

#### 4. 【燃料プール監視カメラ用冷却設備について】

## 目 次

1. 概要.....	1
2. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の容量と冷却能力.....	1
3. 燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度評価.....	2
3.1 エアクーラ出口温度 評価条件.....	2
3.2 エアクーラ出口温度 適用規格.....	2
3.3 エアクーラ出口温度 評価方法.....	3
3.4 エアクーラ出口温度 算出方法.....	3
4. 燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性について.....	7
5. 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ及び冷却器の流量・冷却能力について9	
6. 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの性能について.....	10
6.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの冷風率と流量の検証について.....	10
6.2 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの性能試験について.....	11
7. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の配管について.....	13
8. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作性.....	14

## 1. 概要

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物原子炉棟での重大事故等時における高温環境下においても燃料プール監視カメラ（SA）の機能維持を図るために、カメラ本体を冷却するための空気を供給する設計とする。

冷却用空気として、原子炉建物付属棟内に設置するコンプレッサにて周辺空気を吸込み、冷却器、手動弁を経て、原子炉建物原子炉棟内に設置するエアクーラに供給する。エアクーラで冷却された空気をカメラに供給し、温度の上昇した空気は原子炉建物原子炉棟内に放出する。なお、図3-1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図」のとおりに燃料プール監視カメラ用冷却設備として、コンプレッサ及び冷却器は2台、エアクーラは1台を必要台数とする。（燃料プール監視カメラ用冷却設備の使用時、コンプレッサ及び冷却器は2台同時に運転する設計としている。）

本資料では、燃料プール監視カメラ用冷却設備の容量と冷却能力について説明する。また、燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性についても説明する。

## 2. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の容量と冷却能力

### (1) 容量

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、コンプレッサで圧縮された空気を、冷却器及びエアクーラで冷却する設計としている。

燃料プール監視カメラ用冷却設備の流量（コンプレッサ及び冷却器2台）の容量としては、同一機器を使用した試験を実施しており、原子炉建物付属棟内の環境温度である40℃を周辺温度環境として試験をした結果、冷却器出口（エア合流点）の流量（実力値）は  ℓ/min 以上となることを確認している。

### (2) 冷却能力

冷却器の冷却能力としては同一機器を使用した試験を実施しており、原子炉建物付属棟内の環境温度である40℃を周辺温度環境として試験をした結果、冷却器出口（エア合流点）の温度は  °C以下となることを確認している。

エアクーラの冷却能力としては同一機器を使用した試験を実施しており、原子炉建物原子炉棟の環境温度である100℃以上を周辺温度環境として試験をした結果、エアクーラ出口の温度は入口温度より  °C低下した空気を供給できることを確認している。

### 3. 燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度評価

燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラ出口における温度を求めた評価条件及び算出方法は以下のとおりである。燃料プール監視カメラ用冷却設備の系統構成を図3-1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図」に、流量（エア合流点）及び評価温度を表3-1「流量（エア合流点）及び評価温度」に示す。

#### 3.1 エアクーラ出口温度 評価条件

- ・エアクーラ出口温度：°C以下
- ・冷却器出口温度：°C\*<sup>1</sup>
- ・周囲温度：原子炉建物付属棟（コンプレッサ，冷却器設置場所）40°C\*<sup>2</sup>  
原子炉建物原子炉棟（燃料プール監視カメラ（SA），エアクーラ設置場所）100°C\*<sup>3</sup>
- ・流量（エア合流点）：～ℓ/min\*<sup>4</sup>
- ・エアクーラの冷風率：25%\*<sup>4,5</sup>

（コンプレッサ，冷却器からの冷却空気流量（エア合流点）に対する燃料プール監視カメラ（SA）の冷却に使用される空気（エアクーラの出口流量）の割合）

注記\*1：「5. 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ及び冷却器の流量・冷却能力について」における試験結果より °Cと設定している。

\*2：添付書類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」により 40°Cに設定している。

\*3：添付書類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」により 100°Cに設定している。

\*4：「6.2 ① エアクーラの性能試験結果」においてエアクーラの動作を確認した入口流量より ～ℓ/min と設定している。

\*5：「6.2 ② エアクーラの耐環境性試験結果」より，流量（エア合流点）3300ℓ/min 以上の場合，エアクーラの出口温度は入口温度より °C以上低下した空気を供給できることを確認している。

- ・パイロジェル™XTの熱伝導率：0.023W/(m·K)
- ・保温厚さ：パイロジェル™XT 0.05m
- ・空気の定圧比熱：1.006kJ/(kg·K)
- ・空気の密度：1.293kg/m<sup>3</sup>(0°C，大気圧における密度)

#### 3.2 エアクーラ出口温度 適用規格

- ・J I S A9501 2014 保温保冷工事施工標準

### 3.3 エアクーラ出口温度 評価方法

- (1) 燃料プール監視カメラ用冷却設備のエアクーラの動作流量を満足するよう流量（エア合流点）を任意に与える。
- (2) 設定された流量（エア合流点）を用いて、冷却器出口からエアクーラ出口に向けて温度を算出する。
- (3) 上記の計算をエアクーラ出口まで行い、エアクーラ出口温度が  °C以下であることを確認する。（解析結果が  °C以上になった場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の流量を増加させ、(1)に戻り再度計算を行い、 °C以下となるまで流量を与える）

### 3.4 エアクーラ出口温度 算出方法

#### (1) 算出の概要

燃料プール監視カメラ用冷却設備に流量（エア合流点）3300/min（必要流量）を流した場合に発生する冷却空気の温度変化を下記の順に算出する。

#### ①エア合流点（初期条件）の設定

コンプレッサは原子炉建物附属棟内の環境温度である 40°Cにおいて、2 台で流量 3300/min 以上を確保する。また、燃料プール監視カメラ用冷却設備（コンプレッサ及び冷却器 2 台）の流量試験結果から、エア合流点の温度、流量は以下のとおり設定する。

温度： °C

流量：3300/min

#### ②エア合流点から原子炉建物原子炉棟入口までの周囲温度からの入熱（区間 A）

エア合流点の温度  °C に対し周囲温度は 40°C と低いため配管内の空気は冷却されるが、本評価は冷却能力の評価が目的のため、温度を下げる効果は評価上無視することとし、原子炉建物原子炉棟入口までの温度、流量は下記のとおり変化しない評価とする。

温度： °C

流量：3300/min

#### ③原子炉建物原子炉棟入口からフレキ配管入口までの周囲温度からの入熱（区間 B）

原子炉建物原子炉棟入口の温度を内部流体の入口温度とし、3.4(2)算出式に記載の保温材設置箇所における管の熱通過率評価式によりフレキ配管入口温度を算出する。

温度： °C

流量：3300/min

#### ④フレキ配管入口からエアクーラ入口までの周囲温度からの入熱（区間 C）

フレキ配管入口の温度を内部流体の入口温度とし、3.4(2)算出式に記載の保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式によりエアクーラ入口温度を算出する。

温度： °C

流量：3300/min

⑤エアクーラによる冷却と流量減少

エアクーラの冷却効果により温度は  °C 低下し、流量は冷風率 25% を乗じた流量に低下することとし、エアクーラ出口の温度、流量は以下のとおりとなる。

温度：  °C

流量： 82.5ℓ/min

(2) 算出式

- ・ 内部流体の流量算出式

$$m' = m \cdot \rho \cdot \frac{60}{1000}$$

- ・ 温度評価式

$$|\theta_{fm} - \theta_a| = |\theta_{im} - \theta_a| \cdot e^{-a \cdot l}$$

$$\theta_{fm} = (\theta_{im} - \theta_a) \cdot e^{-a \cdot l} + \theta_a$$

$$a = \frac{3.6 \cdot U_1}{m' \cdot C_p}$$

- ・ 保温材設置箇所における管の熱通過率算出式

$$U_1 = \frac{2 \cdot \pi \cdot \lambda}{\ln\left(\frac{D_e}{D_i}\right)}$$

安全側に保温材の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体及び保温材外表面の熱抵抗は考慮しない。

- ・ 保温材非設置箇所における管の熱通過率算出式

$$U_1 = \pi \cdot D_i \cdot h_{se}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv}$$

$$h_r = \varepsilon \cdot \sigma \cdot \frac{(T_{se})^4 - (T_a)^4}{T_{se} - T_a}$$

$$h_{cv} = 1.19 \cdot \left(\frac{\Delta\theta}{D_i}\right)^{0.25} \cdot \left(\frac{w + 0.348}{0.348}\right)^{0.5} \quad (\text{水平管})$$

安全側に配管外表面の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体の熱抵抗は考慮しない。

ここに、

$\theta_{fm}$  : 内部流体出口温度 [°C]

$\theta_{im}$  : 内部流体入口温度 [°C]

$\theta_a$  : 周囲温度 [°C]

$\rho$  : 空気の密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$m$  : 内部流体の流量[l/min]  
 $m'$  : 内部流体の流量[kg/h]  
 $l$  : 管の長さ[m]  
 $\pi$  : 円周率[-]  
 $\lambda$  : 保温材 (パイロジェル™XT) の熱伝導率[W/(m·K)]  
 $D_i$  : 保温材内径 (配管外径) [m]  
 $D_e$  : 保温材外径 (配管外径+保温材厚さ×2) [m]  
 $C_p$  : 内部流体の定圧比熱[kJ/(kg·K)]  
 $U_1$  : 熱通過率 (配管単位長さ当り) [W/(m·K)]  
 $h_{se}$  : 配管外表面熱伝達率[W/(m<sup>2</sup>·K)]  
 $h_r$  : 配管外表面放射熱伝達率[W/(m<sup>2</sup>·K)]  
 $h_{cv}$  : 配管外表面対流熱伝達率[W/(m<sup>2</sup>·K)]  
 $\varepsilon$  : 放射率 (安全側に 1.0[-]と仮定)  
 $\sigma$  : ステファン・ボルツマン定数(=5.67×10<sup>-8</sup>[W/(m<sup>2</sup>·K<sup>4</sup>)])  
 $T_{se}$  : 絶対温度で表した配管外表面温度[K]  
 $T_a$  : 絶対温度で表した周囲温度[K]  
 $\Delta\theta$  : 温度差(=| $\theta_{se} - \theta_a$ |) [°C]  
 $\theta_{se}$  : 配管外表面温度 [°C]  
 $w$  : 風速 (屋内のため 0[m/s]と仮定)

上記に基づき算出した熱通過率 ( $U_1$ ) 及び各インプットは下表のとおり。

	$m'$	$U_1$	$a$	$D_e$	$D_i$	$\lambda$	$l$
区間 B (保温材あり)	25.6	0.1054	0.01473	0.134	0.034	0.023	65
区間 C (保温材なし)	25.6	1.7914	0.2504	—	0.034	—	1

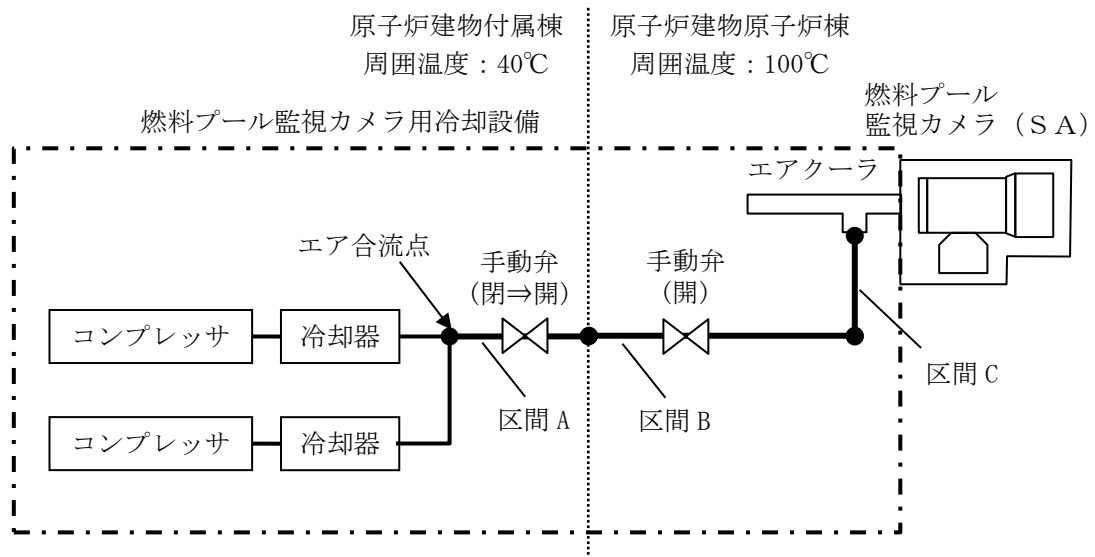


図 3-1 燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図

表 3-1 流量（エア合流点）及び評価温度

	流量（エア合流点） （ℓ/min）	評価温度 （℃）
燃料プール 監視カメラ用冷却設備	330	□



4. 燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性について

燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性については、実証試験を実施している。また、燃料プール監視カメラ（SA）の設計条件に基づき評価が必要な場合は、実証試験結果を踏まえて評価を実施する。

試験結果	<p>空冷カバーに <math>\square</math> l/min のエアを吹き込んだ場合、燃料プール監視カメラ（SA）本体の温度は平均 <math>\square</math> °C まで冷却されていることから、雰囲気温度が 100°C 環境であっても、計測機能維持が可能であることを確認した。</p> <p>今回の試験結果を基に、燃料プール監視カメラ用冷却設備の設計条件で設定しているエアクーラ出口温度及び流量（エア合流点）を流した場合の燃料プール監視カメラ（SA）の空冷カバー内部温度を求め、最高使用温度 <math>\square</math> °C 以下であることを確認した。</p>
最高使用温度	$\leq \square$ °C
試験条件	<p>蒸気封入容器温度：100°C            圧縮空気量：<math>\square</math> l/min            圧縮空気温度：<math>\square</math> °C</p>
温度試験内容	<p>本試験では、空冷カバーの冷却性能を確認するために、空冷カバーに常温空気を吹き込みながら、過熱蒸気の吹込みを開始し、蒸気封入容器内部の雰囲気温度が 100°C に達するまで加熱した。</p> <p>そして、燃料プール監視カメラ（SA）外部温度が定常状態になるまで雰囲気温度を維持し、燃料プール監視カメラ（SA）外部温度が定常状態になったあと、各箇所の温度及びその変化の計測を行った。</p>
試験回路構成	<p>The diagram illustrates the experimental setup. On the left, a box labeled '過熱蒸気発生器' (Superheated steam generator) has a red arrow pointing to a '蒸気封入容器' (Steam containment vessel). Below this arrow is the text '約 <math>\square</math> °C の過熱蒸気'. Inside the vessel, a 'カメラ+空冷カバー' (Camera + air cooler) is shown. At the bottom of the vessel, a 'コンプレッサ' (Compressor) is connected to a '流量計' (Flowmeter), which then leads to '圧縮空気' (Compressed air) entering the air cooler. To the right of the vessel, a '制御ユニット' (Control unit) and a '温度計測機器' (Temperature measurement device) are connected to the system via lines.</p>

設計条件  
による空  
冷カバー  
内の温度  
評価

機械による熱負荷は以下の式により求められる。

$$Q = V \cdot (T_2 - T_1) \cdot C_p \cdot \gamma$$

機械工学便覧B 8 熱交換器・空気調和・冷凍 第2章 空気調和 2.2.5

a. 風量の計算より引用

ここで、

Q: 機械による負荷[W]

V: 風量[m<sup>3</sup>/s]

T<sub>1</sub>: 入口空気温度[°C]

T<sub>2</sub>: 出口空気温度[°C]

C<sub>p</sub>: 流体の比熱[J/(kg·°C)]

γ: 流体の密度[kg/m<sup>3</sup>]

与えられた条件 (試験結果)

圧縮空気量  $V = \square \text{ l/min} = \square \div 60 \div 1000 \text{ m}^3/\text{s}$

空冷カバー空気入口温度  $T_1 = \square \text{ }^\circ\text{C}$

空冷カバー内部温度  $T_2 = \square \text{ }^\circ\text{C}$

上記条件より機械による顕熱負荷Qを求める。

$$\begin{aligned} Q &= V \cdot (T_2 - T_1) \cdot C_p \cdot \gamma \\ &= (30 \div 60 \div 1000) \times (\square - \square) \times C_p \times \gamma \\ &= 0.0068 \times C_p \times \gamma \end{aligned}$$

C<sub>p</sub>及びγを一定とし、流量、評価温度 (エアクーラ出口温度) 及び上記で求めた顕熱負荷Qを用いて空冷カバー内部温度を算出する。

$$V = \text{流量} \times \text{冷風率} = 330 \times 0.25 = 82.5 \text{ l/min}$$

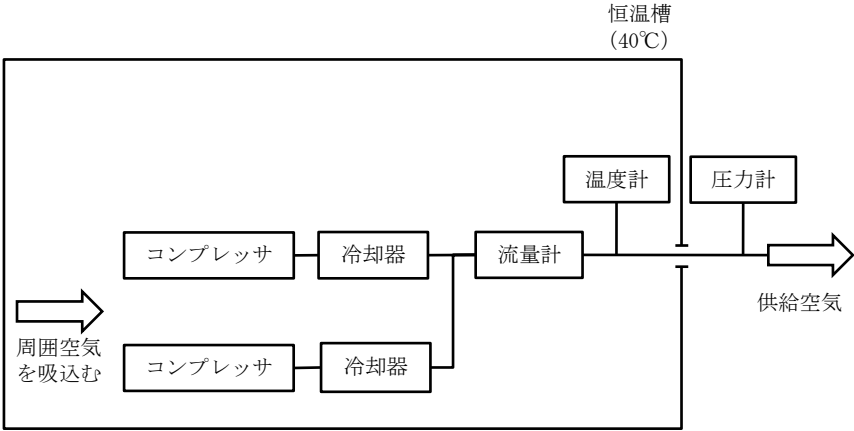
$$T_1 = \text{評価温度 (エアクーラ出口温度)} = \square \text{ }^\circ\text{C}$$

$$T_2 = \text{空冷カバー内部温度} = X \text{ }^\circ\text{C}$$

$$\begin{aligned} Q &= (82.5 \div 60 \div 1000) \times (X - \square) \times C_p \times \gamma \\ &= 0.0068 \times C_p \times \gamma \end{aligned}$$

$$X = \square \text{ }^\circ\text{C}$$

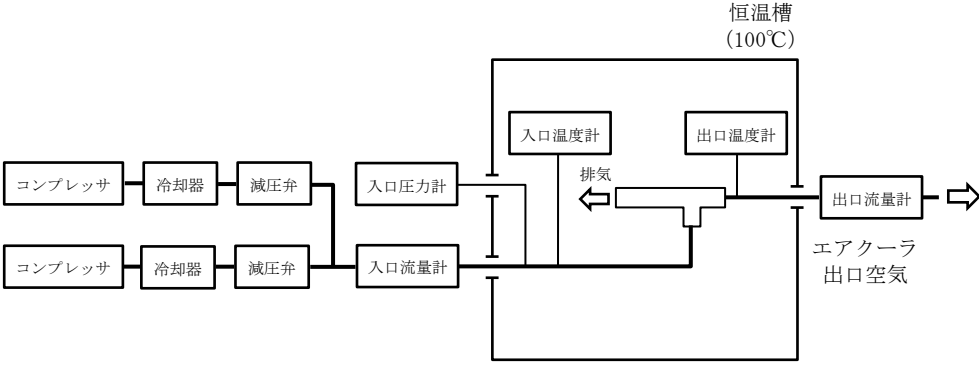
5. 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ及び冷却器の流量・冷却能力について  
 原子炉建物附属棟内の環境温度である 40℃以上を周辺環境温度として燃料プール監視カメラ用冷却設備（コンプレッサ及び冷却器 2 台）の流量・冷却能力試験をした結果，冷却器出口（エア合流点）の流量（実力値）は  ℓ/min 以上となることを確認した。冷却器出口の温度は，℃まで冷却されることが確認された。

試験結果	流量は冷却器出口（エア合流点）にて <input type="text"/> ℓ/min 以上，冷却器出口温度は <input type="text"/> ℃まで冷却されることが確認された。
試験条件	温度：40℃以上（恒温槽内条件） 試験時間：168 時間以上（7 日間）
試験内容	本試験では，コンプレッサ及び冷却器各 2 台の流量・冷却能力を確認するために，雰囲気温度を 40℃以上とした恒温槽内において，冷却器出口における流量及び温度を計測した。
試験回路構成	

6. 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの性能について

6.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの冷風率と流量の検証について

原子炉建物原子炉棟の環境温度である 100℃を周辺環境温度として、冷却設備エアクーラの冷風率および流量を変化させた時の出入口流量及び温度と温度差の検証を行った。空冷カバー内部温度 50℃未満を満たすためには、冷風率を 25%とした場合、入口流量を 330ℓ/min 以上に設定する必要があることを確認した。

