-INST-C/C	2B-計装コントロールセンタ		
	2A-DG-C/C	2A-DG コントロールセンタ		
	2B-DG-C/C	2B-DG コントロールセンタ		
	2-961A5	無停電交流電源 A-中央分電盤 (非常用)		
	2-961A6	一般計装電源 A-中央分電盤 (非常用)		
	2-961B5	無停電交流電源 B-中央分電盤 (非常用)		
	2-961B6	一般計装電源 B-中央分電盤 (非常用)		
	2-961H	HPCS-中央分電盤		
	2-2260A	A-計装分電盤		
	2-2260B	B-計装分電盤		
	2-2260C	一般計装分電盤		
	2-2261A	A-計装用無停電交流電源装置		
	2-2261B	B-計装用無停電交流電源装置		
	2-2263A	A-原子炉中性子計装用分電盤		
	2-2263B	B-原子炉中性子計装用分電盤		
	E/T212-1	制御棒駆動系電源		
	E/T213-1	原子炉浄化系電源		
	E/T224-1	高压炉心スプレイ系電源		
	E/T292-1	中央制御室外原子炉停止系		
	E/T298-1A	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1B	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1C	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1D	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-2A	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-2B	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-3A	原子炉压力容器系電源		
E/T298-3B	原子炉压力容器系電源			
E/T298-4A	原子炉压力容器系電源			
E/T298-4B	原子炉压力容器系電源			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (9/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (直流電源系)	2RCIC-C/C	2-RCIC-直流コントロールセンタ		
	—	A-115V 系蓄電池		
	—	B-115V 系蓄電池		
	—	A-原子炉中性子計装用蓄電池		
	—	B-原子炉中性子計装用蓄電池		
	—	230V 系蓄電池 (RCIC)		
	—	高压炉心スプレイ系蓄電池		
	2-961A1	A-中央分電盤		
	2-961A3	DC115V 系 A-中央分電盤 (常用)		
	2-961A4	DC115V 系 A-中央分電盤 (非常用)		
	2-961B4	DC115V 系 B-中央分電盤 (非常用)		
	2-2265A	A-115V 系直流盤		
	2-2265B	B-115V 系直流盤		
	2-2265D-1	230V 系直流盤 (RCIC)		
	2-2265H	高压炉心スプレイ系直流盤		
	2-2267A	A-115V 系充電器盤		
	2-2267B	B-115V 系充電器盤		
	2-2267E	230V 系充電器盤 (RCIC)		
	2-2267H	高压炉心スプレイ系充電器盤		
	2-2268A	A-原子炉中性子計装用充電器盤		
2-2268B	B-原子炉中性子計装用充電器盤			
サポート系 (制御系)	2-2207A	A-SRM/IRM 駆動装置盤		
	2-2207B	B-SRM/IRM 駆動装置盤		
	2-2208A	A-SRM/IRM 前置増幅器盤		
	2-2208D	D-SRM/IRM 前置増幅器盤		
	2-922	RCIC 継電器盤		
	2-924B1	B1-原子炉保護トリップ設定器盤		
	2-924B2	B2-原子炉保護トリップ設定器盤		
	2-970A	A-自動減圧継電器盤		
	2-970B	B-自動減圧継電器盤		
	2-971A	A-原子炉補助継電器盤		
	2-971B	B-原子炉補助継電器盤		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(10/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2-972A	A-SGT・FCS・MSLC 継電器盤		
	2-972B	B-SGT・FCS・MSLC 継電器盤		
	2-921A	HPCS トリップ設定器盤		
	2-921	HPCS 継電器盤		
	2-920A	A-RHR・LPCS 継電器盤		
	2-920B	B・C-RHR 継電器盤		
	2-976A	S I-工学的安全施設トリップ 設定器盤		
	2-976B	S II-工学的安全施設トリップ 設定器盤		
	2-923A	A-格納容器隔離継電器盤		
	2-923B	B-格納容器隔離継電器盤		
	2-924A1	A1-原子炉保護トリップ設定器 盤		
	2-924A2	A2-原子炉保護トリップ設定器 盤		
	2-934A	A-原子炉プロセス計測盤		
	2-934B	B-原子炉プロセス計測盤		
	2-941	タービンプロセス計測盤		
	2-929-1	空調換気制御盤		
	2-977	計装弁隔離計装盤		
	2-910A	A-起動領域モニタ盤		
	2-910B	B-起動領域モニタ盤		
	2-909	安全設備補助制御盤		
	2-975A	A-配管周囲温度トリップ設定 器盤		
	2-975B	B-配管周囲温度トリップ設定 器盤		
	2-904-1	原子炉補機制御盤		
	2-904-2	原子炉補機制御盤		
	2-905	原子炉制御盤		
	2-903	安全設備制御盤		
	2-930	燃料プール冷却制御盤		
	2-908	所内電気盤		
	2-974	AM 設備制御盤		
	2-945	電力積算計盤		
	2-961G1	A-直流地絡検出装置盤		
	2-961G2	B-直流地絡検出装置盤		
2-946A	A-電気保護継電器盤			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(11/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2-965-1	共通盤		
	2-965-2	共通盤		
	2-2220A1	制御盤		
	2-2220A2	自動電圧調整器盤		
	2-2220A3	整流器盤		
	2-2220A4	リアクトル盤		
	2-2220A5	整流器用変圧器盤		
	2-2220A6	飽和変流器盤		
	2-2220A7	中性点接地装置盤		
	2-2220B1	制御盤		
	2-2220B2	自動電圧調整器盤		
	2-2220B3	整流器盤		
	2-2220B4	リアクトル盤		
	2-2220B5	整流器用変圧器盤		
	2-2220B6	飽和変流器盤		
	2-2220B7	中性点接地装置盤		
	2-2220H1	制御盤		
	2-2220H2	自動電圧調整器盤		
	2-2220H3	整流器盤		
	2-2220H4	リアクトル盤		
	2-2220H5	整流器用変圧器盤		
	2-2220H6	飽和変流器盤		
	2-2220H7	中性点接地装置盤		
	2-2352	I-取水槽水位保安器収納箱		
	2-2353	II-取水槽水位保安器収納箱		
	2-2360	RCIC タービン制御盤		
	2-2211-22	2C-メタクラ保護継電器盤		
	2-2256A	A-中央制御室冷凍機制御盤		
	2-2256B	B-中央制御室冷凍機制御盤		
	2-2216A	A-非常用電気室空調換気継電器盤		
	2-2216B	B-非常用電気室空調換気継電器盤		
	2-2216H	HPCS 電気室空調換気継電器盤		
	2YIB-15A	取水槽水位計発信器収納箱		
2YIB-15B	取水槽水位計発信器収納箱			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(12/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2RCB-80A	A-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2RCB-80B	B-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2RCB-80H	HPCS-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2-2215-1	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	2-2215-2	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	2-914	プロセス放射線モニタ盤		
	2-973A-1	A-格納容器 H2/O2 濃度計盤		
	2-973A-2	A-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤		
	2-973B-1	B-格納容器 H2/O2 濃度計盤		
	2-973B-2	B-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤		
プロセス監視	PX222-4A	A-RHR ポンプ出口圧力		
	PX222-4B	B-RHR ポンプ出口圧力		
	PX222-4C	C-RHR ポンプ出口圧力		
	dPS222-3A	A-RHR 配管差圧高		
	dPX222-3A	RHR ポンプ入口配管差圧		
	dPS222-3B	B-RHR 配管差圧高		
	dPX222-3B	RHR ポンプ入口配管差圧		
	TE222-3A-1~6	A-RHR ポンプ室周囲温度		
	TE222-4A-1~6	A-RHR 熱交室周囲温度		
	TS222-3A-1~6	A-RHR ポンプ室周囲温度高高		
	TS222-4A-1~6	A-RHR 熱交室周囲温度高高		
	TE222-3B-1~6	B-RHR ポンプ室周囲温度		
	TE222-4B-1~6	B-RHR 熱交室周囲温度		
	TS222-3B-1~6	B-RHR ポンプ室周囲温度高高		
	TS222-4B-1~6	B-RHR 熱交室周囲温度高高		
	PX298-6A	原子炉圧力		
	PX298-6B	原子炉圧力		
	PS298-6A	原子炉圧力停止時冷却範囲		
	PS298-6B	原子炉圧力停止時冷却範囲		
	NE294-21, 24	SRM 検出器		
D294-2-21, 24	SRM 駆動機構(モータモジュール)			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(13/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	NY294-21C, 24C	対数係数率指示計		
	LX217-1A	トーラス水位		
	LX217-1B	トーラス水位		
	FX221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PX221-9	RCIC ポンプ出口圧力		
	FS221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	FX221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	PS221-5	RCIC ポンプ入口圧力		
	PS221-9	RCIC ポンプ出口圧力		
	FI/O221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	FI/O221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	FYC221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PoE221-202A	A-RCIC 蒸気加減弁開度		
	PoE221-202B	B-RCIC 蒸気加減弁開度		
	dPX221-1A	RCIC 蒸気管差圧		
	dPX221-1B	RCIC 蒸気管差圧		
	dPS221-1A, B	RCIC 蒸気管差圧高		
	PX221-1A, C	RCIC 蒸気管圧力		
	PX221-1B, D	RCIC 蒸気管圧力		
	PS221-1A~D	RCIC 蒸気管圧力低		
	PS221-3A, B	RCIC タービン排気圧力		
	PS221-4A~D	RCIC 排気ラプチャデスク間圧力		
	TE221-2-1~6	RCIC 機器室周囲温度		
	TS221-2-1~6	RCIC 機器室周囲温度高高		
	FX224-2	HPCS ポンプ出口流量		
	FS224-2-1	HPCS ポンプ出口流量高		
	FS224-2-2	HPCS ポンプ出口流量低		
	LS224-2A	トーラス水位		
	LS224-2B	トーラス水位		
	LX293-1A~D	原子炉水位		
	LS293-1A~D	原子炉水位低低 L3		
	LX298-1A~D	原子炉水位		
	LX298-7A~C	原子炉水位		
	LS298-7A~C	原子炉水位高高 L8		
	LS298-1A~D-1	原子炉水位低低 L1		
	LS298-1A~D-3	原子炉水位低低 L2		
	PS298-1A~C	原子炉圧力		
	PS298-2A~C	原子炉圧力		
	PS298-3A~C	原子炉圧力		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(14/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	P/LR298-3A, B	原子炉圧力・水位		
	PS298-4A~C	原子炉圧力		
	PI/0298-5B-1	原子炉圧力		
	LX298-4A~D	原子炉水位		
	LS298-4A~D	原子炉水位低低 L1 H		
	LX298-6A~C	原子炉水位		
	LS298-6A~C	原子炉水位高高 L8		
	FX222-2A	A-RHR ポンプ出口流量		
	FX222-2B	B-RHR ポンプ出口流量		
	FX222-2C	C-RHR ポンプ出口流量		
	FS222-2A-1	A-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2A-2	A-RHR ポンプ出口流量低		
	FS222-2B-1	B-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2B-2	B-RHR ポンプ出口流量低		
	FS222-2C-1	C-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2C-2	C-RHR ポンプ出口流量低		
	dPX223-1	LPCS 注水弁差圧		
	dPS223-1	LPCS 注水弁差圧低		
	FX223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FI/0223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FY223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FX223-2	LPCS ポンプ出口流量		
	FS223-2-1	LPCS ポンプ出口流量高		
	FS223-2-2	LPCS ポンプ出口流量低		
	PX217-7A, C	ドライウエル圧力		
	PX217-7B, D	ドライウエル圧力		
	PS217-7A~D-1	ドライウエル圧力高高		
	PS217-7A~D-2	ドライウエル圧力高高		
	PX217-8A, C	ドライウエル圧力		
	PX217-8B, D	ドライウエル圧力		
	PS217-8A~D	ドライウエル圧力高高		
	LX298-2A	原子炉水位		
	LX298-2B	原子炉水位		
	LS298-1A~D -2	原子炉水位低低 L1		
	LS298-2A	原子炉水位低低 L3		
	LS298-2B	原子炉水位低低 L3		
	LS214-1A-1~3	A-RCW サージタンク水位		
	LS214-1B-1~3	B-RCW サージタンク水位		
	LS214-2A-1~3	A-RCW サージタンク水位		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(15/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	LS214-2B-1~3	B-RCW サージタンク水位		
	PS214-1A-1	A-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1B-1	B-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1C-1	C-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1D-1	D-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1A-2	A-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1B-2	B-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1C-2	C-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1D-2	D-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-101A	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-101B	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-102A	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-102B	機関入口 2 次水圧力		
	E/P214-1A	A-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	E/P214-1B	B-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PS215-1A, C	A, C -RSW ポンプ出口圧力		
	PS215-1B, D	B, D -RSW ポンプ出口圧力		
	LX215-3A	I-取水槽水位		
	LX215-3B	II-取水槽水位		
	LS215-3A	I-取水槽水位		
	LS215-3B	II-取水槽水位		
	LI/0215-3A	I-取水槽水位		
	LI/0215-3B	II-取水槽水位		
	LS218-3	HPCW サージタンク水位		
	PS218-101	機関入口 2 次水圧力		
	PS218-102	機関入口 2 次水圧力		
	PX264-3A	A-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PX264-3B	B-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PYC264-3A	凝縮器圧力		
	PYC264-3B	凝縮器圧力		
	E/P264-1A	A-制御室湿度		
	E/P264-1B	B-制御室湿度		
	MYCS264-1A	A-制御室湿度		
MYCS264-1B	B-制御室湿度			



表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(16/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	TME264-1A	A-制御室湿度		
	TME264-1B	B-制御室湿度		
	TYCS264-1A	A-制御室温度		
	TYCS264-1B	B-制御室温度		
	PoS280-352A	A-リミットスイッチ(燃料ハンド ドル位置検出用)		
	PoS280-352B	B-リミットスイッチ(燃料ハンド ドル位置検出用)		
	PoS280-352H	HPCS-リミットスイッチ(燃料 ハンドドル位置検出用)		
	PoS280-354A	A-リミットスイッチ(機械式過 速度装置用)		
	PoS280-354B	B-リミットスイッチ(機械式過 速度装置用)		
	PoS280-354H	HPCS-リミットスイッチ(機械 式過速度装置用)		
	LS280-151A	燃料デイトank液位		
	LIS280-151A	燃料デイトank液位		
	LS280-151B	燃料デイトank液位		
	LIS280-151B	燃料デイトank液位		
	LS280-151H	燃料デイトank液位		
	LIS280-151H	燃料デイトank液位		
	NrS280-351A-1	発電機速度		
	NrS280-351A-2	発電機速度		
	NrS280-351B-1	発電機速度		
	NrS280-351B-2	発電機速度		
	NrS280-351H-1	発電機速度		
	NrS280-351H-2	発電機速度		
	NrE280-351A-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	NrE280-351B-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	NrE280-351H-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	Nr/V280-351A-1	発電機速度		
	Nr/V280-351B-1	発電機速度		
	Nr/V280-351H-1	発電機速度		
	NrE221-201A	RCICタービン回転速度-A		
	NrE221-201B	RCICタービン回転速度-B		
	NrE221-201C	RCICタービン回転速度-C		
	PS280-1A	機関入口1次水圧力		
	PS280-2A	機関入口1次水圧力		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(17/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	PS280-202A	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203A	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-1B	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-2B	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-202B	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203B	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-1H	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-2H	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-202H	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203H	機関入口潤滑油圧力		
	PX217-2A	ドライウエル圧力		
	PX217-2B	ドライウエル圧力		
	L/PRS217-1A	トーラス水位・格納容器圧力		
	L/PRS217-1B	トーラス水位・格納容器圧力		
	PI/0217-2A	ドライウエル圧力		
	PI/0217-2B	ドライウエル圧力		
	LX221-101	RCIC タービン真空タンク水位		
	LI/0221-101	RCIC 真空タンク水位		
	LS221-101-1	RCIC 真空タンク水位		
	TE222-5A-1~6	トーラス水温度		
	TE222-5B-1~6	トーラス水温度		
	TRS222-5A, B	トーラス水温度		
	PY222-4A	A-RHR ポンプ出口圧力		
	PY222-4B	B-RHR ポンプ出口圧力		
	PY222-4C	C-RHR ポンプ出口圧力		
	FX224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	PX298-5B	原子炉圧力		
	LX298-11A	原子炉水位(広域帯水位計)		
	LX298-11B	原子炉水位(広域帯水位計)		
	LX298-12A	原子炉水位(燃料域水位計)		
	LX298-12B	原子炉水位(燃料域水位計)		
	PX298-5A	原子炉圧力		
	FY224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	FI/0224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	AMP294-21, 24	中性子源領域計測装置(前置増幅器)		
	NXS294-21, 24	SRM ユニット(ch21, 24)		
	FYC292-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PY292-2	原子炉圧力		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(18/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	LY292-1	トーラス水位		
	LY292-2	原子炉水位		
	PY292-1	ドライウエル圧力		
	TY292-2	トーラス水温度		
	TY292-3	トーラス水温度		
	TI/0292-2	トーラス水温度		
	TI/0292-3	トーラス水温度		
	PS229-116A, B	ドライウエル圧力		
	D229-104A	除湿器		
	D229-104B	除湿器		
	P229-100A	事故時用サンプル昇圧ポンプ		
	P229-100B	事故時用サンプル昇圧ポンプ		
	P229-104A	事故時用サンプルポンプ		
	P229-104B	事故時用サンプルポンプ		
	AV229-100A	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-100B	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-101A	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-101B	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-102A	除湿器出口ドレン弁		
	AV229-102B	除湿器出口ドレン弁		
	AV229-103A	ドレン計量管ドレン出口弁		
	AV229-103B	ドレン計量管ドレン出口弁		
	AV229-115B	ドライウエルサンプリングライン入口弁		
	MV229-100A	A-CAMS ドライウエルサンプリング隔離弁		
	MV229-100B	B-CAMS ドライウエルサンプリング隔離弁		
	MV229-101A	A-CAMS トーラスサンプリング隔離弁		
	MV229-101B	B-CAMS トーラスサンプリング隔離弁		
	MV229-102A	A-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁		
	MV229-102B	B-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(19/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	MV229-103A	A-CAMS サンプルングドレン戻り隔離弁		
	MV229-103B	B-CAMS サンプルングドレン戻り隔離弁		
	PSV229-100A	ドライウェルサンプル入口弁		
	PSV229-100B	ドライウェルサンプル入口弁		
	PSV229-102A	事故時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-102B	事故時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-107A	ドレン計量管ドレン均圧弁		
	PSV229-107B	ドレン計量管ドレン均圧弁		
	PSV229-108A	ドレン計量管パージ入口弁		
	PSV229-108B	ドレン計量管パージ入口弁		
	PSV229-120B	DBA サンプルング弁		
	PSV229-121B	SA サンプルング弁		
	PSV229-130A	サンプルバイパス弁		
	PSV229-130B	サンプルバイパス弁		
	PSV229-131A	事故時用サンプルポンプ出口弁		
	PSV229-131B	事故時用サンプルポンプ出口弁		
	PSV229-132A	事故時用サンプルポンプバイパス弁		
	PSV229-132B	事故時用サンプルポンプバイパス弁		
	PSV229-135B	DBA 背圧弁出口弁		
	PSV229-136B	SA 背圧弁出口弁		
	SV229-100A	AV229-100A 用電磁弁		
	SV229-100B	AV229-100B 用電磁弁		
	SV229-101A	AV229-101A 用電磁弁		
	SV229-101B	AV229-101B 用電磁弁		
	SV229-102A	AV229-102A 用電磁弁		
	SV229-102B	AV229-102B 用電磁弁		
	SV229-103A	AV229-103A 用電磁弁		
	SV229-103B	AV229-103B 用電磁弁		
SV229-115B	AV229-115B 用電磁弁			

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(20/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	H2AM229-101A	H2 濃度		
	H2AM229-101B	H2 濃度		
	H2E229-101A	H2 濃度		
	H2E229-101B	H2 濃度		
	H2I/0229-101A, B	H2 濃度		
	H2YX229-101A, B	H2 濃度		
	LI/0229-101A, B	ドレン計量管水位		
	LX229-101A	ドレン計量管水位		
	LX229-101B	ドレン計量管水位		
	LS229-101A, B-1	ドレン計量管水位		
	PIS229-101A	サンプル昇圧ポンプ入口圧力		
	PIS229-101B	サンプル昇圧ポンプ入口圧力		
	TS229-101B	除湿器出口温度		
	ZR229-101A	H2/O2 濃度		
	ZR229-101B	H2/O2 濃度		
	PSV229-125	PASS サンプリング連絡弁		
	PSV278-3400	PCV 雰囲気サンプリング入口第1止弁 (PASS)		
	PSV278-3401	PCV 雰囲気サンプリング戻り第1止弁 (PASS)		
	PSV278-3402	PCV 雰囲気サンプリング戻り第2止弁 (PASS)		
	PSV278-3403	PCV 雰囲気サンプリング入口第2止弁 (PASS)		
	PSV229-106A	通常時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-106B	通常時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-134A	通常時用サンプルポンプ出口弁		
	PSV229-134B	通常時用サンプルポンプ出口弁		
	AMP295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル)		
	AMP295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル)		

表 3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等(21/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	AMP295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	AMP295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	RYM295-25A, B	格納容器雰囲気モニタ 対数線量当量率計モジュール (ドライウエル)		
	RYM295-26A, B	格納容器雰囲気モニタ 対数線量当量率計モジュール (トールラス)		
	RE295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ドラ イウエル)		
	RE295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ドラ イウエル)		
	RE295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	RE295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		

表 3-3 放射性物質の貯蔵等の機器等

機能	系統	機器名称	火災区域
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	気体廃棄物処理系	排気筒モニタ	YD-28 YD-29
		プロセス放射線モニタ	CB-4F-1
放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	非常用ガス処理系	空気作動弁，電動弁，排気ファン，フィルタ装置	RX-ALL

表 3-4 重大事故等対処施設(1/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
AM設備制御盤		
B-原子炉圧力容器計器ラック		
D-原子炉圧力容器計器ラック		
原子炉圧力(ATWS用)		
SI-工学的安全施設トリップ設定器盤		
SII-工学的安全施設トリップ設定器盤		
A-再循環MG開閉器盤		
B-再循環MG開閉器盤		
A-ほう酸水注入ポンプ		
B-ほう酸水注入ポンプ		
A-ほう酸水注入ポンプオイルポンプ		
B-ほう酸水注入ポンプオイルポンプ		
A-SLCタンク出口弁		
B-SLCタンク出口弁		
A-SLC注入弁		
B-SLC注入弁		
原子炉補機制御盤		
A-自動減圧継電器盤		
B-自動減圧継電器盤		
高圧原子炉代替注水ポンプ		
RCIC HPACタービン蒸気入口弁		
蒸気内側隔離弁		
蒸気外側隔離弁		
タービン排気隔離弁		
HPAC注水弁		
C-RHRポンプトラス水入口弁		
原子炉隔離時冷却ポンプ		
タービン蒸気入口弁		
タービン蒸気加減弁		
RCIC主塞止弁		
注水弁		

S2 補 VI-1-1-8 R0



表 3-4 重大事故等対処施設 (2/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
ポンプトーラス水入口弁		
高圧炉心スプレイポンプ		
HPCS ポンプトーラス水入口弁		
HPCS 注水弁		
A-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
B-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
C-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
D-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
E-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
F-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
G-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
H-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
J-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
K-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
L-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
M-主蒸気系逃がし安全弁逃がし弁機能用		
B-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
D-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
E-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
G-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
K-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
M-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用		
原子炉水位 (L1) (L2)		
2号緊急用メタクラ		
2C-メタクラ切替盤		
2D-メタクラ切替盤		
B1-115V系充電器盤 (SA)		
SA対策設備用分電盤 (1)		
B-115V系直流盤 (SA)		
2SA1-コントロールセンタ		
2SA-ロードセンタ		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(3/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
SRV 用電源切替盤		
A-N2 ガスポンベ出口弁		
B-N2 ガスポンベ出口弁		
A-ADS 外側 N2 隔離弁		
B-ADS 外側 N2 隔離弁		
A-逃がし弁 N2 入口弁		
B-逃がし弁 N2 入口弁		
逃がし弁 N2 供給弁		
C-RHR 注水弁		
LPCS 注水弁		
A-低圧原子炉代替注水ポンプ		
B-低圧原子炉代替注水ポンプ		
低圧原子炉代替注水設備非常用送風機		
FLSR 注水隔離弁		
A-RHR 注水弁		
B-RHR 注水弁		
低圧炉心スプレイポンプ		
LPCS ポンプ入口弁		
A-残留熱除去ポンプ		
B-残留熱除去ポンプ		
C-残留熱除去ポンプ		
A-RHR ポンプトラス水入口弁		
B-RHR ポンプトラス水入口弁		
A-RHR 熱交水室入口弁		
B-RHR 熱交水室入口弁		
A-RHR 熱交バイパス弁		
B-RHR 熱交バイパス弁		
A-RHR ポンプ炉水戻り弁		
B-RHR ポンプ炉水戻り弁		
RHR 炉水入口内側隔離弁		
RHR 炉水入口外側隔離弁		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(4/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
A-RHR ポンプ炉水入口弁		
B-RHR ポンプ炉水入口弁		
A-原子炉補機冷却水ポンプ		
C-原子炉補機冷却水ポンプ		
B-原子炉補機冷却水ポンプ		
D-原子炉補機冷却水ポンプ		
B-原子炉補機海水ポンプ		
D-原子炉補機海水ポンプ		
A-原子炉補機海水ポンプ		
C-原子炉補機海水ポンプ		
A-RSW ポンプ出口弁		
B-RSW ポンプ出口弁		
C-RSW ポンプ出口弁		
D-RSW ポンプ出口弁		
A-RCW 熱交海水出口弁		
B-RCW 熱交海水出口弁		
A-RHR 熱交冷却水出口弁		
B-RHR 熱交冷却水出口弁		
A-原子炉格納容器真空破壊装置		
B-原子炉格納容器真空破壊装置		
C-原子炉格納容器真空破壊装置		
D-原子炉格納容器真空破壊装置		
E-原子炉格納容器真空破壊装置		
F-原子炉格納容器真空破壊装置		
G-原子炉格納容器真空破壊装置		
H-原子炉格納容器真空破壊装置		
A-RHR テスト弁		
B-RHR テスト弁		
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		
HPSW ポンプ出口弁		
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設 (5/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
A-RHR トーラススプレイ弁		
B-RHR トーラススプレイ弁		
A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁		
B-RHR ドライウエル第1スプレイ弁		
A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁		
B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁		
NGC N2 ドライウエル出口隔離弁		
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁		
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁		
NGC N2 トーラス出口隔離弁		
SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁		
A-残留熱代替除去ポンプ		
B-残留熱代替除去ポンプ		
RHR FLSR 連絡ライン止め弁		
RHR FLSR 連絡ライン流量調節弁		
RHR PCV スプレイ連絡ライン流量調節弁		
RHR RHAR ライン入口止め弁		
RHAR ライン流量調節弁		
MUW PCV代替冷却外側隔離弁		
FCVS/FLSR用保安器盤		
重大事故制御盤		
重大事故変換器盤		
重大事故監視盤		
A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)プリアンプ		
B-第1ベントフィルタ出口モニタ(高レンジ)プリアンプ		
A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)		
B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)		
格納容器水素濃度(SA)		
格納容器H2/O2濃度計盤		
B-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック		
格納容器H2/O2濃度計演算器盤		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(6/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
格納容器酸素濃度 (S A)		
SA 対策設備用分電盤(2)		
A-静的触媒式水素処理装置		
B-静的触媒式水素処理装置		
C-静的触媒式水素処理装置		
D-静的触媒式水素処理装置		
E-静的触媒式水素処理装置		
F-静的触媒式水素処理装置		
G-静的触媒式水素処理装置		
H-静的触媒式水素処理装置		
J-静的触媒式水素処理装置		
K-静的触媒式水素処理装置		
L-静的触媒式水素処理装置		
M-静的触媒式水素処理装置		
N-静的触媒式水素処理装置		
P-静的触媒式水素処理装置		
Q-静的触媒式水素処理装置		
R-静的触媒式水素処理装置		
S-静的触媒式水素処理装置		
T-静的触媒式水素処理装置		
D-静的触媒式水素処理装置入口温度		
S-静的触媒式水素処理装置入口温度		
D-静的触媒式水素処理装置出口温度		
S-静的触媒式水素処理装置出口温度		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度 UPS ラック		
第 2 重大事故制御盤		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(7/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
燃料プール水位計変換器盤		
燃料プール冷却制御盤		
A/B-原子炉建物オペフロ水素濃度計測盤		
燃料プール低レンジモニタプリアンプ収納箱		
燃料プール高レンジモニタプリアンプ収納箱		
燃料プール低レンジモニタ		
燃料プール高レンジモニタ		
監視サーバ		
カメラ制御ユニット		
制御盤		
防爆接続箱		
防爆赤外線サーモカメラ		
A-燃料プール冷却水ポンプ		
B-燃料プール冷却水ポンプ		
A-FPC 熱交入口弁		
B-FPC 熱交入口弁		
FPC フィルタバイパス弁		
2号-ガスタービン発電機		
2号-ガスタービン発電機用軽油タンク		
2号-ガスタービン発電機用サービスタンク		
2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		
非常用メタクラ盤(2C-M/C)		
非常用メタクラ盤(2D-M/C)		
2S A 2-コントロールセンタ		
B-原子炉中性子計装用分電盤		
B-原子炉中性子計装用蓄電池		
B-原子炉中性子計装用充電器		
A-燃料地下タンク		
A-燃料地下タンク		
B-燃料地下タンク		
B-燃料地下タンク		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設 (8/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
B-燃料地下タンク		
高圧炉心スプレイ系燃料地下タンク		
2号-ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 N8		
B-115V系蓄電池		
B1-115V系蓄電池(SA)		
230V系蓄電池(RCIC)		
B-115V系充電器		
230V系充電器盤(RCIC)		
B-115V系直流盤		
230V系直流盤(RCIC)		
SA用115V系蓄電池		
SA用115V系充電器盤		
230V系充電器盤(常用)		
230V系直流盤(常用)		
B1-115V系(SA)充電器電源切替盤		
SA用115V系充電器電源切替盤		
230V系(常用)充電器電源切替盤		
A-S A電源切替盤		
B-S A電源切替盤		
重大事故操作盤		
A-非常用ディーゼル発電機		
B-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		
A-燃料移送ポンプ		
B-燃料移送ポンプ		
高圧炉心スプレイ系燃料移送ポンプ		
A-燃料デイタンク		
B-燃料デイタンク		
高圧炉心スプレイ系燃料デイタンク		
2HPCS-盤		
A-115V系蓄電池		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設 (9/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
高压炉心スプレイ系蓄電池		
A-原子炉中性子計装用蓄電池		
A-115V系充電器		
高压炉心スプレイ系充電器		
A-原子炉中性子計装用充電器		
A-115V系直流盤		
高压炉心スプレイ系直流盤		
A-原子炉中性子計装用分電盤		
压力容器下鏡温度		
安全設備制御盤		
原子炉圧力		
A-原子炉压力容器計器ラック		
RCICタービン制御盤		
A-原子炉プロセス計測盤		
B-原子炉プロセス計測盤		
B-中央分電盤		
2号SPDS伝送用入出力制御盤		
2号SPDS伝送用信号分岐盤		
原子炉圧力 (SA)		
過渡応答試験盤		
原子炉水位計 (広帯域)		
B-ジェットポンプ流量計計器ラック		
A-ジェットポンプ流量計計器ラック		
A-中央分電盤		
原子炉水位 (SA)		
高压原子炉代替注水流量		
代替注水流量 (常設)		
A-代替注水流量計保安器盤		
重大事故インバート盤		
低压原子炉代替注水流量		
低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)		

S2 補 VI-1-1-8 R0



表 3-4 重大事故等対処施設 (10/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
R C I C 計器ラック		
R C I C 継電器盤		
B-中央分電盤		
H P C S 計器ラック		
H P C S トリップ設定器盤		
HPCS-中央分電盤		
中央制御装置室外原子炉停止制御盤		
A-RHR 計器ラック		
C-RHR 計器ラック		
B-RHR 計器ラック		
B-中央分電盤		
A-計装分電盤		
LPCS ポンプ出口流量		
残留熱代替除去系原子炉注水流量		
格納容器代替スプレイ流量		
ペDESTAL 代替注水流量		
ペDESTAL 代替注水流量		
ペDESTAL 代替注水流量 (狭帯域用)		
ペDESTAL 代替注水流量 (狭帯域用)		
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		
ドライウエル上部温度		
ドライウエル中部温度		
ドライウエル下部温度		
ドライウエル温度 (S A)		
R P V ペDESTAL 温度		
ペDESTAL 水温度		
サプレッション・チェンバ雰囲気温度		
サプレッション・プール水温度計 (S A 用)		
ドライウエル圧力 (S A 用)		
ドライウエル圧力 (S A 用)		
サプレッション・チェンバ圧力 (S A 用)		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(11/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
サプレッション・チェンバ圧力 (SA用)		
ドライウエル水位 1 (SA用)		
ドライウエル水位		
サプレッション・プール水位 (SA用)		
ペDESTAL水位 1 (SA用)		
ペDESTAL水位 2 (SA用)		
ペDESTAL水位 3 (SA用)		
ペDESTAL水位 4 (SA用)		
格納容器水素濃度 (B系)		
プロセス放射線モニタ盤 (RYM)		
放射線モニタ記録計盤 (RI/0⇒記録計)		
A-格納容器雰囲気モニタプリアンプ収納箱		
格納容器雰囲気モニタドライウエル		
格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル))		
格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル))プリアンプ収納箱		
B-中央分電盤 (常用)		
A-格納容器雰囲気モニタプリアンプ収納箱		
格納容器雰囲気モニタ(サプレッションチェンバ))プリアンプ収納箱		
格納容器雰囲気モニタサプレッションチェンバ		
中性子源領域計測装置 (検出器)		
A-SRM/IRM 前置増幅器盤		
B-SRM/IRM 前置増幅器盤		
C-SRM/IRM 前置増幅器盤		
D-SRM/IRM 前置増幅器盤		
出力領域モニタ盤		
熱電対及び測温抵抗体		
熱電対及び測温抵抗体		
A1-スクラバ容器水位		
B1-スクラバ容器水位		
C1-スクラバ容器水位		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(12/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
D1-スクラバ容器水位		
A2-スクラバ容器水位		
B2-スクラバ容器水位		
C2-スクラバ容器水位		
D2-スクラバ容器水位		
A-スクラバ容器圧力		
B-スクラバ容器圧力		
C-スクラバ容器圧力		
D-スクラバ容器圧力		
A-スクラバ容器温度		
B-スクラバ容器温度		
C-スクラバ容器温度		
D-スクラバ容器温度		
熱電対及び測温抵抗体		
熱電対及び測温抵抗体		
C-原子炉圧力容器計器ラック		
LPCS ポンプ出口圧力		
低圧原子炉代替注水槽水位		
原子炉建物水素濃度		
原子炉建物水素濃度		
格納容器酸素濃度 (B系)		
燃料プール熱電対式水位計制御盤		
燃料プール水位・温度 (S A)		
コンプレッサ		
冷却器		
監視用サーバ		
中央制御室差圧計		
ADS 用 N2 ガス減圧弁二次側圧力		
ADS 用 N2 ガス減圧弁二次側圧力		
窒素ガス制御盤		
N2 ガスボンベ圧力		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(13/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
N2 ガスボンベ圧力		
A-RCW ポンプ出口圧力		
B-RCW ポンプ出口圧力		
熱電対及び測温抵抗体		
熱電対及び測温抵抗体		
原子炉警報電源盤		
A-RCW サージタンク水位		
B-RCW サージタンク水位		
原子炉警報電源盤		
所内電気盤		
2号緊急用 M/C 制御盤		
2号緊急用電源設備多重伝送現場盤		
2号緊急用 M/C 電圧		
緊急用メタクラ電圧		
A-中央制御室送風機		
B-中央制御室送風機		
A-中央制御室非常用再循環送風機		
B-中央制御室非常用再循環送風機		
無線通信設備 (固定型)		
衛星電話設備 (固定型)		
待避室差圧計		
A-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
中央制御室給気外側隔離弁		
中央制御室給気内側隔離弁		
中央制御室外気取入調節弁		
LED ライト		
A-非常用ガス処理系排風機		
B-非常用ガス処理系排風機		
A - R / B 連絡弁		
B - R / B 連絡弁		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 3-4 重大事故等対処施設(14/14)

機器名称	火災区域	部屋番号
A-入口弁		
B-入口弁		
A-出口弁		
B-出口弁		
A-SGT 排風機入口弁		
B-SGT 排風機入口弁		
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置		
データ表示装置(伝送路)		
2C2-R/B-C/C		
緊急時対策本部外気差圧		
緊急時対策所 低圧母線盤 1		
緊急時対策所 低圧母線盤 2		
緊急時対策所 低圧母線盤 3		
緊急時対策所 A-ガスタービン燃料地下タンク		
S P D S データ収集サーバ		
S P D S データ表示装置		
S P D S 伝送盤 1		
S P D S 伝送盤 2		
統合原子力防災 NW 盤		
残留熱代替除去ポンプ出口圧力		
残留熱代替除去ポンプ出口圧力		
中間領域計測装置(検出器)		
原子炉制御盤		
A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力		
B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力		
非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)		
非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)		

#### 4. 火災の発生防止

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないよう、以下に示す対策を講じる。

4.1 項では、発電用原子炉施設の火災の発生防止として実施する発火性又は引火性物質を内包する設備、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、発火源、水素ガス並びに過電流による過熱防止に対する対策について説明するとともに、火災の発生防止に係る個別留意事項についても説明する。

4.2 項では、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して、原則、不燃性材料及び難燃性材料を使用する設計であることを説明する。

4.3 項では、落雷、地震等の自然現象に対しても、火災の発生防止対策を講じることを説明する。

#### 4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について

##### (1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策

発火性又は引火性物質を内包する設備又はこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画は、以下の火災の発生防止対策を講じる。

ここでいう発火性又は引火性物質は、消防法で危険物として定められる潤滑油又は燃料油及び高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素ガス、窒素ガス、液化炭酸ガス、空調用冷媒等のうち可燃性である水素ガスを対象とする。

以下、a. 項において、潤滑油又は燃料油を内包する設備に対する火災の発生防止対策、b. 項において、水素ガスを内包する設備に対する火災の発生防止対策について説明する。

##### a. 潤滑油又は燃料油を内包する設備に対する火災の発生防止対策

###### (a) 潤滑油又は燃料油の漏えい及び拡大防止対策

潤滑油又は燃料油を内包する設備（以下「油内包設備」という。）は、溶接構造、シール構造の採用により、油の漏えいを防止する。

油内包設備は漏えい油を全量回収する構造である堰により、油内包設備の漏えい油の拡大を防止する。（図 4-1）

###### (b) 油内包設備の配置上の考慮

火災区域又は火災区画に設置する油内包設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、油内包設備の火災による影響を軽減するために、壁等の設置又は隔離を確保する配置上の考慮を行う設計とする。

###### (c) 油内包設備を設置する火災区域又は火災区画の換気

潤滑油又は燃料油は、油内包設備を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高い引火点の潤滑油又は燃料油を使用する設計とする。

また、潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいした場合に可燃性蒸気となって爆発性雰囲気形成しないよう、換気空調設備による機械換気又は自然換気を行う設計とする。

油内包設備がある火災区域又は火災区画における換気を、表 4-1 に示す。

###### (d) 潤滑油又は燃料油の防爆対策

潤滑油又は燃料油は、(a) 項に示すとおり、漏えい及び拡大防止対策を行い、また(c) 項に示すとおり設備の外部へ漏えいしても爆発性雰囲気は形成されない。

したがって、油内包設備を設置する火災区域又は火災区画では、可燃性蒸気の着火源防止対策として用いる防爆型の電気品及び計装品の使用並びに防爆を目的とした電気設備の接地対策は不要とする設計とする。

(e) 潤滑油又は燃料油の貯蔵

潤滑油又は燃料油の貯蔵設備とは、供給設備へ潤滑油又は燃料油を補給するためにこれらを貯蔵する設備のことであり、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、ディーゼル発電機燃料デイタンク、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用サービスタンク及び緊急時対策所用燃料地下タンクがある。

これらの設備は、以下のとおり、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

- イ. ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間連続運転するために必要な量（約 700m<sup>3</sup>）を考慮し、貯蔵量は約 822m<sup>3</sup> 以下とする。
- ロ. ディーゼル発電機燃料デイタンクは、非常用ディーゼル発電機を 8 時間連続運転するために必要な量（約 13.0m<sup>3</sup>（高圧炉心スプレイ系は約 7.5m<sup>3</sup>））を考慮し、貯蔵量は約 15.6m<sup>3</sup>（高圧炉心スプレイ系は約 8.8m<sup>3</sup>）以下とする。
- ハ. ガスタービン発電機用軽油タンクは、ガスタービン発電機を 7 日間連続運転するために必要な量（約 423m<sup>3</sup>）を考慮し、貯蔵量は約 516m<sup>3</sup> 以下とする。
- ニ. ガスタービン発電機用サービスタンクは、ガスタービン発電機を 2 時間連続運転するために必要な量（約 4.2m<sup>3</sup>）を考慮し、貯蔵量は約 7.9m<sup>3</sup> 以下とする。
- ホ. 緊急時対策所用燃料地下タンクは、緊急時対策所用発電機を 7 日間連続運転するために必要な量（約 3.6m<sup>3</sup>）を考慮し、貯蔵量は約 45m<sup>3</sup> 以下とする。

b. 水素ガスを内包する設備に対する火災の発生防止対策

(a) 水素ガスの漏えい及び拡大防止対策

水素ガスを内包する設備のうち気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備、水素ガスボンベ及びこれに関連する配管等は溶接構造によって、水素ガスの漏えいを防止し、弁グランド部から雰囲気への水素ガスの漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素ガスの漏えいを考慮しベローズ等によっ



て、水素ガスの漏えい及び拡大防止対策を講じる。

水素ガスポンベは、ポンベ使用時に作業員がポンベ元弁を開とし、通常時は元弁を閉とする運用又は、ポンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用について火災防護計画に定め管理することにより、水素ガスの漏えい及び拡大防止対策を講じる。

イ. 格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベ

格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベは、ポンベ使用時を除きポンベ元弁を閉とする運用について火災防護計画に定め管理することにより、水素ガスの漏えい及び拡大防止対策を講じる。

ロ. 排ガス処理系H<sub>2</sub>分析計校正用水素ガスポンベ及び化学分析用水素ガスポンベ

排ガス処理系H<sub>2</sub>分析計校正用水素ガスポンベ及び化学分析用水素ガスポンベは常時、火災区域外に保管し、ポンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用について火災防護計画に定め管理することにより、水素ガスの漏えい及び拡大防止対策を講じる。

(b) 水素ガスの漏えい検知

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4vol%の 1/4 に達する前の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。

発電機水素ガス供給設備は、水素ガス消費量を管理するとともに、発電機内の水素純度及び水素ガス圧力を中央制御室にて常時監視できる設計とし、発電機内の水素純度や水素ガス圧力が低下した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。また、発電機水素ガス供給設備を設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4vol%の 1/4 に達する前の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。

水素・酸素注入設備は、燃焼限界濃度以上の水素ガスを供給していることを考慮し、当該設備を設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である 4vol%の 1/4 に達する前の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。

格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画内については、通常時はポンベ元弁を閉とする運用とし、機械換気により水素濃度を燃焼限界以下とするよう設計する。また、格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限

界濃度である 4vol%の 1/4 に達する前の濃度にて，中央制御室に警報を発する設計とする。

気体廃棄物処理設備は，設備内の水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計するが，設備内の水素濃度については中央制御室にて常時監視できる設計とし，水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。

排ガス処理系H<sub>2</sub>分析計校正用水素ガスボンベ及び化学分析用水素ガスボンベは常時，火災区域外に保管し，ボンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用とする。さらに校正及び化学分析の際はボンベを固縛した上，通常時はボンベ元弁を閉とし，ボンベ元弁開操作時には携帯型水素濃度計により水素ガス漏えいの有無を測定することとし，水素ガスが漏えいした場合でも速やかに閉操作し漏えいを停止させる。また作業終了時や漏えい確認時には速やかに閉操作することを手順等に定める。

(c) 水素ガスを内包する設備の配置上の考慮

火災区域又は火災区画内に設置する水素ガスを内包する設備の火災により，発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう，発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，水素ガスを内包する設備の火災による影響を軽減するために，壁，床及び天井の設置による配置上の考慮を行う設計とする。

(d) 水素ガスを内包する設備がある火災区域又は火災区画の換気

水素ガスを内包する設備である蓄電池，気体廃棄物処理設備，発電機水素ガス供給設備，水素・酸素注入設備及び水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は，火災の発生を防止するために，水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう，以下に示す換気空調設備による機械換気を行う設計とする。(表 4-2)

なお，換気空調設備を多重化して設置し，動的機器の単一故障を想定しても換気が可能な設計とする。

イ. 蓄電池

安全機能を有する蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は，非常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とする。

それ以外の蓄電池を設置する火災区域又は火災区画の換気空調設備は，非常用電源又は常用電源から給電される送風機及び排風機により機械換気を行う設計とする。

重大事故等対処施設である蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は，常設代替交流電源設備からも給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設

計とする。

万一、上記の送風機及び排風機が異常により停止した場合は、中央制御室に警報を発報する設計とし、送風機及び排風機が復帰するまでの間は、蓄電池に充電しない運用とする。

蓄電池室には、蓄電池充電時に水素ガスが発生することから、発火源となる直流開閉装置やインバータを設置しない設計とする。

ロ. 気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備及び水素・酸素注入設備

気体廃棄物処理設備は、空気抽出器より抽出された水素ガスと酸素ガスの混合状態が燃焼限界濃度とならないよう、排ガス再結合器によって設備内の水素濃度が燃焼限界濃度である 4vol%以下となるよう設計する。

加えて、気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備及び水素・酸素注入設備を設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電される原子炉棟送風機・排風機、タービン建物送風機・排風機及び常用電気室送風機・排風機並びに非常用電源から給電される HPCS 電気室送風機・排風機により機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするように設計する。

ハ. 水素ガスボンベ

格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は、原子炉棟送風機及び排風機による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

排ガス処理系H<sub>2</sub>分析計校正用水素ガスボンベ及び化学分析用水素ガスボンベは常時、火災区域外に保管し、ボンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用とする。

(e) 水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画の防爆対策

水素ガスを内包する設備は、(a)項及び(d)項に示す漏えい及び拡大防止対策並びに換気を行うことから、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第 69 条及び「工場電気設備防爆指針」に示される爆発性雰囲気とならない。

したがって、水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画では、防爆型の電気品及び計装品の使用並びに防爆を目的とした電気設備の接地対策は不要とする設計とする。

なお、電気設備の必要な箇所には、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第 10 条、第 11 条に基づく接地を施す。

(f) 水素ガスの貯蔵

水素ガスを貯蔵する水素ガスボンベは、運転に必要な量に留めるために、必要な本数のみを貯蔵することを火災防護計画に定めて、管理する。

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉を高所に排出するための設備、電気及び計装品の防爆型の採用並びに静電気を除去する装置の設置等、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策は不要である。

a. 可燃性の蒸気

油内包設備を設置する火災区域又は火災区画は、潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいしても、引火点が室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性蒸気は発生しない。

火災区域又は火災区画において有機溶剤を使用する場合は、必要量以上持ち込まない運用とし、可燃性蒸気が滞留するおそれがある場合は、建物の送風機及び排風機による機械換気を行うとともに、使用する有機溶剤の種類等に応じ、有機溶剤を使用する場所において、換気、通風、拡散の措置によっても、有機溶剤の滞留を防止する設計とする。

このため、引火点が室内温度及び機器運転時の温度よりも高い潤滑油又は燃料油を使用すること並びに火災区域又は火災区画における有機溶剤を使用する場合の滞留防止対策について、火災防護計画に定めて、管理する。

b. 可燃性の微粉

火災区域又は火災区画には、「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じん（石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん）」や「爆発性粉じん（金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し、浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん）」のような可燃性の微粉が発生する常設設備はない。

「工場電気設備防爆指針」に記載される可燃性の微粉が発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を設置しないことを火災防護計画に定めて、管理する。

(3) 発火源への対策

火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、火花が発生する設備や高温の設備等、発火源となる設備を設置しない設計とし、設置を行う場合は、火災の発生防止対策を行う設計とする。

- a. 発電用原子炉施設における火花が発生する設備としては、直流電動機及び発電機のブラシがあるが、これら設備の火花が発生する部分は金属製の筐体内に収納し、火花が設備外部に出ない設計とする。
  - b. 発電用原子炉施設には、高温となる設備があるが、高温部分を保温材で覆うことによって、可燃性物質との接触による直接的な過熱防止及び間接的な過熱防止を行う設計とする。
- (4) 過電流による過熱防止対策
- 発電用原子炉施設内の電気系統は、送電線への落雷等外部からの影響や、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器及び遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とする。
- (5) 放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策
- 原子炉施設は、以下に示すとおり、放射線分解、充電時の蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止対策を行う設計とする。
- a. 充電時の蓄電池から発生する水素ガスについては、「(1)b.(d) 水素ガスを内包する設備がある火災区域又は火災区画の換気」に示す換気により、蓄積防止対策を行う設計とする。
  - b. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画のうち、放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画は、一般社団法人火力原子力発電技術協会「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）」に基づき、蓄積した水素の急激な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素ガスの蓄積を防止する設計とする。  
なお、ガイドライン制定前に経済産業省指示文書「中部電力株式会社浜岡原子力発電所 1 号機の余熱除去系配管破断に関する再発防止対策について（平成 14 年 5 月）」を受け、水素ガスの蓄積のおそれがある箇所を抽出した結果、該当する箇所は確認されなかった。  
また、重大事故等時の原子炉格納容器内及び建物内の水素ガスについては、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。
- (6) 火災発生防止に係る個別留意事項
- a. 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、冷却が必要な崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性物質を貯蔵しない設計とする。

放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂及び濃縮廃液は、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製のタンクで保管する設計とする。

放射性物質を含んだチャコール・フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、ドラム缶に収納し保管する設計とする。

放射性物質を含んだH E P Aフィルタは固体廃棄物として処理を行うまでの間、不燃シートで養生し保管する設計とする。

b. 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備の換気設備

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域又は火災区域の管理区域用換気空調設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、フィルタを通して排気筒へ排気する設計とする。また、これらの換気空調設備は、放射性物質の放出を防ぐために、換気空調設備の停止及び風量調整ダンパの閉止により、隔離ができる設計とする。

c. 電気室の目的外使用の禁止

電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。

4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について

火災の発生を防止するため、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、以下に示すとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

以下、(1)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用する場合の設計、(2)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計、(3)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術的に困難な場合の設計について説明する。

(1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

a. 主要な構造材

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、以下のいずれかを満たす不燃性材料を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料
- (b) ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の不燃性である金属材料

b. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は，以下のいずれかを満たす不燃性材料を使用する設計とする。

- (a) 平成12年建設省告示第1400号に定められた不燃性材料
- (b) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料

c. 建物内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材は，以下の(a)項を満たす不燃性材料を使用する設計とし，中央制御室等の床材は，以下の(b)項を満たす防災物品を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料
- (b) 消防法に基づき認定を受けた防災物品

d. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブル

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルには，以下の燃焼試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

(a) 自己消火性

表4-3に示すとおり，バーナによりケーブルを燃焼させ，残炎による燃焼が60秒を超えない等の判定基準にて自己消火性を確認するUL1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1垂直燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し，判定基準を満足することを確認する。

(b) 延焼性

イ. ケーブル（光ファイバケーブルを除く。）

表4-4に示すとおり，バーナによりケーブルを燃焼させ，自己消火時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が1800mm未満であること等の判定基準にて延焼性を確認するIEEE Std 383-1974垂直トレイ燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し，判定基準を満足することを確認する。

ロ. 光ファイバケーブル

表 4-5 に示すとおり，バーナによりケーブルを燃焼させ，自己消火時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が 1500 mm以下であることの判定基準にて延焼性を確認する I E E E S t d 1 2 0 2-1991 垂直トレイ燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し，判定基準を満足することを確認する。

e. 換気空調設備のフィルタ

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，換気空調設備のフィルタは，チャコール・フィルタを除き，以下のいずれか満足することを確認した難燃性フィルタを使用する設計とする。

- (a) J I S L 1 0 9 1 (繊維製品の燃焼性試験方法)
- (b) J A C A N o . 1 1 A (空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針 (公益社団法人日本空気清浄協会))

f. 変圧器及び遮断器に対する絶縁油

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，建物内に設置する変圧器及び遮断器は，可燃性物質である絶縁油を内包していない以下の変圧器及び遮断器を使用する設計とする。

- (a) 乾式変圧器
- (b) 真空遮断器，気中遮断器

(2) 不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合の代替材料の使用

不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で代替材料を使用する場合は，以下の a. 項及び b. 項に示す設計とする。

a. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材の材料について，不燃性材料が使用できない場合は，以下の(a)項を満たす代替材料を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料と同等以上の性能を有する材料

b. 建物内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材として不燃性材料が使用できない場合は，以下の(a)項を満たす代替材料を，中央制御室等の床材として不燃性材料が使用できない場



合は、以下の(b)項を満たす代替材料を、使用する設計とする。

- (a) 建築基準法第2条第1項第9号に基づく試験により、不燃性材料の防火性能と同等以上（「代替材料」）であることを確認した材料
- (b) 消防法施行令第4条の3に基づく試験により、防災物品の防火性能と同等以上（「代替材料」）であることを確認した材料

(3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものを使用する場合

不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で代替材料の使用が技術上困難な場合は、以下の①項及び②項のいずれかを設計の基本方針とし、具体的な設計について以下の a. 項から b. 項に示す。

- ① 火災防護上重要な機器等の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる。
- ② 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる。

a. 主要な構造材

(a) 配管のパッキン類

配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、ステンレス鋼等の不燃性である金属材料で覆われたフランジ等の狭隘部に設置し、直接火炎にさらされることはないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

(b) 金属材料内部の潤滑油

不燃性材料である金属材料のポンプ、弁等の躯体内部に設置する駆動部の潤滑油は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

(c) 金属材料内部の電気配線

不燃性材料である金属材料のポンプ、弁等の躯体内部に設置する駆動部の電気配線は、製造者等により機器本体と電気配線を含めて電気用品としての安全性及び健全性が確認されているため、その機能を確保するために必要な代替材料の使用

が技術上困難であり，発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから，不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

b. 建物内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材について，その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材のうち，管理区域の床には耐放射線性及び除染性を確保すること，非管理区域の一部の床には防塵性を確保すること，原子炉格納容器内部の床，壁には耐放射線性，除染性及び耐腐食性を確保することを目的として，塗布するコーティング剤については，使用箇所が不燃性材料であるコンクリート表面であること，旧建設省告示第1231号第2試験又は建築基準法施行令第1条第6号に基づく難燃性が確認された塗料であること，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと，原子炉格納容器内を含む建物内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性又は難燃性の材料を使用し，その周辺における可燃物を管理することから，難燃性材料を使用する設計とする。

なお，原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないことを火災防護計画に定めて，管理する。

4.3 落雷，地震等の自然現象による火災発生防止について

発電用原子炉施設では，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象及び森林火災の自然現象が想定される。

このうち，津波，地滑り・土石流について，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，それぞれの現象に伴う火災により発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能が損なわれないよう，これらの自然現象から防護を行う設計とする。

洪水，凍結，降水，積雪及び生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物の影響については，火災が発生する自然現象ではなく，火山の影響についても，火山から発電用原子炉施設に到着するまでに火山灰等が冷却されることを考慮すると，火災が発生する自然現象ではない。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物の影響については、侵入防止対策により影響を受けないことから、火災が発生する自然現象ではない。

したがって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器においては、落雷、地震、竜巻（風（台風）含む。）及び森林火災に対して、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる。

#### (1) 落雷による火災の発生防止

発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器は、落雷による火災発生を防止するため、地盤面からの高さ 20m を超える構築物には、建築基準法に基づき「J I S A 4 2 0 1 建築物等の避雷設備（避雷針）（1992 年度版）」又は「J I S A 4 2 0 1 建築物等の雷保護（2003 年度版）」に準拠した避雷設備（避雷針、接地網、棟上導体）を設置する設計とする。

送電線については、「4.1(4) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とするとともに、架空地線（開閉所）を設置する設計とする。

##### 【避雷設備設置箇所】

- ・原子炉建物（棟上導体、避雷針）
- ・廃棄物処理建物（棟上導体）
- ・排気筒（避雷針）
- ・サイトバンカ建物（棟上導体）
- ・緊急時対策所（水平導体、避雷針）
- ・ガスタービン発電機建物（水平導体、避雷針）

#### (2) 地震による火災の発生防止

a. 火災防護上重要な機器等は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「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」（令和 2 年 1 月 15 日原子力規制委員会）に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。

b. 重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「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」（令和 2 年 1 月 15 日原子力規制委員会）に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

(3) 竜巻（風（台風）含む。）による火災の発生防止

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，竜巻防護に関する基本方針に基づき設計する竜巻防護対策施設の設置，衝突防止を考慮して実施する車両の飛散防止対策により，火災の発生防止を講じる設計とする。

(4) 森林火災による火災の発生防止

屋外の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，外部火災防護に関する基本方針に基づき評価し設置した防火帯による防護等により，火災発生防止を講じる設計とする。

表 4-1 油内包設備がある火災区域又は火災区画における換気空調設備

油内包設備がある火災区域又は火災区画	換気空調設備
原子炉建物	原子炉棟送排風機
廃棄物処理建物	廃棄物処理建物送排風機
タービン建物	タービン建物送排風機
サイトバンカ建物	サイトバンカ建物送排風機
原子炉建物のうち 非常用ディーゼル発電機室	非常用ディーゼル発電機室送風機 非常用電気室送風機
原子炉建物のうち 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室	HPCS ディーゼル発電機室送風機 HPCS 電気室送風機
原子炉建物のうち 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室，通路， PLR ポンプ MG セット室， B-非常用電気室送風機室	非常用電気室送排風機
原子炉建物のうち 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク室， HPCW 熱交換器室， IA 空気圧縮機室， A-RCW ポンプ熱交換器室， B-RCW ポンプ熱交換器室， 原子 炉棟送排風機室	HPCS 電気室送排風機
廃棄物処理建物のうち 中央制御室送風機室	中央制御室送排風機
タービン建物のうち 固定子冷却装置室	常用電気室送排風機
低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	低圧原子炉代替注水設備送風機 低圧原子炉代替注水設備非常用送風機
第 1 ベントフィルタ格納槽	第 1 ベントフィルタ格納槽送風機 第 1 ベントフィルタ格納槽非常用送風機
ガスタービン発電機建物	2 号-ガスタービン室排風機 予備-ガスタービン室排風機
屋外	自然換気

表 4-2 水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画の換気空調設備

水素ガスを内包する設備		換気空調設備		
設備	耐震クラス	設備	供給電源	耐震クラス
A-115V 系蓄電池	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
B-115V 系蓄電池	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
A-原子炉中性子計装用蓄電池	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
B-原子炉中性子計装用蓄電池	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
230V 系蓄電池 (RCIC)	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
230V 系蓄電池 (常用)	C(Ss)	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
48V 通信設備用蓄電池	C(Ss)	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
SA 用 115V 系蓄電池	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
B1-115V 系蓄電池 (SA)	S	中央制御室送風機，排風機	非常用	S
重要パラメータ監視計器用蓄電池	-(-)	中央制御室送風機	非常用	S
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池	-(Ss)	中央制御室送風機	非常用	S
		原子炉棟送風機，排風機	常用	C
高压炉心スプレイ系蓄電池	S	HPCS 電気室送風機，排風機	非常用	S
原子炉建物水素濃度計用蓄電池	C(Ss)	HPCS 電気室送風機，排風機	非常用	S
気体廃棄物処理設備	B	タービン建物送風機，排風機	常用	C
発電機水素ガス供給設備	C	タービン建物送風機，排風機	常用	C
		常用電気室送風機，排風機		
水素・酸素注入設備	C	タービン建物送風機，排風機	常用	C
		原子炉棟送風機，排風機		
		HPCS 電気室送風機，排風機	非常用	S
24V 通信設備用蓄電池	C(-)	常用電気室送風機，排風機	常用	C
48V 通信設備用蓄電池	C(Ss)	常用電気室送風機，排風機	常用	C
格納容器雰囲気モニタ校正用 水素ガスボンベ	C	原子炉棟送風機，排風機	常用	C
2号緊急用直流 115V 蓄電池	-(Ss)	2号-G/B 蓄電池室送風機	緊急用	Ss 機 能維持
予備緊急用直流 115V 蓄電池	-(Ss)	予備-G/B 蓄電池室送風機	緊急用	Ss 機 能維持
緊急時対策所直流 115V 蓄電池	C(Ss)	緊急時対策所蓄電池室換気 空調系送風機	緊急時 対策所用	Ss 機 能維持

表 4-3 ケーブルのUL垂直燃焼試験の概要

<p>試験装置概要</p>	
<p>試験内容</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 試料を垂直に保持し，20度の角度でバーナの炎をあてる</li> <li>・ 15秒着火，15秒休止を5回繰り返す，試料の燃焼の程度を調べる</li> </ul>
<p>燃焼源</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ チリルバーナ</li> </ul>
<p>バーナ熱量</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 500W (1,700BTU/H)</li> </ul>
<p>使用燃料</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 工業用メタンガス</li> </ul>
<p>判定基準</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残炎時間が60秒を超えないこと</li> <li>・ インジケータの燃焼程度が25%未満であること</li> <li>・ 落下物により脱脂綿が燃焼しないこと</li> </ul>

表 4-4 I E E E S t d 3 8 3 -1974 垂直トレイ燃焼試験の概要

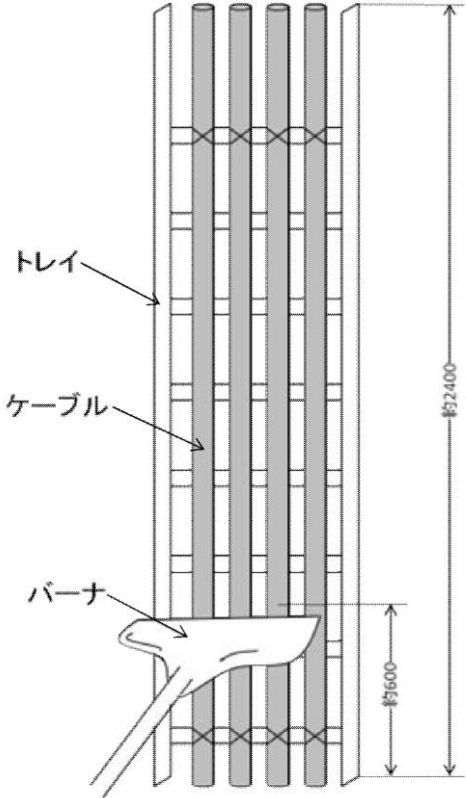
<p>試験装置概要</p>	
<p>試験内容</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バーナを点火し，20 分経過後バーナの燃焼を停止し，そのまま放置してケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する</li> </ul>
<p>燃焼源</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リボンバーナ</li> </ul>
<p>バーナ熱量</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・70,000BTU/H</li> </ul>
<p>使用燃料</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・天然ガス若しくはプロパンガス</li> </ul>
<p>判定基準</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バーナを消火後，自己消火した時のケーブルのシース及び絶縁体の損傷長さが1800mm未満であること</li> <li>・3回の試験のいずれも上記を満足すること</li> </ul>



表 4-5 IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験の概要

試験装置概要		
燃焼室	寸法	2438×2438×3353mm
	壁伝熱性能	6.8W/(m <sup>2</sup> K) 以下
	換気量	0.65±0.02m <sup>3</sup> /s
	風速	1m/s 以下
火源	燃料ガス調質	25±5℃ Air 露点 0 度以下
	バーナ角度	20 度上向き
試料	プレコンディショニング	18℃以上, 3 時間
判定基準	シース損傷距離	1500mm 以下

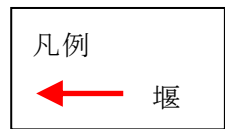


図 4-1 漏えい油の拡大の防止対策の例

## 5. 火災の感知及び消火

火災感知設備及び消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

5.1 項では、火災感知設備に関して、5.1.1 項に要求機能及び性能目標、5.1.2 項に機能設計及び5.1.3 項に構造強度設計について説明する。

5.2 項では、消火設備に関して、5.2.1 項に要求機能及び性能目標、5.2.2 項に機能設計、5.2.3 項に構造強度設計及び5.2.4 項に技術基準規則に基づく強度評価について説明する。

## 5.1 火災感知設備について

火災感知設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災の感知を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持できる設計とする。

火災感知設備の設計に当たっては、機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を「5.1.1 要求機能及び性能目標」にて定め、これらの性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を「5.1.2 機能設計」及び「5.1.3 構造強度設計」において説明する。

### 5.1.1 要求機能及び性能目標

火災感知設備の設計に関する機能及び性能を維持できるための要求機能を(1)項にて整理し、この要求機能を踏まえた機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を(2)項にて定める。

#### (1) 要求機能

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し早期の火災の感知を行うことが要求される。

火災感知設備は、地震等の自然現象によっても火災感知の機能が維持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に感知する機能を損なわないことが要求される。

#### (2) 性能目標

##### a. 機能設計上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を維持できることを機能設計上の性能目標とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を感知する機能を維持できることを機能設計上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の機能設計を「5.1.2(4) 火災感知設備の自然現象に対する考慮」のa.項に示す。

b. 構造強度上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を維持できることを構造設計上の性能目標とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、耐震性を有する原子炉建物等にボルト等で固定し、主要な構造部材が火災を早期に感知する機能を維持可能な構造強度を有する設計とし、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、電氣的機能を維持できることを構造強度上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を感知する火災感知設備の電源は、非常用電源から受電する。非常用電源は、耐震Sクラスであるため、その耐震計算の方法及び結果については、VI-2-10-1-4「その他の発電用原子炉の附属施設の耐震性についての計算書」のうちVI-2-10-1-4-8「コントロールセンタの耐震性についての計算書」に示す。

5.1.2 機能設計

本項では、「5.1.1 要求機能及び性能目標」で設定している火災感知設備の機能設計上の性能目標を達成するために、火災感知設備の機能設計の方針を定める。

(1) 火災感知器

a. 設置条件

火災感知設備のうち火災感知器は、早期に火災を感知するため、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件及び炎が生じる前に発煙する等の予想される火災の性質を考慮して選定する。

火災感知器の選定においては、設置場所に対応する適切な火災感知器の種類を以下、b.項に示すとおり、消防法に準じて選定する設計とする。また、火災感知器の取付方法、火災感知器の設置個数の考え方等の技術的な部分については、消防法に基づき設置する設計とする。

b. 火災感知器の種類

(a) 煙感知器，熱感知器を設置する火災区域又は火災区画（表5-1）

火災感知設備の火災感知器は、平常時の状況（温度、煙濃度）を監視し、火災現象（急激な温度や煙濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器又は非アナログ式の炎感知器から、異なる感知方式の感知器を組み合わせて火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする。

また、異なる感知方式の火災感知器の設置に加え、盤内で火災が発生した場合に早期に火災発生を感知できるように、「6. 火災の影響軽減対策」のうち「6.2(4)a. 中央制御室の火災の影響軽減対策」のロ.項及び「6.2(4)b. 補助盤室の火災の影響軽減対策」のロ.項に基づき、中央制御室及び補助盤室制御盤内に高感度煙検出設備を設置する設計とする。

- (b) (a)項以外の組合せで火災感知器を設置する火災区域又は火災区画(表5-1)火災感知器の取付条件によっては(a)項に示すアナログ式の火災感知器の設置が技術的に困難なものもある。

以下イ.項からホ.項に示す火災感知器は、消防法の設置条件に基づき、(a)項に示す設計とは、異なる感知方式の火災感知器の組合せによって設置し、これらの火災感知器を設置する火災区域又は火災区画を以下の(イ)項から(ト)項において説明する。

イ. 天井が高く煙や熱が拡散しやすい火災区域又は火災区画

天井が高く煙や熱が拡散しやすい場所の火災感知器は、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するために、煙及び熱が火災感知器に到達する時間遅れがなく、早期感知の観点で優位性のある非アナログ式の炎感知器とアナログ式の光電分離型煙感知器を設置する。

なお、非アナログ式の炎感知器は、誤作動を防止するため炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用し、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することで、アナログ式と同等の機能を有する。

ロ. 燃料が気化するおそれがある火災区域又は火災区画

燃料が気化するおそれがあるディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ及びディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの火災感知器は、燃料が気化することを考慮し、防爆型の煙感知器又は防爆型の炎感知器及び防爆型の熱感知器とする。

防爆型の火災感知器は、非アナログ式のみ製造されており、接点構造が露出しない全閉構造のものとする。

非アナログ式の熱感知器は、軽油の引火点、周囲温度を考慮した温度を作動値とすること、また、非アナログ式の煙感知器は、誤作動を誘発する蒸気等が発生する設備がなく、換気空調設備により安定した室内環境を維持することで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同様の機能を有する。

#### ハ. 屋外の火災区域又は火災区画

屋外に設置する火災感知器は、降雨等の影響を考慮し密閉性を有する防爆型又は屋外仕様の火災感知器が適している。

屋外仕様の炎感知器は非アナログ式である。屋外仕様の炎感知器は、感知原理に「赤外線 3 波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を 3 つ検知した場合にのみ発報する。）を採用し、さらに太陽光の影響についても火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

熱感知カメラはアナログ式である。熱サーモグラフィにより、火源の早期確認・判断誤り防止を図る。

なお、熱感知カメラの感知原理は赤外線による熱監視ではあるが、感知する対象が熱であることから、炎感知器とは異なる感知方式の感知器とする。

#### ニ. 放射線の影響が大きい火災区域又は火災区画

放射線の影響が大きいところにおいて、アナログ式の火災感知器は、内部の半導体部品が損傷するおそれがあり、設置が適さないため、放射線の影響を受けにくい非アナログ式の熱感知器とする。

非アナログ式の熱感知器であっても、設置する環境温度を考慮した設定温度とすることで誤作動の防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。加えて、放射線の影響を受けないよう検出器部位を当該区画外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。

#### ホ. 水素ガスの発生のおそれがある蓄電池室の火災区域又は火災区画

水素ガスの発生のおそれがある蓄電池室の火災感知器は、万一の水素濃度の上昇を考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

また、防爆型の火災感知器は、非アナログ式のみ製造されており、接点構造が露出しない全閉構造のものとする。

蓄電池室の火災感知器は、室内の周囲温度を考慮し、作動値を室温より高めに設定し、誤作動防止を図る設計とするため、非アナログ式の火災感知器であっても、アナログ式と同等の機能を有する。

#### (イ) 原子炉建物オペレーティングフロア

##### i. 火災感知器

- ・アナログ式の光電分離型煙感知器
- ・非アナログ式の炎感知器（赤外線方式）

ii. 選定理由

原子炉建物オペレーティングフロアは天井が高く大空間となっており、火災による熱が周囲に拡散することから、熱感知器による感知は困難である。したがって、煙の拡散を考慮してアナログ式の光電分離型煙感知器を設置する設計とする。

また、早期感知の観点で優位性のある非アナログ式の炎感知器をそれぞれの監視範囲に火災の感知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎感知器は、平常時より炎の波長の有無を連続監視し、火災現象（急激な環境変化）を把握でき、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置する。また、炎感知器は、感知原理に「赤外線 3 波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を 3 つ検知した場合にのみ発報する。）を採用し、誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ロ) 原子炉格納容器

i. 火災感知器

- ・アナログ式の煙感知器
- ・アナログ式の熱感知器

ii. 選定理由

原子炉格納容器は、以下の原子炉の状態及び運用により、火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器とする。

(i) 起動中

火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器とする。

ただし、原子炉格納容器は、運転中、閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。そのため、原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素封入後に作動信号を除外する運用とする。

(ii) 運転中

原子炉格納容器内は、窒素が封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災は発生しない。

(iii) 低温停止中

原子炉停止後、運転中の環境によって、火災感知器が故障してい



る可能性があることから、火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器に取り替える。

- (ハ) Aー非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア， 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア， ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域， 緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域

i. 火災感知器

- ・非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の熱感知器
- ・非アナログ式の屋外仕様（防爆型）の炎感知器（赤外線方式）

ii. 選定理由

屋外であり，火災による煙は周囲に拡散するため区域内での火災感知は困難である。

そのため，タンク室内の空間部に防爆型の非アナログ式の熱感知器及び非アナログ式の炎感知器を設置する設計とする。

なお，防爆型の熱感知器及び炎感知器は，非アナログ式しか製造されていない。

火災感知器の誤作動防止の観点から，アナログ式の火災感知器の設置が要求されているが，防爆型の熱感知器及び炎感知器は，ともに非アナログ式である。

炎感知器は平常時から炎の波長の有無を常時連続監視し，火災現象を把握できることからアナログ式と同等の機能を有する。なお，太陽光の影響については，火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動防止を図る設計とする。

さらに，非アナログ式の熱感知器は，軽油の引火点，周囲温度を考慮した温度を作動値とすることで誤作動防止を図る設計とするため，アナログ式と同等の機能を有する。

- (ニ) Bー非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア， Bー非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

i. 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型の煙感知器
- ・非アナログ式の防爆型の熱感知器

ii. 選定理由

Bー非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びBー非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは，引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所であることから，万一の軽油燃

料の気化を考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

なお、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器は、非アナログ式しか製造されていない。

火災感知器の誤作動防止の観点から、アナログ式の火災感知器の設置が要求されているが、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びB-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは煙感知器の誤作動を誘発する蒸気や粉じんが発生する設備がなく、アナログ式の煙感知器と同様に、炎が生じる前の発煙段階から煙の早期感知が可能である。また、B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びB-非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチの熱感知器は、室内の周囲温度を考慮し、作動値を室温より高めに設定し、誤作動防止を図る設計とするため、非アナログ式の火災感知器であっても、アナログ式と同等の機能を有する。

(ホ) 海水ポンプエリア，屋外の重大事故等対処設備用ケーブル布設エリア，ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域

i. 火災感知器

- ・アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ（赤外線方式）
- ・非アナログ式の屋外仕様の炎感知器（赤外線方式）

ii. 選定理由

海水ポンプエリア，屋外の重大事故等対処設備用ケーブル布設エリア，ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域は，屋外に設置するため火災時の煙の拡散，降水等の影響を考慮し，アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラと非アナログ式の屋外仕様の炎感知器とする。

また，アナログ式の熱感知カメラについては，監視範囲内に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する。

火災感知器の誤作動防止の観点から，アナログ式の火災感知器の設置が要求されるが，屋外仕様の炎感知器は非アナログ式である。屋外仕様の炎感知器は，感知原理に「赤外線3波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合のみ発報する。）を採用し，さらに太陽光の影響についても火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動防止を図る設計とするため，アナログ式と同等の機能を有する。

(へ) 主蒸気管室

i. 火災感知器

- ・アナログ式の煙吸引式検出設備
- ・非アナログ式の熱感知器

ii. 選定理由

放射線量が高い主蒸気管室では、アナログ式火災感知器の検出部位が放射線の影響を受けて損傷する可能性があるため、煙吸引式検出設備により検出部位を当該エリア外に配置する設計とする。

火災感知器の誤作動防止の観点から、放射線の影響を受けにくい非アナログ式の熱感知器を設置し、主蒸気管室の環境温度を考慮した設定温度とすることで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ト) 蓄電池室

i. 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型の煙感知器
- ・非アナログ式の防爆型の熱感知器

ii. 選定理由

蓄電池室は、蓄電池の充電中に少量の水素ガスを発生するおそれがあることから、万一の水素濃度上昇を考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

なお、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器は、非アナログ式しか製造されていない。

火災感知器の誤作動防止の観点から、アナログ式の火災感知器の設置が要求されているが、蓄電池室は煙感知器の誤作動を誘発する蒸気や粉じんが発生する設備がなく、アナログ式の煙感知器と同様に、炎が生じる前の発煙段階から煙の早期感知が可能である。また、蓄電池室の熱感知器は、室内の周囲温度を考慮し、作動値を室温より高めに設定し、誤作動防止を図る設計とするため、非アナログ式の火災感知器であっても、アナログ式と同等の機能を有する。

(c) その他の火災区域又は火災区画

火災感知器を設置しない、若しくは消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設置する火災区域又は火災区画について以下に示す。

#### イ. 機器搬出入用ハッチ室

機器搬出入用ハッチ室は、照明設備以外の発火源となる可燃物が設置されておらず、通常コンクリートハッチにて閉鎖されていること、機器搬出入用ハッチ室内に充電部をなくすよう照明電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。

また、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする。

したがって、機器搬出入用ハッチ室には火災感知器を設置しない設計とする。

なお、ハッチ開放時は通路の火災感知器にて感知が可能である。

#### ロ. 所員用エアロック

所員用エアロックは、照明設備以外の発火源となる可燃物が設置されておらず、通常時（プラント運転中）は、ハッチにて閉鎖され、所員用エアロック内は窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていること、所員用エアロック内に充電部をなくすよう照明の電源を「切」運用としていることから、火災が発生するおそれはない。

また、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とする。

したがって、所員用エアロックには火災感知器を設置しない設計とする。

なお、ハッチ開放時は所員用エアロック室の火災感知器にて感知が可能である。

#### ハ. 燃料プール

燃料プールについては内部が水で満たされており、火災が発生するおそれはない。

したがって、燃料プールには火災感知器を設置しない設計とする。

#### ニ. 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画

不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管、密閉容器、タンク、手動弁、コンクリート構造物については流路、バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため、消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

ホ. フェイル・セーフ設計の火災防護対象機器のみが設置された火災区域又は火災区画

フェイル・セーフ設計の設備については火災により作動機能を喪失した場合であっても、安全機能が影響を受けることは考えにくいいため、消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

へ. 排気筒モニタ室

放射線モニタ検出器は隣接した検出器間をそれぞれ異なる火災区域に設置する設計とする。これにより火災発生時に同時に監視機能を喪失することは考えにくく、重要度クラス3の設備として火災に対して代替性を有することから、消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

なお、上記の監視を行うプロセス放射線モニタ監視盤を設置する中央制御室については火災発生時の影響を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

ト. 常用系機器のみを設置するエリア

常用系機器のみを設置するエリアは、可燃物に対して火災の発生防止対策を図っており、隣接する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が設置されるエリアとの境界に、火災防護審査基準に定義されている火災区画を設定することで、火災が発生したとしても火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が延焼等による火災の影響を受けるおそれはなく、安全機能が影響を受けることはない。

また、貫通孔からの煙、熱の流出入を考慮しても、隣接する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知器の感知動作が遅れることは考えにくい。

したがって、消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

(2) 火災受信機盤

- a. 火災感知設備のうち火災受信機盤は、火災感知器の作動状況を中央制御室において常時監視できる設計としており、火災が発生していない平常時には、火災が発生していないこと及び火災感知設備に異常がないことを火災受信機盤で確認する。

- b. 火災受信機盤は、消防法に基づき設計し、構成される受信機により、以下の機能を有するように設計する。
- (a) アナログ式の火災感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能。
  - (b) 非アナログ式の防爆型煙感知器，防爆型熱感知器，防爆型炎感知器，熱感知器及び炎感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能。
  - (c) アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラによる映像監視（熱サーモグラフィ）により、火災発生場所の特定ができる機能。
  - (d) アナログ式の煙吸引式検出設備が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能。
- c. 火災感知器は、以下のとおり点検を行うことができる設計とする。
- (a) 火災感知器は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検ができる設計とする。
  - (b) 自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、消防法施行規則に準じ、煙等の火災を模擬した試験を実施できる設計とする。

(3) 火災感知設備の電源確保

火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても、火災の感知を可能とするため、非常用ディーゼル発電機又は代替電源から給電されるまでの間も火災の感知が可能となるように、70分間の容量を有した蓄電池を内蔵する。

また、火災防護上重要な機器等を除く重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、非常用ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備からの受電も可能な設計とする。

(4) 火災感知設備の自然現象に対する考慮

島根原子力発電所第2号機の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を抽出した。これらの事象のうち、原子炉設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を抽出した。

これらの自然現象のうち、落雷については、「4. 火災の発生防止 4.3(1) 落

雷による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。

地震については、以下a.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

凍結については、以下b.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

風（台風）に対しては、以下c.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波、洪水、竜巻、降水、積雪、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災については、c.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

#### a. 地震

火災感知設備は、表5-2及び表5-3に示すとおり、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の火災の感知を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持する設計とする。

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災を早期に感知する機能を維持するために、以下の設計とする。

- (a) 消防法の設置条件に準じ、「(1) 火災感知器」に示す周囲の環境条件を考慮して設置する火災感知器及び「(2) 火災受信機盤」に示す火災の監視等の機能を有する火災受信機盤等により構成する設計とする。
- (b) 「(3) 火災感知設備の電源確保」に示すとおり、非常用ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備から受電可能な設計とし、電源喪失時においても火災の感知を可能とするために必要な70分間の容量を有した蓄電池を内蔵する設計とする。
- (c) 地震時及び地震後においても、火災を早期に感知するための機能を維持する設計とする。具体的には、火災感知設備を取り付ける基礎ボルトの応力評価及び電氣的機能を確認するための電氣的機能維持評価を行う設計とする。耐震設計については、「5.1.3 構造強度設計」に示す。

#### b. 凍結

屋外に設置する火災感知設備は、島根原子力発電所第2号機で考慮している最低気温 $-8.7^{\circ}\text{C}$ まで低下しても使用可能な火災感知器を設置する設計とする。

c. 想定すべきその他の自然現象に対する対策について

屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で火災感知器の予備を保有し、自然現象により感知の機能、性能が阻害された場合は、早期に取替を行うことにより性能を復旧させる設計とする。

5.1.3 構造強度設計

火災感知設備が構造強度上の性能目標を達成するように、機能設計で設定した火災感知設備の機能を踏まえ、耐震設計の方針を以下のとおり設定する。

火災感知設備は、「5.1.1 要求機能及び性能目標」の「(2) 性能目標」b.項で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を維持する設計とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラスの機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、耐震性を有する原子炉建物等にボルトで固定し、主要な構造部材が火災を早期に感知する機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。

また、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、電氣的機能を維持する設計とする。

火災感知設備の耐震評価は、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」の荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき設定したVI-2-別添1-1「火災防護設備の耐震計算の基本方針」に示す耐震評価の方針により実施する。

火災感知設備の耐震評価の方法及び結果をVI-2-別添1-2-1「火災感知器の耐震性についての計算書」及びVI-2-別添1-2-2「火災受信機盤の耐震性についての計算書」に示すとともに、動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに対する火災感知設備の影響評価結果をVI-2-別添1-4「火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」に示す。



## 5.2 消火設備について

消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災の消火を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持する設計とする。

消火設備の設計に当たっては、機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を「5.2.1 要求機能及び性能目標」にて定め、これらの性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を「5.2.2 機能設計」及び「5.2.3 構造強度設計」において説明する。

### 5.2.1 要求機能及び性能目標

本項では、消火設備の設計に関する機能及び性能を維持するための要求機能を(1)項にて整理し、この要求機能を踏まえた機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を(2)項にて定める。

#### (1) 要求機能

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、早期の火災の消火を行うことが要求される。

消火設備は、地震等の自然現象によっても消火の機能が維持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に消火する機能を損なわないことが要求される。

#### (2) 性能目標

##### a. 機能設計上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても電源を確保するとともに、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災を早期に消火する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた消火設備の機能設計を「5.2.2(5) 消火設備の設計」の f. 項に示す。

b. 構造強度上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を維持することを構造設計上の性能目標とする。

火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、耐震性を有する原子炉建物等にボルト等で固定し、主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を維持可能な構造強度を有する設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、電氣的及び動的機能を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を消火する全域ガス消火設備の電源は、外部電源喪失時にも消火ができるように、非常用電源から受電し、これらのコントロールセンタの耐震計算の方法及び結果については、VI-2-10-1-4「その他の発電用原子炉の附属施設の耐震性についての計算書」のうちVI-2-10-1-4-8「コントロールセンタの耐震性についての計算書」に示す。

クラス3機器である消火設備のうち、使用条件における系統圧力を考慮して選定した消火設備は、技術基準規則第17条1項第3号及び第10号に適合するよう、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。技術基準規則に基づく強度評価を、「5.2.4 消火設備に対する技術基準規則に基づく強度評価について」に示す。

5.2.2 機能設計

本項では、「5.2.1 要求機能及び性能目標」で設定している消火設備の機能設計上の性能目標を達成するために、消火設備の機能設計の方針を定める。

火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、火災区域又は火災区画の火災を早期に消火するために、消防法又は実証試験に基づき設置する設計とする。(表5-4)

消火設備の選定は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画と、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画それぞれに対して実施する。

以下、(1)項に示す火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画は、自動起動又は中央制御室からの手動起動による固定式消火設備である全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備を設置する設計とする。

以下、(2)項に示す消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画においては、消防法第21条の2第2項による型式適合検定に合格した消火器の設置、移動式消火設

備又は消火栓による消火を行う設計とする。

なお、原子炉格納容器内についても、消火活動が困難とならない火災区域として、消火器の設置又は消火栓による消火を行う設計とする。

「6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離」に示す系統分離対策として消火設備が必要な火災区域又は火災区画は、全域ガス消火設備を設置する設計とする。

燃料プールは、火災の発生するおそれがないことから、消火設備を設置しない設計とする。

(1) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画

本項では、a.項において、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定について、b.項において、選定した火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備について説明する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

建物内の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画は、以下(2)項に示すものを除いて、火災発生時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定する。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は以下のいずれかの消火設備を設置する設計とする。

(a) 全域ガス消火設備

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画、若しくは火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対象機器の系統分離を目的とした自動消火設備等の設置が必要な火災区域又は火災区画を対象とする。

ロ. 消火設備

図 5-1, 図 5-3 及び図 5-4 に示す自動起動又は中央制御室からの手動起動による全域ガス消火設備を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

全域ガス消火設備は、消火能力を維持するための自動ダンパの設置又は換気空調設備の手動停止による消火剤の流出防止や電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

全域ガス消火設備を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器と煙感知器の AND 回路又は、熱感知器と熱感知器の AND 回路若しくは、煙感知器と熱感知器の AND 回路とすることで誤作動防止を図っており、火災時に本感知器が 1 つ以上動作した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(b) ケーブル・トレイ消火設備

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画のうち、床面積が大きいため、原子炉建物オペレーティングフロアの煙の充満を発生させるおそれのあるケーブル・トレイを対象とする。

ロ. 消火設備

図 5-2 及び図 5-5 に示す自動消火設備であるケーブル・トレイ消火設備を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ケーブル・トレイ消火設備は、設備異常の故障警報を中央制御室に発する設計とする。ケーブル・トレイ消火設備を自動起動させるための感知器は、火災時に火災の熱で溶損する感知チューブで、早期に感知し、中央制御室に警報を発する設計とする。

(2) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画

本項では、a. 項において、火災発生時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定について、b. 項において、選定した火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備について説明する。

- a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、煙が大気へ放出される火災区域又は火災区画並びに煙の発生が抑制される火災区域又は火災区画とする。

- (a) 煙が大気へ放出される火災区域又は火災区画

以下の火災区域又は火災区画は、屋外に設置し、火災が発生しても煙が大気へ放出される設計とする。

- イ. 海水ポンプエリア
- ロ. A-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア
- ハ. 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア
- ニ. ガスタービン発電機用軽油タンク設置区域

- (b) 煙の発生が抑制される火災区域又は火災区画

- イ. 中央制御室

中央制御室は、運転員が常駐するため、早期の火災感知及び消火活動が可能であり、火災発生時において煙が充満する前に消火活動が可能な設計とする。

中央制御室制御盤内は、高感度煙検出設備による早期の火災感知により運転員による消火活動が可能であり、火災発生時において煙が充満する前に消火活動が可能な設計とする。

なお、建築基準法に準拠した容量の排煙設備により煙を排出することも可能な設計とする。

- ロ. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、原子炉運転中は、窒素置換されているため火災発生のおそれはないが、窒素置換されていない原子炉停止中においては、原子炉格納容器の空間体積（7900m<sup>3</sup>）に対して容量が 25000m<sup>3</sup>/h のパージ用排風機にて換気され、かつ原子炉格納容器の機器ハッチが開放されているため、万一、火災が発生した場合でも煙が充満せず、消火活動が可能な設計とする。

ハ. ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域、緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域

ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び緊急時対策所用燃料地下タンク設置区域は、屋外に設置されており、煙が大気に放出されることから、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。なお、タンク室内は、乾燥砂が充填されており、タンク室内の火災の発生は防止できる。

ニ. 気体廃棄物処理設備を設置する火災区域又は火災区画（排気筒モニタ室を含む。）

気体廃棄物処理系は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対してフェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による影響はない。また、放射線モニタ検出器は隣接した検出器間をそれぞれ異なる火災区域に設置する設計とし、火災発生時に同時に監視機能が喪失することを防止する。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことで、煙の発生を抑える設計とする。

ホ. 液体廃棄物処理設備を設置する火災区域又は火災区画

液体廃棄物処理系は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対してフェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区域内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

ヘ. トーラス水受入タンクを設置する火災区域又は火災区画

トーラス水受入タンク室は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対して通常時閉状態の隔離弁を多重化して設ける設計とする。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区域内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

ト. 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、金属とコンクリートに覆われており、火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより庫内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

チ. 固体廃棄物貯蔵所

固体廃棄物貯蔵所は、コンクリートで構築された建物であり、固体廃棄物は金属製の容器に収められていることから火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより建物内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

リ. サイトバンカ建物

サイトバンカ建物は、コンクリートで構築された建物であり、火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより建物内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

ヌ. 復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンクを設置する火災区域又は火災区画

復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンク室は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対してフェイル・クローズ設計又は通常時閉状態の隔離弁を多重化して設ける設計とする。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区域内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

ル. 可燃物が少なく、火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画

可燃物が少なく、火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画は、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区画内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(2)a. 項に示す消火活動が困難とならない(a)項及び(b)項の火災区域又は火災区画は、消防要員等による消火活動を行うために、消火器、消火栓及び移動式消火設備を設置する設計とする。なお、新燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように材料を考慮した新燃料貯蔵ラックに貯蔵された燃料の中心間隔を確保する設計とすることから、消火水の流入に対する措置を不要な設計とする。

ただし、以下については、消火対象の特徴を考慮し、以下の消火設備を設置する設計とする。

## (a) 中央制御室制御盤内

## イ. 消火設備

二酸化炭素消火器

## ロ. 選定理由

中央制御室内は、常駐運転員により、可搬式の消火器にて消火を行うが、中央制御室制御盤内の火災を考慮し、通常の粉末消火器に加え、電気機器への影響がない可搬式の二酸化炭素消火器を配備する。

## (b) 原子炉格納容器

## イ. 消火設備

消火器，消火栓

## ロ. 選定理由

原子炉格納容器内は、(2)a.(b)ロ項のとおり、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であることから、原子炉の状態を考慮し、消火器及び消火栓を使用する設計とする。

## (イ) 起動中

原子炉の起動中は原子炉格納容器内の環境が高温となり、消火器の使用温度を超える可能性があることから、原子炉起動前に原子炉格納容器内に設置した消火器を撤去し、原子炉格納容器内の窒素置換作業が完了するまでの間は、消火器を所員用エアロック室（原子炉格納容器外）に設置する。さらに、消火栓を用いても対応できる設計とする。

## (ロ) 運転中

原子炉格納容器内は、原子炉運転中、消火器は設置されないが、窒素が封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生はない。

## (ハ) 低温停止中

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。

- (3) 火災が発生するおそれのない火災区域又は火災区画に対する消火設備の設計方針  
本項では、火災が発生するおそれのない火災区域又は火災区画である燃料プールに対する消火設備の設計方針について説明する。



a. 燃料プール

燃料プールは、その側面と底面が金属とコンクリートに覆われており、プール内は水で満たされていることにより、燃料プール内では火災が発生しないため、燃料プールには消火設備を設置しない設計とする。

燃料プールは、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とすることから、消火水の流入に対する措置を不要な設計とする。

(4) 消火設備の破損、誤作動及び誤操作による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能への影響評価

本項では、消火設備の破損、誤作動及び誤操作による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能への影響について説明する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

ハロゲン化物は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないため、火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備には、全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備を選定する設計とする。

ディーゼル発電機は、ディーゼル発電機室に設置する全域ガス消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤の放出を考慮しても機能が喪失しないよう、燃焼用空気は外気から直接、給気する設計とする。

消火栓の放水等による溢水は、技術基準規則第 12 条及び第 54 条に基づき、原子炉の安全停止に必要な機器等の機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう設計する。

(5) 消火設備の設計

本項では、消火設備の設計として、以下の a. 項に消火設備の消火剤の容量、b. 項に消火設備の系統構成、c. 項に消火設備の電源確保、d. 項に消火設備の配置上の考慮、e. 項に消火設備の警報、f. 項に地震等の自然現象に対する考慮について説明するとともに、g. 項に消火設備の設計に係るその他の事項について説明する。

a. 消火設備の消火剤の容量

(a) 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

消火設備に必要な消火剤の容量については、全域ガス消火設備は消防法施行規則第 20 条に基づき算出する。また、ケーブル・トレイ消火設備は、実証試験により消火性能が確認された消火剤濃度以上となる容量以上を確保するよう

に設計する。消火剤に水を使用する消火栓の容量は、「(b) 消火用水の最大放水量の確保」に示す。

消火剤の算出については表 5-4 に示す。

(b) 消火用水の最大放水量の確保

イ. 原子炉建物等に消火用水を供給するための水源

消火用水供給系の水源である補助消火水槽，44m 盤消火タンク，45m 盤消火タンク，サイトバンカ建物消火タンク及び 50m 盤消火タンクは，消防法施行令第 11 条（屋内消火栓設備に関する基準）及び消防法施行令第 19 条（屋外消火栓設備に関する基準）に基づき，屋内消火栓及び屋外消火栓を同時に使用する場合を想定した場合の 2 時間の最大放水量を十分に確保する設計とする。

b. 消火設備の系統構成

(a) 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

消火用水供給系の水源は，2 号炉廻り消火系に容量約 200m<sup>3</sup> の補助消火水槽を 2 基，44m 盤消火系に容量約 150m<sup>3</sup> の 44m 盤消火タンクを 2 基，45m 盤消火系に容量約 150m<sup>3</sup> の 45m 盤消火タンクを 2 基，サイトバンカ建物消火系に容量約 45m<sup>3</sup> のサイトバンカ建物消火タンクを 2 基及び 50m 盤消火系に容量約 150m<sup>3</sup> の 50m 盤消火タンクを 2 基設置し，多重性を有する設計とする。

消火用水供給系の消火ポンプは，2 号炉廻り消火系，44m 盤消火系，45m 盤消火系，サイトバンカ建物消火系及び 50m 盤消火系に対して電動機駆動消火ポンプを 2 台ずつ設置し，多重性を有する設計とする。

(b) 系統分離に応じた独立性の考慮

原子炉の安全停止に必要な機器等のうち，火災防護対象機器等の系統分離を行うために設置する全域ガス消火設備は，以下に示す系統分離に応じた独立性を有する設計とする。

- ・静的機器は 24 時間以内の単一故障の想定が不要であり，静的機器である消火配管は，基準地震動 S<sub>s</sub> で損傷しないよう設計する。なお，早期感知及び早期消火によって火災は収束するため，配管は多重化しない設計とする。
- ・動的機器である選択弁等の単一故障を想定して選択弁等は多重化する設計とする。また，動的機器である容器弁の単一故障を想定して容器弁及びボンベも消火濃度を満足するために必要な本数以上のボンベを設置する設計とする。
- ・重大事故等対処施設は，重大事故等に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう，区分分離や位

置的分散を図る設計とする。重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画，及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する消火設備は，上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。

(c) 消火栓の優先供給

消火用水供給系は，水道水系等と共用する場合には，隔離弁を設置して遮断する措置により，消火用水供給系の供給を優先する設計とする。

c. 消火設備の電源確保

電動機駆動消火ポンプは，外部電源喪失時にも起動できるように，非常用電源により電源が確保される設計とする。

全域ガス消火設備は，外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも設備の動作に必要な電源が蓄電池により確保される設計とする。

ケーブル・トレイ用の消火設備であるケーブル・トレイ消火設備は，火災の熱によって感知チューブが溶損することで，ボンベの容器弁を開放させ，消火剤が放出される機械的な構造であるため，動作には電源が不要な設計とする。

d. 消火設備の配置上の考慮

(a) 火災に対する二次的影響の考慮

イ. 全域ガス消火設備

全域ガス消火設備は，電気絶縁性の高いガスを採用することで，火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず，流出流体，断線，爆発等の二次的影響が，火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，防火ダンパを設け，煙の二次的影響が火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

(イ) 全域ガス消火設備のボンベ及び制御盤は，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう，消火ガス放出エリアとは別のエリアに設置する設計とする。

(ロ) 全域ガス消火設備のボンベは，火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう，ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧防止を図る設計とする。

ロ. ケーブル・トレイ消火設備

ケーブル・トレイ消火設備についても、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

(イ) ケーブル・トレイ消火設備は、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧防止を図る設計とする。

(ロ) ケーブル・トレイ消火設備は、消火剤の流出を防ぐためにケーブル・トレイ内に消火剤を留める設計とする。

(b) 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

管理区域内に放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがあることから、管理区域外へ流出を防止するため、管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置するとともに、各フロアのファンネルや配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理系で処理する設計とする。

(c) 消火栓の配置

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令第11条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第19条（屋外消火設備に関する基準）に準拠し、原子炉建物等の屋内は消火栓から半径25mの範囲、屋外は消火栓から半径40mの範囲に配置する。

e. 消火設備の警報

(a) 消火設備の故障警報

電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

消火設備の故障警報が発信した場合には、中央制御室及び必要な現場の制御盤警報を確認し、消火設備に故障が発生している場合には早期に補修を行う。

(b) 全域ガス消火設備の退避警報

固定式ガス消火設備である全域ガス消火設備は、作動前に職員等の退避ができるように警報を発する設計とする。

ケーブル・トレイ消火設備は、消火剤に毒性がなく、消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブル・トレイ内に留まり、外部に有意な影響を及ぼさないため、消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。

f. 消火設備の自然現象に対する考慮

島根原子力発電所第2号機の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を抽出した。これらの事象のうち、原子力設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を抽出した。

これらの自然現象のうち、落雷については、「4. 火災の発生防止 4.3(1) 落雷による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。

地震については、以下(c)項及び(d)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

凍結については、以下(a)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

風（台風）に対しては、以下(b)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波、竜巻、洪水、降水、積雪、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災についても(e)項に示すその他の自然現象の対策により機能を維持する設計とする。

(a) 凍結防止対策

屋外消火設備の配管は、保温材等により凍結防止対策を実施する。また、凍結を防止するため、自動排水機構により消火栓内部に水が溜まらないような構造とする設計とする。

(b) 風水害対策

電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備は、風水害により性能が阻害されず、影響を受けないよう建物内に設置する設計とする。

電動機駆動消火ポンプを設置しているポンプ室の壁及び扉については、風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように浸水対策を実施する。

屋外消火栓は風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように、雨水の浸入等により動作機構が影響を受けない機械式を用いる設計とする。

(c) 地震対策

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備は、表5-5及び表5-6に示すとおり、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持する設計とする。

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火する機能を維持するため、以下の設計とする。

- イ. 「(5) 消火設備の設計」の a. 項に示す消火剤の容量等、消防法の設置条件に準じて設置する設計とする。
- ロ. 「(5) 消火設備の設計」の c. 項に示すとおり、非常用ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備から受電可能な設計とする。
- ハ. 耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備は、消火設備の主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。また、消火設備の電氣的機能及び動的機能も維持する設計とする。

なお、具体的な設計内容については、「5.2.3 構造強度設計」に示す。

(d) 地盤変位対策

- イ. 地震時における地盤変位対策として、屋外消火配管は、地上又はトレンチに設置し、地震時における地盤変位に対し、配管の自重や内圧、外的荷重を考慮し地盤沈下による建物と周辺地盤との相対変位を考慮する設計とする。

また、地盤変位対策としては、タンクと配管の継手部へのフレキシブル継手を採用することで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。

- ロ. 屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓へ消火用水の供給ができるように、建物に連結送水口を設置する設計とする。
- (e) その他の自然現象に対する対策
  - イ. その他の自然現象に対する対策により、消火の機能及び性能が阻害される場合は原因の除去又は早期取替え、復旧を図る設計とする。
- g. その他
  - (a) 移動式消火設備の配備

移動式消火設備は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 83 条第 3 号に基づき、消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車（1 台）、小型動力ポンプ付水槽車（1 台）を配備する。

また、消火用水供給系のバックアップラインとして建物に設置する連結送水口に移動式消火設備の給水口を取り付けることで、各消火栓への給水も可能となる設計とする。

移動式消火設備の仕様を表 5-7 に示す。
  - (b) 消火用の照明器具

建物内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、現場への移動等の時間（最大約 1 時間）に加え、消防法の消火継続時間 20 分を考慮して、8 時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。
  - (c) ポンプ室

火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるポンプ室には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるように固定式ガス消火設備を設置し、鎮火の確認のために運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で扉の開放、換気空調設備及び可搬型排煙装置により換気が可能な設計とする。
  - (d) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されたラックに燃料を貯蔵し、消火水が流入しても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする。

新燃料貯蔵設備は、消火活動により消火用水が放水され、消火水に満たされても臨界とならない設計とする。

## (e) ケーブル処理室

ケーブル処理室は，消火活動のため 2 箇所入口を設置する設計とする。

## 5.2.3 構造強度設計

消火設備が構造強度上の性能目標を達成するよう，機能設計で設定した消火設備の機能を踏まえ，耐震設計の方針を以下のとおり設定する。

消火設備は，「5.2.1 要求機能及び性能目標」の(2)性能目標b.項で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ，火災区域又は火災区画の火災に対し，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し，早期に消火する機能を維持する設計とする。

消火設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備は，基準地震動  $S_s$  による地震力に対し，耐震性を有する原子炉建物等にボルト等で固定し，主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を維持可能な構造強度を有する設計とし，基準地震動  $S_s$  による地震力に対し，電氣的及び動的機能を維持する設計とする。

消火設備の耐震評価は，VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」の荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき設定したVI-2-別添1-1「火災防護設備の耐震計算の基本方針」に示す耐震評価の方針により実施する。

消火設備の耐震評価の方法及び結果については，以下に示す。また，動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに対する消火設備の影響評価結果についても示す。

- ・ VI-2-別添1 「火災防護設備の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-別添1-3-1「ボンベラックの耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-別添1-3-2「選択弁の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-別添1-3-3「制御盤の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-別添1-3-4「配管の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-別添1-4 「火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」

## 5.2.4 消火設備に対する技術基準規則に基づく強度評価について

クラス3機器である消火設備は，技術基準規則により，クラスに応じた強度を確保することを要求されている。

このため，消火設備のうち，その使用条件における系統圧力を考慮して選定して水系消火設備，全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備の主配管，補助消



火水槽，44m盤消火タンク，45m盤消火タンク，サイトバンカ建物消火タンク及び50m盤消火タンクは，技術基準規則第17条に基づき強度評価を行う。

消火設備のうち，完成品としてそれぞれ高圧ガス保安法及び消防法の規制を受ける全域ガス消火設備及びケーブル・トレイ消火設備のボンベ並びに消火器は，技術基準第17条に規定されるクラス3機器の材料，構造及び強度の規定と，高圧ガス保安法及び消防法の材料，構造及び強度の規定が同等の水準であることを，VI-3-3-8-2「火災防護設備の強度計算書」において確認する。

表 5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (1/3)

設置対象区域 又は区画		具体的区域 又は区画	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式
一般区域	通路部 ・ 部屋等	通路部 ・ 部屋等	・ 消防法施行規則に則り煙感知器と熱感知器を設置	煙感知器	アナログ式*1
				熱感知器	アナログ式*1
	天井高さが高く、 煙が拡散しない場所	原子炉建物 オペレー ティング フロア	・ 天井が高く大空間であり熱が周囲に拡散することから熱感知器による感知は困難 ・ 炎感知器は非アナログ式であるが、炎が発する赤外線を検知するため、炎が生じた時点で感知することができ、火災の早期感知に優位性がある	煙感知器	アナログ式*1
				炎感知器 (赤外線)	非アナログ式
放射線量が 高い場所	原子炉 格納容器*2	・ 原子炉運転中は高線量環境となることからアナログ式感知器を室内に設置すると故障する可能性がある、ただし、原子炉運転中の原子炉格納容器は窒素ガス封入により不活性化しており火災の発生の可能性がない。このため、原子炉運転中は受信機にて作動信号を除外する ・ 消防法施行規則に則り煙感知器と熱感知器を設置	煙感知器	アナログ式*1	
			熱感知器	アナログ式*1	
			煙吸引式 検出設備	アナログ式*1	
		主蒸気管室	・ 原子炉運転中は高線量環境となることからアナログ式感知器を室内に設置すると故障する可能性がある ・ 放射線の影響を受けないよう検出器部位を当該室外に配置する煙吸引式検出設備、及び放射線の影響を受けにくい作動原理を有する非アナログ式の熱感知器を設置	熱感知器 (接点式)	非アナログ式

表 5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (2/3)

設置対象区域 又は区画	具体的区域 又は区画	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式
屋外開放エリア	ディーゼル 発電機給気 消音器フィ ルタ室	<ul style="list-style-type: none"> <li>・エリア全体の火災を感知する必要があるが、屋外開放であるため、火災による煙が周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難</li> <li>・エリア全体の火災を感知するために、アナログ式の熱感知器及び非アナログ式の炎感知器を設置</li> </ul>	熱感知器 (屋外仕様)	アナログ式*1
	ディーゼル 発電機排気 管室		炎感知器 (屋外仕様)	非アナログ式
屋外エリア	A-非常用 ディーゼル 発電機燃料 移送ポンプ エリア	<ul style="list-style-type: none"> <li>・エリア全体の火災を感知する必要があるが、屋外であるため、火災による煙が周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難</li> <li>・エリア全体の火災を感知するために、非アナログ式の熱感知器及び非アナログ式の炎感知器を設置</li> </ul>	防爆型 熱感知器 (屋外仕様)	非アナログ式
	ディーゼル 発電機燃料 貯蔵タンク 設置区域		防爆型 炎感知器 (屋外仕様)	非アナログ式
	緊急時対策 所用燃料地 下タンク設 置区域			

表 5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (3/3)

設置対象区域 又は区画	具体的区域 又は区画	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式
屋外エリア	海水ポンプ エリア	<ul style="list-style-type: none"> <li>・エリア全体の火災を感知する必要があるが、屋外であるため、火災による煙が周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難</li> <li>・エリア全体の火災を感知するために、アナログ式の熱感知器及び非アナログ式の炎感知器を設置</li> </ul>	屋外仕様 熱感知カメラ (赤外線)	アナログ式*1
	重大事故等 対処設備用 ケーブル布 設エリア		炎感知器 (屋外仕様)	非アナログ式
引火性又は発火性 の雰囲気を形成するおそれ がある場合	ガスタービン発電機用 軽油タンク 設置区域	<ul style="list-style-type: none"> <li>・充電時に水素ガス発生のおそれがある蓄電池室は、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれがあるため、防爆型の煙感知器及び熱感知器を設置</li> <li>・B-ディーゼル燃料移送ポンプエリア及びケーブルトレンチは、格納槽内の区画であり、引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれがある場所であるため、万一の軽油燃料の気化を考慮し、防爆型の煙感知器及び熱感知器を設置</li> </ul>	防爆型 煙感知器	非アナログ式
	蓄電池室		防爆型 熱感知器	非アナログ式

注記\*1：ここでいう「アナログ式」は、平常時の状態（温度、煙濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙濃度の上昇）を把握することができる機能を持つものと定義する

\*2：原子炉格納容器に設置する火災感知器は、運転中は信号を除外する設定とし、原子炉停止後に取替を行う

表5-2 火災感知設備耐震評価対象機器（火災防護上重要な機器等）

No.	防護対象		火災感知設備		耐震設計の基本方針	備考
	対象設備	耐震クラス	構成品	耐震クラス		
1	火災防護上重要な機器のうち、耐震Sクラス機器	S	火災感知器*1	C	基準地震動 $S_s$ による地震力に対する機能維持	
			火災受信機盤			
2	一般エリア	C	火災感知器	C	—*2	
			火災受信機盤			

注記\*1：煙感知器（アナログ），防爆型煙感知器（非アナログ式），煙吸引式検出設備（アナログ），熱感知器（アナログ），熱感知器（接点式・非アナログ），防爆型熱感知器（非アナログ），炎感知器（赤外線・非アナログ），熱感知カメラ（赤外線・アナログ）を示す

\*2：耐震重要度分類に応じた静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする

表5-3 火災感知設備耐震評価対象機器（重大事故等対処施設）

No.	防護対象		火災感知設備		耐震設計の基本方針	備考
	対象設備		構成品	耐震クラス		
1	火災防護対策を講じる重大事故等対処施設		火災感知器*	—	基準地震動 $S_s$ に対する機能維持	
			火災受信機盤			

注記\*：煙感知器（アナログ），防爆型煙感知器（非アナログ式），煙吸引式検出設備（アナログ），熱感知器（アナログ），熱感知器（接点式・非アナログ），防爆型熱感知器（非アナログ），炎感知器（赤外線・非アナログ），熱感知カメラ（赤外線・アナログ）を示す

表5-4 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が設置される  
火災区域又は火災区画で使用する消火設備

消火設備	消火剤	消火剤量	主な消火対象
全域ガス消火設備	ハロン 1301	1m <sup>3</sup> あたり 0.32kg (消防法施行規則第 20 条に基づき 算出される量以上)	煙の充満又は放射線の 影響により消火活動が 困難な火災区域又は火 災区画
ケーブル・トレイ 消火設備	FK- 5-1-12	1m <sup>3</sup> あたり 0.84~1.46kg に開口補償 を見込む	原子炉建物オペレーテ ィングフロアのケーブ ル・トレイ
消火器	粉末	消防法施行規則 第 6 条, 7 条に基づく必要数に余裕 を見込んで設置	煙の充満又は放射線の 影響により消火活動が 困難とならない火災区 域又は火災区画
	二酸化 炭素		中央制御室及び補助盤 室制御盤内
水消火設備	水	消火栓 130L/min 以上 (屋内) 350L/min 以上 (屋外)	煙の充満又は放射線の 影響により消火活動が 困難とならない火災区 域又は火災区画
		移動式消火設備 ・ 化学消防自動車 ・ 小型動力ポンプ付水槽車 2800L/min	

表5-5 消火設備 耐震評価対象機器（火災防護上重要な機器等）

No.	防火対象		消火設備			
	対象設備	耐震クラス	消火設備	構成品	耐震クラス	耐震基本方針
①	火災防護上重要な機器等	S	全域ガス消火設備	ボンベラック	C	基準地震動 S <sub>s</sub> による地震力に対する機能維持
				容器弁		
				選択弁*2		
				制御盤		
				配管		
②	ケーブル・トレイ	C	ケーブル・トレイ消火設備	消火ユニット	C	基準地震動 S <sub>s</sub> による地震力に対する機能維持
				配管		
				感知チューブ*1		
③	一般エリア	C	消火栓	電動機駆動消火ポンプ	C	-
				補助消火水槽		
				サイトバンカ建物消火タンク		
				44m盤消火タンク		
				45m盤消火タンク		
				50m盤消火タンク		
				制御盤		
				配管		

注記\*1：ケーブル・トレイ消火設備の感知チューブについては、強制的に座屈させた状態の模擬，強制的につぶした状態の模擬を行った後に，漏えい試験を実施し，ガスの漏えいがないことを確認することにより，機能維持を確認する

\*2：複数の火災区域又は火災区画等を防護する場合に設置する

表5-6 消火設備 耐震評価対象機器（重大事故等対処施設）

No.	防火対象	消火設備			
	対象設備	消火設備	構成品	耐震クラス	耐震基本方針
①	火災防護対策を講じる 重大事故等対処施設	全域ガス 消火設備	ボンベラック	C	基準地震動 S <sub>s</sub> による 地震力に 対する 機能維持
			容器弁		
			選択弁*2		
			制御盤		
			配管		
②	ケーブル・トレイ	ケーブル・トレイ 消火設備	消火ユニット	C	基準地震動 S <sub>s</sub> による 地震力に 対する 機能維持
			配管		
			感知チューブ*1		
③	火災防護対策を講じる 重大事故等対処施設	消火栓	電動機駆動 消火ポンプ	C	—
			補助消火水槽		
			44m盤消火タンク		
			50m盤消火タンク		
			制御盤		
			配管		

注記\*1：ケーブル・トレイ消火設備の感知チューブについては、強制的に座屈させた状態の模擬、強制的につぶした状態の模擬を行った後に、漏えい試験を実施し、ガスの漏えいがないことを確認することにより、機能維持を確認する

\*2：複数の火災区域又は火災区画等を防護する場合に設置する



表5-7 移動式消火設備の仕様

項目		仕様	
車種		化学消防自動車	小型動力ポンプ付水槽車
消 火 剤	消火剤	水又は泡水溶液	水
	水槽容量	1300L	5000L
	薬槽容量	500L	—
	消火原理	冷却及び窒息	冷却
	薬液濃度	3%又は6%	—
	消火剤の特徴	水：消火剤の確保が容易 泡水溶液：油火災に極めて有効	水：消火剤の確保が容易
消 火 設 備	適用規格	消防法 その他関係法令	消防法 その他関係法令
	放水能力	2800L/min以上 (泡放射については、 薬液濃度維持のため400～ 1200L/min)	2800L/min以上
	放水圧力	0.85MPa	0.85MPa
	ホース長	20m×20本	20m×20本
	水槽への給水	屋外消火栓 純水タンク ろ過水タンク 輪谷貯水槽 輪谷湾（海）	屋外消火栓 純水タンク ろ過水タンク 輪谷貯水槽 輪谷湾（海）
配備台数	1台	1台	
配備場所	自衛消防隊詰め所 (免震重要棟) 周辺	自衛消防隊詰め所 (免震重要棟) 周辺	

全域ガス消火設備の仕様

項目		仕様
消火剤	消火薬剤	ハロン1301
	消火原理	燃焼連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法その他関係法令
	火災感知	火災感知器（複数の感知器のうち2系統の動作信号）
	放出方式	自動起動又は手動起動（中央制御室及び現場）
	消火方式	全域放出方式
	電源	非常用電源及び蓄電池を盤内に設置
	破損，誤作動， 誤操作による影響	電気絶縁性が高く，揮発性の高いハロン1301は，電気設備及び機械設備に影響を与えない

S2 補 VI-1-1-1-8 R0

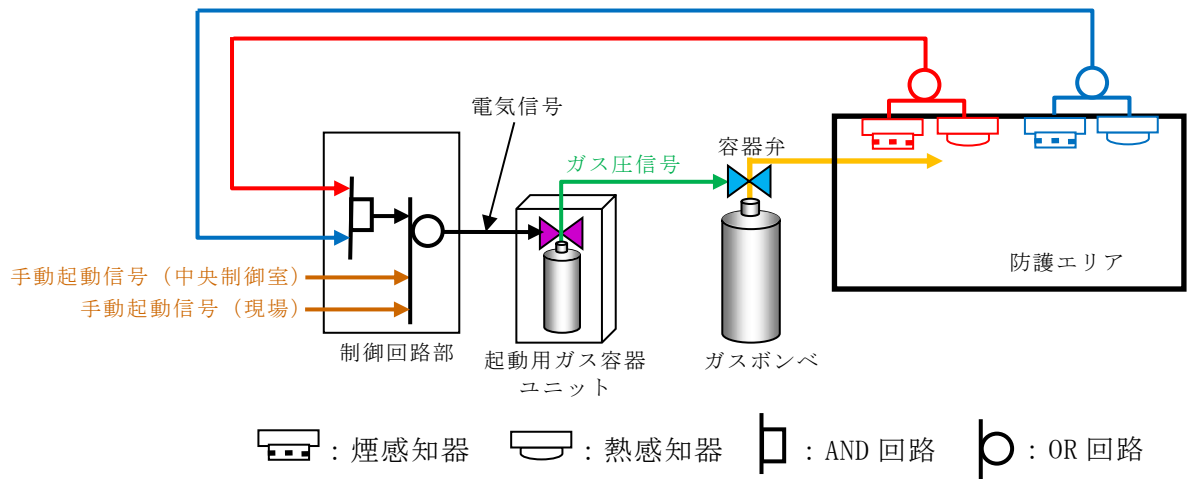


図5-1 全域ガス消火設備作動概要図

ケーブル・トレイ消火設備の仕様

項目		仕様
消火剤	消火薬剤	FK-5-1-12
	消火原理	燃焼連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法その他関係法令
	火災感知	センサーチューブ方式
	放出方式	自動起動又は手動起動（現場）
	消火方式	局所放出方式
	電源	電源不要
	破損，誤作動， 誤操作による影響	電気絶縁性が高く，揮発性の高い消火剤（FK-5-1-12）は，電気設備及び機械設備に影響を与えない

S2 補 VI-1-1-1-8 R0

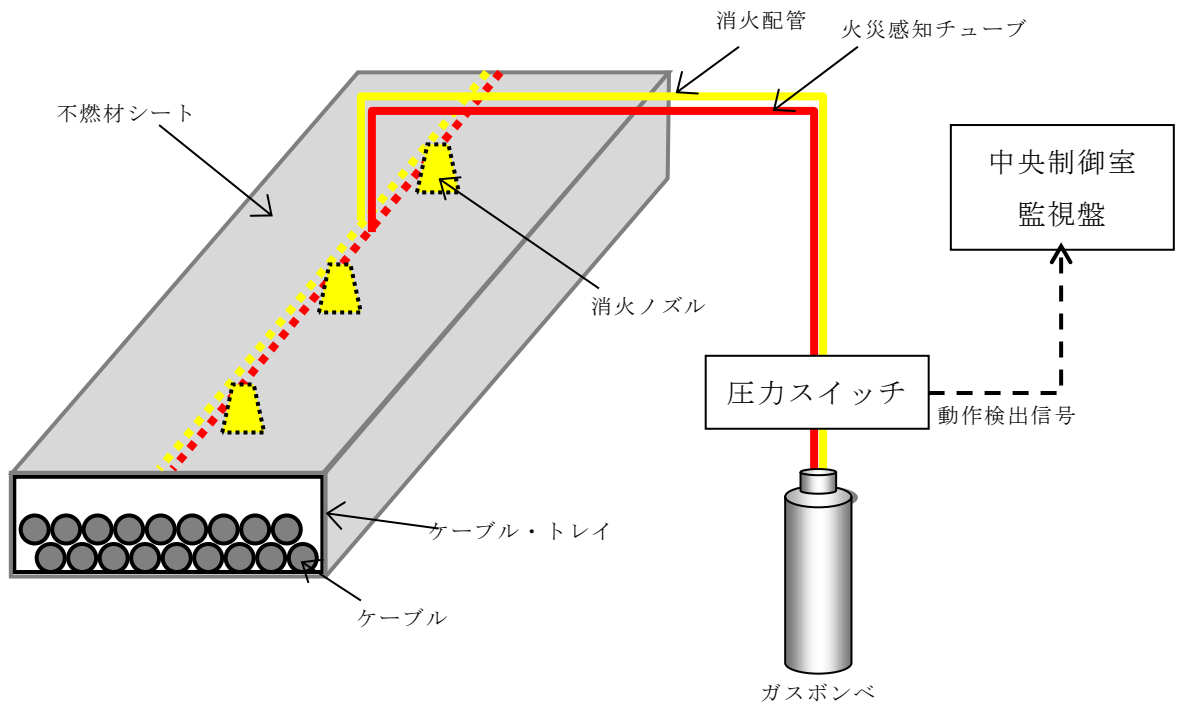


図5-2 ケーブル・トレイ消火設備 設置概要図

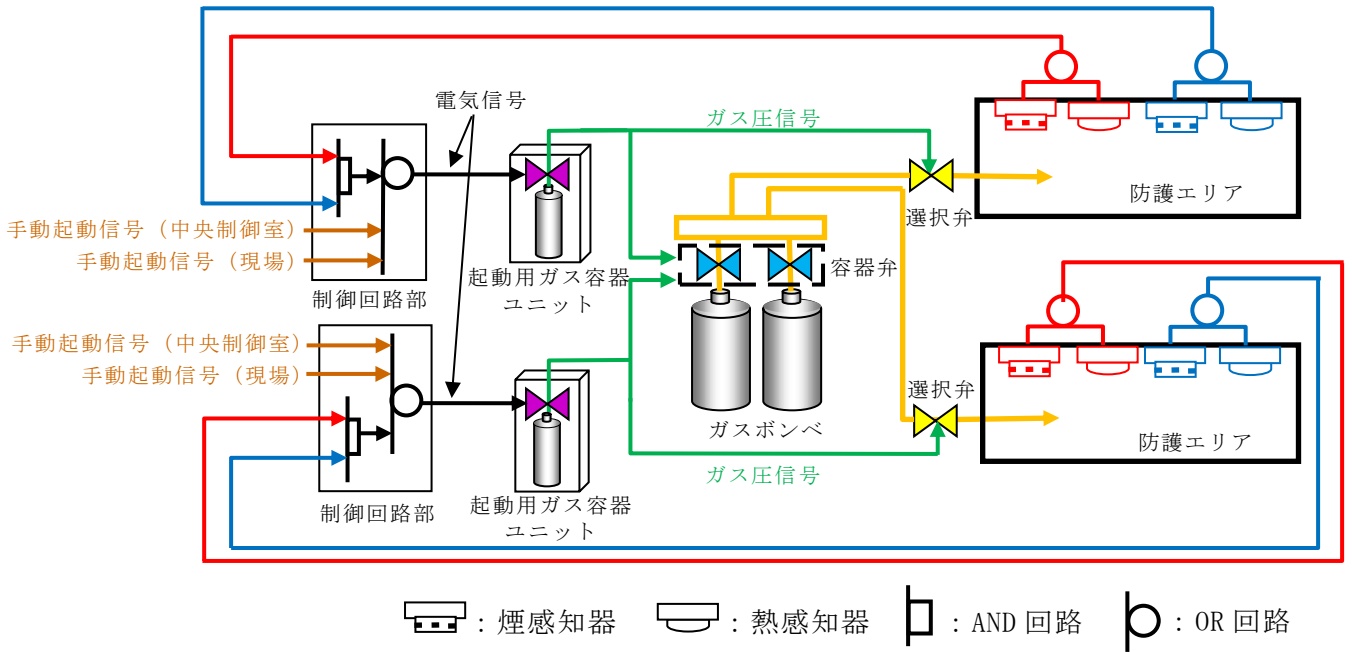


図5-3 全域ガス消火設備（選択弁あり） 系統構成

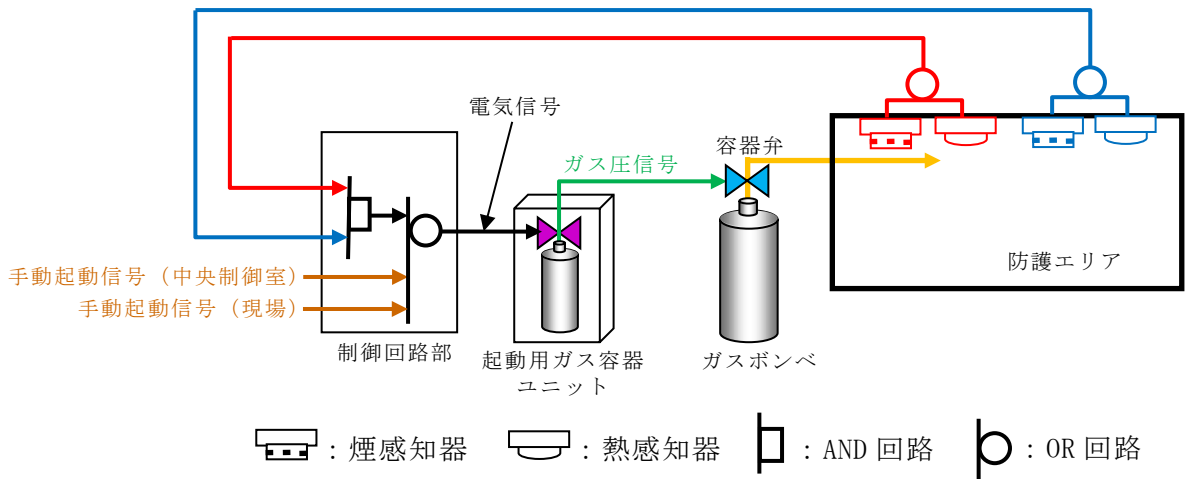


図5-4 全域ガス消火設備（選択弁なし） 系統構成

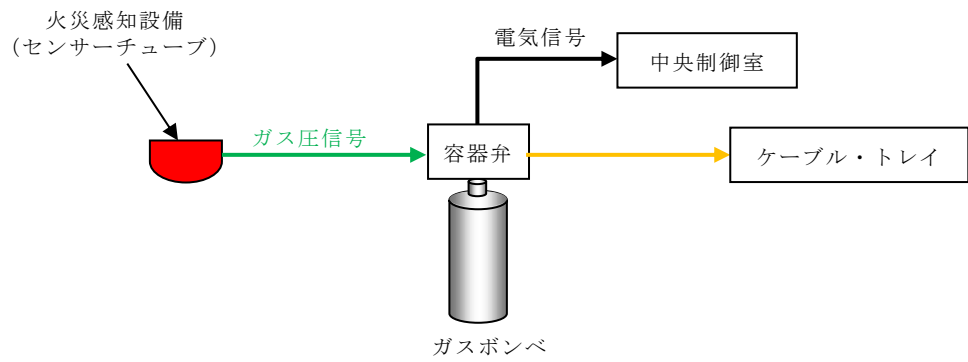


図5-5 ケーブル・トレイ消火設備 系統構成

## 6. 火災の影響軽減対策

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、火災の影響軽減のための対策を講じる。

6.1 項では、火災防護上重要な機器等が設置される火災区域又は火災区画内の分離について説明する。

6.2 項では、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要となる火災防護対象機器等の選定、火災防護対象機器等に対する系統分離対策について説明するとともに、中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内に対する火災の影響軽減についても説明する。

6.3 項から 6.6 項では、換気空調設備、煙、油タンク及びケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策について説明する。

## 6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離

火災の影響軽減対策が必要な火災防護上重要な機器等が設置される火災区域については、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁並びに3時間耐火に設計上必要なコンクリート厚である219mm以上を有する床、天井又は3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により他の火災区域から分離する。

3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離されている火災区域又は火災区画のファンネルは、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。

3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）の設計として、耐火性能を以下の文献等又は火災耐久試験にて確認する。

### (1) コンクリート壁

3時間の耐火性能に必要なコンクリート壁の最小壁厚は、表6-1に示す以下の文献により、123mm以上の設計とする。

- a. 2001年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第1433号耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課））

### (2) 耐火障壁、貫通部シール（配管貫通部、ケーブル・トレイ及び電線管貫通部）、防火扉、防火ダンパ

耐火障壁、貫通部シール（配管貫通部、ケーブル・トレイ及び電線管貫通部）、防火扉並びに防火ダンパは、以下に示す実証試験にて3時間耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

#### a. 耐火障壁

##### (a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

##### (b) 判定基準

表6-2に示す建築基準法第2条第7号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

イ. 耐火被覆材

表 6-3 に示す部材（鉄板）の両面に、厚さ約 40 mm の耐火被覆材を施工した試験体とする。

ロ. 発泡性耐火被覆材

表 6-3 に示す部材（鉄板）の両面に、厚さ約 1.5 mm の発泡性耐火被覆材を 3 枚施工した試験体とする。

ハ. 耐火ボード

表 6-4 に示す厚さ約 120 mm の耐火ボードを試験体とする。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-5 及び表 6-6 に示す。

b. 貫通部シール（配管貫通部）

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。

(b) 判定基準

表 6-2 に示す建築基準法第 2 条第 7 号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

島根原子力発電所第 2 号機の配管貫通部の仕様に基づき、表 6-7 に示す配管貫通部とする。試験体の概要を図 6-2 に示す。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-8 に示す。

c. 貫通部シール（ケーブル・トレイ貫通部）

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。



(b) 判定基準

表 6-2 に示す建築基準法第 2 条第 7 号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

島根原子力発電所第 2 号機のケーブル・トレイ貫通部の仕様を考慮し、表 6-9 に示すとおりとする。試験体の概要を図 6-3 に示す。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-10 に示す。

d. 貫通部シール（電線管貫通部）

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。

(b) 判定基準

表 6-2 に示す建築基準法第 2 条第 7 号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

電線管貫通部の試験体の仕様は、島根原子力発電所第 2 号機の電線管貫通部の仕様を考慮し選定しており、表 6-11 に示す電線管貫通部を選定している。試験体の概要を図 6-4 に示す。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-12 に示す。

e. 防火扉

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。

(b) 判定基準

表 6-2 に示す建築基準法第 2 条第 7 号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

島根原子力発電所第 2 号機の防火扉の仕様を考慮し、表 6-13 に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-14 に示す。

f. 防火ダンパ

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。

(b) 判定基準

表 6-2 に示す建築基準法第 2 条第 7 号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

島根原子力発電所第 2 号機の防火ダンパの仕様を考慮し、表 6-15 に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を表 6-16 に示す。

## 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離

発電用原子炉施設内の火災によって、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要となる火災防護対象機器等を選定し、それらについて互いに相違する系列間を隔壁又は離隔距離により系統分離する設計とする。

(1) 火災防護対象機器等の選定

火災が発生しても、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持する（以下、「原子炉の安全停止」という。）ためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも、原子炉の安全停止に必要な機能を少なくとも1つ確保する必要がある。

このため、単一火災（任意の一つの火災区域又は火災区画で発生する火災）の発生によって、原子炉の安全停止に必要な機能を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能喪失することのないよう、「3.1(1)a. 原子炉の安全停止に必要な機器等」にて選定した原子炉の安全停止に必要となる火災防護対象機器等について系統分離対策を講じる設計とする。

選定した火災防護対象機器及び火災防護対象機器の駆動若しくは制御に必要となる火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。

選定した火災防護対象機器のリストを表6-17に示す。

(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針

島根原子力発電所第2号機における系統分離対策は、火災防護対象機器等が設置される火災区域に対して、(1)項に示す考えに基づき、原則として安全系区分Ⅰ・Ⅲと安全系区分Ⅱを境界とし、以下の方法で実施することを基本方針とする。

a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離

b. 1時間耐火隔壁等による分離、火災感知設備及び自動消火設備等の設置

上記 a. 項に示す系統分離対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。

上記 b. 項に示す系統分離対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。

(3) 火災防護対象機器等に対する具体的な系統分離対策

a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離

「(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」の a. 項に示す、3時間以上の耐火性能を有する隔壁等による分離について、具体的な対策を以下に示す。

(a) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等

3時間以上の耐火能力を有する隔壁等として、123mm以上の壁厚のコンクリート壁、耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ、耐火間仕切り並びにケーブル・トレイ及び電線管耐火ラッピングの設置で分離する設計とする。

(b) 火災耐久試験

耐火障壁、貫通部シール、防火扉並びに防火ダンパは、「6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離」の(2)項に示す実証試験にて3時間以上の耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

耐火間仕切り及びケーブル・トレイ及び電線管耐火ラッピングは、以下に示す実証試験にて3時間耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

イ. 耐火間仕切り

(イ) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(ロ) 判定基準

表6-2に示す建築基準法第2条第7号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(ハ) 試験体

島根原子力発電所第2号機の火災防護対象機器等に応じて適するものを選定し、図6-5に示すとおりとする。試験体の仕様を表6-18に示す。

(ニ) 試験結果

試験結果を表6-19に示す。

ロ. ケーブル・トレイ及び電線管耐火ラッピング

(イ) 試験方法

図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(ロ) 判定基準

表6-20に示す耐火性の判定基準を満足する設計とする。

(ハ) 試験体

島根原子力発電所第2号機のケーブル・トレイ及び電線管の仕様を考慮し、表6-21及び表6-22に示すとおりとする。

(ニ) 試験結果

試験結果を表6-23及び表6-24に示す。

b. 1時間耐火隔壁等による分離，火災感知設備及び自動消火設備等の設置

「(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」のb.項に示す，1時間以上の耐火性能を有する隔壁等による分離について，具体的な対策を以下に示す。

(a) 1時間の耐火能力を有する隔壁等

イ. 電線管，ケーブル・トレイ及びフレキシブル電線管の分離に使用する場  
合

1時間以上の耐火能力を有する障壁等として，電線管，ケーブル・トレイ  
及びフレキシブル電線管耐火ラッピングで分離する設計とする。

(イ) 火災耐久試験

i. 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）  
で1時間加熱する。

ii. 判定基準

表6-25に示す耐火性の判定基準をすべて満足する設計とする。

iii. 試験体

島根原子力発電所第2号機の電線管，ケーブル・トレイ及びフレキ  
シブル電線管の仕様を考慮し，表6-26，表6-27及び表6-28に示  
すとおりとする。

iv. 試験結果

試験結果を表6-29，表6-30及び表6-31に示す。

(b) 火災感知設備

イ. 系統分離のために設置する自動消火設備を作動させるために，火災感知  
設備を設置する設計とする。

ロ. 火災感知器は、自動消火設備の誤作動を防止するため、複数の火災感知器を設置し、2つの火災感知器が作動することにより自動消火設備が作動する設計とする。

(c) 自動消火設備等

イ. 系統分離のための自動又は手動消火設備は、「5.2 消火設備について」の全域ガス消火設備を設置する設計とする。

ロ. 自動消火設備等は、「5.2 消火設備について」の 5.2.2(5)b.(b)項に示す系統分離に応じた独立性を有する系統構成とし、「5.2 消火設備について」の 5.2.2(5)f.(c)項に示す火災防護対象機器等の耐震クラスに応じて機能維持できるよう設置する設計とする。

(4) 中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内の系統分離対策

中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内は、「6.2(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」と同等の保安水準を確保する対策として以下のとおり系統分離対策を講じる。

a. 中央制御室の火災の影響軽減対策

中央制御室制御盤内の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、互いに相違する系列の水平距離を 6m 以上確保することや互いに相違する系列を 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離することが困難である。

このため、中央制御室制御盤内の火災防護対象機器等は、「6.2(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」に示す対策と同等の系統分離対策を実施するために、以下の(a)項に示す措置を実施するとともに、以下の(b)項に示す系統分離対策を実施する設計とする。

(a) 措置

火災により中央制御室制御盤 1 面の安全機能が喪失しても、原子炉を安全に停止するために必要な運転操作に必要な手順を管理する。

(b) 系統分離対策

イ. 離隔距離等による分離

中央制御室制御盤の操作スイッチ及びケーブルは、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験（「ケーブル、制御盤及び電源盤火災の実証試験」TLR-088）の結果に基づき、以下に示す分離対策を実施する。

- ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、難燃ポリフレックス電線及びテフゼル電線を使用する設計とする。
- (イ) 中央制御室制御盤は、厚さ 3.2mm 以上の金属製筐体で覆う設計とする。
- (ロ) 安全系異区分が混在する制御盤内では、区分間に厚さ 3.2mm 以上の金属製バリアを設置するとともに、盤内配線ダクトの離隔距離を 3cm 以上確保する設計とする。金属製バリアを設置できない場合は、離隔距離を垂直ダクト間で 5cm 以上、水平ダクト間では 10cm 以上確保する設計とする。
- (ハ) 安全系異区分が混在する制御盤内にある操作スイッチは、厚さ 1.6mm 以上の金属製筐体で覆い、さらに、一般操作スイッチと上下方向 20 mm、左右方向 15 mm 以上の離隔距離を確保する設計とする。
- (ニ) 安全系異区分が混在する制御盤内にある配線は、金属製バリアにより覆う設計とする。
- (ホ) 当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲への火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、難燃ポリフレックス電線及びテフゼル電線を使用する設計とする。

#### ロ. 火災感知設備

- (イ) 火災感知設備として、中央制御室内はアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を設置し、火災発生時には中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これに加えて、中央制御室制御盤内には、高感度煙検出設備を設置する設計とする。
- (ロ) 中央制御室制御盤内の火災発生時、中央制御室に常駐する運転員は煙を目視することで火災対象の把握が可能であるが、火災発生箇所の特定が困難な場合も想定し、可搬型のサーモグラフィカメラを中央制御室に配備する設計とする。

## ハ. 消火設備

中央制御室制御盤内の消火については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器を使用して、運転員による消火を行う。

### b. 補助盤室の火災の影響軽減対策

補助盤室制御盤内の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、互いに相違する系列の水平距離を 6m 以上確保することや互いに相違する系列を 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離することが困難である。

このため、補助盤室制御盤内の火災防護対象機器等は、「6.2(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」に示す対策と同等の系統分離対策を実施するために、以下の(a)項に示す措置を実施するとともに、以下の(b)項に示す系統分離対策を実施する設計とする。

#### (a) 措置

火災により補助盤室制御盤 1 面の安全機能が喪失しても、原子炉を安全に停止するために必要な運転操作に必要な手順を管理する。

#### (b) 系統分離対策

##### イ. 離隔距離等による分離

補助盤室制御盤の操作スイッチ及びケーブルは、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験（「ケーブル、制御盤及び電源盤火災の実証試験」TLR-088）の結果に基づき、分離対策を実施する。

ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、難燃ポリフレックス電線及びテフゼル電線を使用する設計とする。

##### ロ. 火災感知設備

火災感知設備として、補助盤室内はアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を設置し、火災発生時には全域ガス消火設備による消火によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これに加えて、補助盤室制御盤内には、高感度煙検出設備を設置する設計とする。

## ハ. 消火設備

補助盤室制御盤内の消火については、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備で消火を行う。



c. 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策

原子炉格納容器内は、プラント運転中は、窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。一方で、窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止状態ではない期間もあることから以下のとおり影響軽減対策を行う設計とする。

なお、原子炉格納容器内での作業に伴う持込み可燃物については、持込み期間、可燃物量、持込み場所等、運用について火災防護計画に定めて、管理する。また、原子炉格納容器内の油内包設備、分電盤等については、金属製の筐体やケーシングで構成すること、油を内包する点検用機器は通常電源を切る運用とすることによって、火災発生時においても火災防護対象機器等への火災の影響の低減を図る設計とする。

原子炉格納容器内は、機器やケーブル等が密集しており、干渉物が多く、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等の設置や、6m以上の離隔距離の確保、かつ、火災感知設備及び自動消火設備の設置、1時間の耐火能力を有する隔壁等の設置、かつ、火災感知設備及び自動消火設備の設置が困難である。

このため、原子炉格納容器内の火災防護対象機器等に対し、「6.2(2) 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」に示す対策と同等の系統分離対策を実施するために、以下(a)項に示す措置を実施するとともに、以下(b)項に示す系統分離対策を実施する設計とする。

(a) 措置

原子炉格納容器内の油内包設備の単一の火災が時間経過とともに徐々に進展した結果、原子炉格納容器内の安全機能が全喪失し、空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルの断線によりフェイル動作、電動弁は、モータに接続される電源ケーブルの断線により火災発生時の開度を維持するものと想定した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な手順を選定し、管理する措置を行う設計とする。

(b) 火災防護対象機器等の系統分離

原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の系統分離は、火災によっても原子炉の高温停止及び低温停止を達成、維持するために必要な機能が同時に喪失しないことを目的に行うことから、原子炉格納容器の状態に応じて以下のとおり対策を行う。

イ. 起動中

(イ) 火災防護対象ケーブルの分離及び火災防護対象機器の分散配置

原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、系統分離の観点から安全系

区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、異なる安全系区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については、金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

また、原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、原子炉格納容器貫通部を区分ごとに離れた場所に設置し、原則、電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設するとともに、1m以上の距離的分離を図る設計とする。原子炉起動中において、原子炉格納容器内のケーブルは、難燃ケーブルを使用するとともに、電線管で布設することにより、火災の影響軽減対策を行う設計とする。

なお、原子炉圧力容器下部に布設されている中性子源領域計装の核計装ケーブルは一部露出して布設するが、難燃ケーブルを使用しており、また、図6-6に示すとおり、火災の影響軽減の観点から中性子源領域計装はチャンネルごとに位置的分散を図って設置する設計とする。

#### (ロ) 火災感知設備

火災感知設備は、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。なお、誤作動を防止するため、窒素封入により不活性化し火災が発生する可能性がない期間については、作動信号を除外する運用とする。

#### (ハ) 消火設備

原子炉格納容器内の消火については、自衛消防隊（運転員及び消防チーム）による原子炉格納容器外の所員用エアロック室に常備する消火器及び消火栓を用いた速やかな消火活動により消火ができる設計とする。

原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入を継続し、原子炉格納容器内の等価火災時間が経過した後に開放し現場確認を行う。

また、上記に示す原子炉格納容器内での消火活動の手順については、火災防護計画に定めて、管理する。

#### ロ. 低温停止中

##### (イ) 火災防護対象ケーブルの分離及び火災防護対象機器の分散配置

低温停止中は原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の間において可燃物

が存在することのないように、異なる区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは原子炉格納容器貫通部を区分ごとに離れた場所に設置し、原則、電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設するとともに、1m以上の距離的分離を図る設計とする。また、火災発生後、消火活動を開始するまでの時間の耐火性能を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブル・トレイに布設することによって、近接する他の区分の火災防護対象機器へ火災の影響を及ぼすことなく消火できる設計とする。

#### (ロ) 火災感知設備

原子炉起動中と同様に、アナログ式の異なる感知方式の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する設計とする。

#### (ハ) 消火設備

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。

### 6.3 換気設備に対する火災の影響軽減対策

- (1) 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域に関連する換気空調設備には、他の火災区域又は火災区画への火、熱又は煙の影響が及ばないように、他の火災区域又は火災区画の境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。
- (2) 換気空調設備のフィルタは、「4.2(1)e. 換気空調設備のフィルタ」に示すとおり、チャコール・フィルタを除き、難燃性のものを使用する設計とする。

### 6.4 煙に対する火災の影響軽減対策

#### (1) 中央制御室

中央制御室の火災発生時の煙を排気するため、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。

中央制御室の排煙設備は、「建築基準法施行令第126条の3」に準じ、 $120\text{m}^3/\text{min}$ 以上で、かつ、床面積 $1\text{m}^2$ につき $1\text{m}^3$ （2以上の防煙区画部分に係る排煙機にあっては、当該防煙区画部分のうち床面積最大のものの床面積 $1\text{m}^2$ につき $2\text{m}^3$ ）以上を満足するように、中央制御室防煙区画部分のうち床面積最大の約 $75\text{m}^2$ に対して排気容量（約

186m<sup>3</sup>/min) とする。

排煙設備は中央制御室専用であるため、放射性物質の環境への放出を考慮する必要はない。排煙設備の使用材料は、火災発生時における高温の煙の排気も考慮して、排煙機、ダクトは耐火性及び耐熱性を有する金属を使用する設計とする。

また、排煙設備の電源は外部電源喪失を考慮し、非常用電源より給電する。

- (2) 非常用電気室，ケーブル処理室及び計算機室，ディーゼル発電機室，ディーゼル発電機燃料デイトンク室，補助盤室，運転員控室

電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域又は火災区画（非常用電気室，ケーブル処理室及び計算機室，ディーゼル発電機室，ディーゼル発電機燃料デイトンク室，補助盤室，運転員控室）は，全域ガス消火設備による早期消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから，煙の排気は不要である。

なお，引火性液体である軽油を貯蔵するディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，屋外で地下埋設構造であるため，煙が大気に放出されることから，排煙設備は設置不要である。

#### 6.5 油タンクに対する火災の影響軽減対策

火災区域又は火災区画に設置する油タンクは，油タンク内で発生するガスを換気空調設備により排気又はベント管により屋外へ排気する。

#### 6.6 ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策

ケーブル処理室のケーブル・トレイ間は，互いに相違する系列間を水平方向 0.9m，垂直方向 1.5m の最小離隔距離を確保する設計とする。最小離隔距離を確保できない場合は，隔壁等で分離する設計とする。

表 6-1 2001 年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説

<p>普通コンクリート壁の屋内火災耐火時間（遮熱性）の選定図          （「建設省告示第 1 4 3 3 号耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキストに加筆）</p>	<p style="text-align: center;">屋内火災保有耐火時間（分）</p>
<p>解説</p>	<p>火災強度 2 時間を超えた場合，建築基準法により指定された耐火構造壁はないが，告示の講習会テキスト*1 によりコンクリート壁の屋内火災保有耐火時間（遮熱性）の算定方法が下式のとおり示されており，これにより最小壁厚を算出することができる。</p> <p>ここで，<math>t</math> : 保有耐火時間 (min)      <math>t = \left( \frac{460}{\alpha} \right)^{3/2} 0.012 C_D D^2</math>  <math>D</math> : 壁の厚さ (mm)  <math>\alpha</math> : 火災温度上昇係数 [標準加熱曲線 : 460]*2  <math>C_D</math> : 遮熱特性係数</p> <p>注記*1 : 2001 年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第 1 4 3 3 号 耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課））</p> <p>*2 : 建築基準法の防火規定は 2000 年に国際的な調和を図るため，国際標準の I S O 方式が導入され，標準加熱曲線は I S O 8 3 4 となり，火災温度係数 <math>\alpha</math> は 460 となる</p> <p>前述の式により，屋内火災保有耐火時間 180min（3 時間）に必要な壁厚は 123mm と算出できる。</p> <p>また，屋内火災保有耐火時間について，上図のとおり 240min（4 時間）までの算定図が示されている。</p>

表 6-2 防火設備性能試験の判定基準

確認項目	遮炎性の確認
判定基準	① 火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと ② 非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと ③ 非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出しないこと

表 6-3 試験体となる耐火被覆材の仕様

試験体	試験体①	試験体②
鉄板厚さ		
耐火被覆材		
耐火被覆材厚さ		
概要図		

表 6-4 試験体となる耐火ボードの仕様

試験体	試験体①
寸法	高さ：2500mm×横：1400mm×厚さ：120mm（パネルの標準幅428mm）
概要図	

表 6-5 耐火被覆材の試験結果

試験体		試験体①	試験体②
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良	良
	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良	良
試験結果		合格	合格

表 6-6 耐火ボードの試験結果

試験体		試験体①
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良
	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良
試験結果		合格



表 6-7 試験体となる貫通部シール（配管貫通部）の仕様

試験体	スリーブ径	スリーブ長さ	配管径	適用箇所	貫通部シール材
試験体①	350A	300mm	150A	壁	
試験体②	350A	300mm	150A	壁	
試験体③	350A	300mm	50A	壁	
試験体④	350A	300mm	250A	壁	
試験体⑤	350A	300mm	50A	床	
試験体⑥	350A	300mm	250A	床	

表 6-8 貫通部シール（配管貫通部）の試験結果

試験体		試験体①	試験体②	試験体③	試験体④	試験体⑤	試験体⑥
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良	良	良	良	良	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良	良	良	良	良	良
	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良	良	良	良	良	良
試験結果		合格	合格	合格	合格	合格	合格

表 6-9 試験体となる貫通部シール（ケーブル・トレイ貫通部）の仕様

試験体	トレイサイズ	貫通ダクト	貫通部シール材
試験体①			
試験体②			
試験体③			
試験体④			
試験体⑤			
試験体⑥			
試験体⑦			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-10 貫通部シール（ケーブル・トレイ貫通部）の試験結果

試験体		試験体 ①	試験体 ②	試験体 ③	試験体 ④	試験体 ⑤	試験体 ⑥	試験体 ⑦
判定基準	火炎が通る亀裂等の 損傷及び隙間が生じ ないこと	良	良	良	良	良	良	良
	非加熱面側で10秒を 超えて継続する発炎 がないこと	良	良	良	良	良	良	良
	非加熱面側へ10秒を 超えて継続する火炎 の噴出がないこと	良	良	良	良	良	良	良
試験結果		合格	合格	合格	合格	合格	合格	合格

表 6-11 試験体となる貫通部シール（電線管貫通部）の仕様

試験体	電線管サイズ	貫通部シール材
試験体①		
試験体②		
試験体③		
試験体④		
試験体⑤		

表 6-12 貫通部シール（電線管貫通部）の試験結果

試験体		試験体 ①	試験体 ②	試験体 ③	試験体 ④	試験体 ⑤
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良	良	良	良	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良	良	良	良	良
	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良	良	良	良	良
試験結果		合格	合格	合格	合格	合格

表 6-13 試験体となる防火扉の仕様

種類	片開き扉（一般）	両開き扉（欄間パネル付き）
寸法		
板厚		
ドアクローザ		
扉姿図		

表 6-14 防火扉の試験結果

試験体		片開き扉（一般）	両開き扉（欄間パネル付き）
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良	良
	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良	良
試験結果		合格	合格

表 6-15 試験体となる防火ダンパの仕様

試験体	試験体①	試験体②
ダンパ サイズ		
板厚		
羽根 長さ		
羽根幅		
取付 方向		
ダンパ 外形図		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-16 防火ダンパの試験結果

試験体		試験体①	試験体②
判定基準	非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良	良
	非加熱面側で10秒を超えて継続する発炎がないこと	良	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良	良
試験結果		合格	合格

表 6-17 火災防護対象機器 (1/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
原子炉冷却材圧力バウンダリ	MV213-3	CUW 入口内側隔離弁		
	MV213-4	CUW 入口外側隔離弁		
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	SV202-5C, F, L	SR 弁逃がし弁機能用電磁弁		
	SV202-7B, D, E, G, K, M	SR 弁 ADS (A)機能用電磁弁		
	SV202-6B, D, E, G, K, M	SR 弁 ADS (B)機能用電磁弁		
原子炉停止後の除熱	HV221-1	タービン蒸気加減弁		
	M221-1	原子炉隔離時冷却系タービン		
	MV221-1	RCIC ポンプ CST 水入口弁		
	MV221-2	RCIC 注水弁		
	MV221-22	RCIC タービン蒸気入口弁		
	MV221-34	RCIC HPAC タービン蒸気入口弁		
	MV221-3	RCIC ポンプトーラス水入口弁		
	MV221-7	RCIC 復水器冷却水入口弁		
	P221-1	原子炉隔離時冷却ポンプ		
	MV221-6	RCIC ポンプミニマムフロー弁		
	MV221-10	RCIC 真空ポンプ出口弁		
	MV221-20	RCIC 蒸気内側隔離弁		
	MV221-21	RCIC 蒸気外側隔離弁		
	MV221-51	RCIC 主塞止弁		
	H221-1	RCIC タービン油冷却器		
	P221-2	RCIC タービン油ポンプ		
	—	主油タンク		
	P221-3	RCIC タービン真空ポンプ		
P221-4	RCIC タービン復水ポンプ			
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	MV224-1	HPCS ポンプ CST 水入口弁		
	MV224-2	HPCS ポンプトーラス水入口弁		
	P224-1	高圧炉心スプレイポンプ		
	MV224-7	HPCS ポンプトーラス側ミニマムフロー弁		
	MV224-3	HPCS 注水弁		
	MV222-17A	A-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1A	A-RHR ポンプトーラス水入口弁		

S2 補 VI-1-1-8 R0



表 6-17 火災防護対象機器 (2/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
原子炉停止後の除熱／炉心冷却	MV222-11A	A-RHR ポンプ炉水戻り弁		
	MV222-8A	A-RHR ポンプ炉水入口弁		
	P222-1A	A-残留熱除去ポンプ		
	MV222-15A	A-RHR テスト弁		
	MV222-5A	A-RHR 注水弁		
	MV222-22A	A-RHR 熱交水室入口弁		
	MV222-2A	A-RHR 熱交バイパス弁		
	MV222-17B	B-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1B	B-RHR ポンプトーラス水入口弁		
	MV222-11B	B-RHR ポンプ炉水戻り弁		
	MV222-8B	B-RHR ポンプ炉水入口弁		
	P222-1B	B-残留熱除去ポンプ		
	MV222-15B	B-RHR テスト弁		
	MV222-5B	B-RHR 注水弁		
	MV222-22B	B-RHR 熱交水室入口弁		
	MV222-2B	B-RHR 熱交バイパス弁		
	MV222-6	RHR 炉水入口内側隔離弁		
	MV222-7	RHR 炉水入口外側隔離弁		
炉心冷却	MV222-15C	C-RHR テスト弁		
	MV222-5C	C-RHR 注水弁		
	MV222-17C	C-RHR ポンプミニマムフロー弁		
	MV222-1C	C-RHR ポンプトーラス水入口弁		
	P222-1C	C-残留熱除去ポンプ		
	MV223-1	LPCS ポンプ入口弁		
	MV223-2	LPCS 注水弁		
	P223-1	低圧炉心スプレイポンプ		
	MV223-3	LPCS テスト弁		
	MV223-4	LPCS ポンプミニマムフロー弁		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (3/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (原子炉補機冷却系)	MV214-12A	RCW A1-DG 冷却水出口弁		
	MV214-13A	RCW A2-DG 冷却水出口弁		
	MV214-12B	RCW B1-DG 冷却水出口弁		
	MV214-13B	RCW B2-DG 冷却水出口弁		
	P214-1A	A-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1B	B-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1C	C-原子炉補機冷却水ポンプ		
	P214-1D	D-原子炉補機冷却水ポンプ		
	MV214-7A	RCW A-RHR 熱交冷却水出口弁		
	MV214-7B	RCW B-RHR 熱交冷却水出口弁		
	CV214-1A, B	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁		
サポート系 (原子炉補機海水系)	MV215-2A	A-RCW 熱交海水出口弁		
	MV215-2B	B-RCW 熱交海水出口弁		
	MV215-1A	A-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1B	B-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1C	C-RSW ポンプ出口弁		
	MV215-1D	D-RSW ポンプ出口弁		
	P215-1A	A-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1B	B-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1C	C-原子炉補機海水ポンプ		
	P215-1D	D-原子炉補機海水ポンプ		
サポート系 (高圧炉心スプレイ補機冷却系)	P218-1	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		
サポート系 (高圧炉心スプレイ補機海水系)	MV219-1	HPSW ポンプ出口弁		
	P219-1	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ		
サポート系 (非常用空調換気系)	H261-2	HPCS ポンプ室冷却機		
	H261-3	LPCS ポンプ室冷却機		
	H261-4A	A-RHR ポンプ室冷却機		
	H261-4B	B-RHR ポンプ室冷却機		
	H261-4C	C-RHR ポンプ室冷却機		
	H268-4A	A-RCW ポンプ室・熱交換器室冷却機		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (4/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (中央制御室空調換気系)	H264-1A	A-中央制御室冷凍機		
	H264-1B	B-中央制御室冷凍機		
	M264-1A	A-中央制御室送風機		
	M264-1B	B-中央制御室送風機		
	P264-1A	A-中央制御室冷水循環ポンプ		
	P264-1B	B-中央制御室冷水循環ポンプ		
	M264-2A	A-中央制御室非常用再循環送風機		
	M264-2B	B-中央制御室非常用再循環送風機		
	SV264-1A, B	中央制御室再循環風量調節ダンパ用電磁弁		
	SV264-2A, B	ケーブル処理室排気切替ダンパ用電磁弁		
	SV264-3A, B	中央制御室再循環空気排気切替ダンパ用電磁弁		
	AV264-5	中央制御室排気内側隔離弁		
	AV264-6	中央制御室排気外側隔離弁		
	CV264-17	中央制御室給気外側隔離弁		
	CV264-18	中央制御室給気内側隔離弁		
	AV264-7A	A-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
	AV264-7B	B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁		
	CV264-1A	中央制御室温度調節弁		
	CV264-1B	中央制御室温度調節弁		
	AD264-1	制御室再循環風量切替ダンパ		
AD264-2	ケーブル処理室排気切替ダンパ			
AD264-3	制御室再循環空気排気切替ダンパ			

表 6-17 火災防護対象機器 (5/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (非常用空調換気系)	M268-1	A-非常用 DG 室送風機		
	M268-2	B-非常用 DG 室送風機		
	M268-3	HPCS-DG 室送風機		
	M268-8A	A-HPCS 電気室送風機		
	M268-8B	B-HPCS 電気室送風機		
	M268-4A	A-非常用電気室 A 送風機		
	M268-4B	A-非常用電気室 B 送風機		
	M268-6A	B-非常用電気室 A 送風機		
	M268-6B	B-非常用電気室 B 送風機		
	M268-5A	A-非常用電気室 A 排風機		
	M268-5B	A-非常用電気室 B 排風機		
	M268-7A	B-非常用電気室 A 排風機		
	M268-7B	B-非常用電気室 B 排風機		
	M268-9A	A-HPCS 電気室排風機		
	M268-9B	B-HPCS 電気室排風機		
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	AV280-300A-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300A-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1A	A-潤滑油冷却器		
	M280-1A	A-非常用ディーゼル機関		
	M280-3A	A-非常用ディーゼル発電機		
	PSV280-300A-1	第 1 停止電磁弁		
	PSV280-300A-2	第 2 停止電磁弁		
	SV280-300A-1	始動電磁弁 (L 側)		
	SV280-300A-2	始動電磁弁 (R 側)		
	SV280-301A-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L 側)		
	SV280-301A-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R 側)		
	T280-5A	A-シリンダ油タンク		
	AV280-300B-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300B-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1B	B-潤滑油冷却器		
	M280-1B	B-非常用ディーゼル機関		
	M280-3B	B-非常用ディーゼル発電機		
	PSV280-300B-1	第 1 停止電磁弁		
	PSV280-300B-2	第 2 停止電磁弁		
	SV280-300B-1	始動電磁弁 (L 側)		
SV280-300B-2	始動電磁弁 (R 側)			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (6/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	SV280-301B-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L側)		
	SV280-301B-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R側)		
	T280-5B	B-シリンダ油タンク		
	AV280-300H-1	始動用空気塞止弁		
	AV280-300H-2	始動用空気塞止弁		
	H280-1H	高圧炉心スプレー系潤滑油冷却器		
	M280-1H	高圧炉心スプレー系ディーゼル機関		
	M280-3H	HPCS-ディーゼル発電機		
	PSV280-300H-1	第1停止電磁弁		
	PSV280-300H-2	第2停止電磁弁		
	SV280-300H-1	始動電磁弁(L側)		
	SV280-300H-2	始動電磁弁(R側)		
	SV280-301H-1	始動用空気ブローオフ電磁弁 (L側)		
	SV280-301H-2	始動用空気ブローオフ電磁弁 (R側)		
	T280-5H	高圧炉心スプレー系シリンダ油タンク		
	T280-3A	A-ディーゼル燃料デイトank		
	T280-3B	B-ディーゼル燃料デイトank		
	T280-3H	高圧炉心スプレー系燃料デイトank		
	D280-4A-1	A1-潤滑油フィルタ		
	D280-4A-2	A2-潤滑油フィルタ		
	D280-4B-1	B1-潤滑油フィルタ		
	D280-4B-2	B2-潤滑油フィルタ		
	D280-4H-1	高圧炉心スプレー系 1 潤滑油フィルタ		
	D280-4H-2	高圧炉心スプレー系 2 潤滑油フィルタ		
	D280-6A-1	A-給気消音器フィルタ		
	D280-6A-2	A-給気消音器フィルタ		
	D280-6B-1	B-給気消音器フィルタ		
	D280-6B-2	B-給気消音器フィルタ		

表 6-17 火災防護対象機器 (7/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (ディーゼル発電機 (燃料移送系を含む。))	D280-6H-1	HPCS-給気消音器フィルタ		
	D280-6H-2	HPCS-給気消音器フィルタ		
	P280-1A	A-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	P280-1B	B-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	P280-1H	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	T280-1A	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-1A-2	A2-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-1	B1-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-2	B2-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-2B-3	B3-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-1H	HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク		
	T280-4A	A-潤滑油サンプタンク		
	T280-4B	B-潤滑油サンプタンク		
	T280-4H	高圧炉心スプレイ系潤滑油サンプタンク		
サポート系 (非常用交流電源系)	2HPCS-M/C	2HPCS-メタクラ		
	2C-M/C	2C-メタクラ		
	2D-M/C	2D-メタクラ		
	VCB 52/2C-M	遮断器:2C-M/C-2B		
	VCB 52/2D-M	遮断器:2D-M/C-2B		
	VCB 52/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-2B		
	VCB 52DG/2C-M	遮断器:2C-M/C-8B		
	VCB 52DG/2D-M	遮断器:2D-M/C-8B		
	VCB 52DG/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-4B		
	VCB 52PT/2C-M	遮断器:2C-M/C-8A		
	VCB 52PT/2D-M	遮断器:2D-M/C-8A		
	VCB 52PT/2H-M	遮断器:2HPCS-M/C-3A		
	2C-L/C	2C-ロードセンタ		
	2D-L/C	2D-ロードセンタ		
	ACB 52P/2C-L-3B	2C-L/C-3B		
	ACB 52P/2D-L-3B	2D-L/C-3B		
	ACB 52B/2C-L-9C	2C-L/C-9C		
	ACB 52B/2D-L-8C	2D-L/C-8C		
	2C1-R/B-C/C	2C1-R/B コントロールセンタ		
	2C2-R/B-C/C	2C2-R/B コントロールセンタ		
2C3-R/B-C/C	2C3-R/B コントロールセンタ			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (8/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (非常用交流電源系)	2D1-R/B-C/C	2D1-R/B コントロールセンタ		
	2D2-R/B-C/C	2D2-R/B コントロールセンタ		
	2D3-R/B-C/C	2D3-R/B コントロールセンタ		
	2S-R/B-C/C	2S-R/B コントロールセンタ		
	2HPCS-C/C	2HPCS コントロールセンタ		
	2A-INST-C/C	2A-計装コントロールセンタ		
	2B-INST-C/C	2B-計装コントロールセンタ		
	2A-DG-C/C	2A-DG コントロールセンタ		
	2B-DG-C/C	2B-DG コントロールセンタ		
	2-961A5	無停電交流電源 A-中央分電盤 (非常用)		
	2-961A6	一般計装電源 A-中央分電盤 (非常用)		
	2-961B5	無停電交流電源 B-中央分電盤 (非常用)		
	2-961B6	一般計装電源 B-中央分電盤 (非常用)		
	2-961H	HPCS-中央分電盤		
	2-2260A	A-計装分電盤		
	2-2260B	B-計装分電盤		
	2-2260C	一般計装分電盤		
	2-2261A	A-計装用無停電交流電源装置		
	2-2261B	B-計装用無停電交流電源装置		
	2-2263A	A-原子炉中性子計装用分電盤		
	2-2263B	B-原子炉中性子計装用分電盤		
	E/T212-1	制御棒駆動系電源		
	E/T213-1	原子炉浄化系電源		
	E/T224-1	高圧炉心スプレイ系電源		
	E/T292-1	中央制御室外原子炉停止系		
	E/T298-1A	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1B	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1C	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-1D	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-2A	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-2B	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-3A	原子炉压力容器系電源		
	E/T298-3B	原子炉压力容器系電源		
E/T298-4A	原子炉压力容器系電源			
E/T298-4B	原子炉压力容器系電源			

表 6-17 火災防護対象機器 (9/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (直流電源系)	2RCIC-C/C	2-RCIC-直流コントロールセンタ		
	—	A-115V系蓄電池		
	—	B-115V系蓄電池		
	—	A-原子炉中性子計装用蓄電池		
	—	B-原子炉中性子計装用蓄電池		
	—	230V系蓄電池 (RCIC)		
	—	高压炉心スプレイ系蓄電池		
	2-961A1	A-中央分電盤		
	2-961A3	DC115V系 A-中央分電盤(常用)		
	2-961A4	DC115V系 A-中央分電盤(非常用)		
	2-961B4	DC115V系 B-中央分電盤(非常用)		
	2-2265A	A-115V系直流盤		
	2-2265B	B-115V系直流盤		
	2-2265D-1	230V系直流盤 (RCIC)		
	2-2265H	高压炉心スプレイ系直流盤		
	2-2267A	A-115V系充電器盤		
	2-2267B	B-115V系充電器盤		
	2-2267E	230V系充電器盤 (RCIC)		
	2-2267H	高压炉心スプレイ系充電器盤		
	2-2268A	A-原子炉中性子計装用充電器盤		
2-2268B	B-原子炉中性子計装用充電器盤			
サポート系 (制御系)	2-2207A	A-SRM/IRM 駆動装置盤		
	2-2207B	B-SRM/IRM 駆動装置盤		
	2-2208A	A-SRM/IRM 前置増幅器盤		
	2-2208D	D-SRM/IRM 前置増幅器盤		
	2-922	RCIC 継電器盤		
	2-924B1	B1-原子炉保護トリップ設定器盤		
	2-924B2	B2-原子炉保護トリップ設定器盤		
	2-970A	A-自動減圧継電器盤		
	2-970B	B-自動減圧継電器盤		
	2-971A	A-原子炉補助継電器盤		
	2-971B	B-原子炉補助継電器盤		



表 6-17 火災防護対象機器 (10/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2-972A	A-SGT・FCS・MSLC 継電器盤		
	2-972B	B-SGT・FCS・MSLC 継電器盤		
	2-921A	HPCS トリップ設定器盤		
	2-921	HPCS 継電器盤		
	2-920A	A-RHR・LPCS 継電器盤		
	2-920B	B・C-RHR 継電器盤		
	2-976A	S I-工学的安全施設トリップ 設定器盤		
	2-976B	S II-工学的安全施設トリップ 設定器盤		
	2-923A	A-格納容器隔離継電器盤		
	2-923B	B-格納容器隔離継電器盤		
	2-924A1	A1-原子炉保護トリップ設定器 盤		
	2-924A2	A2-原子炉保護トリップ設定器 盤		
	2-934A	A-原子炉プロセス計測盤		
	2-934B	B-原子炉プロセス計測盤		
	2-941	タービンプロセス計測盤		
	2-929-1	空調換気制御盤		
	2-977	計装弁隔離計装盤		
	2-910A	A-起動領域モニタ盤		
	2-910B	B-起動領域モニタ盤		
	2-909	安全設備補助制御盤		
	2-975A	A-配管周囲温度トリップ設定 器盤		
	2-975B	B-配管周囲温度トリップ設定 器盤		
	2-904-1	原子炉補機制御盤		
	2-904-2	原子炉補機制御盤		
	2-905	原子炉制御盤		
	2-903	安全設備制御盤		
	2-930	燃料プール冷却制御盤		
	2-908	所内電気盤		
	2-974	AM 設備制御盤		
	2-945	電力積算計盤		
	2-961G1	A-直流地絡検出装置盤		
	2-961G2	B-直流地絡検出装置盤		
2-946A	A-電気保護継電器盤			

表 6-17 火災防護対象機器 (11/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2-965-1	共通盤		
	2-965-2	共通盤		
	2-2220A1	制御盤		
	2-2220A2	自動電圧調整器盤		
	2-2220A3	整流器盤		
	2-2220A4	リアクトル盤		
	2-2220A5	整流器用変圧器盤		
	2-2220A6	飽和変流器盤		
	2-2220A7	中性点接地装置盤		
	2-2220B1	制御盤		
	2-2220B2	自動電圧調整器盤		
	2-2220B3	整流器盤		
	2-2220B4	リアクトル盤		
	2-2220B5	整流器用変圧器盤		
	2-2220B6	飽和変流器盤		
	2-2220B7	中性点接地装置盤		
	2-2220H1	制御盤		
	2-2220H2	自動電圧調整器盤		
	2-2220H3	整流器盤		
	2-2220H4	リアクトル盤		
	2-2220H5	整流器用変圧器盤		
	2-2220H6	飽和変流器盤		
	2-2220H7	中性点接地装置盤		
	2-2352	I-取水槽水位保安器収納箱		
	2-2353	II-取水槽水位保安器収納箱		
	2-2360	RCIC タービン制御盤		
	2-2211-22	2C-メタクラ保護継電器盤		
	2-2256A	A-中央制御室冷凍機制御盤		
	2-2256B	B-中央制御室冷凍機制御盤		
	2-2216A	A-非常用電気室空調換気継電器盤		
	2-2216B	B-非常用電気室空調換気継電器盤		
	2-2216H	HPCS 電気室空調換気継電器盤		
2YIB-15A	取水槽水位計発信器収納箱			
2YIB-15B	取水槽水位計発信器収納箱			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (12/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
サポート系 (制御系)	2RCB-80A	A-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2RCB-80B	B-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2RCB-80H	HPCS-ディーゼル発電機速度検出用変換器箱		
	2-2215-1	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	2-2215-2	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	2-914	プロセス放射線モニタ盤		
	2-973A-1	A-格納容器 H2/O2 濃度計盤		
	2-973A-2	A-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤		
	2-973B-1	B-格納容器 H2/O2 濃度計盤		
	2-973B-2	B-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤		
プロセス監視	PX222-4A	A-RHR ポンプ出口圧力		
	PX222-4B	B-RHR ポンプ出口圧力		
	PX222-4C	C-RHR ポンプ出口圧力		
	dPS222-3A	A-RHR 配管差圧高		
	dPX222-3A	RHR ポンプ入口配管差圧		
	dPS222-3B	B-RHR 配管差圧高		
	dPX222-3B	RHR ポンプ入口配管差圧		
	TE222-3A-1~6	A-RHR ポンプ室周囲温度		
	TE222-4A-1~6	A-RHR 熱交室周囲温度		
	TS222-3A-1~6	A-RHR ポンプ室周囲温度高高		
	TS222-4A-1~6	A-RHR 熱交室周囲温度高高		
	TE222-3B-1~6	B-RHR ポンプ室周囲温度		
	TE222-4B-1~6	B-RHR 熱交室周囲温度		
	TS222-3B-1~6	B-RHR ポンプ室周囲温度高高		
	TS222-4B-1~6	B-RHR 熱交室周囲温度高高		
	PX298-6A	原子炉圧力		
	PX298-6B	原子炉圧力		
	PS298-6A	原子炉圧力停止時冷却範囲		
	PS298-6B	原子炉圧力停止時冷却範囲		
	NE294-21, 24	SRM 検出器		
D294-2-21, 24	SRM 駆動機構(モータモジュール)			

表 6-17 火災防護対象機器 (13/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	NY294-21C, 24C	対数係数率指示計		
	LX217-1A	トーラス水位		
	LX217-1B	トーラス水位		
	FX221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PX221-9	RCIC ポンプ出口圧力		
	FS221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	FX221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	PS221-5	RCIC ポンプ入口圧力		
	PS221-9	RCIC ポンプ出口圧力		
	FI/O221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	FI/O221-2	RCIC ポンプ出口流量		
	FYC221-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PoE221-202A	A-RCIC 蒸気加減弁開度		
	PoE221-202B	B-RCIC 蒸気加減弁開度		
	dPX221-1A	RCIC 蒸気管差圧		
	dPX221-1B	RCIC 蒸気管差圧		
	dPS221-1A, B	RCIC 蒸気管差圧高		
	PX221-1A, C	RCIC 蒸気管圧力		
	PX221-1B, D	RCIC 蒸気管圧力		
	PS221-1A~D	RCIC 蒸気管圧力低		
	PS221-3A, B	RCIC タービン排気圧力		
	PS221-4A~D	RCIC 排気ラプチャデスク間圧力		
	TE221-2-1~6	RCIC 機器室周囲温度		
	TS221-2-1~6	RCIC 機器室周囲温度高高		
	FX224-2	HPCS ポンプ出口流量		
	FS224-2-1	HPCS ポンプ出口流量高		
	FS224-2-2	HPCS ポンプ出口流量低		
	LS224-2A	トーラス水位		
	LS224-2B	トーラス水位		
	LX293-1A~D	原子炉水位		
	LS293-1A~D	原子炉水位低低 L3		
	LX298-1A~D	原子炉水位		
	LX298-7A~C	原子炉水位		
	LS298-7A~C	原子炉水位高高 L8		
	LS298-1A~D-1	原子炉水位低低 L1		
	LS298-1A~D-3	原子炉水位低低 L2		
	PS298-1A~C	原子炉圧力		
	PS298-2A~C	原子炉圧力		
	PS298-3A~C	原子炉圧力		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (14/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	P/LR298-3A, B	原子炉圧力・水位		
	PS298-4A~C	原子炉圧力		
	PI/0298-5B-1	原子炉圧力		
	LX298-4A~D	原子炉水位		
	LS298-4A~D	原子炉水位低低 L1 H		
	LX298-6A~C	原子炉水位		
	LS298-6A~C	原子炉水位高高 L8		
	FX222-2A	A-RHR ポンプ出口流量		
	FX222-2B	B-RHR ポンプ出口流量		
	FX222-2C	C-RHR ポンプ出口流量		
	FS222-2A-1	A-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2A-2	A-RHR ポンプ出口流量低		
	FS222-2B-1	B-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2B-2	B-RHR ポンプ出口流量低		
	FS222-2C-1	C-RHR ポンプ出口流量高		
	FS222-2C-2	C-RHR ポンプ出口流量低		
	dPX223-1	LPCS 注水弁差圧		
	dPS223-1	LPCS 注水弁差圧低		
	FX223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FI/0223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FY223-1	LPCS ポンプ出口流量		
	FX223-2	LPCS ポンプ出口流量		
	FS223-2-1	LPCS ポンプ出口流量高		
	FS223-2-2	LPCS ポンプ出口流量低		
	PX217-7A, C	ドライウエル圧力		
	PX217-7B, D	ドライウエル圧力		
	PS217-7A~D-1	ドライウエル圧力高高		
	PS217-7A~D-2	ドライウエル圧力高高		
	PX217-8A, C	ドライウエル圧力		
	PX217-8B, D	ドライウエル圧力		
	PS217-8A~D	ドライウエル圧力高高		
	LX298-2A	原子炉水位		
	LX298-2B	原子炉水位		
	LS298-1A~D -2	原子炉水位低低 L1		
	LS298-2A	原子炉水位低低 L3		
	LS298-2B	原子炉水位低低 L3		
	LS214-1A-1~3	A-RCW サージタンク水位		
	LS214-1B-1~3	B-RCW サージタンク水位		
	LS214-2A-1~3	A-RCW サージタンク水位		

表 6-17 火災防護対象機器 (15/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	LS214-2B-1~3	B-RCW サージタンク水位		
	PS214-1A-1	A-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1B-1	B-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1C-1	C-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1D-1	D-RCW ポンプ出口圧力		
	PS214-1A-2	A-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1B-2	B-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1C-2	C-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-1D-2	D-RCW ポンプ出口圧力高		
	PS214-101A	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-101B	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-102A	機関入口 2 次水圧力		
	PS214-102B	機関入口 2 次水圧力		
	E/P214-1A	A-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	E/P214-1B	B-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PS215-1A, C	A, C -RSW ポンプ出口圧力		
	PS215-1B, D	B, D -RSW ポンプ出口圧力		
	LX215-3A	I-取水槽水位		
	LX215-3B	II-取水槽水位		
	LS215-3A	I-取水槽水位		
	LS215-3B	II-取水槽水位		
	LI/0215-3A	I-取水槽水位		
	LI/0215-3B	II-取水槽水位		
	LS218-3	HPCW サージタンク水位		
	PS218-101	機関入口 2 次水圧力		
	PS218-102	機関入口 2 次水圧力		
	PX264-3A	A-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PX264-3B	B-中央制御室冷凍機凝縮器圧力		
	PYC264-3A	凝縮器圧力		
	PYC264-3B	凝縮器圧力		
	E/P264-1A	A-制御室湿度		
	E/P264-1B	B-制御室湿度		
	MYCS264-1A	A-制御室湿度		
MYCS264-1B	B-制御室湿度			

表 6-17 火災防護対象機器 (16/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	TME264-1A	A-制御室湿度		
	TME264-1B	B-制御室湿度		
	TYCS264-1A	A-制御室温度		
	TYCS264-1B	B-制御室温度		
	PoS280-352A	A-リミットスイッチ(燃料ハンド ドル位置検出用)		
	PoS280-352B	B-リミットスイッチ(燃料ハンド ドル位置検出用)		
	PoS280-352H	HPCS-リミットスイッチ(燃料 ハンドドル位置検出用)		
	PoS280-354A	A-リミットスイッチ(機械式過 速度装置用)		
	PoS280-354B	B-リミットスイッチ(機械式過 速度装置用)		
	PoS280-354H	HPCS-リミットスイッチ(機械 式過速度装置用)		
	LS280-151A	燃料デイトank 液位		
	LIS280-151A	燃料デイトank 液位		
	LS280-151B	燃料デイトank 液位		
	LIS280-151B	燃料デイトank 液位		
	LS280-151H	燃料デイトank 液位		
	LIS280-151H	燃料デイトank 液位		
	NrS280-351A-1	発電機速度		
	NrS280-351A-2	発電機速度		
	NrS280-351B-1	発電機速度		
	NrS280-351B-2	発電機速度		
	NrS280-351H-1	発電機速度		
	NrS280-351H-2	発電機速度		
	NrE280-351A-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	NrE280-351B-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	NrE280-351H-1	電磁ピックアップ(制御用)		
	Nr/V280-351A-1	発電機速度		
	Nr/V280-351B-1	発電機速度		
	Nr/V280-351H-1	発電機速度		
	NrE221-201A	RCIC タービン回転速度-A		
	NrE221-201B	RCIC タービン回転速度-B		
	NrE221-201C	RCIC タービン回転速度-C		
	PS280-1A	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-2A	機関入口 1 次水圧力		

表 6-17 火災防護対象機器 (17/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	PS280-202A	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203A	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-1B	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-2B	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-202B	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203B	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-1H	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-2H	機関入口 1 次水圧力		
	PS280-202H	機関入口潤滑油圧力		
	PS280-203H	機関入口潤滑油圧力		
	PX217-2A	ドライウエル圧力		
	PX217-2B	ドライウエル圧力		
	L/PRS217-1A	トーラス水位・格納容器圧力		
	L/PRS217-1B	トーラス水位・格納容器圧力		
	PI/0217-2A	ドライウエル圧力		
	PI/0217-2B	ドライウエル圧力		
	LX221-101	RCIC タービン真空タンク水位		
	LI/0221-101	RCIC 真空タンク水位		
	LS221-101-1	RCIC 真空タンク水位		
	TE222-5A-1~6	トーラス水温度		
	TE222-5B-1~6	トーラス水温度		
	TRS222-5A, B	トーラス水温度		
	PY222-4A	A-RHR ポンプ出口圧力		
	PY222-4B	B-RHR ポンプ出口圧力		
	PY222-4C	C-RHR ポンプ出口圧力		
	FX224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	PX298-5B	原子炉圧力		
	LX298-11A	原子炉水位(広域帯水位計)		
	LX298-11B	原子炉水位(広域帯水位計)		
	LX298-12A	原子炉水位(燃料域水位計)		
	LX298-12B	原子炉水位(燃料域水位計)		
	PX298-5A	原子炉圧力		
	FY224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	FI/0224-1	HPCS ポンプ出口流量		
	AMP294-21, 24	中性子源領域計測装置(前置増幅器)		
	NXS294-21, 24	SRM ユニット(ch21, 24)		
	FYC292-1	RCIC ポンプ出口流量		
	PY292-2	原子炉圧力		



表 6-17 火災防護対象機器 (18/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	LY292-1	トーラス水位		
	LY292-2	原子炉水位		
	PY292-1	ドライウエル圧力		
	TY292-2	トーラス水温度		
	TY292-3	トーラス水温度		
	TI/0292-2	トーラス水温度		
	TI/0292-3	トーラス水温度		
	PS229-116A, B	ドライウエル圧力		
	D229-104A	除湿器		
	D229-104B	除湿器		
	P229-100A	事故時用サンプル昇圧ポンプ		
	P229-100B	事故時用サンプル昇圧ポンプ		
	P229-104A	事故時用サンプルポンプ		
	P229-104B	事故時用サンプルポンプ		
	AV229-100A	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-100B	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-101A	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-101B	気水分離器出口ドレン弁		
	AV229-102A	除湿器出口ドレン弁		
	AV229-102B	除湿器出口ドレン弁		
	AV229-103A	ドレン計量管ドレン出口弁		
	AV229-103B	ドレン計量管ドレン出口弁		
	AV229-115B	ドライウエルサンプリングライン入口弁		
	MV229-100A	A-CAMS ドライウエルサンプリング隔離弁		
	MV229-100B	B-CAMS ドライウエルサンプリング隔離弁		
	MV229-101A	A-CAMS トーラスサンプリング隔離弁		
	MV229-101B	B-CAMS トーラスサンプリング隔離弁		
	MV229-102A	A-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁		
	MV229-102B	B-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁		

表 6-17 火災防護対象機器 (19/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	MV229-103A	A-CAMS サンプリングドレン戻り隔離弁		
	MV229-103B	B-CAMS サンプリングドレン戻り隔離弁		
	PSV229-100A	ドライウェルサンプル入口弁		
	PSV229-100B	ドライウェルサンプル入口弁		
	PSV229-102A	事故時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-102B	事故時用サンプル昇圧ポンプ出口弁		
	PSV229-107A	ドレン計量管ドレン均圧弁		
	PSV229-107B	ドレン計量管ドレン均圧弁		
	PSV229-108A	ドレン計量管パージ入口弁		
	PSV229-108B	ドレン計量管パージ入口弁		
	PSV229-120B	DBA サンプリング弁		
	PSV229-121B	SA サンプリング弁		
	PSV229-130A	サンプルバイパス弁		
	PSV229-130B	サンプルバイパス弁		
	PSV229-131A	事故時用サンプルポンプ出口弁		
	PSV229-131B	事故時用サンプルポンプ出口弁		
	PSV229-132A	事故時用サンプルポンプバイパス弁		
	PSV229-132B	事故時用サンプルポンプバイパス弁		
	PSV229-135B	DBA 背圧弁出口弁		
	PSV229-136B	SA 背圧弁出口弁		
	SV229-100A	AV229-100A 用電磁弁		
	SV229-100B	AV229-100B 用電磁弁		
	SV229-101A	AV229-101A 用電磁弁		
	SV229-101B	AV229-101B 用電磁弁		
	SV229-102A	AV229-102A 用電磁弁		
	SV229-102B	AV229-102B 用電磁弁		
	SV229-103A	AV229-103A 用電磁弁		
	SV229-103B	AV229-103B 用電磁弁		
SV229-115B	AV229-115B 用電磁弁			

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-17 火災防護対象機器 (20/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	H2AM229-101A	H2 濃度		
	H2AM229-101B	H2 濃度		
	H2E229-101A	H2 濃度		
	H2E229-101B	H2 濃度		
	H2I/0229-101A, B	H2 濃度		
	H2YX229-101A, B	H2 濃度		
	LI/0229-101A, B	ドレン計量管水位		
	LX229-101A	ドレン計量管水位		
	LX229-101B	ドレン計量管水位		
	LS229-101A, B-1	ドレン計量管水位		
	PIS229-101A	サンプル昇圧ポンプ入口圧力		
	PIS229-101B	サンプル昇圧ポンプ入口圧力		
	TS229-101B	除湿器出口温度		
	ZR229-101A	H2/O2 濃度		
	ZR229-101B	H2/O2 濃度		
	PSV229-125	PASS サンプリング連絡弁		
	PSV278-3400	PCV 雰囲気サンプリング入口 第1止弁 (PASS)		
	PSV278-3401	PCV 雰囲気サンプリング戻り 第1止弁 (PASS)		
	PSV278-3402	PCV 雰囲気サンプリング戻り 第2止弁 (PASS)		
	PSV278-3403	PCV 雰囲気サンプリング入口 第2止弁 (PASS)		
	PSV229-106A	通常時用サンプル昇圧ポンプ 出口弁		
	PSV229-106B	通常時用サンプル昇圧ポンプ 出口弁		
	PSV229-134A	通常時用サンプルポンプ出口 弁		
	PSV229-134B	通常時用サンプルポンプ出口 弁		
	AMP295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ドライ イUEL)		
	AMP295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ドライ イUEL)		

表 6-17 火災防護対象機器 (21/21)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	部屋番号
プロセス監視	AMP295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	AMP295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	RYM295-25A, B	格納容器雰囲気モニタ 対数線量当量率計モジュール (ドライウエル)		
	RYM295-26A, B	格納容器雰囲気モニタ 対数線量当量率計モジュール (トールラス)		
	RE295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ドラ イウエル)		
	RE295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ドラ イウエル)		
	RE295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		
	RE295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ レクションチェンバ)		

表 6-18 試験体となる耐火間仕切りの仕様

	試験体
適用機器	
耐火材仕様	

表 6-19 耐火間仕切りの試験結果

判定基準	判定
火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと	良
非加熱面側へ10秒を超えて継続する発炎がないこと	良
非加熱面側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良
試験結果	合格

表 6-20 耐火ラッピングの耐火性の判定基準

試験項目	耐火性の確認
判定基準	① 耐火ラッピングの非加熱側の温度上昇値が平均139K，最大181Kを超えないこと ② 火災耐久試験及び放水試験においてケーブル・トレイ等が見える貫通口が生じないこと

表 6-21 試験体となるケーブル・トレイ耐火ラッピングの仕様 (1/2)

試験体	試験体① (ラッピングタイプ)
トレイサイズ	
トレイ段数	
布設ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

表 6-21 試験体となるケーブル・トレイ耐火ラッピングの仕様 (2/2)

試験体	試験体② (ボードタイプ)
トレイサイズ	
トレイ段数	
布設ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

S2 補 VI-1-1-1-8 R0

表 6-22 試験体となる電線管耐火ラッピングの仕様 (1/2)

試験体	試験体① (U字タイプ)
電線管サイズ	
布設ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

S2 補 VI-1-1-8 R0



表 6-22 試験体となる電線管耐火ラッピングの仕様 (2/2)

試験体	試験体② (天井近傍タイプ)
電線管サイズ	
布設ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-23 ケーブル・トレイ耐火ラッピングの試験結果

試験体		試験体①	試験体②
判定基準	耐火ラッピングの非加熱側の温度上昇値が平均139K, 最大181Kを超えないこと	良	良
	火災耐久試験及び放水試験においてケーブル・トレイ等が見える貫通口が生じないこと	良	良
試験結果		合格	合格

表 6-24 電線管耐火ラッピングの試験結果

試験体		試験体①	試験体②
判定基準	耐火ラッピングの非加熱側の温度上昇値が平均139K, 最大181Kを超えないこと	良	良
	火災耐久試験及び放水試験においてケーブル・トレイ等が見える貫通口が生じないこと	良	良
試験結果		合格	合格

表 6-25 電線管，ケーブル・トレイ及びフレキシブル電線管 1 時間耐火ラッピングの耐火性能の判定基準

確認項目	確認内容	判定基準
温度確認	加熱試験中，熱電対を用いて試験体の非加熱面側の温度上昇を測定する	試験体の非加熱面側の温度上昇が，平均で 140K 以下，最高で 180K 以下であること*1
	加熱試験中，熱電対を用いてケーブル表面の温度を測定する	ケーブルシース表面温度が 171℃*2 を超えないこと
外観確認	試験後に，試験体の外観確認を行う	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと*1
		非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する発炎がないこと*1
		火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと*1
電気特性確認	試験後，ケーブルの導通を確認する（導通確認）	導通があること （断線していないこと）
	試験後，ケーブルの導体相互間の絶縁抵抗を測定する（絶縁抵抗測定）	試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと*3

注記\*1：建築基準法に基づく防火設備性能試験の壁に要求される耐火性能の判定基準から選定

\*2：LOCA 試験時最大温度

\*3：電気設備に関する技術基準を定める省令（第 58 条 低圧の電路の絶縁性能）に基づき選定

・使用電圧 300V を超えるもの：0.4MΩ 以上

表 6-26 試験体となる電線管 1 時間耐火ラッピング

電線管サイズ	
ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-27 試験体となるケーブル・トレイ 1 時間耐火ラッピングの仕様

トレイサイズ	
ケーブル	
耐火材仕様	
試験体概要図	

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-28 試験体となるフレキシブル電線管 1 時間耐火ラッピングの仕様

試験体	試験体①	試験体②
電線管サイズ		
ケーブル		
耐火材仕様		
試験体概要図		

S2 補 VI-1-1-8 R0

表 6-29 電線管 1 時間耐火ラッピングの試験結果

判定基準		結果
温度確認	試験体の非加熱面側の温度上昇が、平均で 140K 以下、最高で 180K 以下であること	良
	ケーブルシース表面温度が 171℃を超えないこと	良
外観確認	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良*1
	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する発炎がないこと	良*1
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと	良
電気特性確認	導通があること (断線していないこと)	良
	試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと	良
試験結果		合格

注記\*1：試験後の電線管耐火ラッピングの損傷状態，煤等の付着がないことを確認し，外観確認結果「良」と判定した

表 6-30 ケーブル・トレイ 1 時間耐火ラッピングの試験結果

判定基準		結果
温度確認	試験体の非加熱面側の温度上昇が、平均で 140K 以下、最高で 180K 以下であること	良
	ケーブルシース表面温度が 171℃を超えないこと	良
外観確認	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良*1
	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する発炎がないこと	良*1
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと	良
電気特性確認	導通があること (断線していないこと)	良
	試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと	良
試験結果		合格

注記\*1：試験後のケーブル・トレイ耐火ラッピングの損傷状態，煤等の付着がないことを確認し，外観確認結果「良」と判定した

表 6-31 フレキシブル電線管 1 時間耐火ラッピングの試験結果

判定基準		試験体 ①	試験体 ②	
判定基準	温度確認	試験体の非加熱面側の温度上昇が、平均で 140K 以下、最高で 180K 以下であること	良	良
		ケーブルシース表面温度が 171℃を超えないこと	良	良
	外観確認	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと	良*1	良*1
		非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する発炎がないこと	良*1	良*1
		火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと	良	良
	電気特性確認	導通があること (断線していないこと)	良	良
		試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと	良	良
	試験結果		合格	合格

注記\*1：試験後のフレキシブル電線管耐火ラッピングの損傷状態，煤等の付着がないことを確認し，外観確認結果「良」と判定した



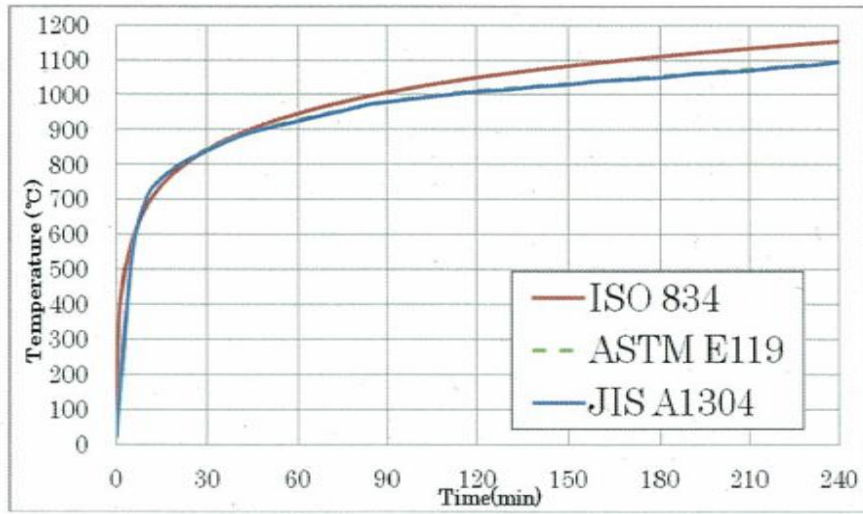
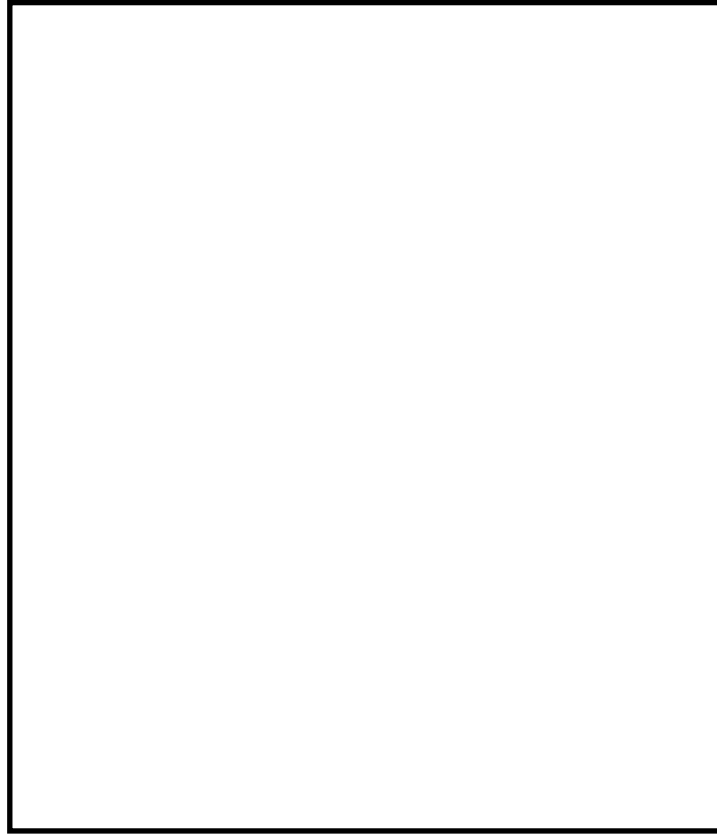


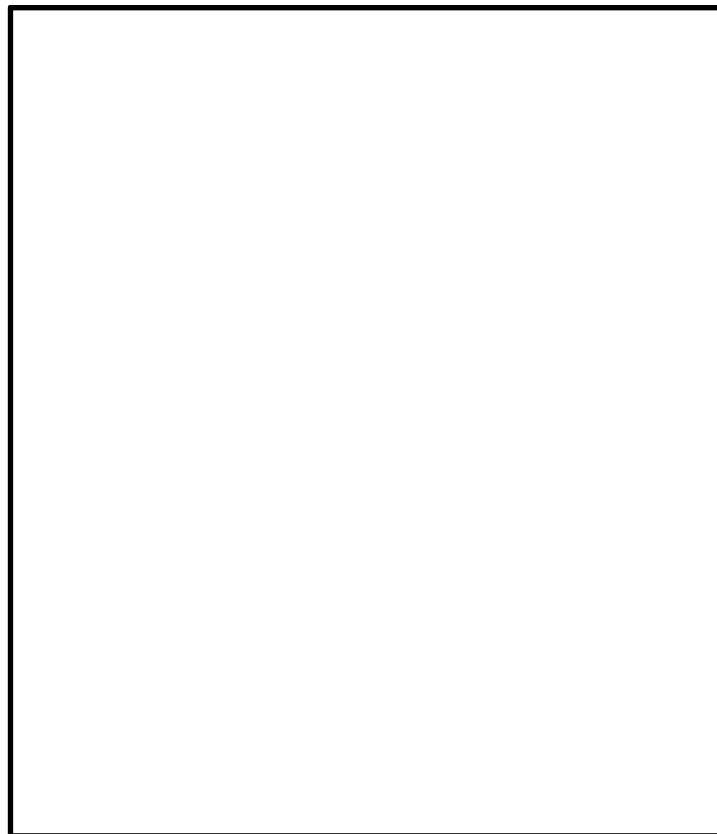
図 6-1 建築基準法（ISO 834）加熱曲線

試験体①	試験体②
試験体③, ④	試験体⑤, ⑥

図 6-2 貫通部シール（配管貫通部）の耐火試験体

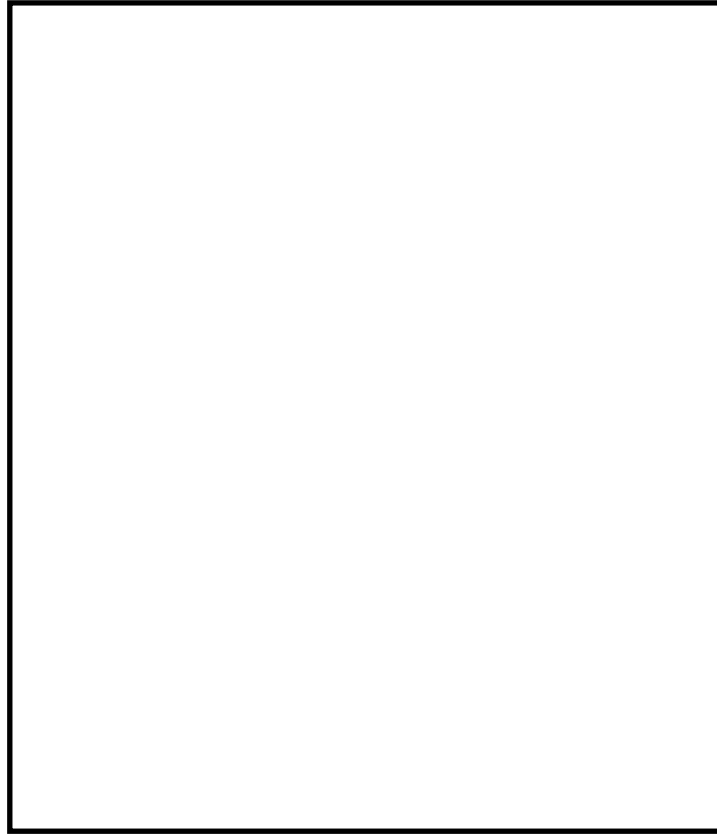


試験体①

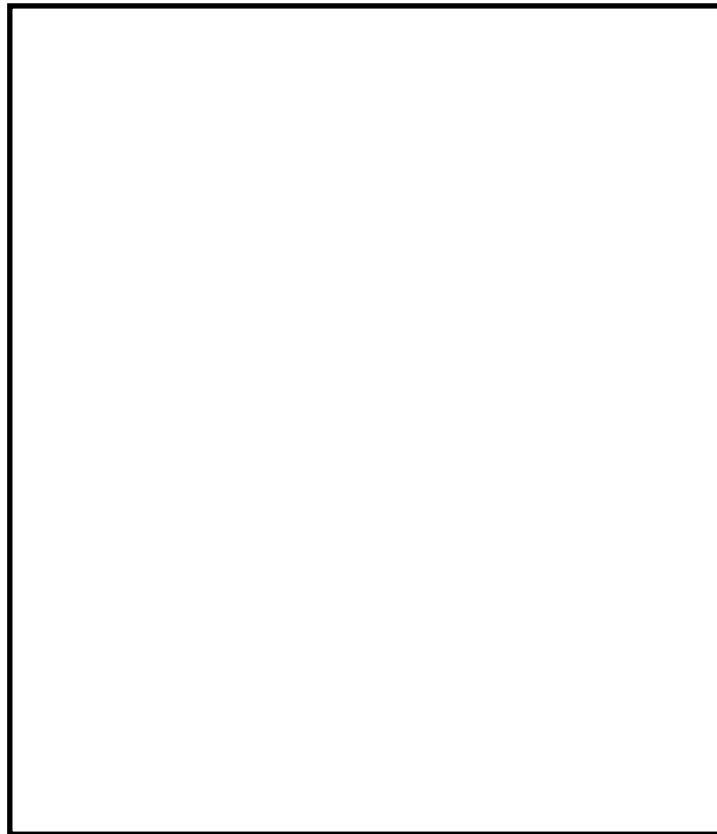


試験体②

図 6-3 ケーブル・トレイ貫通部の耐火試験体 (1/4)

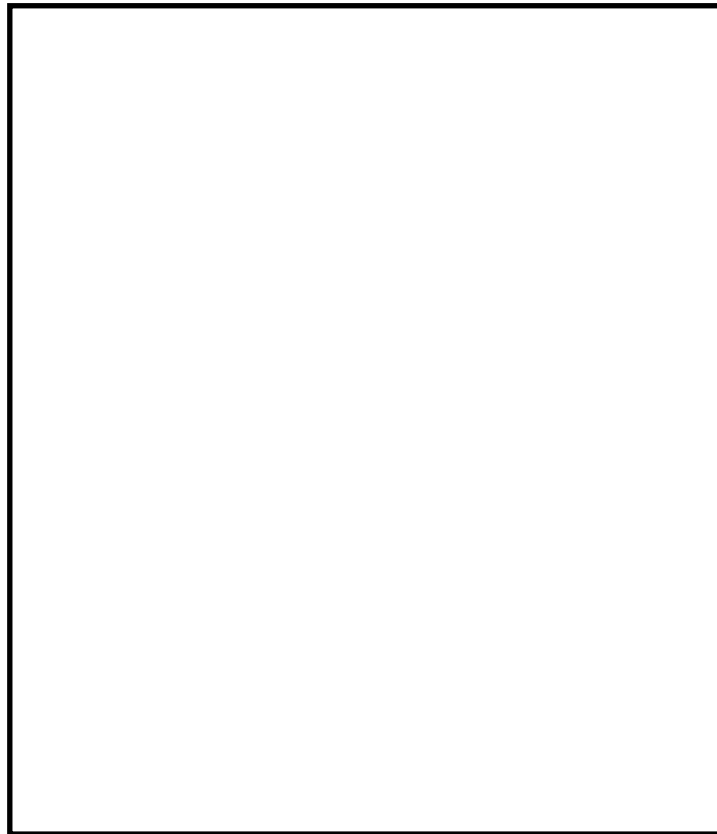


試験体③

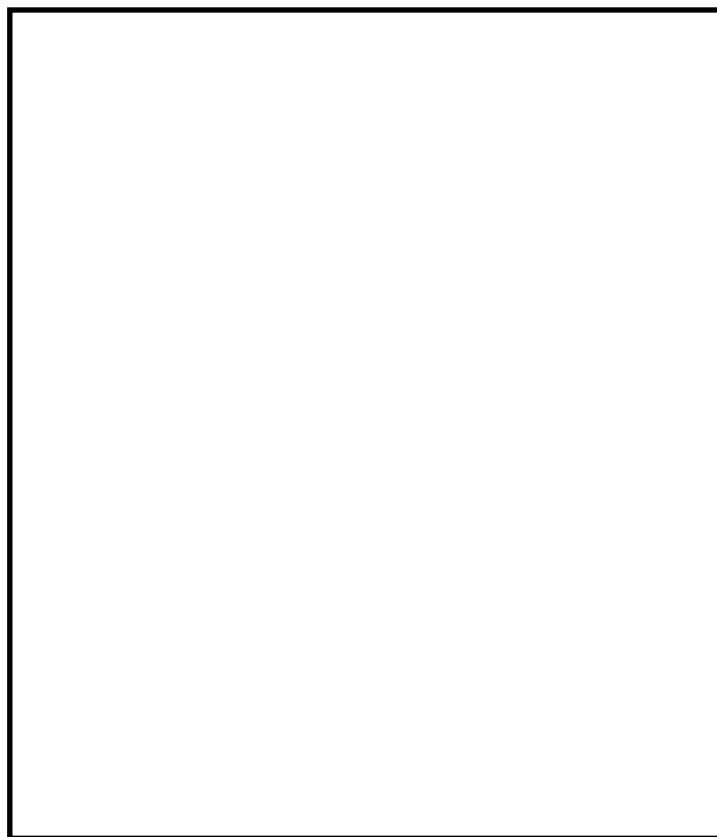


試験体④

図 6-3 ケーブル・トレイ貫通部の耐火試験体 (2/4)

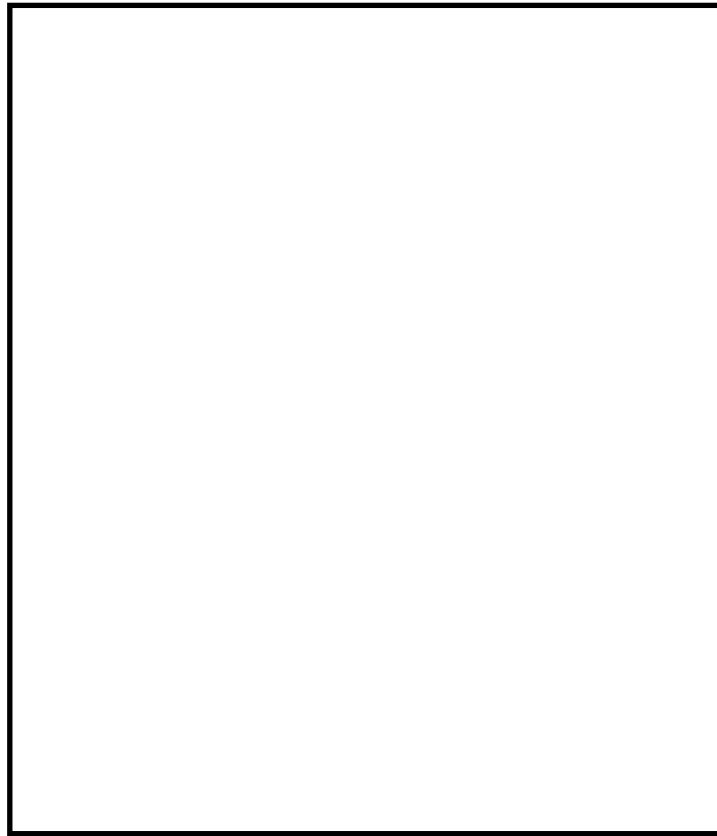


試験体⑤



試験体⑥

図 6-3 ケーブル・トレイ貫通部の耐火試験体 (3/4)



試験体⑦

図 6-3 ケーブル・トレイ貫通部の耐火試験体 (4/4)

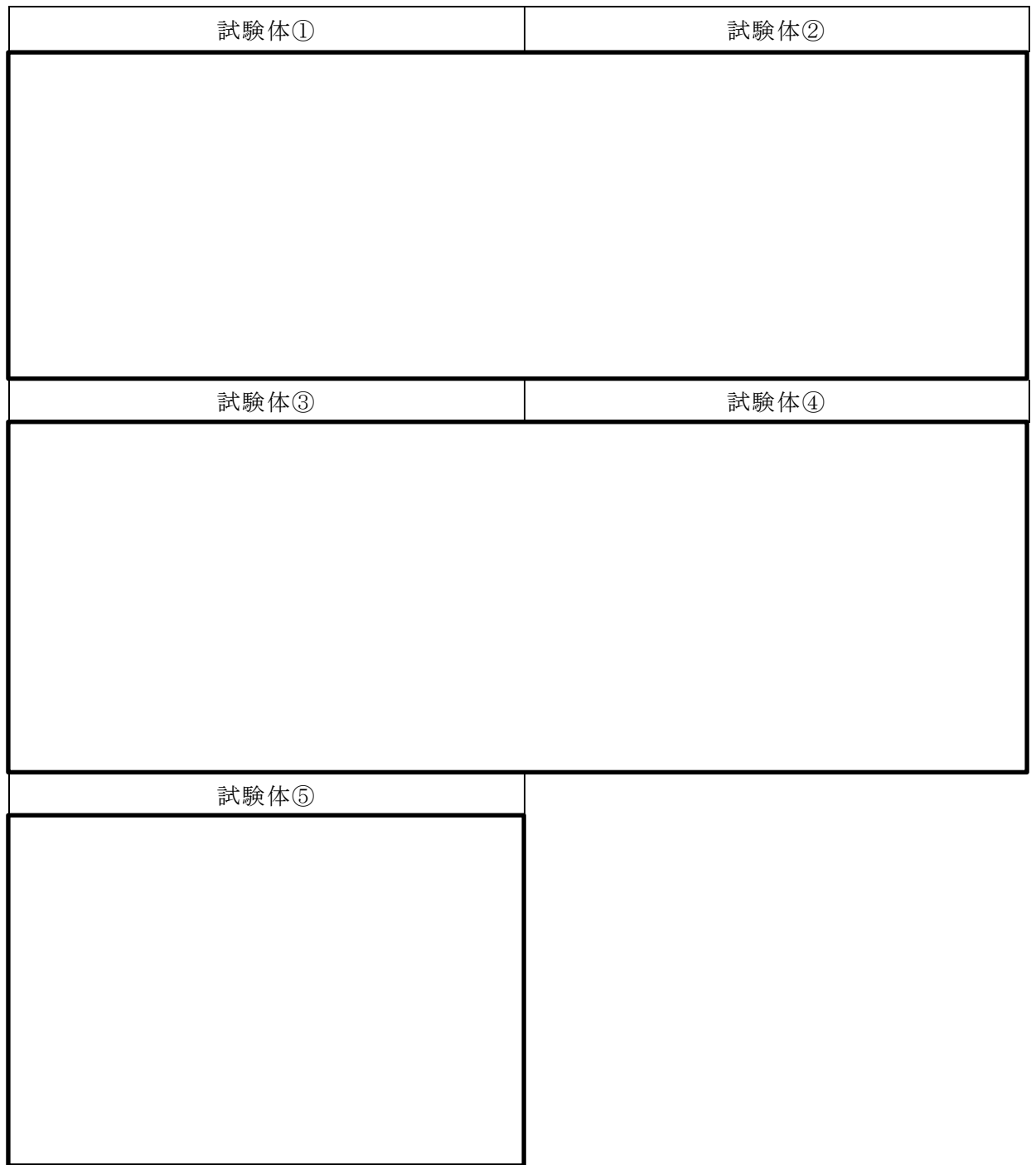


図 6-4 電線管貫通部の耐火試験体

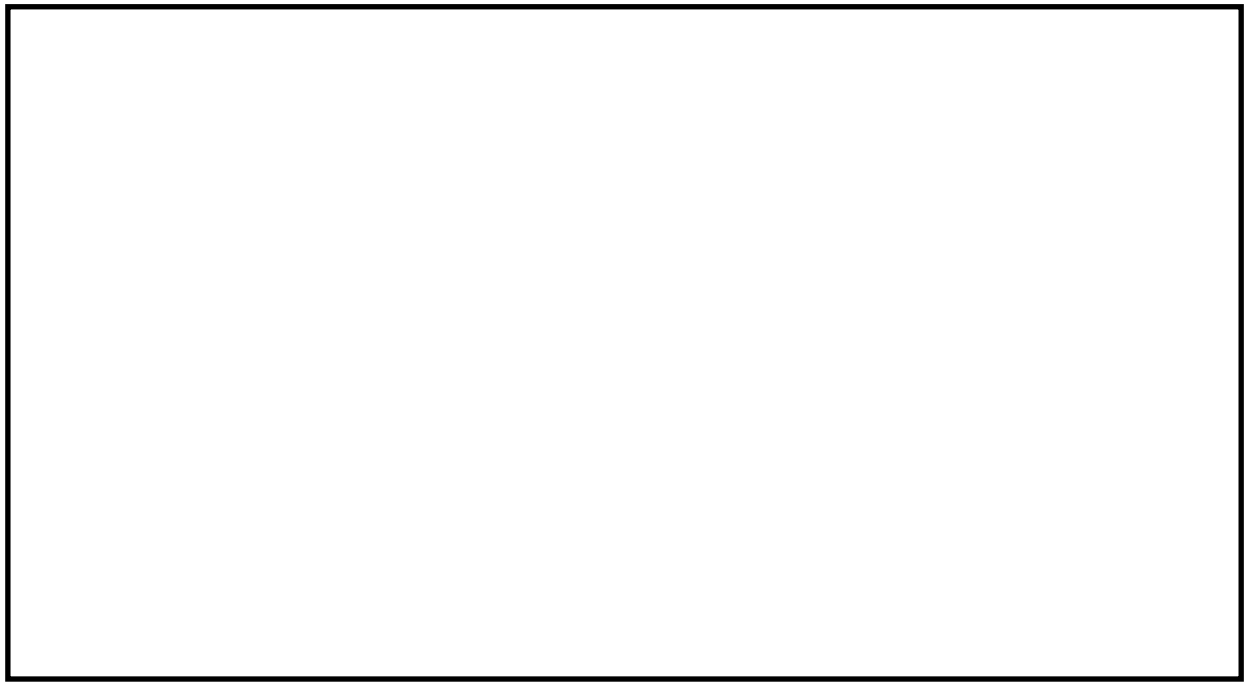


図 6-5 耐火間仕切りの耐火試験体

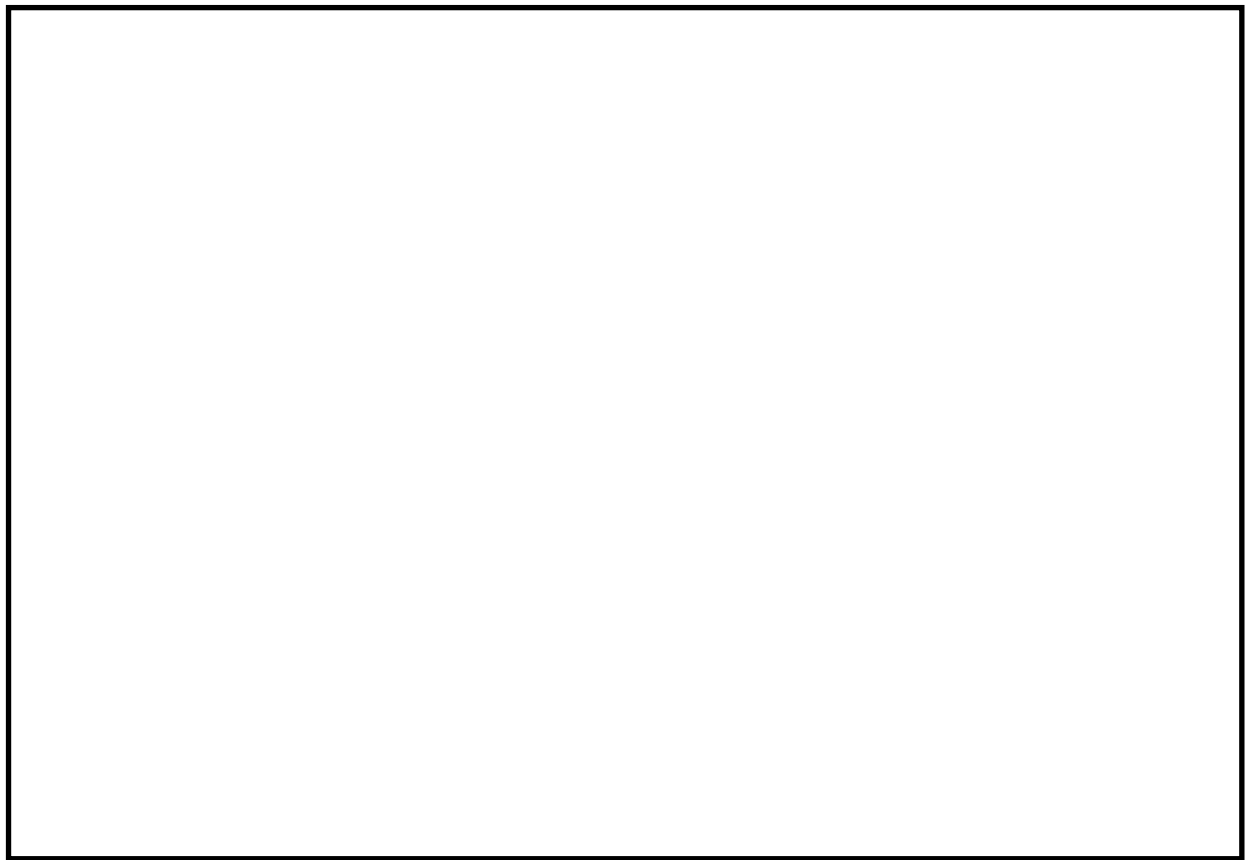


図 6-6 中性子源領域計装 (SRM) ケーブルのチャンネルごとの分離

## 7. 原子炉の安全確保について

火災防護に係る審査基準では、火災の影響軽減として系統分離対策を要求するとともに、発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の安全停止が可能である設計であることを要求し、原子炉の安全停止が可能であることを火災影響評価によって確認することを要求している。

評価ガイドには、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響を考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき安全解析を行うとの記載がある。

このため、7.1 項では、火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計について説明する。7.2 項では、7.1 項に示す設計により、火災が発生しても原子炉の安全停止が達成できることを、火災影響評価として説明する。



## 7.1 火災に対する原子炉の安全停止対策

島根原子力発電所第2号機の火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計を以下に示す。

- (1) 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計

発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に火災が発生し，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災が発生した火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の動的機能喪失を想定しても，「6. 火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための系統分離対策によって，原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段（以下「成功パス」という。）を少なくとも1つ確保することで，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉を安全に停止できる設計とする。

- (2) 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計

内部火災により，安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する場合には，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても，制御盤間の離隔距離，盤内の延焼防止対策又は現場操作によって，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止，低温停止を達成し，維持できる設計とする。

## 7.2 火災の影響評価

- (1) 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計に対する評価

評価ガイドを参照し，火災の影響軽減における系統分離対策により，発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画（以下「火災区域（区画）」という。）で火災が発生し，当該火災区域（区画）に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の安全停止に係わる安全機能が確保されることを火災影響評価にて確認する。

火災影響評価は，火災区域（区画）内の火災荷重の増加により，火災荷重から求める等価火災時間が，火災区域（区画）を構成する壁，防火扉，防火ダンパ及び貫通部シールの耐火時間より大きくなる場合や，設備改造により火災防護対象機器等を設置する火災区域（区画）が変更となる場合には，再評価を実施する。

火災影響評価の評価方法及び再評価については，火災防護計画に定めて，管理する。

以下，a. 項において評価条件，b. 項において評価方法及び c. 項において評価結果を説明する。

a. 評価条件

火災影響評価では，各火災区域（区画）内の可燃性物質，機器，ケーブル，隣接する火災区域又は火災区画（以下「隣接火災区域（区画）」という。）等の情報を整理して評価を実施することから，評価の前に火災区域（区画）特性表を，以下の(a)項から(f)項に従って作成する。

火災区域（区画）内の資機材の保管状況及び設備の設置状況等に変更がある場合は，火災区域（区画）特性表における等価火災時間や火災防護対象機器等の設置位置等の更新を行う。

火災区域（区画）特性表の作成及び更新については，火災防護計画にて定めて，管理する。

(a) 火災区域（区画）の特定

各火災区域（区画）に対して，以下の情報を整理し，火災区域（区画）特性表に記載する。

- イ. プラント名
- ロ. 建物
- ハ. 火災区域（区画）番号

(b) 火災区域（区画）にある火災ハザードの特定

各火災区域（区画）内に存在する火災ハザードを整理し，火災区域（区画）特性表に記載する。

- イ. 火災区域内の部屋番号，名称
- ロ. 床面積
- ハ. 発熱量
- ニ. 火災荷重
- ホ. 等価火災時間

(c) 火災区域（区画）にある防火設備

火災影響評価では，評価する火災区域（区画）における系統分離対策が実施されていることを確認することから，火災区域（区画）内の防火設備と消火方法を整理し，火災区域（区画）特性表に記載するとともに，火災区域（区画）内の火災感知器も記載する。

## (d) 隣接火災区域（区画）への火災伝播経路

火災伝播評価を行うために、各火災区域（区画）と隣接火災区域（区画）との火災伝播経路を調査し、火災区域（区画）特性表に記載する。

なお、隣接火災区域（区画）は、火災を想定する当該火災区域（区画）の一部でも壁が接している火災区域（区画）を選定する。

- イ. 隣接火災区域（区画）番号
- ロ. 隣接火災区域内の部屋番号，名称
- ハ. 火災伝播経路
- ニ. 耐火壁の耐火時間
- ホ. 伝播の可能性

## (e) 火災により影響を受ける火災防護対象機器の特定

「6.2(1) 火災防護対象機器等の選定」で選定した火災防護対象機器を、当該火災区域（区画）の火災により影響を受けるものとして、火災区域（区画）特性表に記載する。

## (f) 火災防護対象ケーブルの特定

(e)項で特定した火災防護対象機器の電源，制御，計装ケーブルである火災防護対象ケーブルを、火災区域（区画）特性表に記載する。

火災影響評価では、成功パスが少なくとも一つ確保されるか否かを評価するが、その際に、ポンプや弁等の火災防護対象機器の機能喪失を想定することに加え、火災防護対象ケーブルの断線等も想定して火災影響評価を行うことから、火災防護対象ケーブルが通過する火災区域（区画）を調査し、火災区域（区画）特性表に記載する。

## b. 評価方法

評価ガイドを参照して実施する火災影響評価では、火災区域（区画）の火災を想定し、隣接火災区域（区画）に火災の影響が及ぶ場合には、隣接火災区域（区画）も含んで火災影響評価を行う必要がある。

このため、火災影響評価を実施する前に、当該火災区域（区画）に火災を想定した場合の隣接火災区域（区画）への影響を評価する火災伝播評価を実施する。

火災伝播評価の結果、隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）に対する評価及び隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）に対する評価を実施する方法で火災影響評価を実施する。

以下(a)項に火災伝播評価の方法，(b)項に火災区域（区画）に対する火災影響評価の方法を示す。

## (a) 火災伝播評価

当該火災区域（区画）に火災を想定した場合に，隣接火災区域（区画）へ影響を与えるか否かを評価する火災伝播評価の方法を以下に示す。（図 7-1）

## イ. 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）

隣接火災区域（区画）との境界の障壁に開口がなく，かつ，当該火災区域（区画）の等価火災時間が，火災区域を構成する障壁の耐火能力より小さければ，隣接火災区域（区画）への影響はないことから，当該火災区域（区画）は，隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）として選定する。

## ロ. 隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）

隣接火災区域（区画）との境界の障壁に開口があるか，又は，当該火災区域（区画）の等価火災時間が，火災区域を構成する障壁の耐火能力より大きい場合は，隣接火災区域（区画）に影響を与える可能性があることから，隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）として選定する。

## (b) 火災区域（区画）に対する火災影響評価

(a)項に示す火災伝播評価によって選定された隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）に対する火災影響評価の方法を，以下のイ.項及びロ.項に示す。

## イ. 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）

隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）について，不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される場合は，原子炉の安全停止に影響を与えない。

上記条件を満足しない当該火災区域（区画）は，系統分離対策を行うことで，原子炉の安全停止が可能となる。

当該火災区域（区画）内に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した場合に，原子炉の安全停止に影響を与えるか否かを確認する手順を，以下の(イ)項から(ニ)項に示す。

（図 7-2）

## (イ) 成功パス確認一覧表の作成

当該火災区域（区画）に対し，系統の多重性及び多様性を踏まえ，原子炉の安全停止に必要な系統，機器の組合せを整理した成功パス確認一覧表を作成する。

## (ロ) 成功パスの確認

当該火災区域（区画）に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した場合に，機能喪失する火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル（以下「ターゲット」という。）を成功パス確認一覧表に記載し，原子炉の安全停止に必要な機能が維持されるか否かを確認する。

原子炉の安全停止に必要な機能を持つ系統を表 7-1 に示す。

## (ハ) スクリーンアウトされる火災区域（区画）

上記(ロ)項において，原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも 1 つ確保される火災区域（区画）は，当該火災区域（区画）に火災を想定しても原子炉の安全停止に影響を与えないことから，スクリーンアウトする火災区域（区画）とする。

## (ニ) スクリーンアウトされない火災区域（区画）

上記(ロ)項において，原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない当該火災区域（区画）は，当該火災区域（区画）の火災を想定すると，原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

このため，当該火災区域（区画）において，詳細な火災影響評価として，「6. 火災の影響軽減対策」に示す系統分離対策を実施することを確認する。

なお，原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない場合は，追加の火災防護対策を実施し，原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも 1 つ確保する。

## ロ. 隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）

隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）は，当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）（以下「隣接 2 区域（区画）」という。）に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される場合は，原子炉の安全停止に影響を与えない。

上記条件を満足しない隣接 2 区域（区画）は，系統分離対策を行うことで，原子炉の安全停止が可能となる。

隣接 2 区域（区画）に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，原子炉の安全停止に影響を与えないことを確認する手順を，以下の(イ)項から(ニ)項に示す。（図 7-3）

## (イ) 隣接 2 区域 (区画) のターゲットの確認

隣接 2 区域 (区画) のターゲットを確認し、以下の i から iv に分類する。

- i. 当該火災区域 (区画) 及び隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在する場合
- ii. 当該火災区域 (区画) はターゲットが存在するが隣接火災区域 (区画) にはターゲットが存在しない場合
- iii. 当該火災区域 (区画) はターゲットが存在しないが隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在する場合
- iv. 当該火災区域 (区画) 及び隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在しない場合

## (ロ) 成功パスの確認

上記(イ)項で実施した分類に応じて、原子炉の安全停止に必要な機能が維持されるか否かを以下の i. 項から iv. 項のとおり確認する。

確認に当たっては、「(b)イ(ロ) 成功パスの確認」と同様に行う。

- i. 当該火災区域 (区画) 及び隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在する場合
 

隣接 2 区域 (区画) のターゲットが全喪失しても、少なくとも 1 つの成功パスが確保されるか否かを確認する。
- ii. 当該火災区域 (区画) はターゲットが存在するが隣接火災区域 (区画) にはターゲットが存在しない場合
 

当該火災区域 (区画) のターゲットが全喪失しても、少なくとも 1 つの成功パスが確保されるか否かを確認する。
- iii. 当該火災区域 (区画) はターゲットが存在しないが隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在する場合
 

隣接火災区域 (区画) のターゲットが全喪失しても、少なくとも 1 つの成功パスが確保されるか否かを確認する。
- iv. 当該火災区域 (区画) 及び隣接火災区域 (区画) にターゲットが存在しない場合
 

この場合は、隣接 2 区域 (区画) に設置される不燃性材料で構成さ

れる構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも1つ確保される。

(ハ) スクリーンアウトされる火災区域（区画）

上記(ロ) i. 項から iii. 項において，原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される火災区域（区画）は，当該及び隣接火災区域（区画）に火災を想定しても，原子炉の安全停止に影響を与えないことから，スクリーンアウトする火災区域（区画）とする。

また，上記(ロ) iv. 項の場合も，当該火災区域（区画）に火災を想定しても，原子炉の安全停止に影響を与えないことからスクリーンアウトする火災区域（区画）とする。

(ニ) スクリーンアウトされない火災区域（区画）

上記(ロ) i. 項から iii. 項において，原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない火災区域（区画）は，当該火災区域（区画）の火災を想定すると，原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

このため，当該火災区域（区画）において，詳細な火災影響評価として，以下に示すとおり「6. 火災の影響軽減対策」に示す系統分離対策を実施することを確認する。

原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない場合は，追加の火災防護対策を実施し，原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも1つ確保する。

i. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）内のターゲットの系統分離対策

ii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在するが隣接火災区域（区画）にはターゲットが存在しない場合

当該火災区域（区画）内のターゲットの系統分離対策

iii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在しないが隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

隣接火災区域（区画）内のターゲットの系統分離対策

c. 評価結果

b. 項に示す評価方法に従い火災影響評価を実施した結果、「6. 火災の影響軽減対策」の系統分離対策を実施する 7.1(1)項に示す設計により、発電用原子炉施設内で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係わる安全機能は確保される。

以下(a)項に火災伝播評価結果、(b)項に隣接火災区域(区画)に影響を与えない火災区域(区画)に対する火災影響評価の結果を示す。

(a) 火災伝播評価

「b. 評価方法」の(a)項に示す当該火災区域(区画)に火災を想定した場合に、隣接火災区域(区画)へ影響を与えるか否かを評価する火災伝播評価を実施した。

その結果、隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)が存在する事を確認した。(表 7-2)

(b) 隣接火災区域(区画)に影響を与えない火災区域(区画)に対する火災影響評価

隣接火災区域(区画)に影響を与えない火災区域(区画)に対して、b.(b)イ.(ロ)項に示すとおり、当該火災区域(区画)に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても原子炉の安全停止に必要な機能が確保されるか否かを確認した。成功パス確認一覧表を表 7-3に示す。

成功パス確認一覧表において、成功パスが少なくとも1つ確保される火災区域(区画)は、b.(b)イ.(ハ)項に示すとおり、スクリーンアウトする火災区域(区画)とした。

成功パスが確保されない火災区域(区画)は、b.(b)イ.(ニ)項に示すとおり、スクリーンアウトされない火災区域(区画)として、詳細な火災影響評価を実施し、「6. 火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための系統分離対策が実施されていることを確認した。

以上より隣接火災区域(区画)に影響を与えない火災区域(区画)は、火災区域(区画)に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止が可能であることを確認した。

(c) 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価

隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)について、b.(b)イ.(ロ)項に示すとおり、当該火災区域(区画)に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても原子炉の安全停止に必要な機能が確保されるか否かを確認した。火災影響評価結果を表 7-3、



表 7-4 に示す。

以上より隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）は、火災区域（区画）に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止が可能であることを確認した。

(2) 対処系に単一故障を想定した設計に対する評価

内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」という。）に基づき、対処系に対し単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

以下、a. 項において評価条件、b. 項において評価方法及び c. 項において評価結果を説明する。

a. 評価条件

対処系に単一故障を想定した設計に対する評価における条件を、以下の(a)項及び(b)項に示す。

(a) 火災影響評価における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の条件は、安全評価審査指針に示される条件を用いる。

(b) (a)項に示す条件とは異なる火災影響評価特有の条件は、以下に示すものとする。

イ. 電動弁は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。

ロ. 空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。

ハ. 電動補機は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に起動又は停止するものとする。

b. 評価方法

対処系に単一故障を想定した設計に対して、以下の(a)項から(c)項に示す方法で火災影響評価を実施する。

(a) 内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の特定

内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故は、安全評価審査指針において評価すべき具体的な事象として示される運転時

の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、火災の影響を考慮した場合に発生する可能性のある事象を対象とする。

(b) 単一故障の想定

本評価における単一故障の想定は、内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な系統及び機器のうち、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定する。

(c) 火災影響評価

(a)項で特定した各事象発生時に(b)項に示す単一故障を想定し、事象を収束するために必要な機能が失われず、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

c. 評価結果

a. 項及び b. 項に従い火災影響評価を実施した結果、火災による影響を考慮しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを以下のとおり確認した。

(a) 火災影響評価結果

火災による影響を考慮しても、内部火災により発生する可能性のある設計基準事故として原子炉冷却材流量の喪失を選定し、対処系に対し安全評価審査指針に基づく単一故障を想定しても、原子炉スクラムに係る論理回路がフェイル・セーフ設計であること及び当該制御盤は安全系区分に応じて分離されていることから、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認した。

また、内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化を選定し、対処系に対し安全評価審査指針に基づく単一故障を想定しても、原子炉スクラムに係る論理回路がフェイル・セーフ設計であること及び当該制御盤は安全系区分に応じて分離されていることから、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認した。

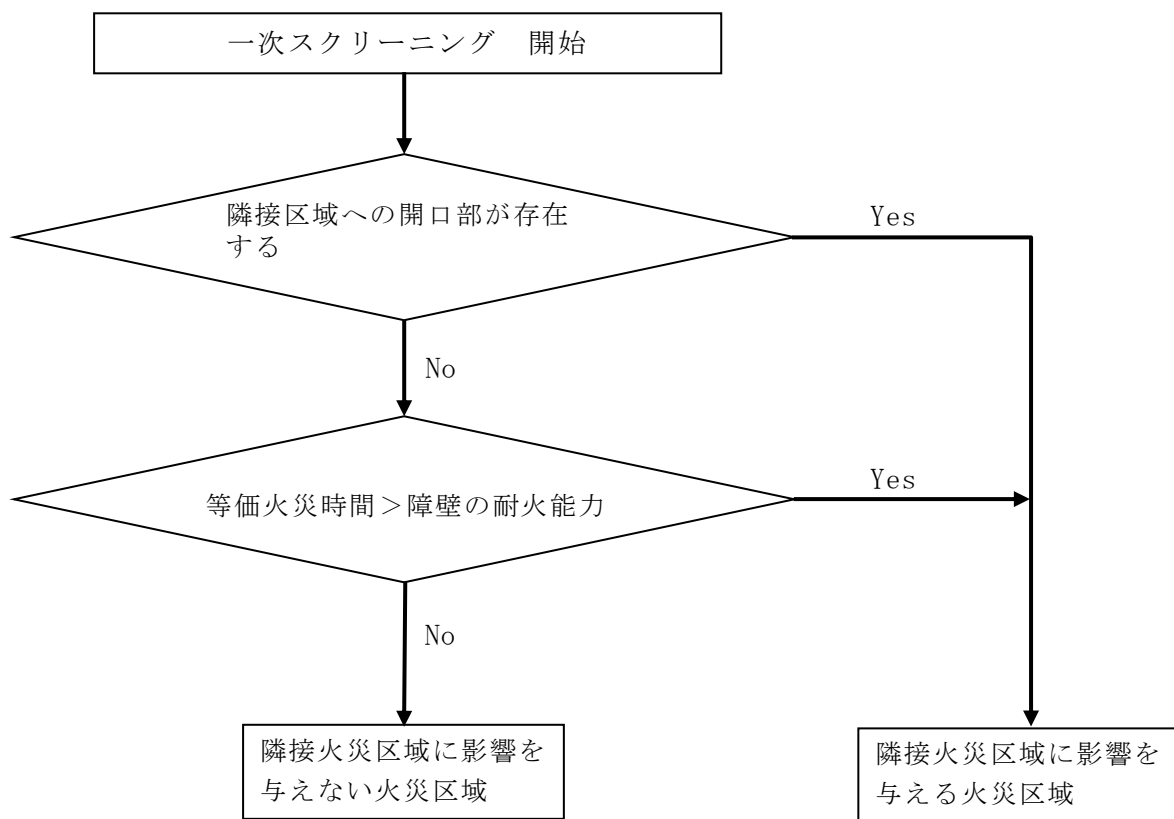


図 7-1 一次スクリーニング：火災伝播評価手順の概要フロー

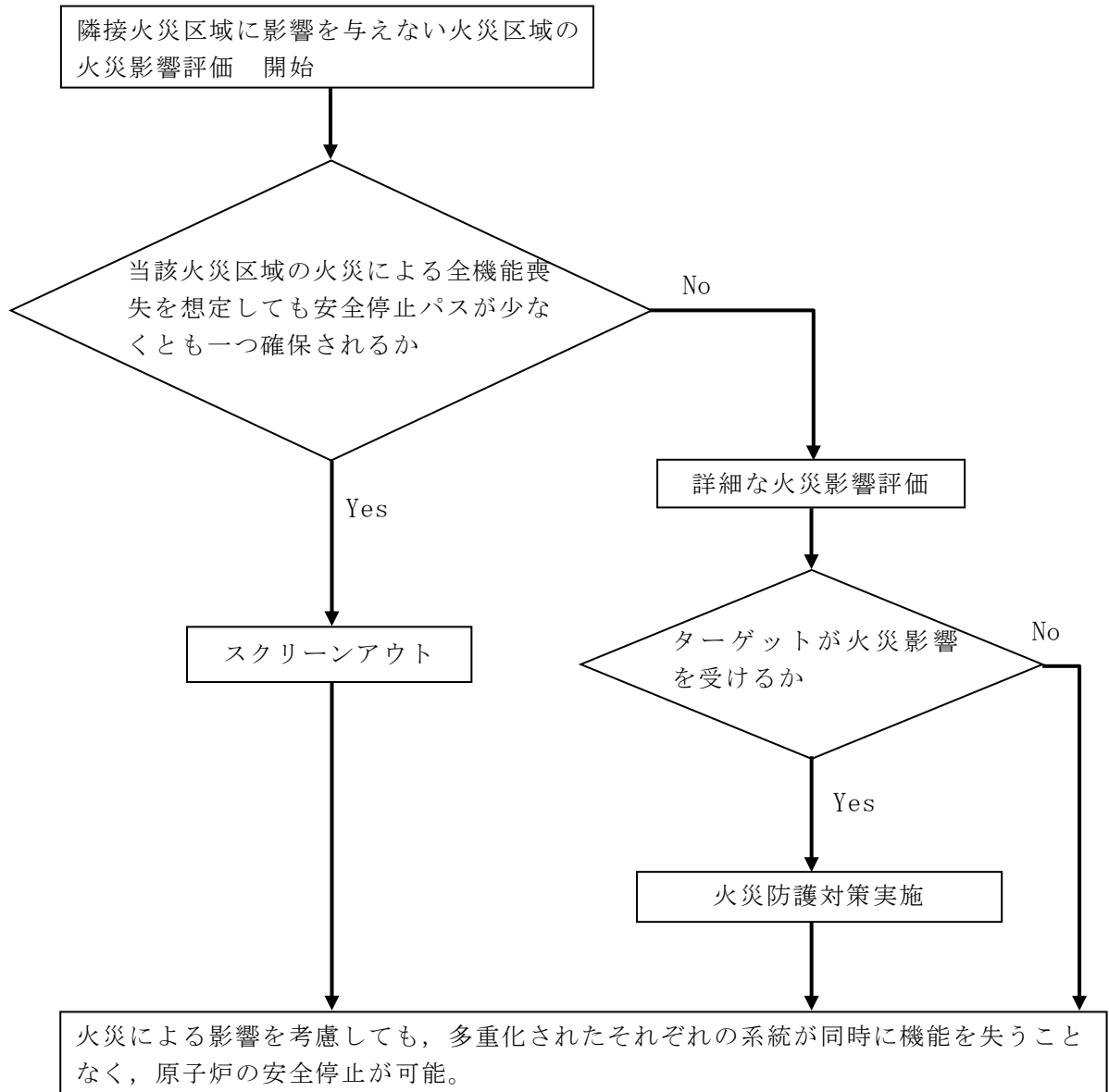


図 7-2 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）の火災影響評価手順の概要フロー

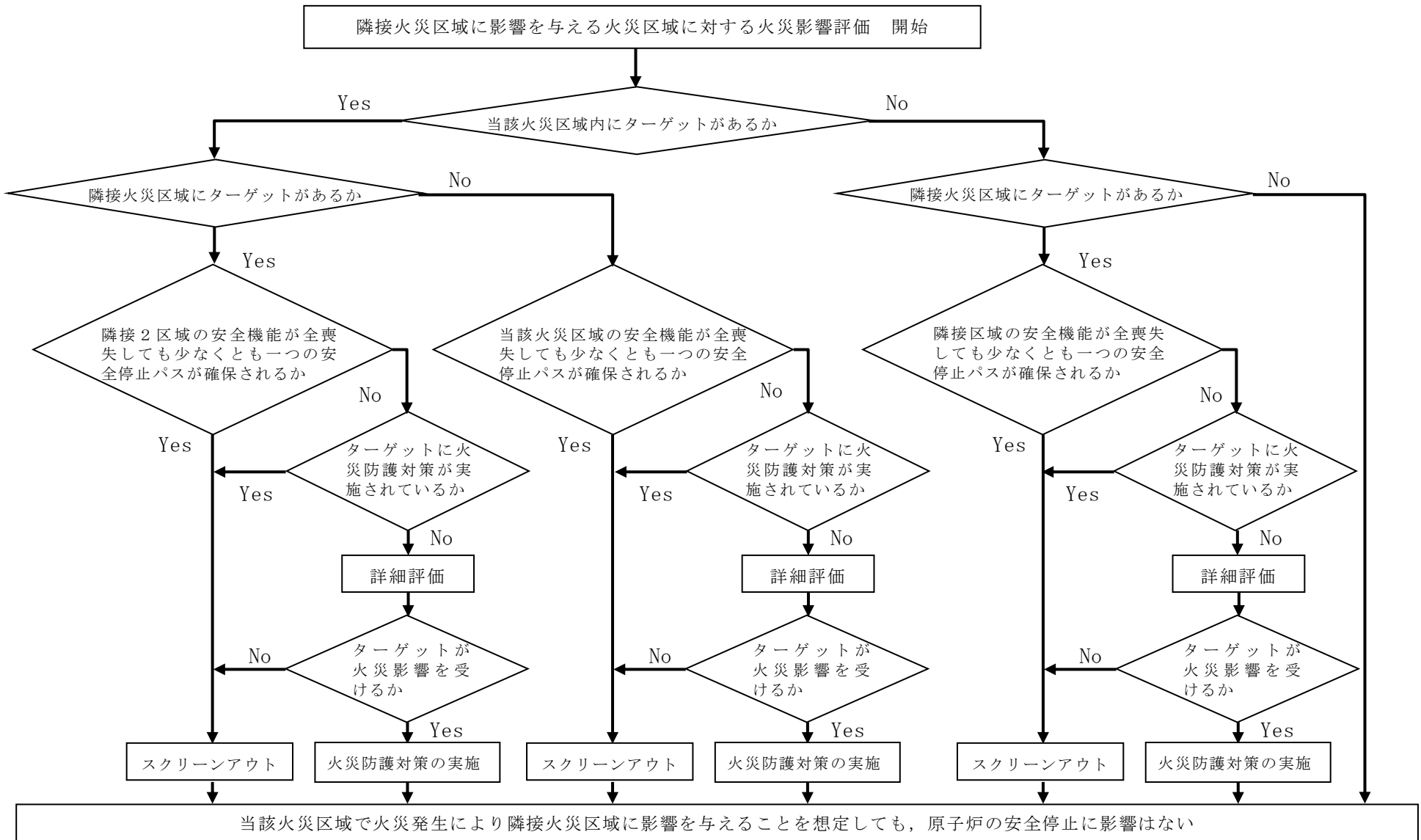


図 7-3 隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）の火災影響評価

表 7-1 成功パスを確保するために必要な系統一覧

緩和系	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
a. 安全保護系	原子炉緊急停止系（スクラム機能）		—
	工学的安全施設の作動回路		—
b. 原子炉停止系	CRD（スクラム機能）		—
	SLC(A)	SLC(B)	—
c. 工学的安全施設等（原子炉補給水機能をもつ系統）	RPV バウンダリ機能		
	—	RCIC	HPCS
	ADS(A)	ADS(B)	—
	逃がし弁機能(A)	逃がし弁機能(B)	—
	LPCI(A)	LPCI(B)	—
	LPCS	LPCI(C)	—
d. 非常用所内電源系	DEG(A)	DEG(B)	DEG(HPCS)
	非常用交流電源(A)	非常用交流電源(B)	非常用交流電源(HPCS)
	直流電源(A)	直流電源(B)	直流電源(HPCS)
	計装交流電源(A)	計装交流電源(B)	計装交流電源(HPCS)
e. 事故時監視計器	中性子束（Ⅰ）	中性子束（Ⅱ）	—
	原子炉圧力（Ⅰ）	原子炉圧力（Ⅱ）	—
	原子炉水位（Ⅰ）	原子炉水位（Ⅱ）	—
	格納容器圧力（Ⅰ）	格納容器圧力（Ⅱ）	—
	放射線量率（Ⅰ）	放射線量率（Ⅱ）	—
	水素濃度（Ⅰ）	水素濃度（Ⅱ）	—
	S/C 水位（Ⅰ）	S/C 水位（Ⅱ）	—
	S/C 水温（Ⅰ）	S/C 水温（Ⅱ）	—
f. 残留熱除去系	RHR(A)	RHR(B)	—
g. 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統	RCW(A)	RCW(B)	HPCW
	RSW(A)	RSW(B)	HPSW
h. 補助設備	HVC(A)	HVC(B)	—
	HVRO(A-非常用電気室, RSS室)	HVRO(B-非常用電気室, RSS室)	HVRO(HPCS電気室, HPCWポンプ室)
	HVRO(A-DEG室)	HVRO(B-DEG室)	HVRO(HPCS-DEG室)
	HVRO(A-RCWポンプ室)	HVRO(B-RCWポンプ室)	—
	HVR(A-RHRポンプ室)	HVR(B-RHRポンプ室)	HVR(HPCSポンプ室)
	HVR(LPCSポンプ室)	HVR(C-RHRポンプ室)	—

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（1/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（2/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考



表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（3/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（4/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（5/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（6/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（7/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（8/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第 2 号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（9/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考

表 7-2 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域（区画）への火災伝播評価結果（10/10）

火災区域	火災区域内の 主な部屋名称	等価時間	隣接火災区域	耐火時間	火災伝播 の可能性	備考



表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (1/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (2/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (3/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (4/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (5/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (6/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (7/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (8/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項



表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (9/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (10/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (11/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (12/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (13/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (14/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (15/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (16/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項



表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (17/25)

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用所内電源系	事故時監視計器	残留熱除去系	最終的な熱の逃し場	補助設備	評価結果		
									高温停止	低温停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (18/25)

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用所内電源系	事故時監視計器	残留熱除去系	最終的な熱の逃し場	補助設備	評価結果		
									高温停止	低温停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (19/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (20/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (21/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (22/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (23/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (24/25)

火災区域番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全施設	非常用 所内 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終的な 熱の 逃し場	補助 設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	



表 7-3 島根原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表 (25/25)

火災区域番号	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用所内電源系	事故時監視計器	残留熱除去系	最終的な熱の逃し場	補助設備	評価結果		
									高温停止	低温停止	確認事項

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(1/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(2/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(3/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(4/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(5/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

表 7-4 島根原子力発電所第2号機 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)に対する火災影響評価(6/6)

当該火災区域			隣接火災区域			成功パス		評価
火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	火災区域番号	火災区域内の 主な部屋名称	ターゲット	2火災区域 機能喪失想定	成功パス	

## 8. 火災防護計画

火災防護計画は、発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために策定する。火災防護計画に定め、管理する主なものを以下に示す。

### 8.1 組織体制，教育・訓練及び手順

計画を遂行するための体制，責任の所在，責任者の権限，体制の運営管理，必要な要員の確保及び教育・訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定める。

### 8.2 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設

- (1) 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等については、火災発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。重大事故等対処施設については、火災発生防止、火災の早期感知及び消火に必要な火災防護対策を行うことについて定める。
- (2) 火災区域又は火災区画は、火災区域外への延焼防止を考慮し、資機材管理、火気作業管理、危険物管理、可燃物管理及び巡視を行うことについて定める。
- (3) 潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量を考慮して貯蔵することについて定める。
- (4) 水素ガスボンベは、ボンベ使用時に作業員がボンベ元弁を開弁し通常時は元弁を閉弁する運用又は、ボンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用とする。
- (5) 格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベは、ボンベ使用時を除きボンベ元弁を閉とする運用とする。
- (6) 排ガス処理系 H<sub>2</sub> 分析計校正用水素ガスボンベ及び化学分析用水素ガスボンベは常時、火災区域外に保管し、ボンベ使用時のみ必要量を建物に持ち込む運用とする。
- (7) 水素ガスを内包する設備(蓄電池)がある火災区域又は火災区画(蓄電池室)において、送風機及び排風機が異常により停止した場合は、送風機及び排風機が復帰するまでの間は、蓄電池に充電しない運用とする。
- (8) 水素ガスを貯蔵する水素ガスボンベは、運転に必要な量に留めるため、必要な本数のみを貯蔵する。



- (9) 引火点が室内温度及び機器運転時の温度よりも高い潤滑油又は燃料油を使用すること並びに火災区域又は火災区画における有機溶剤を使用する場合の滞留防止対策について定め管理する。
- (10) 「工場電気設備防爆指針」に記載される微粉が発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を設置しないことを定める。
- (11) 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂及び濃縮廃液は、固体廃棄物として処理するまでの間、金属製のタンクで保管する。
- (12) 放射性物質を含んだチャコール・フィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、ドラム缶に収納し保管する。
- (13) 放射性物質を含んだH E P Aフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、不燃シートで包んで保管する。
- (14) 原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺への可燃物の仮置きを原則禁止とするとともに、作業に伴う持込み可燃物について、持込み期間・可燃物量・持込み場所を管理する。
- (15) 原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素封入後に作動信号を除外する運用とする。
- (16) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響等により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画のうち、可燃物管理を行うことで煙の発生を抑える火災区域又は火災区画は、可燃物管理を行い火災荷重を低く管理する。
- (17) 中央制御室及び補助盤室制御盤の1面に火災が発生した場合における消火の手順について定める。
- (18) 原子炉格納容器内の油内包設備、分電盤等については、金属製の筐体やケーシングで構成すること、油を内包する点検用機器は通常電源を切る運用とする。
- (19) 原子炉格納容器内で火災が発生した場合における消火の手順について定める。

- (20) 火災影響評価の評価方法及び再評価について定める。
- (21) 火災影響評価の条件として使用する火災区域（区画）特性表の作成及び更新について定める。
- (22) 外部火災から防護するための運用等について定める。

### 8.3 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備については、設備等に応じた火災防護対策を行うことについて定める。可搬型重大事故等対処設備の主要な火災防護対策は以下のとおり。

- (1) 可搬型重大事故等対処設備
  - a. 火災発生防止
    - (a) 火災によって重大事故等に対処する機能が同時に喪失しないよう考慮し、分散して保管する。
    - (b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用により漏えいの防止対策を講じるとともに、堰又は側溝を設置し、漏えいした潤滑油及び燃料油の拡大防止を図る。
    - (c) 可搬型重大事故等対処設備の保管に当たっては、保管エリア内での他設備への火災の影響を軽減するため、設備間に適切な離隔距離（3m 以上）を取って保管する。
    - (d) 可搬型ホース等は、通常時は金属製の容器に保管し、使用時は、周囲に可燃物がないよう設置する。
    - (e) 可搬型重大事故等対処設備保管エリア内の潤滑油及び燃料油を内包する機器は、可燃物に隣接する場所には配置しない等のエリア外への延焼防止を考慮する。
    - (f) 可搬型重大事故等対処設備の保管エリア内外の境界付近に可燃物を置かない管理を実施する。
    - (g) やむを得ず可搬型重大事故等対処設備の保管場所の境界付近に可燃物を保管する必要がある場合は、不燃性容器に収納する等の延焼防止措置を実施する。

- (h) 可搬型重大事故等対処設備は、地震による火災の発生を防止するための転倒防止対策を実施する。
  - (i) 竜巻（風(台風)含む。）による火災において、重大事故等に対処する機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等対処設備の分散配置又は固縛を実施する。
- b. 火災の感知及び消火
- (a) 可搬型重大事故等対処設備保管エリアの火災感知器は、早期に火災感知できるように、固有の信号を発する異なる感知方式の火災感知器を設置する。
  - (b) 屋外の保管エリアの火災感知は、炎感知器と熱感知カメラにより感知ができる範囲に、可搬型重大事故等対処設備を保管することにより実施する。
  - (c) 屋外の可搬型重大事故等対処設備保管エリアの火災感知器は、故障時に早期に取り替えられるよう予備を保有する。
  - (d) 可搬型重大事故等対処設備の保管エリアの消火のため、消火器及び消火栓を設置する。

#### 8.4 その他の発電用原子炉施設

8.2 節で対象とした設備以外の発電用原子炉施設（以下「その他の発電用原子炉施設」という。）については、設備等に応じた火災防護対策を行うことについて定める。その他発電用原子炉施設の主要な火災防護対策は以下のとおり。

- (1) その他の発電用原子炉施設の火災防護は、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に対して実施している火災防護対策を考慮して、消防法，建築基準法，一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を実施する。
- (2) 火災区域又は火災区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管エリアに設置又は保管しているその他の発電用原子炉施設に対する火災感知は、それぞれの火災区域，火災区画又は可搬型重大事故等対処設備の保管エリアにおける火災感知の設計方針を適用する。

- (3) (2)項以外のその他の発電用原子炉施設の火災感知として、設備の設置状況又は保管状況及びその場所の環境等を考慮して火災感知器を設置する。
- (4) 火災区域又は火災区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管エリアに設置又は保管しているその他の発電用原子炉施設に対する消火は、それぞれの火災区域、火災区画又は可搬型重大事故等対処設備の保管エリアにおける消火の設計方針を適用する。
- (5) (4)項以外のその他の発電用原子炉施設の消火は、設備の設置状況又は保管状況及びその場所の環境を考慮して、消火器、消火栓又は移動式消火設備による消火を行う。

## VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 通信連絡設備（発電所内）	1
2.2 通信連絡設備（発電所外）	1
3. 施設の詳細設計方針	2
3.1 通信連絡設備（発電所内）	2
3.1.1 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	3
3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）	4
3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	4
3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）	5
3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）	5
3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）	5
3.2 通信連絡設備（発電所外）	6
3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）	8
3.2.2 テレビ会議システム（社内向）	8
3.2.3 局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）	8
3.2.4 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））	9
3.2.5 衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向） 及び衛星社内電話機）	9
3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	9
3.2.7 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-電話機及びIP-FAX）	10
3.2.8 データ伝送設備	10

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第46条、第47条第4項及び第5項、第76条、第77条並びにそれらの「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」に基づく通信連絡設備について説明するものである。

## 2. 基本方針

### 2.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物、作業場所等の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動又は音声若しくはその両方により行うことができるよう、警報装置、多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）及び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安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所内）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）が発生した場合において、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に必要な設備を設けるとともに、当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所外）は、通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、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電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

重大事故等が発生した場合において、発電所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とともに、当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

### 3. 施設の詳細設計方針

#### 3.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室及び緊急時対策所から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物、作業場所等の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動又は音声若しくはその両方により行うことができる設備並びに音声及びFAXにより行うことができる設備として、表3-1に示す警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する。

警報装置として所内通信連絡設備及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）として所内通信連絡設備、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）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備（有線式通信機）を設置又は保管する。

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できる設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及び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）を設置する。

警報装置、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、図3-1に示すとおり非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続又は充電式電池若しくは乾電池を使用し、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。

重大事故等が発生した場合において、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に必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、表3-1に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所に設置し、有線式通信設備（有線式通信機）は、廃棄物処理建物に保管する。衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所に保管する。

なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。

中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバを廃棄物処理建物内に設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置を緊急時対策所内に設置する。



これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、図3-1に示すとおり代替電源設備であるガスタービン発電機、高圧発電機車又は緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。乾電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

また、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、地震時及び地震後においても、通信連絡に係る機能を保持するため、表3-2に示す固縛又は固定による転倒、横滑り、飛び跳ね及び落下の防止措置（以下「転倒防止措置等」という。）を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管、トレイ及びダクト（以下「電線管等」という。）に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

緊急時対策所に設置又は保管する所内通信連絡設備、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）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備（発電所内）の一部は、号機の区分けなく通信連絡する設計とする。

### 3.1.1 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）

発電所内の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡を行うために、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）を設置する。所内通信連絡設備（警報装置を含む。）は、ハンドセットステーション及びスピーカから構成される。

指示は、発電所各所に設置するハンドセットステーションを使用し、スピーカにて行うことができる設計とする。また、中央制御室又は緊急時対策所等から発電所内へブザー鳴動及び音声による警報を行うことができる設計とする。

発電所の運転及び保守業務に必要なパトロール経路、並びに機器の操作監視に必要な場所で、目につき易く利便性の高い位置にハンドセットステーションを設け、発電所内の建物内外各所との通信連絡ができる設計とする。

スピーカは、ハンドセットステーションの近傍に設置するが、設置場所の暗騒音レベル及び設置環境を考慮して設置する。

所内通信連絡設備（警報装置を含む。）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

### 3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）

中央制御室，緊急時対策所及び屋内外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）のうち固定電話機及びPHS 端末を設置又は保管する。また，中央制御室及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）のうちFAXを設置する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）のうち固定電話機及びFAXは，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。また，PHS 端末の電源は，充電式電池を使用し，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。

### 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室，緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

衛星電話設備（固定型）は，図 3-2 に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）は，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。また，衛星電話設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し，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。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能な設計とし，緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，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。また，衛星電話設備（携帯型）の電源は，充電式電池を使用し，予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより，継続して通話ができ，使用後の充電式電池は，代替電源設備からの給電が可能な緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

#### 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）

中央制御室、緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）を設置又は保管する。

無線通信設備（固定型）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。また、無線通信設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、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。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する無線通信設備（固定型）は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する無線通信設備（固定型）は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、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。また、無線通信設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

#### 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）

中央制御室と屋内の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために有線式通信機を保管する。

有線式通信設備は、端末である有線式通信機、中継コード及び専用接続端子の端子を容易に接続できる端子とすることで、確実に使用できる設計とする。

有線式通信機の電源は、乾電池を使用し、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。

重大事故等が発生した場合に使用する有線式通信機の電源は、乾電池を使用し、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

#### 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所へ表 3-4 に示す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、図 3-3 に示すとおり SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び 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）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

重大事故等が発生した場合に使用する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用所内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、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能な設計とする。また、緊急時対策所に設置するSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用所内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、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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバは、常時伝送を行う設計とする。

表3-4に示す緊急時対策所へ伝送している、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、通常の日データ伝送ラインが使用できない場合に、耐震性のある無線通信装置（伝送路）で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収集できる設計とする。

### 3.2 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、地方公共団体その他関係機関の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声、FAX及びテレビ会議により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、表3-1に示す電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）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電話機及びIP-FAX）を設置又は保管する。

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）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、表3-3に示すとおり有線系、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通信回線に接続する。電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、

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 ー電話機及びI P ーF A X）及びデータ伝送設備は，専用通信回線に接続し，輻輳による使用制限又は通信事業者による通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また，これらの専用通信回線の容量は通話及びデータ伝送に必要な容量に対し十分な余裕を確保した設計とする。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，図 3-1 に示すとおり非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続又は充電式電池を使用し，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。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において，データ伝送設備は，基準地震動  $S_s$  による地震力に対し，地震時及び地震後においても，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する機能を保持するため，表 3-2 に示す固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに，信号ケーブル及び電源ケーブルは，耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については，VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に，耐震性に関する詳細は，VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）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通信連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所外）として，表 3-1 に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型）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，I P ー電話機及びI P ーF A X）を緊急時対策所に設置又は保管する。なお，可搬型については必要な数量に加え，故障を考慮した数量の予備を保管する。

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）等へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として，S P D S 伝送サーバで構成するデータ伝送設備を緊急時対策所に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，図 3-1 に示すとおり代替電源設備であるガスタービン発電機，高圧発電機車又は緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所外）については，予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより，継続して通話ができ，使用後の充電式電池は，代替電源設備から給電が可能な緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備

については、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、表3-2に示す固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

緊急時対策所に設置又は保管する電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（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（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備（発電所外）の一部は、号機の区分けなく通信連絡する設計とする。

### 3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）

発電所と本社、国、地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために、一般送配電事業者が提供する電力保安通信用回線（有線系回線及び無線系回線）による電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を設置又は保管する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）のうち固定電話機及びFAXは、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。また、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）のうちPHS端末の電源は充電電池を使用し、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。

### 3.2.2 テレビ会議システム（社内向）

発電所と本社等との間で通信連絡を行うために、一般送配電事業者が提供する電力保安通信用回線（有線系回線）によるテレビ会議システム（社内向）を設置する。

テレビ会議システム（社内向）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

### 3.2.3 局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）

発電所と本社，国，地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために，通信事業者が提供する回線（有線系回線）による局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）を設置する。

局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）のうちFAXは，非常用所内電源及び無停電電源に接続し，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。

局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）のうち固定電話機は，通信回線から給電する設備であり，外部電源が期待できない場合でも動作可能である。

#### 3.2.4 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））

発電所と本社，地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために，一般送配電事業者が提供する専用通信回線（有線系回線及び無線系回線）及び通信事業者が提供する専用通信回線（有線系回線）による専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））を設置する。

専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））の電源は，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

#### 3.2.5 衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）

発電所と本社等との間で通信連絡を行うために，通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系回線）による衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）を設置する。

衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）は，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）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。

#### 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

発電所と本社，国，地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために，通信事業者が提供する回線（衛星系回線）による衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。また，発電所と発電所外でモニタリングを行う場所との間で通信連絡を行うために，衛星電話設備（携帯型）を保管する。

衛星電話設備（固定型）は，図3-2に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）は，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器

等を含む。)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。また、衛星電話設備(携帯型)の電源は充電式電池(本体内蔵)を使用し、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。

重大事故等が発生した場合に使用する緊急時対策所に設置する衛星電話設備(固定型)の電源は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、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。また、衛星電話設備(携帯型)の電源は、充電式電池(本体内蔵)を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

### 3.2.7 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-電話機及びIP-FAX)

発電所と本社、国、地方公共団体へ通信連絡を行うために、図3-4に示すとおり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回線(有線系及び衛星系回線)によ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(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)を設置する。

IP-電話機(有線系)及びIP-FAX(有線系)は有線系回線を使用し、IP-電話機(衛星系)及びIP-FAX(衛星系)は衛星系回線を使用できる設計とする。また、テレビ会議システムについては、有線系又は衛星系回線を使用できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)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。

重大事故等が発生した場合に使用す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(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、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。

### 3.2.8 データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ表3-4に示す必要なデータを伝送できる設備として、図3-3に示すとおり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回線(有線系及び衛星系回線)、一般送配電事業者が提供する専用の電力保安通信用回線(無線系回線)によるSPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する。



データ伝送設備は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)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。

重大事故等が発生した場合に使用するデータ伝送設備は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、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。

また、データ伝送設備は、常時伝送を行う設計とする。

表 3-4 に示す緊急時対策支援システム (E R S S) 等へ伝送している原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、通常 of データ伝送ラインが使用できない場合に、耐震性のある無線通信装置 (伝送路) で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収集できる設計とする。

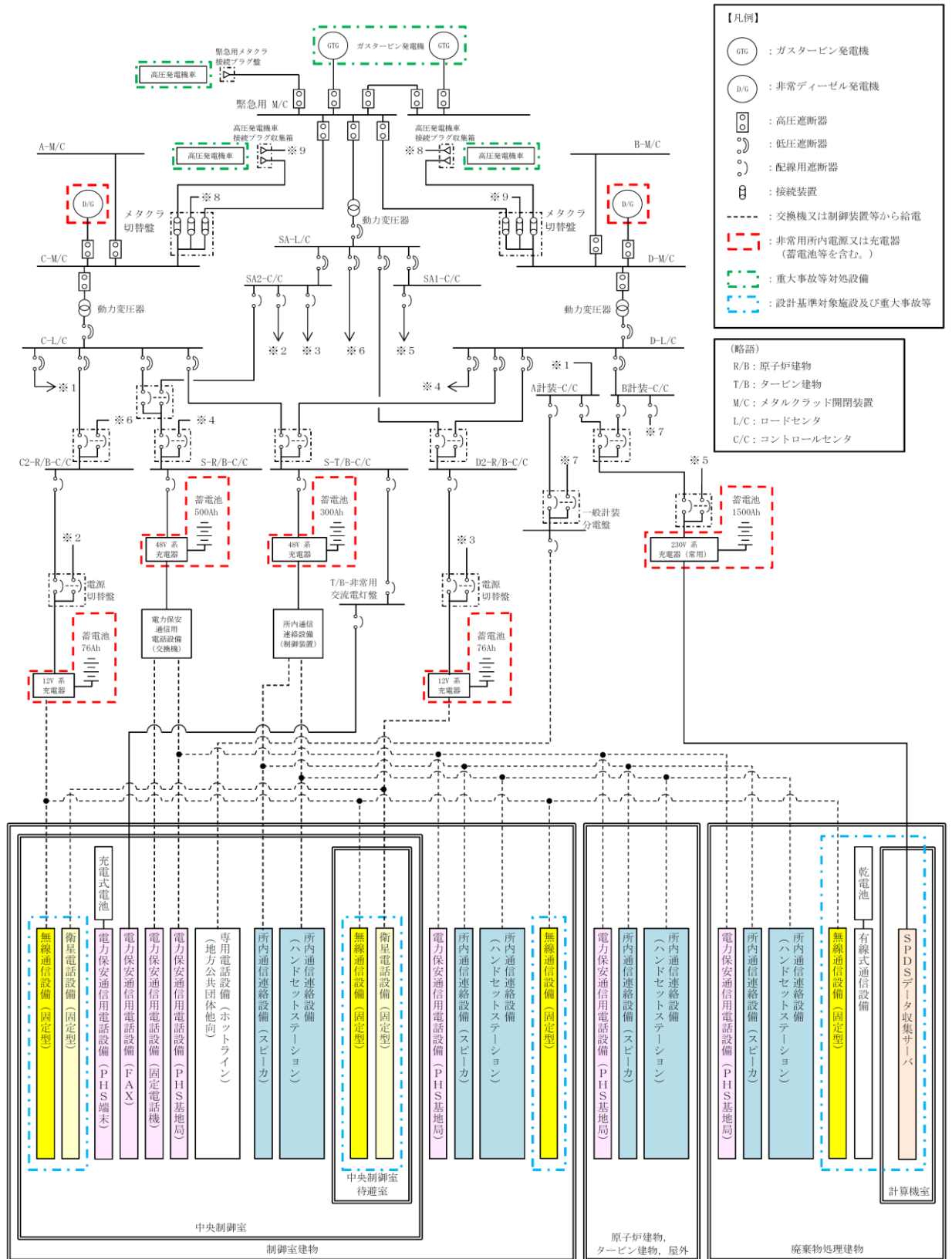
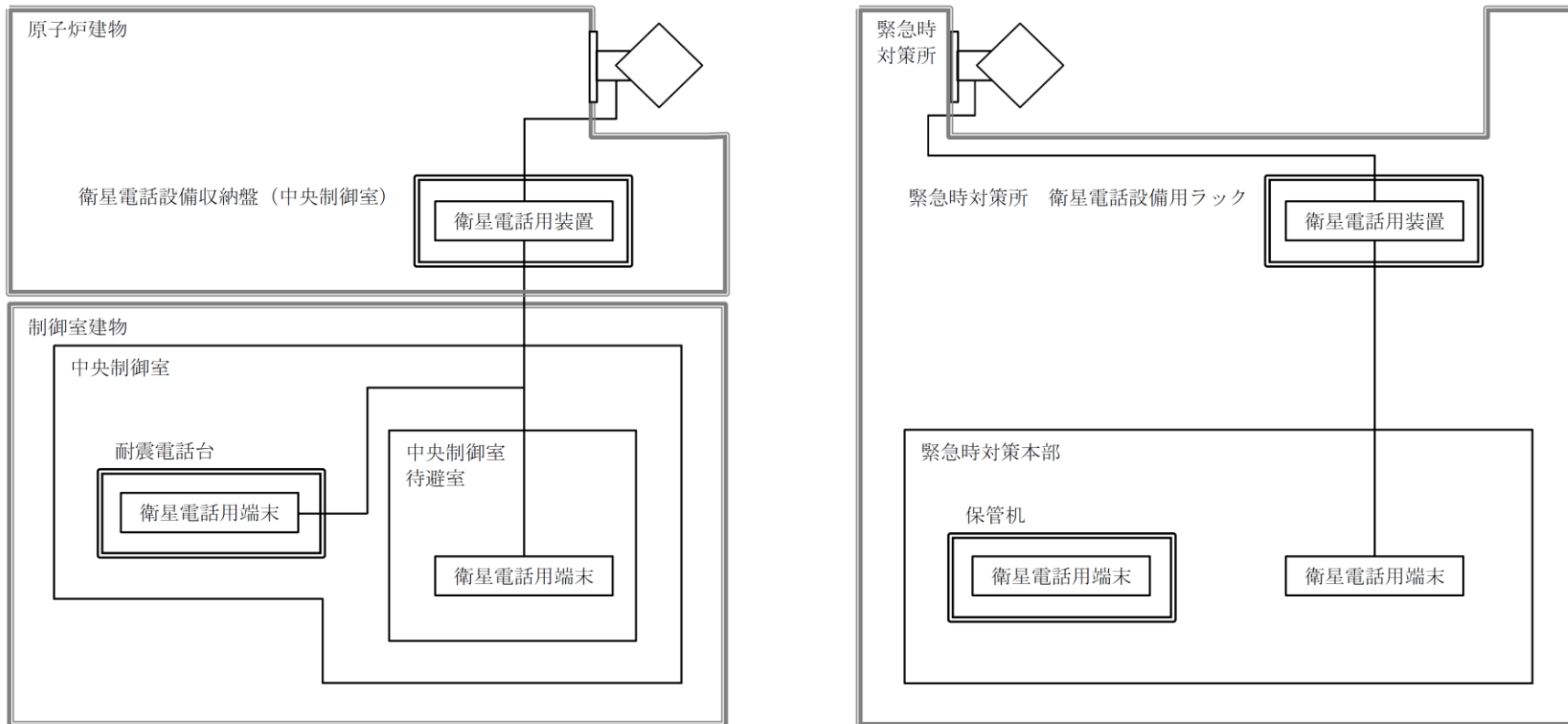


図 3-1 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)

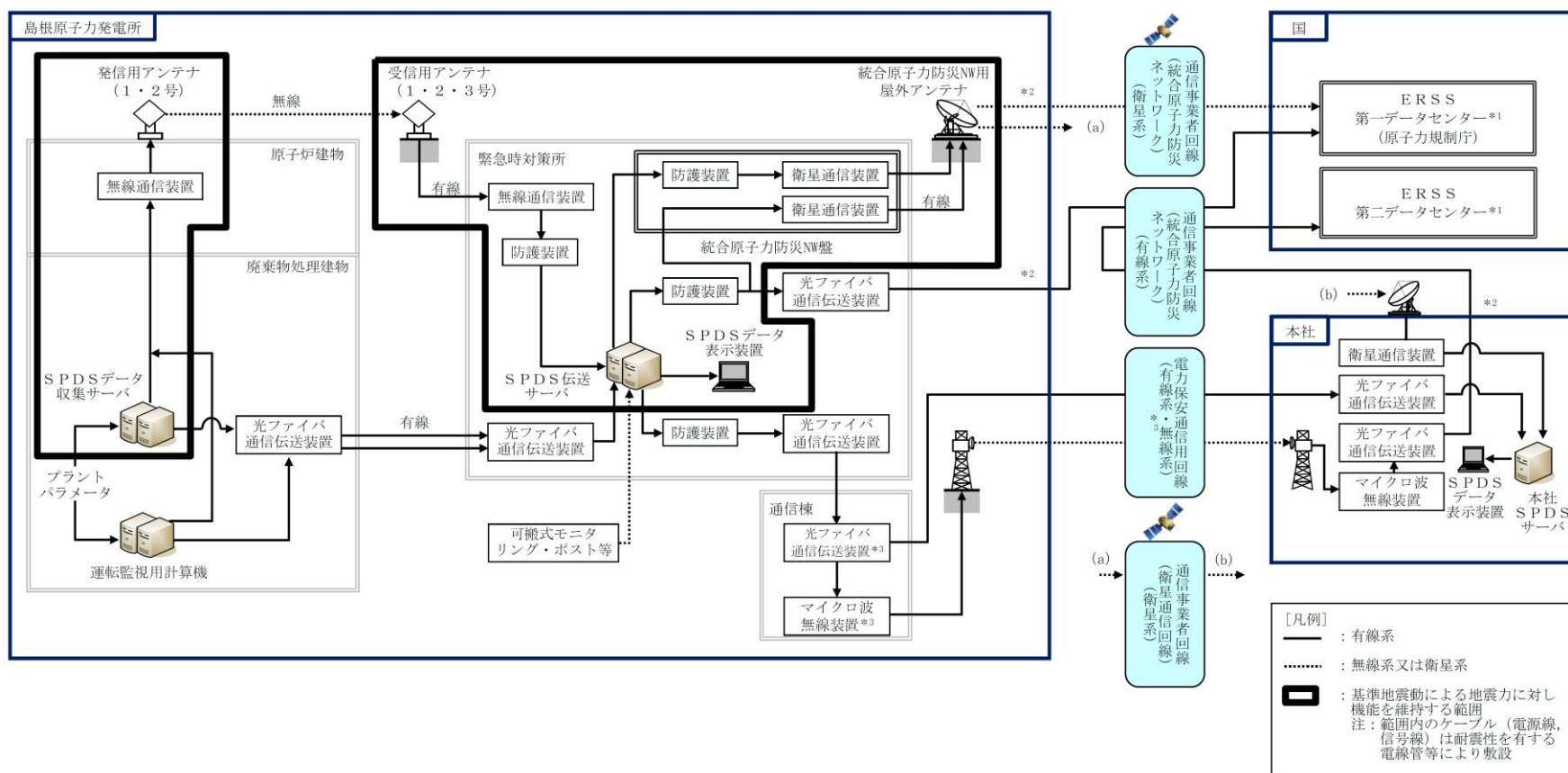




【凡例】

- : 基準地震動  $S_s$  による地震力に対し機能を維持する範囲  
注：範囲内のケーブル（電源線，信号線）は耐震性を有する電線管等により敷設
- ▣ : 衛星電話用端末等を設置する架台

図 3-2 衛星電話設備（固定型）概略構成図



15

注記\*1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

\*2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

\*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

図3-3 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要構成図

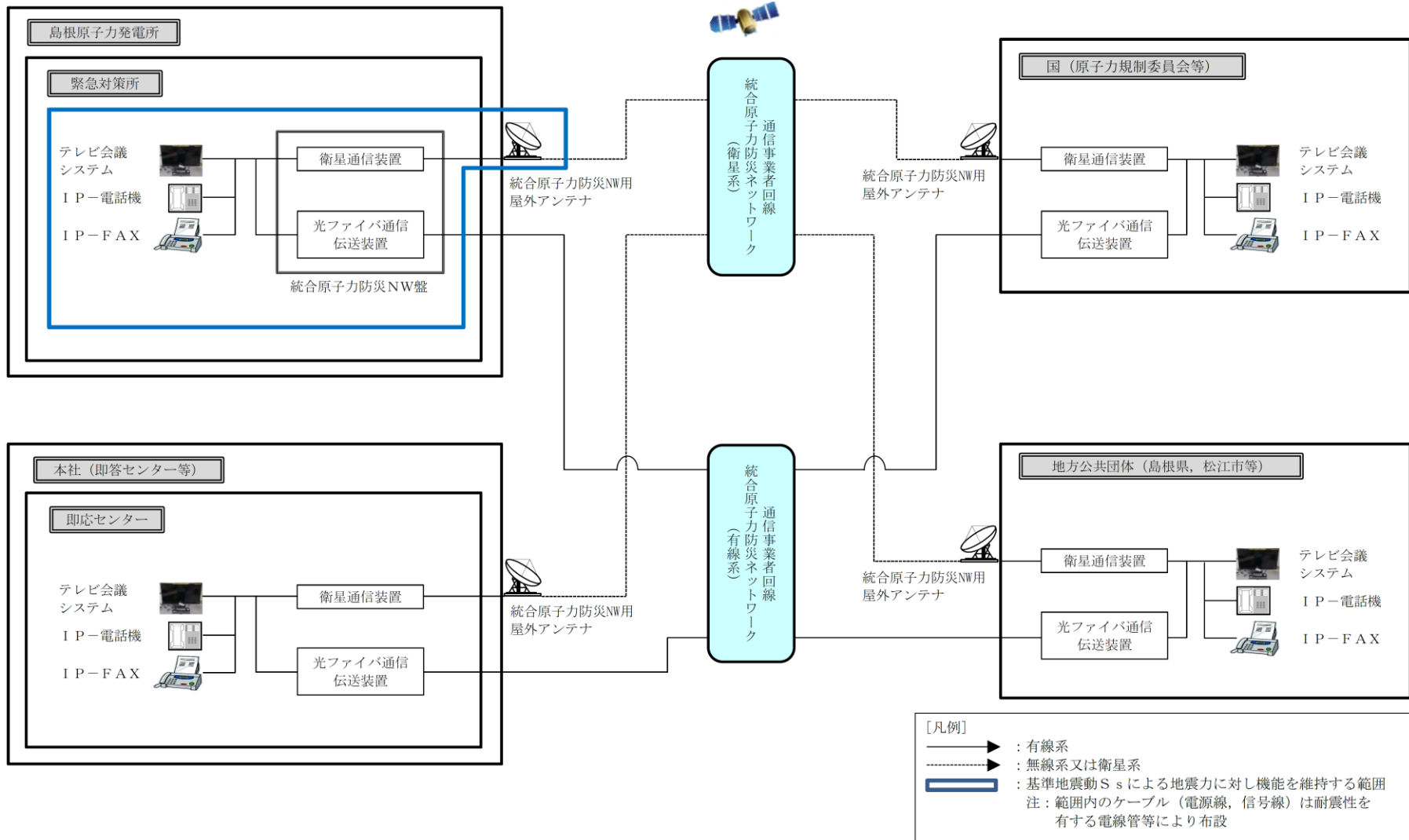


図 3-4 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX) の概略構成図

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (1/6)

通信種別	主要設備		数量		
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (発電所内)	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセット ステーション*	177 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 14 台 ・原子炉建物他 : 154 台 ・屋外 : 8 台	—	—
		スピーカ*	295 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 4 台 ・原子炉建物他 : 282 台 ・屋外 : 8 台	—	—

注記\* : 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (2/6)

通信種別	主要設備		数量		
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (発電所内)	電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機*2	215 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・中央制御室 : 7 台 ・管理事務所, 原子炉建物他 : 198 台	—	—
		P H S 端末*2	535 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・中央制御室 : 10 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	—	—
		F A X *2	2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	—	—
	衛星電話設備*1	衛星電話設備 (固定型)	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・衛星電話設備収納盤 (中央制御室) ・衛星電話設備用アンテナ (中央制御室)	7 台*3 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1 式*3 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・衛星電話設備収納盤 (中央制御室) ・衛星電話設備用アンテナ (中央制御室)	—
		衛星電話設備 (携帯型)*2	5 台 ・緊急時対策所 : 5 台	5 台*3 (予備 5 台を除く) ・緊急時対策所 : 5 台 (予備 5 台を除く) (携帯型用充電器: 10 台) (携帯型用充電式電池予備: 10 台)	全体数量 : 10 台*4

注記\*1: 発電所内と発電所外で共用。

\*2: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

\*3: 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。

\*4: 内訳は, 緊急時対策所: 10 台 (予備 5 台を含む)。



表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (3/6)

通信種別	主要設備		数量		
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (発電所内)	無線通信設備	無線通信設備 (固定型)	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 無線通信設備用ラック ・無線通信設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・無線通信設備収納盤 (中央制御室) ・無線通信設備用アンテナ (中央制御室)	7 台*1 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 無線通信設備用ラック ・無線通信設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・無線通信設備収納盤 (中央制御室) ・無線通信設備用アンテナ (中央制御室)	—
		無線通信設備 (携帯型)*2	10 台 ・緊急時対策所 : 10 台	10 台*1 (予備 10 台を除く) ・緊急時対策所 : 10 台 (携帯型用充電器: 20 台) (予備 10 台を除く)	全体数量 : 62 台*3
	有線式通信設備	有線式通信機*2	4 台 ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 4 台	4 台*1 (予備 6 台を除く) ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 4 台 (予備 6 台を除く)	全体数量 : 10 台*4

注記\*1: 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。

\*2: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

\*3: 内訳は, 緊急時対策所: 62 台 (予備 10 台, 自主 42 台を含む)。

\*4: 内訳は, 廃棄物処理建物 (中央制御室付近): 10 台 (予備 6 台を含む)。

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (4/6)

通信種別	主要設備	数量		
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ収集サーバ	1式 ・廃棄物処理建物 計算機室 : 1式	同左*1	—
	SPDS伝送サーバ*2	1式 ・緊急時対策所 : 1式 その他: 1式 (緊急時対策所) ・受信用アンテナ (1・2・3号) (原子炉建物) ・1・2号SPDS伝送用アンテナ用中継盤 ・発信用アンテナ (1・2号)	同左*1	—
	SPDSデータ表示装置	1式 ・緊急時対策所 : 1式	同左*1	—

注記\*1: 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。

\*2: 発電所内と発電所外で共用。

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (5/6)

通信種別	主要設備		数量		
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (発電所外)	局線加入電話設備	固定電話機	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—
		F A X	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—
	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	6台 ・中央制御室 : 2台 ・緊急時対策所 : 4台	—	—
	衛星電話設備 (社内向)	衛星テレビ会議 システム (社内向)	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—
		衛星社内電話機	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	10台 ・緊急時対策所 : 10台	—	—
		P H S 端末	525台 ・緊急時対策所 : 32台 ・発電所員他配備分 : 493台	—	—
		F A X	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—

注記\* : 発電所内と発電所外で共用。

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (6/6)

通信種別	主要設備		数量		
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (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	1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 その他 ・統合原子力防災 NW 用屋外アンテナ ・統合原子力防災 NW 盤	同左*1	—
		I P - 電話機	6 台 (有線系 : 4 台, 衛星系 : 2 台) ・緊急時対策所 : 4 台 (有線系) : 2 台 (衛星系)	同左*1	—
		I P - F A X	3 台 (有線系 : 2 台, 衛星系 : 1 台) ・緊急時対策所 : 2 台 (有線系) : 1 台 (衛星系)	同左*1	—
	衛星電話設備*2	衛星電話設備 (固定型)	5 台 ・緊急時対策所 : 5 台 その他 : 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所)	5 台*1 ・緊急時対策所 : 5 台 その他 : 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所)	—
		衛星電話設備 (携帯型)*3	5 台 ・緊急時対策所 : 5 台	5 台*1 (予備 5 台を除く) ・緊急時対策所 : 5 台 (予備 5 台を除く) (携帯型用充電器 : 10 台) (携帯型用充電式電池予備 : 10 台)	全体数量 : 26 台*4
データ 伝送設備	S P D S 伝送サーバ*2		1 式 ・緊急時対策所 : 1 式	同左*1	—

注記\*1 : 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。

\*2 : 発電所内と発電所外で共用。

\*3 : 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

\*4 : 内訳は, 緊急時対策所 : 10 台 (予備 5 台を含む), 構外参集地点 (緑ヶ丘施設, 宮内社宅・寮, 佐太前寮及び支援拠点) : 自主 16 台。

表 3-2 通信連絡設備の耐震性 (1/2)

## 通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	場所	主要設備		耐震措置
発電所 内外	原子炉建物， 制御室建物， 緊急時対策所	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）の衛星電話設備用アンテナ，端末装置等は，原子炉建物，制御室建物及び緊急時対策所に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物及び衛星電話設備（固定型）が機能維持できることを確認する。</li> <li>衛星電話設備（固定型）の端末装置から衛星電話設備用アンテナまでのケーブルは，基準地震動 <math>S_s</math> に対して機能維持できる電線管等に敷設する。</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，緊急時対策所に保管し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物及び衛星電話設備（携帯型）が機能維持できることを確認する。</li> </ul>
発電所内	原子炉建物， 制御室建物， 緊急時対策所	無線通信設備	無線通信設備 （固定型）	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備（固定型）の無線通信設備用アンテナ，端末装置は，原子炉建物，制御室建物及び緊急時対策所に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物及び無線通信設備（固定型）が機能維持できることを確認する。</li> <li>無線通信設備（固定型）の端末装置から無線通信設備用アンテナまでのケーブルは，基準地震動 <math>S_s</math> に対して機能維持できる電線管等に敷設する。</li> </ul>
			無線通信設備 （携帯型）	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備（携帯型）は，緊急時対策所に保管し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物及び無線通信設備（携帯型）が機能維持できることを確認する。</li> </ul>
	廃棄物処理建物	有線式通信設備	有線式通信機	<ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信機は，廃棄物処理建物に保管し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物及び無線通信設備（携帯型）が機能維持できることを確認する。</li> </ul>
発電所外	緊急時対策所	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-電話機及びIP-FAX）は，緊急時対策所に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動 <math>S_s</math> に対して，建物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-電話機及びIP-FAX）が機能維持できることを確認する。</li> </ul>
			IP-電話機	
			IP-FAX	

表 3-2 通信連絡設備の耐震性 (2/2)

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)) 及びデータ伝送設備に係る耐震性

場所	主要設備		耐震措置
原子炉建物 及び廃棄物 処理建物	SPDSデータ 収集サーバ		・SPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及びSPDSデータ収集サーバが機能維持できることを確認する。
	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、廃棄物処理建物に設置し、無線通信装置に悪影響を及ぼさないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、原子炉建物内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及び無線通信装置が機能維持できることを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、基準地震動S <sub>s</sub> に対して機能維持できる電線管等に敷設する。
建物間	建物間 伝送 ルート	無線系	・無線通信用アンテナは、原子炉建物及び緊急時対策所に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及び無線通信用アンテナが機能維持できることを確認する。
		有線系	・有線系のケーブルについては、可とう性を有するとともに余長を確保する。
緊急時 対策所	光ファイバ 通信伝送装置*		・光ファイバ通信伝送装置は、緊急時対策所内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及び無線通信装置が機能維持できることを確認する。 ・光ファイバ通信伝送装置までのケーブルは、基準地震動S <sub>s</sub> に対して機能維持できる電線管等に敷設する。
	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、緊急時対策所に設置し、無線通信装置に悪影響を及ぼさないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、緊急時対策所内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及び無線通信装置が機能維持できることを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、基準地震動S <sub>s</sub> に対して機能維持できる電線管等に敷設する。
	SPDS 伝送サーバ		・SPDS伝送サーバは、緊急時対策所内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及びSPDS伝送サーバが機能維持できることを確認する。
	SPDSデータ 表示装置		・SPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動S <sub>s</sub> に対して、建物及びSPDSデータ表示装置が機能維持できることを確認する。

注記\*：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に関する装置。

表 3-3 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*1
電力保安 通信用 回線*2	有線系回線 (光ファイバ)	テレビ会議 システム(社内向)	テレビ会議 システム(社内向)	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	データ伝送	○	◎
		電力保安通信用 電話設備*3	固定電話機	電話	○	◎
			P H S 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
	無線系回線 (マイクロ波 無線)	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	電話	○	◎
		電力保安通信用 電話設備*3	固定電話機	電話	○	◎
			P H S 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	データ伝送	○	◎
通信事業者 回線	有線系回線 (災害時優先 契約あり)	局線加入 電話設備	固定電話機	電話	-	○
		F A X	F A X	-	○	
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型, 携帯型)	電話	-	○
	衛星系回線	データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	データ伝送	○	◎
		衛星電話設備 (社内向)	衛星テレビ会議 システム(社内向)	テレビ会議	○	○
			衛星社内電話機	電話	○	○
	有線系回線	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	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 - 電話機	電話	○	◎
			I P - F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	データ伝送	○	◎
	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	I P - 電話機	電話	○	◎
			I P - F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
			データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	データ伝送	○

注記\*1：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。

\*2：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

\*3：局線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。

【凡例】・専用 ○：専用回線 -：非専用回線  
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

表 3-4 S P D S データ表示装置で確認できるプラントパラメータ (1/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	ERS S 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応 度の状態 確認	A P R M (平均値)	○	○	—	○
	平均出力領域計装 C H 1	○	—	○	○
	平均出力領域計装 C H 2	○	—	○	○
	平均出力領域計装 C H 3	○	—	○	○
	平均出力領域計装 C H 4	○	—	○	○
	平均出力領域計装 C H 5	○	—	○	○
	平均出力領域計装 C H 6	○	—	○	○
	中性子源領域計装 C H 21	○	○	○	○
	中性子源領域計装 C H 22	○	○	○	○
	中性子源領域計装 C H 23	○	○	○	○
	中性子源領域計装 C H 24	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 11	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 12	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 13	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 14	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 15	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 16	○	○	○	○
	I R Mレベル C H 17	○	○	○	○
I R Mレベル C H 18	○	○	○	○	
炉心冷却 の状態確 認	原子炉圧力	○	○	—	○
	A-原子炉圧力	○	—	○	○
	B-原子炉圧力	○	—	○	○
	原子炉圧力 (S A)	○	—	○	○
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	—	○
	A-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○
	B-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	—	○
	A-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○
	B-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○
	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	—	○
	原子炉水位 (S A)	○	—	○	○
	A S R 弁 開	○	○	—	○
	B S R 弁 開	○	○	—	○
	C S R 弁 開	○	○	—	○
	D S R 弁 開	○	○	—	○
	E S R 弁 開	○	○	—	○
	F S R 弁 開	○	○	—	○
	G S R 弁 開	○	○	—	○
	H S R 弁 開	○	○	—	○
	J S R 弁 開	○	○	—	○
	K S R 弁 開	○	○	—	○
	L S R 弁 開	○	○	—	○
M S R 弁 開	○	○	—	○	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○	
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○	

注記\*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訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「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」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)



表 3-4 S P D S データ表示装置で確認できるプラントパラメータ (2/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	ERS S 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却 の状態確 認	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	高圧原子炉代替注水流量	○	—	○	○
	A-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○
	B-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○
	C-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	—	○	○
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○
	6.9KV 系統電圧 (A)	○	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (B)	○	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (C)	○	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (D)	○	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (H P C S)	○	○	—	○
	A-D/G 受電しゃ断器閉	○	○	—	○
	B-D/G 受電しゃ断器閉	○	○	—	○
	A-原子炉圧力容器温度 (S A)	○	—	○	○
	B-原子炉圧力容器温度 (S A)	○	—	○	○
	A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量	○	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量	○	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水槽水位	○	—	○	○
	H P C S-D/G 受電しゃ断器閉	○	○	—	○
	緊急用 M/C 電圧	○	○	—	○
	S A-L/C 電圧	○	○	—	○
	A-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○
	B-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○

注記\*1: ERS S 伝送パラメータは既設 S P D S の ERS 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 ERS S へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「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」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

表 3-4 S P D S データ表示装置で確認できるプラントパラメータ (3/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	ERS S 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
原子炉 格納容 器内の 状態確 認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○
	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広域)	○	○	-	○
	A-ドライウエル圧力 (SA)	○	-	○	○
	B-ドライウエル圧力 (SA)	○	-	○	○
	A-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	-	○	○
	B-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	-	○	○
	サブプレッションプール水位	○	○	-	○
	サブプレッションプール水位 (SA)	○	-	○	○
	A-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	-	○	○
	B-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	-	○	○
	サブプレッションプール水温度 (MAX)	○	○	-	○
	A-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	-	○	○
	B-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	-	○	○
	A-格納容器水素濃度	○	○	-	○
	B-格納容器水素濃度	○	○	○	○
	格納容器水素濃度 (SA)	○	-	○	○
	A-格納容器酸素濃度	○	○	-	○
	B-格納容器酸素濃度	○	○	○	○
	格納容器酸素濃度 (SA)	○	-	○	○
	A-CAMSドライウエル選択	○	○	-	○
	B-CAMSドライウエル選択	○	○	-	○
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)	○	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	-	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	-	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	-	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	-	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	-	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	-	○	○
	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)	○	-	○	○
	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)	○	-	○	○
	A-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	-	○	○
	B-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	-	○	○
	代替注水流量 (常設)	○	○	○	○
	A-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○	○
	B-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○	○
	A-ベデスタル代替注水流量	○	○	○	○
	B-ベデスタル代替注水流量	○	○	○	○

注記\*1: ERS S 伝送パラメータは既設 S P D S の ERS 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 ERS S へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「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」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

表 3-4 S P D S データ表示装置で確認できるプラントパラメータ (4/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	E R S S 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	A-ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)	○	○	○	○
	B-ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)	○	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	-	○	○
	A-ペDESTAL温度(SA)	○	-	○	○
	B-ペDESTAL温度(SA)	○	-	○	○
	A-ペDESTAL水温度(SA)	○	-	○	○
	B-ペDESTAL水温度(SA)	○	-	○	○
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	-	○	○
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	-	○	○
	ドライウエル水位(格納容器底面 -3m)	○	-	○	○
	ドライウエル水位(格納容器底面 -1m)	○	-	○	○
	ドライウエル水位(格納容器底面 +0.9m)	○	-	○	○
放射能隔 離の状態 確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	-	○
	排気筒低レンジモニタ(Ach)	○	○	-	○
	排気筒低レンジモニタ(Bch)	○	○	-	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA1	○	○	-	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB1	○	○	-	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA2	○	○	-	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB2	○	○	-	○
	格納容器内側隔離	○	○	-	○
	格納容器外側隔離	○	○	-	○
	A-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	-	○
	B-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	-	○
	C-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	-	○
	D-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	-	○
	A-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	-	○
	B-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	-	○
	C-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	-	○
D-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	-	○	
環境の 状態確認	A-SGT自動起動	○	○	-	○
	B-SGT自動起動	○	○	-	○
	SGTS高レンジモニタ	○	○	-	○
	SGTS低レンジモニタ(Ach)	○	○	-	○
	SGTS低レンジモニタ(Bch)	○	○	-	○
	A-原子炉建物外気差圧	○	-	-	○
	B-原子炉建物外気差圧	○	-	-	○
	C-原子炉建物外気差圧	○	-	-	○
	D-原子炉建物外気差圧	○	-	-	○
放水路水モニタ	○	○	-	○	

注記\*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訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条(計装設備)、第六十条(監視測定設備)

「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」に係る適合状況説明資料、1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15(事故時の計装に関する手順等)、1.17(監視測定等に関する手順等)

表 3-4 S P D S データ表示装置で確認できるプラントパラメータ (5/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	E R S S 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
環境の 状態確認	モニタリングポスト# 1 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 2 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 3 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 4 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 5 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 6 H	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 1 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 2 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 3 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 4 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 5 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト# 6 L (10 分間平均)	○	○	—	—*3
	風向 (28.5m-U)	○	○	—	○
	風向 (130M-D, 10 分間平均風向)	○	○	—	○
	風速 (28.5m-U)	○	○	—	○
	風速 (130M-D, 10 分間平均風速)	○	○	—	○
	大気安定度 (10 分間平均)	○	○	—	○
	可搬式モニタリングポストNo. 1	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 2	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 3	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 4	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 5	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 6	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 7	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 8	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 9	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 10	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 11	○	○	○	—*3
	可搬式モニタリングポストNo. 12	○	○	○	—*3
	風向 (可搬)	○	○	○	—*3
	風速 (可搬)	○	○	○	—*3
	大気安定度 (可搬)	○	○	○	—*3
	非常用炉 心冷却系 (E C C S) の状 態等確認	A-A D S 作動	○	○	—
B-A D S 作動		○	○	—	○
R C I C ポンプ作動		○	○	—	○
H P C S ポンプ作動		○	○	—	○
A-R H R ポンプ作動		○	○	—	○
B-R H R ポンプ作動		○	○	—	○
C-R H R ポンプ作動		○	○	—	○
R H R M V 2 2 2 - 4 A 全閉		○	○	—	○
R H R M V 2 2 2 - 4 B 全閉	○	○	—	○	

注記\*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訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「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」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

\*3: バックアップ伝送ラインを経由せず、無線回線により緊急時対策所へ伝送し、S P D S 伝送サーバ及び S P D S データ表示装置へ接続される。測定値は S P D S データ表示装置で監視できる。

表3-4 SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (6/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
非常用炉 心冷却系 (ECC S)の状態 確認	RHR MV222-5A 全閉	○	○	—	○
	RHR MV222-5B 全閉	○	○	—	○
	RHR MV222-5C 全閉	○	○	—	○
	全制御棒全挿入	○	○	—	○
	A-給水流量	○	○	—	○
	B-給水流量	○	○	—	○
	LPCSポンプ作動	○	○	—	○
	モードSW運転	○	○	—	○
燃料プールの状態 確認	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm)	○*3	—	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (燃料プール温度)	○	—	○	○
	燃料プール水位 (SA)	○	—	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	○	—	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	○	—	○	○
水素爆発 による原 子炉格納 容器の破 損防止確 認	第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	—	○	○
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○	○
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○	○
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○	○
	A-スクラバ容器圧力	○	—	○	○
	B-スクラバ容器圧力	○	—	○	○
	C-スクラバ容器圧力	○	—	○	○
	D-スクラバ容器圧力	○	—	○	○
	A1-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	A2-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	B1-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	B2-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	C1-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	C2-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	D1-スクラバ容器水位	○	—	○	○
	D2-スクラバ容器水位	○	—	○	○
A-スクラバ容器温度	○	—	○	○	
B-スクラバ容器温度	○	—	○	○	
C-スクラバ容器温度	○	—	○	○	
D-スクラバ容器温度	○	—	○	○	

注記\*1: ERS S伝送パラメータは既設SPDSのERS S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ERS Sへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「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」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

\*3: 水位判定結果のみ。

表3-4 SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (7/7)

目的	対象パラメータ	緊急時 対策所への パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ *2	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発 による原 子炉建物 の損傷防 止確認	A-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○	○
	B-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○	○
	原子炉建物水素濃度(非常用ガス処理系吸込口)	○	—	○	○
	原子炉建物水素濃度(所員用エアロック室)	○	—	○	○
	原子炉建物水素濃度(SRV補修室)	○	—	○	○
	原子炉建物水素濃度(CRD補修室)	○	—	○	○
	原子炉建物水素濃度(トールラス室)	○	—	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○

注記\*1: ERS S伝送パラメータは既設SPDSのERS S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ERS Sへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条(計装設備)、第六十条(監視測定設備)

「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」に係る適合状況説明資料、1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15(事故時の計装に関する手順等)、1.17(監視測定等に関する手順等)

## VI-1-1-12 安全避難通路に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1



## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第13条第1項第1号に基づき、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路を設置することについて説明するものである。

## 2. 基本方針

災害時に、原子炉施設内従事者等が使用する部屋及び区画から屋外への安全な避難のため、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるよう、非常灯及び誘導灯を配置した安全避難通路を設置する。

## 3. 施設の詳細設計方針

発電用原子炉施設には、「建築基準法」（制定昭和25年5月24日法律第201号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和25年11月16日政令第338号）に準拠し、安全避難通路を構成する避難階段及び地上へ通じる通路を設ける設計とする。

安全避難通路には、建築基準法及び建築基準法施行令に準拠した、非常用の照明装置である非常灯並びに「消防法」（制定昭和23年7月24日法律第186号）及び「消防法施行令」（制定昭和36年3月25日政令第37号）に準拠した、誘導灯を設置する。

非常灯は、中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置する設計とし、誘導灯は、避難口である旨及び避難の方向を明示する設計とする。

非常灯及び誘導灯の取付箇所をVI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」表2に示し、安全避難通路の設置状況を第1-7-1図から第1-7-32図「安全避難通路を明示した図面」に記載する。

なお、非常灯及び誘導灯に関する事項のうち、技術基準規則第13条第1項第2号の要求である照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計として、電源、照度等に関する事項について、VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書

## 目 次

1. 概要 .....	1
2. 基本方針 .....	1
2.1 避難用照明 .....	1
2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 .....	2
2.2.1 常設の作業用照明 .....	2
2.2.2 可搬型の作業用照明 .....	2
2.3 重大事故等発生時の照明 .....	2
3. 施設の詳細設計方針 .....	3
3.1 避難用照明 .....	3
3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 .....	4
3.2.1 常設の作業用照明 .....	4
3.2.2 可搬型の作業用照明 .....	5
3.3 重大事故等発生時の照明 .....	9

## 1. 概要

本資料は、以下について説明するものである。

- ・「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第13条第1項第2号に基づき照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- ・技術基準規則第13条第1項第3号及びその「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源
- ・技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号の基づき、想定される重大事故等が発生した場合に確実に操作するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに被害状況を把握するための照明
- ・技術基準規則第74条及びその解釈に基づき重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備としての照明及びその照明への代替交流電源設備からの給電

## 2. 基本方針

表2-1に示す各照明設備の基本方針について以下に記載する。

表2-1 照明の種類と設備名

照明の種類	常設	可搬	設備名
避難用照明	○	—	非常灯
	○	—	誘導灯
設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	○	—	非常用照明
	○	—	直流非常灯
	○	—	電源内蔵型照明
	—	○	可搬型照明
重大事故等発生時の照明	—	○	LEDライト（三脚タイプ）
	—	○	チェンジングエリア用照明
	—	○	可搬型照明

### 2.1 避難用照明

安全避難通路には、位置を明確かつ恒久的に表示し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわないよう、避難用の照明として非常灯を設けるとともに、避

難口及び避難の方向を明示するため誘導灯を設ける設計とする。非常灯及び誘導灯は蓄電池を内蔵する設計とする。

## 2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

### 2.2.1 常設の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及びアクセスルートに設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用低圧母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び電源内蔵型照明は、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前までに必要な操作を実施する中央制御室、現場機器室及びアクセスルートに設置する。直流非常灯は、非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか、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間、点灯可能な設計とする。

電源内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時からにおいても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前までの間、点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように、避難用照明である非常灯と同等以上の照度（1ルクス以上（蛍光灯等使用時は2ルクス以上））を有する設計とする。

### 2.2.2 可搬型の非常用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、可搬型照明を配備する。

可搬型照明は、全交流電力喪失時に現場機器室までの移動、非常用ガス処理系配管補修時、緊急時対策所用発電機からの受電時の操作における必要な照明として配備する。

## 2.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等が発生した場合には、以下の照明設備を配備する。

- ・中央制御室及び中央制御室待避室に運転員がとどまるために必要な照明設備とし

て常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な LED ライト（三脚タイプ）を配備する。

- ・中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明設備としてチェンジングエリア用照明を配備する。
- ・重大事故等が発生した場合に、確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対策設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として可搬型照明を配備する。

### 3. 施設の詳細設計方針

#### 3.1 避難用照明

VI-1-1-12「安全避難通路に関する説明書」に示す安全避難通路には、位置を明確かつ恒久的に表示し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明として、非常灯並びに避難口及び避難の方向を明示するための誘導灯を設置する設計とする。

非常灯は、「建築基準法」（制定昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）に準拠し、中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置し、直接照明として床面において 1 ルクス以上（蛍光灯等使用時は 2 ルクス以上）の照度を確保する設計とする。また、全交流動力電源喪失により非常灯への電力の供給が停止した場合においても、原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難するために必要な照明の確保が可能となるよう、昭和 45 年建設省告示第 1 8 3 0 号に準拠し、30 分間有効に点灯ができる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

誘導灯は、「消防法」（制定昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号）、「消防法施行令」（制定昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）及び「消防法施行規則」（制定昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号）に準拠し、屋内から直接地上へ通じる通路、出入口、避難階段に設置する。また、外部電源喪失により誘導灯への電力の供給が停止した場合においても、原子炉施設内従事者が建屋内から地上へ避難できるように避難口及び非難の方向を明示するため、誘導灯は消防法施行規則第 28 条の三に準拠し、20 分間有効に点灯できる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

避難用照明の電源系統を図 3-1 に、非常灯及び誘導灯の取付箇所を、表 3-1 及び第 1-8-1 図から第 1-8-32 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 3-1 非常灯及び誘導灯の取付箇所

建屋名称
制御室建物*
原子炉建物
タービン建物
廃棄物処理建物
サイトバンカ建物
固体廃棄物貯蔵所
緊急時対策所
ガスタービン発電機建物
1号機タービン建物

注記\*：中央制御室を含む

### 3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

#### 3.2.1 常設の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室に設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように、非常用低圧母線（ロードセンタ C 系又は D 系）に接続し、非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び電源内蔵型照明は、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前までに必要な操作を実施する中央制御室、現場機器室に設置する。

直流非常灯は、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前まで（約 70 分間）においても点灯できるように非常用直流電源設備から電力を供給できる設計とする。

電源内蔵型照明は、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前まで（約 70 分間）においても点灯できるように内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室において、操作に必要な照明を確保できる設計とする。

直流非常灯及び電源内蔵型照明は、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前までに必要な操作を実施する中央制御室，現場機器室及びアクセスルートにおいて，操作に必要な照明を確保できる設計とする。

作業用照明の電源系統を図 3-1 に，作業用照明の取付箇所を，表 3-2 及び第 1-8-1 図から第 1-8-32 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

### 3.2.2 可搬型の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に作業に用いる可搬型照明は，昼夜場所を問わず作業を可能となるよう以下のとおり配備する。

- ・現場機器室までの移動に必要な照明として懐中電灯及びヘッドライトを用い，中央制御室から作業現場に向うまで必要となる時間までに準備可能なように運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。
- ・非常用ガス処理系配管補修を実施時，狭隘部については，必要な照明として LED ライト（フロアタイプ）を用い，補修が必要となる時間までに準備可能なように第 2 チェックポイントに配備する。
- ・屋外（緊急時対策所北側）に配備する緊急時対策所用発電機からの受電時の操作における夜間に必要な照明として懐中電灯及びヘッドライトを用い，作業が必要となる時間までに準備可能なように免震重要棟に配備する。

作業用照明のうち可搬型照明の使用箇所を表 3-2 に，保管場所を第 1-8-1 図から第 1-8-32 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

一方，何らかの要因で作業用照明が機能喪失する可能性も考慮し，初動操作に対応する運転員及び初動対応要員が通常滞在する中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

可搬型照明は，ヘッドライトを運転員及び緊急時対策所立ち上げ要員，緊急時対策所用発電機起動対応要員全員に配備するとともに，中央制御室，現場機器室，緊急時対策所及び非常用ガス処理系配管ルートでの作業を考慮し，懐中電灯，LED ライト（ランタンタイプ，三脚タイプ，フロアタイプ）を配備する。



表 3-2 設備名，給電元及び設置場所について

設備名		給電元	設置場所（使用箇所）
作業用照明	非常用照明	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室* 緊急時対策所 アクセスルート
	直流非常灯	非常用直流電源設備	中央制御室 現場機器室*
	電源内蔵型照明	内蔵蓄電池 (非常用低圧母線)	中央制御室 現場機器室* 緊急時対策所 アクセスルート
	懐中電灯	—	(現場機器室*までの移動) (緊急時対策所用発電機)
	LED ライト (フロアタイプ)	—	(非常用ガス処理系配管 (狭 隘部))
	ヘッドライト	—	(現場機器室*までの移動) (非常用ガス処理系配管 (狭 隘部)) (緊急時対策所用発電機)

注記\*：設計基準事故が発生した場合に操作が必要な現場機器室は，以下のとおり。

- ・ A, B-非常用電気室（原子炉建物 2 階）
- ・ A, B, C-RHR ポンプ室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ HPCS ポンプ室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ RCIC ポンプ室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ CRD ポンプ室（原子炉建物地下 1 階）
- ・ A, B-非常用 DG 室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ HPCS-DG 室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ LPCS ポンプ室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ HPCW 熱交換器室（原子炉建物地下 2 階）
- ・ A, B-RCW ポンプ熱交換器室（原子炉建物 1 階）
- ・ HPCS-DG 室送風機室（原子炉建物 2 階）
- ・ A, B-非常用 DG 室送風機室（原子炉建物 2 階）
- ・ 非常用ガス処理装置室（原子炉建物 3 階）
- ・ 中央制御室非常用再循環送風機室（廃棄物処理建物 2 階）
- ・ A-計装用電気室（廃棄物処理建物 1 階）
- ・ B-計装用電気室（廃棄物処理建物地下中 1 階）
- ・ バルブ室（原子炉建物中 2 階）
- ・ A, B-RHR バルブ室（原子炉建物 2 階）
- ・ 中央制御室送風機室（廃棄物処理建物 2 階）
- ・ 補助盤室（廃棄物処理建物 1 階）
- ・ A-バッテリー室（廃棄物処理建物 1 階）
- ・ B-バッテリー室（廃棄物処理建物地下中 1 階）
- ・ 運転員控室，資料室，予備室，会議室（廃棄物処理建物 1 階）
- ・ 消火用ボンベ室（廃棄物処理建物 1 階）
- ・ A, B-ケーブル処理室（廃棄物処理建物地下中 1 階）
- ・ 充電器室（廃棄物処理建物地下中 1 階）
- ・ 230V バッテリー室（廃棄物処理建物地下中 1 階）
- ・ 計算機室（廃棄物処理建物 2 階）
- ・ 中央制御室外原子炉停止盤室



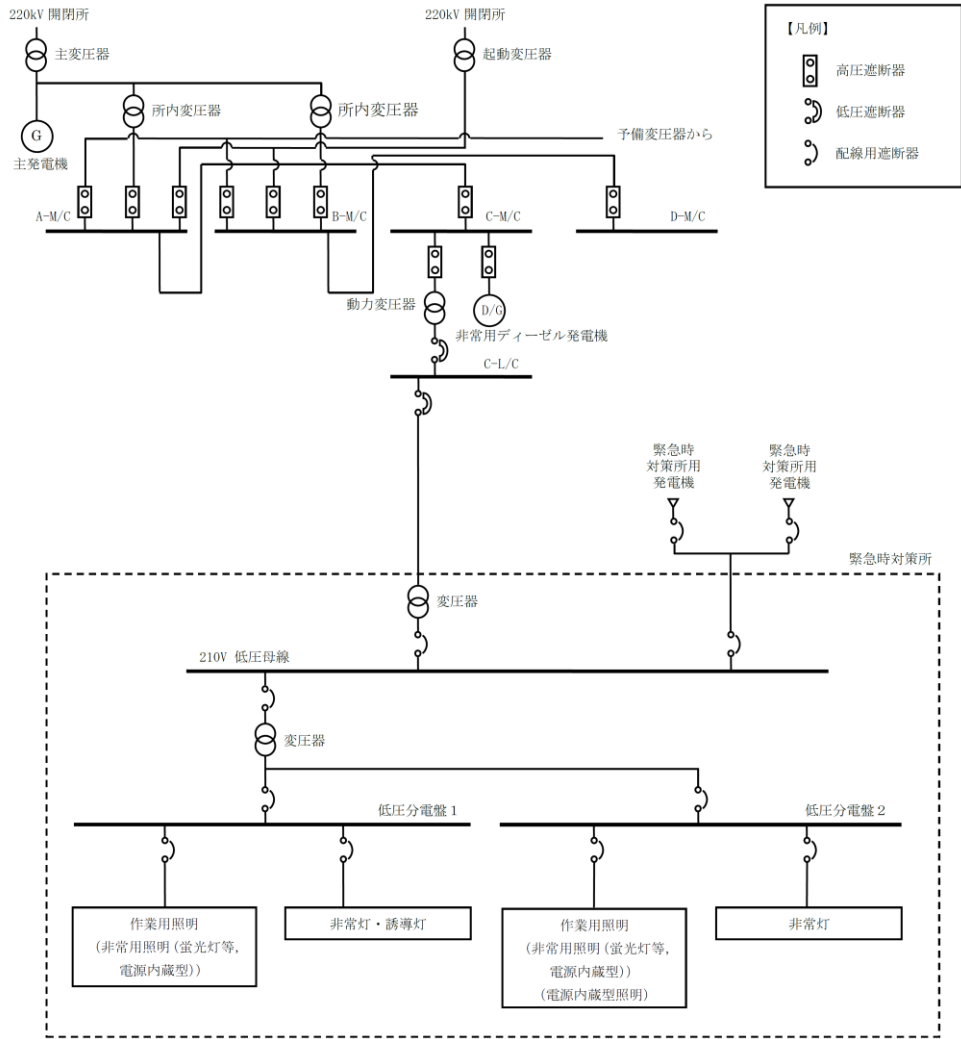


図 3-1 照明電源系統図 (2/2)

### 3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に、中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な照度を確保するため、可搬型照明を配備する。また、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、チェンジングエリア用照明を配備する。

LED ライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から電力の供給を可能とするため、非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。

LED ライト（三脚タイプ）の電源系統図を図 3-2 に示す。

中央制御室に設置する LED ライト（三脚タイプ）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有し、照明全消灯状態にて監視操作が可能なことを確認している、大型表示盤面で 20 ルクス以上を確保する設計とする。また、中央制御室待避室に設置する LED ライト（ランタンタイプ）は、監視及び中央制御室空気供給系流量調節弁の操作のため 20 ルクス以上を確保する設計とする。

中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明として、チェンジングエリア用照明はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアの中央床面において 5 ルクス以上の照度を確保する設計とする。LED ライト（三脚タイプ）の必要数は、中央制御室の制御盤での監視及び操作に必要な照度を有するものを 2 個、故障時及び保守点検時のバックアップ用として 1 個の合計 3 個を中央制御室前通路に保管する設計とする。

中央制御室の LED ライト（ランタンタイプ）の必要数は、中央制御室の制御盤での監視及び操作に必要な照度を有するものを 6 個、中央制御室待避室での監視及び中央制御室空気供給系流量調節弁の操作に必要な照度を有するものを 2 個とし、故障時及び保守点検時のバックアップ用として 4 個の合計 12 個を中央制御室に保管する設計とする。

中央制御室のチェンジングエリア用照明の必要数は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを 2 個とし、故障時及び保守点検時のバックアップ用として 1 個の合計 3 個を中央制御室前通路に保管する設計とする。

また、技術基準規則第 54 条第 1 項第 2 号及び第 3 項第 6 号に基づき想定される重大事故等発生時において、重大事故等対処設備を停電時及び夜間時に確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として、可搬型照明を重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

可搬型照明に関しては、保安規定にて資機材としての取扱いについて定め管理する。

LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）、チェンジングエリア用照

明の保管場所を第 1-8-1 図から第 1-8-32 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」  
に示す。



## VI-1-2 原子炉本体の説明書

## VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 脆性破壊防止に対する設計	2
4. 評価対象と評価方法	2
5. 記号の説明	5
6. 最低使用温度に基づく評価	6
6.1 評価箇所	6
6.2 最低使用温度	6
7. 関連温度に基づく評価	7
7.1 評価箇所	7
7.2 関連温度の要求値	7
7.3 応力拡大係数の計算	7
7.3.1 最大仮想欠陥	7
7.3.2 応力拡大係数の計算	7
7.4 中性子照射による関連温度の移行量	8
7.5 計算結果	9
7.5.1 応力拡大係数の計算結果	9
7.5.2 関連温度の要求値の計算結果	9
8. 上部棚吸収エネルギーの評価	10
8.1 評価箇所	10
8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法	10
8.3 上部棚吸収エネルギーの計算	10
8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定	10
8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出	11
8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果	11
9. 結論	12
付録1 中性子照射による関連温度移行量	26

## 図 表 目 次

図6-1	破壊靱性評価箇所	13
図7-1	最大仮想欠陥形状	14
表4-1	重大事故シーケンスの影響確認	15
表6-1	最低使用温度に基づく評価箇所	18
表7-1	関連温度の評価箇所	19
表7-2	原子炉圧力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束 及び中性子照射量	21
表7-3	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果	22
表8-1	国内U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元	24
表8-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果	25

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、設計基準対象施設としての原子炉压力容器の破壊靱性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉压力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため、破壊靱性に対する評価について説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1項第1号及び第55条第1項第2号並びにそれらの解釈に対して、原子炉压力容器の材料が適切であることを説明する。

今回、設計基準対象施設としての原子炉压力容器の材料については、昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画から変更はないが、各供用状態及び試験状態の脆性破壊に対する評価結果に影響を及ぼす脆化予測法が改定されたため、改めて設計基準対象施設としての原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。また、重大事故等対処設備としての原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。

## 2. 基本方針

原子炉压力容器に使用する材料は、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使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

原子炉压力容器に使用する材料は、中性子照射の影響を考慮し適切な破壊靱性を維持できるよう、保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉压力容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

原子炉压力容器に使用する材料は、重大事故等時における温度、圧力及び荷重に対して適切な破壊靱性を有する設計とし、かつ、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができる設計とする。

原子炉压力容器の脆性破壊防止以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示している。

原子炉压力容器の材料に対して施設時の評価として、中性子照射が及ぼす影響を評価することから、評価時期については、「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32に、発電用原子炉の運転できる期間が40年と定められていることを考慮し、40定格負荷相当年数を想定して、評価を実施する。

なお、原子炉压力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価については、監視試験片によって計画的に評価を行うとともに、施設後40定格負荷相当年数の運転期間後以降の評価については、高経年化対策として実施する。

### 3. 脆性破壊防止に対する設計

技術基準規則第17条を踏まえ、原子炉压力容器に使用する材料は、強度と靱性に優れる低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し、原子炉冷却材と接触する原子炉压力容器内面部分はステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張りし、耐食性を向上させた設計とする。原子炉压力容器は脆性破壊防止の観点から、原子炉冷却材の最低温度を設定し、適切な温度で使用する。また、中性子照射脆化が予想される材料に関しては、材料中のCu及びNi含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから、材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また、技術基準規則第55条を踏まえ、重大事故等対処設備としての原子炉压力容器の材料は、重大事故等時の原子炉压力容器の使用温度が崩壊熱による原子炉冷却材の加熱により設計基準対象施設としての最低使用温度を下回らず、想定される使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

### 4. 評価対象と評価方法

原子炉压力容器に使用する材料は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC 1-2005（2007年追補版含む。））（日本機械学会）（以下「設計・建設規格」という。）に基づいて、評価対象となる材料を抽出する。評価対象となる材料は、原子炉压力容器を構成する材料のうち、耐圧部を構成する材料であり、かつ、設計・建設規格 PVB-2311に示される脆性破壊が生じにくい板厚、断面積、外径及び指定材料等の条件により、破壊靱性試験が必要となる材料をすべて抽出し、評価を行う。この抽出により、最低使用温度に対してスタッドボルト及び閉止フランジ用ボルト、関連温度に対して耐圧部を構成する材料、上部棚吸収エネルギーに対して炉心領域材料が評価対象となる。

技術基準規則第14条及び第54条への適合性を確認するため、技術基準規則第14条の解釈に示される原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC 4 2 0 6-2007（日本電気協会）（以下「JEAC 4 2 0 6」という。）、原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4 2 0 1-2007（日本電気協会）、原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4 2 0 1-2007[2010年追補版]（日本電気協会）及び原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4 2 0 1-2007[2013年追補版]（日本電気協会）（以下「JEAC 4 2 0 1」という。）の手法を用いて、原子炉压力容器の脆性破壊に対する評価を行う。

JEAC 4 2 0 6 第2章 クラス1機器の規定により、破壊靱性試験を行う場合に必要とされる試験条件、すなわち最低使用温度を明確にすること、並びに関連温度の要求値及びJEAC 4 2 0 1の規定により、上部棚吸収エネルギーが供用期間中の破壊靱性の要求を満足することを示す。また、重大事故等が発生した場合に、原子炉压力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを示す。

破壊靱性の評価は、JEAC 4 2 0 6のFB-2000で規定されるように、最低使用温度以下での衝撃試験結果を判定基準と対比し評価する方法、JEAC 4 2 0 6のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fで規定されるように、応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる

関連温度を用いて評価する方法、また、J E A C 4 2 0 1 のSA-3440で規定されるように、高温時における靱性を示す上部棚吸収エネルギーの減少率を予測し、設計寿命末期における上部棚吸収エネルギーを評価する方法に区分される。

したがって、原子炉压力容器の材料で破壊靱性試験を要求される箇所に対し、最低使用温度を基準とする評価箇所と関連温度を基準とする評価箇所を区別して評価を行い、加えて炉心領域材料について上部棚吸収エネルギーの評価を行う。なお、関連温度を用いての評価は、供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態A及びB（耐圧・漏えい試験を除く）の運転条件において、原子炉压力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件が、低温高压の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため、供用状態A及びBの評価は耐圧・漏えい試験での評価で代表する。

供用状態C及び供用状態Dについては、J E A C 4 2 0 6 の解説-附属書A-3120より、健全性評価上最も問題となる事象はPTS事象\*<sup>1</sup>である。沸騰水型原子炉压力容器では相当運転期間での中性子照射量が低いこと、炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下することからPTS事象は発生しない。そのため、供用状態C及び供用状態Dにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく、耐圧・漏えい試験時に対する評価で代表される。

また、重大事故等時について炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表4-1に示す。表4-1より重大事故等時の温度・圧力条件は従来想定されている設計基準事象に包絡される。このことから、原子炉压力容器の重大事故等対処設備としての破壊靱性に対する評価は、7章に示す設計基準事象における評価で代表できる。

具体的な破壊靱性の評価方法は、原子炉压力容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼がフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し、応力拡大係数が破壊靱性を超えると破壊すると判断する。原子炉压力容器の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の進展力（応力拡大係数）を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靱性については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度（RTNDT）及び金属温度と関数の関係にあることから、関連温度を用いて各温度の破壊靱性を算出する。

また、経年劣化事象により破壊靱性の低下が懸念される部位については、供用期間中における劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靱性の低下を伴う劣化事象としては、熱時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については、原子炉压力容器の材料である低合金鋼に対する影響を、財団法人 発電設備技術検査協会の研究\*<sup>2</sup>において検証されており、有意な劣化事象ではない。一方、中性子照射脆化については、J E A C 4 2 0 1 において監視試験の対象となる中性子照射量 $10^{17}\text{n/cm}^2$ （ $E > 1\text{MeV}$ ）以上となる炉心領域が含まれるため、考慮が必要である。

中性子照射脆化は、中性子照射量及び材料の化学成分（Cu, Ni, P）に依存し、中性子照射量及

びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉圧力容器を構成する各部位の材料については、板材と鍛造材の違いはあるものの、すべて低合金鋼を使用しており、化学成分に有意な差はない。一方、供用期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量については、炉心領域のうち、炉心の有効高さを直接囲む円筒胴3及び円筒胴4の内表面が最も多い ( $2.8 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) 程度) ことから、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性の評価は、当該事象が懸念される円筒胴3及び円筒胴4について実施する。なお、円筒胴3及び円筒胴4の溶接部は母材と同等以上の靱性を持つことを確認した施工法を用いて溶接を行うため、評価においては母材を対象とする。

中性子照射量を考慮する位置は、内表面及び表面からの仮想欠陥深さ1/4 t (内表面から1/4 t 部) とする。

注記\*1：PTS (加圧熱衝撃)

加圧下の原子炉圧力容器内で急激な冷却が生じると、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生し、これと内圧による膜応力が重畳して高い引張応力が容器内面に発生する現象。

\*2：プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験 (低合金鋼・ステンレス鋼) (BWR) (昭和62年度～平成4年度のまとめ) (平成5年3月 財団法人発電設備技術検査協会)

5. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉压力容器内表面から深さ a における中性子照射量	n/cm <sup>2</sup>
F ( a / r n )	補正係数で, J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-4200-1 で有限要素法のデータを結んだ曲線により得られる値	—
K <sub>I</sub>	供用状態における材料の応力と応力係数との積 (以下「応力拡大係数」という。)	MPa・√m
K <sub>IC</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 A により規定される静的破壊靱性値	MPa・√m
K <sub>I p</sub>	一次応力による応力拡大係数	MPa・√m
K <sub>I q</sub>	二次応力による応力拡大係数	MPa・√m
l	欠陥の長さ	mm
M <sub>m</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1 により得られる膜応力の応力補正係数	√m
M <sub>b</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の F-3100 に示される曲げ応力の応力補正係数 (M <sub>m</sub> の $\frac{2}{3}$ の値)	√m
R <sub>TNDT</sub>	J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 及び附属書 A により規定される関連温度	°C
ΔR <sub>TNDT</sub>	関連温度の移行量	°C
r <sub>i</sub>	ノズルの内半径	mm
r <sub>c</sub>	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r <sub>n</sub>	ノズルのみかけの半径	mm
S <sub>F</sub>	安全係数	—
T	供用状態における材料の温度	°C
t	板厚	mm
USE	上部棚吸収エネルギー	J
ΔUSE	上部棚吸収エネルギー減少率	%
φ <sub>c</sub>	原子炉压力容器内表面から深さ a における中性子束	n/(cm <sup>2</sup> ・s)
σ	胴及び鏡部の周方向応力	MPa
σ <sub>m1</sub>	一次膜応力	MPa
σ <sub>m2</sub>	二次膜応力	MPa
σ <sub>b1</sub>	一次曲げ応力	MPa
σ <sub>b2</sub>	二次曲げ応力	MPa

## 6. 最低使用温度に基づく評価

### 6.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 のFB-2400の規定により，最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所を表6-1及び図6-1に示す。

### 6.2 最低使用温度

表6-1に示した箇所の最低使用温度を同表中に示す。最低使用温度は，昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類IV-3-1-1-1「原子炉压力容器の応力解析の方針」に示す原子炉压力容器の運転条件をもとに，原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉压力容器の内外にて接する流体の最低温度を考慮して定めた。



## 7. 関連温度に基づく評価

### 7.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 のFB-2100の規定により、関連温度に基づいた評価を行う箇所を表7-1(1)、表7-1(2)及び図6-1に示す。

### 7.2 関連温度の要求値

原子炉圧力容器に欠陥を想定した場合、欠陥に発生する応力拡大係数 $K_I$ が、J E A C 4 2 0 6 の附属書AのA-3222に基づく静的破壊靱性値 $K_{IC}$ を超えなければ脆性破壊は生じない。 $K_{IC}$ は関連温度 $R_{TNDT}$ を基準とした温度の関数として示される。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - R_{TNDT})]$$

ここで、関連温度 $R_{TNDT}$ を関連温度の要求値として計算するため、上式を $R_{TNDT}$ についての式とする。

(関連温度)

$$R_{TNDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln\left(\frac{K_{IC} - 36.48}{22.78}\right)$$

$K_I$ が $K_{IC}$ を超えない $R_{TNDT}$ の最大値として、関連温度の要求値を定義すると以下の式により求められる。

(関連温度の要求値)

$$R_{TNDT} \leq T - \frac{1}{0.036} \ln\left(\frac{K_I - 36.48}{22.78}\right)$$

応力拡大係数 $K_I$ の計算は、J E A C 4 2 0 6 の附属書A及び附属書Fにより、7.3節に示すように行う。

### 7.3 応力拡大係数の計算

#### 7.3.1 最大仮想欠陥

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は、胴及び鏡部にあっては、板厚の1/4倍の深さ、板厚の1.5倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし、板厚 $t$ が $t < 100.0\text{mm}$ の場合、 $100.0\text{mm}$ 厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあっては、ノズルが取り付く部分の胴及び鏡部板厚の1/4倍の深さの欠陥を用いる。ただし、最大仮想欠陥の大きさは胴部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図7-1に最大仮想欠陥の形状を示す。

#### 7.3.2 応力拡大係数の計算

応力拡大係数は、材料に欠陥の存在を想定した場合、過渡時の温度・圧力変化による欠陥の進展力を係数で表す。

耐圧・漏えい試験時における応力拡大係数は、有限要素法又は理論式より算出した膜応力及び曲げ応力をもとに算出する。解析コードは「ASHSD2-B」又は「NOPS」である。

なお、解析コード「ASHSD2-B」及び「NOPS」の検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(1) 形状不連続部を含めた胴及び鏡部

形状不連続部を含めた胴及び鏡部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = S_F \cdot K_{I_p} + K_{I_q}$$

(a) 一次応力に対する安全係数

$$S_F = 1.5 \text{ (耐圧・漏えい試験における係数)}$$

(b) 一次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_p} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$$

$M_m$ は、J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1により得られる。

$M_b$ は、 $M_m$ の2/3の値。

(c) 二次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_q} = M_m \cdot \sigma_{m2} + M_b \cdot \sigma_{b2}$$

(2) ノズル部

ノズル部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = \frac{S_F \cdot F(a/r_n) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで、

$$S_F = 1.5$$

$$r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$$

#### 7.4 中性子照射による関連温度の移行量

炉心領域材料は、中性子照射による脆化を受けると予想されることから、中性子照射による関連温度の移行量 $\Delta RT_{NDT}$ を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第2回監視試験の結果から得られた値を評価に用いる。

40定格負荷相当年数の運転期間中に材料が受ける中性子照射量は、原子炉压力容器の円筒胴3及び円筒胴4の内表面、板厚の1/4t部の値を算出する。各位置における最大中性子束を解析コード「DORT」を用いて算出し、リードファクタ\*及び照射期間を用いて、中性子照射量を算出する。

注記\*：監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉容器内表面あるいは他の位置における最大中性子束に対する比で表す。

なお、評価に用いる解析コード「DORT」の検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表7-2に示す。

内表面から深さ1/4 t 位置での中性子束  $\phi_c$  は以下となる。

$$\phi_c = 1.64 \times 10^9 \text{ n / (cm}^2 \cdot \text{s)}$$

中性子照射量  $f$  は、中性子束  $\phi_c$  に40定格負荷相当年数を乗ずることにより求める。

$$f = 1.64 \times 10^9 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 2.07 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$$

付録1より、炉心領域材料の化学成分を用いて、安全側に中性子照射による関連温度の移行量を、 $\Delta RT_{NDT} = 26.3^\circ\text{C}$  とする。

## 7.5 計算結果

### 7.5.1 応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算結果を表7-3(1)及び表7-3(2)に示す。

表7-3(1)には胴及び鏡部に対する計算結果を、表7-3(2)にはノズル部に対する計算結果を示す。

### 7.5.2 関連温度の要求値の計算結果

応力拡大係数及び耐圧試験の温度より、7.2節に示した関係を満足する関連温度の要求値を求めた結果を、胴及び鏡部に対して表7-3(1)に、ノズル部に対して表7-3(2)に示す。また、同表中に使用する材料の実測値を示す。

なお、表7-3(1)及び表7-3(2)において使用した耐圧試験温度 $55^\circ\text{C}$ は、中性子照射による関連温度の移行量を設計段階で予測し、これをもとに定めた温度であり、昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類IV-3-1-1-1「原子炉压力容器の応力解析の方針」の原子炉压力容器の運転条件に示される。

## 8. 上部棚吸収エネルギーの評価

### 8.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 のFB-2200の規定により，上部棚吸収エネルギーの評価は，中性子照射による脆化を受けると予想される炉心領域材料について行う。評価を行う箇所を図6-1に示す。

### 8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法

上部棚吸収エネルギーは，高温時における鋼材の粘り強さ（靱性）の程度を示す指標であり，中性子照射が進むと低下する。

上部棚吸収エネルギーの要求値は，J E A C 4 2 0 6 のFB-4200において，68J以上と規定されており，J E A C 4 2 0 1 の附属書BのB-3100に基づき，供用期間中の中性子照射を考慮しても，原子炉圧力容器内表面から1/4 t 位置において，上部棚吸収エネルギー調整値が68J以上であることを確認する。

上部棚吸収エネルギーの算出に当たっては，評価対象の材料中の元素含有量，中性子照射量及び温度について，J E A C 4 2 0 1 の附属書Bで国内U S E 予測式の適用範囲として規定されており，今回の評価に用いる材料，中性子照射量及び温度については，すべて適用範囲を満足しているため，国内U S E 予測式を用いる。表8-1に国内U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

### 8.3 上部棚吸収エネルギーの計算

#### 8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定

中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率（ $\Delta U S E$  (%)）を，次式を用いて推定する。

$$\Delta U S E = C_0 + [C F_U] \cdot [F F_U]_{(f)} + M_U$$

ここで，

$C_0$  : 係数  
-0.95

$[C F_U]$  : 化学成分による係数

$$[C F_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh \left( \frac{C u - 0.087}{0.034} \right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot N i)$$

$[F F_U]_{(f)}$  : 中性子照射量  $f$  による係数

$$[F F_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

$C u$  : 銅の含有量 (mass%)

%

Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

%

f : 40定格負荷相当年数での原子炉圧力容器内表面から1/4 t位置の中性子照射量

0.207 ( $\times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>, E > 1MeV)

M<sub>U</sub> : マージン (%)

13.8%

M<sub>U</sub> = 2σ<sub>ΔU</sub> (σ<sub>ΔU</sub>はΔUSEに関する標準偏差 : 6.9%)

### 8.3.2 上部柵吸収エネルギー調整値の算出

8.3.1項にて推定した上部柵吸収エネルギーの減少率(ΔUSE)及び照射前の上部柵吸収エネルギー(USE(初期値))を用いて、上部柵吸収エネルギー調整値(USE(調整値))を、次式を用いて算出する。

評価に当たっては、初期条件確認試験の結果をUSE(初期値)としてUSE(調整値)の算出を行う。

$$\text{USE(調整値)} = \text{USE(初期値)} \times (1 - \Delta\text{USE}/100)$$

USE(調整値) : 照射後の上部柵吸収エネルギー (J)

USE(初期値) : 照射前の上部柵吸収エネルギー (J) : 212J

### 8.4 上部柵吸収エネルギーの評価結果

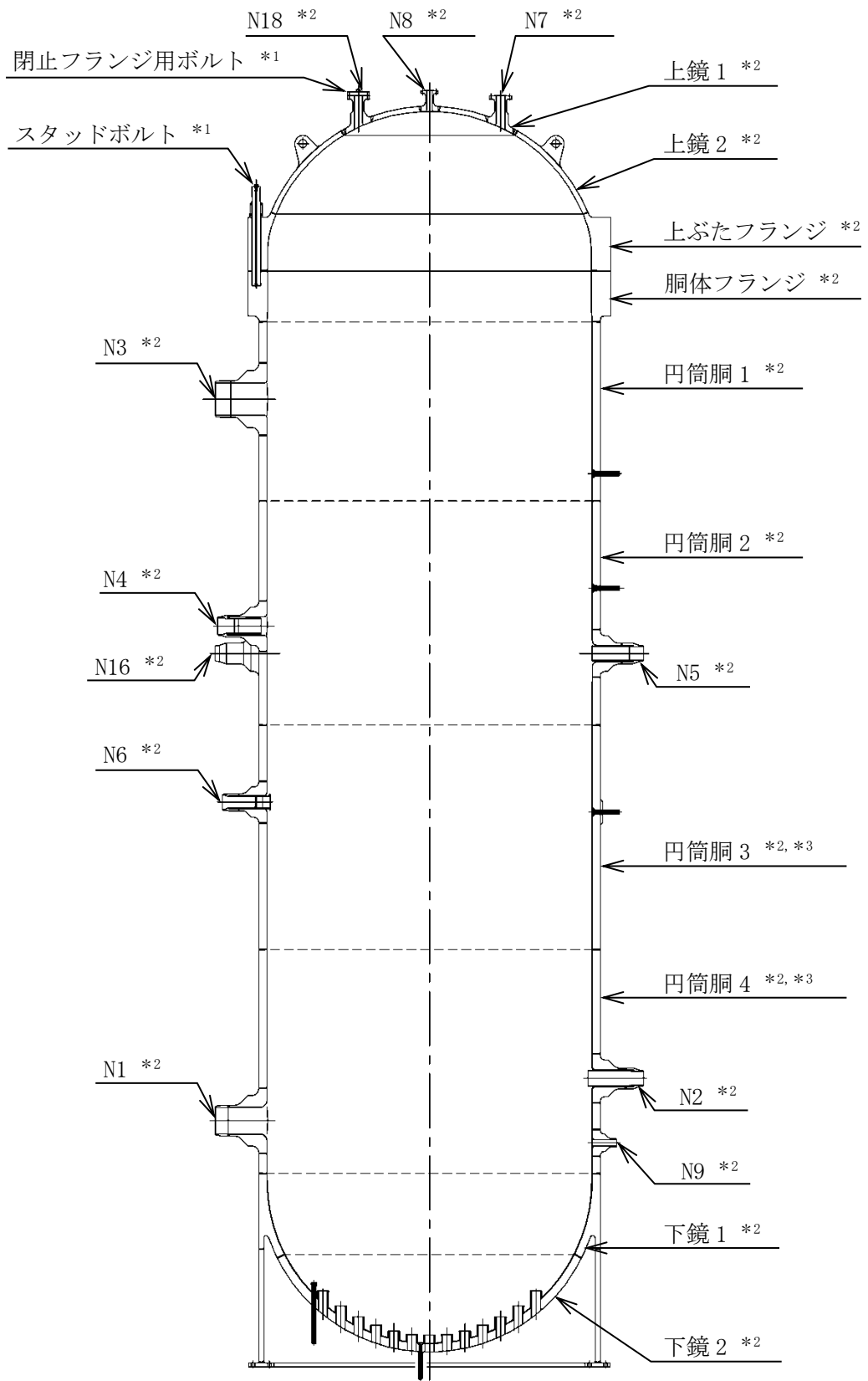
供用期間中の中性子照射を考慮した、上部柵吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-2に示す。

表8-2より、40定格負荷相当年数での上部柵吸収エネルギー調整値は、JEAC 4206に規定される要求値の68J以上を満足している。

## 9. 結論

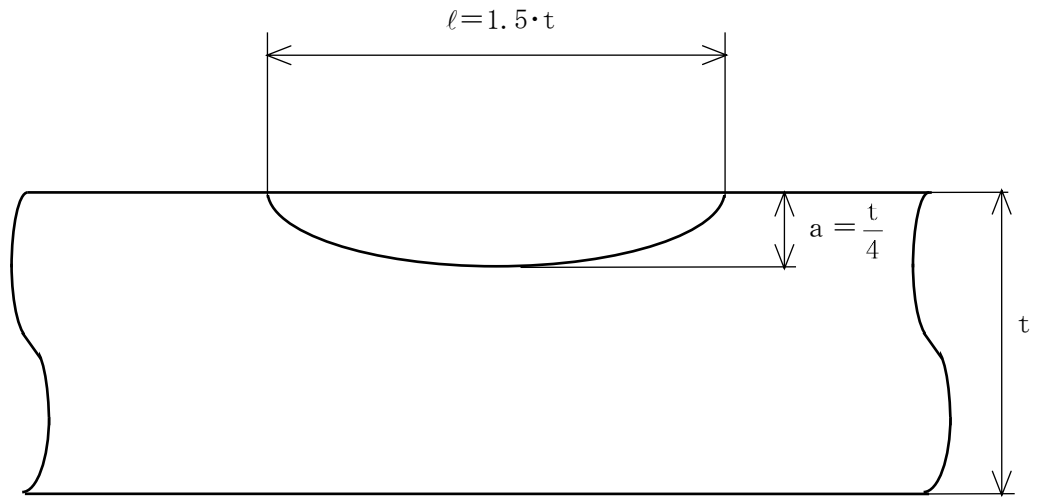
原子炉圧力容器の材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第2章 クラス1機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 のFB-2000により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fにより関連温度を決定する必要がある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 のFB-2100により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

また、設計寿命末期における上部棚吸収エネルギー調整値が、J E A C 4 2 0 6 のFB-4200に規定されている要求値、68J以上を満足することを確認した。

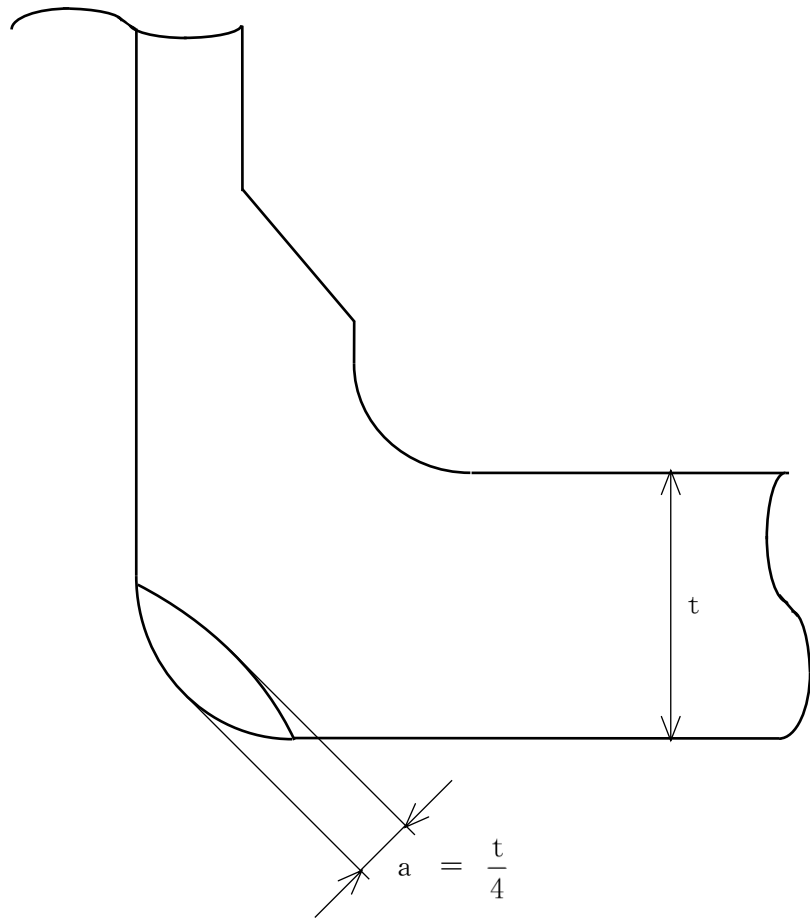


- 注記\*1：最低使用温度を基準とする評価箇所  
 \*2：関連温度を基準とする評価箇所  
 \*3：上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1 破壊靱性評価箇所



a. 洞, 鏡及びフランジ部



b. ノズル部

図7-1 最大仮想欠陥形状



表4-1(1) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1	高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失)  [TQUV]	給水喪失により，原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ，低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
2	高圧注水・減圧 機能喪失 (給水喪失)  [TQUX]	給水喪失により，原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，代替自動減圧機能により，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2弁による自動減圧が行われ，残留熱除去系（低圧注水モード）により注水される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3	全交流 動力電源喪失  [TB]	全交流動力電源喪失又は全電源喪失により原子炉水位は低下し，原子炉隔離時冷却系又は高圧原子炉代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。 原子炉隔離時冷却系又は高圧原子炉代替注水系停止後に，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ，低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。また，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始して，残留熱除去系（低圧注水モード）により注水する。 本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表4-1(2) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失)  [TW]	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位は維持される。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、残留熱除去系（低圧注水モード）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。</p>
5	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系 機能喪失)  [TW]	<p>給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により原子炉水位が維持される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。</p>
6	原子炉停止 機能喪失  [ATWS]	<p>主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高信号で代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプ2台がトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動機駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。</p> <p>圧力上昇の挙動は、設計熱サイクルで想定している「過大圧力」に包絡される。</p>

表4-1(3) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
7	LOCA 時注水 機能喪失 (中小破断)  [SE]	外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水を開始する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
8	格納容器バイパス  [ISLOCA]	ISLOCA 時は、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管の破断を想定し、破断口からの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 弁を手動開放させ、高圧炉心スプレイ系の注水継続により原子炉水位が維持される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
9	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。 その後、低圧原子炉代替注水系（常設）や残留熱代替除去系による注水を開始し、溶融炉心を冷却することで、原子炉圧力容器は破損しない。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
10	水素燃焼	
11	高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気 直接加熱、 原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材 相互作用、 溶融炉心・コンクリ ート相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は不要である。

表6-1 最低使用温度に基づく評価箇所

評価箇所	材料	最低使用温度 (°C)
スタッドボルト	SNB24-3	□
閉止フランジ用ボルト	SNB7	□

表7-1(1) 関連温度の評価箇所  
(胴及び鏡部)

評価箇所	材料	備考
上鏡1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
上鏡2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴3	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴4	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
下鏡1	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
下鏡2	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
上ぶたフランジ	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
胴体フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$

表7-1(2) 関連温度の評価箇所  
(ノズル部)

評価箇所	材料	備考
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
上ぶたスプレイノズル (N7)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
計測及びベントノズル (N8)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
ジェットポンプ計測ノズル (N9)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
予備ノズル (N18)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$

表7-2 原子炉压力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子照射量

部位	中性子束 [n/(cm <sup>2</sup> ·s), E > 1MeV]	中性子照射量 [n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV]
内表面	2.19 × 10 <sup>9</sup>	2.76 × 10 <sup>18</sup>
1/4t	1.64 × 10 <sup>9</sup>	2.07 × 10 <sup>18</sup>

表7-3(1) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 (胴及び鏡部)  
 耐圧試験 (最高使用圧力以下)  $T = 55^{\circ}\text{C}$   $a = t / 4$

評価箇所	材料	応力拡大係数 $K_I$ ( $\text{MPa} \cdot \sqrt{\text{m}}$ )	関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	
			要求値	実測値
上鏡1	SQV2A	56.4	58.7	-49
上鏡2	SQV2A	101.3	25.9	-44
円筒胴1	SQV2A	97.1	27.8	-39
円筒胴2	SQV2A	87.3	32.7	-44
円筒胴3	SQV2A	87.3	6.4*	-40
円筒胴4	SQV2A	87.3	6.4*	-40
下鏡1	SFVQ1A	44.8	82.9	-34
下鏡2	SFVQ1A	84.9	34.0	-29
上ぶたフランジ	SFVQ1A	101.3	25.9	-34
胴体フランジ	SFVQ1A	97.1	27.8	-29

注記\* : 中性子照射による関連温度の移行量を含めた値



表7-3(2) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（ノズル部）

耐圧試験（最高使用圧力以下）  $T = 55^{\circ}\text{C}$   $a = t/4$ 

評価箇所	材料	応力拡大係数 $K_I$ ( $\text{MPa} \cdot \sqrt{\text{m}}$ )	関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	
			要求値	実測値
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	151.9	9.9	-45
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	133.4	14.7	-39
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ1A	151.0	10.1	-40
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	136.0	14.0	-39
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	135.0	14.3	-44
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	124.5	17.4	-40
上ぶたスプレイノズル (N7)	SFVQ1A	77.6	38.5	-39
計測及びベントノズル (N8)	SFVQ1A	67.3	46.6	-49
ジェットポンプ計測ノズル (N9)	SFVQ1A	98.8	27.0	-39
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	135.0	14.3	-39
予備ノズル (N18)	SFVQ1A	77.6	38.5	-44

表8-1 国内USE予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元
材料のCu含有量 (mass%)	0.25 以下	□ *1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.0	
材料のP含有量 (mass%)	0.020 以下	
中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.2 \times 10^{20}$	表7-2参照
公称照射温度(°C)	274~310	□ *2

注記\*1：材料調達時における試験による実測値

\*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値

表8-2 上部棚吸収エネルギーの評価結果

評価箇所	上部棚吸収エネルギー(J)		
	USE (初期値)	USE (調整値)	要求値 (必要下限値)
炉心領域 材料	212	178	68

付録1 中性子照射による関連温度移行量

J E A C 4 2 0 1により、関連温度移行量の予測値を求める。J E A C 4 2 0 1によると、関連温度の移行量の予測値は評価対象の材料中の元素含有量、中性子照射量、中性子束及び温度について、J E A C 4 2 0 1-2007の附属書Bで国内脆化予測法の適用範囲として規定されており、今回の評価に用いる材料、中性子照射量、中性子束及び温度については、すべて適用範囲を満足しているため、国内脆化予測法を用いる。付表-1に国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

$$\Delta RT_{\text{NDT}} \text{ 予測値} = \Delta RT_{\text{NDT}} \text{ 計算値} + M_R$$

ここで、

$\Delta RT_{\text{NDT}}$  計算値 : J E A C 4 2 0 1 のB-2100②に規定される手順により、附属書表B-2100-2を用いて計算する、関連温度の移行量の計算値(°C)

$M_R$  : J E A C 4 2 0 1 のB-2100③に規定されるマージン 22(°C)

$\Delta RT_{\text{NDT}}$  の計算においては以下のパラメータを使用する。

$\phi_c$  : 計算に使用する中性子束 (n/(cm<sup>2</sup>·s))

Cu : 銅の含有量 (mass%)

Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

上式により、以下の値に対して関連温度の移行量を求める。材料の化学成分は、材料調達時における試験による実測値を用いて算出する。

$$\phi_c = 1.64 \times 10^9 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

$$\text{Cu} \leq \boxed{\phantom{00}} \text{ (mass\%)}$$

$$\text{Ni} \leq \boxed{\phantom{00}} \text{ (mass\%)}$$

上式に対して関連温度の移行量は、4.3°Cと求まる。

ただし、中性子照射による関連温度の移行量は、マージン22°Cを見込んで、26.3°Cとして関連温度の検討を行う。

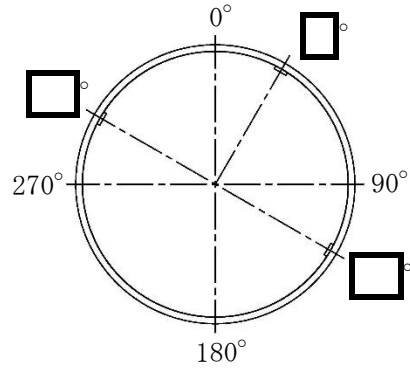
なお、中性子照射による関連温度の移行量を監視するために、付図-1に示す位置に監視試験片を取り付けている。

付表-1 国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元

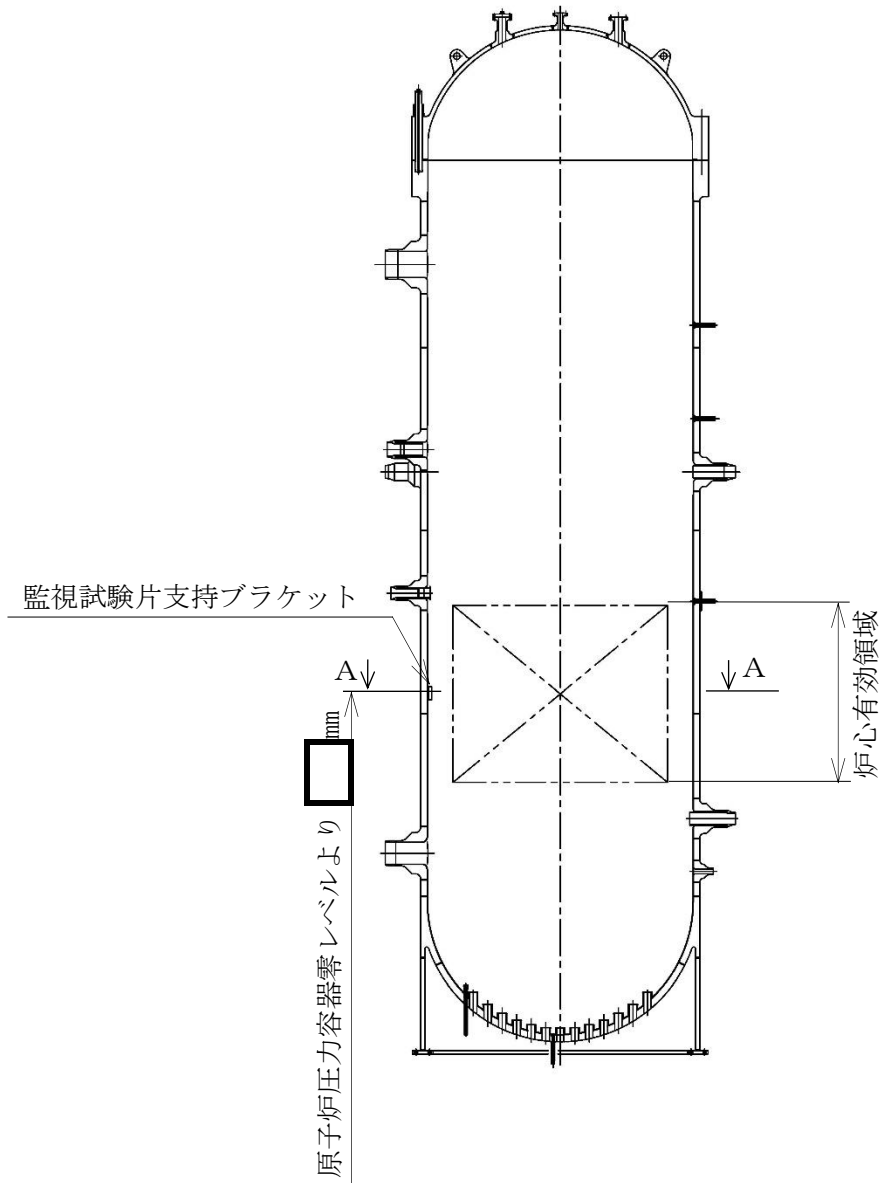
項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元	
材料のCu含有量 (mass%)	0.25 以下	□	*1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.1		*1
材料のP含有量 (mass%)	0.025 以下		*1
中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV)	1.0 × 10 <sup>17</sup> ~ 1.3 × 10 <sup>20</sup>	表7-2参照	
中性子束 (n/(cm <sup>2</sup> ・s), E > 1MeV)	1 × 10 <sup>7</sup> ~ 1 × 10 <sup>12</sup>	表7-2参照	
公称照射温度(°C)	270~290	□	*2

注記\*1：材料調達時における試験による実測値

\*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値



A-A断面図



付図-1 監視試験片取付図

## VI-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

VI-1-3-2 燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備  
の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	2
4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	3
添付 未臨界性評価の燃料条件	9

## 1. 概要

本説明書は、「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（以下「技術基準規則」という。）」第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「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（以下「解釈」という。）」に基づき、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）が臨界に達しないことを説明するものである。

なお、技術基準規則第 26 条の要求事項に変更がないため、技術基準規則第 26 条の要求事項に係る燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことの説明に関しては、今回の申請において変更は行わない。

今回は技術基準規則第 69 条の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵設備（以下「燃料プール」という。）の水位が低下した場合において、燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能喪失、又は燃料プールに接続する配管の破損等による燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）において、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。このため、小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は、燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、実効増倍率が 0.95 以下となるよう設計する。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）において、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮した使用済燃料貯蔵ラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。このため、大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は、燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、いかなる様な水密度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。

なお、上記の燃料プールの大規模漏えい時においては、燃料プールスプレイ系（可搬

型スプレインズル)の他,同等の機能を持つ燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)を使用した場合でも同様に臨界を防止できる設計とする。

### 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価

#### (1) 評価の基本方針

燃料プールで小規模漏えいが発生した場合,燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)又は燃料プールスプレイ系(可搬型スプレインズル)により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき,併せて燃料有効長頂部の冠水状態を維持できる。また,燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能である。なお,放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては,VI-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し,燃料体等の冷却が可能であることについては,VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)又は燃料プールスプレイ系(可搬型スプレインズル)により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで,燃料プールの機能(燃料体等の冷却,水深の遮蔽能力)が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で,燃料プールの水の温度が上昇し沸騰状態となり水密度が低下した場合,燃料体等は水密度の減少とともに,減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計としているため,使用済燃料貯蔵ラック全体の実効増倍率は,水密度が高い冠水時に比べて低下する。このため,小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は,実効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

#### (2) 計算方法

使用済燃料貯蔵ラックについて,冠水状態で臨界を防止できることを確認している平成14年3月26日付け平成13・12・13原第4号にて認可された工事計画の「核燃料物質が臨界に達しないことを説明する書類」における計算方法と同様とする。

#### (3) 計算結果

未臨界性評価結果を表3-1に示す。燃料プール水温,使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率,ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態においても,実効増倍率は冠水状態で0.92となり,実効増倍率の評価基準0.95以下を満足している。

表 3-1 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.92	$\leq 0.95$

#### 4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価

##### (1) 評価の基本方針

燃料プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、燃料プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却する。なお、燃料プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却することについては、VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、燃料プール全体の水密度を一様に  $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$  まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コードKENO-Vaを内蔵したSCALEシステムを使用し、その計算フローを図4-1に示す。なお、評価に用いる解析コードSCALEシステムの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

##### (2) 計算方法

評価の計算条件は以下のとおりであり、詳細を表4-1に示す。また、計算体系（使用済燃料貯蔵ラックの体系と寸法（解析使用値））を図4-2に示す。

- a. 島根原子力発電所第2号機の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製の使用済燃料貯蔵ラックに燃料を貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックには、通常は限られた体数の新燃料と照射された燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射された燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料（平均濃縮度  wt%）を用いて評価する（添付参照）。
- b. 計算体系は、水平方向は無限配列、垂直方向は無有限長とし、体系からの中性子漏えいを無視する。
- c. 使用済燃料貯蔵ラックの材料であるB-SUSのボロン添加率は、製造公差を考慮した下限値の  wt%とする。

- d. 燃料プール内の水は、水密度を一様に  $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$  まで変化させた条件とする。
- e. 燃料プール水温は、最も結果が厳しくなる条件とする。また、以下の計算条件は、公称値に正負の製作公差を未臨界性評価上最も厳しくなる側に不確定性として考慮する。なお、ラックセル内での燃料配置については、ラックセル内で燃料が偏心すると、中性子の強吸収体である B-SUS に接近することにより、燃料領域の中性子が減少するため、実効増倍率が最も高くなるラックセル中央配置とする。
- ・ラックピッチ
  - ・ラック板厚
  - ・ラック内のり

表 4-1 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A型)
	U-235 濃縮度	□ wt% *1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96cm
	被覆管外径	1.12cm
	被覆管厚さ	0.71mm
燃料プール水	水密度	$0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$
使用済燃料貯蔵ラック	種類	たて置ラック式
	ラックピッチ	□ mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン添加率	□ wt% *2
	ラック板厚	□ mm
	ラック内のり	□ mm

注記 \*1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty} = 1.30$ , 未燃焼組成, ガドリニアなし)

\*2 : ボロン添加率の解析使用値は、製造公差を考慮した下限値とする。

### (3) 計算結果

未臨界性評価結果を表 4-2 に示す。図 4-3 のとおり、冠水状態から水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は統計誤差  $3\sigma$  (0.001) を加えても最大で 0.927 となり、実効増倍率の評価基準 0.95 以下を満足している。

表 4-2 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	$\leq 0.95$

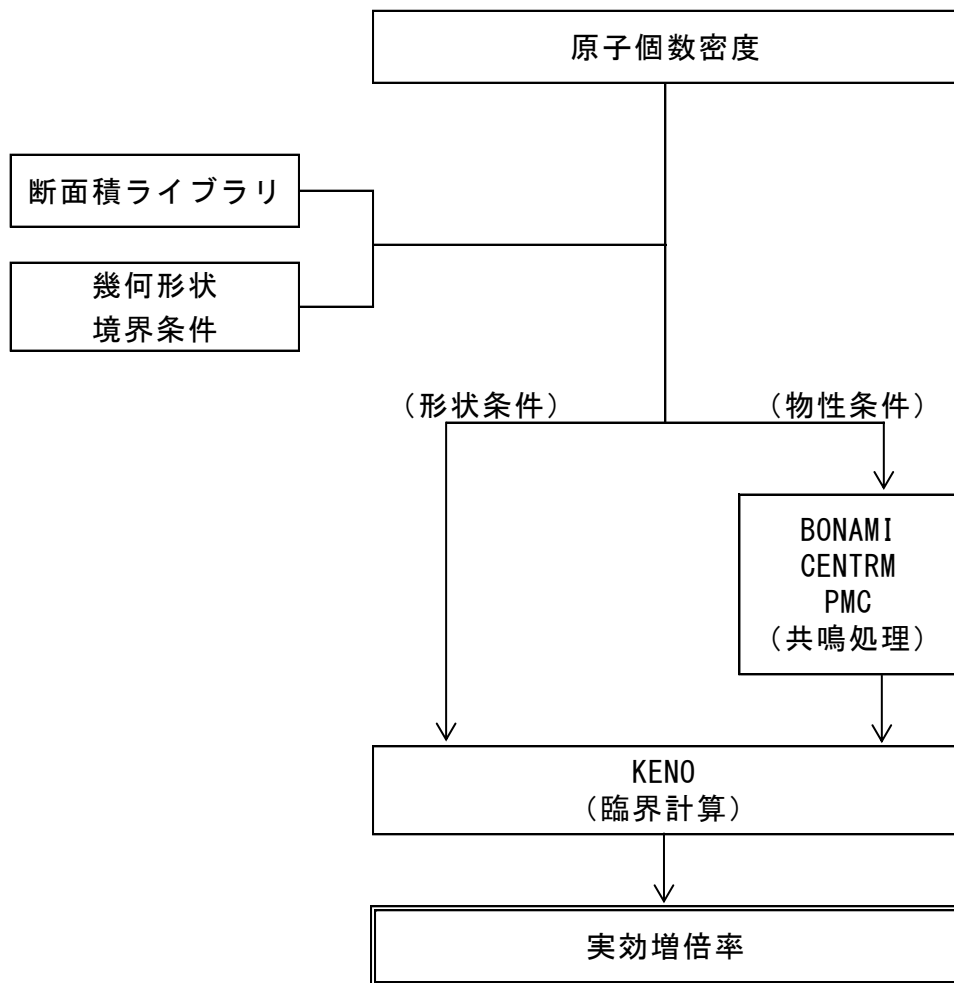


図 4-1 解析フロー

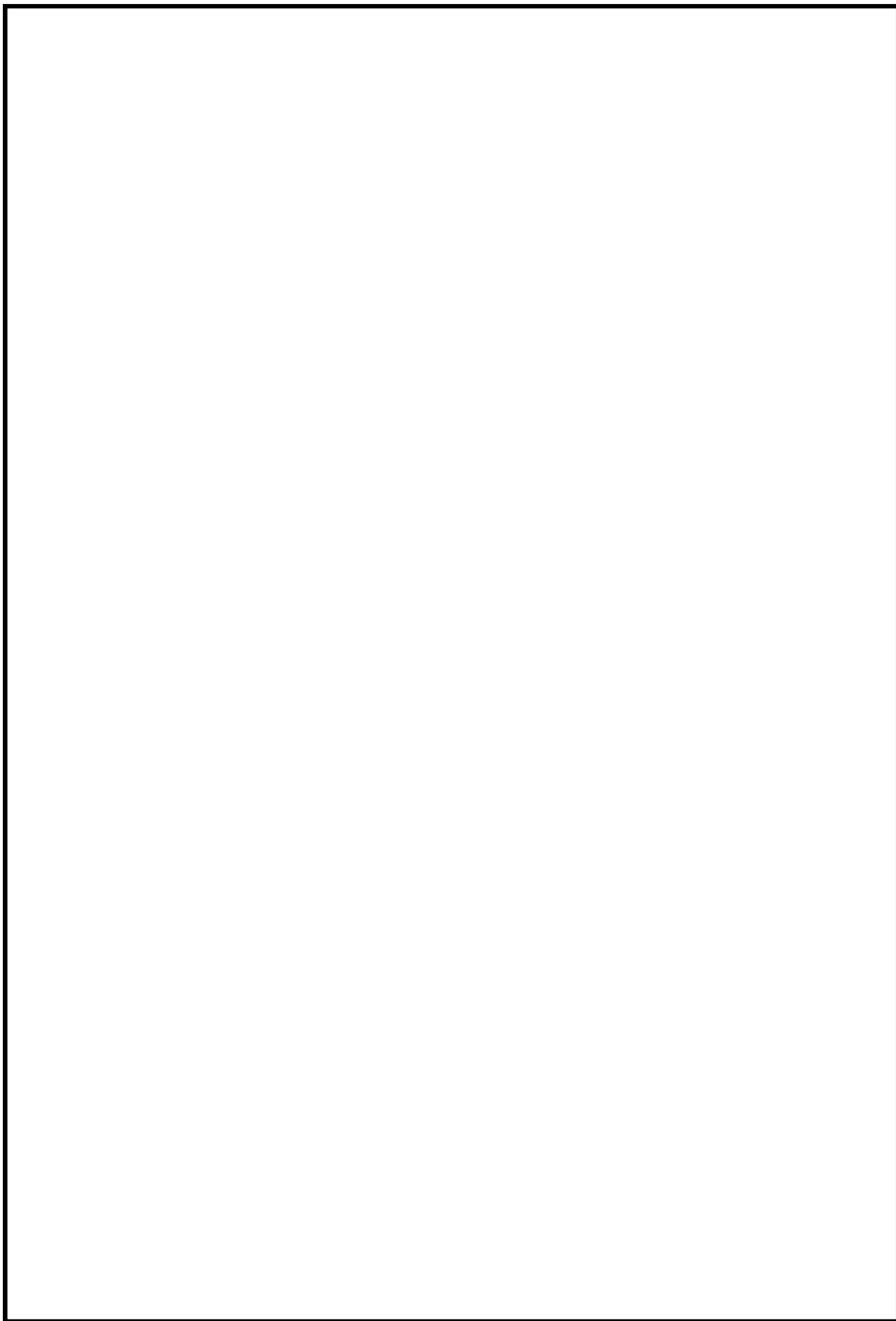


図 4-2 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系



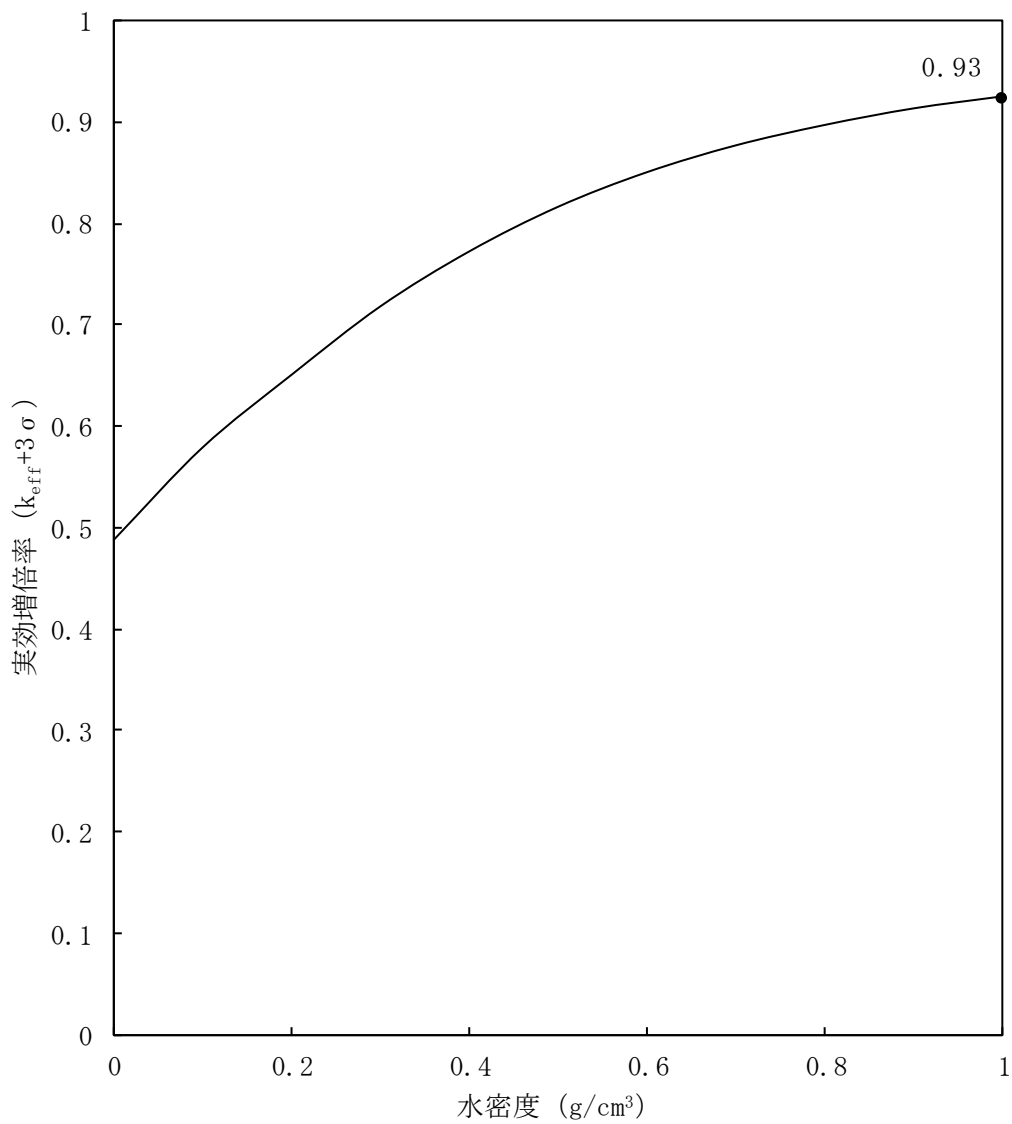


図 4-3 実効増倍率と水密度の関係

## 未臨界性評価の燃料条件

9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及び高燃焼度8×8燃料等、燃料集合体の炉心装荷時における無限増倍率は、濃縮度やガドリニアの添加量に応じて軸方向を分割し、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料集合体もガドリニア添加量の少ない燃料上部において無限増倍率が最大となり、燃焼履歴や燃料の製造公差を考慮しても1.30を超えることはない。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

モデルバンドルは、無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し、未燃焼組成で無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布をウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いを考慮し、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は低濃縮度にする）に基づいて、9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの上下部の平均濃縮度は□wt%となる。

モデルバンドルの保守性については、運転期間中の無限増倍率を安全側に包絡するように無限増倍率を1.30に設定していることに加え、いずれの燃料集合体においても燃焼が進み燃焼末期に近づくにつれて無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつといえる。モデルバンドルとして9×9燃料（A型）の上部を用いたが、いずれの燃料集合体を用いてもこの大きな保守性に包絡される。したがって、未臨界性評価に用いるモデルバンドルは保守的である。

VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の  
燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失  
の防止に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策	1
3.1 燃料取替機	2
3.2 原子炉建物天井クレーン	2
3.3 チャンネル着脱装置	3
3.4 まとめ	4
4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策	11
4.1 落下防止対策の基本的な考え方	11
4.2 落下防止対策の検討	11
4.3 落下防止対策の設計	15
5. 燃料プール内への落下物による燃料プール内の燃料体等への影響評価	19
5.1 基本方針	19
5.2 強度評価方法	23
5.3 評価条件	27
5.4 評価結果	27
添付 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について	28

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第26条第1項第4号及び第7号並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、燃料取扱いに使用するクレーン、装置等の燃料取扱設備における、燃料集合体の落下防止対策及び燃料プール内の燃料集合体が燃料体等又は重量物の落下により破損しないことについて説明するものである。あわせて、技術基準規則第26条第2項第4号ニ及びその解釈に基づき、燃料取扱設備等の重量物が落下しても燃料プールの機能が損なわれないことを説明する。

## 2. 基本方針

燃料取扱設備は、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の落下防止機能（ワイヤロープの二重化、動力源喪失時の保持機能等）を有する設計とする。

また、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても、燃料プールの冷却機能、遮蔽機能が損なわれないようにするため、燃料体等の落下に対しては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して燃料プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに、原子炉建物天井クレーン等の重量物の落下に対しては適切な落下防止対策を施す設計とする。また、燃料プール内への重量物の落下によって燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