<p>試験結果</p>	<p>空冷カバー内部温度 50℃未満（エアクーラ出口温度 41℃未満）を満たすためには、冷風率を 25%とした場合、入口流量は 330ℓ/min に設定する必要があることを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="389 618 1347 1014"> <thead> <tr> <th>冷風率 (%)</th> <th>入口流量 (ℓ/min)</th> <th>入口圧力 (MPa)</th> <th>入口温度 (°C)</th> <th>出口流量 (ℓ/min)</th> <th>出口温度 (°C)</th> <th>温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">25</td> <td>250</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>330</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">50</td> <td>250</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>330</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">75</td> <td>250</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>330</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	冷風率 (%)	入口流量 (ℓ/min)	入口圧力 (MPa)	入口温度 (°C)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (°C)	温度差 (°C)	25	250						330						50	250						330						75	250						330					
冷風率 (%)	入口流量 (ℓ/min)	入口圧力 (MPa)	入口温度 (°C)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (°C)	温度差 (°C)																																									
25	250																																														
	330																																														
50	250																																														
	330																																														
75	250																																														
	330																																														
<p>試験条件</p>	<p>雰囲気温度：100℃以上（恒温槽内条件）          冷風率：25%，50%，75%          エアクーラ入口流量：250ℓ/min，330ℓ/min          エアクーラ入口温度：□℃以上</p>																																														
<p>判定基準</p>	<p>エアクーラ出口温度：41℃未満*          注記*：試験条件の中から冷却評価上厳しい条件（冷風率 25%，流量 250ℓ/min）において、「4. 燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性について」の温度評価手法をもちいて空冷カバー内部温度が 50℃以下となるエアクーラ出口温度を評価したところ □℃未満であるため、計器誤差等を含め 41℃未満としている。</p>																																														
<p>試験内容</p>	<p>本試験では、エアクーラの耐環境性を確認するために、雰囲気温度を 100℃以上とした恒温槽内において、エアクーラの冷却性能を確認した。</p>																																														
<p>試験回路構成</p>																																															

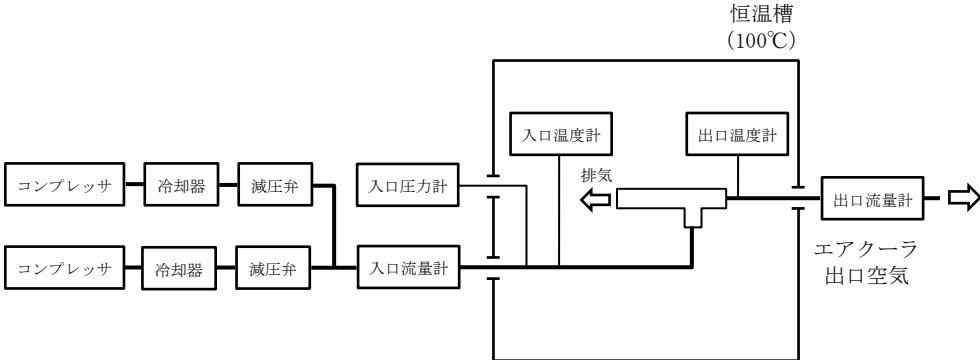
6.2 燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの性能試験について

原子炉建物原子炉棟の環境温度である 100℃を周辺温度環境として燃料プール監視カメラ用冷却設備エアクーラの冷風率 25%とした性能試験を実施した結果，エアクーラ入口流量が 330ℓ/min 以上の場合，エアクーラ入口とエアクーラ出口の温度差は ℃以上となることを確認した。

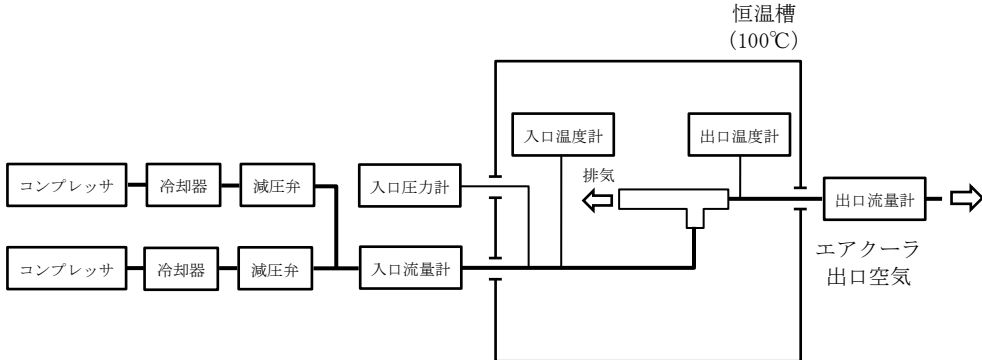
以上の冷却能力および流量（エア合流点）の設定により，エアクーラ入口において，圧力は約 MPa 以上とし，流量は 330ℓ/min 以上とする必要がある。

冷却設備は冷却器出口において，約 0.5～0.65MPa の圧力の空気を供給可能であるが，実機における配管等の圧損を MPa 程度と見込んでいることから，実機においても性能試験実施時と同様に冷却器出口に減圧弁を設置し減圧弁の圧力を 0.6MPa 以上に調整することでエアクーラ入口において，圧力 MPa 以上，流量 330ℓ/min 以上を供給可能としている。

① エアクーラの性能試験結果

<p>試験結果</p>	<p>エアクーラの雰囲気温度が 100℃以上の状態において，エアクーラ入口に <input type="text"/>℃以上の空気を供給し，エアクーラ出入口の温度及び流量を計測した。圧力が変化した場合において，温度差は <input type="text"/>℃以上となることを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="443 954 1315 1249"> <thead> <tr> <th>入口圧力 (MPa)</th> <th>入口流量 (ℓ/min)</th> <th>入口温度 (℃)</th> <th>出口流量 (ℓ/min)</th> <th>出口温度 (℃)</th> <th>温度差 (℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.50</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.55</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.60</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.65</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	入口圧力 (MPa)	入口流量 (ℓ/min)	入口温度 (℃)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (℃)	温度差 (℃)	0.50						0.55						0.60						0.65					
入口圧力 (MPa)	入口流量 (ℓ/min)	入口温度 (℃)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (℃)	温度差 (℃)																										
0.50																															
0.55																															
0.60																															
0.65																															
<p>試験条件</p>	<p>温度：100℃以上（恒温槽内条件）                  エアクーラ入口温度：<input type="text"/>℃以上                  冷風率：25%以上（固定）                  エアクーラ入口圧力：0.5MPa，0.55MPa，0.6MPa，0.65MPa</p>																														
<p>試験内容</p>	<p>本試験では，エアクーラ 1 台の冷却能力を確認するために，雰囲気温度を 100℃以上とした恒温槽内において，<input type="text"/>℃以上の空気を供給し，入口圧力を変化させ，エアクーラ出口における流量及び温度を計測した。</p>																														
<p>試験回路構成</p>																															

② エアクーラの耐環境性試験結果

<p>試験結果</p>	<p>エアクーラ入口に 330ℓ/min, <input type="text"/>℃の空気を供給した場合、雰囲気温度が 100℃環境であっても、エアクーラの冷却機能を維持し、エアクーラ入口とエアクーラ出口の温度差は <input type="text"/>℃以上となることを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="443 383 1310 528"> <thead> <tr> <th>入口圧力 (MPa)</th> <th>入口流量 (ℓ/min)</th> <th>入口温度 (℃)</th> <th>出口流量 (ℓ/min)</th> <th>出口温度 (℃)</th> <th>温度差 (℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> </td> <td> </td> <td> </td> <td> </td> <td> </td> <td> </td> </tr> </tbody> </table> <p>注：出入口の温度差が小さいほどエアクーラ冷却性能としては厳しいものとなるため、評価上最も保守的となる、温度差が最小となった時点における計測値を記載</p>	入口圧力 (MPa)	入口流量 (ℓ/min)	入口温度 (℃)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (℃)	温度差 (℃)						
入口圧力 (MPa)	入口流量 (ℓ/min)	入口温度 (℃)	出口流量 (ℓ/min)	出口温度 (℃)	温度差 (℃)								
<p>試験条件</p>	<p>温度：100℃以上（恒温槽内条件）                  エアクーラ入口流量：330ℓ/min 以下                  エアクーラ入口温度：<input type="text"/>℃以上                  冷風率：25%以上（固定）                  試験時間：168 時間以上（7 日間）</p>												
<p>試験内容</p>	<p>本試験では、エアクーラの耐環境性を確認するために、雰囲気温度を 100℃とした恒温槽内において、エアクーラの冷却性能を確認した。</p>												
<p>試験回路構成</p>													

7. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の配管について

燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ，冷却器，手動弁（閉⇒開）は原子炉建物付属棟内に設置し，手動弁（開），エアクーラは原子炉建物原子炉棟に設置する。この間の配管は，原子炉建物付属棟から原子炉建物原子炉棟に入り，燃料プール監視カメラ（S A）設置場所のエアクーラまで敷設する。（図7-1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の配管ルート概略図」参照。）

この配管の構造強度は，応力解析により確認する。原子炉建物原子炉棟入口からエアクーラの配管は約54mの計画であるが，温度評価上は余裕を見込んで65mとしている。

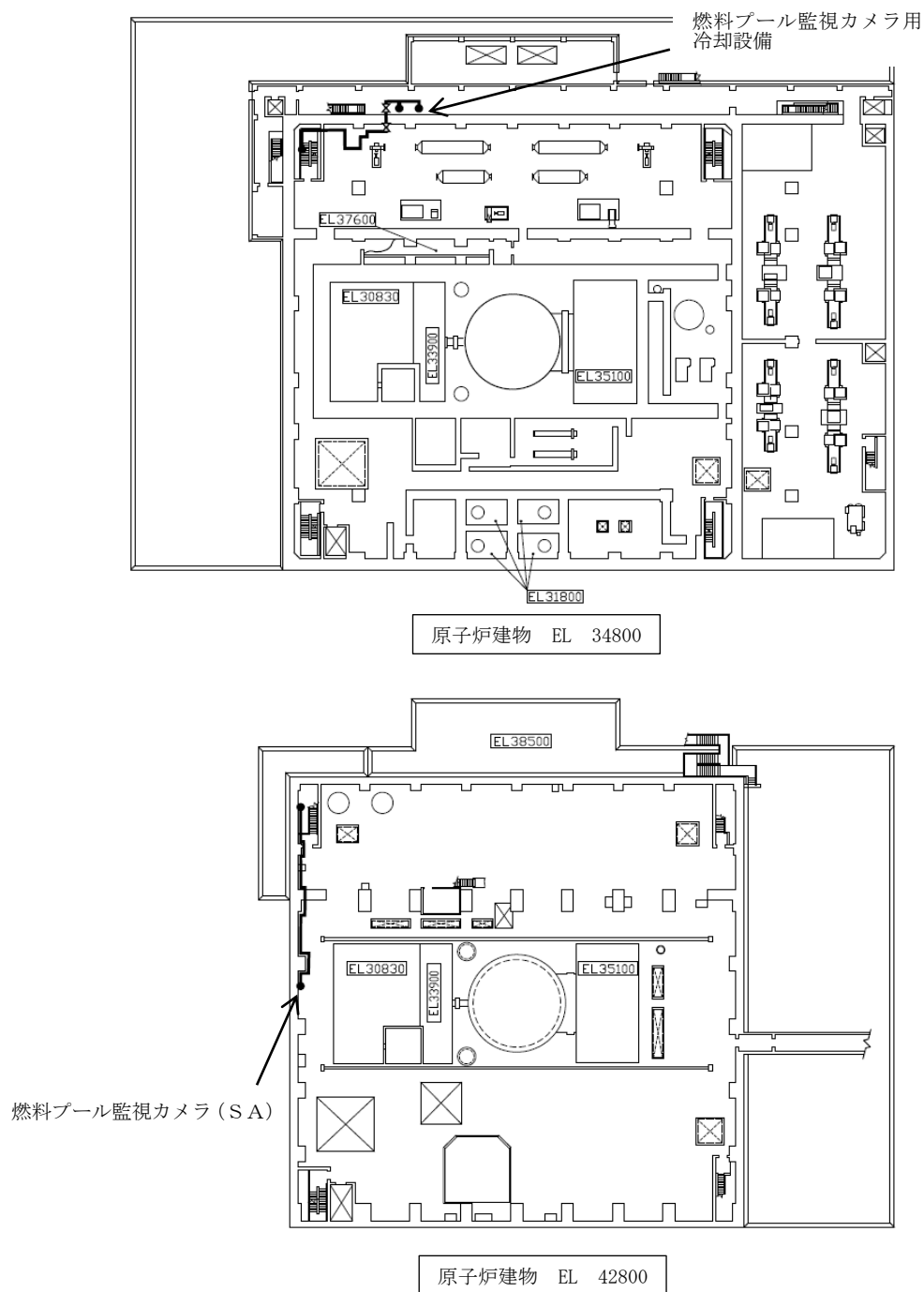


図7-1 燃料プール監視カメラ用冷却設備の配管ルート概略図

## 8. 燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作性

重大事故時に、燃料プールの状態監視に使用する燃料プール監視カメラ（S A）の附属設備である燃料プール監視カメラ用冷却設備は、以下の機能を有する。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物における重大事故等時の高温環境下においても燃料プール監視カメラ（S A）の機能維持を図るために、カメラ本体を冷却するための空気を供給する設計とする。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、燃料プール監視カメラ（S A）に空気を供給するコンプレッサ、供給する空気の温度上昇を防止するためのエアクーラ、冷却器、配管等で構成し、原子炉建物原子炉棟及び原子炉建物附属棟内に設置する。

冷却用空気として、原子炉建物附属棟内に設置するコンプレッサにて周辺空気を吸込み、冷却器、手動弁を経て、原子炉建物原子炉棟内に設置するエアクーラに供給する。エアクーラで冷却された空気をカメラに供給し、温度の上昇した空気は原子炉建物原子炉棟内に放出する。（図8-1「燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図」参照。）

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、現場にて冷却設備の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

なお、コンプレッサ起動から約4分でカメラの冷却が開始されるため、重大事故等時の原子炉建物原子炉棟内の温度上昇に対して、時間的余裕があることを確認している。

使用時は起動操作のみで流量（エア合流点）が確保できる設計とする。試験等により流量（エア合流点）が確保されていることを確認し、試験後は流量等に影響を与える操作をしないことで必要な流量を確保する。

設置する手動弁は全開または全閉で使用する設計とし、開閉状態を管理する。設置する減圧弁は試験時以降、操作しないこととする。

エアクーラの冷風率調整ねじは設置時以降、操作しないこととする。

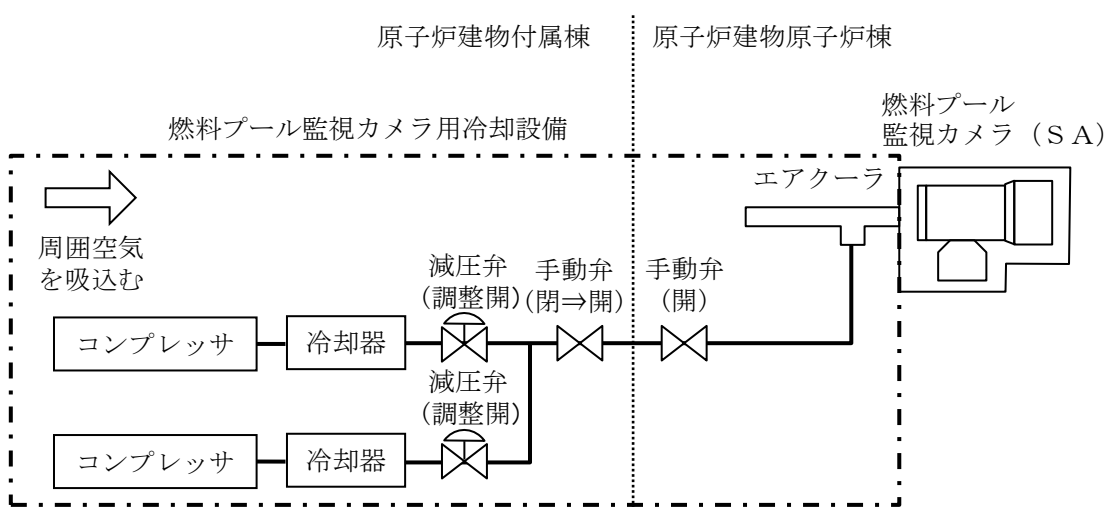


図8-1 燃料プール監視カメラ用冷却設備の空気供給概略図



## 5. 【共用・相互接続設備について】

今回新たに申請する設備のうち、2以上の発電用原子炉施設において共用又は相互接続する設備は、以下のとおりである。

(1) 重要安全施設

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
非常用低圧母線（コントロールセンタ） 1 / 2号機 相互接続ライン	その他発電用原子炉の附属施設 8.1. 非常用電源設備 1.4 基本設計方針	相互接続

(2) 安全施設（重要安全施設以外）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
復水輸送系 1 / 2号機相互接続ライン	原子炉冷却系統施設 11. 基本設計方針	相互接続
衛星電話設備（固定型） （1, 2, 3号機共用）	計測制御系統施設 10. 基本設計方針	共用
衛星電話設備（携帯型） （1, 2, 3号機共用）		
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）） （1, 2, 3号機共用）		
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX） （1, 2, 3号機共用）		
安全パラメータ表示システム（SPDS） （1, 2, 3号機共用, SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用）		
データ伝送設備 （1, 2, 3号機共用）		

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
衛星電話設備（固定型） （1，2，3号機共用）	計測制御系統施設 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置 2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	共用
衛星電話設備（携帯型） （1，2，3号機共用）		
所内蒸気系 1 / 2号機相互接続ライン	その他発電用原子炉の附属施設 8.3. 補助ボイラー 3.15 基本設計方針	相互接続
2号機廻り消火系 1 / 2号機相互接続ライン	その他発電用原子炉の附属施設 8.4. 火災防護設備 4.3 基本設計方針	相互接続
サイトバンカ建物消火系 1 / 2号機相互接続ライン		
安全パラメータ表示システム（SPDS） （1，2，3号機共用，SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）	緊急時対策所 9.2 基本設計方針	共用
データ伝送設備 （1，2，3号機共用）		

(3) 重大事故等対処設備

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
無線通信設備（固定型）（1号機設備，1，2，3号機共用）	計測制御系統施設 10. 基本設計方針	共用
無線通信設備（携帯型）（1号機設備，1，2，3号機共用）		
衛星電話設備（固定型） （1，2，3号機共用）		
衛星電話設備（携帯型） （1，2，3号機共用）		
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 （テレビ会議システム，I P－電話機及びI P－F A X） （1，2，3号機共用）		
安全パラメータ表示システム（S P D S） （1，2，3号機共用，S P D Sデータ収集サーバは1，2号機共用）		
データ伝送設備 （1，2，3号機共用）		
中央制御室（1，2号機共用）	計測制御系統施設 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置 2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	共用
衛星電話設備（固定型） （1，2，3号機共用）		
衛星電話設備（携帯型） （1，2，3号機共用）		
中央制御室遮蔽（1号機設備，1，2号機共用）	放射線管理施設 3. 生体遮蔽装置	共用

(参考1) 共用としているもので、今回共用に係る適合性確認対象外のものは以下のとおりである。(重要安全施設は該当なし)

(1) 今回要目表に記載されている安全施設 (重要安全施設以外) (1/21)