## 3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策

燃料取扱設備は、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、新燃料を原子炉建物内に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し原子炉建物内から搬出するまでの取扱いを行える設計とする。

なお、使用済燃料の燃料プールからの搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。搬出に際しては、原子炉建物内のキャスク除染ピット等にて使用済燃料輸送容器の除染を行う。

また、燃料取扱設備のうち、原子炉建物天井クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料取替機においては燃料体等の炉心から燃料プールへの移送、燃料プールから炉心への移送及び使用済燃料輸送容器への収納時等に燃料体等を吊り上げた際に、チャンネル着脱装置においては燃料体等の検査等を行う際に、水面に近づいた状態にあっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。

さらに、燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐える設計とするとともに、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力源喪失時の保持機能等を有することで、移送中の燃料体等の落下を防止する設計とする。ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。

また、燃料取扱設備は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。

燃料取扱いに使用する燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置の概要を以下に示す。

### 3.1 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉建物原子炉棟 4 階に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリで構成する。

トロリ上には、燃料体等をつかむためのグラップルを内蔵した燃料把握機があり、燃料体等は、グラップルにてつかまれた状態で炉心及び燃料プール内の適切な位置に移送することができる設計とする。

ブリッジ及びトロリの駆動並びに燃料把握機の昇降を安全かつ確実にを行うために、グラップルには機械的インターロックを設ける。

グラップルのフックは空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で空気源が喪失しても、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップル内のラッチ機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しないことから、燃料体等の落下を防止する構造とする（図 3-1 参照）。また、燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する設計とする（図 3-2 参照）。

燃料取替機は、取扱中に燃料体等を損傷させないよう荷重監視を行うことにより、あらかじめ設定する荷重値を超えた場合、上昇を阻止するインターロックを有することで燃料体等の破損やそれに伴う燃料体等の落下を防止する設計とする。あわせて、巻上げ機の動力電源喪失の場合にも燃料体等の保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（図 3-3 参照）。

燃料取替機は耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動  $S_s$  による評価を実施し、走行部はレールを抱え込む構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、VI-2-11-2-7-2「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

### 3.2 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、原子炉建物原子炉棟内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと、その上を移動するトロリで構成する。

原子炉建物天井クレーンは、原子炉建物原子炉棟内で新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器の移送及び新燃料等の移送を安全かつ確実にを行うものである。本クレーンは、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器及び新燃料等の移送中において、巻上げ機の動力電源が喪失しても確実に保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（図 3-3 参照）。

フックは、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける（図 3-4 参照）。さらに、重量物を吊った状態において、燃料プール上を通過できないよう、モード選択により、移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける（図 3-6, 7 参照）。

また、重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する設計とする（図 3-5 参照）。

補巻フックにおいては、クレーン構造規格を満足したワイヤロープの使用と、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設けた設計とする。

原子炉建物天井クレーンは耐震Bクラスで設計するが、耐震Sクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 $S_s$ による評価を実施し、走行部は浮上り代を設けた構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、VI-2-11-2-7-1「原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

### 3.3 チャンネル着脱装置

チャンネル着脱装置は、1体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具が一体となり昇降する装置である。チャンネル着脱装置は、新燃料の燃料プール内への移送の際に新燃料を保持して昇降し、原子炉建物天井クレーンと燃料取替機間の受け渡しを行うとともに、燃料体等のチャンネルボックスを取り外すための当該燃料体等の昇降、及び燃料体等の検査等のために当該燃料体等を昇降する装置である。チャンネル着脱装置は、動力電源喪失の場合にも確実に燃料体等の保持機能を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とするとともに、下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具により燃料体等の落下を防止する設計とする（図3-3，8参照）。

チャンネル着脱装置は耐震Bクラスで設計するが、耐震Sクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 $S_s$ による評価を実施し、地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、VI-2-11-2-7-3「チャンネル着脱装置の耐震性についての計算書」に示す。

### 3.4 まとめ

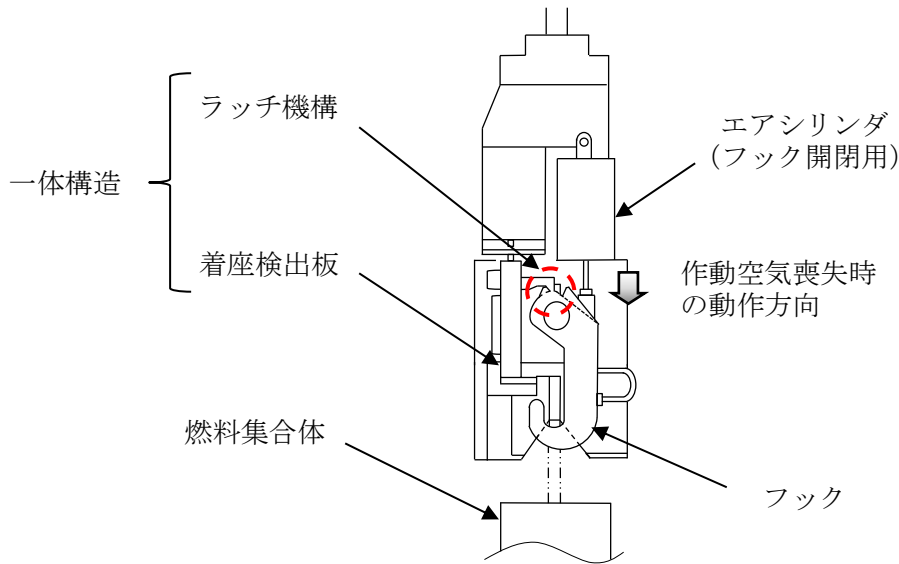
燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを表 3-1 に示す。

表 3-1 燃料体等の落下防止対策

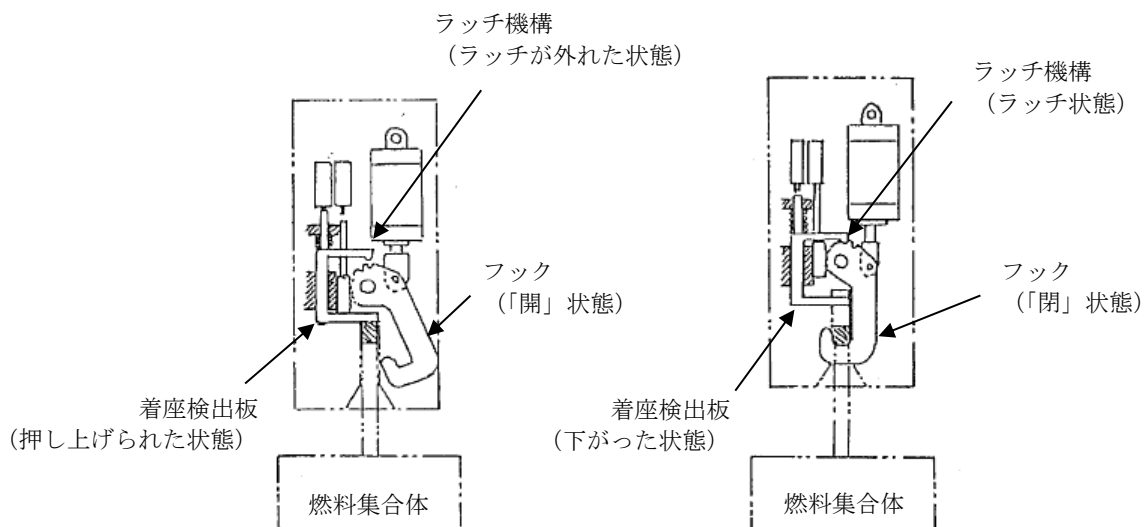
機器名称	落下防止対策
燃料取替機	(1) 巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) 燃料把握機は二重のワイヤロープでグラップルを保持する構造 (3) グラップルは空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造 (4) グラップルの機械的インターロック (5) 燃料体等取扱時の過荷重インターロック
原子炉建物 天井クレーン	(1) 巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) フックの外れ止め (3) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (4) モード選択による移送範囲を制限するインターロック
チャンネル 着脱装置	(1) 電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で駆動軸を保持する構造 (2) 下限ストoppによる機械的インターロック (3) 固定具により燃料体等が倒れないよう上部で保持する構造



グラップルは、動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップル内のラッチ機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作せず、ラッチ機構をフック開方向に動作させるには、燃料体等が着座し、ハンドル部が着座検出板を押し上げる必要がある、このような機械的インターロックを備えている。



グラップル部概念図



グラップルフック「開」状態

グラップルフック「閉」状態

図 3-1 グラップルの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

燃料取替機は2本のワイヤロープを有しており、1本が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている。仮にワイヤロープが1本破断したとしても、残りのワイヤロープ1本で燃料体等、グラップル及び伸縮管を保持でき、燃料体等を落下させず、安全に保持できる設計とする。

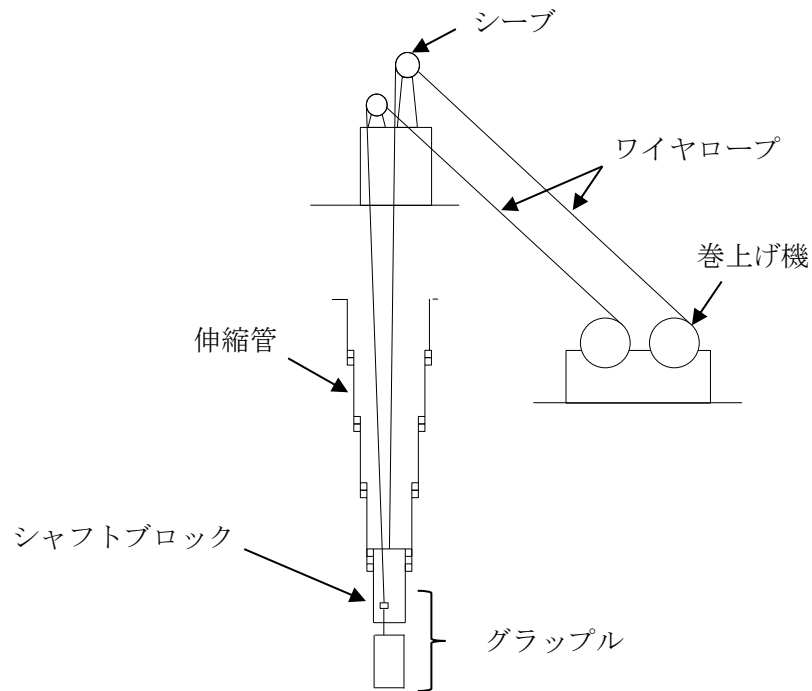
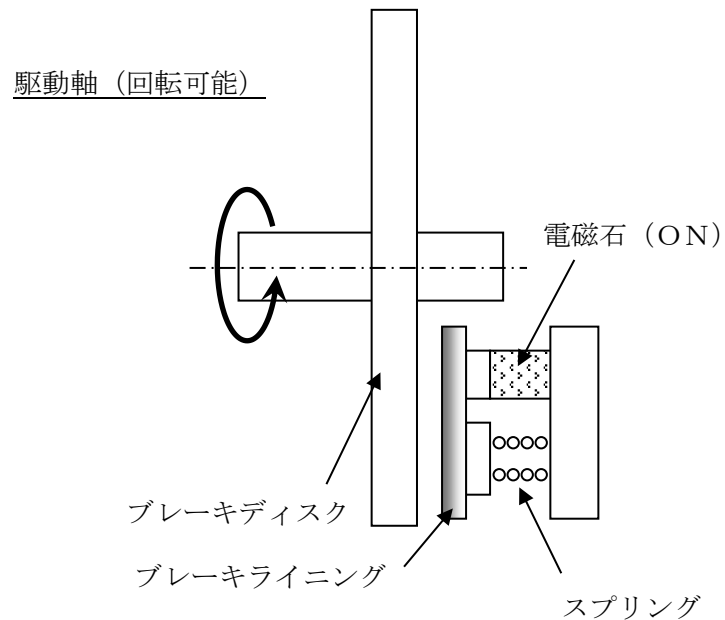


図 3-2 二重のワイヤロープで燃料把握機のグラップルを保持する構造

【巻上げ機運転時（電源投入時）の状態】

巻上げ機運転時は、電磁石にてブレーキライニングを吸い寄せ、ブレーキライニングとブレーキディスクの間に隙間ができるため、駆動軸は回転可能な状態である。



【巻上げ機停止時（電源遮断時）の状態】

巻上げ機停止時、あるいは、電源遮断時には、スプリングの力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押し付け、駆動軸が回転できない状態である。

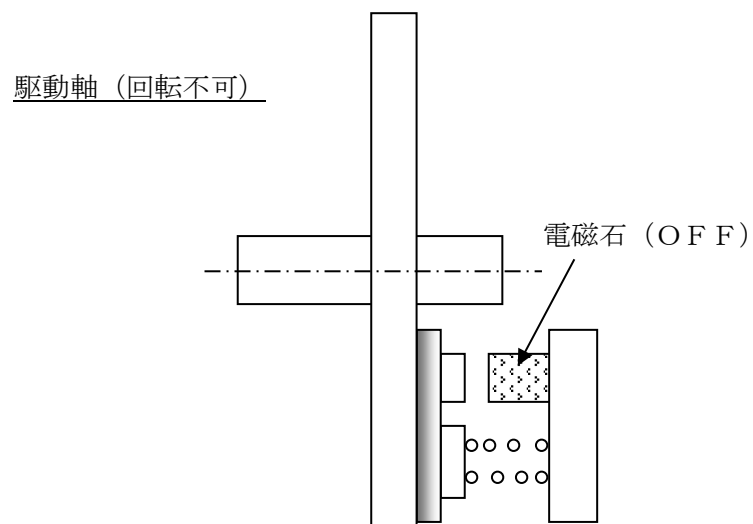


図 3-3 電磁ブレーキの動作原理

フックの外れ止め装置は、吊荷がフックから外れないようにバネの力により通常位置に保持されるため、吊荷のフックからの脱落を防ぐことができる。

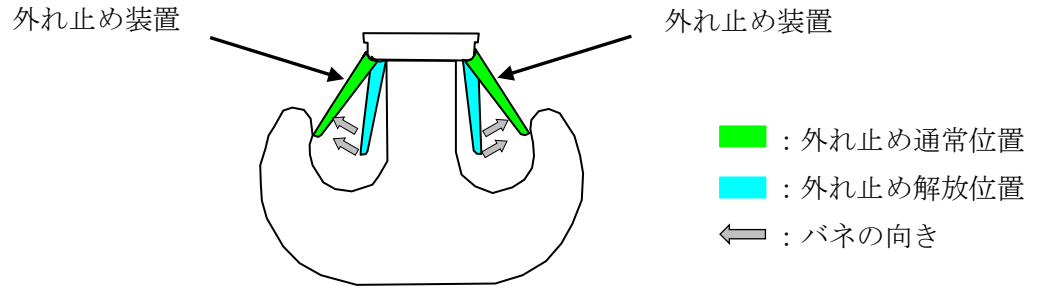


図 3-4 フックの外れ止め装置

主巻フックを二重のワイヤロープで保持することで、仮にワイヤロープが1本破断したとしても、残りのワイヤロープ1本で吊荷を保持でき、吊荷を落下させず安全に保持できる設計とする。

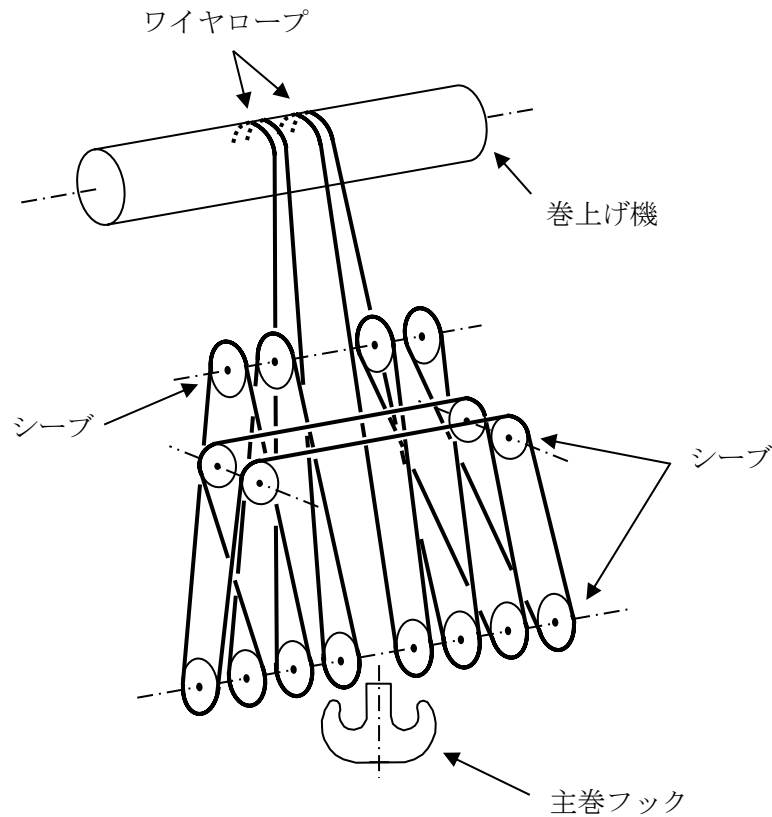


図 3-5 二重のワイヤロープで原子炉建物天井クレーンの主巻フックを保持する構造

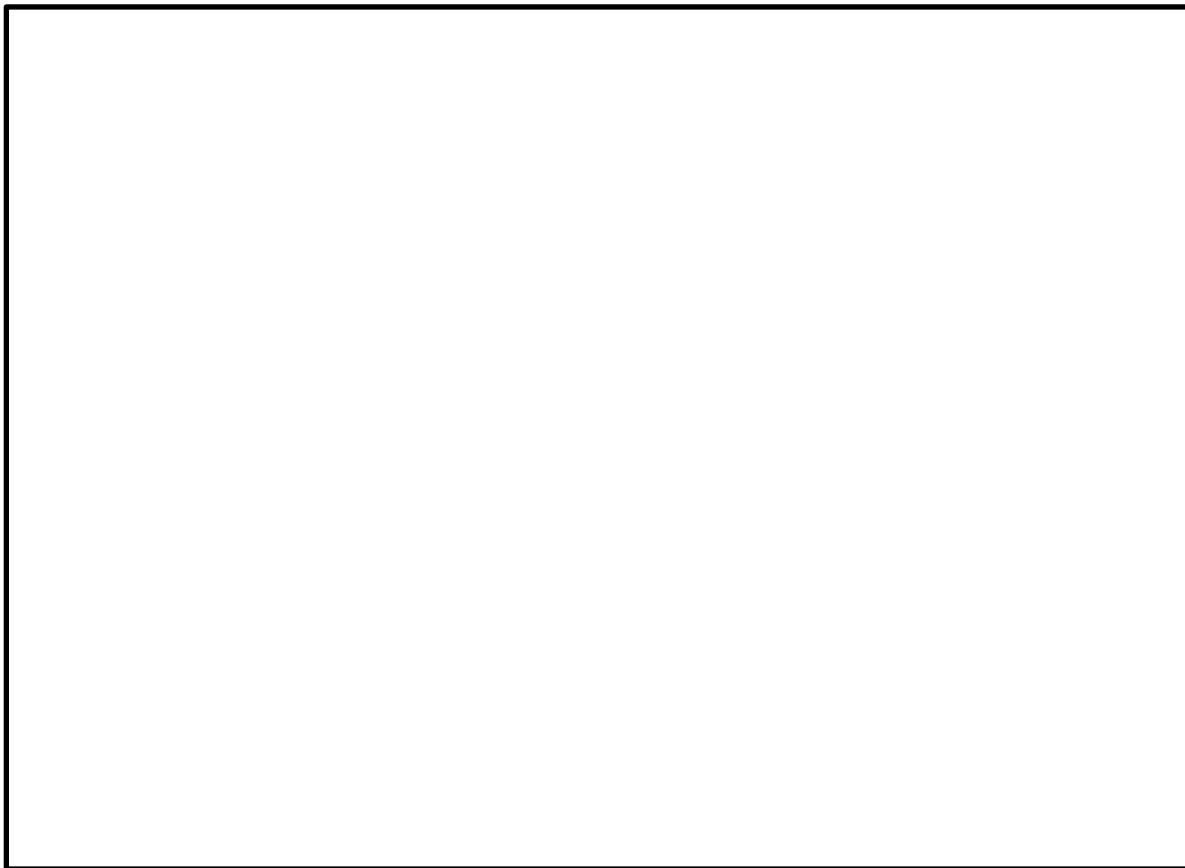


図 3-6 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Bモード) による重量物移送範囲

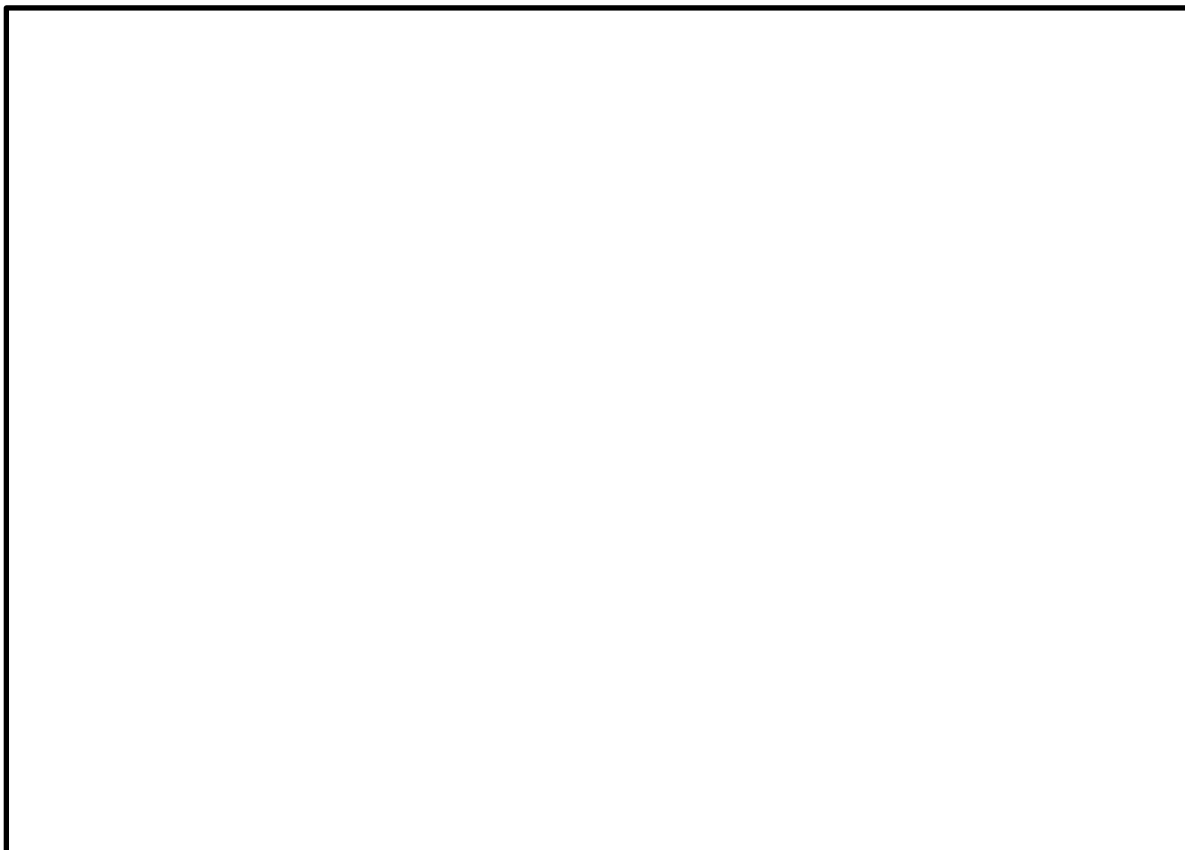


図 3-7 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Aモード) による  
使用済燃料輸送容器移送範囲

チャンネル着脱装置は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっており、下限ストッパによる機械的インターロックとあいまって、燃料体等の落下を防止する。

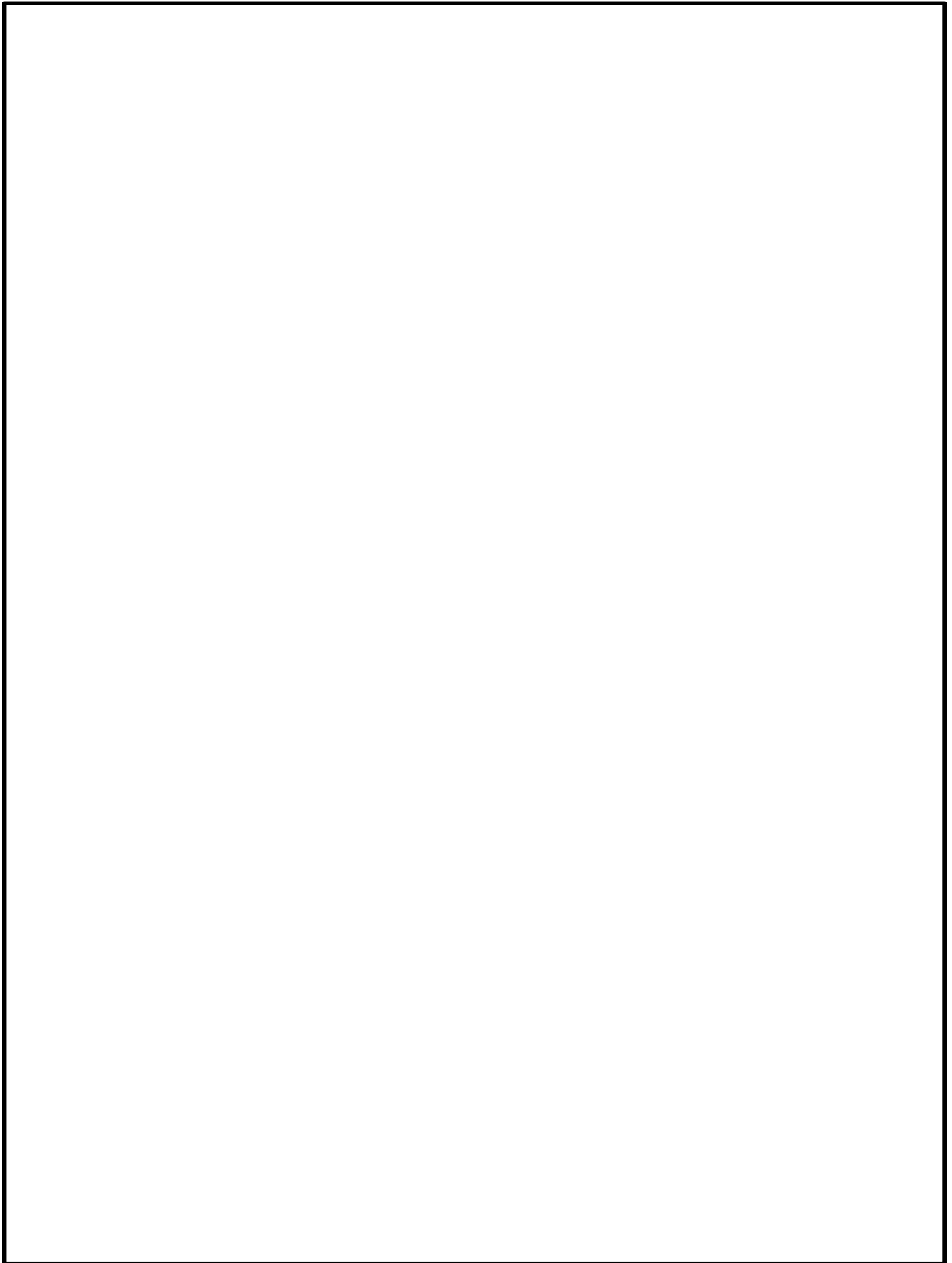


図 3-8 チャンネル着脱装置の概略図

#### 4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策

##### 4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体を用いた気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り（以下「ライニング」という。）を施設することから、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験より大きい設備等に対して、適切な落下防止対策（離隔、固縛等又は基準地震動 $S_s$ に対する落下防止設計）を実施する。

気中落下時の衝突エネルギーは、燃料プールライニング面（EL 30830mm）からの各設備等の設置高さに応じた位置エネルギーとする。

気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより小さい設備等については、適切に落下防止するとともに、落下形態を含めて落下試験結果に包絡されるため、燃料プール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また、燃料体等については、模擬燃料集合体の落下試験における重量及び落下高さを超える場合があるが、水の浮力を考慮することで、気中での模擬燃料集合体の衝突エネルギーを下回ることを確認している。燃料プールライニングの健全性については、添付「燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」に示す。

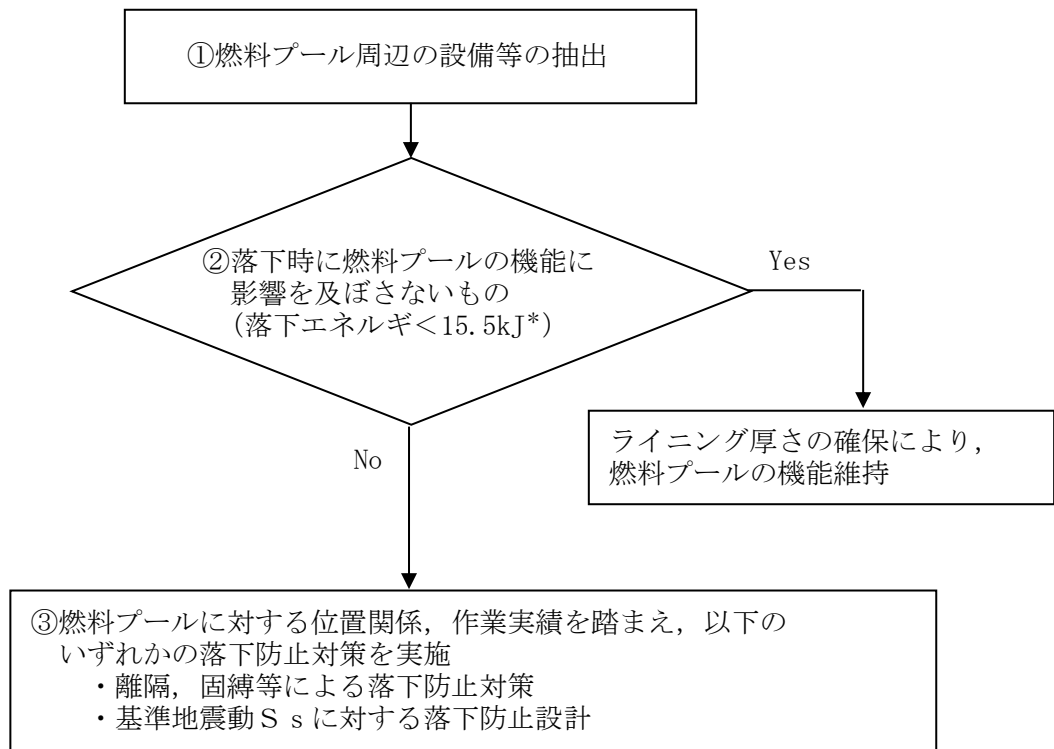
さらに、燃料体等については、燃料取扱設備において燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

##### 4.2 落下防止対策の検討

燃料プール周辺設備等の重量物のうち、燃料プールへの落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、燃料プールとの位置関係、作業実績、ウォークダウンの結果を踏まえて網羅的に抽出する。落下防止対策としては、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、燃料プールからの離隔を確保できる重量物は、十分な離隔距離を確保し、必要に応じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な離隔を確保できない重量物は、基準地震動 $S_s$ による地震荷重に対し燃料プールへ落下しない設計を行う。

重量物の抽出フロー及び落下防止対策を図4-1に、その結果を表4-1に示す。

なお、燃料体等については、3.に示したとおり、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置において、燃料プールへの落下を防止する設計とする。



注記\*：落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギー

図 4-1 重量物の抽出フロー及び落下防止対策



表 4-1 重量物の抽出結果及び落下防止対策

番号	①燃料プール 周辺設備等*3	②落下時に燃料プールの機能に 影響を及ぼさないもの*1 (落下エネルギー<15.5kJ)			③燃料プールに対する位置関係, 作業計画を踏まえ、以下のい ずれかの落下防止対策を実施		
		重量 (kg)	高さ (m)	評価			
1	原子炉建物	A	約 5	約 33	○ 約 2kJ	—*2	
		B	特定不可	～約 33	×	基準地震動 S <sub>s</sub> に対する落下防止設計	
2	燃料取替機		約 40000	約 12	×	約 5MJ	基準地震動 S <sub>s</sub> に対する落下防止設計
3	原子炉建物天井 クレーン		約 205000	約 21	×	約 43MJ	基準地震動 S <sub>s</sub> に対する落下防止設計
4	その他クレーン類		約 200	約 12	×	約 24kJ	基準地震動 S <sub>s</sub> に対する落下防止設計
5	PCV ヘッド (取扱具含む)		—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
6	RPV ヘッド (取扱具含む)		—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
7	内挿物 (取扱具含む)	A	約 115	約 13.5	○ 約 15.3kJ	—*2	
		B	約 315	約 20	×	約 62kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
8	プール内ラック類	A	約 500	約 3.1	○ 約 15.2kJ	—*2	
		B	約 3100	約 17	×	約 520kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
9	プールゲート類		約 2400	約 13	×	約 310kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)		約 100300	約 13	×	約 13MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
11	電源盤類		—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
12	フェンス・ラダー類		約 40	約 12	○ 約 5kJ	—*2	
13	装置類		—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
14	作業機材類	A	約 60	約 12	○ 約 7kJ	—*2	
		B	約 375	約 19	×	約 70kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
15	計器・カメラ 通信機械類		約 150	約 1	○ 約 2kJ	—*2	
16	試験・検査用機材類	A	約 10	約 12	○ 1.2kJ	—*2	
		B	約 260	約 19	×	約 50kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
17	コンクリート プラグ・ハッチ類		約 9200	約 19	×	約 2MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
18	空調機		—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
19	重大事故等対処設備		—	—	—	—	基準地震動 S <sub>s</sub> に対する落下防止設計
20	その他	A	約 100	約 12	○ 約 11.8kJ	—*2	
		B	—	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策

- 注記\*1：落下エネルギーが 15.5kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>) 以上であれば「×」，15.5kJ 未満であれば「○」（高さは，燃料プールライニング面までの高さであり，落下時のエネルギーは水の浮力，落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値としている。）
- \*2：燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は，落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず，社内規定に基づき評価を行い，設置場所や固定方法について検討した上で設置する。
- \*3：「①燃料プール周辺設備等」で示す設備等のうち，落下時に燃料プールに影響を及ぼさないものと落下防止対策を実施するものがいずれも含まれる設備等については，落下時に影響を及ぼさないものを「A」，落下防止対策を実施するものを「B」とし，表 4-1 中の②及び③についてそれぞれ記載する。

### 4.3 落下防止対策の設計

#### a. 隔離，固縛等による落下防止対策

##### (a) PCV ヘッド，RPV ヘッド，電源盤類等

PCV ヘッド，RPV ヘッド，コンクリートプラグ・ハッチ類等は，重量物であり，車輪のような抵抗を緩和させる構造もないことから，転倒を仮定しても燃料プールに届かない距離に設置して隔離をとるとともに，必要な固縛等を実施する設計とする。

クレーンランウェイガード，PCV ヘッドの取扱具，RPV ヘッドの取扱具，プールゲート類，使用済燃料輸送容器（取扱具含む），電源盤類，装置類及び空調機並びに，落下時のエネルギーが小さく燃料プールの機能に影響を及ぼさないものを除く内挿物（取扱具含む），プール内ラック類，作業機材類，試験・検査用機材類及びその他は，燃料プールから十分な隔離距離を可能な限り確保し，必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

#### b. 耐震性確保による落下防止設計

##### (a) 原子炉建物及び燃料プール周辺にある常設設備

原子炉建物については，原子炉建物原子炉棟 4 階の床面（EL 42800mm）より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス，屋根面水平ブレース等を線材，面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し，基準地震動  $S_s$  に対する評価を行い，屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず，燃料プールに落下しない設計とする。原子炉建物屋根評価モデルを図 4-2 に示す。なお，屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており，地震による剥落はない。原子炉建物原子炉棟 4 階の床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，原子炉建物原子炉棟 4 階の床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動  $S_s$  に対して落下しない設計とする。なお，燃料プールの上部にある常設設備としては天井照明があるが，天井照明は落下エネルギーが気中落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギーより小さいため評価不要である。また，燃料プール周辺にある重大事故等対処設備としては，静的触媒式水素処理装置及び常設スプレイヘッドがあるが，基準地震動  $S_s$  に対して燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については，VI-2-2-3「原子炉建物の耐震性についての計算書」，VI-2-9-4-5-3-1「静的触媒式水素処理装置の耐震性についての計算書」及びVI-2-4-3-2「燃料プールスプレイ系の耐震性についての計算書」に示す。

また，燃料プール周辺にあるチャンネル取扱ブームについても基準地震動  $S_s$  に対して燃料プールに落下しない設計とする。

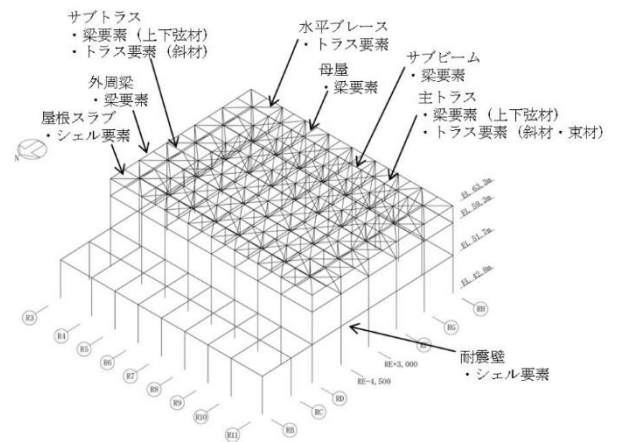
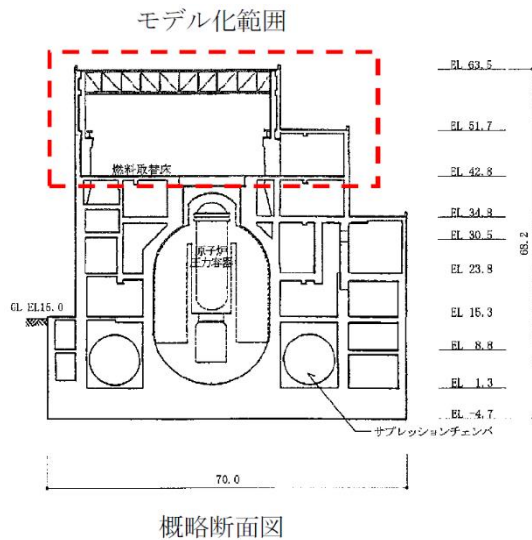


図 4-2 原子炉建物屋根評価モデル

## (b) 燃料取替機

燃料取替機は、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行、横行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストッパが設置されており、走行レールについては基準地震動  $S_s$  による燃料取替機の滑りを考慮した場合においても、レール範囲外への脱線はしない。横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（燃料プールエリア外）へ脱線することから、燃料プールに落下することはない。また、横行速度とトロリの高さから、脱線後に原子炉建物壁面に到達することもない。燃料取替機と燃料プールの位置関係を図 4-3 に示す。

燃料取替機は、下部に設置された上位クラス施設である燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重 450 kg の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、VI-2-11-2-7-2「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

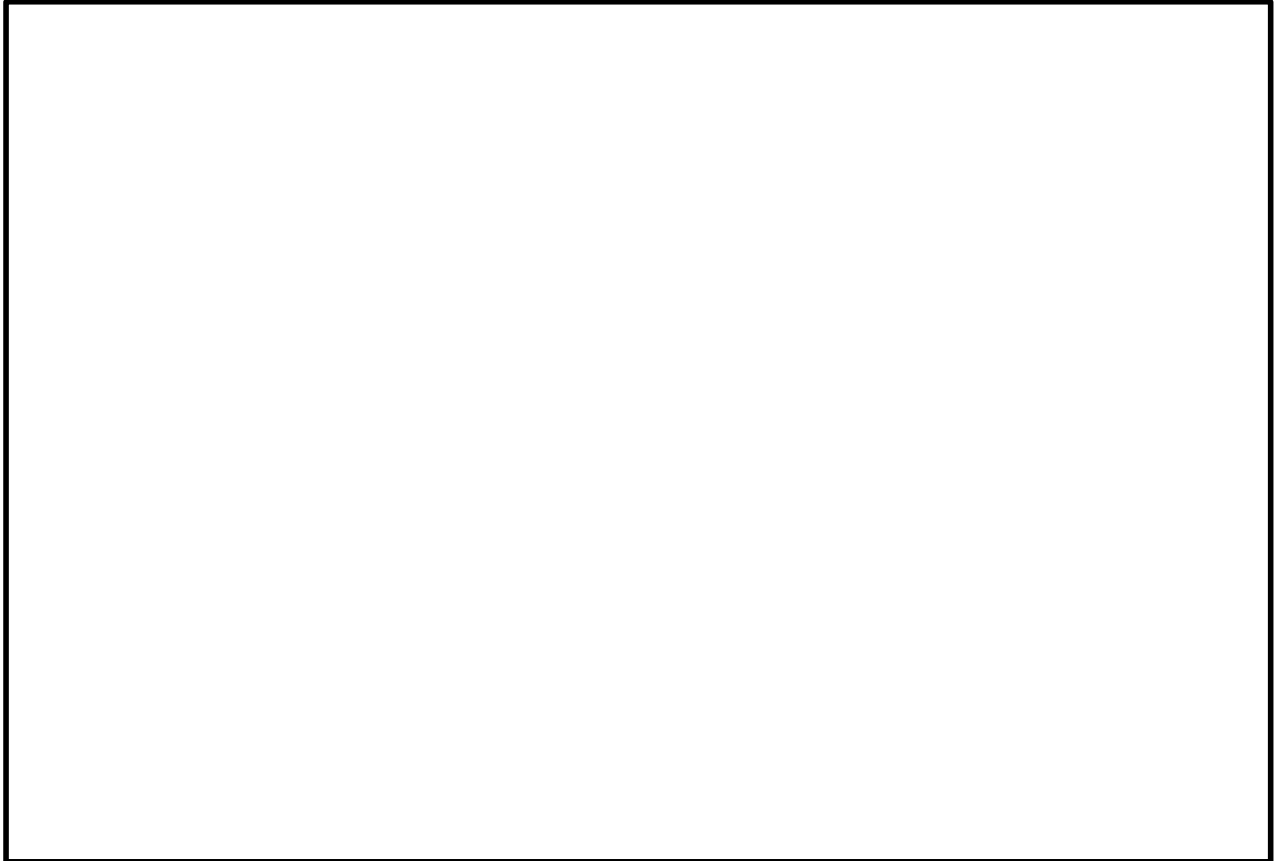


図 4-3 燃料取替機と燃料プールの位置関係

(c) 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置はクレーンガーダ当り面、クレーン本体ガーダに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストッパが設置されており、ストッパによりレール範囲外への脱線を防止又は仮に本ストッパがなかったとしても、地震時に想定される滑り量を考慮した運用とすることから、クレーン本体ガーダ、トロリがレールから脱線し原子炉建物原子炉棟壁面に到達するおそれはなく、燃料プールに落下することはない。原子炉建物天井クレーンと燃料プールの位置関係を図 4-4 に示す。

原子炉建物天井クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重 125t の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して燃料プールに落下しない設計とする。

耐震性評価結果については、VI-2-11-2-7-1「原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

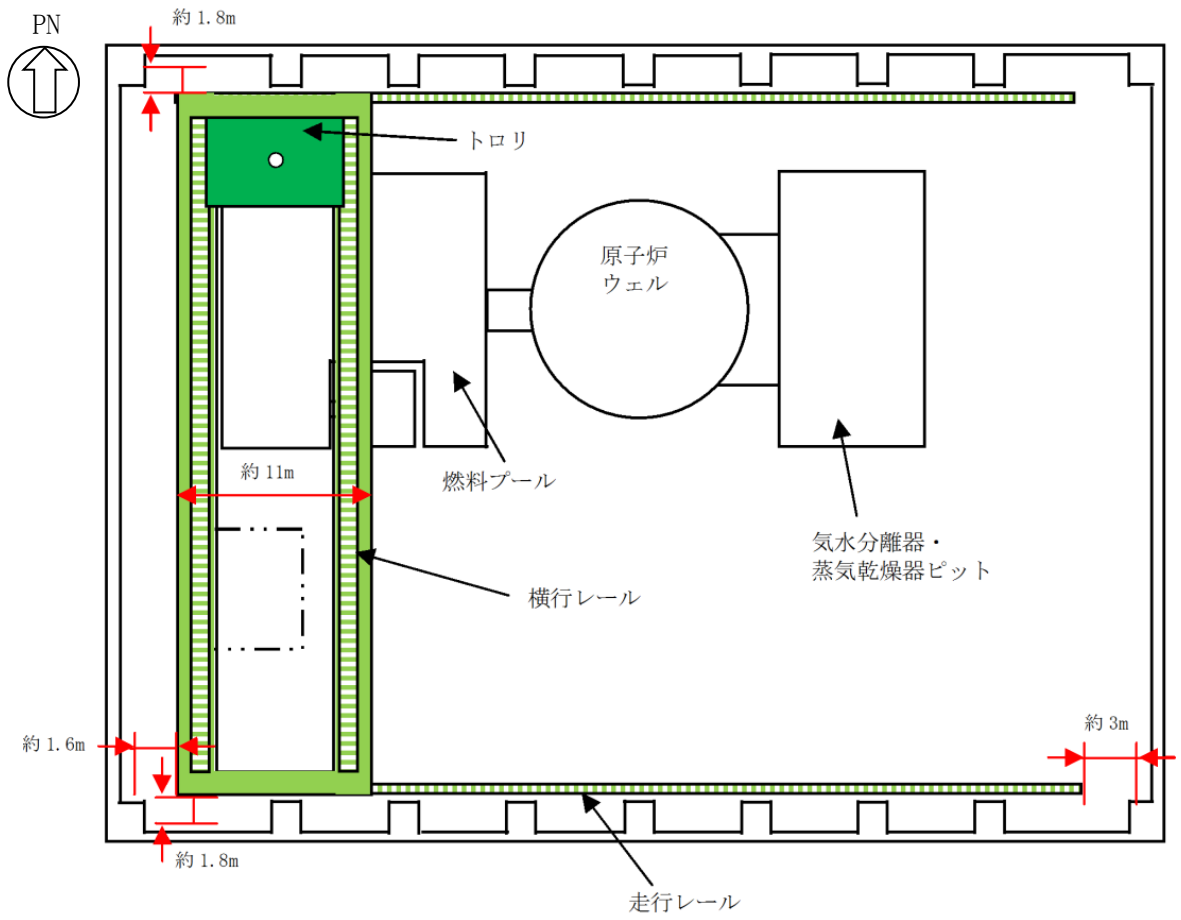


図 4-4 原子炉建物天井クレーンと燃料プールの位置関係

## 5. 燃料プール内への落下物による燃料プール内の燃料体等への影響評価

燃料プール内への落下物によって燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

### 5.1 基本方針

#### (1) 影響評価の基本的考え方

4.において気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等については適切な落下防止対策を実施することから、落下試験の衝突エネルギーを適用して燃料プール内の燃料体等への影響評価を実施する。

以降においては、燃料体等からチャンネルボックスを除いた状態を「燃料集合体」と呼び、評価については、燃料集合体のうち核燃料物質及び核分裂生成物を内包する燃料被覆管が、放射性物質の閉じ込め機能を保持するよう、破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを計算により確認する。

#### (2) 落下物の選定

上述のとおり表4-1において落下防止対策を施さない重量物による落下エネルギーを包含できる落下物として、模擬燃料集合体を選定する。

#### (3) 評価方針

燃料集合体の概要を図5-1, 2, 燃料集合体とラックの関係図を図5-3に示す。

燃料集合体の強度評価フローを図5-4に示す。

燃料集合体の強度評価においては、その構造を踏まえ、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し、評価対象部位を選定する。

落下物による燃料集合体への影響については、落下物の衝突により生じるひずみが許容値を超えないことを確認する。

落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが、保守的に1体の燃料集合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は図5-3のとおり、ラック内に貯蔵されている。燃料被覆管部分はラック内にあるが、燃料集合体上部は露出した状態にある。よって、落下物は燃料集合体の上部タイプレートに直接衝突するものとして評価を行う。

燃料集合体の許容限界は、燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。

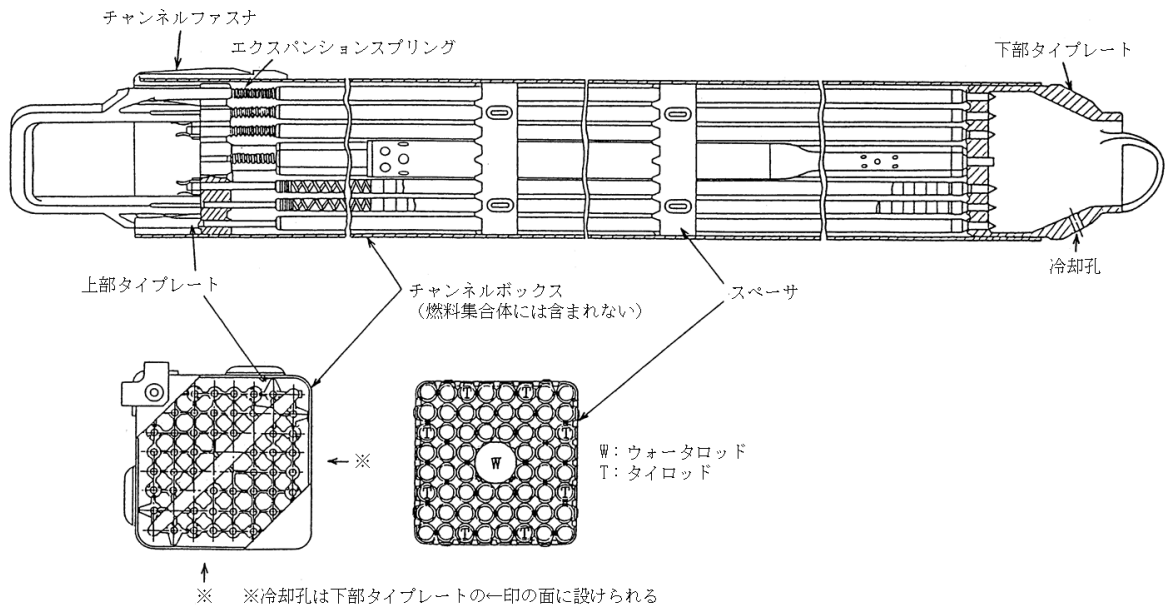


図 5-1 燃料集合体の概要 (高燃焼度 8×8 燃料)

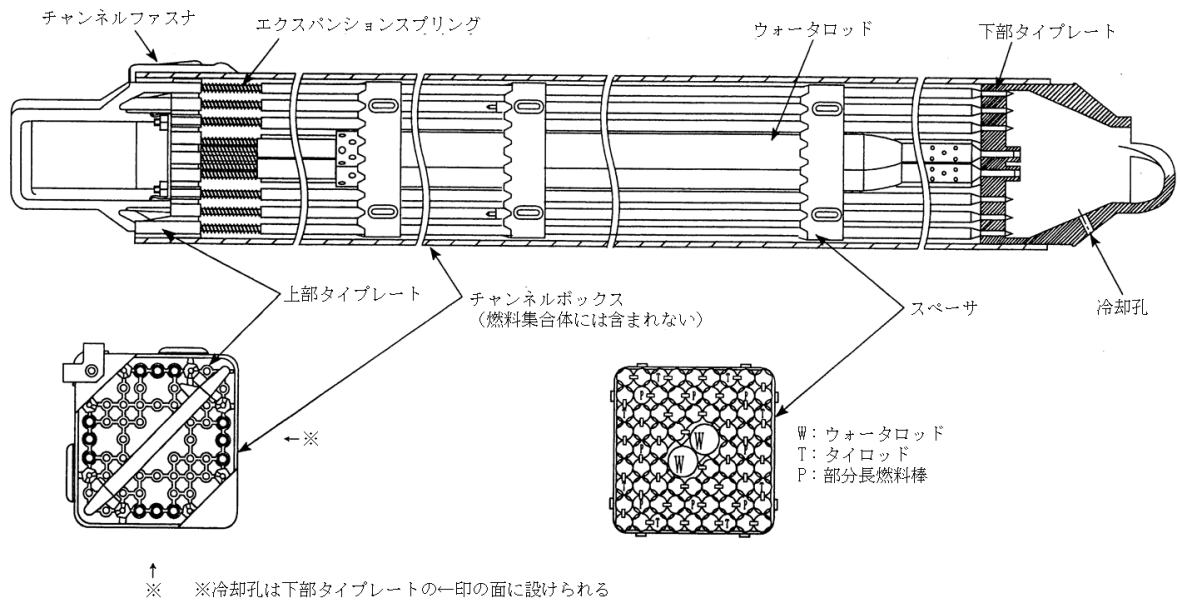


図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9 燃料 (A 型))



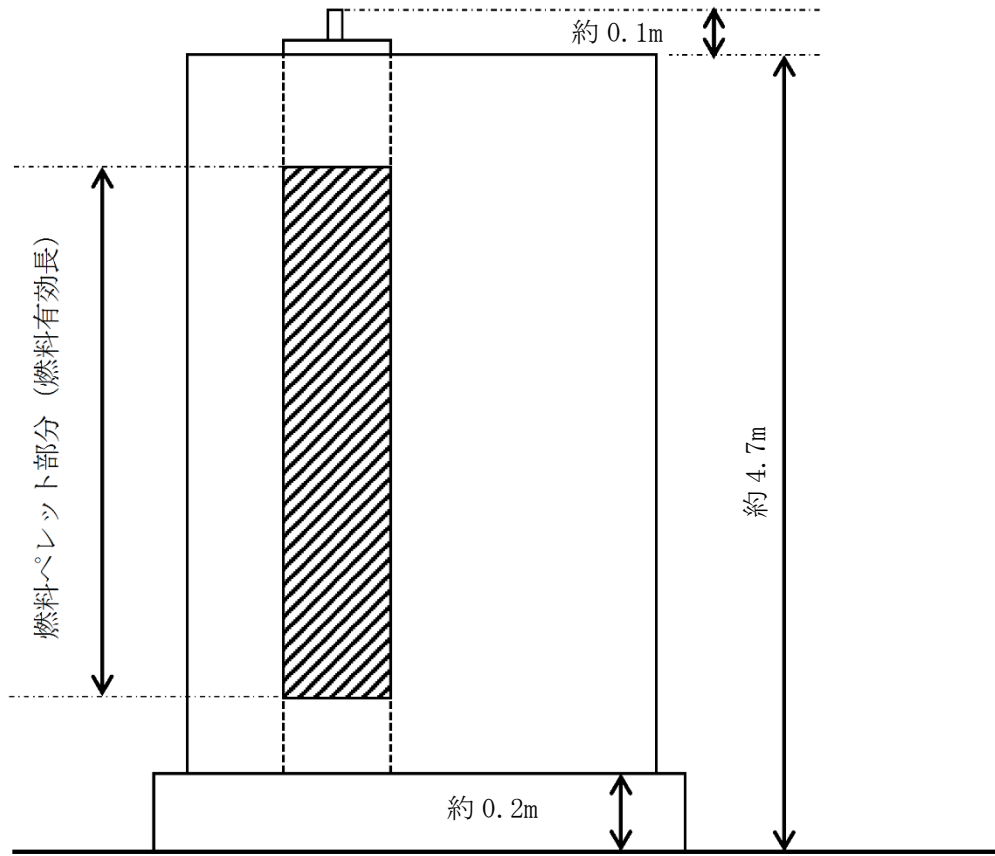


図 5-3 燃料集合体及びラックの関係図

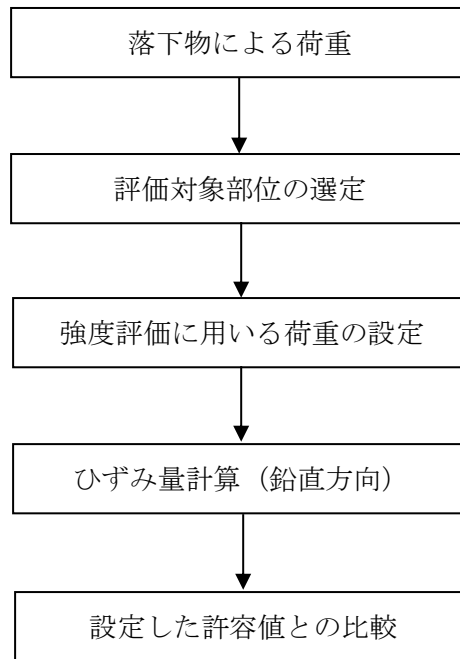


図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

## 5.2 強度評価方法

### (1) 記号の定義

燃料集合体の強度評価に用いる記号を表 5-1 に示す。

表 5-1 強度評価に用いる記号

記号	単位	定義
A	m <sup>2</sup>	燃料被覆管の断面積
E	MPa	燃料被覆管の縦弾性係数
E <sub>1</sub>	J	燃料集合体の変形エネルギー
L	m	燃料被覆管の長さ
m	kg	落下物の質量
g	m/s <sup>2</sup>	重力加速度
h	m	落下高さ
W	J	落下物の落下エネルギー
ε <sub>p</sub>	%	燃料被覆管の塑性ひずみ
ε <sub>y</sub>	%	燃料被覆管の弾性ひずみ
π	—	円周率
σ <sub>y</sub>	MPa	燃料被覆管の耐力

### (2) 評価対象部位

燃料集合体の評価対象部位は、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し設定する。

落下物による衝撃荷重は、落下物が燃料集合体に直接衝突した際、燃料被覆管に作用し、ひずみが発生する。

落下物は上部タイプレートに衝突し、押し下げられた上部タイプレートは上部タイプレートと接続しているすべての燃料棒に荷重を伝達するため、落下物による荷重は燃料棒の局所に集中することはない。

このことから、燃料被覆管を評価対象部位として設定する。

### (3) 荷重の設定

燃料集合体の強度評価に用いる荷重は、表 5-2 の荷重を用いる。気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた各燃料集合体の実際の水中重量は、表中の値以下となる。なお、落下エネルギーの評価に用いる荷重及び高さについては、4.1 及び 5.1(1)に記載のとおり保守的に落下試験と同じ条件とする。

表 5-2 落下物の諸元

落下物の種類	m (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (m)
模擬燃料集合体	310	9.80665	5.1

## (4) 許容限界

燃料集合体のひずみの許容限界値は、燃料被覆管が破断しないこととすることから、「平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終成果報告書)」（(独)原子力安全基盤機構）の試験データ等を踏まえて、許容ひずみは燃料被覆管の破断伸びに対して十分保守側の 1%とする。

## (5) 評価方法

燃料集合体の構造図を図 5-5 に、断面図を図 5-6 に示す。燃料集合体の強度評価については、落下物による落下エネルギーを用いて評価し、燃料被覆管に生じるひずみを算出する。

燃料集合体への衝突時には、落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが、評価においては保守的に、燃料集合体のみ衝突するものとする。

評価に用いる燃料集合体は保守的に以下の燃料集合体を想定し、評価を行う。

- ・評価対象燃料集合体のうち、燃料被覆管断面積と燃料被覆管長さの積が最も小さくなる 9×9 燃料 (A 型) 燃料集合体の寸法を使用する。
- ・照射に伴い耐力は上昇するが、保守的に未照射時の値を使用する。
- ・燃料被覆管の断面積は減肉した照射済みの燃料を想定する。
- ・燃料集合体への衝撃荷重は燃料棒 (標準燃料棒のみ) 全数で受けるものとする。
- ・ウォータロッドは保守的に無視する。

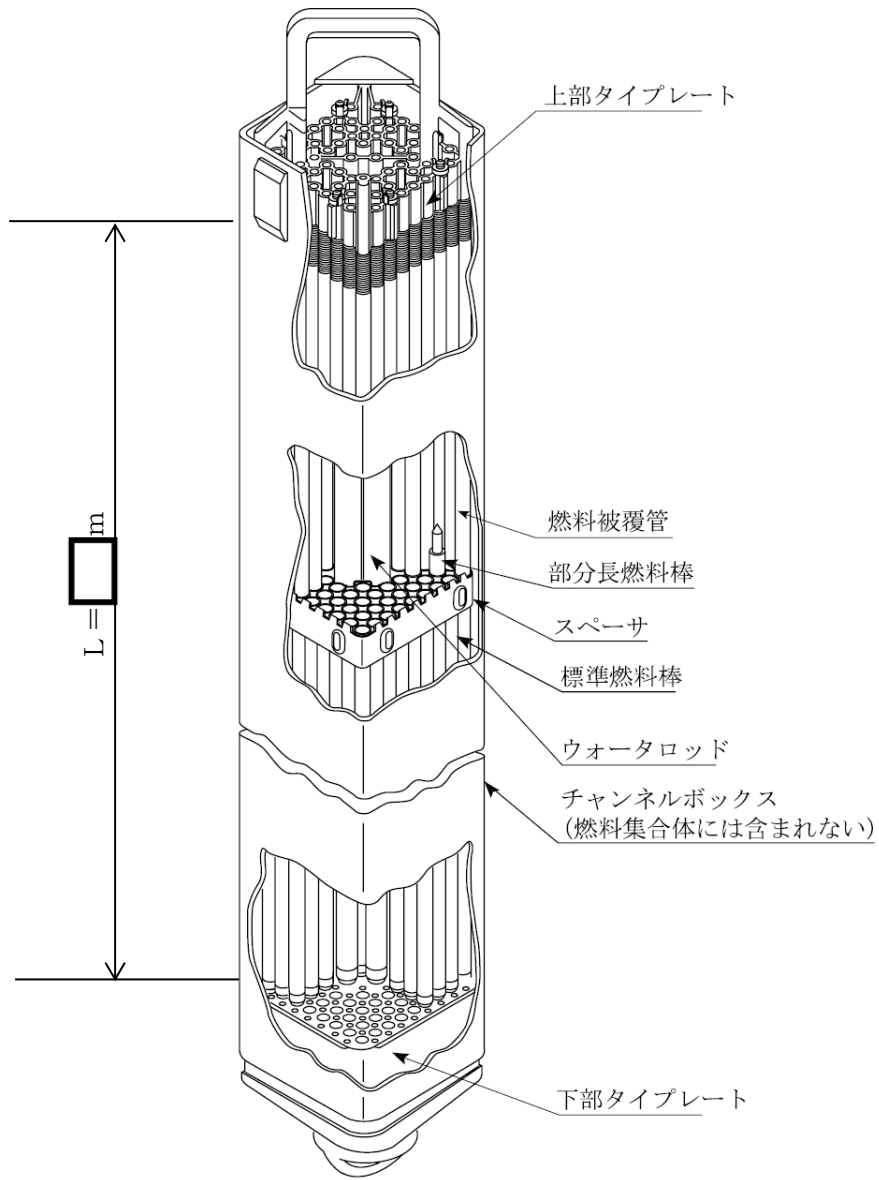


図 5-5 燃料集合体の構造図

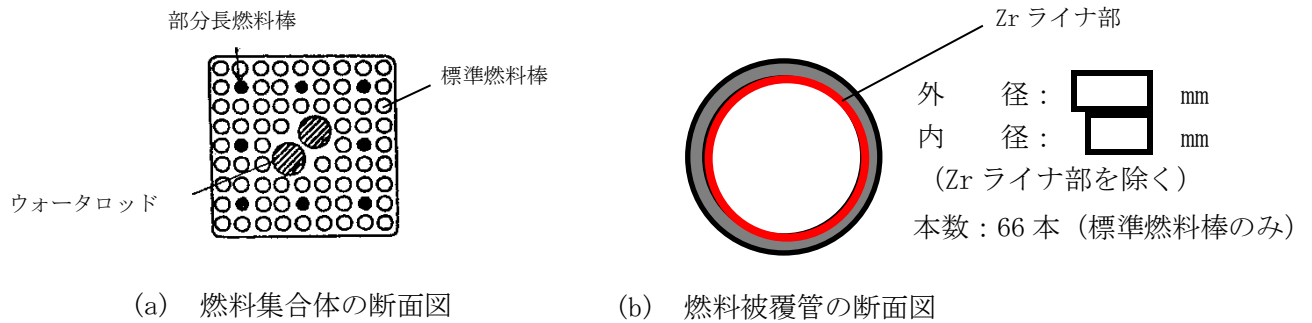


図 5-6 燃料集合体の断面図

## a. 衝突影響評価

落下物の衝突に伴う荷重は、燃料集合体の上部タイプレートを介して燃料棒、ウォータロッドに作用することになるが、落下エネルギーが全て燃料被覆管の変形に費やされるものとし、この際に燃料被覆管に生じるひずみを算出する。算出に当たっては、保守的な評価となるよう燃料被覆管は弾完全塑性体とし、図5-7に示すとおり塑性変形に伴う硬化を考慮しないものとする。

(a) 落下物の落下エネルギー（鉛直成分）

$$W = m \cdot g \cdot h$$

(b) 燃料被覆管の変形エネルギー

$$E_1 = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left( \frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y + \sigma_y \cdot \varepsilon_p \right) \cdot A \cdot L$$

$$\text{ここで } \varepsilon_y = \sigma_y / E$$

(a)及び(b)より、 $W = E_1$ として塑性ひずみ $\varepsilon_p$ を求める。

$$\varepsilon_p = \frac{m \cdot g \cdot h}{A \cdot L \cdot \sigma_y} - \frac{1}{2} \varepsilon_y$$

ただし、 $\left( \frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y \right) \cdot A \cdot L$ がWよりも大きい場合、 $\varepsilon_p = 0$ （弾性範囲内）となる。

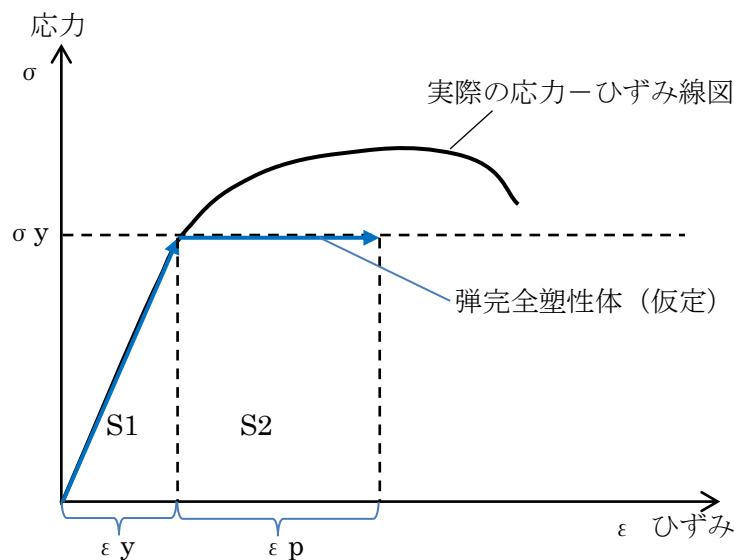


図5-7 弾完全塑性体の保守性  
(イメージ図)

### 5.3 評価条件

燃料集合体の強度評価に用いる評価条件を表 5-3 に示す。

表 5-3 評価条件 (燃料集合体)

燃料集合体の材料*	A (m <sup>2</sup> )	L (m)
ジルカロイ-2	1.30×10 <sup>-3</sup>	

E (MPa)	$\sigma_y$ (MPa)	$\epsilon_y$ (%)

注記\*：燃料集合体は複数の部材から構成されており，ここでは，計算に使用した縦弾性係数の引用部材を記載した。また，燃料被覆管の断面積Aについては，「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」（原子力安全基盤機構）に記載されているとおり，使用済燃料の燃料被覆管は新燃料に比べ腐食により約2%減肉するため，保守的に3.5%減肉を考慮した値を使用する。

### 5.4 評価結果

燃料集合体に発生するひずみの強度評価結果を表 5-4 に示す。

燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

表 5-4 評価結果

$\epsilon_p$ (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

## 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について

## 1. 模擬燃料集合体落下試験

燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している\*1。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

図1-1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。図1-1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含め310kgと保守的\*2であり、燃料落下高さは燃料取替機による通常の燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。燃料移送高さについては、燃料体等を使用済燃料輸送容器に装荷する場合及び使用済燃料輸送容器から取り出す場合に限り、5.1mよりも高い5.6mとしているが、この場合も燃料体等の水中での浮力を考慮することにより、上記落下試験における落下エネルギー（ $310\text{kg} \times 5.1\text{m} \times 9.80665\text{m/s}^2 = 15.504\text{kJ}$ ）に包絡されることを確認した。

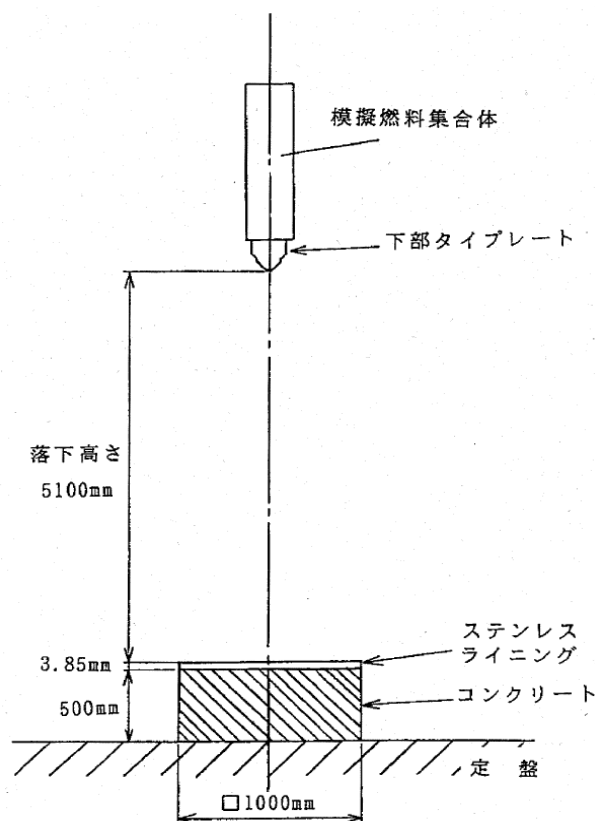


図1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

注記\*1：株式会社日立製作所、「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR-050），平成6年12月

\*2：島根原子力発電所第2号機にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む。）は、表2-1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。



2. 模擬燃料集合体と実機燃料集合体の落下エネルギーの比較

模擬燃料集合体の落下エネルギーが実機燃料集合体の落下エネルギーを上回ることを確認した。

表2-1に落下物の重量，落下高さ及び落下エネルギーをまとめる。

表2-1 落下物の重量，落下高さ及び落下エネルギー

		落下物の重量		落下高さ (H)	落下 エネルギー (E) *2	備考
		気中 (Ma)	水中 (Mw)			
実機燃料集合体	8×8RJ燃料	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	落下エネルギー $E = g \cdot Mw \cdot H$ ここで、 g：重力加速度 M：落下物の重量 H：落下高さ
	8×8BJ燃料 (STEP1)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
	高燃焼度8×8 燃料(STEP2)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
	9×9燃料 (A燃料)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	落下物の重量(水中) $Mw = Ma - \rho \cdot V$ ここで、 Ma：落下物の重量 (気中) ρ：水密度*3 V：実機体積*4
	9×9燃料 (B燃料)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
模擬燃料 集合体	310kg (気中実測値)		5.1m	15.5kJ		

注記\*1：実機における燃料プール底面からの吊り上げ上限高さ

\*2：( )内は，水中での重量で計算した落下エネルギー

\*3：水密度は $9.80477 \times 10^2 \text{ kg/m}^3$  (大気圧・65°C)

\*4：実機体積は約□ m<sup>3</sup> (メーカー設計値)

### 3. 実機燃料集合体が漏えい検知溝に落下した場合のライニングへの影響

燃料プールのライニングには、漏えい検知溝が設けられているが（図3-1）、仮に実機燃料集合体が検知溝上に落下した場合、燃料集合体下部タイプレート円周部範囲面による落下エネルギーがライニングに加わる。

この場合、下部タイプレート円周部の大きさ（mm）に対し、検知溝の幅は小さい（mm）ため、実機燃料集合体の下端が検知溝にはまり込み、貫通するおそれはない。

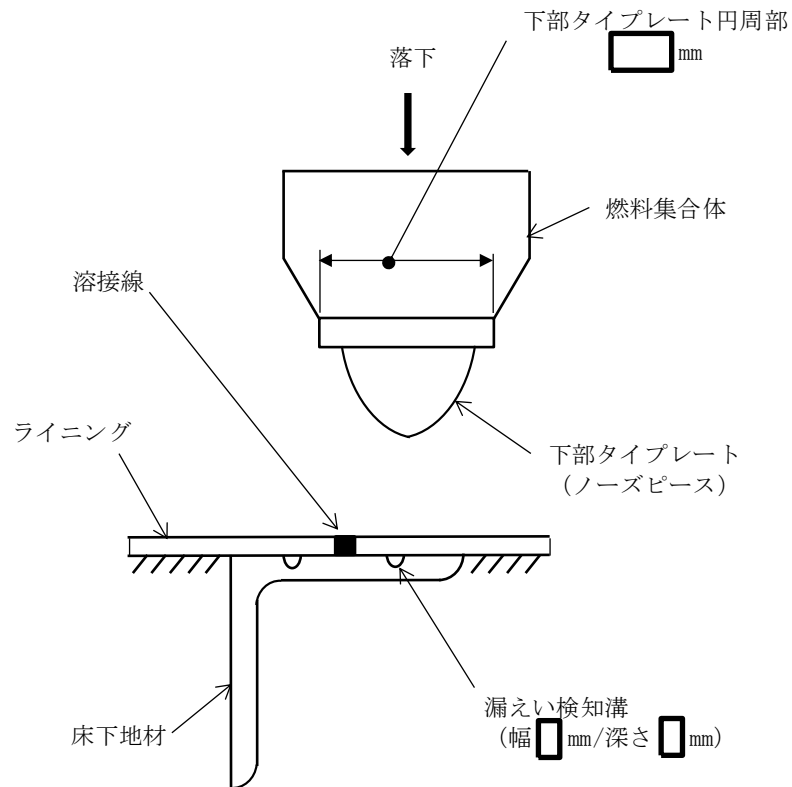


図3-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

#### VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価	2
3.1 評価方法	2
3.2 評価条件	3
3.3 評価結果	7
4. 燃料プール冷却系	12

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第26条及び第69条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレイによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減を含む）について説明するものである。

なお、通常運転時の冷却能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）により燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）により燃料体等の崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第69条第2項及びその解釈に基づき、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）により、燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を燃料プール内燃料体等に向けてスプレイする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による注水量及びスプレイ量と比較する蒸発量の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に、通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の、原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

### 3. 評価

#### 3.1 評価方法

燃料プール水の蒸発量に対し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）からの注水量及びスプレイ量が上回ることを確認する。

燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による，燃料プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお，顕熱による冷却は保守的に考慮せず，蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$Q = (3600 \times q) \div (\gamma \times h)$$

ここで， $Q$ ：蒸発量（ $\text{m}^3/\text{h}$ ）

$q$ ：燃料プールの熱負荷（ $\text{kW}$ ）

$\gamma$ ： $100^\circ\text{C}$ の水の密度（ $=958\text{kg}/\text{m}^3$ ）

$h$ ： $100^\circ\text{C}$ の飽和水蒸発潜熱（ $=2256.9\text{kJ}/\text{kg}$ ）

### 3.2 評価条件

燃料プールの熱負荷（崩壊熱）は、有効性評価ガイドを参考に、以下の条件とする。

- a. 燃料プールには、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
  - ・燃料プールの熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
  - ・原子炉を停止してから燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は、施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に  日とする。
  - ・施設定期検査ごとに約  炉心分（9×9 燃料（A 型）の平衡炉心における燃料集合体取替対数 124 体）の使用済燃料が燃料プールに取り出されるものとする。
- b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。
  - ・1 サイクルの運転期間は  ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を  GWd/t、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は  GWd/t とし、表 3-1、表 3-2 及び表 3-3 のとおりとする。
  - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を、表 3-1、表 3-2 及び表 3-3 に示す。

崩壊熱に関しては、ORIGEN2 コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の冷却能力の評価）

#### (1) 注水時

大量送水車からの燃料プールへの注水流量が崩壊熱による蒸発量を上回ることを確認する。

#### (2) スプレイ時

燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、燃料プール内燃料体等に向けて、熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回ることを確認する。

可搬型スプレインズルを使用した、燃料プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、可搬型スプレインズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、可搬型スプレインズルの設置位置、燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

常設スプレイヘッダを使用した燃料プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、常設スプレイヘッダの設置位置、燃料プール形状・寸法を模擬した試験設備で実際したスプレイ試験の結果より評価する。

表 3-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
1サイクル運転期間	13ヶ月	13ヶ月
停止期間*1	50日	50日
使用済燃料体数	2958体*2	2958体*3
施設定期検査時取出燃料体数	—	560体*3
評価日	運転開始直後	原子炉停止10日後*4

注記\*1：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績を踏まえ日数を設定した。

\*2：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）から1炉心分の燃料（560体）を除いた体数（2958体）が貯蔵されているものとする。

\*3：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（560体）＋使用済燃料（2958体））されているものとする。

\*4：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。



表 3-2 燃料取出スキーム (原子炉運転中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度 (GWd/t)	崩壊熱 (MW)
23サイクル冷却済燃料	23× (13ヶ月+50日) +50日	106体	45	0.019
22サイクル冷却済燃料	22× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
15サイクル冷却済燃料	15× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
12サイクル冷却済燃料	12× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.037
5サイクル冷却済燃料	5× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.049
3サイクル冷却済燃料	3× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.063
2サイクル冷却済燃料	2× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.094
1サイクル冷却済燃料	1× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.171
施設定期検査時 取出燃料	50日	124体	45	0.684
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		2958体	—	1.592

表 3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
24サイクル冷却済燃料	24×(13ヶ月+50日)+10日	106体	45	0.018
23サイクル冷却済燃料	23×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
22サイクル冷却済燃料	22×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.038
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.050
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.065
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.098
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.183
施設定期検査時 取出燃料	10日	560体	33	5.816
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		3518体	—	6.767

### 3.3 評価結果

- a. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約  $\square$  m<sup>3</sup>/h であり、 $\square$  m<sup>3</sup>/h 以上\*の補給能力を持つ大量送水車を設置することで、この蒸発量を上回る注水を確保できる。

図 3-3 及び図 3-4 に可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水時の系統概要図を示す。

注記\*：本工事計画のうち、燃料プール注水時の大量送水車の容量として記載している下限値。

燃料プールに接続する配管の損傷による水位低下に対しても、サイフォンブレイク配管の効果により漏えいは止まるため、大量送水車により蒸発量を上回る注水を実施することで、放射線の遮蔽に必要な水源を確保することができる。

- b. 燃料プールスプレイ系による燃料プールへのスプレイ

- (1) 可搬型スプレイノズル

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約  $\square$  m<sup>3</sup>/h であるが、メーカー工場でのスプレイ試験に基づくスプレイ分布を可搬型スプレイノズル設置位置と燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイノズルからのスプレイ量（約  $\square$  m<sup>3</sup>/h）のうち、蒸発量を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約  $\square$  m<sup>3</sup>/h、北側からスプレイする場合：約  $\square$  m<sup>3</sup>/h）を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図 3-3 に可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

表 3-4 にスプレイ試験条件を、図 3-1 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図 3-2 に燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を示す。図 3-2 により燃料プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

表 3-4 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量 (霧状)	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド (ノズル) 仰角	
スプレイヘッド (ノズル) 自動旋回角度	
スプレイ時間	
測定用の容器	



図 3-1 スプレイ試験に基づくスプレイ分布

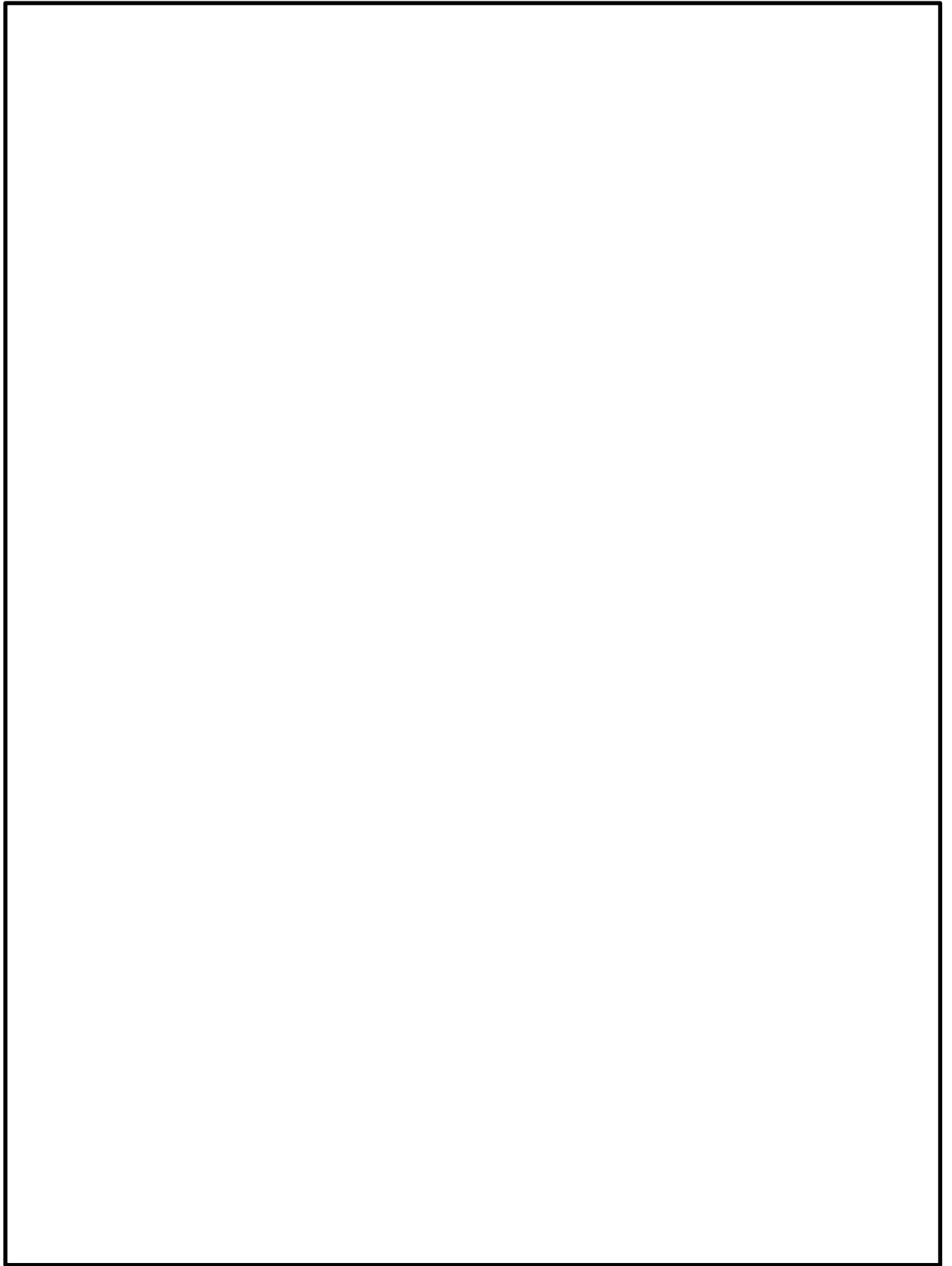


図 3-2 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

(2) 常設スプレイヘッド

常設スプレイヘッドを使用したスプレイにより、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される全燃料のうち、2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対し  $\square \ell/\text{min}/\text{m}^2$  以上、それ以外の全てのエリアに対しても  $\square \ell/\text{min}/\text{m}^2$  以上のスプレイ量が確保できる。

なお、常設スプレイヘッドは燃料プールの内側に設置されており、燃料プールの外側に設置する可搬型スプレイノズル使用時と比べ、燃料プール外側へスプレイされる割合は小さいこと、また、常設スプレイヘッドのスプレイ量は  $\square \text{m}^3/\text{h}$  であり、可搬型スプレイノズルの  $\square \text{m}^3/\text{h}$  を上回っていることから、常設スプレイヘッドを使用したスプレイは可搬型スプレイノズルを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図3-4に常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

以上より、燃料プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

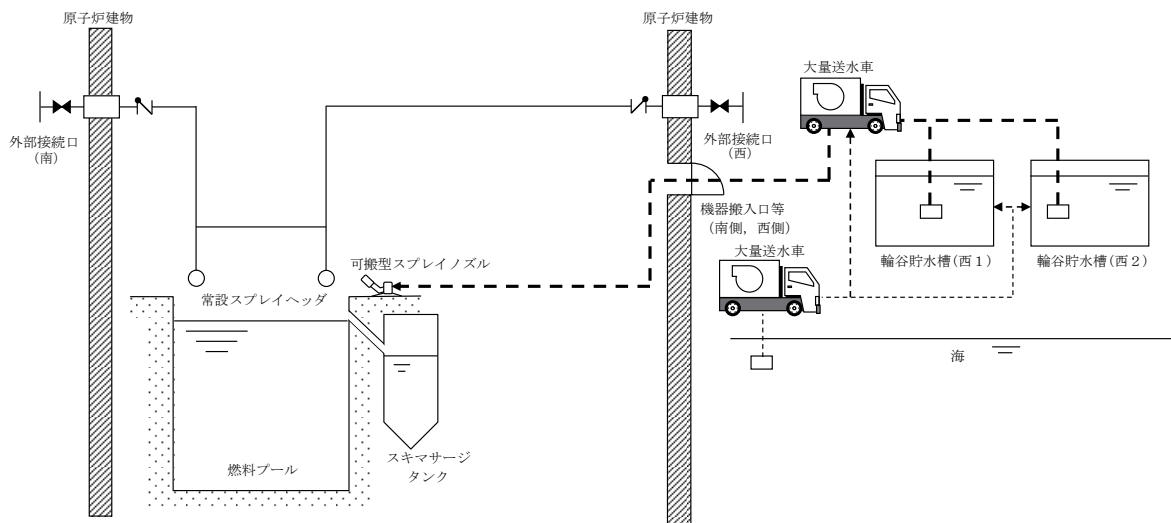


図 3-3 可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

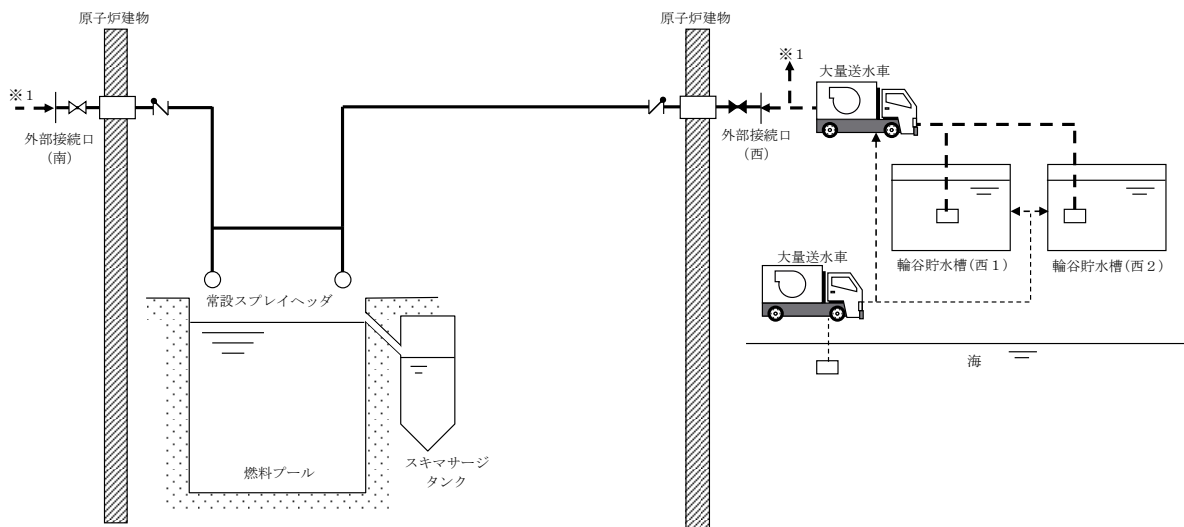


図 3-4 常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

#### 4. 燃料プール冷却系

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系を使用することで、燃料プールに貯蔵されている使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる設計とする。図 4-1 に原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料プール冷却時の系統概要図を示す。

重大事故等時において使用する燃料プール冷却系熱交換器の容量は、燃料プールの重大事故等時における使用時の温度  $\square$ °C を超えないように、燃料プール想定熱負荷  $\square$  MW を原子炉補機代替冷却系から冷却水が供給される 1 個の熱交換器で除去できる設計とする。

また、燃料プール水を冷却可能な容量として、燃料プール冷却系熱交換器 1 個に対して  $\square$  m<sup>3</sup>/h を送水可能な燃料プール冷却ポンプ（定格  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個）を重大事故等時において 1 個使用する設計とする。

燃料プール冷却系熱交換器及び燃料プール冷却ポンプの容量の根拠は、各機器の容量設定根拠に記載する。



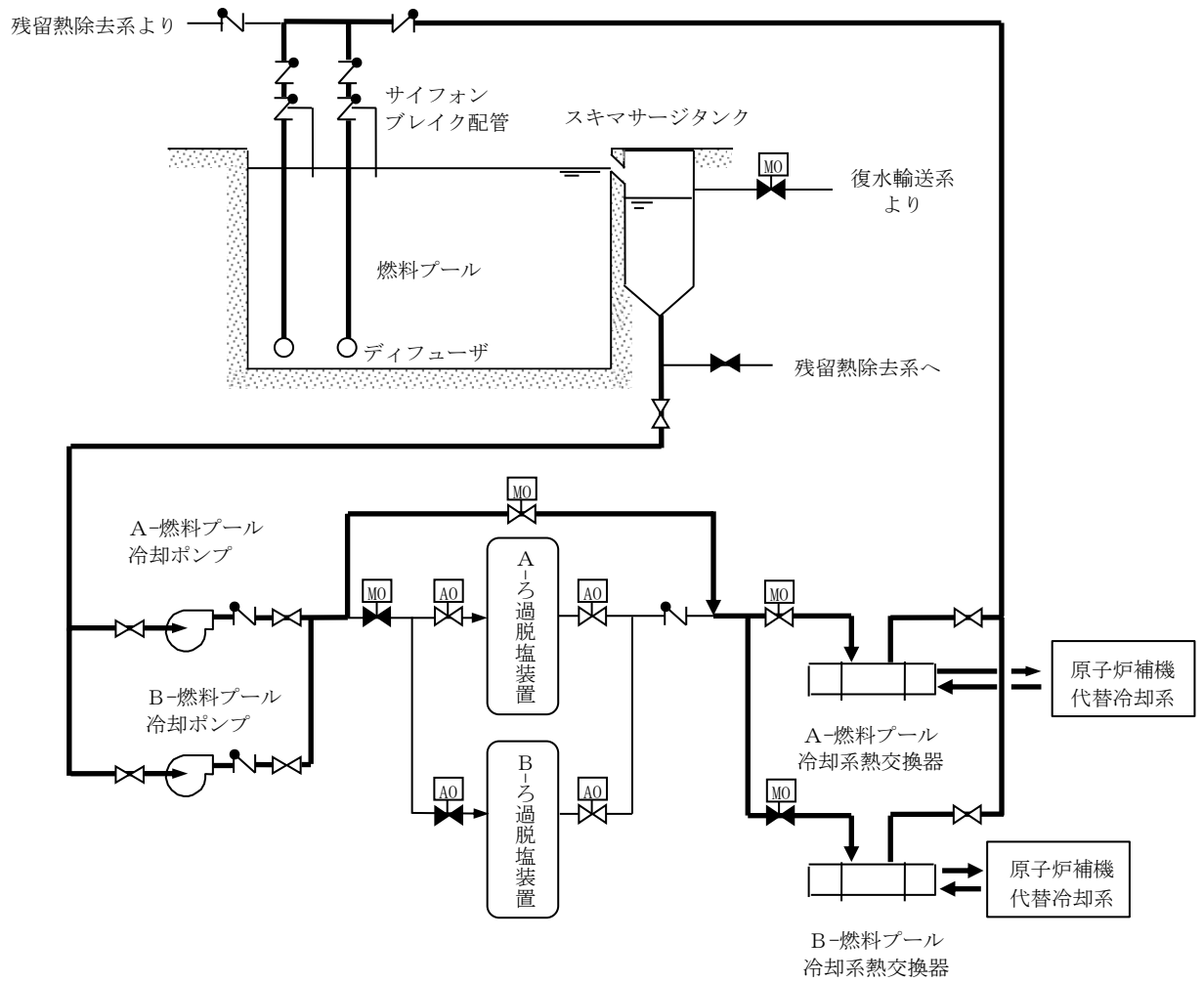


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料プール冷却時の系統概要図

## VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 燃料プールにおける水遮蔽の評価	1
3.1 評価条件	2
3.1.1 使用済燃料の評価条件	2
3.1.2 使用済制御棒の評価条件	2
4. 線源	2
4.1 使用済燃料の線源強度	2
4.2 使用済制御棒の線源強度	3
4.2.1 評価方法	3
4.2.2 評価条件	3
4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果	5
5. 遮蔽計算	5
5.1 計算方法	5
5.2 線量率計算	6
5.2.1 計算モデル	6
5.2.2 計算結果	9
6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針	13
6.1 配管強度への影響について	13
6.1.1 評価方法	13
6.1.2 評価結果	14
6.2 人的要因による機能阻害について	15
6.3 異物による閉塞	16
6.4 落下物干渉による影響	16
6.5 通水状況の確認	16

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第26条及び第69条第1項並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力について説明するものである。

なお、通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故に至るおそれがある事故として、燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力に関し、燃料プール周辺の線量率が目安とする線量率(10mSv/h)\*以下を満足できることを説明するものである。

注記\*：原子炉建物原子炉棟4階で実施する可能性のある、可搬型スプレイノズル及びホースの設置の作業時間及び現場作業員の退避は2時間以内であることから、目安とする線量率は、緊急作業時の被ばく限度（100mSv）に対して余裕のある値である10mSv/hとした。

## 2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき、燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建物原子炉棟4階における線量率が燃料プール周辺の目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するため、燃料プール水位は、燃料プール内の使用済燃料及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要な水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却水供給配管については、サイフォン効果を解除する効果が期待できる配管（サイフォンブレイク配管）を備え付け、弁等の機器は設置しない単管とするとともに、サイフォンブレイク配管の空気吸い込み高さが燃料プール冷却水供給配管の接続位置より高くなる設計とする。サイフォンブレイク配管は、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を参考に、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

## 3. 燃料プールにおける水遮蔽の評価

燃料プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、燃料プール周辺の線量率が目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定し、燃料プール出口配管の取付位置と比較し評価する。

### 3.1 評価条件

#### 3.1.1 使用済燃料の評価条件

- (1) 燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm<sup>3</sup>\*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部(約□m×約□m×約□m)を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

#### 3.1.2 使用済制御棒の評価条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm<sup>3</sup>\*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

注記\*：「1999蒸気表」（日本機械学会）

## 4. 線源

### 4.1 使用済燃料の線源強度

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値\*<sup>1</sup>記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/(W・s)) を単位体積あたりの線源強度 (cm<sup>-3</sup>・s<sup>-1</sup>) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射時間は10<sup>6</sup>時間(約114年)\*<sup>2</sup>、原子炉停止後貯蔵までの期間を10日\*<sup>3</sup>、原子炉運転中の燃料集合体1体当たりの熱出力を約4.35MW(9×9燃料(A型))燃料集合体体積は約7.1×10<sup>4</sup>cm<sup>3</sup>としたときの体積当たりの線源強度は表4-1となる。

表4-1 使用済燃料の線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1.0	$4.3 \times 10^{11}$
2.0	$7.3 \times 10^{10}$
3.0	$1.2 \times 10^9$
4.0	$2.6 \times 10^7$

注記\*1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., "REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III PartB, SHIELDING", INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962"

\*2: 文献\*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごとに<sup>235</sup>U核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は10<sup>3</sup>時間、10<sup>6</sup>時間から通常運転で想定される照射期間を超える10<sup>6</sup>時間を選択した。

\*3: 過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

## 4.2 使用済制御棒の線源強度

### 4.2.1 評価方法

(1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2コード\*を使用する。

ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子フラックス並びに被照射材料(制御棒)の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。なお、評価に用いるORIGEN2の検証、妥当性評価については、VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(2) 各制御棒(Hf, B<sub>4</sub>C)の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。

(3) 制御棒は、タイプ(Hf, B<sub>4</sub>C)別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均(均質化)した線源強度を設定する。

注記\*: A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

### 4.2.2 評価条件

使用済制御棒の線源強度評価条件を表4-2に、使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数を表4-3に示す。

表4-2 使用済制御棒の線源強度評価条件

項目	評価条件		備考
	H f 型	B <sub>4</sub> C 型	
照射期間(日)	1.2×10 <sup>3</sup>	2.0×10 <sup>3</sup>	
冷却期間	0～10サイクル		
中性子フラックス (cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2.3×10 <sup>14</sup>	6.8×10 <sup>13</sup>	
貯蔵本数	50本	94本	
反応断面積	BS340J33. LIB		JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ポ イド率40% UO <sub>2</sub> <60GWD/TIHM)

表4-3 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数\*

冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	保管本数 (本)	
		H f 型	B <sub>4</sub> C 型
0	10	9	12
1	506	4	8
2	1002	4	8
3	1498	4	8
4	1994	4	8
5	2490	4	8
6	2986	4	8
7	3482	4	8
8	3978	4	8
9	4474	4	8
10	4970	5	10
合計		144	

注記\* : 定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルH f 型とB<sub>4</sub>C 型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。

## 4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済制御棒の線源強度を表4-4に示す。

表4-4 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	制御棒中間部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	制御棒下部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1	0.01	$1.1 \times 10^6$	$1.0 \times 10^9$	$1.1 \times 10^6$
2	0.025	$8.9 \times 10^3$	$7.9 \times 10^6$	$8.9 \times 10^3$
3	0.0375	$5.9 \times 10^3$	$1.0 \times 10^7$	$5.9 \times 10^3$
4	0.0575	$6.9 \times 10^3$	$2.8 \times 10^9$	$6.9 \times 10^3$
5	0.085	$3.6 \times 10^3$	$5.7 \times 10^7$	$3.6 \times 10^3$
6	0.125	$5.2 \times 10^3$	$3.7 \times 10^9$	$5.2 \times 10^3$
7	0.225	$5.3 \times 10^3$	$1.7 \times 10^8$	$5.3 \times 10^3$
8	0.375	$2.7 \times 10^5$	$8.6 \times 10^8$	$2.7 \times 10^5$
9	0.575	$1.1 \times 10^6$	$4.8 \times 10^9$	$1.1 \times 10^6$
10	0.85	$3.8 \times 10^6$	$1.3 \times 10^7$	$3.8 \times 10^6$
11	1.25	$1.1 \times 10^7$	$6.2 \times 10^8$	$1.1 \times 10^7$
12	1.75	$2.0 \times 10^4$	$2.5 \times 10^3$	$2.0 \times 10^4$
13	2.25	$6.1 \times 10^1$	$2.2 \times 10^2$	$6.1 \times 10^1$
14	2.75	$4.3 \times 10^{-1}$	$8.9 \times 10^1$	$4.3 \times 10^{-1}$
15	3.5	$1.7 \times 10^{-4}$	$7.9 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^{-4}$
16	5.0	$1.7 \times 10^{-6}$	$8.3 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-6}$
17	7.0	$0.0 \times 10^0$	$9.3 \times 10^{-7}$	$0.0 \times 10^0$
18	9.5	$0.0 \times 10^0$	$1.1 \times 10^{-7}$	$0.0 \times 10^0$

## 5. 遮蔽計算

## 5.1 計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、原則として通常人が立ち入る燃料取替機床面について行う。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2Rを用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rの検証、妥当性評価については、VI-5 「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）



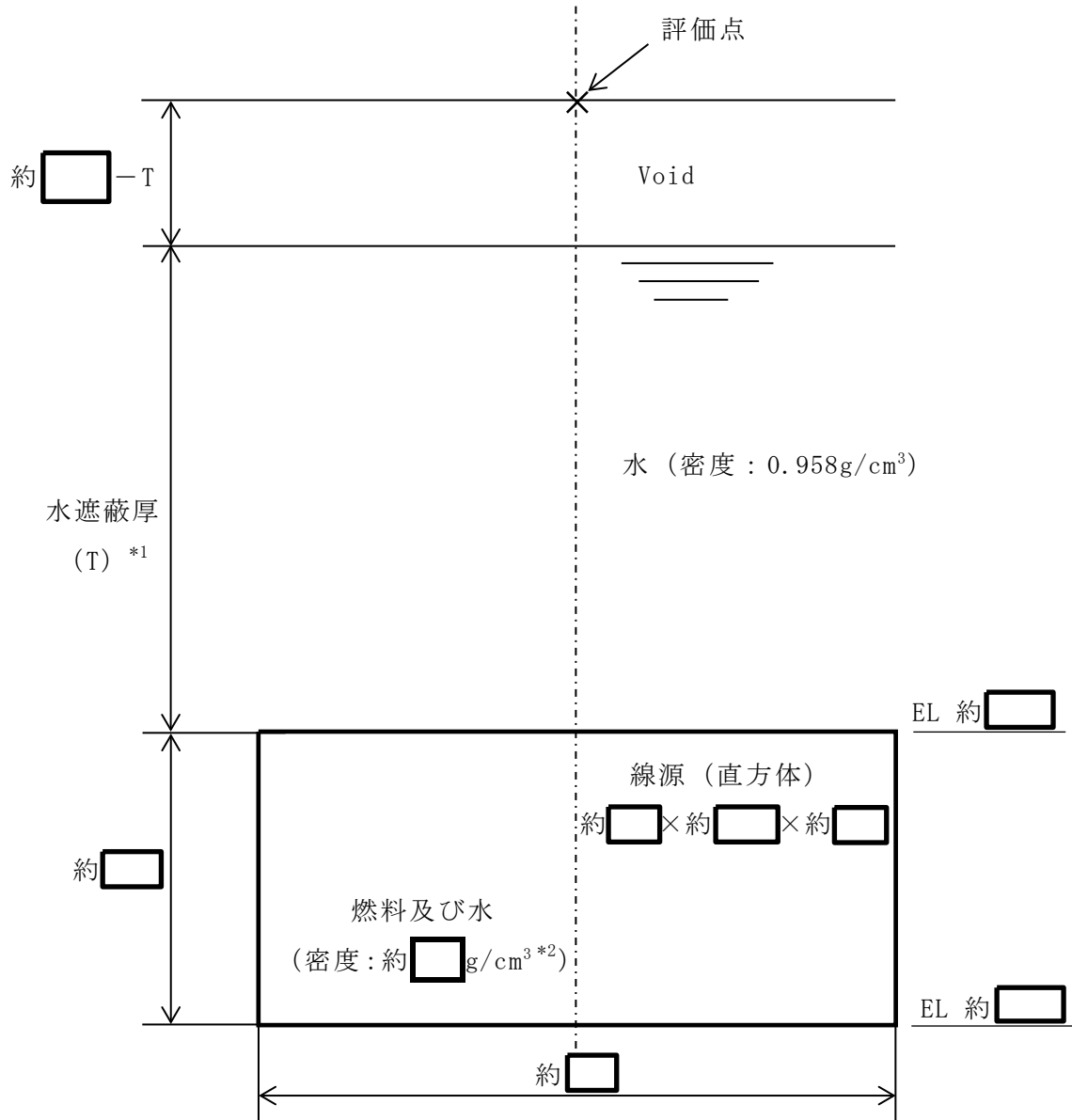
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

## 5.2 線量率計算

線量率の計算は、5.1項に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

### 5.2.1 計算モデル

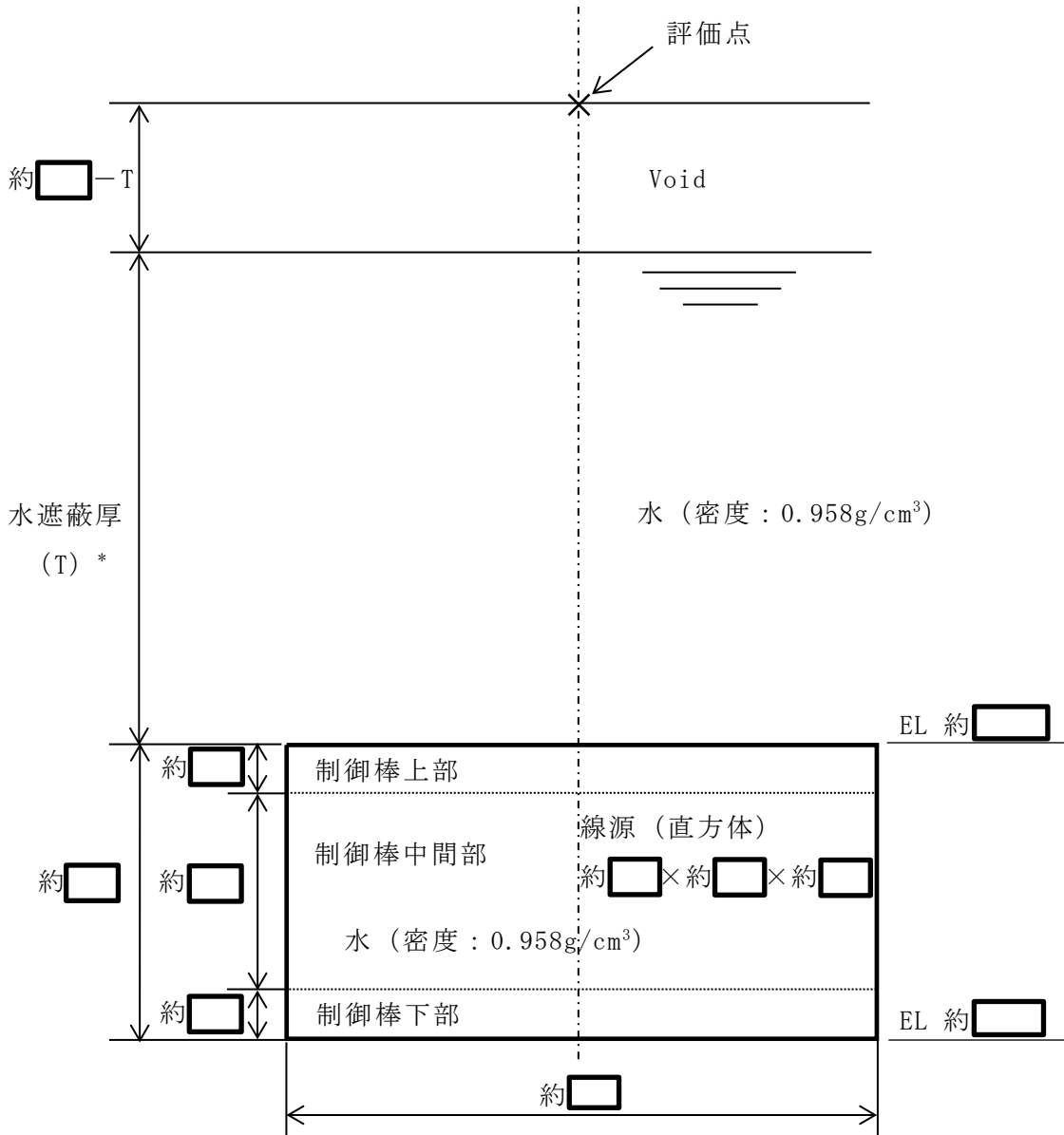
燃料プールの計算モデル図を図5-1及び図5-2に示す。線量率計算では、線量率の評価値が最大となるように評価点を体積線源の中心軸上に設定する。



注記\*1: Tは遮蔽水位の高さを示す(単位:m)。また、単位の無い数値はmを示す。

\*2: 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

図5-1 燃料プールの計算モデル図(使用済燃料)



注記\* : Tは遮蔽水位の高さを示す (単位 : m) 。また, 単位の無い数値はmを示す。

図5-2 燃料プールの計算モデル図 (使用済制御棒)

## 5.2.2 計算結果

### (1) 線量率の計算結果

燃料プールの水遮蔽厚と線量率との関係の計算結果を図5-3に示す。

図5-3より、燃料プール周辺の線量率を目安とする線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚(燃料取替機床面の線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚)は、約4.8m(通常水位から約2.6m下)となる。

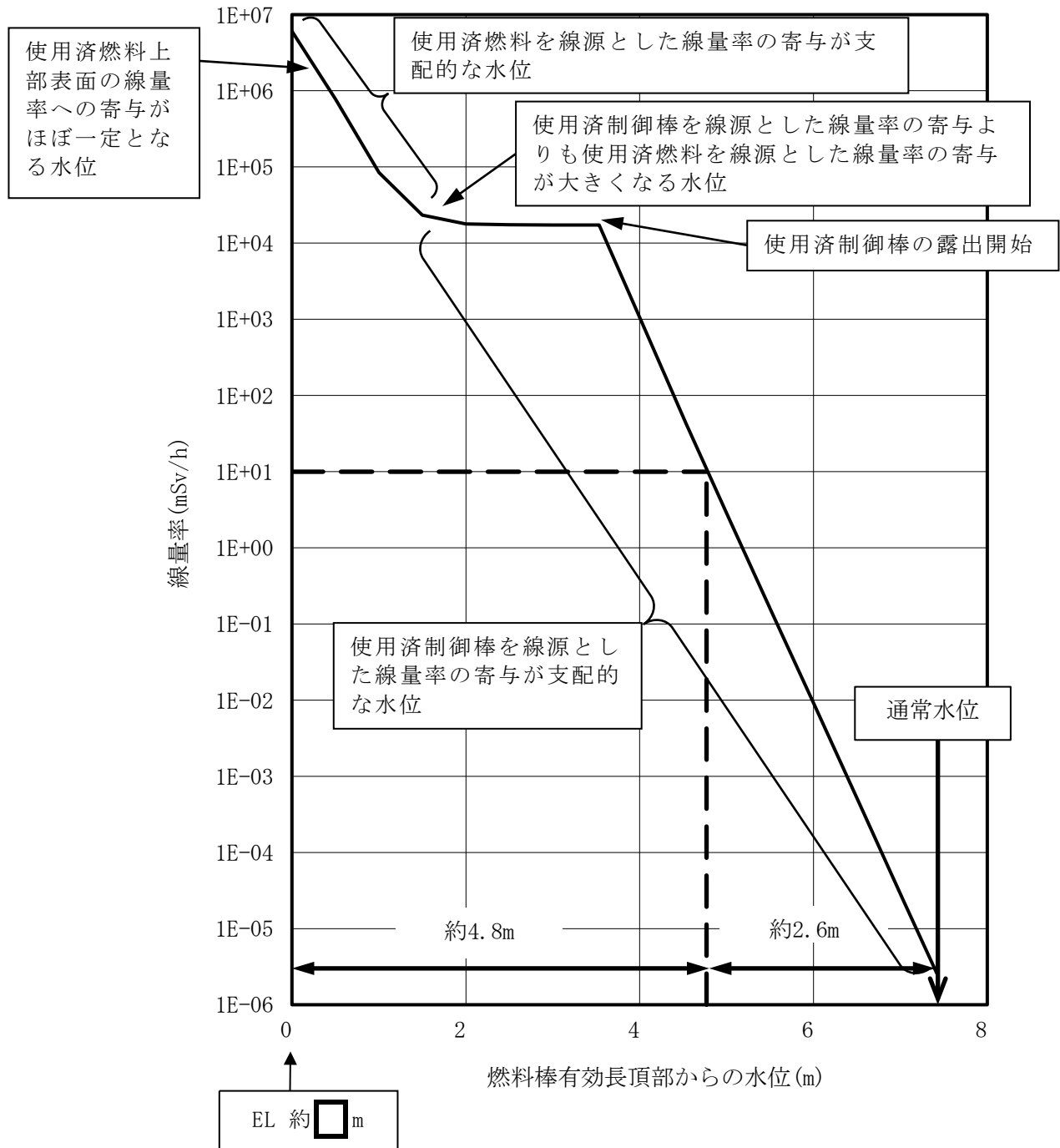


図5-3 燃料プールの水遮蔽厚と線量率

## (2) 燃料プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1)で求めた燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係を図5-4に示す。また、燃料プール冷却水供給配管に取り付けるサイフォンブレイク配管（設置位置は図5-5図に示す。）は、燃料プール両端の2本の燃料プール冷却水供給配管にそれぞれ設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断による燃料プールの水位低下位置は、燃料プール通常水位より約0.35m下までとなる。

燃料取替機床面の線量率が、目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水遮蔽厚は、(1)の結果から約4.8m以上であり、通常水位からの水位低下は約2.6mとなる。配管破断による水位低下位置はサイフォンブレイク配管を設置することにより燃料プール通常水位より約0.35m下までとなるため、遮蔽に必要な水遮蔽厚を維持し、技術基準規則第69条第1項及びその解釈の要求を満足する設計となっている。

なお、燃料プールの水位低下位置から蒸散により必要水遮蔽厚以下まで水位低下する期間は、1日程度要するため、必要水遮蔽厚以下に低下するより前に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により注水し、水位の回復が可能である。また、図5-4に示す各数値は以下となる。

- ・ 燃料棒有効長頂部から目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位までの水深：約4.8m
- ・ 目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位から通常水位までの水深：約2.6m
- ・ 燃料棒有効長頂部から通常水位までの水深：約7.4m
- ・ 配管破断による通常水位からの水位低下：約0.35m

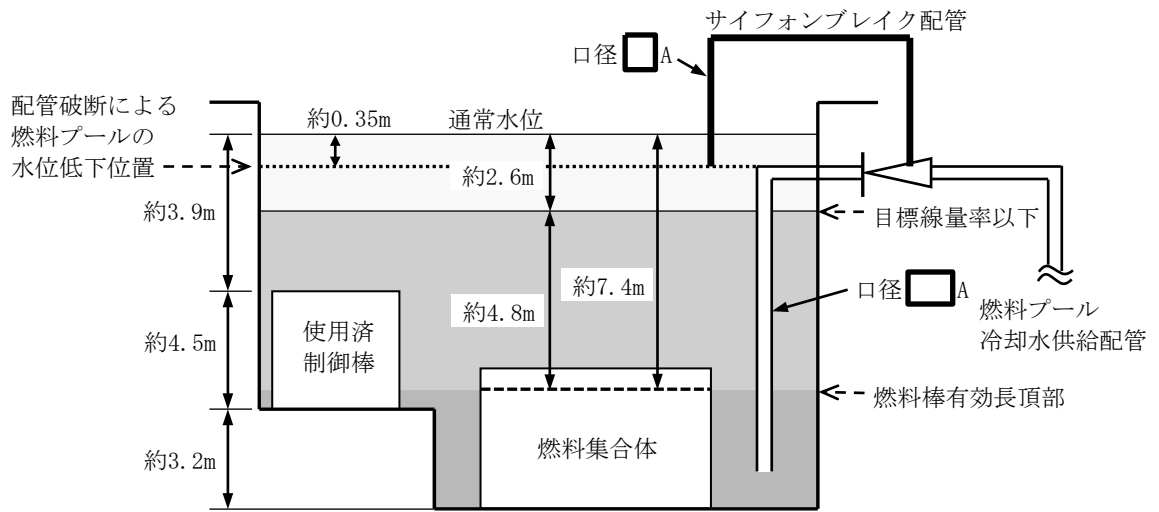


図5-4 燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係

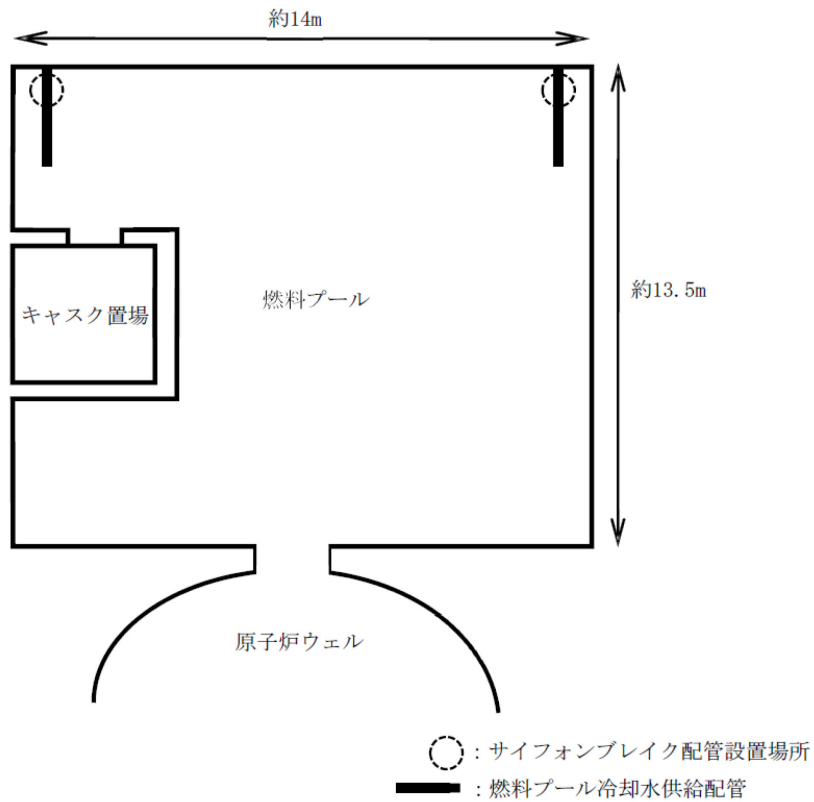


図5-5 サイフォンブレイク配管の設置位置

## 6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針

サイフォンブレイク配管については，重大事故等時においても閉塞が発生せず，その効果を期待できるよう，以下のとおり設計する。

### 6.1 配管強度への影響について

#### 6.1.1 評価方法

燃料プール水戻り配管はS s機能維持要求を満足するよう設計されており，その配管にサイフォンブレイク配管を接続しサイフォンブレイク配管もS s機能維持要求を満足するよう設計を行い耐震性について問題ないことを確認する。

サイフォンブレイク配管の耐震性評価方法を以下に示す。

なお，配管の仕様を表6-1，解析条件を表6-2に示す。

表6-1 配管の仕様（サイフォンブレイク配管）

配管径	材質	設計温度 (°C)	設計圧力 (MPa)
□A	SUS304TP	□	□

表6-2 解析条件

対象モデル数	耐震条件	建物 (床レベル)	減衰定数 (%)
2 (2ライン)	設計用床応答スペクトルⅡ 及び設計用震度Ⅱ	原子炉建物 (EL 51.7m)	0.5

減衰定数は原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987(日本電気協会)に基づき保温材が無いこと，支持具数が3個以下であることから0.5%とした。

なお，耐震評価は，原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984(日本電気協会)，原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987(日本電気協会)及び原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991追補版(日本電気協会)に基づき，以下に記載の式にて実施した。



・一次応力

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a+M_b)}{Z} \dots\dots\dots (6. 1)$$

- $S_{prm}$  : 一次応力 (MPa)  
 $P$  : 地震と組合せるべき運転状態における圧力 (MPa)  
 $D_0$  : 管の外径 (mm)  
 $t$  : 管の厚さ (mm)  
 $i_1$  : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.33のいずれか大きい方の値  
 $M_a$  : 管の機械的荷重 (自重その他の長期的荷重に限る) により生じるモーメント (N・mm)  
 $M_b$  : 管の機械的荷重 (地震を含めた短期的荷重) により生じるモーメント (N・mm)  
 $Z$  : 管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

・一次+二次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_b^*+i_2M_c}{Z} \dots\dots\dots (6. 2)$$

- $S_n$  : 一次+二次応力 (MPa)  
 $i_2$  : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.0のいずれか大きい方の値  
 $M_b^*$  : 地震による慣性力により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)  
 $M_c$  : 地震による相対変位により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)  
 $i_1, Z$  : それぞれ前記一次応力の説明に定めるところによる。

6.1.2 評価結果

上記式に従い、サイフォンブレイク配管を評価した結果の最大発生応力値について、以下の表6-3に、最大応力点位置を図6-1に示す。

発生応力<許容応力となることから、サイフォンブレイク配管の耐震性が問題ないことを確認した。

表6-3 サイフォンブレイク配管最大応力点まとめ

	一次応力		一次+二次応力	
	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
許容応力状態 V <sub>A</sub> S*	67	431	165	376

注記\*：許容応力状態V<sub>A</sub>Sは許容応力状態IV<sub>A</sub>Sの許容限界を使用し、許容応力状態IV<sub>A</sub>Sとして評価を実施する。また、許容応力状態IV<sub>A</sub>Sの評価が許容応力状態V<sub>A</sub>Sの評価に包絡されるため、許容応力状態IV<sub>A</sub>Sの評価記載を省略する。

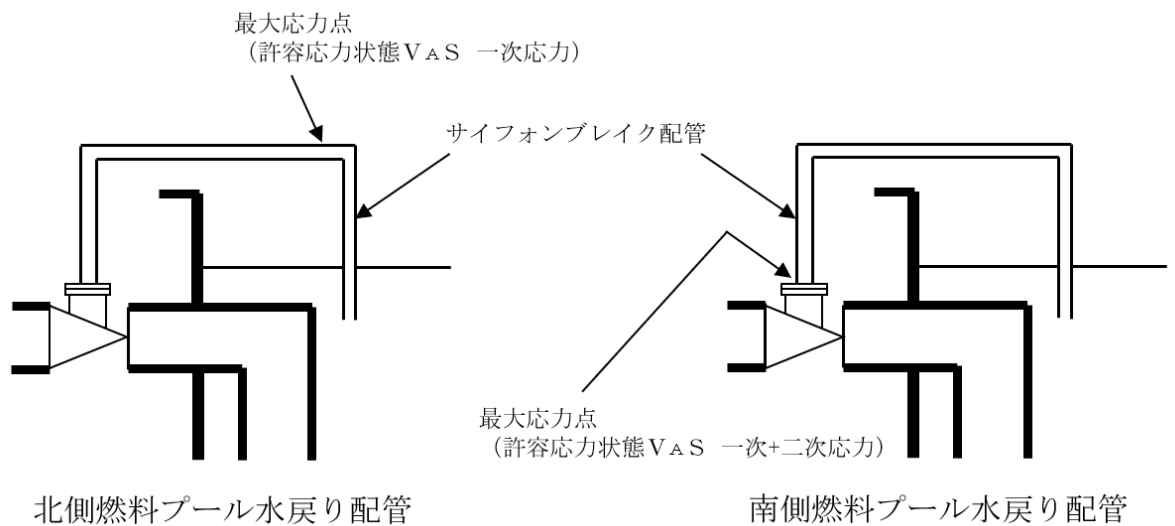


図6-1 最大応力点位置

## 6.2 人的要因による機能障害について

サイフォンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない単管のみで構成し、誤操作や故障により機能喪失しない設計とする。そのため、燃料プールの保有水のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク配管開口部レベルまで水位低下すれば自動的にサイフォン現象を止めることができる設計とする。

### 6.3 異物による閉塞

燃料プールは燃料プール冷却系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、以下の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク配管（口径□A：内径□mm）の閉塞を防止する設計とする。

- ・燃料プール水面上の空気中からの混入物
- ・燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・燃料プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

### 6.4 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管の落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建物原子炉棟の屋根トラス及び耐震壁，原子炉建物天井クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 $S_s$ に対する耐震評価にて燃料プール内に落下しない設計とする。また，その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

このため，落下物として考えられる設備は軽量物であるが，本配管をステンレス鋼で設計することで，仮にサイフォンブレイク配管に変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず，サイフォン現象を止めることが可能な設計とする。

### 6.5 通水状況の確認

サイフォンブレイク配管は上記のとおり閉塞しない設計とするが，念のため，定期的なパトロール（1回／日）を実施し，目視によりサイフォンブレイク配管から水が出ていることによる水面の揺らぎ確認，又は，目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状態を確認する。

## VI-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 漏えいを監視する装置の構成	4
3.1 ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置	5
3.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置	6
3.3 漏えい検出時間	7
3.3.1 検出時間の評価方法	7
3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合	8
3.3.3 記号の定義	9
3.3.4 検出時間の算出	12
3.3.5 検出時間	19
3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響	25
4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	26
4.1 ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	26
4.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	27

## 1. 概要

本資料は、「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（以下「技術基準規則」という。）」第28条及びその「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（以下「解釈」という。）」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等（以下「RCPB配管」という。）から原子炉冷却材の漏えいが生じた場合に、漏えいを確実に、かつ速やかに検出する監視装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。また、これらの監視装置は、RCPB配管の破断前漏えいを監視する観点で使用する。

なお、技術基準規則第28条及びその解釈に関わるRCPB配管（拡大範囲を除く。）からの原子炉冷却材の漏えいを監視する装置に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）から弁MV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで、弁AV222-3A, B（A, B-残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）から弁MV222-11A, B（A, B-残留熱除去ポンプ炉水戻り弁）まで、及び弁V222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）から弁MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）までの配管の拡大範囲を含め漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明する。

## 2. 基本方針

RCPB配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル機器ドレンサンプ水位測定装置、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置を設置する設計とする。そのうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により1時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ （1gpm）の漏えい量\*を検出する能力を有した設計とするとともに中央制御室へ自動的に警報を表示する設計とする。ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。なお、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置により監視する設計の変更は行わない。

原子炉冷却材は高温高圧であり、RCPB配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離され、原子炉格納容器内に漏えいする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち蒸気分については、原子炉格納容器内に設置する各機器からの放熱量に漏えいした $0.23\text{m}^3/\text{h}$ （1gpm）の蒸気分（1.5ℓ/min）を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル冷却系冷却機により凝縮され、これらの凝縮水はドレン配管内を流れてドライウェル床ドレンサンプへ流入する。ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置により、漏えい量を検出できる設

計とする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分(2.3ℓ/min)については、漏えい水がRCPB配管の保温材内に滞留した後、保温材から漏れ出し、床面等を経由して、ドライウェル床ドレンサンプに流入する。これらの流入水をドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で水位変化率を測定することにより、漏えい量を検出できる設計とする。

(「図2-1 漏えい監視装置の概略図」参照)

注記\*：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率の制限値



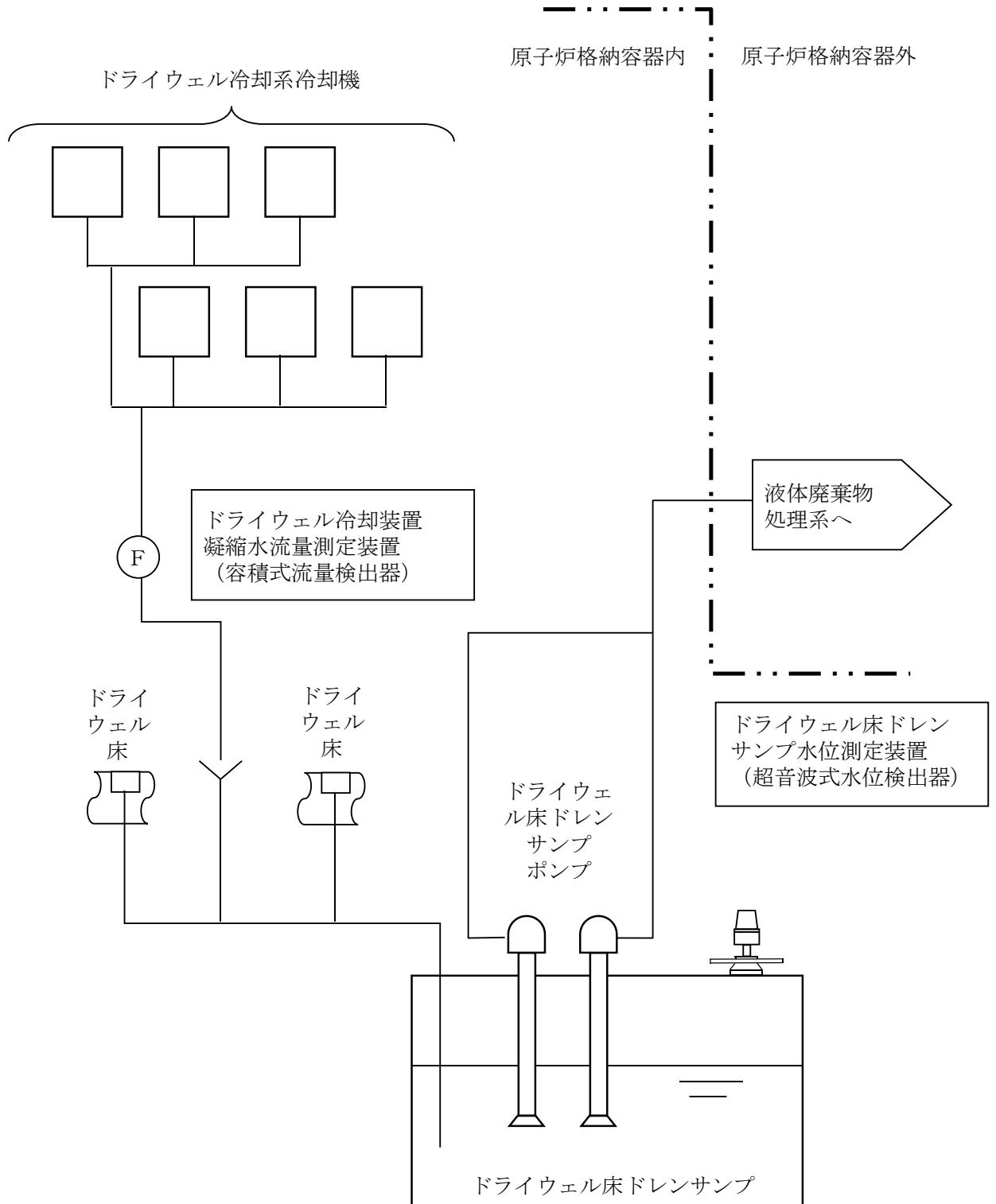


図2-1 漏えい監視装置の概略図

### 3. 漏えいを監視する装置の構成

高温高圧の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出されると、原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水になる。漏えいの検出装置は、エネルギー保存の式より38%相当が飽和蒸気となり、残り62%相当が飽和水となることを考慮する。

(「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」参照)

RCPB配管からの漏えいのうち蒸気分については、漏えい量の38%相当の蒸気をドライウェル冷却系冷却機で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置にて漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置」に示す。

また、RCPB配管からの漏えいのうち液体分については、ドライウェル床を流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプに流入する設計であり、すべての漏えい水（液体分及び蒸気分の凝縮水の合計）をドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で検出する設計とする。その構成について「3.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置」に示す。

これらの漏えい検出装置が、1時間以内に0.23m<sup>3</sup>/h (1gpm) の漏えいを検出することについて「3.3 漏えい検出時間」に示す。

### 3.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置

RCPB配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却機で凝縮させ凝縮水として収集されドレン配管を經由してドライウェル床ドレンサンプに流入する。このドレン配管に設置されたドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置により、漏えい量を検出する。

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出信号は、容積式流量検出器からのパルス信号を変換器にて電流信号に変換後、演算装置を經由して指示部及び記録部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル冷却装置凝縮水流量を中央制御室に指示し、記録する。また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(「図3-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図」参照)

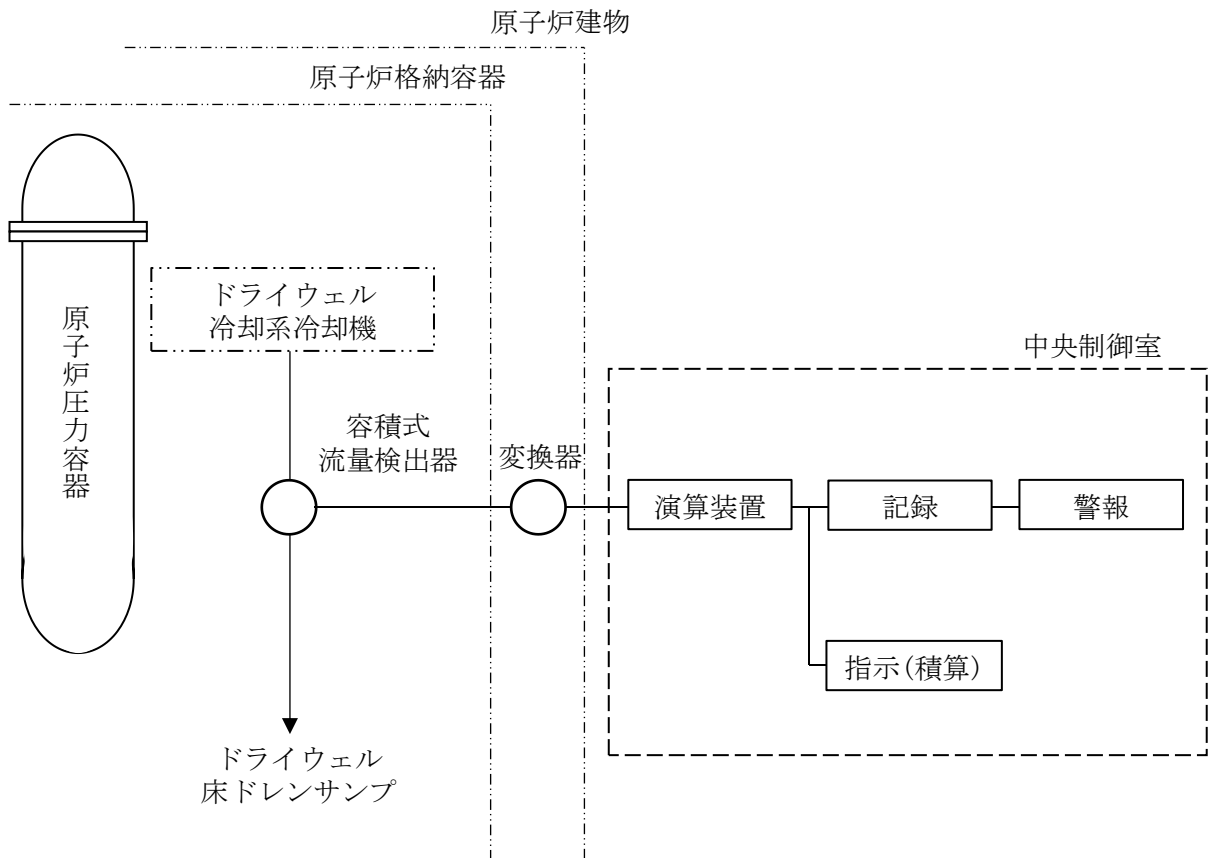


図3-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図

### 3.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置

RCPB配管からの漏えいのうち液体分は、ドライウェル床を流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプに流入する。更に、ドライウェル床ドレンサンプには、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライウェル床ドレンサンプにすべての漏えい水が流入する。したがって、漏えい箇所により、流入経路が違うものの、すべての漏えい水がドライウェル床ドレンサンプへ流入することから、漏えい箇所から流入までに要する時間が最大となる時間以降は、漏えい量と同量の流入となる。このドライウェル床ドレンサンプに設置されたドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により、漏えい量に相当する水位変化を検出する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出信号は、超音波式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル床ドレンサンプ流量を監視するとともに、中央制御室の記録部で水位信号へ変換する処置を行った後、ドライウェル床ドレンサンプ水位を記録する。また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図3-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図」参照）

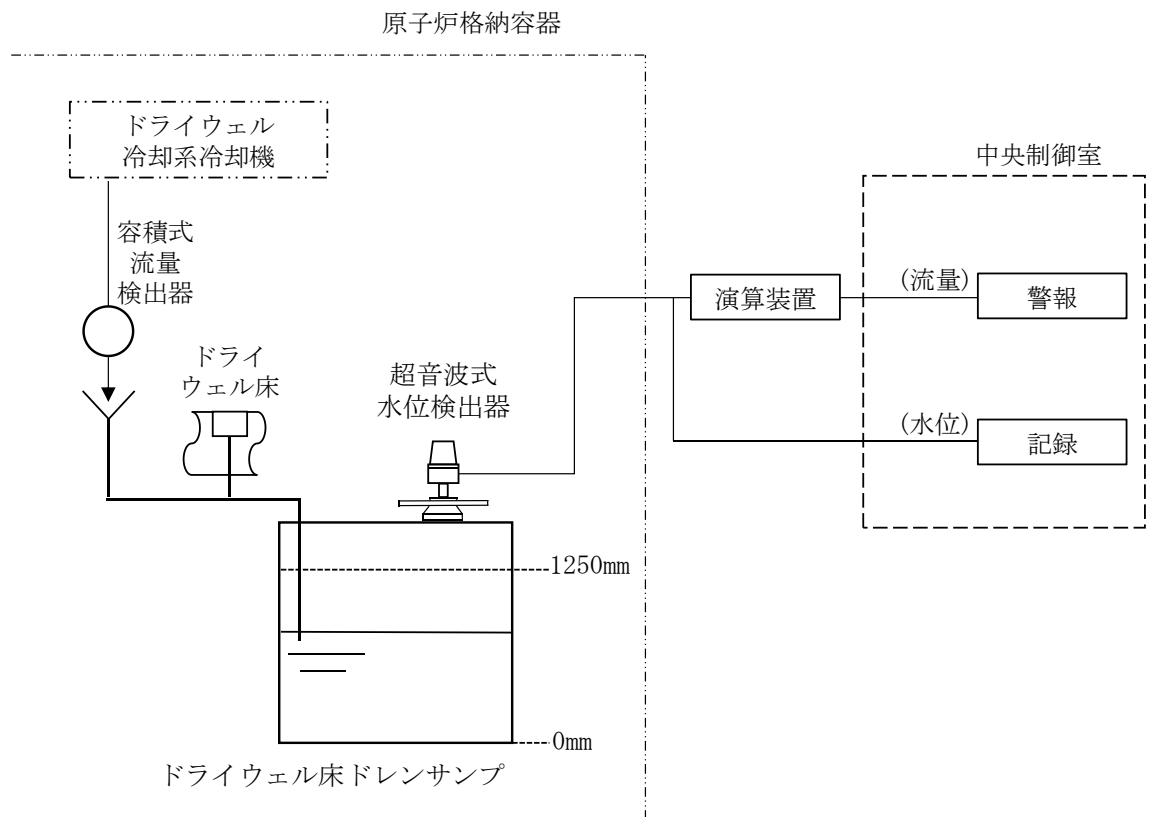


図3-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

### 3.3 漏えい検出時間

#### 3.3.1 検出時間の評価方法

RCPB配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離されることから、飽和蒸気と飽和水になる割合を求め、漏えい発生から0.23m<sup>3</sup>/h（1gpm）相当の漏えいを検出するまでの時間について個別に算出する。蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却機で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。液体分は、ドライウェル床からドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプルに回収し、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間及びドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプルに回収し、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。

ここでは、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置での漏えい検出時間について、以下の「図3-3 漏えい検出時間について」に示す漏えい箇所から検出装置までの経路における遅れ時間要素（T<sub>1</sub>～T<sub>9</sub>）を考慮し最大となる時間を算出しても1時間以内に漏えいが検出できることを評価する。

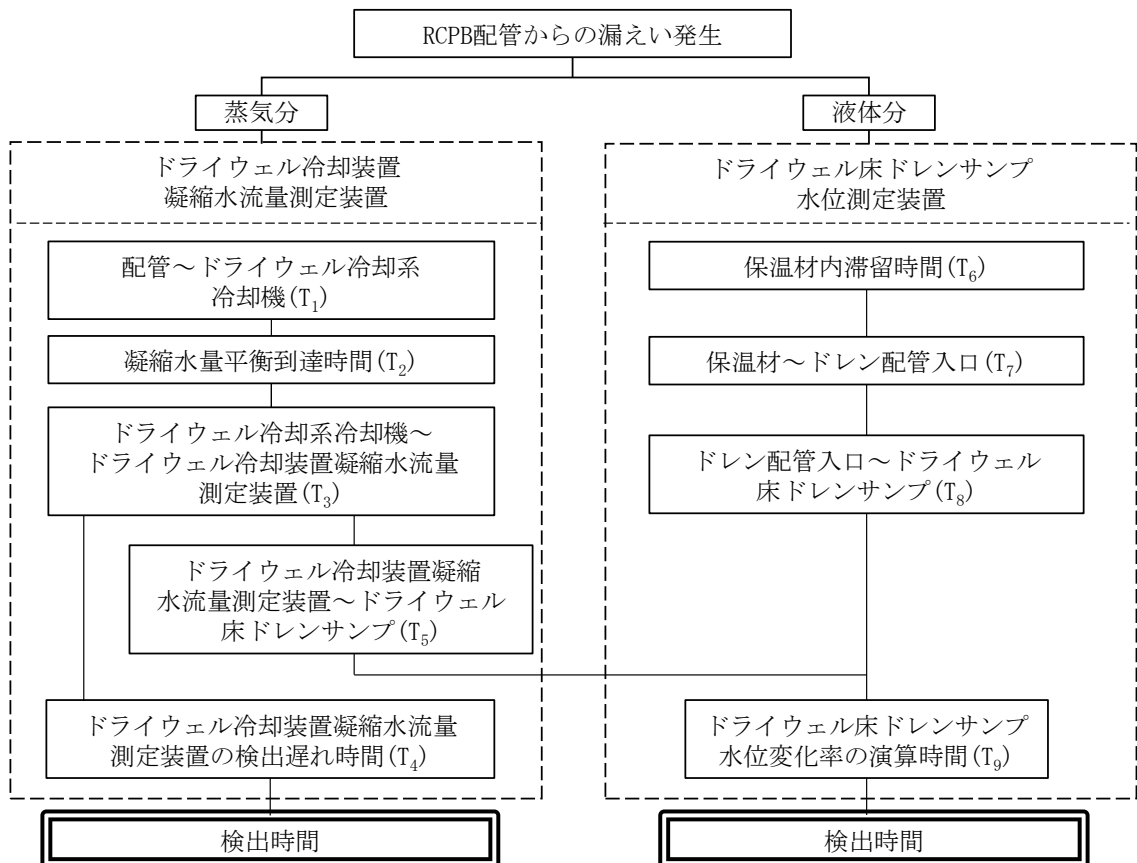


図3-3 漏えい検出時間について

## 3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合

RCPB配管からの漏えい水は，漏れ出した際，瞬時に原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水に変化するため，断熱変化として評価する。漏えい水が蒸気になる割合を以下のエネルギー保存の式により求める。

$$\begin{aligned} i_1 &= i_2 \cdot X + i_2' (1-X) \\ &= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X \\ X &= \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'} \end{aligned}$$

表3-1 漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
漏えい水が蒸気になる割合	X	—	蒸発する割合
	$i_1$	J/kg	原子炉冷却材のエンタルピ*
	$i_2$	J/kg	大気圧での蒸気のエンタルピ°
	$i_2'$	J/kg	大気圧での水のエンタルピ°

注記\*：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ

表3-2 漏えい水が蒸気と液体（水）になる割合

インプットパラメータ		計算結果	
		蒸気になる割合	液体になる割合
$i_1$ ：原子炉冷却材のエンタルピ* <sup>1</sup>	$1.269 \times 10^6$ (J/kg)	0.38 (38%)	0.62* <sup>2</sup> (62%)
$i_2$ ：大気圧での蒸気のエンタルピ°	$2.676 \times 10^6$ (J/kg)		
$i_2'$ ：大気圧での水のエンタルピ°	$0.419 \times 10^6$ (J/kg)		

注記\*1：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ

\*2：蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

### 3.3.3 記号の定義

漏えい検出時間の計算に用いる記号について、以下に説明する。

表3-3 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間の計算  
に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間	$T_1$	min	ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウェル冷却系冷却機)
	$T_2$	min	凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間)
	$T_3$	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	$T_4$	min	ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間
	$V$	$m^3$	ドライウェル内自由体積
	$Q_G$	$m^3/min$	ドライウェル冷却系送風機風量
	$Q_F$	$m^3/min$	除湿に寄与するドライウェル冷却系冷却機風量
	$Q_L$	$l/min$	漏えい量 (蒸気分)
	$X$	$l/m^3$	ドライウェル内雰囲気湿分
	$X_0$	$l/m^3$	ドライウェル冷却系冷却機出口湿分
	$Q$	$l/min$	ドライウェル冷却系冷却機での凝縮水量
	$v_3$	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	$C$	—	流速係数
	$i$	—	こう配
	$n$	—	粗度係数
	$A$	$m^2$	流路断面積
	$Q_D$	$m^3/h$	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
$m$	m	平均深さ	
$L$	m	ドレン配管のぬれ縁長さ	
$L_3$	m	ドレン配管の長さ (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)	

表3-4 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）  
の計算に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間	$T_1$	min	ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウェル冷却系冷却機)
	$T_2$	min	凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）
	$T_3$	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	$T_5$	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)
	$T_9$	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	$v_5$	m/s	ドレン配管を流れる水の平均流速 (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m <sup>2</sup>	流路断面積
	$Q_D$	m <sup>3</sup> /h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
	$L_5$	m	ドレン配管の長さ (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)



表3-5 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）  
の計算に使用する記号の定義

		記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間	液体分	T <sub>6</sub>	min	保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）
		T <sub>7</sub>	min	ドレン配管入口までの到達時間 （保温材～ドレン配管入口）
		T <sub>8</sub>	min	ドレン配管移送時間 （ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
		d <sub>1</sub>	m	保温材外径
		d <sub>2</sub>	m	配管外径
		L <sub>6</sub>	m	保温材最大長さ
		Q <sub>2</sub>	ℓ/min	漏えい量（液体分）
		v <sub>8</sub>	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 （ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
		C <sub>7</sub>	—	流量係数
		C <sub>8</sub>	—	流速係数
		B	m	越流幅
		h	m	越流水深
		i	—	こう配
		n	—	粗度係数
		A <sub>7</sub>	m <sup>2</sup>	ドライウェル床面積
		A <sub>8</sub>	m <sup>2</sup>	流路断面積
		Q <sub>i</sub>	m <sup>3</sup>	ドライウェル床面の滞留量
		Q <sub>0</sub>	m <sup>3</sup> /h	ドレン配管への流出量
		Q <sub>D</sub>	m <sup>3</sup> /h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
L <sub>7</sub>	m	堤頂幅		
L <sub>8</sub>	m	床ドレン管の長さ （床ドレン受口～ドライウェル床ドレンサンプ）		

### 3.3.4 検出時間の算出

検出時間の評価方法に基づき、漏えい水が蒸気になる割合及び記号の定義を踏まえ漏えい検出時間を算出する。

#### (1) ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間

- a. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系冷却機）： $T_1$

RCPB配管からの漏えいのうち、蒸気分は保温材継目より直ちに保温材外に出ると考える。漏れ出た蒸気は、やがてドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

本項では、RCPB配管からの漏えいした蒸気がドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間を評価する。

RCPB配管が設置されている空間の雰囲気はドライウエル冷却系送風機により強制的に循環することから、RCPB配管から漏えいした蒸気がドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の雰囲気がドライウエル冷却系送風機により一巡する経路であると考えられる。したがって、ドライウエル冷却系冷却機までの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の雰囲気がドライウエル冷却系送風機により一巡する時間 $T_1$ を求める。

$$T_1 = \frac{V}{Q_G}$$

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： $T_2$

RCPB配管から漏えいした蒸気により、一定の時間をかけて原子炉格納容器内の湿分が増加するとともに、ドライウエル冷却系冷却機における凝縮水量が増加するが、最終的には漏えい蒸気量とドライウエル冷却系冷却機における凝縮水量が同量になり、原子炉格納容器内の状態が平衡状態に達する。

本項では、漏えい蒸気量とドライウエル冷却系冷却機における凝縮水量が同量になるまでの時間を評価する。

ドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルで冷却された凝縮水が平衡に達するために必要な時間 $T_2$ は、以下の式の原子炉格納容器内の湿分の時間変化量（左辺）と原子炉格納容器内部への漏えい量及び凝縮量（右辺）により微分方程式及び初期条件 $t=0$ において $X=X_0$ が成り立ち、これらを解くことにより(3. 1)式に示す凝縮水量 $Q$ と凝縮開始後の経過時間 $t$ との関係により求めることができる。具体的には、(3. 1)式の結果から凝縮水が平衡に達する時間として評価し、凝縮水量が平衡に達する時間 $T_2$ は、凝縮水量 $Q$ が漏えい量 $Q_1$ の90%以上となる平衡到達時間とする。

なお、0.23m<sup>3</sup>/h (1gpm) に相当する漏えいを検出し、警報を発信するための設定値は、凝縮水量Qが漏えい量Q<sub>1</sub>の90%となる値以下に設定する。

(「図3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図」参照)

$$V \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_F (X - X_0)$$

$$Q = Q_F (X - X_0)$$

初期条件 : t=0, X=X<sub>0</sub>

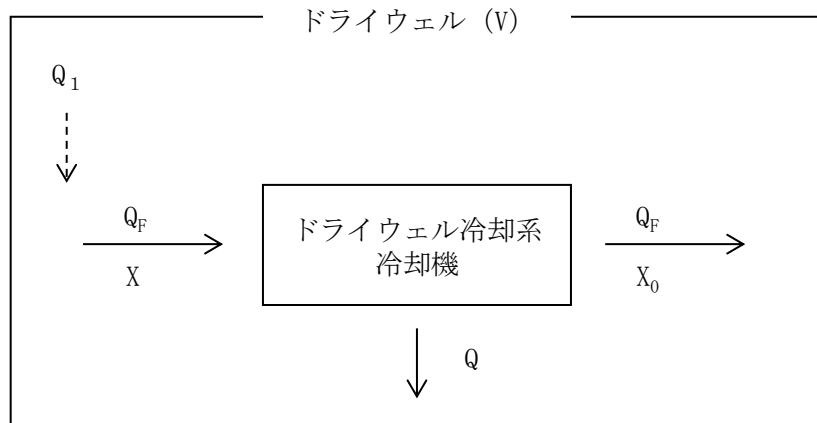


図3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

$$Q = Q_1 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{Q_F}{V} \cdot t\right) \right\} \dots\dots\dots (3. 1)$$

なお、本評価時間は、原子炉格納容器の体積が大きいため、徐々に変化するとともに、蒸気分の検出時間の評価として最も大きな値となることから、ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間T<sub>1</sub>及びドレン配管移送時間T<sub>3</sub>の一部が包絡される。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置）： $T_3$

ドライウエル冷却系冷却機にて凝縮した凝縮水はドレン配管を通過してドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置に導かれる。

本項では、凝縮水がドライウエル冷却系冷却機のドレン配管を經由し、ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル冷却系冷却機からドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置までの呼び径  $\square$ A のドレン配管（内径  $\square$  m）には1/100のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速  $v_3$  を、シェジー形の公式及びガンギエ・クッタの経験式（「新版機械工学便覧」（1987年4月 日本機械学会編）A5-11.8項より）から算出することにより、ドレン配管移送時間  $T_3$  を求める。（「図3-5 ドレン配管の概略図」参照）

なお、本計算は、ドライウエル冷却系冷却機からドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置までのドレン配管のうち、全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$v = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})}$$

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

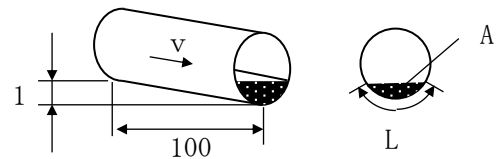


図3-5 ドレン配管の概略図

- d. ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間： $T_4$

ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置で検出し、容積式流量検出器からのパルス信号を、中央制御室の演算装置を經由して指示部にて流量信号に変換し監視する。パルス信号積算値出力は1分ごとに更新されることから、変換器の出力は1分間のパルス信号積算値出力を次の1分間の出力まで保持する設計とする。また、1.35l/minに到達する前にパルス信号積算値が出力される可能性があることから、ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間を2分とする。

(2) ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）

- a. ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却機）： $T_1$

RCPB配管からの漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 $T_1$ は、(1)a. 項と同じ時間である。

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： $T_2$

漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却機における凝縮水量が同量になるまでの時間 $T_2$ は、(1)b. 項と同じ時間である。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置）： $T_3$

凝縮水がドライウェル冷却系冷却機のドレン配管を經由し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置に到達するまでの時間 $T_3$ は、(1)c. 項と同じ時間である。

- d. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）： $T_5$

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置に導かれた凝縮水はドレン配管を通過してドライウェル床ドレンサンプに導かれる。

本項では、凝縮水がドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置のドレン配管を經由し、ドライウェル床ドレンサンプに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径  $\square$ A のドレン配管（内径  $\square$  m）には、ドライウェル床ドレンサンプに向かって 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速  $v_5$  を、(1)c. 項で用いたシェジエー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管移送時間  $T_5$  を求める。

$$T_5 = \frac{L_5}{v_5}$$

- e. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9$

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器によりドライウェル床ドレンサンプの水位を測定し、その水位の水位変化率を計算し、監視している。

水位変化率は3分周期で演算した4回分の水位平均値を用いて最小二乗法により計算するため、漏えい発生から少なくとも3周期分の水位測定時間（9分）＋水位平均値演算時間（25秒）が必要となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出できないことも考えられるため、1周期分（3分）多い時間を考慮する必要がある。

これより、検出時間は12分25秒となるが、保守的に13分後に検出可能と設定する。  
以上より、演算時間 $T_9$ は13分とする。

(3) ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）

a. 保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）： $T_6$

(a) 金属保温材

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており、保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 $T_6$ は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、漏えい水が2分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の2分割部分に滞留後（保温材は円周方向に一体構造のものではなく、独立に2分割された金属保温を止め合わせて取り付けられていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくい及安全側の評価をしている。）に接合部から漏れ出ると仮定し、次式により保温材内滞留時間 $T_6$ を求める。（「図3-6 保温材の概略図」参照）

なお、本計算は、原子炉冷却材を内包する配管の金属保温材のうち、2分割で水平配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot (d_1^2 - d_2^2) \cdot L_6 \right\}}{Q_2}$$

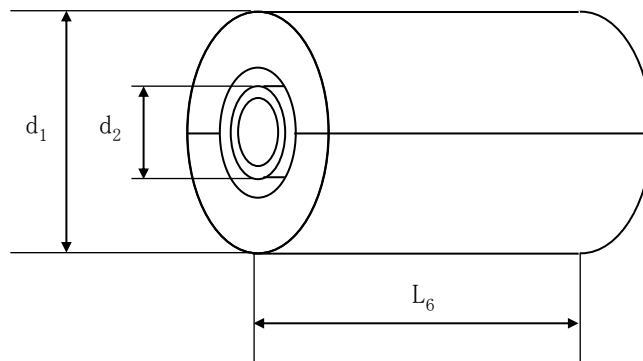


図3-6 保温材の概略図

## (b) 一般保温材

原子炉冷却材配管は保温材（一般保温）を設置しており、保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 $T_6$ は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、漏えい水が2分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の2分割部分に滞留後に接合部から漏れ出ると仮定し、次式により保温材内滞留時間 $T_6$ を求める。（「図3-6 保温材の概略図」参照）

なお、本計算は、原子炉冷却材を内包する配管の一般保温材のうち、2分割で水平配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot (d_1^2 - d_2^2) \cdot L_6 \right\}}{Q_2}$$

b. ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7$ 

保温材からの漏えい水はドライウェル床面に落下し、床面を通過してドレン配管入口に導かれる。

本項では、漏えい水がドライウェル床面を經由し、ドレン配管入口に到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル床面にはこう配がないことから、漏えい水は床面に均一に広がり水位上昇に伴いドレン配管へ流入する。ドライウェル床は、漏えい水の落下地点からドレン配管入口までの長さを堤頂幅とする広頂ぜきとなることから、ゴビンダ ラオの式（「土木工学ハンドブック」1986年1版10刷 土木学会編）から水位と流入量の関係を求めることができる。具体的には、(3. 2)～(3. 5)式から単位時間当たりのドライウェル床への流入量と水位からドレン配管への流出量を算出し、ドレン配管への流出量が平衡に達する時間 $T_7$ は、ドレン配管への流出量が漏えい量 $Q_2$ の90%以上となる平衡到達時間とする。（「図3-7 ドライウェル床面の概略図」参照）

なお、本計算はドライウェル床面のうち、ドレン配管入口から最も離れている位置を落下点として設定し、評価している。

$$Q_0(t) = C_7 \cdot B \cdot h(t)^{\frac{3}{2}} \dots\dots\dots (3. 2)$$

$$C_7 = 1.642 \cdot (h(t)/L_7)^{0.022} \dots\dots\dots (3. 3)$$

$$h(t) = Q_i(t)/A_7 \dots\dots\dots (3. 4)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots\dots\dots (3. 5)$$

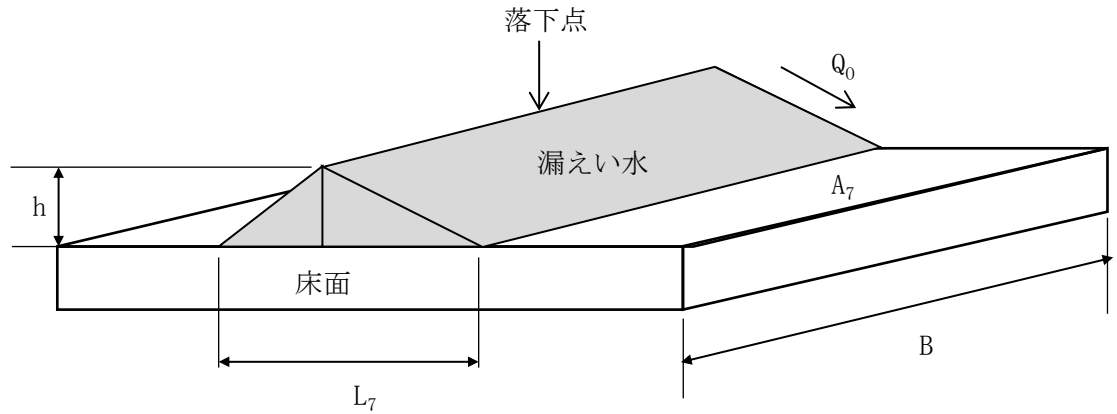


図3-7 ドライウェル床面の概略図

c. ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）： $T_8$

ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径  $\square A$  のドレン配管（内径  $\square$  m）には，ドライウェル床ドレンサンプに向かって1/100のこう配が施されているため，ドレン配管を流れる平均流速 $v_8$ を，(1)c. 項で用いたシェージー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，液体分のドレン配管移送時間 $T_8$ を求める。

なお，本計算は，ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでのドレン配管のうち，全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

d. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9$

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 $T_9$ は，(2)e. 項と同じ時間である。



### 3.3.5 検出時間

「3.3.1 検出時間の評価方法」及び「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」を踏まえて検出時間の算出を行った結果を「図3-8 漏えい検出時間の評価結果」及び「表3-6 漏えい検出時間の整理表」に示す。蒸気分としてドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置により漏えい量を検出するまでの時間 ( $T_1+T_2+T_3+T_4$ ) は36分である。また、液体分としてドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により漏えい量を検出するまでの時間は、「表3-6 漏えい検出時間の整理表」に示すように、ドライウエル冷却系冷却機からの流入時間にドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間を加算した時間 ( $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$ )、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 ( $T_6+T_7+T_8+T_9$ ) のうち最大時間としても59分で検出可能であることから、1時間以内に検出できる設計である。

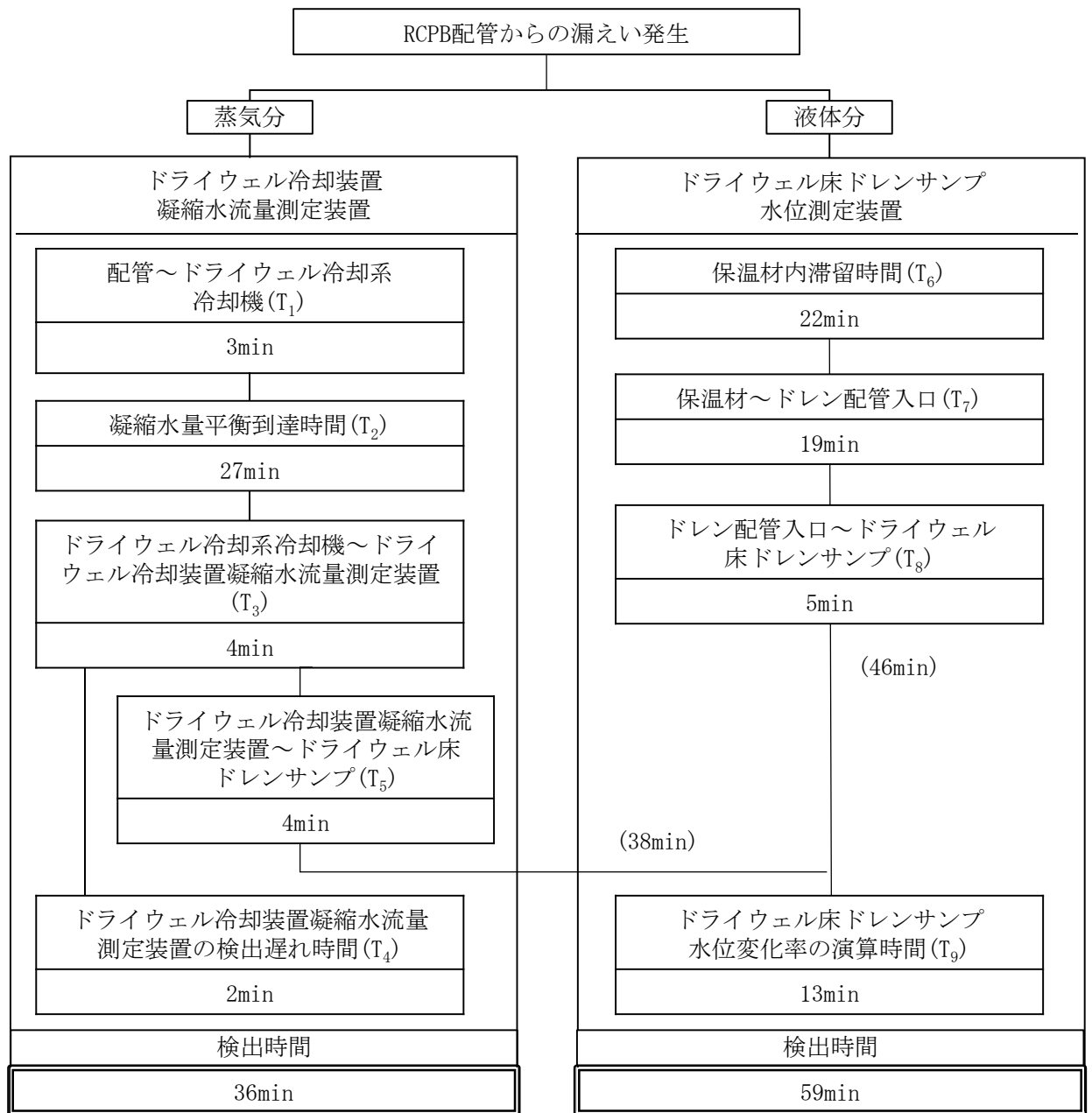


図3-8 漏えい検出時間の評価結果

表3-6 漏えい検出時間の整理表(1/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間	a. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル冷却系冷却機) : T <sub>1</sub> (min)	V: ドライウエル内自由体積 (m <sup>3</sup> )	7900	T <sub>1</sub> =3
		Q <sub>G</sub> : ドライウエル冷却系送風機風量 (m <sup>3</sup> /min)	<input type="text"/>	
	b. 凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間) : T <sub>2</sub> (min)	V: ドライウエル内自由体積 (m <sup>3</sup> )	7900	T <sub>2</sub> =27* <sup>2</sup>
		Q <sub>F</sub> : 除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却機風量 (m <sup>3</sup> /min)	<input type="text"/>	
		Q <sub>1</sub> : 漏えい量 (蒸気分) (ℓ/min)	1.5	
	c. ドレン配管移送時間 (ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置) : T <sub>3</sub> (min)	Q: ドライウエル冷却系冷却機での凝縮水量 (ℓ/min)	(数式)	T <sub>3</sub> =4
		v <sub>3</sub> : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.159* <sup>3</sup>	
		C: 流速係数	25.8* <sup>3</sup>	
		i: こう配	0.01	
		n: 粗度係数	0.01* <sup>4</sup>	
A: 流路断面積 (m <sup>2</sup> )		0.000137* <sup>3</sup>		
Q <sub>D</sub> : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m <sup>3</sup> /h)		0.087		
m: 平均深さ (m)	0.00378* <sup>3</sup>			
d. ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間 : T <sub>4</sub> (min)	L: ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0362* <sup>3</sup>	T <sub>4</sub> =2	
	L <sub>3</sub> : ドレン配管の長さ (m)	37		
検出時間合計		T <sub>1</sub> +T <sub>2</sub> +T <sub>3</sub> +T <sub>4</sub>		36

注記\*1: ドライウエル冷却系冷却機4台分の風量

\*2: 凝縮水量Qが漏えい量 (蒸気分) Q<sub>1</sub>の90%に到達する時間として算出 (「図3-9 凝縮水量が平衡に達する時間について」参照)

\*3: 収束計算によって得られる値

\*4: 「機械工学便覧」の金属配管 (黄銅管) の係数を参考に、実機における配管仕様 (粗度係数0.01以下) を踏まえて設定した値

\*5: 計算パラメータなし

表3-6 漏えい検出時間の整理表 (2/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)	
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間(蒸気分)	e. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間(配管～ドライウエル冷却系冷却機) : $T_1$ (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	$T_1=3$	
	f. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間) : $T_2$ (min)	b. 項と同じ	b. 項と同じ	$T_2=27$	
	g. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置) : $T_3$ (min)	c. 項と同じ	c. 項と同じ	$T_3=4$	
	h. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウエル床ドレンサンプル) : $T_5$ (min)	$v_5$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)		0.149 <sup>*1</sup>	$T_5=4$
		C: 流速係数		25.1 <sup>*1</sup>	
		i: こう配		0.01	
		n: 粗度係数		0.01 <sup>*2</sup>	
		A: 流路断面積 (m <sup>2</sup> )		0.000146 <sup>*1</sup>	
		$Q_D$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m <sup>3</sup> /h)		0.087	
		m: 平均深さ (m)		0.00351 <sup>*1</sup>	
L: ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		0.0417 <sup>*1</sup>			
$L_5$ : ドレン配管の長さ (m)		33			
i. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : $T_9$	— <sup>*3</sup>			$T_9=13$	
検出時間合計	$T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$			51	

注記\*1: 収束計算によって得られる値

\*2: 「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に、実機における配管仕様(粗度係数0.01以下)を踏まえて設定した値

\*3: 計算パラメータなし

表3-6 漏えい検出時間の整理表 (3/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間(液体分)	j. 保温材から漏れ出るまでの時間(保温材内滞留時間) : $T_6$ (min)	$d_1$ : 保温材外径 (m)	0.738	$T_6=22$
		$d_2$ : 配管外径 (m)	0.508	
		$L_5$ : 保温材最大長さ (m)	0.450	
		$Q_2$ : 漏えい量(液体分) ( $\ell/\text{min}$ )	2.3	
	k. ドレン配管入口までの到達時間(保温材~ドレン配管入口) : $T_7$ (min)	$Q_2$ : 漏えい量(液体分) ( $\ell/\text{min}$ )	2.3	$T_7=19$
		$Q_i$ : ドライウエル床面の滞留量 ( $\text{m}^3$ )	(数式)	
		$C_7$ : 流量係数	(数式)	
		$B$ : 越流幅 (m)	6.2	
		$h$ : 越流水深 (m)	(数式)	
		$Q_0$ : ドレン配管への流出量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	(数式)	
		$L_7$ : 堤頂幅 (m)	17	
	l. ドレン配管移送時間(ドレン配管入口~ドライウエル床ドレンサンプ) : $T_8$ (min)	$v_8$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 ( $\text{m}/\text{s}$ )	$0.178^{*1}$	$T_8=5$
		$C_8$ : 流速係数	$27.2^{*1}$	
$i$ : こう配		0.01		
$n$ : 粗度係数		$0.01^{*2}$		
$A_8$ : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ )		$0.00020^{*1}$		
$Q_b$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )		0.143		
$m$ : 平均深さ (m)		$0.00431^{*1}$		
$L$ : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		$0.0465^{*1}$		
m. ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 : $T_9$	$i$ . 項と同じ		$T_9=13$	
検出時間合計		$T_6+T_7+T_8+T_9$		59

注記\*1 : 収束計算によって得られる値

\*2 : 「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に、実機における配管仕様(粗度係数0.01以下)を踏まえて設定した値

表3-6 漏えい検出時間の整理表 (4/4)

項目		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプ 水位変化率検出時間	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (蒸気分) ( $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$ )	51
	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (液体分) ( $T_6+T_7+T_8+T_9$ )	59
検出時間	上記検出時間の最大時間	59

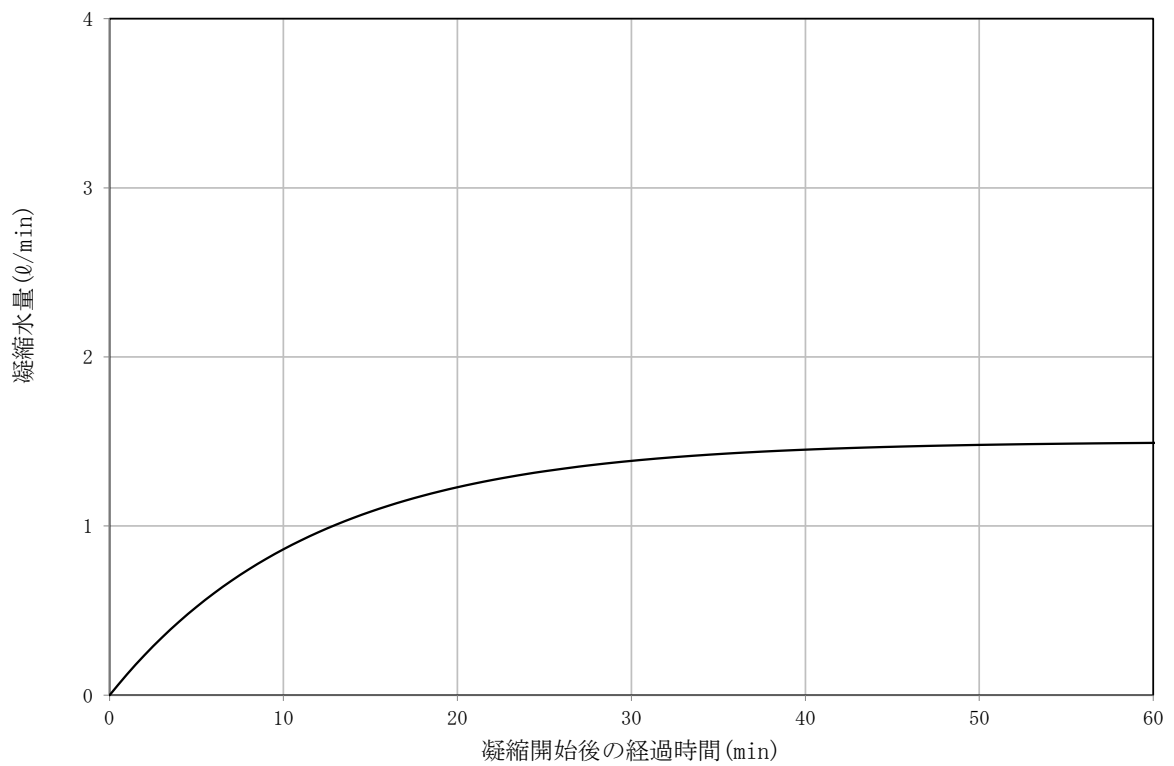


図3-9 凝縮水量が平衡に達する時間について

### 3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響を評価するために、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいが発生した場合の漏えい時間が、蒸気分及び液体分のそれぞれについて「表3-6 漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡されているかを確認する。

#### (1) 蒸気分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち蒸気分は、保温材継目より直ちに保温材外に出るため、従前のRCPB配管からの漏えいと同様にドライウエル冷却系冷却機で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置により検出される。よって、「表3-6 漏えい検出時間の整理表」におけるRCPB配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9=51$ 分に包絡される。

#### (2) 液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は、従前のRCPB配管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に、ドライウエル床に漏えいする。その後、ドレン配管からドライウエル床ドレンサンプへ到達した後に、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出される。

「表3-6 漏えい検出時間の整理表」におけるRCPB配管からの漏えい水（液体分）の検出時間は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を含めた原子炉冷却材配管のうち、最も保温材体積の大きい箇所かつ最も移送時間が長くなる系統により漏えい検出時間を評価したものであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分についても、従前のRCPB配管からの漏えい水（液体分）の検出時間である $T_6+T_7+T_8+T_9=59$ 分に包絡される。

#### (3) 評価結果

(1)(2)より、本評価においては原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲も含め、保守的な条件を設定していることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲での漏えいを検出する時間は、「表3-6 漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。

#### 4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

##### 4.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲は、RCPB配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) に相当する凝縮水を計測できるよう $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ を設定する。

警報動作範囲は  $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ で設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の蒸気分の漏えいに相当する流量 ( $1.5\text{l}/\text{min}$ ) の90% ( $1.35\text{l}/\text{min}$ ) になる前に、中央制御室へドライウェル冷却装置凝縮水流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図4-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲」参照）

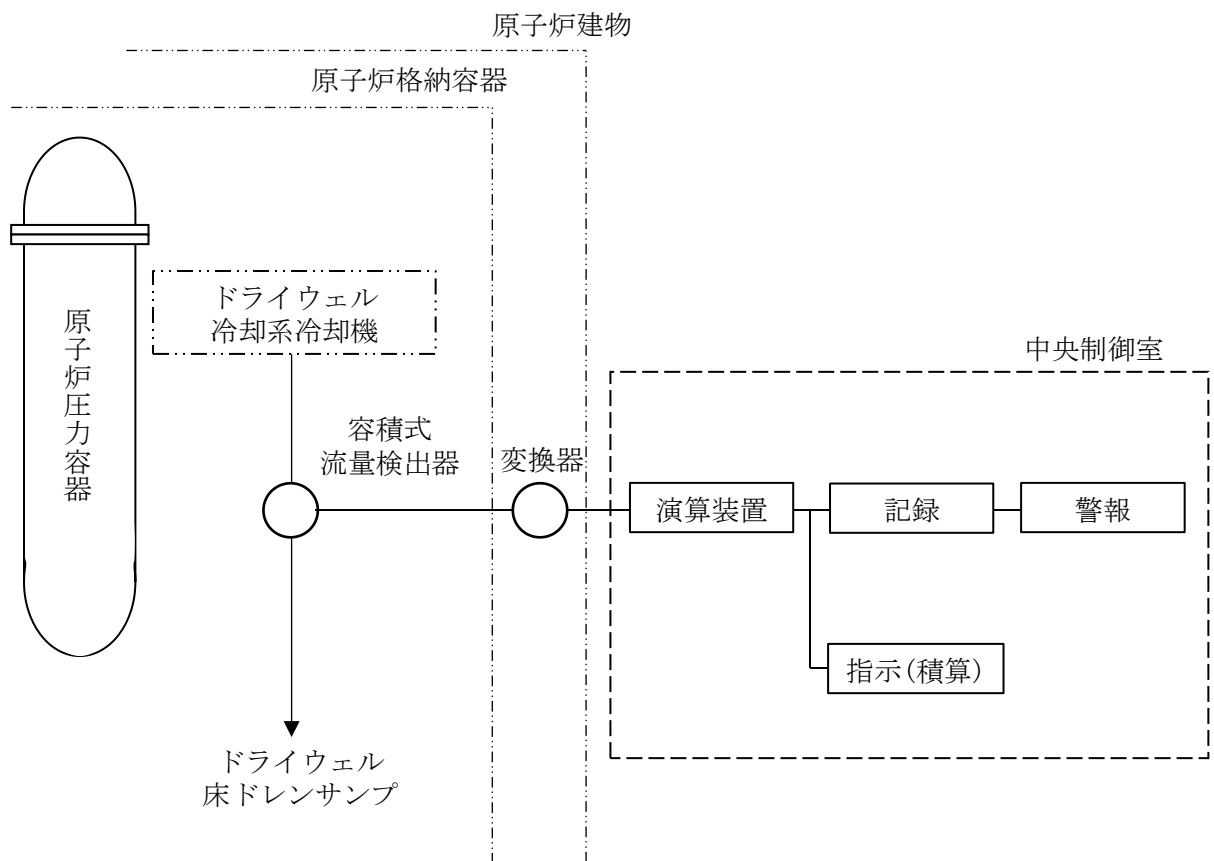


図4-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲



#### 4.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲は、RCPB配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の流入量（ドライウェル床ドレンサンプにおける1時間の水位上昇は $74.5\text{mm}$ に相当）が計測できるよう $0\sim 1250\text{mm}$ を設定する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算結果による警報動作範囲は、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲によらず設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) に相当する流量になる前に、中央制御室へドライウェル床ドレンサンプ流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲」参照）

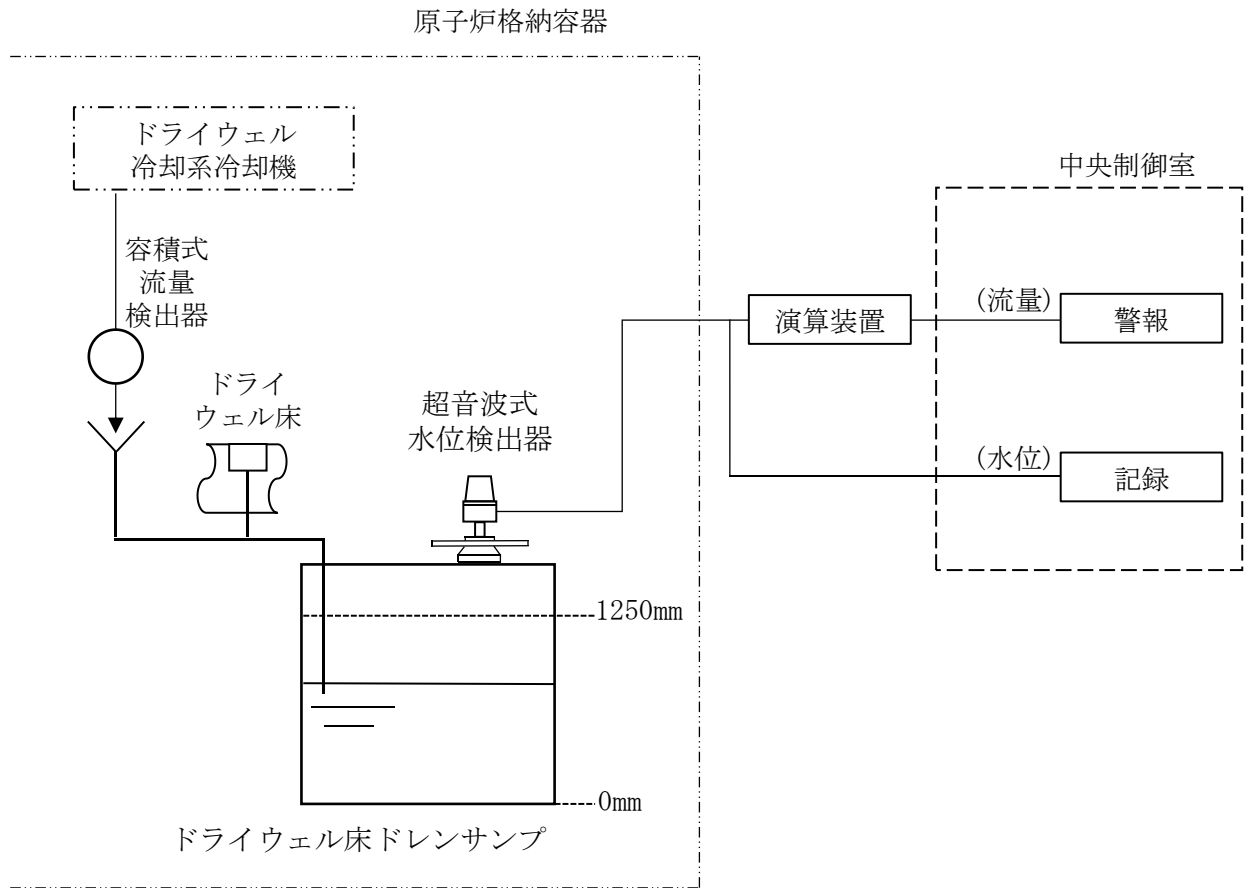


図4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲

## VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

## 目 次

1. 概要 .....	1
2. 評価範囲 .....	1
3. 基本方針 .....	2
4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価 .....	2
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価 .....	2
6. まとめ .....	3

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 19 条及び「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」に基づき、原子炉冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

## 2. 評価範囲

今回の評価範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（以下「RCPB 拡大範囲」という。）及びその他の改造範囲として以下の範囲の主配管内の設備を対象とする。

### <RCPB 拡大範囲>

- ・MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）から V222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）まで
- ・MV222-11A, B（残留熱除去ポンプ炉水戻り弁）から AV222-3A, B（残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）まで
- ・MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）から MV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで

### <その他の改造範囲>

- ・原子炉圧力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管まで
- ・A系原子炉再循環系戻り管からサプレッションチェンバスペイヘッドまで
- ・サプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水系主配管「高圧原子炉代替注水ポンプ供給管」まで

なお、RCPB 拡大範囲及びその他の改造範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については、「島根原子力発電所 1 号機及び 2 号機 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成 18 年 10 月 13 日付電原運第 80 号）、「工事計画認可申請書（第 15 回定期検査 原子炉再循環系配管他修理工事）」（平成 20 年 12 月 10 日電原設第 59 号）及び工事計画認可申請書（第 16 回定期検査 原子炉再循環系配管修理工事）」（平成 22 年 2 月 1 日電原設第 62 号）にて、既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については、「島根原子力発電所第 2 号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価及び検査結果の提出について」（平成 18 年 6 月 19 日付電原運第 29 号）、「工事計画認可申請書（第 15 回定期検査 原子炉再循環系配管他修理工事）」（平成 20 年 12 月 10 日電原設第 59 号）及び工事計画認可申請書（第 16

回定期検査（原子炉再循環系配管修理工事）」（平成 22 年 2 月 1 日電原設第 62 号）にて評価し、問題ないことを確認している。

### 3. 基本方針

原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器，管，ポンプ及び弁は，原子炉冷却材の循環，沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

RCPB 拡大範囲及びその他の改造範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2-1998）による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7-2003）の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

### 4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合，流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが，RCPB 拡大範囲及びその他の改造範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2-1998）の「2. 適用範囲および対象」に該当せず，評価は不要である。

### 5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが，RCPB 拡大範囲及びその他の改造範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく，また，通常運転時流路の原子炉からみて第一隔離弁が閉弁で運用又は逆止弁であり，高温水の流入がなく，閉塞分岐管であるドレンライン，ベントラインが評価対象とならないため，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7-2003）の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず，評価は不要である。

## 6. まとめ

RCPB 拡大範囲及びその他の改造範囲には、流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

## VI-1-5 計測制御系統施設の説明書

VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲  
及び警報動作範囲に関する説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.1.1 計測結果の記録の保存	1
2.1.2 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への 排出経路の水素濃度の計測	2
2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測	2
2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
3. 計測装置の構成	3
3.1 計測装置の構成	4
3.1.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び 出力領域計測装置	4
3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は 流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置	10
3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	36
3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度 を計測する装置	46
3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内 の水位を計測する装置	68
3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	70
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	79
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	85
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	87
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	123
3.2.1 計測結果の指示又は表示	123
3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	123
3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	123
3.3 安全保護装置	128
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	129
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	133

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条、第 35 条、第 47 条、第 67 条、第 68 条及び第 73 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第 35 条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお、技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲、技術基準規則第 35 条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第 47 条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

#### 2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

#### 2.1.2 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止

技術基準規則第 35 条及びその解釈に基づき、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、

物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じること、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

## 2.2 重大事故等対処設備に関する計測

### 2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、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設備のうち、監視設備である格納容器酸素濃度（B系）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。また、第1ベントフイルタ出口水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は、交流電源が必要な場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測

技術基準規則第 68 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、水素濃度制御設備の監視設備である、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は静的触媒式水素処理装置の作動状態を監視できる設計とする。また、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、監視設備である原子炉建物水素濃度は、原子炉建物内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は、交流又は直流電源が必要な場合には、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建物内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保の監視、格納容器バイパスの監視、水源の確保の監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するた

めに必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対処に必要なパラメータは、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及び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）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

### 3. 計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示、記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1 計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にとりまとめる。

また、安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

### 3.1 計測装置の構成

#### 3.1.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

##### (1) 中性子源領域計装

中性子源領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，中性子源領域中性子束の検出信号は，核分裂計数管からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置を経由して中央制御室の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後，中性子源領域中性子束を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図 3-1「中性子源領域計装の概略構成図」及び図 3-2「検出器の構造図（中性子源領域計装）」参照。）

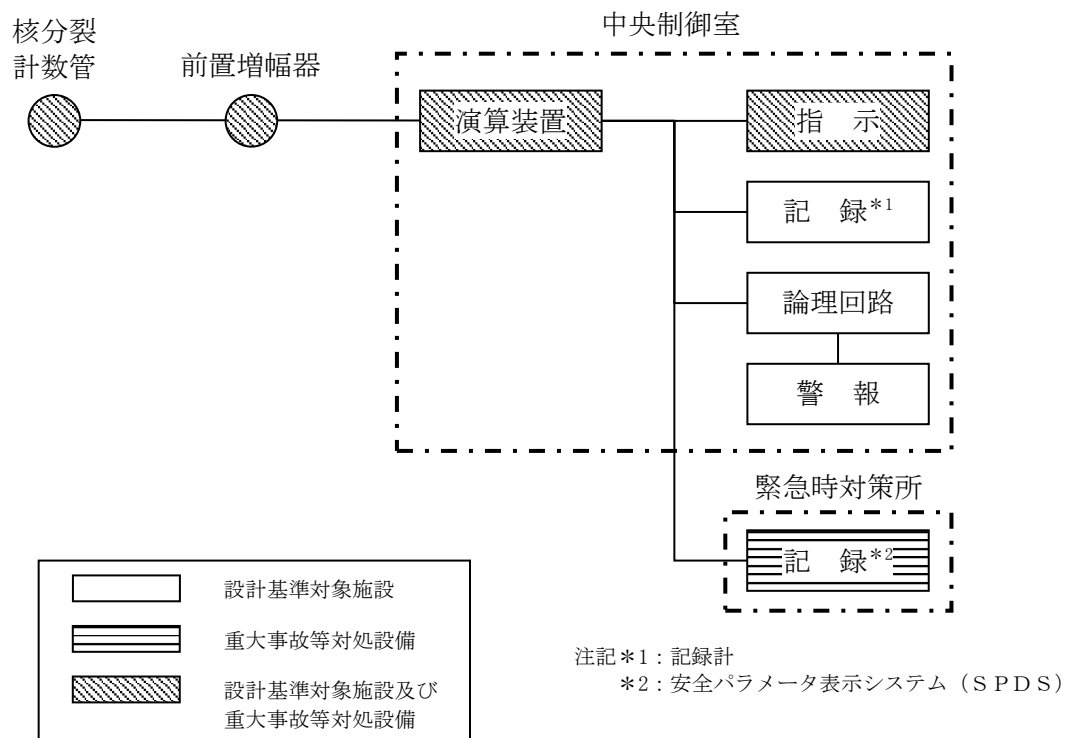


図 3-1 中性子源領域計装の概略構成図

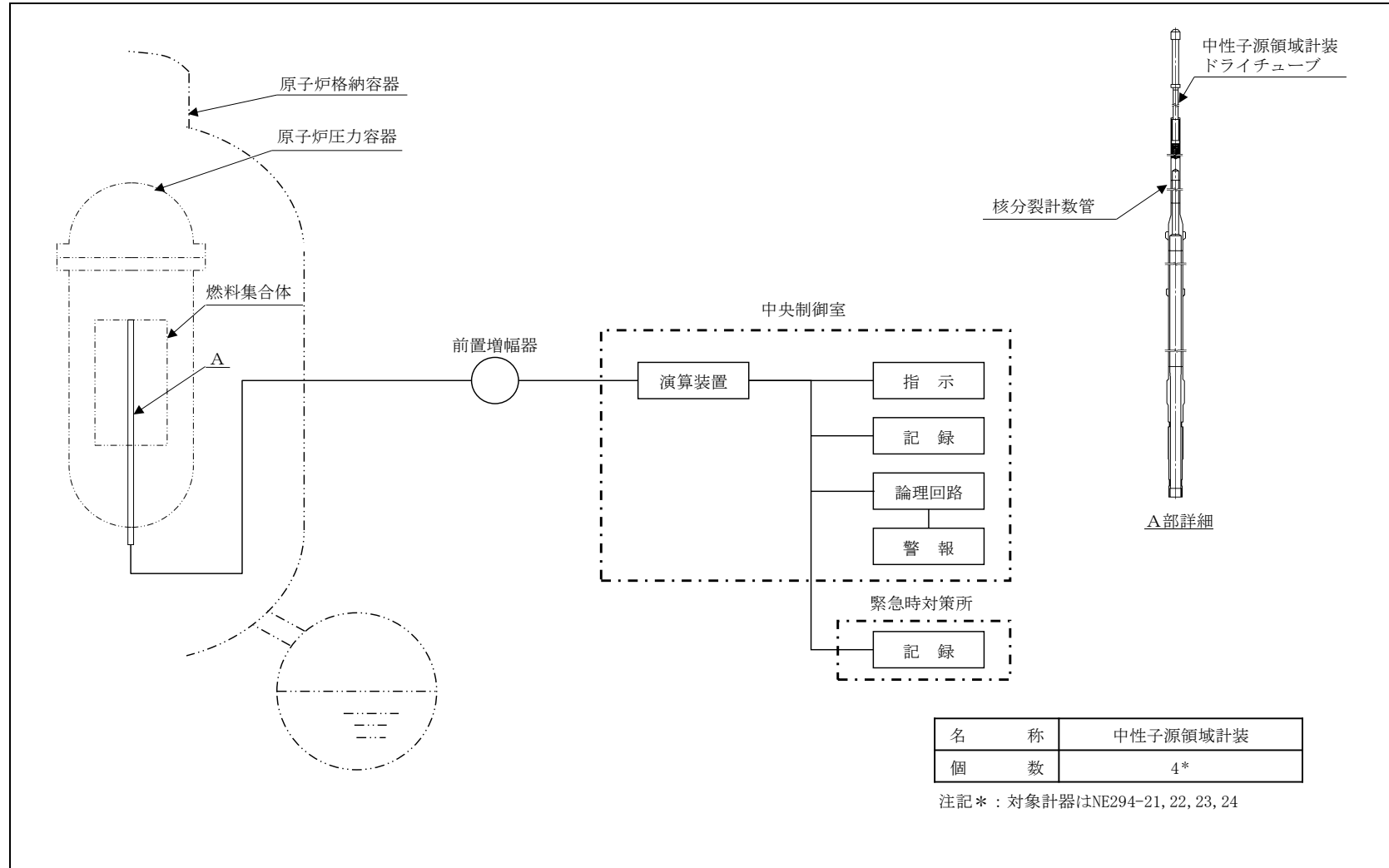


図 3-2 検出器の構造図 (中性子源領域計装)

(2) 中間領域計装

中間領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中間領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、中間領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-3「中間領域計装の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図（中間領域計装）」参照。）

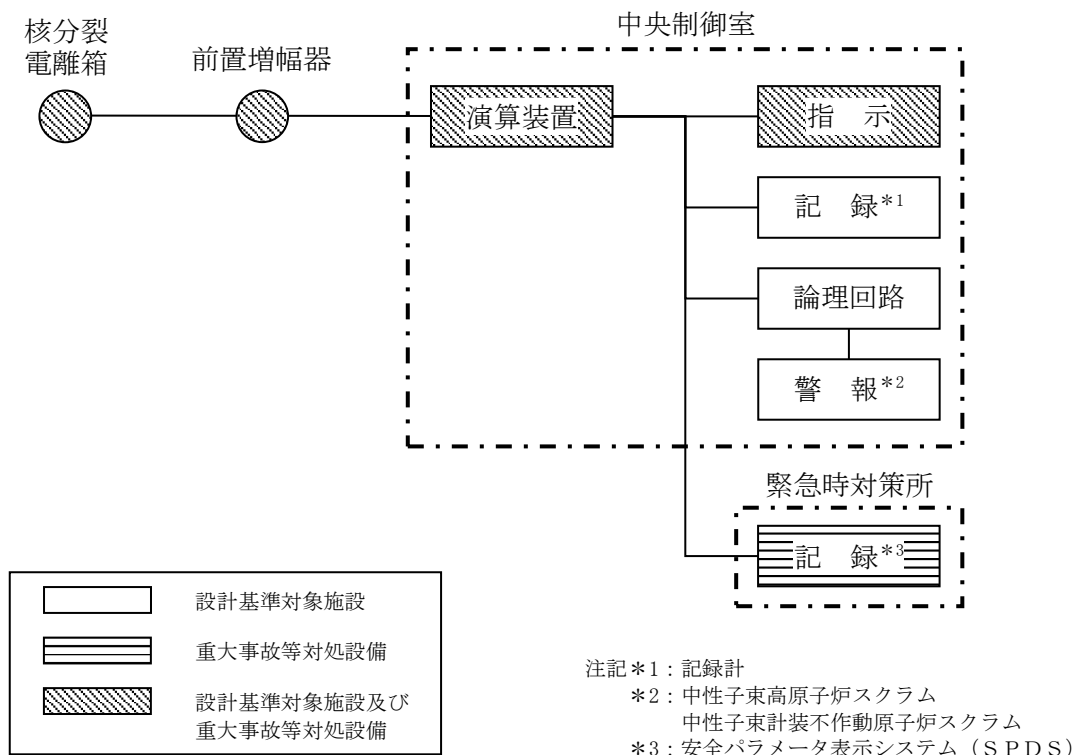


図3-3 中間領域計装の概略構成図

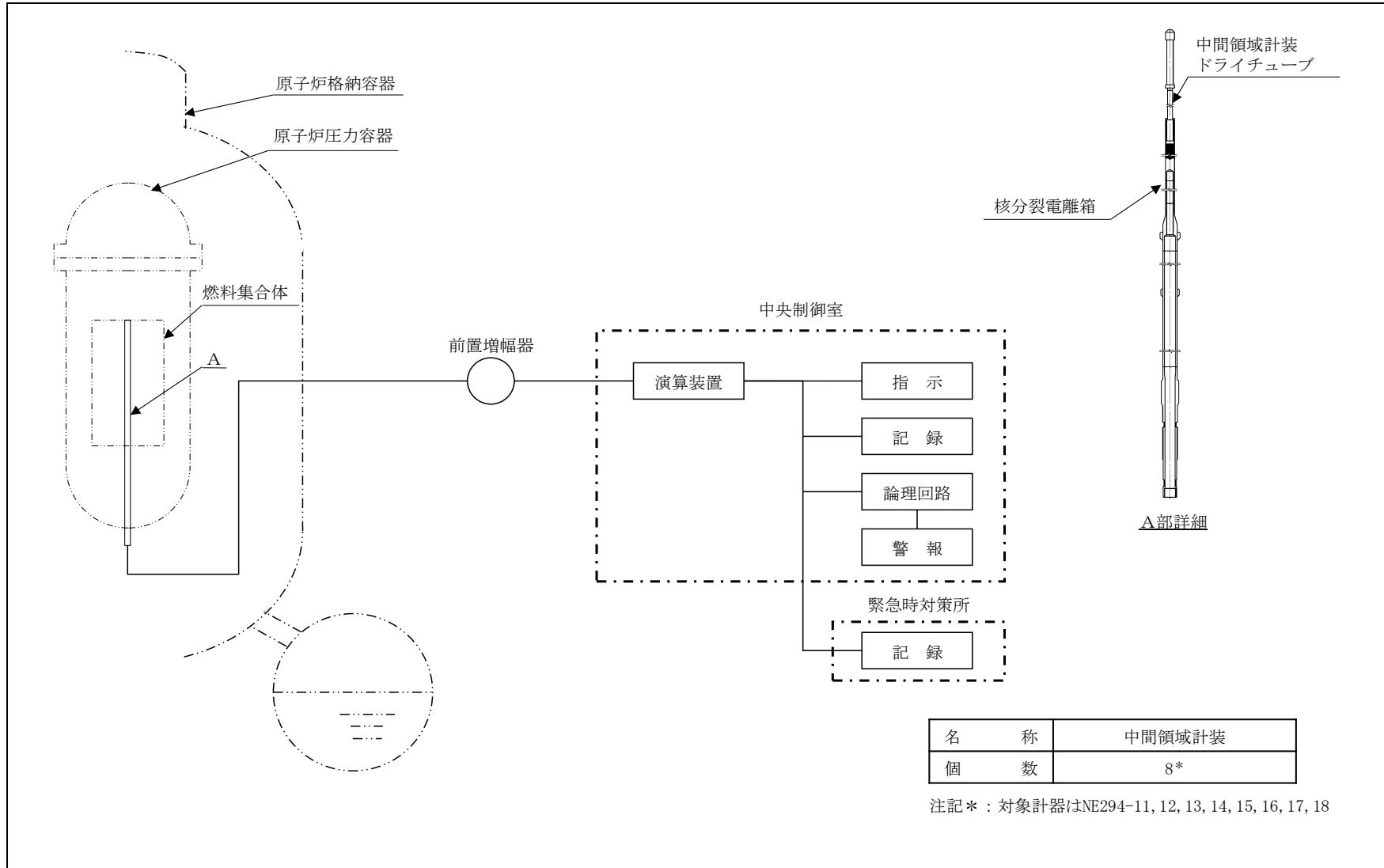


図 3-4 検出器の構造図 (中間領域計装)



(3) 出力領域計装

出力領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電流信号を中央制御室の演算装置にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、出力領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-5「出力領域計装の概略構成図」及び図 3-6「検出器の構造図（出力領域計装）」参照。）

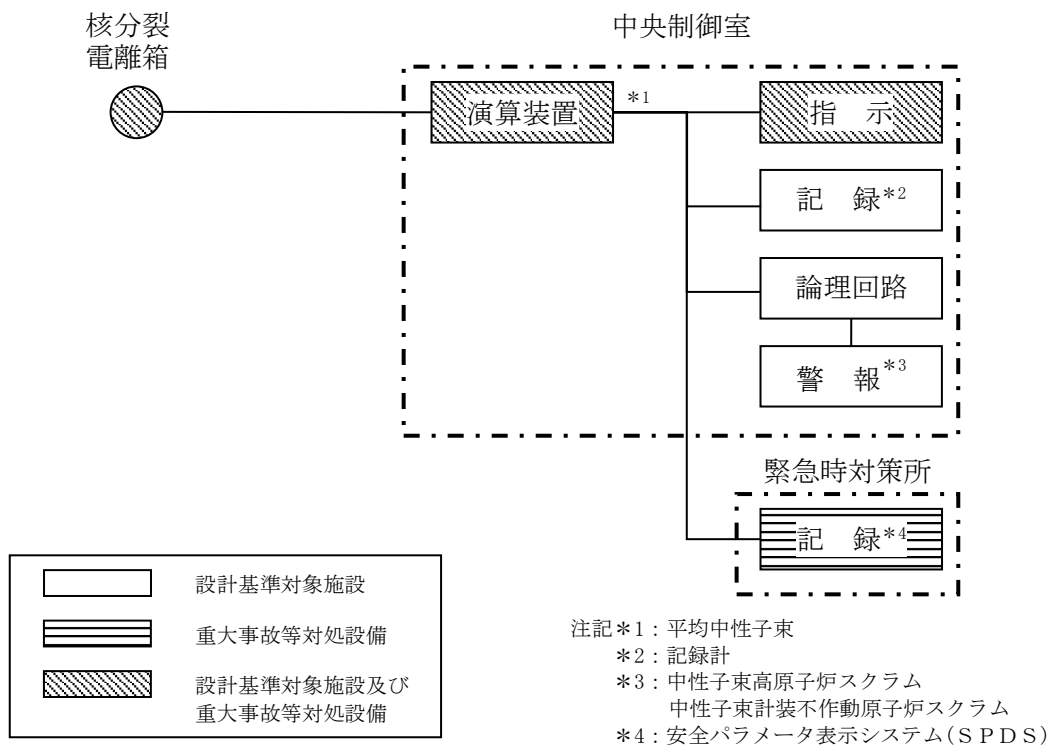


図 3-5 出力領域計装の概略構成図

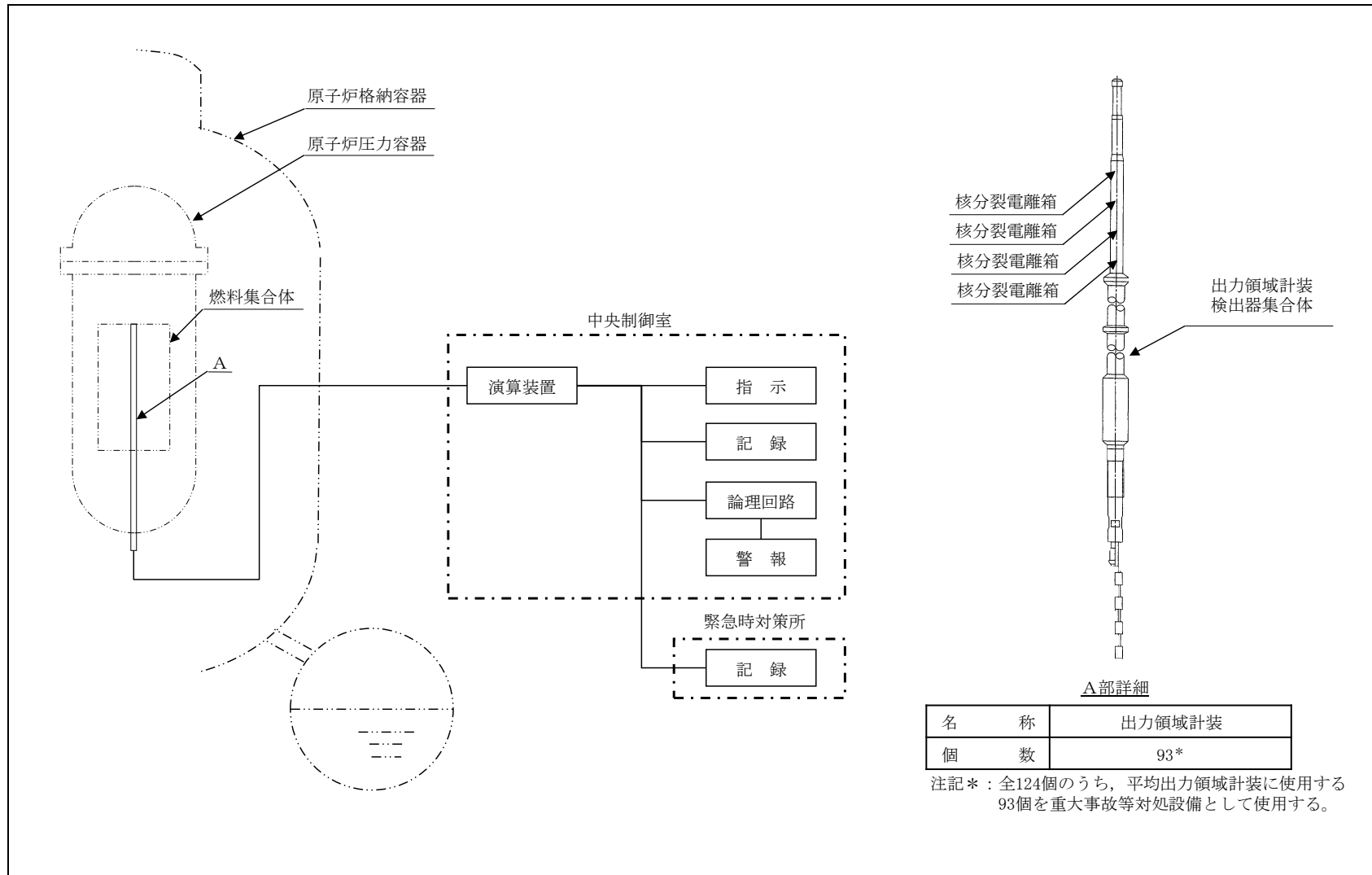


図 3-6 検出器の構造図 (出力領域計装)

3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

(1) 残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図 3-7「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-8「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口圧力）」参照。）

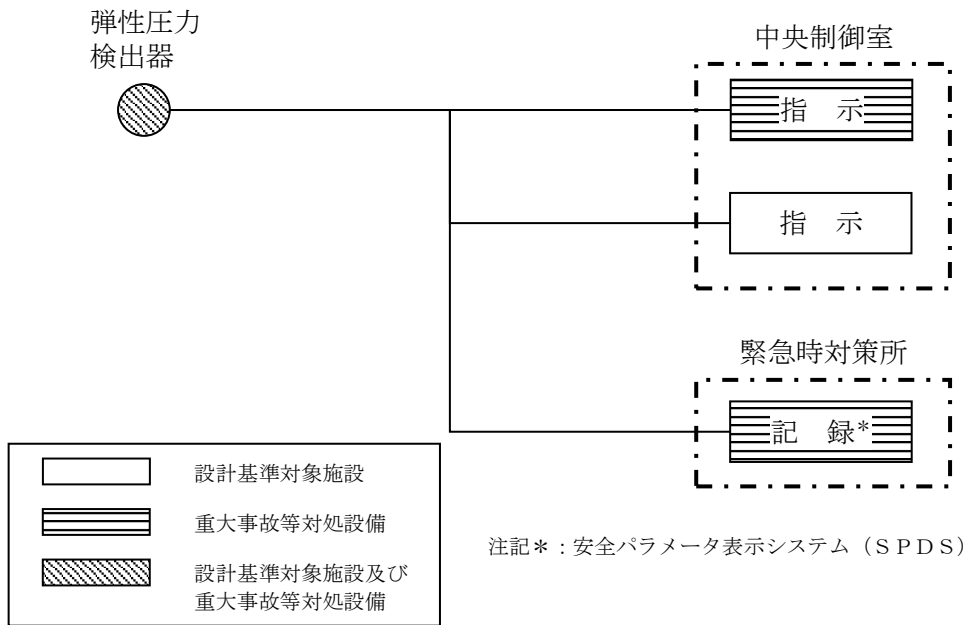


図 3-7 残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図

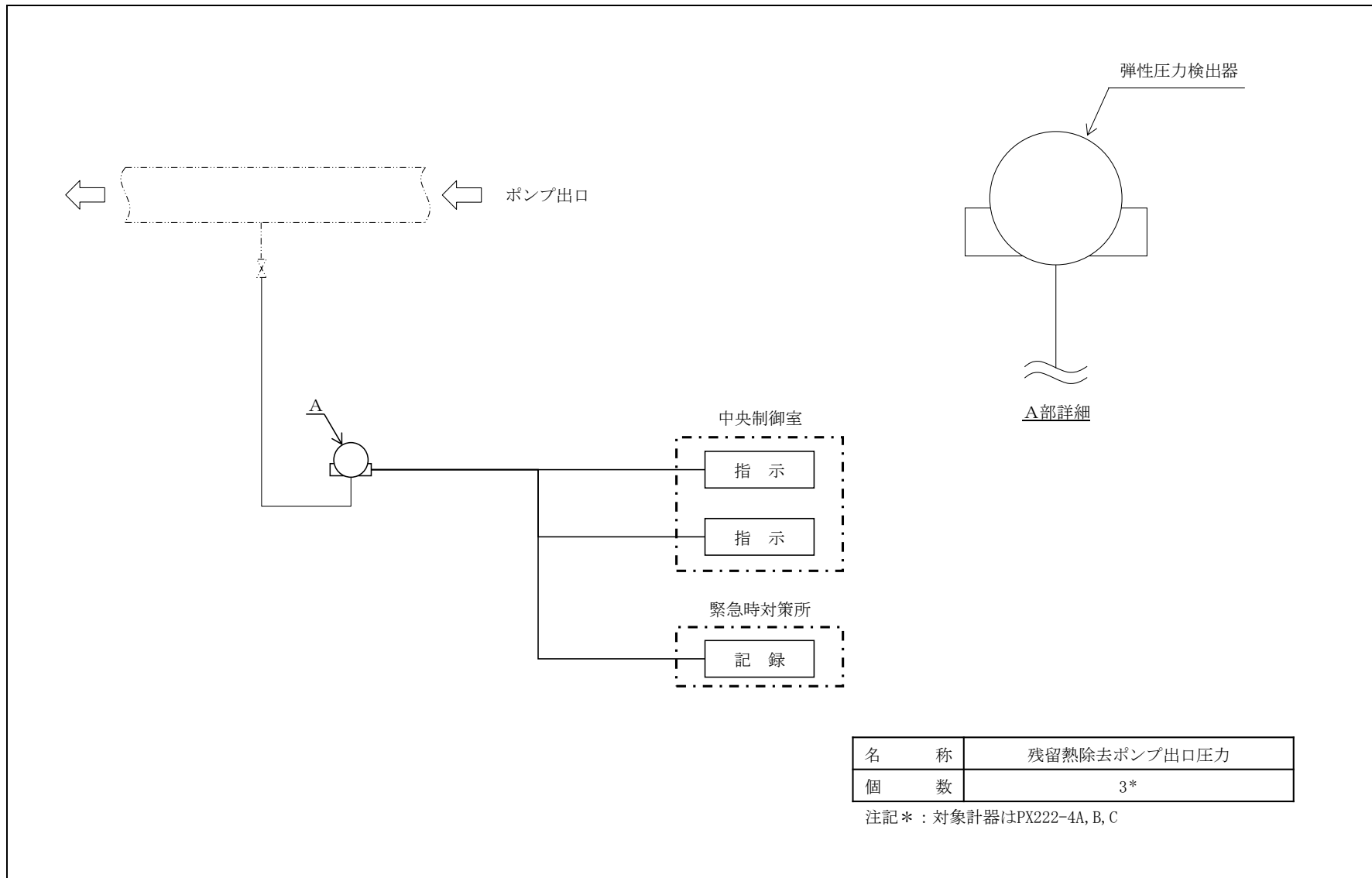


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口圧力)

(2) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-9「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-10「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口圧力）」参照。）

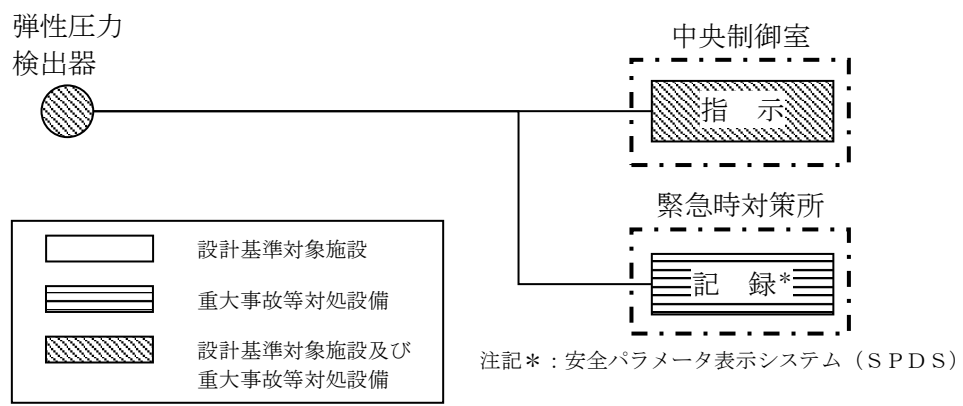


図 3-9 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

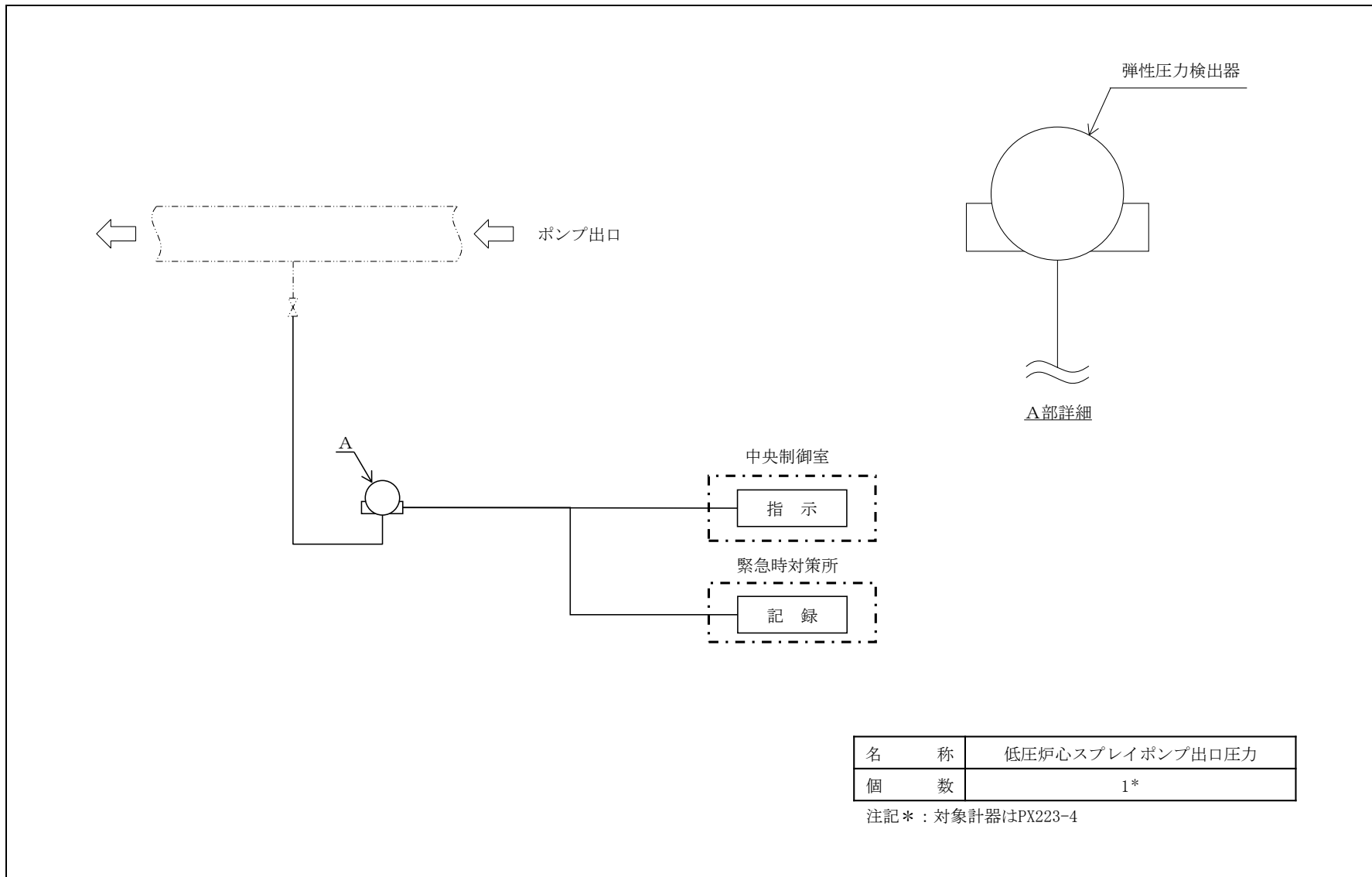


図 3-10 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-11「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図 3-12「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）」参照。）

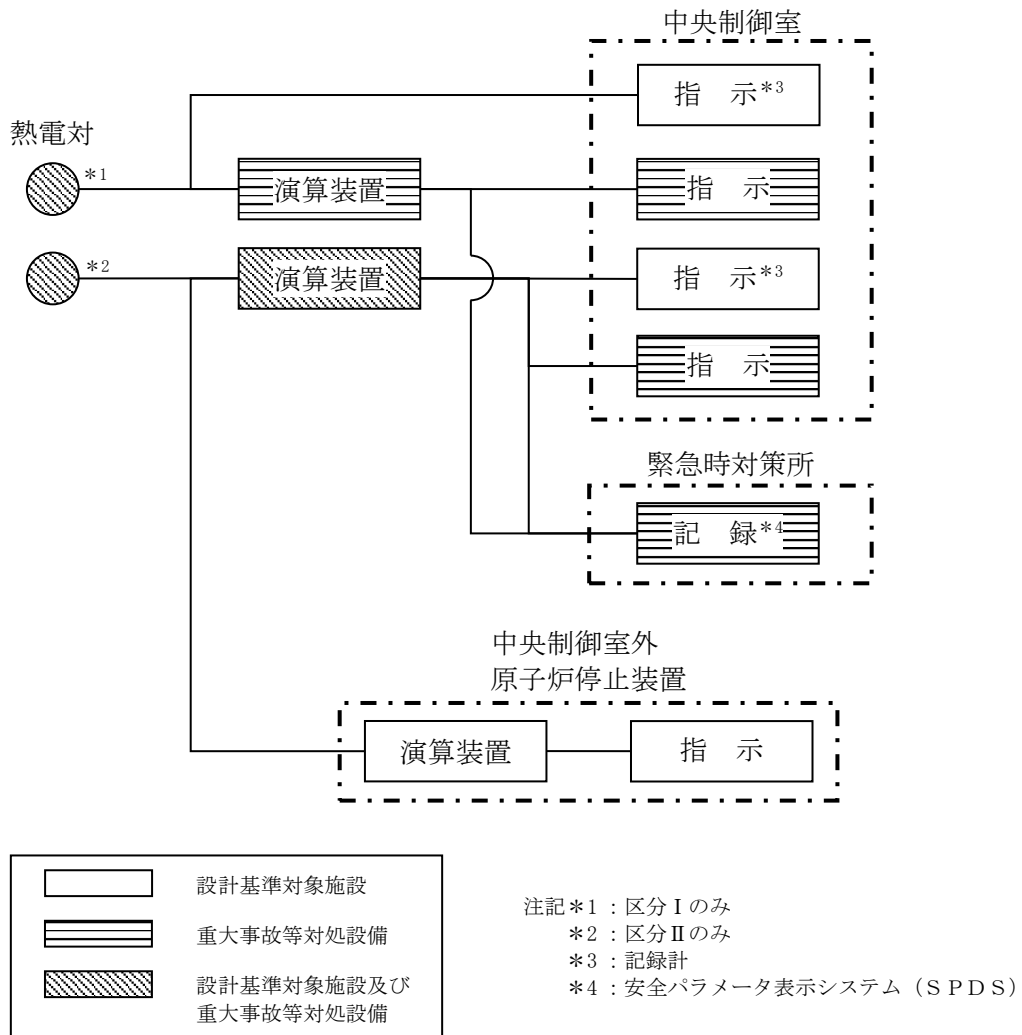


図 3-11 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

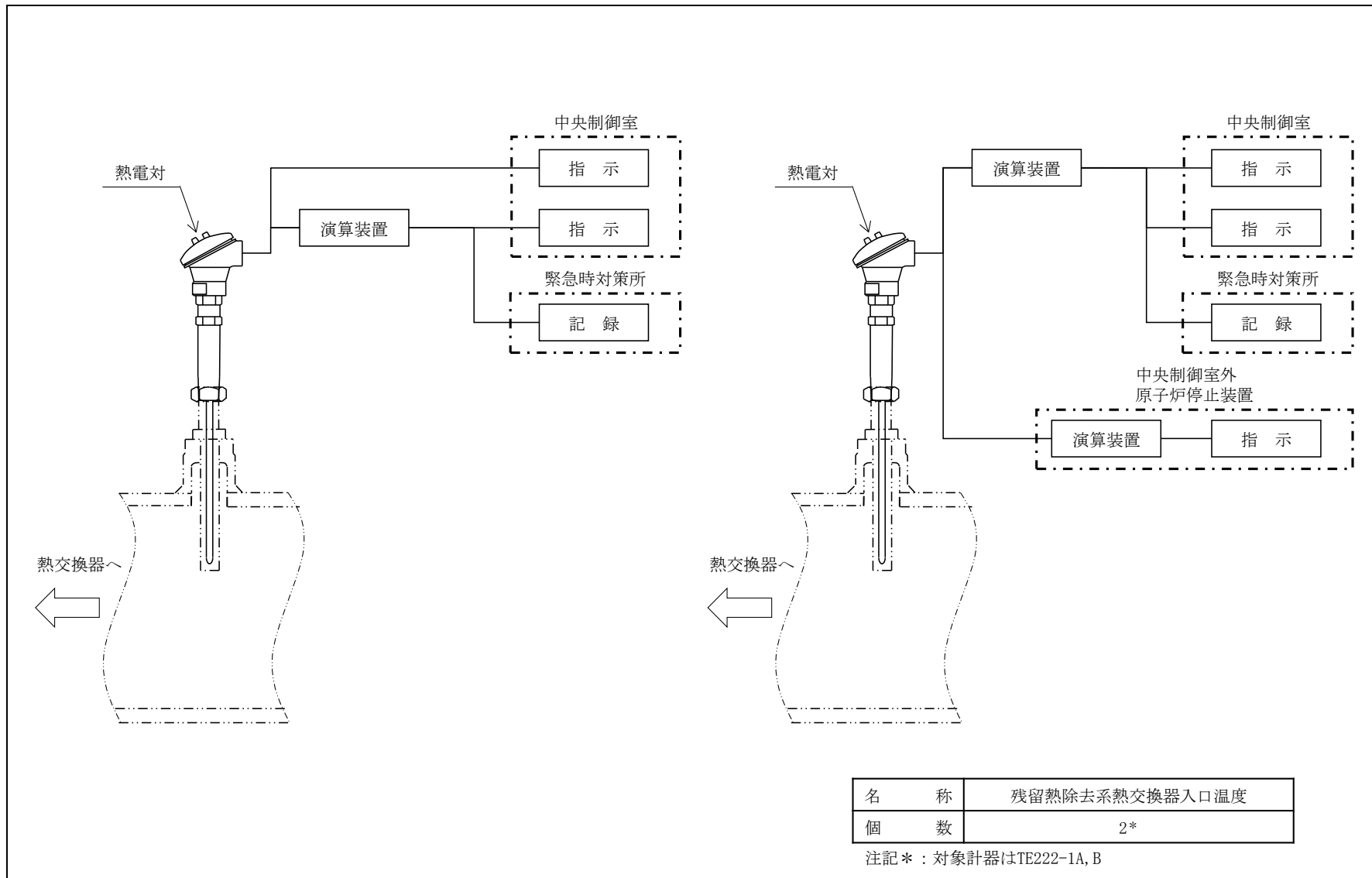


図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)



(4) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-13「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図 3-14「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。）

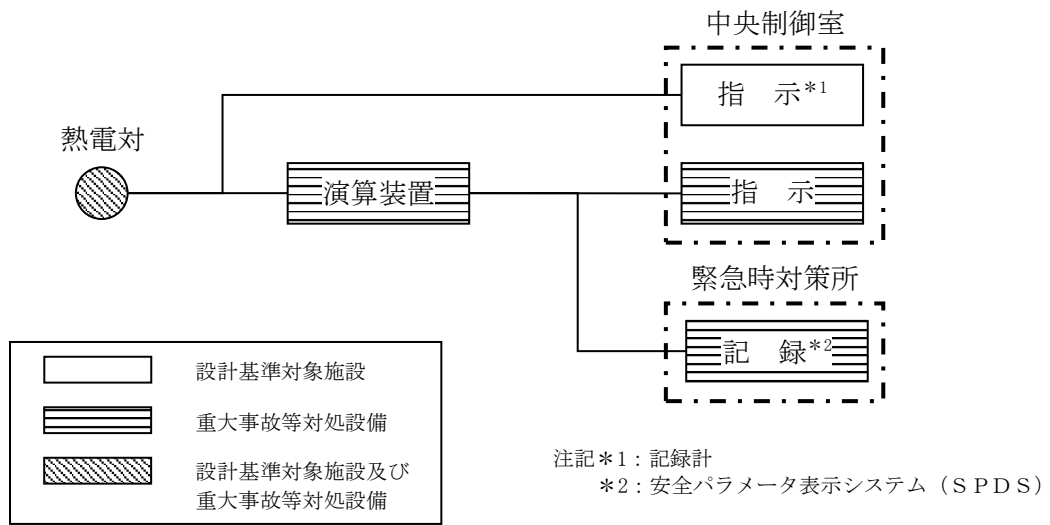


図 3-13 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

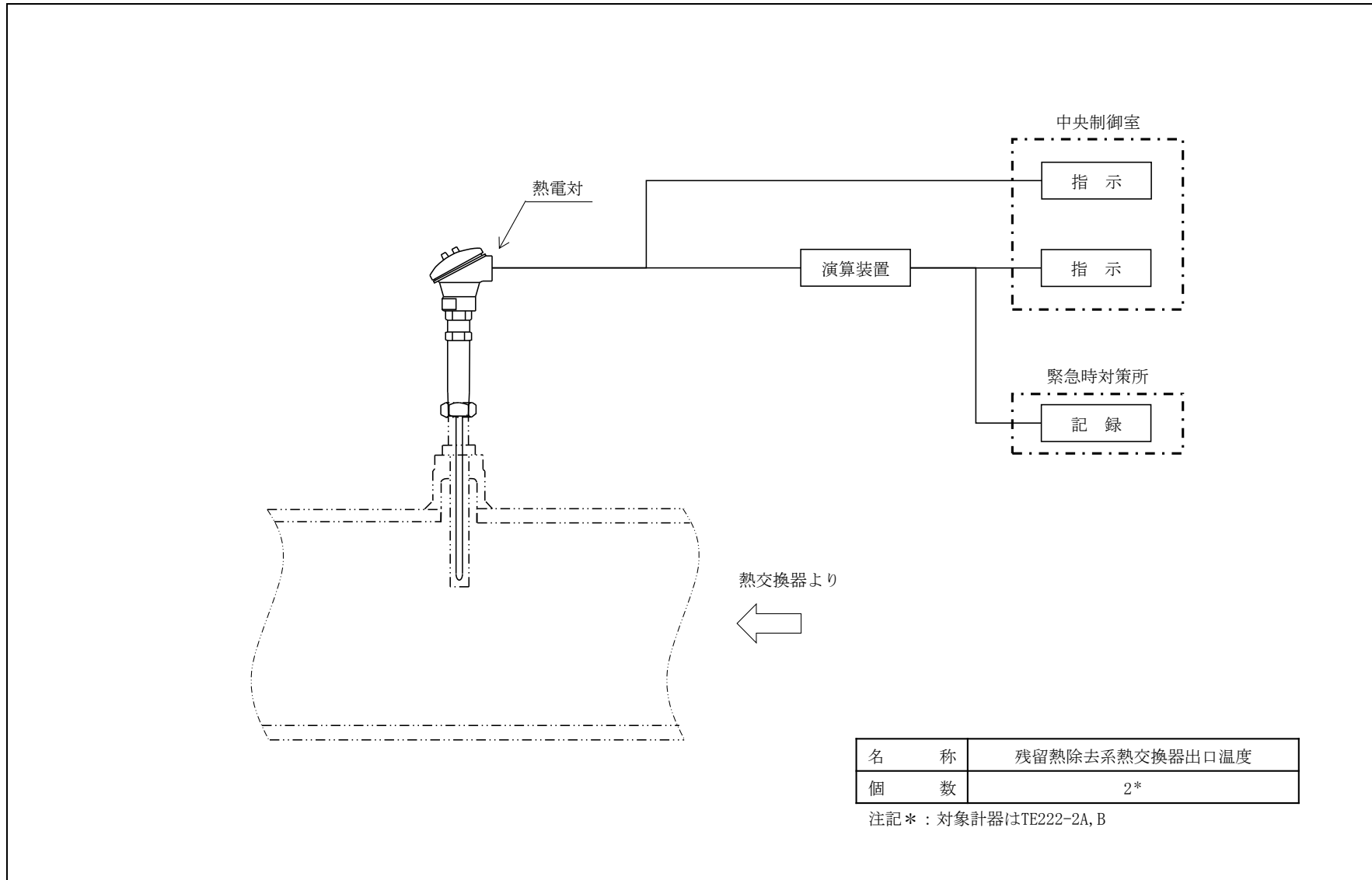


図 3-14 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-15「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口流量）」参照。）

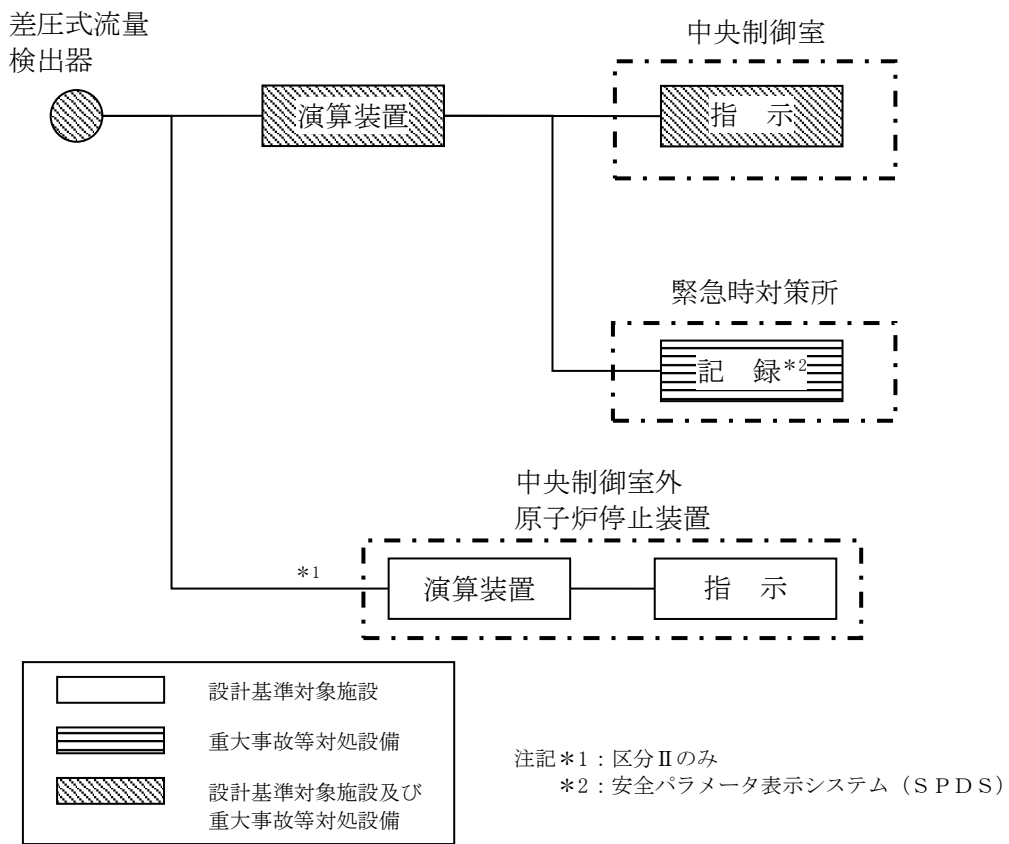


図 3-15 残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図

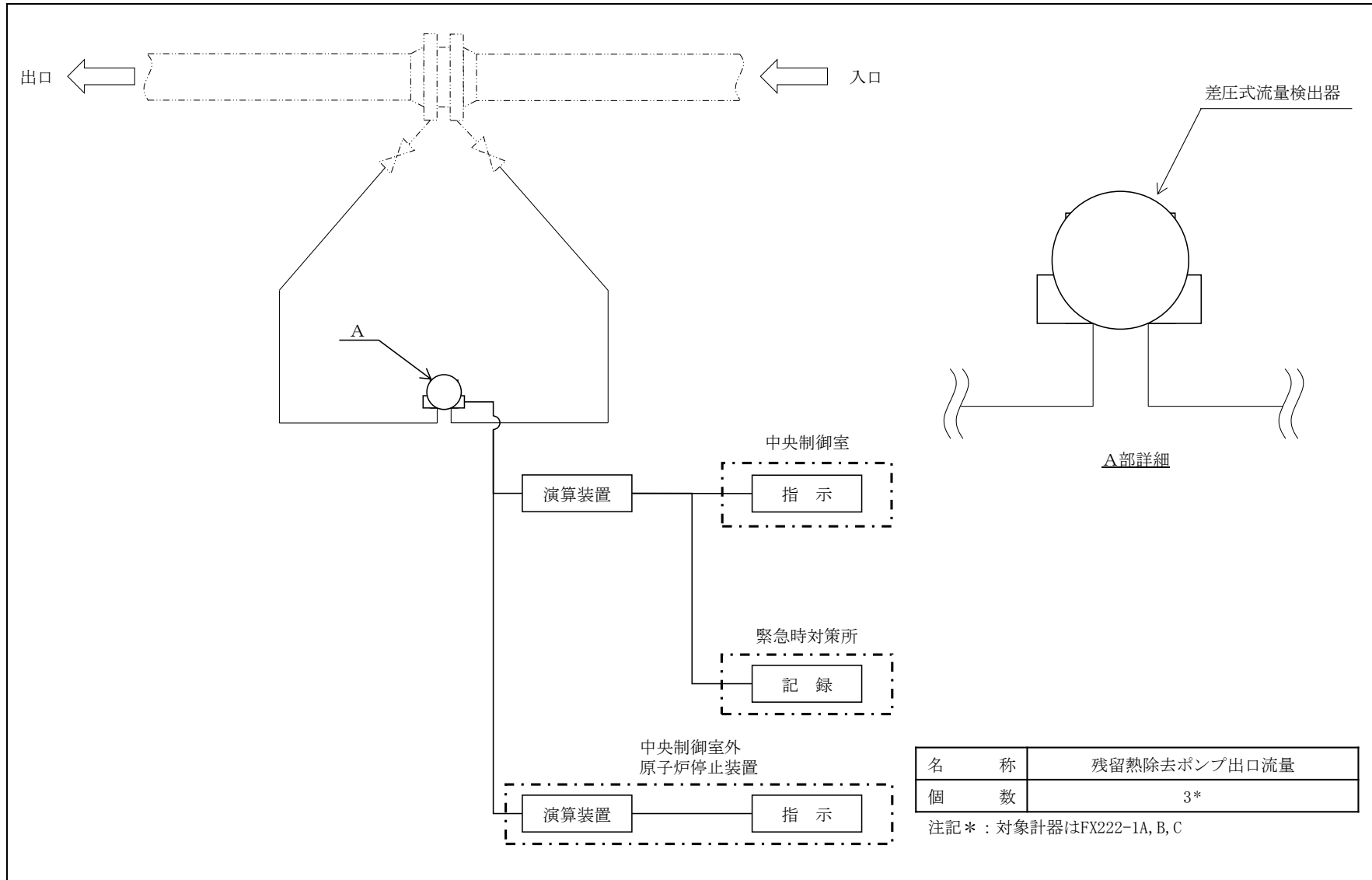


図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口流量)

(6) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-17「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-18「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量）」参照。）

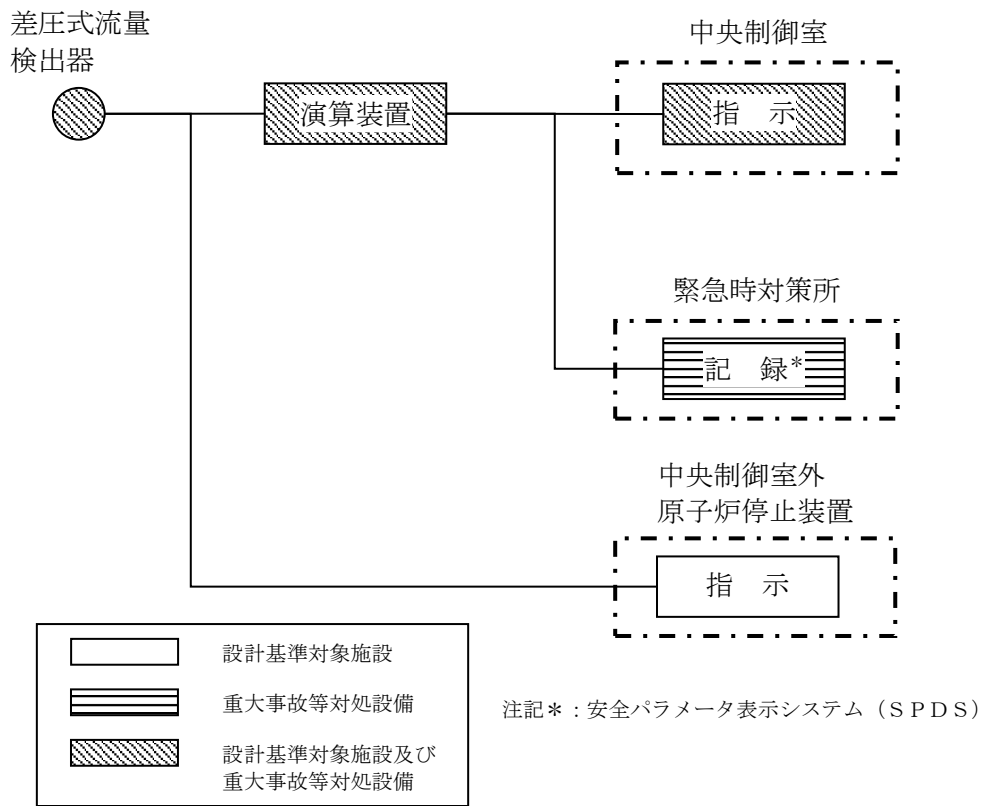


図 3-17 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

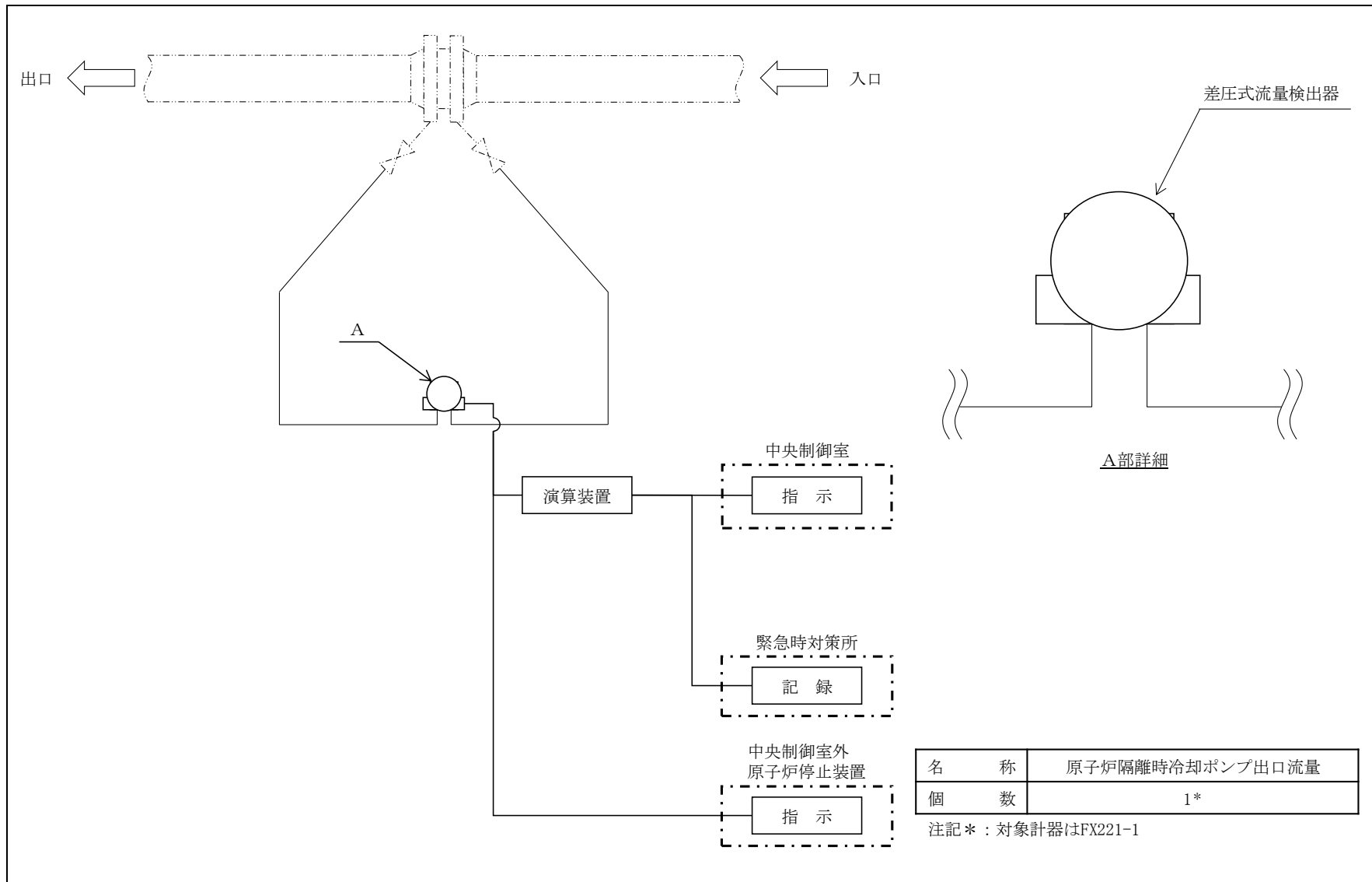


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量)

## (7) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-19「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-20「検出器の構造図（高圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

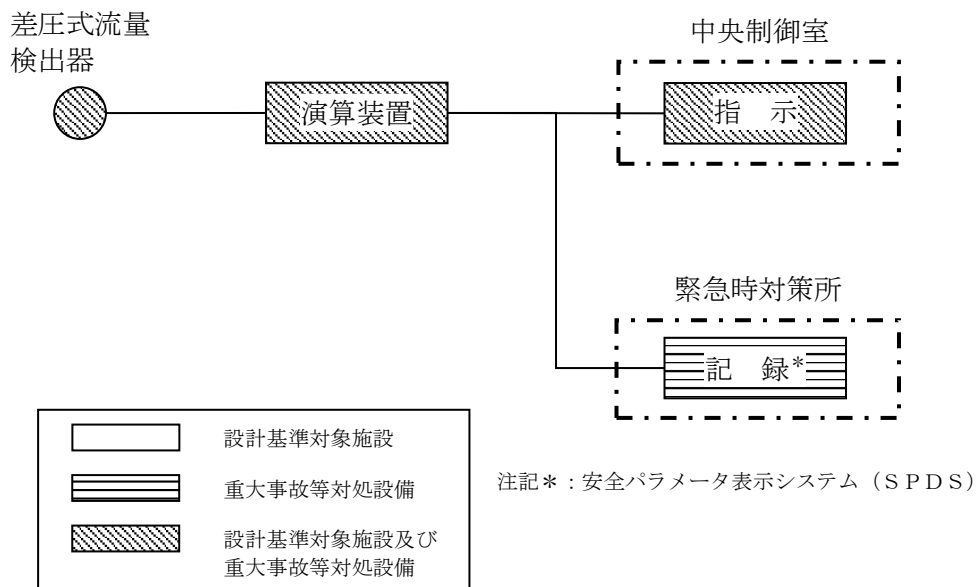


図 3-19 高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

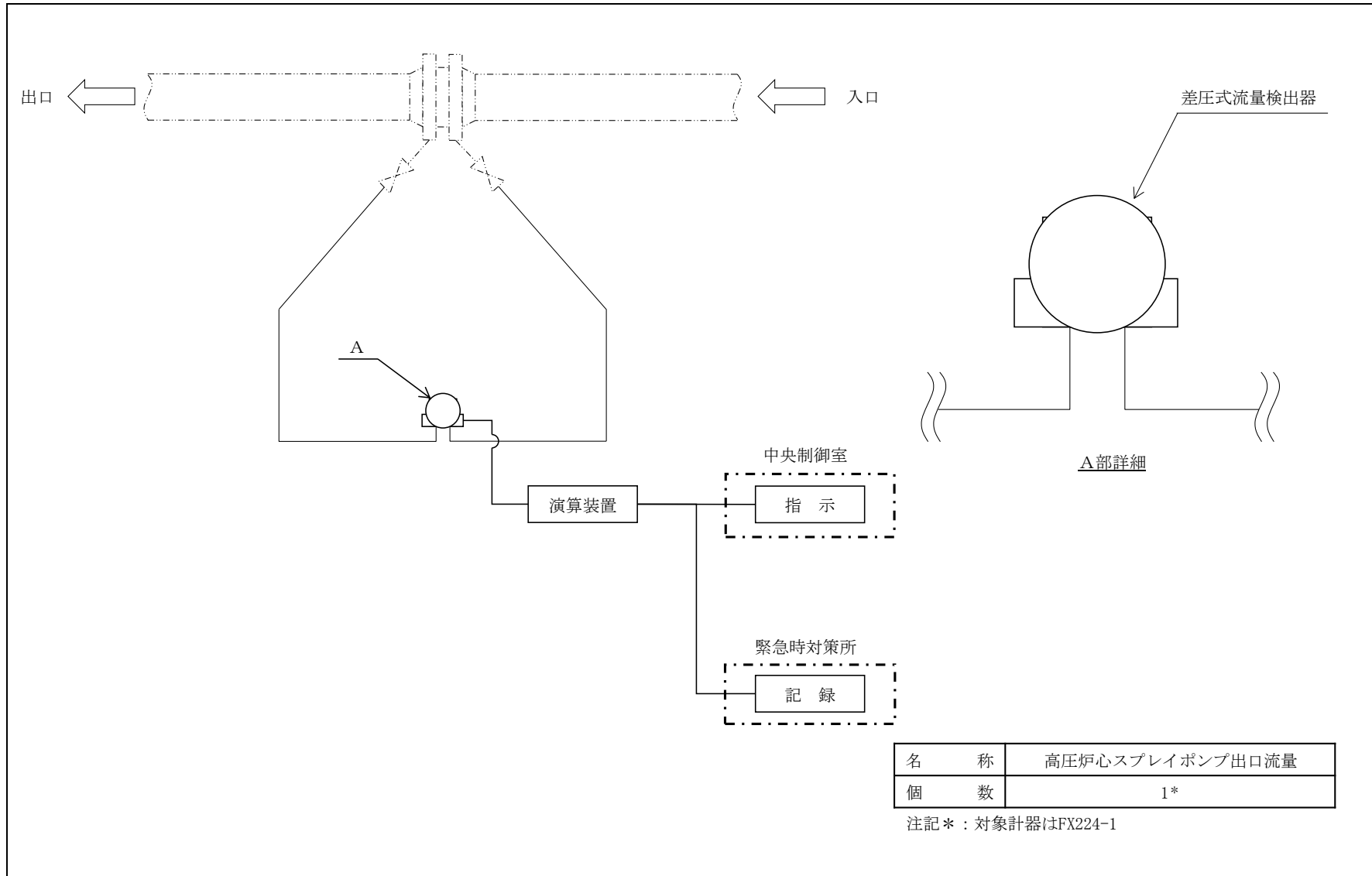


図 3-20 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイポンプ出口流量)



## (8) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-21「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-22「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

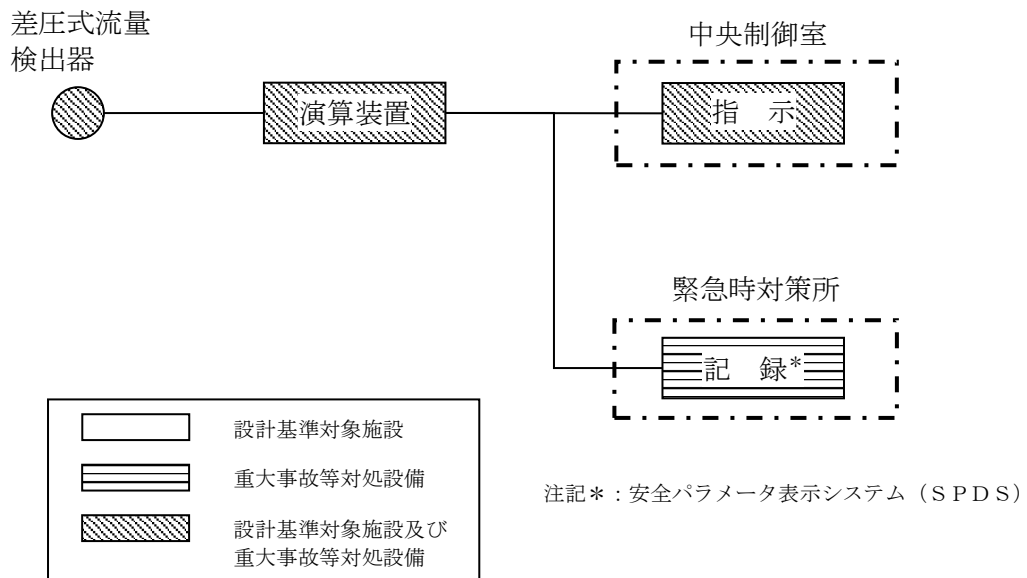


図 3-21 低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

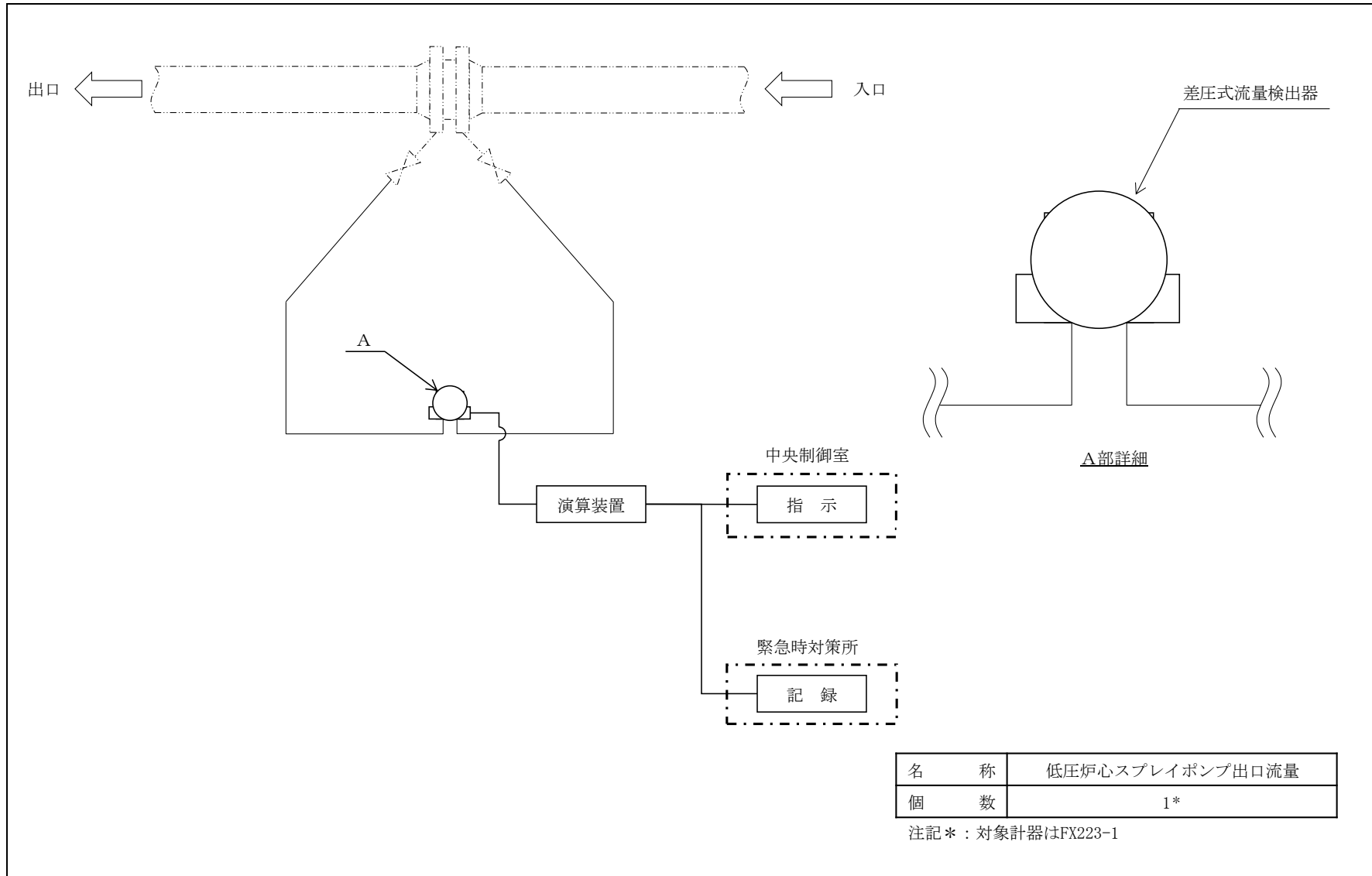


図 3-22 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口流量)

(9) 高圧原子炉代替注水流量

高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-23「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図（高圧原子炉代替注水流量）」参照。）

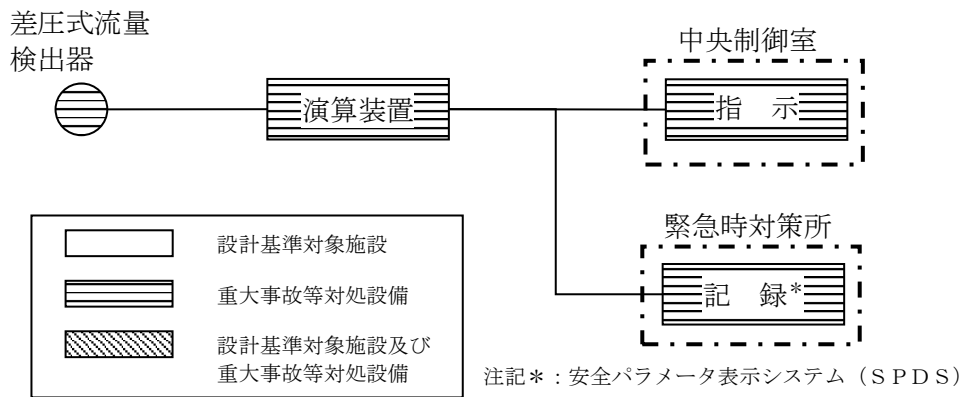


図 3-23 高圧原子炉代替注水流量の概略構成図

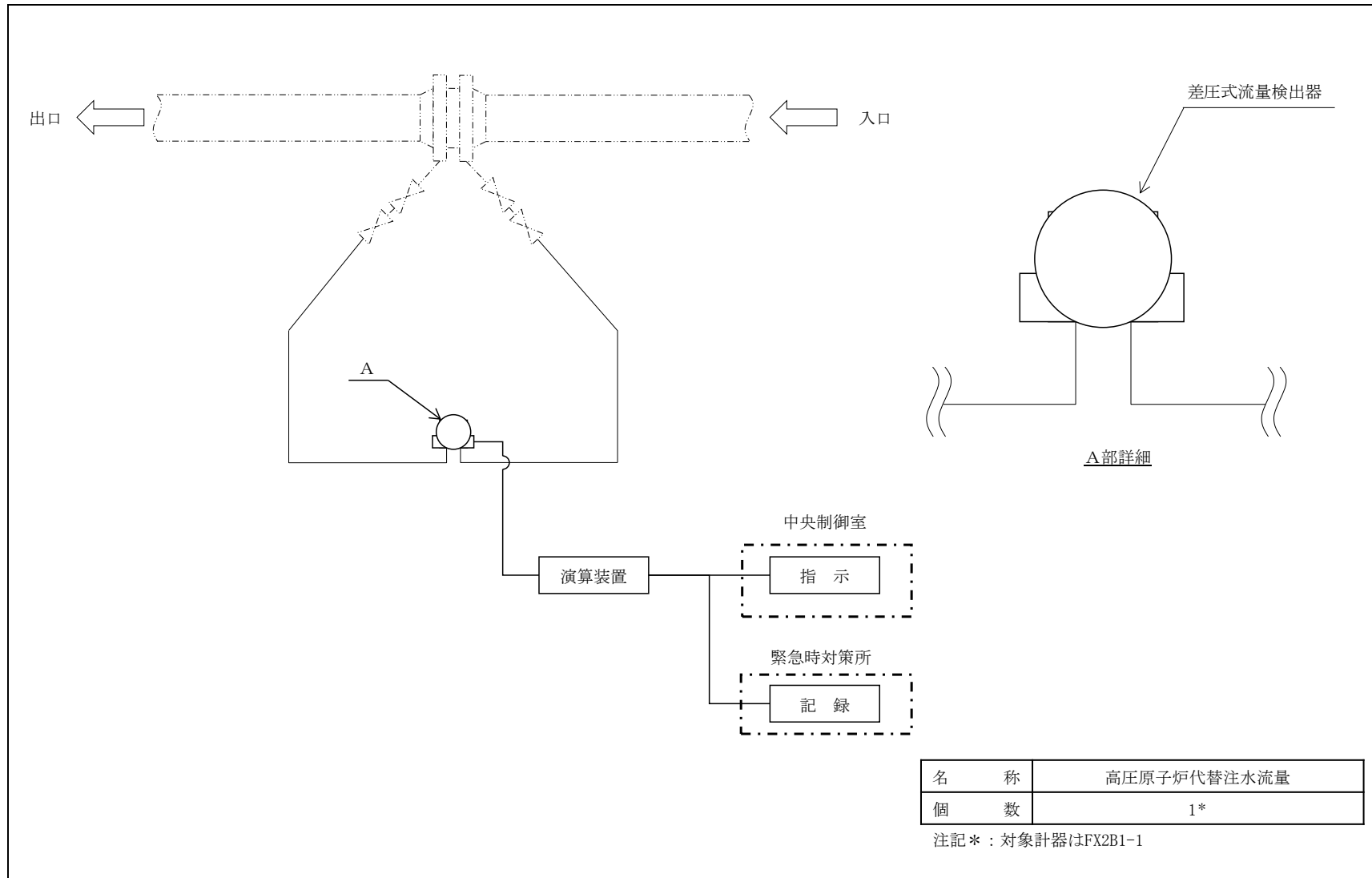


図 3-24 検出器の構造図 (高压原子炉代替注水流量)

(10) 代替注水流量（常設）

代替注水流量（常設）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替注水流量（常設）の検出信号は、超音波式流量検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替注水流量（常設）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図 3-25「代替注水流量（常設）の概略構成図」及び図 3-26「検出器の構造図（代替注水流量（常設）」参照。）

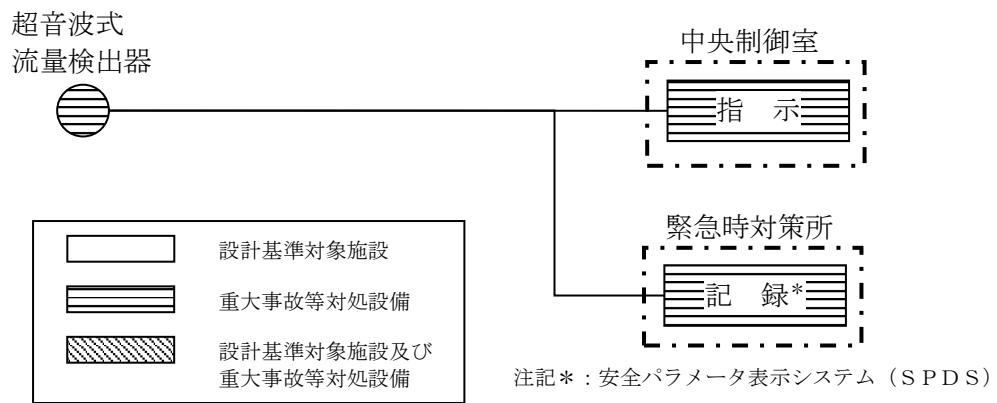


図 3-25 代替注水流量（常設）の概略構成図

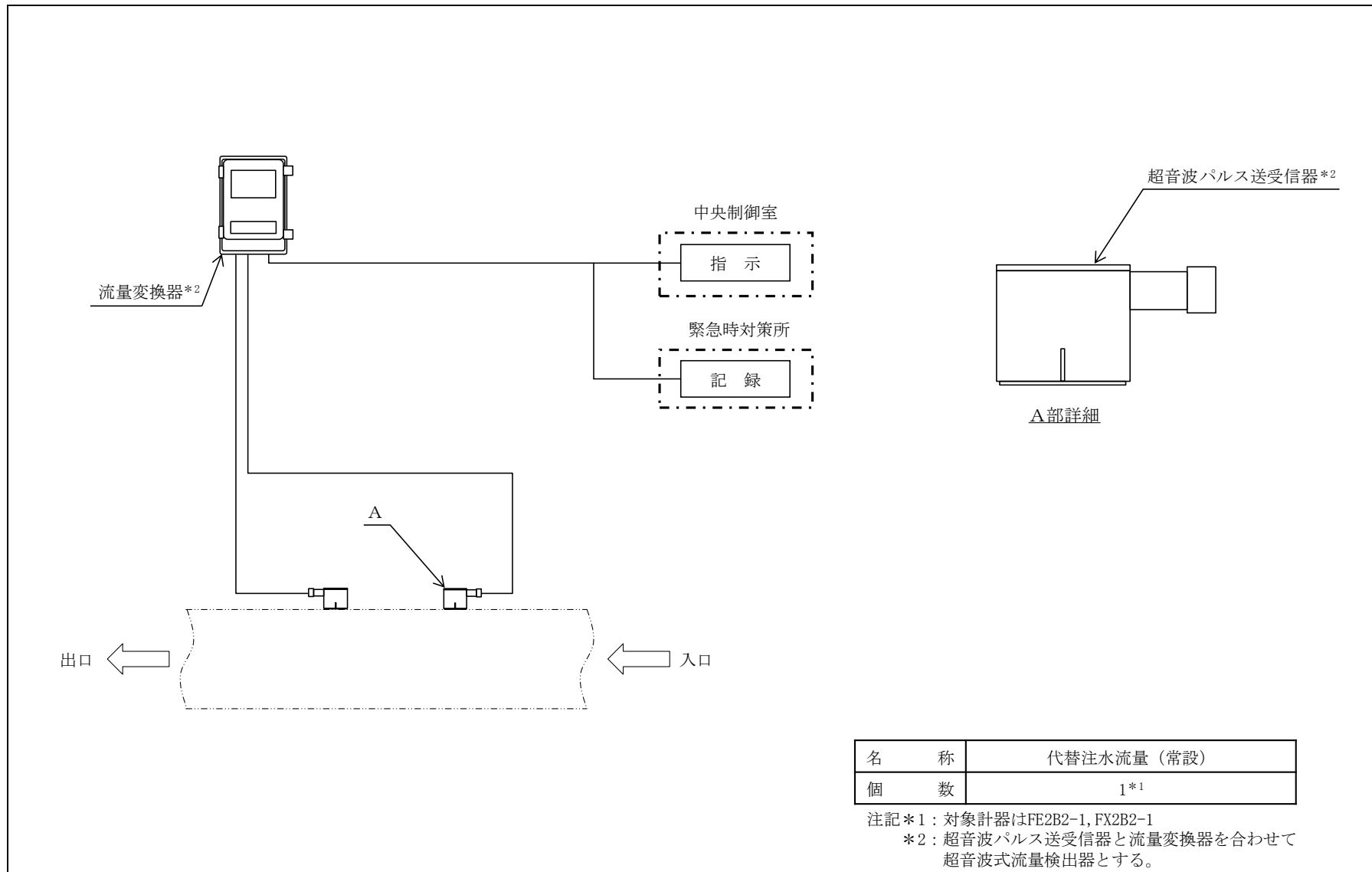


図 3-26 検出器の構造図 (代替注水流量 (常設))

(11) 低圧原子炉代替注水流量

低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-27「低圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-28「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量）」参照。）

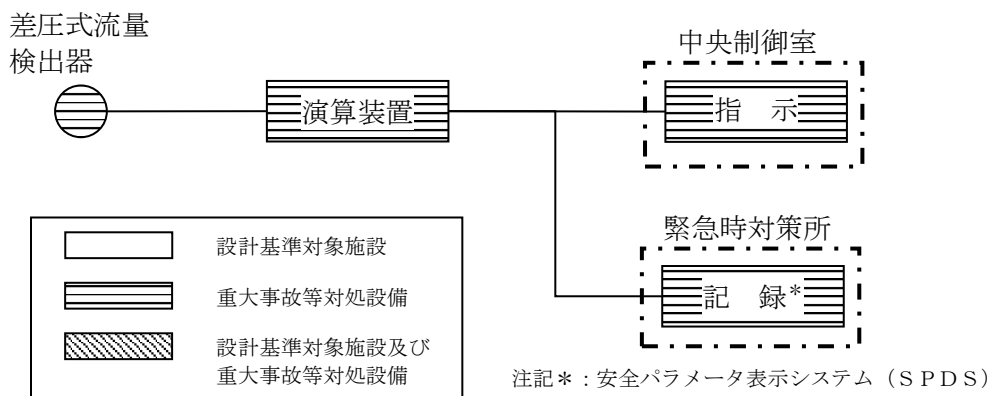


図 3-27 低圧原子炉代替注水流量の概略構成図

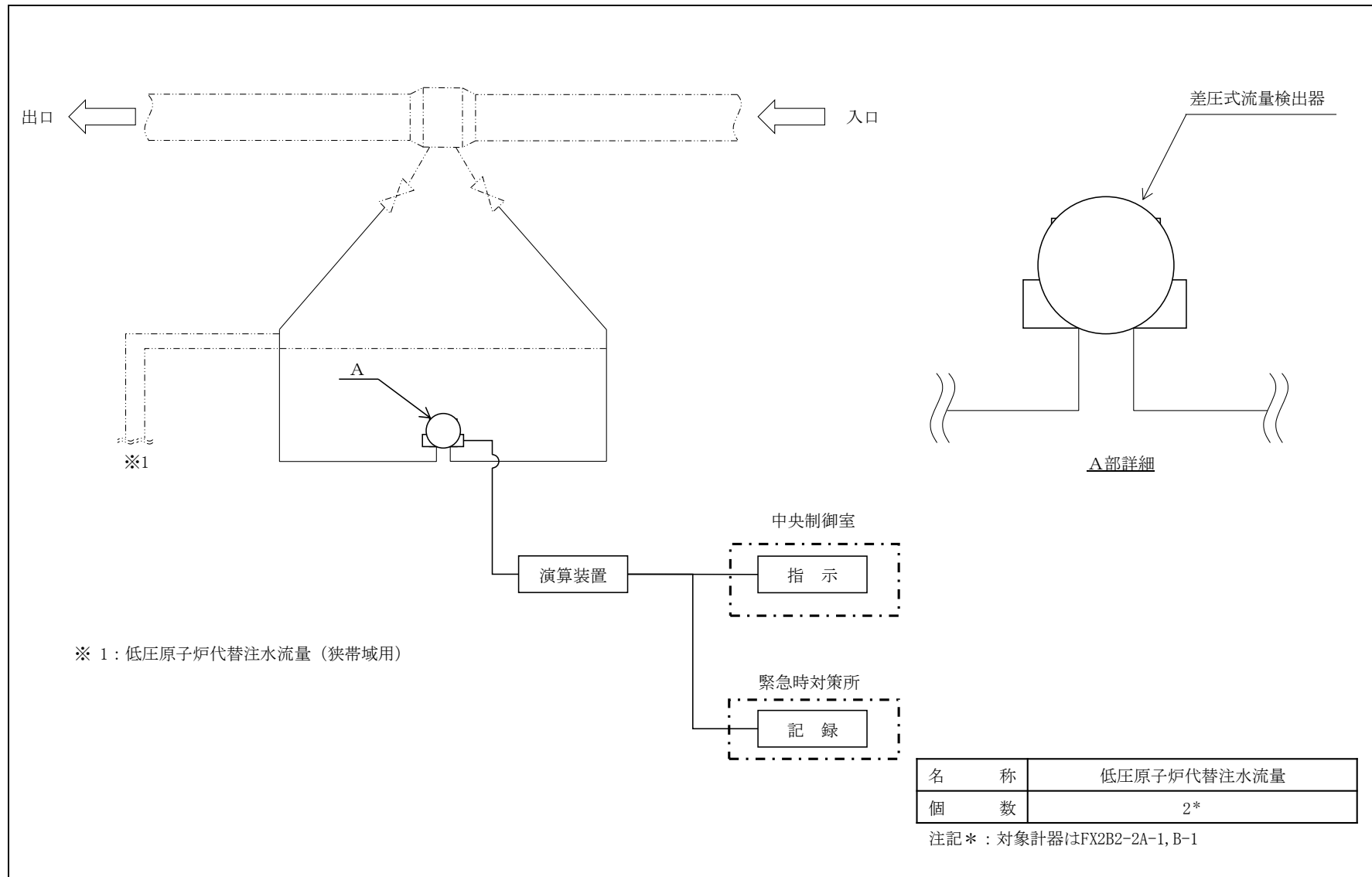


図 3-28 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量)



(12) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図 3-29「低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

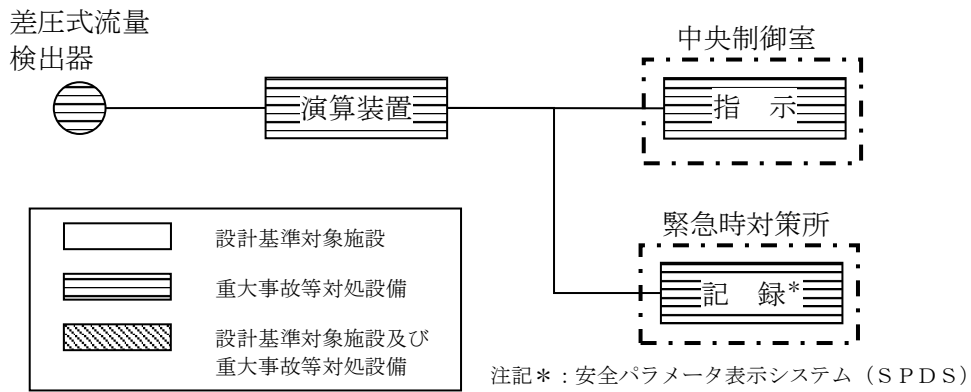


図 3-29 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

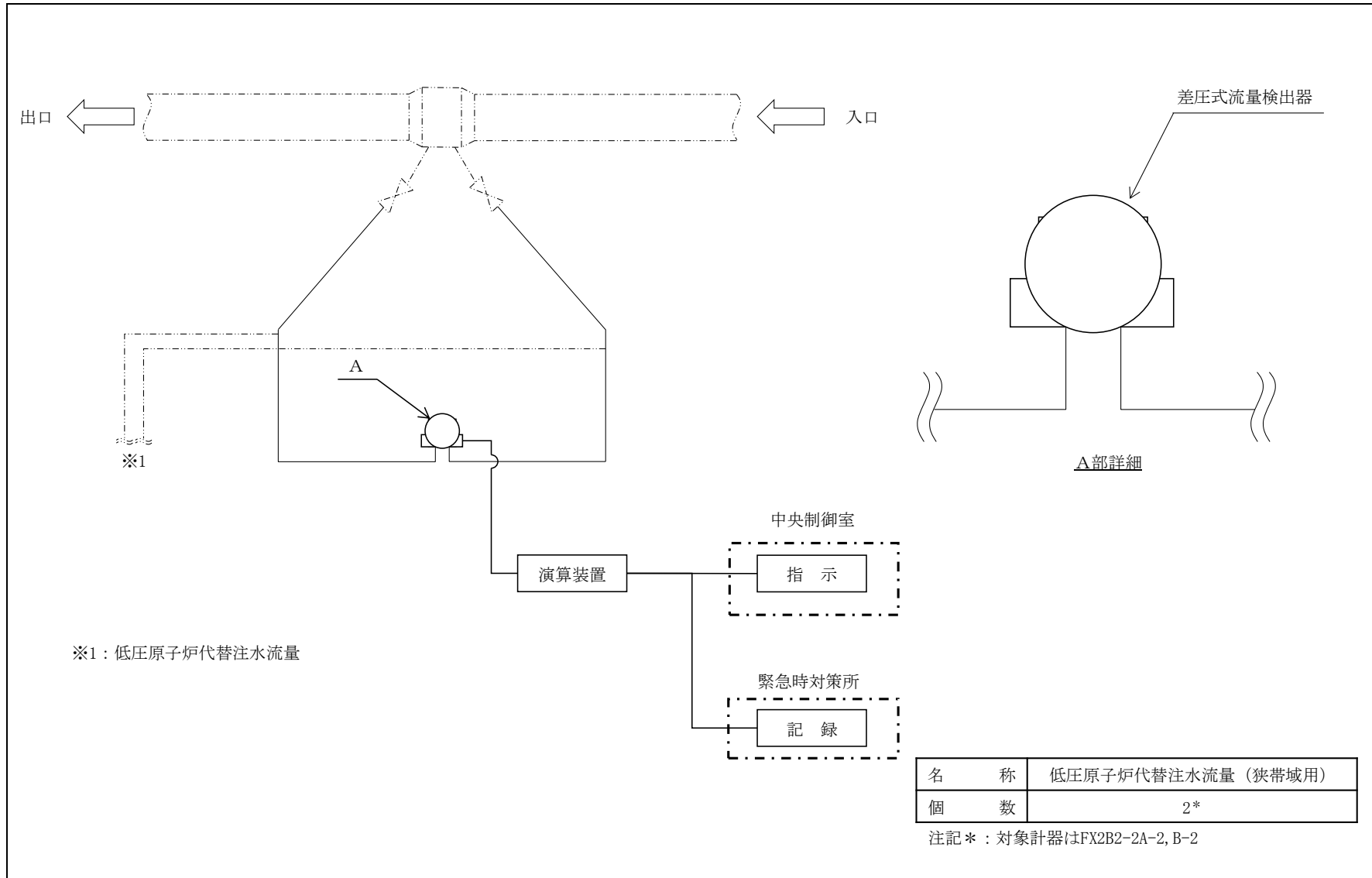


図 3-30 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用))

(13) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-31「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」及び図 3-32「検出器の構造図（残留熱代替除去系原子炉注水流量）」参照。）

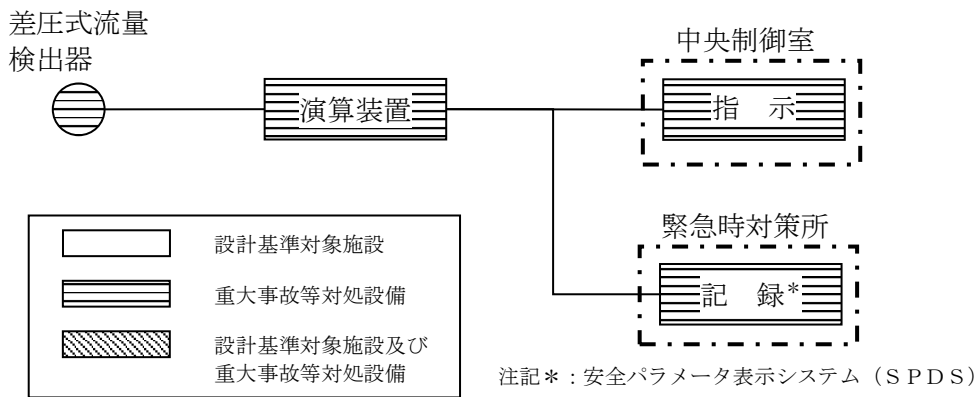


図 3-31 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

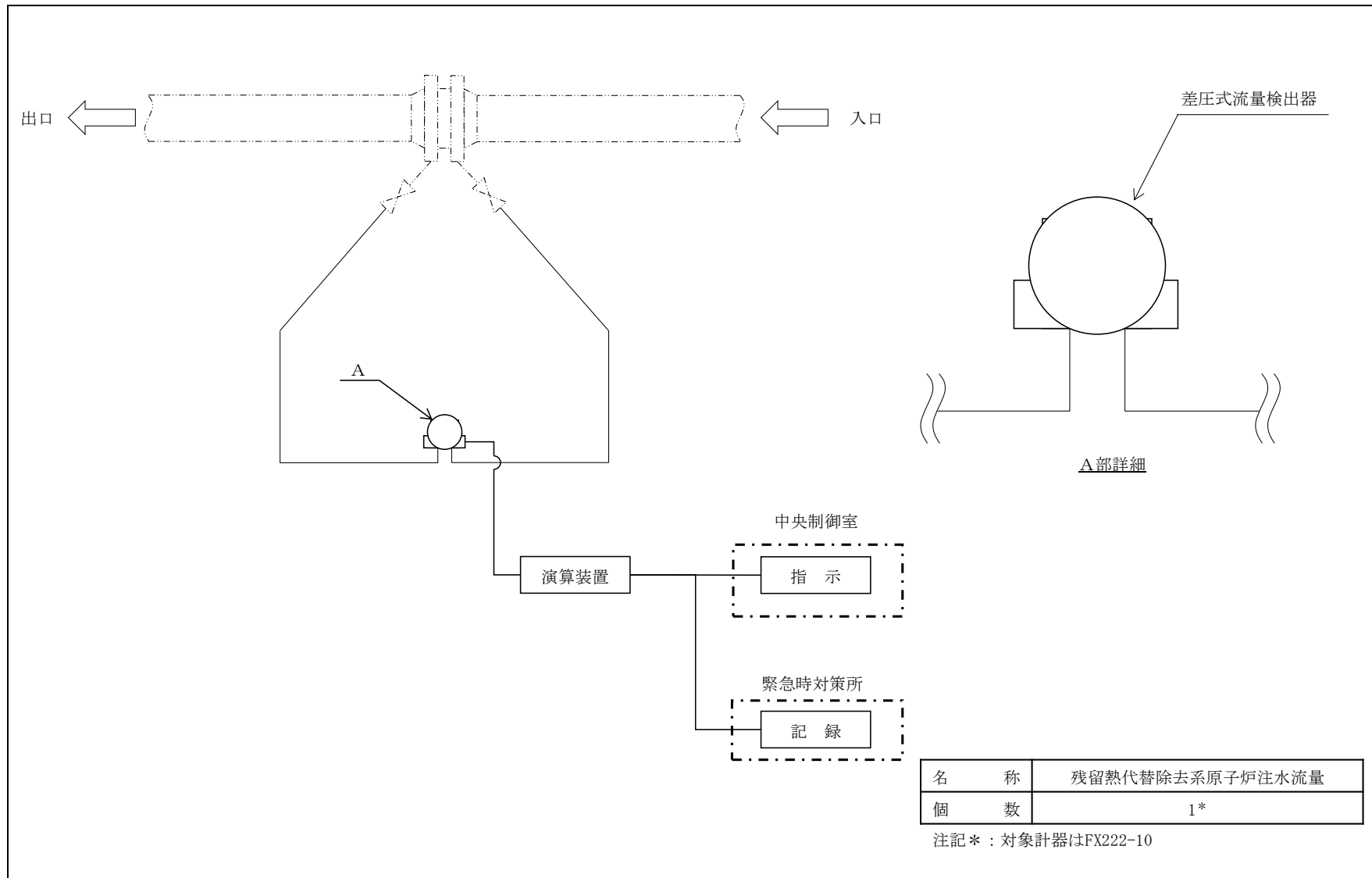


図 3-32 検出器の構造図 (残留熱代替除去系原子炉注水流量)

3.1.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-33「原子炉圧力の概略構成図」及び図 3-34「検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）

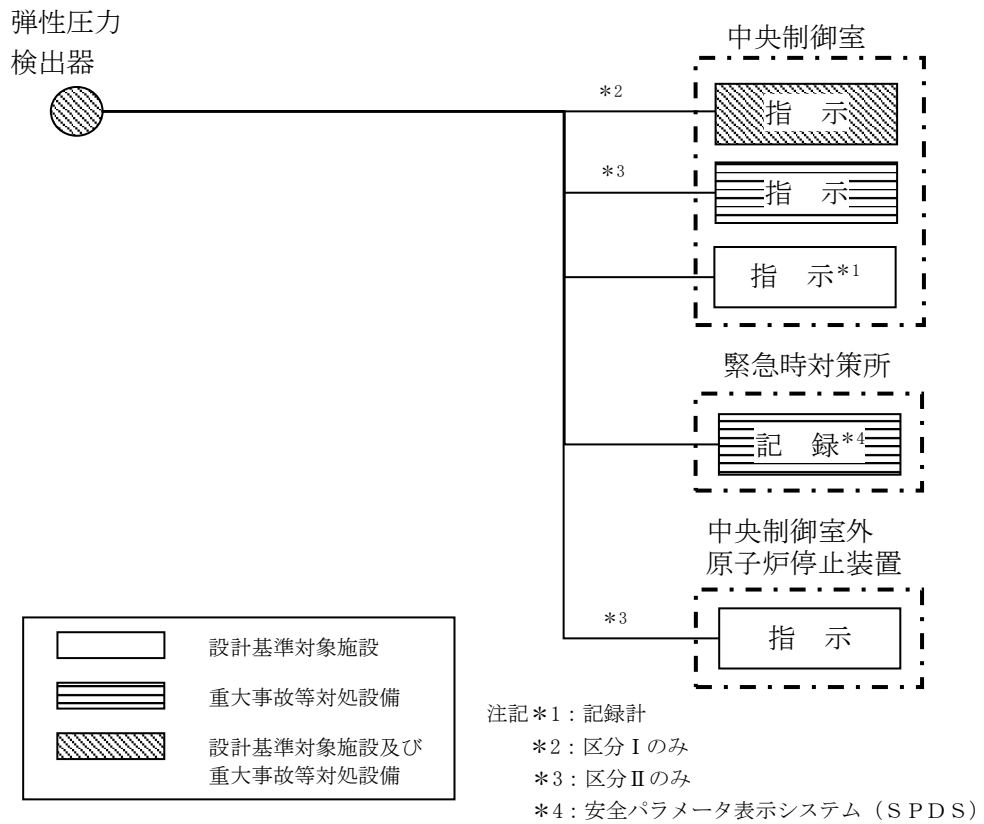


図 3-33 原子炉圧力の概略構成図

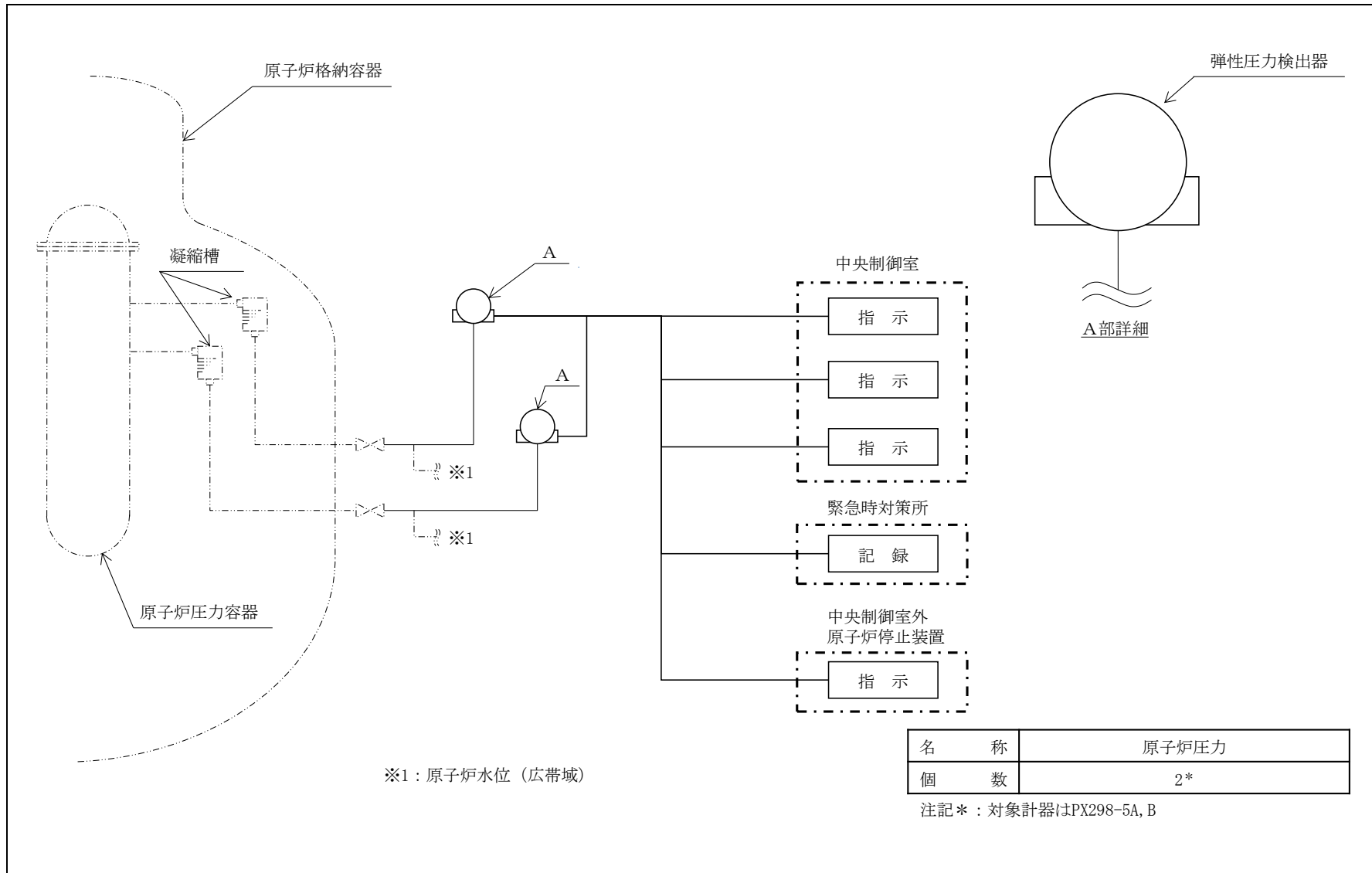


図 3-34 検出器の構造図 (原子炉圧力)

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-35「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」及び図 3-36「検出器の構造図 (原子炉圧力(S A))」参照。)

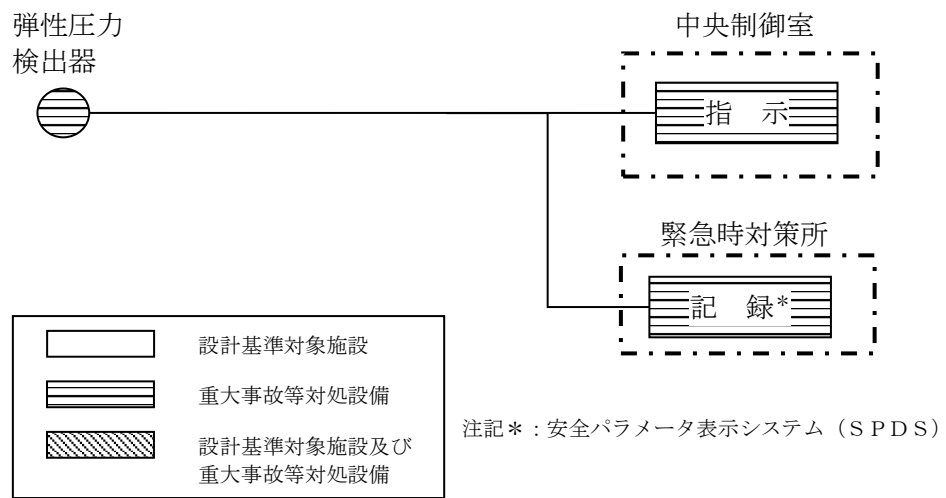


図 3-35 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

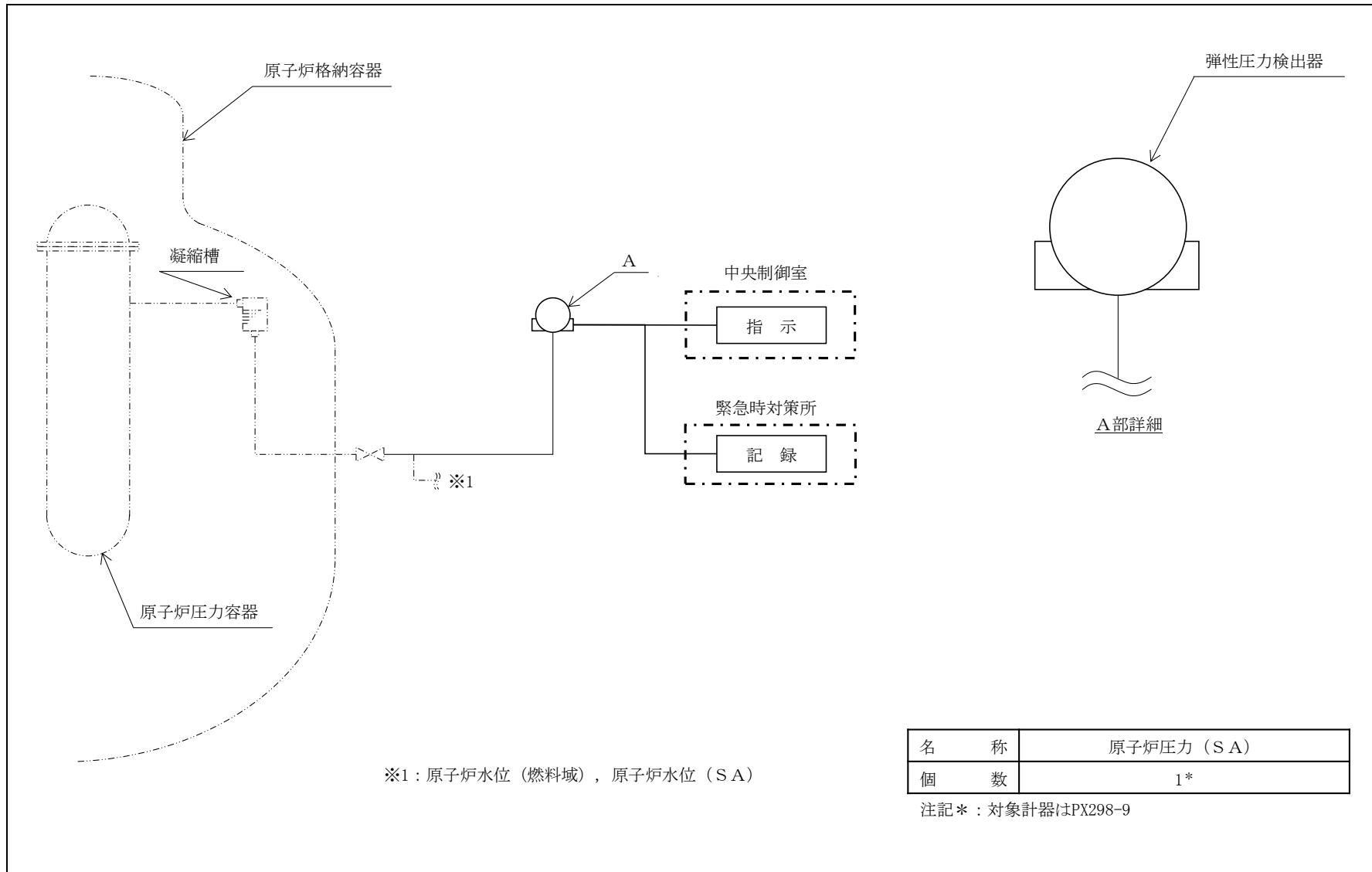


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))



(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-37「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

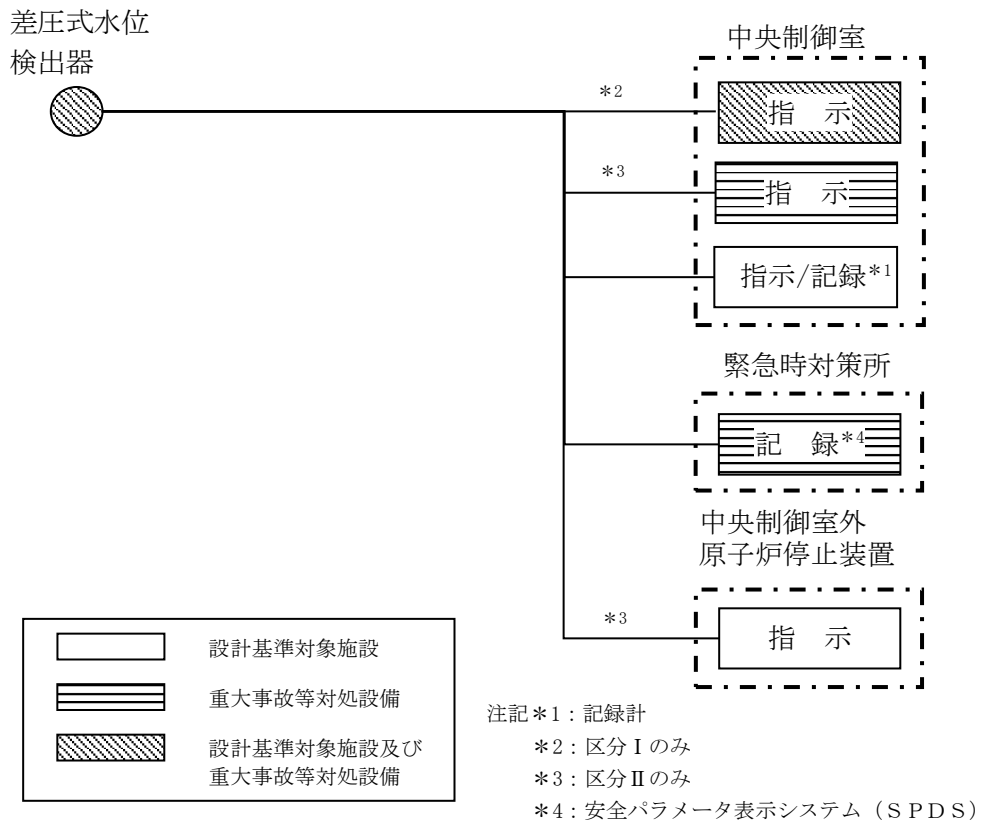


図 3-37 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

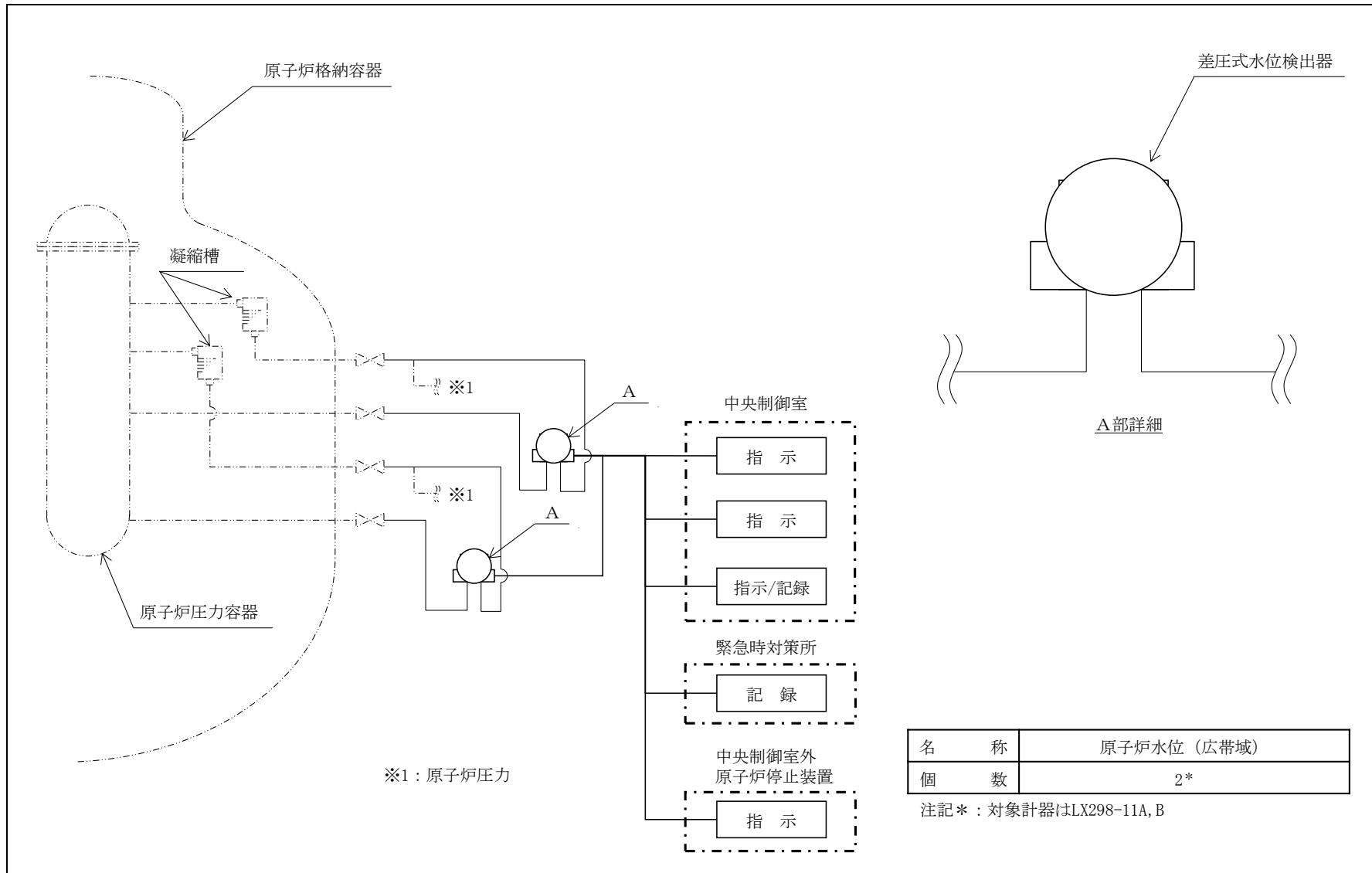


図 3-38 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(4) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-39「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-40「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）

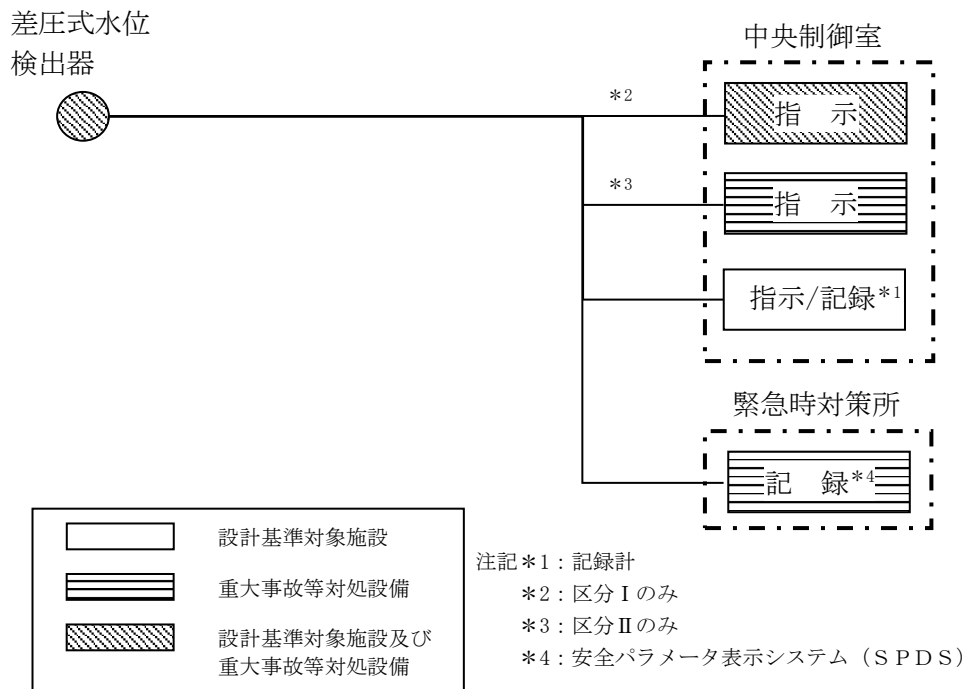


図 3-39 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

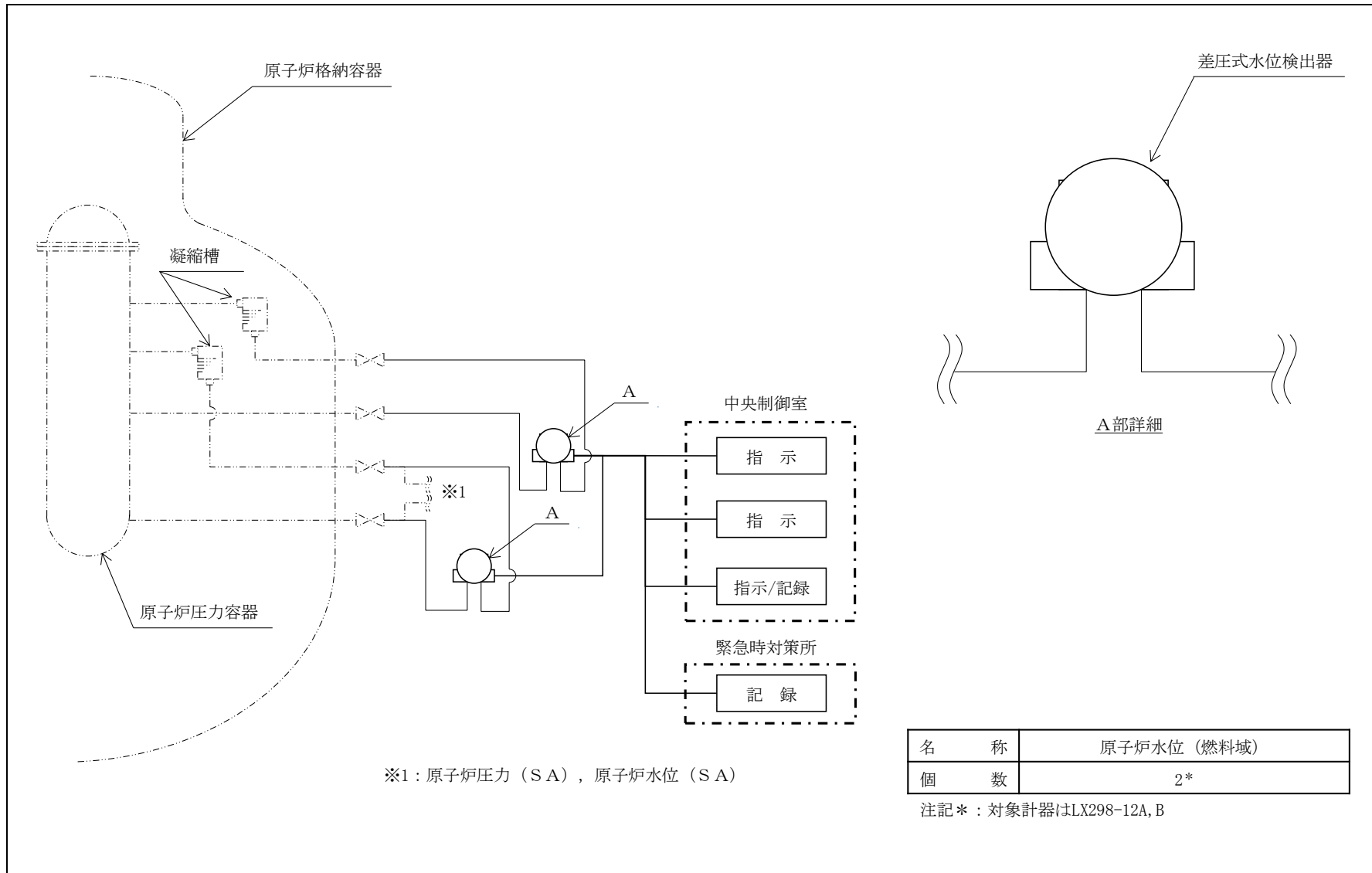


図 3-40 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位 (S A)

原子炉水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (S A) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-41「原子炉水位 (S A) の概略構成図」及び図 3-42「検出器の構造図 (原子炉水位 (S A))」参照。)

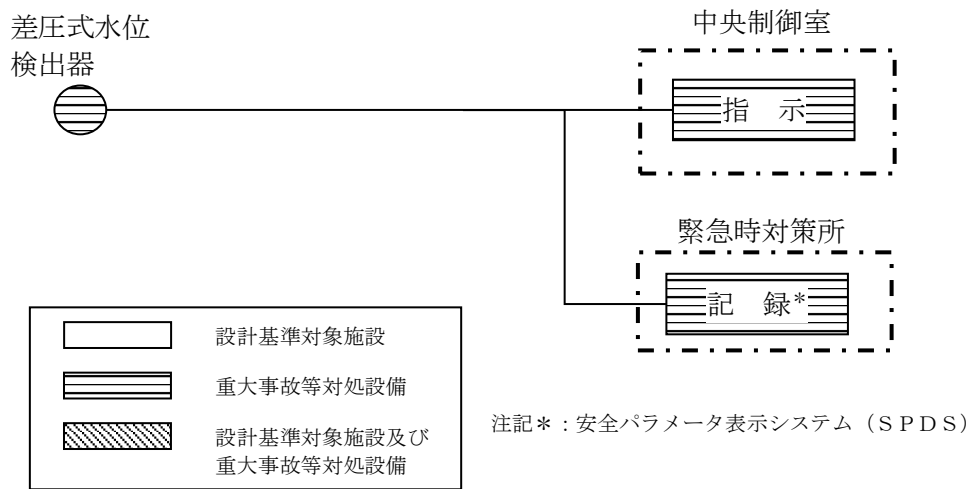


図 3-41 原子炉水位 (S A) の概略構成図

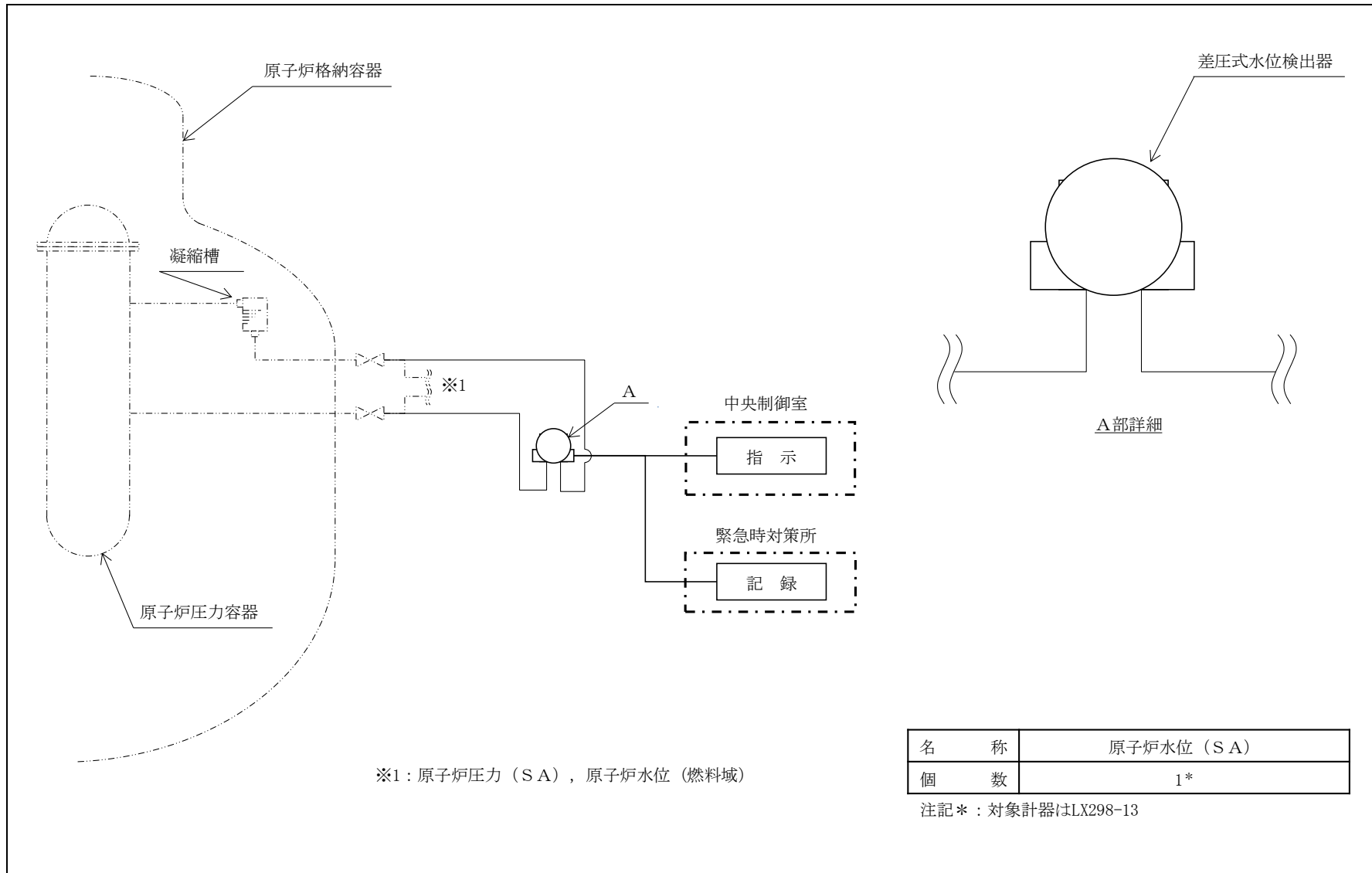


図 3-42 検出器の構造図（原子炉水位（SA））

3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

(1) ドライウェル圧力 (SA)

ドライウェル圧力 (SA) は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力 (SA) の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力 (SA) を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。(図 3-43 「ドライウェル圧力 (SA) の概略構成図」及び図 3-44 「検出器の構造図 (ドライウェル圧力 (SA))」参照。)

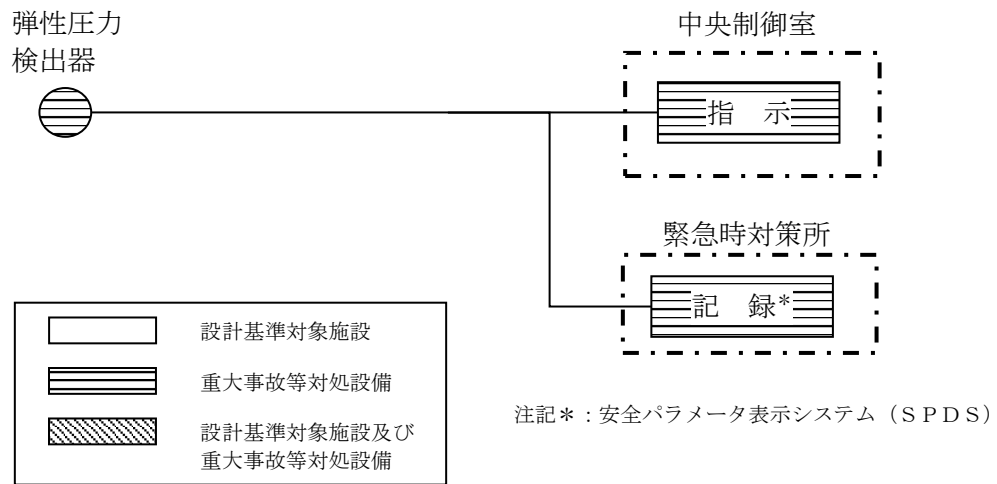


図 3-43 ドライウェル圧力 (SA) の概略構成図

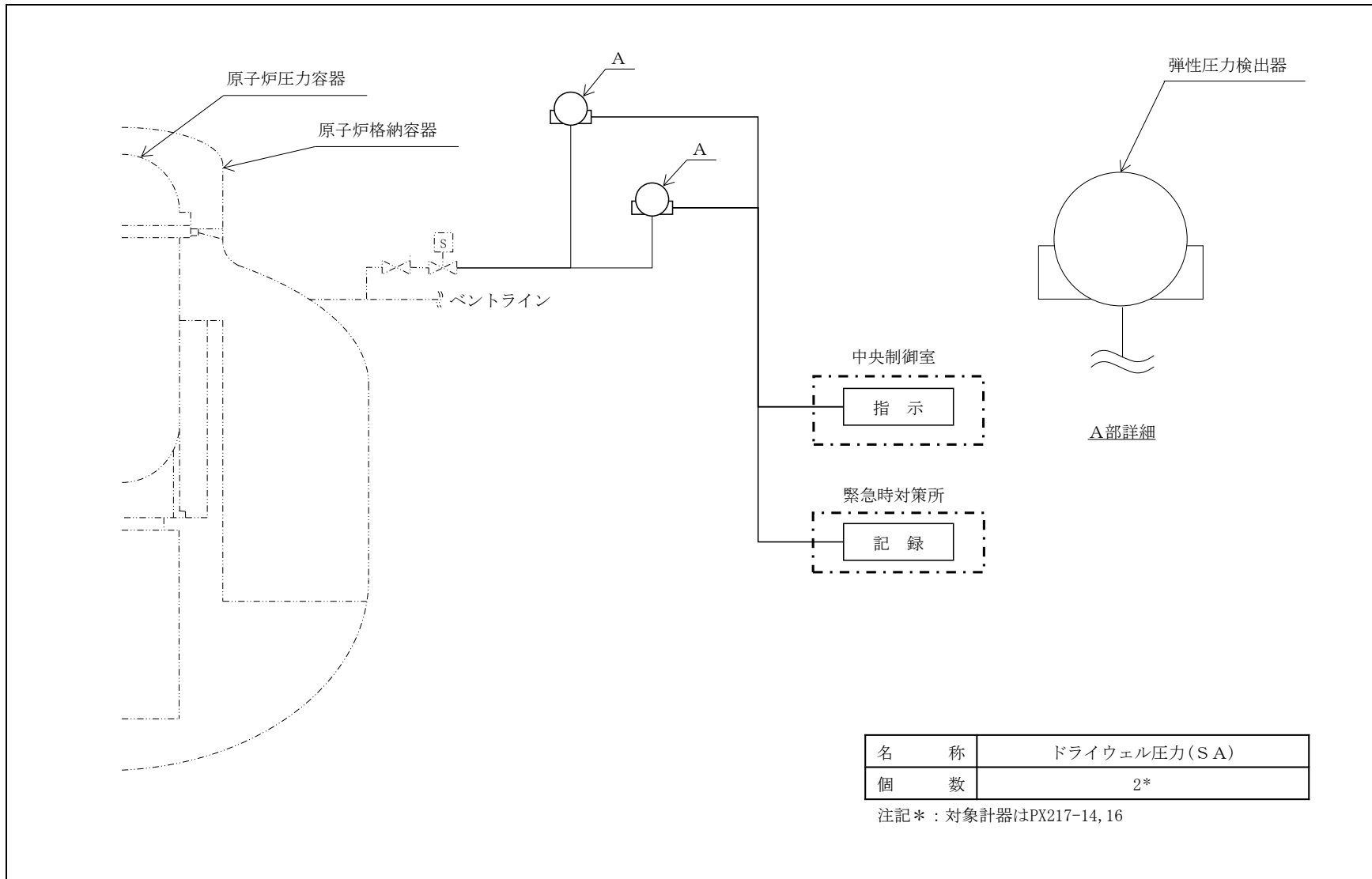


図 3-44 検出器の構造図 (ドライウェル圧力 (SA))



## (2) サプレッションチェンバ圧力 (SA)

サプレッションチェンバ圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバ圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サプレッションチェンバ圧力 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-45「サプレッションチェンバ圧力 (SA) の概略構成図」及び図3-46「検出器の構造図 (サプレッションチェンバ圧力 (SA))」参照。)

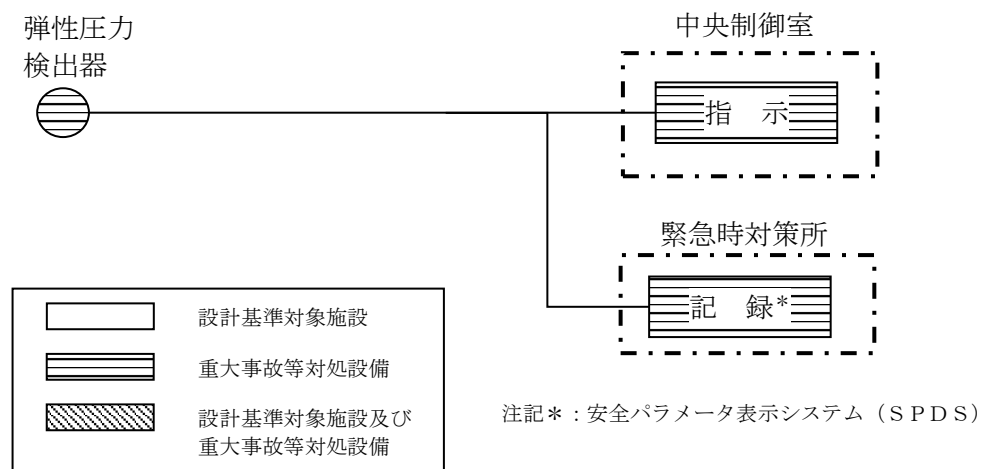


図3-45 サプレッションチェンバ圧力 (SA) の概略構成図

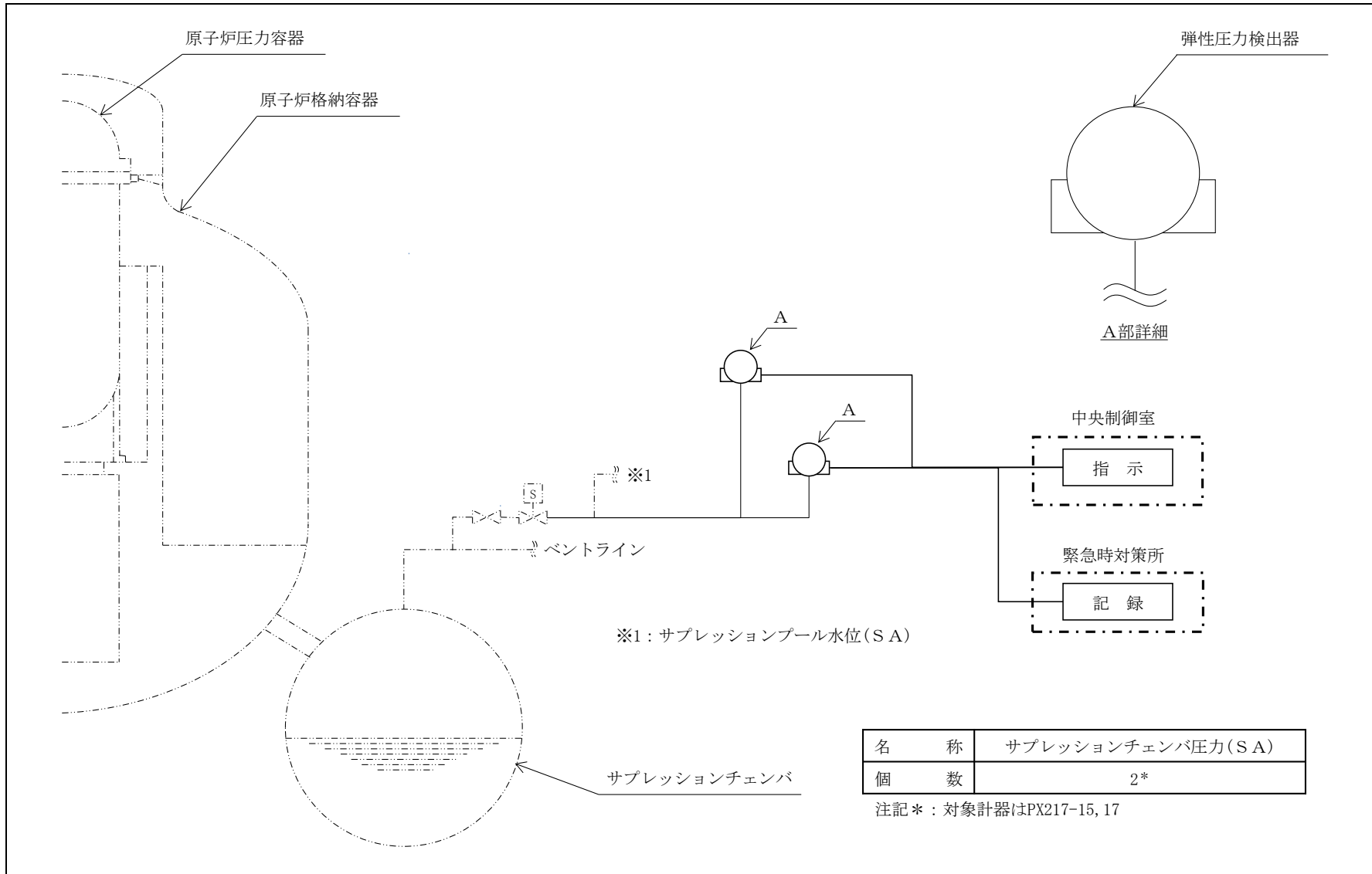


図 3-46 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ圧力 (SA))

(3) ドライウエル温度 (S A)

ドライウエル温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ドライウエル温度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-47「ドライウエル温度 (S A) の概略構成図」及び図 3-48「検出器の構造図 (ドライウエル温度 (S A))」参照。)

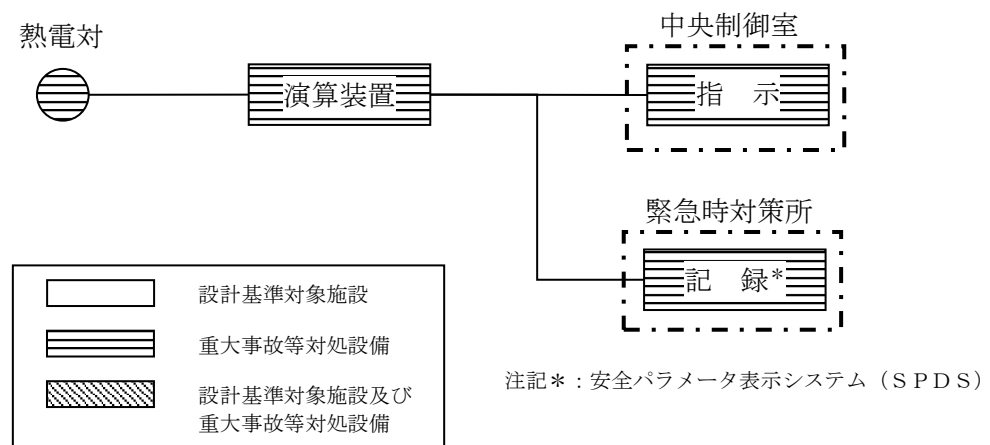


図 3-47 ドライウエル温度 (S A) の概略構成図

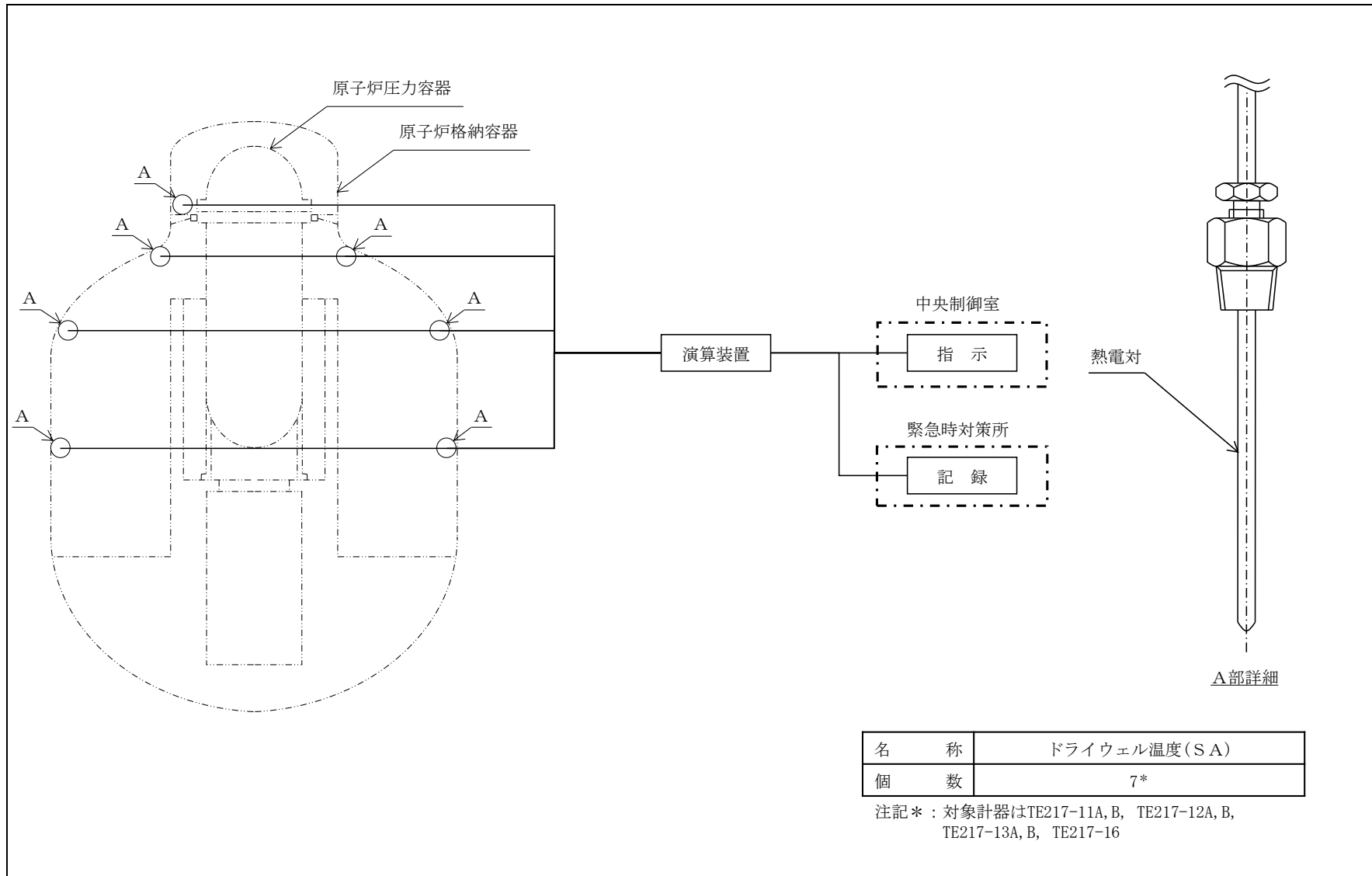


図 3-48 検出器の構造図 (ドライウェル温度 (S A))

(4) ペDESTAL温度 (SA)

ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-49「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-50「検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))」参照。)

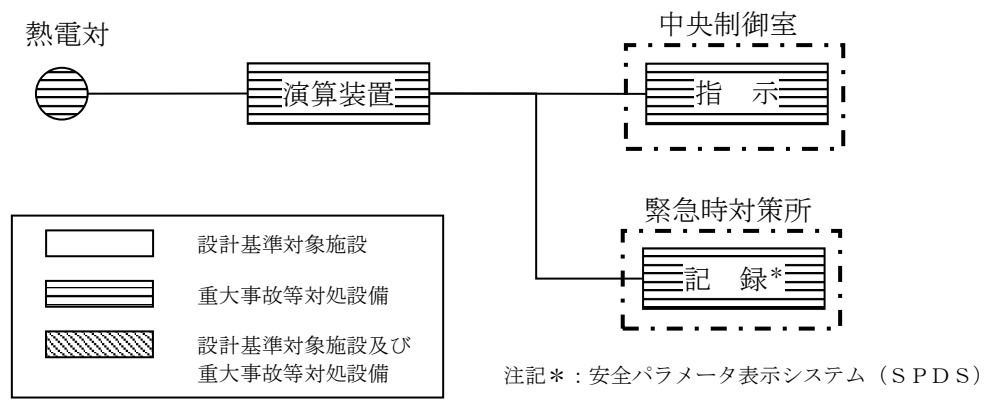


図 3-49 ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図

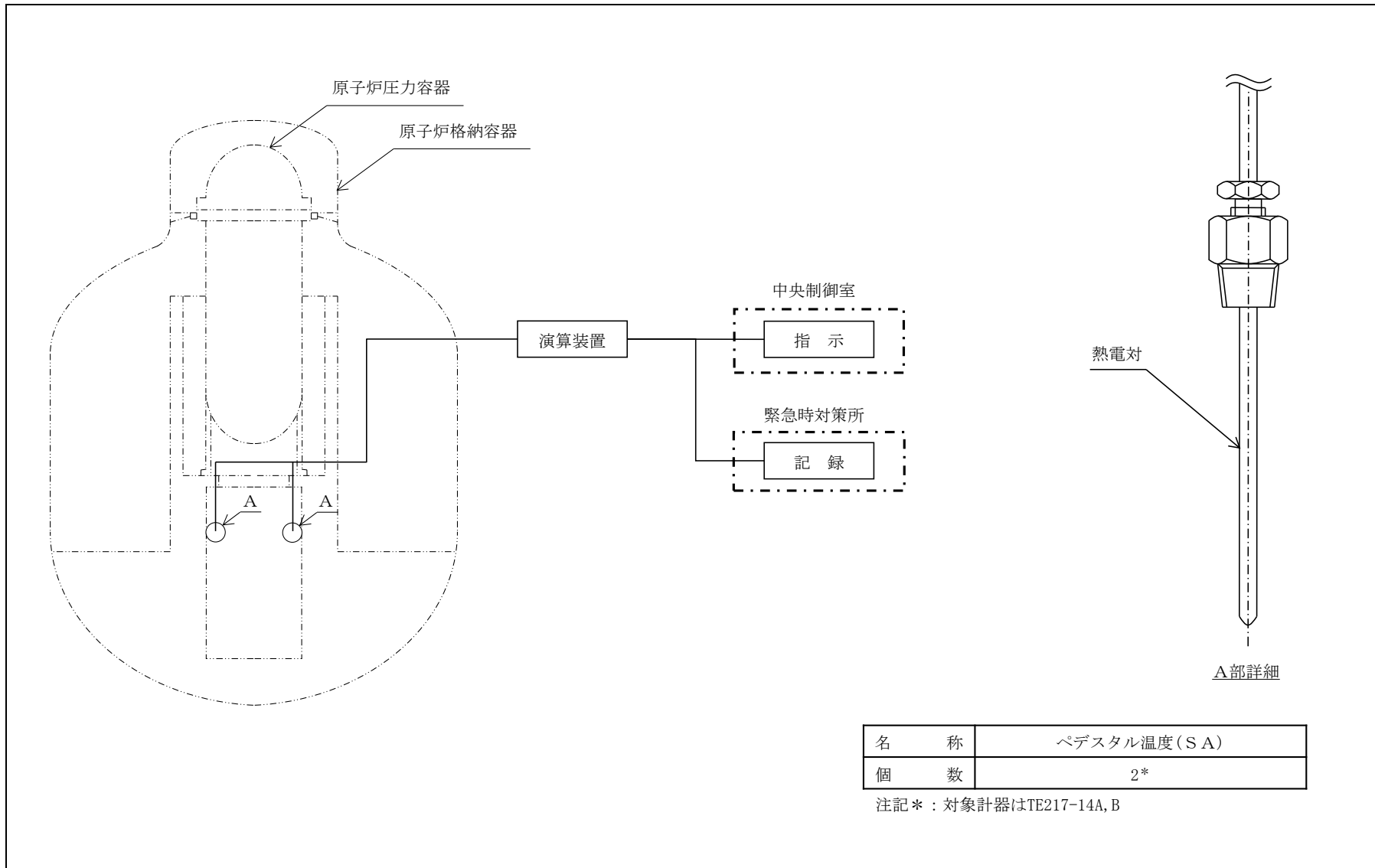


図 3-50 検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))

(5) ペDESTAL水温度 (SA)

ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL水温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-51 「ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-52 「検出器の構造図 (ペDESTAL水温度 (SA))」参照。)

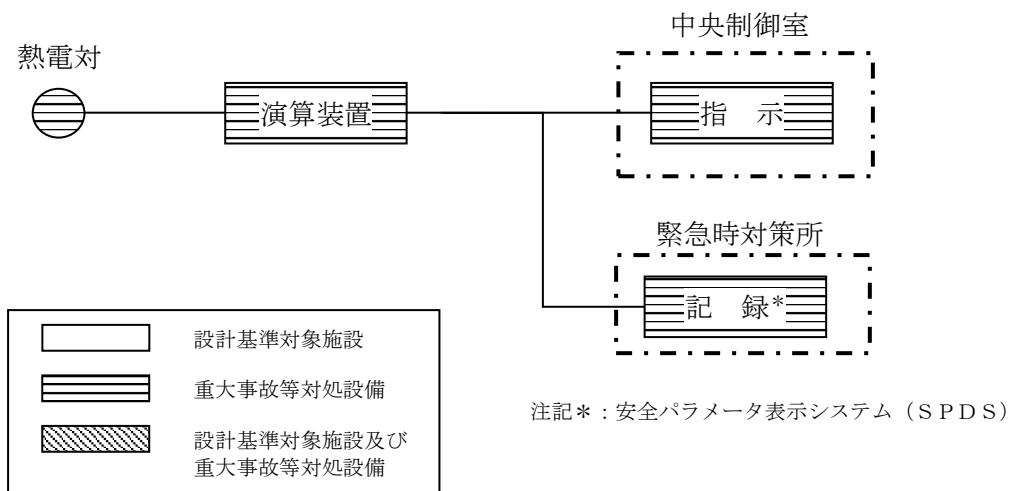


図 3-51 ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図

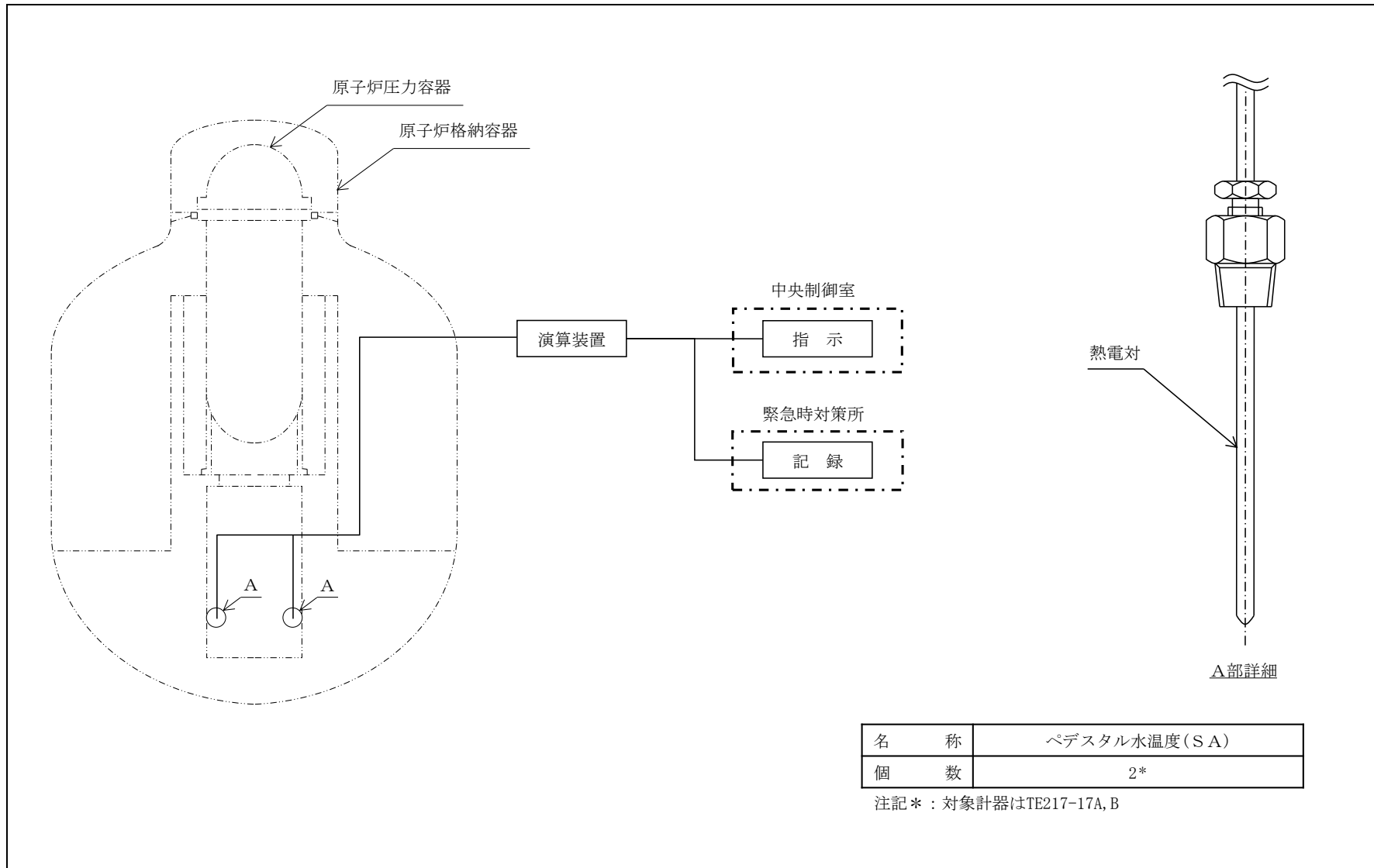


図 3-52 検出器の構造図 (ペダスタル水温度 (SA))



## (6) サプレッションチェンバ温度 (SA)

サプレッションチェンバ温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバ温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッションチェンバ温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-53 「サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-54 「検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))」参照。)

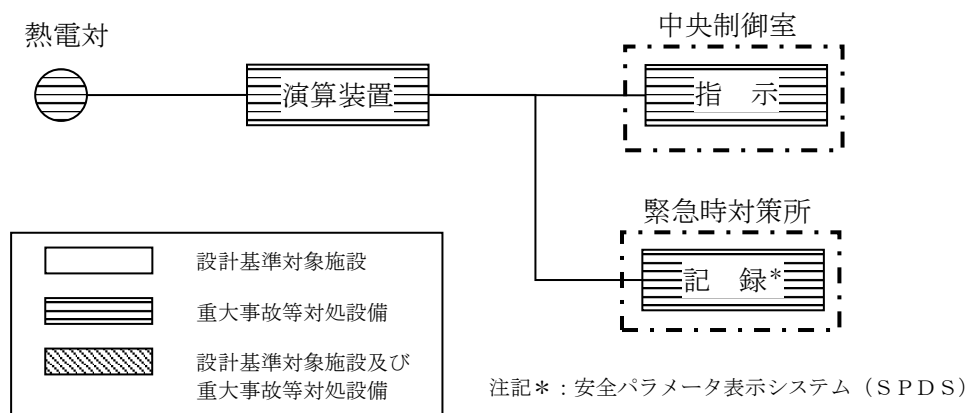


図 3-53 サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図

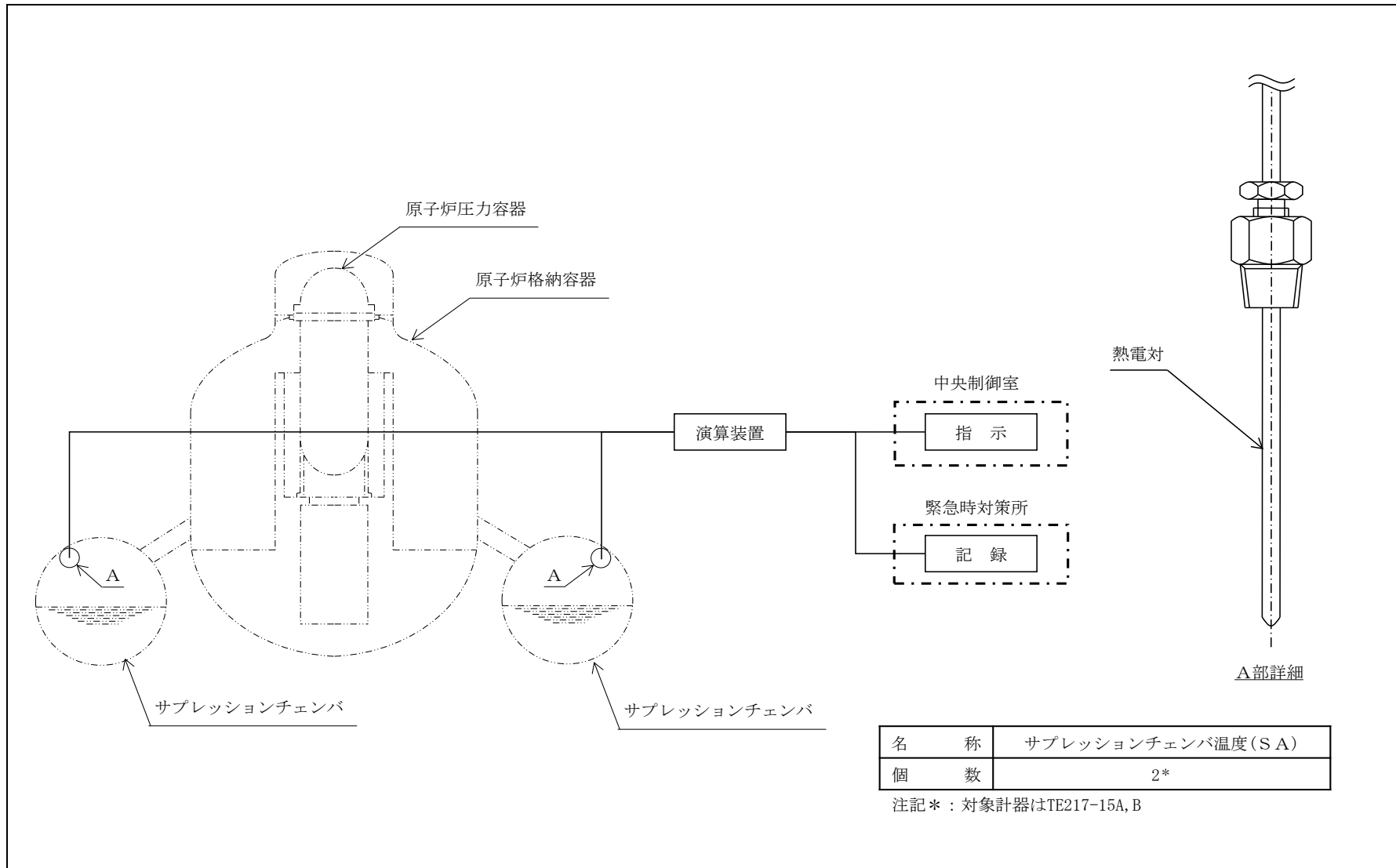


図 3-54 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))

## (7) サプレッションプール水温度 (SA)

サプレッションプール水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションプール水温度 (SA) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッションプール水温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-55 「サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-56 「検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (SA))」参照。)

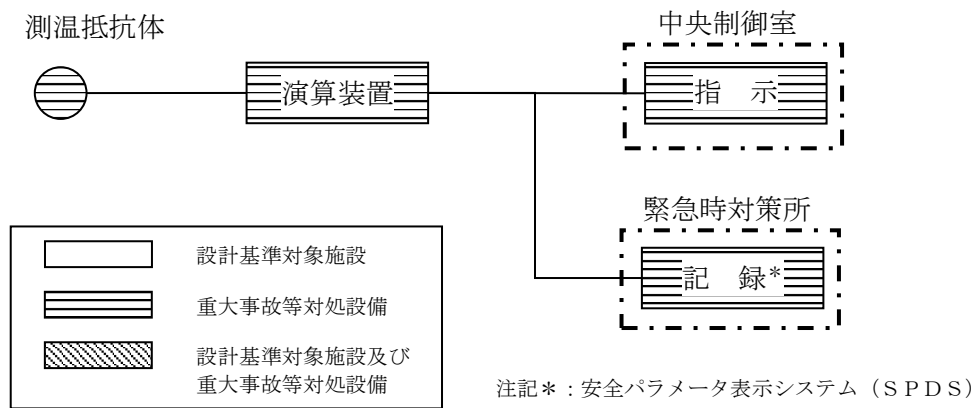


図 3-55 サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図

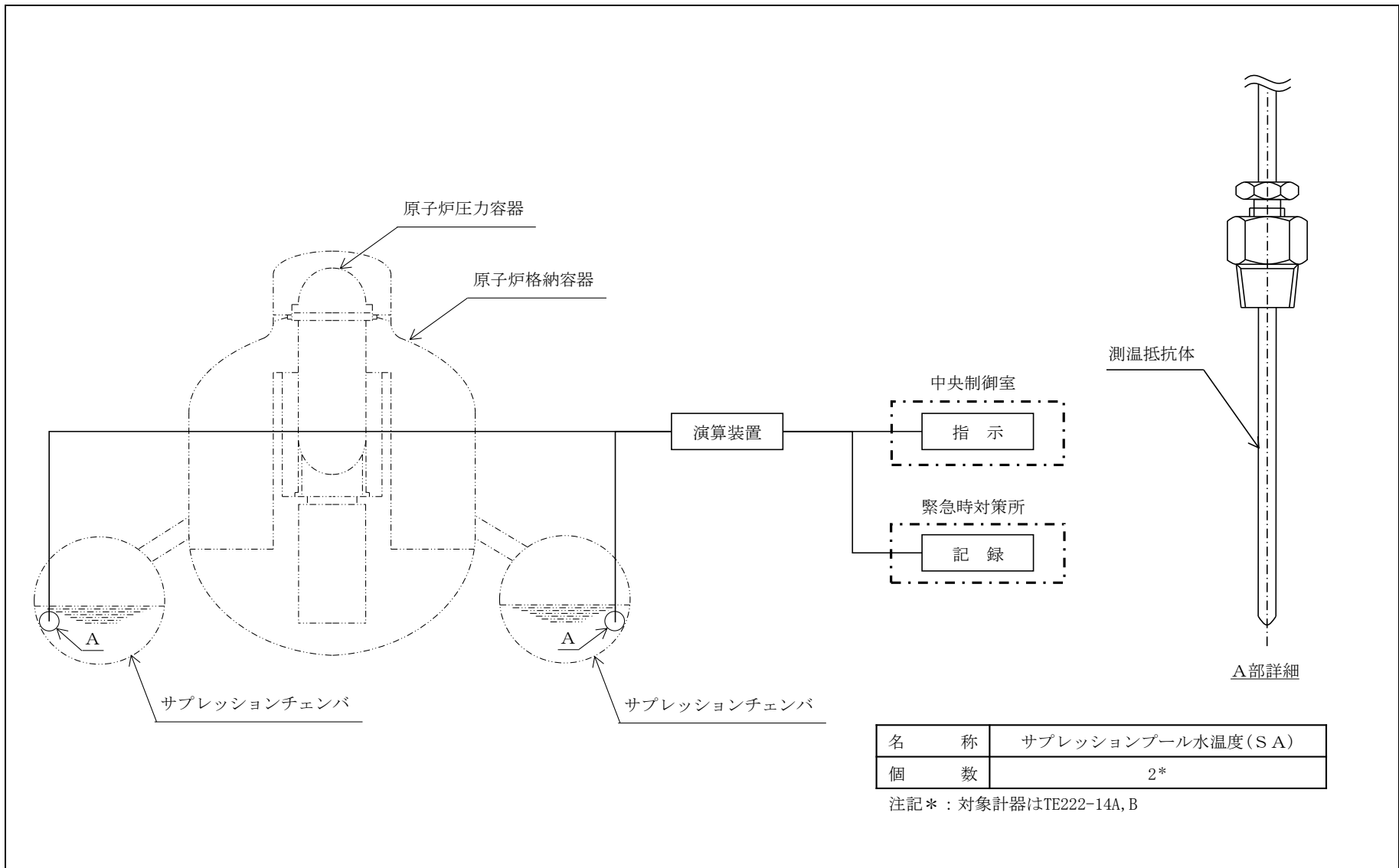


図 3-56 検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (S A))

(8) 格納容器酸素濃度 (B系)

格納容器酸素濃度 (B系) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (B系) の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-57「格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-58「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-6 図「単線結線図 (その 6) 計測制御電源」に示す。

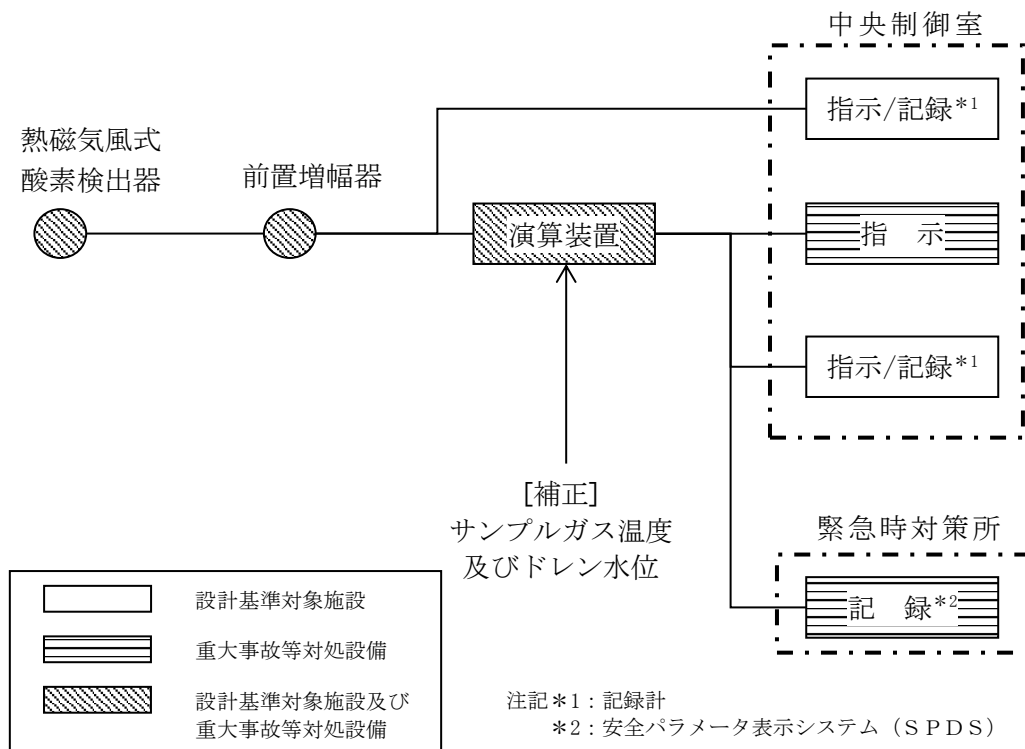


図 3-57 格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図

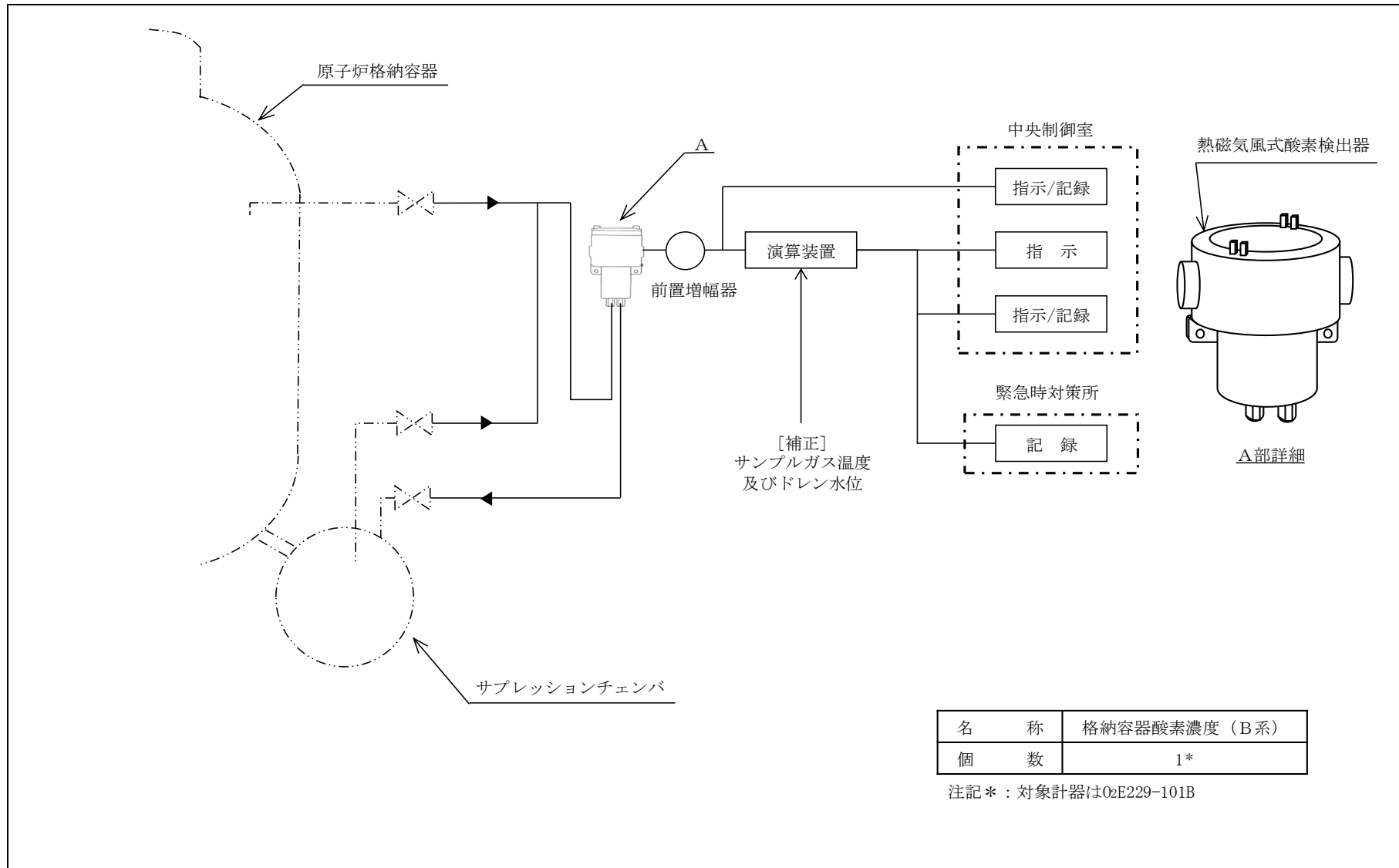


図 3-58 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))

(9) 格納容器酸素濃度 (S A)

格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-59「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-60「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S A))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

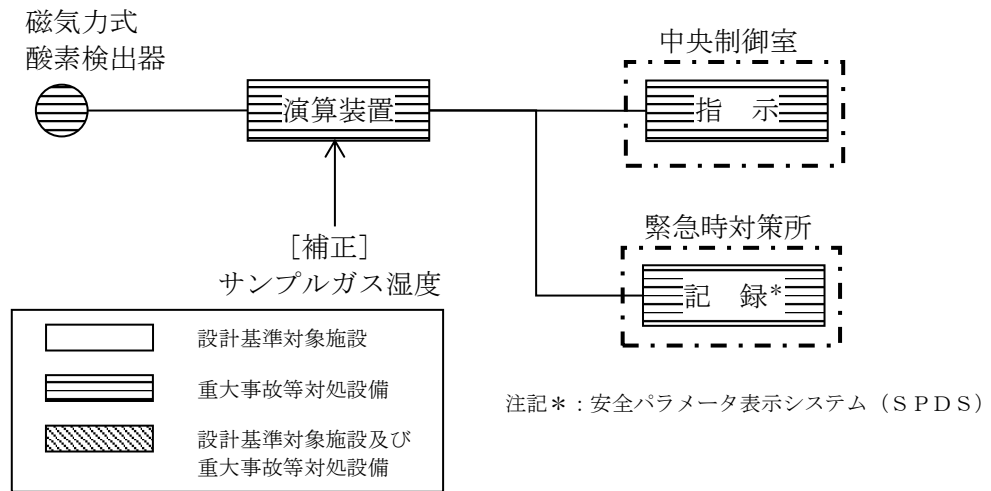


図 3-59 格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図

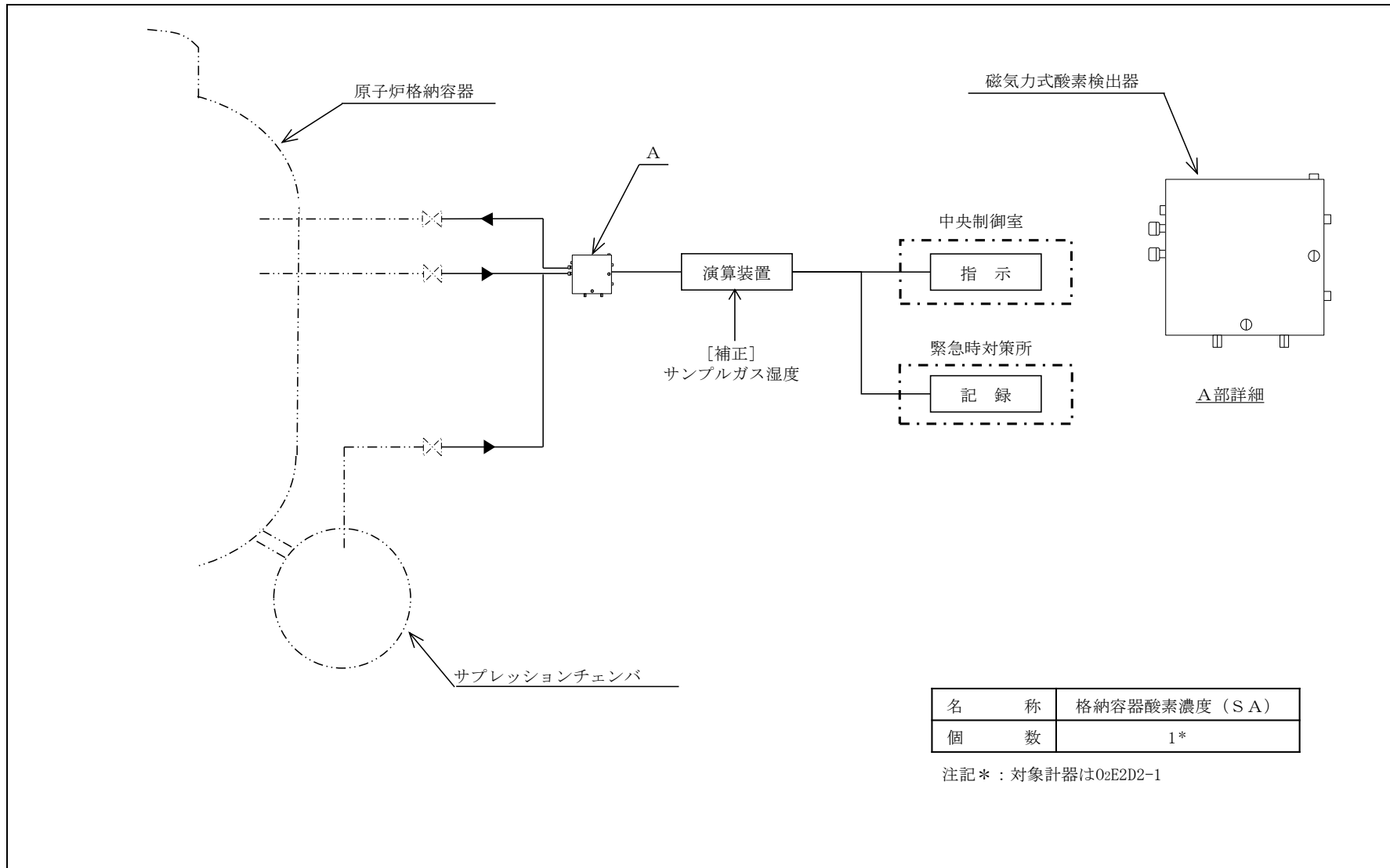


図 3-60 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S A))



(10) 格納容器水素濃度 (B系)

格納容器水素濃度 (B系) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度 (B系) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-61 「格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-62 「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第1-4-6図「単線結線図 (その6) 計測制御電源」に示す。

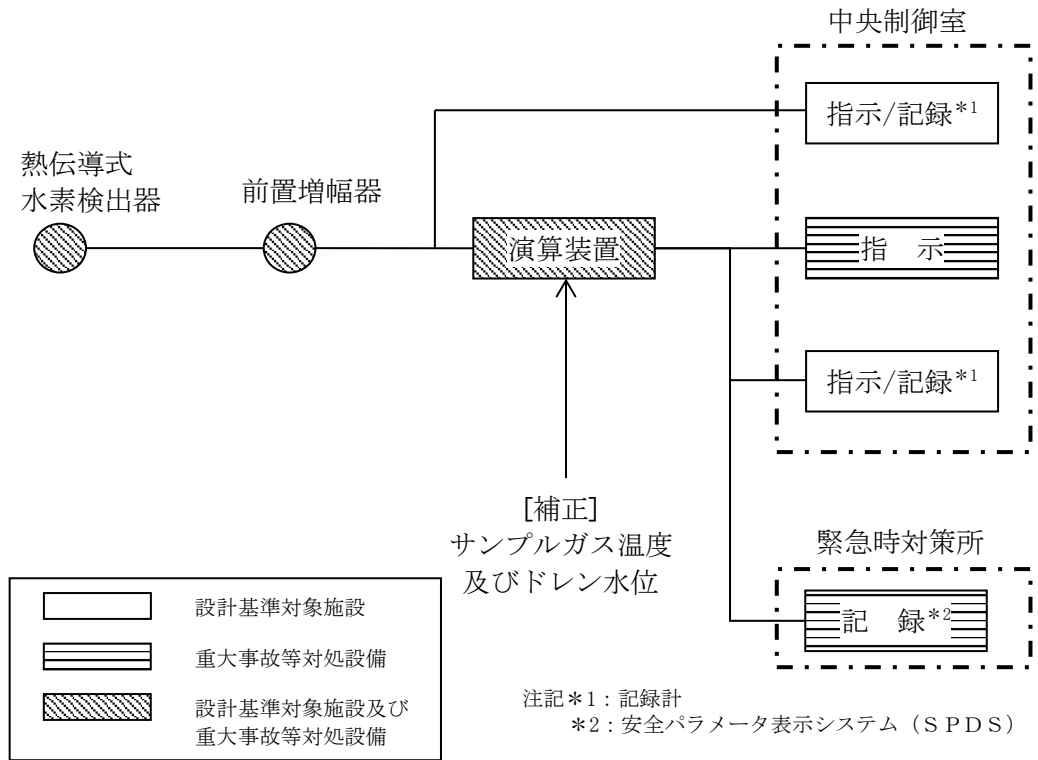
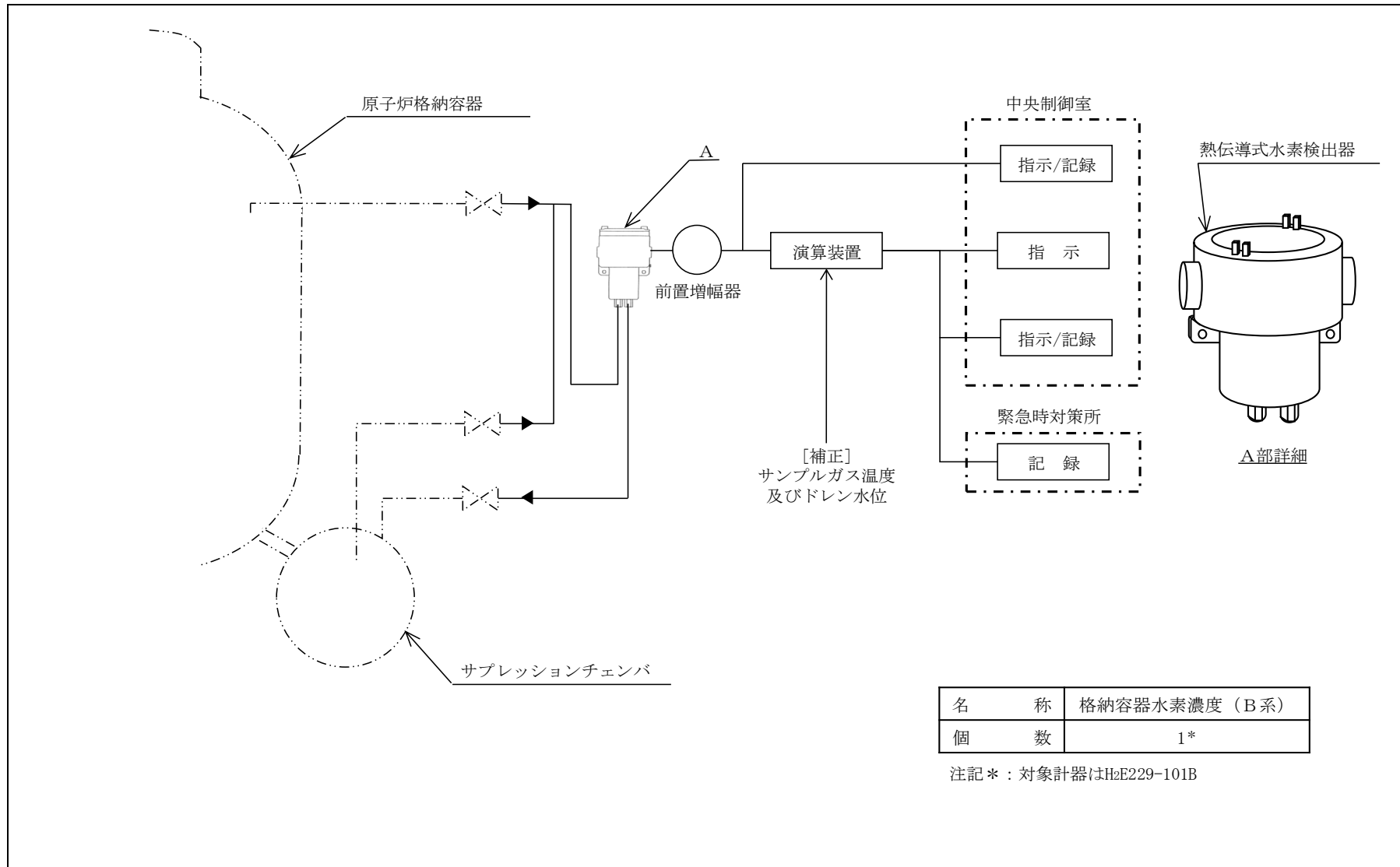


図 3-61 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図



名 称	格納容器水素濃度 (B系)
個 数	1*

注記\* : 対象計器はH2E229-101B

図 3-62 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))

(11) 格納容器水素濃度 (S A)

格納容器水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度 (S A) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-63「格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-64「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (S A))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給について VI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