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク (1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 1. 気体, 液体又は固体廃棄物貯蔵設備 1.1 固体廃棄物貯蔵設備 (2) 容器	共用
復水スラッジ分離タンク (1, 2号機共用)		
機器ドレンスラッジ分離タンク (1, 2号機共用)		
復水系スラッジ貯蔵タンク (1, 2号機共用)		
復水系樹脂貯蔵タンク (1, 2号機共用)		
貯蔵プール (1号機設備, 1, 2, 3号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 1. 気体, 液体又は固体廃棄物貯蔵設備 1.2 固体廃棄物貯蔵設備 (サイトバンカ設備) (3) 貯蔵槽	
機器ドレンタンク (1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (4) 容器	
トラス水受入タンク (1, 2号機共用)		
機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (10) 主配管	
弁 AV252-10~機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2号機共用)		
機器ドレンタンク~機器ドレンポンプ (1, 2号機共用)		
A-機器ドレンポンプ~A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2号機共用)		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（2/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
B-機器ドレンポンプ～B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (10) 主配管	共用
A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンろ過脱塩器（1，2号機共用）		
機器ドレンろ過脱塩器～機器ドレン脱塩器（1，2号機共用）		
機器ドレンろ過脱塩器～凝縮水ろ過脱塩器出口ライン合流部（1，2号機共用）		
凝縮水ろ過脱塩器出口ライン合流部～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受タンク（1，2号機共用）		
機器ドレン脱塩器～弁AV252-44（1，2号機共用）		
弁AV252-44～弁AV252-3（1，2号機共用）		
弁AV252-3～機器ドレン処理水タンク（1，2号機共用）		
機器ドレン脱塩器～凝縮水脱塩器出口ライン合流部（1，2号機共用）		
凝縮水脱塩器出口ライン合流部～弁V253-302（1，2号機共用）		
弁AV252-3～弁AV252-5A，B（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（3/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 AV252-5A, B～機器ドレンタンク（1, 2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (10) 主配管	共用
機器ドレン処理水ポンプ～弁 V252-30 入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
弁 V252-30 入口ライン分岐部～弁 V252-37(1, 2号機共用)		
弁 V252-37～復水貯蔵タンク入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
復水貯蔵タンク入口ライン分岐部～弁 V271-224（1, 2号機共用）		
弁 V252-198～弁 V252-198 出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 V252-198 出口ライン合流部～弁 V252-30 入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
弁 V252-198 出口ライン合流部～弁 V252-30(1, 2号機共用)		
弁 V252-30～機器ドレンタンク入口収集管（1, 2号機共用）		
復水貯蔵タンク入口ライン分岐部～弁 V271-225（1, 2号機共用）		
弁 V52-5501 入口ライン分岐部～弁 V252-116 出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 V252-116 出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部（1, 2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（4/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部～トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (10) 主配管	共用
トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部～弁 252-21（1，2号機共用）		
弁 252-21～機器ドレンポンプ出口トーラス水受入タンク移送ライン合流部（1，2号機共用）		
機器ドレンポンプ出口トーラス水受入タンク移送ライン合流部～トーラス水受入タンク出口ライン合流部（1，2号機共用）		
トーラス水受入タンク出口ライン合流部～トーラス水受入タンク（1，2号機共用）		
トーラス水受入タンク～トーラス水受入タンク出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 V52-5501 入口ライン分岐部～弁 V52-5501（1，2号機共用）		
B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
機器ドレンポンプ出口ライン合流部～弁 V252-118 出口ライン合流部（1，2号機共用）		



(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（5/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 V252-118 出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口トーラス水受入タンク移送ライン合流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.2 機器ドレン系 (10) 主配管	共用
機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 V252-118～弁 V252-118 出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 V252-116～弁 V252-116 出口ライン合流部（1，2号機共用）		
トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部～トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部（1，2号機共用）		
トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部～機器ドレンタンク入口収集管（1，2号機共用）		
トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（1，2号機共用）		
床ドレン濃縮器（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (1) 熱交換器	

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（6/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
化学廃液濃縮器(加熱器)(1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (1) 熱交換器	共用
床ドレンタンク(1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (4) 容器	
化学廃液タンク(1, 2号機共用)		
化学廃液濃縮器(蒸発器)(1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (8) ろ過装置	
床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管(1, 2号機共用)	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	
弁 AV252-101~床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管(1, 2号機共用)		
弁 AV52-5501~床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管(1, 2号機共用)		
床ドレンタンク~床ドレンポンプ(1, 2号機共用)		
A- 床ドレンポンプ~弁 AV252-104A 入口ライン分岐部(1, 2号機共用)		
B- 床ドレンポンプ~弁 AV252-104B 入口ライン分岐部(1, 2号機共用)		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（7/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 AV252-104A, B 入口ライン分岐部～化学廃液ポンプ出口ライン合流部（1, 2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	共用
化学廃液ポンプ出口ライン合流部～濃縮廃液タンク入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
濃縮廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレン濃縮器（1, 2号機共用）		
弁 AV252-104A 入口ライン分岐部～床ドレンポンプ出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 AV252-104B 入口ライン分岐部～床ドレンポンプ出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
床ドレンポンプ出口ライン合流部～トーラス水受入タンク入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
トーラス水受入タンク入口ライン分岐部～弁 V252-116(1, 2号機共用)		
トーラス水受入タンク入口ライン分岐部～弁 V252-118(1, 2号機共用)		
濃縮廃液タンク入口ライン分岐部～弁 AV252-107A, B（1, 2号機共用）		
床ドレン濃縮器～床ドレン濃縮器復水器（1, 2号機共用）		
床ドレン濃縮器復水器～弁 AV252-111A, B（1, 2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（8/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 AV252-111A, B～化学廃液濃縮器復水器出口ライン合流部（1, 2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	共用
化学廃液濃縮器復水器出口ライン合流部～凝縮水受タンク（1, 2号機共用）		
弁 AV252-111A , B ～ 弁 AV252-111A, B 出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 AV252-111A, B 出口ライン合流部～弁 AV252-115 出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 AV252-115 出口ライン合流部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（1, 2号機共用）		
化学廃液タンク～化学廃液ポンプ（1, 2号機共用）		
化学廃液ポンプ～床ドレン濃縮器入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
床ドレン濃縮器入口ライン分岐部～弁 AV252-112 入口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
弁 AV252-112 入口ライン分岐部～化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部（1, 2号機共用）		
化学廃液濃縮器（蒸発器）～化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部（1, 2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（9/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部～化学廃液濃縮器循環ポンプ（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	共用
化学廃液濃縮器循環ポンプ～化学廃液濃縮器（加熱器）（1，2号機共用）		
化学廃液濃縮器（加熱器）～化学廃液濃縮器（蒸発器）（1，2号機共用）		
床ドレン濃縮器入口ライン分岐部～化学廃液ポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 AV252-112 入口ライン分岐部～弁 AV252-112（1，2号機共用）		
化学廃液濃縮器（蒸発器）～化学廃液濃縮器復水器（1，2号機共用）		
化学廃液濃縮器復水器～弁 AV252-115（1，2号機共用）		
弁 AV252-115～化学廃液濃縮器復水器出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 AV252-115～弁 AV252-115 出口ライン合流部（1，2号機共用）		
凝縮水ポンプ～凝縮水ポンプ出口ライン分岐部（1，2号機共用）		
凝縮水ポンプ出口ライン分岐部～凝縮水ろ過脱塩器（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（10/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
凝縮水ろ過脱塩器～弁 AV252-1010（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	共用
弁 AV252-1010～凝縮水ろ過脱塩器出口ライン合流部（1，2号機共用）		
凝縮水脱塩器～凝縮水脱塩器出口ライン分岐部（1，2号機共用）		
凝縮水脱塩器出口ライン分岐部～弁 AV252-120（1，2号機共用）		
弁 AV252-120～処理水タンク（1，2号機共用）		
凝縮水脱塩器出口ライン分岐部～凝縮水ポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
凝縮水ポンプ出口ライン合流部～凝縮水受タンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）		
凝縮水受タンク入口ライン分岐部～弁 V52-5505（1，2号機共用）		
凝縮水受タンク入口ライン分岐部～凝縮水受タンク（1，2号機共用）		
凝縮水ポンプ出口ライン分岐部～凝縮水ポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 AV252-120～機器ドレンタンク入口収集管（1，2号機共用）		
凝縮水脱塩器～弁 AV252-1023（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（11/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 AV252-1023～凝縮水脱塩器 出口ライン合流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.2.3 床ドレン化学廃液系 (10) 主配管	共用
復水ろ過脱塩装置逆洗水受タンク～復水ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	
復水ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ～機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）	2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	
機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部～復水スラッジ分離タンク（1，2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部～機器ドレンスラッジ分離タンク（1，2号機共用）		
機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受タンク～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ（1，2号機共用）		
機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ～弁 V253-116（1，2号機共用）		
弁 V253-116～弁 V253-126 出口ライン合流部（1，2号機共用）		
弁 V253-126 出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（12/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	共用
B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～機器ドレンスラッジ分離タンク（1，2号機共用）		
A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～A-復水スラッジ分離タンク（1，2号機共用）		
B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～B-復水スラッジ分離タンク（1，2号機共用）		
弁 V253-116～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク～B-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
B-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2号機共用）		
A-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部～復水スラッジポンプ（1，2号機共用）		



(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（13/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
A-復水スラッジ分離タンク～ A-復水スラッジ分離タンクフ ィルタスラッジ出口ライン合 流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄 物処理設備 2.3.1 使用済樹脂・フィル タスラッジ系 (10) 主配管	共用
B-復水スラッジ分離タンク～ B-復水スラッジ分離タンクフ ィルタスラッジ出口ライン合 流部（1，2号機共用）		
復水スラッジポンプ～復水系 スラッジ貯蔵タンク入口ライ ン分岐部（1，2号機共用）		
復水系スラッジ貯蔵タンク入 口ライン分岐部～弁 V253-132 （1，2号機共用）		
復水系スラッジ貯蔵タンク入 口ライン分岐部～機器ドレン ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ出 口ライン合流部（1，2号機 共用）		
機器ドレンろ過脱塩装置逆洗 水ポンプ出口ライン合流部～ B, C-復水系スラッジ貯蔵タン ク入口ライン分岐部（1，2 号機共用）		
B, C-復水系スラッジ貯蔵タン ク入口ライン分岐部～第1号 機復水スラッジポンプ出口ラ イン合流部（1，2号機共用）		
第1号機復水スラッジポンプ 出口ライン合流部～A-復水系 スラッジ貯蔵タンク（1，2 号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（14/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部～B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク（1, 2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	共用
弁 V53-5502～1号機へのスラッジ移送ライン合流部（1, 2号機共用）		
1号機へのスラッジ移送ライン合流部～弁 V253-126（1, 2号機共用）		
弁 V253-126～弁 V253-126 出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
弁 V253-126～第1号機復水スラッジポンプ出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
A, B-復水スラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
A-復水スラッジ分離タンク～A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
B-復水スラッジ分離タンク～B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部～B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1, 2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（15/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	共用
A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～復水スラッジ分離水ポンプ（1，2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部（1，2号機共用）		
機器ドレンスラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2号機共用）		
復水スラッジ分離水ポンプ～機器ドレンタンク入口収集管（1，2号機共用）		
A-復水系スラッジ貯蔵タンク～復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2号機共用）		
B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク～B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（16/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部～B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部（1, 2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	共用
B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1, 2号機共用）		
原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部～機器ドレンタンク入口収集管（1, 2号機共用）		
原子炉浄化系スラッジ貯蔵タンク～原子炉浄化系スラッジ分離水ポンプ（1, 2号機共用）		
原子炉浄化系スラッジ分離水ポンプ～機器ドレンタンク入口収集管（1, 2号機共用）		
弁 V253-301～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク（1, 2号機共用）		
弁 V53-5501～弁 V253-303（1, 2号機共用）		
弁 V253-303～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク（1, 2号機共用）		
弁 V253-303～復水系樹脂貯蔵タンク（1, 2号機共用）		
原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1, 2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（17/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 V253-302～復水系樹脂貯蔵タンク（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	共用
復水系樹脂貯蔵タンク～復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2号機共用）	2.3.1 使用済樹脂・フィルタスラッジ系 (10) 主配管	
濃縮廃液タンク（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.2 濃縮廃液系 (4) 容器	
弁 AV252-107A，B～弁 AV252-107A,B 出口ライン合流部（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	
弁 AV252-112～弁 AV252-112 出口ライン合流部（1，2号機共用）	2.3.2 濃縮廃液系 (10) 主配管	
弁 AV252-107A，B 出口ライン合流部及び弁 AV252-112 出口ライン合流部～濃縮廃液タンク（1，2号機共用）		
弁 V53-227～弁 AV252-112 出口ライン合流部（1，2号機共用）		
濃縮廃液タンク～濃縮廃液ポンプ（1，2号機共用）		
濃縮廃液ポンプ～弁 AV253-2000（1，2号機共用）		
スラッジ抜出装置～乾燥機供給タンク（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	
スラッジ抜出装置～1号機へのスラッジ移送ライン合流部（1，2号機共用）	2.3.3 固化系 (10) 主配管	

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（18/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
弁 V253-132～乾燥機供給タンク（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.3 固化系 (10) 主配管	共用
弁 AV253-2000～乾燥機供給タンク（1，2号機共用）		
乾燥機供給タンク～乾燥機供給タンク循環ポンプ（1，2号機共用）		
乾燥機供給タンク循環ポンプ～乾燥機供給ポンプ（1，2号機共用）		
乾燥機供給ポンプ～乾燥機（1，2号機共用）		
乾燥機～粉体貯槽供給機（1，2号機共用）		
粉体貯槽～粉体計量槽供給機（1，2号機共用）		
粉体計量槽供給機～粉体計量槽（1，2号機共用）		
粉体計量槽～混合器（1，2号機共用）		
混合器排出管（1，2号機共用）		
乾燥機～乾燥機ミストセパレータ（1，2号機共用）		
乾燥機ミストセパレータ～乾燥機復水器（1，2号機共用）		
乾燥機復水器～乾燥機ミストセパレータ（1，2号機共用）		
乾燥機ミストセパレータ～乾燥機凝縮水タンク（1，2号機共用）		
乾燥機凝縮水タンク～乾燥機凝縮水ポンプ（1，2号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（19/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
乾燥機凝縮水ポンプ～乾燥機凝縮水冷却器（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.3 固化系 (10) 主配管	共用
乾燥機凝縮水冷却器～化学廃液タンク入口ライン分岐部（1，2号機共用）		
化学廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（床ドレン化学廃液系床ドレンタンク）（1，2号機共用）		
化学廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（床ドレン化学廃液系化学廃液タンク）（1，2号機共用）		
貯蔵プール～スキマサージタンク（1号機設備，1，2，3号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.6 サイトバンカ設備 (10) 主配管	
スキマサージタンク～弁V58-1（1号機設備，1，2，3号機共用）		
弁V58-1～プール水循環ポンプ（1号機設備，1，2，3号機共用）		
プール水循環ポンプ～プール水ろ過脱塩器（1号機設備，1，2，3号機共用）		
プール水ろ過脱塩器～貯蔵プール（1号機設備，1，2，3号機共用）		
プール水ろ過脱塩器～スラッジ貯蔵タンク（1号機設備，1，2，3号機共用）		

(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（20/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
スラッジ貯蔵タンク～弁 V58-8, 9, 10（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.6 サイトバンカ設備 (10) 主配管	共用
弁 V58-8, 9, 10～スラッジデカントポンプ（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
スラッジデカントポンプ～スラッジデカントポンプ出口ライン合流部（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
スラッジデカントポンプ出口ライン合流部～スキマサージタンク（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
機器ドレンサンプポンプ～機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～スラッジデカントポンプ出口ライン合流部（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		
床ドレンサンプポンプ～床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備, 1, 2, 3号機共用）		



(1) 今回要目表に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（21/21）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部（1，2，3号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体，液体又は固体廃棄物処理設備 2.3.6 サイトバンカ設備	共用
床ドレン移送用予備配管（1号機設備，1，2，3号機共用）	(10) 主配管	
モニタリングポスト（1号機設備，1，2，3号機共用）	放射線管理施設 1. 放射線管理用計測装置 (3) 固定式周辺モニタリング設備	
中央制御室遮蔽（1号機設備，1，2号機共用）	放射線管理施設 3. 生体遮蔽装置	

(2) 今回の基本設計方針に記載されている安全施設（重要安全施設以外）（1/2）

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）（1号機設備，1，2，3号機共用）	計測制御系統施設 10. 基本設計方針	共用
電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）（1号機設備，1，2，3号機共用）		
無線通信設備（固定型）（1号機設備，1，2，3号機共用）		
無線通信設備（携帯型）（1号機設備，1，2，3号機共用）		
ランドリドレン系（1，2号機共用）	放射性廃棄物の廃棄施設 5. 基本設計方針	
ランドリドレン濃縮廃液系（1，2号機共用）		
雑固体廃棄物処理設備（1号機設備，1，2，3号機共用）		
雑固体廃棄物焼却設備（1号機設備，1，2，3号機共用）		
サイトバンカ（1号機設備，1，2，3号機共用）		
固体廃棄物貯蔵所（1号機設備，1，2，3号機共用）		
移動式周辺モニタリング設備（1号機設備，1，2，3号機共用）		
気象観測設備（1号機設備，1，2，3号機共用）		
液体廃棄物処理系排水モニタ（1，2号機共用）		

(2) 今回の基本設計方針に記載されている安全施設（重要安全施設以外）(2/2)

設備等	設備区分	共用・相互接続の区分
中央制御室モニタ（1号機設備，1，2号機共用）	放射線管理施設 4. 基本設計方針	共用
廃棄物処理制御室モニタ（1号機設備，1，2号機共用）		
放射能測定設備（1号機設備，1，2，3号機共用）		
サイトバンカ建物排気モニタ（1号機設備，1，2，3号機共用）		
サイトバンカ建物エリアモニタ（1号機設備，1，2，3号機共用）		
220kV 送電線（1，2，3号機共用）	その他発電用原子炉の附属施設 8.2. 常用電源設備 2.4 基本設計方針	
220kV 開閉所（1，2，3号機共用）		
66kV 送電線（1，2号機共用）		
66kV 開閉所（1，2号機共用）		
予備変圧器（1，2号機共用）		
補助ボイラ設備（1，2号機共用）	その他発電用原子炉の附属施設 8.3. 補助ボイラー 3.15 基本設計方針	

(参考2) 1号機設備のうち2号機と共用していた以下の設備については、2号機単独運転を考慮しても、2号機設備として運用に必要な容量を有する同様設備を設置していることから、今回申請で共用を取り止める。(重要安全施設は該当なし)

共用を取り止める1号機設備は、閉止フランジ等による物理的な切り離し又は系統構成により、2号機の共用設備として使用しない管理を行う。

(1) 今回の要目表に記載されている共用を取り止める1号機設備 (1/2)

設備区分	系統名	設備等
原子炉格納施設 3. 圧力低減設備その他の安全設備	不活性ガス系*1	不活性ガス発生装置(置換用)(1号機設備)
		主配管(1号機設備)
放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系*2	廃液濃縮器(1号機設備)
		廃液濃縮復水器(1号機設備)
		廃液コレクタポンプ(1号機設備)
		液体サージポンプ(1号機設備)
		廃液コレクタ及び床ドレンコレクタ共通ポンプ(1号機設備)
		廃液サンプルポンプ(1号機設備)
		床ドレンコレクタポンプ(1号機設備)
		床ドレンサンプルポンプ(1号機設備)
		濃縮器供給ポンプ(1号機設備)
		廃液中和ポンプ(1号機設備)
		凝縮水ポンプ(1号機設備)
		シャワドレンサンプポンプ(1号機設備)
		シャワドレンポンプ(1号機設備)
		処理ポンプ(1号機設備)
		廃液コレクタタンク(1号機設備)
		廃液サージタンク(1号機設備)
		廃液サンプルタンク(1号機設備)
		床ドレンサンプルタンク(1号機設備)
廃液中和タンク(1号機設備)		
凝縮水タンク(1号機設備)		
シャワドレンタンク(1号機設備)		

(1) 今回の要目表に記載されている共用を取り止める1号機設備 (2/2)

設備区分	系統名	設備等
放射性廃棄物の廃棄施設 2. 気体, 液体又は固体廃 棄物処理設備	液体廃棄物処理系*2	補助サージタンク (1号機設備)
		処理水受入タンク (1号機設備)
		廃液フィルタ (1号機設備)
		廃液脱塩器 (1号機設備)
		床ドレンフィルタ (1号機設備)
		床ドレン脱塩器 (1号機設備)
		シャワドレンろ過器 (1号機設備)
		主配管 (1号機設備)

注記\*1: 閉止フランジによる物理的切り離し

\*2: 閉止フランジ等による物理的切り離し又は系統構成による管理

6. 【基準規則で規定される施設・設備の整備】

# 基準規則で規定される施設・設備の整備

## 発電用原子炉施設

発電用原子炉及びその附属施設（原子炉等規制法 第43条の3の5）

実用発電用原子炉及びその附属施設

### 設計基準対象施設

運転時の異常な過度変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるもの（設置許可基準規則 第2条第2項第7号）

「設計基準事故」（設置許可基準規則 第2条第2項第4号）

発生頻度が運転時の異常な過度変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの

差分：（例）純水設備

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（設置許可基準規則 第1条の解釈2）

「適用範囲」（技術基準規則 第1条及び解釈1）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）別表第二に掲げられている事項を含むものであって、次の施設を含む。

- |                      |                                      |
|----------------------|--------------------------------------|
| (1) 原子炉本体            | (8) その他発電用原子炉の付属施設                   |
| (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 | ①非常用電源設備                             |
| (3) 原子炉冷却系統施設        | ②常用電源設備                              |
| (4) 計測制御系統施設         | ③補助ボイラー                              |
| (5) 放射性廃棄物の廃棄施設      | ④火災防護設備                              |
| (6) 放射線管理施設          | ⑤浸水防護施設                              |
| (7) 原子炉格納施設          | ⑥補器駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。） |
|                      | ⑦非常用取水設備                             |
|                      | ⑧敷地内土木構造物                            |
|                      | ⑨緊急時対策所                              |

（注）「実用発電用原子炉」（原子炉等規制法 第43条の4、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第1条）発電用原子炉であって第二条第五項の政令で定める原子炉（＝高速増殖炉、重水減速沸騰軽水冷却型原子炉）以外のもの

### 重大事故等対処施設

重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過度変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故に対処するための機能を有する施設（設置許可基準規則 第2条第2項第11号）