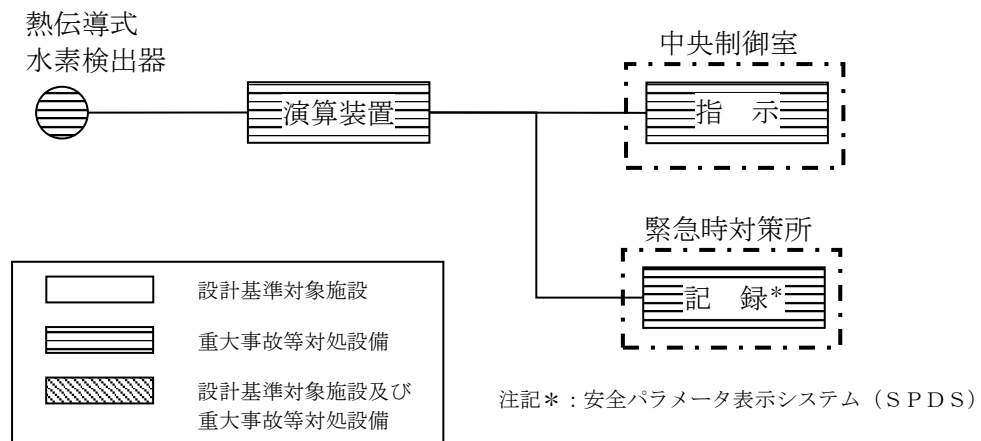


図 3-63 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図

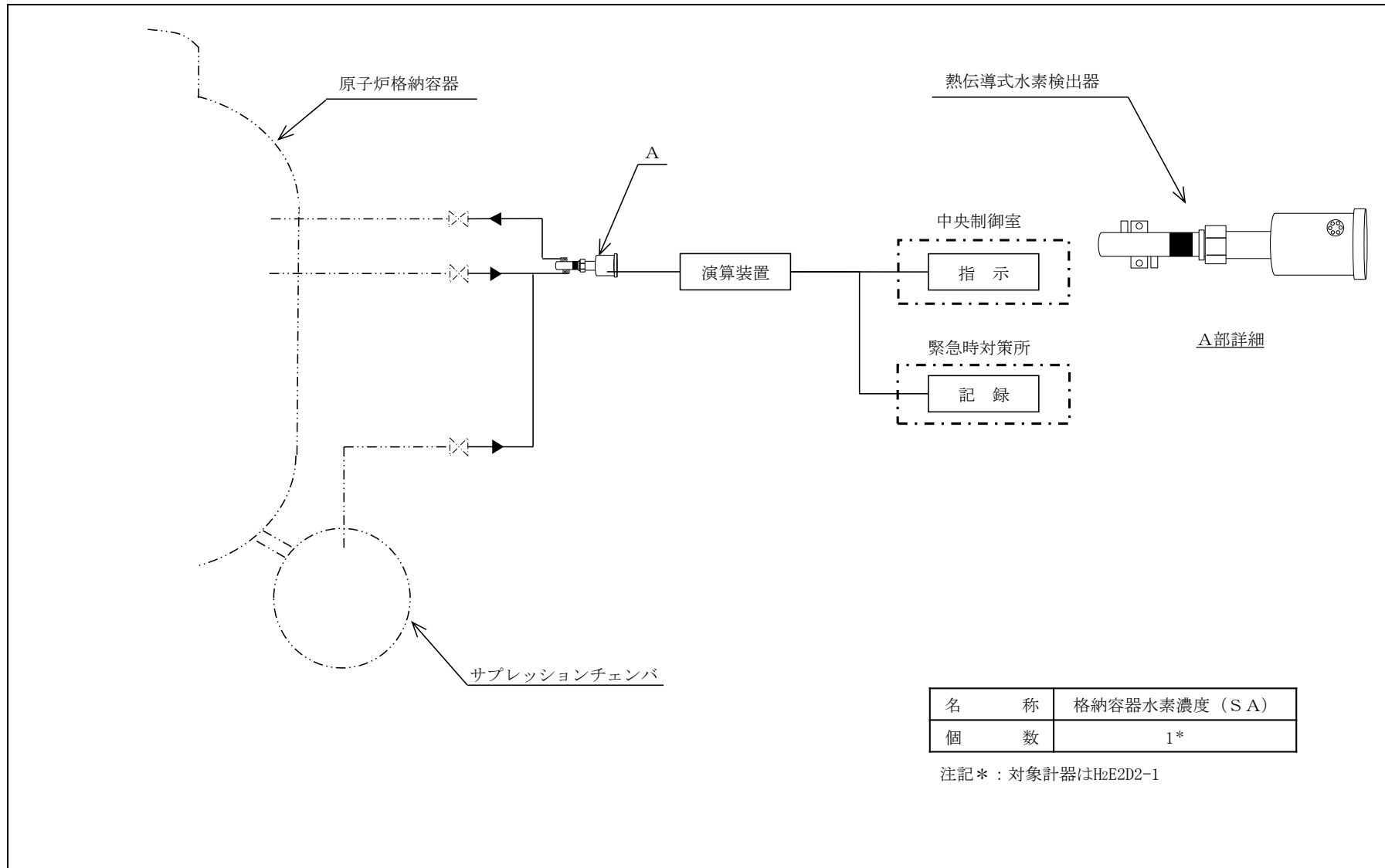


図 3-64 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (S A))

3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-65「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」及び図 3-66「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水槽水位）」参照。）

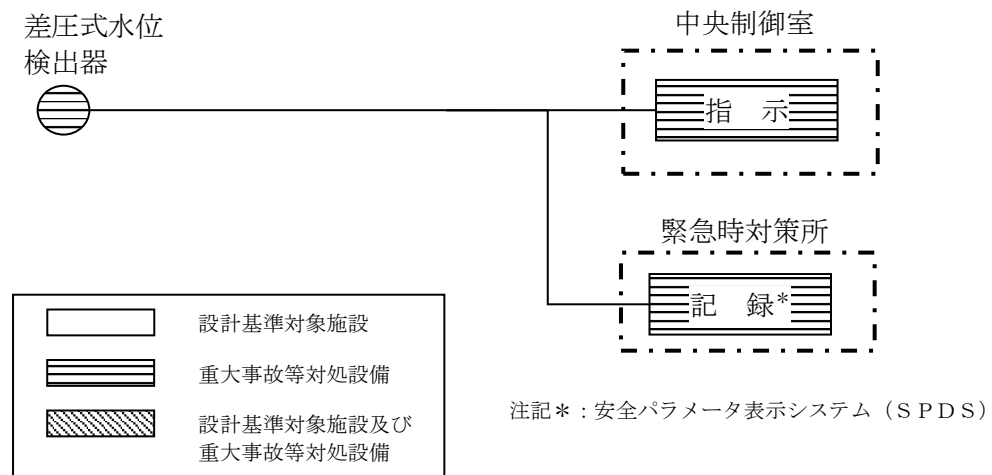


図 3-65 低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図

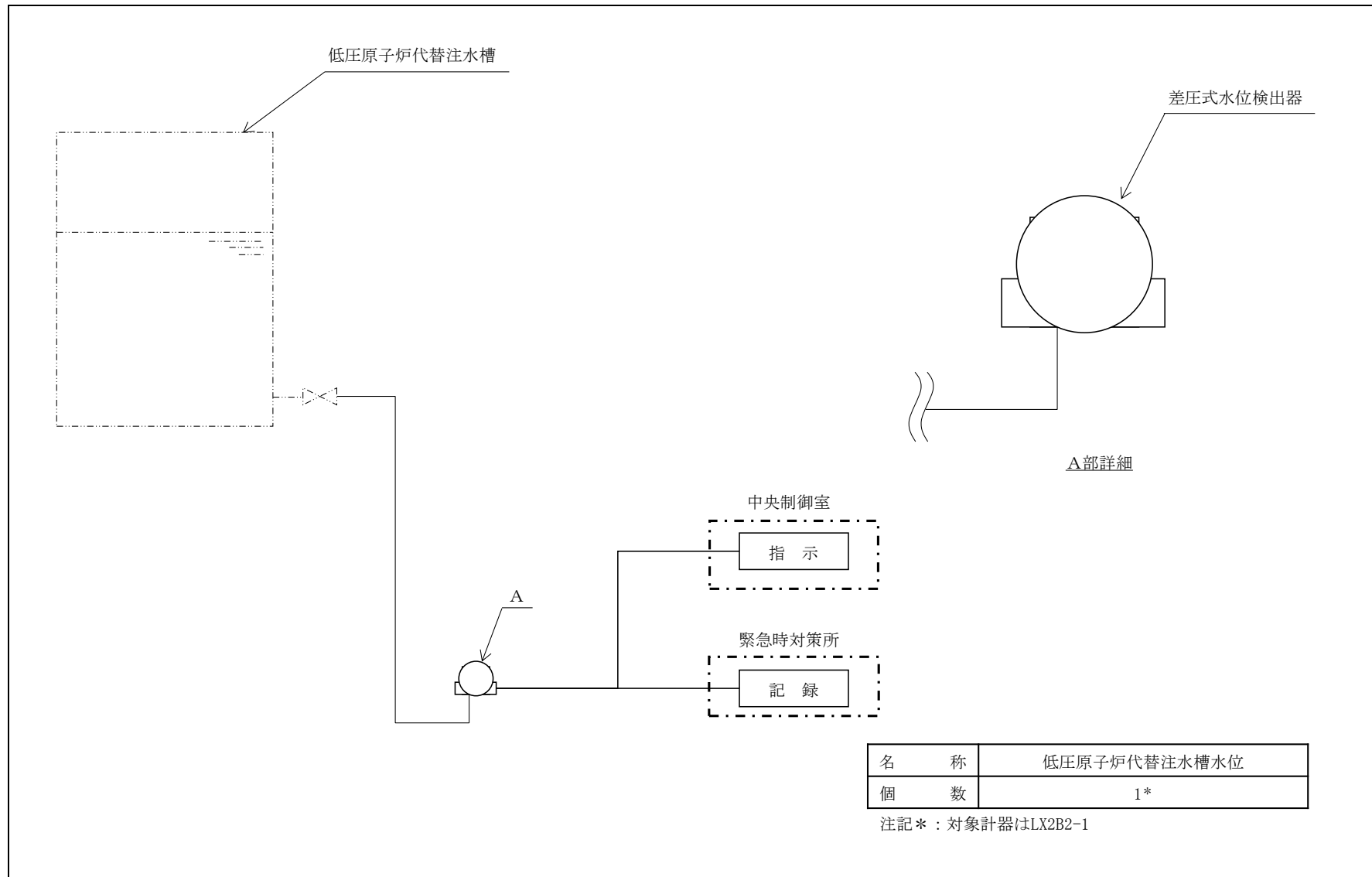


図 3-66 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水槽水位)

### 3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

#### (1) 格納容器代替スプレイ流量

格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器代替スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-67「格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」及び図3-68「検出器の構造図（格納容器代替スプレイ流量）」参照。）

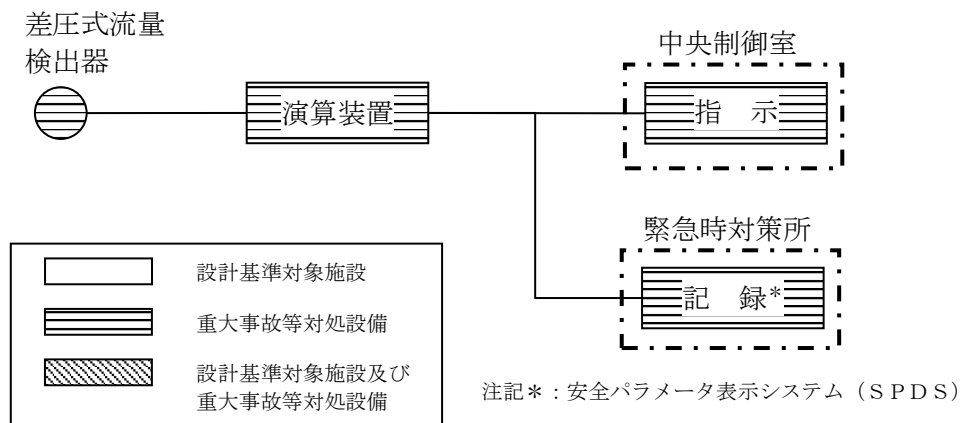


図3-67 格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

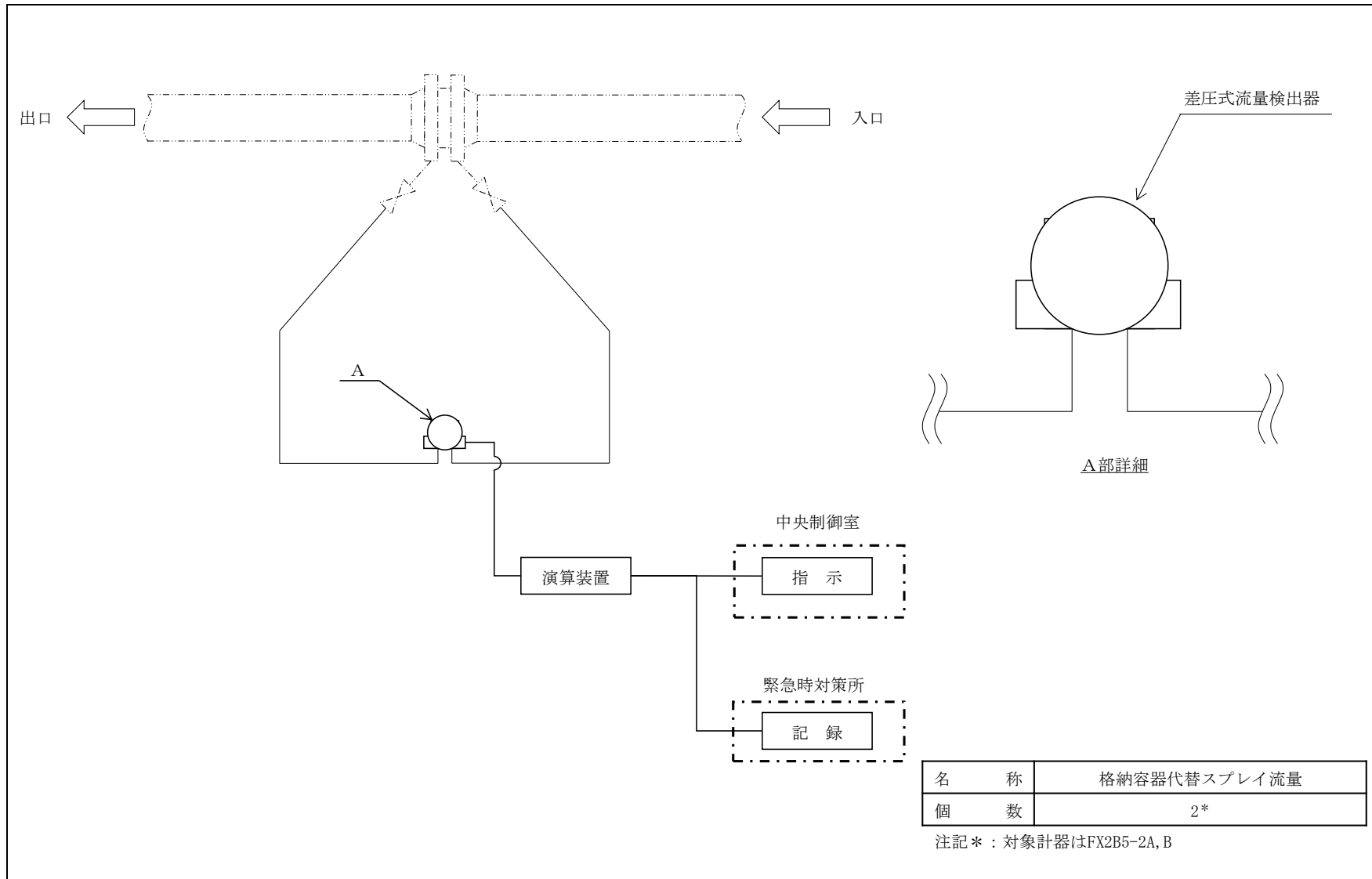


図 3-68 検出器の構造図 (格納容器代替スプレイ流量)



(2) ペDESTAL代替注水流量

ペDESTAL代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3-69「ペDESTAL代替注水流量の概略構成図」及び図 3-70「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量）」参照。）

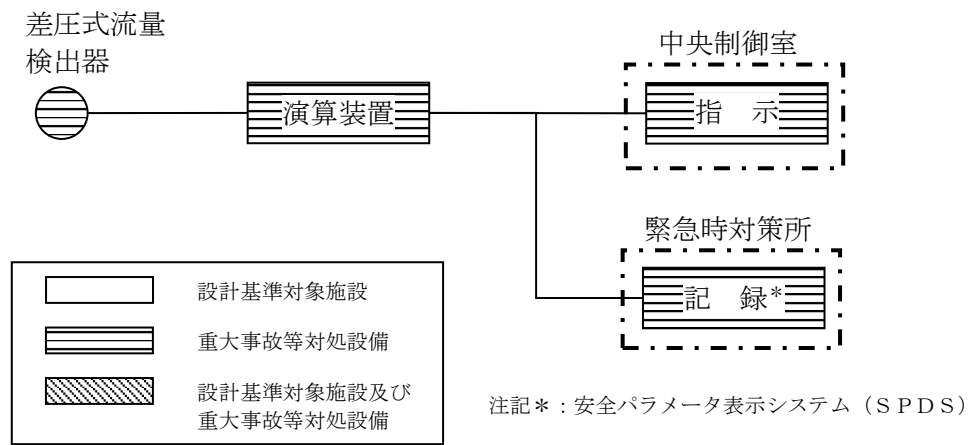


図 3-69 ペDESTAL代替注水流量の概略構成図

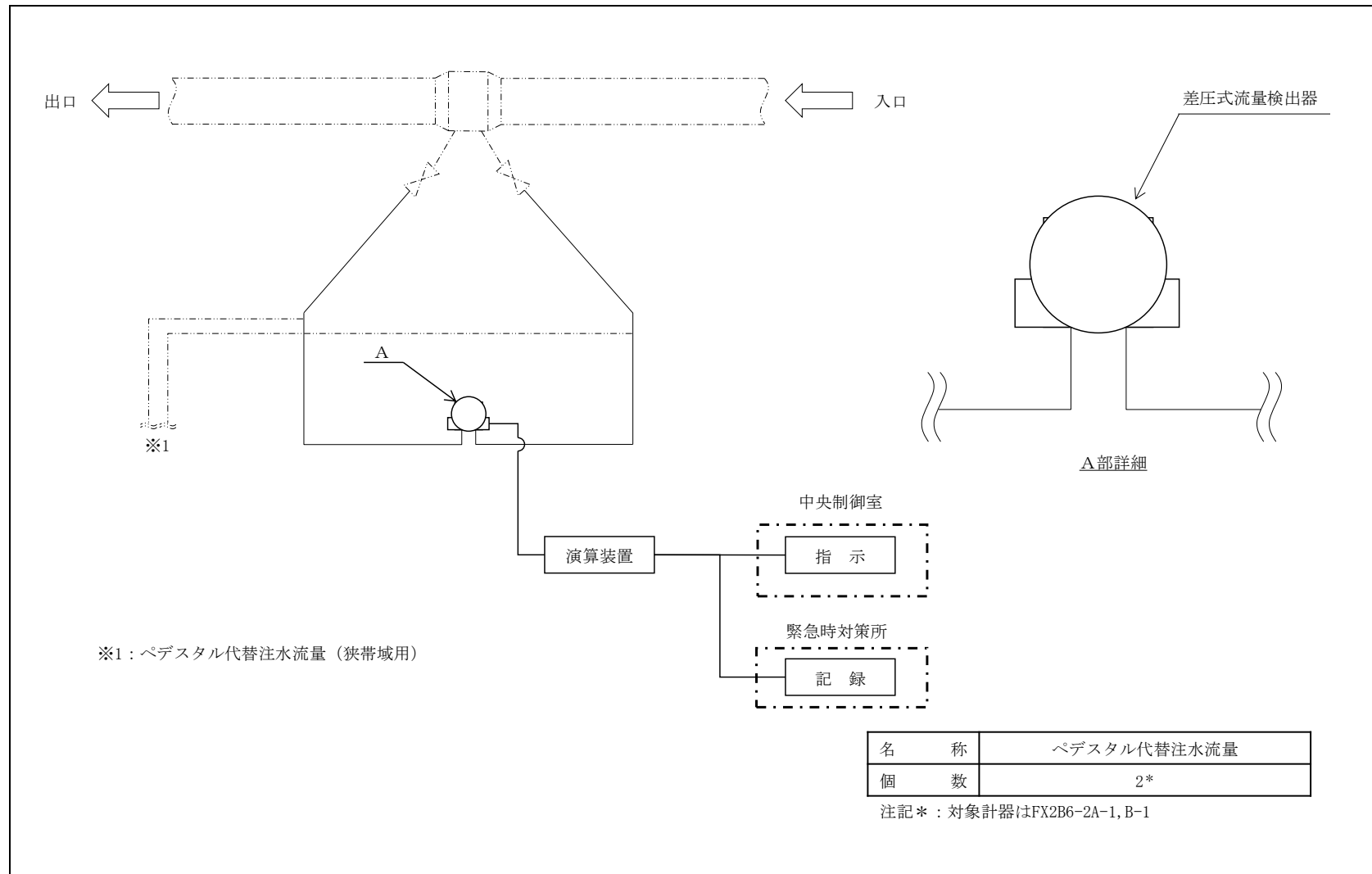


図 3-70 検出器の構造図 (ペDESTAL代替注水流量)

## (3) ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-71「ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-72「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

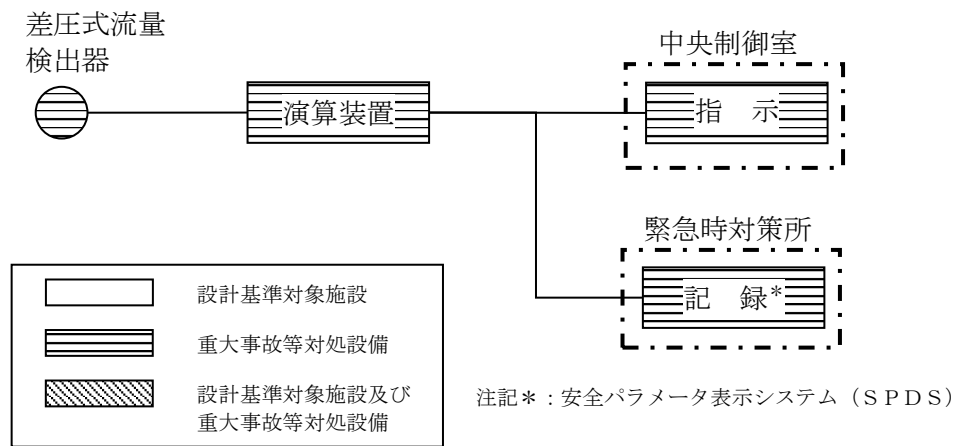


図 3-71 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

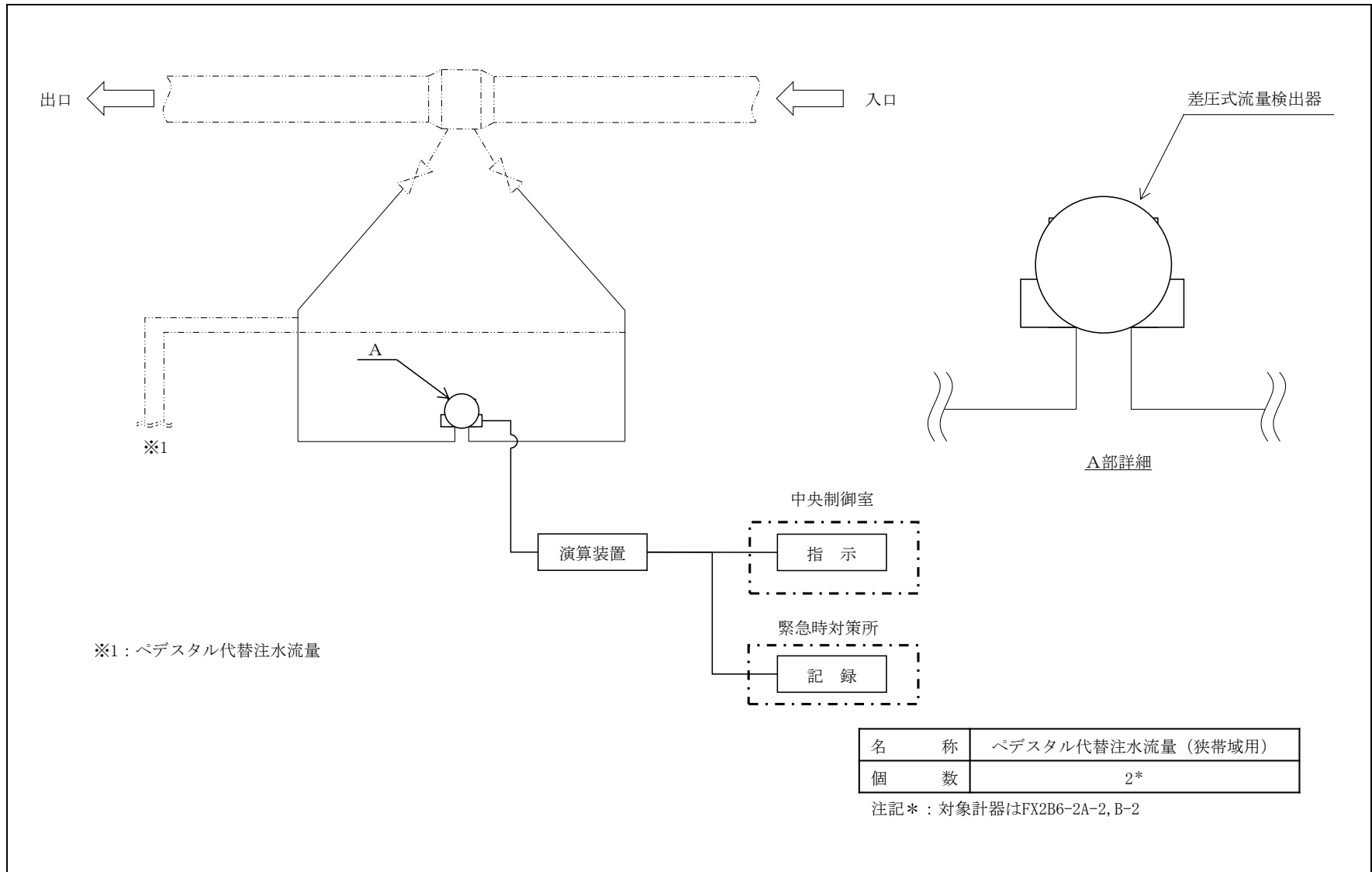


図 3-72 検出器の構造図 (ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用))

## (4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-73「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び図 3-74「検出器の構造図（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量）」参照。）

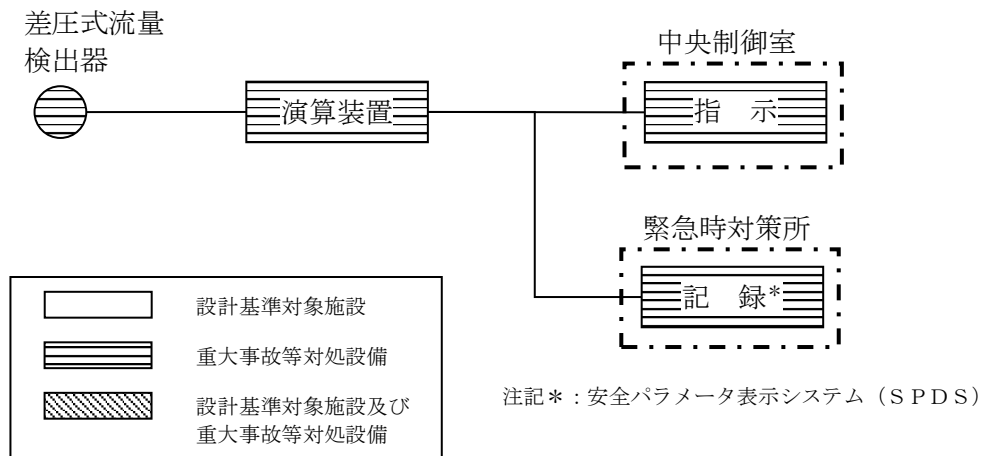


図 3-73 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

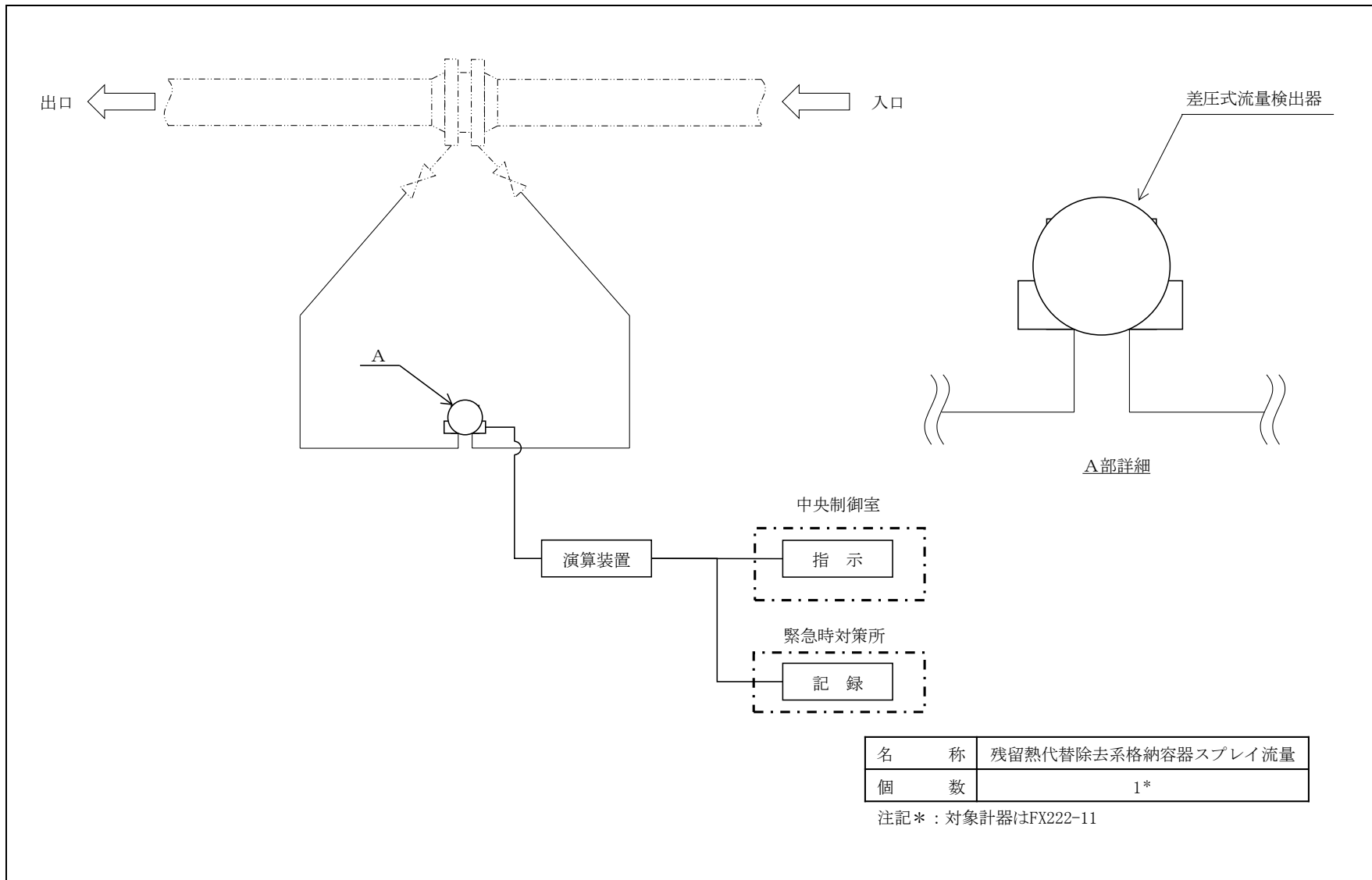


図 3-74 検出器の構造図 (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

「3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(5)に同じ。

(6) 代替注水流量（常設）

「3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(10)に同じ。

### 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

#### (1) ドライウェル水位

ドライウェル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-75「ドライウェル水位の概略構成図」及び図 3-76「検出器の構造図（ドライウェル水位）」参照。）

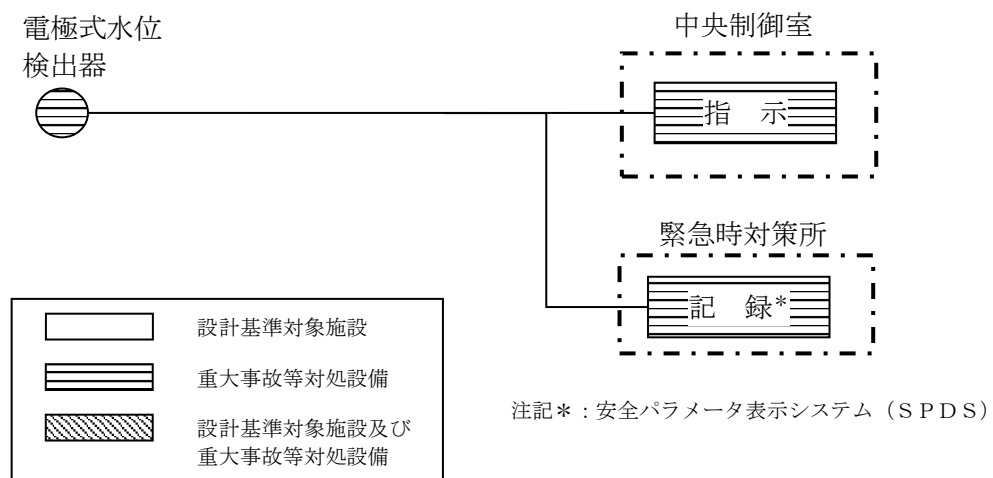


図 3-75 ドライウェル水位の概略構成図



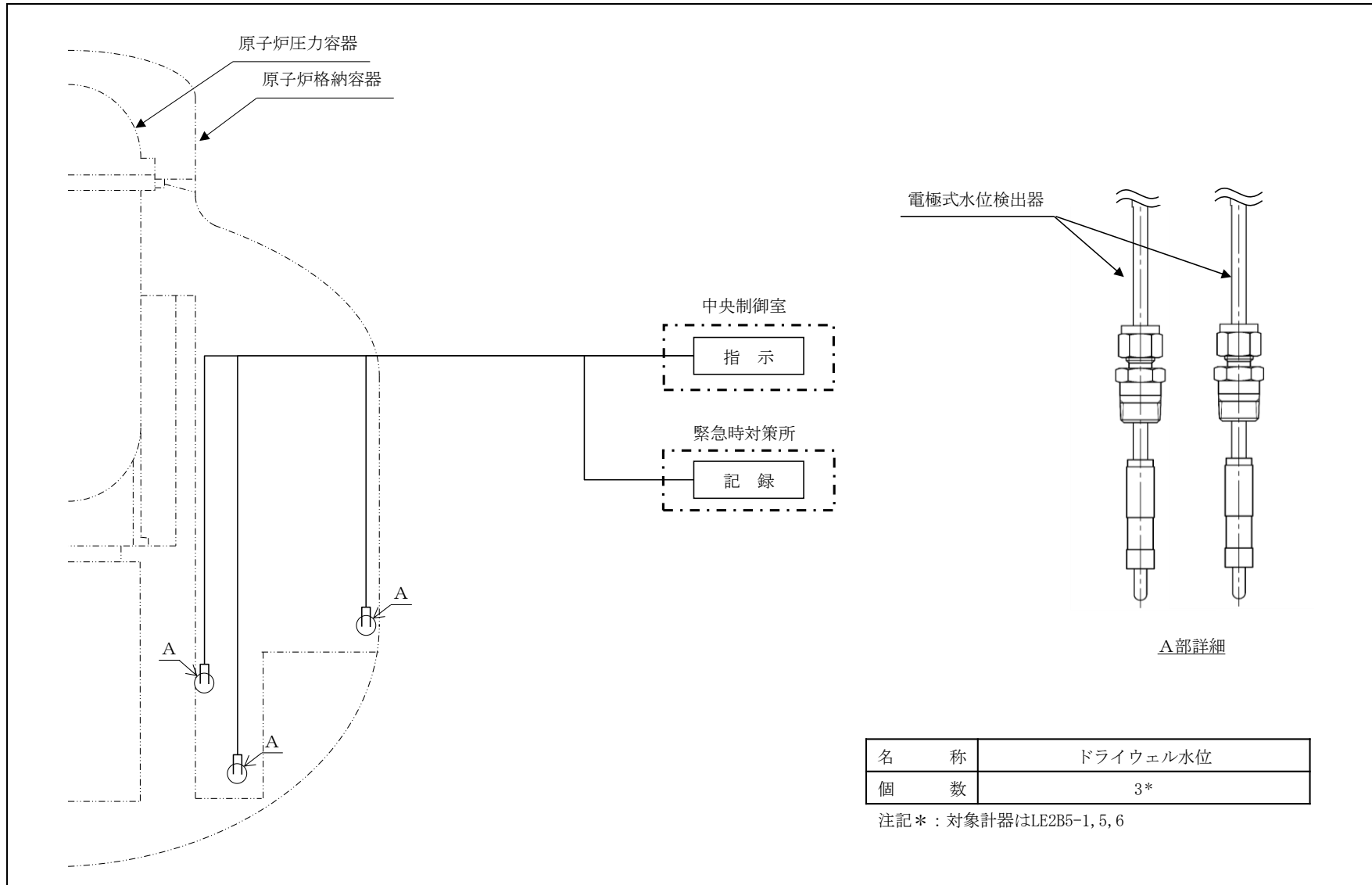


図 3-76 検出器の構造図 (ドライウェル水位)

(2) サプレッションプール水位 (SA)

サプレッションプール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションプール水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッションプール水位 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-77「サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-78「検出器の構造図 (サプレッションプール水位 (SA))」参照。)

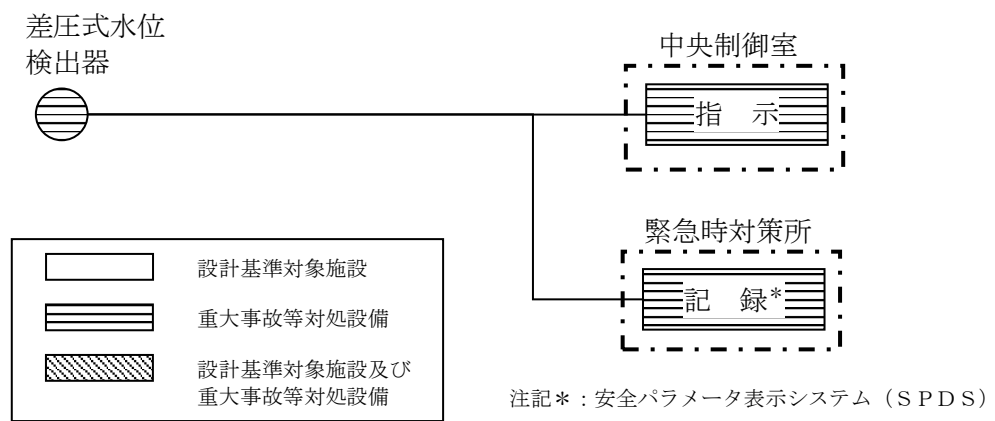


図 3-77 サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図

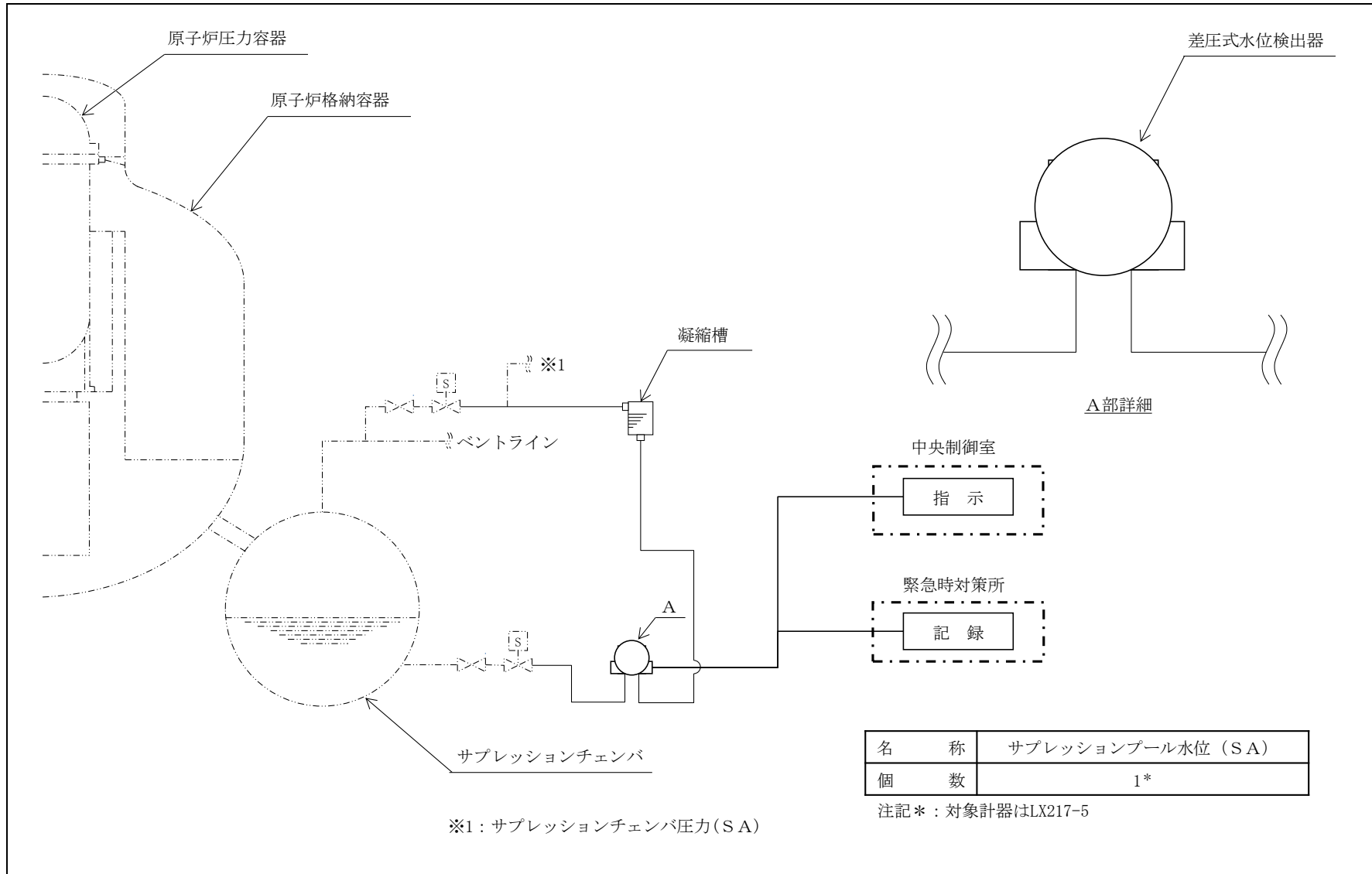


図 3-78 検出器の構造図 (サブプレッションプール水位 (SA))

(3) ペDESTAL水位

ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-79「ペDESTAL水位の概略構成図」及び図 3-80「検出器の構造図（ペDESTAL水位）」参照。）

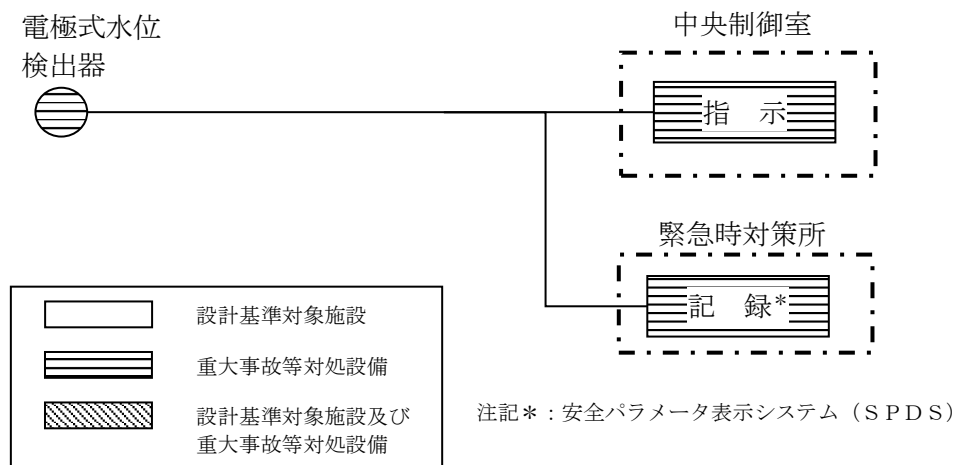


図 3-79 ペDESTAL水位の概略構成図

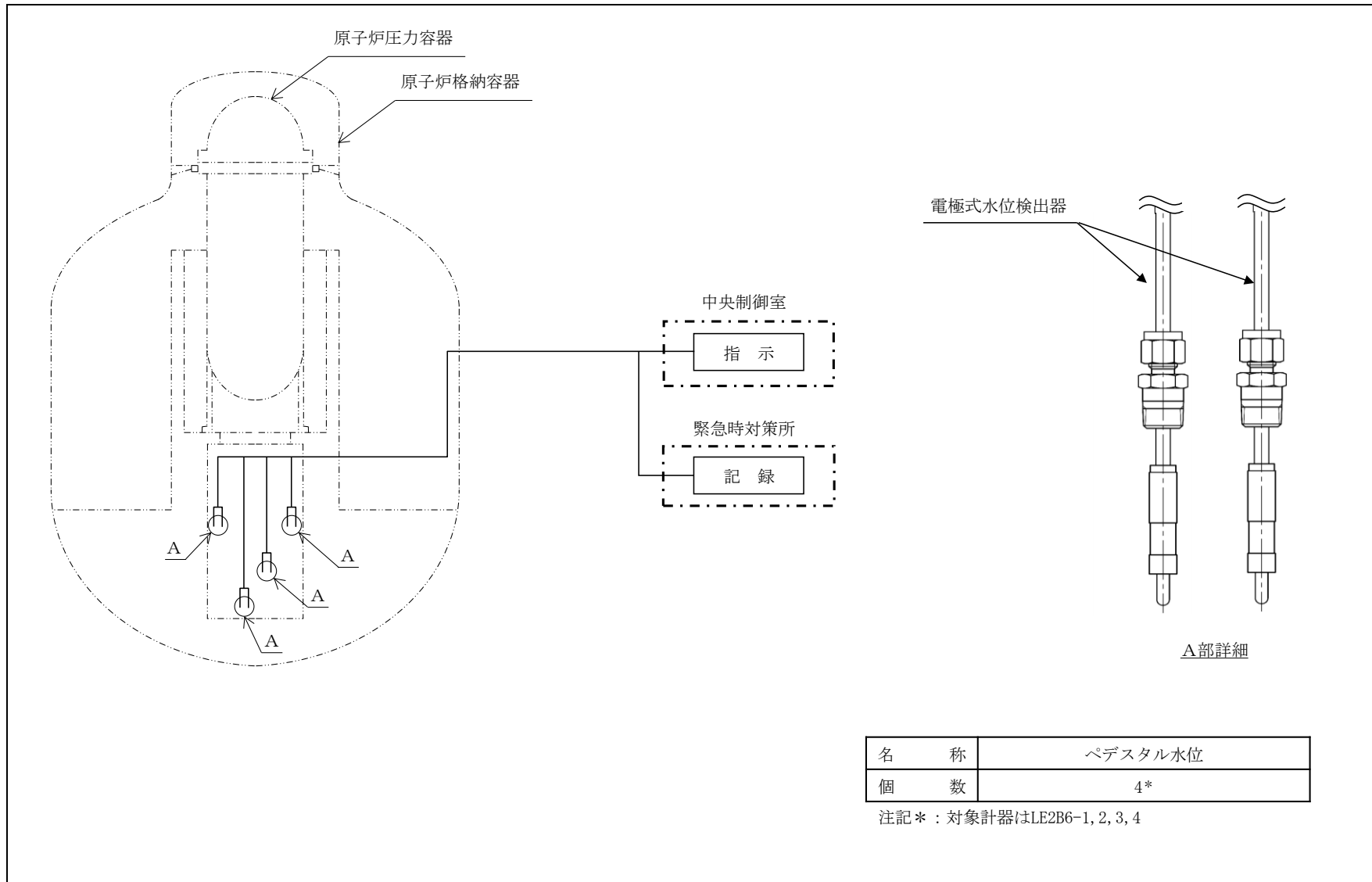


図 3-80 検出器の構造図 (ペDESTAL水位)

### 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-81、図 3-82「原子炉建物水素濃度の概略構成図」及び図 3-83「検出器の構造図（原子炉建物水素濃度）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図（その 2）交流電源」に示す。

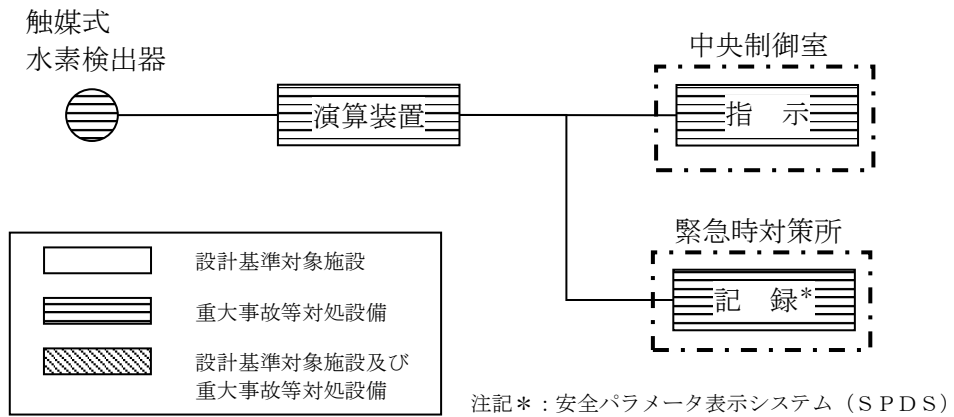


図 3-81 原子炉建物水素濃度の概略構成図

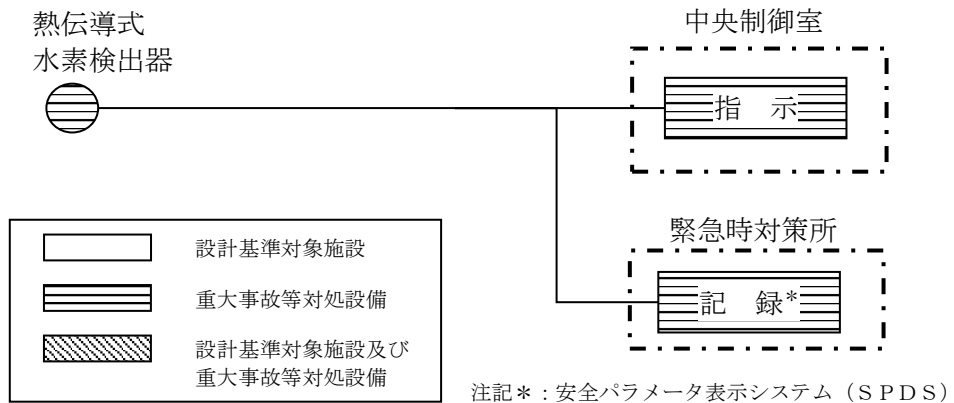


図 3-82 原子炉建物水素濃度の概略構成図

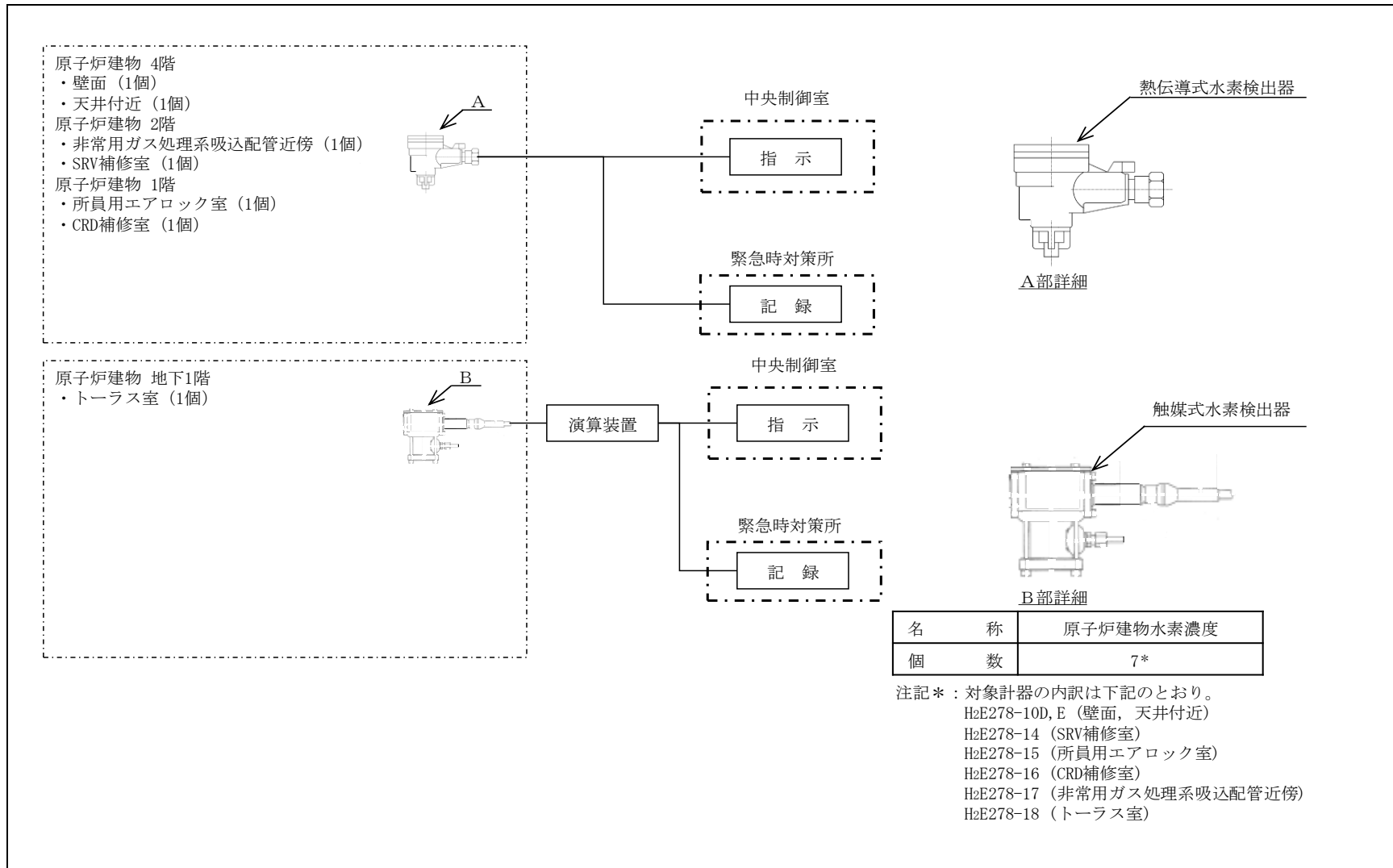


図 3-83 検出器の構造図 (原子炉建物水素濃度)

### 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉压力容器温度 (S A)

原子炉压力容器温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3-84 「原子炉压力容器温度 (S A) の概略構成図」、図 3-85 「検出器の構造図 (原子炉压力容器温度 (S A))」及び図 3-112 「検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL15300)」参照。)

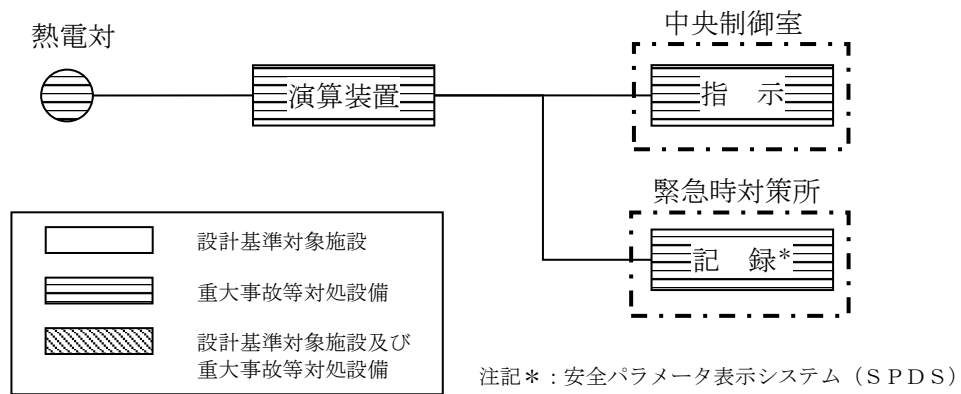


図 3-84 原子炉压力容器温度 (S A) の概略構成図



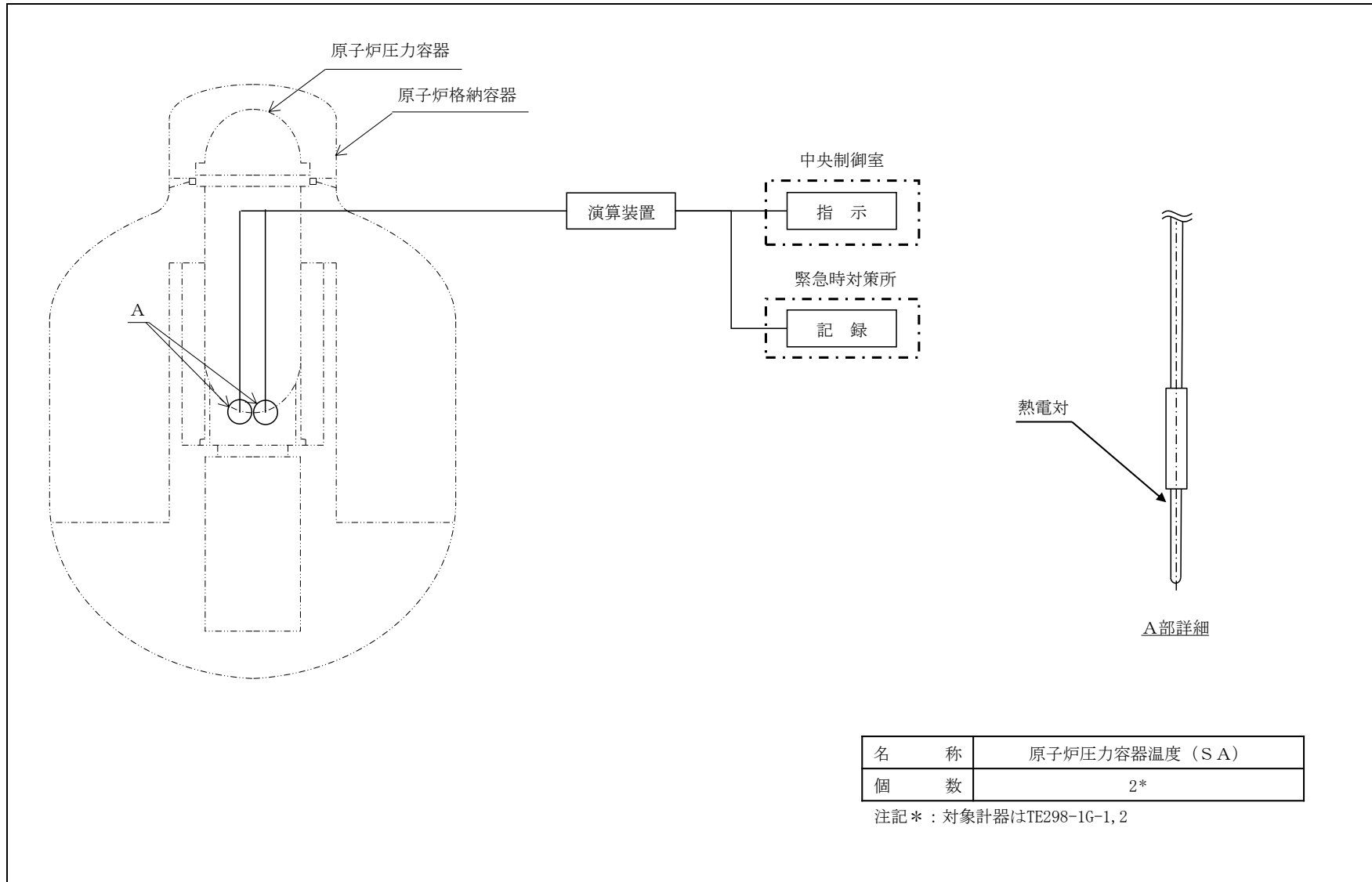


図 3-85 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度 (S A))

## (2) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-86「スクラバ容器水位の概略構成図」、図 3-87「検出器の構造図（スクラバ容器水位）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

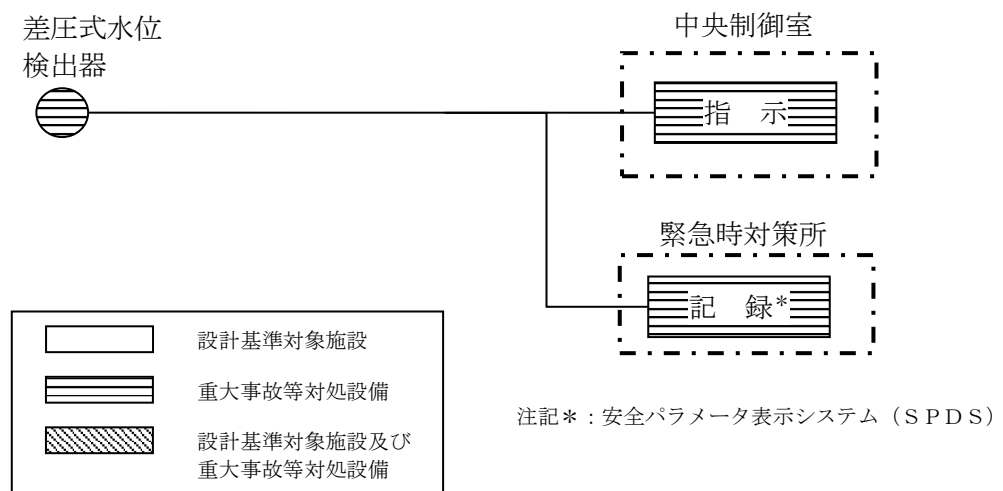


図 3-86 スクラバ容器水位の概略構成図

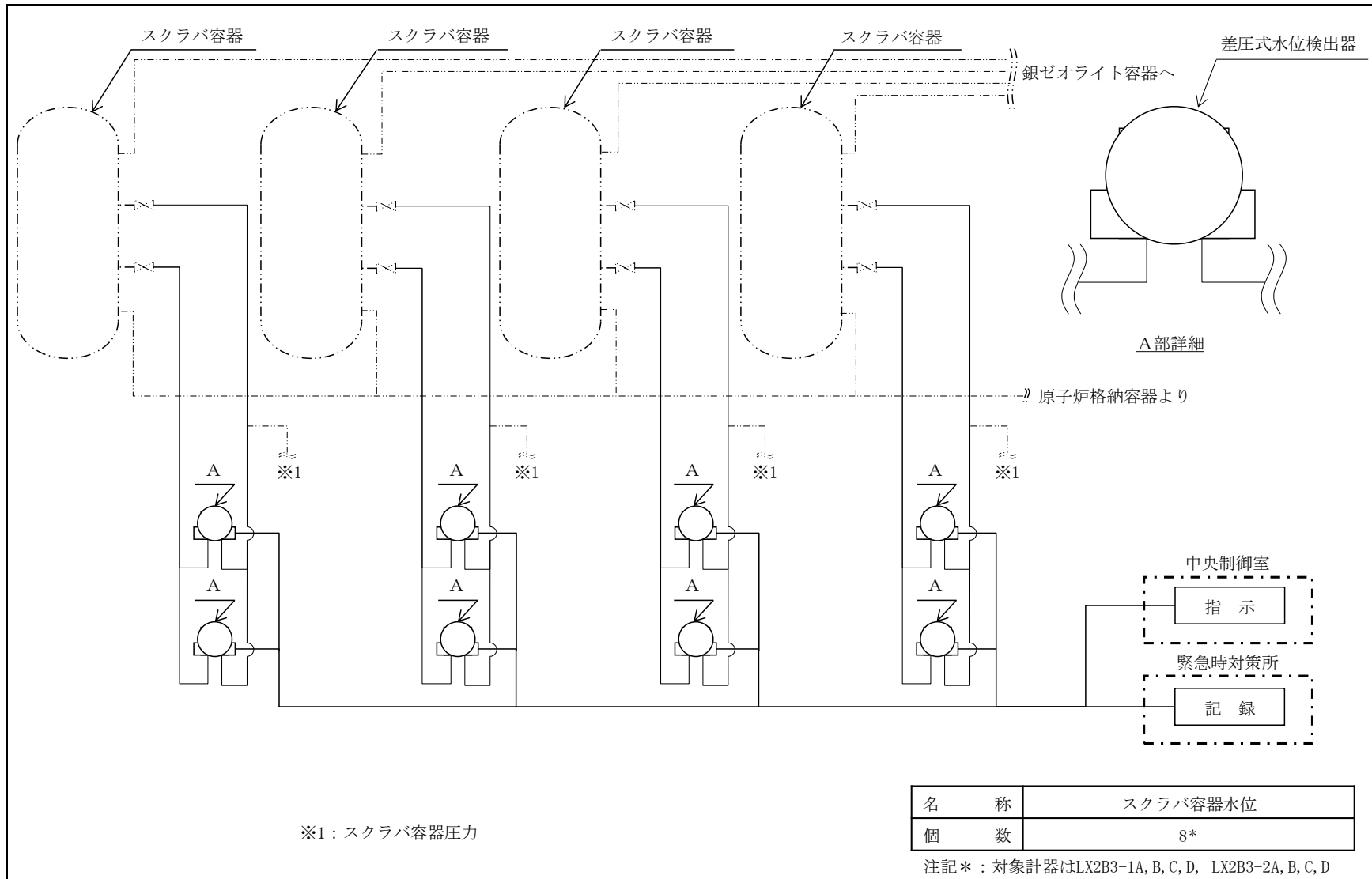


図 3-87 検出器の構造図 (スクラバ容器水位)

(3) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-88「スクラバ容器圧力の概略構成図」、図 3-89「検出器の構造図（スクラバ容器圧力）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第1ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

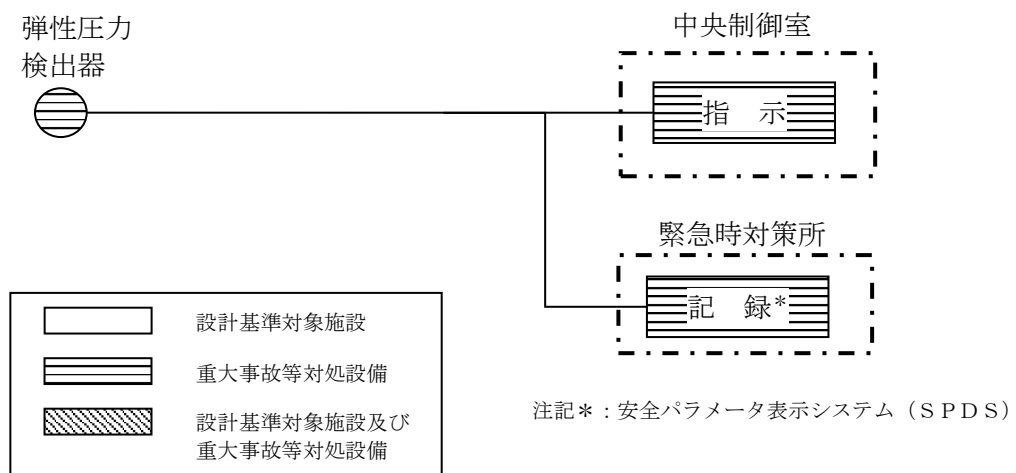


図 3-88 スクラバ容器圧力の概略構成図

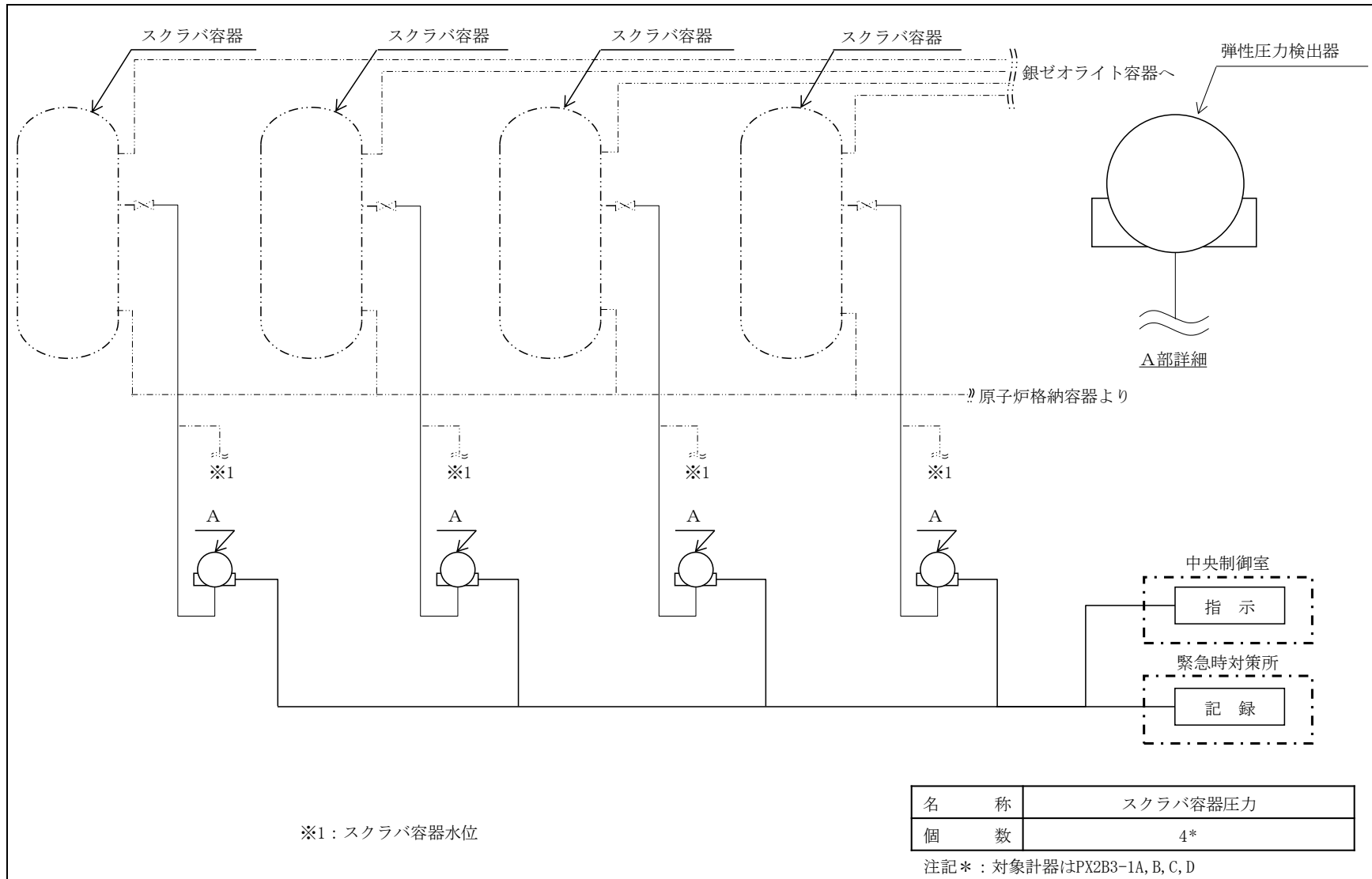


図 3-89 検出器の構造図 (スクラバ容器圧力)

## (4) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-90「スクラバ容器温度の概略構成図」、図 3-91「検出器の構造図（スクラバ容器温度）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

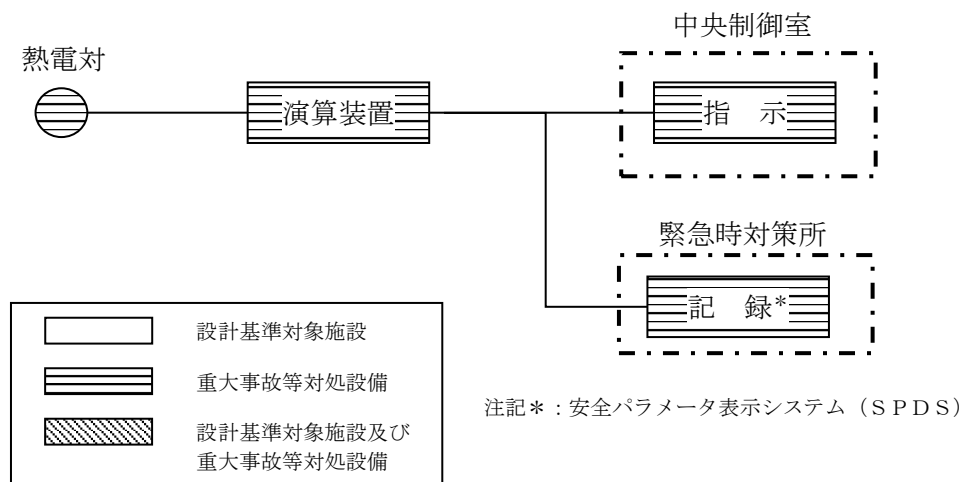


図 3-90 スクラバ容器温度の概略構成図

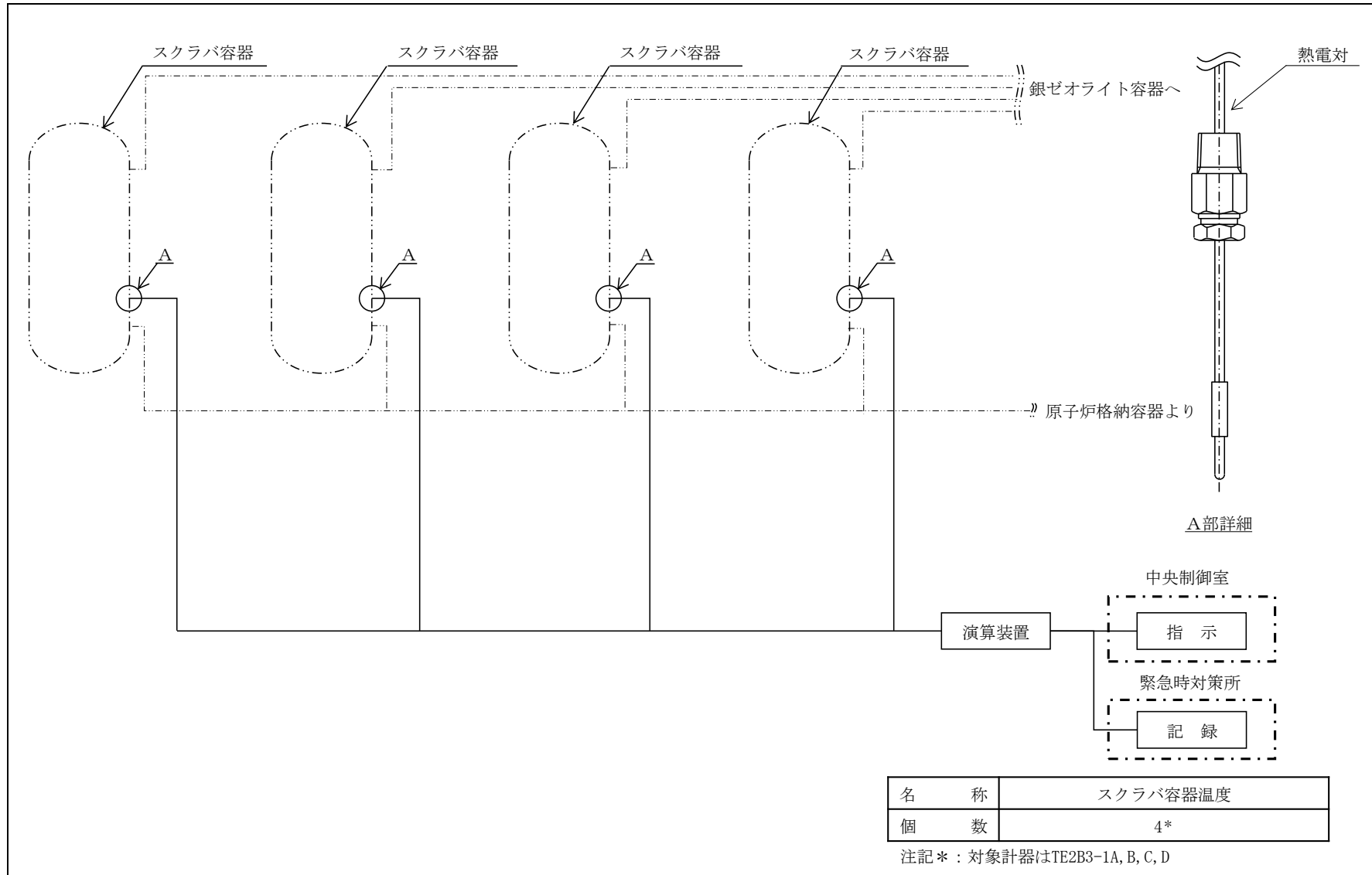


図 3-91 検出器の構造図 (スクラバ容器温度)

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-92「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」、図3-93「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口水素濃度）」及び図3-116「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第1-4-2図「単線結線図（その2）交流電源」に示す。

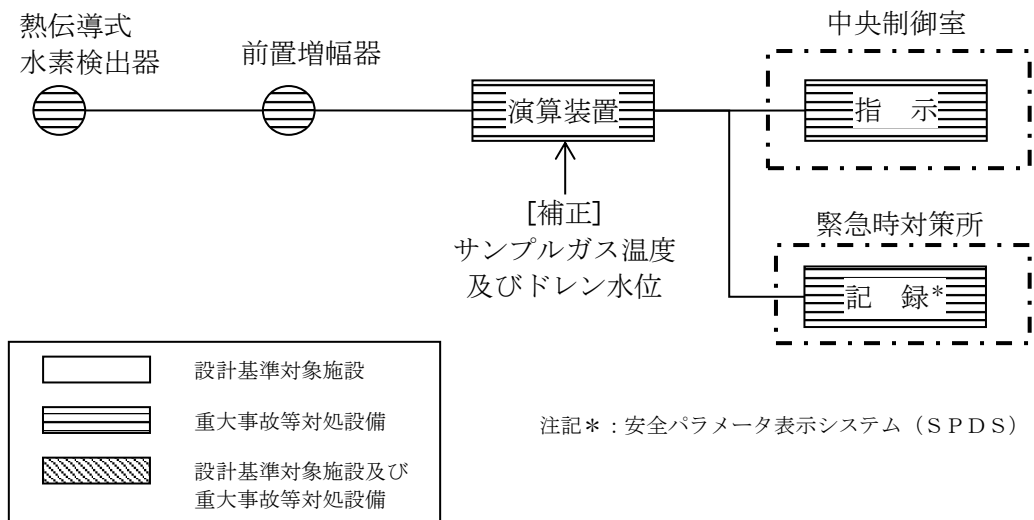


図3-92 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図



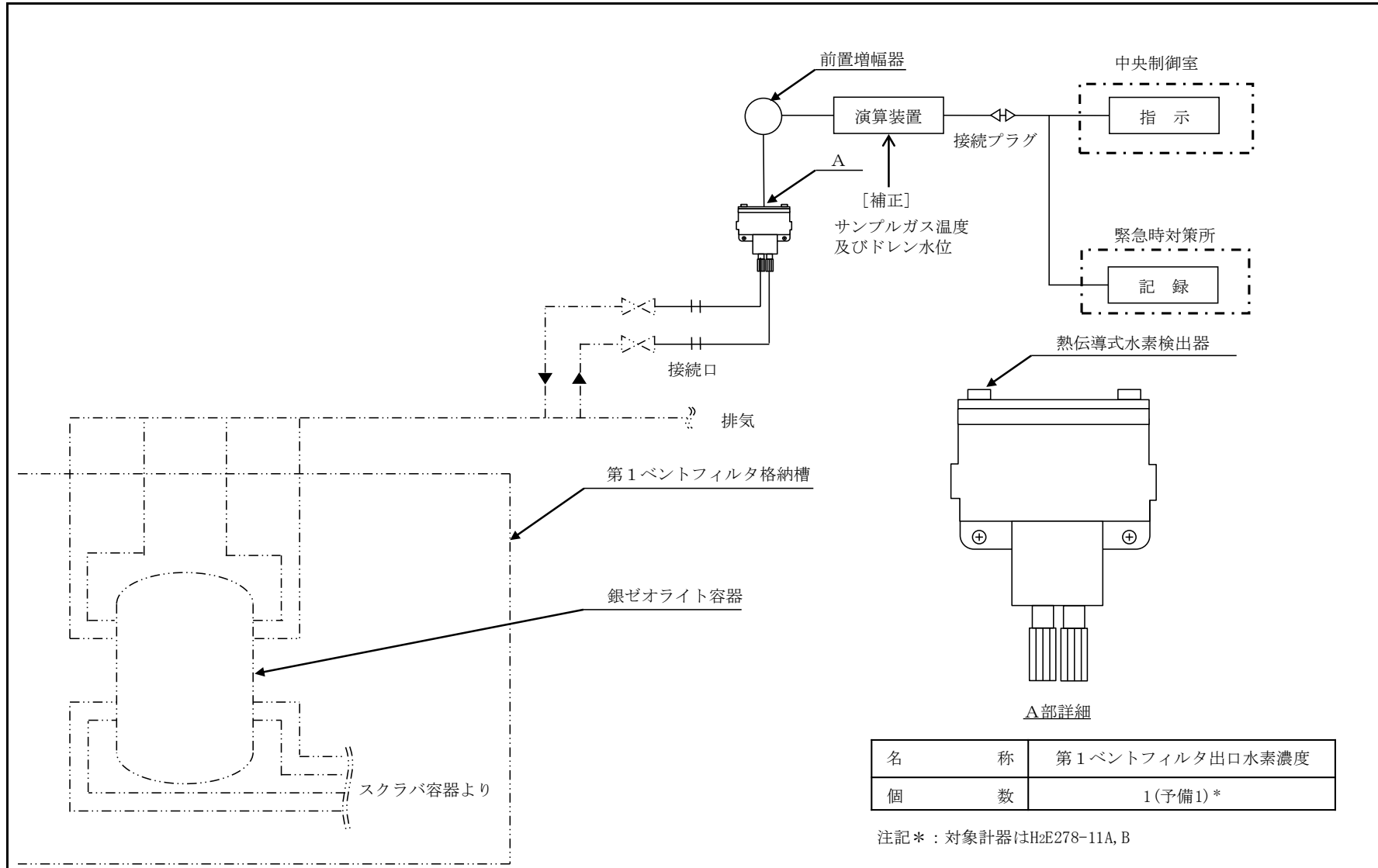


図 3-93 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)

(6) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

残留熱除去系熱交換器冷却水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器冷却水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-94「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」、図 3-95「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器冷却水流量）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

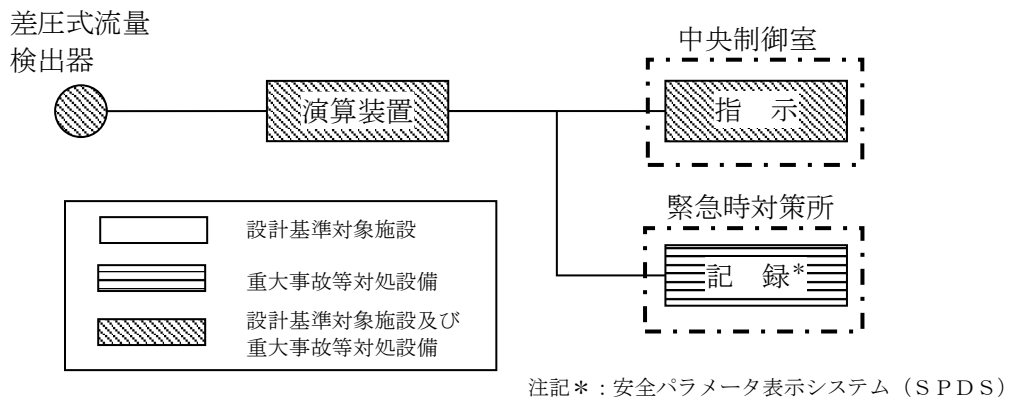


図 3-94 残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図

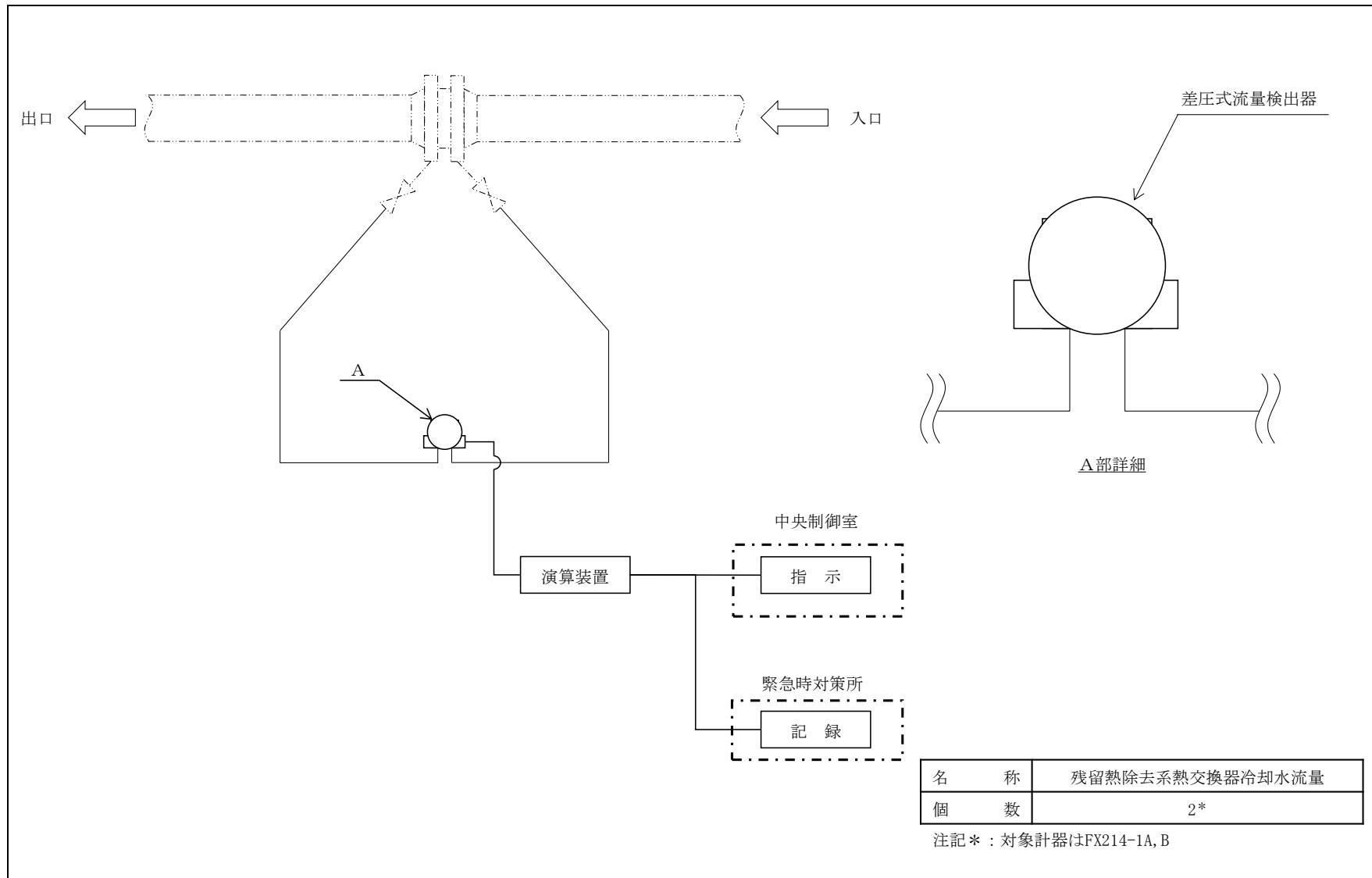


図 3-95 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器冷却水流量)

(7) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-96「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-97「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力）」及び図 3-114「検出器の取付箇所を明示した図面（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL700）」参照。）

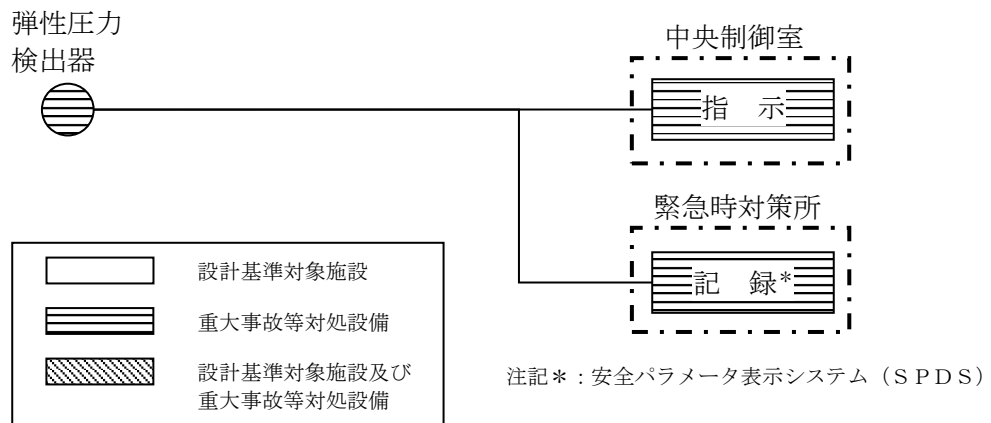


図 3-96 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図

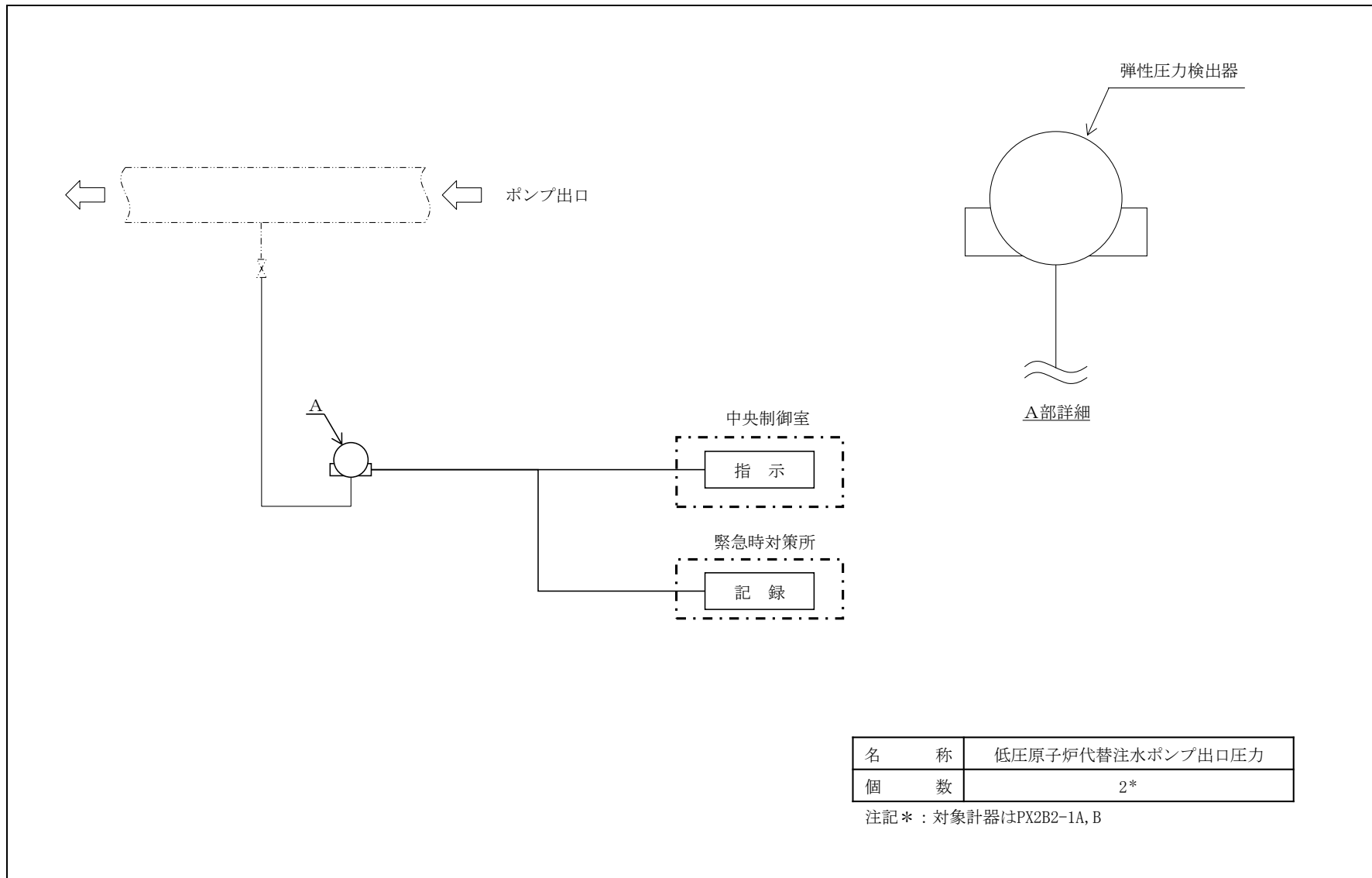


図 3-97 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力)

## (8) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-98「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-99「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

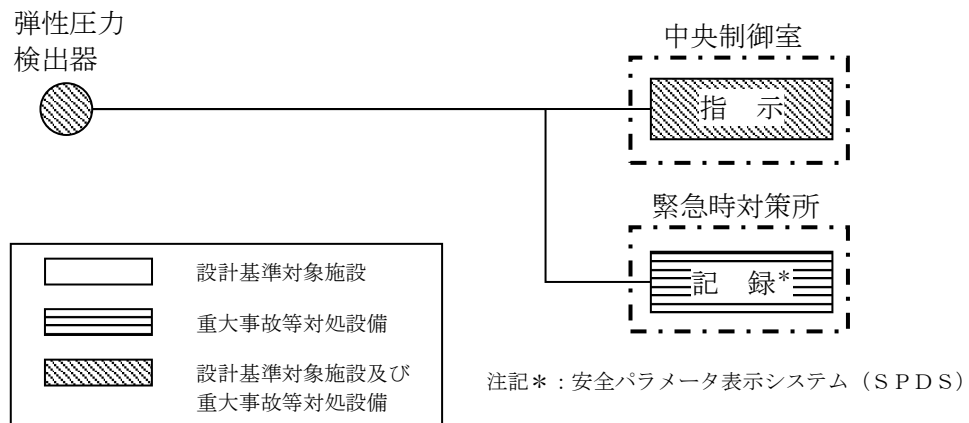


図 3-98 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

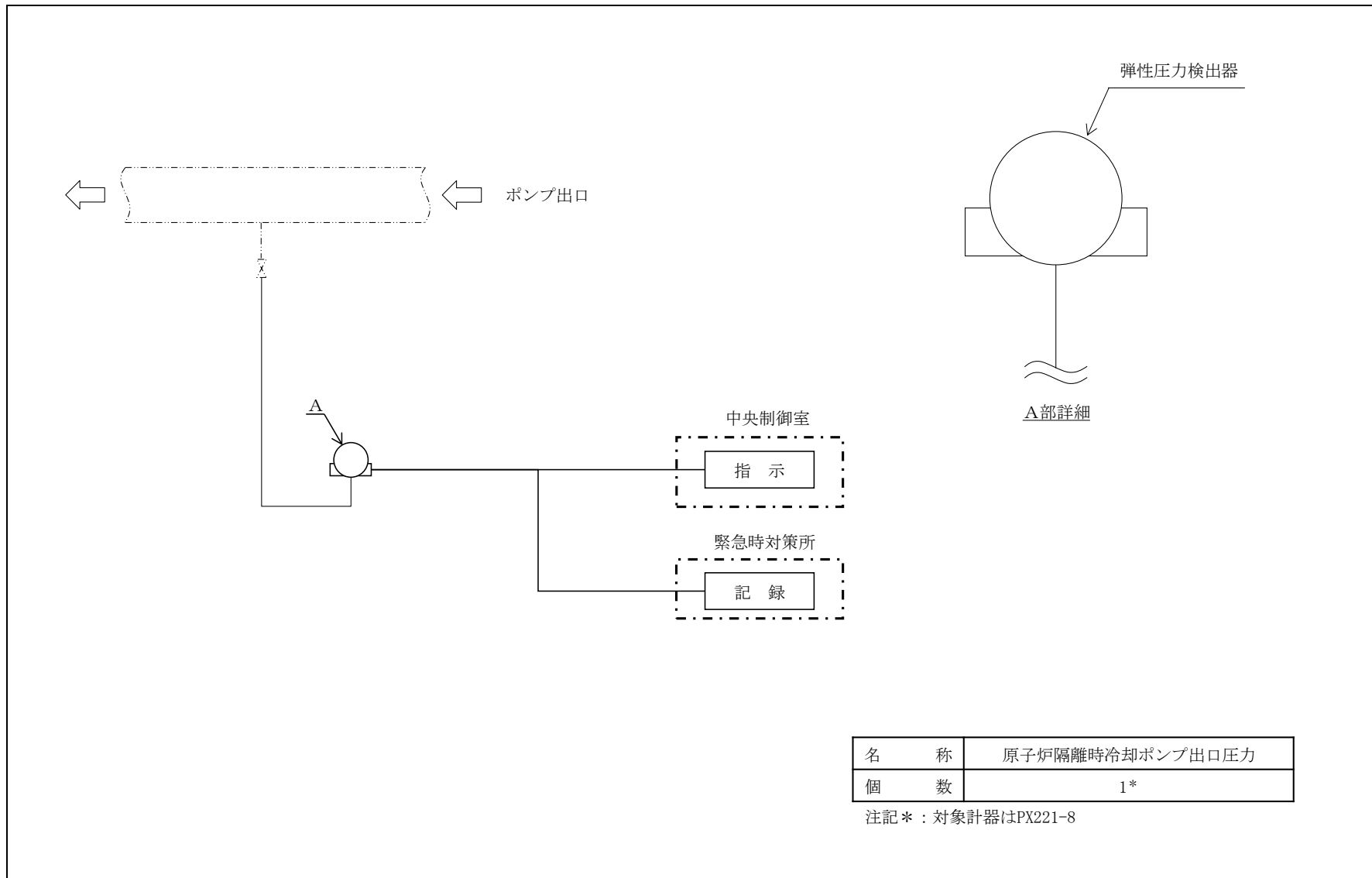


図 3-99 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力)

(9) 高圧炉心スプレィポンプ出口圧力

高圧炉心スプレィポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレィポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-100「高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-101「検出器の構造図（高圧炉心スプレィポンプ出口圧力）」及び図 3-111「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL8800）」参照。）

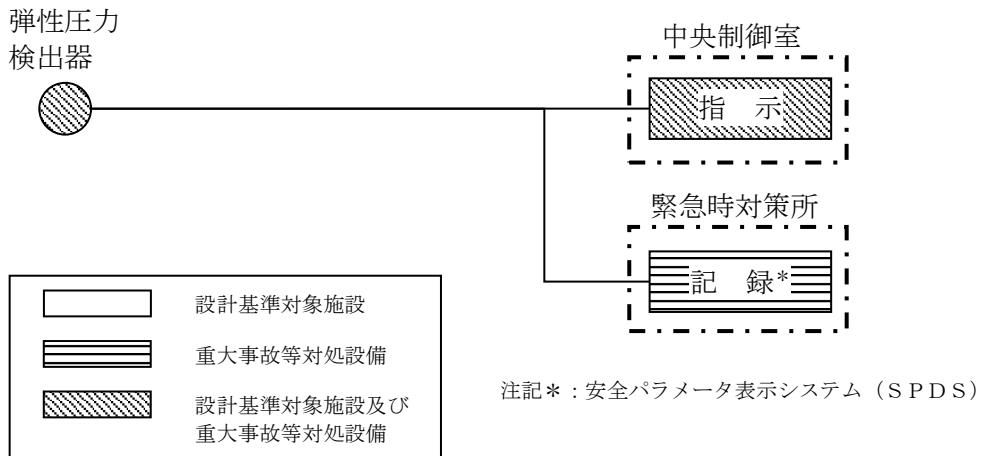


図 3-100 高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の概略構成図



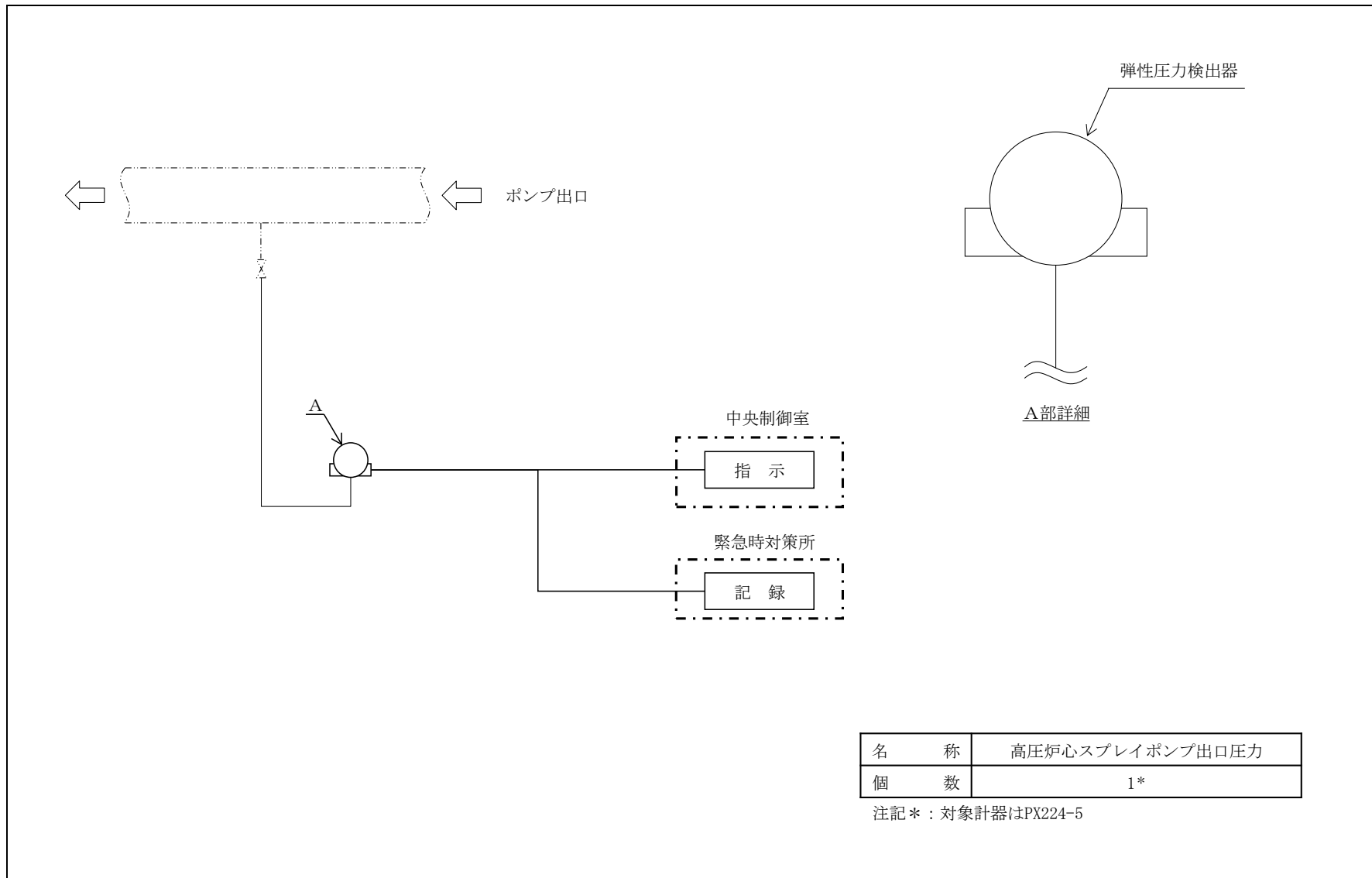


図 3-101 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(10) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-102「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-103「検出器の構造図（残留熱代替除去ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

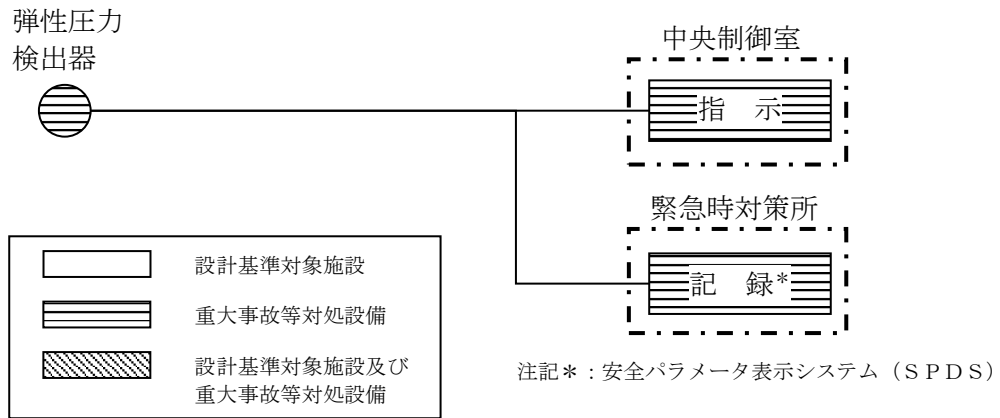


図 3-102 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

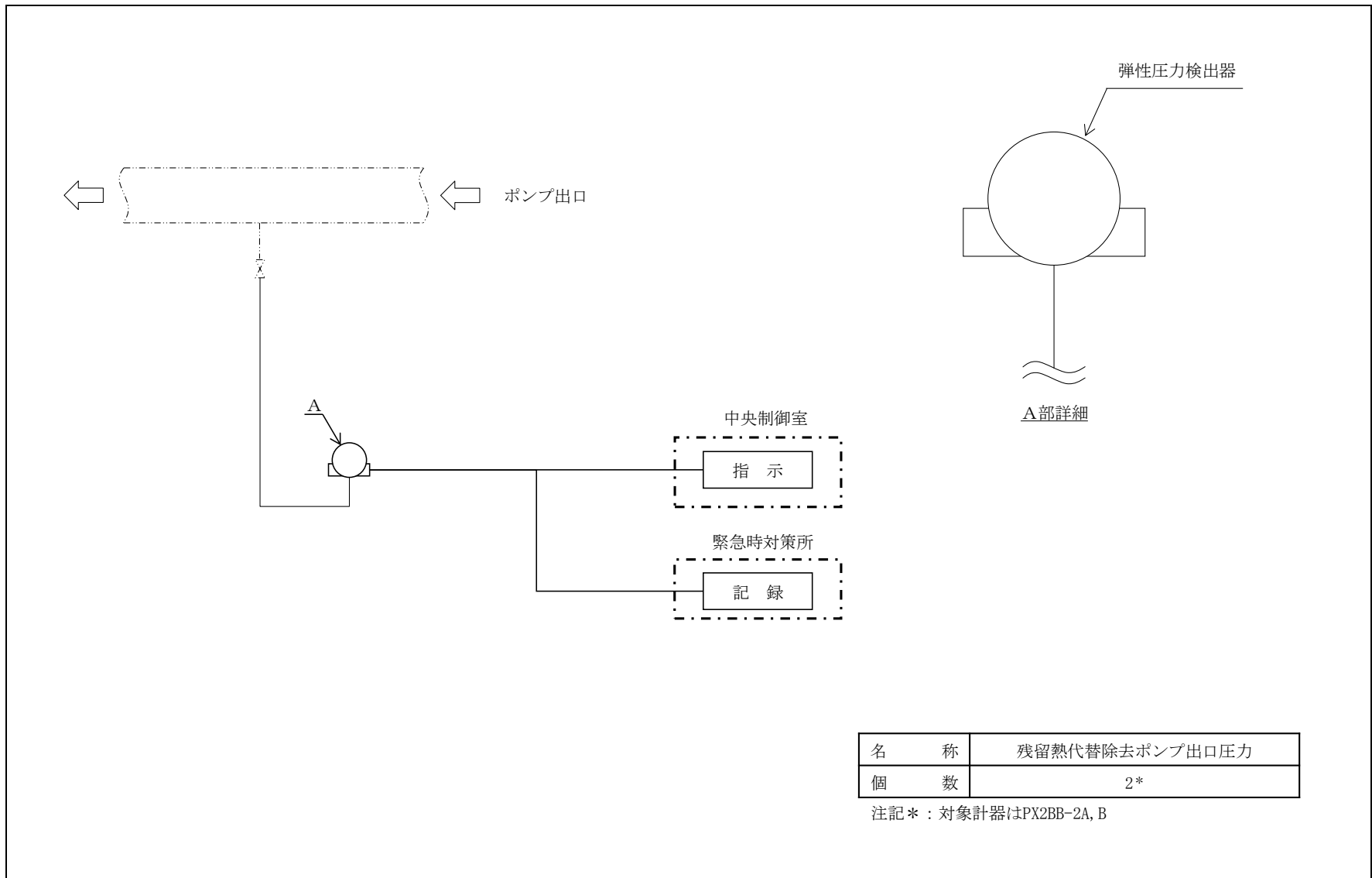


図 3-103 検出器の構造図 (残留熱代替除去ポンプ出口圧力)

## (11) 静的触媒式水素処理装置入口温度

静的触媒式水素処理装置入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-104 「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」、図 3-105 「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置入口温度）」及び図 3-113 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL42800）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について VI-6 「図面」のうち第 1-4-3 図「単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

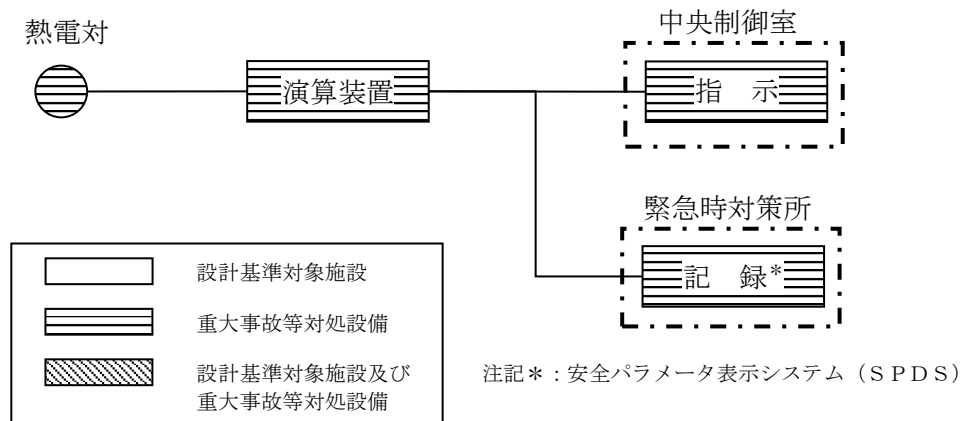


図 3-104 静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図

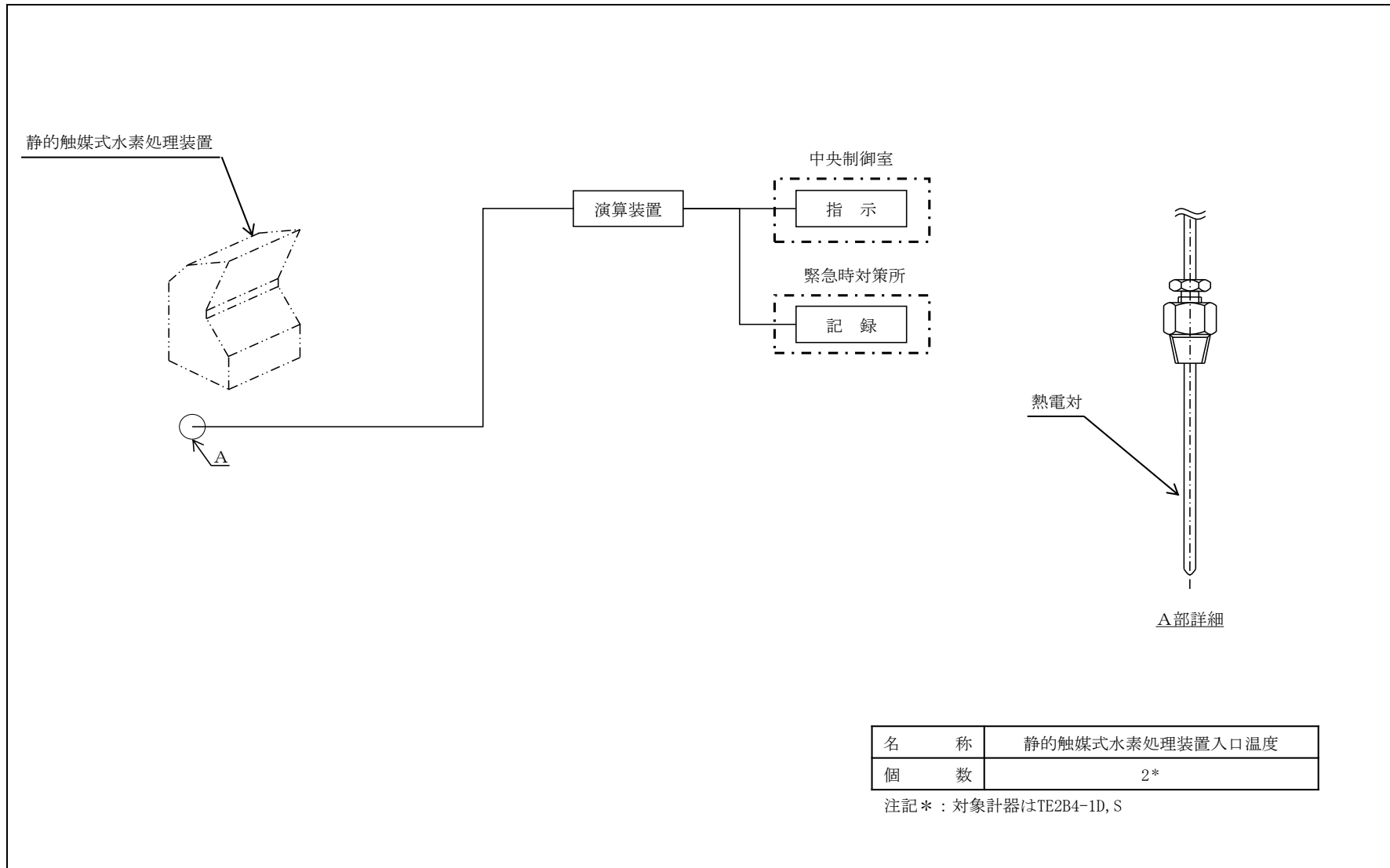


図 3-105 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置入口温度)

## (12) 静的触媒式水素処理装置出口温度

静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-106 「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」、図 3-107 「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置出口温度）」及び図 3-113 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL42800）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について VI-6 「図面」のうち第 1-4-3 図「単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

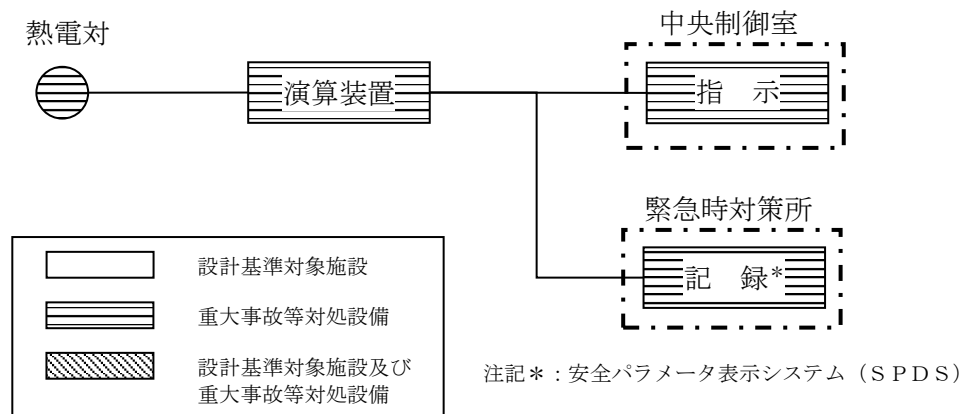


図 3-106 静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

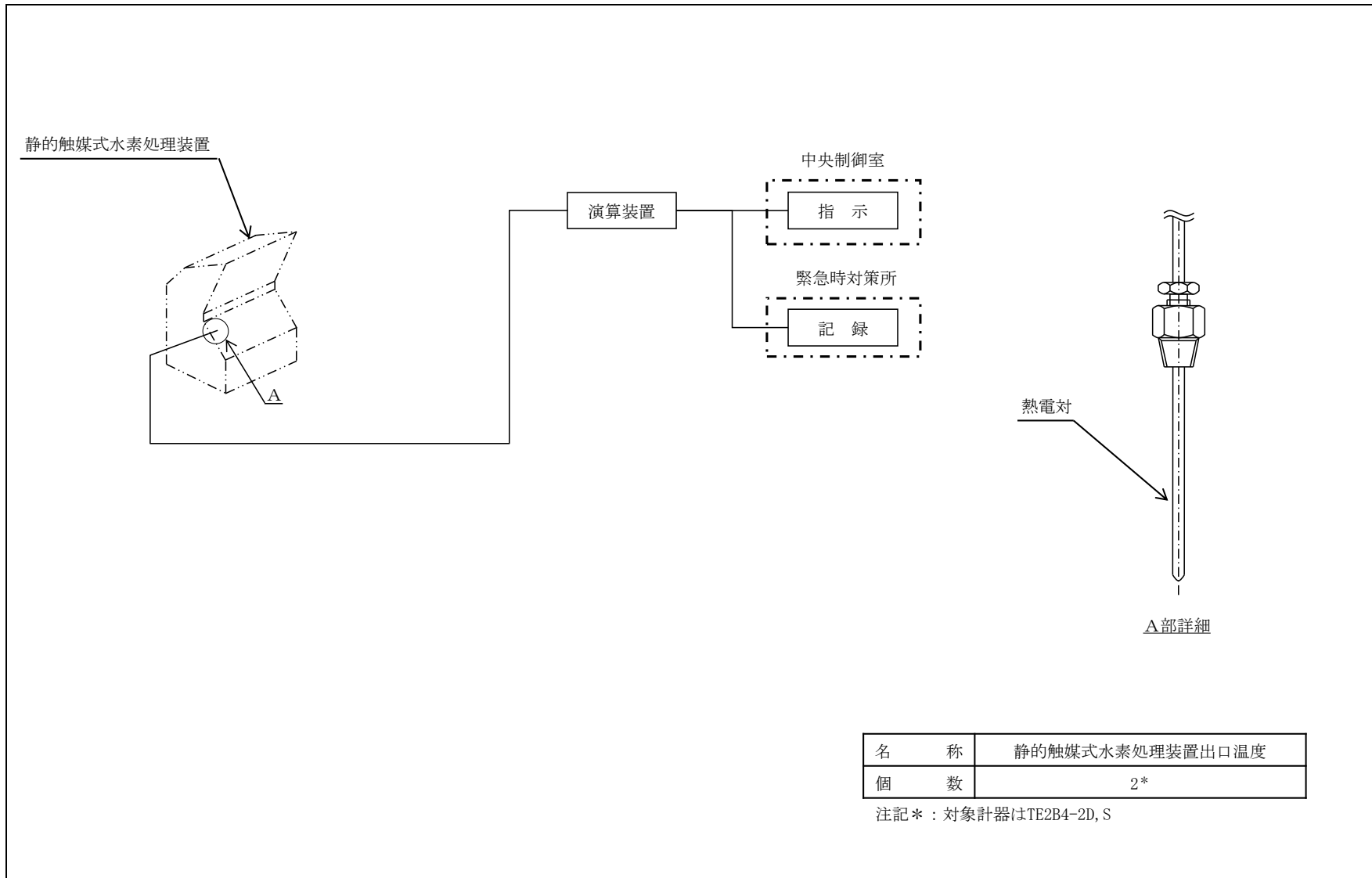


図 3-107 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置出口温度)

## (13) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備について、温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、要員が記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。可搬型計測器は、1セット30個（必要数29個（予備1個））を廃棄物処理建物に保管し、予備1セット30個を緊急時対策所に保管する。（図3-108「可搬型計測器の概略構成図」、図3-109「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図3-117「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（廃棄物処理建物 EL 15300）」、図3-118「可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50800）」、表3-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び表4-2「可搬型計測器の計測範囲」参照。）

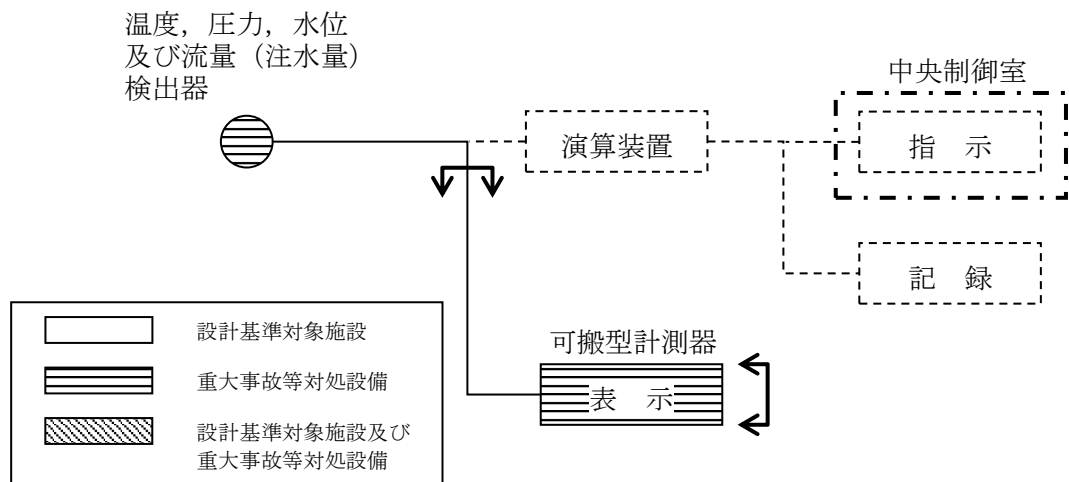


図3-108 可搬型計測器の概略構成図





表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

監視パラメータ	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サブプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サブプレシヨンプール水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウエル水位
高圧原子炉代替注水流量	サブプレシヨンプール水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	ペDESTAL水位
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉圧力容器温度 (S A)
残留熱代替除去系原子炉注水流量	スクラバ容器水位
原子炉圧力	スクラバ容器圧力
原子炉圧力 (S A)	スクラバ容器温度
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウエル圧力 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
ドライウエル温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	—



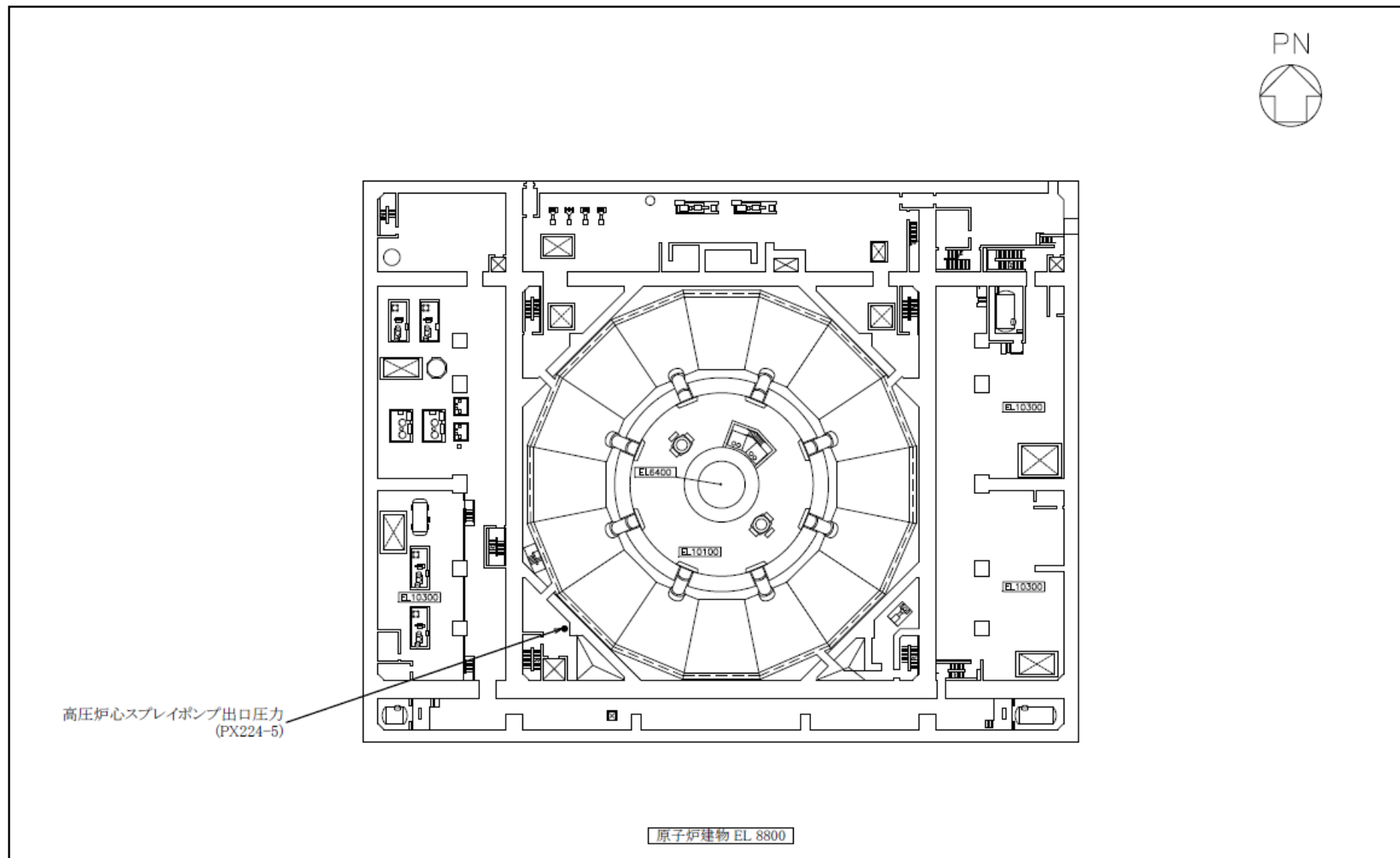


図 3-111 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL8800)

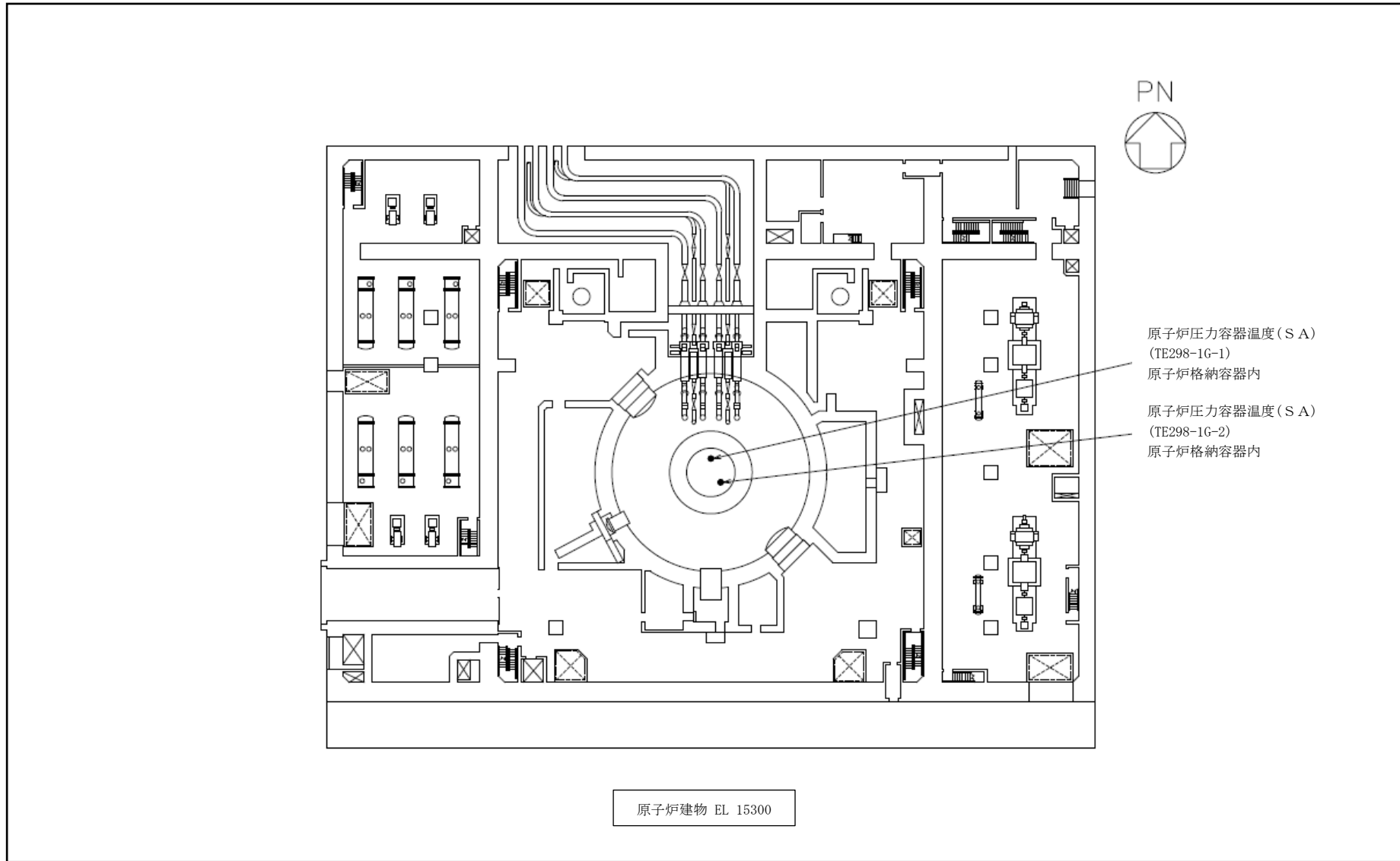


図 3-112 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL15300)

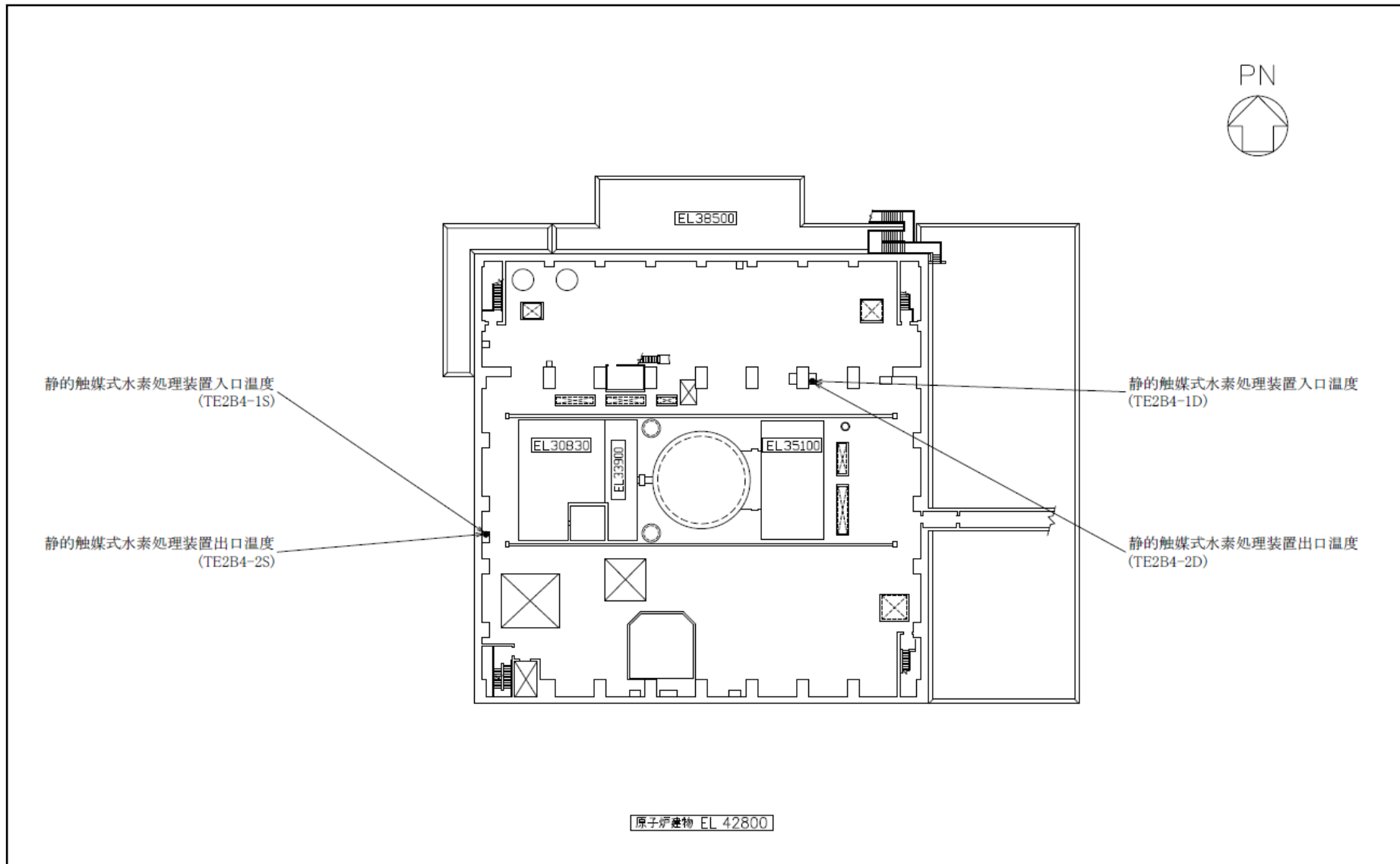


図 3-113 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL42800)

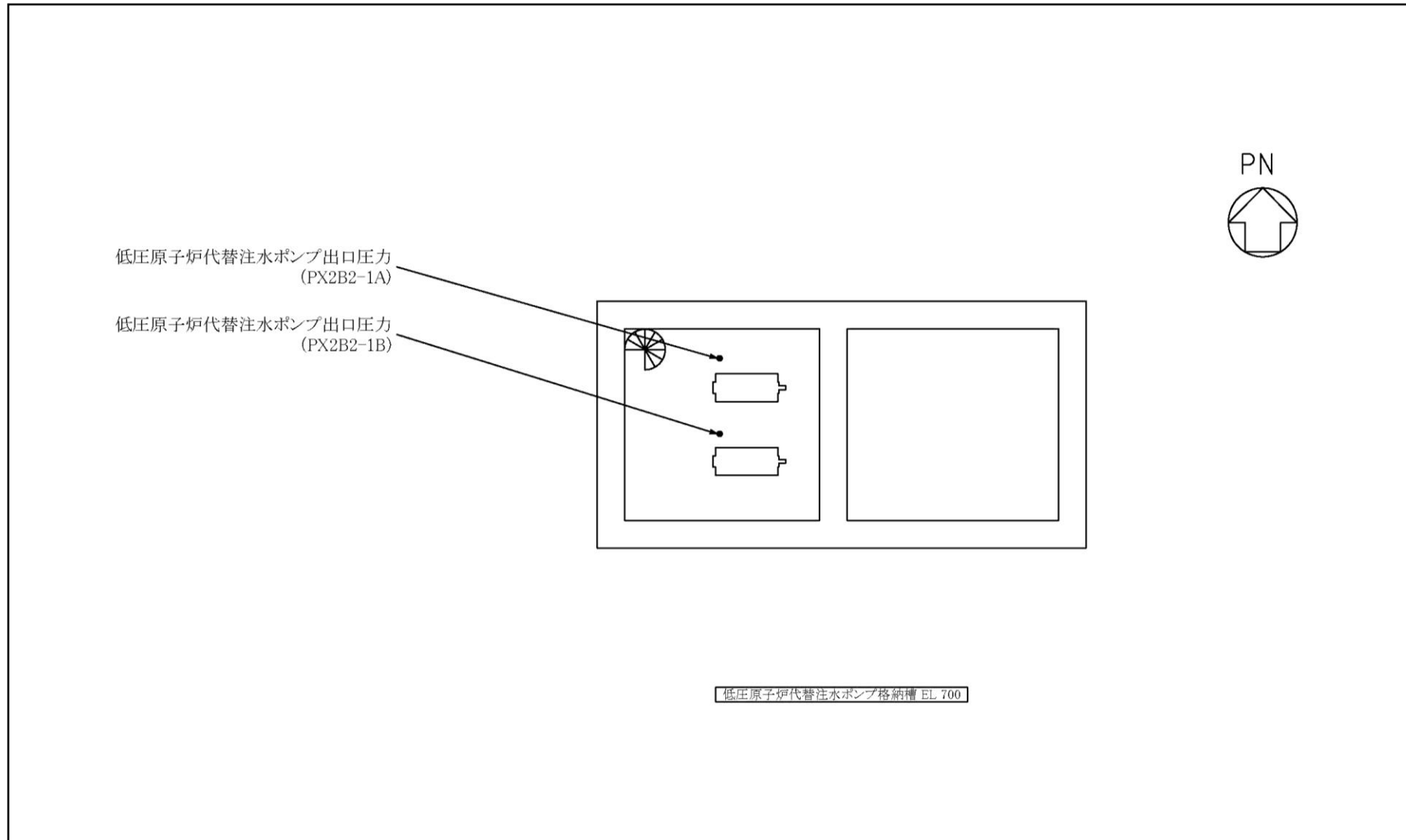


図 3-114 検出器の取付箇所を明示した図面（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL700）

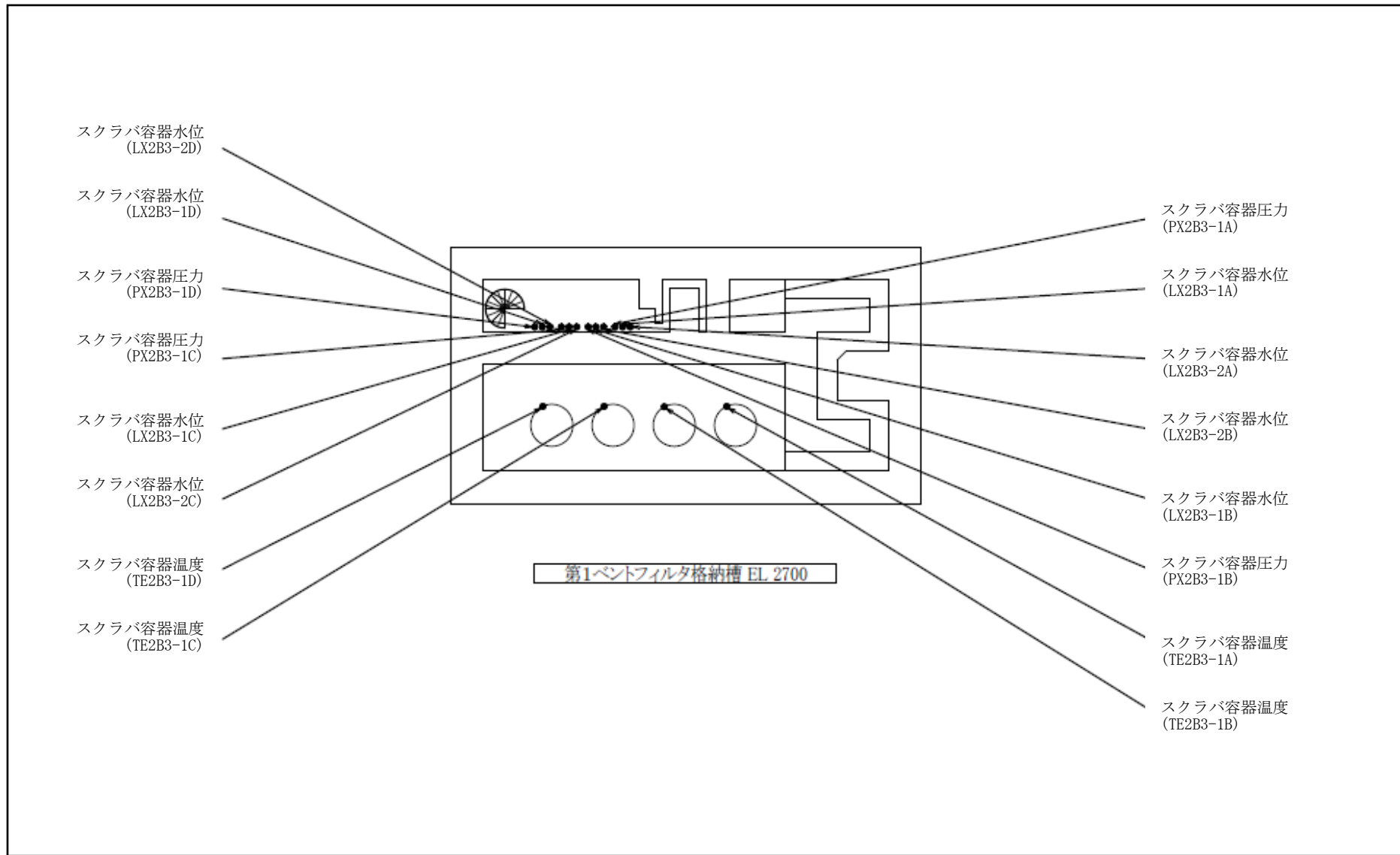


図 3-115 検出器の取付箇所を明示した図面 (第 1 ベントフィルタ格納槽 EL2700)



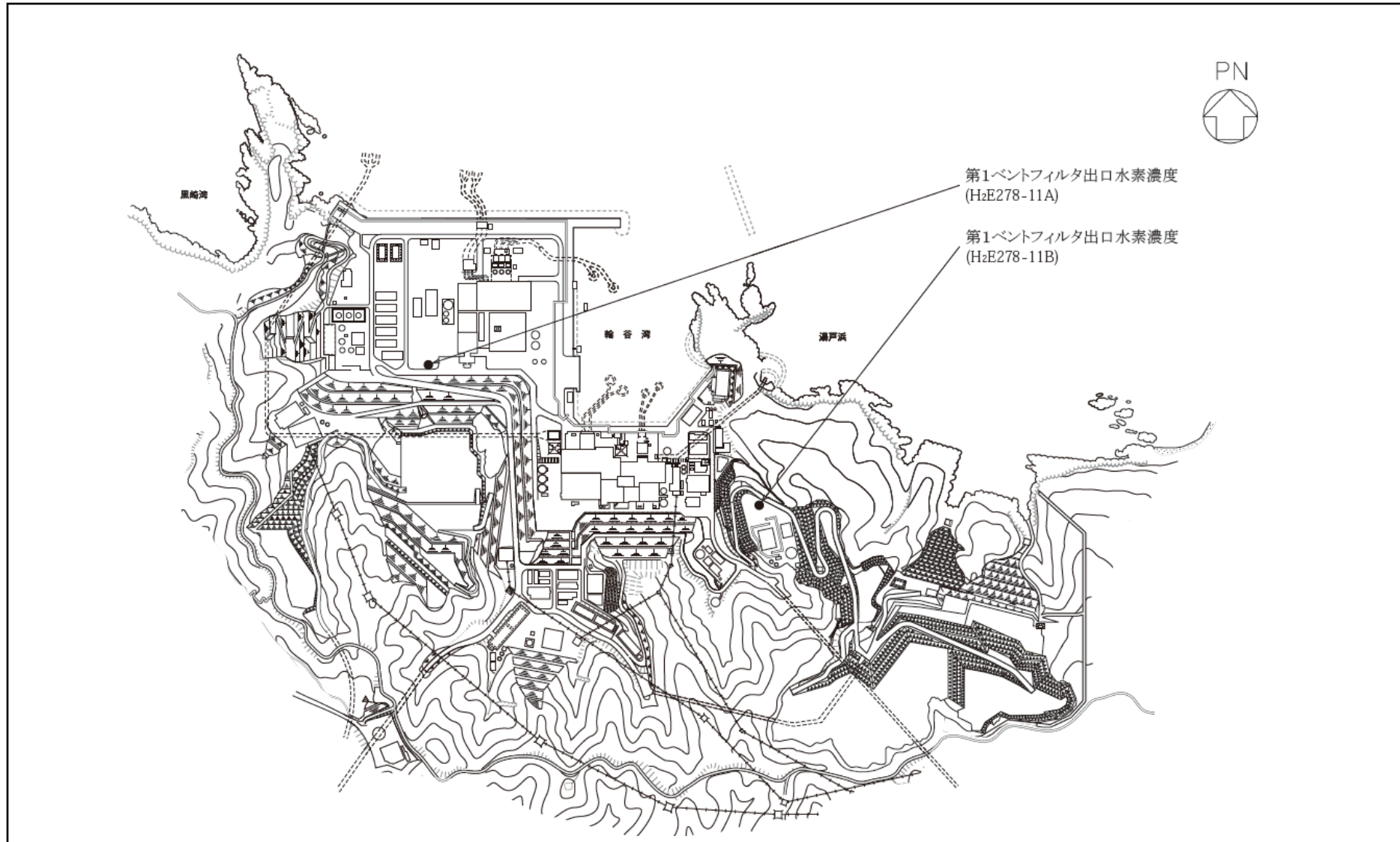


図3-116 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）

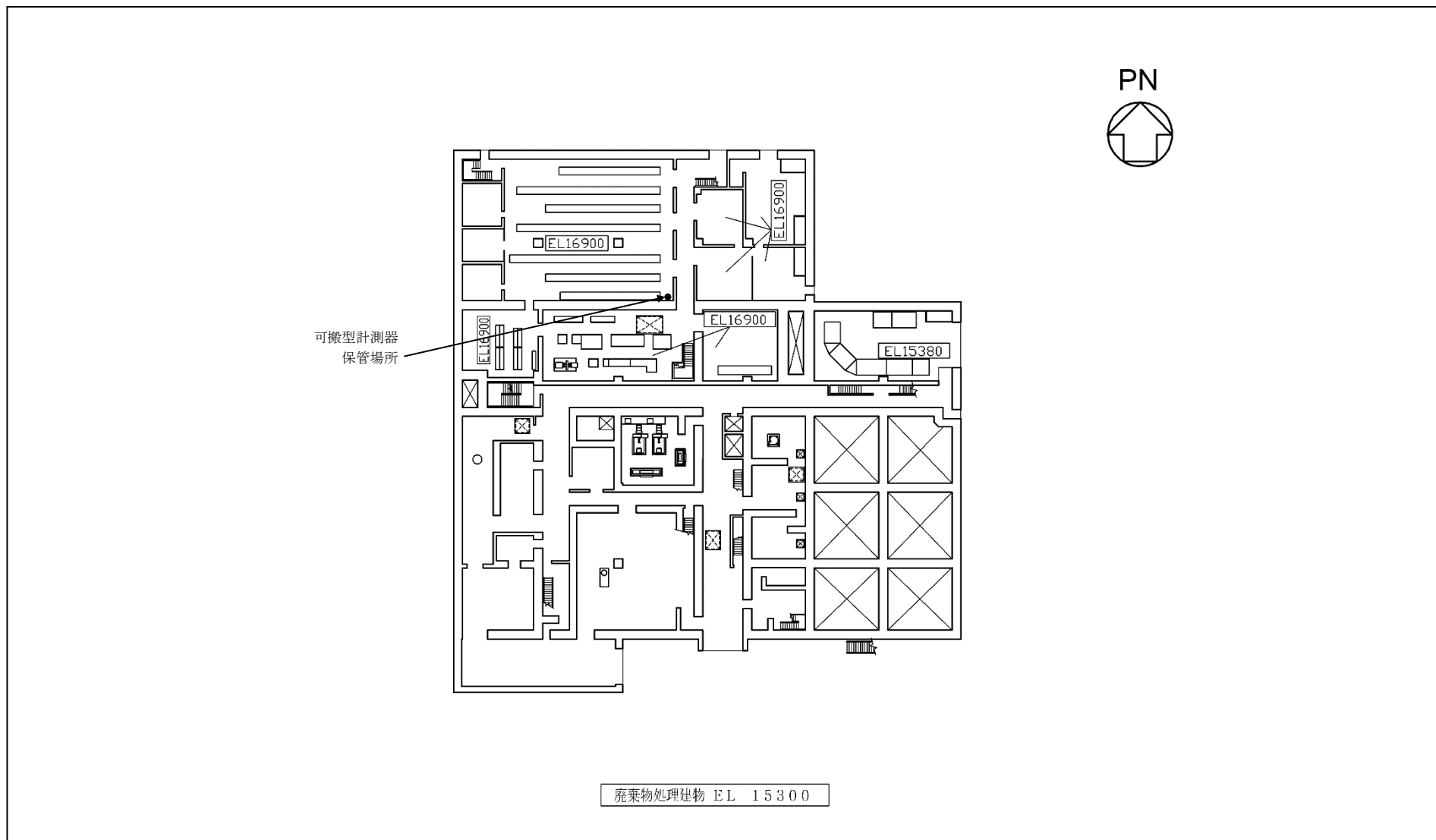


図 3-117 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (廃棄物処理建物 EL 15300)

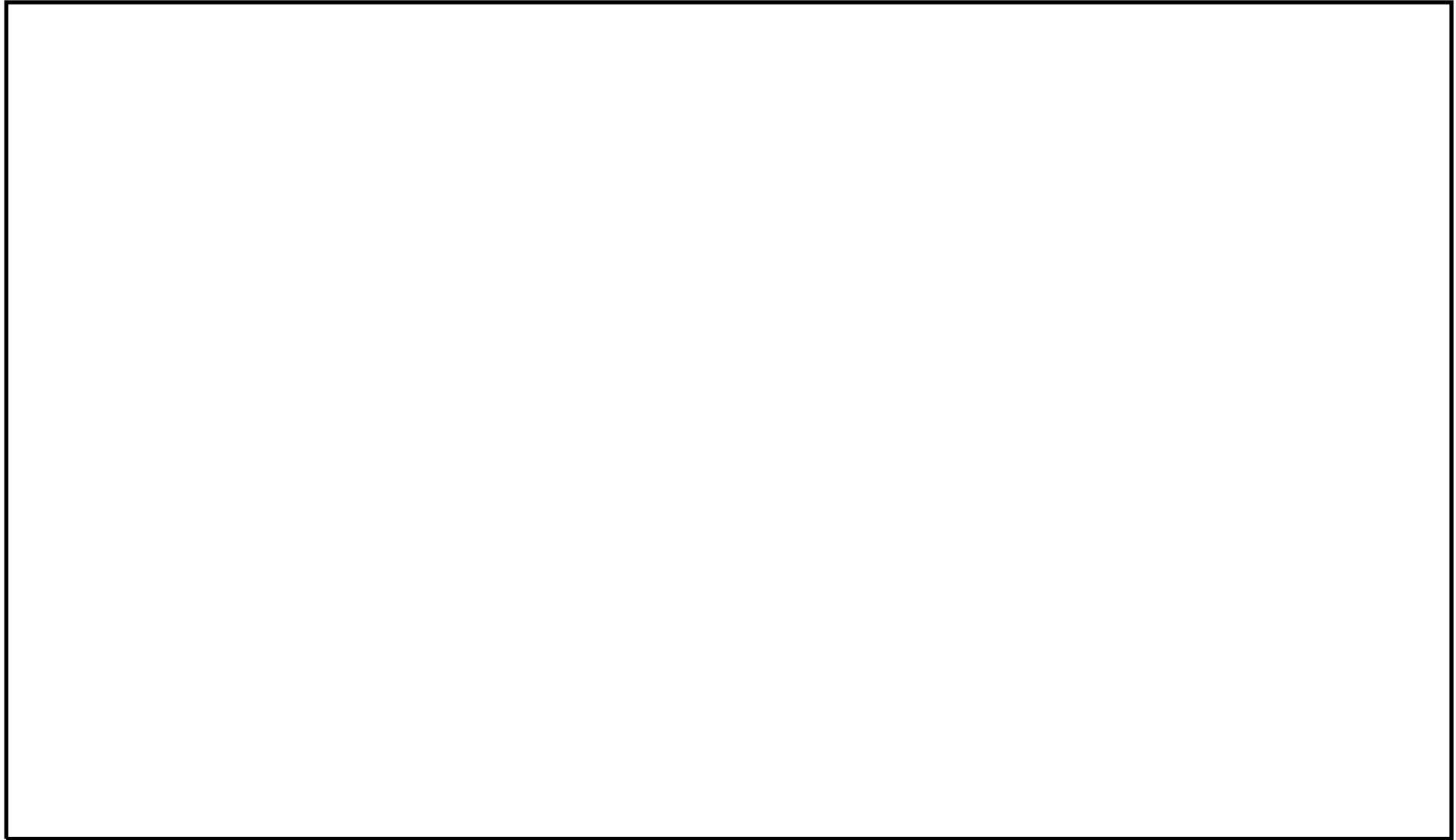


図 3-118 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50800）

### 3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

#### 3.2.1 計測結果の指示又は表示

「3.1 計測装置の構成」に示したパラメータは、中央制御室に指示又は表示するとともに、安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録、保存できる設計とする。

計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 3-2「計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

#### 3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。制御棒の位置の計測結果は中央制御室のプロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、原子炉冷却材の不純物の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-3「記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

#### 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により失われないとともに、帳票として出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (1/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
中性子源領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
中間領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
出力領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器入口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
高圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
高圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
代替注水流量（常設） 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱代替除去系原子炉注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉圧力（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉水位（広帯域）*2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (2/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
原子炉水位 (燃料域) *2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ドライウエル圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
サプレッションチェンバ圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ドライウエル温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL水温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
サプレッションチェンバ温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
サプレッションプール水温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
格納容器酸素濃度 (B系) 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
格納容器酸素濃度 (SA) 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
格納容器水素濃度 (B系) 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
格納容器水素濃度 (SA) 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
低圧原子炉代替注水槽水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
格納容器代替スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ドライウエル水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (3/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
サプレッションプール水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉建物水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉圧力容器温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
第1ベントフィルタ出口水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱除去系熱交換器冷却水流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱代替除去ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置入口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置出口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))

注記\*1：中央制御室待避室も含む。

\*2：重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、可搬型計測器を接続し、計測結果を要員が記録用紙に記録し、保存する。

表 3-3 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	中性子源領域計装
	中間領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における圧力，温度及び流量	給水圧力
	給水流量
	給水温度
	主蒸気圧力
	主蒸気流量
	主蒸気温度
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（停止域）
原子炉格納容器内の圧力，温度，可燃性ガス濃度	ドライウエル圧力
	サブプレッションチェンバ圧力
	ドライウエル温度
	サブプレッションチェンバ温度
	格納容器水素濃度
	格納容器酸素濃度

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については，VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」及びVI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。



### 3.3 安全保護装置

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉保護系の構成例を図3-119「原子炉保護系の構成例」に示す。

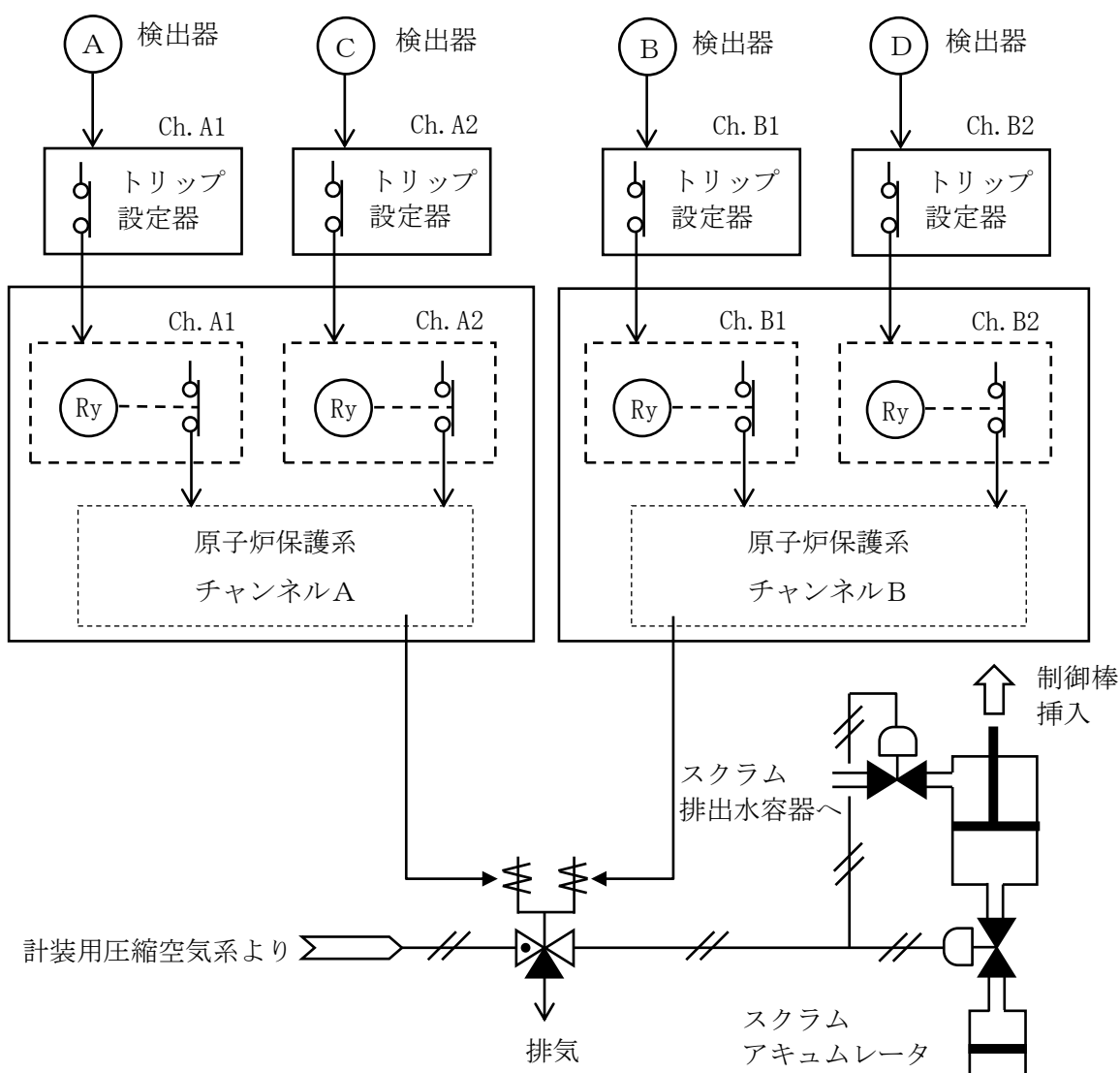


図3-119 原子炉保護系の構成例

### 3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

#### (1) 外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

#### (2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は、外部ネットワークに接続されているSPDS伝送サーバ等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。(図 3-120「外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。)

#### (3) コンピュータウイルスが動作しない環境

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

#### (4) 物理的及び電氣的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、安全保護装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに、保守ツールのパスワード管理により電氣的アクセスを制限する設計とする。

- (5) システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策  
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(J E A C 4 6 2 0-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(J E A G 4 6 0 9-2008)に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認(コンピュータウイルスの混入防止含む。)がなされたソフトウェアを使用する設計とする。(図 3-121「検証及び妥当性確認(J E A G 4 6 0 9)」及び表 3-4「各検証項目における検証内容」参照。)
- (6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止  
外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電気的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

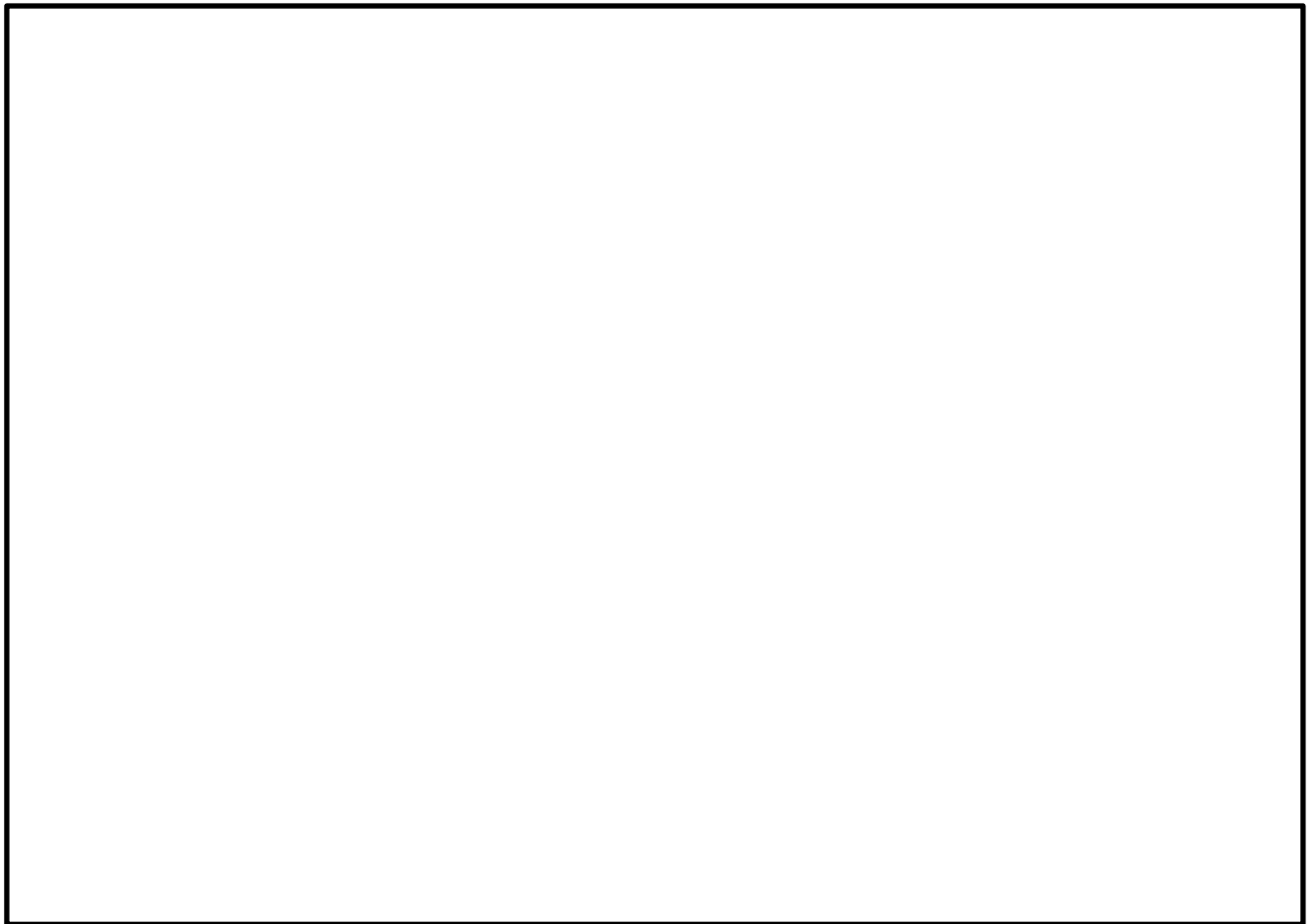
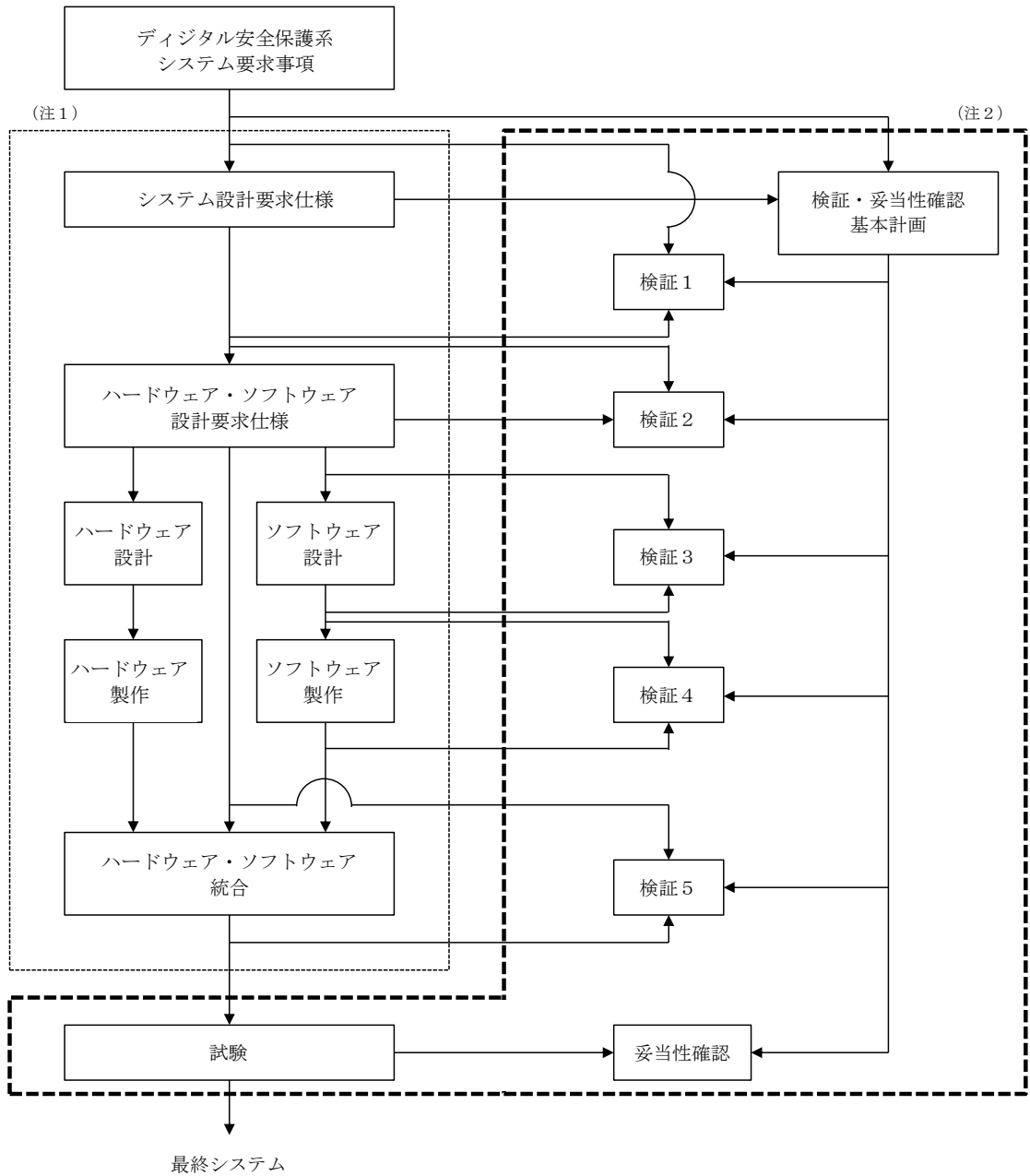


図 3-120 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図



- 検証1・・・システム設計要求仕様検証
- 検証2・・・ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様検証
- 検証3・・・ソフトウェア設計検証
- 検証4・・・ソフトウェア製作検証
- 検証5・・・ハードウェア・ソフトウェア統合検証

(注1)  は、設計・製作作業の範囲を示す。

(注2)  は、検証・妥当性確認作業の範囲を示す。

図 3-121 検証及び妥当性確認 (J E A G 4 6 0 9)

表 3-4 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	デジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を表 4-2「可搬型計測器の計測範囲」に示す。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測（パラメータの推定を含む）する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

##### 【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、当該パラメータの用途に応じ適切に設定する。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (1/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 21 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を監視可能な設定としている。なお、重大事故等時に原子炉の停止状態を確認可能である。また、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中性子源領域計装及び平均出力領域計装によって監視可能である。
中間領域計装	*2 0~40% 又は 0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	定格出力の約 21 倍	0~40% 又は 0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	中性子源領域計装とのオーバーラップを考慮して、原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能な設定としている。また、平均出力領域計装及び中性子源領域計装とあいまって中性子束の変動範囲を監視可能である。
出力領域計装	*3 0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	0~100%	定格出力の約 21 倍	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を監視可能な設定としている。なお、設計基準事故時において一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲で対応が可能である。また、中間領域計装及び中性子源領域計装とあいまって中性子束の変動範囲を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去ポンプ 出口圧力	0~4MPa	0~1.9MPa	最大値： 1.0MPa	最大値： 1.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.0MPa)を監視可能な設定としている。 なお、通常運転時の残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.9MPa)を監視可能である。
低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	0~5MPa	0~2.0MPa	最大値： 2.0MPa	最大値： 2.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(2.0MPa)を監視可能な設定としている。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0~200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	—	残留熱除去系熱交換器入口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0~200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	185℃以下	残留熱除去系熱交換器出口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去ポンプ 出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大流量(1380m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定としている。
原子炉隔離時冷却 ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する原子炉隔離時冷却ポンプの最大流量(99m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定としている。



表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する高圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定としている。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定としている。
高圧原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	0~75m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧原子炉代替注水ポンプの容量 (93m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	—	—	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプの容量 (280m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	—	0~70m <sup>3</sup> /h	0~70m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大流量 (70m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	0~70m <sup>3</sup> /h	0~70m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における崩壊熱相当の流量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能な設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱代替除去系 原子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~30m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系原子炉注水ラインの最大流量(30m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0~10MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (A T W S) <sup>*4</sup>	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力(8.68MPa)を包絡する設定としている。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	0~11MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (A T W S) <sup>*4</sup>	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力(8.68MPa)を包絡し、原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa)を監視可能な設定とする。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉水位 (広帯域)	-400~+150cm <sup>*5</sup>	+83cm <sup>*5</sup>	-798~+132cm <sup>*5</sup>	-798~+132cm <sup>*5</sup>	+83cm <sup>*5</sup> 以下	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3~8)を監視可能な設定としている。
原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm <sup>*5</sup>	+83cm <sup>*5</sup>	-798~+132cm <sup>*5</sup>	-798~+132cm <sup>*5</sup>	+83cm <sup>*5</sup> 以下	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、燃料棒有効長底部から頂部まで監視可能な設定としている。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位 (SA)	-900～+150cm*5	+83cm*5	-798～+132cm*5	-798～+132cm*5	+83cm*5以下	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3～8)及び燃料棒有効長底部まで監視可能な設定とする。
ドライウエル圧力 (SA)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 324kPa	最大値： 427kPa	853kPa以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション チェンバ圧力 (SA)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 206kPa	最大値： 427kPa	853kPa以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル温度 (SA)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のドライウエル温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。
ペDESTAL温度 (SA)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペDESTALの最大温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ペDESTAL水温度 (SA)	0~300℃	—	—	—	最大値： 159℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペDESTAL水の最大温度（159℃）に余裕を見込んだ設定とする。 また、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能である。
サプレッション チェンバ温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 153℃	最大値： 157℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションチェンバの最大温度（157℃）に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度（200℃）も監視可能である。
サプレッション プール水温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 148℃	最大値： 145℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水の最大温度（148℃）に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力（0.853MPa）におけるサプレッションプール水の飽和温度（約 178℃）も監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器酸素濃度 (B系)	0~5vol%/ 0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.4vol% <sup>*6</sup> ) を監視可能な設定としている。
格納容器酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.4vol% <sup>*6</sup> ) を監視可能な設定とする。
格納容器水素濃度 (B系)	0~5vol%/ 0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~90.4vol% <sup>*7</sup> ) を監視可能な設定としている。
格納容器水素濃度 (SA)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~90.4vol% <sup>*7</sup> ) を監視可能な設定とする。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m <sup>3</sup> <sup>*8</sup>	—	—	0~1495m <sup>3</sup> <sup>*8</sup>	0~1495m <sup>3</sup> <sup>*8</sup>	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0~1495m <sup>3</sup> ) を監視可能な設定とする。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大流量 (120m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/11)

名称	計測範囲	プラントの状態* <sup>1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時* <sup>1</sup>	設計基準事故時* <sup>1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時* <sup>1</sup>		
				炉心損傷前		炉心損傷後
ペDESTAL代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における最大流量（120m <sup>3</sup> /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における崩壊熱相当の流量（12m <sup>3</sup> /h）を監視可能な設定とする。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系スプレイラインの最大流量（120m <sup>3</sup> /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル水位	-3.0m* <sup>9</sup> , -1.0m* <sup>9</sup> , +0.9m* <sup>9</sup>	—	—	—	+1.0m* <sup>9</sup> 以下	熔融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能な設定とする。 また、残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（原子炉格納容器床面+0.9m）を監視可能な設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッションプール水位 (S A)	<sup>*10</sup> -0.80～+5.50m	0m <sup>*10</sup>	-0.5～0m <sup>*10</sup>	0～+1.3m <sup>*10</sup>	0～+1.3m <sup>*10</sup>	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水位変動範囲 (0～+1.3m) に余裕を見込んだ設定とする。 なお、ウェットウェルベント操作判断基準(+約 1.3m)及びサプレッションプールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される水位 (-0.5m) も監視可能である。
ペDESTAL水位	+0.1m <sup>*11</sup> , +1.2m <sup>*11</sup> , +2.4m <sup>*11</sup> , +2.4m <sup>*11</sup>	—	—	—	+2.4m 以上 <sup>*11</sup>	原子炉格納容器下部への注水状況を把握するため、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。 なお、操作上+2.4m まで計測できれば問題ない。
原子炉建物 水素濃度	0～10vol%, 0～20vol%	—	—	—	0～4vol%	水素濃度の可燃限界 (4vol%) を監視可能な設定とする。 なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界未満に低減する。
原子炉圧力容器 温度 (S A)	0～500℃	286℃以下	最大値： 302℃	最大値： 302℃	最大値： 300℃	損傷炉心の冷却状態を把握し適切に対応するための判断基準 (300℃) を監視可能な設定とする。 なお、炉心損傷後において 300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (10/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
スクラバ容器水位	□ mm*12	—	—	□ mm*12	□ mm*12	第1ベントフィルタスクラバ容器の系統待機時における水位変動範囲(1700mm~1900mm)及び重大事故等時の系統運転時における下限水位から上限水位(□ mm~□ mm)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	—	—	最大値: 0.427MPa	最大値: 0.853MPa	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用圧力(0.853MPa)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器温度	0~300℃	—	—	最大値: 154℃	最大値: 178℃	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用温度(200℃)を監視可能な設定とする。
第1ベントフィルタ出口水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	—	0vol%	0~1.3vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能な設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~600m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量(1218m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定としている。 なお、移動式代替熱交換設備の最大流量(600m <sup>3</sup> /h)を監視可能である。



表 4-1 計測装置の計測範囲 (11/11)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0～4MPa	—	—	最大値： 3.92MPa	最大値： 3.92MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプ出口の最高使用圧力(3.92MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa	—	—	最大値： 2.50MPa	最大値： 2.50MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去ポンプ出口の最高使用圧力(2.50MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0～10MPa	0～9.02MPa	最大値： 9.02MPa	最大値： 9.02MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう原子炉隔離時冷却ポンプ出口の最大圧力(9.02MPa)を監視可能な設定としている。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～12MPa	0～8.93MPa	最大値： 8.93MPa	最大値： 8.93MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(8.93MPa)を監視可能な設定としている。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	—	—	—	最大値： 100℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	—	—	—	最大値： 300℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。

注記\*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載

\*2：各測定レンジにおける出力比を示す。

\*3：定格出力時の値に対する比率で示す。

\*4：ATWS＝発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合

\*5：計測範囲の零は，気水分離器下端とする。

\*6：格納容器ベント実施の判断基準を記載

\*7：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載

\*8：計測範囲の零は，低圧原子炉代替注水槽底部とする。0～12542mm 相当

\*9：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

\*10：計測範囲の零は，通常水位（EL 5610mm）とする。

\*11：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

\*12：計測範囲の零は，スクラバ容器の液位計用管台（N9）高さとする。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (1/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~5MPa	0~5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力	0~10MPa	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (S A)	0~11MPa	0~11MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (広帯域)	-400~+150cm <sup>*1</sup>	-400~+150cm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm <sup>*1</sup>	-800~-300cm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (S A)	-900~+150cm <sup>*1</sup>	-900~+150cm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル圧力 (S A)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル温度 (S A)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (2/3)

監視パラメータ	常設計測器の計測範囲	計測範囲等
ペDESTAL温度 (SA)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
ペDESTAL水温度 (SA)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
サブプレッションチェンバ温度 (SA)	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
サブプレシヨンプル水温度 (SA)	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃までの温度計測が可能。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m <sup>3</sup> *2	0~1500m <sup>3</sup> *2 に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル水位	-3.0m <sup>*3</sup> , -1.0m <sup>*3</sup> , +0.9m <sup>*3</sup>	-3.0m <sup>*3</sup> , -1.0m <sup>*3</sup> , +0.9m <sup>*3</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレシヨンプル水位 (SA)	-0.80~+5.50m <sup>*4</sup>	-0.80~+5.50m <sup>*4</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL水位	+0.1m <sup>*5</sup> , +1.2m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup>	+0.1m <sup>*5</sup> , +1.2m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度 (SA)	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
スクラバ容器水位	□ mm <sup>*6</sup>	□ mm <sup>*6</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa	0~12MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0~3MPa	0~3MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0~100℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0~400℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

注記\*1：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

\*2：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0~12542 mm相当

\*3：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

\*4：計測範囲の零は、通常水位 (EL 5610mm) とする。

\*5：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

\*6：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計管台 (N9) 高さとする。

VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する  
説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	1
2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	2
3. 施設の詳細設計方針	3
3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	3
3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	3
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠	5
4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	5
4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	7

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させる。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する。

#### (1) ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてATWSが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてATWSが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは別の電磁弁からス



スクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において、スクラム弁の空気は既に原子炉保護系のスクラムパイロット弁より排出されていることから、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてA T W Sが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてA T W Sが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において、原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウエル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号により作動する。

### 3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は「表 3-1 設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

#### 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

##### (1) ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

##### a. 原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

##### b. 原子炉水位低（レベル2）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため、原子炉水位低（レベル2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

##### (2) ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号によりATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

##### a. 原子炉圧力高

3.1(1)a. と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

##### b. 原子炉水位低（レベル2）

3.1(1)b. と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

#### 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

##### (1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル1）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

用語	説明
設定値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり、設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠

4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

名 称	原 子 炉 圧 力 高
目 的 / 機 能	<p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。</p> <p>また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。</p>
設 定 値	7.41MPa 以下
設 定 範 囲	7.29MPa 以上かつ、7.41MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 7.41MPa 以下に設定する。

1. 原子炉非常停止信号である原子炉圧力高設定値より高い圧力であること。
2. 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.41MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.35MPa とする。

設定範囲はセット値 7.35MPa に対して計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.29MPa から、計装誤差 0.06MPa を加算した 7.41MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.23MPa 以上、かつ、逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.41MPa 以下に設定する。

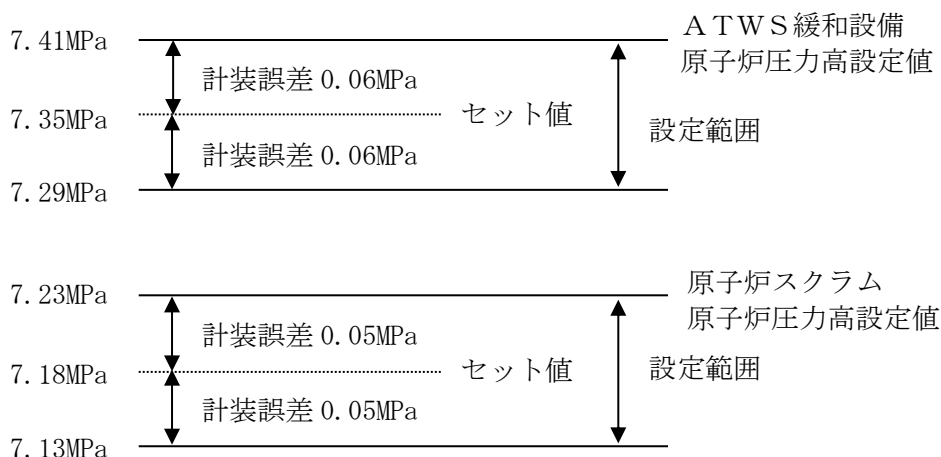


図 4-1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル2)
目 的 / 機 能	<p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。</p> <p>また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。</p>
設 定 値	気水分離器下端*より 112 cm 下以上
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 112cm 下以上かつ、104cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端\*より 112cm 下以上に設定する。

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 112cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 108cm 下とする。

設定範囲はセット値 108cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 112cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 104cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 16cm 上より低く設定する。

注記\*：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

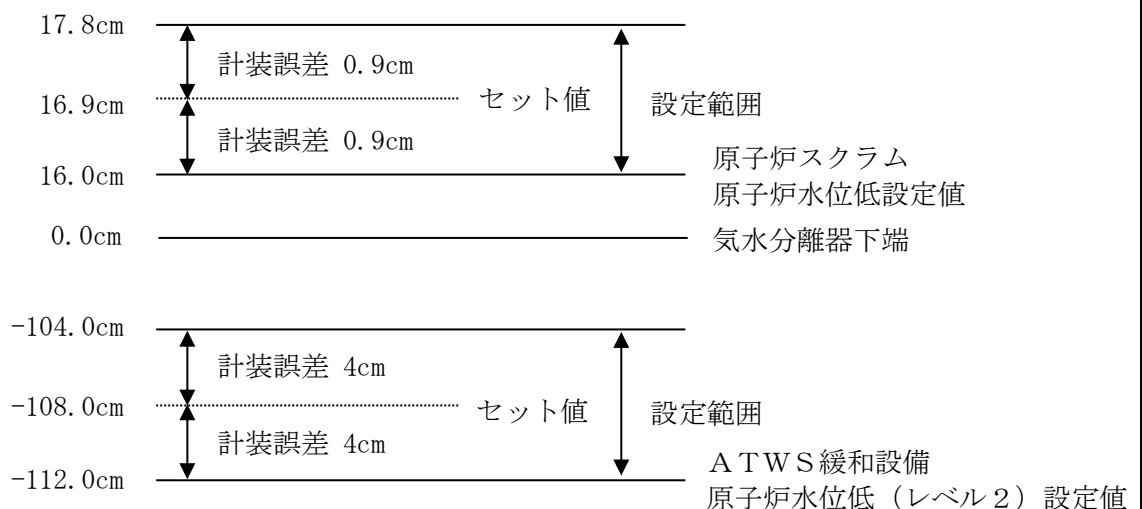


図 4-2 原子炉水位低（レベル2）設定値の概要図

#### 4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

##### (1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

名 称	原 子 炉 水 位 低 （レベル1）
目 的 / 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	気水分離器下端*より 381cm 下以上
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 381cm 下以上かつ、373cm 下以下

#### 【設定根拠】

##### 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端\*より 381cm 下以上に設定する。

1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い水位とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 381cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 377cm 下とする。

設定範囲はセット値 377cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 373cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 381cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル2）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル2）の信号が最も遅れて発信される 112cm 下より低く設定する。

注記\*：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

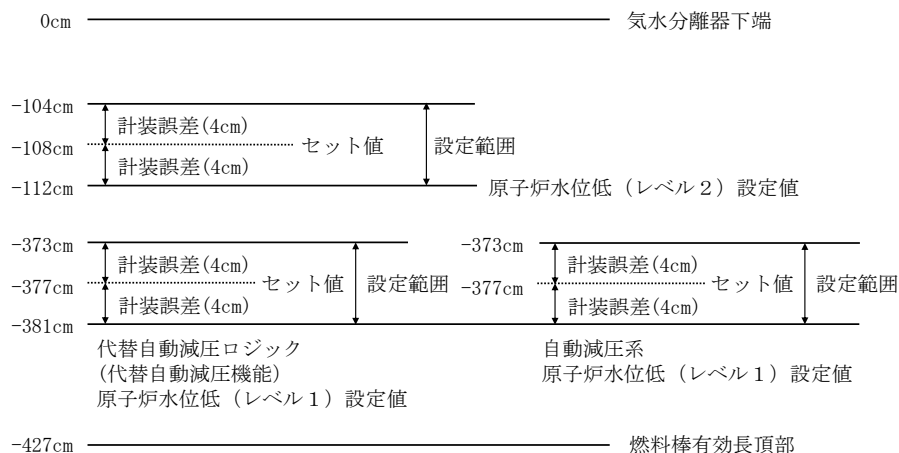


図 4-3 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための  
制御装置に係る制御方法に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 中央制御室に係る制御方法	2
3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御	2
3.1.1 起動手順	2
3.1.2 停止手順	3
3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御	4
3.3 発電用原子炉の緊急停止	4
3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等	4
3.4.1 原子炉出力制御	4
3.4.2 プロセス制御	6
3.4.3 安全保護系等	7
3.4.4 その他の保護回路	8
4. 中央制御室外原子炉停止装置	29
4.1 制御機能	29
4.2 監視機能	29



## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条, 第 35 条, 第 36 条, 第 37 条, 第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動系等）、プロセス制御（給水制御系等）、安全保護系等及び発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお、設計基準対象施設の機能に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち、工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

## 2. 基本方針

発電用原子炉は、原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。また、発電用原子炉の出力変更は、基幹給電制御所（中国電力ネットワーク株式会社）の指令に基づく運転員の操作、又は負荷偏差信号による自動操作で原子炉出力を調整することにより行われる。また、蒸気タービンの出力制御は、電気油圧式制御装置（速度制御、負荷制御、圧力制御、タービンバイパス弁制御及び流量制御）による出力の制御並びに発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また、発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに、発電用原子炉の出力変更は原子炉再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒位置の調整によって行う。

通常運転時（起動及び停止を含む。）、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時の常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として、操作、記録、表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器が、中央制御室内に配置され集中管理方式による運転が行われる。なお、万が一中央制御室が使用不能の場合には、中央制御室外からも原子炉を低温停止することができる。

また、通常運転時における熱的制限値の監視、炉心性能計算は運転監視用計算機により行う。

なお、その他の中央制御室の機能（中央制御室の制御盤等、外部状況把握、居住性の確保、通信連絡）については、VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健

全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させる設計とする。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

### 3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他の発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及びタービントリップ並びに発電機保護による制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動系等）、プロセス制御（給水制御系等）及び安全保護系等の制御設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を図3-1「発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成16年11月9日付平成16・08・05原第32号にて認可された工事計画の添付書類IV-2「制御能力についての計算書」による。

#### 3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

発電用原子炉の出力制御は、発電用原子炉の起動、停止の場合等の大幅な出力変更、出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い、負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。

また、発電用原子炉の主要な起動手順、停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも下記手順によらない場合がある。

##### 3.1.1 起動手順

低温停止の状態から所内電源切替までの起動要領は以下のとおりである。

(1) 起動前準備として各系統設備は次のような状態にあること。

- a. 原子炉水位が、通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉再循環系、原子炉浄化系が運転中である。

- b. 復水ポンプが運転中であり、原子炉への給水が可能な状態にある。
- (2) 原子炉モードスイッチを「起動」位置にし、制御棒操作シーケンスに従って、制御棒の引き抜きを開始する。
- (3) 原子炉が臨界に達したら、原子炉温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 原子炉圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
  - a. タービン発電機の保護装置をリセットし、タービン暖機を行う。
  - b. タービングランドシールを所内蒸気系蒸気より、グランド蒸気発生器の発生蒸気に切り替える。
  - c. 空気抽出器の駆動蒸気を所内蒸気系蒸気より、主蒸気に切り替える。
  - d. 給水系の電動機駆動原子炉給水ポンプを起動する。
  - e. タービンEHC装置圧力制御機能の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇させ、最終的に原子炉定格圧力に対応する圧力設定値に調整する。
- (5) 引き続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引き抜き、原子炉圧力を増加させ、主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域計装の監視範囲に入ったら原子炉モードスイッチを「運転」位置に切り替える。
- (7) タービン発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したらタービン発電機を起動し同期速度まで上昇させる。
- (8) タービン発電機を外部電源系統に併入し、タービンバイパス弁が閉じるまで、タービン発電機の出力を増加させる。
- (9) 更に制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引き抜き原子炉出力、タービン発電機出力を増加させた後、所内電源を起動変圧器側から所内変圧器側に切り替える。

### 3.1.2 停止手順

所内電源切替から低温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切り替える。
- (2) 制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、原子炉出力、タービン発電機出力を減少させる。
- (3) 更に制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、タービン発電機出力が最小となった時点で、タービン発電機を外部電源系統より解列する。
- (4) タービン発電機を停止する。
- (5) 原子炉出力減少の過程で中間領域計装の監視範囲に入ったら、原子炉モードスイッチを「起動」位置に切り替える。
- (6) 引き続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったら原子炉モードスイッチを「燃料交換」又は「停止」位置に切り替える。

- (7) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び原子炉の冷却を開始する。
- (8) 原子炉の圧力低下に伴い下記の操作を実施する。
  - a. 給水系の電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
  - b. 空気抽出器の駆動蒸気を主蒸気より、所内蒸気系蒸気に切り替える。
  - c. タービングランドシール蒸気をグランド蒸気発生器の発生蒸気より所内蒸気系蒸気に切り替える。
- (9) 引き続き原子炉圧力の減少及び原子炉の冷却を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、原子炉を低温停止状態に移行させる。

### 3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

タービン出力 40%以上で運転中、例えば系統事故などにより負荷遮断が生じると、パワーロードアンバランス検出回路からの信号によって、蒸気加減弁が急速に閉鎖するとともに、タービンバイパス弁が急開し、蒸気を復水器に放出する。

さらに、原子炉再循環ポンプ 2 台の同時トリップ（タービン出力 80%以上において）、選択制御棒の挿入（タービン出力 45%以上において）により、原子炉出力の低下を行い所内単独運転に移行する。

### 3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉の保護装置は、発電用原子炉に異常状態又は故障が生じた場合に、発電用原子炉及び蒸気タービン並びに発電機を緊急停止する。また、必要に応じて運転員の判断によって発電用原子炉及び蒸気タービン並びに発電機を緊急停止させることも可能である。

なお、原子炉スクラム、タービントリップ又は発電機保護が作動した場合、図 3-2「プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

### 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒駆動系及び制御棒手動操作系、原子炉再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系、タービンの速度を制御するタービン制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する給水制御系並びに発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系等の作動設備について以下に示す。

#### 3.4.1 原子炉出力制御

発電用原子炉の出力は、制御棒駆動系、制御棒手動操作系と原子炉再循環流量制御系によって制御される。

#### 3.4.1.1 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

制御棒位置の調整は，中央制御室から手動遠隔操作で行われ，操作スイッチで制御棒駆動水圧系の弁類を操作することによって行う。通常の操作過程では，操作スイッチの1回の操作ごとに，制御棒は1ノッチずつ動くようにする。また，制御棒連続操作スイッチと操作スイッチの引抜又は挿入を同時に操作することにより，連続的に制御棒を動かすことも可能である。

なお，操作すべき制御棒は選択スイッチで選択し，制御棒は一度に1本しか動かさないようなインターロックを有している。

起動時の制御棒引き抜きは，制御棒価値ミニマイザによって監視されており，あらかじめ定められている制御棒引き抜き手順に従わない制御棒引き抜きが行われようとした場合には，その制御棒引き抜きは阻止される。

なお，制御棒の引き抜きは次のような場合に阻止される。

- (1) 原子炉モードスイッチが「停止」位置にある場合
- (2) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，燃料取替機が原子炉上部にあり，荷重中のとき
- (3) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，1本制御棒が引き抜かれているとき
- (4) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，スクラム排水容器水位高によるスクラム信号をバイパスしているとき
- (5) スクラム排水容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき
- (6) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」又は「起動」位置にある場合で，中性子源領域計装又は中間領域計装の指示高，指示低，若しくは動作不能及び同計装の検出器が炉心内の所定の位置にないとき
- (7) 原子炉モードスイッチが「運転」位置にある場合で，平均出力領域計装の指示低のとき
- (8) 平均出力領域計装の指示高又は動作不能のとき
- (9) 制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき
- (10) 制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるとき

負荷遮断時又は原子炉再循環ポンプが1台以上トリップし，低炉心流量高出力である場合に，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する選択制御棒挿入機能を設ける。

#### 3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は，手動操作又は自動による原子炉再循環ポンプの速度調整によって行われるが，所要のポンプ速度は流体継手つき原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置を通して，原子炉再循環ポンプ用電動機の電源周波数を変化させることに

より調整される。原子炉再循環流量を主制御器により自動で制御する場合、負荷設定信号と圧力制御信号との比較による負荷偏差信号で制御される。

また、タービン出力 45%以上におけるタービントリップあるいはタービン出力 80%以上における負荷遮断時には、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉再循環ポンプ 2 台を同時トリップし、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

### 3.4.2 プロセス制御

発電用原子炉の運転中における原子炉圧力はタービン制御系、原子炉水位は給水制御系により一定になるように制御される。

#### 3.4.2.1 タービン制御系

通常の出力行運転中において、原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり、蒸気加減弁とタービンバイパス弁によって手動操作又は自動により制御する。

例えば、原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。この圧力上昇は、圧力検出器により電気信号に変換されタービンEHC装置（電気油圧式制御装置）の一部である圧力制御機能の出力信号増加となり、蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され、この弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようにタービン出力を増加させる。したがって、通常運転時には、タービン発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

なお、電気油圧式制御装置は、速度制御、負荷制御、圧力制御、タービンバイパス弁制御及び流量制御により構成される。

#### 3.4.2.2 給水制御系

原子炉出力に応じ、可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度又は電動機駆動原子炉給水ポンプの出口側に設けた給水調節弁の開度が手動操作又は自動により、原子炉水位を一定に保持するように制御される。

給水制御系が自動の場合、タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調節弁は、三要素（原子炉水位、主蒸気流量、給水流量）あるいは単要素（原子炉水位）の信号により制御される。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。単要素制御の場合には、この水位低下を水位偏差信号として検出し、その偏差に相当する量だけ水位制御器の出力を増加させる。この信号は、タービン駆動原子炉給水ポンプ制御装置又は給水調節弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回転数の増大又は給水調節弁の開度増大となり給水流量が増大し水位を一定に保持する。また、三要素制御の場合には原子炉出力の上昇による主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との偏差を水位低下分として水位信号に加え

ることにより、給水流量の制御を行う。

### 3.4.3 安全保護系等

運転時の異常な過渡変化が発生する場合、地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合及び原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時に原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させ、かつ、発電用原子炉内の燃料体の破損又は発電用原子炉の炉心の損傷による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）、A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）について以下に示す。

#### 3.4.3.1 原子炉保護系

原子炉保護系は、2系統のチャンネルによって構成され、各チャンネルには、1つの測定変数に対して、少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時トリップに対して制御棒が急速に挿入され、原子炉はスクラムされる。

原子炉非常停止信号一覧表を表3-1「原子炉非常停止信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表3-2「解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間」に示す。

#### 3.4.3.2 工学的安全施設等作動回路

工学的安全施設作動回路として、主蒸気隔離弁、その他の原子炉格納容器隔離弁、非常用ガス処理系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、格納容器冷却系、自動減圧系の機器を起動（作動）させる回路を設ける。

なお、A T W S時に自動減圧系が作動すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動起動を阻止するための起動阻止スイッチ（2個）を設ける。

工学的安全施設等の起動（作動）信号を表3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「1. 工学的安全施設起動（作動）信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表3-4「解析に使用する工学的安全施設の起動（作動）信号の応答時間」に示す。

### 3.4.3.3 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の作動信号により全制御棒を自動で全挿入させる。あるいは、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させる。A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

### 3.4.3.4 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の作動信号により原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止させる。あるいは、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させる。A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「3. A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号」に示す。

### 3.4.3.5 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、逃がし安全弁（2 個）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系作動信号が成立する 120 秒に起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、10 分の時間遅れを設ける。

なお、A T W S 時に代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動起動を阻止するための起動阻止スイッチ（1 個）を設ける。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「4. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号」に示す。

## 3.4.4 その他の保護回路

### 3.4.4.1 タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近するのを検知して、非常用調速機及びマスタートリップ装置を作動し制御遮断油圧を低下させ、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、中間蒸気止め弁、インターセプト弁及び抽気逆止め弁を閉止することにより、蒸気タービンへの蒸気流入を絶ちタービンを停止させる。



タービントリップ信号を表 3-5「タービントリップ信号一覧表」に示す。

なお、表 3-6「タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表」に示す発電用原子炉からの信号により、主蒸気止め弁を閉じることでタービンをトリップする。

#### 3.4.4.2 発電機保護装置

発電機保護装置は、発電機設備が異常な状態へ接近することを検知して、発電機ロックアウトリレー86-1/2G 及び 86-2/2G により 220kV 主変圧器用遮断器及び界磁遮断器を開くことにより、発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号を表 3-7「発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表 (1/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
原子炉 圧力高	原子炉 圧力検出器	4	2 <sup>*1</sup>	7.23MPa <sup>*2</sup> 以下	—
原子炉 水位低	原子炉 水位検出器	4	2 <sup>*1</sup>	気水分離器 下端 <sup>*3</sup> より 16cm 上以上	—
ドライ ウェル 圧力高	ドライ ウェル 圧力検出器	4	2 <sup>*1</sup>	13.7kPa <sup>*2</sup> 以下	—
中性子束高	出力領域 中性子束 検出器	6 <sup>*4</sup>	2 <sup>*5</sup>	原子炉モード スイッチ 「運転」 <sup>*6</sup> 位置 で定格出力の 120%以下	—
				原子炉モードス イッチ「運転」 位置以外で定格 出力の 15%以下	
	中間領域 中性子束 検出器	8	2 <sup>*8</sup>	選択レンジ目盛 りの 95%以下	原子炉モードスイッ チ「運転」位置
スクラム 排水容器 水位高	スクラム 排水容器 水位検出器	4	2 <sup>*9</sup>	700/個に相当す るレベル以下	原子炉モードスイッ チ「燃料交換」又は「停 止」位置, かつスクラ ム排水容器水位高 バイパススイッチ「バ イパス」位置
	スクラム 排水容器 水位検出器	4			

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表 (2/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止信号を 発信させない条件
	検出器 の種類	個数	原子炉非常停止 に要する信号の 個数	設定値	
中性子束計装 不動作	出力領域 中性子束 検出器	6*4	2*5	—	—
	中間領域 中性子束 検出器	8	2*8	—	原子炉モードスイッチ 「運転」位置
主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射能 検出器	4	2*1	正常時の 6倍以下	—
主蒸気 隔離弁閉	主蒸気 隔離弁 位置検出器	16	4*10	90%開度以上	原子炉圧力 4.11MPa 以下, かつ原子炉モード スイッチ「運転」位置 以外
主蒸気 止め弁閉	主蒸気 止め弁 位置検出器	8	4*11	90%開度以上	タービン出力 45%以下
蒸気加減弁 急速閉	蒸気加減弁 制御油圧 検出器*12	4	2*1	4.12MPa*2 以上	タービン出力 45%以下 又は、蒸気加減弁 急速閉の信号発生 後、0.2秒以内にター ビンバイパス弁が 開いた場合
原子炉 モード スイッチ 「停止」	原子炉 モード スイッチ	1	1	—	—
手動	押しボタン スイッチ	2	2	—	—
地震 加速度大	水平方向 加速度 検出器	4	2*9	水平方向 (EL1.3m) 140Gal 以下	—
		4		水平方向 (EL34.8m) 350Gal 以下	
	鉛直方向 加速度 検出器	4		鉛直方向 (EL1.3m) 70Gal 以下	

注：原子炉保護系は2系統の独立したチャンネルで構成し、両チャンネルが同時動作した場合に原子炉は緊急停止する。両チャンネルの電源が喪失したときには、フェイルセーフ機能により原子炉は緊急停止する。

注記\*1：原子炉保護系の各チャンネルは検出器2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

\*2：SI単位に換算したものである。

\*3：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

\*4：スクラム信号は6チャンネルの平均出力領域計装からの信号であり、個数はチャンネル数を示す。

\*5：原子炉保護系の各チャンネルは検出器3個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

\*6：原子炉モードスイッチには「停止」、「燃料交換」、「起動」及び「運転」の位置がある。

\*7：原子炉非常停止信号の設定値と再循環流量との関係を図3-3に示す。

\*8：原子炉保護系の各チャンネルは検出器4個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

\*9：原子炉保護系の各チャンネルは検出器各2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

\*10：原子炉保護系の各チャンネルは検出器8個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低2個の動作でチャンネルは動作する。

\*11：原子炉保護系の各チャンネルは検出器4個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低2個の動作でチャンネルは動作する。

\*12：蒸気加減弁のディスクダンプ弁下部油圧を検出

表 3-2 解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号		応答時間 (秒)		
		T 1 *1	T 2 *2	合計 (T 1 + T 2)
原子炉圧力高				0.55
原子炉水位低				1.05
中性子束高	出力領域 中性子束 検出器			0.09
	中間領域 中性子束 検出器			0.09
主蒸気隔離弁閉				0.06
主蒸気止め弁閉				0.06

注記\*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

\*2：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（1/6）

1. 工学的安全施設起動（作動）信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
主	原子炉 水位低 (レベル2)	原子炉 水位 検出器	4	2* <sup>1</sup>	気水分離器 下端* <sup>2</sup> より 112cm 下以上	—
	主蒸気管 圧力低	主蒸気管 圧力 検出器	4	2* <sup>1</sup>	5.87MPa* <sup>3</sup> 以上	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置 以外
蒸	主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射線 検出器	4	2* <sup>1</sup>	正常時の 6倍以下	—
気	主蒸気管 トンネル 温度高	主蒸気管 トンネル 温度 検出器	24	2* <sup>4</sup>	93℃以下	—
隔	主蒸気管 流量大	主蒸気管 流量 検出器	16	2* <sup>5</sup>	定格流量の 140%以下	—
離 弁	復水器 真空度低	復水器 真空度 検出器	4	2* <sup>1</sup>	真空度 28.8kPa* <sup>3</sup> 以上	主蒸気止め弁開度 90%以下，かつ原 子炉圧力 4.11MPa 以下，かつ復水器 真空度低バイパス スイッチ「バイパ ス」位置，かつ原 子炉モードスイッ チ「運転」位置以 外
	手動	—	—	—	—	—

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（2/6）

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件	
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
その他の原子炉格納容器隔離弁	(1)*6	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*7	13.7kPa*3 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	(2)*8	原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4	2*9	気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	手動	—	—	—	—	—	
非常用ガス処理系	原子炉棟 放射能高	原子炉棟 放射線 検出器	4	2*10	正常時の 6倍以下	—	
		燃料取替階 放射能高	燃料取替階 放射線 検出器	4			2*10
	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*11	13.7kPa*3 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	手動	—	—	—	—	—	
高圧炉心スプレイ系	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*12	13.7kPa*3 以下	—	
	原子炉水位低 (レベル1H)	原子炉水位 検出器	4	2*12	気水分離器 下端*2より 261cm下以上	—	
	手動	—	—	—	—	—	

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（3/6）

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件	
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
低圧炉心 スプレイ系	ド ラ イ ウ エ ル 圧 カ 高	ド ラ イ ウ エ ル 圧 検 出 器	2	2*13	13.7kPa*3 以下	—	
	原 子 炉 水 位 低 (レベル1)	原 子 炉 水 位 検 出 器	2		気水分離器 下端 *2より 381cm 下以上	—	
	手 動	—	—	—	—	—	
残留熱除去系	低圧注水系	ド ラ イ ウ エ ル 圧 カ 高	ド ラ イ ウ エ ル 圧 検 出 器	4	2*14	13.7kPa*3 以下	—
		原 子 炉 水 位 低 (レベル1)	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端 *2より 381cm 下以上	—
		手 動	—	—	—	—	—
	格納容器冷却系	手 動	—	—	—	—	—
自動減圧系	原子炉水位 低（レベル 1）とドラ イウエル圧 力高の同時 信号 *15	ド ラ イ ウ エ ル 圧 検 出 器	4	2*16	13.7kPa*3 以下	—	
		原 子 炉 水 位 検 出 器	4	2*17	気水分離器 下端 *2より 381cm 下以上	—	
	手 動	—	—	—	—	—	



注：主蒸気隔離弁の作動回路は2系統の独立したチャンネルで構成し、両チャンネルが同時動作した場合に主蒸気隔離弁が閉鎖する。両チャンネルの電源が喪失したときには、フェイルセーフ機能により主蒸気隔離弁が閉鎖する。

- 注記\*1：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- \*2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより1328cm上
- \*3：SI単位に換算したものである。
- \*4：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器12個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- \*5：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器8個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- \*6：本信号により、残留熱除去系、可燃性ガス濃度制御系、液体廃棄物処理系、窒素ガス制御系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- \*7：その他の格納容器隔離弁作動回路は内側及び外側隔離弁が、各々、検出器各1個からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で各隔離弁は閉鎖する。
- \*8：本信号により、残留熱除去系、原子炉浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- \*9：その他の格納容器隔離弁作動回路は内側及び外側隔離弁が、各々、検出器1個からなるチャンネル2系統で構成され、検出器1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で各隔離弁は閉鎖する。
- \*10：2系統の非常用ガス処理系作動回路は、各々、検出器1個からなるチャンネル2系統で構成され、検出器1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で1系統の非常用ガス処理系が起動する。
- \*11：2系統の非常用ガス処理系作動回路は、各々、検出器各1個からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で1系統の非常用ガス処理系が起動する。
- \*12：高圧炉心スプレイ系作動回路は、検出器2個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で高圧炉心スプレイ系が起動する。
- \*13：低圧炉心スプレイ系作動回路は、検出器各1個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で低圧炉心スプレイ系が起動する。
- \*14：2系統の低圧注水系作動回路は、各々、検出器各1個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で1系統以上の低圧注水系が起動する。
- \*15：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ

- \*16 : 自動減圧系作動回路は、検出器 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器 2 個及び原子炉水位低（レベル 1）信号の同時動作で自動減圧系が作動する。
- \*17 : 自動減圧系作動回路は、検出器 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器 2 個及びドライウエル圧力高信号の同時動作で自動減圧系が作動する。

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（4/6）

2. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	原子炉高 圧力	原子炉 圧力 検出器	4	2*1	7.41MPa 以下	—
	原子炉低 水位 (レベル2)	原子炉 水位 検出器	4		気水分離器 下端 *2より 112cm 下以上	—
	手 動	—	—	—	—	—

注記\*1：ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動回路は、検出器各2個からなる論理和2個の直列回路からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低2個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作でATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が作動する。

\*2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（5/6）

3. A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
A T W S 緩 和 設 備 （ 代 替 原 子 炉 再 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ 機 能 ）	原 子 炉 圧 力 高	原 子 炉 圧 力 検 出 器	4	2*1	7.41MPa 以下	—
	原 子 炉 水 位 低 （レベル 2）	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端 *2より 112cm 下以上	—
	手 動	—	—	—	—	—

注記\*1：A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）作動回路は、検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の動作でチャンネルが動作、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動する。

\*2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（6/6）

4. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	*1 原子炉 水位低 (レベル1)	原子炉 水位 検出器	4	2*2	気水分離器 下端 *3より 381cm 下以上	—

注記\*1：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ

\*2：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路は、検出器2個の直列回路からなる2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器の同時動作でチャンネルが動作、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動する。

\*3：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

表 3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動（作動）信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間（秒）		
	T 1 *1	T 2 *2	合計 (T 1 + T 2)
主蒸気管流量大			0.50
主蒸気管放射能高			0.50

注記\*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

\*2：ロジック回路部での信号処理遅れ時間

表 3-5 タービントリップ信号一覧表

タービントリップ信号	検出器
バックアップ過速度	バックアップ過速度検出装置
復水器真空度低	真空トリップ検出装置
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
軸振動大	軸振動検出装置
タービン排気室温度高	タービン排気室温度検出装置
湿分分離器ドレンタンク水位高	湿分分離器ドレンタンク水位検出装置
主油ポンプ出口圧力低	主油ポンプ出口圧力検出装置
制御油圧低	制御油圧検出装置
電気油圧式制御装置故障	—
原子炉水位高	原子炉水位検出器
発電機保護	発電機保護継電器

表 3-6 タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表

タービントリップ 信号の種類	検出器及び作動条件				タービントリップ 信号を発信させない条件
	検出器 の種類	個数	タービント リップに要 する信号の 個数	設定値	
原子炉水位高	原 子 炉 水 位 検 出 器	3	2	気水分離器 下端*より 132cm 上以上	—
主蒸気隔離弁閉	主 蒸 気 隔 離 弁 位 置 検 出 器	8	4	10%開度以下	—

注記\*：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上



表 3-7 発電機トリップ信号一覧表

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機地絡	発電機接地過電圧継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機逆相	発電機逆相過電流継電器
発電機後備保護	距離継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機過励磁	低周波過励磁継電器
タービントリップ	主蒸気止め弁位置検出器 中間蒸気止め弁位置検出器 インターセプト弁位置検出器



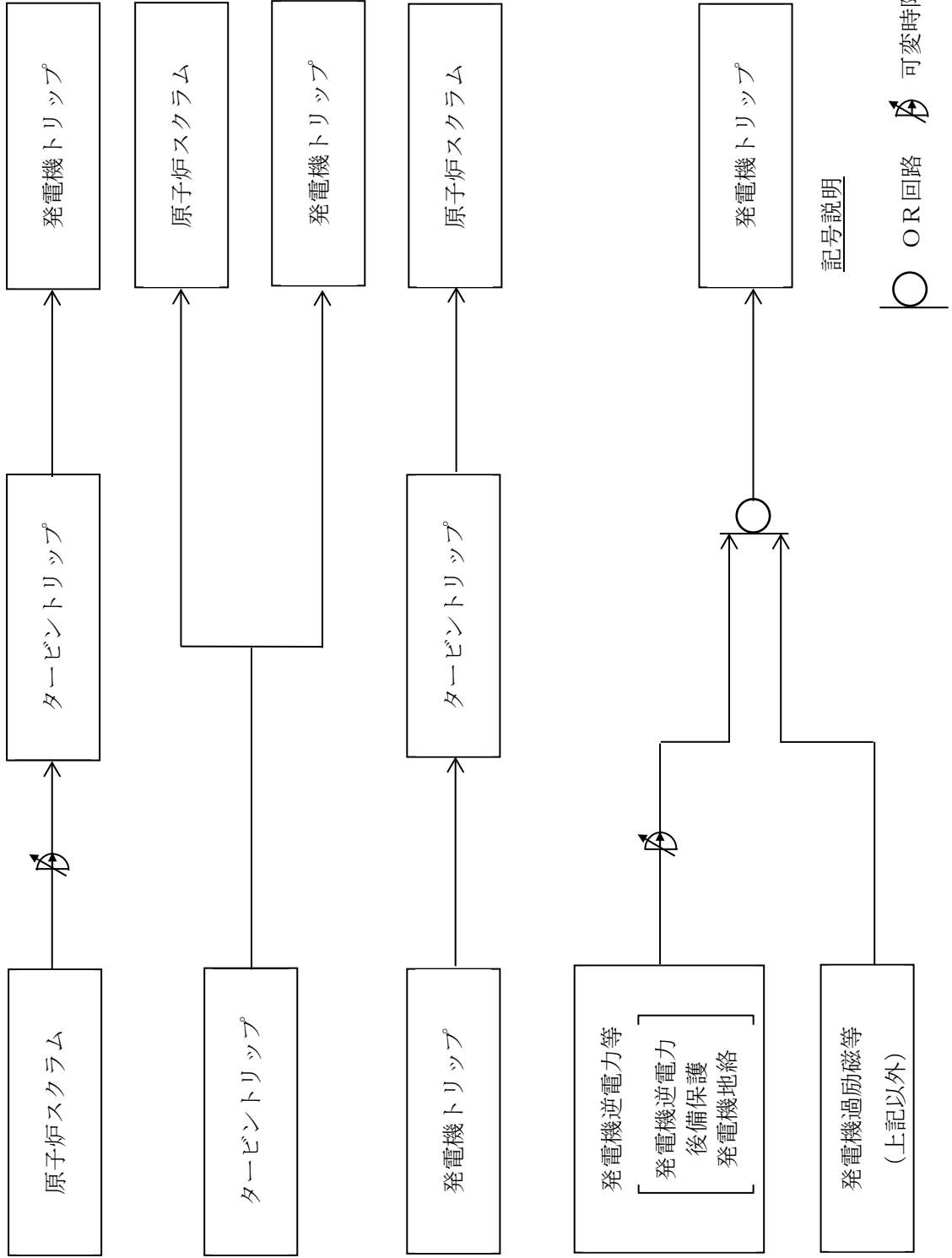


図3-2 プラントインタロック

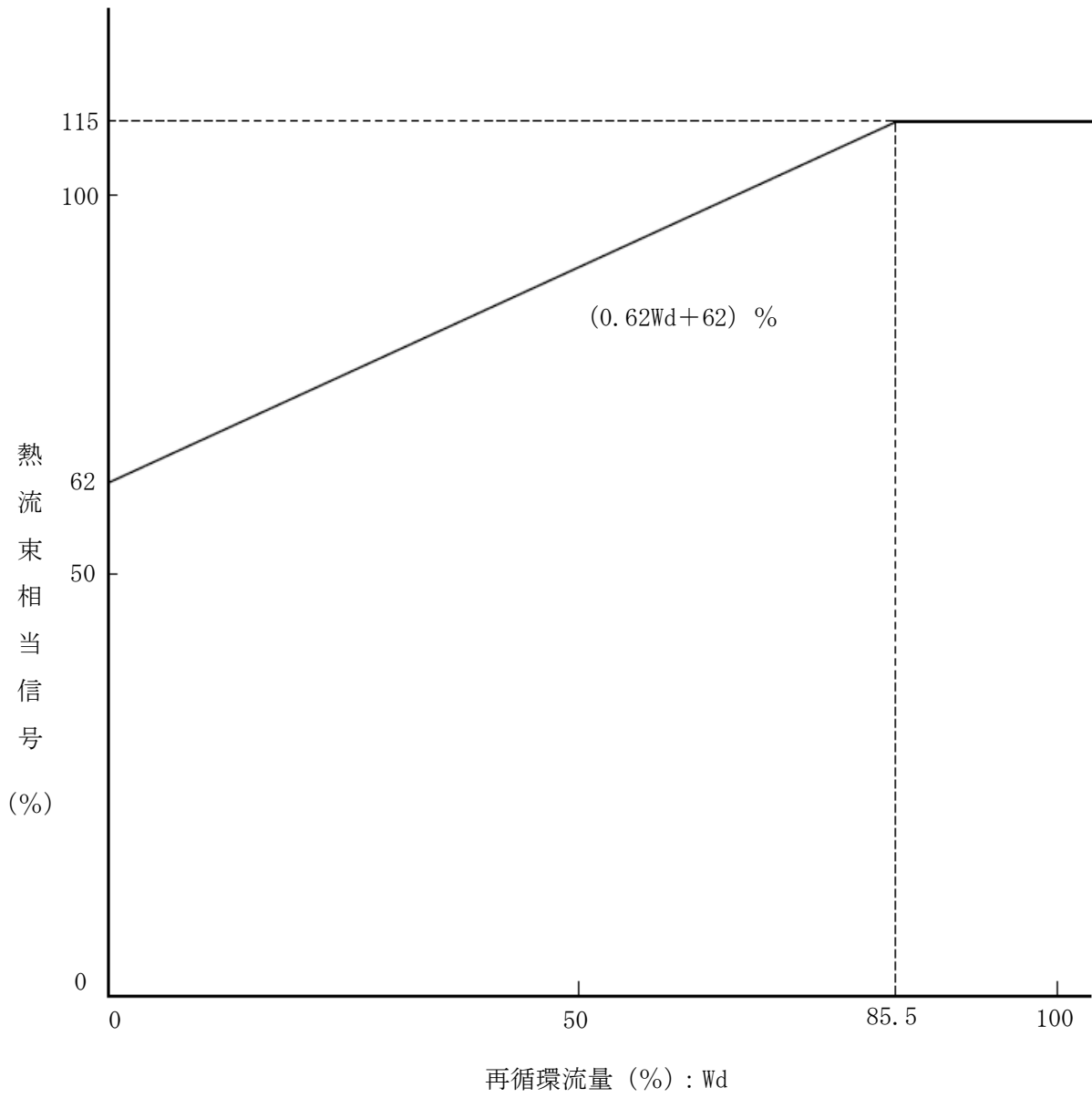


図 3-3 中性子束高一自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

#### 4. 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作が困難な場合に、原子炉をスクラム後の高温停止状態から低温停止状態に安全かつ容易に導くためのものである。なお、原子炉スクラムは、中央制御室外において、原子炉保護系の電源を遮断することや蒸気タービンの手動トリップ等により行うことができる。

##### 4.1 制御機能

原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導くため、原子炉冷却系統設備による残留熱除去、減圧、水位の保持を行うが、それらに必要な系統及び操作場所を表 4-1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」に示す。

##### 4.2 監視機能

原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導くために必要な計装及び指示場所を表 4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

表 4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系統	系統数	操作場所	機能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系 逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3 弁 1	中央制御室外原子炉停止 盤室	原子炉をスクラム後の高温停止状態からその後の低温停止状態に導く
原子炉補機冷却系	一部	中央制御室外原子炉停止 盤室	補機冷却
非常用ディーゼル発電機系	1	中央制御室外原子炉停止 盤室	外部電源喪失時の非常用電源確保

表 4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計装	指示場所	機能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉 停止盤室	原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導く場合の主要変数の監視
原子炉水位指示計		
サプレッションプール水位指示計		
サプレッションプール水温指示計		
ドライウエル圧力指示計		
ドライウエル温度指示計		
R C I C * <sup>1</sup> 流量指示調節計		
R C I C 駆動蒸気タービン速度指示計		
R H R * <sup>2</sup> 流量指示計		
R H R 熱交換器入口温度指示計		
6.9kV 母線 2 D 電圧計		
非常用ディーゼル発電機電圧計		

注記\*1：原子炉隔離時冷却系

\*2：残留熱除去系

#### VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書



- (1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）
- (2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について）

- (1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 中央制御室の共用	1
2.2 中央制御室の制御盤等	1
2.3 外部状況把握	2
2.4 居住性の確保	2
2.5 通信連絡	3
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	3
3.1 中央制御室の共用	3
3.2 中央制御室の制御盤等	4
3.2.1 中央制御室の制御盤等の構成	4
3.2.2 誤操作防止	4
3.2.3 試験及び検査	5
3.2.4 信頼性	5
3.3 外部状況把握	5
3.3.1 監視カメラ	5
3.3.2 気象観測設備等	6
3.3.3 公的機関からの気象情報入手	6
3.4 居住性の確保	6
3.4.1 換気設備	6
3.4.2 生体遮蔽装置	7
3.4.3 照明	8
3.4.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4.5 チェンジングエリア	8
3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	8
3.4.7 衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）	9
3.5 通信連絡	9

## 1. 概要

本資料は、「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（以下「技術基準規則」という。）」第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「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（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項、第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈に関わる発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能、中央制御室に施設する酸素濃度計及び中央制御室の有毒ガス防護以外は要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

本資料は、中央制御室の機能のうち、中央制御室の共用に関する機能、中央制御室の制御盤等に関する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。また、中央制御室の機能のうち有毒ガス防護については「(2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について）」にて説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 中央制御室の共用

中央制御室は、制御室建物内に設置し、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。また、中央制御室は 1 号機及び 2 号機で共用とするが、1 号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により 1 号機及び 2 号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで 2 号機の安全性が向上する設計とする。

具体的な中央制御室の共用については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

### 2.2 中央制御室の制御盤等

中央制御室の制御盤は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、非常炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能、主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作できる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわ

れないように火災の発生防止，火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに，内部溢水への防護としては，内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な，火災に対する防護措置については，VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」，内部溢水に対する防護措置については，VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

### 2.3 外部状況把握

中央制御室は，発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を監視カメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置，気象観測設備及び公的機関から地震，津波，竜巻情報等を入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお，監視カメラのうち津波監視カメラは，地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計するとともに非常用電源(無停電交流電源)又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。

### 2.4 居住性の確保

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく中央制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，中央制御室の気密性，遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

重大事故等が発生した場合において運転員がとどまるため，以下の設備により居住性を確保する。

- a. 中央制御室空調換気系
  - (a) 中央制御室送風機
  - (b) 中央制御室非常用再循環送風機
  - (c) 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
  - (d) 中央制御室空調換気系ダクト
- b. 中央制御室空気供給系
  - (a) 中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)
  - (b) 中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 配管
- c. 中央制御室差圧計
- d. 待避室差圧計
- e. 中央制御室遮蔽 (「1，2号機共用」 (以下同じ。))
- f. 中央制御室待避室遮蔽
- g. 酸素濃度計

- h. 二酸化炭素濃度計
- i. LEDライト（三脚タイプ）
- j. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
- k. 無線通信設備（固定型）
- l. 衛星電話設備（固定型）

また、中央制御室の居住性を確保するために、原子炉建物原子炉棟内に設置された原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放した場合に、容易かつ確実に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設ける。

## 2.5 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、操作等の指示、連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）並びに重大事故等が発生した場合において、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ことができる通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる機能を有する設計とする。

また、設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、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機能を有する設計とする。

## 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

### 3.1 中央制御室の共用

中央制御室は、1号機及び2号機で共用とするが、1号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機必要な人員を確保した上で、共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた運転員の相互融通を可能とすることで、2号機の安全性が向上する設計とする。

また、各号機の監視・操作盤は共用によって悪影響を及ぼさないよう、1号機、2号機でそれぞれ分離して設置すること、それぞれの監視、操作に必要なスペースを確保すること、また、共通設備である送電系統等の監視・操作盤が機能喪失しても各号機の安全性確保に必要な監視・運転操作に影響を与えないことで、監視や操作に支障を来すことなく、プラント監視機能への悪影響を及ぼさない設計とする。

### 3.2 中央制御室の制御盤等

#### 3.2.1 中央制御室の制御盤等の構成

中央制御室の制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央監視操作盤（原子炉制御盤、原子炉補機制御盤、安全設備制御盤、タービン補機制御盤、タービン発電機制御盤、所内電気盤）及びその他制御盤で構成する。

中央監視操作盤及びその他制御盤は、プラントの起動／停止、トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作及び通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

その他制御盤は、放射線モニタの監視や換気空調系（常用及び非常用）等の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を表 3-1 に示す。

また、重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 用制御盤として、重大事故操作盤を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに、監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室の制御盤を含む。）を表 3-2 に示す。

#### 3.2.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件<sup>\*1</sup>、中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに中央制御室の制御盤の盤面機器（操作器具、指示計、警報表示、記録計、表示装置）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器具のコーディング（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また、地震による中央制御室の制御盤及び重大事故操作盤への誤接触を防止し、安全を確保できるよう中央監視操作盤及び重大事故操作盤に手摺りを設ける設計とするとともに緊急時対策所との情報伝達に不備が生じないように、必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（SPDS））を緊急時対策所に設ける設計とする。

なお、重大事故操作盤は、VDU<sup>\*2</sup>を使用したタッチオペレーション方式とし、タッチ方式を一貫（弁・補機の操作は、2タッチ（選択＋操作指令）方式）することにより、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作できる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室の制御盤及び重大事故操作盤と同様に、システムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器具のコーディング等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し、容易に操作ができる設計とするとともに、設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を表 3-3 に示す。

注記\*1：通常運転時の環境条件，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）

\*2：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

### 3.2.3 試験及び検査

中央制御室の制御盤，重大事故操作盤及び現場盤は，各盤で監視又は操作を行う器具及び機器等の試験及び検査を行える設計とする。

### 3.2.4 信頼性

中央制御室の制御盤，重大事故操作盤及び現場盤に設置する警報機能は，一部の機能が故障した場合においても，その機能がすべて喪失しない設計とする。また，その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに，現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

## 3.3 外部状況把握

### 3.3.1 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象や発電所構内の状況（海側，山側）等を監視するため，屋外に暗視機能等をもった暗視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり把握することができる設計とする。

監視カメラのうち津波監視カメラは，遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに，敷地前面における津波の来襲状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また，津波監視カメラは基準津波の影響を受けない高所に3台（2号機排気筒，3号機北側防波壁上部（東）及び3号機北側防波壁上部（西））設置しており，監視に必要な要件を満足する仕様としている。

津波監視カメラは耐震Sクラスの設備とし，地震荷重，風荷重，積雪荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに非常用電源（無停電交流電源）又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。

構内監視カメラは，自然現象等の監視強化のため2号機原子炉建物屋上，3号機原子炉建物屋上，通信用無線鉄塔，固体廃棄物貯蔵所C棟屋上，一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置し，津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。

監視カメラで把握可能な自然現象等を表 3-4，監視カメラの仕様を表 3-5，監視カメラの配置を図 3-1 に示す。



具体的な津波監視カメラの強度及び給電の機能は、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

### 3.3.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を表 3-6 に示す。

### 3.3.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室にファックス等を設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

## 3.4 居住性の確保

### 3.4.1 換気設備

中央制御室空調換気系は設計基準事故が発生した場合においては、チャコールフィルタを通る系統隔離運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とするとともに、運転操作に適した室温（21℃～26℃）に調節可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室空調換気系により、中央制御室を正圧化することで、インリークを防止可能な設計とする。また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるブルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁を閉操作することで、外気との連絡を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても系統隔離運転に切り替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。また、系統隔離運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とするとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

更に、炉心の著しい損傷発生時に、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室を正圧化した場合や、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室を中央制御室空調換気系の系統隔離運転により隔離する場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る

判断基準 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

外気と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計を設置する設計とする。また、中央制御室と中央制御室待避室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、待避室差圧計を設置する設計とする。

原子炉建物原子炉棟に設置された原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な換気系の機能については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、VI-1-1-7-別添4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室空調換気系は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気系は、中央制御室空調換気系により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

具体的な中央制御室空調換気系への給電の機能は、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

#### 3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても、中央制御室の気密性及び中央制御室空調換気系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室空調換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な中央制御室遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、VI-4-2-1「中央制御

室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

#### 3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が、ガスタービン発電機から開始されるまでの間においても、中央制御室の直流非常灯及び電源内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

重大事故等時においても、必要な照明はLEDライト（三脚タイプ）により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

具体的な中央制御室照明及び中央制御室用可搬型照明の機能については、VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

#### 3.4.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、2セット使用する。保有数は2セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットを分散して保管する設計とする。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を表3-7に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

#### 3.4.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的なチェンジングエリアの機能については、VI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

#### 3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）により中央制御室待避室の外に出ることな

く発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。

また、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、中央制御室待避室に1台及び中央制御室にバックアップ用として1台を保管する設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

#### 3.4.7 衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために、衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）により、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所（対策本部）と通信連絡できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

### 3.5 通信連絡

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、衛星電話設備（固定型）等の通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、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設計とする。

具体的な通信連絡設備については、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表 3-1 通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備の操作機能	制御棒駆動系の手動操作，原子炉スクラムの手動操作
非常用炉心冷却設備，非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能	非常用炉心冷却設備の手動操作，原子炉格納容器スプレイ設備の手動操作，主蒸気隔離弁の手動操作，原子炉格納容器隔離弁の手動操作，低温停止への移行の手動操作等
発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器又は器具の動作状態の表示機能	発電用原子炉の制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束，制御棒位置，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），サブプレッションプール水位，サブプレッションプール水温度，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，ドライウエル圧力，サブプレッションチェンバ圧力，格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度，格納容器雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系系統流量，可燃性ガス濃度制御系流量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合，放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能	原子炉水位の低及び高警報，原子炉圧力の高警報，中性子束レベルの高警報，プロセスモニタリング設備の高警報，エリアモニタリング設備の高警報，ドレンサンプの水位警報，燃料プール水位の低及び水温の高警報等
安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能	原子炉非常停止信号の各チャンネルの状態表示* <sup>1</sup> ，工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示* <sup>1</sup> ，原子炉非常停止信号により動作する機器の状態表示* <sup>2</sup> ，工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響や発電用原子炉施設の外部状況</li> <li>・ 津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ（取水槽水位、風向、風速、気温、降水量等）</li> <li>・ 公的機関からの地震、津波、竜巻、落雷等の気象情報</li> </ul>

注記\*1：バイパス状態を含む。

\*2：使用不能状態を含む。

表 3-2 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
重大事故等対処設備の表示機能	原子炉压力容器温度（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）、ペDESTAL水温度（SA）、サブプレッションチェンバ温度（SA）、サブプレッションプール水温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、サブプレッションチェンバ圧力（SA）、ドライウエル水位、サブプレッションプール水位（SA）、ペDESTAL水位、格納容器水素濃度（B系）、格納容器水素濃度（SA）、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）、中性子源領域計装、中間領域計装、出力領域計装、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、スクラバ容器温度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）、第1ベントフィルタ出口水素濃度、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系熱交換器冷却水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧原子炉代替注水槽水位、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、原子炉建物水素濃度、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、格納容器酸素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）
重大事故等対処設備の操作機能	ATWS緩和設備、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系、ペDESTAL代替注水系、残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系、格納容器代替スプレイ系、常設代替交流電源設備等

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策

項目	対策
環境条件	<p>(1) 中央制御室空調換気系により、運転操作に適した室温（約 21～26℃）、湿度（約 50%RH）に調整可能な設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室の照明は、運転操作に必要な照度として、中央監視操作盤の操作部エリアにおいて 700lx を確保するとともに、照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。</p> <p>(3) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。</p>
配置及び作業空間	<p>(1) 中央制御室の運転・操作エリアは、すべての運転状態において、運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう、区分等を考慮する。</p> <p>(2) 中央制御室は、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。</p> <p>(3) 動作範囲としては、運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。</p>
制御盤の盤面配置	<p>(1) 警報表示灯及び警報表示窓は、運転・操作エリアから監視できるようにする。</p> <p>(2) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は、容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は、操作を行う位置から監視できるようにする。</p> <p>(3) 機器は、左右逆となる鏡対称とならないよう配置する。</p> <p>(4) 表示装置及び制御機器は、系統区分に従ったグルーピングにまとめる。</p> <p>(5) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。</p> <p>(6) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。</p> <p>(7) ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつようにする。</p>
表示システム	<p>(1) 情報機能 運転員への情報提供として以下を考慮する。</p> <p>a. 通常時及び事故時の運転に必要な情報や、安全上必要な情報は、網羅して表示される。また、事故時においても、あらかじめ定められた精度及び範囲で表示される。</p> <p>b. 情報の表示は、理解し易い適切な表示方法とする。</p> <p>(a) 指示計、記録計を用いる場合</p> <p>イ. 系統区分に従ったグループにまとめる。</p> <p>ロ. 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。</p> <p>ハ. コーディングの考え方が原子炉制御室全体で統一する。</p> <p>ニ. ラベリングは、同一プラント内で整合性を持つようにする。</p>



項目	対策
表示システム (続き)	<p>(b) CRT 等を用いる場合</p> <p>イ. 安全上重要な設備や、重大事故等対処設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。</p> <p>ロ. 情報の配置，形状などの設定を一貫して適用し，個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また，タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。</p> <p>ハ. 運転員の慣習に適した情報表示を行う。</p> <p>ニ. 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを，極力一つの画面に表示する。</p> <p>ホ. 情報は，表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <p>c. 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は，プロセスの流れ，事象の流れと整合をとる。</p> <p>d. 検出器などの不作動又は除外により，情報を提供できない場合は運転員がそのことを知ることができる。</p> <p>e. データ収集及び処理において，入力信号のサンプリング周期及び処理速度が，プロセスの変化速度に十分追従できる。</p> <p>f. 表示データの更新が，運転操作に対して十分な速度で行われる。</p> <p>(2) 警報機能</p> <p>運転員への警報提供として以下を考慮する。</p> <p>a. 警報発生に伴い，その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないように考慮する。</p> <p>b. プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し，新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。</p> <p>c. 警報は，警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。</p> <p>d. 新たに発生した警報が音，点滅光等で認識できるようにする。</p> <p>e. 警報は，確認操作により，点滅光から連続点灯等，点灯状況が変わる。</p> <p>f. 警報原因が消滅した場合は，警報は，元の状態に復帰できる。</p>
制御機能	<p>(1) 制御機器の大きさ，操作に要する力，触覚フィードバック等を考慮する。</p> <p>(2) 制御機器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。</p> <p>(3) 制御機器の色，形，大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また，安全上の重要な制御機器は，他の制御機器と識別する。</p> <p>(4) タッチオペレーション方式による制御の場合は，以下とする。</p> <p>a. タッチ領域は，枠などを表示することにより，その領域がタッチ領域である</p>

項目	対策
制御機能（続き）	<p>ことが区別された表示とする。</p> <p>b. タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、その打ち返し表示は、運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。</p> <p>c. プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には、タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。</p> <p>d. 原則として、一貫したタッチ方式を用いる。</p> <p>e. タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は、原則として1つとする。</p> <p>f. 画面上にあらかじめ制御器及び操作器を配置しておく場合には、タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。</p> <p>(5) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。</p> <p>(6) 一つの制御機器とそれに関連する情報表示は近接して設置するか、対の関係がわかるグルーピングとする。</p> <p>(7) シーケンシャルな運転・操作では、操作とその結果の関係がわかり易いよう、制御機器と情報表示を構成する。</p> <p>(8) 非安全な操作ができないための対応</p> <p>a. 操作器具は、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置）、保護カバーの設置、キー付きスイッチの設置、押釦スイッチを配置する。</p> <p>b. 操作器具の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。</p> <p>c. 操作器具は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器具の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また、安全上の重要な操作器具は他の操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。</p>

表 3-4 監視カメラで把握可能な自然現象等

自然現象等	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波	津波来襲の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む。）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無
積雪	降雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り・土石流	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無
火山	降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象	海生生物（クラゲ等）の襲来による原子炉施設への影響
飛来物 （航空機落下）	飛来物の有無や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
外部火災*	火災状況、ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

注記\*：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」を含む。

表 3-5 監視カメラの仕様

名称	仕様等	
構内監視カメラ	設置場所	通信用無線鉄塔 1台 2号機原子炉建物屋上 1台 3号機原子炉建物屋上 1台 固体廃棄物貯蔵所C棟屋上 1台 一矢谷 1台 ガスタービン発電機建物屋上 1台
	暗視機能	可能（赤外線カメラ）
	ズーム機能	可視カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
	遠隔上下左右可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
津波監視カメラ	設置場所	2号機排気筒 1台 3号機北側防波壁上部（東） 1台 3号機北側防波壁上部（西） 1台
	暗視機能	可能（赤外線カメラ）
	ズーム機能	可視カメラ：ズームなし 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
	遠隔可動上下左右可動	水平可動：360° 上下可動：±90°

表 3-6 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

設備名	パラメータ	計測範囲
気象観測設備	気温	-10~40℃
	雨量	0~80mm/h
	風向 (超音波) (EL 28.5m)	全方位 (0~540° )
	風速 (超音波) (EL 28.5m)	0~60m/s (10 分間平均値)
	風向 (ドップラーソーダ) (EL 65m, EL 130m)	全方位 (0~540° )
	風速 (ドップラーソーダ) (EL 65m, EL 130m)	0~30m/s (10 分間平均値)
	日射量	0~1.429kW/m <sup>2</sup>
	放射収支量	-0.257~0.1kW/m <sup>2</sup>
津波監視設備	取水槽水位	EL -9.3~10.7m
固定式周辺モニタリング設備	空間線量率 (モニタリングポスト No. 1~6)	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> nGy/h

表 3-7 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

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	0.0～25.0vol%
	精度	±0.5vol%
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 15000 時間
	個数	2 個 (予備 1 個)
二酸化炭素濃度計	検知原理	赤外線式
	検知範囲	0～10000ppm
	精度	±500ppm
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 7 時間
	個数	2 個 (予備 1 個)

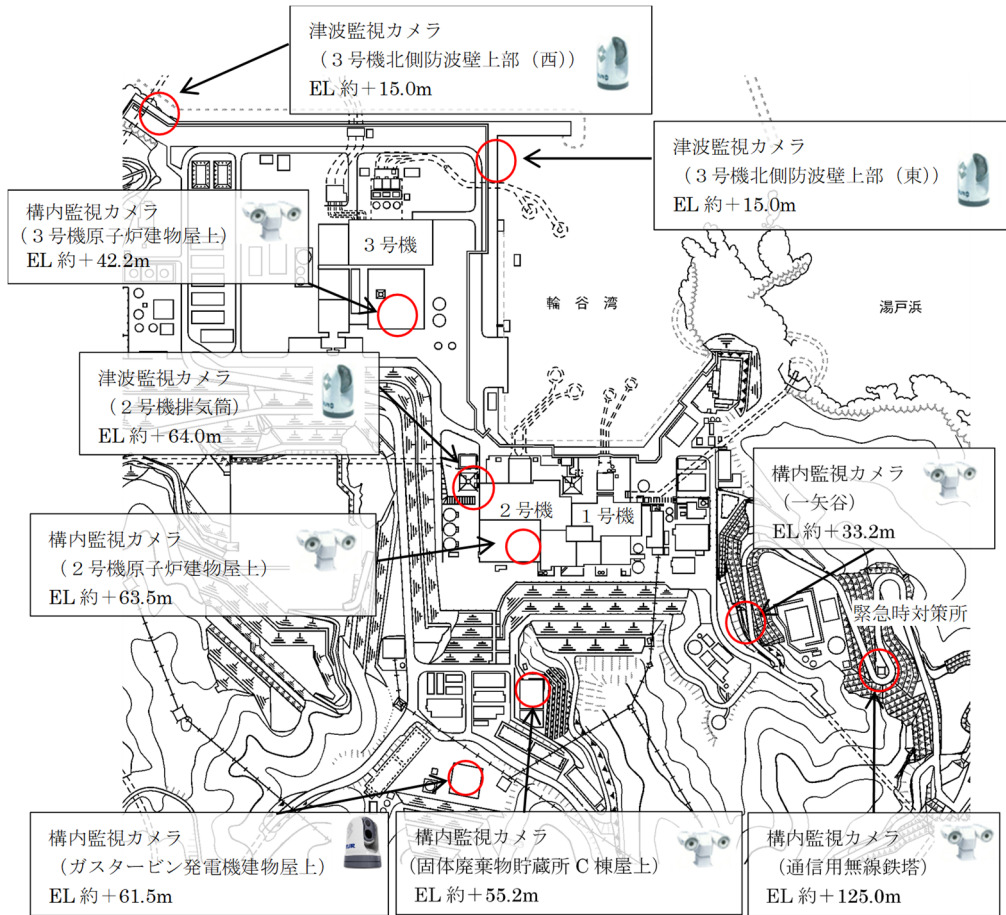


図 3-1 監視カメラの配置

(2) 中央制御室の機能に関する説明書  
(中央制御室の有毒ガス防護について)



## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 有毒ガスに対する防護措置	1
2.2 適用基準及び適用規格等	1
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	2
3.1 有毒ガスに対する防護措置	2
3.1.1 固定源に対する防護措置	2
3.1.2 可動源に対する防護措置	2
4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価	3
4.1 評価条件	3
4.1.1 評価の概要	3
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算	4
4.1.5 大気拡散の評価	6
4.1.6 有毒ガス濃度評価	8
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値	8
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	8
4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較	8
4.2 評価結果	9
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	9
別添 固定源及び可動源の特定について	24
別紙1 調査対象とする有毒化学物質について	36
別紙2 敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について	41

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室の機能について説明するものである。

本資料は、中央制御室の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 有毒ガスに対する防護措置

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源に対しては、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等の設置状況を踏まえ評価条件を設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。

可動源に対しては、中央制御室空調換気系の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。

### 2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・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 日原子力安全・保安院制定））
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- ・毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・消防法（昭和 23 年法律第 186 号）

・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）

### 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

#### 3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調換気系の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。

なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建物内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

##### 3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回することで、技術基準規則別記-9 に規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく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自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、構造上更地となるような壊れ方はしないことから、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については、「4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価」に示す。

##### 3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、立会人の随行、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調換気系の隔離、防護具の着用等により運転員を防護することで、技術基準規則別記-9 に基づく有毒ガ

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自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

また、可動源から有毒ガスが発生した場合においては、漏えいに対する希釈等の終息活動により有毒ガスの発生を低減するための活動を実施する。

#### 3.1.2.1 立会人の随行

発電所敷地内に可動源が入構する場合には、立会人を随行させることで、可動源から有毒ガスが発生した場合に認知可能な体制を整備する。

#### 3.1.2.2 通信連絡

可動源から有毒ガスが発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡設備（発電所内）による連絡体制を整備する。

具体的な通信連絡設備については、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に従う。

#### 3.1.2.3 換気設備

可動源から発生した有毒ガスに対して、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転に切り替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

具体的な換気設備の機能については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に従う。

#### 3.1.2.4 防護具の着用

可動源から発生した有毒ガスから運転員を防護するため、全面マスクを配備する。全面マスクの配備予定場所を図3-1に示す。可動源から有毒ガスが発生した場合には、当直長の指示により、運転員は全面マスクを着用する。

### 4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価

#### 4.1 評価条件

中央制御室の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

##### 4.1.1 評価の概要

固定源から放出される有毒ガスにより、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

評価に当たっては、受動的に機能を発揮する設備として、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤の開口部を評価上考慮する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、評価対象となる固定源から有毒化学物質が防液堤内に流出し、有毒ガスが発生することを想定する。

なお、固定源について、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

- (2) 評価事象に対して、固定源から発生した有毒ガスが、中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する経路を選定する。
- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気拡散を計算し、中央制御室空調換気系の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

#### 4.1.2 評価事象の選定

評価対象とする貯蔵容器から防液堤内に有毒化学物質の全量が流出し、有毒ガスが発生することを想定する。

#### 4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源から発生した有毒ガスについては、中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図4-1に示す。

#### 4.1.4 有毒ガス放出率の計算

評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量防液堤内に流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、運転員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、気体の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が1時間かけて全量放出されるものとして評価する。また、液体の有毒化学物質の単位時間当たりの大気中への放出率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」及び「伝熱工学資料 改訂5版 日本機械学会」に従って、「(2) 有毒ガス放出率評価式」により計算する。

固定源の評価条件を表4-1に、有毒化学物質に係る評価条件を表4-2及び図4-2にそれぞれ示す。

##### (1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

## (2) 有毒ガス放出率評価式

a. 蒸発率 E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left( \frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) (\text{kg/s})$$

b. 物質移動係数  $K_M$ 

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_c^{-\frac{2}{3}} (\text{m/s})$$

$$S_c = \frac{\nu}{D_M}$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} (\text{m}^2/\text{s})$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left( \frac{T}{273.15} \right)^{1.75} (\text{m}^2/\text{s})$$

c. 補正蒸発率  $E_c$ 

$$E_c = - \left( \frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left( 1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E (\text{kg/s})$$

ここで、

E : 蒸発率 (kg/s)

 $E_c$  : 補正蒸発率 (kg/s)A : 防液堤開口部面積 (m<sup>2</sup>) $K_M$  : 化学物質の物質移動係数 (m/s) $M_{Wm}$  : 化学物質の分子量 (kg/kmol) $P_a$  : 大気圧 (Pa) $P_v$  : 化学物質の分圧 (Pa)

R : ガス定数 (J/kmol · K)

T : 温度 (K)

U : 風速 (m/s)

Z : 防液堤開口部面積の等価直径 (m) ( $=\sqrt{4A/\pi}$ ) $S_c$  : 化学物質のシュミット数 $\nu$  : 動粘性係数 (m<sup>2</sup>/s) $D_M$  : 化学物質の分子拡散係数 (m<sup>2</sup>/s) $D_{H_2O}$  : 温度 T (K), 圧力  $P_v$  (Pa) における水の分子拡散係数 (m<sup>2</sup>/s) $M_{WH_2O}$  : 水の分子量 (kg/kmol) $D_0$  : 水の拡散係数 ( $=2.2 \times 10^{-5} \text{m}^2/\text{s}$ )

## (3) 評価の対象とする固定源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地内外における固定源を対象とする。評価の対象とする敷地内外の固定源を図 4-3 及び図 4-4 に示す。

## 4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源の大気拡散計算の評価条件を表 4-3 に示す。

## (1) 大気拡散評価モデル

固定源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮しない場合})$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮する場合})$$

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $s/m^3$ )

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻*i*における相対濃度 ( $s/m^3$ )

${}_d\delta_i$  : 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき  ${}_d\delta_i = 1$

時刻*i*において風向が当該方位*d*にないとき  ${}_d\delta_i = 0$

$\sigma_{yi}$  : 時刻*i*における濃度分布の*y*方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻*i*における濃度分布の*z*方向の拡がりのパラメータ (m)

$U_i$  : 時刻*i*における風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

$$\Sigma_{yi} : \left(\sigma_{yi}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} : \left(\sigma_{zi}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$$

$A$  : 建物等の風向方向の投影面積 ( $m^2$ )

$C$  : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び  $\sigma_{yi}$ 、 $\sigma_{zi}$  を求めるために必要な大気安定度）については「(2) 気象データ」に示すデータを、建物の投影面積については「(5) 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「(6) 形状係数」に示す値を用いることとする。

$\sigma_{yi}$  及び  $\sigma_{zi}$  については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2008年1月～2008年12月、2010年1月～2018年12月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、中央制御室空調換気系の外気取入口とする。

(4) 評価対象方位

固定源について、放出点から比較的近距离の場所では、建物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。巻き込みを生じる代表建物としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建物の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建物の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下のa.～c.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。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された有毒ガスが、巻き込みを生じる代表建物の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建物の周辺に0.5L（L：建物の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件b.に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建物に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件c.に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建物+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、固定源が選定条件a.～c.にすべて該当する方位を評価対象方位と設定する。具体的な固定源の評価対象方位は、図4-3及び図4-4に示す。

(5) 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、建物投影面積を保守的に設定するものとする。

(6) 形状係数

建物の形状係数は1/2\*とする。



注記\*：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日原子力安全委員会決定

#### 4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、中央制御室空調換気系の外気取入口における濃度を用いる。中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(out)} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^6 \text{ (ppm)}$$

$$C = E \cdot \frac{x}{Q} \text{ (kg/m}^3\text{)} \quad \text{(液体状有毒化学物質の評価)}$$

$$C = q_{GW} \cdot \frac{x}{Q} \text{ (kg/m}^3\text{)} \quad \text{(ガス状有毒化学物質の評価)}$$

$C_{ppm(out)}$	: 外気濃度 (ppm)
$C$	: 外気濃度 (kg/m <sup>3</sup> )=(g/L)
$M$	: 物質の分子量 (g/mol)
$T$	: 気温 (K)
$E$	: 蒸発率 (kg/s)
$q_{GW}$	: 質量放出率 (kg/s)
$\frac{x}{Q}$	: 相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )

#### 4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については、有毒ガス評価ガイドの考え方に従い、NIOSH（米国国立労働安全衛生研究所）で定められている IDLH 値（急性の毒性限度）、日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて、有毒化学物質ごとに設定する。

固定源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-4 に示す。

#### 4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源について、「4.1.6 有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について、毎時刻の濃度を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%\*に当たる値を用いる。

注記\*：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日原子力安全委員会決定

#### 4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源が複数あ

る場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合も合算し、合算値が1を超えないことを評価する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

$C_i$  : 有毒ガス  $i$  の濃度

$T_i$  : 有毒ガス  $i$  の有毒ガス防護のための判断基準値

#### 4.2 評価結果

中央制御室空調換気系の外気取入口における、固定源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表4-5に示す。有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は0.24であり、判断基準値である1を下回る。

#### 4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い、固定源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地内固定源 (排水中和用 塩酸タンク)	有毒ガスを発生する おそれのある有毒化 学物質である塩酸を 貯蔵する施設であ り、大気中に有毒ガ スを多量に放出させ るおそれがあること から選定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源 及び可動源に対して、次の項目 を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質 の種類 (濃度)	塩酸 (35%)	有毒化学物質濃度の 運用値	- 原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係 (距離, 高さ, 方位 を含む。)
防液堤 開口部面積	16.5m <sup>2</sup>	有毒化学物質の貯蔵 施設が設置された防 液堤の開口部面積に 余裕を見込んだ値と して設定	- 防液堤の有無 (防液堤がある 場合は, 防液堤までの最短距 離, 防液堤の内面積及び廃液 処理槽の有無) (解説-5) - 電源, 人的操作等を必要とせ ずに, 有毒ガス発生抑制等 の効果が見込める設備 (例え ば, 防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (アンモニア (冷媒))	有毒ガスを発生する おそれのある有毒化 学物質であるアンモ ニアを貯蔵する施設 であり、大気中に有 毒ガスを多量に放出 させるおそれがある ことから選定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源 及び可動源に対して、次の項目 を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質 の種類 (濃度)	アンモニア (100%)	情報が得られなかつ たことから保守的に 設定	- 原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係 (距離, 高さ, 方位 を含む。)
防液堤 開口部面積	-	敷地外固定源は、1 時間で全量放出され るとしているため、 防液堤開口部面積の 設定は不要	- 防液堤の有無 (防液堤がある 場合は、防液堤までの最短距 離, 防液堤の内面積及び廃液 処理槽の有無) (解説-5) - 電源, 人的操作等を必要とせ ずに、有毒ガス発生抑制等 の効果が見込める設備 (例え ば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-2 有毒化学物質に係る評価条件

項目		評価条件	選定理由	備考
動粘性係数		文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	有毒ガス評価ガイド 4.3 有毒ガスの放出 の評価
分子拡散係数		文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	3) 次の項目から判断 して、有毒ガスの性状、 放出形態に応じて、有 毒ガスの放出量評価モ デルが適切に用いられ ていること。
* 化学 物質 の 分 圧	塩酸	文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	－有毒化学物質の漏え い量 －有毒化学物質及び有 毒ガスの物性値（例 えば、蒸気圧、密度 等）
気象資料		島根原子力発電所にお ける1年間の気象資料 (2009.1～2009.12) ・地上風を代表する観測点 (標高約28.5m)の気象 データ ・露場の温度	風向風速データが不良標 本の棄却検定により、10 年間の気象状態と比較し て特に異常ではないこと が確認された発電所にお いて観測された1年間の 気象データを使用。	－有毒ガスの放出率 (評価モデルの技術 的妥当性を含む。)

注記\*：評価に用いた化学物質の分圧の詳細については、図4-2に示す。

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (1/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウス プルーム モデル	気象指針*を参考として、 放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 -大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。
気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1 ~ 2009.12) ・地上風を代表する観測点（標高約28.5m）の気象データ	地上風（標高約28.5m）の気象データを使用。  風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 -気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 -評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。

注記\*：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (2/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	保守的な結果が得られるように、実効放出継続時間を最短の1時間と設定。	被ばく評価手法（内規） 解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針*を参考として、年間の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を昇順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での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%に当たる値が用いられていること等。）。 被ばく評価手法（内規） 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する。

注記\*：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物の影響	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸 タンク： 1号機タービン建物  (敷地外固定源) ・アンモニア： 考慮しない	放出点から 近距離の建 物の影響を 受ける場合 は、建物に よる巻き込 み現象を考慮	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。 被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)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。



表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考									
巻き込みを生じる代表建物	1号機タービン建物	巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建物として選定。 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として選定。	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)a)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。  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 <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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>PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失  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 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> </tbody> </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 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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  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 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 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  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										
評価点	中央制御室 外気取入口	評価対象は中央制御室内の運転員の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合であるため、外気取入口の設置位置を評価点と設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。									
発生源と評価点の距離	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸 タンク： 約 150m  (敷地外固定源) ・アンモニア： 約 2760m	固定源と評価点の位置から保守的に設定。	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) - 防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) - 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)									

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位 <sup>*1</sup>	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸タンク： 8方位：S, SSW, SW, WSW, W <sup>*2</sup> , WNW, NW, NNW (敷地外固定源) ・アンモニア： 1方位：ENE <sup>*2</sup>	・建物風下側の巻込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること  ・建物の影響がない場合には、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみを評価対象方位とする	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。  5.1.2(4)b) 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。

注記\*1：着目方位は、固定源からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは 180° 向きが異なる。

\*2：固定源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位。

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物投影面積	・排水中和用塩酸タンク 1号機タービン建物 S (1200m <sup>2</sup> ) SSW (1200m <sup>2</sup> ) SW (1200m <sup>2</sup> ) WSW (1200m <sup>2</sup> ) W (1200m <sup>2</sup> ) WNW (1200m <sup>2</sup> ) NW (1200m <sup>2</sup> ) NNW (1200m <sup>2</sup> )	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建物を代表とし、着目方位ごとの垂直な投影面積のうち最小の面積を、保守的に着目方位全てに設定	被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)d)1) 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。
形状係数	1/2	気象指針*を参考として設定	被ばく評価手法(内規) 5.1.1(2)b) 形状係数 $c$ の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。

注記\*：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

表 4-4 有毒ガス防護のための判断基準値

項目	評価条件	選定理由	備考
塩酸	50 ppm	IDLH 値に基づき設定	有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断 基準値の設定 1)～6)の考えに基づ き、発電用原子炉設置 者が有毒ガス防護判断 基準値を設定している ことを確認する。
アンモニア	300 ppm		

表 4-5 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (1/2)

固定源		評価条件				
		外気取入口 濃度 (ppm)	有毒ガス防護 判断基準値に 対する割合	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	放出率 (kg/s)	放出継続 時間 (h)
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	$1.2 \times 10^1$	0.24	$1.1 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^0$
敷地外	アンモニア (冷媒)	$2.4 \times 10^{-1}$	<0.01	$4.0 \times 10^{-7}$	$4.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$

表 4-5 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (2/2)

(影響が最大となる着目方位：NNW)

固定源		着目 方位	評価結果		
			外気取入口 濃度 (ppm)	判断基準値 との比	評価
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	S	$2.0 \times 10^0$	0.04	影響なし
		SSW	$2.4 \times 10^0$	0.05	
		SW	$1.8 \times 10^0$	0.04	
		WSW	$2.1 \times 10^0$	0.05	
		W	$2.1 \times 10^0$	0.05	
		WNW	$1.9 \times 10^0$	0.04	
		NW	$9.1 \times 10^0$	0.19	
		NNW	$1.2 \times 10^1$	0.24	
敷地外	アンモニア (冷媒)	ENE	$2.4 \times 10^{-1}$	<0.01	

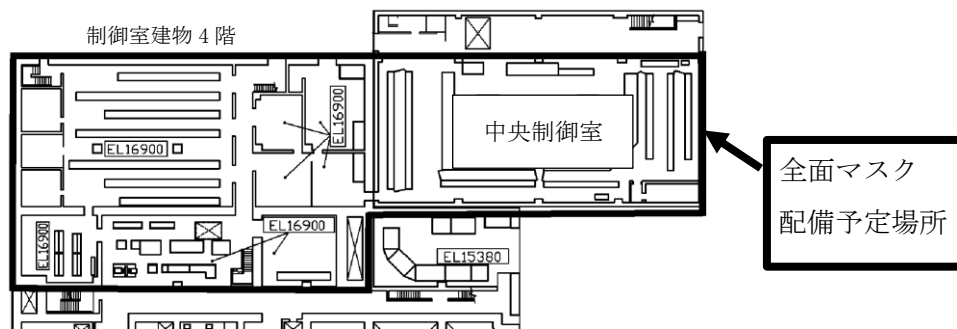


図 3-1 全面マスク 配備予定場所 (中央制御室)

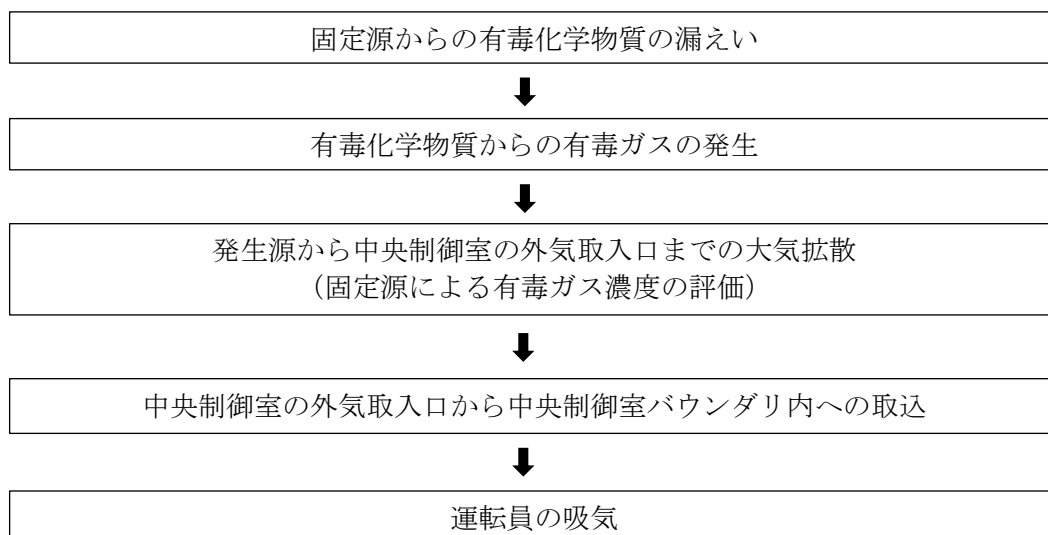
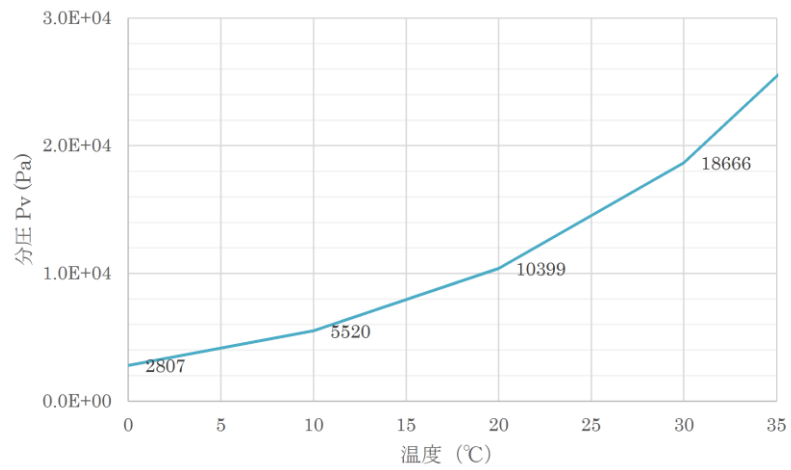


図 4-1 中央制御室の有毒ガスの到達経路



塩酸 (35wt%) の分圧曲線\*

注記\* : 「Mary Evans, Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA, USDOD (1993)」

図 4-2 有毒化学物質に係る評価条件 (化学物質の分圧)

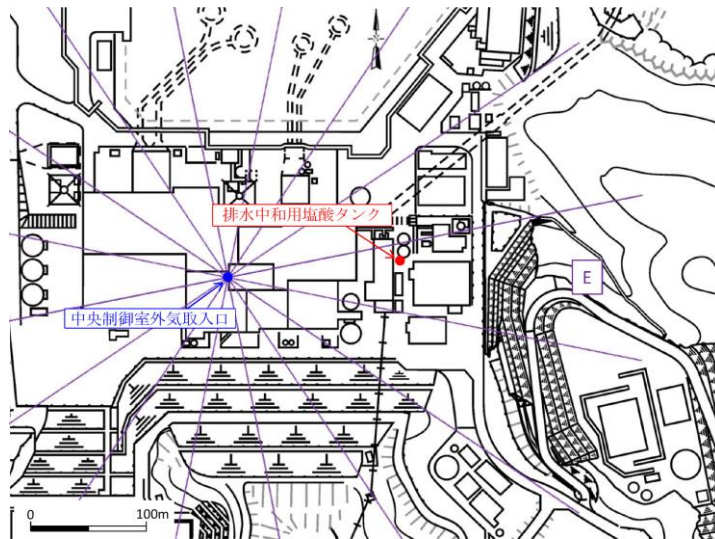


図 4-3 敷地内固定源



図 4-4 敷地外固定源 (アンモニア)



## 別添 固定源及び可動源の特定について

### 1. 概要

有毒ガス防護に係る妥当性確認に当たっては、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建物内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10 km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定している。

有毒ガス防護に係る妥当性確認のフローを図 1-1 に示す。

本資料は、有毒ガス防護措置対象とした固定源及び可動源の特定並びに有毒ガス防護のための判断基準値の設定について説明するものである。

### 2. 固定源及び可動源の特定

#### 2.1 固定源及び可動源の調査

島根原子力発電所の敷地内の有毒化学物質の調査に当たっては、図 2-1 及び図 2-2 のフローに従い、調査対象とする敷地内固定源及び可動源を特定した。

敷地内の有毒化学物質の調査対象の特定に当たっては、別紙 1 に示すとおり対象となる有毒化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及び潤滑油やセメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画に基づく調査を行った。さらに、別紙 2 に示す検討を踏まえ、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された有毒化学物質を調査対象とした。

#### 2.2 敷地内固定源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内のすべての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、図 2-1 及び表 2-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内固定源の調査結果を表 2-2 に示す。また、敷地内固定源と中央制御室等の外気取入口の位置関係を図 2-3 に、調査した敷地内固定源から有毒ガスが発生した際に受動的に機能を発揮する設備を表 2-3 及び図 2-4 に示す。

また、建物内保管により調査対象外とする際に考慮した設備を表 2-4 に示す。

### 2.3 敷地内可動源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内のすべての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、図 2-2 及び表 2-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内可動源を抽出した結果を表 2-5 に示す。また、敷地内可動源の輸送ルートと中央制御室等の外気取入口の位置関係を図 2-5 に示す。評価点からの距離は、評価点から最も近い輸送ルートまでの距離を調査した。

### 2.4 敷地外固定源

島根原子力発電所における敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画を確認する他、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された化学物質を調査し、貯蔵が確認された化学物質の性状から有毒ガスの発生が考えられるものを敷地外固定源とした。

調査対象とする法令は、化学物質の規制に係る法律のうち、化学物質の貯蔵量等に係る届出義務のある以下の法律とした。(別紙 2 参照)

- ・毒物及び劇物取締法
- ・消防法
- ・高圧ガス保安法

調査結果から得られた化学物質を、「2.2 敷地内固定源」の考えをもとに整理し、流出時に多量に放出されるおそれがあるかを確認した。

敷地外固定源を抽出した結果を表 2-6 に示す。また、島根原子力発電所と敷地外固定源との位置関係を図 2-6 に示す。

なお、中央制御室等から半径 10km 以内及び近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないことを確認している。

## 3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定

固定源又は敷地内可動源として考慮すべき有毒化学物質である塩酸及びアンモニアについて、有毒ガス防護のための判断基準値を設定した。有毒ガス防護のための判断基準値を表 3-1 に示す。

有毒ガス防護のための判断基準値は、図 3-1 に示す考え方にに基づき設定した。固定源又は敷地

内可動源の有毒ガス防護のための判断基準値の設定に関する考え方を表 3-2 に示す。

表 2-1 調査対象外とする考え方

グループ		理由	物質の例
調査対象		調査対象として、貯蔵量、発生源と評価点の位置関係、受動的に機能を発揮する設備の有無など必要な情報を整理する。	塩酸 (35%)
調査対象外	固体あるいは揮発性が乏しい液体であること	揮発性がないことから、有毒ガスとしての影響を考慮しなくてもよいため、調査対象外とする。	硫酸、水酸化ナトリウム、低濃度薬品等
	ボンベ等に保管された有毒化学物質	容器は高圧ガス保安法に基づいて設計されており、少量漏えいが想定されることから、調査対象外とする。	プロパン、ブタン、二酸化炭素等
	試薬類	少量であり、使用場所も限られることから、防護対象者に対する影響はなく、調査対象外とする。	分析用薬品
	建物内保管される薬品タンク	屋外に多量に放出されるおそれがないことから、調査対象外とする。	屋内のタンク
	密閉空間で人体に影響を与える性状	評価地点との関係が密閉空間でないことから調査対象外と整理する。	六フッ化硫黄

表 2-2 敷地内固定源の調査結果

敷地内固定源	有毒化学物質		貯蔵量 (m <sup>3</sup> )	貯蔵 方法
	種類	濃度 (%)		
排水中和用 塩酸タンク	塩酸	35	0.3	タンクに貯蔵

表 2-3 受動的に機能を発揮する設備 (敷地内固定源)

敷地内固定源	受動的に機能を 発揮する設備	防液堤開口部面積 (m <sup>2</sup> )
排水中和用 塩酸タンク	防液堤	16.5

表 2-4 建物内保管により調査対象外とする際に考慮した設備

建物内薬品タンク	機能を発揮する設備
補助ボイラー 低圧薬注タンク	3号機補助ボイラー建物*
濃縮ヒドラジンタンク	所内ボイラー・純水装置建物 (3号)*

注記\*：貯蔵量が少なく、薬品が漏えいしても速やかに排水ピットに流下する。

表 2-5 敷地内可動源の調査結果 (1/2)

有毒化学物質	輸送先*		
	設備名称	場所	貯蔵量 (m <sup>3</sup> )
塩酸	排水中和用 塩酸タンク	排水中和装置	0.3

注記\*：輸送先については、代表例を記載

表 2-5 敷地内可動源の調査結果 (2/2)

有毒化学物質	最大輸送量 (m <sup>3</sup> )	濃度 (%)	質量 換算 (t)	荷姿
塩酸	0.9	35	1.08	大型 ポリタンク

表 2-6 敷地外固定源の調査結果

関係法令	有毒化学物質	施設数	合計貯蔵量 (kg)
高圧ガス保安法	アンモニア	1	1.5×10 <sup>3</sup> *

注記\*：事業所の業種等を考慮して推定

表 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒化学物質	有毒ガス防護判断基準値	設定根拠
塩酸	50 ppm	IDLH 値
アンモニア	300 ppm	IDLH 値

表 3-2 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (1/2)  
(塩酸)

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0163, 11月2016)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。本ガスを吸入すると、喘息様反応(RADS)を引き起こすことがある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が現れてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸入すると、肺炎を引き起こすことがある。 肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現れない場合が多く、安静を保たないと悪化する。したがって、安静と経過観察が不可欠である。
IDLH (1994)	基準値	50 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) 1108ppm等 (Wohlslagel et al. 1976)
	人体のデータ	IDLH 値 50ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Flury and Zernik 1931: Henderson and Haggard 1943: Tab Biol Per 1933) IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。



IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

[- - -] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

表 3-2 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (2/2)  
(アンモニア)

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0414, 10月2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると、眼や気道に腐食の影響が現れてから肺水腫を引き起こすことがある。
IDLH (1994)	基準値	300 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) 4230ppm等 (Kapeghian et al. 1982)
	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Henderson and Haggard 1943; Silverman et al. 1946) 最大短時間曝露許容値は0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。 (Henderson and Haggard 1943) 500ppmに30分間曝露された7人の被験者において、呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。 (Silverman et al. 1946) IDLH値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。



IDLH値の300ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

   : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

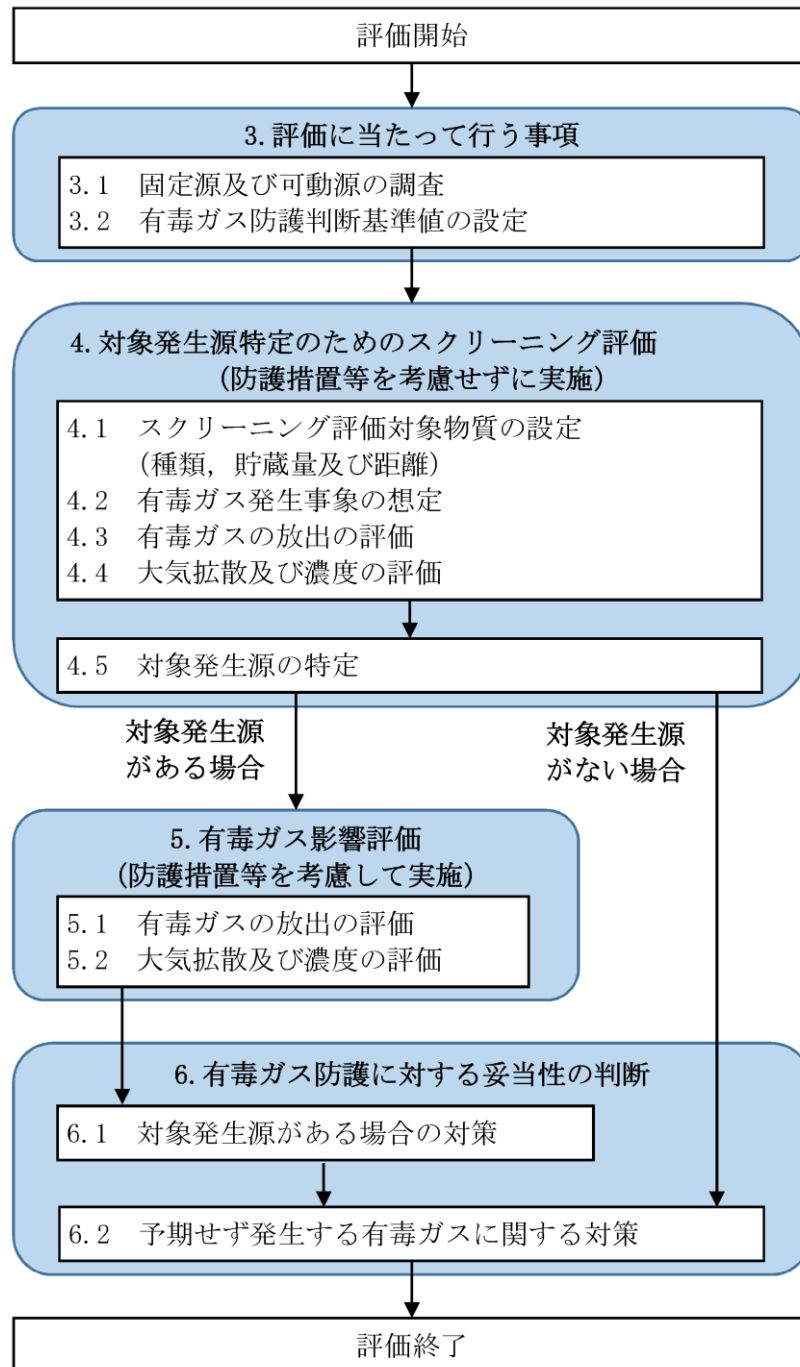


図 1-1 有毒ガス防護に係る妥当性確認のフロー



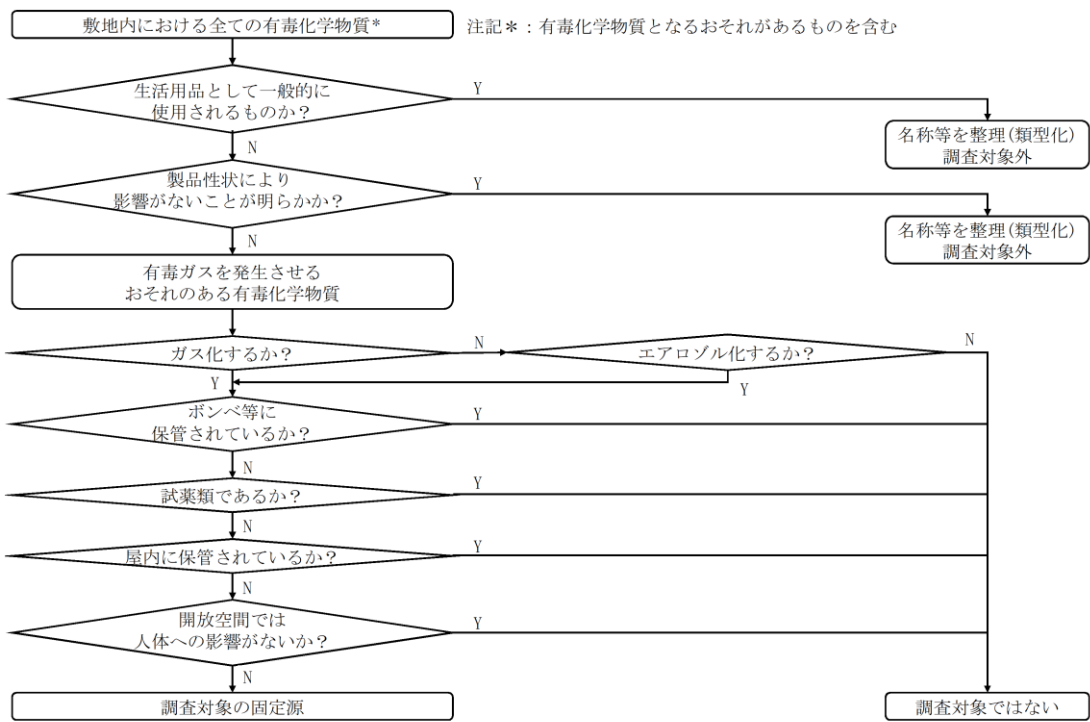


図 2-1 固定源の特定フロー

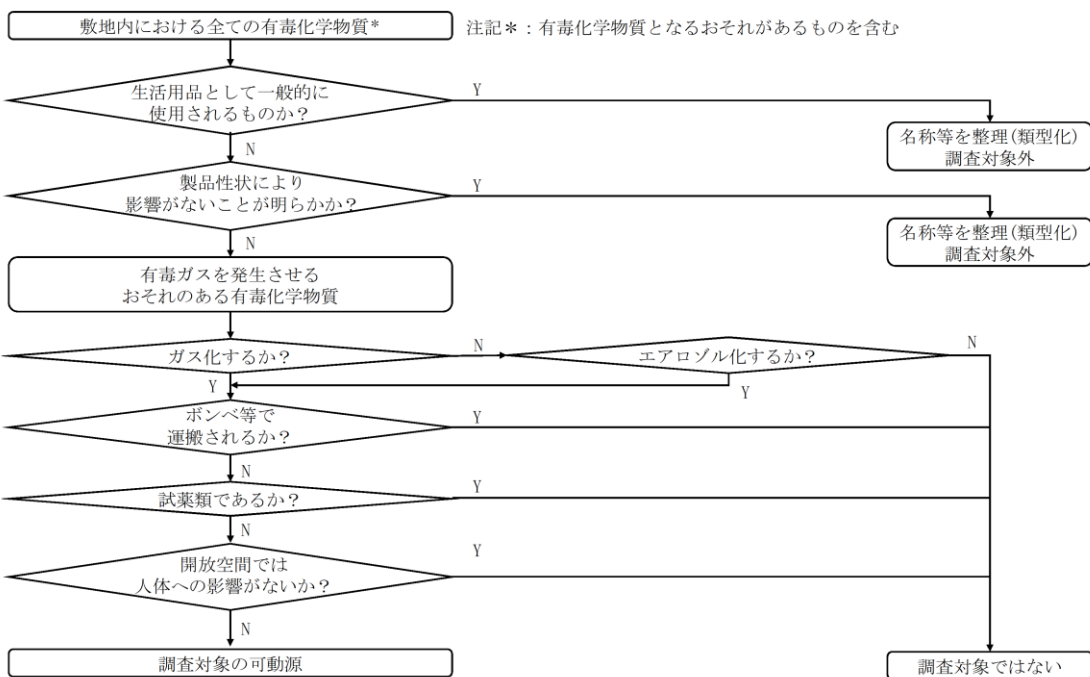


図 2-2 可動源の特定フロー

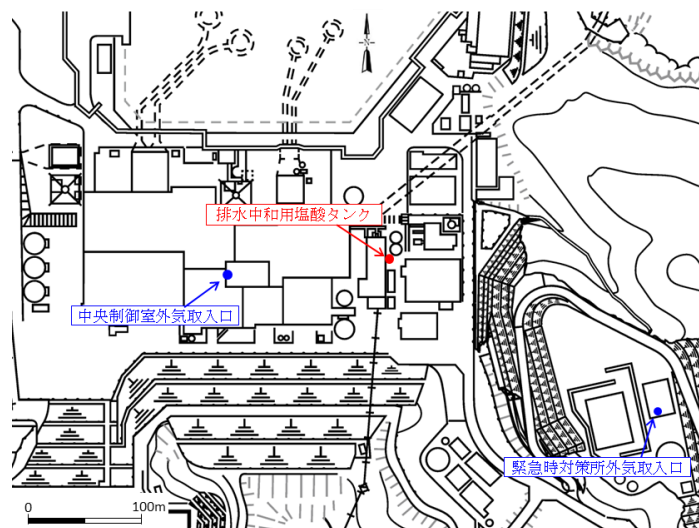
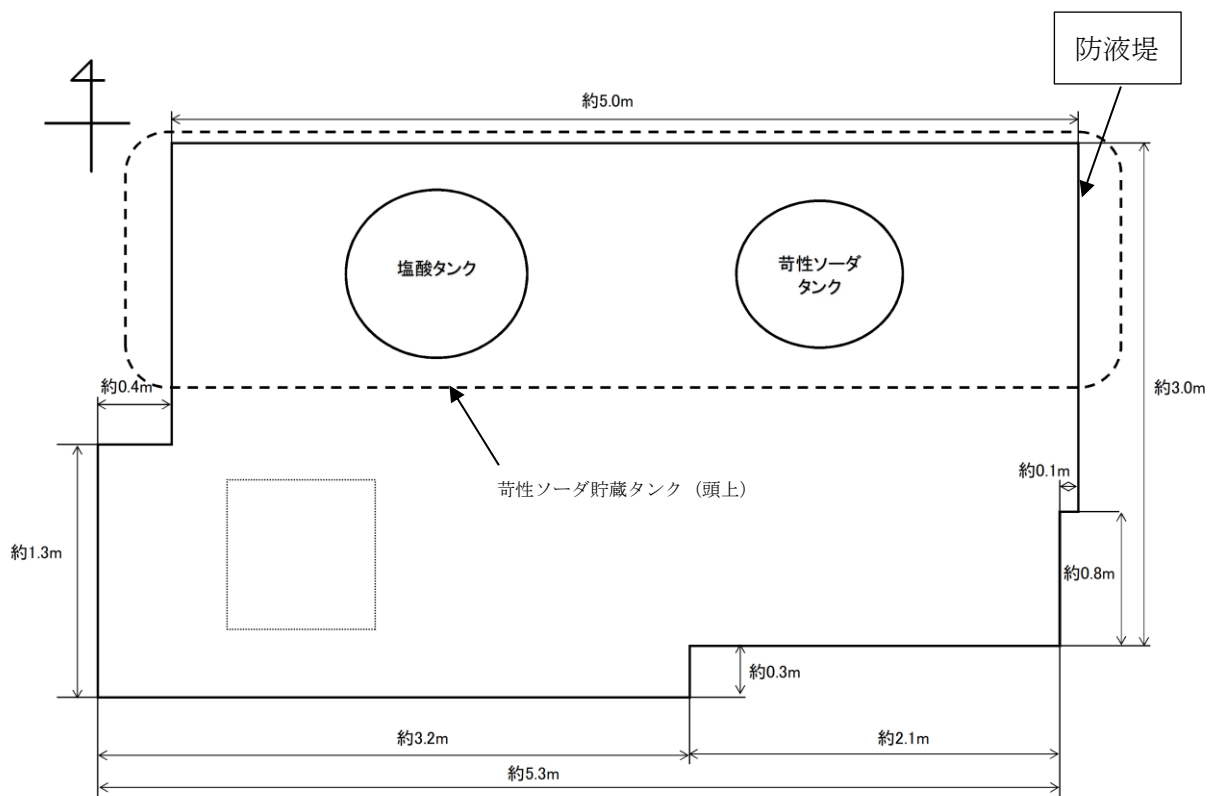


図 2-3 中央制御室等の外気取入口と敷地内固定源との位置関係

S2 補 VI-1-5-4(2) R0



防液堤開口部面積：約 16.5m<sup>2</sup>

中和槽等：有

図 2-4 受動的に機能を発揮する設備（敷地内固定源）

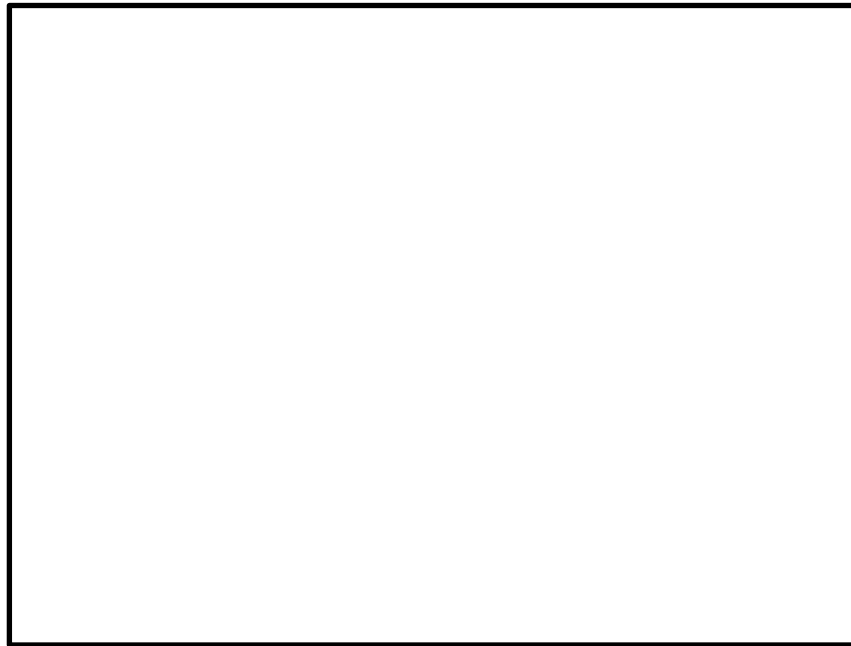


図 2-5 中央制御室等と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係



図 2-6 島根原子力発電所と敷地外固定源の位置関係

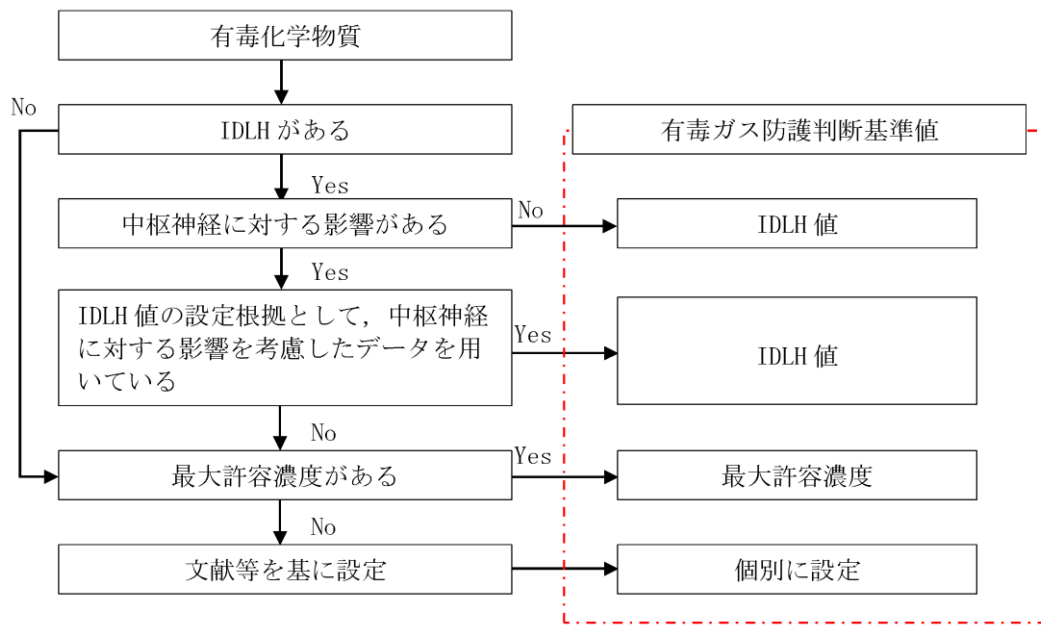


図 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方

## 別紙1 調査対象とする有毒化学物質について

### 1. 有毒化学物質の設定

固定源及び可動源の調査において、ガイド3.1(1)では、調査対象とする有毒化学物質を示すことが求められている。一方、ガイド3.1(2)で調査対象外の説明を求めている。

よって、ガイド3.1で調査対象とする有毒化学物質は、ガイド1.3の有毒化学物質の定義に基づき、人に対する悪影響を考慮した上で参照する情報源を整理し、以下のとおり定義し、有毒化学物質を設定した。

#### 【ガイド記載】1.3

有毒化学物質：国際化学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質

#### (1) 設定方法

##### a. 人に対する悪影響

「人に対する悪影響」については、ガイドにて定義されていないが、有毒ガス防護判断基準値の定義及びその参照情報として採用されているIDLHや最大許容濃度の内容は、以下のとおりである。

- ・有毒ガス防護判断基準値：有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力に支障を来たさないと想定される濃度限度値をいう。(ガイド1.3(13))
- ・IDLH値：米国NIOSHが定める急性の毒性限度(ガイド1.3(1))
- ・最大許容濃度：短時間で発現する刺激、中枢神経抑制等の生体影響を主とすることから勧告されている値。(ガイド脚注12)

上記内容を勘案し、有毒化学物質とは、以下のような「人に対する悪影響」を与えるものとし、設定した。

- ① 中枢神経影響物質
- ② 急性毒性(致死)影響物質
- ③ 呼吸器障害の原因となるおそれがある物質

##### b. 参照する情報源

有毒化学物質の選定のための情報源として、以下の3種類のものとした。

- ① 国際化学安全性カード(ICSC)による情報を主たる情報源とする。

ICSCにない有毒化学物質を補完するために、以下の2種類の情報源を追加し、網羅性を確保した。

- ② 急性毒性の観点で国内法令で規制されている物質
- ③ 化学物質の有害性評価等の世界標準システム(GHS)で作成されたデータベース

(2) 設定範囲

参照する各情報源において、「人に対する悪影響」（急性毒性影響）のある有毒化学物質として、急性毒性（致死）影響物質，中枢神経影響物質，呼吸器障害の原因となるおそれがある物質を，図 1-1 のように網羅的に抽出し，設定の対象とした。

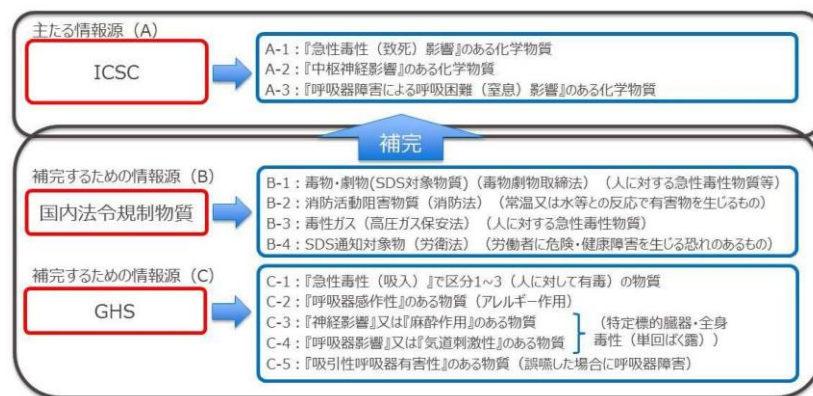


図 1-1 各情報源における急性毒性影響

【出典元】

それぞれの情報源の出典等は以下のとおりである。

- A. ICSC カード：医薬品食品衛生研究所『国際化学物質安全性カード（ICSC）日本語版』
  - ・最終更新：平成 29 年 12 月 5 日
- B. 各法令
  - ① 消防法：危険物の規制に関する政令及びその関連省令
    - ・最新改正：平成 30 年 11 月 30 日総務省令第 65 号
  - ② 毒物及び劇物取締法：医薬品食品衛生研究所『毒物および劇物取締法（毒劇法）(2) 毒劇物検索用ファイル』
    - ・最終更新：平成 30 年 12 月 25 日
  - ③ 高压ガス保安法：一般高压ガス保安規則
    - ・最新改正：平成 31 年 1 月 11 日経済産業省令第 2 号
  - ④ 労働安全衛生法：厚生労働省『職場のあんぜんサイト：表示・通知対象物質の一覧・検索』
    - ・最終更新：平成 30 年 12 月 18 日
- C. GHS 分類：経済産業省『政府による GHS 分類結果』
  - ・最終更新：平成 30 年 12 月

(3) 設定結果

上記の方法により，各情報源から抽出された有毒化学物質の例を表 1-1 に示す。

また，窒素及び水素については，表 1-2 に示すとおり ICSC 及び GHS のデータベースにおいていずれも急性毒性に関する記載はないものの，ICSC の吸入の危険性において，「閉ざされた場所

では窒息を起こすことがある。」との記載があることから、窒息性ガスも「人に対する悪影響」のある物質として抽出した。

表 1-1 各情報源から抽出された有毒化学物質の調査結果 (例)

情報源	影響による分類	代表例	
I C S C	A-1:『急性毒性(致死)影響』のある化学物質	・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸	・ジエチルアミン ・塩素 ・二酸化窒素
	A-2:『中枢神経影響』のある化学物質	・ヒドラジン ・メタノール ・エタノールアミン	・ほう酸 ・酸素 ・プロパン
	A-3:『呼吸器障害による呼吸困難(窒息)影響』のある化学物質	・塩酸 ・硫酸 ・リン酸	・プロパン ・硝酸 ・二酸化窒素
国内法令規制物質	B-1:毒物・劇物(SDS対象物質)(毒物及び劇物取締法)(人に対する急性毒性物質等)	・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン	・メタノール ・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム
	B-2:消防活動阻害物質(消防法)(常温又は水等との反応で有害物を生じるもの)	・アセチレン ・生石灰 ・無水硫酸	・水銀 ・ヒ素 ・フッ化水素
	B-3:毒性ガス(高压ガス保安法)(人に対する急性毒性物質)	・ジエチルアミン ・ベンゼン ・塩素	・一酸化炭素 ・硫化水素 ・フッ素
	B-4:SDS通知対象物(労衛法)(労働者に危険・健康障害を生じる恐れのあるもの)	・塩酸 ・ヒドラジン ・メタノール	・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム ・硫酸
G H S	C-1:『急性毒性(吸入)』で区分1~3(人に対して有毒)の物質	・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸	・リン酸 ・一酸化炭素 ・硫化水素
	C-2:『呼吸器感作性』のある物質(アレルギー作用)	・塩酸 ・亜硫酸水素ナトリウム ・エタノールアミン	・ホルムアルデヒド ・ベリリウム ・酢酸
	C-3:『神経影響』又は『麻酔作用』のある物質	・アンモニア ・ヒドラジン ・メタノール	・エタノールアミン ・ほう酸 ・炭酸ガス
	C-4:『呼吸器影響』又は『気道刺激性』のある物質	・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン	・メタノール ・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム
	C-5:『吸引力呼吸器有害性』のある物質(誤嚥した場合に呼吸器障害)	・テトラクロロエチレン ・ベンゼン ・トルエン	・硝酸 ・生石灰 ・水酸化カリウム

表 1-2 ICSC 及び GHS における窒素及び水素の記載

	ICSC	GHS
窒素 (気体)	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 記載無し。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・急性毒性（吸入）：区分外</li> <li>・呼吸器感作性：データなし</li> <li>・特定標的臓器・全身毒性（単回ばく露）：データなし</li> <li>・吸引力呼吸器有害性：分類対象外</li> </ul>
窒素 (液化)	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では窒息の危険を生じる。</p> <p>【短期ばく露の影響】 液体は、凍傷を引き起こすことがある。</p>	
水素	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 窒息性ガスに曝露すると、凍傷を引き起こすことがある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・急性毒性（吸入）：区分外</li> <li>・呼吸器感作性：データなし</li> <li>・特定標的臓器・全身毒性（単回ばく露）：データなし</li> <li>・吸引力呼吸器有害性：分類対象外</li> </ul>

## 2. 有毒化学物質の抽出

固定源及び可動源の調査では、ガイド 3.1 のとおり、敷地内に保管、輸送されるすべての有毒化学物質を調査対象とする必要があることから、以下のとおり、調査を行い島根原子力発電所内で使用される有毒化学物質を抽出した。抽出フローを図 2-1 に示す。

### (1) 有毒化学物質を含むおそれがある化学物質の抽出

島根原子力発電所において使用される有毒化学物質が含まれるおそれがある化学物質を調査対象範囲とし、以下のとおり実施した。

#### ① 設備、機器類

図面類、法令に基づく届出情報等により、対象設備、機器類を抽出した。

#### ② 資機材、試薬類

購買記録、点検記録、現場確認等により、対象物品を抽出した。

#### ③ 生活用品

生活用品については、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから名称等を整理（類型化）し、抽出した。



(2) 有毒化学物質との照合

2. (1)で抽出した①, ②の化学物質について, CAS 番号等をもとに, 1. (3)で設定した有毒化学物質リストとの照合を行い, 有毒化学物質か否か判定を行った。

(3) 抽出した有毒化学物質のリスト化

2. (1), (2)をとりまとめ, 発電所で使用するすべての有毒化学物質としてリスト化した。

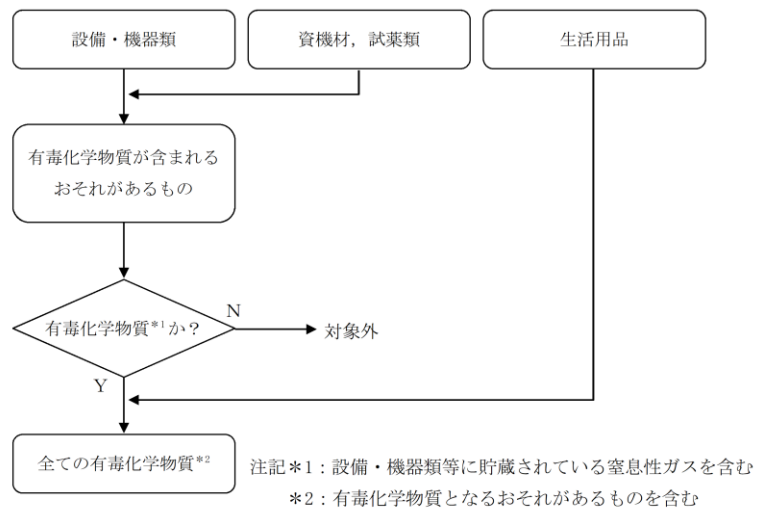


図 2-1 有毒化学物質の抽出フロー

## 別紙2 敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について

対象とする法令は、環境省の「化学物質情報検索支援システム」にて、化学物質の管理に係る主要な法律として示された法律及び「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 逐条解説」に示された化学物質に関連する法律の内容を調査し、化学物質の貯蔵を規制している法律を選定した。

また、多量の化学物質を貯蔵する施設として化学工場等の産業施設が想定されることから、経済産業省に関連する法律のうち、特にガスの貯蔵を規制する法律についても選定した。

具体的には、上記の法律のうち貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象として開示請求を実施した。届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果を表1-1に示す。

表 1-1 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

法律名	貯蔵量に係る届出義務	開示請求の対象選定
化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律	×	×
特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律	×	×
毒物及び劇物取締法	○	○
環境基本法	×	×
大気汚染防止法	×	×
水質汚濁防止法	×	×
土壌汚染対策法	×	×
農薬取締法	×	×
悪臭防止法	×	×
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	×	×
下水道法	×	×
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律	×	×
ダイオキシン類対策特別措置法	×	×
ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法	×	×
特定物質の規制等によるオゾン層の保護に関する法律	×	×
フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律	×	×
地球温暖化対策の推進に関する法律	×	×
食品衛生法	×	×
水道法	×	×
医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律	×	×
建築基準法	×	×
有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律	×	×
労働安全衛生法	×	×
肥料取締法	×	×
麻薬及び向精神薬取締法	○	×*1
覚せい剤取締法	○	×*1
消防法	○	○
飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律	×	×
放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律	○	×*2
高圧ガス保安法	○	○
液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律	○	×*3
ガス事業法	○	×*4
石油コンビナート等災害防止法	○	×*5

注記\*1：貯蔵量の届出義務はあるが、化学物質の使用禁止を目的とした法令であり、主に医療用、研究用などに限定され、取扱量は少量と想定されるため対象外とした。

\*2：貯蔵量の届出義務はあるが、放射性同位元素の数量に係るものであることから対象外とした。

\*3：貯蔵量の届出義務はあるが、人の健康の保護を目的とした法令ではなく、急性毒性に係る情報もないことから対象外とした。

\*4：都市ガスに係る法律。発電所から10km 圏内に都市ガスはないため対象外とした。

\*5：島根原子力発電所の最寄りの石油コンビナート等特別防災区域は水島臨海地区、福山・笠岡地区であるが、敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外とした。

## VI-1-7 放射線管理施設の説明書

VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに  
計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.2 使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備	3
2.2.5 重大事故等時における気象観測設備	4
2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備	4
3. 放射線管理用計測装置の構成	5
3.1 プロセスモニタリング設備	5
3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	5
3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置	9
3.2 エリアモニタリング設備	16
3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	16
3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	18
3.3 固定式周辺モニタリング設備	24
3.3.1 モニタリングポスト	24
3.4 移動式周辺モニタリング設備	26
3.4.1 可搬式モニタリングポスト	26
3.4.2 GM汚染サーベイメータ	28
3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ	29
3.4.4 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ	30
3.4.5 電離箱サーベイメータ	31
3.5 可搬式気象観測装置	32
3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存	34
3.6.1 計測結果の指示又は表示	34
3.6.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	34
3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	34
3.7 その他	39
3.7.1 海上モニタリングについて	39
3.7.2 放射線計測器の保有等について	39
4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	40
4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲	40
4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲	40

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第34条、第47条、第67条、第69条、第73条、第75条及び第76条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。あわせて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備の伝送系以外の要求事項に変更がないため、今回の申請において当該部以外の変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する放射線管理用計測装置の計測結果の表示、電源、記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は、非常用交流電源設備に接続するとともに、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室及び緊急時対策所までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）、プロセスモニタリング設備のうち、燃料取替階放射線モニタは、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用交流電源設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。また、モニタリングポストの計測結果は、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、中央制御室の野外放射線モニタ盤にて継続的に記録し、電磁的に保存できる設計とする。

## 2.2 重大事故等対処設備に関する計測

### 2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するための設備として、格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタ出口側配管近傍に第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設け、計測結果は中央制御室に表示し、緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.2 使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第 69 条及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プールの上部線量当量率の監視に必要な設備として、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）を設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とし、計測結果は中央制御室に表示し、緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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 37 条 3-1(a) 及び(b) で定義する想定事故 1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

### 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設ける設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。



炉心損傷防止対策, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は, 設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し, 適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに, 重大事故等が発生し, 当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の線量当量率, 最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に, 代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

また, 重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測可能範囲)の明確化をするとともに, パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に, 代替パラメータによる推定の対応手段等, 複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の線量当量率, 最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータは想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは, 計測又は監視できる設計とする。また, 計測結果は中央制御室に表示し, 緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは, S P D S データ収集サーバ, S P D S 伝送サーバ及び 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)に電磁的に記録, 保存し, 電源喪失により保存した記録が失われなるとともに帳票が出力できる設計とする。また, 記録は必要な容量を保存できる設計とする。

#### 2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備

技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき, 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, 移動式周辺モニタリング設備を保管する。

移動式周辺モニタリング設備の計測範囲は, 重大事故等時の放射線量を計測可能な設計とし, 現場にて指示又は表示する設計とする。また, 測定結果は記録及び保存できる設計とする。発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備を保管する。なお, 移動式周辺モニタリング設備のうち, 可搬式モニタリングポストは, 固定式周辺モニタリング設備の機能が喪失しても, 代替しうる原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項及び第 15 条第 1 項に定められた事象の判断に必要な十分な個数を含み, 原子炉格納施設を囲む 8 方位における放射線量の測定が可能な個数を保管する。

固定式周辺モニタリング設備は, 重大事故等時, 全交流電源が喪失した場合においても, 代替電源設備である常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から電源供給ができる設計とする。また, 発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる小型船舶を保管する。

#### 2.2.5 重大事故等時における気象観測設備

技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき、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、可搬式気象観測装置を設ける設計とする。

#### 2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備

技術基準規則第 76 条及びその解釈に基づき、緊急時対策所内外の放射線量を監視、計測及び記録するために緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所近傍に可搬式モニタリングポストを設け、計測結果を記録及び保存できる設計とする。

### 3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」、「3.5 可搬式気象観測装置」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

#### 3.1 プロセスモニタリング設備

##### 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

###### (1) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図 3-1「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図」及び図 3-2「検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」参照。）

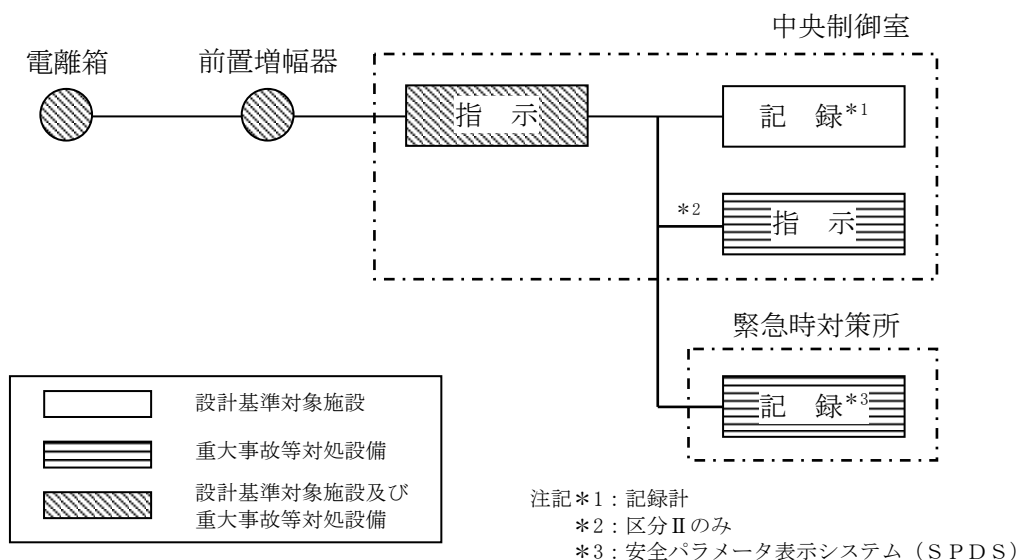


図 3-1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図

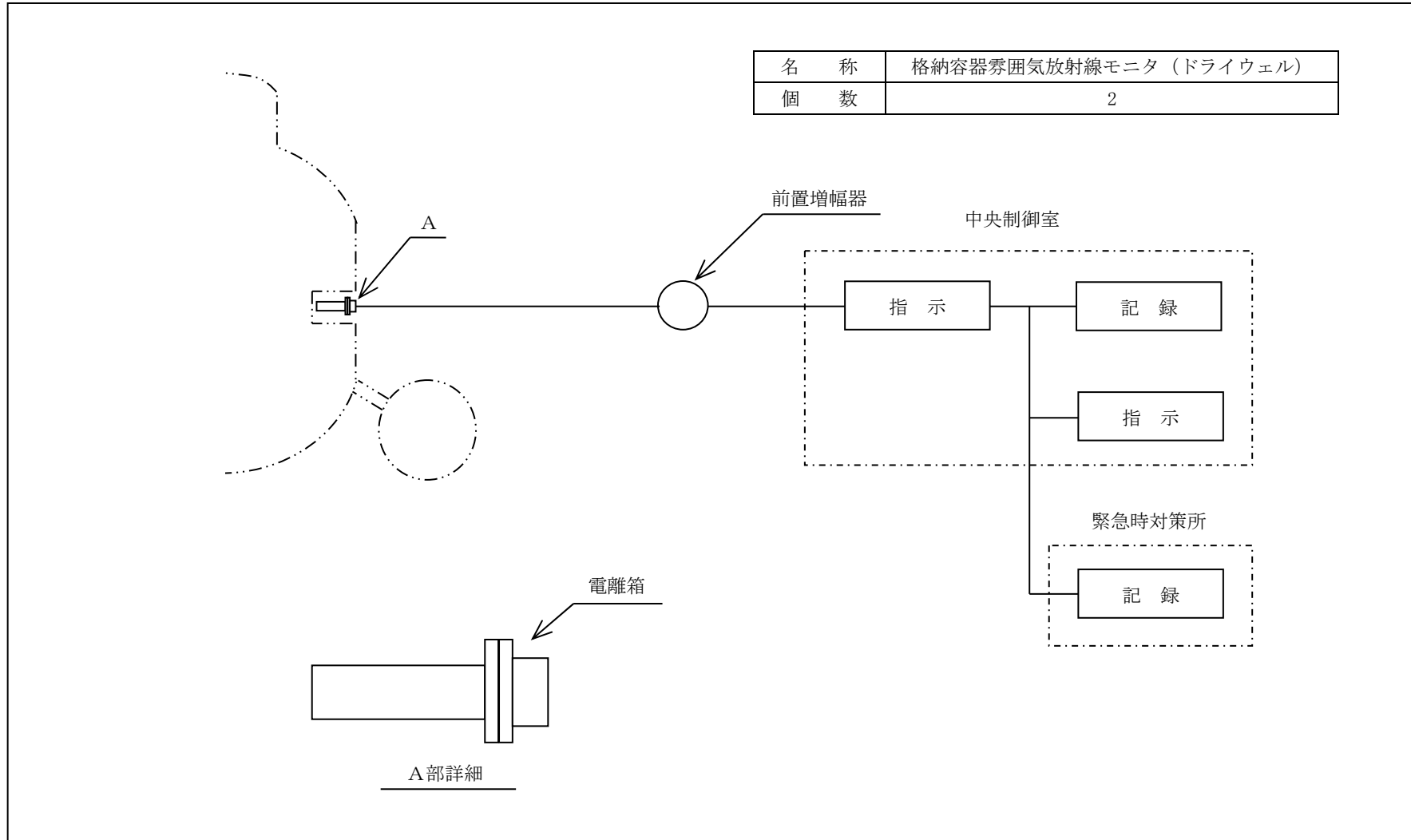


図 3-2 検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル））

(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）

格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-3「格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）」参照。）

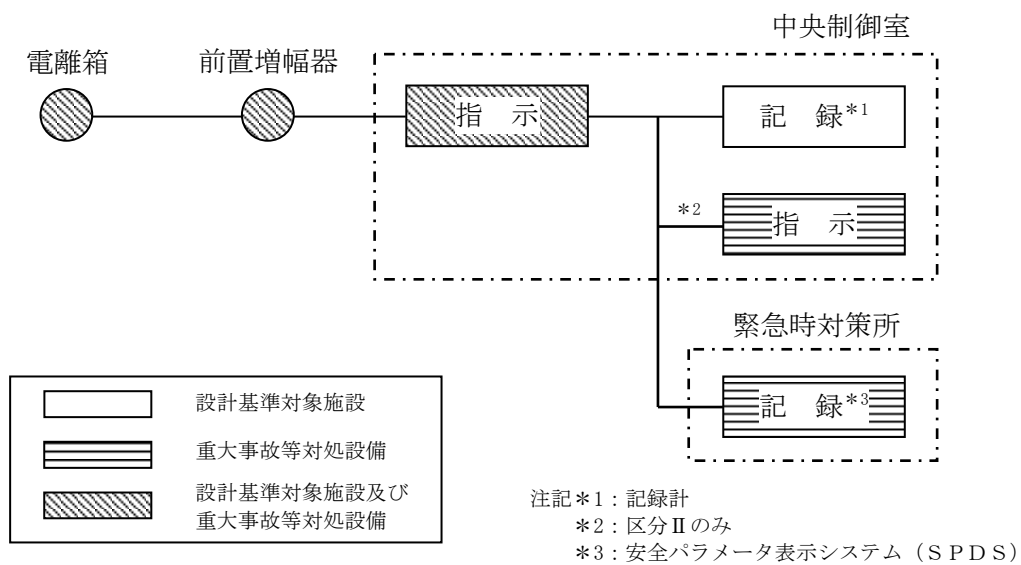


図3-3 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）の概略構成図

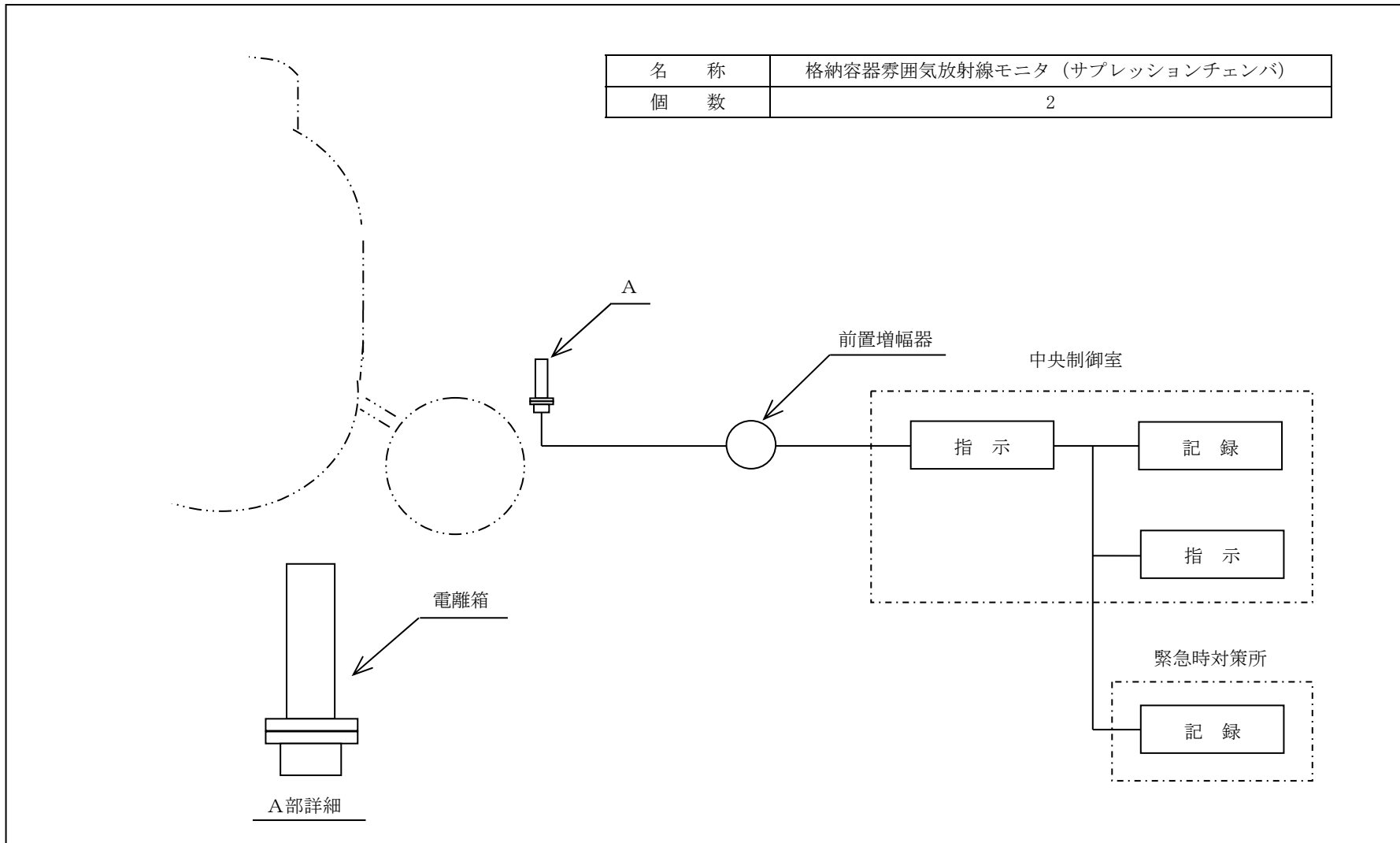


図3-4 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ))

3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 燃料取替階放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための燃料取替階放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用交流電源設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。（図3-5「燃料取替階放射線モニタの概略電源系統図（交流電源）」参照。）

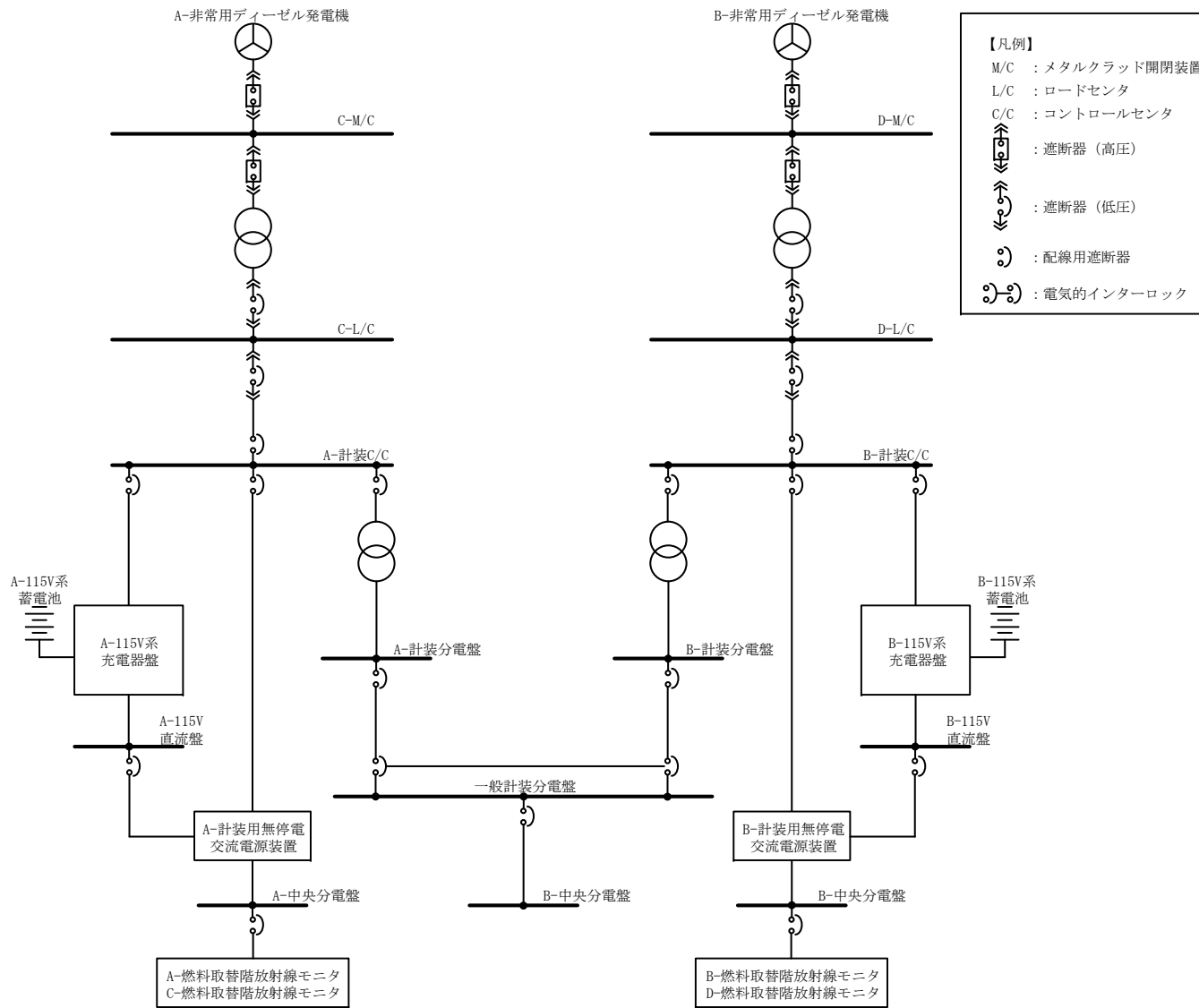


図 3-5 燃料取替階放射線モニタの概略電源系統図 (交流電源)



## (2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-6「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び図3-7「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-10「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

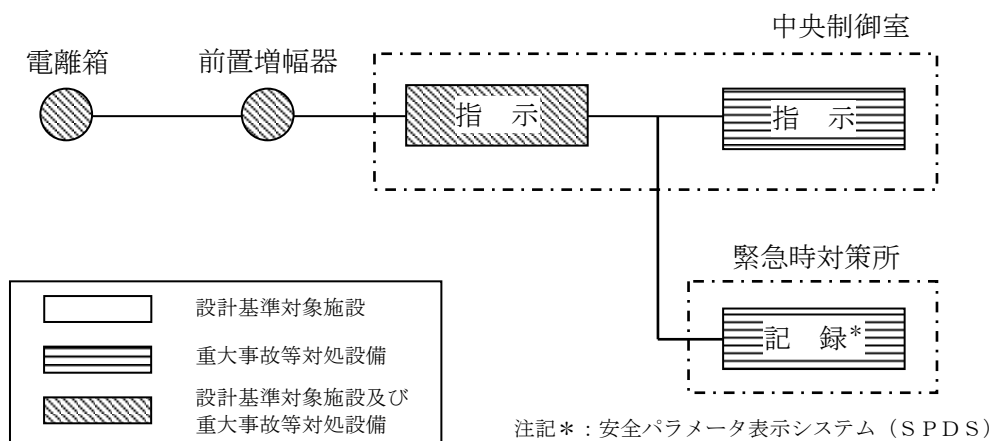


図3-6 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

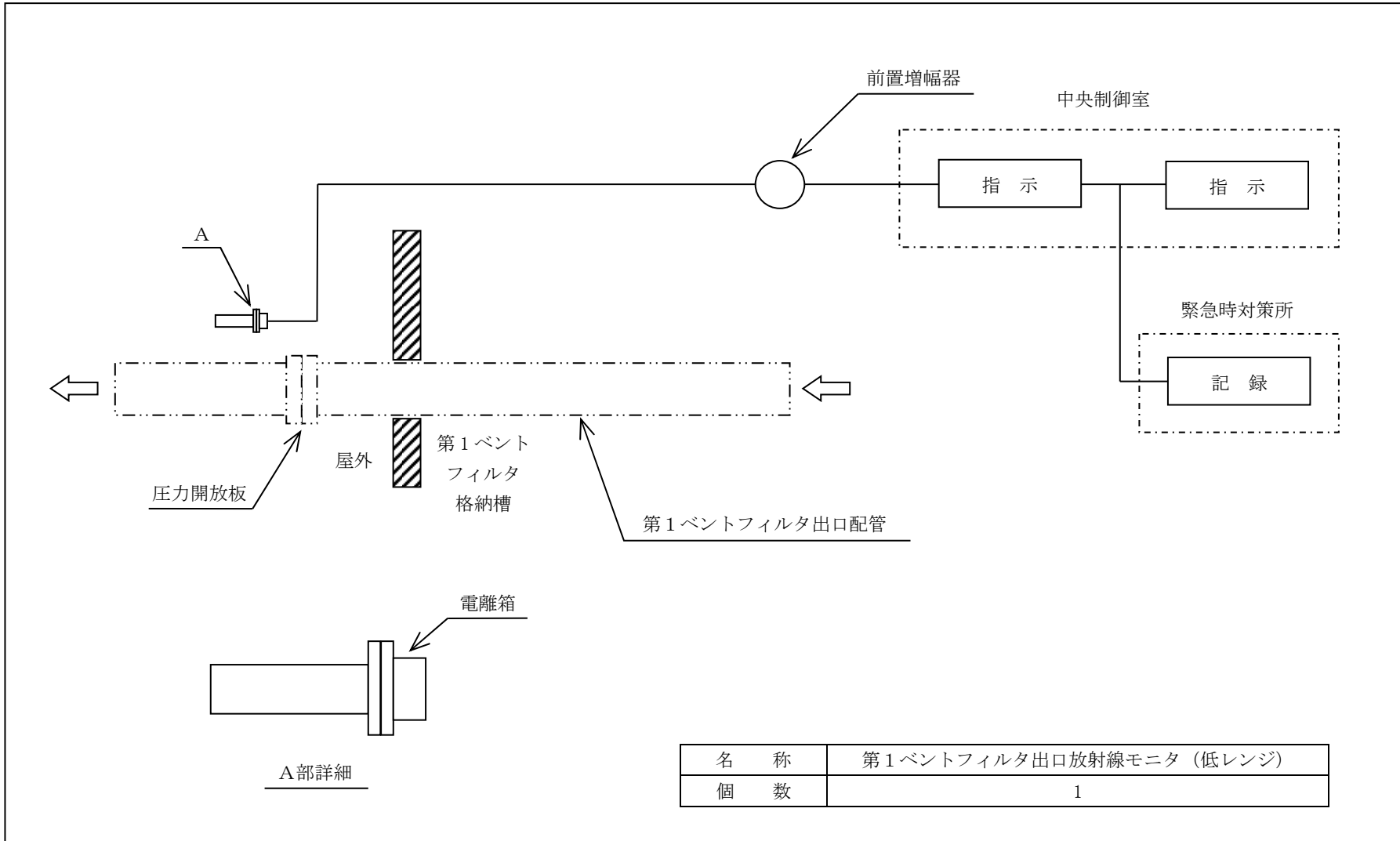


図 3-7 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ))

(3) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口配管の圧力開放板前に2個を設置している。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び図3-9「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-10「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

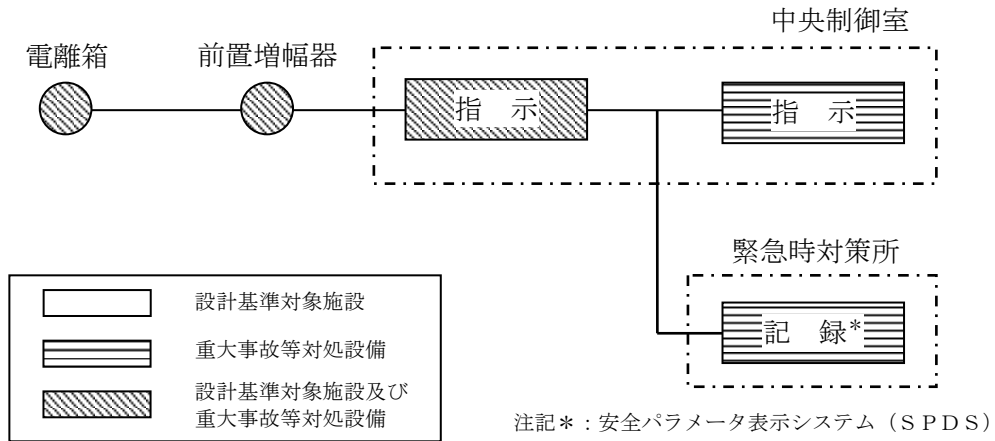


図3-8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

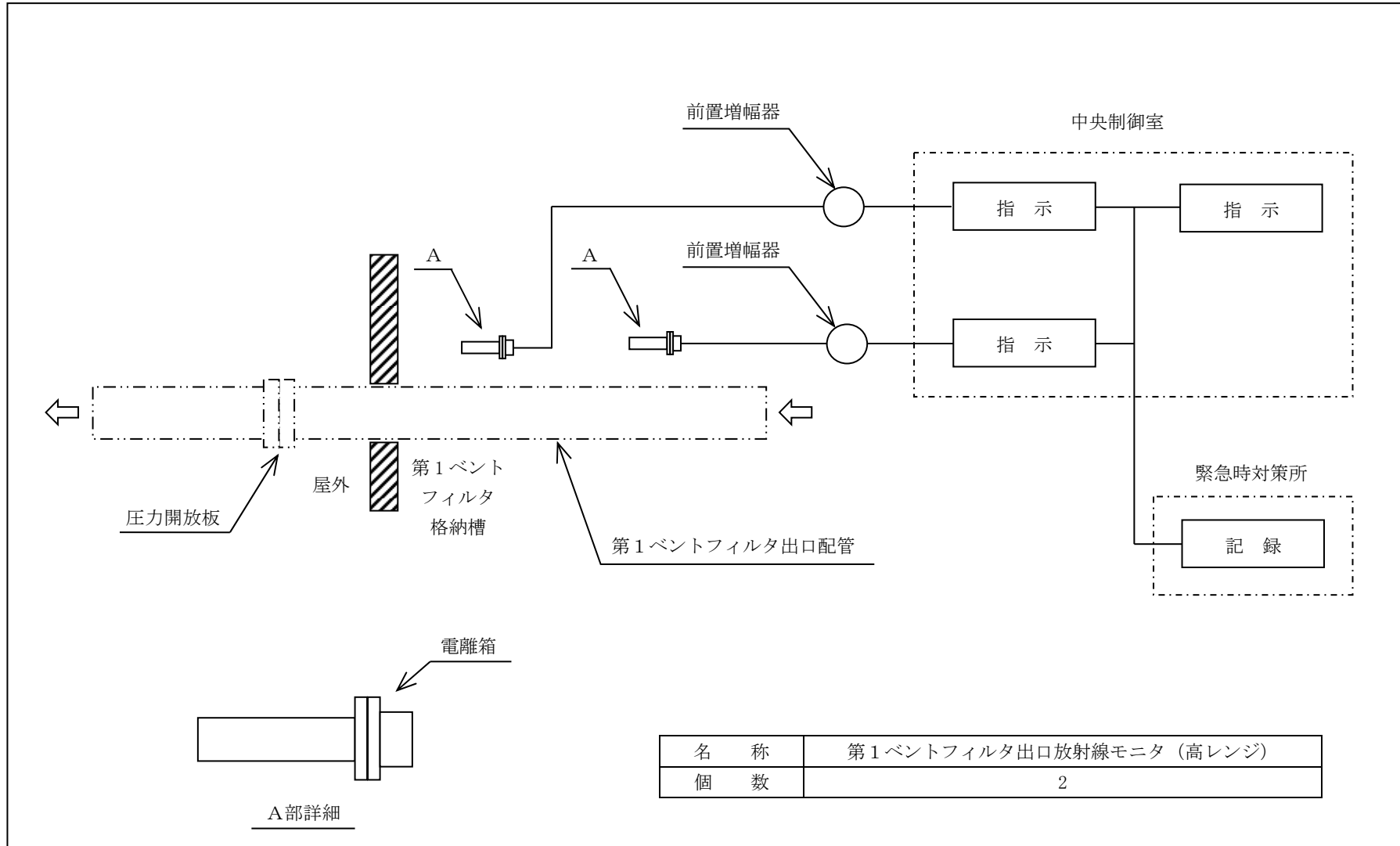


図3-9 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ))

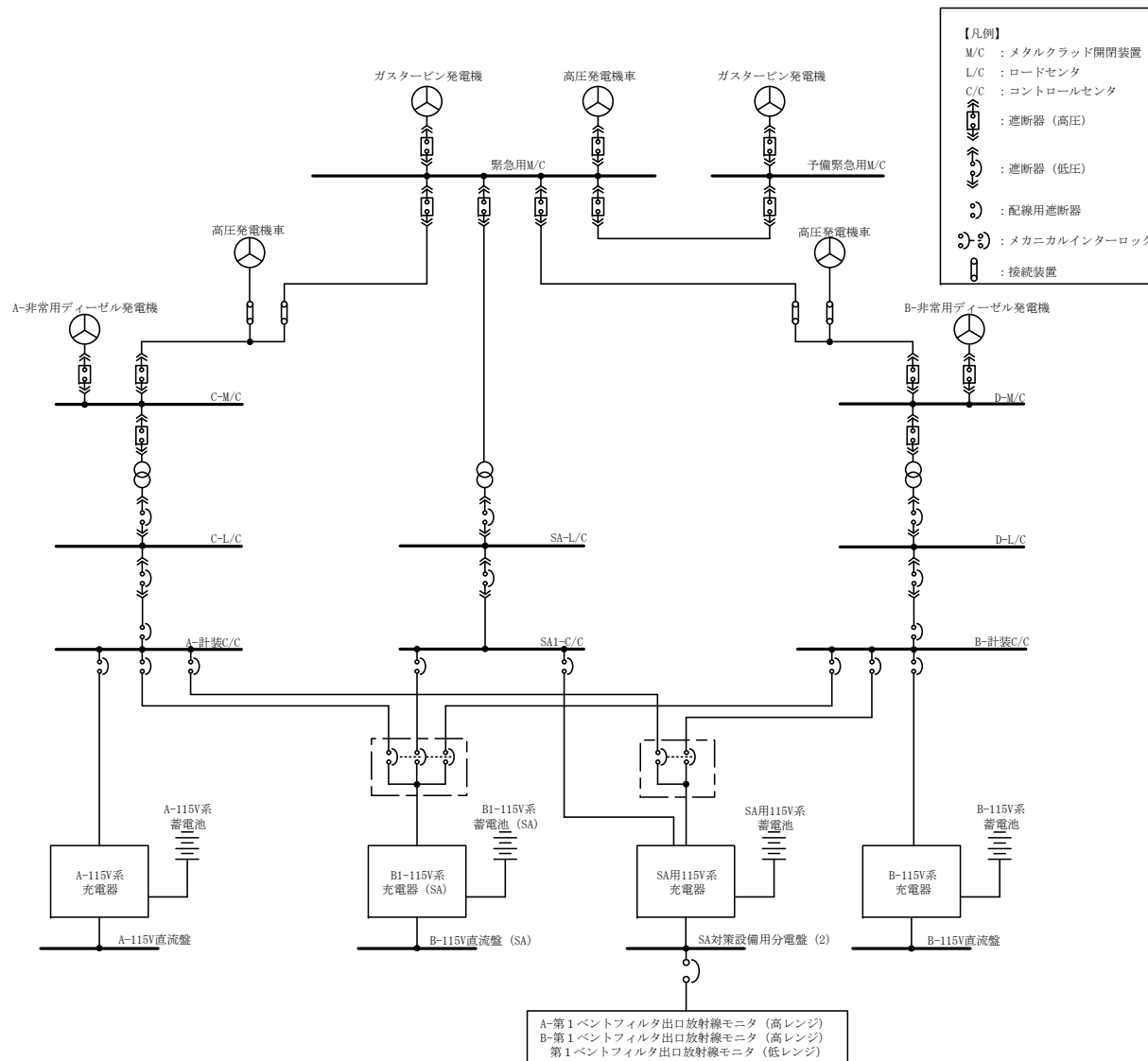


図 3-10 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の概略電源系統図（直流電源）

### 3.2 エリアモニタリング設備

#### 3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置

##### (1) 可搬式エリア放射線モニタ

重大事故等時に使用する可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内の線量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後、線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

なお、重大事故等時に使用する資機材として、可搬式エリア放射線モニタを中央制御室に配備する。(図3-11「可搬式エリア放射線モニタの概略構成図」及び図3-12「検出器の構造図(可搬式エリア放射線モニタ)」参照。)

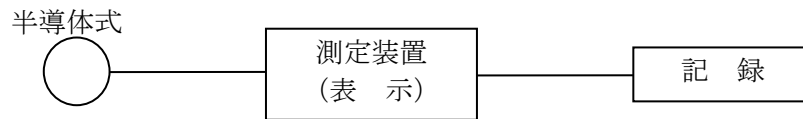
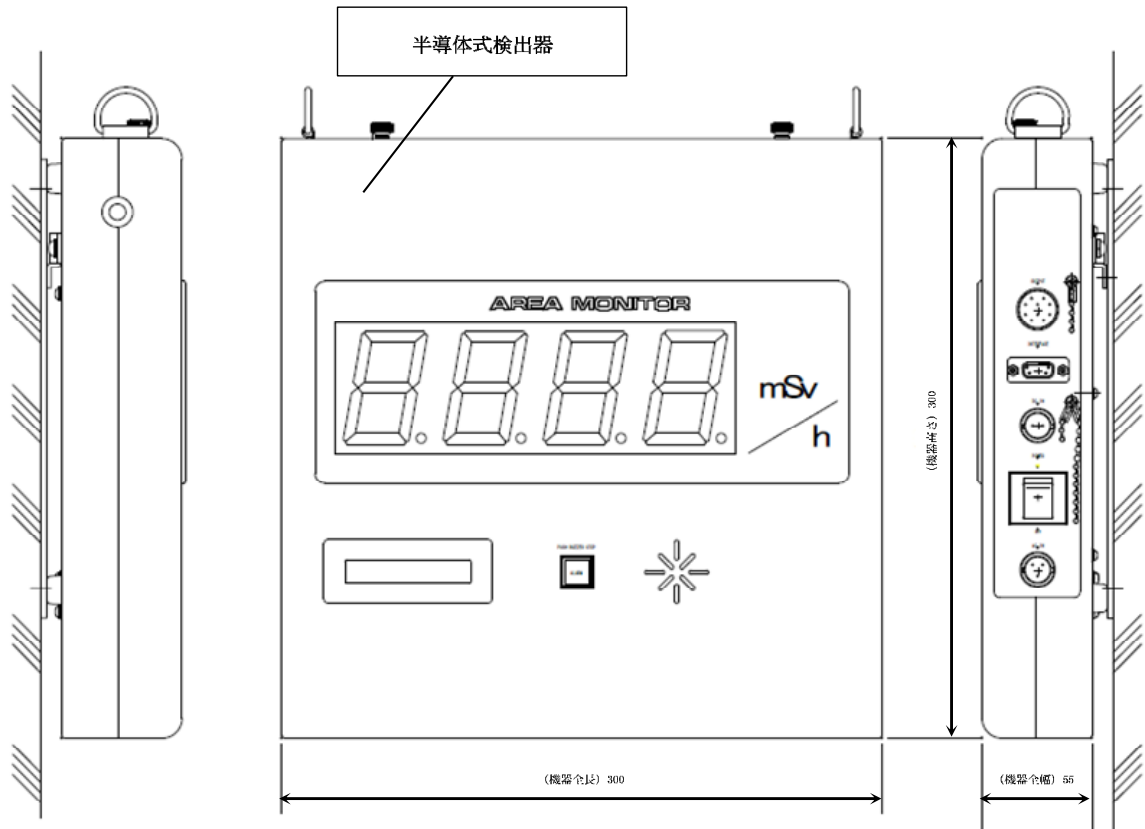


図 3-11 可搬式エリア放射線モニタの概略構成図



名 称	可搬式エリア放射線モニタ
個 数	1 (予備 1)

図 3-12 検出器の構造図 (可搬式エリア放射線モニタ)

### 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

#### (1) 原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所  
その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者  
に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計  
測するための原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）は、外部電源が喪失した  
場合、非常用交流電源設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率  
を計測することができる。（図3-13「原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）  
の概略電源系統図（交流電源）」参照。）



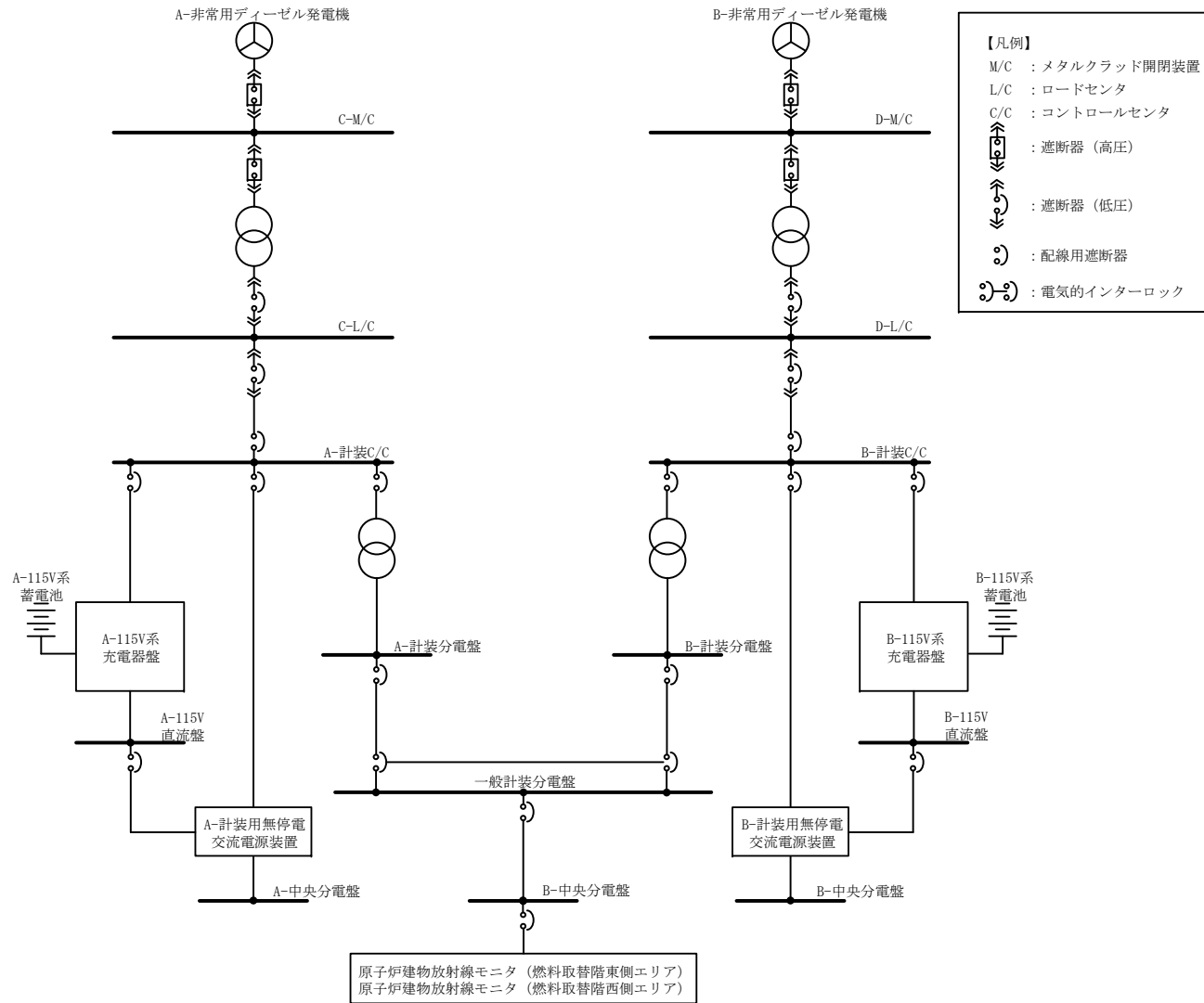


図 3-13 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) の概略電源系統図 (交流電源)

(2) 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-14「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の概略構成図」及び図3-16「検出器の構造図（燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-17「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

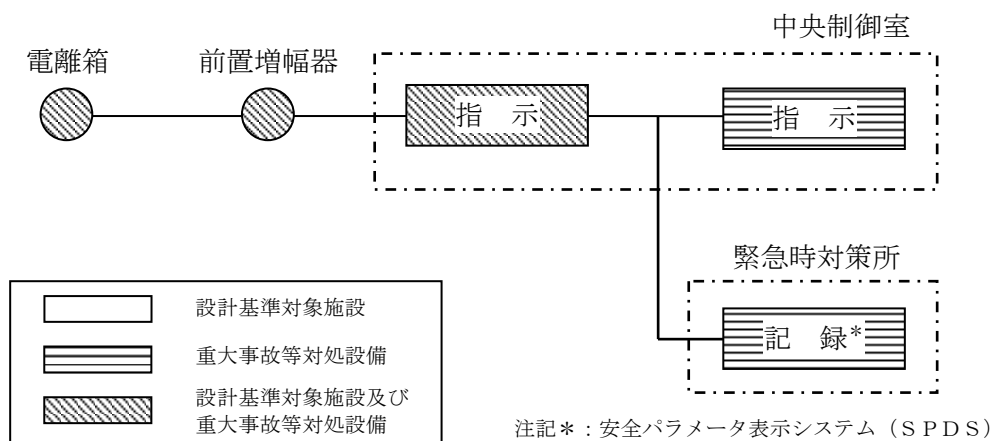


図3-14 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の概略構成図

## (3) 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図3-15「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略構成図」及び図3-16「検出器の構造図（燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。（図3-17「燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

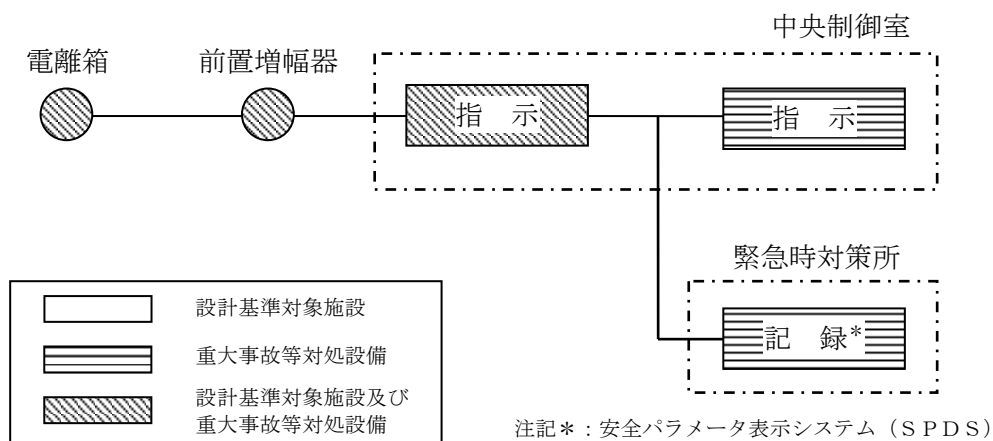


図3-15 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の概略構成図

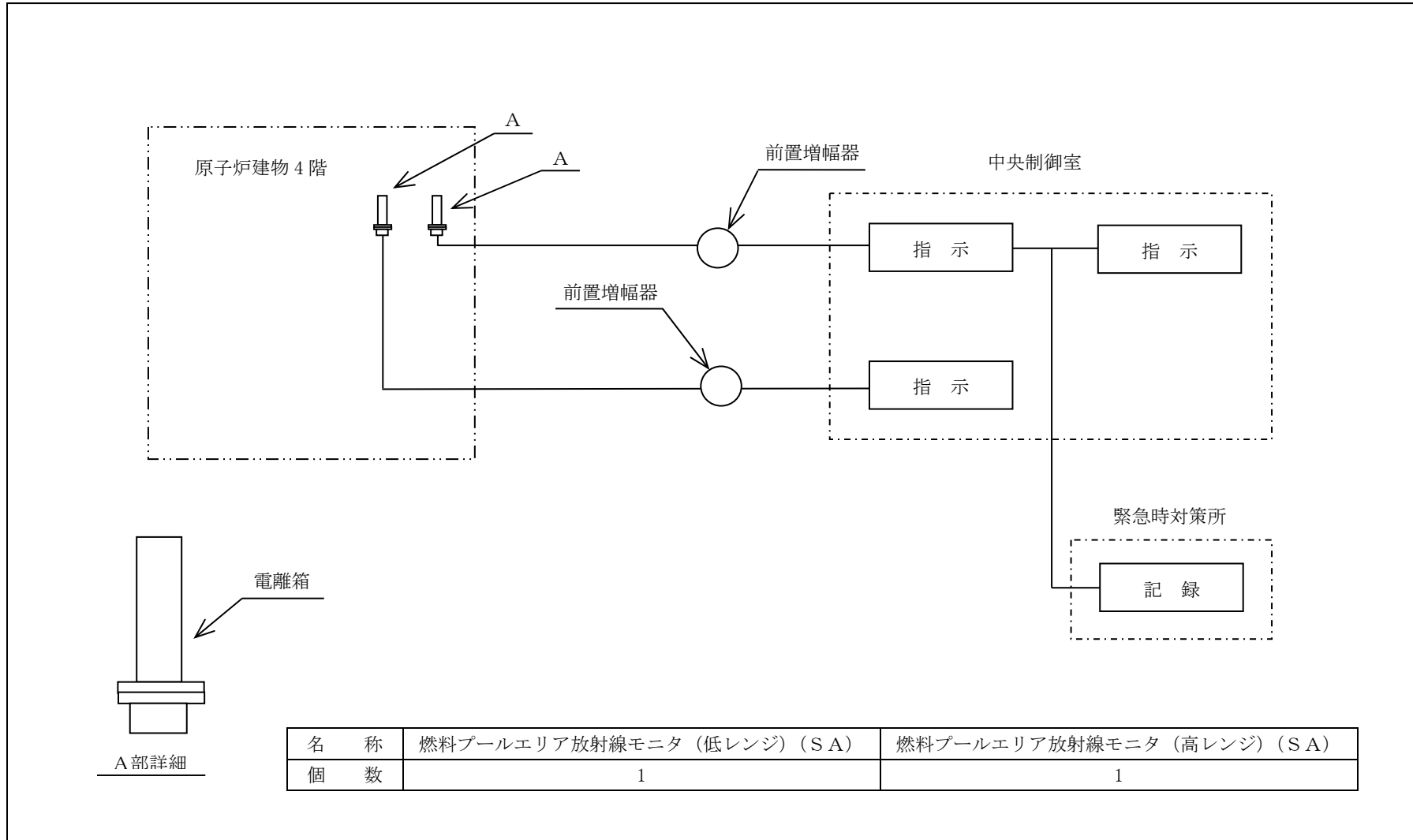


図 3-16 検出器の構造図 (燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA))

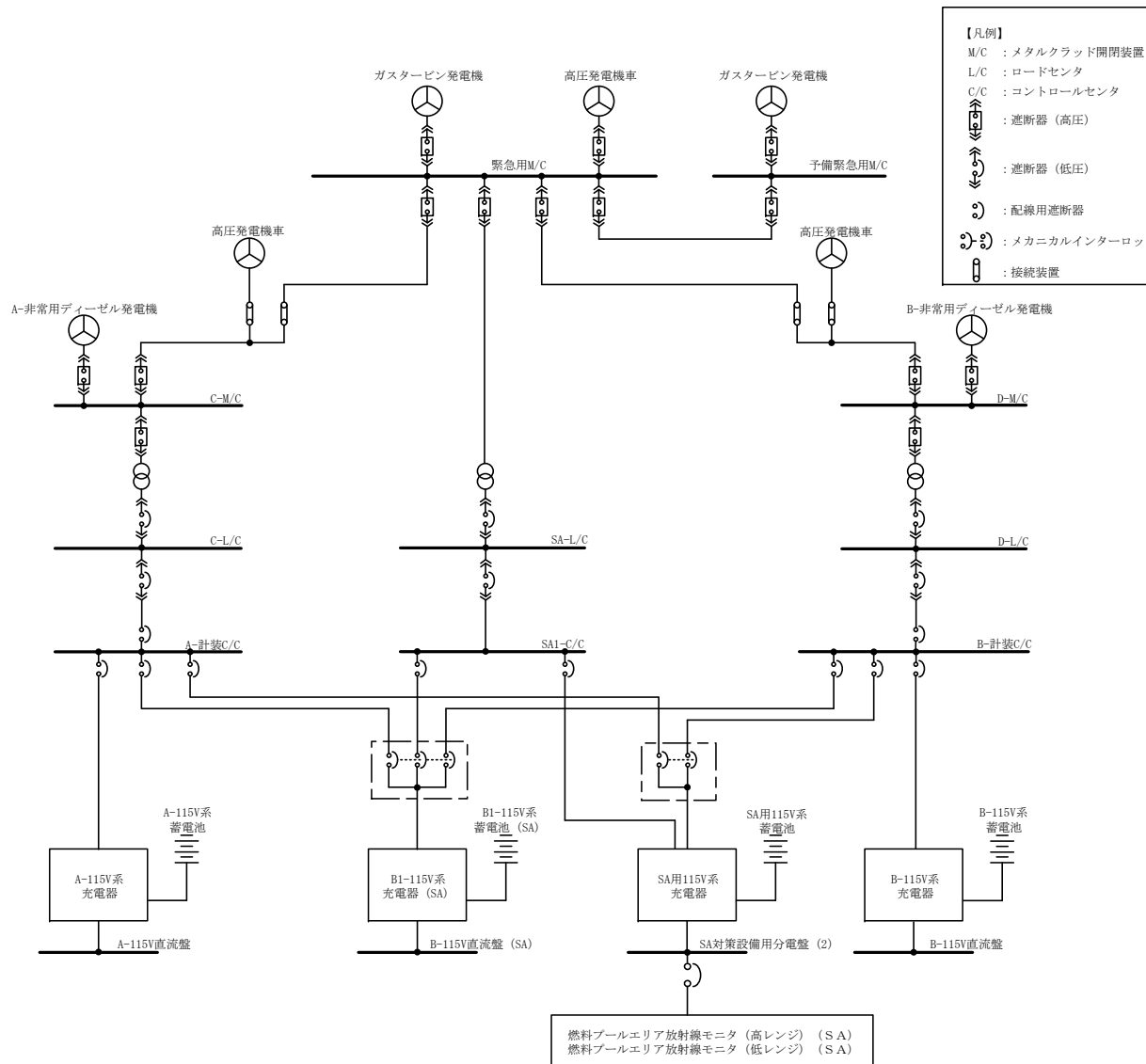


図 3-17 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) の概略電源系統図 (直流電源)

### 3.3 固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視，測定及び記録するために設置する固定式周辺モニタリング設備は，設計基準対象施設として，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（設計基準対象施設）により，電源復旧までの間，電源を供給できる設計とし，さらに，専用の無停電電源装置（電源容量：約 1.2kVA）及び非常用発電機（電源容量：約 5.2kVA）を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。重大事故等が発生した場合，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備から計装分電盤を介して電源供給ができる設計とする。

なお，設計基準対象施設として，中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ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及び緊急時対策所に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，中央制御室の記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。記録及び保存については，「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図 3-18「固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び図 3-19「固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

#### 3.3.1 モニタリングポスト（1号機設備，1，2，3号機共用(以下同じ。))

モニタリングポストは，検出器に入射したガンマ線を電気信号として測定装置へ出力し，空気吸収線量率の計測値を表示する。

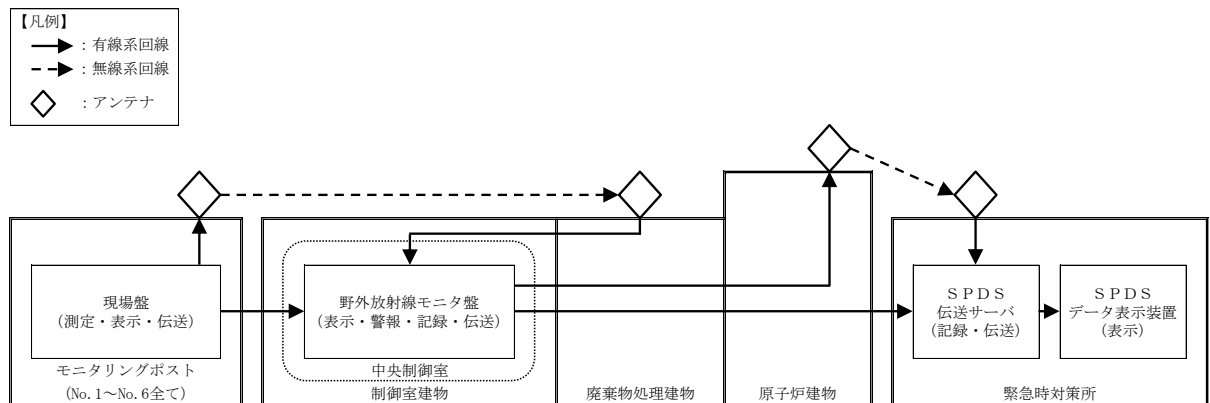


図 3-18 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

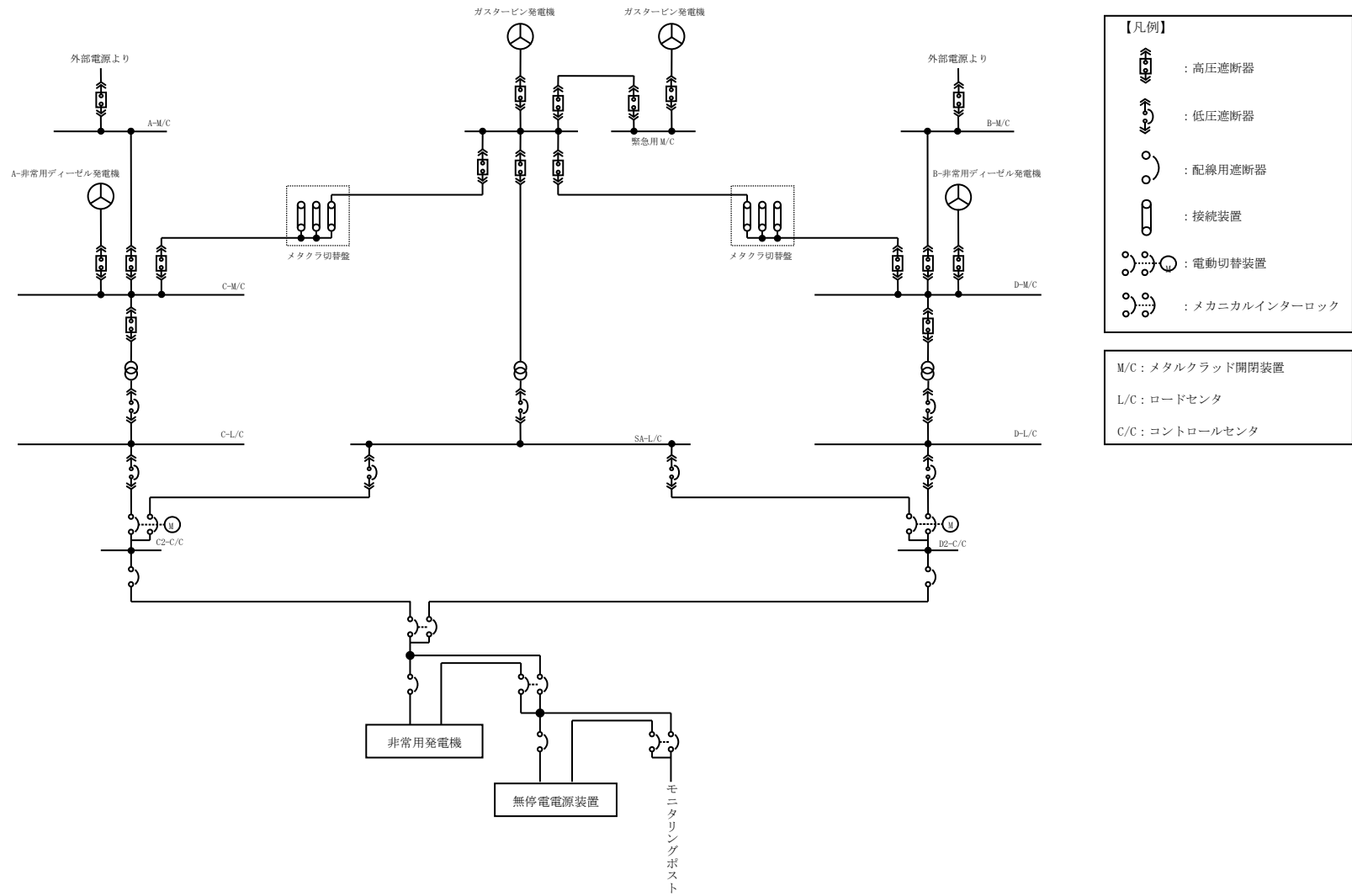


図 3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

### 3.4 移動式周辺モニタリング設備

#### 3.4.1 可搬式モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に、固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替測定装置及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視、測定及び記録するための可搬式モニタリングポストは、2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

NaI(Tl)シンチレーションは、検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。

半導体式は、検出器に入射した放射線を電気信号へと変換した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

なお、測定値は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、保存できる設計とする。記録及び保存については、「3.6放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

可搬式モニタリングポストは、重大事故等対処設備として、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視するために必要な個数である10台及び故障時のバックアップ用として予備2台を屋外に保管する。（図3-20「可搬式モニタリングポストの概略構成図」、図3-21「可搬式モニタリングポストの伝送概略図」及び図3-22「検出器の構造図（可搬式モニタリングポスト）」参照。）

NaI(Tl)シンチレーション  
(光電子増倍管を含む。)

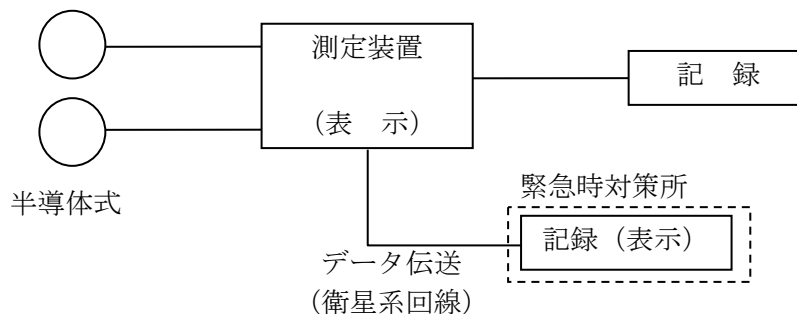


図3-20 可搬式モニタリングポストの概略構成図



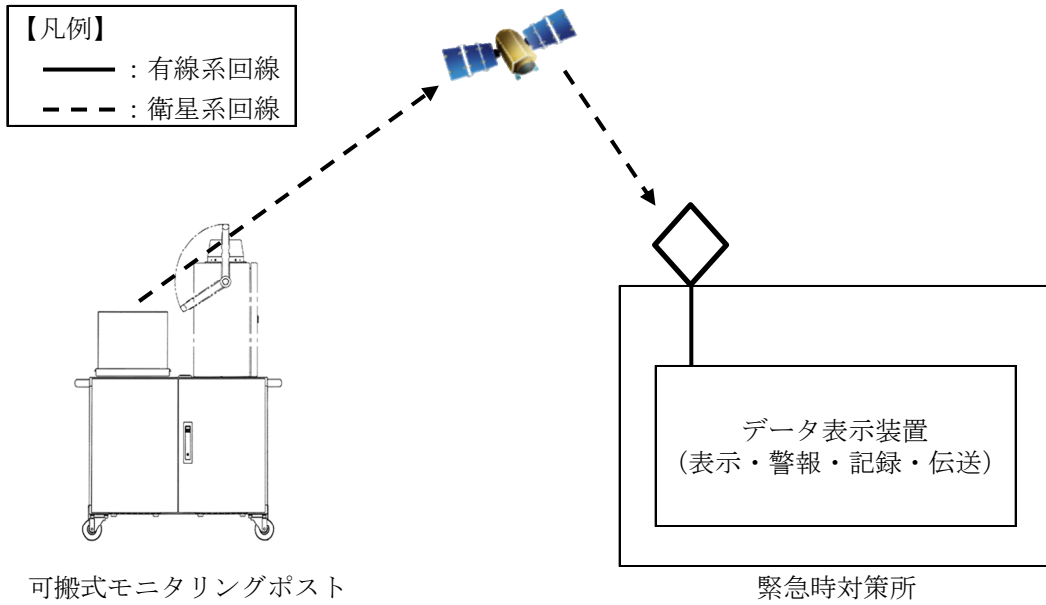
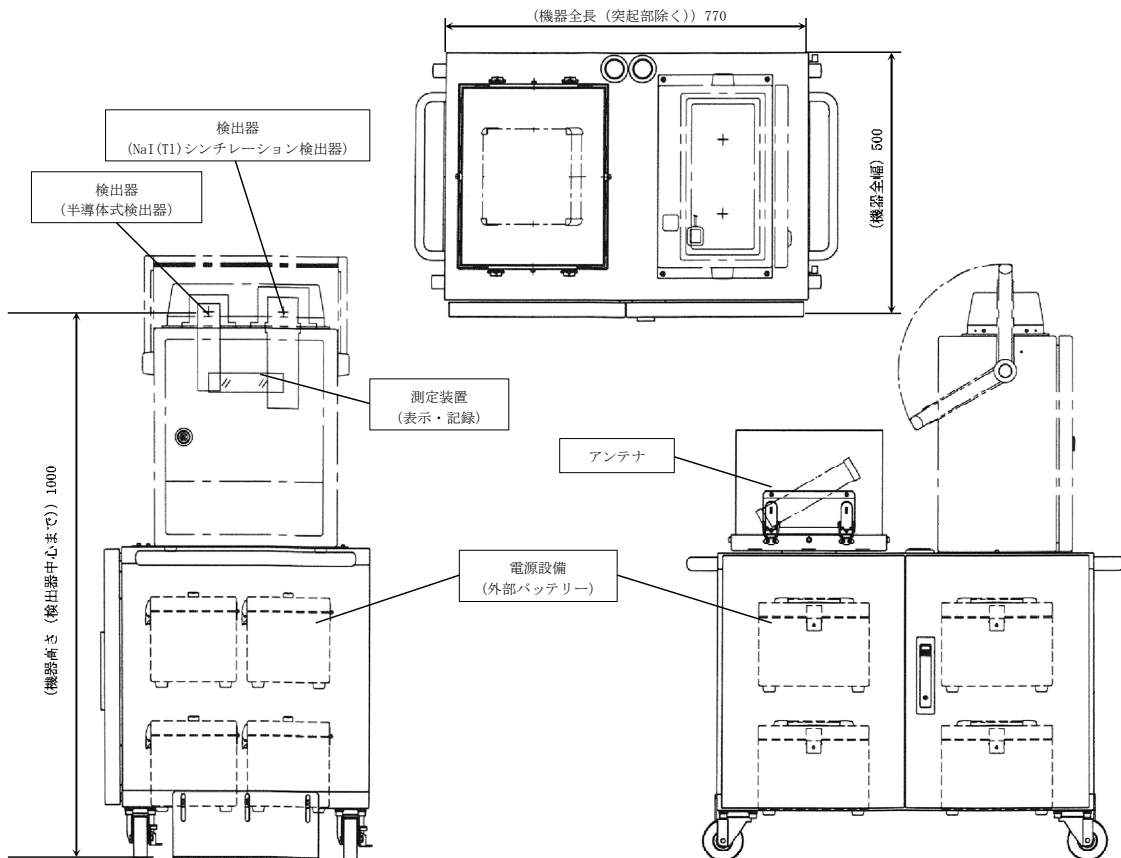


図 3-21 可搬式モニタリングポストの伝送概略図



名称	可搬式モニタリングポスト
個数	10 (予備 2)

図 3-22 検出器の構造図 (可搬式モニタリングポスト)

### 3.4.2 GM汚染サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するためのGM汚染サーベイメータは、ベータ線をGM管で検出し、ベータ線の入射によりGM管内に封入された不活性ガスが電離され、発生した電気信号を測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

GM汚染サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策所に保管する。(図3-23「GM汚染サーベイメータの概略構成図」及び図3-24「検出器の構造図 (GM汚染サーベイメータ)」参照。)

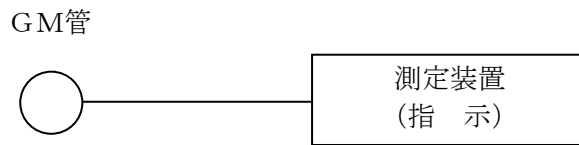
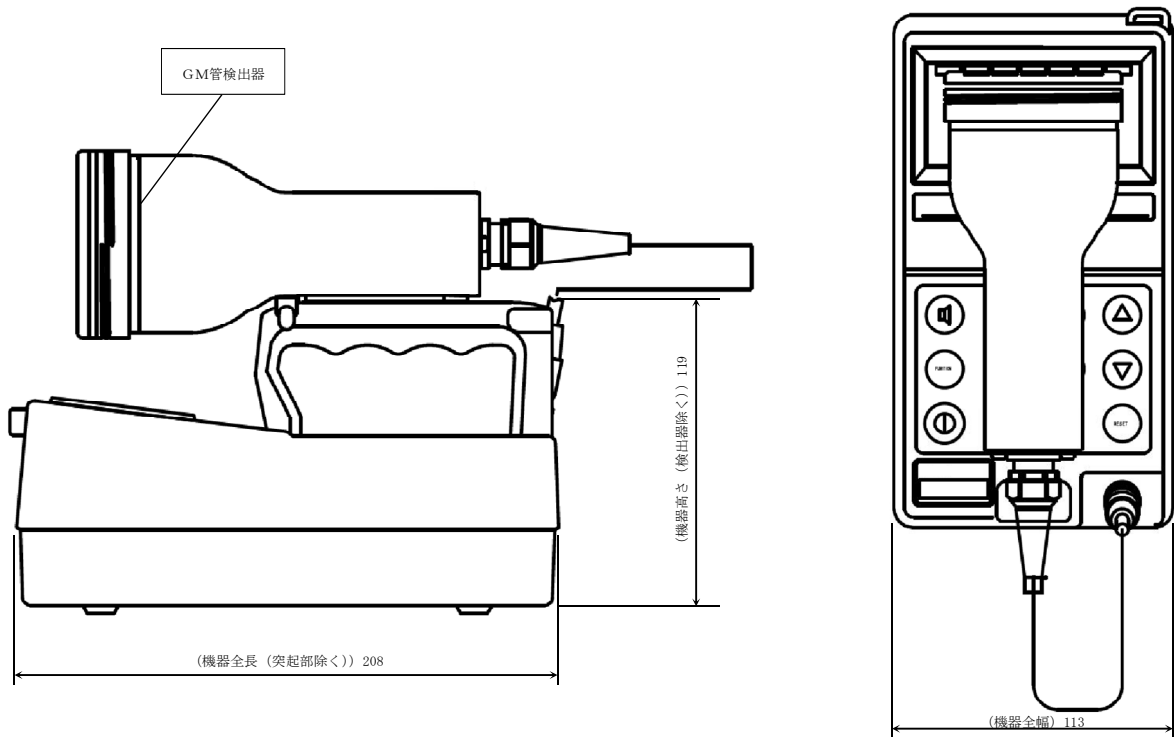


図3-23 GM汚染サーベイメータの概略構成図



名 称	GM汚染サーベイメータ
個 数	2 (予備 1)

図3-24 検出器の構造図 (GM汚染サーベイメータ)

### 3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するためのNaIシンチレーションサーベイメータは、NaI(Tl)シンチレーション検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

NaIシンチレーションサーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。(図3-25「NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図」及び図3-26「検出器の構造図(NaIシンチレーションサーベイメータ)」参照。)

NaI(Tl)シンチレーション  
(光電子増倍管を含む。)

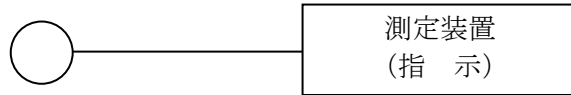


図3-25 NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図

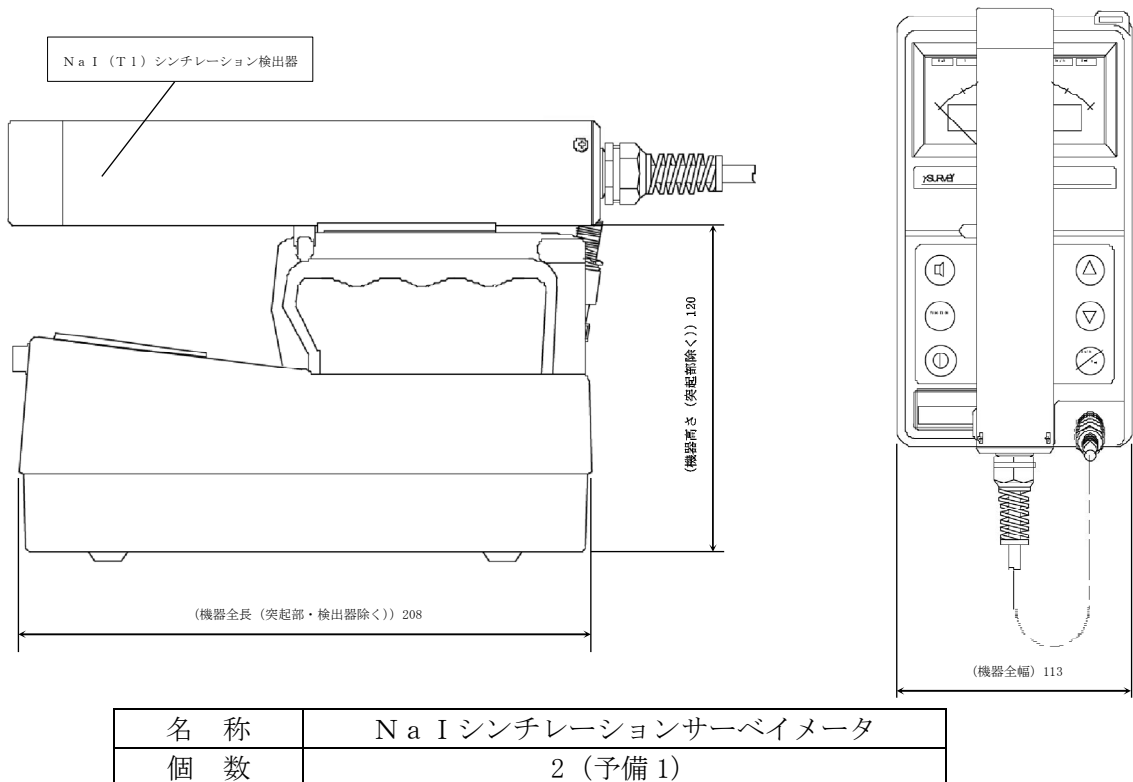


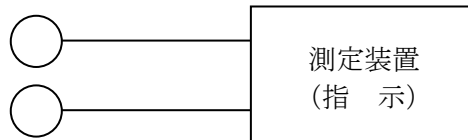
図3-26 検出器の構造図 (NaIシンチレーションサーベイメータ)

### 3.4.4 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、ZnS (Ag) シンチレーション及びプラスチックシンチレーションに入射したアルファ線及びベータ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換・増幅した後、電気信号を測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

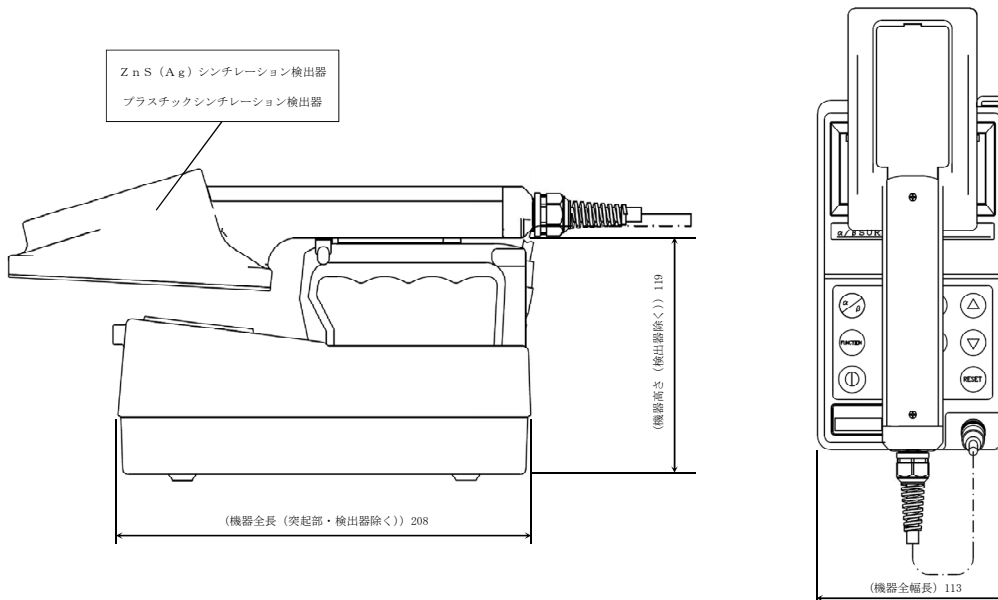
$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、緊急時対策所に保管する。(図3-27「 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータの概略構成図」及び図3-28「検出器の構造図 ( $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ)」参照。)