重大事故に至るおそれがある事故＋重大事故＝重大事故等（設置許可基準規則 第2条第2項第11号）

重大事故：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）

（重大事故）

第四条 法第四十三条の三の六第一項第三号の原子力規制委員会規則で定める重大な事故は、次に掲げるものとする。

- 一 炉心の著しい損傷
- 二 核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷

### 安全施設

設計基準対象施設のうち、安全機能を有するもの（設置許可基準規則 第2条第2項第8号）

「安全機能」（設置許可基準規則 第2条第2項第5号）

発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるもの。

- イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過度変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能
- ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過度変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を修飾させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

差分：MS-2、MS-3の設計基準事故対処設備に該当しないもの及びPS-2、PS-3

（例）燃料プール、燃料取扱設備、蒸気タービン、放射性廃棄物処理施設

### 安全設備（技術基準規則 第2条第2項第9号）

設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、その損壊又は故障その他の以上により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備（技術基準規則 第2条第2項第9号及び解釈3）

差分：原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（PS-1）のうち、隔離弁隔離機能以外

### 重要施設

設置許可基準規則 第12条第2項に規定される「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」（解釈を含む）を「重要施設」と定義する。

差分：（例）RCPB 隔離弁隔離機能

### 設計基準事故対処設備

設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備（設置許可基準規則 第2条第2項第13号）

差分：MS-2（原子炉の停止状態の把握機能等（\*1）に該当する事故時監視計器以外）及びMS-3のうち、設計基準事故対処設備に該当するもの（例：気体廃棄物処理系の隔離弁）

### 重要安全施設（\*2）

安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（設置許可基準規則 第2条第2項第9号）

クラスMS-1に分類される機能を有する構築物等（設置許可基準規則 第12条第6項及び解釈11）

差分：（例）原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

### 工学的安全施設

発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設（設置許可基準規則 第2条第2項第10号）

差分：（例）原子炉格納容器

（例）非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系）、非常用ガス処理系

差分：事故時監視計器（原子炉停止状態の把握機能等（\*1）のうち格納容器雰囲気放射線モニタ以外

差分：格納容器雰囲気放射線モニタ

### 【備考】

- （\*1）
  - ・事故時の原子炉の停止状態の把握機能
  - ・事故時の炉心冷却状態の把握機能
  - ・事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
  - ・事故時のプラント操作のための情報の把握機能
- （\*2）

「重要安全施設」という語彙については、設置許可基準規則第2条第2項第9号にて「安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」と定義され、同規則の第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）第2項、第12条（安全施設）第6項、第22条（最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備）第1項、第33条（保安電源設備）第1項で使用されている。これらの条文のうち、第6条第2項と第12条第6項では、その解釈において、重要安全施設の具体的な対象設備について以下のとおり規定されているが、本図では、健全性説明資料の補足説明資料「第14、15、38条に対する適合性の整理表（安全設備を含む設計基準対象施設の健全性評価）」に関係する、設置許可基準規則第12条第6項（共用・相互接続）で規定されている対象設備について整理した。

◆第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）  
 『第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V.2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。』  
 （参考）重要度分類の「V.2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」次に掲げるものは、「安全設計審査指針」指針2.第2項の「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」とみなす。  
 (a)クラス1  
 (b)クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、またはその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器。

◆第12条（安全設備）  
 『第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。』  
 ・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  
 ・原子炉停止後の徐熱機能  
 ・炉心冷却機能  
 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能を持つ構造物）を除く。）  
 ・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（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。）

7. 【原子炉格納容器内に使用されるテフロン®材の  
事故時環境下における影響について】



## 目 次

1. 概要	1
2. テフロンの特徴	1
3. 健全性評価対象となるテフロン材使用機器	2
3.1 テフロン材使用機器の抽出	2
3.2 健全性評価対象となるテフロン材使用機器（テフロン材使用部品）	4
4. テフロン材使用機器の健全性	6
4.1 テフロン使用機器の設置場所と環境条件	6
4.2 テフロン材使用機器の放射線による劣化に対する健全性	7
5. 結論	12
別添資料 1	19
別添資料 2	20
別添資料 3	22
別添資料 4	23

## 1. 概要

本資料は、米国 NRC より、NRC Information Notice 2014-04, “Potential for Teflon® Material Degradation in Containment Penetrations, Mechanical Seals and Other Components”, (March 26, 2014) が発行され、NRC の規制要求外という位置づけで、原子炉格納容器貫通部、エアロック、ポンプシール他に影響を及ぼすおそれのあるテフロン®

(Teflon®) 材の劣化の可能性について米国の事業者等に注意喚起されたことに鑑み、島根原子力発電所第 2 号機の原子炉格納容器内の機器（原子炉格納容器バウンダリ構成部を含む。）について、テフロン® (Teflon®) 材が事故時環境下において機器の健全性に影響を及ぼすかどうかについて検討し、その結果についてまとめたものである。

## 2. テフロンの特性

テフロン® (Teflon®) は、フッ素樹脂の一種であり、米国デュポン社が開発したフッ素樹脂の商標名である。一般に、テフロン®とは、PTFE（ポリテトラフルオロエチレン）のことを指す。（以下「テフロン」という。）

テフロンは、ポリエチレン-(CH<sub>2</sub>-CH<sub>2</sub>)<sub>n</sub>-の水素 H をフッ素 F に置き換えた-(CF<sub>2</sub>-CF<sub>2</sub>)<sub>n</sub>-が鎖状に連なる構造で、分子量が数 100 万～1000 万の分子である。

テフロンの分子は、C-F 間の強い結合力により、C-F 結合距離が短く、F 原子が C-C 鎖の周囲を隙間なく埋め尽くした構造である。この特徴により、強い耐薬品性を有する。また、F 原子同士の反発により、螺旋構造となり、C-C 自由回転のエネルギーが高い。その結果、曲がりにくく剛直な分子となる。

テフロンは、耐薬品性、耐熱性に極めて優れている。フッ素樹脂は他のプラスチックと同様に射出成形等の成形法が適用可能なものがほとんどであるが、テフロンに関しては、融点以上の温度であっても流動化しないため、粉末冶金に似た方法で成形される。また、テフロンは、耐熱特性、耐化学薬品性、電気的特性、非粘着性、自己潤滑性に優れている。

テフロンの基本特性は、別添資料 1 の通りである。以下、テフロンの特性について各種項目別に説明する。

### 耐化学薬品性

テフロンの最大の特徴はその耐化学薬品性にある。テフロンは、ほとんどすべての酸、アルカリ及び有機薬品に対して不活性である。耐オゾン性も良好で、耐候性についても十年間の曝露試験に対して全く変化のないことが報告されている。吸湿性、吸水性も 0.01%/24h 未満である。

### 電気的特性

テフロンは、その構造の対称性からも明らかな様に、無極性であって、広い周波数領域にわたって低い誘電率を示し、絶縁抵抗や絶縁破壊の強さもプラスチック中最高水準である。高温の中で、15000～20000V の高電圧下においても高い絶縁抵抗を示し、高い耐熱性、耐候性及び非吸湿性と相まって、非常に優れた電気絶縁材料として有用である。

## 耐熱特性

テフロン<sup>®</sup>の耐熱性もまたプラスチック中最高水準で、 $-100\sim+260^{\circ}\text{C}$ の広い温度範囲にわたって長時間の使用に耐えることができる。また、用途、用法によってはさらに高温及び低温の使用にも耐えることが確認され、特に低温では $-196^{\circ}\text{C}$ の液体窒素に使用しても常温と同じ摩擦係数を示す。テフロン<sup>®</sup>の融点は $327^{\circ}\text{C}$ であって、これ以上の温度ではゲル状態となって機械的性質は急激に変化する。分解開始温度は、接触表面や雰囲気依存するが、 $350\sim390^{\circ}\text{C}$ 程度であって、それまでの温度では、たとえ融点を超えて加熱しても形は崩れず、常温に戻せばそのままの形で劣化は認められない。

## 自己潤滑特性

テフロン<sup>®</sup>の摩擦係数は非常に低く、代表的な固体潤滑剤の1つに数えられる。荷重や摩擦速度によっては、他の代表的な固体潤滑剤であるグラファイトや二硫化モリブデンより低い摩擦係数を示す。動摩擦係数は、 $0.7\text{MPa}$ 、 $3\text{m/min}$ の条件で $0.10$ である。

## 機械的特性

引張強度は $27\sim34\text{MPa}$ 、伸びは $200\sim400\%$ 、圧縮強度は $12\text{MPa}$ である。

切削性は極めて良好で、切削加工は容易である。また、温度による膨脹、収縮は金属より遥かに大である。

## 放射線照射特性

テフロン<sup>®</sup>は、放射線の作用によってテフロン<sup>®</sup>の鎖状分子が切断されることにより、重合度が低下し、脆性化することが知られている。ただし、放射線により鎖状分子が切断されてもテフロン<sup>®</sup>分子はテフロン<sup>®</sup>分子のままであるため、化学的な安定性は維持され、形状も維持される。

別添資料2によると、テフロン<sup>®</sup>の放射線に対する耐久性は約 $2\times 10^3\text{Gy}$ と評価されている。別添資料3によると、引張強度は、積算線量の増加とともに徐々に低下していく。別添資料4によると、気中における引張強度は、照射とともに徐々に低下する。積算線量 $10^3\text{Gy}$ 以上 $10^5\text{Gy}$ 程度までの領域では、積算線量依存性が小さくなり、未照射材の $30\sim40\%$ 程度の値を維持する。

## 3. 健全性評価対象となるテフロン材使用機器

### 3.1 テフロン材使用機器の抽出

テフロン材使用機器の抽出は、技術基準規則第14条第2項及び第54条第1項にて、設計基準事故及び重大事故等の環境条件下において、安全設備及び重大事故等対処設備について機能を発揮できるよう要求されていることから、安全設備及び重大事故等対処設備のうち事故時に高放射線量下で使用される原子炉格納容器内の機器及び原子炉格納容器バウンダリ構成機器を対象機器とする。なお、原子炉格納容器外の高放射線量下で使用される機器に関しては、残留熱代替除去系や格納容器フィルタベント系が挙げられるが、これらの系統を構成する主要な機器である残留熱代替除去ポンプや格納容器フィルタベント

系の弁及び配管継ぎ手部において、テフロン材を使用していないことを確認している。

対象機器の中で、機器の構成部品にテフロン材が使用されている機器を抽出した結果、表1の機器でテフロン材を使用していることを確認した。

表1 テフロン材を使用している機器及びテフロン使用部品

テフロン使用機器	テフロン使用部品
所員用エアロック均圧弁	弁シール部のシールリング
所員用エアロック電線管 貫通部	シール部のシーラント，スリーブ
中性子源領域計装／中間 領域計装	
T I P ボール弁	弁シート部のシールリング，グラウンドシール部のシール材
制御棒駆動機構（CRD）	メタル中空Oリング

なお、本資料の検討の端緒となったNRC Information Notice 2014-04では、原子炉格納容器電線貫通部の絶縁材，余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプのメカニカルシール，エアロック回りの部品（シャフト貫通部，ステムパッキン及び均圧弁），水素／酸素フロースイッチに用いられるリード線の絶縁材，伝送器に用いられる絶縁材等にテフロン材が使用されていたこと，これら部品は別材料の部品へ交換する措置が講じられたことが事例として紹介されているが，島根原子力発電所第2号機に関しては，原子炉格納容器電線貫通部，残留熱除去ポンプ等にテフロン材は使用されていない。

### 3.2 健全性評価対象となるテフロン材使用機器（テフロン材使用部品）

表 1 で抽出したテフロン材使用部品について、その部品の機能及び機器機能等への影響の有無を表 2 に示す。また、テフロン材使用機器の概要及び使用時の状態を①～⑤に示す。

表 2 テフロン材を使用している機器及びテフロン使用部品

テフロン材使用機器		部品の機能	機器機能等*1 への影響
機器	部品		
所員用エアロック 均圧弁	シールリング	弁のシール機能	あり*2
所員用エアロック 電線管貫通部	シーラント	電線管内部のシール 機能	あり*2
	スリーブ	ケーブルの保持機能	なし
中性子源領域計装／中 間領域計装		コネクタの被水防止 機能	なし
T I P ボール弁	弁シート部(シール リング)	弁のシール機能	あり
	グランドシール 部	弁グランド部のシール 機能	あり
制御棒駆動機構 (C R D)	メタル中空オリ ング	炉水のシール機能	なし

注記 \*1：当該機器の機能及び原子炉格納容器のバウンダリ機能への影響

\*2：所員用エアロックの内外に設置されており、内外両方のシール機能が同時に喪失した場合に原子炉格納容器のバウンダリ機能への影響が生じる

#### ① 所員用エアロックの均圧弁

所員用エアロックは、図 1 に示す通り、原子炉格納容器に 1 箇所設置されている。エアロックは、図 2 に示す通り、中心軸を水平に配置した中空円筒構造の設備であり、円筒の両端面に位置する隔壁にそれぞれ 1 枚ずつ扉を設けることにより、原子炉格納容器内外を結ぶ通路として使用されるものである。

内外 2 枚の扉を結ぶ接続機構により、少なくとも一方の扉は閉じた状態となるように設計されている。閉じた状態の扉には、微圧ながら扉の両側に差圧がかかるため、図 3 に示す通り、扉 1 枚ごとに 1 個の均圧弁が設置されており、扉を開く際に、扉の動きに先行して均圧弁が開くことにより、扉の差圧が解消され、その後、扉に操作力が作用する仕組みとなっている。

テフロン材は、図 4 に示す通り、均圧弁のシールリングとして使用している。ボール弁のシールリングは、弁が全閉状態の際、差圧によりボール型弁体が弁箱に押し付けられ、ボール型弁体と弁箱の当たり面をシールリングで密封する。弁には 2 つのシールリングが装備されているが、差圧の向きに応じて、2 つあるうちの圧縮される側のシールリングが弁の密封性を確保するように働く。この状態のシールリングに着目すると、ボール型弁体にかかる差圧によりシールリングがボール型弁体から弁箱に向かって押し付けられる作用と、ボール型弁体と弁箱の隙間領域においてシールリングにかかる差圧でシールリングがシールリング溝に押し付けられる作用により、一方向に圧縮を受ける

応力状態となる。

② 所員用エアロックの電線管貫通部

所員用エアロックの内側隔壁及び外側隔壁には、通常運転時に扉の開閉表示盤へ電力を供給するために電線管貫通部が設置されている。



テフロン材は、図5に示す通り、電線管貫通部の一部を構成するシーリンググランド内のシーラント及びスリーブに使用している。

シーリンググランド内のシーラントは、キャップを締め付けることによりシーラントがボディに押し付けられ、シーラントとボディの当たり面で密封される。この状態のシーラントに着目すると、キャップにより締め付けられボディへ押し付けられる作用と、内部流体から押し付けられる作用により、左右二方向から圧縮を受ける応力状態となる。

なお、スリーブについては、ケーブルの保持を目的に、ケーブルとボディ及びキャップとの間に設置されており、当該機器の機能及び原子炉格納容器のバウンダリ機能に影響する部品ではない。

③ 中性子源領域計装／中間領域計装

中性子源領域計装／中間領域計装は、原子炉の起動時（低出力時）から中間領域（原子炉核加運転中）にわたって、原子炉の周囲における中性子束を計測し、原子炉の状態を監視するために設置される検出器である。各中性子束検出器は、中性子束に応じた電気信号を出力し、その電気信号は信号ケーブルを介して計測制御系に伝送される。

テフロン材は、図6に示す通り、中性子源領域計装／中間領域計装の   に使用している。



④ T I P ボール弁

移動型出力領域計装（以下「T I P」という。）は、炉心内の軸方向及び水平方向の中性子束分布の計測をするとともに、局部出力領域計装検出器の校正を行うために設けられた移動式の中性子測定装置である。T I P系統は、4系統の検出器、検出器駆動装置、校正用導管選択装置、T I Pバルブアッセンブリなどで構成されており、炉心内において中性子束分布を測定できるようになっている。T I P系統のT I Pバルブアッセンブリは、T I Pボール弁とT I P火薬切断弁により構成されており、原子炉格納容器バウンダリとしては、通常運転時は全閉状態であるT I Pボール弁により、隔離機能を維持している。T I Pの系統概略図を図7に示す。

テフロン材は、図8に示す通り、T I Pボール弁の弁シール部のシールリング及びグランドシール部のシール材として使用している。

T I P ボール弁の弁シール部は、ボール型弁体が上下の軸によって固定されており、ボール型弁体の上流側と下流側に設置されたシールリングが円板バネ及び弁座押えによってボール型弁体に押し付けられる構造となっている。弁が全閉状態の際、流体の圧力により上流側の弁座押えが押され、弁座押えとボール型弁体の当たり面をシールリングで密封する。弁には2つのシールリングが装備されているが、差圧の向きに応じて、2つあるうちの圧縮される側（上流側）のシールリングが弁の密封性を確保するように働く。この状態のシールリングに着目すると、円板バネにより弁座押え及びシールリングがボール型弁体に向かって押し付けられる作用と、差圧により弁座押えがボール型弁体に向かって押し付けられる作用により、一方向に圧縮を受ける応力状態となる。

T I P ボール弁のグランド部のシール材は、弁の軸封部に挿入し、パッキン押えによって締め付けることで、軸表面及び軸封部を押し付ける力を発生させ、その接触圧力で弁内部の流体をシールしている。この状態のシール材に着目すると、パッキン押えにより締め付けられ軸封部に押し付けられる作用と内部流体から押し上げられる作用により、上下二方向から圧縮を受ける応力状態となる。

#### ⑤ 制御棒駆動機構（CRD）

制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）は、制御棒の通常挿入、引抜き時及び異常な運転状態時に、水圧による制御棒の挿入引抜及び急速挿入（スクラム）を行う駆動機器である。

テフロン材は、CRDフランジ部のメタル中空Oリングのテフロンコーティングに使用している。

メタル中空Oリングのテフロンコーティングについては、SUS製のメタル中空Oリングのシール面の表面粗さに追従させる目的で施されており、高い面圧でCRDハウジングフランジとCRDフランジに挟まれた装着状態となっている。この状態においてOリング表面のテフロンコーティングが仮に劣化したとしても、シール部はフランジからの面圧が付加され、その場所に留まると考えるため、当該部のシール性に影響はないものとする。

### 4. テフロン材使用機器の健全性

#### 4.1 テフロン使用機器の設置場所と環境条件

機器の機能及び原子炉格納容器のバウンダリ機能に影響を与える可能性がある部位にテフロン材を使用している機器の設計基準事故及び重大事故等の環境条件下における健全性について検討する際に考慮すべき環境条件については、技術基準規則第14条第2項及び第54条第1項のとおり、温度、圧力、湿度、放射線、荷重、屋外天候、海水、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状がある。

これらのうち、テフロン材の特性から、材料の劣化としては、放射線による劣化が考えられること、テフロン材使用部品の使用時の状態から圧力による影響を受けることから、考慮すべき条件は、放射線、圧力となる。これら要素を含む通常時、設計基準事故時、重大事故等時の環境条件を表3に示す。

## 4.2 テフロン材使用機器の放射線による劣化に対する健全性

### (1) 所員用エアロックの均圧弁（弁シール部のシールリング）

#### a. 通常運転時

表3の環境条件とテフロン材の放射線照射特性を比較すると、通常運転条件下では2Gy/hであることから、通常運転期間である13カ月間での積算線量は20kGy程度となり、 $2 \times 10^3$ Gyを超過する。その線量を超過して以降は、材料が未照射である場合に比べ優位な影響が現れ、その影響としては、重合度の低下及びそれに伴うテフロン材の機械的特性の低下（引張強度の低下、圧縮強度の低下等）がある。

通常運転時、当該弁は閉状態を維持し、均圧弁に2つあるシールリングのうちシールしている側は1方向に押し付けられ摺動することはないこと、均圧弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により1方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロン材の形状を維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料4によれば、通常運転時における積算線量（20kGy程度）の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の30%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は12MPaであることから（別添資料1）、通常運転時の放射線条件下においてもテフロン材は3.6MPa程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、エアロック均圧弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、当該機器は13ヶ月毎に漏えい試験等の点検がなされ、均圧弁としての機能が確保される保全内容となっている。

#### b. 設計基準事故時

設計基準事故の条件下では、事故後数日で積算線量 $2 \times 10^3$ Gyを超過する。設計基準事故時、当該弁は閉状態を維持し、均圧弁に2つあるシールリングのうちシールしている側は1方向に押し付けられ摺動することはないこと、均圧弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により1方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロン材の形状を維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料4によれば、設計基準事故時における積算線量（300kGy程度）の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の20%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は12MPaであることから（別添資料1）、設計基準事故時の放射線条件下においてもテフロン材は2.4MPa程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられる。