ZnS (Ag) シンチレーション  
(光電子増倍管を含む。)



プラスチックシンチレーション  
(光電子増倍管を含む。)

図3-27  $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータの概略構成図



名称	$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ
個数	1 (予備 1)

図3-28 検出器の構造図 ( $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ)

### 3.4.5 電離箱サーベイメータ

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。）の線量当量率を監視、測定及び記録するための電離箱サーベイメータは、電離箱に入射したガンマ線を電離箱を用いて電気信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し、指示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

電離箱サーベイメータは、2 台に予備 1 台を含めた合計 3 台を、緊急時対策所に保管する。（図 3-29「電離箱サーベイメータの概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）」参照。）

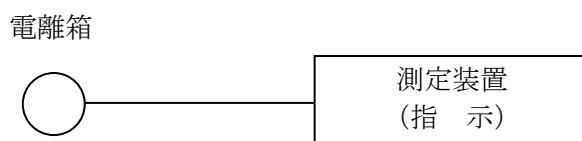
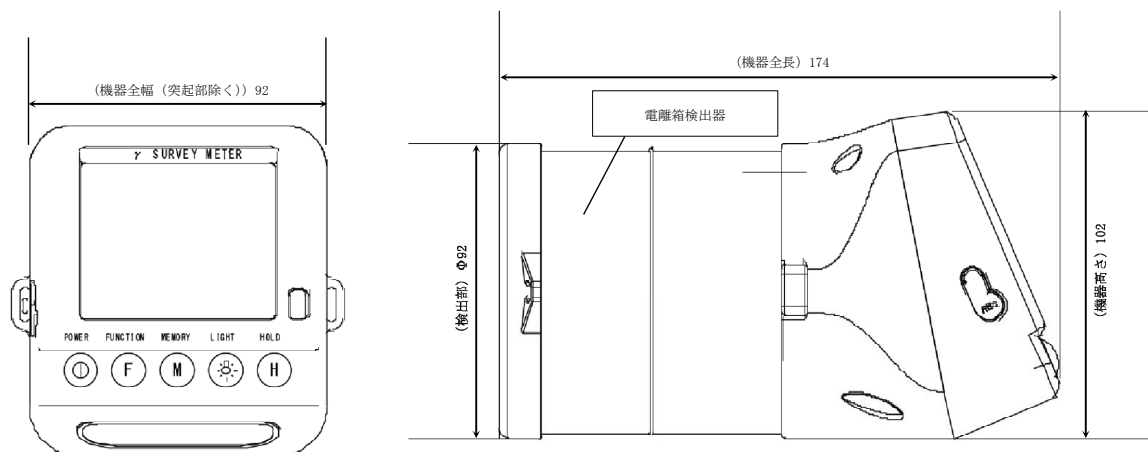


図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図



名称	電離箱サーベイメータ
個数	2（予備 1）

図 3-30 検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）

### 3.5 可搬式気象観測装置

重大事故等が発生した場合に、気象観測設備（1，2，3号機共用，1号機に設置（以下同じ。））が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向・風速その他の気象条件の監視，測定及び記録するための可搬式気象観測装置を設ける。

なお，測定値は伝送装置（衛星系回線）により，緊急時対策所へ伝送でき，緊急時対策所にて電磁的に記録し，保存できる設計とする。記録及び保存については，「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。（図3-31「可搬式気象観測装置の概略構成図」，図3-32「可搬式気象観測装置の伝送概略図」，図3-33「可搬式気象観測装置の構造図」参照。）

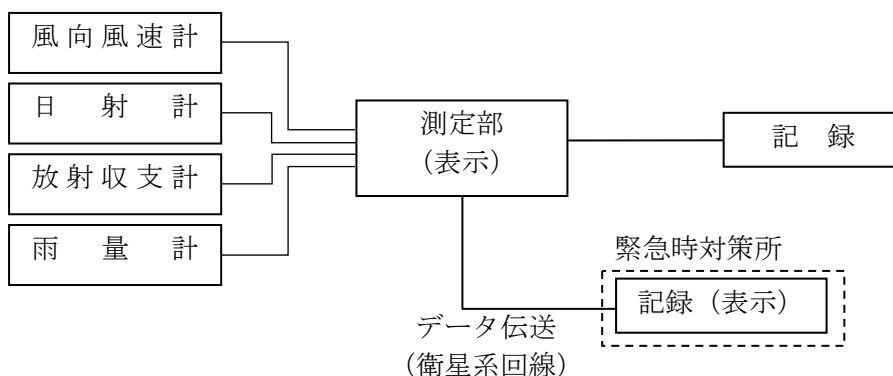


図3-31 可搬式気象観測装置の概略構成図

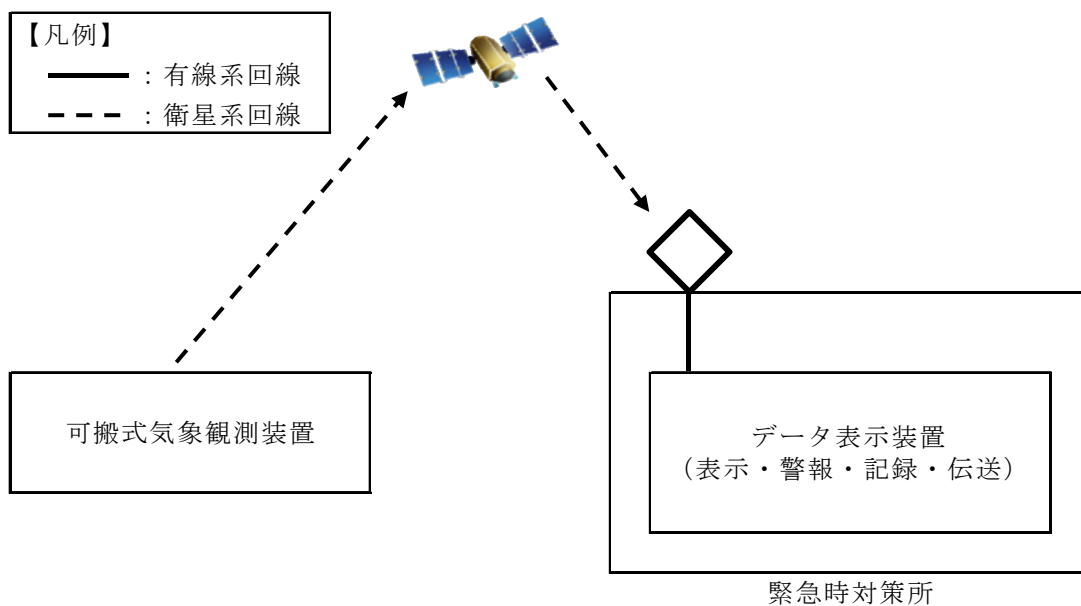


図3-32 可搬式気象観測装置の伝送概略図

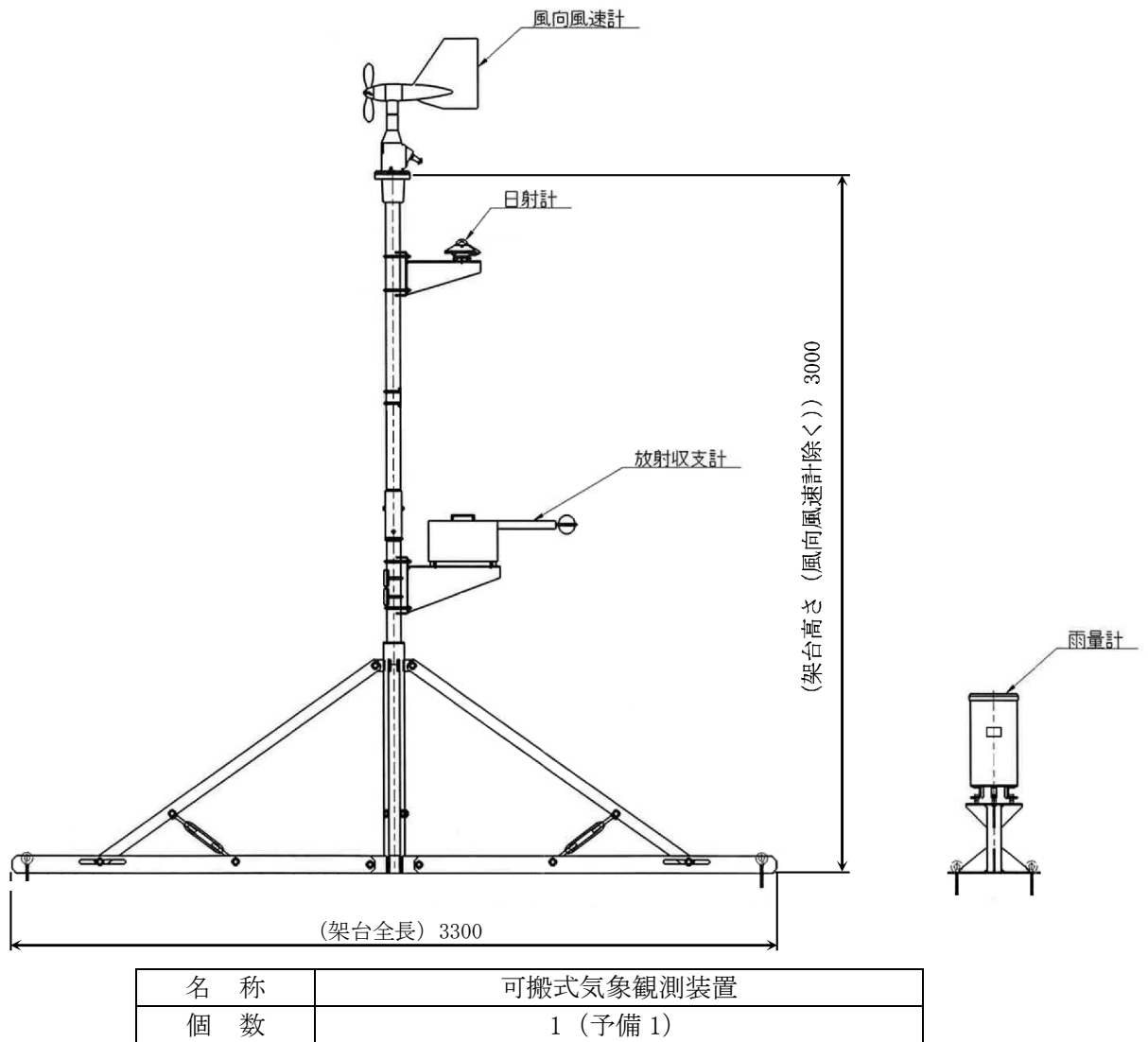


図 3-33 可搬式気象観測装置の構造図

### 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

#### 3.6.1 計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、固定式周辺モニタリング設備の計測結果は、中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し、記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については、現場にて指示又は表示し、記録する設計とする。表 3-1「放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録」に放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録場所を示す。

#### 3.6.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

一次冷却材の放射性物質の濃度及び移動式周辺モニタリング設備（放射能観測車）による周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し、保存できる設計とする。

モニタリングポストの計測結果は、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、中央制御室の野外放射線モニタ盤にて継続的に記録し、電磁的に保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-2「記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

#### 3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は、計測装置に応じた記録方法により記録し、保存できる設計とする。

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測結果は、安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失においても保存した記録が失われなるとともに、帳票として出力し保存できる設計とする。

また、その計測結果は、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分とするとともに記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを取得することができるよう、14日以上保存できる設計とする。

可搬式エリア放射線モニタの計測結果は電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われな設計とする。

可搬式モニタリングポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を10分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上可搬式モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われな設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われな設計とする。



GM汚染サーベイメータ，Na I シンチレーションサーベイメータ， $\alpha \cdot \beta$  線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータによる測定は，従事者が測定結果を記録し，保存できる設計とする。

可搬式気象観測装置による計測結果は，データ収集周期を10分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間，記録できるように7日間以上電磁的に記録し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，計測結果は伝送装置(衛星系回線)により，緊急時対策所へ伝送でき，緊急時対策所にて電磁的に記録し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

表 3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセスモニタリング設備	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	中央制御室*	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）	中央制御室*	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室*	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室*	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
エリアモニタリング設備	可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	中央制御室*	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	中央制御室*	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
固定式周辺モニタリング設備	モニタリングポスト	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
移動式周辺モニタリング設備	可搬式モニタリングポスト	現場	現場（電磁的記録）
		緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）
	GM汚染サーベイメータ	現場	現場（従事者が記録）
	NaIシンチレーションサーベイメータ	現場	現場（従事者が記録）
	$\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータ	現場	現場（従事者が記録）
電離箱サーベイメータ	現場	現場（従事者が記録）	
—	可搬式気象観測装置	現場	現場（電磁的記録）
		緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）

注記\*：中央制御室待避室も含む。

表 3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(1/2)

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)
	ドライウエル内漏えい検出ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ
	排ガス除湿冷却器出口放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	排気筒低レンジ放射線モニタ
	非常用ガス処理系排ガス低レンジ放射線モニタ
	試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体廃棄物処理排水放射線モニタ 試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域 (管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。) 内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所 (燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。) の線量当量率	燃料取替階放射線モニタ
	原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア)

表 3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(2/2)

計測項目	計測装置等
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	モニタリングポスト（1号機設備，1，2，3号機共用）
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	放射能観測車（1号機設備，1，2，3号機共用） 試料放射能測定装置
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向（EL 28.5m, 65m, 130m） （1，2，3号機共用，1号機に設置）
	気象観測設備 風速（EL 28.5m, 65m, 130m） （1，2，3号機共用，1号機に設置）

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及びVI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

### 3.7 その他

#### 3.7.1 海上モニタリングについて

「3.4 移動式周辺モニタリング設備」の設備にて，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際，周辺海域においても測定するために，小型船舶を保管する。小型船舶の保管場所は図3-34「小型船舶の保管場所」に示すとおりとする。

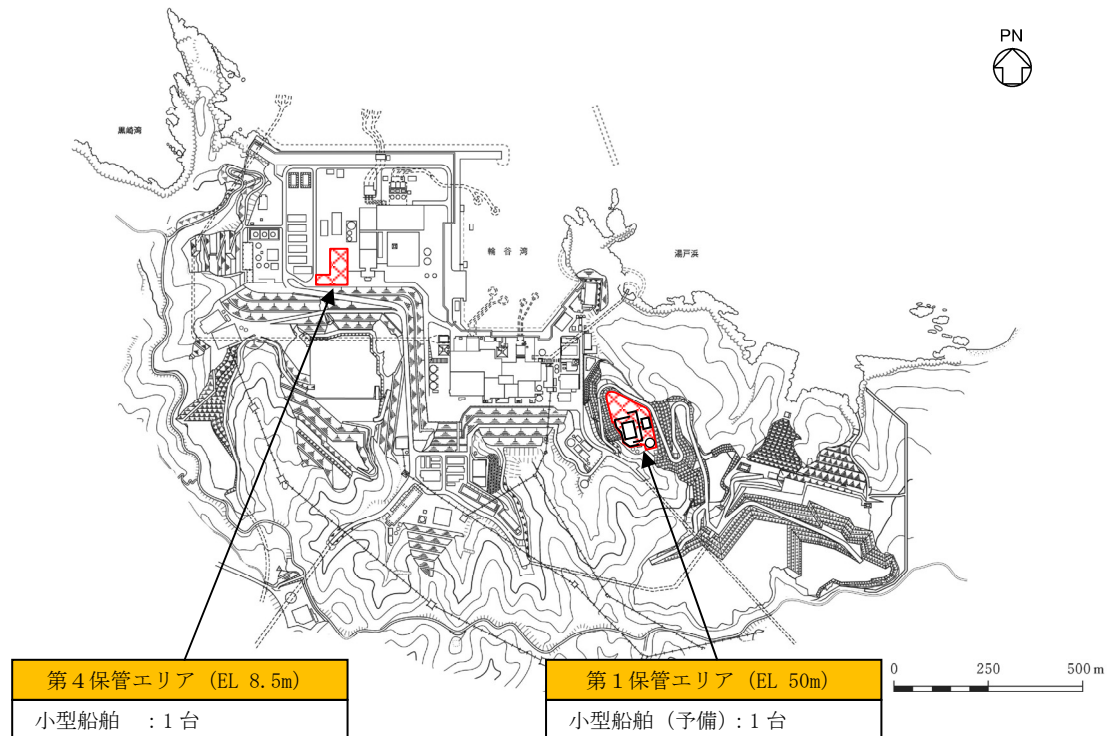


図3-34 小型船舶の保管場所

#### 3.7.2 放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のモニタリングを拡充する場合に備えて，放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに，他の機関とも適切な連携を構築する。

#### 4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

##### 4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「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」昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定、(以下「事故時放射線計測指針」という。)にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を表 4-1「放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の線量当量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータを計測することが困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測可能範囲)、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

##### 4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計とすること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要はない。

表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(1/3)  
(プロセスモニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており, 重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており, 重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足するように設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に, 想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率(約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ )を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は, 重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に, 想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率(約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}$ )を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は, 重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(2/3)  
(エリアモニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬式エリア放射線モニタ	0.001～ 999.9mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Aの上限線量当量率）から計測できるように設定する。計測上限値は、緊急時対策所における線量当量率を計測できる範囲として設定する。また、重大事故等時の緊急時対策所における加圧判断に必要な線量当量率の上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	$10 \sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。



表 4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(3/3)  
(移動式周辺モニタリング設備)

名 称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬式モニタリングポスト	10~10 <sup>9</sup> nGy/h	計測下限値は、平常時におけるバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
GM汚染サーベイメータ	0~100kmin <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
NaIシンチレーションサーベイメータ	0~30ks <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
α・β線サーベイメータ	0~100kmin <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
電離箱サーベイメータ	0.001~300mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Aの上限線量当量率）から計測できるように設定する。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置  
に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1
3.1 出入管理設備	1
3.1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	2
3.2 放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置	2
3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度	2
3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶	3
3.2.3 環境試料分析装置	3

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下、「技術基準規則」という。）第 8 条，第 74 条，第 76 条及びそれらの「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」（以下、「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち，管理区域，中央制御室及び緊急時対策所の出入管理設備について説明するものである。また，技術基準規則第 75 条及びその解釈並びに設置（変更）許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置について説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる放射能測定装置及び小型船舶についても説明する。

なお，設計基準対象施設として使用する出入管理設備，環境試料分析装置に関しては，要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。今回は，重大事故等対処設備として使用する出入管理設備，放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置について説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 74 条及び第 76 条並びにそれらの解釈に基づき，重大事故等が発生し中央制御室及び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，中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生した場合において，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度（空气中，水中，土壌中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。

## 3. 施設の詳細設計方針

### 3.1 出入管理設備

#### 3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室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，中央制御室への汚染持ち込みを防止するため，タービン建物内，かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設置する。

中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-1「中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお，除染で発生した汚染水は，排水を受ける資機材及びウエスで受け，使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し，GM汚染サーベイメータ，除染用資機材，チェンジングエリア用照明を配備し，チェンジングエリア用資機材，防護具，GM汚染サーベイメータ，除染用資機材，チェンジングエリア用照明は，迅速な対応を行うためにチェンジングエリア付近に保管する。

チェンジングエリア用照明の電源，照度については，VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

### 3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

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，緊急時対策所正圧化バウンダリの境界にチェンジングエリアを設置する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図3-2「緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお，除染で発生した汚染水は，排水を受ける資機材及びウエスで受け，使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアは速やかな設置作業を可能とするよう，平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，チェンジングエリア用資機材，除染用資機材，GM汚染サーベイメータを配備し，チェンジングエリア用資機材，防護具，除染用資機材，GM汚染サーベイメータは，迅速な対応を行うために緊急時対策所内に保管する。

## 3.2 放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置は，重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策所又は第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する。（図3-3「放射能測定装置，小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所」参照。）

### 3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示す。

### 3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶

環境試料の放射性物質の濃度を測定するために放射能測定装置及び小型船舶を配備する。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために、可搬式ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1））により環境試料を採取した後、NaIシンチレーションサーベイメータにて $\gamma$ 線、GM汚染サーベイメータにて $\beta$ 線、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより $\alpha$ 線及び $\beta$ 線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

海水、排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、採取用資機材により海水、排水を採取した後、NaIシンチレーションサーベイメータにて $\gamma$ 線、GM汚染サーベイメータにて $\beta$ 線、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより $\alpha$ 線及び $\beta$ 線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。なお、周辺海域においては小型船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壌を採取した後、NaIシンチレーションサーベイメータにて $\gamma$ 線、GM汚染サーベイメータにて $\beta$ 線、 $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイメータにより $\alpha$ 線及び $\beta$ 線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

上記の放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的を表3-2「放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的」に示す。

放射能測定装置の計測範囲及び計測結果の記録については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

### 3.2.3 環境試料分析装置

海水、排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。

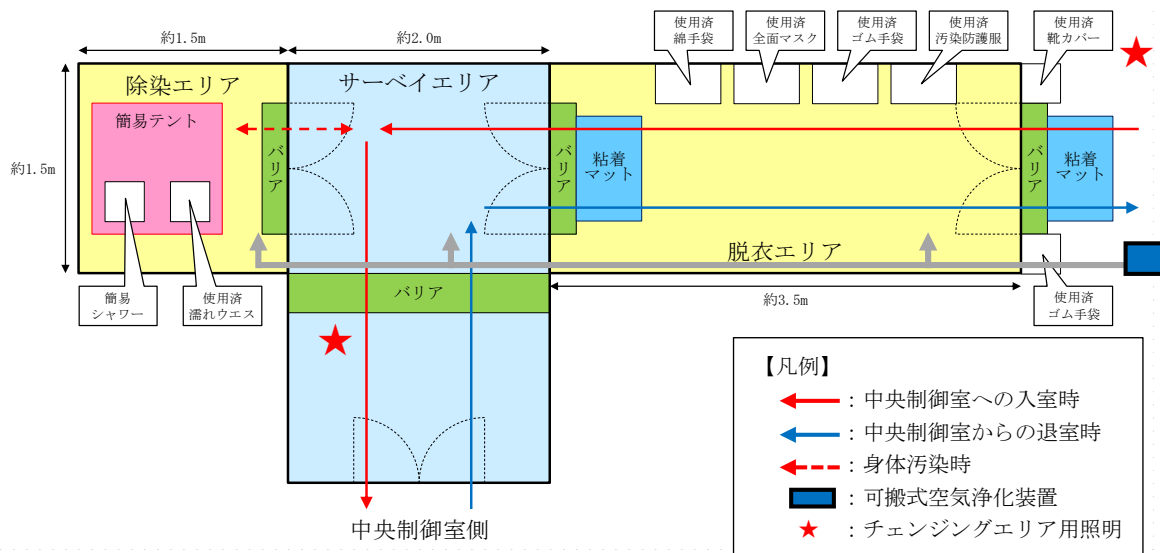
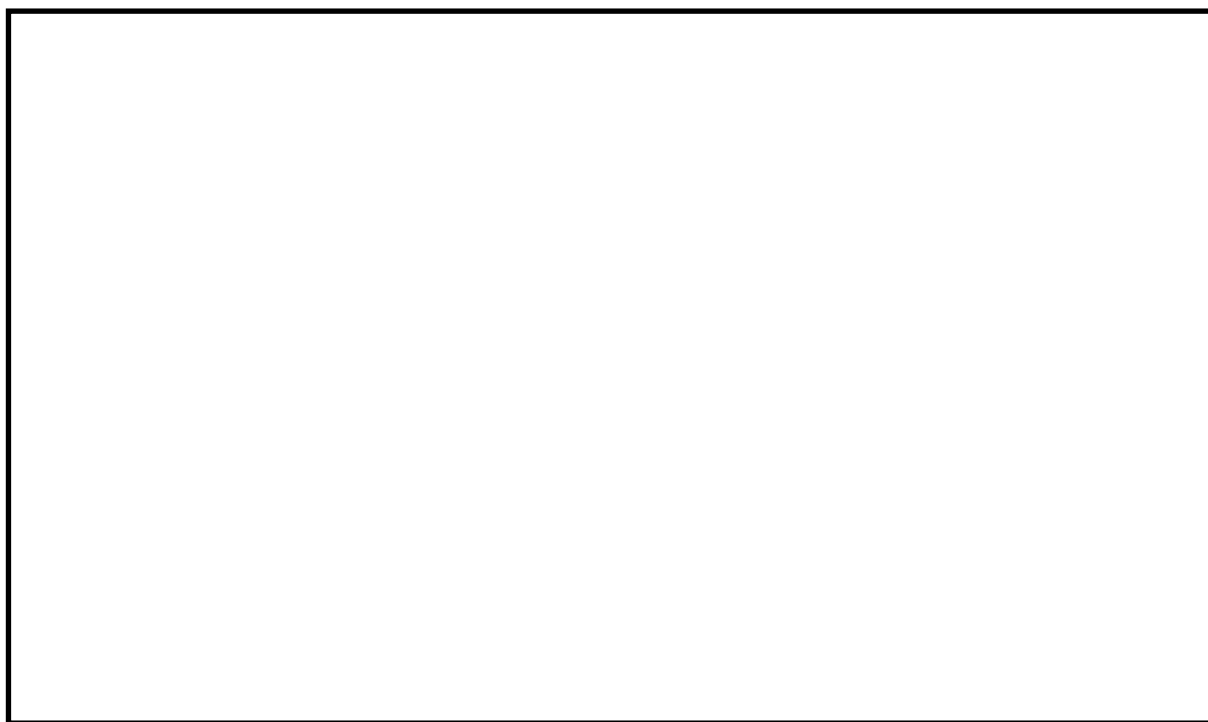


図 3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

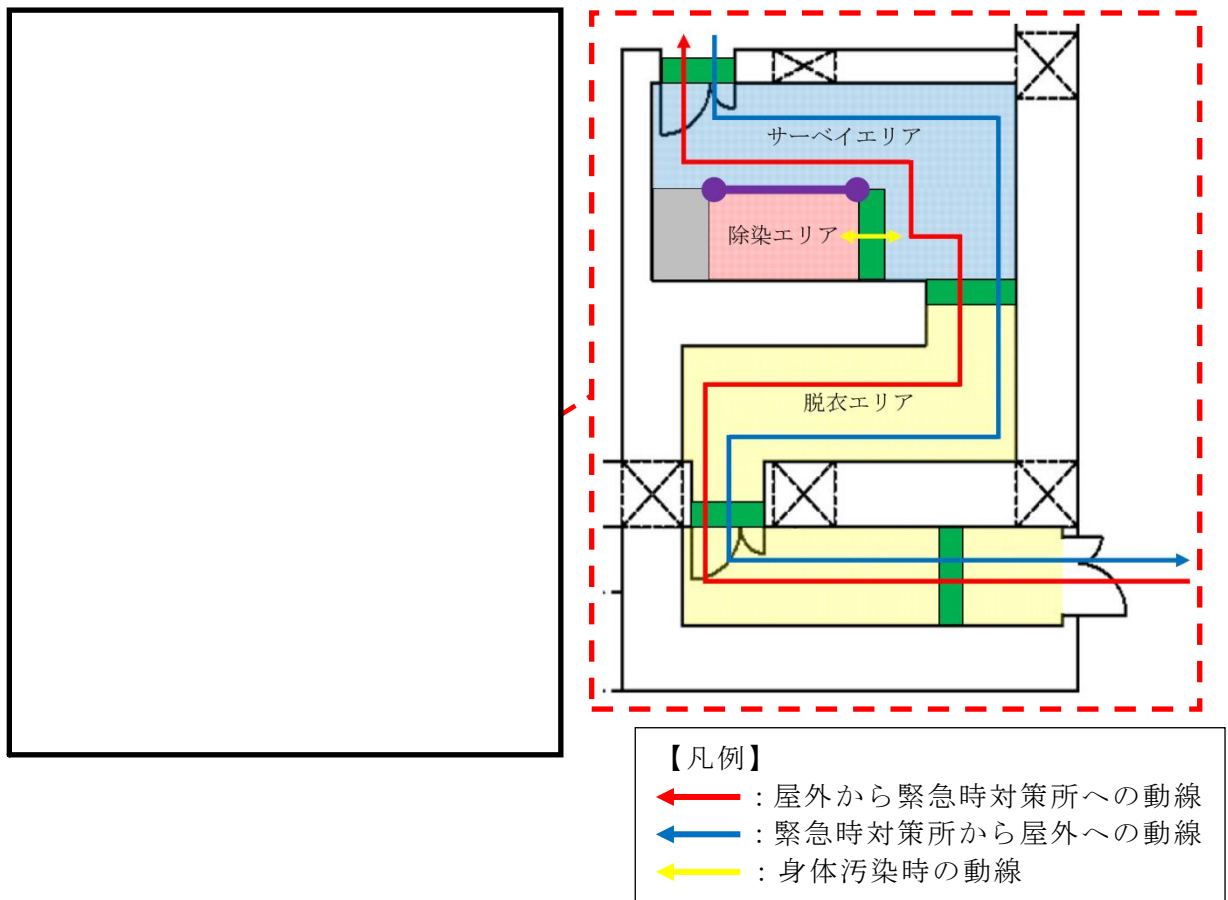


図 3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置



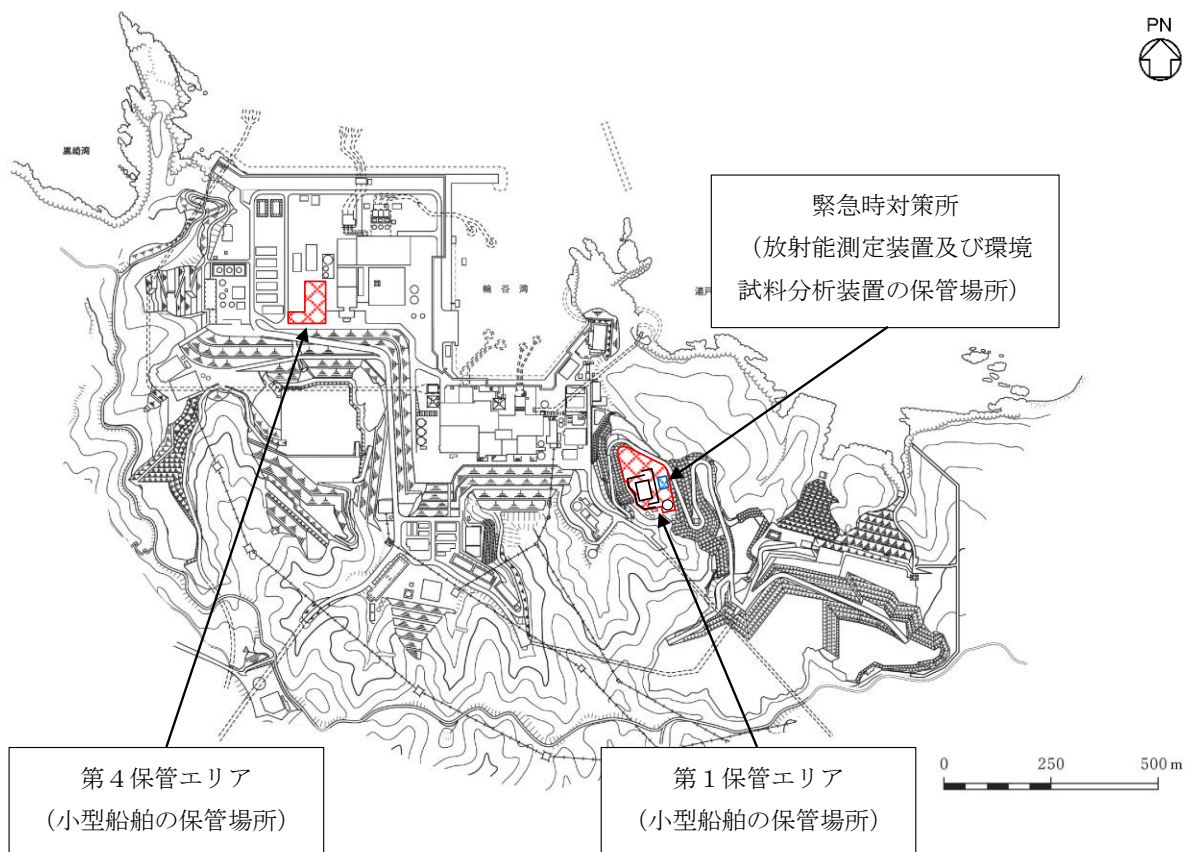


図 3-3 放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表 3-1 環境試料の種類及び測定頻度

種 類	頻 度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素, 海水, 排水, 土壌	1 回 / 日以上*

注記\* : 測定頻度は発電所の状態及び放射性物質濃度の放出状況を考慮し変更する。

表 3-2 放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的

種 類	使用目的
可搬式ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
N a I シンチレーションサーベイメータ	放射性よう素測定 全 $\gamma$ 放射能測定
G M 汚染サーベイメータ	全 $\beta$ 放射能測定
$\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイメータ	全 $\alpha$ 放射能測定 全 $\beta$ 放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表 3-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使用目的
ろ過装置 (ろ紙含む。)	海水, 排水のろ過

### VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準, 適用規格等	2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1 換気設備	5
3.2 生体遮蔽装置	8
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4 資機材, 要員の交替等	9
3.5 可搬型照明	9
3.6 代替電源	9
4. 中央制御室の居住性評価	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 評価条件及び評価結果	35
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	48
4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	48
4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	49
4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	49
4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	51
4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	52
4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	54
4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ	55
5. 熱除去の評価	56
5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価	56
5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法	56
5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価	56

5.2.1	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.2.2	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の温度上昇の計算方法	57
5.3	温度上昇のまとめ	57
別添1	空気流入率試験について	
別添2	中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について	
別添3	運転員の交替要員体制について	
別添4	中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建物ブローアウトパ ネルの取扱いについて	
別添5	中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

## 1. 概要

本説明書は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

## 2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

### 2.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護装置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護装置を講じる。
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、以下の設備により居住性を確保する。

#### a. 換気設備

##### (a) 中央制御室空調換気系

- イ. 中央制御室送風機
- ロ. 中央制御室非常用再循環送風機
- ハ. 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
- ニ. 中央制御室空調換気系（中央制御室外気取入ダクト）
- ホ. 中央制御室給気外側隔離弁（CV246-17）
- ヘ. 中央制御室給気内側隔離弁（CV264-18）
- ト. 中央制御室排気内側隔離弁（AV264-5）
- チ. 中央制御室排気外側隔離弁（AV264-6）
- リ. 中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁（AV-264-7(A/B)）
- ヌ. 中央制御室外気取入調節弁（MV264-1）

##### (b) 中央制御室空気供給系

- イ. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）
- ロ. 中央制御室空気供給系配管

#### b. 生体遮蔽装置

- (a) 中央制御室遮蔽（「1，2号機共用」（以下同じ。））
- (b) 中央制御室待避室遮蔽

- (c) 原子炉二次遮蔽
- (d) 補助遮蔽

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭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する。さらに、計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室空調換気系及びLEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）事務所衛生基準規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号，最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）（以下「事務所衛生基準規則」という。），「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 42 号，最終改正平成 30 年 6 月 19 日厚生労働省令第 75 号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）及び「鉱山保安法（昭和 24 年法律第 70 号）鉱山保安法施行規則」（平成 16 年 9 月 27 日経済産業省令第 96 号，最終改正令和 3 年 4 月 8 日経済産業省令第 40 号）（以下「鉱山保安法施行規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

## 2.2 適用基準，適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 16 日平成 17・12・15 原院第 5 号）

- ・被ばく評価手法（内規）
- ・鉱山保安法施行規則
- ・酸素欠乏症等防止規則
- ・事務所衛生基準規則
- ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
- ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
- ・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）（平成21年6月23日制定）
- ・技術基準規則
- ・Compilation of Fission Product Yields (NED0-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・空気調和・衛生工学便覧 第14版（平成22年2月）
- ・沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂9 株式会社日立製作所，平成16年1月
- ・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
- ・ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ・ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S116-2003(2004)
- ・審査ガイド
- ・JENDL-3.2 に基づく O R I G E N 2 用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999年2月））
- ・BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
- ・L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995



- NUPEC 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）
- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters” , February 1994
- R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. McCORMACK and L.F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” , Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971
- NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , Rev.1, 3/2007.
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会
- 2013 年改定 建築工業標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会

### 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系及び中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系、中央制御室空気供給系、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、事故対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

#### 3.1 換気設備

中央制御室は、以下の設備により換気を行う設計とする。

##### (1) 換気設備

- a. 中央制御室空調換気系
- b. 中央制御室空気供給系

設計基準事故時は、外気を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した系統隔離運転とし、フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリ内を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とし、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室空調換気系は、設計上の空気の流入率を 0.5 回/h を維持する設計とする。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動  $S_s$  による地震力によるせん断ひずみを上回る建物の最大せん

断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、0.5回/hを下回るように維持及び管理を行う。空気流入率試験結果の詳細については、別添1「空気流入率試験について」に示す。

耐震に関する気密性の維持の基本方針をVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、VI-2-8-4-3「中央制御室遮蔽の耐震性に関する説明書」に示す。

重大事故等が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合には、中央制御室待避室内に待避可能とし、中央制御室空気供給系により10時間正圧化する設計とする。

中央制御室と大気及び、中央制御室と中央制御室待避室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

中央制御室は、中央制御室内への放射性物質の直接流入を防ぐため設計上の圧力値を大気に対して20Pa[gage]以上に設定する。

また、中央制御室待避室は、待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を中央制御室に対して10Pa[gage]以上に設定する。

中央制御室空調換気系は、外部電源が喪失した場合、非常用電源設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備の2C非常用ディーゼル発電機及び2D非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

中央制御室空調換気系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転に切り替えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室空調換気系は、系統隔離運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る30日間の中央制御室への空調換気系による空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合は、中央制御室空調換気系の加圧運転により、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である7日間における中央制御室の正圧化においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ

粒子用高効率フィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

粒子用高効率フィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記の粒子用高効率フィルタ除去効率が、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件について

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量について

粒子用高効率フィルタの保持容量は約 13000g である。（別添 2 参照）

原子炉格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、粒子用高効率フィルタに流入するエアロゾルの量を評価したところ、約  $3.2 \times 10^3 \text{g}$  となった。これは、安定核種も考慮して、保守的に格納容器フィルタベント系による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、中央制御室内に取り込まれた微粒子は、全量が粒子用高効率フィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても粒子用高効率フィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率 99.9%以上は確保できる。

(3) 中央制御室空調換気系チャコールフィルタ

チャコールフィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は 95%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記のチャコールフィルタ除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件について

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

チャコールフィルタの吸着容量は約 2600g である。(別添 2 参照)

原子炉格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(原子炉格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失(大破断 L O C A) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、チャコールフィルタに流入するよう素は約  $1.7 \times 10^{-1} \text{g}$  である。これは、「(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量がチャコールフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても、チャコールフィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、有機よう素及び無機よう素に対するフィルタ除去効率 95% 以上は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価については、「5. 熱除去の評価」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の対策のため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詳細については、VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

### 3.4 資機材，要員の交替等

資機材は，運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し，原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は，運転員の被ばく低減のため，当直長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は，運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，また，長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には，通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳細については，別添3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また，運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細についてはVI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

### 3.5 可搬型照明

計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）により，炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても，中央制御室の制御盤での監視操作に必要な照度を確保する。また，チェンジングエリア用照明によりチェンジングエリアでの身体の汚染検査，防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

LEDライト（三脚タイプ）及びチェンジングエリア用照明の詳細については，VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

### 3.6 代替電源

中央制御室空調換気系は，外部電源が喪失した場合，非常用電源設備から給電される。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合にも，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備である非常用電源設備の2C非常用ディーゼル発電機及び2D非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する

LEDライト（三脚タイプ）は炉心の著しい損傷が発生した場合にも，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については，VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

#### 4. 中央制御室の居住性評価

中央制御室の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

##### 4.1 線量評価

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を実施し、中央制御室が居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「島根原子力発電所第2号機中央制御室」とする。中央制御室の遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、被ばく評価手法（内規）に基づき実施する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、審査ガイドに基づき実施する。設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準は、それぞれの評価期間において、運転員の実効線量が100mSvを超えないこととする。

発災プラントとしては、島根原子力発電所第2号機を想定する。

##### 4.1.1 評価方針

###### (1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建物内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内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。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

設計基準事故時の評価では、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を計算し、これを合算することで評価期間中の積算線量を計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。  
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- ハ. c. 及び e. 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の濃度を、中央制御室空調換気系による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c. 及び e. 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（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。  
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- g. f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び原子炉格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する知見から、沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、



原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法（内規）に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法（内規）に従い事故後 30 日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条の「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」の想定する原子炉格納容器破損モードのうち、2号機において中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」したシーケンスを想定する。本発電用施設では、本事故シーケンスにおいても、原子炉格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、残留熱代替除去系を整備する。したがって2号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系を用いて事故を収束する事となる。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、残留熱代替除去系を使用せず、格納容器フィルタベント系\*を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後 7 日間とする。

注記\*：サプレッションチェンバの排気ラインを使用した場合を想定する。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件を表 4-1 に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。このとき、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図 4-5 及び図 4-6 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建物内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生じる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、設計基準事故においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込ま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が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

## a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力の 105% で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表 4-2 に示す。

## (a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉心内蓄積量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_o \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

$q_0^i$  : 核種 i の炉心内蓄積量(Bq)

$P_o$  : 原子炉熱出力(MWt)

$T_{OP}$  : 原子炉運転時間(s)

$Y_i$  : 核種 i の核分裂収率(%)

$\lambda_R^i$  : 核種 i の崩壊定数( $s^{-1}$ )

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 について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で  $7.4 \times 10^{13}$  Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、放射性ヨウ素の 2 倍の放出があるものとし、以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4-4 に示す。

$$\text{放射性ハロゲン等} : q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4.2)$$

$$\text{放射性希ガス} : q_f^i = 2 \cdot Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4.3)$$

ここで、

- $q_f^i$  : 核種  $i$  の追加放出量 (Bq)  
 $Q_{I131}$  : I-131 の追加放出量 (Bq)  
 $Y_i$  : 核種  $i$  の核分裂収率 (%)  
 $Y_{I131}$  : I-131 の核分裂収率 (%)  
 $\lambda_R^i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )  
 $\lambda_{I131}$  : I-131 の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )  
 $T_{OP}$  : 原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 $\lambda_R^i$  は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）記載値を用いる。 $Y_i$  は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）及び「Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)」の記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで，原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内蓄積量は，電力共同研究報告書「立地審査指針改訂に伴うソースタームに関する研究（BWR）（平成 24 年度最終報告書）」に記載される単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し，原子炉熱出力 2,436MW を掛け合わせて計算する。

同報告書において，炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する単位熱出力当たりの炉心内蓄積量は，ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に，燃焼計算コード ORIGEN2 コードにより算出している。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4-5 に示す。

計算に当たっては，9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度，比出力，初期濃縮度及び運転履歴を考慮する。

- ・燃焼度 : 55000Mwd/t（燃焼期間は，5 サイクルの平衡炉心を想定）
- ・比出力 : 26MW/t
- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2 (BWR STEP-3 VR=0%, 60Gwd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

イ. 原子炉冷却材喪失

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建物内の線源強度の計算

建物内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①（中央制御室滞在時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）及び被ばく経路④（入退域時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法（内規）に従い、炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、被ばく評価手法について（内規）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスブルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式\*1のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \dots \dots \dots (4.4)$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻 i における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i^d$  : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき  $\delta_i^d = 1$

: 時刻 i において風向が他の方位にあるとき  $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} \cdot U_i} \cdot \left\{ \exp\left(\frac{-(z-H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z+H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) \right\} \dots \dots \dots (4.5)$$

$$\Sigma_{y_i} = \sqrt{\sigma_{y_i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{z_i} = \sqrt{\sigma_{z_i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} \cdot U_i} \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

$U_i$  : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)

$\Sigma_{y_i}$  : 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の水平方向 (y 方向) の拡がりのパラメータ (m)

$\Sigma_{z_i}$  : 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の垂直方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)

z : 評価点の高さ (m)

H : 放出源の高さ (m)

- $\sigma_{y i}$  : 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- $\sigma_{z i}$  : 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 形状係数(-)
- A : 建物の風向方向の投影面積\*2 (m<sup>2</sup>)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び $\sigma_{yi}$ 、 $\sigma_{zi}$ を求めるために必要な大気安定度）については、「b. 気象データ」に示すデータを、建物の投影面積については「e. 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

$\sigma_{yi}$ 及び $\sigma_{zi}$ については、気象指針における相関式を用いて計算する。

注記\*1：本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が8時間を超える場合においても、保守的に短時間放出の場合の式を適用する。

\*2：すべて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。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4. 7)$$

ここで、

$D/Q$  : 評価地点(x, y, 0)における相対線量( $\mu$  Gy/Bq)

$(K_1/Q)$  : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数\* $(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}) / (\text{Bq/s})$

E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)

$\mu_0$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数(1/m)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数(1/m)

r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離(m)

$B(\mu r)$  : 空気に対するガンマ線の再生係数(-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_0$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 、については、0.5MeVのガンマ線に対する値\*を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)}, \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点 $(x', y', z')$ における濃度(Bq/m<sup>3</sup>)

注記\* : 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）」

b. 気象データ

2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去10年間の気象データ（2008年1月～2008年12月、2010年1月～2018年12月）と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。なお、すべての放出源において建物巻き込みの影響があるものとして評価を行うため、相対濃度及び相対線量の評価点高さは、各放出源高さと同じとする。

(a) 中央制御室内滞在時

設計基準事故時において中央制御室空調換気系は、通常時の中央制御室給気隔離弁を部分閉止し、外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する外気連続少量取入モードに事故発生15分後に切り替わることを前提とする。炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室空調換気系は、事故発生2時間後から外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室バウンダリ内を正圧に保つ加圧運転モードを使用することを前提としている。中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、中央制御室空調換気系の効果を考慮するものとし、相対濃度の評価点は中央制御室空調換気系外気取入口を代表とする。

また、相対線量の評価点は中央制御室が属する建物の屋上面を代表面として選定し、中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、敷地境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員



の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては1号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7及び図4-8に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-9～図4-11に示す。

#### d. 評価対象方位

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、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によっては、建物の影響を考慮して拡散の計算を行う。

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物及び評価点との位置関係について、以下の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物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。

- (a) 放出源の高さが建物の高さの2.5倍に満たない場合
- (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向  $n$  について、放出源の位置が風向  $n$  と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4-12の領域  $A_n$ ）の中にある場合
- (c) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下にある場合

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「排気筒（非常用ガス処理系用）」及び「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「格納容器フィルタベント系排気管」、「排気筒（非常用ガス処理系用）」及び「原子炉建物」は、上記の条件に該当することから、建物巻き込みの影響があるものとして評価を行う。

巻き込みを生じる代表建物として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉建物を選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(d)～(f)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。

- (d) 放出点が評価点の風上にあること。
- (e) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建物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。

(f) 原子炉建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定には、評価点から原子炉建物を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に  $0.5L$  ( $L$ は、建物又は建物群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では、代表建物である原子炉建物の高さ(48.8m)が該当する。)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(e)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建物に近接し、 $0.5L$ の拡散領域の内部にあるため、放出点が風上となる  $180^\circ$ を対象とする。その上で、選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建物+ $0.5L$ を含む方位を対象とする。

設計基準事故時の各放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-13～図4-18に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-19～図4-27に示す。

e. 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、すべて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。

原子炉建物の投影面積を図4-28に示す。

f. 形状係数

建物の形状係数は  $1/2^*$  とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度  $97%^*$  に当たる値を用いる。

注記\*：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表4-6に示す。

## (7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、運転員の勤務体制（4直2交替）を想定し、班ごとに評価期間中（事故発生から7日間）の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、1回あたりの入退域時間を15分間と仮定し、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時には1号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とし、建物入口に15分間滞在するものとする。

### a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（原子炉建物内及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

原子炉建物内及びタービン建物内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建物の配置及び形状等から評価する。

### イ. 評価条件

#### (イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 原子炉冷却材喪失時においては、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原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）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。計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の非常用ガス処理系による除去を考慮する。

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えい

により放出された放射性物質は、全量がタービン建物から漏えいすることなく、保守的にタービン建物（地上階以上の管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建物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。計算条件とする核種及びタービン建物内への放出量の計算条件は、タービン建物からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建物内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ② 事故後 30 日間の積算線源強度は、建物内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合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原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）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。

計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の非常用ガス処理系により大気へ放出される効果を考慮する。

- ② 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内におけるガンマ線積算線源強度は、原子炉建物内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分し、運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の中央制御室内の滞在時間ごとに評価する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ JENDL-3.3<sup>\*1</sup> から作成した輸送計算用ライブラリ MATXS LIB-J33<sup>\*2</sup> の 42 群とする。

注記\*1 : K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

\*2 : K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXS LIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

## (ロ) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図 4-29 に示す。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデルは、入退域時の評価点を除き、原子炉冷却材喪失時と同一である。炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点を図 4-30 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建物の 1 階以上<sup>\*1</sup> とし、保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建物燃料取替階のみ<sup>\*2</sup> とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、原子炉建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（原子炉建物：mm，制御室建物：mm）を引いた値とする。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図 4-31 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建物のグラウンドレベル以上<sup>\*3</sup> とし、保守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建物 2 階以上のみ<sup>\*4</sup> とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、タービン建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（タービン建物：mm，制御室建物：mm）を引いた値とする。

注記\*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

\*2：原子炉建物燃料取替階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建物天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

\*3：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

\*4：タービン建物 2 階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建物天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

## (ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建物に最も近接する図 4-29 に示す位置とした。

また、設計基準事故時の主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、線源領域であるタービン建物に近接する図 4-31 に示す位置とした。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点高さは、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価ともに、天井高さとする。

## (ニ) 解析コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2R、ANISN及びG33-GP2Rの検証、妥当性評価については、VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

## (b) 被ばく経路②(クラウドシャインガンマ線)

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内での運転員の外部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、以下により計算する。

## イ. 線量計算

## (イ) 原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F \, dt \quad \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで、

- $H_{\gamma}$  : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)
- $K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy) \*
- $D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_{\gamma}(t)$  : 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)  
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
- $F$  : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (-)

T : 計算対象期間(s)

注記\* : 「「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂」に基づき設定。以降, 空気カーマから実効線量への換算係数は同様の設定。

(ロ) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は, 以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は, 破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通過する間の被ばくを考慮するものとし, 以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}} \right\} \cdot F \quad \dots (4.9)$$

ここで,

$H_{\gamma 1}$  : 放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

$Q_{\gamma 1}$  : 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量(Bq)  
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

V : 半球状雲の体積(m<sup>3</sup>)

$E_{\gamma}$  : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)

$\alpha$  : 半球状雲の直径(m)

u : 半球状雲の移動の評価のための風速(1m/s)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数  
( $3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$ )

F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率

② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は, 以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F \, dt \quad \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで,

$H_{\gamma 2}$  : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数(K=1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量(Gy/Bq)

$Q_{\gamma 2}(t)$  : 時刻  $t$  における大気への放射能放出率 (Bq/s)  
 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$F$  : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (-)

$T$  : 計算対象期間 (s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量の評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同様である。

(c) 被ばく経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく)

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、中央制御室内に取り込まれ、中央制御室内に滞在している運転員の被ばくをもたらす。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及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室空調換気系等を考慮した評価を実施する。なお、室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

i. 設計基準事故

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \dots \dots \dots (4. 11)$$

ここで、

$V$  : 中央制御室内バウンダリ容積 (m<sup>3</sup>)

$C_i(t)$  : 時刻  $t$  における中央制御室内の核種  $i$  の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$\eta$  : チャコールフィルタの除去効率 (-)

$C_i^0(t)$  : 時刻  $t$  における中央制御室空調換気系取入口での核種  $i$  の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)



$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

- $Q_i(t)$  : 時刻  $t$  における大気への核種  $i$  の放出率 (Bq/s)
- $\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- $f_1$  : 中央制御室への外気取込量 (m<sup>3</sup>/s)
- $f_2$  : 中央制御室への外気リークイン量 (m<sup>3</sup>/s)
- $F_F$  : 再循環フィルタを通る流量 (m<sup>3</sup>/s)
- $\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、運転員は格納容器ベント後 10 時間中央制御室待避室内に待避することからこの期間の評価点は中央制御室待避室内とする。なお、中央制御室待避室内の放射性物質濃度は、中央制御室空気供給系により正圧化を開始する時点の中央制御室内濃度と同一になるものとする。

① 中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

$$m_{1k} = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t) \dots \dots \dots (4. 12)$$

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

ここで、

- $m_{0k}(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の中央制御室待避室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $m_{1k}(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $M_{1k}(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の中央制御室内の放射能量 (Bq)
- $V_1$  : 中央制御室バウンダリ内容積 (m<sup>3</sup>)
- $\lambda_k$  : 核種  $k$  の崩壊定数 (1/s)
- $G_1$  : 中央制御室空調換気系外気取込み風量 (m<sup>3</sup>/s)
- $E_k$  : 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの除去効率 (%)
- $S_k(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の外気の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$\alpha$  : 中央制御室空バウンダリへの空気流入量(m<sup>3</sup>/s)  
 (=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)

$\chi/Q$  : 相対濃度(s/m<sup>3</sup>)

$q_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の放出率(Bq/s)

② 中央制御室待避室の正圧化を実施する期間

$$m_{0k} = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t) \dots (4.13)$$

ここで、

$m_{0k}(t)$  : 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度  
 (Bq/m<sup>3</sup>)

$M_{0k}(t)$  : 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量  
 (Bq)

$V_0$  : 中央制御室待避室バウンダリ体積(m<sup>3</sup>)

$\lambda_k$  : 核種 k の崩壊定数(1/s)

$G_0$  : 中央制御室空気供給系の空気供給量 (m<sup>3</sup>/s)

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高の信号で、中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室非常用再循環送風機が起動する設計となっており、事故後、酸素又は二酸化炭素濃度が許容濃度を逸脱するおそれがある場合には、運転員による外気連続少量取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室非常用再循環送風機を起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、外気連続少量取入モードが作動するものと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕(10分)を見込んで事故発生後15分とし、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことが

できる設計とする。中央制御室空調換気系の加圧運転モードは、排気隔離弁を閉、給気隔離弁を開とし、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを介して外気を取り込むことにより、中央制御室バウンダリ内部の正圧化と再循環により放射性物質を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで低減する運転モードである。これによって、中央制御室バウンダリ内は正圧化されているため、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入はないと考える。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室空気供給系で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室空調換気系は、全交流電力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替電源設備からの給電が可能な設計となっていることから、被ばく評価上は、炉心の著しい損傷が発生した場合においては事象発生後2時間後から中央制御室空調換気系が作動するものと仮定する。

#### (ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積を合計した値に基づくものとし、設計基準事故では保守的に切り上げて18000m<sup>3</sup>を使用\*し、炉心の著しい損傷が発生した場合には設計値17150m<sup>3</sup>を使用する。なお、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響を受ける区画の体積は2440m<sup>3</sup>とする。また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、区画の体積を基に、保守的に切り上げて30m<sup>3</sup>とする\*。バウンダリ体積を図4-32に示す。

注記\*：設計基準事故時の評価においてはバウンダリ体積が増加すると、中央制御室へのインリーク量（流量換算）が増加するのに対し、再循環流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくくなり、評価上保守的となる。中央制御室待避室内に取り込まれた放射性物質からの影響は、中央制御室待避室バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。

## (ニ) フィルタ除去効率

## ① 設計基準事故時

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上95%以上期待できるが、評価上は95%とする。

## ② 炉心の著しい損傷が発生した場合

i. 中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上95%以上期待できるが、評価上は95%とする。

ii. 中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの効率は、設計上99.97%以上期待できるが、評価上保守的に99.9%とする。

## (ホ) 中央制御室非常用再循環処理装置流量

中央制御室非常用再循環処理装置の流量は設計上期待できる値として32000m<sup>3</sup>/hとする。

## (ヘ) 空気流入量

中央制御室への中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として0.5回/hとする。ただし、中央制御室を正圧化している期間は、中央制御室へのインリークはないものとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-8に示す。

## ロ. 線量計算

中央制御室内の放射能濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

## (イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。評価に当たり想定した評価モデルを図4-33に示す。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \cdot r} \right\} dt \quad \dots \dots \dots (4.14)$$

ここで、

$H_{\gamma}$  : 時刻Tまでの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

- $E_{\gamma}$  : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)  
 $C_{\gamma}(t)$  : 時刻  $t$  における中央制御室内の放射能濃度(Bq/m<sup>3</sup>)  
 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)  
 $\mu$  : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数  
 ( $3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$ )  
 $r$  : 中央制御室内空間と等価な半球の半径(m)  

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$
  
 $V$  : ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積(m<sup>3</sup>)  
 $T$  : 評価期間(s)

なお、設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室空調換気系取入口付近を風速 1m/s の速度で通過する間、中央制御室空調換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室空調換気系取入口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \dots \dots \dots (4.15)$$

ここで、

- $H_I$  : よう素の内部被ばくによる実効線量(Sv)  
 $R$  : 呼吸率(m<sup>3</sup>/s)  
 (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)  
 $H_{\infty}$  : よう素(I-131)を 1Bq 吸入した場合の成人の実効線量  
 ( $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$ )  
 $C_I(t)$  : 時刻  $t$  における中央制御室内の放射能濃度(Bq/m<sup>3</sup>)  
 (I-131 等価量—成人実効線量係数換算)  
 $T$  : 評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot C_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \dots \dots \dots (4. 16)$$

ここで、

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
- R : 呼吸率(m<sup>3</sup>/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)
- H<sub>k</sub> : 核種 k の吸入摂取の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- C<sub>k</sub>(t) : 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度(Bq/m<sup>3</sup>)
- T : 評価期間(s)
- PF : マスクの防護係数(-)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく方法は、「被ばく経路①建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(原子炉建物及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)」と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

設計基準事故時の評価では、評価点を1号機タービン建物入口とし、評価点高さは地上 2m の位置とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、評価点を2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし、評価点高さは地上 2m の位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における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及び放射性物質の吸入による内部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果等から、以下により計算する。なお、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮せず、評価点は、設計基準事故時の評価では1号機タービン建物入口、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とする。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

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は、以下により計算する。

$$H_\gamma = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma(t) dt \dots \dots \dots (4. 17)$$

ここで、

- $H_{\gamma}$  : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1Sv/Gy)
- $D/Q$  : 相対線量(Gy/Bq)
- $Q_{\gamma}(t)$  : 時刻 t における大気への放射能放出率(Bq/s)  
(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
- T : 評価期間(s)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (4. 18)$$

ここで、

- $H_I$  : 時刻 T までの放射性物質の吸入による内部被ばく(Sv)
- R : 呼吸率(m<sup>3</sup>/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)
- $H_{\infty}$  : よう素(I-131)を 1Bq 吸入した場合の成人の実効線量  
( $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq)
- $\chi/Q$  : 相対濃度(s/m<sup>3</sup>)
- $Q_I(t)$  : 時刻 t における大気への放射性物質の放出率(Bq/s)  
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)
- T : 評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot \chi / Q \cdot Q_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \quad \dots \dots \dots (4. 19)$$

ここで、

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
- R : 呼吸率(m<sup>3</sup>/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)
- $H_k$  : 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- $\chi/Q$  : 相対濃度(s/m<sup>3</sup>)
- $Q_k(t)$  : 時刻 t における大気への放射能放出率(Bq/s)
- T : 評価期間(s)

P F : マスクの防護係数(一)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の線量計算条件を表 4-9 に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv と比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は、「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが、各々の評価事象の選定等に起因して、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び中央制御室空調換気系の起動時間等の条件が異なる。

したがって、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して、線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図 4-34 及び図 4-35 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、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。
- (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。
- (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漏れいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数 (気相濃度と液相濃度の比) で 100 とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (f) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。



- (g) 通常運転時に作動している原子炉棟換気系は、原子炉水位低（レベル 3）、格納容器圧力高、原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高のいずれかの信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉棟内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。なお、非常用ガス処理系は、事故発生後、瞬時に起動するものとする。
- (h) 原子炉格納容器冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉棟への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値（0.5%/d）で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。
- (i) 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は、99.97%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を 99%とする。
- (j) 非常用ガス処理系による原子炉棟内空気の換気率は、設計で定められた値（1回 /d）とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒（非常用ガス処理系用）から大気中へ放出されるものとする。
- b. 主蒸気管破断  
希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン等」という。）の大気放出過程を図 4-36 及び図 4-37 に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。
- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。
- |     |                             |
|-----|-----------------------------|
| 蒸 気 | $1.1 \times 10^4 \text{kg}$ |
| 水   | $1.6 \times 10^4 \text{kg}$ |
- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である  $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$  に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の 1/50 とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 について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で  $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$  が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の 2 倍の放出があるものとする。
- (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% が破断口から放出されるものとする。

- (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に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/d の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、残留熱除去系、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d とする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は 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%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外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。
- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、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ものと仮定する。

主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放出されるものとする。

なお、タービン建物内で、床、壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。

大気中への放出量評価条件の詳細について、表 4-10 及び表 4-11 に示す。

また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表 4-12 に示す。

## (2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

### a. 原子炉冷却材喪失

- (a) 実効放出継続時間は、希ガスについてガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値及びよう素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス 24 時間、よう素 24 時間とする。
- (b) すべての放射性物質は、排気筒（非常用ガス処理系用）によって、排気筒高さから放出されるとする。放出源高さは、排気筒高さである地上 110m とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

## b. 主蒸気管破断

- (a) 実効放出継続時間は、希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値及びヨウ素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス及びハロゲン等 1 時間、ヨウ素 1 時間とする。
- (b) すべての放射性物質は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル\*から放出されるとする。放出源高さは、保守的に地上 0m とする。

注記\*：評価結果が保守的となるよう、評価点に最も近い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを選定。

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-13 に示す。

また、これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4-14 及び表 4-15 に示す。

## (3) 線量評価

運転員の勤務形態としては 4 直 2 交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の線量は、被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。

直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は、以下による。運転員交替考慮条件を表 4-16 に示す。

## ① 中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は、中央制御室内に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせるにより計算する。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量（クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）は、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に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30 日間の積算線量×直交替による滞在時間割合\*

注記\*：実際の交替勤務（4 直 2 交替）の 30 日間勤務での平均的な滞在割合（0.25）を使用する。

## ② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、中央制御室内への建物出入口に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるにより計算する。

30 日間の積算線量×入退域所要時間割合\*

注記\*：実際の交替勤務（4直2交替）の30日間勤務での平均的な滞在時間割合（約0.010417）を使用する。

なお、被ばく評価手法（内規）に基づき、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ない。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-17及び及び表4-18に示す。

(b) 被ばく経路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外部被ばく  
クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び補助遮蔽によるコンクリート減衰率(F)は、以下とする。

コンクリート厚さの減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載される普通コンクリートの無限媒質中の点等方線源からの光子の実効線量透過率を使用する。

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	<input type="text"/> cm*
コンクリート密度	2.1g/cm <sup>3</sup>
ガンマ線エネルギー	1.5MeV

注記\*：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（ mm）を引いた値とする。

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び補助遮蔽の厚さにおける減衰率は、 $F=3.9 \times 10^{-2}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価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希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を

表 4-19 に示す。また、中央制御室空調換気系の運転モードを図 4-38 に示す。事故時運転モードは、外気連続少量取入を想定する。

イ. 事故時運転への切り替えは、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室空調換気系による外気連続少量取入モードが作動するものと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。

ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスクを着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

評価期間中に建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばく評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

## (4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4-20 及び表 4-21 に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失において約 12mSv、主蒸気管破断において約 0.42mSv であり、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv を超えない。

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量(mSv)	
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
$1.2 \times 10^1$	$4.2 \times 10^{-1}$

## 4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

## (1) 大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気放出過程を図 4-39～図 4-42 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表 4-22 に示す。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図 4-43 に示す。

## a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「冷却材喪失(大破断 L O C A) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を想定し、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい及び原子炉格納容器からベントラインへの放出を考慮して実施した M A A P 解析結果を使用する。有効性評価の M A A P 解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図 4-44 及び図 4-45 に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られる M A A P 解析結果の、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合及び格納容器フィルタベント系への放出割合のトレンドに対して NUREG-1465\*<sup>1</sup> の知見を適用して使用する\*<sup>2</sup>。

注記\*1: NUREG-1465” Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant”, 1995

\*2：それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

	よう素の化学形態*
有機よう素	4%
無機よう素	91%
粒子状よう素	5%

注記\*：R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Lighth Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE 実験\*1 及び Standard Review Plan 6.5.2\*2 に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を  $9 \times 10^{-4}$  (1/s) と設定し、カットオフ DF200 後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは、原子炉格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は、事故後 6.9 時間となるため、6.9 時間までは自然沈着率  $9 \times 10^{-4}$  (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記\*1：R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

\*2：Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800\* を参考として DF=5 を仮定する。

注記\*：NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev. 1, 3/2007.

e. 格納容器フィルタベント系による除去性能

格納容器フィルタベント系による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

	除染係数
エアロゾル	1000
無機よう素	100
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建物から大気中への放出量及び格納容器フィルタベント系を經由した放出量を表 4-23 に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 実効放出継続時間は、大気への放出量評価結果より、7 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として、以下とする。

- ・原子炉建物漏えい時 : 1 時間
- ・排気筒（非常用ガス処理系用）放出時 : 30 時間
- ・格納容器フィルタベント系排気管放出時 : 1 時間

b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒（非常用ガス処理系用）放出時は排気筒高さ、格納容器フィルタベント系排気管放出時は排気口高さ、原子炉建物漏えい時は地上とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-24 に示す。

また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4-25 に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、4 直 2 交替とし、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表 4-7 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4-26 に示す。

(b) 被ばく経路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外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽厚さ（コンクリート  $\square$  cm）における減衰率は、大気中への放出量を線源として、QAD-CGGP 2 R コードにより計算する。

被ばく評価に使用する減衰率(F)を下表に示す。

	対象核種	原子炉建物からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	$1 \times 10^{-2}$	$7 \times 10^{-4}$
	希ガス以外	$2 \times 10^{-2}$	$2 \times 10^{-2}$



- (c) 被ばく経路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外部被ばく  
(グランドシャインガンマ線)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャインガンマ)による, 中央制御室内での運転員の実効線量は, 評価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, 地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d S_o^i(t)}{d t} = -\lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t) \quad \dots \dots \dots (4. 20)$$

ここで,

$S_o^i(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $i$  の地表面沈着濃度(Bq/m<sup>2</sup>)

$V_G$  : 沈着速度(m/s)

$\chi / Q$  : 相対濃度(s/m<sup>3</sup>)

$f$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1.0)

$Q_i(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $i$  の大気への放出率(Bq/s)

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数(s<sup>-1</sup>)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では, 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4-27 に示す。

沈着速度については, 有機よう素は NRPB-R322\*1 を参考として 0.001cm/s, 有機よう素以外は NUREG/CR-4551\*2 を参考として 0.3cm/s と設定し, 湿性沈着を考慮した沈着速度は, 線量目標値評価指針の記載(降水時における沈着率は乾燥時の 2~3 倍大きい値となる。)を参考に, 保守的に乾性沈着速度の 4 倍として, 有機よう素は 0.004cm/s, 有機よう素以外は 1.2cm/s を設定する。

注記\*1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

\*2: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され建物屋上に沈着した放射性物質と地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建物屋上及び地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 4-28 に示すように、運転員の勤務形態に基づき、7日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

(ロ) 幾何条件

グランドシャインガンマ線評価モデルを図 4-46 に示す。グランドシャインガンマ線の線源は、中央制御室と隣接建物の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは  $800\text{m} \times 800\text{m}^*$  とする。なお、地表面の線源は、建物の床・天井・壁で自己遮蔽され影響は小さいが、屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 ( $\square$  mm) を引いた値とする。

注記\* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において、評価点から 400m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1%以下である。これより、評価点から片側 400m まで線源領域とし、全体の線源領域として  $800\text{m} \times 800\text{m}$  を設定した。

(ハ) 評価点

評価点は、図 4-46 に示したとおり、屋上沈着線源と地表面沈着線源に対し、それぞれ多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さは天井高さとする。

(ニ) 解析コード

グランドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価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希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を表 4-29 に示す。また、空調運用タイムチャートを図 4-43 に示す。

イ. 中央制御室非常用再循環送風機の起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事

故発生後 120 分) を考慮し, 流量 17500m<sup>3</sup>/h の外気取り込み及び 32000m<sup>3</sup>/h の再循環フィルタ流量を想定する。

- ロ. 格納容器ベントの 15 分前に系統隔離運転に切り替え, 格納容器ベントの 10 時間後に加圧運転を再開することを想定する。
- ハ. 「3.4 資機材, 要員の交替等」に示すとおり, 炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は, 全面マスク等を着用するため, 一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき, マスクの防護係数は 50 とする。
- ニ. 格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として, 中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。ベント実施時には待避室内に待避する。また, 中央制御室待避室内は中央制御室空気供給系により 10 時間正圧化する。

被ばく評価に使用する中央制御室待避室遮蔽による減衰率は, 事故時の中央制御室バウンダリ内の最大放射能濃度を線源として, QAD-CGGP2R コードにより計算する。

	対象核種	中央制御室待避室遮蔽 (鉛 <input type="text" value=""/> cm)
減衰率	希ガス	$3.6 \times 10^{-2}$
	希ガス以外	$6.4 \times 10^{-1}$

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4-30 に示す。

- (b) 被ばく経路⑤ 大気中に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  
(グラウンドシャインガンマ線)

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グラウンドシャイン)による外部被ばくの評価方法は, 被ばく経路②と同様であるが, 入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため, 中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

- イ. 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし, 線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお, 評価に使用する積算線源強度は表 4-31 に示すように, 運転員の勤務形態に基づき, 7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。

- ロ. 各建物によるグラウンドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。
- ハ. 評価点は図 4-47 に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4-32 (マスク着用あり) 及び表 4-33 (マスク着用なし) に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価結果のまとめを下表に、内訳を表 4-34 (マスク着用あり) 及び表 4-35 (マスク着用なし) に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で約 51mSv である。

したがって、評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

(マスク着用あり)

	実効線量 (mSv)							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	12	9		8	6			35
B班		34	10				7	51
C班	8				7	6		22
D班			13	9		5	4	32
合計	20	43	23	17	13	11	11	138

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	271	21		9	7			309
B班		44	14				7	65
C班	13				8	6		28
D班			24	12		5	4	46
合計	285	64	39	21	15	12	11	447



また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

#### 4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

##### (1) 酸素濃度

計算の結果、中央制御室空調換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は20.6vol%となり、「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である18vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

##### (2) 二酸化炭素濃度

計算の結果、中央制御室空調換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は0.28vol%となり、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である0.5vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

#### 4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

##### (1) 評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」として、中央制御室空調換気系は、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を浄化した外気を供給することで中央制御室バウンダリ内を正圧化する加圧運転を行うことができる。

中央制御室を正圧化した場合の室内の酸素及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、容積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

##### (2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、設計基準事故時の評価と同様に、表4-36に示すとおり、中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

##### (3) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室空調換気系により中央制御室を正圧化した場合の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下のJ E A C 4 6 2 2 - 2009の中央制御室の平衡状態における二酸化炭素濃度の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

ただし、本評価においては、事故後 2 時間のファンの停止を想定するため、空気流入率ゼロにおける 2 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V} \dots \dots \dots (4. 22)$$

ここで、

- C : 2 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)
- M : 室内二酸化炭素発生量 (m<sup>3</sup>/h)
- V : 中央制御室バウンダリ体積 (m<sup>3</sup>)
- C<sub>0</sub> : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)

M, C<sub>0</sub>, Cについては、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。  
また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

事故後 2 時間以降は、ファンの運転による空気の供給を想定するため、以下の計算式により酸素及び二酸化炭素濃度を計算する。

$$C_\infty = C_0 + \frac{M}{L} \dots \dots \dots (4. 23)$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m<sup>3</sup>/h)
- C<sub>∞</sub> : 平衡状態における二酸化炭素濃度 (vol%)
- C<sub>0</sub> : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)
- L : 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量 (m<sup>3</sup>/h)

M, C<sub>∞</sub>, C<sub>0</sub>については、酸素のとき、二酸化炭素を酸素に置き換える。  
また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

a. 中央制御室バウンダリ内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気的设计最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大約 5.2m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\ &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4.24) \\ &= (1.335 - 1.127) \times 5.2 \\ &= 1.09 (\text{kg/m}^3) \\ &\rightarrow 1.09 \times 9.8 \\ &\approx 11 (\text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 11Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa [gage] に設定する。

(b) 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量

中央制御室バウンダリ内を正圧化するために必要な空気供給量は、中央制御室気密性能試験結果 (17160m<sup>3</sup>/h) に基づき、17500m<sup>3</sup>/h に設定するとともに、17160m<sup>3</sup>/h の流量を流した場合、目標圧力に達し、正圧維持を可能とする設計とする。

4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の酸素濃度は、20.9vol% となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室空調換気系加圧運転時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.9vol% となり、「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である 18vol% 以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の二酸化炭素濃度は、0.04vol% となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室空調換気系加圧運転時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.04vol% となり、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol% 以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。



#### 4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

##### (1) 評価の概要

中央制御室空気供給系による正圧化を実施した場合において、中央制御室待避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濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、容積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室空気供給系の使用時における中央制御室待避室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

##### (2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表 4-36 に示すとおり、中央制御室待避室で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室空気供給系による正圧化は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり、中央制御室空気供給系による正圧化時は、中央制御室待避室内を密閉するという限られた環境である。このため、中央制御室空気供給系使用時の酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度は、限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容基準（19vol%以上及び1vol%以下）を準拠する。

##### (3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を正圧化し、中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表 4-38 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント系使用開始から 10 時間まで中央制御室空気供給系にて正圧化した中央制御室待避室内に滞在することとしているため、正圧化時間は 10 時間とする。

10 時間連続で中央制御室空気供給系にて正圧化する場合において、中央制御室待避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足する必要がある。

##### a. 中央制御室待避室内の正圧維持

###### (a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さが約 2.5m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\ &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4. 25) \\ &= (1.335 - 1.127) \times 2.5 \\ &= 0.52 (\text{kg/m}^2) \\ &\rightarrow 0.52 \times 9.8 \\ &\doteq 6 (\text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約 6Pa であるが，余裕を見込み，目標圧力は 10Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内に供給する換気量は，次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量である 11.4m<sup>3</sup>/h に設定するとともに，11.4m<sup>3</sup>/h の流量を流した場合，目標圧力に達し，正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots\dots\dots (4. 26)$$

ここで，

Q : 必要換気流量(m<sup>3</sup>/h)

k : 酸素消費量(m<sup>3</sup>/h)

P<sub>1</sub> : 初期酸素濃度(-)

P<sub>0</sub> : 許容酸素濃度(-)

計算の結果，必要な最低換気流量は 5.6m<sup>3</sup>/h となる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots\dots\dots (4. 27)$$

ここで，

L : 必要換気流量(m<sup>3</sup>/h)

M : 二酸化炭素発生量(m<sup>3</sup>/h)

C : 許容二酸化炭素濃度(-)

C<sub>0</sub> : 初期二酸化炭素濃度(-)

計算の結果、必要な最低換気流量は 11.4m<sup>3</sup>/h となる。

(4) 中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室空気供給系使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、J E A C 4 6 2 2-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式 (4. 26) を展開した式 (4. 27) により計算する。

$$\begin{aligned} V \frac{dC}{dt} &= C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \dots \dots \dots (4. 28) \\ &= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M \\ &= (C_0 - C) \cdot L + M \end{aligned}$$

$$C = - \left( C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{-\frac{L}{V}t} + C_0 + \frac{M}{L} \quad \dots \dots \dots (4. 29)$$

ここで、

- M : 室内酸素消費量(m<sup>3</sup>/h)
- V : 室内体積(m<sup>3</sup>)
- C : 室内空気酸素濃度(-)
- C<sub>0</sub> : 外気又は空気ポンベの酸素濃度(-)
- C' : 空気ポンベに切り替えた際の酸素濃度(-)
- N : 空気流入率(回/h)
- L : 換気量(= N × V) (m<sup>3</sup>/h)
- t : 時間(h)

M, C, C<sub>0</sub>, C' については、二酸化炭素のとき、酸素を二酸化炭素に置き換える。  
また、Mは酸素の場合、負の値となり、二酸化炭素の場合は、二酸化炭素発生量と置き換える。

4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

中央制御室空気供給系の流量を 11.4m<sup>3</sup>/h とすれば、中央制御室空気供給系による正圧化 10 時間後の酸素濃度は 20.0vol%，二酸化炭素濃度は 0.99vol% となり、中央制御室待避室内の正圧維持並びに「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である 19vol% 以上及び 1vol% 以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンベ本数

4.2.5 節の炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針より，必要な空気ポンペ本数は，1 本当たりの空気容量が  $9.8\text{m}^3$  のもので，使用量を  $8.0\text{m}^3$ /本とした場合，約 15 本程度となる。なお，中央制御室待避室内を正圧化するために必要な容量を確保するだけでなく，故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

#### 4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果，それぞれ判断基準を満足していることから，中央制御室の居住性を確保できると評価する。

## 5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し、伝熱理論に基づいた解析手法により評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

### 5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価

#### 5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が考えられる。このうち、中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はクラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が支配的であることから、熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室待避室遮蔽を代表させる。

なお、評価対象は、遮蔽性能維持の観点で温度制限値が厳しいコンクリートで代表する。

#### 5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め、温度上昇を次式から算出する。

入射線量、ガンマ線発熱量及び温度上昇を表5-1及び表5-2に示す。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho)$$

$\Delta T$  : 温度上昇(°C)

$Q$  : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm<sup>3</sup>)

$c$  : コンクリートの比熱(1.05(kJ/(kg・°C))\*)

$\rho$  : コンクリートの密度(2.1(g/cm<sup>3</sup>))

注記\* : 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

### 5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価

#### 5.2.1 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法

原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽に入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建物(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定した原子炉二次遮蔽への入射線

量を代表して評価する。評価結果を基に、原子炉二次遮蔽への入射線量を 470Gy/7 日間と設定する。

#### 5.2.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量 (470Gy/7 日間) から、原子炉二次遮蔽表面の 7 日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約  $1.0 \times 10^{-3} \text{kJ/cm}^3$  となり、これによる温度上昇は、「5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

#### 5.3 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽で  $0.01^\circ\text{C}$  以下、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽で約  $0.5^\circ\text{C}$  となり「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977 年, 日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値 (内部最高温度  $177^\circ\text{C}$  / 周辺最高温度  $149^\circ\text{C}$ ) 以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表 4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法（内規） に基づき設定	被ばく評価手法（内規） 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とす る。
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	解釈 第 74 条 1 b) ④ 判断 基準は、運転員の実効線 量が 7 日間で 100mSv を 超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）  外部電源喪失を考慮する	設置許可を受けた際の評 価結果を参考に、それら の設計基準事故の中から 放射性物質の放出の拡大 の可能性のある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「原子炉 冷却材喪失」を、原子炉 格納容器外放出に係る事 故は「主蒸気管破断」を 選定し、これらの事故に ついて放射性物質の放出 量がより多くなる仮想事 故相当のソースタームを 想定。 大気中への放射性物質の 放出量の観点から、外部 電源がない場合の方がよ り厳しい。	被ばく評価手法（内規） 4.1 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 方の事故で包含できる場 合は、いずれかで代表し てもよい。  4.1.2(5) 事象発生と同 時に、外部電源は喪失す ると仮定する。
	[設計基準事故時] 主蒸気管破断 （仮想事故相当）  外部電源喪失を考慮する		
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 大破断 LOCA 時に非 常用炉心冷却系の機能及 び全交流電力電源の喪失 を考慮する。	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 結果を厳しくする観点か ら、残留熱代替除去系を 使用せず、原子炉格納容 器ベントを実施した場合 を想定する。	解釈 1 b) ① 設置許可基準規 則解釈第 37 条の想定す る原子炉格納容器破損モ ードのうち、原子炉制御 室の運転員の被ばくの観 点から結果が最も厳しく なる事故収束に成功した 事故シーケンスを想定す ること。

表 4-2 炉心内蓄積量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2,540MWt (100%(2,436MWt)× 1.05)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2,436MWt</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 4.1.1(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。</p> <p>審査ガイド 4.3.(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1.(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 原子炉運転時間：2000日 サイクル数(バッチ数) ：5</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：10000h 2サイクル：20000h 3サイクル：30000h 4サイクル：40000h 5サイクル：50000h</p>	<p>[設計基準事故時] 炉内への放射能蓄積が平衡に達する時間に十分な余裕を見て設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル13か月(395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 解析4.1「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。</p>
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：0.229(200本) 2サイクル：0.229(200本) 3サイクル：0.229(200本) 4サイクル：0.229(200本) 5サイクル：0.084(72本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	—



表 4-3 炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 $2.4 \times 10^{19}$
よう素	約 $2.3 \times 10^{19}$

表 4-4 追加放出量（主蒸気管破断）（設計基準事故時）

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 $1.5 \times 10^{15}$
ハロゲン等	約 $1.1 \times 10^{15}$

表 4-5 炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$
C s 類	約 $8.3 \times 10^{17}$
T e 類	約 $5.9 \times 10^{18}$
B a 類	約 $1.8 \times 10^{19}$
R u 類	約 $1.8 \times 10^{19}$
C e 類	約 $5.5 \times 10^{19}$
L a 類	約 $4.1 \times 10^{19}$

表 4-6 大気拡散評価条件 (1/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	<p>気象指針を参考として、放射性雲は風下に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、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を適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</p>
気象資料	<p>島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1~2009.12)</p> <p>(地上風を代表する地上20m(標高28.5m)の気象データ)</p>	<p>建物影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上20m(標高28.5m)の気象データを使用</p> <p>過去10年間の気象状態と比較して異常がなく、気象データの代表性が確認された2009年1月~2009年12月の1年間の気象データを使用</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度の観測項目を、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。</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、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>審査ガイド 4.2(2)a. ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (2/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が 97% に当たる値を設定	<p>被ばく評価手法 (内規) 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する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)c. ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。</p>
建物影響	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(1)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>審査ガイド 4.2(2)a. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (3/7)

項目	評価条件	選定理由	備考													
<p>巻き込みを生じる代表建物</p>	<p>原子炉建物</p>	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物として選定 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)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。 5.1.2(3)a)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対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1129 1088 1433 1451"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <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> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2(2)b. ・巻き込みを生じる代表建屋 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、コントロール建屋及び燃料取扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</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														

表 4-6 大気拡散評価条件 (4/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
放射性物質濃度の評価点*	<p>○設計基準事故  <b>【中央制御室内】</b>                      中央制御室中心                      中央制御室空調換気系取入口</p> <p><b>【入退域時】</b>                      1号機タービン建物入口</p> <p>○炉心の著しい損傷が発生した場合  <b>【中央制御室内】</b>                      中央制御室中心                      中央制御室空調換気系取入口</p> <p><b>【入退域時】</b>                      2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口</p>	<p><b>【中央制御室内】</b>                      中央制御室内の放射性物質濃度評価においては、換気設備による外気取入れ運転を前提とすることから、中央制御室空調換気系取入口を代表点として設定</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく評価においては、中央制御室が属する建物の屋上面を代表面として選定し、建物の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建物表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p><b>【入退域時】</b>                      入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)  <b>【中央制御室内】</b>                      5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心を評価点とするのは妥当である。</p> <p><b>【入退域時】</b>                      7.5.1(5)a)、7.5.2(5)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。                      7.5.1(5)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。</p> <p>審査ガイド  <b>【中央制御室内】</b>                      4.2(2)b.                      放射性物質濃度の評価点                      3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p><b>【入退域時】</b>                      —</p>

注記\* : 評価点高さは、放出源高さと同じとする。

表 4-6 大気拡散評価条件 (5/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	<p><b>【設計基準事故時】</b>                      (原子炉冷却材喪失)                      中央制御室中心                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE, S, SSW                      (9 方位)                      中央制御室空調換気系外                      気取入口                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE, S, SSW                      (9 方位)                      1号機タービン建物入口                      ENE, E, ESE, SE                      (4 方位)                      (主蒸気管破断)                      中央制御室中心                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE                      (6 方位)                      中央制御室空調換気系外                      気取入口                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE                      (7 方位)                      1号機タービン建物入口                      ENE, E, ESE                      (3 方位)</p> <p><b>【炉心の著しい損傷が発生した場合】</b>                      (原子炉建物漏えい)                      中央制御室中心                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE                      (6 方位)                      中央制御室空調換気系外                      気取入口                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE                      (7 方位)                      2号機原子炉建物原子炉                      補機冷却系熱交換器室入                      口                      SSW, SW, WSW, W, WNW, NW,                      NNW, N, NNE                      (9 方位)</p>	<p>原子炉建物の建物後流での巻き込みが生じる条件としては、放出点と巻き込みが生じる建物及び評価点との位置関係について、次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物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。                      (a) 放出源の高さが建物の高さの2.5倍に満たない場合                      (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合                      (c) 評価点が巻き込みを生じる建物の風下側にある場合</p> <p>建物風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定                      i) 放出点が評価点の風上にあること                      ii) 放出点から放出された放射性物質が、建物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                      iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)                      5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド                      4.2(2)a.                      原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (6/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	<p>(排気筒 (非常用ガス処理系用) )                      中央制御室中心                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE, S, SSW                      (9 方位)</p> <p>中央制御室空調換気系外                      気取入口                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE, S, SSW                      (9 方位)</p> <p>2号機原子炉建物原子炉                      補機冷却系熱交換器室入                      口                      SSE, S, SSW                      (3 方位)</p> <p>(格納容器フィルタベント                      系からの放出)                      中央制御室中心                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE                      (6 方位)</p> <p>中央制御室空調換気系外                      気取入口                      NNE, NE, ENE, E, ESE, SE,                      SSE                      (7 方位)</p> <p>2号機原子炉建物原子炉                      補機冷却系熱交換器室入                      口                      SW, WSW, W, WNW, NW, NNW,                      N, NNE, NE                      (9 方位)</p>		

表 4-6 大気拡散評価条件 (7/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物投影面積	原子炉建物 2600m <sup>2</sup> タービン建物 2100m <sup>2</sup>	建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積（放出源と評価点の位置関係より対象となる建物の短手方向）をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)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の入力とする。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべ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。  審査ガイド 4.2(2)b. ・建物投影面積 1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべ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。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。  審査ガイド —



表 4-7 運転員交替考慮条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00~21:15
2 直	21:00~8:15

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班	1 直	1 直		2 直	2 直		
B 班		2 直	2 直				1 直
C 班	2 直				1 直	1 直	
D 班			1 直	1 直		2 直	2 直

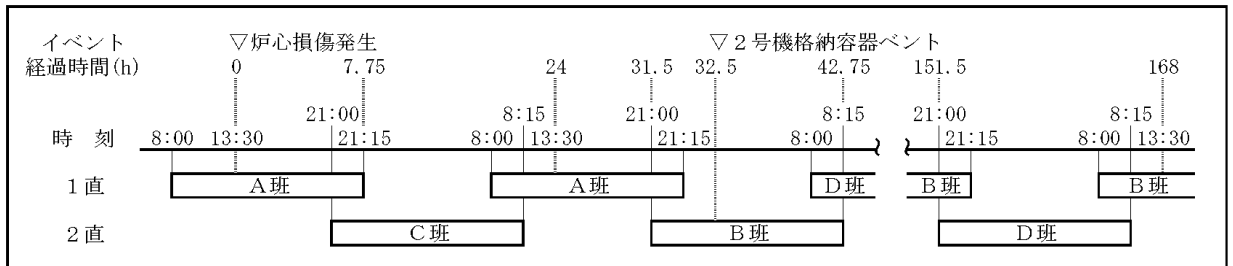


表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 空調換気系 の風量	[設計基準事故] (事故後 0~15 分) 通常運転 外気取入量 (21000m <sup>3</sup> /h) 再循環フィルタ流量 (0m <sup>3</sup> /h)	設計基準事故後、中央 制御室空調換気系設備 による外気連続取り入 れを前提として、さら に、換気設備を通ら ずに直接室内に流入す ることを考慮する。  炉心の著しい損傷が発 生した場合には、中央 制御室バウンダリ内を 正圧に保つ加圧運転モ ードを使用すること で、換気設備を経由し ない空気流入を防止で きる設計としているこ とを考慮する。ただ し、全交流動力電源喪 失により中央制御室空 調換気系が停止してい る期間については換気 設備を通らずに直接室 内に流入することを考 慮する。	被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(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。 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 b) 中央制御室内に直接、流入するこ と 7.3.2(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、隔離のための手動 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。  審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所の建屋の表面空気中から、 次の二つの経路で放射性物質が外気 から取り込まれることを仮定する。 一) 原子炉制御室/緊急時制御室/ 緊急時対策所の非常用換気空調設 備によって室内に取り込まれるこ と (外気取入) 二) 原子炉制御室/緊急時制御室/ 緊急時対策所内に直接流入するこ と (空気流入) ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所内への外気取入による 放射性物質の取り込みについて は、非常用換気空調設備の設計及 び運転条件に従って計算する。
	(事故後 15 分~) 外気連続少量取入 外気取入量 (3500m <sup>3</sup> /h) 再循環フィルタ流量 (32000m <sup>3</sup> /h)		
	[炉心の著しい損傷が 発生した場合] (事故後 0~2 時間) 停止 外気取入量 (0m <sup>3</sup> /h) 再循環フィルタ流量 (0m <sup>3</sup> /h)		
	(事故時 2~32.3 時間) 加圧運転 外気取入量 (17500m <sup>3</sup> /h) 再循環フィルタ流量 (32000m <sup>3</sup> /h)		
	(事故後 32.3~42.5 時 間)		
	系統隔離運転 外気取入量 (0m <sup>3</sup> /h) 再循環フィルタ流量 (32000m <sup>3</sup> /h)		
	(事故後 42.5 時間~) 加圧運転 外気取入量 (17500m <sup>3</sup> /h)		
	再循環フィルタ流量 (32000m <sup>3</sup> /h)		

S2 補 VI-1-7-3 R0

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 バウンダリ 体積	<p>[設計基準事故時] 18000m<sup>3</sup></p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 17150m<sup>3</sup></p>	<p>[設計基準事故時] 設計値(中央制御室換 気空調設備の処理対象 エリアの合計値)を基 に設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 設計値を使用</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 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 の放射能濃度を求める。 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) とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所内に取り込まれる放射 性物質の空気流入量は, 空気流入 率及び原子炉制御室/緊急時制御 /緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。</p>

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	中央制御室：2440m <sup>3</sup> 中央制御室待避室：30m <sup>3</sup>	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 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）とする。 7.3.4(3)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。  審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室空調換気系チャコールフィルタによる除去効率	95%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(3) 中央制御室空調換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。  審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 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求める。  審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタのフィルタ流量	32000m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 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求める。  審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選 定 理 由	備 考
空気流入率	<p>[設計基準事故] 0.5 回/h (9000m<sup>3</sup>/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 0.5 回/h (8575m<sup>3</sup>/h)</p>	<p>空気流入率測定試験結果 (0.082 回/h) を基に、保守的に値を設定 空気流入率試験については別添 1 参照</p> <p>なお、中央制御室を正圧化している期間は、空気流入はないものとする。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>2. 定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) を乗じたものである。</p> <p>7.3 (1) 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率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p>

表 4-9 線量計算条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	ICRP Publication 71*1 に基づく	
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71*1, 72*2 に基づく	—

注記\*1 : ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

\*2 : ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

表 4-9 線量計算条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針* <sup>1</sup> 及び ICRP Publication 71* <sup>2</sup> に 基づく	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(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。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ $H_I$ : よう素の吸入摂取の内部被 ばくによる実効線量(Sv) $R$ : 呼吸率 (成人活動時) (m <sup>3</sup> /s) $H_\infty$ : よう素 (I-131) 吸入摂 取時の成人の実効線量へ の換算係数(Sv/Bq) $C_I(t)$ : 時刻 t における中央制御 室内の放射能濃度 (I- 131 等価量) (Bq/m <sup>3</sup> ) $T$ : 計算期間 (30 日間) (s)

注記\*1 : 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成 2 年 8 月 30 日 原子力  
安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

\*2 : ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from  
Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

表 4-9 線量計算条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
マスクによる防護係数	<p>[設計基準事故] 考慮しない</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 入退域時：50 中央制御室滞在時：50</p>	<p>設計基準事故時には、保守的にマスクの着用を考慮しない。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においては、性能上期待できる値を考慮する。</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう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>審査ガイド （解釈より抜粋） 第74条（原子炉制御室） ② 運転員はマスク着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p>
安定よう素剤の服用	考慮しない	保守的に考慮しないものとした。	—



表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b) 事故発生後，原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	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%は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% (有機よう素及び希ガスは，沈着効果は無視)	同上	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する。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配係数	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	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 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	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計算する。原子炉格納容器からの漏えい率は，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応じた漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後	通常運転時に作動している原子炉建物の常用換気系は，原子炉水位低（レベル3），格納容器圧力高，原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)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。

表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス処理系の容量	1.0 回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする
非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率	99%	設計値（99.97%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g 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。
原子炉建物内での沈着による除去効果	沈着による除去効果は無視し、崩壊のみを考慮	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)g 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
原子炉格納容器内での放射性物質の自然崩壊	考慮する	漏えいまでの自然崩壊を考慮	—
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する	非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)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%、原子炉建屋でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。
放出位置	排気筒 （非常用ガス処理系用）	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	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、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。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする	運転上許容される最大値として設定	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。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 希ガスについてはハロゲン等の 2 倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	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求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された核分裂生成物の量	追加放出された放射性物質の 1%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	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、追加放出された放射性物質の 1% が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	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。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)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。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f) 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は、2% とする。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
冷却材 流出量	蒸気：11ton 水：16ton	内規に示されたた おりの条件による 事故解析結果	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 定する。 (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。 (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、弁よ る流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源 は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、 長時間、逃がし安全弁の設定圧に 保たれる。
放射性物質の大 気拡散	主蒸気隔離弁閉止前の蒸気 雲の大きさ 半球状雲の体積 ： $2.11 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径：200m 移動速度：1m/s	被ばく評価手法 （内規）に基づき 設定	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。
主蒸気隔離弁の 漏えい率	120%/d （一定）	弁 1 個当たりの漏 えい率（設計漏え い率の上限値 10%/d（1 個あ たり））に 4 倍の余 裕を取り、更に 1 個開を仮定して設 定した値	4.1.2(7)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。
原子炉圧力容器 からサブプレッ ションチェンバへ の換気率	原子炉圧力容器気相 体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気 がサブプレッショ ンチェンバ内のプ ール水中に移行す る割合を等価的に表 した値	4.1.2(7) 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。
タービン建物内 で床・壁等に沈 着する割合	0%	保守的に仮定	—

表 4-12 大気中への放出量評価結果（事故後 30 日間積算）（設計基準事故）

想定事象	核分裂生成物		放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		$2.0 \times 10^{16}$
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換 算)		$6.8 \times 10^{13}$
主蒸気管破断	希ガス (ガンマ線実効エネル ギ 0.5MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	$1.3 \times 10^{13}$
		主蒸気隔離弁 閉止後	$2.0 \times 10^{13}$
	よう素 (I-131 等価量-成 人実効線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	—
		主蒸気隔離弁 閉止後	$4.6 \times 10^{11}$

表 4-13 大気拡散評価条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24 時間 よう素：24 時間</p> <p>【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1 時間 よう素：1 時間</p>	事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に基づき設定	解説 5.13(3) 実効放出継続時間 (T) は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。実効放出継続時間が 8 時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。
放出源及び放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 放出源：排気筒（非常用ガス処理系用） 放出源高さ：110m</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 放出源高さ：0m</p>	<p>原子炉冷却材喪失は、排気筒（非常用ガス処理系用）から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定</p> <p>なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)j 原子炉格納容器から原子炉建屋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、排気筒を經由して環境に放出されるとする。</p> <p>【主蒸気管破断】 4.1.2(2)g 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>
大気拡散評価地点及び評価距離	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：160m 1号機タービン建物入口 評価距離：255m</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：90m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：75m 1号機タービン建物入口 評価距離：180m</p>	放出源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として設定	—

表 4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果\* (原子炉冷却材喪失) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	180	—	$2.6 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換 気系外気取入口	160	$3.0 \times 10^{-4}$	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	255	$1.8 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^{-18}$

注記\*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を切り上げ）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-15 相対濃度及び相対線量の評価結果\* (主蒸気管破断) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	90	—	$5.2 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換 気系外気取入口	75	$1.3 \times 10^{-3}$	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	180	$5.0 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-18}$

注記\*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を切り上げ）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-16 運転員交替考慮条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室 滞在時間割合	0.25	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	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日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.010417	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定 敷地境界から1号機タービン建物入口までの移動を考慮して、建物入口に15分間とどまるものとして評価	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する。 7.4.1(1)e)1) 管理建屋の入り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。



表 4-17 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建物内の放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度（30日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$9.2 \times 10^{16}$	22	1.5	$3.8 \times 10^{19}$
2	0.02	$1.7 \times 10^{15}$	23	1.66	$4.2 \times 10^{18}$
3	0.03	$5.3 \times 10^{17}$	24	2.0	$8.4 \times 10^{18}$
4	0.045	$7.4 \times 10^{14}$	25	2.5	$2.3 \times 10^{19}$
5	0.06	0.0	26	3.0	$7.9 \times 10^{17}$
6	0.07	0.0	27	3.5	$2.2 \times 10^{16}$
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	$4.6 \times 10^{21}$	29	4.5	0.0
9	0.15	$9.2 \times 10^{17}$	30	5.0	0.0
10	0.2	$3.7 \times 10^{19}$	31	5.5	0.0
11	0.3	$3.9 \times 10^{20}$	32	6.0	0.0
12	0.4	$4.3 \times 10^{20}$	33	6.5	0.0
13	0.45	$1.0 \times 10^{19}$	34	7.0	0.0
14	0.51	$2.1 \times 10^{19}$	35	7.5	0.0
15	0.512	$1.5 \times 10^{18}$	36	8.0	0.0
16	0.6	$1.4 \times 10^{20}$	37	10.0	0.0
17	0.7	$4.6 \times 10^{20}$	38	12.0	0.0
18	0.8	$2.9 \times 10^{20}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.1 \times 10^{20}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$4.7 \times 10^{19}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$3.8 \times 10^{16}$	42	50.0	0.0

表 4-18 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建物内の放射性物質からのエネルギー群別  
ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$1.5 \times 10^{14}$	22	1.5	$3.6 \times 10^{15}$
2	0.02	$1.4 \times 10^{13}$	23	1.66	$5.2 \times 10^{15}$
3	0.03	$6.1 \times 10^{14}$	24	2.0	$5.7 \times 10^{15}$
4	0.045	$1.5 \times 10^{16}$	25	2.5	$2.1 \times 10^{16}$
5	0.06	0.0	26	3.0	$1.5 \times 10^{15}$
6	0.07	0.0	27	3.5	$6.8 \times 10^{13}$
7	0.075	0.0	28	4.0	$2.0 \times 10^{13}$
8	0.1	$9.4 \times 10^{17}$	29	4.5	$7.4 \times 10^{11}$
9	0.15	$1.2 \times 10^{16}$	30	5.0	0.0
10	0.2	$2.6 \times 10^{17}$	31	5.5	0.0
11	0.3	$2.0 \times 10^{17}$	32	6.0	0.0
12	0.4	$3.9 \times 10^{17}$	33	6.5	0.0
13	0.45	$8.2 \times 10^{15}$	34	7.0	0.0
14	0.51	$2.4 \times 10^{15}$	35	7.5	0.0
15	0.512	$1.1 \times 10^{15}$	36	8.0	0.0
16	0.6	$6.3 \times 10^{16}$	37	10.0	0.0
17	0.7	$4.6 \times 10^{16}$	38	12.0	0.0
18	0.8	$4.8 \times 10^{16}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.9 \times 10^{16}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$1.9 \times 10^{16}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$8.5 \times 10^{13}$	42	50.0	0.0

表 4-19 中央制御室空調換気系等条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常時運転モードへの切替時間	15分	運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分見込んだ後に、系統隔離運転に切り替わるものとして設定	7.3.2(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。

表 4-20 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における  
中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		原子炉冷却材喪失（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設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	—	$8.3 \times 10^{-4}$	$8.3 \times 10^{-4}$
	② 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での被ばく	—	$5.1 \times 10^{-1}$	$5.1 \times 10^{-1}$
	③ 室内に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	$7.9 \times 10^0$	$1.8 \times 10^0$	$9.7 \times 10^0$
	小計（①+②+③）	$7.9 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$1.0 \times 10^1$
入退域時	④ 原子炉施設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	—	$7.5 \times 10^{-2}$	$7.5 \times 10^{-2}$
	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	$8.5 \times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^0$
	小計（④+⑤）	$8.5 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		$8.7 \times 10^0$	$2.8 \times 10^0$	$1.2 \times 10^1$

表 4-21 主蒸気管破断（仮想事故）時における  
中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		主蒸気管破断（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設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	—	$4.7 \times 10^{-5}$	$4.7 \times 10^{-5}$
	② 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での被ばく	—	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$
	③ 室内に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	$3.9 \times 10^{-1}$	$9.0 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-1}$
	小計（①+②+③）	$3.9 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-1}$
入退域時	④ 原子炉施設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	—	$1.8 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-4}$
	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	$1.6 \times 10^{-2}$	$5.2 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-2}$
	小計（④+⑤）	$1.6 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-2}$
合計（①+②+③+④+⑤）		$4.0 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-1}$

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
発災 プラント	島根原子力発電所第2号機	単独号機発災を想定	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定）	審査ガイドに示されたとおり、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シナリオとして設定	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオ（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MW	定格熱出力	—
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度	—
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間（約417日）	1サイクル13か月（395日）を考慮して設定	—
取替炉心の 装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
炉心内蔵量	希ガス類 : $1.6 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : $2.1 \times 10^{19}$ Bq Cs類 : $8.3 \times 10^{17}$ Bq Te類 : $5.9 \times 10^{18}$ Bq Ba類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ru類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ce類 : $5.5 \times 10^{19}$ Bq La類 : $4.1 \times 10^{19}$ Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種ごとに集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」× 「2,436MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は、BWR共通条件として、島根2号機と同じ装荷燃料（A型）、運転時間（10000時間）で算出したABWRのサイクル末期の値を使用）	4.3.(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、Cs類、Te類、Ba類、Ru類、Ce類及びLa類を考慮する。
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約0.08時間後から漏えい）  格納容器ベント： 事故発生から約32.5時間後  原子炉建物からの漏えい： 事故発生直後  非常用ガス処理系による放出： 事故発生から70分後	原子炉格納容器漏えい： MAAP解析に基づく。  格納容器ベント： MAAP解析に基づく  原子炉建物からの漏えい： MAAP解析に基づく。  非常用ガス処理系による放出： 非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間を基に設定	4.3.(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（3/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	原子炉格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1.195*1 に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	MAAP 解析にて以下のように開口面積を格納容器圧力の範囲で設定し、設定した開口面積と格納容器圧力に応じた漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/d 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/d に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9pd で 0.5%/d）及び AEC の式等に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率（無機よう素）	事故発生 0～12 時間後： 0.5%/d 一定 12～168 時間後： 1.3%/d 一定	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9pd で 0.5%/d）及び AEC の式等に基づき設定（格納容器圧力が最初に 0.9Pd に達した以降は、1.3%/d の漏えい率を設定）	



表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（4/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP解析に基づく（沈着，サプレッションチェンバのプール水でのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAPのFP挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： $9 \times 10^{-4}$ (1/s) （原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで）	CSE実験 <sup>*2</sup> 及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*3</sup> に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果：5	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*4</sup> に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（5/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合	希ガス類 : $4.2 \times 10^{-3}$ よう素類 : $2.8 \times 10^{-4}$ Cs類 : $4.2 \times 10^{-6}$ Te類 : $8.5 \times 10^{-7}$ Ba類 : $3.4 \times 10^{-7}$ Ru類 : $4.2 \times 10^{-8}$ La類 : $3.4 \times 10^{-9}$ Ce類 : $8.5 \times 10^{-9}$	MAA P解析結果及び NUREG-1465 <sup>*5</sup> の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス : 1 粒子状物質 : 10 無機よう素 : 1 有機よう素 : 1	粒子状物質に対して、格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮 <sup>*6</sup>	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（6/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建物から大気への漏えい率（原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間以外）	無限大 回/日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—
原子炉建物から大気への放出率 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間）	非常用ガス処理系の定格風量 <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h による換気率（約 1(回/日)）により排気筒（非常用ガス処理系用）から屋外に放出	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間	非常用ガス処理系起動時間：事故発生から 60 分後  原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間：事故発生から 70 分後	起動操作時間（60 分）＋負圧達成時間（10 分）（起動に伴い原子炉建物は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	
運転時間	事故発生から 70 分後～168 時間後	運用を基に設定	
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建物の急激な圧力上昇等による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放がないため。	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（7/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器フィルタベント系への放出割合	希ガス類 : $9.0 \times 10^{-1}$ よう素類 : $3.3 \times 10^{-2}$ Cs類 : $6.8 \times 10^{-6}$ Te類 : $1.4 \times 10^{-6}$ Ba類 : $5.4 \times 10^{-7}$ Ru類 : $6.8 \times 10^{-8}$ La類 : $5.4 \times 10^{-9}$ Ce類 : $1.4 \times 10^{-8}$	MAAP解析結果及び NUREG-1465 <sup>*5</sup> の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器フィルタベント系の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈) 第74条（原子炉制御室） 1 b)④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

注記\*1 : R. G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

\*2 : R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. MCCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

\*3 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

\*4 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

\*5 : NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

\*6 : 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019年12月

表 4-23 大気中への放出量評価結果（事故後 7 日間積算）  
 （炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種類	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値)	
	格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 $5.1 \times 10^{18}$	約 $2.3 \times 10^{16}$
よう素類	約 $4.2 \times 10^{15}$	約 $1.9 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $5.5 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Te 類	約 $4.4 \times 10^9$	約 $3.2 \times 10^{12}$
Ba 類	約 $3.8 \times 10^9$	約 $3.1 \times 10^{12}$
Ru 類	約 $8.4 \times 10^8$	約 $5.5 \times 10^{11}$
Ce 類	約 $5.3 \times 10^8$	約 $3.4 \times 10^{11}$
La 類	約 $1.2 \times 10^8$	約 $9.1 \times 10^{10}$

表 4-24 大気拡散評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	原子炉建物漏えい時 1時間 排気筒（非常用ガス処理系 用）放出時 30時間 格納容器フィルタベント系排 気管放出時 1時間	大気への放出量 評価結果より、 7日間の放射性 物質の全放出量 を1時間当たり の最大放出量で 除した値として 設定	4.2(2)c. ・相対濃度は、短時間放出又は長 時間放出に応じて、毎時刻の気象 項目と実効的な放出継続時間を基 に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	原子炉建物漏えい（地上放 出） 地上：0m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出 地上：110m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出 地上：50m	格納容器フィル タベント系排気 管及び排気筒 （非常用ガス処 理系用）からの 放出は、実際の 高さを設定。原 子炉建物からの 漏えいは、保守 的に地上放出と して設定。 放出エネルギーに よる影響は考慮 しない。	4.3(4)b. 放出源高さは、 4.1(2)a. で選定した事故シーケ ンスに応じて放出口からの放出を仮 定する。4.1(2)a. で選定した事故 シーケンスのソースターム解析結 果を基に放出エネルギーを考慮して もよい。
大気拡散評価地 点及び評価距離	原子炉建物漏えい 中央制御室中心 評価距離：100m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：85m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：45m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：160m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：80m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出 中央制御室中心 評価距離：115m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：100m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：55m	放出源から評価 点までの距離 は、保守的な評 価となるように 水平距離として 設定。	—

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果（炉心の著しい損傷が発生した場合）

放出源	評価点	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉建物中心	中央制御室中心	$1.1 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換気系外気取入口	$1.2 \times 10^{-3}$	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	$1.6 \times 10^{-3}$	$6.0 \times 10^{-18}$
排気筒（非常用ガス処理系用）	中央制御室中心	$2.8 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換気系外気取入口	$2.9 \times 10^{-4}$	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	$1.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-18}$
格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室中心	$4.9 \times 10^{-4}$	$5.1 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換気系外気取入口	$5.9 \times 10^{-4}$	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$

表 4-26 直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線評価用線源強度 (室内作業時)

群	エネルギー (keV)	ガンマ線標準線源強度 (-)																				
		1日			2日			3日			4日			5日			6日			7日		
		A班	C班	B班	A班	B班	D班	B班	D班	C班	A班	D班	B班	D班	C班	A班	D班	C班	A班	D班	B班	B班
1	0.01	9.7×10 <sup>17</sup>	2.6×10 <sup>18</sup>	6.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>19</sup>	1.3×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>19</sup>	2.4×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>19</sup>	4.2×10 <sup>19</sup>	5.5×10 <sup>19</sup>	66.50 h	79.50 h	90.50 h	103.50 h	114.50 h	127.50 h	138.50 h	151.50 h	162.50 h
2	0.02	1.1×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>18</sup>	6.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>19</sup>	1.3×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>19</sup>	2.4×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>19</sup>	4.2×10 <sup>19</sup>	5.5×10 <sup>19</sup>	66.75 h	79.75 h	90.75 h	104.75 h	117.75 h	130.75 h	143.75 h	157.75 h	168.00 h
3	0.03	1.1×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>18</sup>	6.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>19</sup>	1.3×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>19</sup>	2.4×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>19</sup>	4.2×10 <sup>19</sup>	5.5×10 <sup>19</sup>	66.75 h	79.75 h	90.75 h	104.75 h	117.75 h	130.75 h	143.75 h	157.75 h	168.00 h
4	0.045	1.1×10 <sup>19</sup>	4.7×10 <sup>19</sup>	1.5×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	3.7×10 <sup>20</sup>	3.2×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.8×10 <sup>20</sup>	1.9×10 <sup>20</sup>	2.0×10 <sup>20</sup>	2.1×10 <sup>20</sup>	2.2×10 <sup>20</sup>	2.3×10 <sup>20</sup>	2.4×10 <sup>20</sup>	2.5×10 <sup>20</sup>	2.6×10 <sup>20</sup>	2.7×10 <sup>20</sup>	2.8×10 <sup>20</sup>	2.9×10 <sup>20</sup>	3.0×10 <sup>20</sup>	3.1×10 <sup>20</sup>
5	0.06	6.2×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	3.7×10 <sup>20</sup>	3.2×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.8×10 <sup>20</sup>	1.9×10 <sup>20</sup>	2.0×10 <sup>20</sup>	2.1×10 <sup>20</sup>	2.2×10 <sup>20</sup>	2.3×10 <sup>20</sup>	2.4×10 <sup>20</sup>	2.5×10 <sup>20</sup>	2.6×10 <sup>20</sup>	2.7×10 <sup>20</sup>	2.8×10 <sup>20</sup>	2.9×10 <sup>20</sup>	3.0×10 <sup>20</sup>	3.1×10 <sup>20</sup>	3.2×10 <sup>20</sup>	3.3×10 <sup>20</sup>
6	0.07	4.1×10 <sup>19</sup>	1.1×10 <sup>20</sup>	2.4×10 <sup>20</sup>	2.1×10 <sup>20</sup>	1.1×10 <sup>20</sup>	1.2×10 <sup>20</sup>	1.3×10 <sup>20</sup>	1.4×10 <sup>20</sup>	1.5×10 <sup>20</sup>	1.6×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.8×10 <sup>20</sup>	1.9×10 <sup>20</sup>	2.0×10 <sup>20</sup>	2.1×10 <sup>20</sup>	2.2×10 <sup>20</sup>	2.3×10 <sup>20</sup>	2.4×10 <sup>20</sup>	2.5×10 <sup>20</sup>	2.6×10 <sup>20</sup>	2.7×10 <sup>20</sup>
7	0.075	1.6×10 <sup>18</sup>	6.6×10 <sup>18</sup>	2.1×10 <sup>19</sup>	2.5×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	2.8×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>
8	0.1	7.8×10 <sup>18</sup>	3.3×10 <sup>19</sup>	1.1×10 <sup>20</sup>	1.3×10 <sup>20</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.7×10 <sup>18</sup>
9	0.15	6.8×10 <sup>16</sup>	1.3×10 <sup>17</sup>	2.4×10 <sup>17</sup>	2.0×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>
10	0.2	5.0×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>19</sup>	3.7×10 <sup>19</sup>	2.4×10 <sup>19</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	2.9×10 <sup>19</sup>	8.9×10 <sup>18</sup>
11	0.3	1.0×10 <sup>19</sup>	3.7×10 <sup>19</sup>	7.1×10 <sup>19</sup>	4.7×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	4.4×10 <sup>19</sup>	1.7×10 <sup>20</sup>
12	0.4	1.3×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>18</sup>	7.1×10 <sup>18</sup>	7.1×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	4.8×10 <sup>18</sup>
13	0.45	6.6×10 <sup>17</sup>	1.4×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	3.9×10 <sup>17</sup>	8.5×10 <sup>17</sup>
14	0.51	1.8×10 <sup>16</sup>	4.6×10 <sup>16</sup>	9.8×10 <sup>16</sup>	8.5×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	2.1×10 <sup>16</sup>	5.0×10 <sup>16</sup>
15	0.512	6.1×10 <sup>16</sup>	1.5×10 <sup>17</sup>	3.3×10 <sup>17</sup>	2.8×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	7.2×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>
16	0.6	2.7×10 <sup>18</sup>	6.7×10 <sup>18</sup>	1.4×10 <sup>19</sup>	1.2×10 <sup>19</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	3.2×10 <sup>18</sup>	7.3×10 <sup>18</sup>
17	0.7	3.1×10 <sup>18</sup>	7.7×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>19</sup>	1.4×10 <sup>19</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	3.8×10 <sup>18</sup>	8.5×10 <sup>18</sup>
18	0.8	1.1×10 <sup>18</sup>	2.3×10 <sup>18</sup>	5.8×10 <sup>18</sup>	5.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	1.9×10 <sup>18</sup>	3.5×10 <sup>18</sup>
19	1.0	2.2×10 <sup>16</sup>	4.7×10 <sup>16</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	1.1×10 <sup>17</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	3.2×10 <sup>16</sup>	7.1×10 <sup>16</sup>
20	1.33	1.3×10 <sup>18</sup>	2.1×10 <sup>18</sup>	3.4×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	7.2×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>18</sup>
21	1.34	4.0×10 <sup>16</sup>	6.3×10 <sup>16</sup>	1.0×10 <sup>17</sup>	8.4×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	2.2×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>16</sup>
22	1.5	6.5×10 <sup>17</sup>	1.0×10 <sup>18</sup>	1.7×10 <sup>18</sup>	1.3×10 <sup>18</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	3.5×10 <sup>17</sup>	7.9×10 <sup>17</sup>
23	1.66	2.7×10 <sup>17</sup>	2.7×10 <sup>17</sup>	2.5×10 <sup>17</sup>	1.5×10 <sup>17</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	3.1×10 <sup>16</sup>	7.5×10 <sup>16</sup>
24	2.0	5.7×10 <sup>17</sup>	5.8×10 <sup>17</sup>	5.3×10 <sup>17</sup>	3.1×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	6.6×10 <sup>16</sup>	1.6×10 <sup>17</sup>
25	2.5	1.9×10 <sup>18</sup>	1.4×10 <sup>18</sup>	5.1×10 <sup>17</sup>	2.8×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	7.8×10 <sup>16</sup>	1.7×10 <sup>17</sup>
26	3.0	1.0×10 <sup>17</sup>	2.5×10 <sup>16</sup>	8.9×10 <sup>15</sup>	6.2×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	1.8×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>15</sup>
27	3.5	1.5×10 <sup>15</sup>	1.5×10 <sup>14</sup>	9.4×10 <sup>11</sup>	1.5×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>
28	4.0	1.5×10 <sup>15</sup>	1.5×10 <sup>14</sup>	9.4×10 <sup>11</sup>	1.5×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	6.1×10 <sup>9</sup>	1.0×10 <sup>10</sup>
29	4.5	1.6×10 <sup>14</sup>	3.0×10 <sup>14</sup>	2.3×10 <sup>14</sup>	1.3×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>
30	5.0	1.6×10 <sup>14</sup>	3.0×10 <sup>14</sup>	2.3×10 <sup>14</sup>	1.3×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>
31	5.5	1.6×10 <sup>14</sup>	3.0×10 <sup>14</sup>	2.3×10 <sup>14</sup>	1.3×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	6.4×10 <sup>13</sup>	1.0×10 <sup>14</sup>												



表 4-27 地表面への沈着速度の条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： 4.0×10 <sup>-3</sup> cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針 <sup>*1</sup> を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 <sup>*2</sup> より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322 <sup>*3</sup> より設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

注記\*1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

\*2：J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

\*3：米国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Com Report



表 4-29 中央制御室空調換気系等条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室空調換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流電力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) の空気供給量	事故発生から 0～約 32.25 時間後 : 0m <sup>3</sup> /h 約 32.25～約 42.5 時間後* : 11m <sup>3</sup> /h 約 42.5～168 時間後 : 0m <sup>3</sup> /h	設計値を基に設定。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

注記\* : 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間 (数時間) に余裕を持たせ、中央制御室空気供給系による正圧化時間をベント前 15 分～ベント後 10 時間と設定



表 4-31 グラントシヤインガンマ線評価用線源強度 (入退域時)

日	ガンマ線源線源強度 (cm <sup>2</sup> )													
	1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日	
班	A班	C班	A班	B班	D班	B班	D班	A班	B班	A班	C班	D班	B班	B班
土 木 曜 光 学 研 究 所 (0607)	入域	18.25 h ~ 31.50 h	7.25 h ~ 18.00 h	18.25 h ~ 31.50 h	31.25 h ~ 42.25 h	55.25 h ~ 66.50 h	66.25 h ~ 77.50 h	79.25 h ~ 90.50 h	90.25 h ~ 101.50 h	103.25 h ~ 114.50 h	114.25 h ~ 125.50 h	127.25 h ~ 138.50 h	138.25 h ~ 149.50 h	151.25 h ~ 162.50 h
	退域	7.75 h ~ 18.00 h	18.75 h ~ 29.00 h	31.75 h ~ 43.00 h	42.75 h ~ 54.00 h	55.75 h ~ 67.00 h	66.75 h ~ 78.00 h	77.75 h ~ 89.00 h	88.75 h ~ 100.00 h	99.75 h ~ 111.00 h	110.75 h ~ 122.00 h	121.75 h ~ 133.00 h	132.75 h ~ 144.00 h	143.75 h ~ 155.00 h
1	0.01	2.2×10 <sup>6</sup>	4.0×10 <sup>6</sup>	3.4×10 <sup>6</sup>	4.8×10 <sup>6</sup>	4.2×10 <sup>6</sup>	5.6×10 <sup>6</sup>	4.9×10 <sup>6</sup>	6.3×10 <sup>6</sup>	5.1×10 <sup>6</sup>	6.5×10 <sup>6</sup>	5.4×10 <sup>6</sup>	6.8×10 <sup>6</sup>	5.7×10 <sup>6</sup>
2	0.02	2.4×10 <sup>6</sup>	4.4×10 <sup>6</sup>	3.8×10 <sup>6</sup>	5.3×10 <sup>6</sup>	4.6×10 <sup>6</sup>	6.1×10 <sup>6</sup>	5.2×10 <sup>6</sup>	6.7×10 <sup>6</sup>	5.6×10 <sup>6</sup>	7.1×10 <sup>6</sup>	6.0×10 <sup>6</sup>	7.5×10 <sup>6</sup>	6.4×10 <sup>6</sup>
3	0.03	4.4×10 <sup>6</sup>	8.7×10 <sup>6</sup>	8.8×10 <sup>6</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	1.2×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>7</sup>	9.3×10 <sup>6</sup>
4	0.045	1.3×10 <sup>6</sup>	2.3×10 <sup>6</sup>	3.0×10 <sup>6</sup>	3.6×10 <sup>6</sup>	3.9×10 <sup>6</sup>	4.5×10 <sup>6</sup>	3.1×10 <sup>6</sup>	3.8×10 <sup>6</sup>	2.7×10 <sup>6</sup>	2.5×10 <sup>6</sup>	2.3×10 <sup>6</sup>	2.8×10 <sup>6</sup>	2.1×10 <sup>6</sup>
5	0.06	6.0×10 <sup>5</sup>	1.1×10 <sup>6</sup>	9.4×10 <sup>5</sup>	1.4×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	1.0×10 <sup>6</sup>	1.4×10 <sup>6</sup>	8.1×10 <sup>5</sup>	6.7×10 <sup>5</sup>	6.1×10 <sup>5</sup>	7.6×10 <sup>5</sup>	5.5×10 <sup>5</sup>
6	0.07	4.0×10 <sup>5</sup>	7.3×10 <sup>5</sup>	6.3×10 <sup>5</sup>	8.2×10 <sup>5</sup>	7.4×10 <sup>5</sup>	9.3×10 <sup>5</sup>	6.0×10 <sup>5</sup>	7.8×10 <sup>5</sup>	4.9×10 <sup>5</sup>	4.5×10 <sup>5</sup>	4.1×10 <sup>5</sup>	5.0×10 <sup>5</sup>	3.7×10 <sup>5</sup>
7	0.075	2.7×10 <sup>5</sup>	5.4×10 <sup>5</sup>	5.9×10 <sup>5</sup>	7.8×10 <sup>5</sup>	9.7×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>6</sup>	9.1×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>6</sup>	8.3×10 <sup>5</sup>	8.0×10 <sup>5</sup>	7.6×10 <sup>5</sup>	9.2×10 <sup>5</sup>	6.9×10 <sup>5</sup>
8	0.1	1.4×10 <sup>6</sup>	2.7×10 <sup>6</sup>	3.9×10 <sup>6</sup>	4.9×10 <sup>6</sup>	4.9×10 <sup>6</sup>	6.4×10 <sup>6</sup>	4.6×10 <sup>6</sup>	5.8×10 <sup>6</sup>	4.2×10 <sup>6</sup>	4.0×10 <sup>6</sup>	3.8×10 <sup>6</sup>	4.6×10 <sup>6</sup>	3.5×10 <sup>6</sup>
9	0.15	7.3×10 <sup>5</sup>	1.4×10 <sup>6</sup>	1.5×10 <sup>6</sup>	1.7×10 <sup>6</sup>	1.5×10 <sup>6</sup>	1.9×10 <sup>6</sup>	1.3×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	1.0×10 <sup>6</sup>	9.2×10 <sup>5</sup>	8.4×10 <sup>5</sup>	1.0×10 <sup>6</sup>	7.5×10 <sup>5</sup>
10	0.2	3.4×10 <sup>6</sup>	6.2×10 <sup>6</sup>	5.5×10 <sup>6</sup>	7.1×10 <sup>6</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	7.9×10 <sup>6</sup>	9.4×10 <sup>6</sup>	6.7×10 <sup>6</sup>	6.4×10 <sup>6</sup>	6.0×10 <sup>6</sup>	7.2×10 <sup>6</sup>	5.3×10 <sup>6</sup>
11	0.3	6.8×10 <sup>6</sup>	1.2×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>7</sup>	1.2×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>
12	0.4	2.7×10 <sup>7</sup>	5.5×10 <sup>7</sup>	5.7×10 <sup>7</sup>	8.4×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	8.7×10 <sup>7</sup>	9.3×10 <sup>7</sup>	8.9×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	7.5×10 <sup>7</sup>
13	0.45	1.4×10 <sup>7</sup>	2.7×10 <sup>7</sup>	2.9×10 <sup>7</sup>	4.2×10 <sup>7</sup>	5.4×10 <sup>7</sup>	6.6×10 <sup>7</sup>	5.3×10 <sup>7</sup>	6.5×10 <sup>7</sup>	4.8×10 <sup>7</sup>	4.6×10 <sup>7</sup>	4.4×10 <sup>7</sup>	5.2×10 <sup>7</sup>	4.1×10 <sup>7</sup>
14	0.51	4.2×10 <sup>7</sup>	8.1×10 <sup>7</sup>	9.6×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>8</sup>	1.8×10 <sup>8</sup>	2.2×10 <sup>8</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>	1.9×10 <sup>8</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>
15	0.52	1.4×10 <sup>6</sup>	2.7×10 <sup>6</sup>	2.5×10 <sup>6</sup>	3.2×10 <sup>6</sup>	3.4×10 <sup>6</sup>	4.1×10 <sup>6</sup>	3.0×10 <sup>6</sup>	3.6×10 <sup>6</sup>	2.5×10 <sup>6</sup>	2.0×10 <sup>6</sup>	1.8×10 <sup>6</sup>	2.2×10 <sup>6</sup>	1.7×10 <sup>6</sup>
16	0.6	6.2×10 <sup>7</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.4×10 <sup>8</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>	1.9×10 <sup>8</sup>	1.5×10 <sup>8</sup>	1.7×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	9.3×10 <sup>7</sup>
17	0.7	7.1×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.5×10 <sup>8</sup>	1.7×10 <sup>8</sup>	2.0×10 <sup>8</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>	1.8×10 <sup>8</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>
18	0.8	2.7×10 <sup>7</sup>	5.2×10 <sup>7</sup>	5.1×10 <sup>7</sup>	6.9×10 <sup>7</sup>	7.9×10 <sup>7</sup>	9.4×10 <sup>7</sup>	7.3×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>7</sup>	6.0×10 <sup>7</sup>	5.9×10 <sup>7</sup>	5.7×10 <sup>7</sup>	6.5×10 <sup>7</sup>	5.0×10 <sup>7</sup>
19	1.0	5.4×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	1.4×10 <sup>8</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>	1.9×10 <sup>8</sup>	1.5×10 <sup>8</sup>	1.7×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>8</sup>	9.3×10 <sup>7</sup>
20	1.33	3.2×10 <sup>7</sup>	6.1×10 <sup>7</sup>	5.1×10 <sup>7</sup>	6.8×10 <sup>7</sup>	7.9×10 <sup>7</sup>	9.3×10 <sup>7</sup>	7.2×10 <sup>7</sup>	8.3×10 <sup>7</sup>	5.6×10 <sup>7</sup>	5.2×10 <sup>7</sup>	5.0×10 <sup>7</sup>	5.7×10 <sup>7</sup>	4.3×10 <sup>7</sup>
21	1.34	9.7×10 <sup>5</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	2.1×10 <sup>6</sup>	2.4×10 <sup>6</sup>	2.8×10 <sup>6</sup>	2.1×10 <sup>6</sup>	2.5×10 <sup>6</sup>	1.7×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>	1.5×10 <sup>6</sup>	1.7×10 <sup>6</sup>	1.3×10 <sup>6</sup>
22	1.5	1.5×10 <sup>7</sup>	2.5×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	2.5×10 <sup>7</sup>	2.9×10 <sup>7</sup>	3.4×10 <sup>7</sup>	2.6×10 <sup>7</sup>	3.1×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>
23	1.66	3.6×10 <sup>6</sup>	5.2×10 <sup>6</sup>	4.8×10 <sup>6</sup>	6.3×10 <sup>6</sup>	7.2×10 <sup>6</sup>	8.4×10 <sup>6</sup>	6.4×10 <sup>6</sup>	7.5×10 <sup>6</sup>	5.1×10 <sup>6</sup>	4.9×10 <sup>6</sup>	4.7×10 <sup>6</sup>	5.3×10 <sup>6</sup>	4.0×10 <sup>6</sup>
24	2.0	7.5×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.5×10 <sup>6</sup>
25	2.5	2.2×10 <sup>6</sup>	3.6×10 <sup>6</sup>	3.6×10 <sup>6</sup>	4.7×10 <sup>6</sup>	5.4×10 <sup>6</sup>	6.3×10 <sup>6</sup>	4.8×10 <sup>6</sup>	5.6×10 <sup>6</sup>	3.9×10 <sup>6</sup>	3.7×10 <sup>6</sup>	3.5×10 <sup>6</sup>	4.0×10 <sup>6</sup>	3.0×10 <sup>6</sup>
26	3.0	2.7×10 <sup>4</sup>	5.4×10 <sup>4</sup>	5.4×10 <sup>4</sup>	7.1×10 <sup>4</sup>	8.1×10 <sup>4</sup>	9.5×10 <sup>4</sup>	7.1×10 <sup>4</sup>	8.2×10 <sup>4</sup>	5.6×10 <sup>4</sup>	5.5×10 <sup>4</sup>	5.3×10 <sup>4</sup>	6.0×10 <sup>4</sup>	4.5×10 <sup>4</sup>
27	3.5	7.4×10 <sup>6</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
28	4.0	7.4×10 <sup>6</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
29	4.5	8.3×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
30	5.0	8.3×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
31	5.5	8.3×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
32	6.0	8.3×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.9×10 <sup>7</sup>	1.4×10 <sup>7</sup>	1.6×10 <sup>7</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	1.0×10 <sup>7</sup>	9.8×10 <sup>6</sup>	1.1×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>6</sup>
33	6.5	9.5×10 <sup>6</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.6×10 <sup>7</sup>	3.0×10 <sup>7</sup>	3.6×10 <sup>7</sup>	2.7×10 <sup>7</sup>	3.2×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.3×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>
34	7.0	9.5×10 <sup>6</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.6×10 <sup>7</sup>	3.0×10 <sup>7</sup>	3.6×10 <sup>7</sup>	2.7×10 <sup>7</sup>	3.2×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.3×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>
35	7.5	9.5×10 <sup>6</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.6×10 <sup>7</sup>	3.0×10 <sup>7</sup>	3.6×10 <sup>7</sup>	2.7×10 <sup>7</sup>	3.2×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.3×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>
36	8.0	9.5×10 <sup>6</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.6×10 <sup>7</sup>	3.0×10 <sup>7</sup>	3.6×10 <sup>7</sup>	2.7×10 <sup>7</sup>	3.2×10 <sup>7</sup>	2.2×10 <sup>7</sup>	2.1×10 <sup>7</sup>	2.0×10 <sup>7</sup>	2.3×10 <sup>7</sup>	1.7×10 <sup>7</sup>
37	10.0	2.9×10 <sup>8</sup>	6.0×10 <sup>8</sup>	6.5×10 <sup>8</sup>	8.6×10 <sup>8</sup>	1.0×10 <sup>9</sup>	1.2×10 <sup>9</sup>	9.1×10 <sup>8</sup>	1.1×10 <sup>9</sup>	7.8×10 <sup>8</sup>	8.3×10 <sup>8</sup>	7.9×10 <sup>8</sup>	9.2×10 <sup>8</sup>	7.0×10 <sup>8</sup>
38	12.0	1.5×10 <sup>8</sup>	3.0×10 <sup>8</sup>	3.1×10 <sup>8</sup>	4.1×10 <sup>8</sup>	4.7×10 <sup>8</sup>	5.6×10 <sup>8</sup>	4.1×10 <sup>8</sup>	4.9×10 <sup>8</sup>	3.4×10 <sup>8</sup>	3.5×10 <sup>8</sup>	3.5×10 <sup>8</sup>	4.0×10 <sup>8</sup>	3.0×10 <sup>8</sup>
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-32 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳  
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）\*1

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計*3
A 班	1 直 12	1 直 9	—	2 直 8	2 直 6	—	—	35
B 班	—	2 直 34	2 直 10	—	—	—	1 直 7*2	51
C 班	2 直 8	—	—	—	1 直 7	1 直 6	—	22
D 班	—	—	1 直 13	1 直 9	—	2 直 5	2 直 4	32

注記\*1：中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

\*2：7日目2直のD班が中央制御室内滞在中に、8日目1直のB班が交替のため入域することから、この班の入域分を7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

\*3：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切上げた値を記載

表 4-33 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳  
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計*2
A 班	1 直 271	1 直 21	—	2 直 9	2 直 7	—	—	309
B 班	—	2 直 44	2 直 14	—	—	—	1 直 7*1	65
C 班	2 直 13	—	—	—	1 直 8	1 直 6	—	28
D 班	—	—	1 直 24	1 直 12	—	2 直 5	2 直 4	46

注記\*1：7日目2直のD班が中央制御室内滞在中に、8日目1直のB班が交替のため入域することから、この班の入域分を7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

\*2：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切上げた値を記載

表 4-34 各班の 7 日間の中央制御室の居住性 (炉心の著しい損傷が発生した場合) に係る被ばく評価結果の内訳 (マスク着用あり)

		実効線量 (mSv)							合計
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等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	2.4×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	5.0×10 <sup>-6</sup>	1.5×10 <sup>-6</sup>			3.5×10 <sup>-4</sup>
		② 放射性雲中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	1.7×10 <sup>-1</sup>	8.3×10 <sup>-2</sup>		5.8×10 <sup>-3</sup>	1.8×10 <sup>-3</sup>		2.6×10 <sup>-1</sup>
		③ 地表面に沈着し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	2.0×10 <sup>-1</sup>	1.4×10 <sup>-1</sup>		2.6×10 <sup>-1</sup>	2.1×10 <sup>-1</sup>		9.1×10 <sup>-1</sup>
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	7.3×10 <sup>0</sup>	7.9×10 <sup>0</sup>		2.1×10 <sup>-1</sup>	7.0×10 <sup>-2</sup>		9.4×10 <sup>0</sup>
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	7.6×10 <sup>0</sup>	2.2×10 <sup>0</sup>		4.7×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>-1</sup>		1.9×10 <sup>1</sup>
		⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.6×10 <sup>-2</sup>	1.4×10 <sup>-1</sup>		8.8×10 <sup>-3</sup>	2.4×10 <sup>-3</sup>		1.9×10 <sup>-1</sup>
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.3×10 <sup>-2</sup>	8.7×10 <sup>-2</sup>		7.3×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>		1.2×10 <sup>-1</sup>
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.9×10 <sup>0</sup>	6.2×10 <sup>0</sup>		7.3×10 <sup>0</sup>	6.1×10 <sup>0</sup>		2.3×10 <sup>1</sup>
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		1.2×10 <sup>1</sup>	8.7×10 <sup>0</sup>	1.7×10 <sup>-5</sup>	7.8×10 <sup>0</sup>	6.3×10 <sup>0</sup>		3.4×10 <sup>1</sup>	
B班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等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	6.7×10 <sup>-5</sup>	4.0×10 <sup>0</sup>	2.0×10 <sup>-2</sup>				8.4×10 <sup>-5</sup>
		② 放射性雲中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	3.1×10 <sup>-1</sup>	3.1×10 <sup>-1</sup>	3.0×10 <sup>-1</sup>				2.5×10 <sup>-1</sup>
		③ 地表面に沈着し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	2.2×10 <sup>1</sup>	6.5×10 <sup>0</sup>	6.5×10 <sup>0</sup>				1.8×10 <sup>2</sup>
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.5×10 <sup>-1</sup>	2.1×10 <sup>1</sup>	7.1×10 <sup>-2</sup>				1.7×10 <sup>0</sup>
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.6×10 <sup>1</sup>	9.7×10 <sup>-1</sup>					2.7×10 <sup>1</sup>
		⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 <sup>-1</sup>	3.2×10 <sup>-2</sup>					3.8×10 <sup>-1</sup>
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	8.8×10 <sup>-2</sup>	2.5×10 <sup>-2</sup>					5.0×10 <sup>-1</sup>
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	7.9×10 <sup>0</sup>	8.7×10 <sup>0</sup>	4.5×10 <sup>-2</sup>				6.6×10 <sup>0</sup>
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		3.4×10 <sup>1</sup>	9.8×10 <sup>0</sup>	9.8×10 <sup>0</sup>				6.8×10 <sup>0</sup>	
C班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等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	1.8×10 <sup>-4</sup>			3.2×10 <sup>-6</sup>	9.5×10 <sup>-7</sup>		1.8×10 <sup>-4</sup>
		② 放射性雲中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	3.9×10 <sup>-2</sup>			3.7×10 <sup>-3</sup>	1.2×10 <sup>-3</sup>		4.4×10 <sup>-2</sup>
		③ 地表面に沈着し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	2.2×10 <sup>-1</sup>			2.8×10 <sup>-1</sup>	2.3×10 <sup>-1</sup>		7.3×10 <sup>-1</sup>
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.4×10 <sup>-1</sup>			1.2×10 <sup>-1</sup>	4.2×10 <sup>-2</sup>		1.0×10 <sup>0</sup>
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	6.6×10 <sup>-1</sup>			1.1×10 <sup>-1</sup>	3.8×10 <sup>-2</sup>		8.1×10 <sup>-1</sup>
		⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.8×10 <sup>-1</sup>			1.3×10 <sup>-2</sup>	4.4×10 <sup>-3</sup>		2.0×10 <sup>-1</sup>
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 <sup>0</sup>			4.1×10 <sup>-1</sup>	2.7×10 <sup>-1</sup>		1.8×10 <sup>0</sup>
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	9.0×10 <sup>-2</sup>			4.8×10 <sup>-3</sup>	1.4×10 <sup>-3</sup>		9.6×10 <sup>-2</sup>
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		5.5×10 <sup>-2</sup>			4.0×10 <sup>-3</sup>	1.2×10 <sup>-3</sup>		6.0×10 <sup>-2</sup>	
D班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等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	7.1×10 <sup>0</sup>			6.7×10 <sup>0</sup>	5.5×10 <sup>0</sup>		1.9×10 <sup>1</sup>
		② 放射性雲中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	5.3×10 <sup>-2</sup>			8.6×10 <sup>-3</sup>	2.9×10 <sup>-3</sup>		6.5×10 <sup>-2</sup>
		③ 地表面に沈着し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	7.3×10 <sup>0</sup>			6.7×10 <sup>0</sup>	5.5×10 <sup>0</sup>		1.9×10 <sup>1</sup>
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.4×10 <sup>0</sup>			7.1×10 <sup>0</sup>	5.8×10 <sup>0</sup>		2.1×10 <sup>1</sup>
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 <sup>-5</sup>			1.1×10 <sup>-5</sup>	4.8×10 <sup>-7</sup>		5.0×10 <sup>-5</sup>
		⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	4.5×10 <sup>-2</sup>			1.3×10 <sup>-2</sup>	1.3×10 <sup>-2</sup>		5.8×10 <sup>-2</sup>
		⑦ 地表面に沈着し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	3.7×10 <sup>-1</sup>			3.3×10 <sup>-1</sup>	1.4×10 <sup>-1</sup>		1.0×10 <sup>0</sup>
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.0×10 <sup>0</sup>			3.0×10 <sup>0</sup>	2.4×10 <sup>-2</sup>		3.4×10 <sup>0</sup>
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		1.1×10 <sup>0</sup>			3.4×10 <sup>0</sup>	2.1×10 <sup>-2</sup>		1.5×10 <sup>0</sup>	

表 4-35 各班の 7 日間の中央制御室の居住性 (炉心の著しい損傷が発生した場合) に係る被ばく評価結果の内訳 (マスク着用なし)

		実効線量 (mSv)							合計
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	中央制御室 潜在時	① 原子炉建屋内等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	2.4×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	5.0×10 <sup>-6</sup>	1.5×10 <sup>-6</sup>			3.5×10 <sup>-4</sup>
		② 放射線雲中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	1.7×10 <sup>-1</sup>	8.3×10 <sup>-2</sup>	5.8×10 <sup>-3</sup>	1.8×10 <sup>-3</sup>			2.6×10 <sup>-1</sup>
		③ 地表面に沈着し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	2.0×10 <sup>-1</sup>	2.4×10 <sup>-1</sup>	2.6×10 <sup>-1</sup>	2.1×10 <sup>-1</sup>			9.1×10 <sup>-1</sup>
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 <sup>2</sup>	8.8×10 <sup>0</sup>	9.9×10 <sup>-1</sup>	3.3×10 <sup>-1</sup>			2.8×10 <sup>2</sup>
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく 小計 (①+②+③+④)	2.7×10 <sup>2</sup>	9.1×10 <sup>0</sup>	1.3×10 <sup>0</sup>	5.5×10 <sup>-1</sup>			2.8×10 <sup>2</sup>
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.3×10 <sup>-2</sup>	8.7×10 <sup>-2</sup>	7.3×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>			1.2×10 <sup>-1</sup>
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 <sup>0</sup>	6.2×10 <sup>0</sup>	7.3×10 <sup>0</sup>	6.1×10 <sup>0</sup>			2.3×10 <sup>1</sup>
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.8×10 <sup>0</sup>	5.4×10 <sup>0</sup>	7.6×10 <sup>-1</sup>	2.5×10 <sup>-1</sup>			7.3×10 <sup>0</sup>
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.7×10 <sup>2</sup>	2.1×10 <sup>1</sup>	9.3×10 <sup>0</sup>	6.9×10 <sup>0</sup>			3.1×10 <sup>1</sup>
		① 原子炉建屋内等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	6.7×10 <sup>-5</sup>	4.0×10 <sup>0</sup>	1.7×10 <sup>-5</sup>				1.9×10 <sup>-7</sup>
B班	中央制御室 潜在時	② 放射線雲中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	3.1×10 <sup>-1</sup>	3.0×10 <sup>-1</sup>	3.0×10 <sup>-1</sup>			4.4×10 <sup>-4</sup>	
		③ 地表面に沈着し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	2.5×10 <sup>1</sup>	3.0×10 <sup>0</sup>	2.5×10 <sup>1</sup>			2.5×10 <sup>-1</sup>	
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	4.4×10 <sup>0</sup>	2.1×10 <sup>1</sup>	7.1×10 <sup>-2</sup>			9.4×10 <sup>-2</sup>	
		小計 (①+②+③+④)	2.9×10 <sup>0</sup>	3.4×10 <sup>0</sup>	3.4×10 <sup>0</sup>			3.3×10 <sup>1</sup>	
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 <sup>-1</sup>	8.8×10 <sup>-2</sup>	3.2×10 <sup>-2</sup>			5.0×10 <sup>-4</sup>	
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	7.9×10 <sup>0</sup>	7.9×10 <sup>0</sup>	8.7×10 <sup>0</sup>			6.6×10 <sup>0</sup>	
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	6.1×10 <sup>0</sup>	2.3×10 <sup>1</sup>	2.3×10 <sup>1</sup>			7.3×10 <sup>-2</sup>	
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	1.4×10 <sup>1</sup>	4.4×10 <sup>1</sup>	1.4×10 <sup>1</sup>			6.6×10 <sup>0</sup>	
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	4.4×10 <sup>1</sup>	4.4×10 <sup>1</sup>	1.4×10 <sup>1</sup>			7.0×10 <sup>0</sup>	
		① 原子炉建屋内等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	1.8×10 <sup>-4</sup>			3.2×10 <sup>-6</sup>	9.5×10 <sup>-7</sup>		1.8×10 <sup>-4</sup>
C班	中央制御室 潜在時	② 放射線雲中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	3.9×10 <sup>-2</sup>	2.2×10 <sup>-1</sup>	2.8×10 <sup>-1</sup>			1.8×10 <sup>-4</sup>	
		③ 地表面に沈着し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	2.2×10 <sup>-1</sup>	2.2×10 <sup>-1</sup>	2.2×10 <sup>-1</sup>			4.4×10 <sup>-2</sup>	
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	3.3×10 <sup>0</sup>	3.2×10 <sup>0</sup>	6.7×10 <sup>-1</sup>			7.3×10 <sup>-1</sup>	
		小計 (①+②+③+④)	3.2×10 <sup>0</sup>	3.6×10 <sup>0</sup>	6.7×10 <sup>-1</sup>			4.2×10 <sup>0</sup>	
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	9.0×10 <sup>-2</sup>	9.0×10 <sup>-2</sup>	4.8×10 <sup>-3</sup>			4.0×10 <sup>0</sup>	
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	5.5×10 <sup>-2</sup>	4.0×10 <sup>-3</sup>	4.0×10 <sup>-3</sup>			6.6×10 <sup>-2</sup>	
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	7.1×10 <sup>0</sup>	6.7×10 <sup>0</sup>	6.7×10 <sup>0</sup>			2.0×10 <sup>-1</sup>	
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	2.7×10 <sup>0</sup>	9.9×10 <sup>0</sup>	4.3×10 <sup>-1</sup>			5.0×10 <sup>0</sup>	
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	1.3×10 <sup>1</sup>	8.1×10 <sup>0</sup>	7.1×10 <sup>0</sup>			6.5×10 <sup>1</sup>	
		① 原子炉建屋内等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	3.9×10 <sup>-5</sup>		3.9×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-5</sup>			1.8×10 <sup>-4</sup>
D班	中央制御室 潜在時	② 放射線雲中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	4.5×10 <sup>-2</sup>	1.3×10 <sup>-2</sup>	4.5×10 <sup>-2</sup>			1.9×10 <sup>-8</sup>	
		③ 地表面に沈着し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	3.7×10 <sup>-1</sup>	3.3×10 <sup>-1</sup>	3.7×10 <sup>-1</sup>			5.8×10 <sup>-2</sup>	
		④ 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 (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	1.0×10 <sup>1</sup>	2.1×10 <sup>0</sup>	1.0×10 <sup>1</sup>			1.3×10 <sup>1</sup>	
		小計 (①+②+③+④)	8.5×10 <sup>0</sup>	2.0×10 <sup>0</sup>	8.5×10 <sup>0</sup>			4.0×10 <sup>-2</sup>	
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 <sup>1</sup>	1.7×10 <sup>0</sup>	1.1×10 <sup>1</sup>			6.2×10 <sup>-4</sup>	
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	6.9×10 <sup>-2</sup>	1.4×10 <sup>-2</sup>	6.9×10 <sup>-2</sup>			1.8×10 <sup>-4</sup>	
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	4.9×10 <sup>0</sup>	8.0×10 <sup>0</sup>	4.9×10 <sup>0</sup>			1.6×10 <sup>-4</sup>	
		⑧ 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 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	1.3×10 <sup>1</sup>	9.4×10 <sup>0</sup>	1.3×10 <sup>1</sup>			2.7×10 <sup>0</sup>	
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.4×10 <sup>1</sup>	1.2×10 <sup>1</sup>	2.4×10 <sup>1</sup>			4.2×10 <sup>0</sup>	
		① 原子炉建屋内等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	4.4×10 <sup>0</sup>	5.4×10 <sup>0</sup>	5.4×10 <sup>0</sup>			4.6×10 <sup>1</sup>	



表 4-36 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度 (中央制御室)	18vol%以上	「酸素欠乏症等防止規則」を準拠 (酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該濃度以上の換気を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室)	0.5vol%以下	「事務所衛生基準規則」を準拠 (労働者を常時就業させる室において、当該濃度以下とする換気を要求)
酸素濃度 (中央制御室待避室)	19vol%以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室待避室)	1vol%以下	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)

表 4-37 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目		評価条件		選定理由	備考
人数	設計基準事故時	9人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	9人		運転員の人数	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後 7日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	設計基準事故時	0.01回/h		空気流入率試験結果(約0.082回/h)を基に保守的に設定	別添1参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~2h	0回/h	全交流電力電源喪失によるファン停止を想定	—
		2h~	17160m <sup>3</sup> /h	気密性能試験結果に基づく正圧化に必要な空気供給量	—
中央制御室バウンダリ体積		17150m <sup>3</sup>		中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積	図4-32参照
初期酸素濃度		20.95vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用	—
酸素消費量		65.520/h		「空気調和・衛生工学便覧」の現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		460/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 4-38 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件  
(炉心の著しい損傷が発生した場合の空気ポンベ使用時)

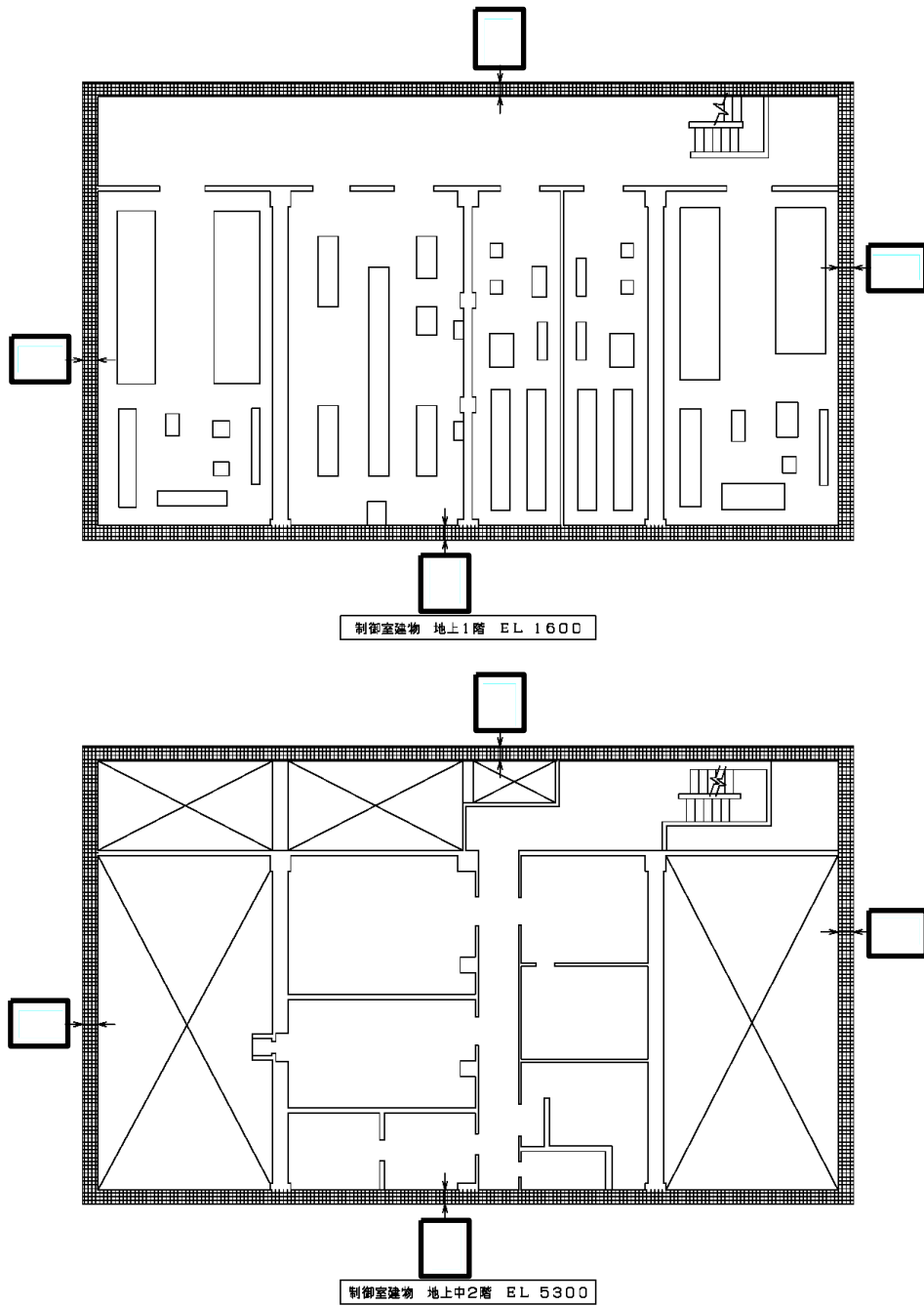
項目	評価条件	設定理由	備考
人数	5人	中央制御室待避室内にとどまる要員数	—
体積	24.4m <sup>3</sup>	中央制御室待避室体積の設計値	図4-32参照
評価期間	10時間	被ばく評価上、中央制御室待避室内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量 (空気ポンベ使用時)	21.840/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時)	220/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 5-1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線  
による温度上昇  
(設計基準事故時)

想定事故シナリオ	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm <sup>3</sup> )	温度上昇(°C)
原子炉冷却材喪失	$5.3 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-5}$
主蒸気管破断	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.4 \times 10^{-10}$	$1.1 \times 10^{-7}$

表 5-2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線  
及びグランドシャインガンマ線による温度上昇  
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

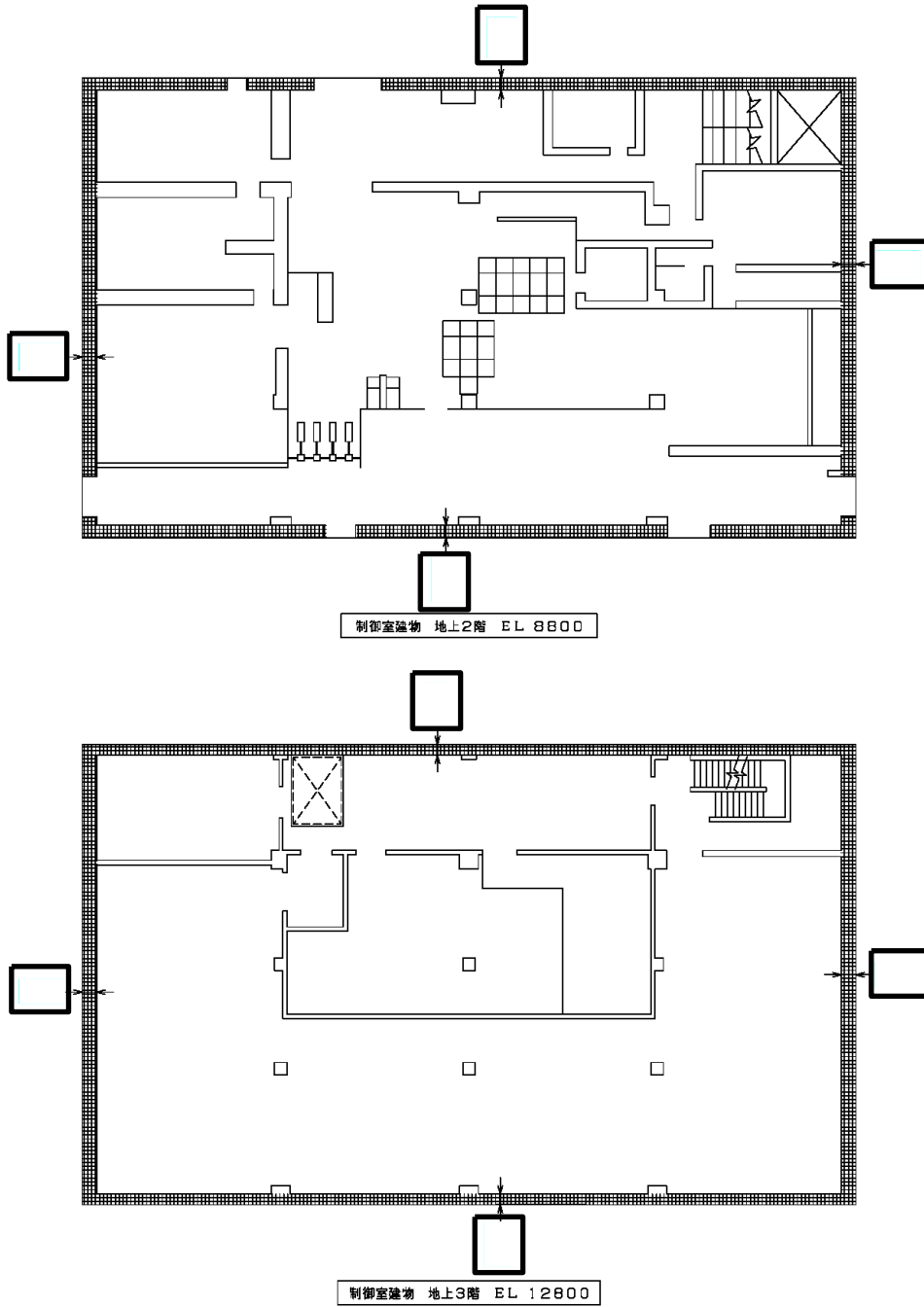
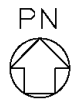
ガンマ線入射経路	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm <sup>3</sup> )	温度上昇(°C)
①クラウドシャインガンマ線	$4.2 \times 10^0$	$8.8 \times 10^{-6}$	$4.0 \times 10^{-3}$
②グランドシャインガンマ線	$3.5 \times 10^0$	$7.3 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^{-3}$
合計 (①+②)			$7.3 \times 10^{-3}$



- 中央制御室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室遮蔽（床）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
- 補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。  
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

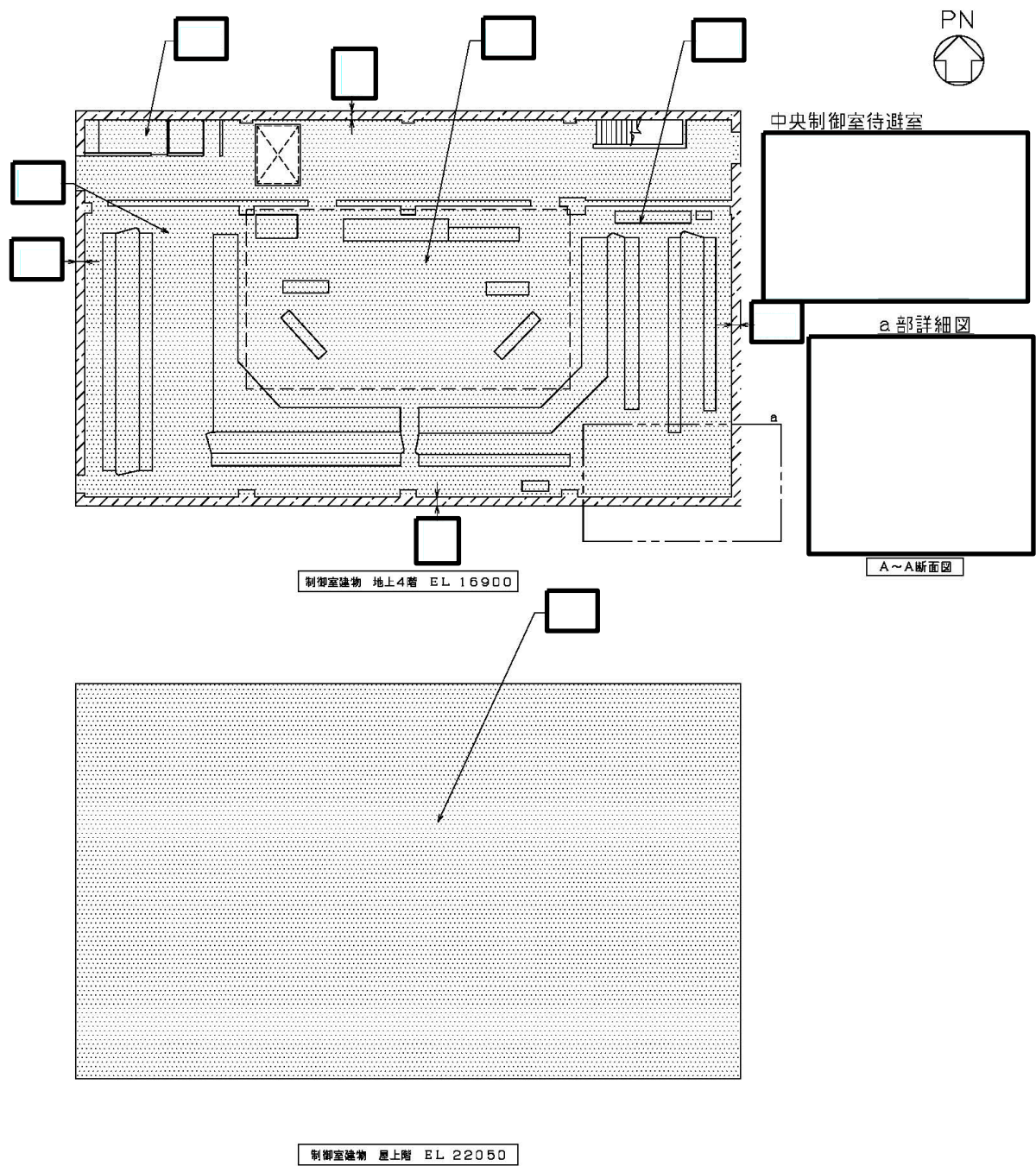
図4-1 遮蔽構造図 (1/4)








- 中央制御室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室遮蔽（床）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
- 補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。  
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

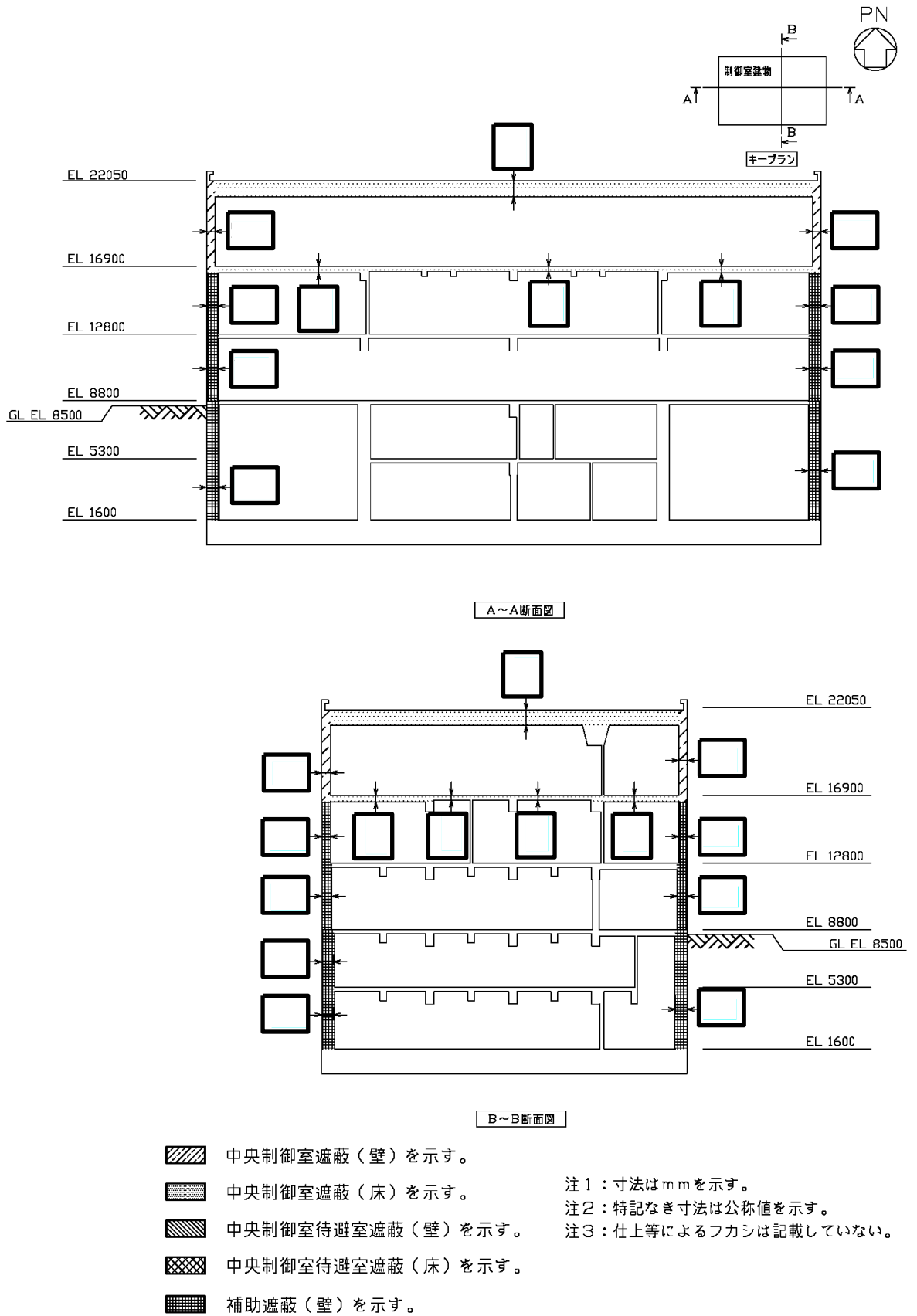
図 4-1 遮蔽構造図 (2/4)

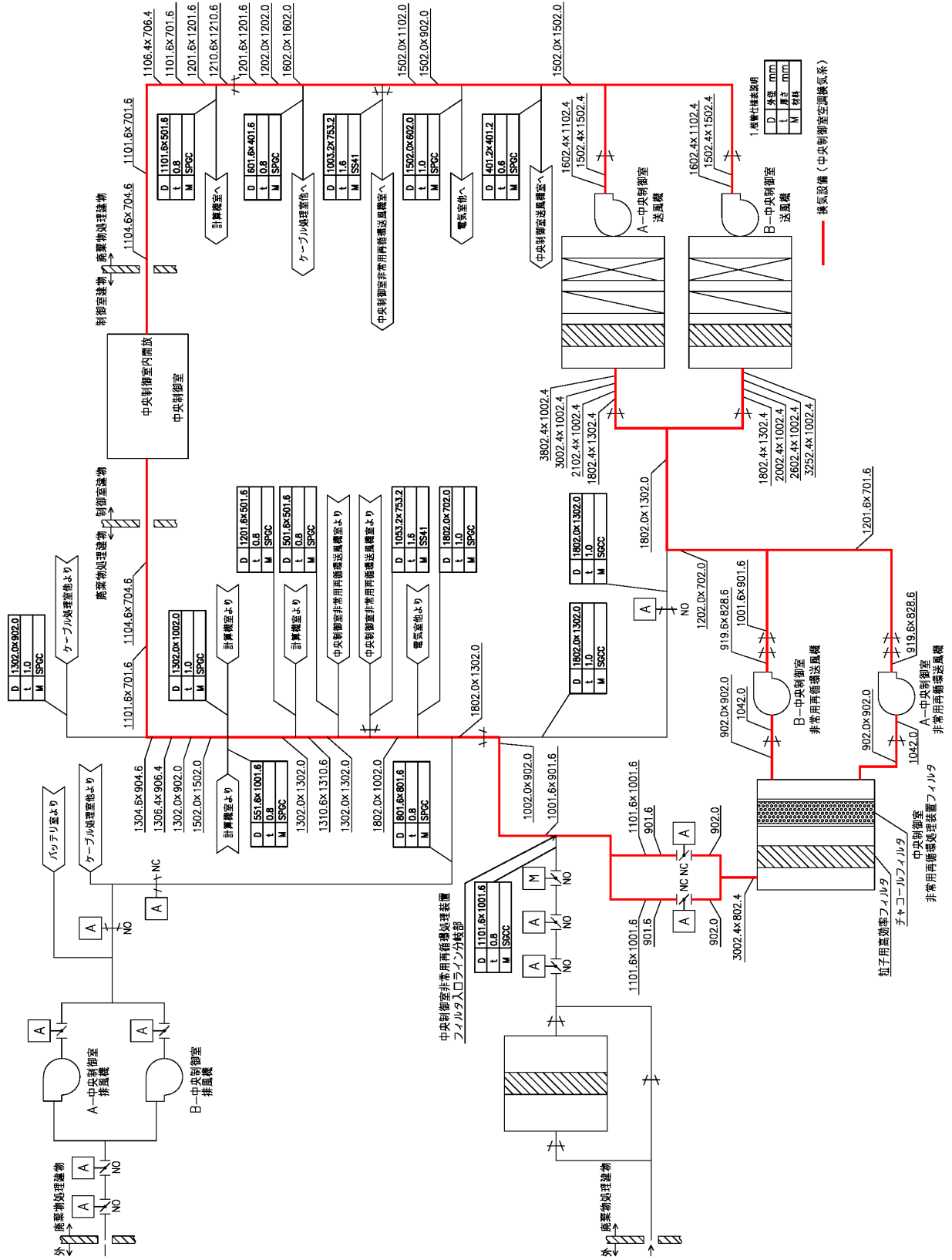


-  中央制御室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室遮蔽（床）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
-  補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。  
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

図 4-1 遮蔽構造図 (3/4)







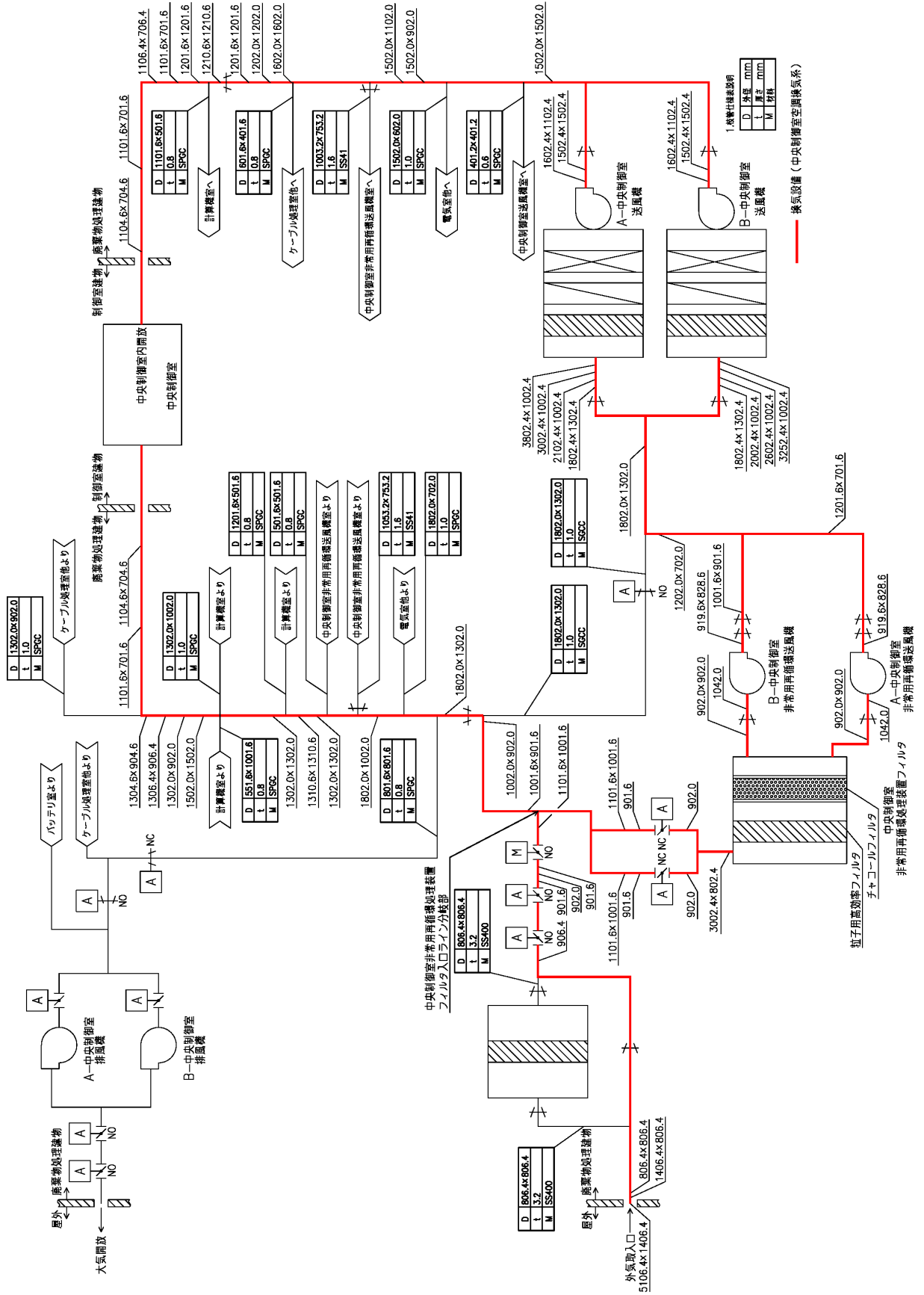


図 4-3 換気設備の系統図 (1/2)

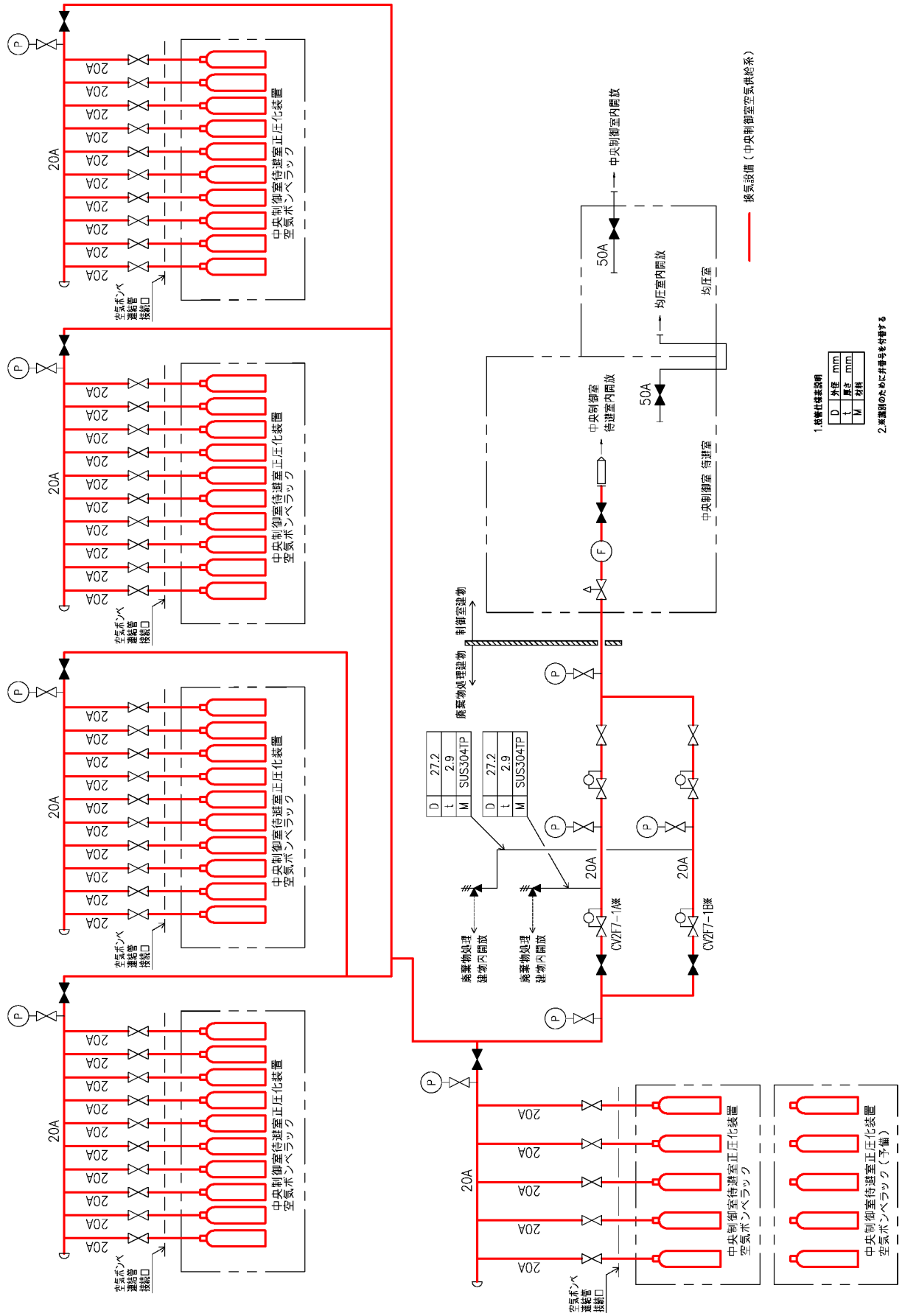
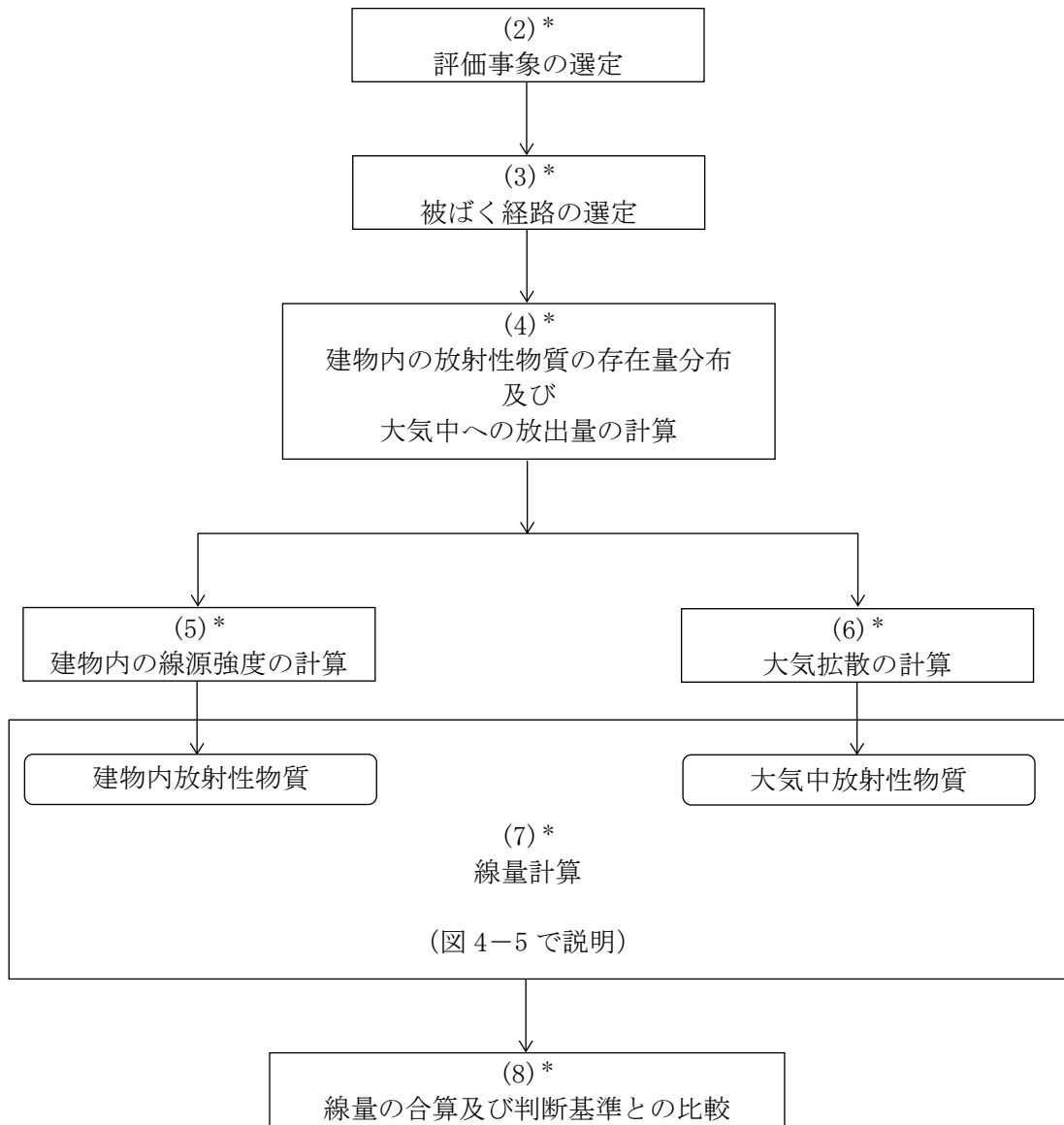


図 4-3 換気設備の系統図 (2/2)



注記\*：「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4-4 居住性に係る被ばく評価の手順

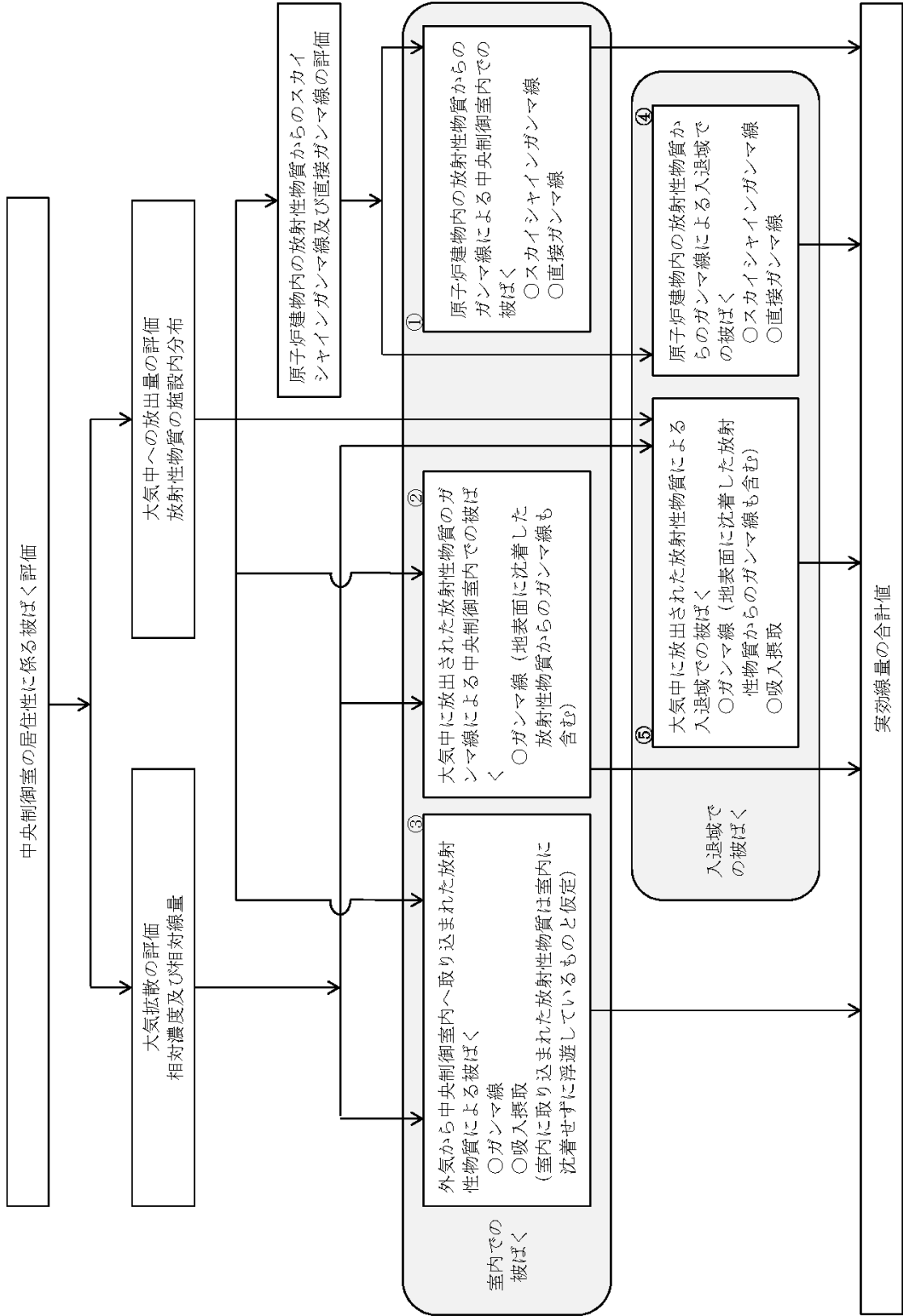


図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

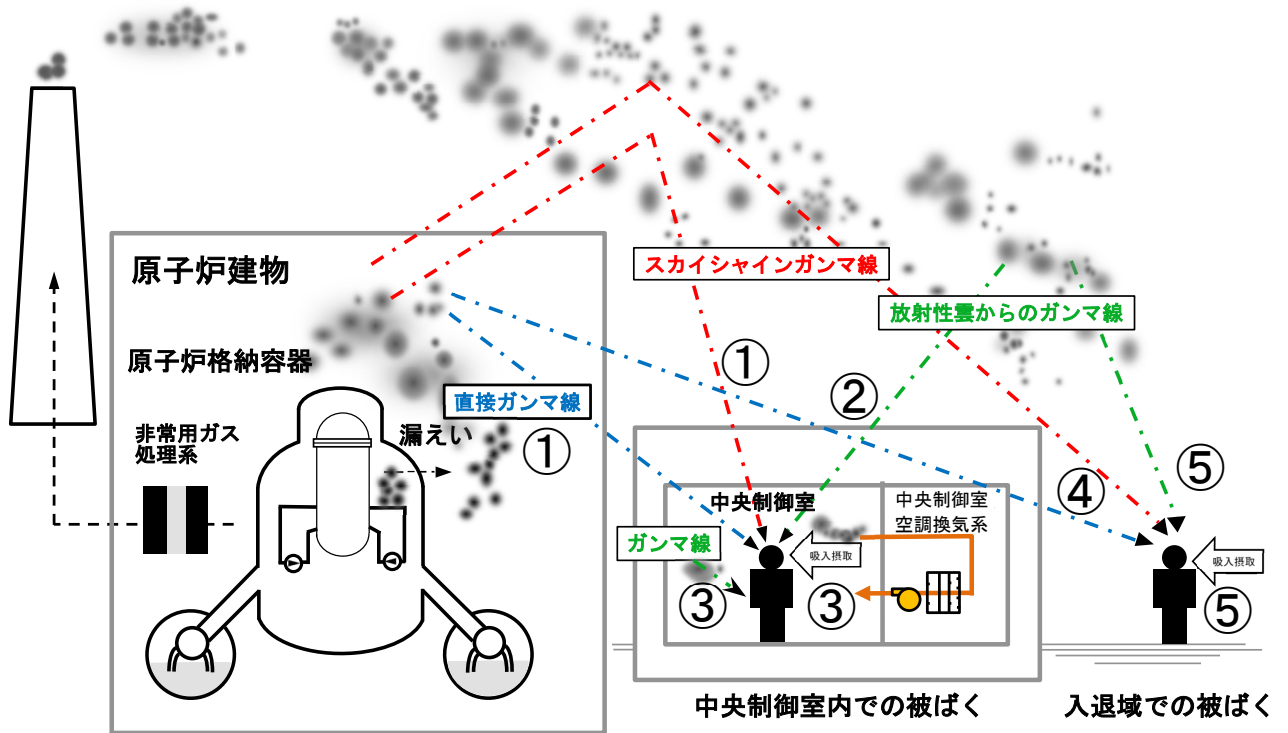


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (1/3)  
(原子炉冷却材喪失)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

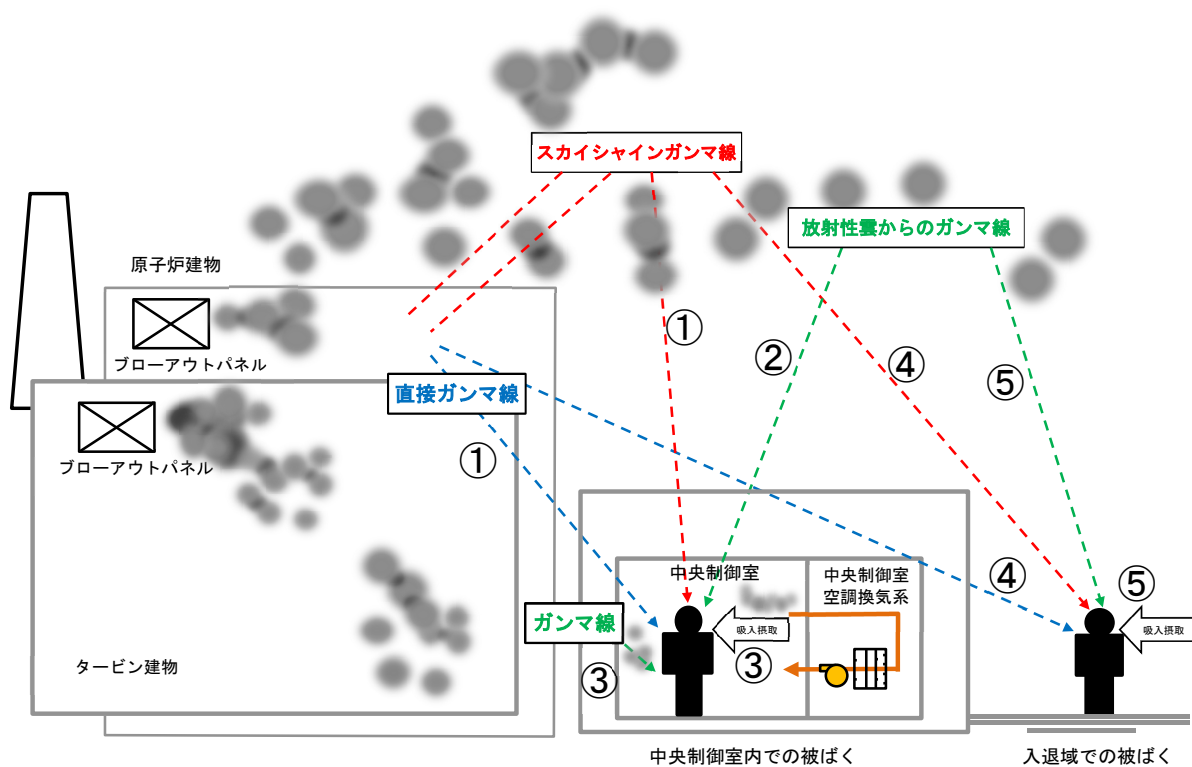


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (2/3)  
(主蒸気管破断)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域時	⑤ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑥ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (吸入摂取による内部被ばく)

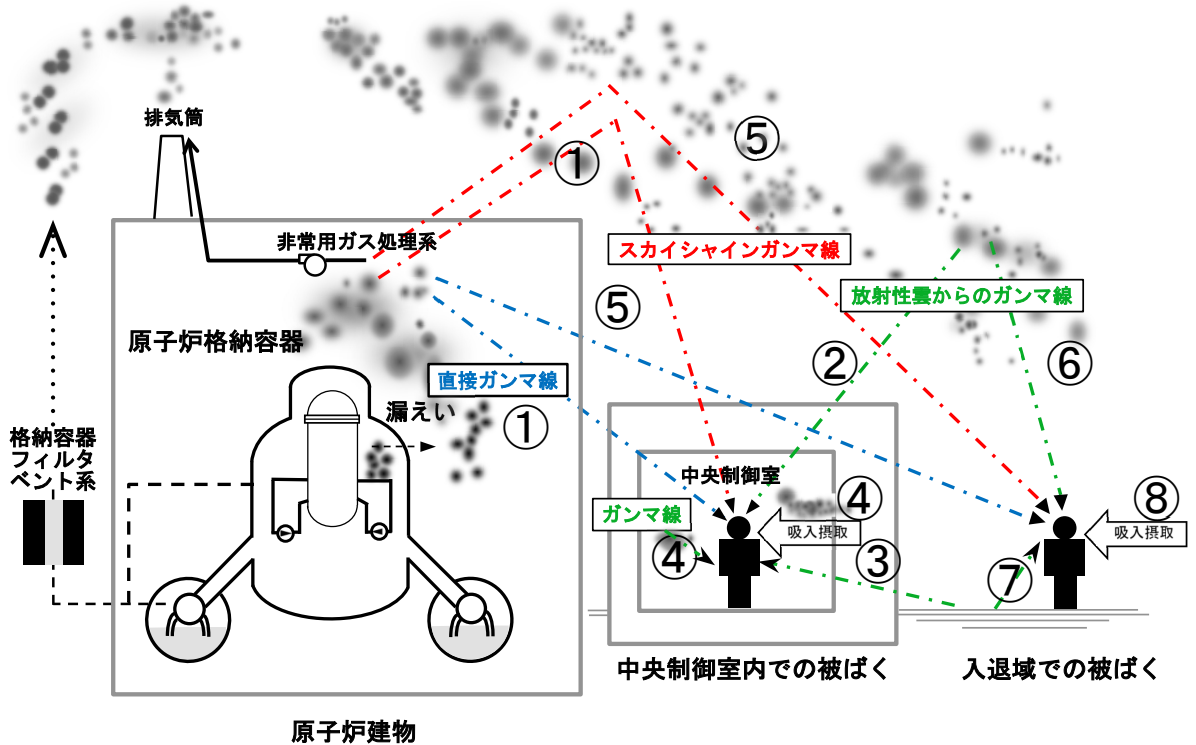


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (3/3)

(炉心の著しい損傷が発生した場合)

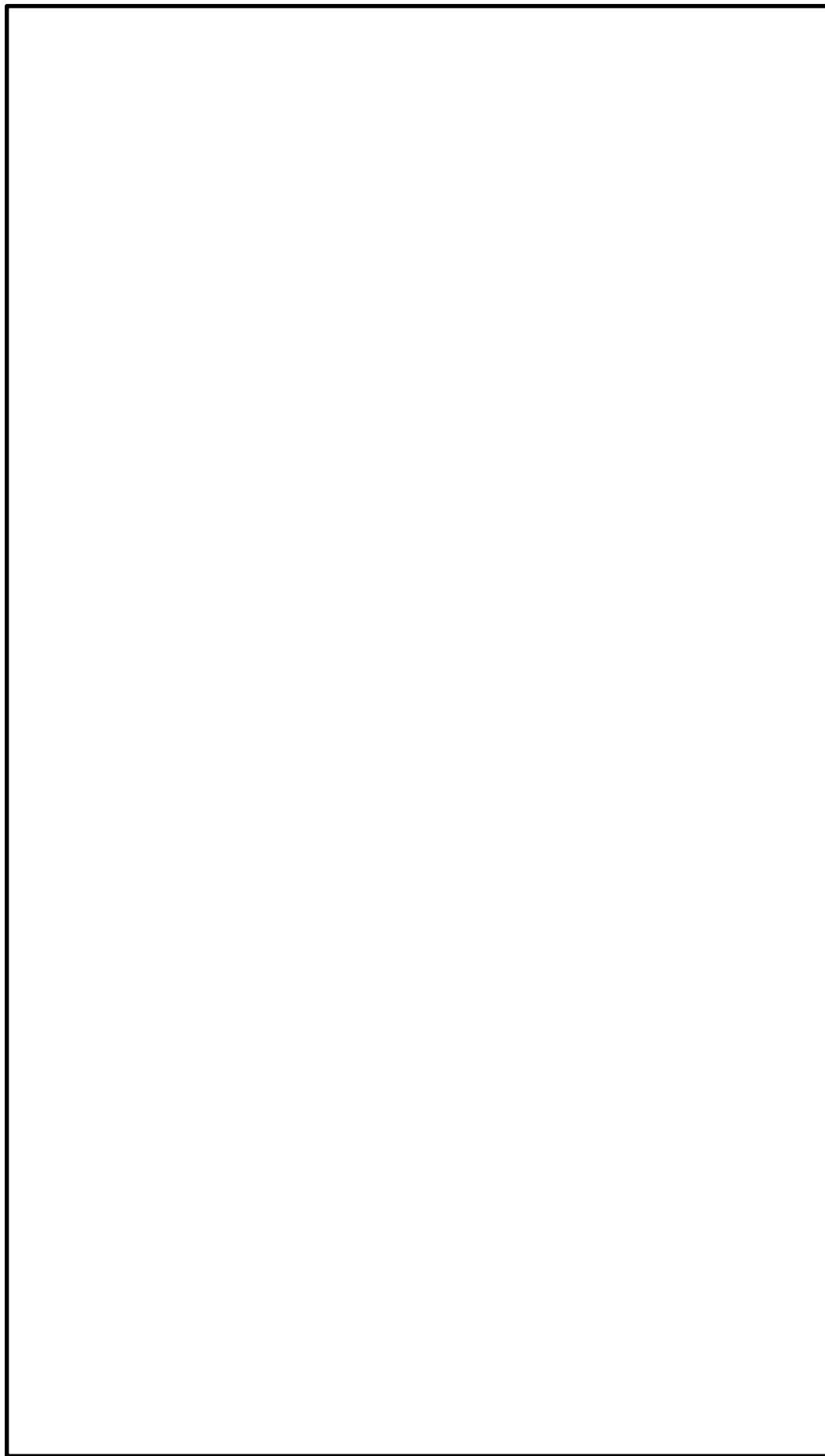


図 4-7 原子炉冷却材喪失時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)



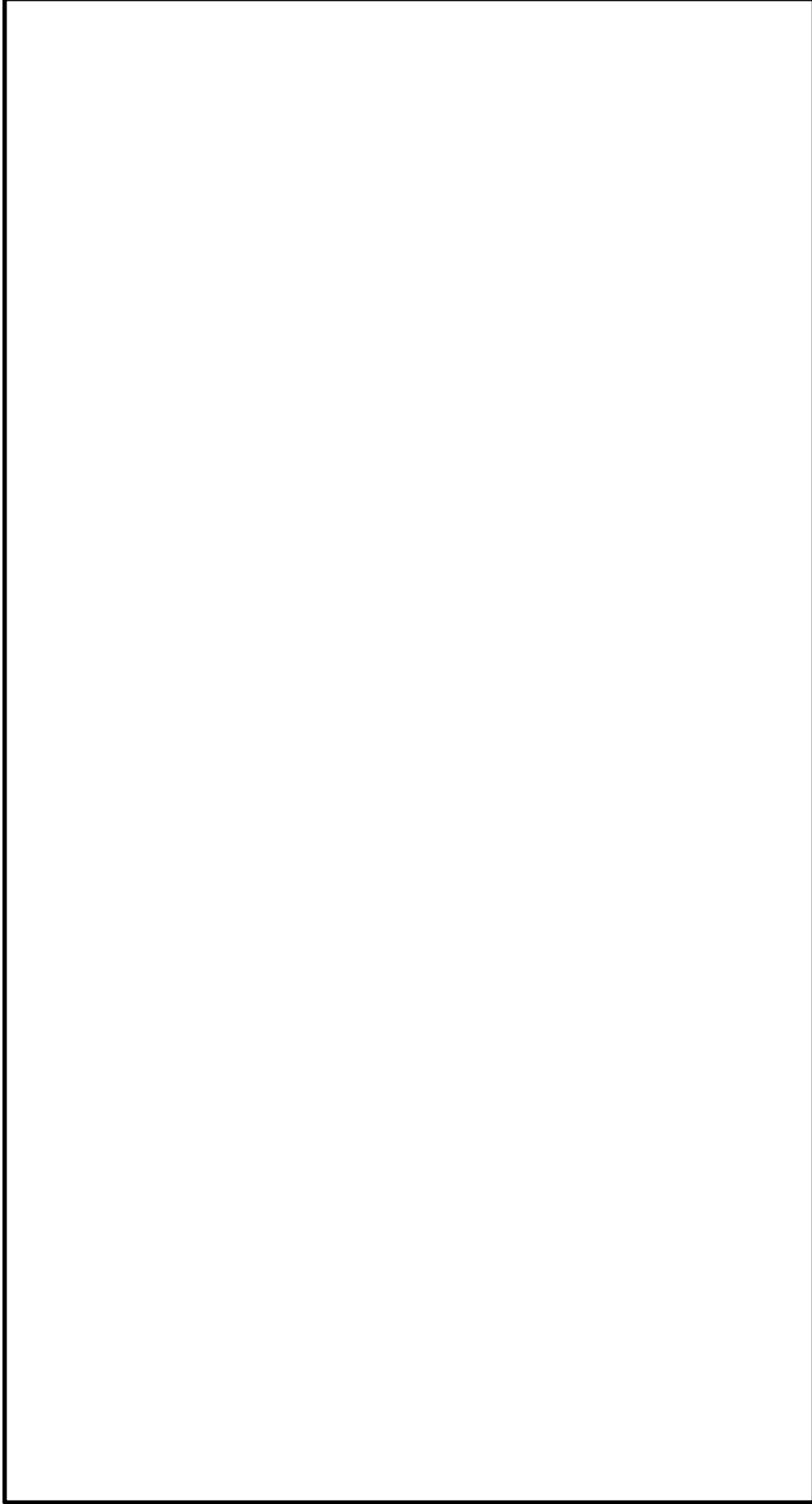


図 4-8 主蒸気管破断時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)

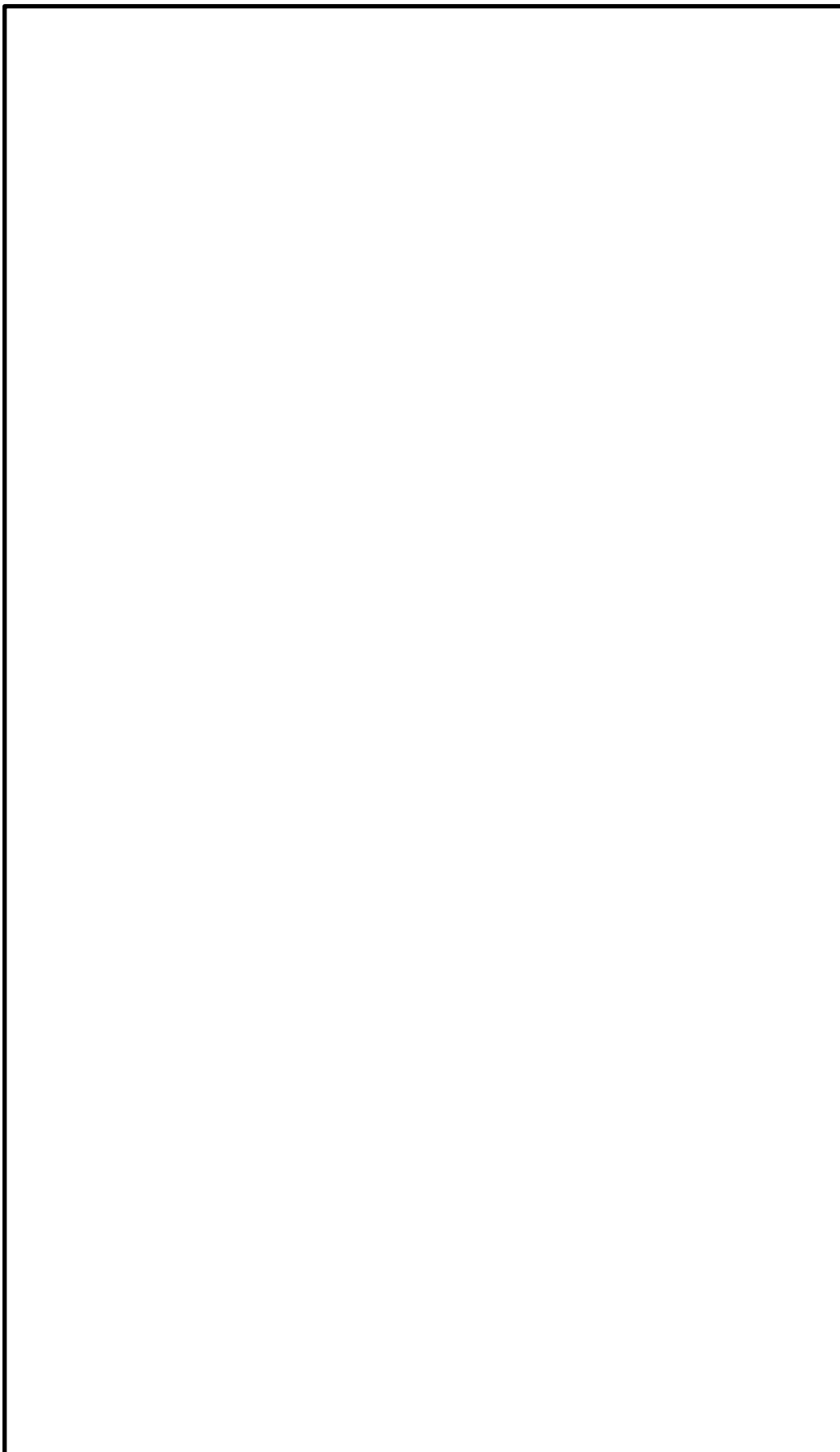


図 4-9 炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点（中央制御室空調換気系外気取入口）の位置関係

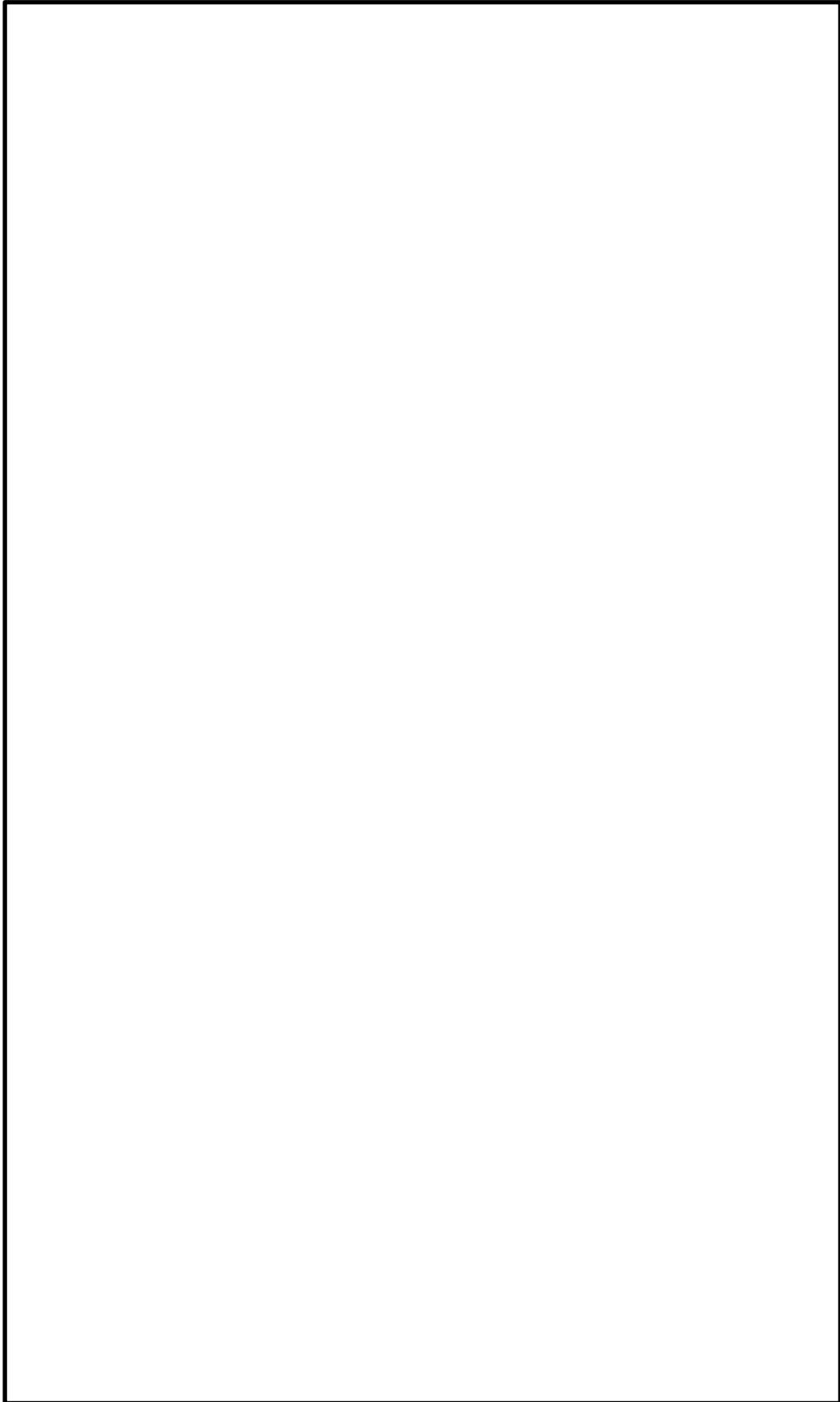


図 4-10 炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点（中央制御室空中心）の位置関係

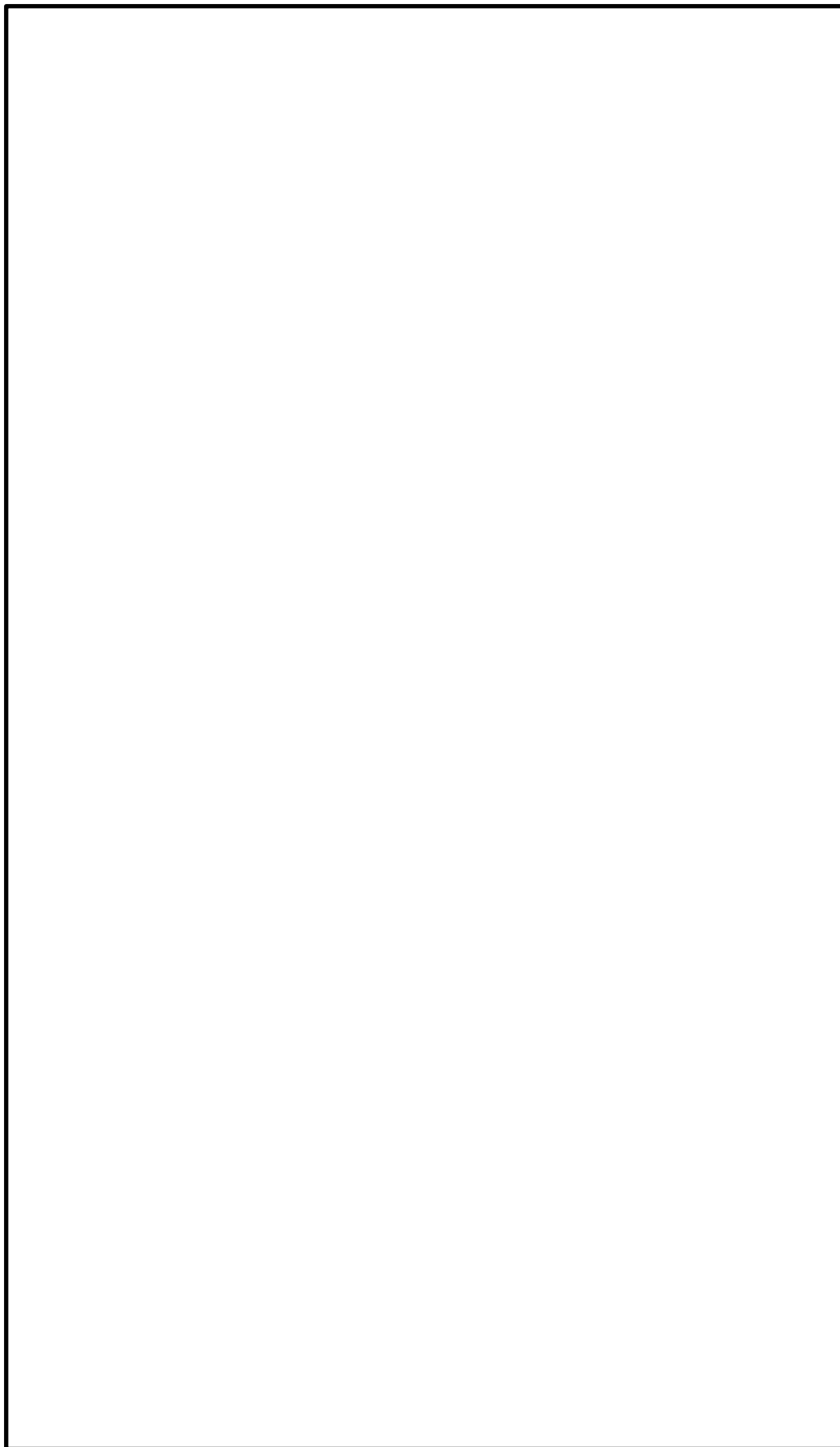
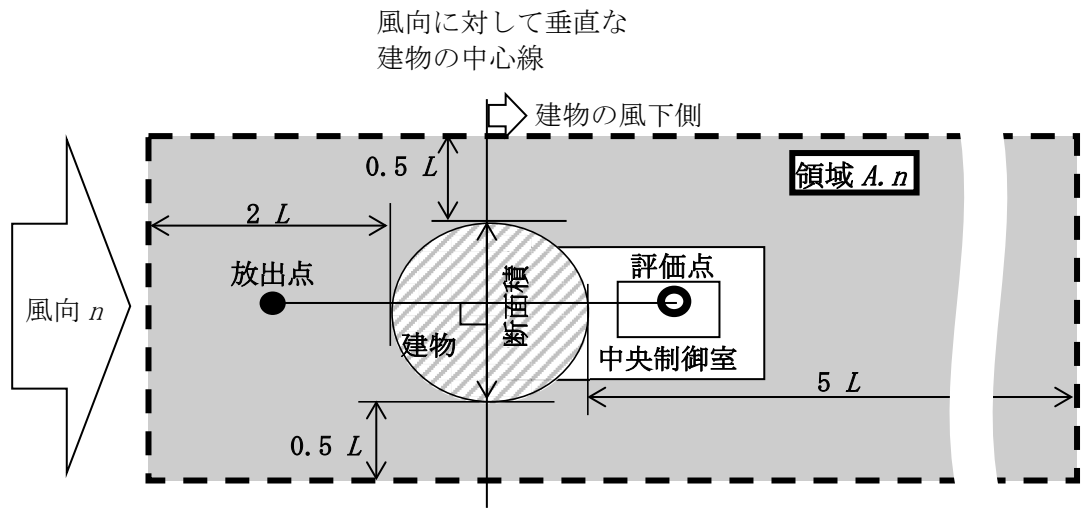


図 4-11 炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点（2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）の位置関係



注： $L$ は風向に垂直な建物又は建物群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図4-12 建物影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

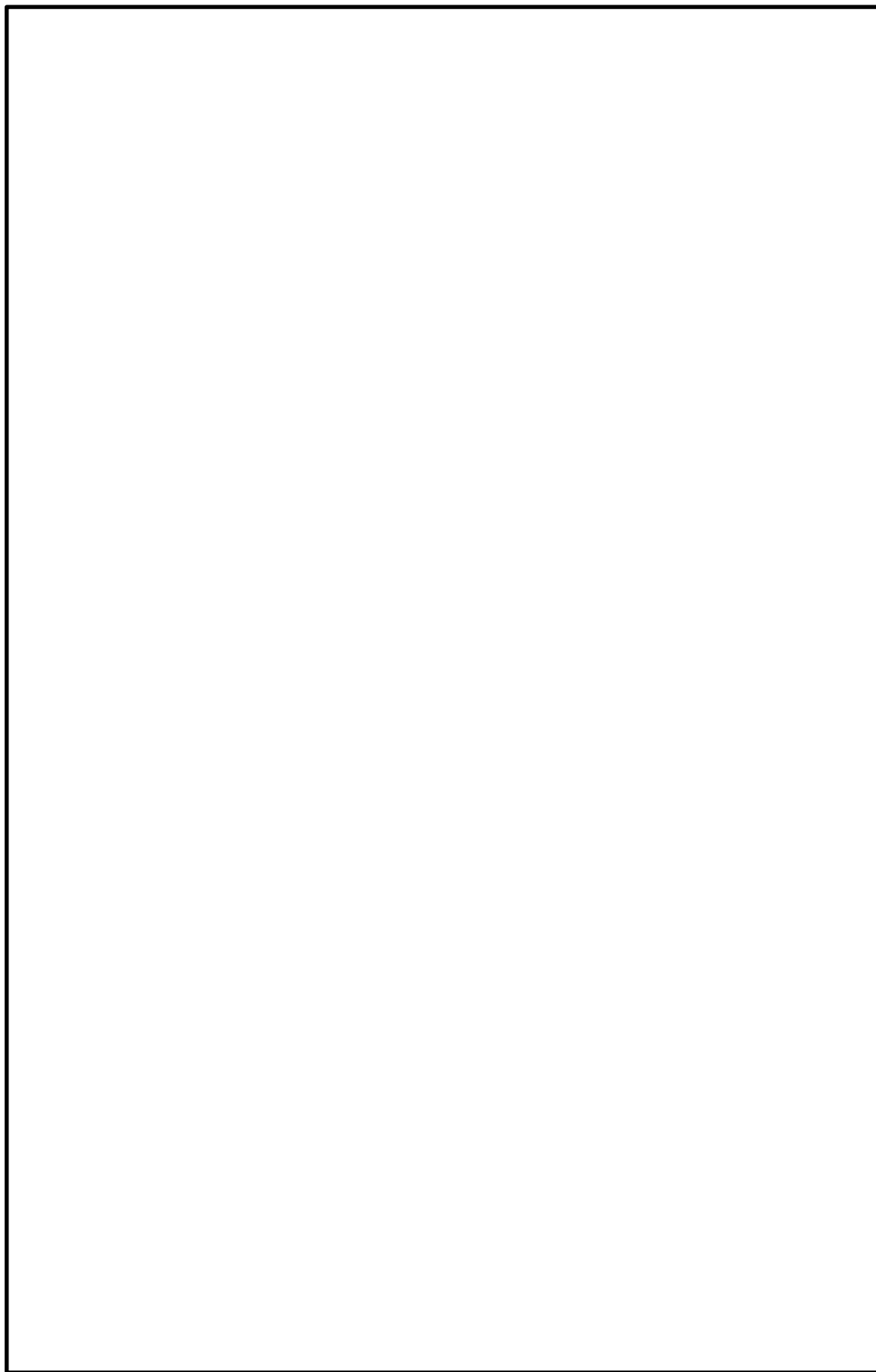


図 4-13 原子炉冷却材喪失時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

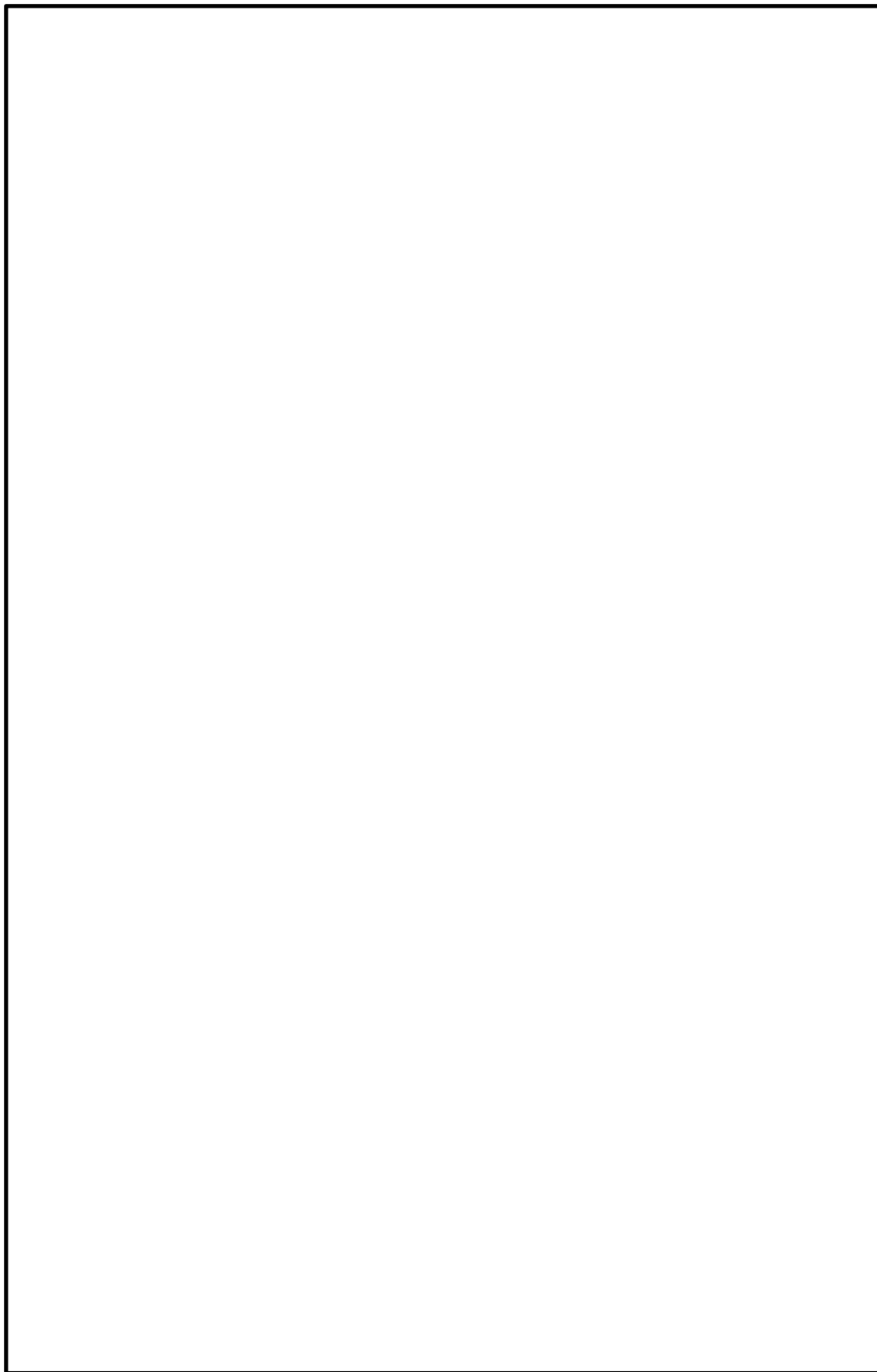


図 4-14 原子炉冷却材喪失時の室内作業時（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）の評価方位（設計基準事故時）

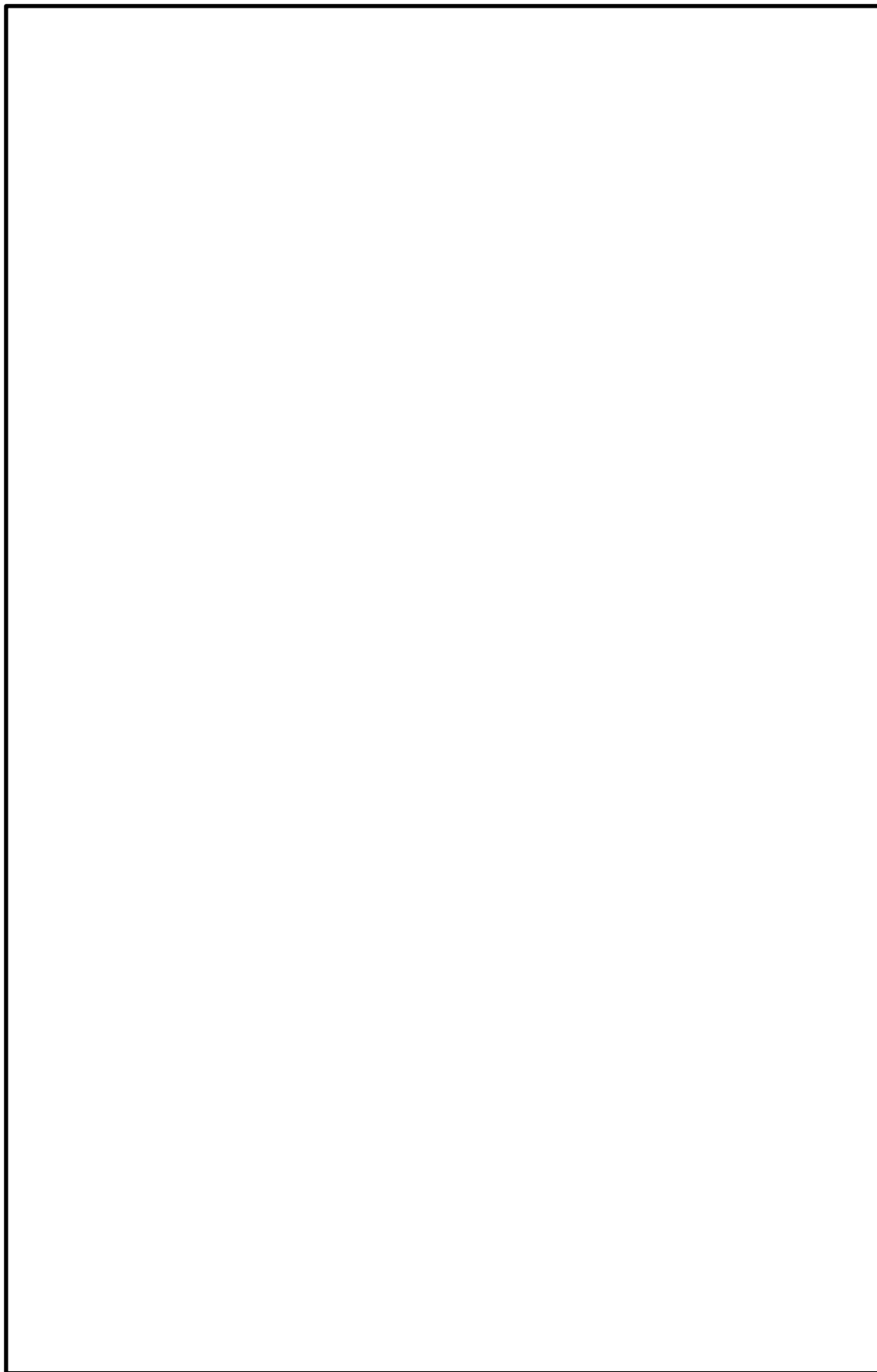


図 4-15 原子炉冷却材喪失時の入退域時 (評価点：1号機タービン建物入口) の評価方位 (設計基準事故時)



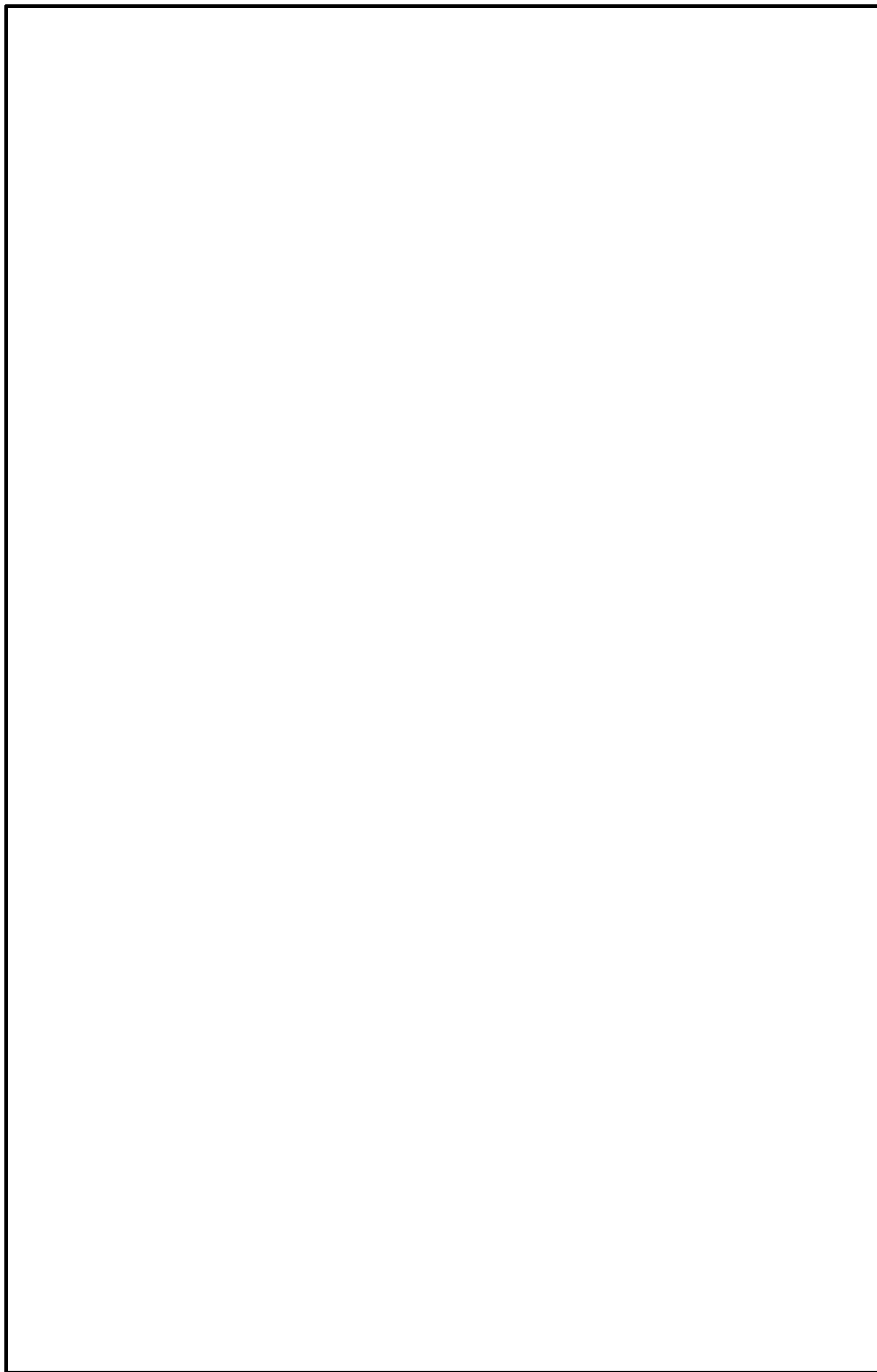


図 4-16 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

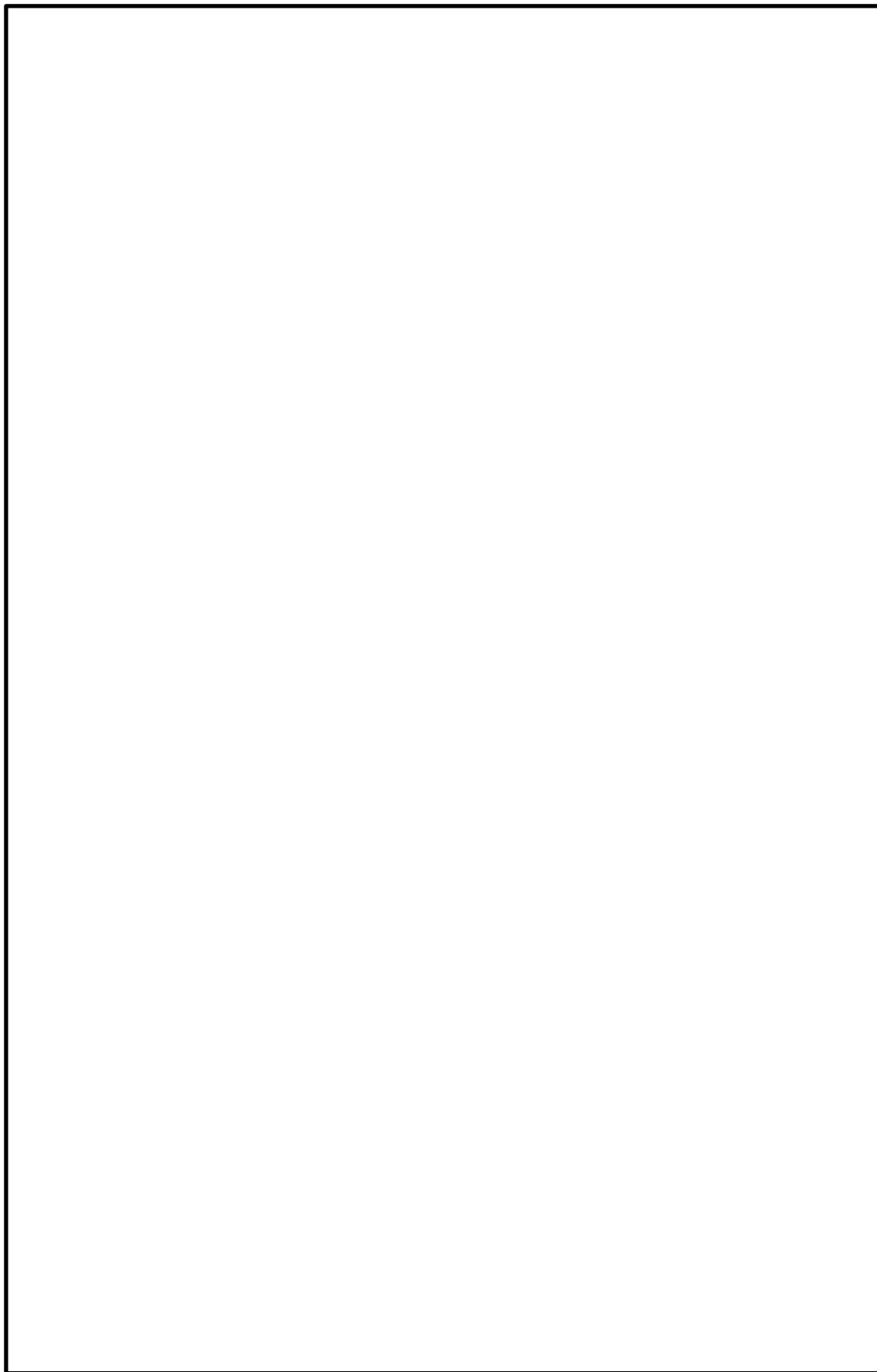


図 4-17 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）の評価方位（設計基準事故時）

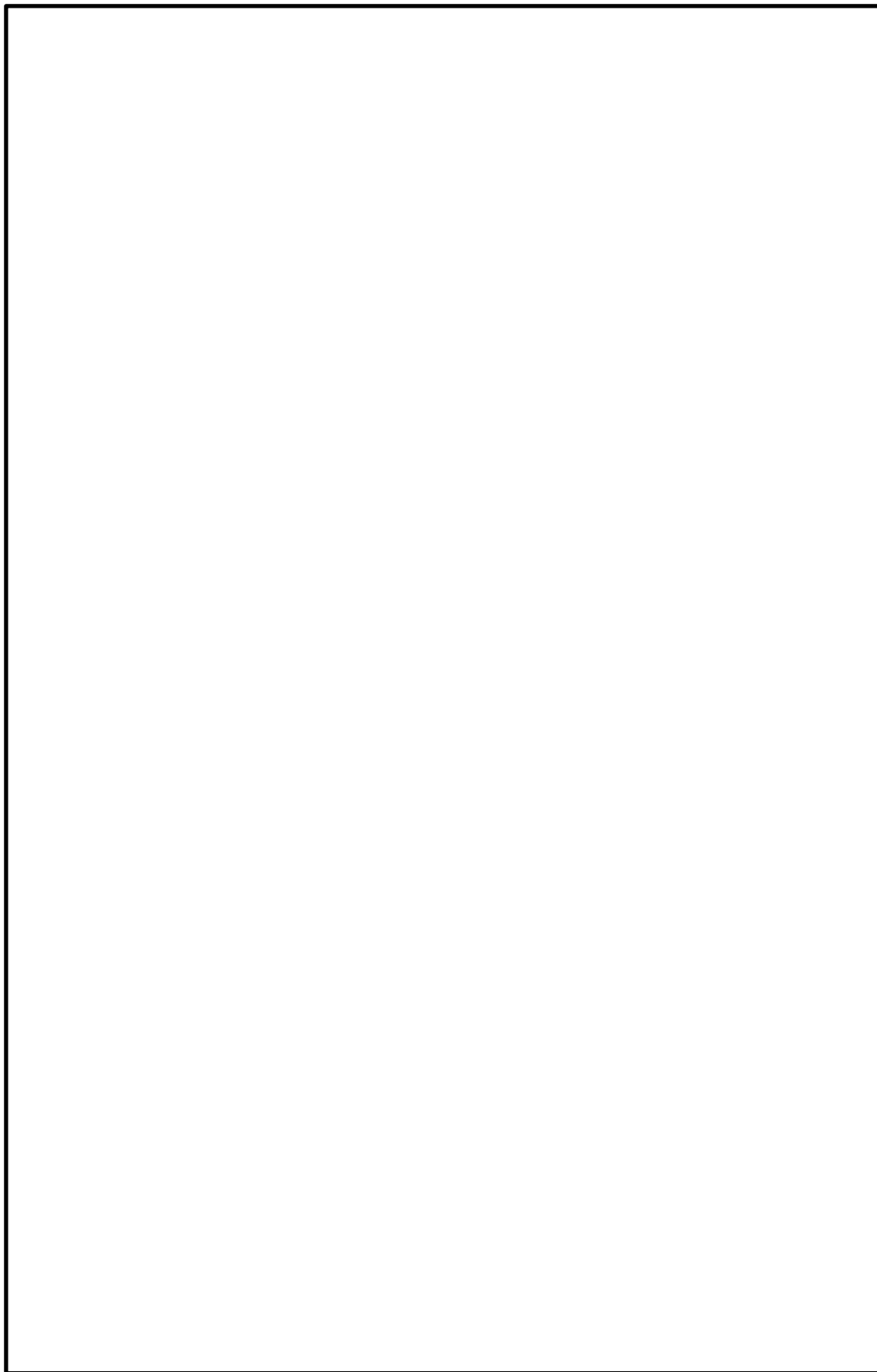


図 4-18 主蒸気破断時の入退域時（評価点：1号機タービン建物入口）の評価方位（設計基準事故時）

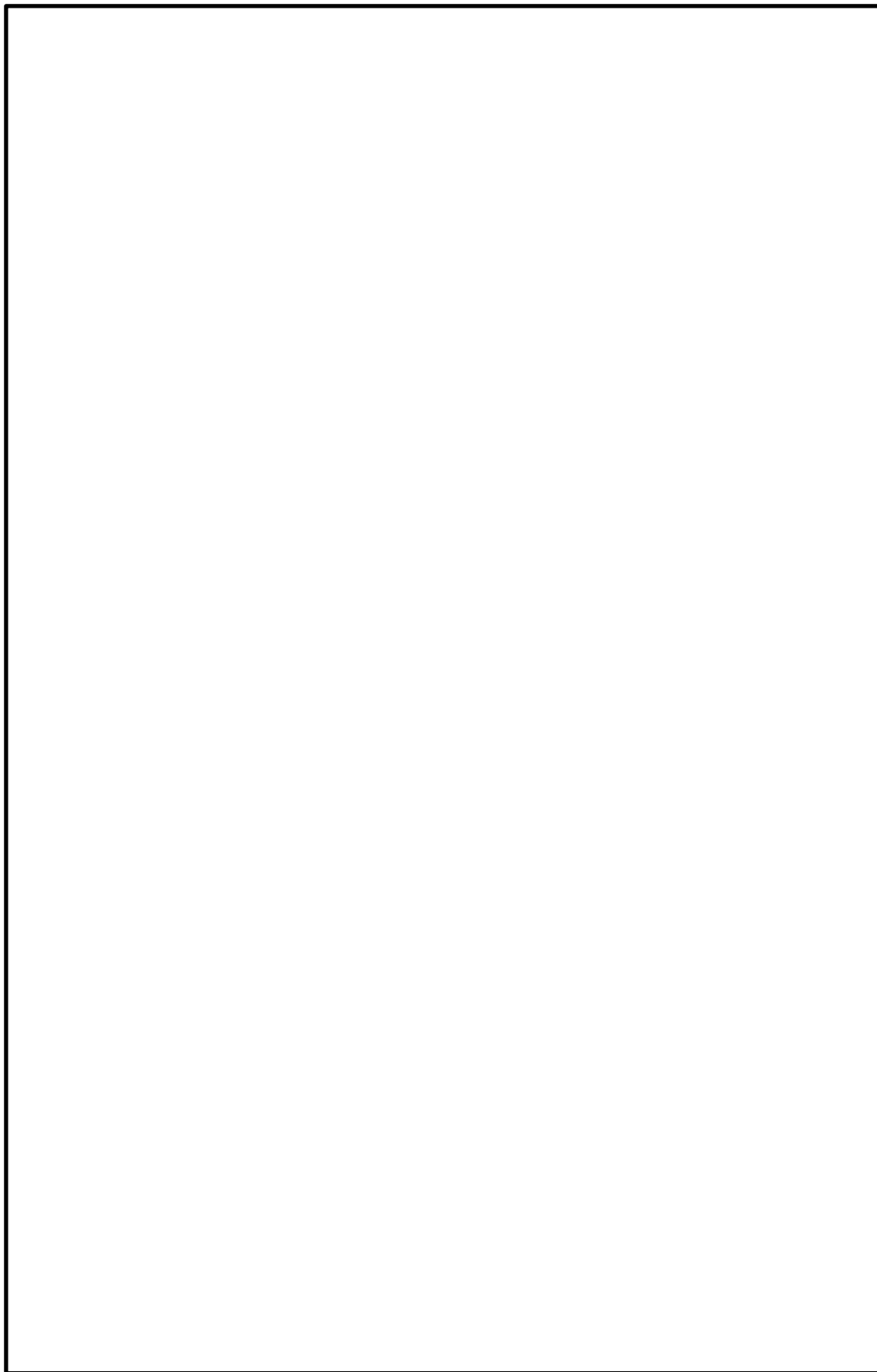


図 4-19 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口)

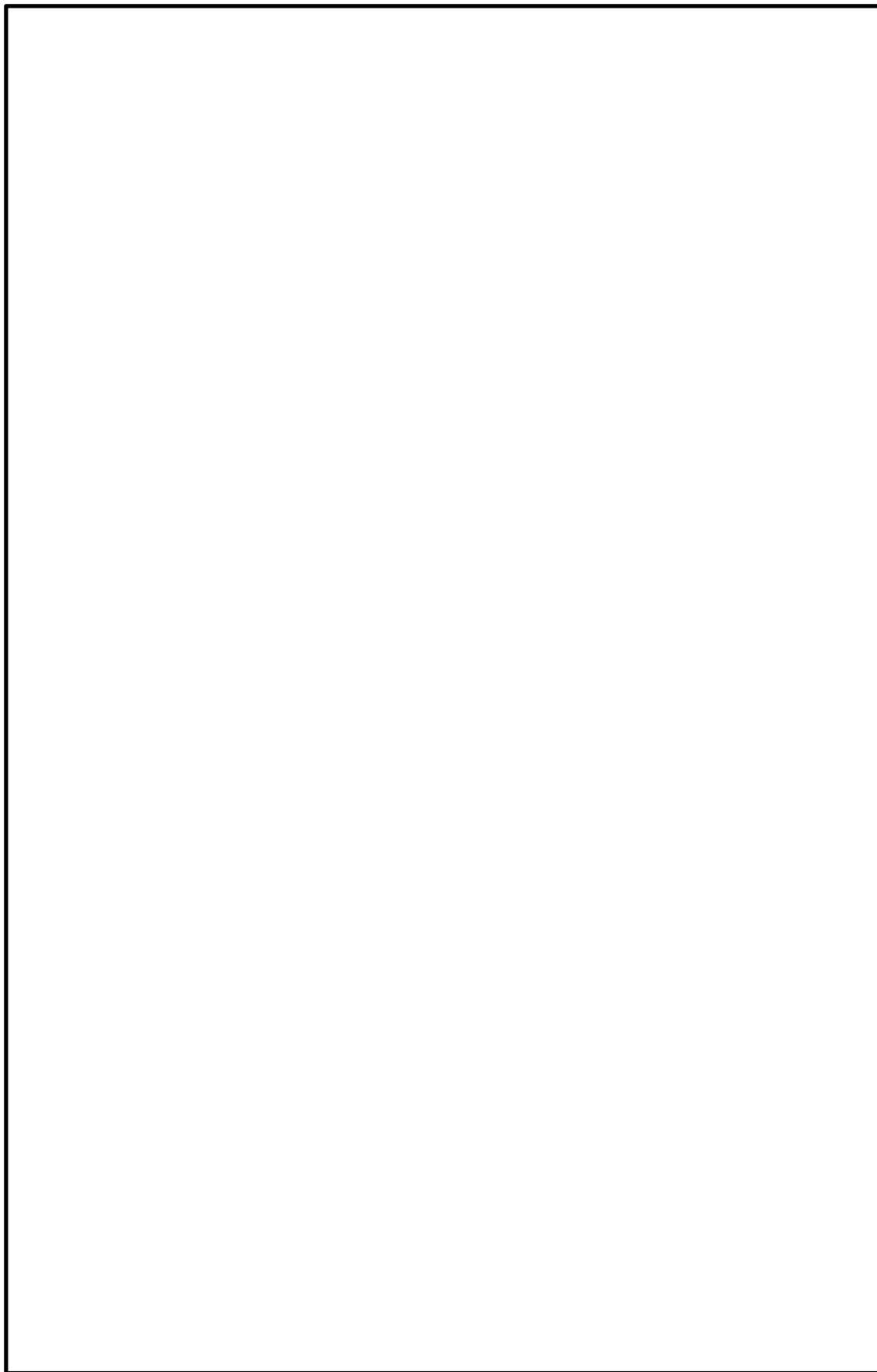


図 4-20 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心)

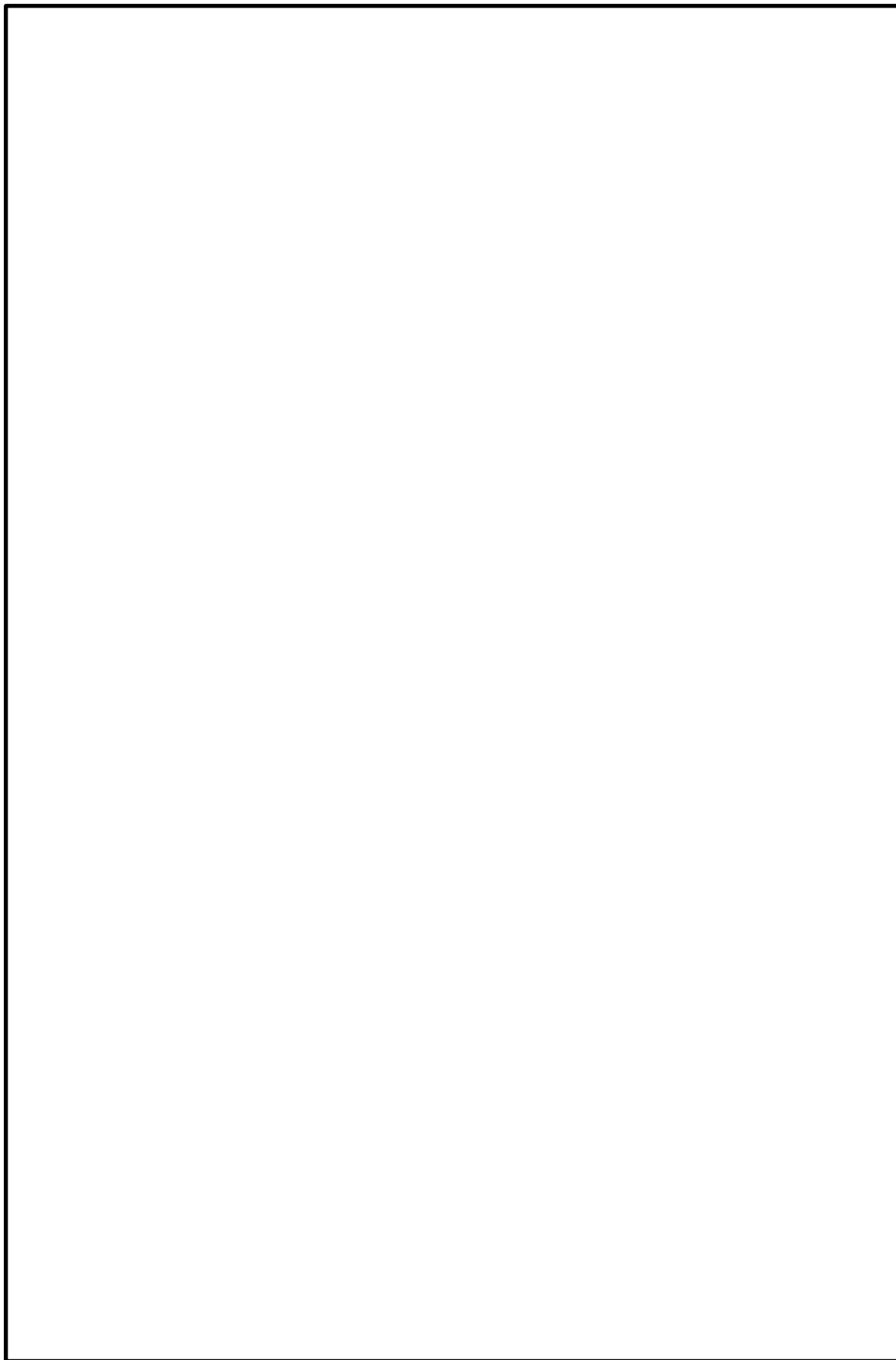


図 4-21 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉建物放出時の評価方位（評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

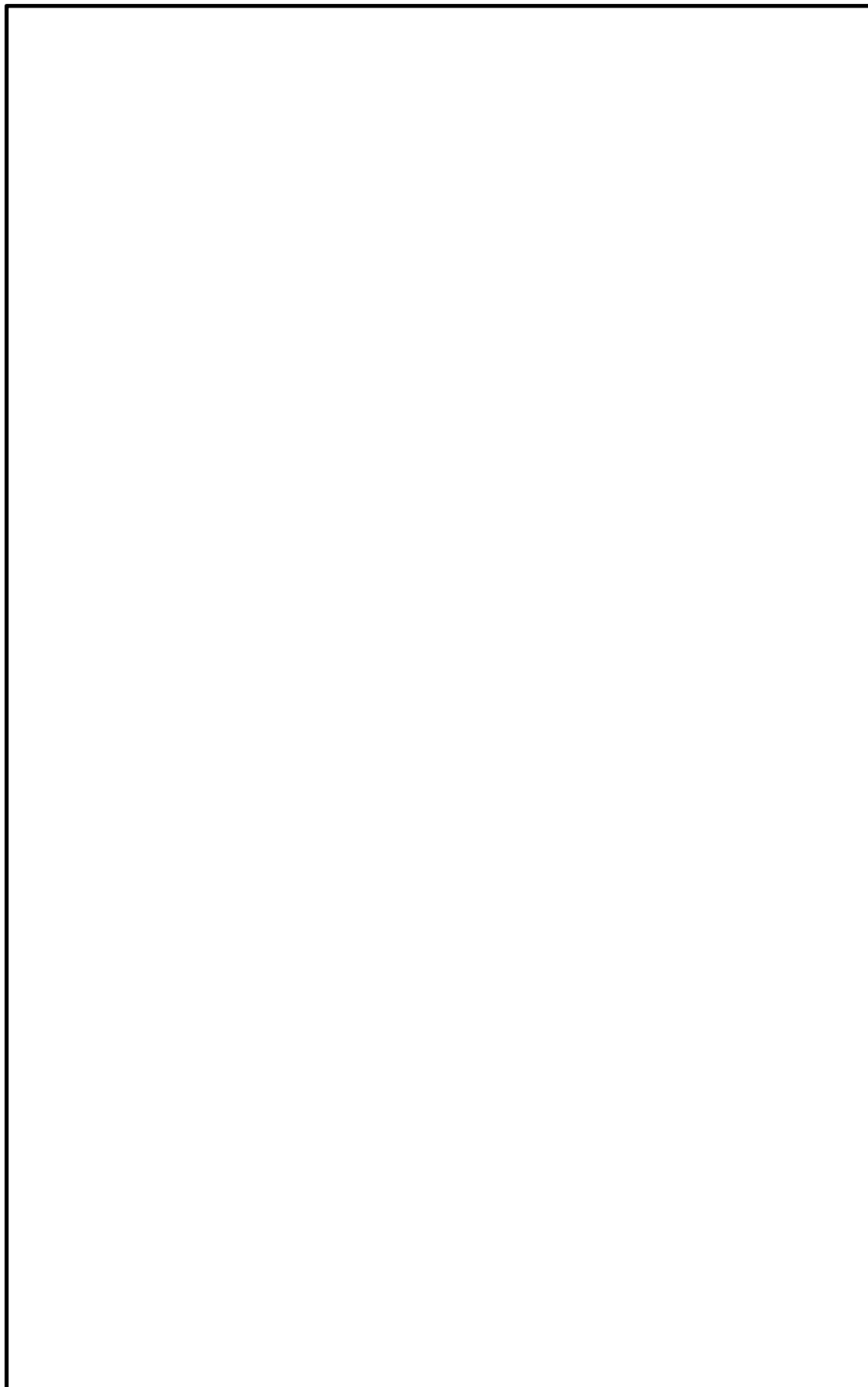


図 4-22 炉心の著しい損傷が発生した場合の排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）

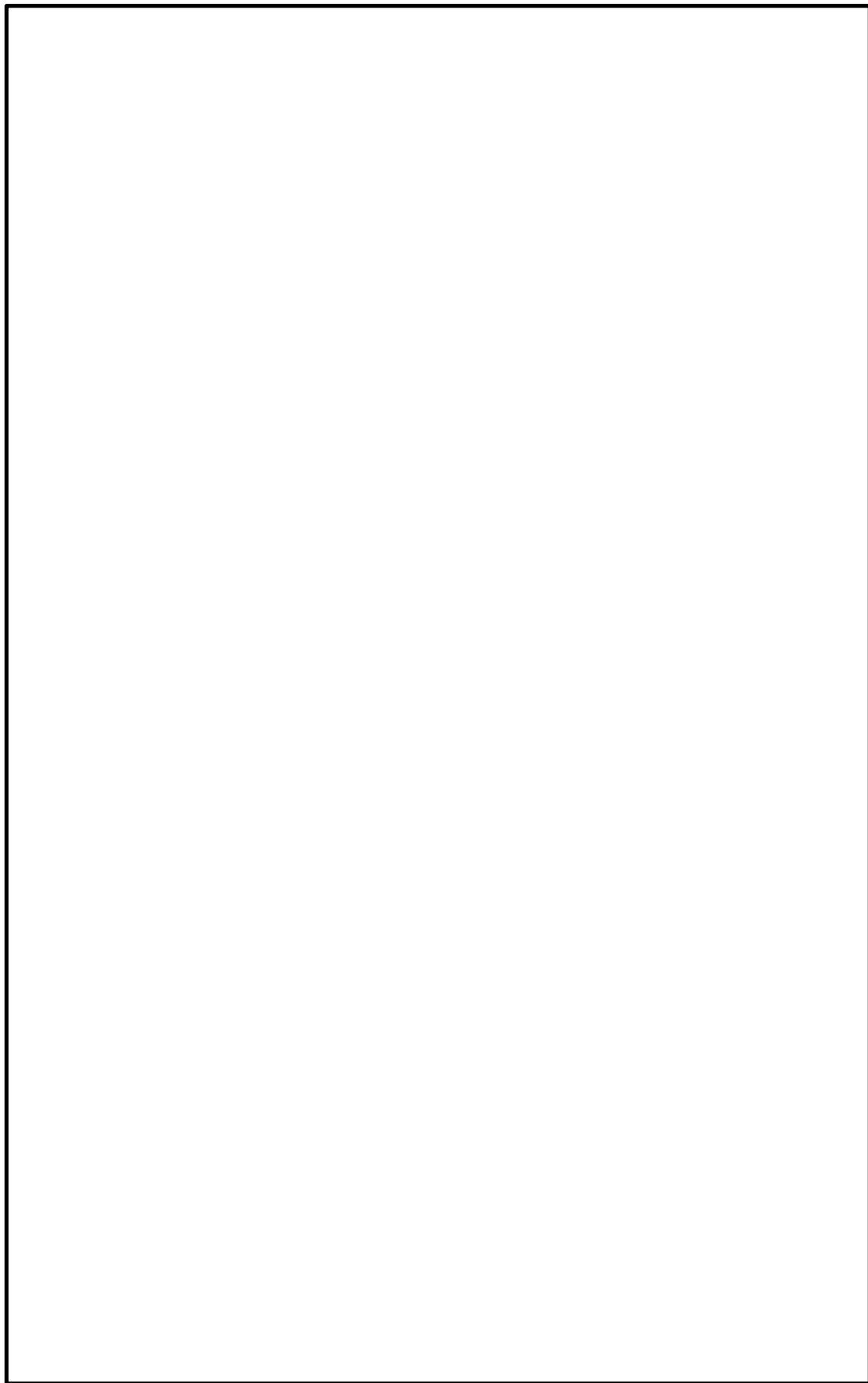


図 4-23 炉心の著しい損傷が発生した場合の排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）



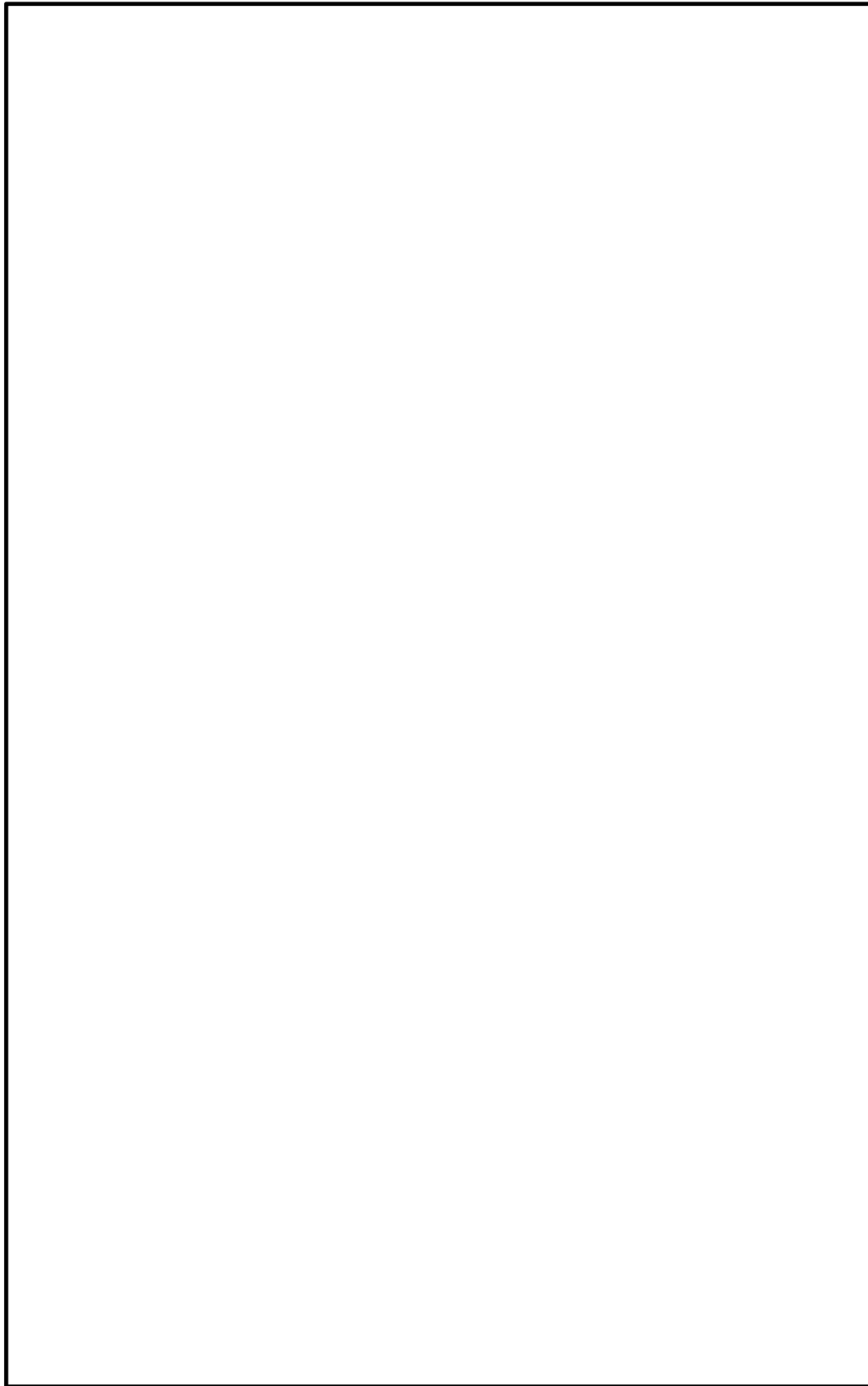


図 4-24 炉心の著しい損傷が発生した場合の排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位  
（評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

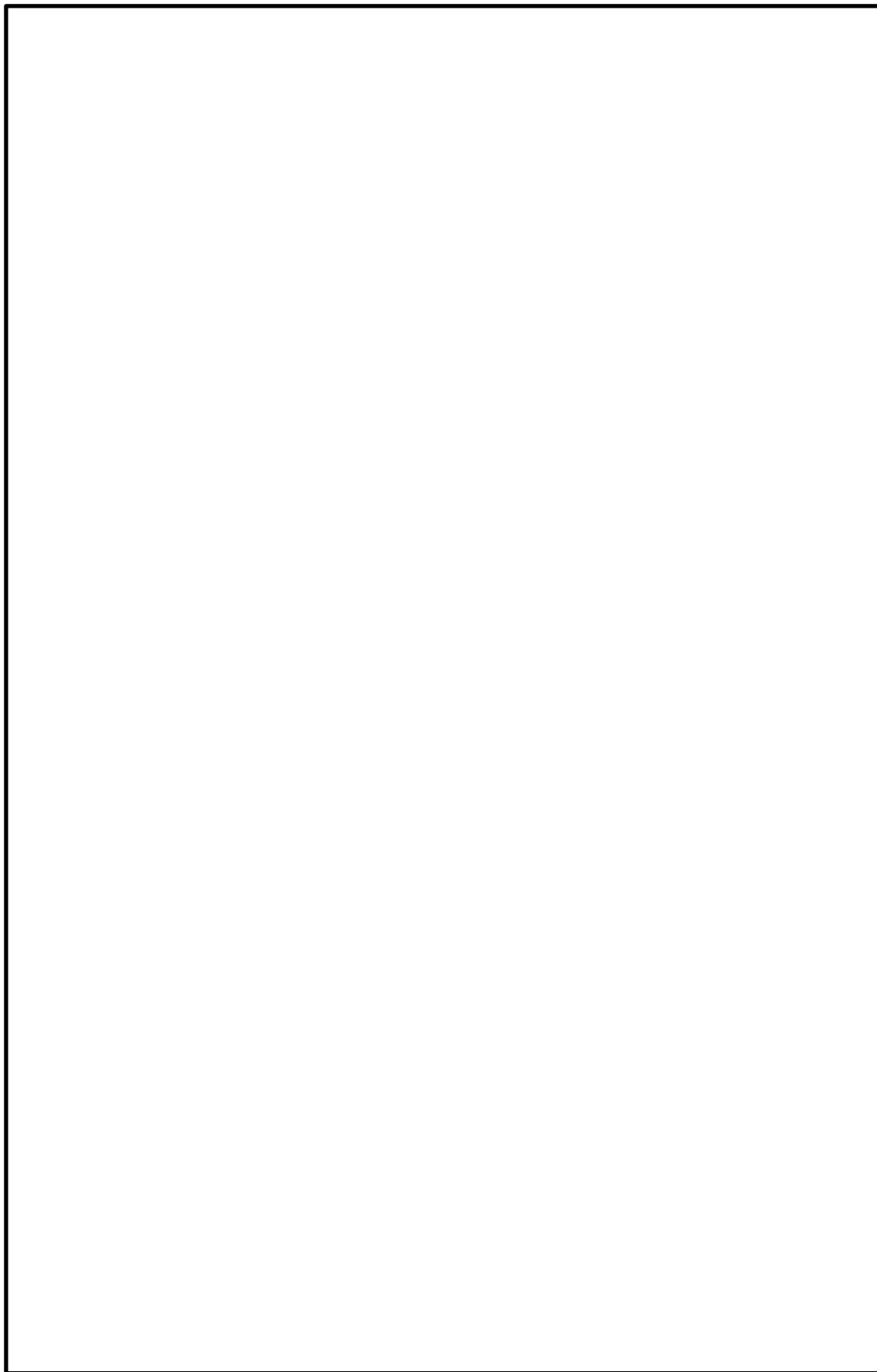


図 4-25 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口)

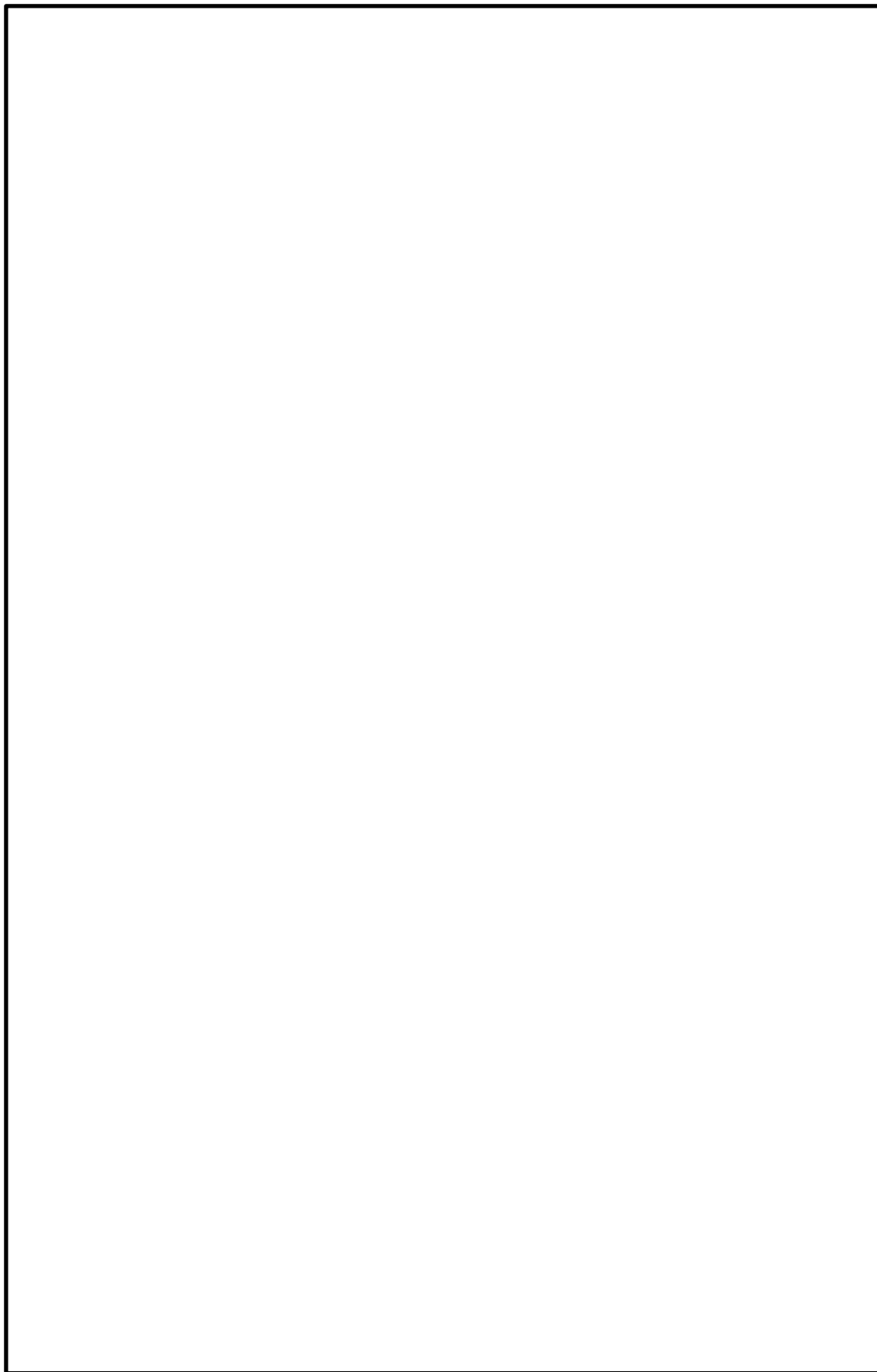


図 4-26 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心)

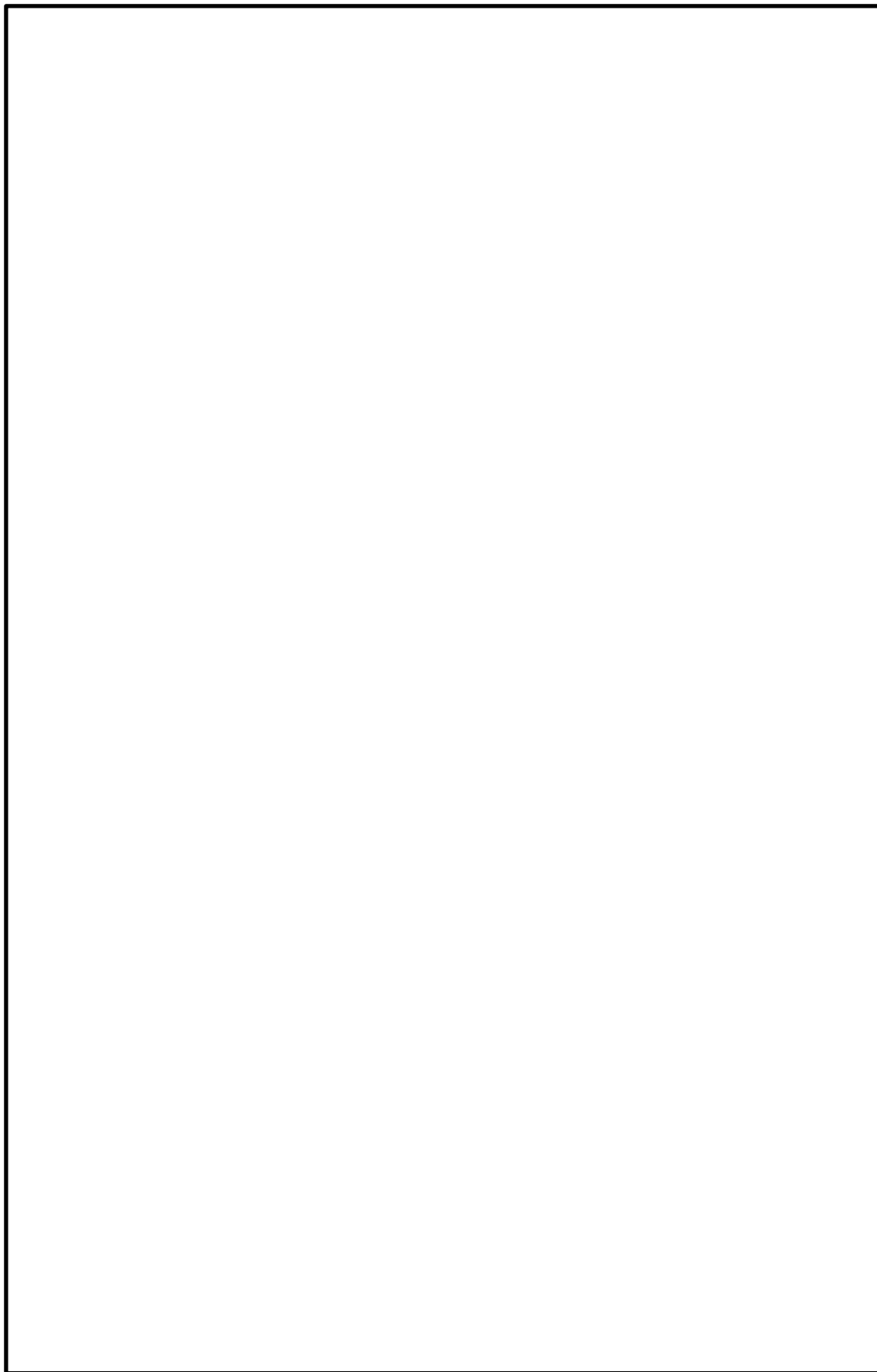


図 4-27 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位（評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

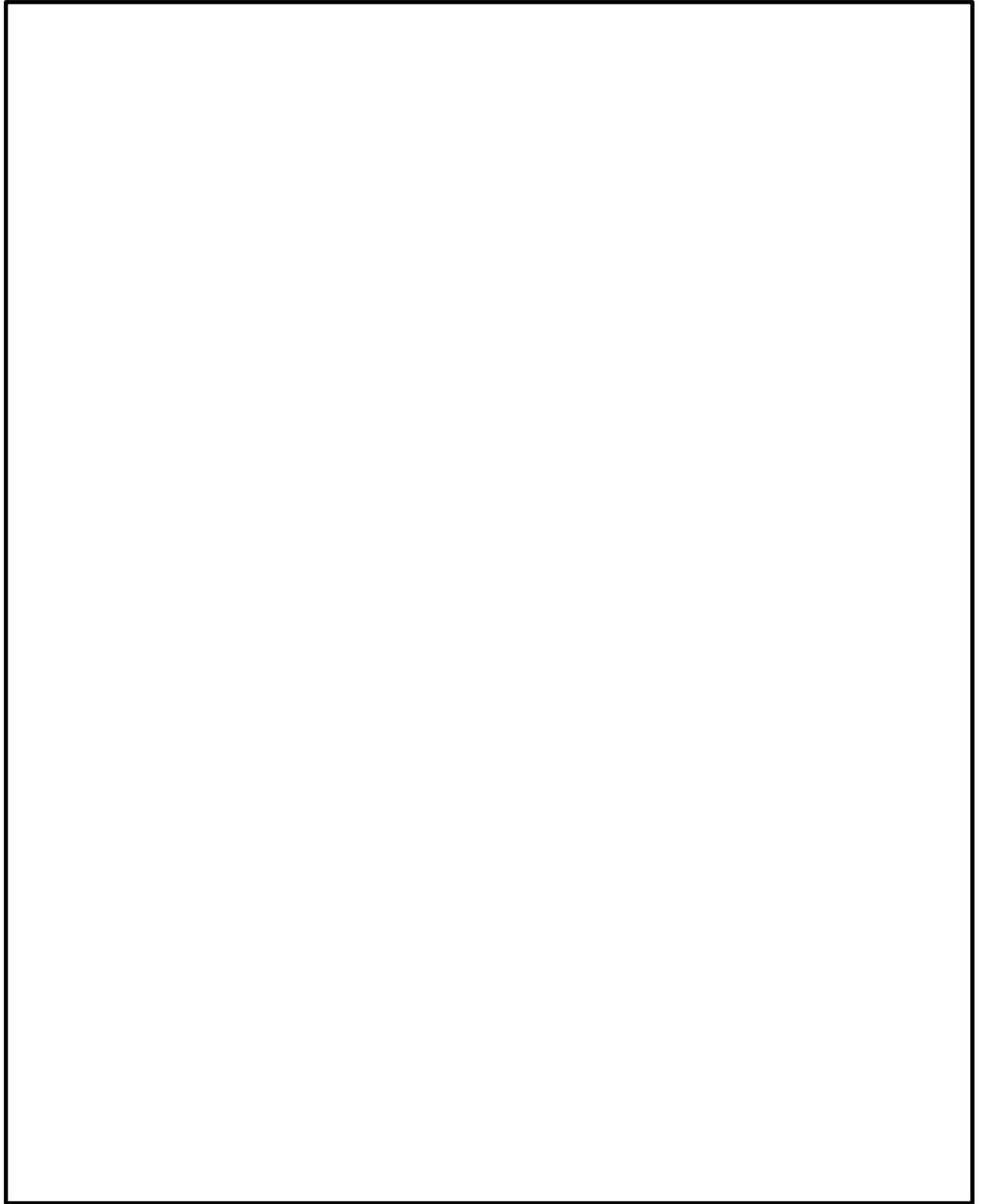


図 4-28 建物断面積（投影面積）

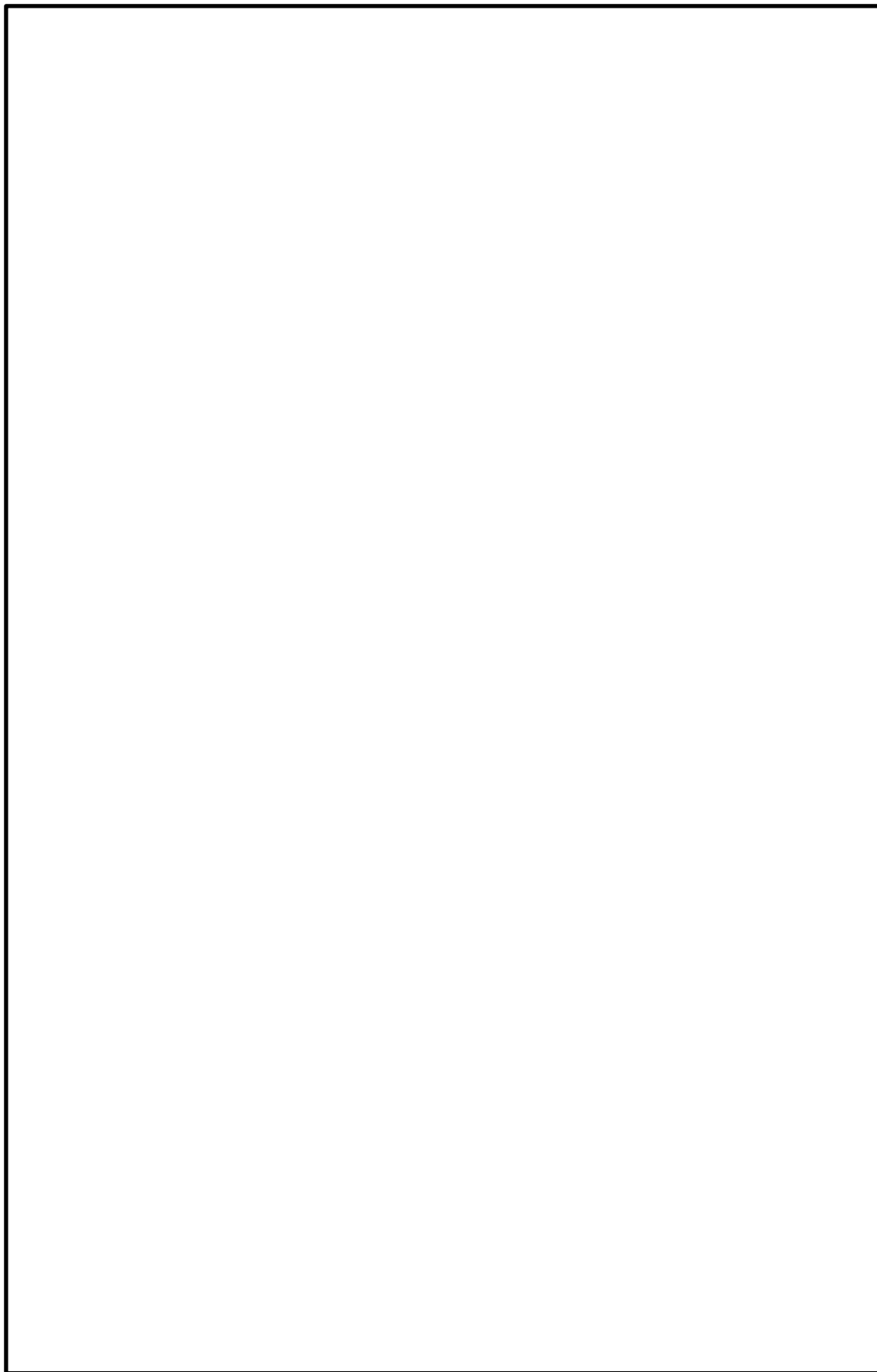


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/4)  
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデル)

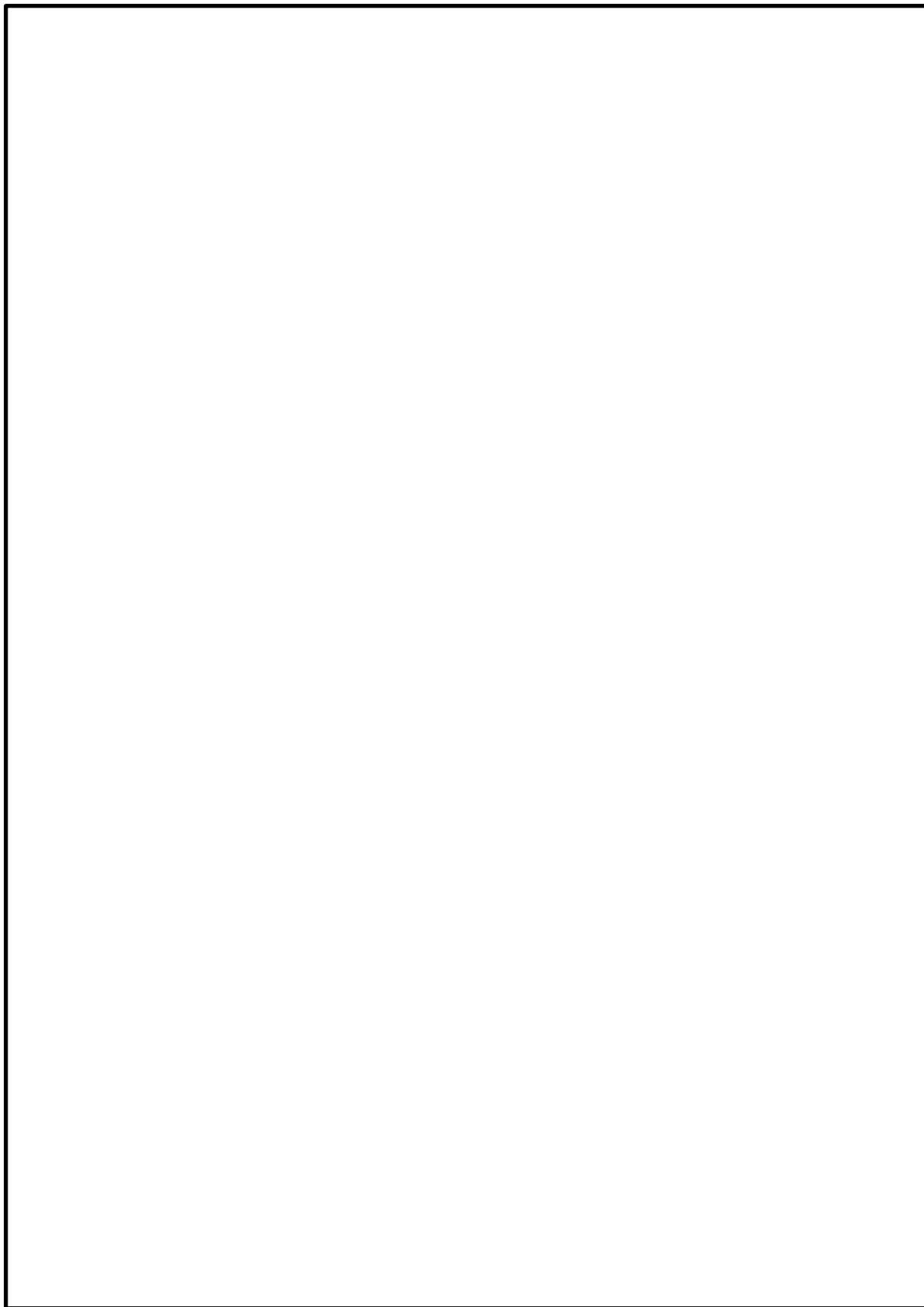


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/4)  
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデル)

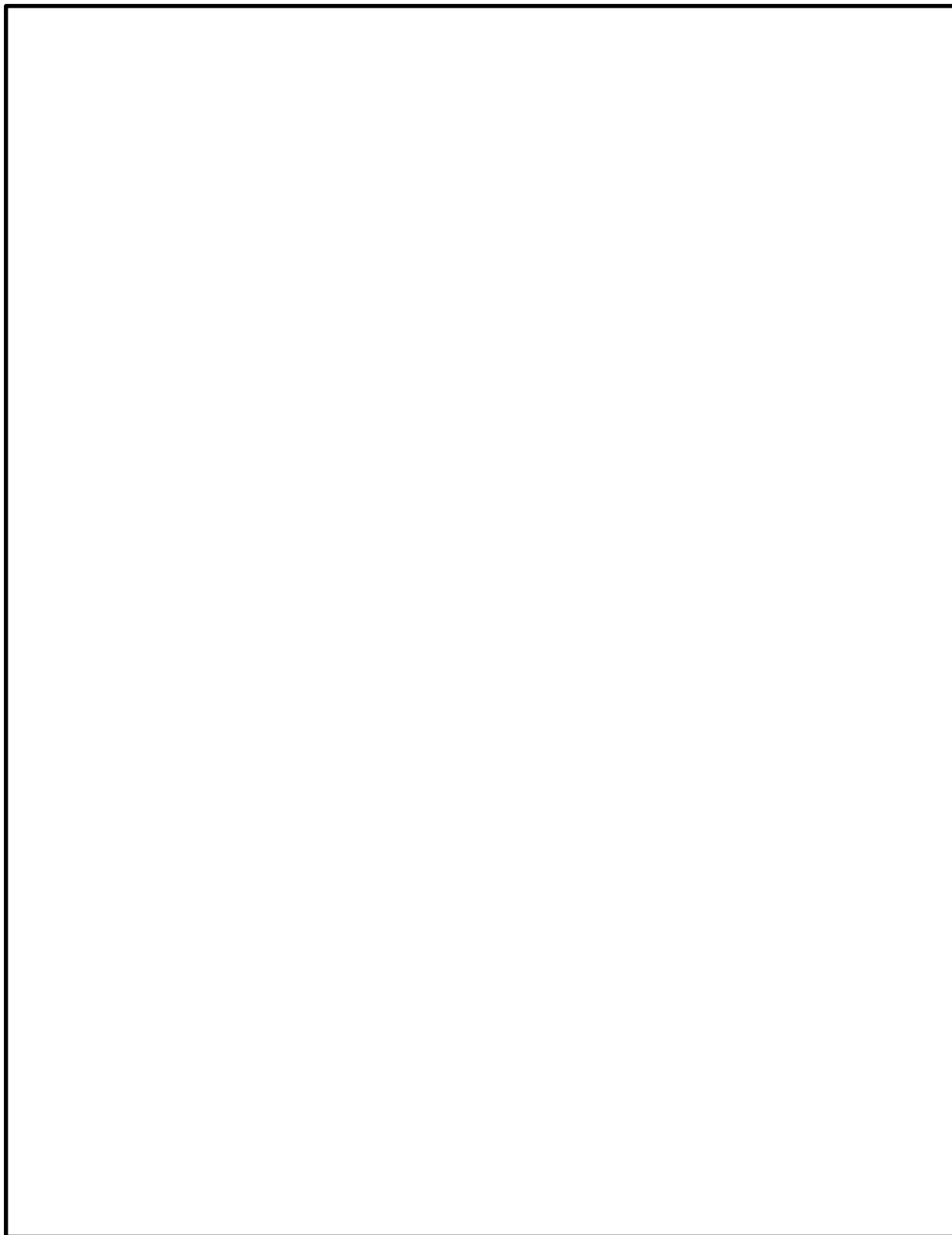


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/4)  
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデル)



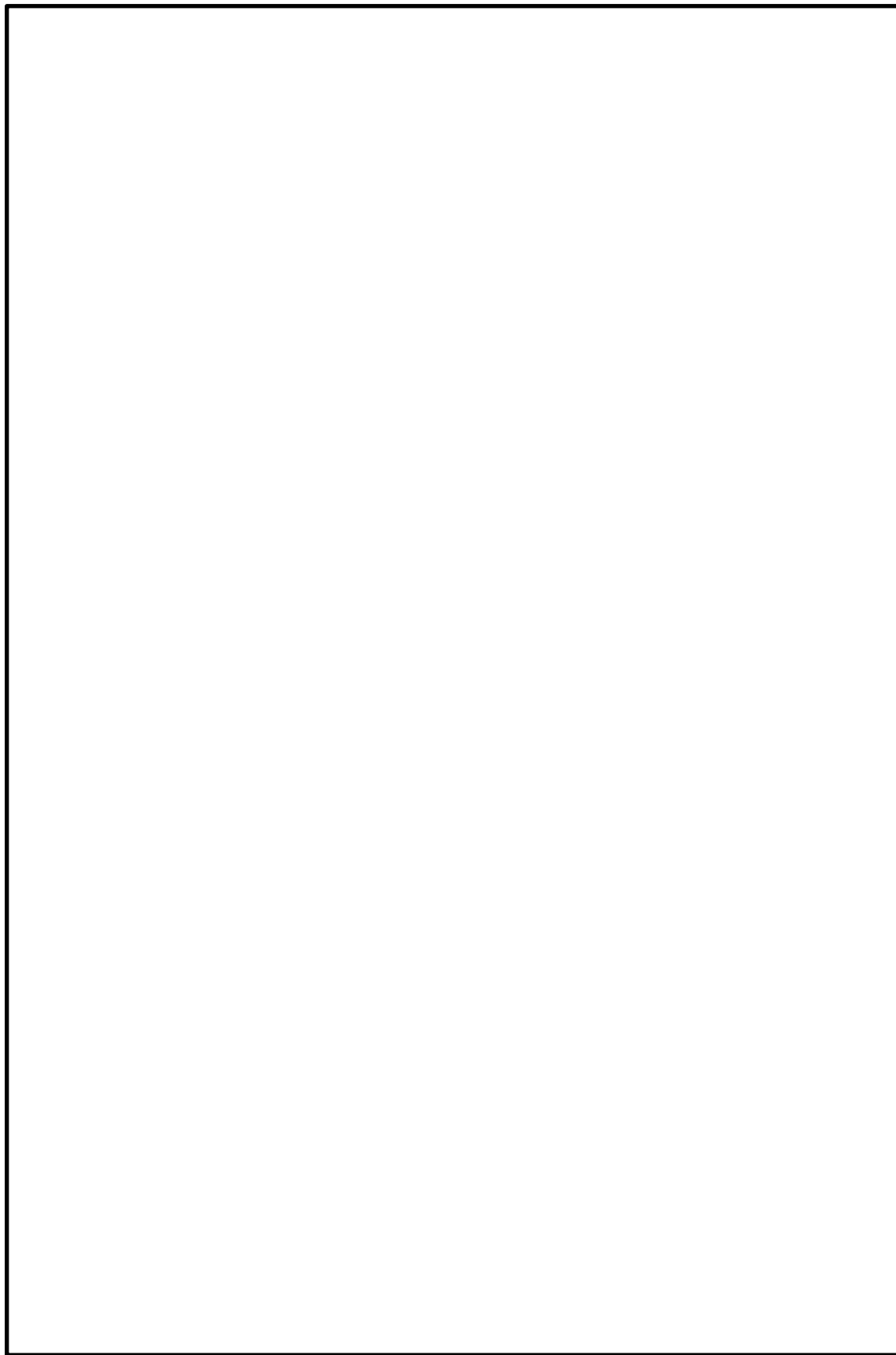


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/4)  
(原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価点)

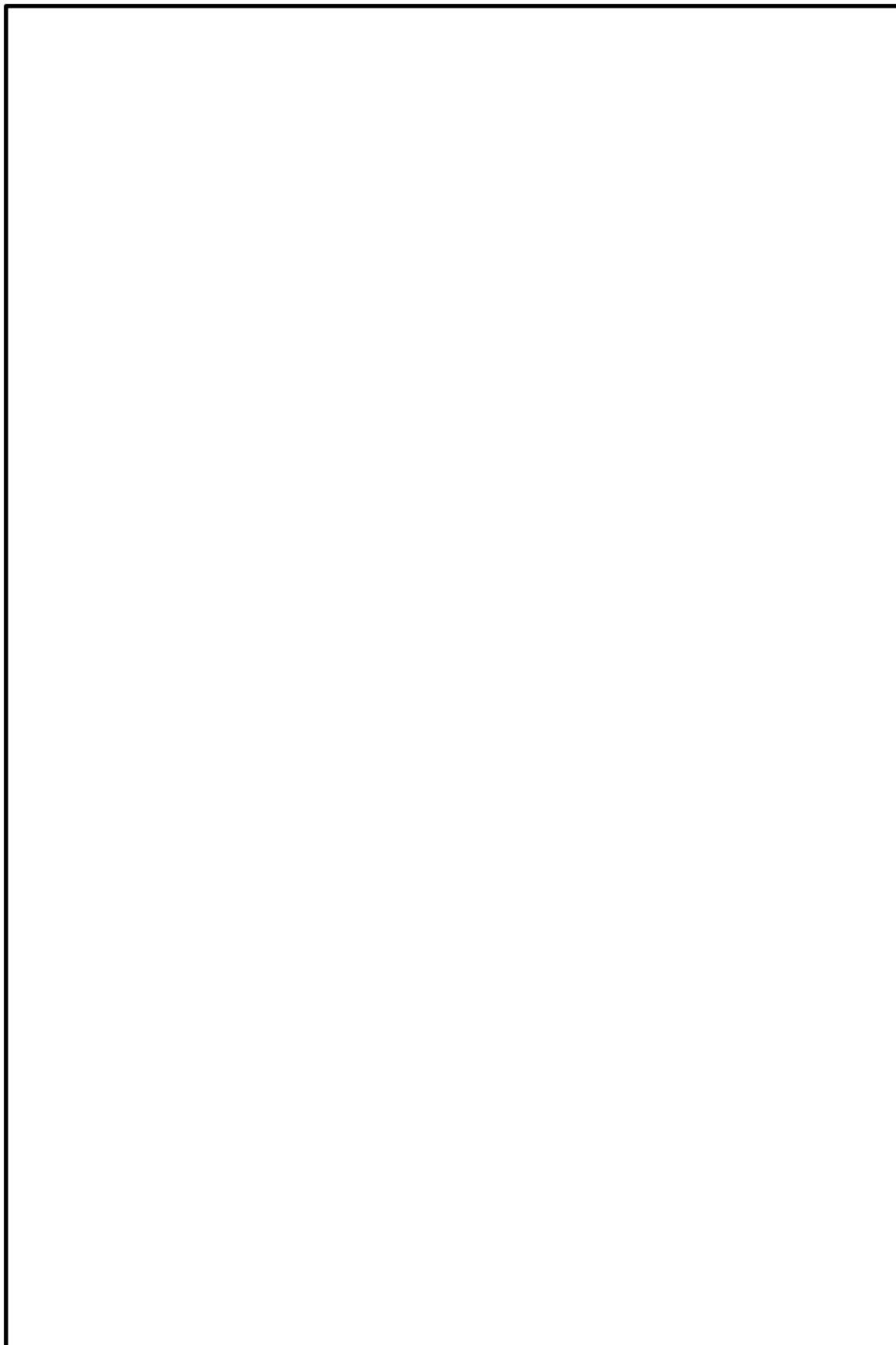


図 4-30 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル  
(炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点)

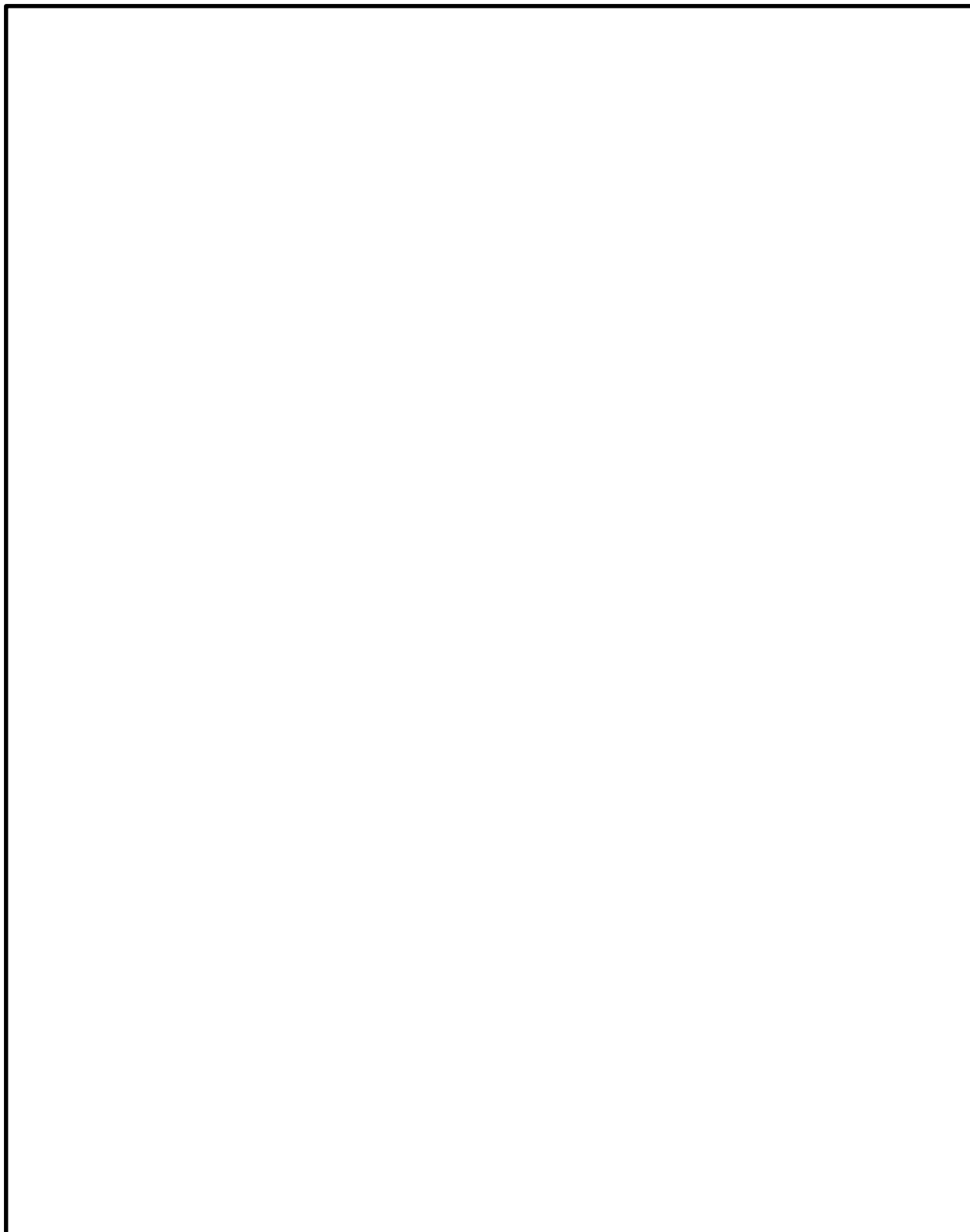


図 4-31 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル及び評価点位置 (1/4)

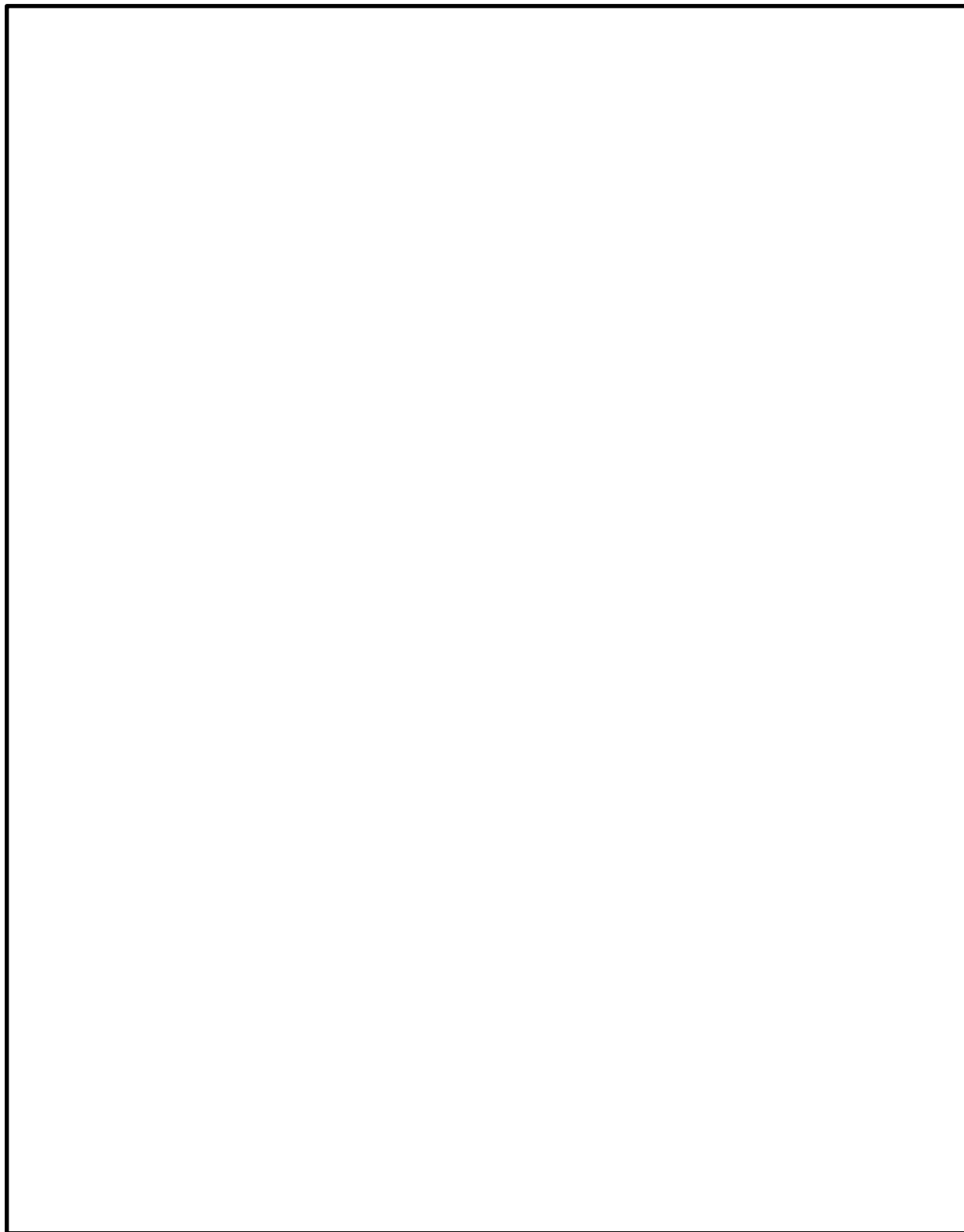


図 4-31 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル及び評価点位置 (2/4)

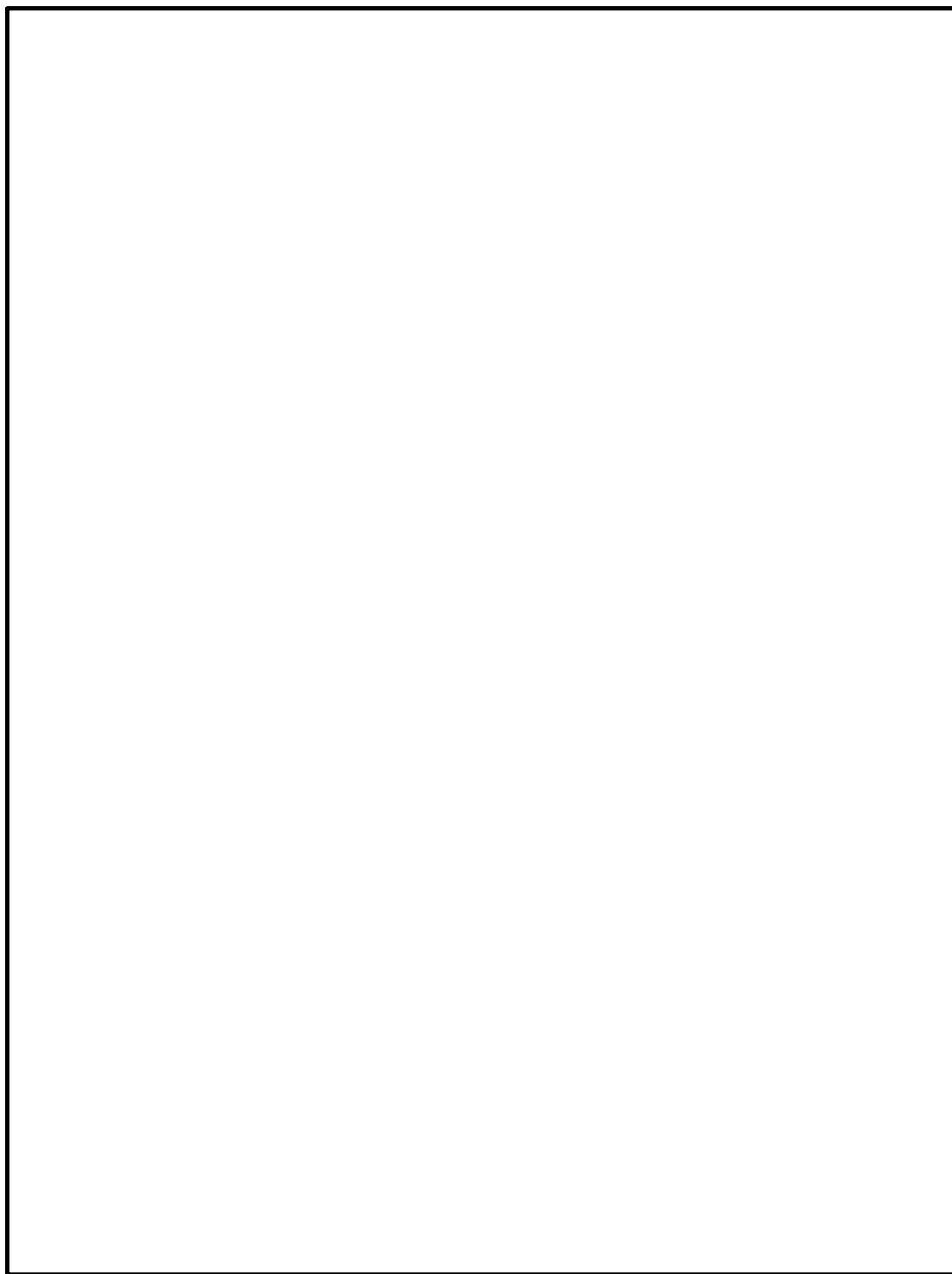


図 4-31 主蒸気管破断時のスカイシャインガンマ線評価モデル及び評価点位置 (3/4)

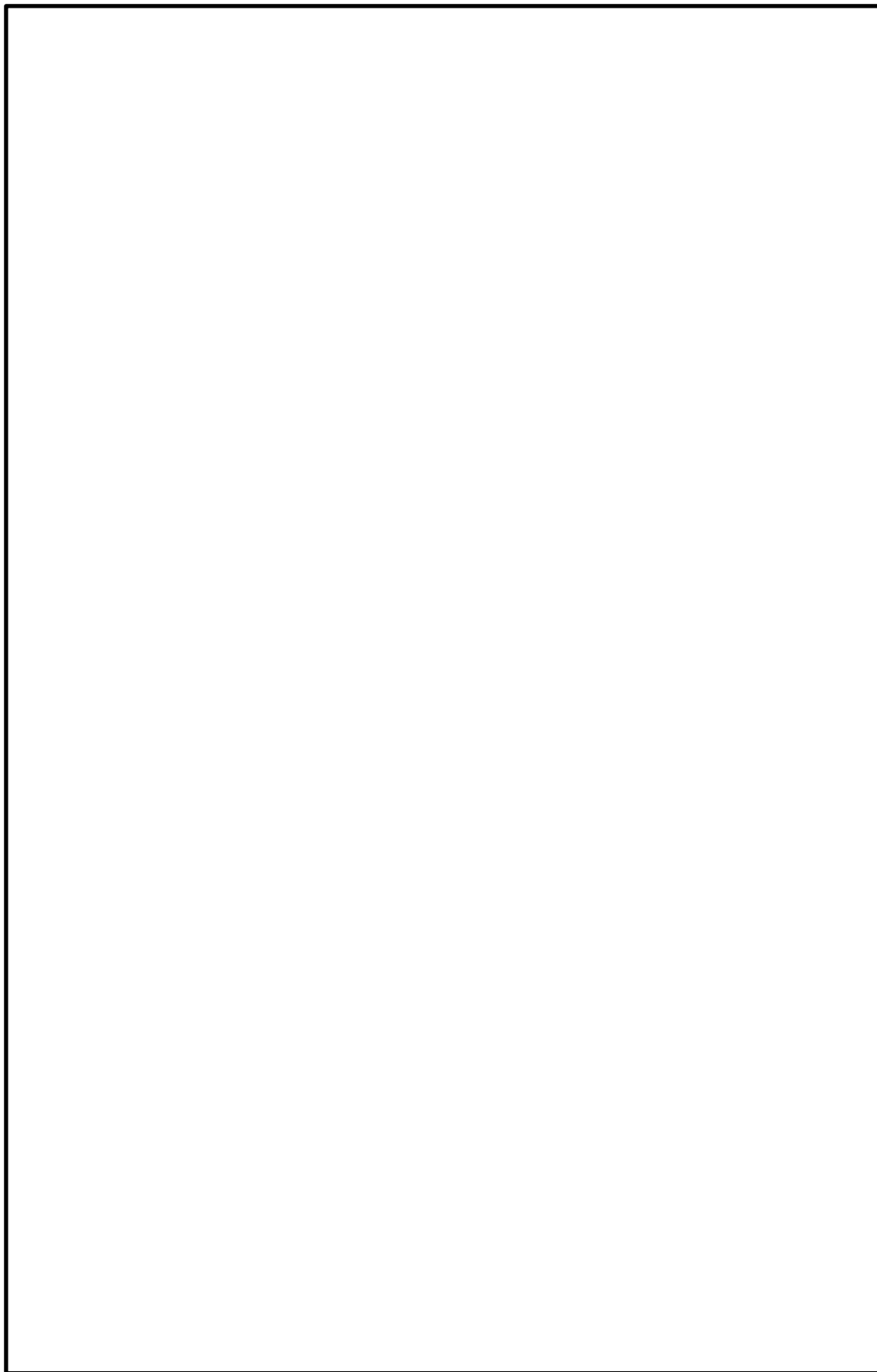


図 4-31 主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線の評価点位置 (入退域時の被ばく) (4/4)

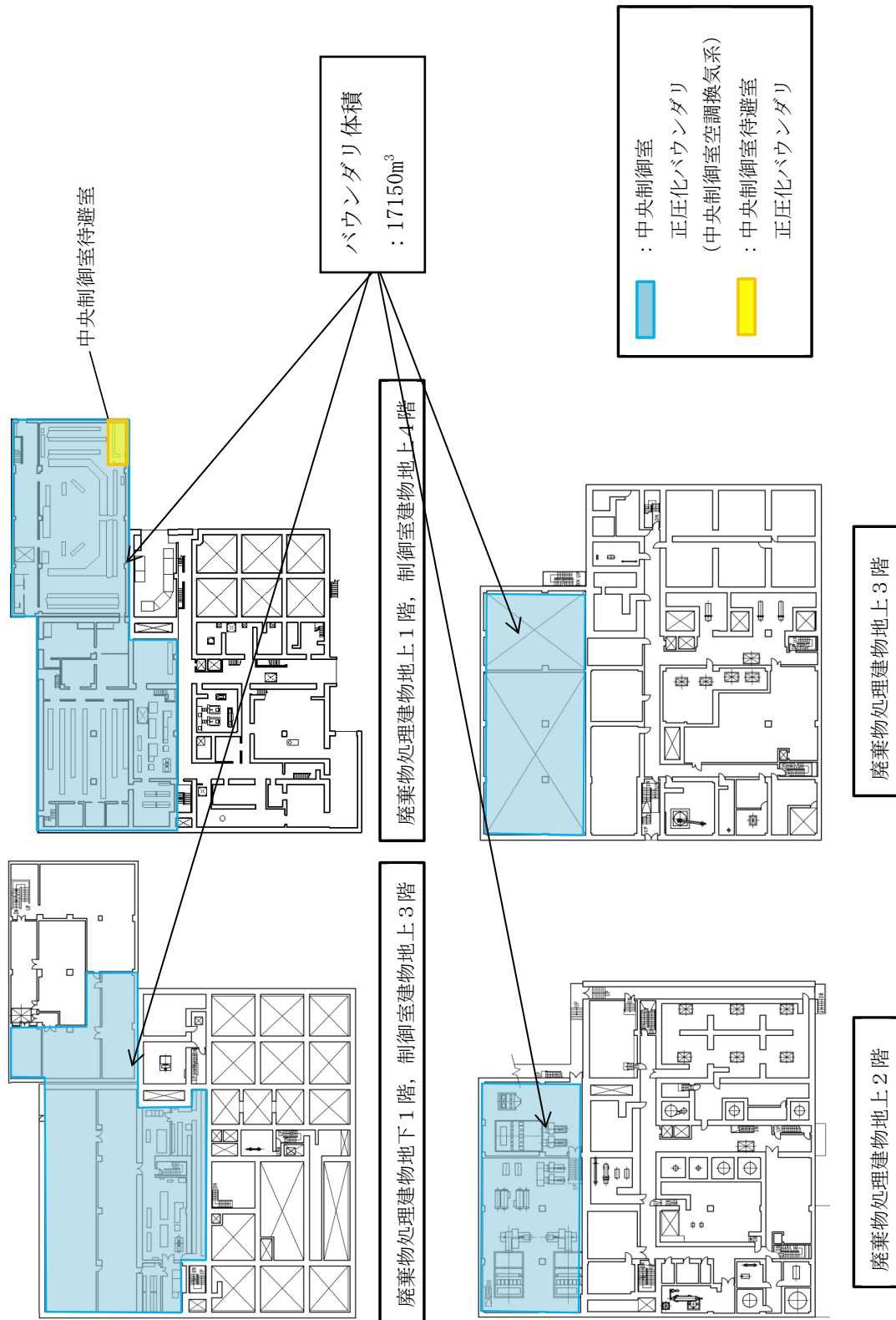


図 4-32 中央制御室バウンダリ体積 (1/2)

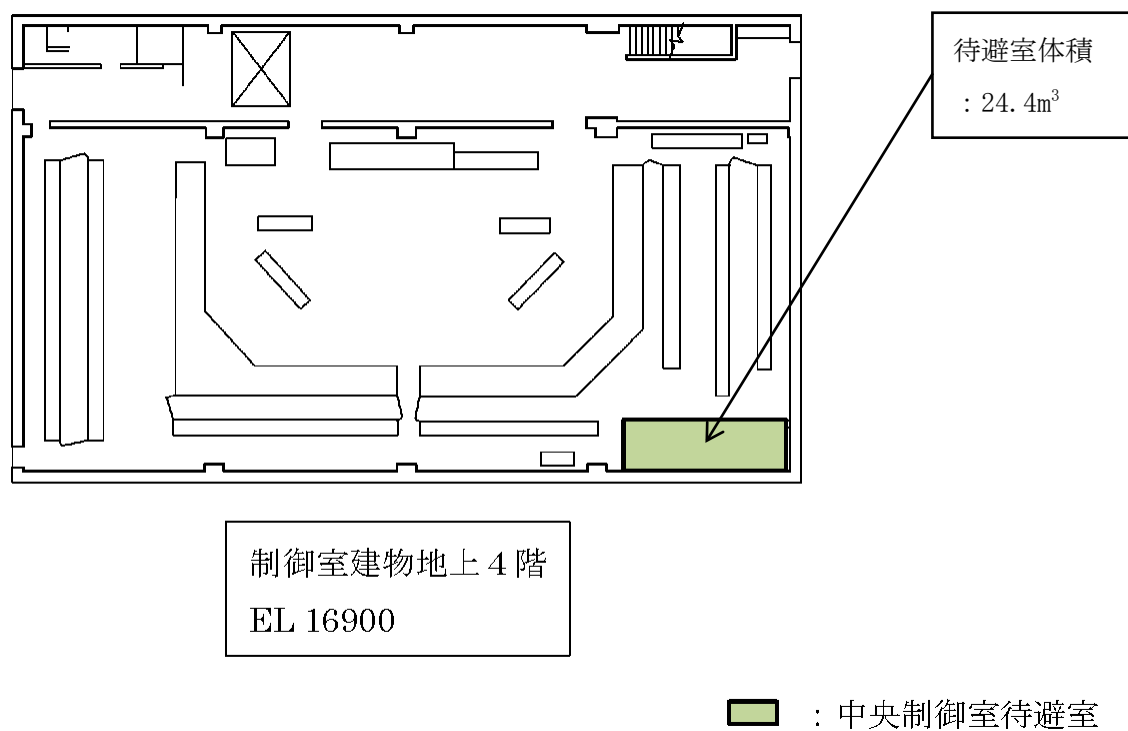


図 4-32 中央制御室待避室体積 (2/2)



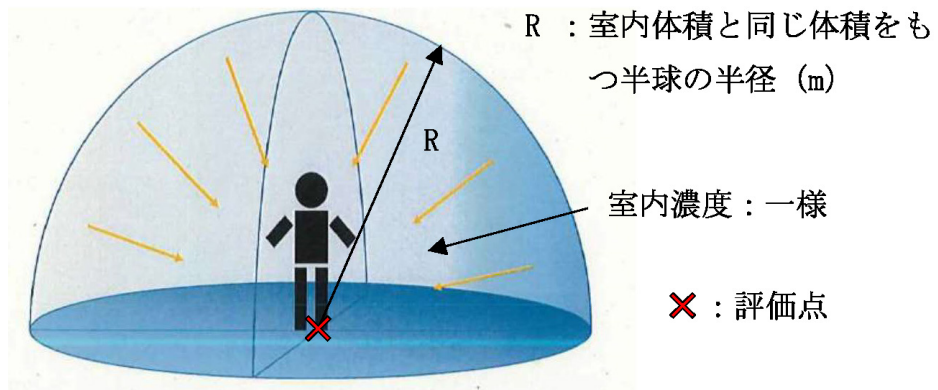


図 4-33 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

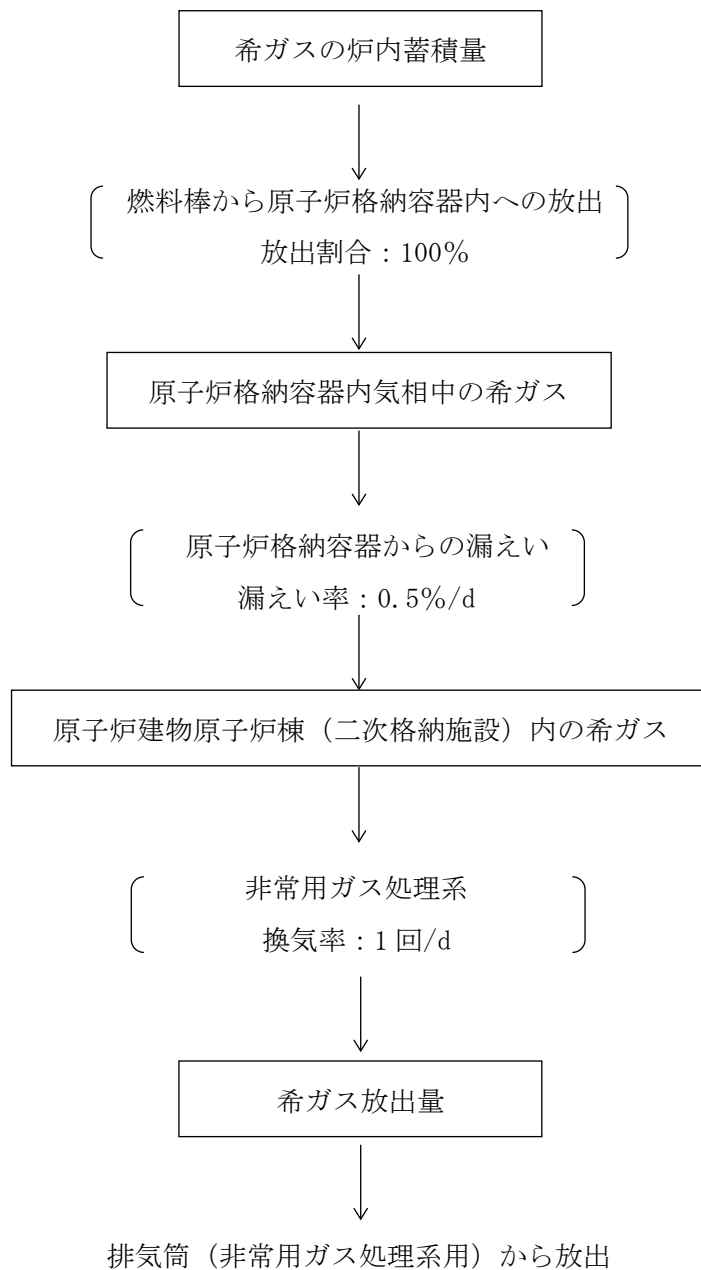


図 4-34 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

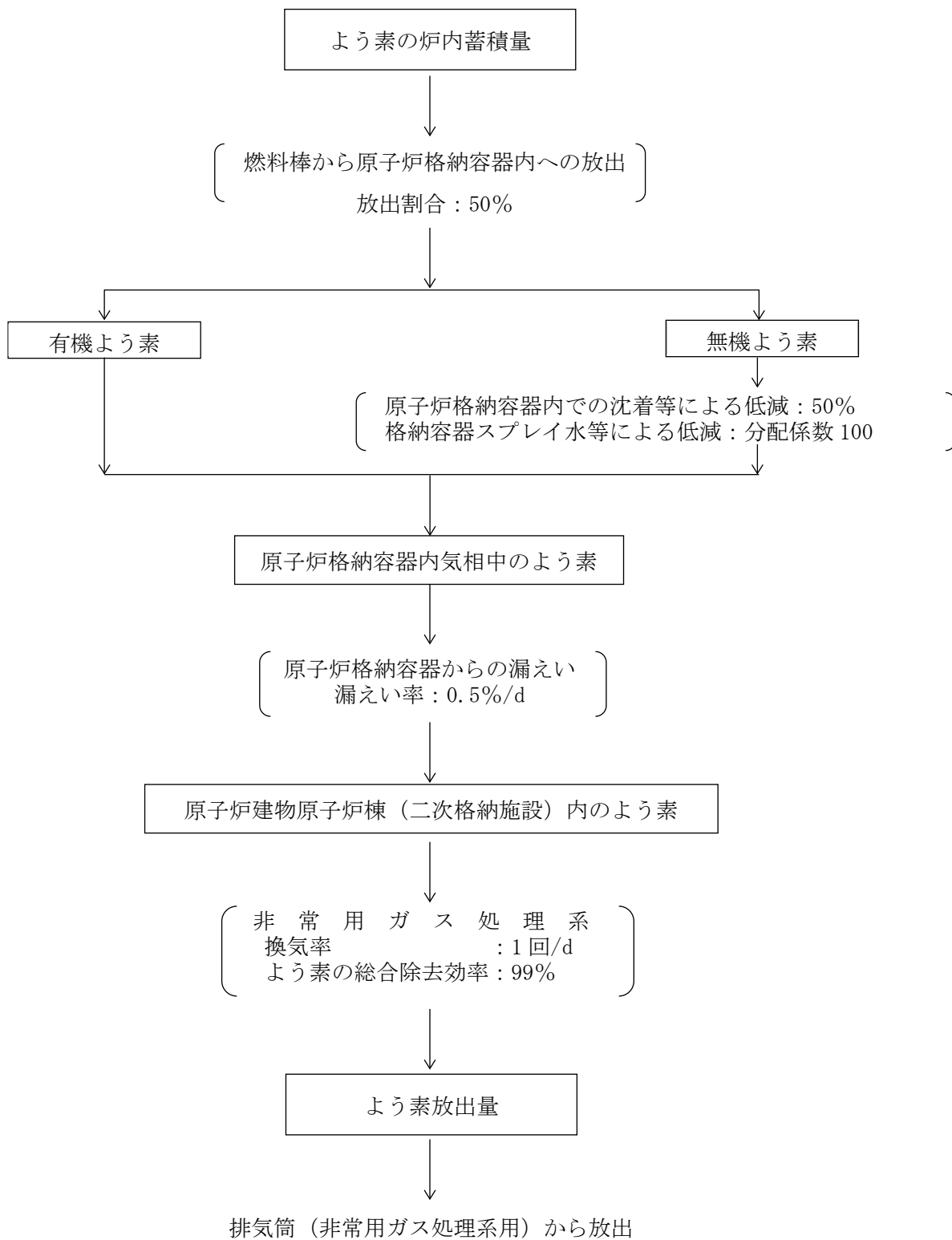


図 4-35 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程 (設計基準事故時)

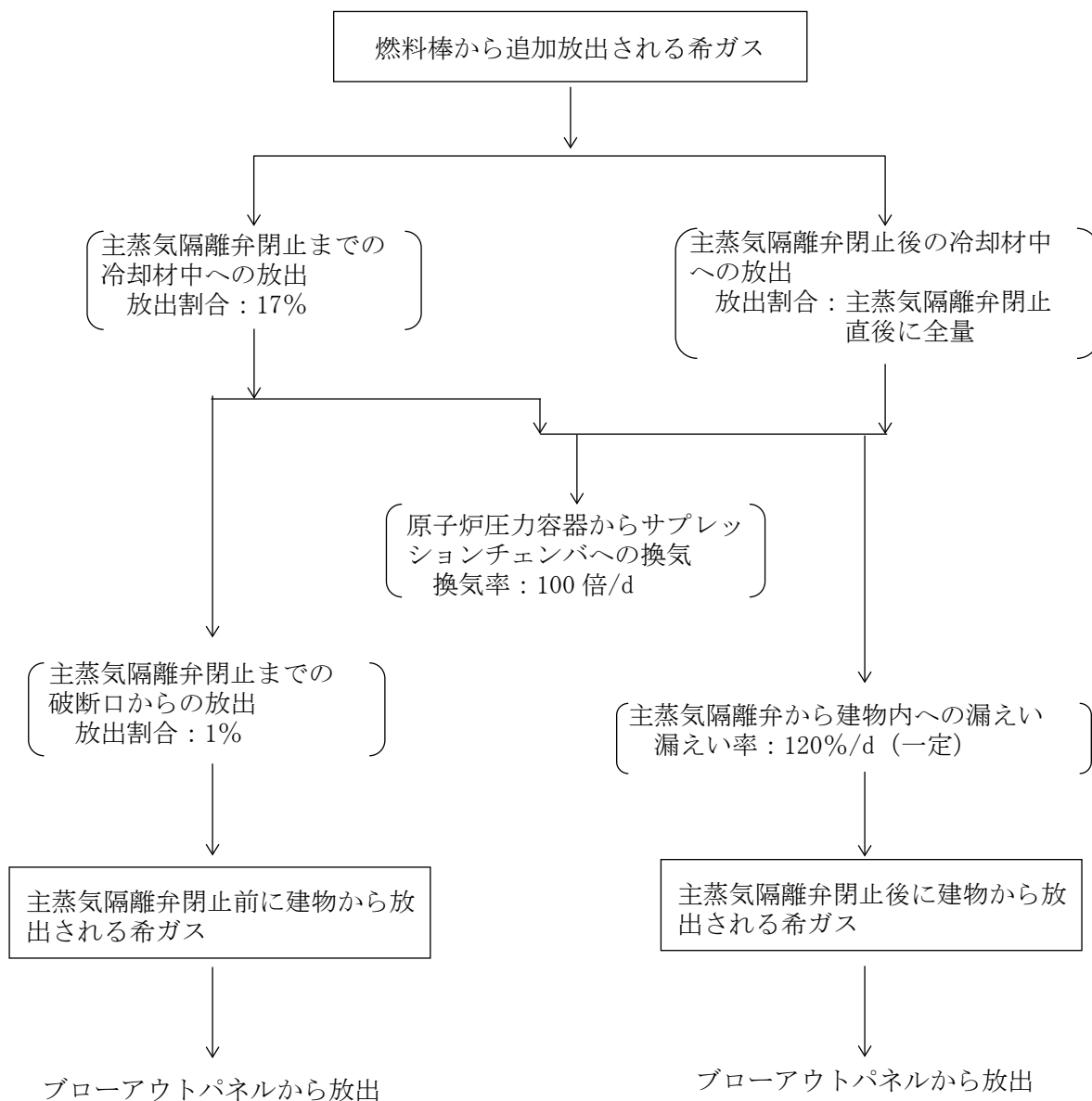


図 4-36 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

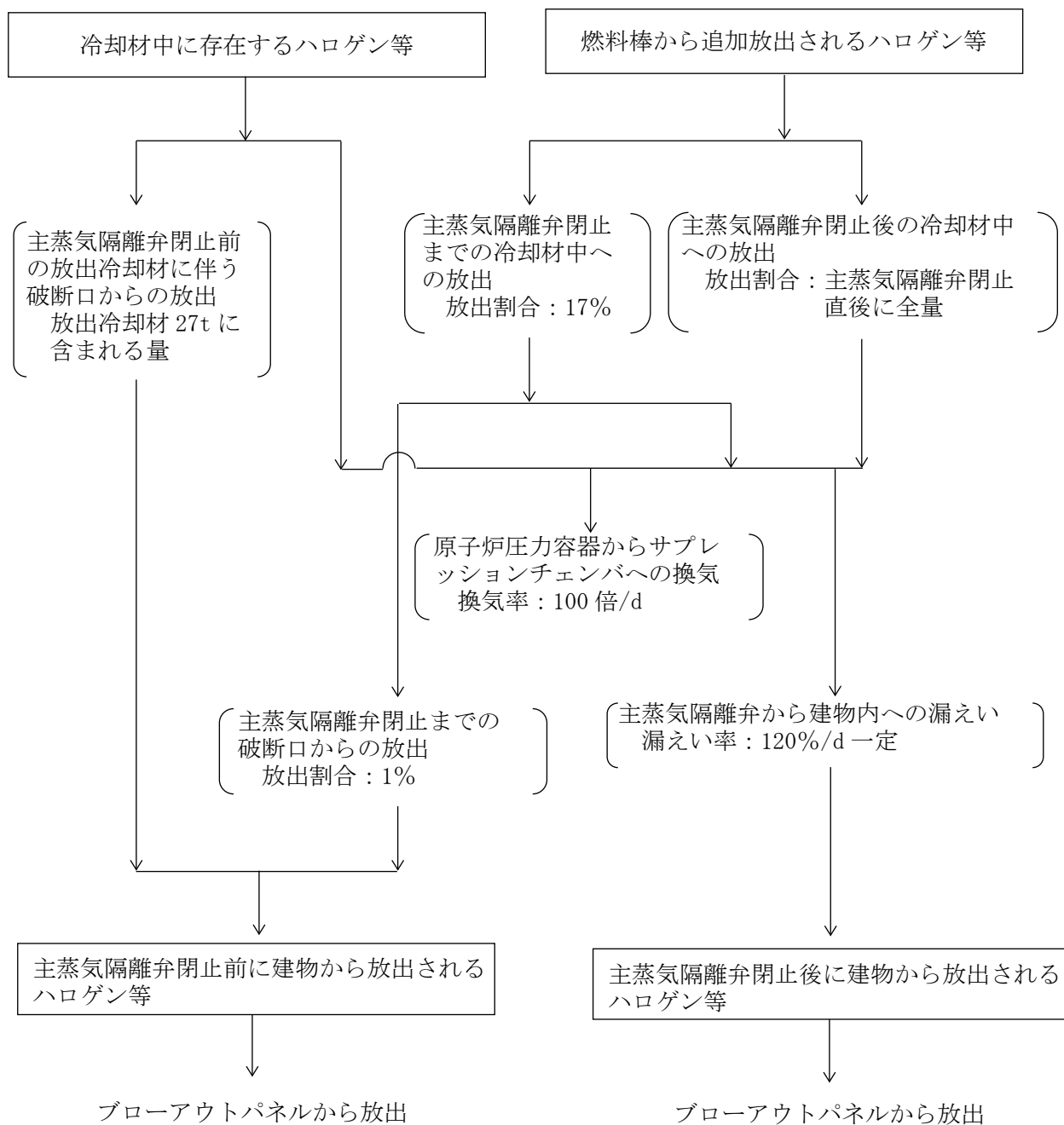


図 4-37 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

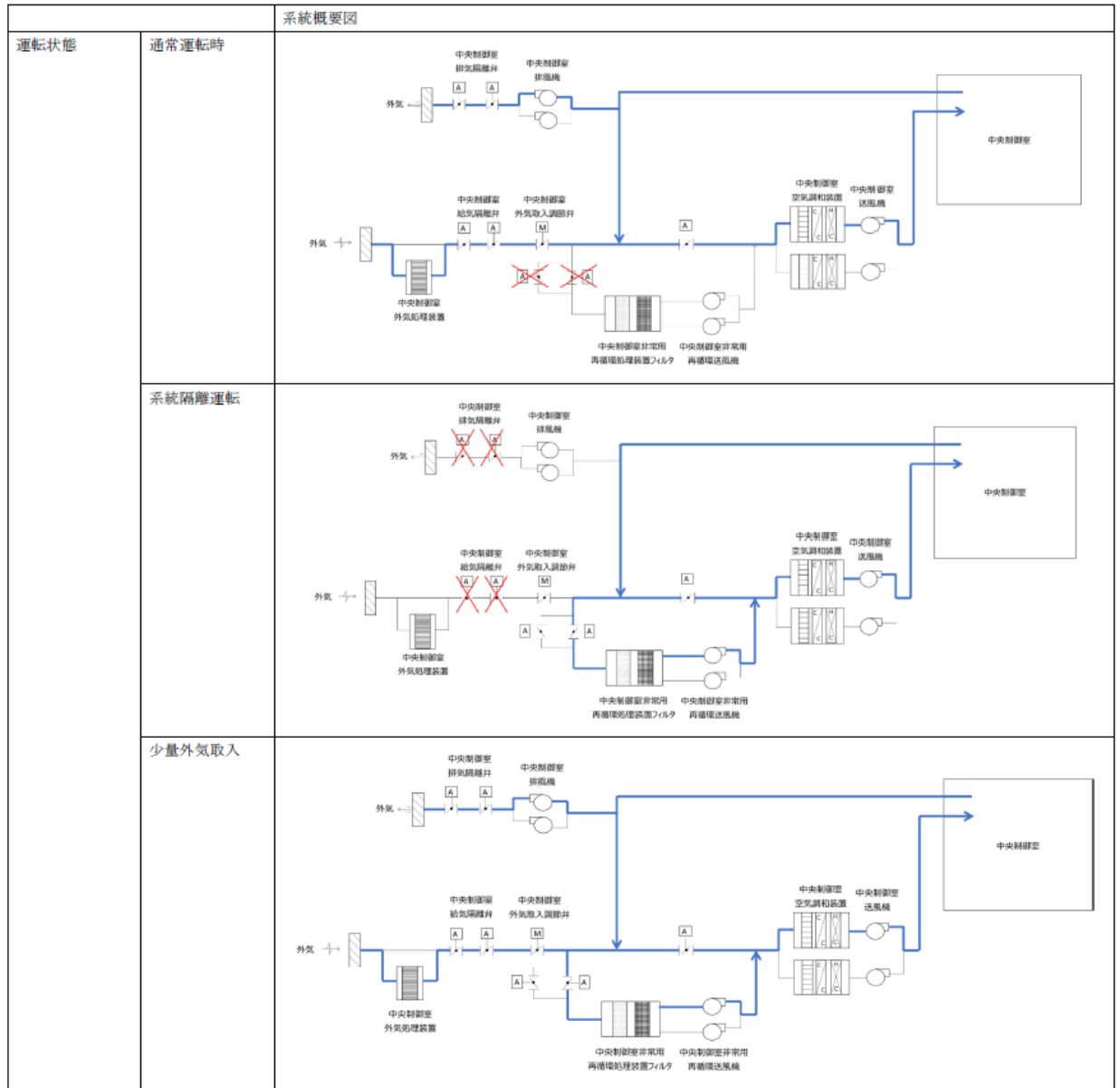


図 4-38 中央制御室空調換気系の運転モード

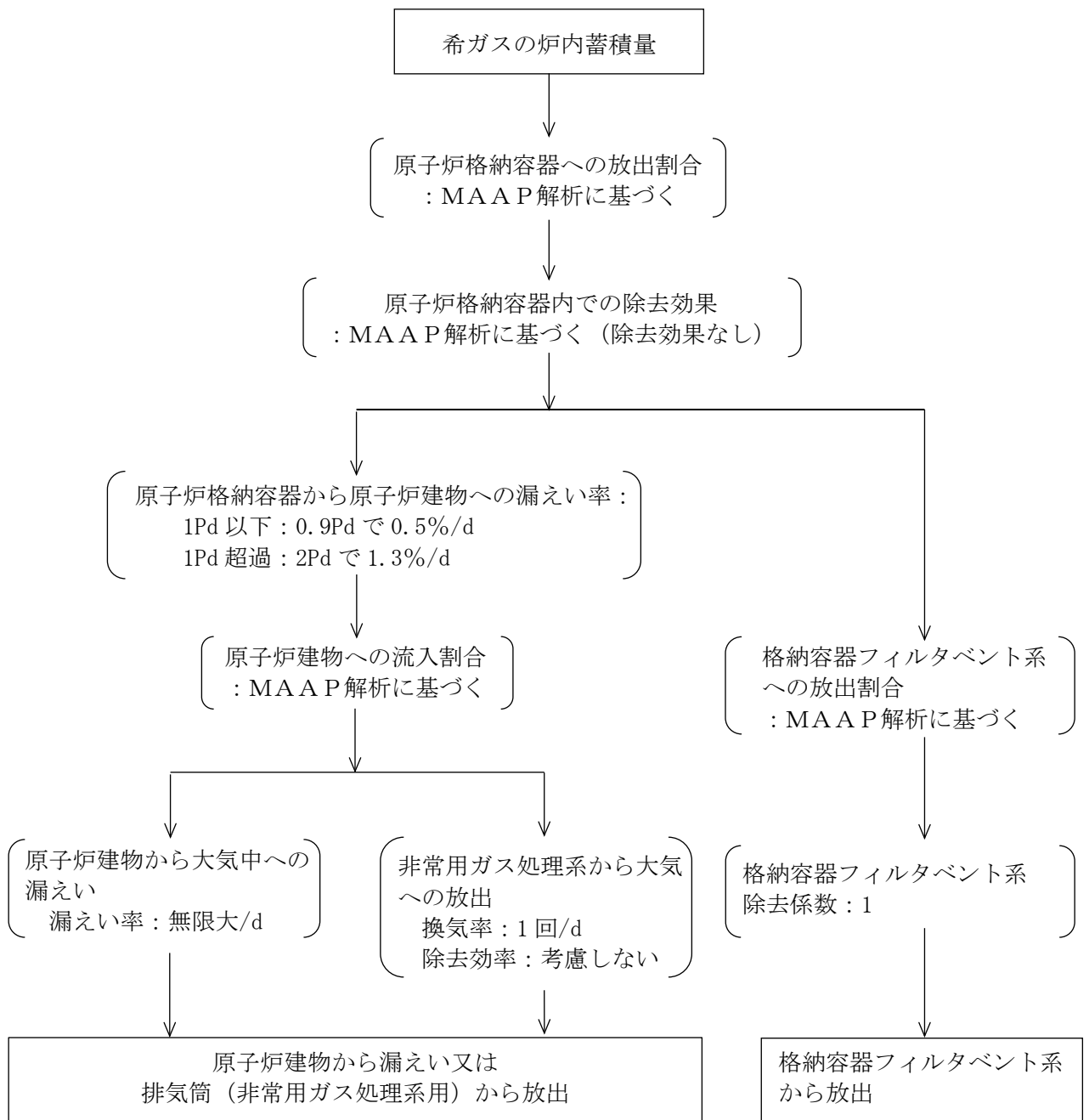


図 4-39 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

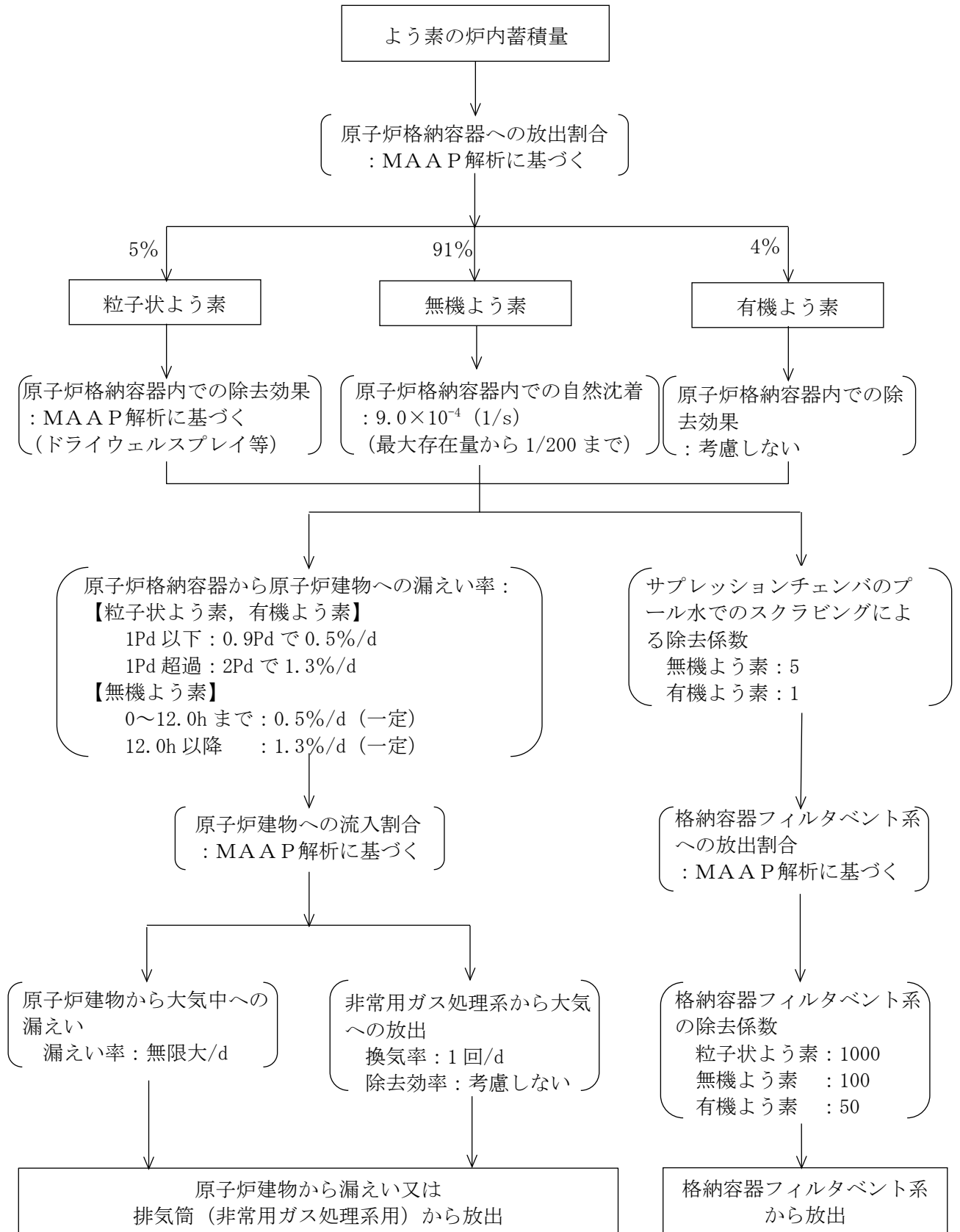


図 4-40 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



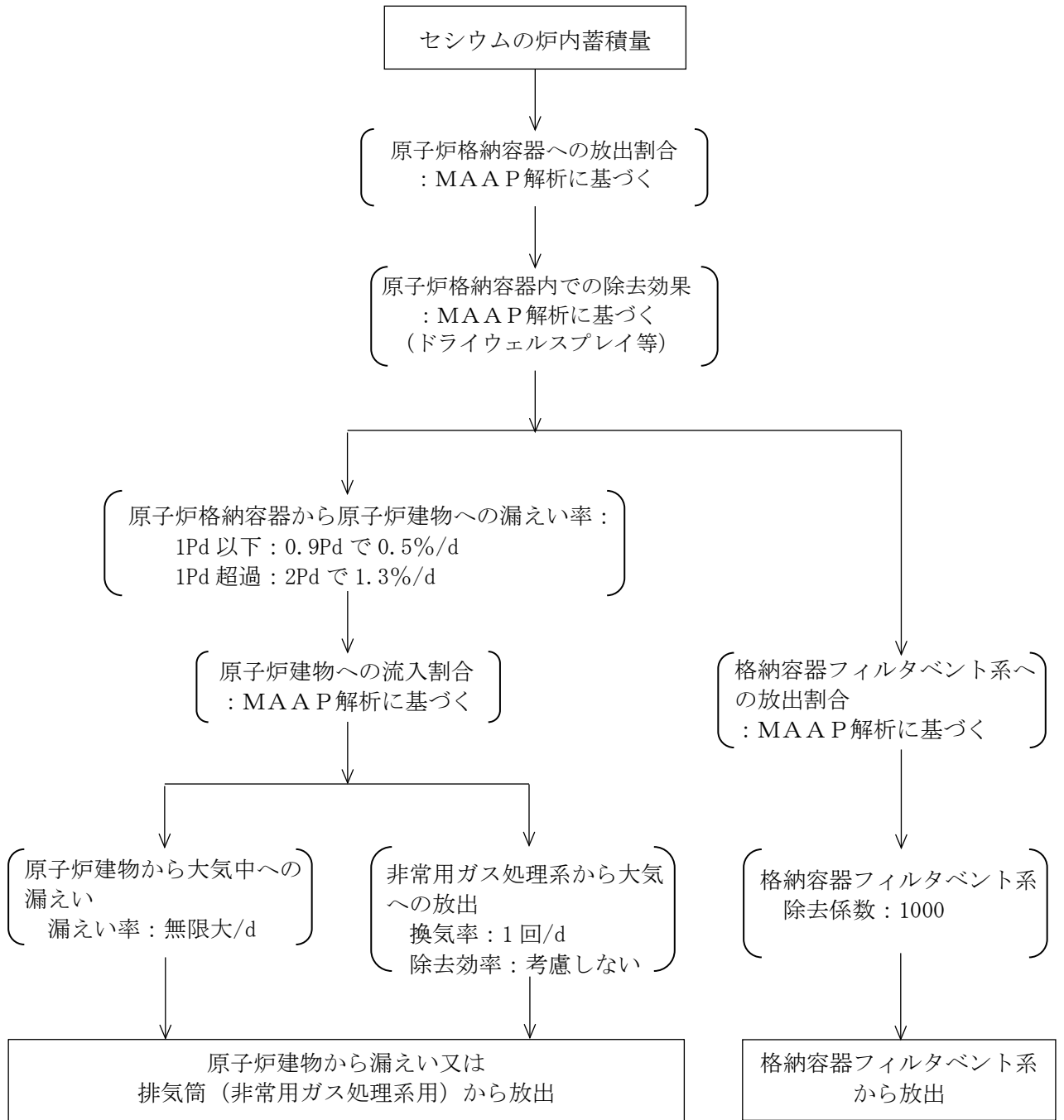


図 4-41 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

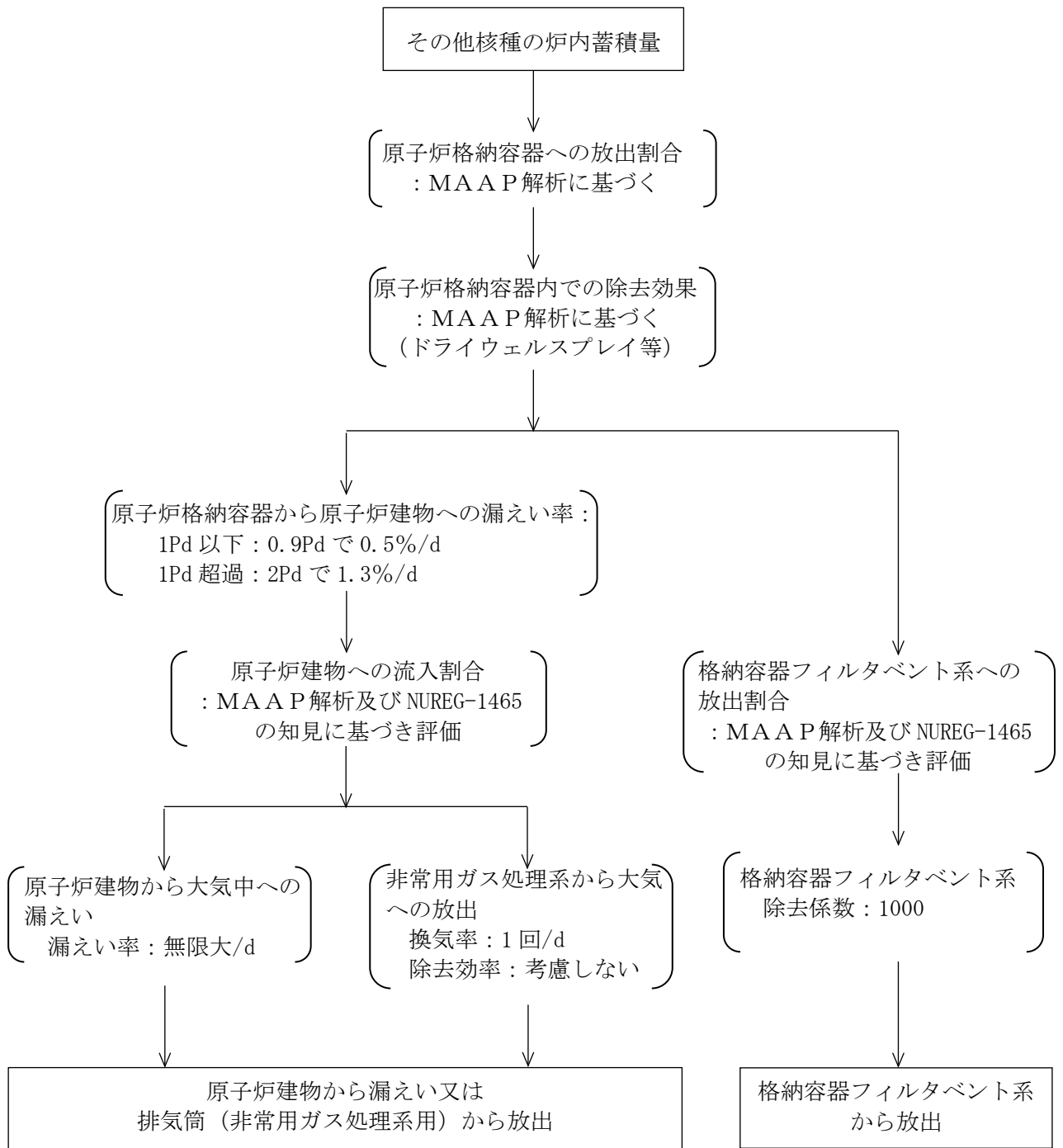


図 4-42 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

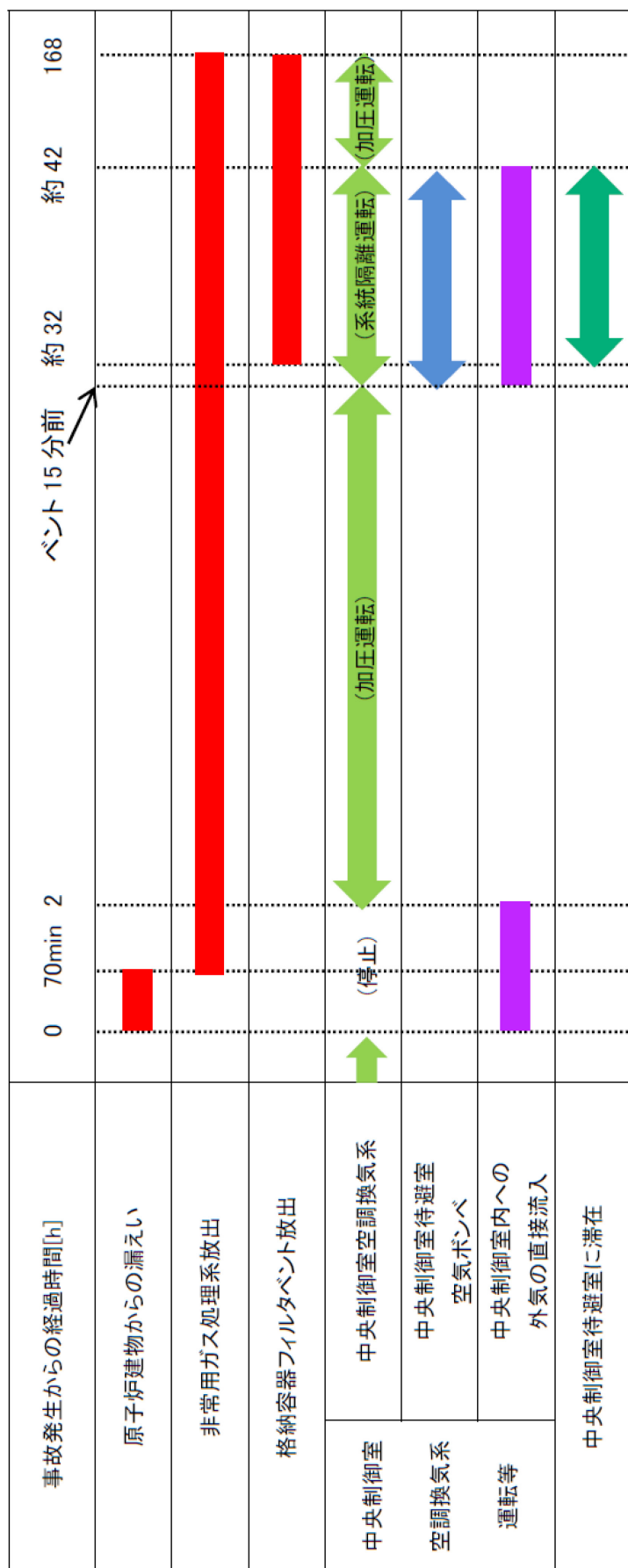


図 4-43 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

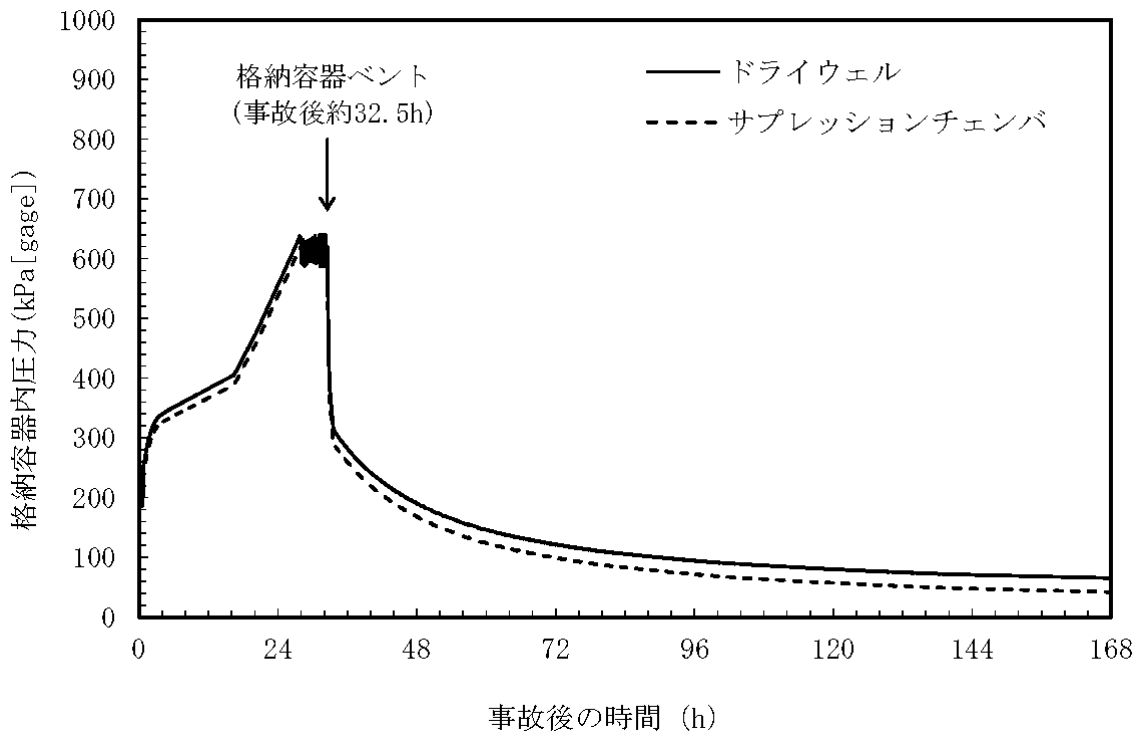


図 4-44 原子炉格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

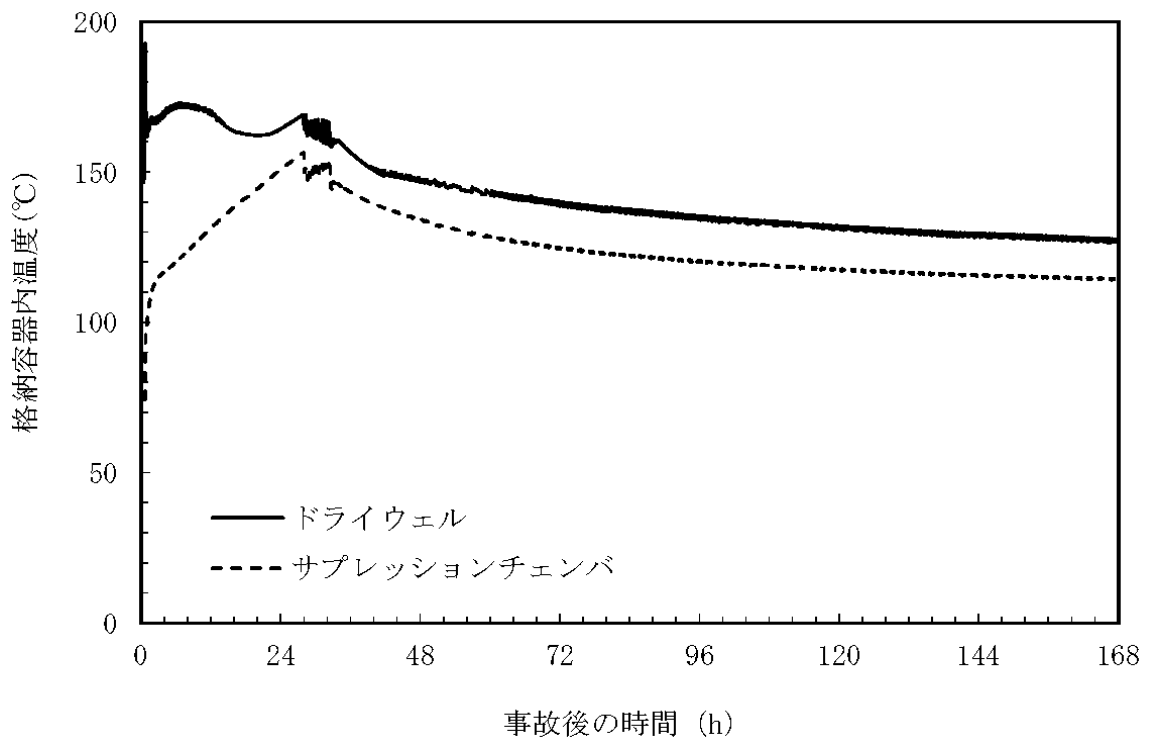


図 4-45 原子炉格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシヤイガンマ線評価モデル (平面図) (1/2)



図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線評価モデル（断面図）（2/2）

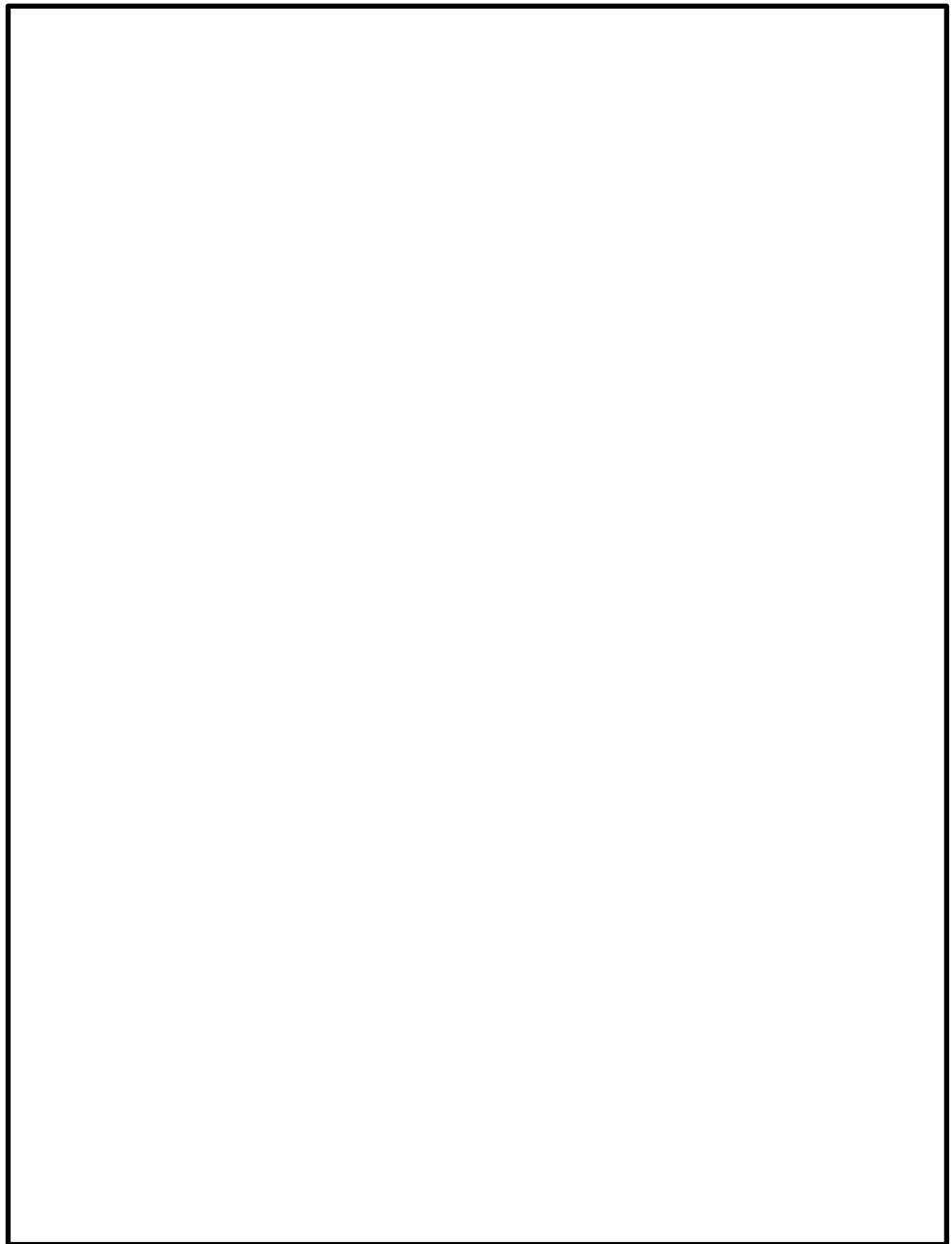


図 4-47 入退域被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

## VI-1-7-3-別添1 空気流入率試験について



## 空気流入率試験について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係わ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試験手法」に基づき、島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は表 1-1 に示す。

表 1-1 島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日 (1, 2 号機停止中)		
試験実施箇所	島根原子力発電所第 1 / 2 号機中央制御室		
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	—	
	B系	-6.4%～4.5%	
試験手法	全サンプリングによる試験手法		
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 $R^2$ 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。	—	
	②特異点の除外が、1 時点の全測定データ個数の 10%未満であること。	—	特異点の除外は無い。
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。	—	中央制御室バウンダリ内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 $R^2$
	A系	—	—
	B系	0.082 回/h (+0.0030)	—
特記事項	なし		

VI-1-7-3-別添2 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能  
の維持について

## 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室空調換気系の中央制御室非常用再循環処理装置フィルタは、設置場所において想定される放射性微粒子及びよう素に対し、除去効率（性能）を維持できるよう、十分な放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を有する設計とする。

### 1. 粒子用高効率フィルタの微粒子保持容量

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの粒子用高効率フィルタ保持容量は、約 13kg である。

### 2. チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタのチャコールフィルタのよう素吸着容量は約 2.6kg\* である。

注記\*：よう素吸着能力は、米国 R. G. 1.52 より活性炭 1kg 当たり 2.5g である。中央制御室非常用再循環処理装置フィルタのチャコールフィルタの充てん量は、約 1072kg であることから、吸着容量は、約 2.6kg (2.5g/kg×1072kg) である。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタの保持容量及び吸着容量を表 2-1 に示す。

表 2-1 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量	保持容量／吸着容量
微粒子	約 13kg
よう素	約 2.6kg

### VI-1-7-3-別添3 運転員の交替要員体制について

## 運転員の交替要員体制について

### 1. 設計基準事故時

通常時の運転員の勤務形態は、5班以上編成した上で2交替勤務を行うよう保安規定で定めているが、運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、仮に通常どおりに運転員を確保できない場合として4直2交替を仮定し、運転員1人当たりの30日間の平均的な実効線量を評価した。

運転員一人当たりの30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の平均値を評価\*すると、以下となる。

\*：被ばく評価手法（内規）に示された計算方法

- ・運転員1人当たりの平均的な中央制御室滞在時間

$$12\text{h/直} \times 2\text{直/日} \times 30\text{日} / 4\text{直} = 180\text{h}$$

- ・入退域所要時間

$$0.5\text{h/直} \times 2\text{直/日} \times 30\text{日} / 4\text{直} = 7.5\text{h}$$

上記により求めた中央制御室滞在時間及び入退域所要時間から直交替による滞在時間割合は以下のとおりとなる。

- ・中央制御室内の滞在時間割合

$$180\text{h} / (24\text{h/日} \times 30\text{日}) = 0.25$$

- ・入退域所要時間割合

$$7.5\text{h} / (24\text{h/日} \times 30\text{日}) \doteq 0.10417$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、設計基準事故と同様に4直2交替を仮定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

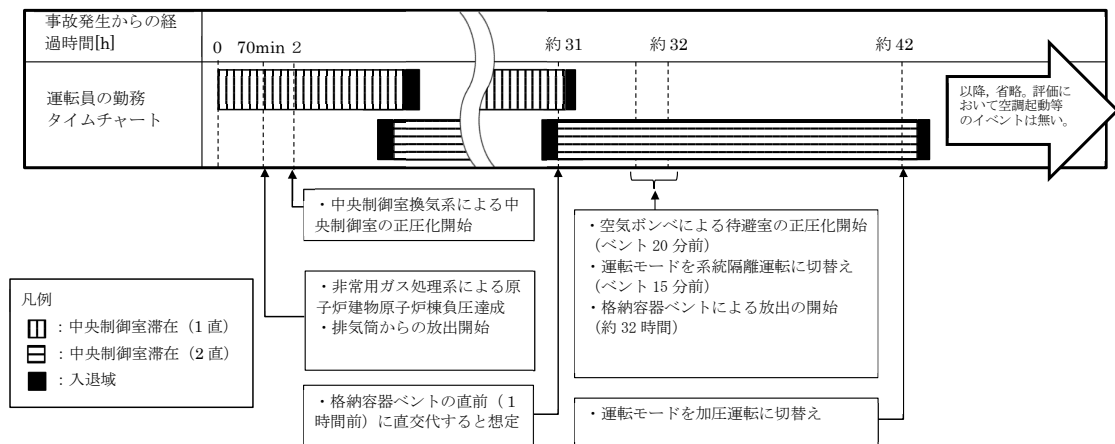
被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時が被ばくの影響が最も大きくなることから、格納容器ベントの影響が最大となるよう、格納容器ベントの1時間前に直交替を行うものと想定した。

想定する勤務体系は表3-1に示すとおりである。

表3-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:15
2直	21:00～8:15
日勤班	—

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	入退域回数
A班	1直	1直		2直	2直			7回
B班		2直	2直				1直	7回
C班	2直				1直	1直		6回
D班			1直	1直		2直	2直	8回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

VI-1-7-3-別添4 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における  
原子炉建物ブローアウトパネルの取扱いについて



## 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建物 ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えい、拡散することにより生じる建物内の圧力上昇によって建物内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建物内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒（非常用ガス処理系用）ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

### 1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

#### (1) 原子炉冷却材喪失

##### a. 評価条件（放出位置）

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建物とされている。（表 4-1 参照）

##### b. 原子炉建物ブローアウトパネルの状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放するほど圧力上昇は大きくないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口となる。

##### c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として排気筒（非常用ガス処理系用）出口とすることは妥当である。

#### (2) 主蒸気管破断

##### a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表 4-1 参照）

- b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

建物内の圧力上昇により原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口ではなく地上放出相当として評価点（中央制御室）に最も近接する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建物から地上放出するとしており、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

- c. 結論

原子炉建物ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

- a. 評価条件（放出位置）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内が負圧ではない期間（事象発生から 70 分まで）：

地上放出（原子炉建物中心）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内が負圧となる期間（事象発生から 70 分以降）：

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

格納容器ベント実施時：

格納容器フィルタベント系排気管出口

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

- b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生 70 分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）による閉じ込め効果を期待しないことから放出点としては原子炉建物中心位置を設定する。

事象発生 60 分以降、常設代替交流電源設備によって電源が復旧し、非常用ガス処理系を起動し、事象発生 70 分以降に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の負圧を確保することを想定し、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系排気筒出口からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒（非常用ガス処理系用）出口及び格納容器フィルタベント系排気筒出口を設定しており妥当である。

表 4-1 放出点の代表例（被ばく評価手法（内規）解説表 5.8.1 抜粋）等の説明について

型式	事故	放出点の位置
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	建屋+0.5Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5Lの範囲内 (ブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋)

VI-1-7-3-別添5 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮  
について

## 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避室遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

### 1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避室の出入口開口からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。

### 2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避室の配管その他の貫通部からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(2) 貫通部の高さを線源が直接見通せないようにする。