ことから、エアロック均圧弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、テフロン材は金属部品の内部に設置されており放射線の遮蔽が期待できること、また、当該均圧弁は、所員用エアロックの内外に2重に配置されており、外側の均圧弁が設置される所員用エアロック内は、表3に示す原子炉格納容器内の環境よりも穏やかであると想定されることから、設計基準事故時のテフロン材の機械的特性は上記の評価より高く維持されることが想定される。

#### c. 重大事故等時

重大事故等時は設計基準事故時より厳しい環境条件となり、設計基準事故時と比較してテフロン材の引張強度、圧縮強度の低下がより顕著に表れる。

重大事故等時、当該弁は閉状態を維持し、均圧弁に2つあるシールリングのうちシールしている側は1方向に押し付けられ摺動することはないこと、均圧弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により1方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されることが考えられる。

さらに、別添資料4によれば、重大事故等時における積算線量(740kGy程度)の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の10%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、重大事故等の放射線条件下においてもテフロン材は1.2MPa程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、エアロック均圧弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

しかしながら、重大事故等時は、設計基準事故時と比較してテフロン材の放射線による劣化がより顕著になるため、島根原子力発電所第2号機においては、プラントのさらなる安全性向上を目的に当該均圧弁のシール材を、より耐性に優れたシール材であるPEEK材に交換している。交換後のシール材は、表4に示す通り重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認しているものである。

### (2) 所員用エアロックの電線管貫通部(シーラント)

#### a. 通常運転時

表3の環境条件とテフロン材の放射線照射特性を比較すると、通常運転条件下では2Gy/hであることから、通常運転期間である13カ月間での積算線量は20kGy程度となり、 $2 \times 10^3$ Gyを超過する。その線量を超過して以降は、材料が未照射である場合に比べ優位な影響が現れ、その影響としては、重合度の低下及びそれに伴うテフロン材の機械的特性の低下(引張強度の低下、圧縮強度の低下等)がある。

当該電線管貫通部のシーラントは静的シールであること、シーラントは常時ボディに押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシーラントの形状変化は考え難いこと、また、ボディとシーラントが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シーラントの機械的特性が低下してもシール材の自己

形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、通常運転時における積算線量 (20kGy 程度) の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 30%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は 12MPa であることから (別添資料 1)、通常運転時の放射線条件下においてもテフロン材は 3.6MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、電線管貫通部のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、当該機器は 13 ヶ月毎に漏えい試験等の点検がなされ、電線管貫通部のシール機能が確保される保全内容となっている。

#### b. 設計基準事故時

設計基準事故の条件下では、事故後数日で積算線量  $2 \times 10^3$ Gy を超過する。当該電線管貫通部のシーラントは静的シールであること、シーラントは常時ボディに押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシーラントの形状変化は考え難いこと、また、ボディとシーラントが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シーラントの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、設計基準事故時における積算線量 (300kGy 程度) の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 20%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は 12MPa であることから (別添資料 1)、設計基準事故時の放射線条件下においてもテフロン材は 2.4MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、電線管貫通部のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、テフロン材は金属部品の内部に設置されており放射線の遮蔽が期待できること、また、当該電線管貫通部は、所員用エアロックの外内に 2 重に配置されており、外側の電線管貫通部が設置される所員用エアロック内は、表 3 に示す原子炉格納容器内の環境よりも穏やかであると想定されることから、設計基準事故時のテフロン材の機械的特性は上記の評価より高く維持されることが想定される。

#### c. 重大事故等時

重大事故等時は設計基準事故時より厳しい環境条件となり、設計基準事故時と比較してテフロン材の引張強度、圧縮強度の低下がより顕著に表れる。

当該電線管貫通部のシーラントは静的シールであること、シーラントは常時ボディに押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシーラントの形状変化は考え難いこと、また、ボディとシーラントが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シーラントの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、重大事故等時における積算線量（740kGy 程度）の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 10%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、重大事故等の放射線条件下においてもテフロン材は 1.2MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、電線管貫通部のシール部の健全性は確保できると考えられる。

しかしながら、重大事故等時は、設計基準事故時と比較してテフロン材の放射線による劣化がより顕著になるため、島根原子力発電所第 2 号機においては、プラントのさらなる安全性向上を目的に当該電線管貫通部のシール材を、より耐性に優れたシール材である膨張黒鉛材に交換している。交換後のシール材は、表 4 に示す通り重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認しているものである。

(3) 原子炉格納容器隔離弁のうち T I P ボール弁（弁シール部のシールリング、グランドシール部のシール材）

a. 通常運転時

表 3 の環境条件とテフロン材の放射線照射特性を比較すると、通常運転条件下では 2Gy/h であることから、通常運転期間である 13 カ月間での積算線量は 20kGy 程度となり、 $2 \times 10^3$ Gy を超過する。その線量を超過して以降は、材料が未照射である場合に比べ優位な影響が現れ、その影響としては、重合度の低下及びそれに伴うテフロン材の機械的特性の低下（引張強度の低下、圧縮強度の低下等）がある。

通常運転時、T I P ボール弁に 2 つあるシールリングのうちシールしている側は、当該弁は閉状態を維持し、1 方向に押し付けられ摺動することはないこと、T I P ボール弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により 1 方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されることが考えられる。

また、グランドシール部のシール材は、当該弁は閉状態を維持し摺動することはないこと、シール材は常時軸封部に押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシール材の形状変化は考え難いこと、また、グランドシール部の形状上、軸封部とシール材が閉塞しておりテフロンを維持できることから、シール材の機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されることが考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、通常運転時における積算線量（20kGy 程度）の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 30%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は 12MPa であり（別添資料 1）、通常運転時の放射線条件下においてもテフロン材は 3.6MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、T I P ボール弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、当該機器は 13 ヶ月毎に漏えい試験等の点検がなされ、ボール弁としての機能

が確保される保全内容となっている。

#### b. 設計基準事故時

設計基準事故の条件下では、事故後数日で積算線量  $2 \times 10^3 \text{Gy}$  を超過する。設計基準事故時、T I P ボール弁に 2 つあるシールリングのうちシールしている側は、当該弁は閉状態を維持し、1 方向に押し付けられ摺動することはないこと、T I P ボール弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により 1 方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

また、グランドシール部のシール材は、当該弁は閉状態を維持し摺動することはないこと、シール材は常時軸封部に押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシール材の形状変化は考え難いこと、また、グランドシール部の形状上、軸封部とシール材が閉塞しておりテフロンを維持できることから、シール材の機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、設計基準事故時における積算線量 (300kGy 程度) の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 20%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、テフロン材の圧縮強度は 12MPa であり (別添資料 1)、設計基準事故時の放射線条件下においてもテフロン材は 2.4MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、T I P ボール弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

なお、テフロン材は金属部品の内部に設置されており放射線の遮蔽が期待できること、また、当該弁は、原子炉格納容器外に設置されており、表 3 に示す原子炉格納容器内の環境よりも穏やかであることから、設計基準事故時のテフロン材の機械的特性は上記の評価より高く維持されることが想定される。

#### c. 重大事故等時

重大事故等時は設計基準事故時より厳しい環境条件となり、設計基準事故時と比較してテフロン材の引張強度、圧縮強度の低下がより顕著に表れる。

重大事故等時、当該弁は閉状態を維持し、T I P ボール弁に 2 つあるシールリングのうちシールしている側は 1 方向に押し付けられ摺動することはないこと、T I P ボール弁の構造上、原子炉格納容器の内圧により 1 方向に押され密着性が向上する方向の力が作用するためシールリングの形状変化は考え難いこと、また、ボール弁の形状上、ボールとシールリングが閉塞しておりテフロンを維持できることから、シールリングの機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されると考えられる。

また、グランドシール部のシール材は、当該弁は閉状態を維持し摺動することはないこと、シール材は常時軸封部に押し付けられ密着した構造となっており、原子炉格納容器の内圧が加わったとしてもシール材の形状変化は考え難いこと、また、グランドシール

ル部の形状上、軸封部とシール材が閉塞しておりテフロンを維持できることから、シール材の機械的特性が低下してもシール材の自己形状は維持されることが考えられる。

さらに、別添資料 4 によれば、重大事故等時における積算線量（740kGy 程度）の放射線照射下においては、テフロン材の引張強度は未照射材の 10%程度まで低下することが示されている。テフロン材の圧縮強度についても引張応力と同程度の強度低下を示すと仮定した場合、重大事故等の放射線条件下においてもテフロン材は 1.2MPa 程度の圧縮強度を有していると推定され、圧縮に対する耐性が完全に喪失することはないと考えられることから、T I P ボール弁のシール部の健全性は確保できると考えられる。

しかしながら、重大事故等時は、設計基準事故時と比較してテフロン材の放射線による劣化がより顕著になることから、当該ボール弁の放射線下における健全性を向上することで、プラント安全性の向上を図ることとし、使用前検査までにより耐性に優れたシール材として改良 E P D M 材に交換する。交換後のシール材は、表 4 に示す通り重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認しているものである。

## 5. 結論

島根原子力発電所第 2 号機の原子炉格納容器内及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているテフロン材に関しては、4.2 項に示す健全性評価結果に基づき、設計基準事故及び重大事故等のいずれの事故環境下であっても、プラント安全性に影響を及ぼさないものと判断できる。さらに、安全上の機能を有するものについては耐環境性に優れたシール材に交換することで、プラント安全性の更なる向上を図っている。

以上

表 3 原子炉格納容器内で使用されるテフロン材の健全性評価用環境条件

	温度	圧力	放射線
通常時	65℃	13.8kPa	2Gy/h
設計基準事故時	171℃	0.427MPa	300kGy/6ヶ月
重大事故等時	200℃	0.853MPa	740kGy/7日

表 4 交換後のシール材の耐環境性

設備	交換後のシール材	耐熱性	耐放射線性
所員用エアロック均圧弁	PEEK材	250℃	約10MGy
所員用エアロック電線管 貫通部	膨張黒鉛材	400℃程度	約15MGy
TIPボール弁	改良EPDM材	200℃*	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span> *

注記\*：圧縮永久ひずみ試験を行い、材質の劣化がないことを確認した条件を示す。

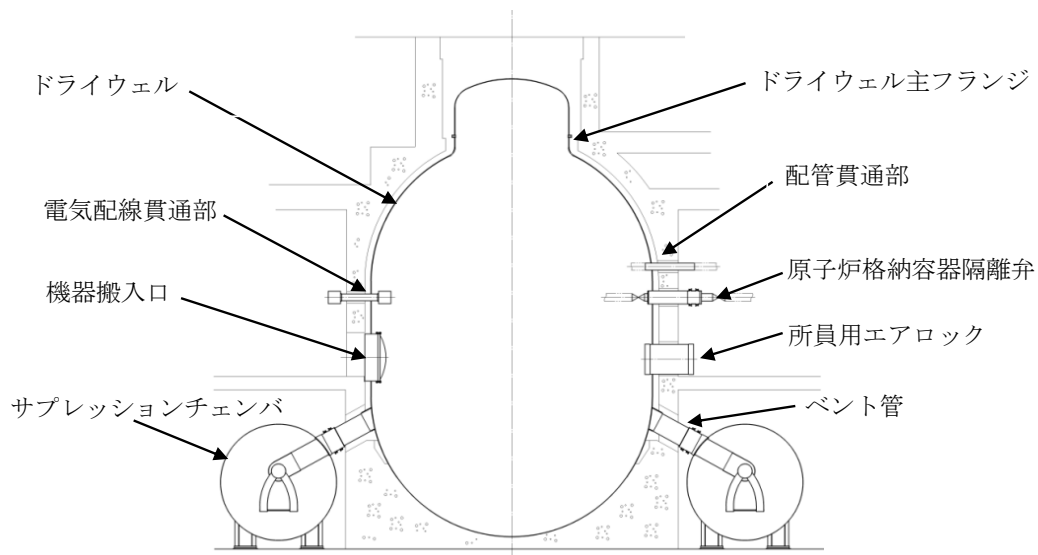


図1 原子炉格納容器の概要図

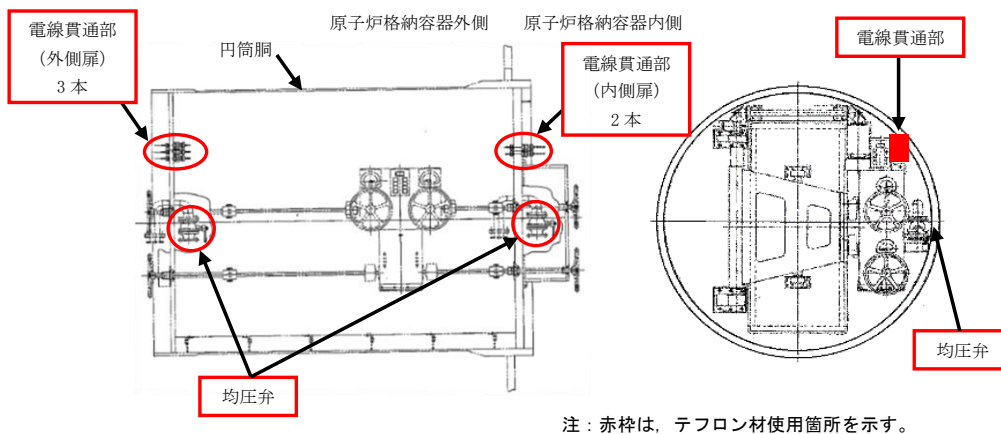


図2 所員用エアロックの構造図

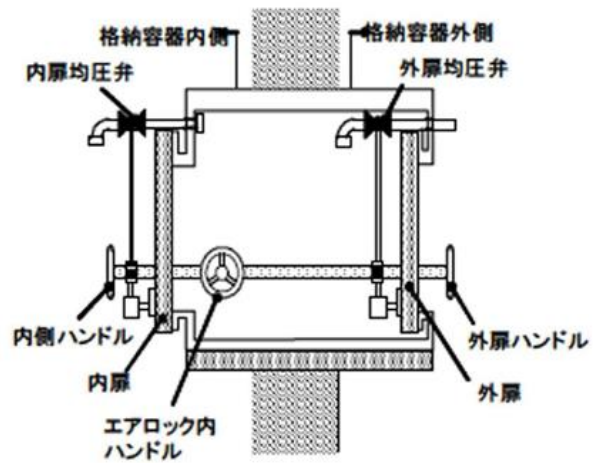
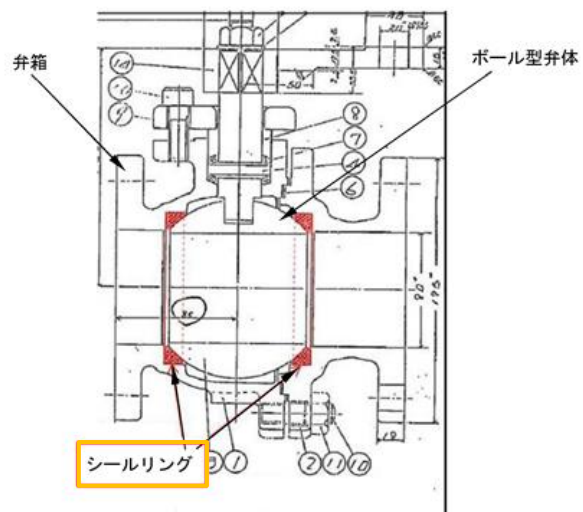


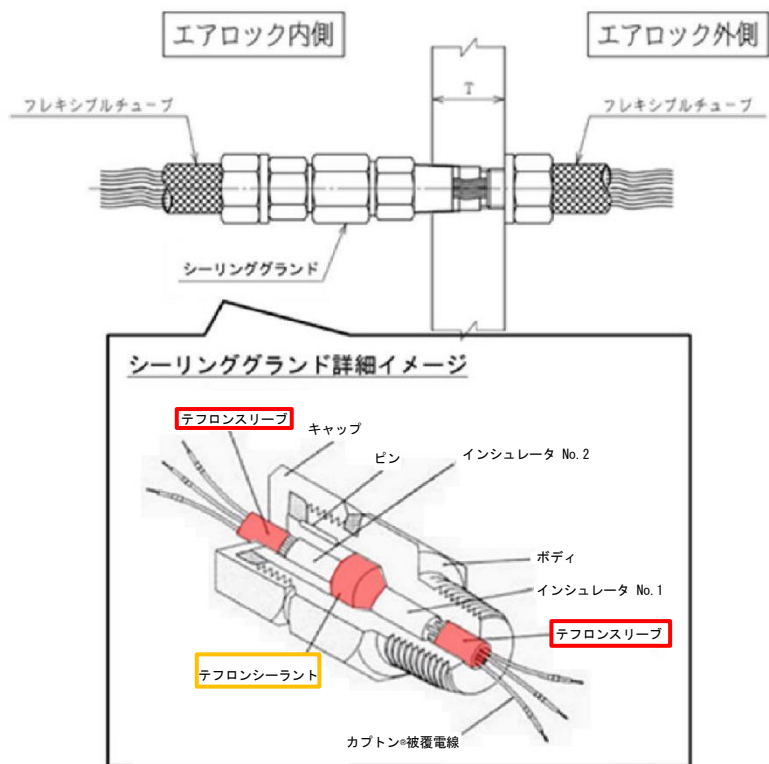
図3 所員用エアロックにおける均圧弁の位置



注：橙枠は、テフロン材からPEEK材に交換した箇所を示す。

図4 所員用エアロック均圧弁の構造図





注：赤枠は、テフロン材使用箇所、橙枠はテフロン材から膨張黒鉛に交換した箇所を示す。

図5 所員用エアロック電線管貫通部の構造図

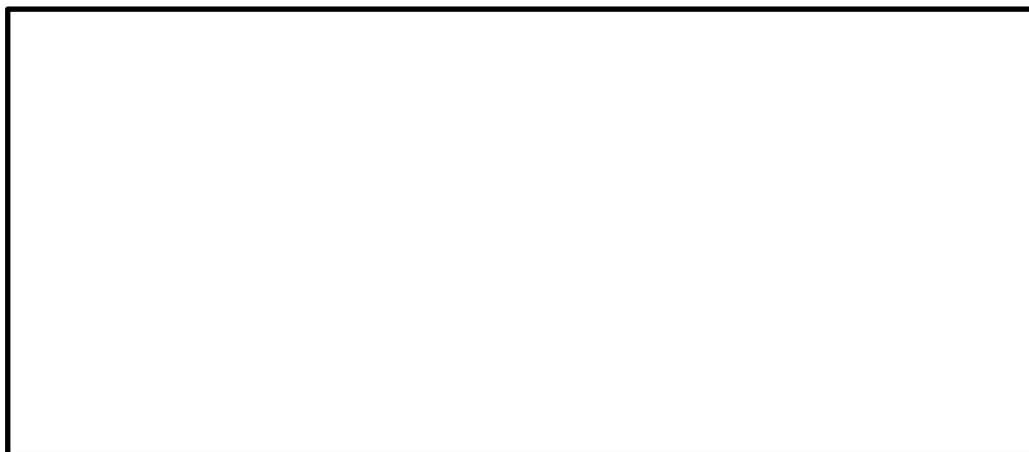


図6 中性子源領域計装／中間領域計装の取付部の概略図

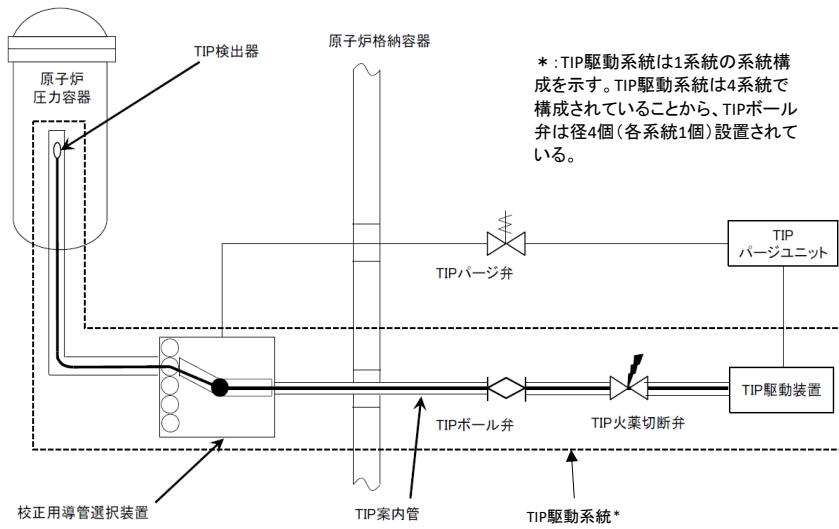
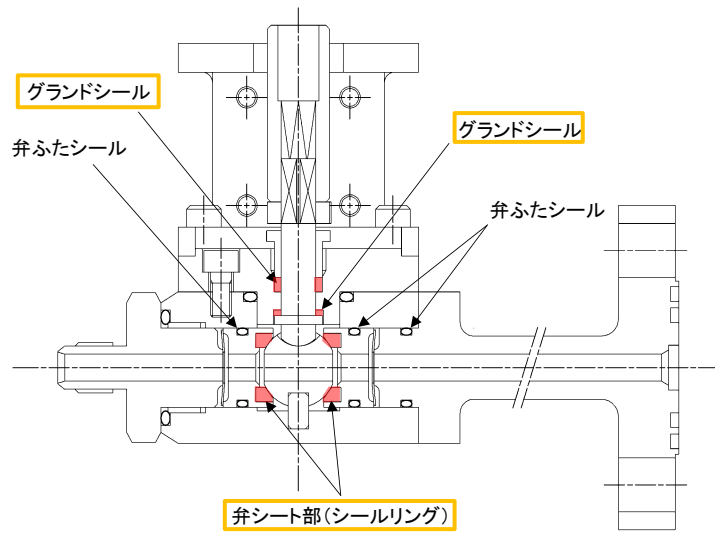
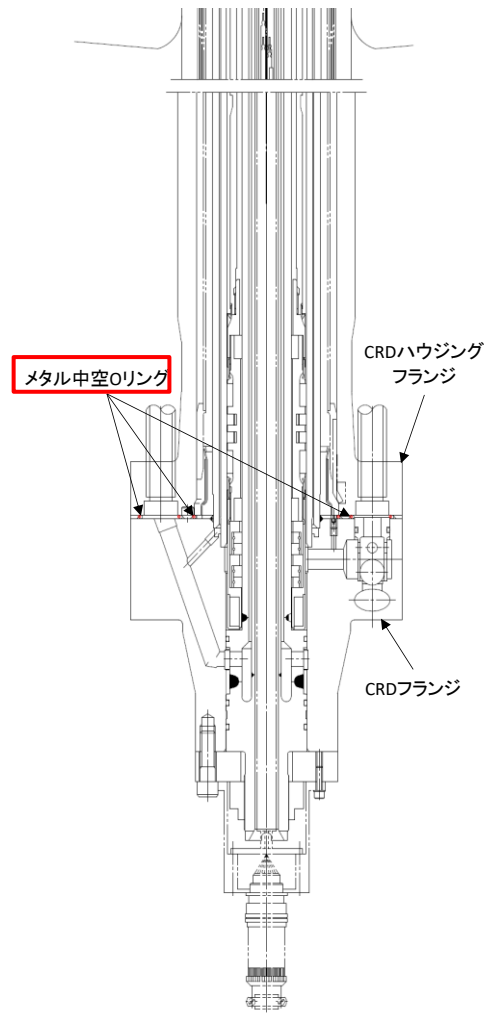


図7 TIPの系統概略図



注：橙枠は、テフロン材から改良EPDM材に交換した箇所を示す。

図8 TIPボール弁の構造図



注：赤枠は、テフロン材使用箇所を示す。

図9 制御棒駆動機構(CRD)の構造図

ふっ素樹脂特性一覧

表 ふっ素樹脂特性一覧      弊社取扱製品 ● 非常に優れている ○ 優れている ○ やや優れている △ 使用可

特性		単位	ASTM 試験法	PTFE	PFA	FEP	ETFE	PVDF	ECTFE	PCTFE	PVF	
物理的	融点	℃		327	300~310	260	270	156~170	245	220	203	
	比重		D792	2.14~2.20	2.12~2.17	2.12~2.17	1.70	1.75~1.78	1.68~1.69	2.1~2.2	1.38~1.57	
機械的	引張強度	MPa	D638	27~34	24~34	22~31	45	34~43	48	31~41	82	
	伸び	%	D638	200~400	300	250~330	100~400	80~300	200~300	80~250	115~250	
	圧縮強度	MPa	D695	12	17	15	49	67~96	—	31~51	—	
	衝撃強度(アイゾット)	J/m	D256A	160	破壊せず	破壊せず	破壊せず	160~370	破壊せず	130~140	—	
	硬度(ロックウェル)		D785	—	—	—	R50	R79~83	—	R75~95	—	
	硬度(ショアー)		D2240	D50~65	D64	D60~65	D75	D65~70	D55	D75~80	—	
	曲げ弾性率	GPa	D790	0.55	0.66~69	0.65	1.4	2.0~2.5	0.66~0.69	1.3~1.8	—	
	引張弾性率	GPa	D638	0.40~0.55	—	0.34	0.82	1.3~1.5	1.6	1.0~2.1	1.9	
	動摩擦係数		[ $\frac{0.7MPa}{3m/min}$ ]	0.10	0.20	0.30	0.40	0.39	—	0.37	—	
	熱的	熱伝導率	W/m·K	C177	0.25	0.25	0.25	0.24	0.10~0.13	0.16	0.20~0.22	0.14~0.17
比熱		10 <sup>3</sup> J/kg·K	D240	1.0	1.0	1.2	1.9~2.0	1.4	—	0.92	1.0	
線膨張係数		10 <sup>-5</sup> /K	D696	10	12	8.3~11	5.9	7~14	8.0	4.5~7.0	7.1~7.8	
ボールプレッシャー温度		℃		180	230	170	185	—	—	170	—	
たわみ温度 荷重		1.8 MPa	℃	D648	55	50	50	74	87~120	77	—	—
		0.45 MPa			121	74	72	104	149	116	126	—
最高使用温度	℃	(無荷重)		260	260	200	150~180	150	165~180	177~200	100	
電気的	体積抵抗率	Ω·cm	D257 50%RH, 23℃	>10 <sup>19</sup>	>10 <sup>18</sup>	>10 <sup>18</sup>	>10 <sup>18</sup>	2×10 <sup>14</sup>	>10 <sup>18</sup>	1.2×10 <sup>18</sup>	1.2×10 <sup>14</sup>	
	絶縁破壊の強度(1時間)	kV/mm (3.2mm厚)	D149	19	20	20~24	16	10	20	20~24	—	
	誘電率	60Hz	D150	< 2.1	< 2.1	2.1	2.6	8.4	2.6	2.2~2.8	8.2~8.5	
		10 <sup>3</sup> Hz	D150	< 2.1	< 2.1	2.1	2.6	8.4	2.6	2.3~2.8	6.2~6.7	
		10 <sup>6</sup> Hz	D150	< 2.1	< 2.1	2.1	2.6	6.43	2.6	2.3~2.5	6.2~7.0	
	誘電正接	60Hz	D150	< 0.0002	< 0.0002	< 0.0002	0.0006	0.049	< 0.0005	0.0012	—	
		10 <sup>3</sup> Hz	D150	< 0.0002	< 0.0002	< 0.0002	0.0008	0.018	0.0015	0.023~0.027	0.3	
		10 <sup>6</sup> Hz	D150	< 0.0002	0.0003	< 0.0005	0.005	< 0.015	0.009~0.017	—	—	
	耐アーク性	sec	D495	> 300	> 300	> 300	75	50~70	18	> 360	—	
	耐久性その他	吸水率(24hr)	%	D570	< 0.01	< 0.01	< 0.01	0.029	0.04~0.06	0.01	0.00	< 0.5
燃焼性(3.2mm厚)			(UL-94)	V-0	V-0	V-0	V-0	V-0	V-0	V-0	HB	
限界酸素指数		%	D2863	> 95	> 95	> 95	30	44	60	> 95	23	
直接日光の影響				なし	なし	なし	なし	なし	なし	なし	なし	
酸				●	●	●	○	○	○	○	△	
アルカリ				●	●	●	○	○	○	○	○	
溶剤			●	●	●	○	△	○	○	△		

※この表は、「Moen Plastics Encyclopedia 1997」に一部データを補完して作成した。

JAERI-Data/Code  
2003-015



高分子系材料の耐放射線特性とデータ集

2003年 9月

大強度陽子加速器施設開発センター  
計画グループ

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

データがこれまでに蓄積されている。これらは NASA、CERN (European Organization for Nuclear Research)<sup>[2]</sup>など多くの研究機関でまとめられている。日本では、電気学会が電気学会技術報告“耐放射線性誘電・絶縁材料の最近の動向”<sup>[3]</sup>としてまとめられている。

CERN でまとめられたケーブル材料、エラストマー、熱硬化樹脂についての“一般的な使用限界線量”を図5(a)~(c)に示す。

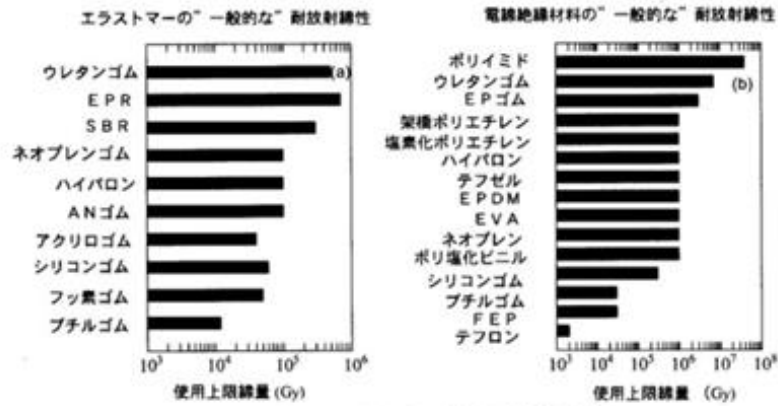


図5-1. CERNでまとめられた“一般的な耐放射線性”

(a) エラストマー (ゴム)

(b) 電気絶縁材料

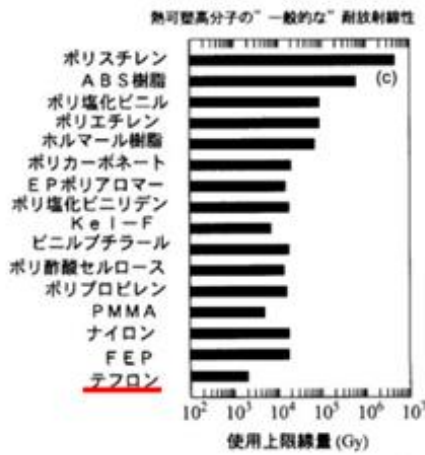
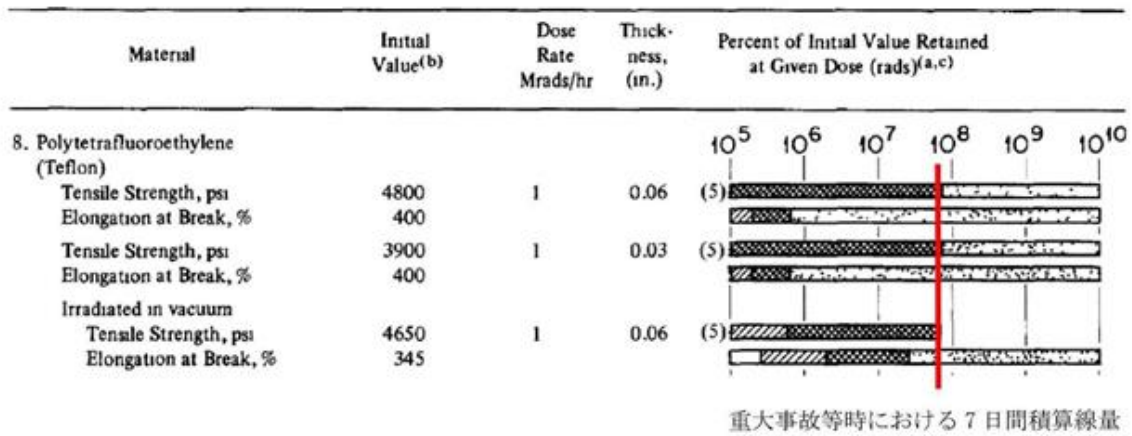


図5-2. CERNでまとめられた“一般的な耐放射線性”

(c) 熱可塑性高分子



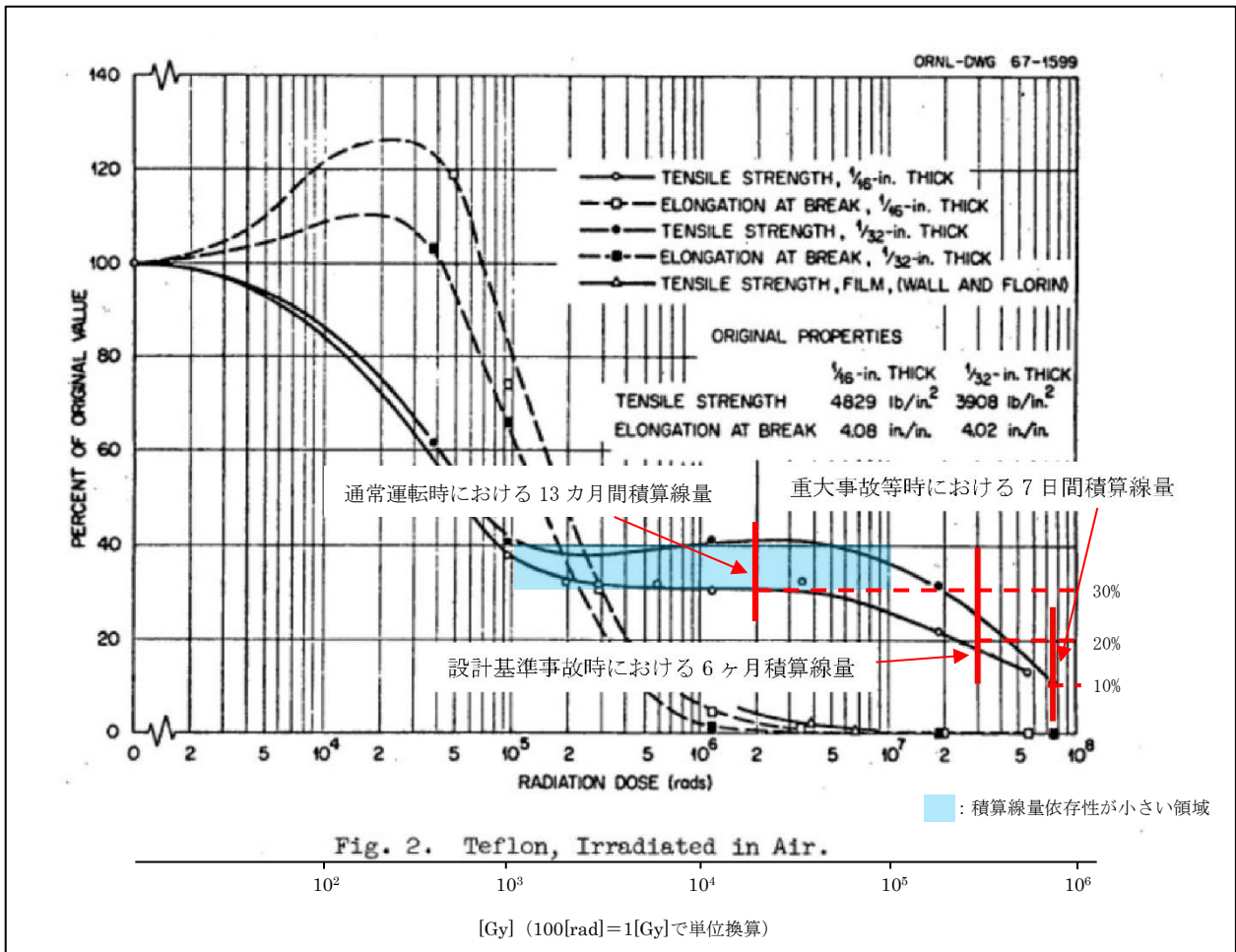
<sup>(a)</sup>Key for radiation effects:

- 100 to 80% of initial value retained.
- 80 to 50% of initial value retained.
- 50 to 10% of initial value retained.
- 10 to 0% of initial value retained.

<sup>(b)</sup>To convert lb/in<sup>2</sup> to Kg/mm<sup>2</sup>, divide by 1422 so that 14220 lb/in<sup>2</sup> equals 10 Kg/mm<sup>2</sup>. To convert ft-lb to Kg-m/cm, divide by 18.36 so that 0.3672 ft-lb/in equals 0.02 Kg-m/cm.

<sup>(c)</sup>rad equals 100 ergs/gram of sample material.

出典 : W. W. Parkinson and O. Sisman, The Use of Plastics and Elastomers in Nuclear Radiation, Nuclear Engineering and Design 17(1971)247-280



出典：W.W. Parkinson and W.K. Kirkland, The Effect of Air on the Radiation-Induced Degradation of Polytetrafluoroethylene(Teflon), USAEC Report ORNL-TM-1757, Oak Ridge National Laboratory, February 1967



8. 【「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」の第54条及び第59条から第77条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表】

(第 54 条) 重大事故等対処設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
アクセスルート確保	—	ホイールローダ <sup>*3</sup>	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 : 防止でも緩和でもない設備

(第 59 条) 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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) *3	常設	×
		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	×
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, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	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) *3	常設	×
ほう酸水注入	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	×
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	×
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*3	常設	×
		代替自動減圧起動阻止スイッチ*3	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1 に示す。

(第 60 条) 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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	×
		サブプレッションチェンバ[水源]	常設	×
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) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	×
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
高圧炉心スプレイ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	高圧炉心スプレイポンプ*3	常設	×
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	常設	×
		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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 61 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設（既設+新設）	常設可搬	共用
逃がし安全弁	(逃がし安全弁) —	逃がし安全弁	常設	×
	(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	×
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)*4	常設	×
		自動減圧起動阻止スイッチ*4	常設	×
		代替自動減圧起動阻止スイッチ*4	常設	×
可搬型直流電源による減圧	非常用直流電源設備（A系及びHPCS系）	高圧発電機車	可搬型	×
		B1-115V系充電器（SA）*4	常設	×
		SA用115V系充電器*4	常設	×
		230V系充電器（常用）*4	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	可搬型	×	
	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*4	常設	×
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池による減圧	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）	可搬型	×
逃がし安全弁室素ガス供給系	(アキュムレータ)	逃がし安全弁室素ガスポンプ	可搬型	×

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：減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステムLOCA発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

\*4：機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 61 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
インターフェイスシステム LOCA 隔離弁*3	(残留熱除去系注水弁)	残留熱除去系注水弁 (MV222-5A, 5B, 5C)	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 (MV223-2)	常設	×
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	×
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*4	常設	×
		低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	×
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	可搬型	×
低圧炉心スプレイ系による低圧注水	(低圧炉心スプレイ系) 残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧炉心スプレイポンプ*4	常設	×
		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 : 減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステムLOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1 に示す。

(第 62 条) 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ための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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 (残留熱除去系 (低圧注水モード))	残留熱除去ポンプ*3	常設	×
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
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*3	可搬型	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
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*3	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*3	常設	×
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*3	常設	×
		低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	×
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	可搬型	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 63 条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設（既設+新設）	常設 可搬	共用
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	可搬型	×
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬型	×
		大型送水ポンプ車	可搬型	×
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）及び原子炉補機冷却系（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	×
		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*3	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	可搬型	×
—	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・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：機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。



(第 63 条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器	常設	×
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*3	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 [水源]	常設	×
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チェンバプール水の冷却	(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*3	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 [水源]	常設	×
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*3	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*3	常設	×
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	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 64 条) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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*3	常設	×
		低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	×
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	可搬型	×
		可搬型ストレーナ	可搬型	×
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*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器	常設	×
		サプレッションチェンバ [水源]	常設	×
残留熱除去系 (サ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 (サプレッションプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器	常設	×
		サプレッションチェンバ [水源]	常設	×
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*3	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*3	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 65 条) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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	×
		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	×
		第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	×
		遠隔手動弁操作機構*3	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	可搬型	×
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	×
		残留熱除去系熱交換器	常設	×
		移動式代替熱交換設備	可搬型	×
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬型	×
		大型送水ポンプ車	可搬型	×
		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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 66 条) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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*3	常設	×
		コリウムシールド	常設	×
		低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	×
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	可搬型	×
		コリウムシールド	可搬型	×
		可搬型ストレーナ	可搬型	×
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	可搬型	×
		コリウムシールド	常設	×
溶融炉心の落下遅延及び防止	—	高圧原子炉代替注水ポンプ	常設	×
		サプレッションチェンバ[水源]	常設	×
		ほう酸水注入ポンプ	常設	×
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	×
		低圧原子炉代替注水ポンプ*3	常設	×
		低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	×
		大量送水車	可搬型	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 67 条) 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	—	(窒素ガス制御系)	常設	×
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	—	可搬式窒素供給装置	可搬型	×
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	×
		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	×
	—	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	可搬型	×
		第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	×
		遠隔手動弁操作機構*3	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	可搬型	×	
	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)		格納容器水素濃度 (B 系) *3	常設	×
格納容器酸素濃度		格納容器酸素濃度 (S A)	常設	×
(格納容器酸素濃度)		格納容器酸素濃度 (B 系) *3	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 68 条) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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	常設	×
		静的触媒式水素処理装置出口温度	常設	×
		原子炉建物原子炉棟 [流路]	常設	×
原子炉建物内の水素濃度監視	—	原子炉建物水素濃度	常設	×
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	—	第1ベントフィルタスクラバ容器	常設	×
		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	×
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	可搬型	×
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	×
		遠隔手動弁操作機構*3	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	可搬型	×		

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 69 条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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	可搬型	×
		可搬型ストレーナ	可搬型	×
		常設スプレイヘッド	常設	×
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	可搬型	×
		可搬型ストレーナ	可搬型	×
		可搬型スプレイノズル	可搬型	×
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	可搬型	×
		放水砲	可搬型	×
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*4 燃料プール温度*4 燃料プール冷却ポンプ入口温度*4 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) *4 燃料取替階放射線モニタ*4	燃料プール水位 (SA)	常設	×
		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・低レンジ) (SA)	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	×
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*3	常設	×
		燃料プール冷却系熱交換器	常設	×
		移動式代替熱交換設備	可搬型	×
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬型	×
		大型送水ポンプ車	可搬型	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*4 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第 69 条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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*3	常設	×
		燃料プール冷却系熱交換器	常設	×
		移動式代替熱交換設備	可搬型	×
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬型	×
		大型送水ポンプ車	可搬型	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。



(第70条) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設(既設+新設)	常設可搬	共用
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	可搬型	×
		放水砲	可搬型	×
海洋への放射性物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材	可搬型	×
		シルトフェンス	可搬型	×
		小型船舶	可搬型	×
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	可搬型	×
		放水砲	可搬型	×
		泡消火薬剤容器	可搬型	×

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。

(第71条) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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	×
		構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)	常設	×
重大事故等収束のための水源	—	ほう酸水貯蔵タンク	常設	×
水の供給	—	大量送水車	可搬型	×
		大量送水車	可搬型	×
		可搬型ストレータ	可搬型	×

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。

(第72条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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	×
		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*3	常設	×
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ*3	常設	×
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 —	高圧発電機車	可搬型	×
		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	可搬型	×
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*3	常設	×
		B1-115V系蓄電池 (SA) *3	常設	×
		230V系蓄電池 (RCIC) *3	常設	×
		SA用115V系蓄電池*3	常設	×
		B-115V系充電器*3	常設	×
		B1-115V系充電器 (SA) *3	常設	×
		230V系充電器 (RCIC) *3	常設	×
		SA用115V系充電器*3	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第72条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
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 <sup>*3</sup>	常設	×
		SA用115V系充電器 <sup>*3</sup>	常設	×
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) —	高圧発電機車	可搬型	×
		B1-115V系充電器 (SA) <sup>*3</sup>	常設	×
		SA用115V系充電器 <sup>*3</sup>	常設	×
		230V系充電器 (常用) <sup>*3</sup>	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	×
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備 —	タンクローリ	可搬型	×
		緊急用メタクラ <sup>*3</sup>	常設	×
		メタクラ切替盤 <sup>*3</sup>	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 <sup>*3</sup>	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第72条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設（既設+新設）	常設可搬	共用
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備 —	SA1 コントロールセンタ*3	常設	×
		SA2 コントロールセンタ	常設	×
		充電器電源切替盤*3	常設	×
		SA 電源切替盤	常設	×
		重大事故操作盤*3	常設	×
代替所内電気設備による給電	メタルクラッド開閉装置 HPCS —	メタルクラッド開閉装置 2C*3	常設	×
		メタルクラッド開閉装置 2D*3	常設	×
非常用交流電源設備	(非常用ディーゼル発電設備)	非常用ディーゼル発電設備*3	常設	×
	(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備)	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備*3	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トンク)	ディーゼル燃料デイトンク	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：機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

## (第72条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
非常用直流電源設備	(A-115V系蓄電池) —	A-115V系蓄電池*3	常設	×
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系) —	B-115V系蓄電池*3	常設	×
		B1-115V系蓄電池 (SA) *3	常設	×
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	230V系蓄電池 (RCIC) *3	常設	×
	(高圧炉心スプレイ系蓄電池)	高圧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*3	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*3	常設	×
	(A-115V系充電器)	A-115V系充電器*3	常設	×
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系) —	B-115V系充電器*3	常設	×
		B1-115V系充電器 (SA) *3	常設	×
	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	230V系充電器 (RCIC) *3	常設	×
	(高圧炉心スプレイ系充電器)	高圧炉心スプレイ系充電器*3	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*3	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*3	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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 72 条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
燃料補給設備	A, 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	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	可搬型	×

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。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度*5	原子炉圧力容器温度 (S A)	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	常設	×
原子炉圧力容器内の圧力	(原子炉圧力)	原子炉圧力	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)	常設	×
	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	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)	常設	×
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))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設)*4 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 高圧炉心スプレィポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィポンプ出口流量 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 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	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)	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 代替注水流量 (常設)*4 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 高圧炉心スプレィポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィポンプ出口流量 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 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	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「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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*5 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。



(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉圧力容器への注水量	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	高圧原子炉代替注水流量	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)	常設	×
	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	代替注水流量 (常設) *4	低圧原子炉代替注水槽水位*4 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	常設	×
	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	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)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	常設	×
	(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	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	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)	常設	×
	(高圧炉心スプレイポンプ 出口流量) 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	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)	常設	×
	(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	残留熱除去ポンプ出口流量	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)	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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉圧力容器への注水量	(低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	サブプレッションプール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サブプレッションプール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	代替注水流量 (常設) *4	低圧原子炉代替注水槽水位*4 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	常設	×
	残留熱除去ポンプ出口流量	格納容器代替スプレイ流量	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	常設	×
	—	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	ペDESTAL水位 ドライウエル水位	常設	×
	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設(既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度*4	ドライウエル温度(SA)	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)	常設	×
	ペDESTAL温度*4	ペDESTAL温度(SA)	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)	常設	×
	—	ペDESTAL水温度(SA)	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
	サブプレッションチェンバ温度*4	サブプレッションチェンバ温度(SA)	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)	常設	×
	サブプレッションプール水温度*4	サブプレッションプール水温度(SA)	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)	常設	×
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力*4	ドライウエル圧力(SA)	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)	常設	×
	サブプレッションチェンバ圧力*4	サブプレッションチェンバ圧力(SA)	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)	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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉格納容器内の水位	—	ドライウエル水位	サブプレッションプール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) *4 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*4	常設	×
	サブプレッションプール水位*5	サブプレッションプール水位 (SA)	代替注水流量 (常設) *4 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*4	常設	×
	—	ペDESTAL水位	主要パラメータの他チャンネル代替注水流量 (常設) *4 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*4	常設	×
原子炉格納容器内の水素濃度	(格納容器水素濃度)	格納容器水素濃度 (B系) *4	格納容器水素濃度 (SA)	常設	×
	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (B系) *4	常設	×
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)) (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))	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
	(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)) (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)	主要パラメータの他チャンネル	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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*5 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
未臨界の維持又は監視	(中性子源領域計装) 中間領域計装 平均出力領域計装	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 平均出力領域計装	常設	×
	(中間領域計装) 中性子源領域計装 平均出力領域計装	中間領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装	常設	×
	(平均出力領域計装) 中性子源領域計装 中間領域計装	平均出力領域計装	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	常設	×
最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	—	サブプレッションプール水温度 (SA)	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)	常設	×
		残留熱除去系熱交換器出口温度	サブプレッションプール水温度 (SA)	常設	×
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	サブプレッションプール水位 (SA) 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 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	常設	×
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 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)	常設	×
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)	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 残留熱除去ポンプ出口流量	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		スクラバ容器圧力	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 (SA)	常設	×
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) *4 格納容器水素濃度 (SA)	可搬型	×

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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	(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	原子炉圧力容器温度 (S A) サブプレッションプール水温度 (S A)	常設	×
	(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	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	常設	×
	(残留熱除去ポンプ出口流量)	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設	×
格納容器バイパスの監視 (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))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A)	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)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	×
	(原子炉圧力)	原子炉圧力	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)	常設	×
	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	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)	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「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 : 設計基準対象施設を含む。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル温度*5	ドライウエル温度 (S A)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (S A)	常設	×
	ドライウエル圧力*5	ドライウエル圧力 (S A)	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 (S A) ドライウエル温度 (S A)	常設	×
格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	(残留熱除去ポンプ出口圧力)	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設	×
	(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	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設	×
水源の確保	サブプレッションプール水位*5	低圧原子炉代替注水槽水位*4	代替注水流量 (常設) *4 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) サブプレッションプール水位 (S A) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	常設	×
	サブプレッションプール水位*5	サブプレッションプール水位 (S A)	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 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	常設	×
原子炉建物内の水素濃度	—	原子炉建物水素濃度	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	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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*5 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	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	常設可搬	共用
原子炉格納容器内の酸素濃度	(格納容器酸素濃度)	格納容器酸素濃度 (B系) *4	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 (サブ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)	常設	×
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (B系) *4 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) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	常設	×
燃料プールの監視	燃料プール水位*5 燃料プールライナドレン漏えい水位*5 燃料プール水位・温度 (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・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	常設	×
	燃料プール水位*5 燃料プールライナドレン漏えい水位*5 (燃料プール水位・温度 (SA)) 燃料プール冷却ポンプ入口温度*5 燃料プール温度*5	燃料プール水位・温度 (SA)	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・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	常設	×
	原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) *5 燃料取替階放射線モニタ*5	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	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)	常設	×
	燃料プール水位*5 燃料プールライナドレン漏えい水位*5 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール冷却ポンプ入口温度*5 燃料プール温度*5	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。)	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・低レンジ) (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 : 設計基準対象施設を含む。

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*5 : 個数と設置場所を添付資料2に示す。



(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム (SPDS))	安全パラメータ表示システム (SPDS) *5	常設	○
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器*5	可搬型	×
その他*3, *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> ガスポンペ圧力)	N <sub>2</sub> ガスポンペ圧力	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	×
	(BI-115V系蓄電池(SA)電圧)	BI-115V系蓄電池(SA)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 : 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。

\*4 : 補助パラメータの重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

\*5 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
その他 <sup>*3, *4</sup>	(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 H P C S 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 : 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。

\*4 : 補助パラメータの重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1 に示す。

\*5 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第74条) 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設(既設+新設)	常設可搬	共用
居住性の確保	—	中央制御室待避室	常設	×
	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	○
	—	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 <sup>*4</sup>	常設	×
		中央制御室非常用再循環送風機 <sup>*4</sup>	常設	×
		中央制御室非常用再循環処理装置フィルター <sup>*4</sup>	常設	×
	—	中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ) <sup>*4</sup>	可搬型	×
	所内通信連絡設備(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備	無線通信設備(固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
	所内通信連絡設備(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備	衛星電話設備(固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
	—	プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室) <sup>*3, *4</sup>	可搬型	×
	—	中央制御室差圧計 <sup>*3, *4</sup>	常設	×
	—	待避室差圧計 <sup>*3, *4</sup>	常設	×
	—	酸素濃度計 <sup>*3, *4</sup>	可搬型	×
—	二酸化炭素濃度計 <sup>*3, *4</sup>	可搬型	×	
照明の確保	非常用照明	LEDライト(三脚タイプ) <sup>*3</sup>	可搬型	×
	—	非常用ガス処理系排気ファン	常設	×
	—	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	×

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 : 防止でも緩和でもない設備

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第75条) 監視測定設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
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*3	可搬型	×
放射性物質の濃度の代替測定	放射能観測車	可搬式ダスト・よう素サンプラ*3	可搬型	×
		Na I シンチレーションサーベイ・メータ*3	可搬型	×
		GM汚染サーベイ・メータ*3	可搬型	×
気象観測項目の代替測定	気象観測設備	可搬式気象観測装置*3	可搬型	×
放射線量の測定	—	可搬式モニタリングポスト*3	可搬型	×
		電離箱サーベイメータ*3	可搬型	×
		小型船舶*3	可搬型	×
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	—	可搬式ダスト・よう素サンプラ*3	可搬型	×
		Na I シンチレーション・サーベイ・メータ*3	可搬型	×
		GM汚染サーベイメータ*3	可搬型	×
		α・β線サーベイメータ*3	可搬型	×
		小型船舶*3	可搬型	×
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 —	常設代替交流電源設備	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 : 防止でも緩和でもない設備

(第76条) 緊急時対策所

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設(既設+新設)	常設 可搬	共用
居住性の確保	—	緊急時対策所遮蔽	常設	×
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬型	×
		緊急時対策所空気浄化送風機	可搬型	×
		緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)	可搬型	×
		酸素濃度計 <sup>*3, *4</sup>	可搬型	×
		二酸化炭素濃度計 <sup>*3, *4</sup>	可搬型	×
		差圧計 <sup>*3, *4</sup>	常設	×
		可搬式エリア放射線モニタ	可搬型	×
		可搬式モニタリングポスト	可搬型	×
必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システム(S P D S) <sup>*4</sup>	常設	○
通信連絡(緊急時対策所)	所内通信連絡設備(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備	無線通信設備(固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
	所内通信連絡設備(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備	無線通信設備(携帯型)	可搬型	○
	—	衛星電話設備(固定型) <sup>*4</sup>	可搬型	○
		衛星電話設備(携帯型)	可搬型	○
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 <sup>*3, *4</sup>	可搬型	○

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 : 防止でも緩和でもない設備

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 76 条) 緊急時対策所

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設 可搬	共用
電源の確保	非常用交流電源設備 —	緊急時対策所用発電機	可搬型	×
		可搬ケーブル	可搬型	×
	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 低圧母線盤*3	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	可搬型	×

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 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 77 条) 通信連絡を行うために必要な設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備 <sup>*1, *2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処施設 (既設+新設)	常設可搬	共用
発電所内の通信連絡	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) 、電力保安通信用電話設備	有線式通信設備 <sup>*4</sup>	可搬型	×
		無線通信設備 (固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
		無線通信設備 (携帯型)	可搬型	○
		衛星電話設備 (固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	○
	—	安全パラメータ表示システム (SPDS) <sup>*4</sup>	常設	○
発電所外の通信連絡	—	衛星電話設備 (固定型) <sup>*4</sup>	常設	○
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	○
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 <sup>*3, *4</sup>	常設	○
		データ伝送設備 <sup>*3, *4</sup>	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 : 防止でも緩和でもない設備

\*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

その他の設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処施設（既設+新設）	常設 可搬	共用
重大事故時に対処するための流路又は注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器*3	常設	×
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器	可搬型	×
	(燃料プール)	燃料プール	常設	×
	—	原子炉建物原子炉棟	常設	×
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 : 支持構造物, 原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。



原子炉圧力容器の支持構造物，原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等  
の重大事故等時における設計上の考慮について

重大事故等時にその機能に期待している原子炉圧力容器の支持構造物，原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等については，重大事故等時に必要な機能を発揮できるように設計する。対象となる設備及び設計上の考慮を以下に示す。

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
原子炉圧力容器 支持スカート	支持構造物	冷却材の流路 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各設備は，基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して機能を損なわない設計とする。</li> <li>・重大事故等時に想定される圧力，温度，荷重その他条件に対して，十分な構造及び強度を有する設計とする。</li> </ul>
原子炉圧力容器 基礎ボルト	支持構造物	冷却材の流路 以外	
原子炉圧力容器 スタビライザ	支持構造物	冷却材の流路 以外	
原子炉格納容器 スタビライザ	支持構造物	冷却材の流路 以外	
原子炉中性子計 装ハウジング	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
制御棒駆動機構 ハウジング	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
制御棒駆動機構 ハウジング支持 金具	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
原子炉中性子計 装案内管	炉内構造物	冷却材の流路 以外	

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
RHRポンプ室空調	環境条件の 緩和	建物空調	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各空調設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等からの給電により駆動できる設計とする。</li> <li>・既設の空調設備は、通常運転時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時に使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。新設の空調設備は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・各空調設備は、空調の機能に期待するエリアにて設定した環境温度以下に除熱できる容量を有する設計とする。</li> <li>・各空調設備は、火山の影響を考慮して必要によりフィルタの取替又は清掃の措置を講じることで火山事象により機能が損なわれない設計とするとともに、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・各空調設備は、常時運転とすることで操作が不要な設計又は非常用炉心冷却系のポンプ等、当該エリア内の設備の起動に伴って自動起動する設計とするか、若しくはアクセスルートの確保を含め、容易に操作可能な位置に設置することで、重大事故等時においても手動で操作可能な設計とする。また、中央制御室にて運転状態の確認が可能な設計とする。</li> <li>・各空調設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
HPCSポンプ室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
LPCSポンプ室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
FPCポンプ室	環境条件の 緩和	建物空調	
非常用DG室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
HPCS-DG室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
HPCS電気室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
非常用電気室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
CAMS室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
RCWポンプ熱交換器室 空調	環境条件の 緩和	建物空調	
中央制御室空調	環境条件の 緩和	建物空調	
低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽空調	環境条件の 緩和	建物空調	
緊急時対策所空調	環境条件の 緩和	建物空調	

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等からの給電によりパラメータを監視できる設計とする。</li> <li>・各設備は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・各設備は、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・各設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認及び校正が可能な設計とする。</li> <li>・各設備は、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</li> </ul>
N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
RCW熱交換器出口温度	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
RCWサージタンク水位	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
C-メタクラ母線電圧	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
D-メタクラ母線電圧	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
HPCS-メタクラ母線電圧	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
C-ロードセンタ母線電圧	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
D-ロードセンタ母線電圧	SA設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
緊急用メタクラ電 圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各設備は、非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備等からの給電によりパラメータを監視できる設計とする。</li> <li>・各設備は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・各設備は、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・各設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認及び校正が可能な設計とする。</li> <li>・各設備は、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</li> </ul>
SAロードセンタ母 線電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	
B1-115V系蓄電池 (SA) 電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	
A-115V系直流盤母 線電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	
B-115V系直流盤母 線電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	
230V系直流盤（常 用）母線電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	
SA用115V系充電器 盤蓄電池電圧	SA設備を活用す る手順等の着手 の判断基準	補助パラメータ	

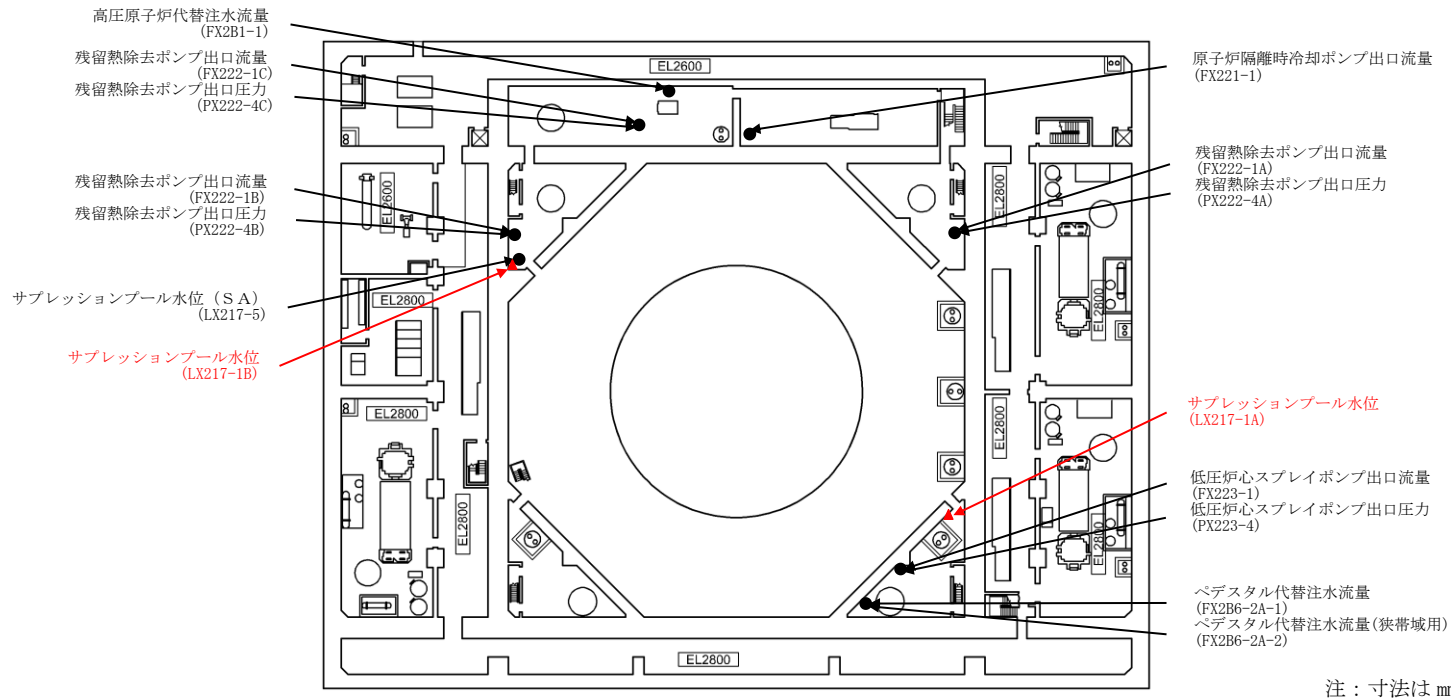
## 設計基準事故対処設備等の個数と設置場所について

設計基準対象施設等としての計装設備の個数と設置場所を第 1 表及び第 1 図に示す。

第 1 表 設計基準対象施設等としての計装設備の個数と設置場所

計装設備	個数	設置場所
原子炉圧力容器温度*	30	原子炉格納容器内 【第 1 図(3 / 7), (4 / 7), (5 / 7), (6 / 7)】
ドライウエル温度	24	原子炉格納容器内 【第 1 図(2 / 7), (3 / 7), (4 / 7), (5 / 7), (6 / 7)】
ペDESTAL温度	3	原子炉格納容器内 【第 1 図(2 / 7)】
サブプレッションチェンバ温度	4	原子炉格納容器内 【第 1 図(2 / 7)】
サブプレッションプール水温度	12	原子炉格納容器内 【第 1 図(2 / 7)】
ドライウエル圧力	3	原子炉建物 2 階 【第 1 図(4 / 7)】
サブプレッションチェンバ圧力	2	原子炉建物 2 階 【第 1 図(4 / 7)】
サブプレッションプール水位	2	原子炉建物地下 2 階 【第 1 図(1 / 7)】
燃料プール水位	1	原子炉建物 4 階 【第 1 図(7 / 7)】
燃料プールライナドレン漏えい水位	1	原子炉建物中 2 階 【第 1 図(5 / 7)】
燃料プール冷却ポンプ入口温度	1	原子炉建物中 2 階 【第 1 図(5 / 7)】
燃料プール温度	1	原子炉建物 4 階 【第 1 図(7 / 7)】
原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア)	2	原子炉建物 4 階 【第 1 図(7 / 7)】
燃料取替階放射線モニタ	4	原子炉建物 4 階 【第 1 図(7 / 7)】

注記\* : 異なる高さ方向に複数の検出器を設置

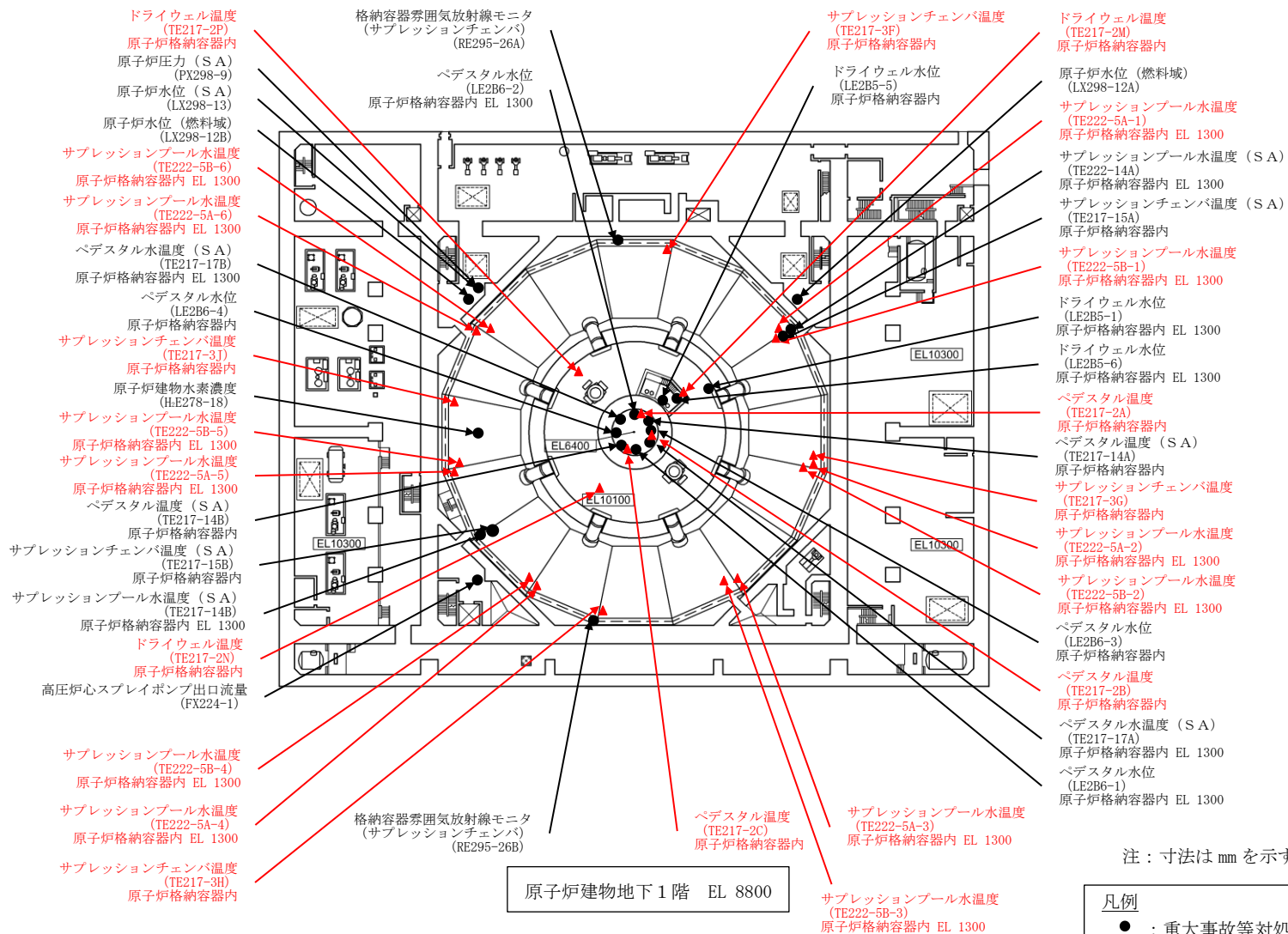


原子炉建物地下2階 EL 1300

注：寸法は mm を示す。

凡例	
●	: 重大事故等対処設備
▲	: 設計基準事故対処設

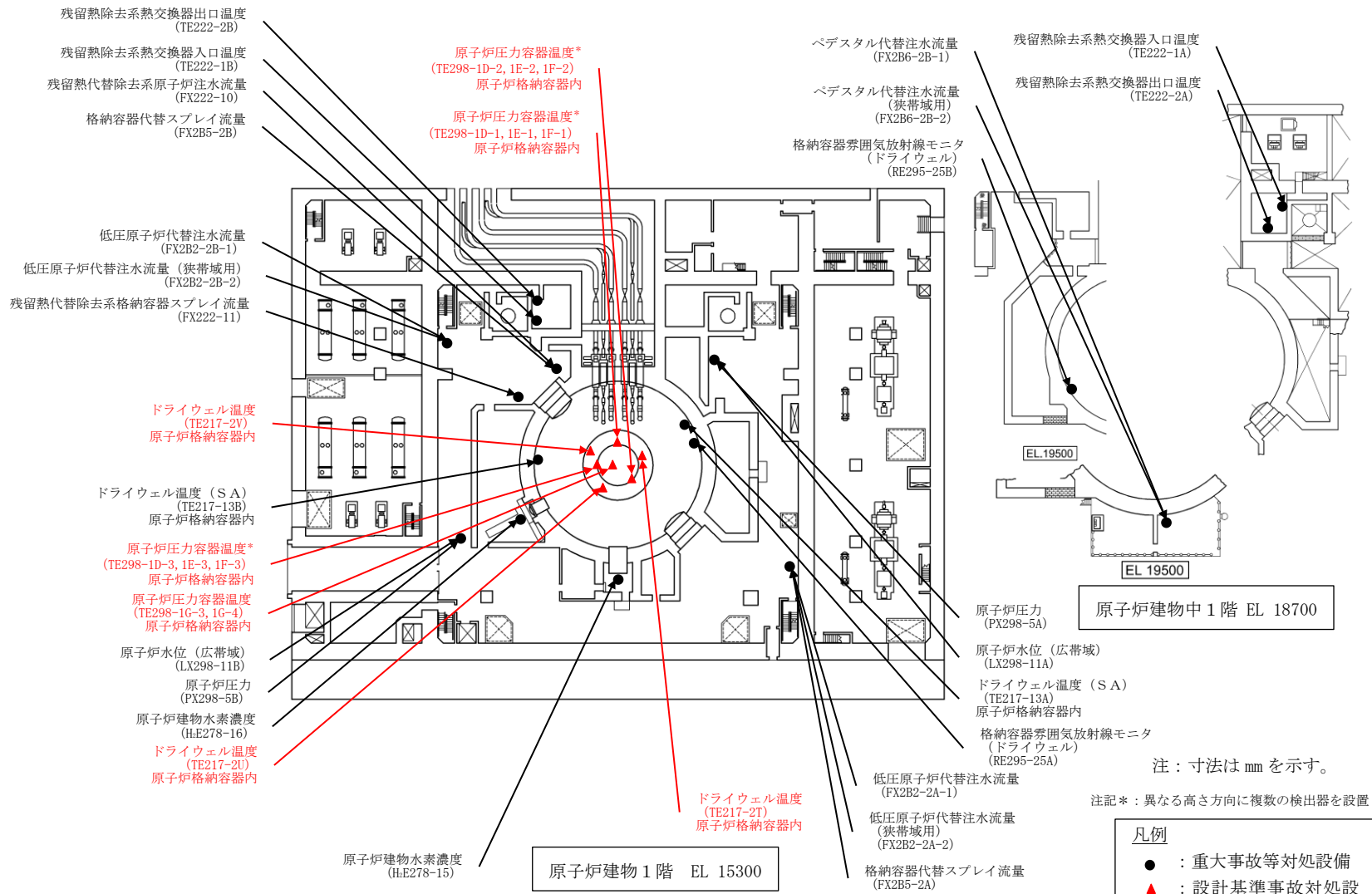
第1図 配置図 (1 / 7)



第1図 配置図 (2 / 7)

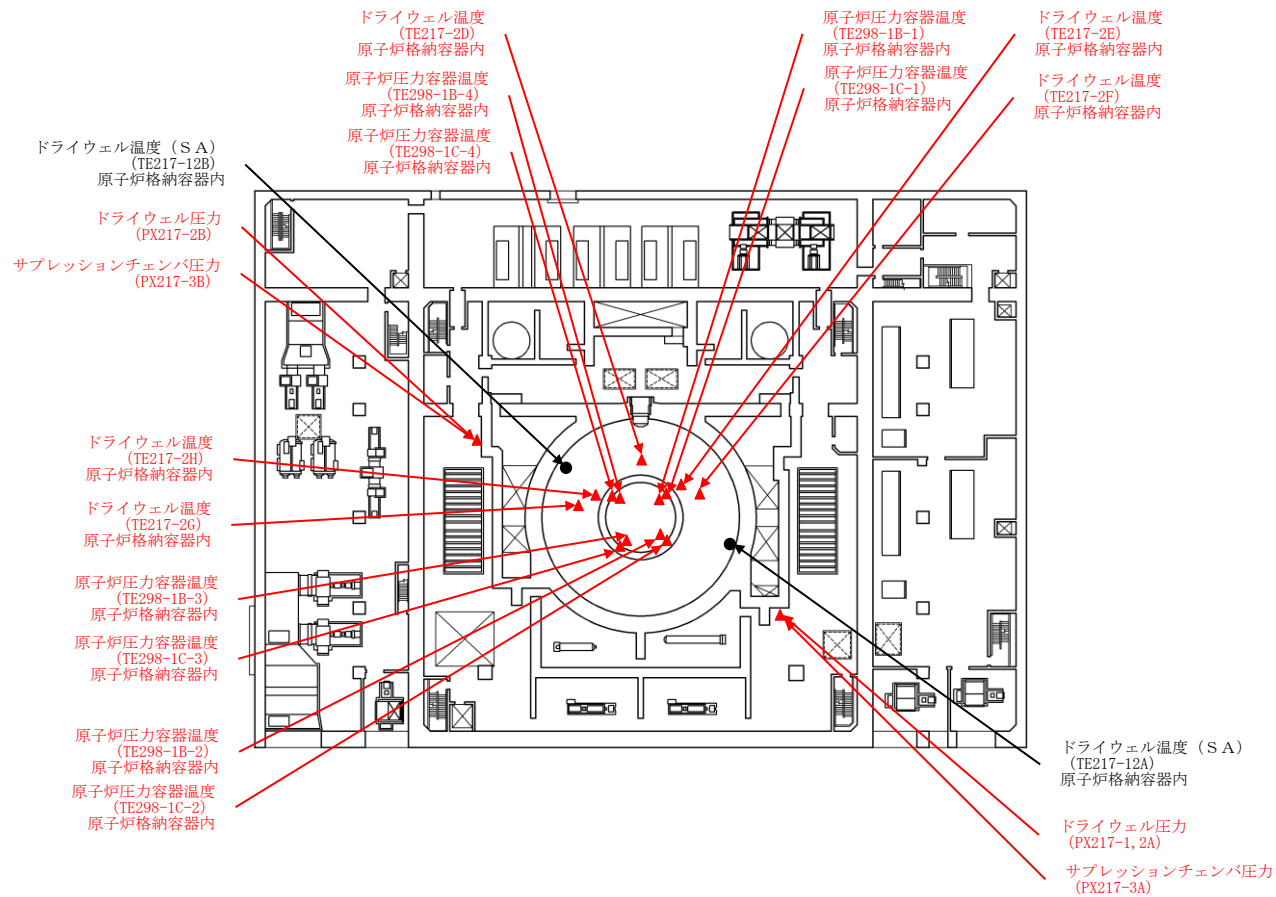
注：寸法は mm を示す。

- 凡例
- : 重大事故等対処設備
  - ▲ : 設計基準事故対処設



第1図 配置図 (3 / 7)



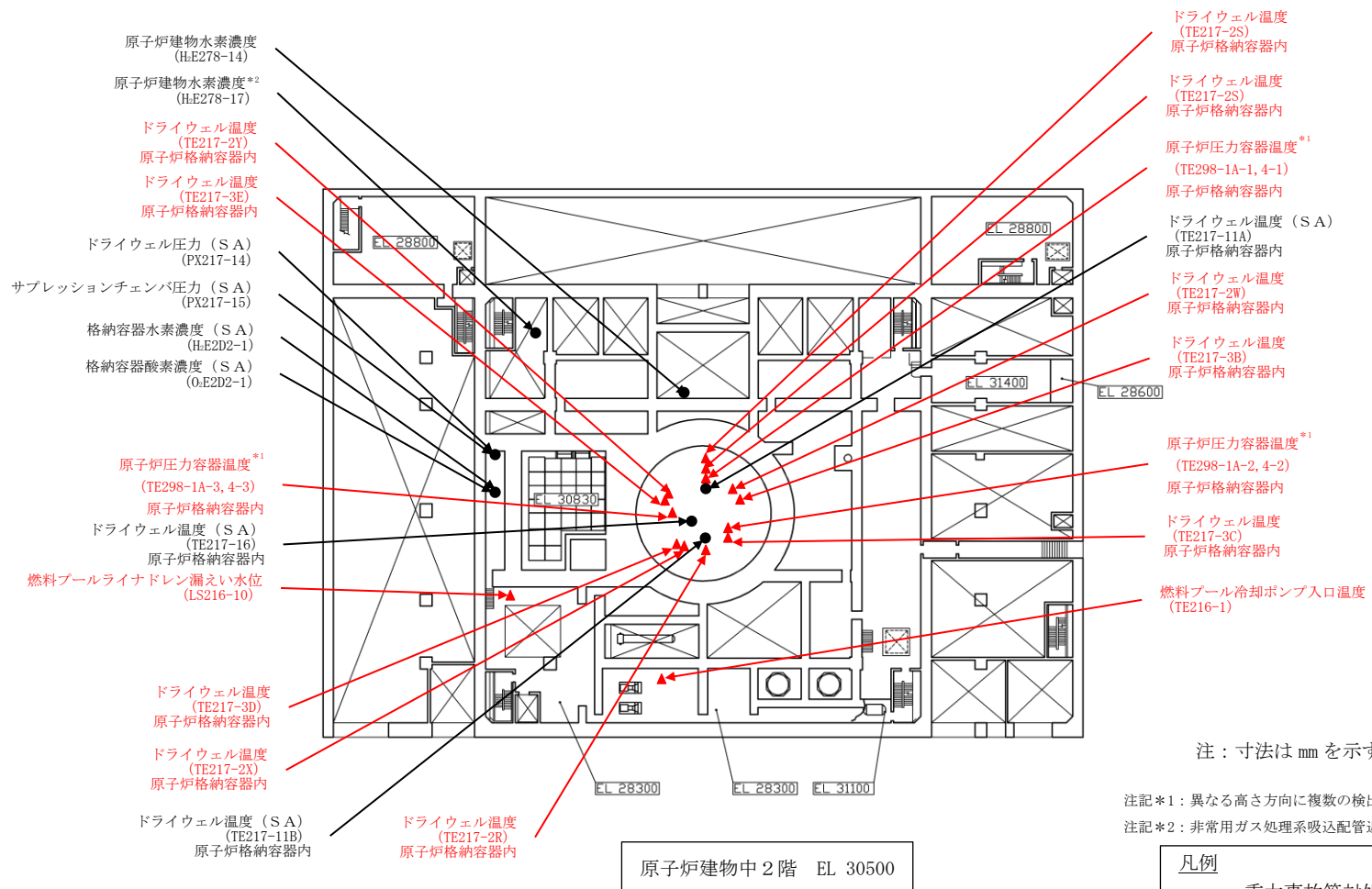


原子炉建物 2 階 EL 23800

注：寸法は mm を示す。

凡例	
●	: 重大事故等対処設備
▲	: 設計基準事故対処設

第 1 図 配置図 ( 4 / 7 )



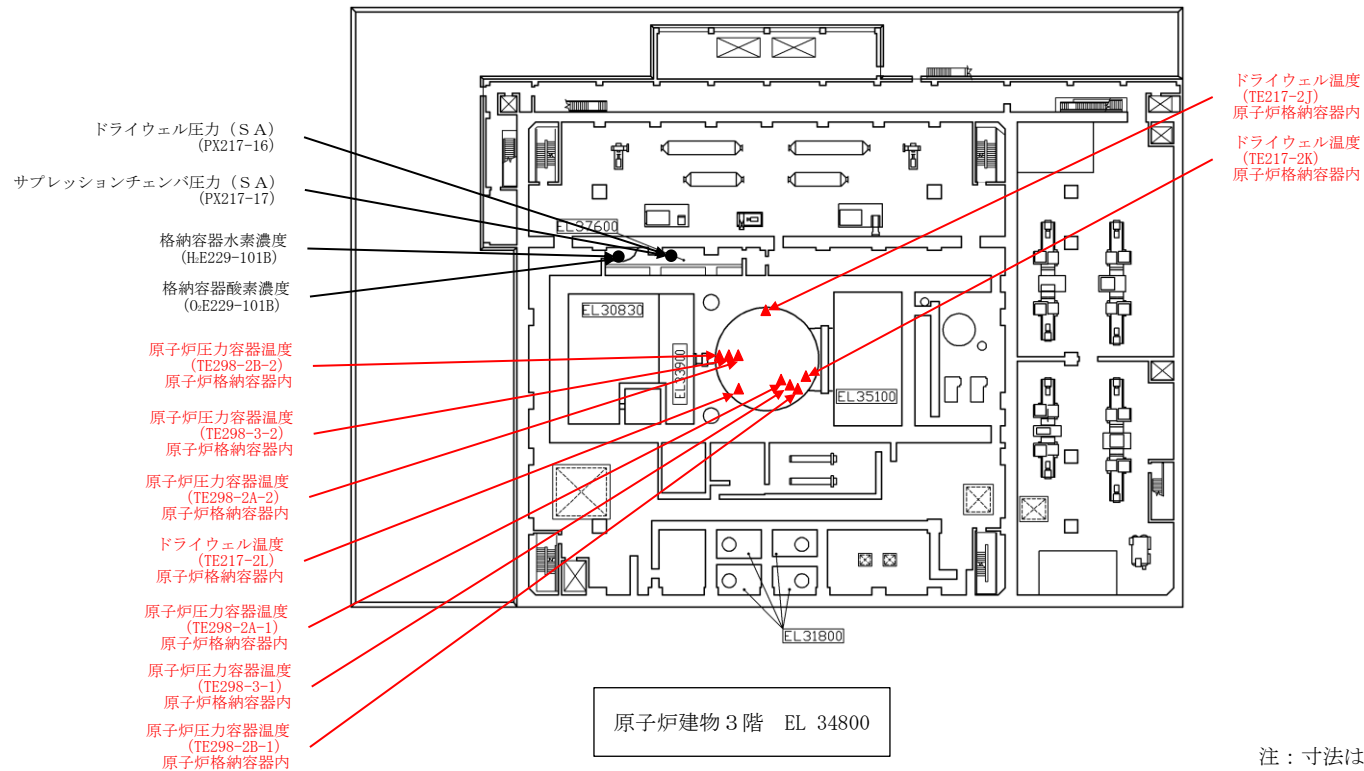
注：寸法は mm を示す。

注記\*1：異なる高さ方向に複数の検出器を設置

注記\*2：非常用ガス処理系吸込配管近傍

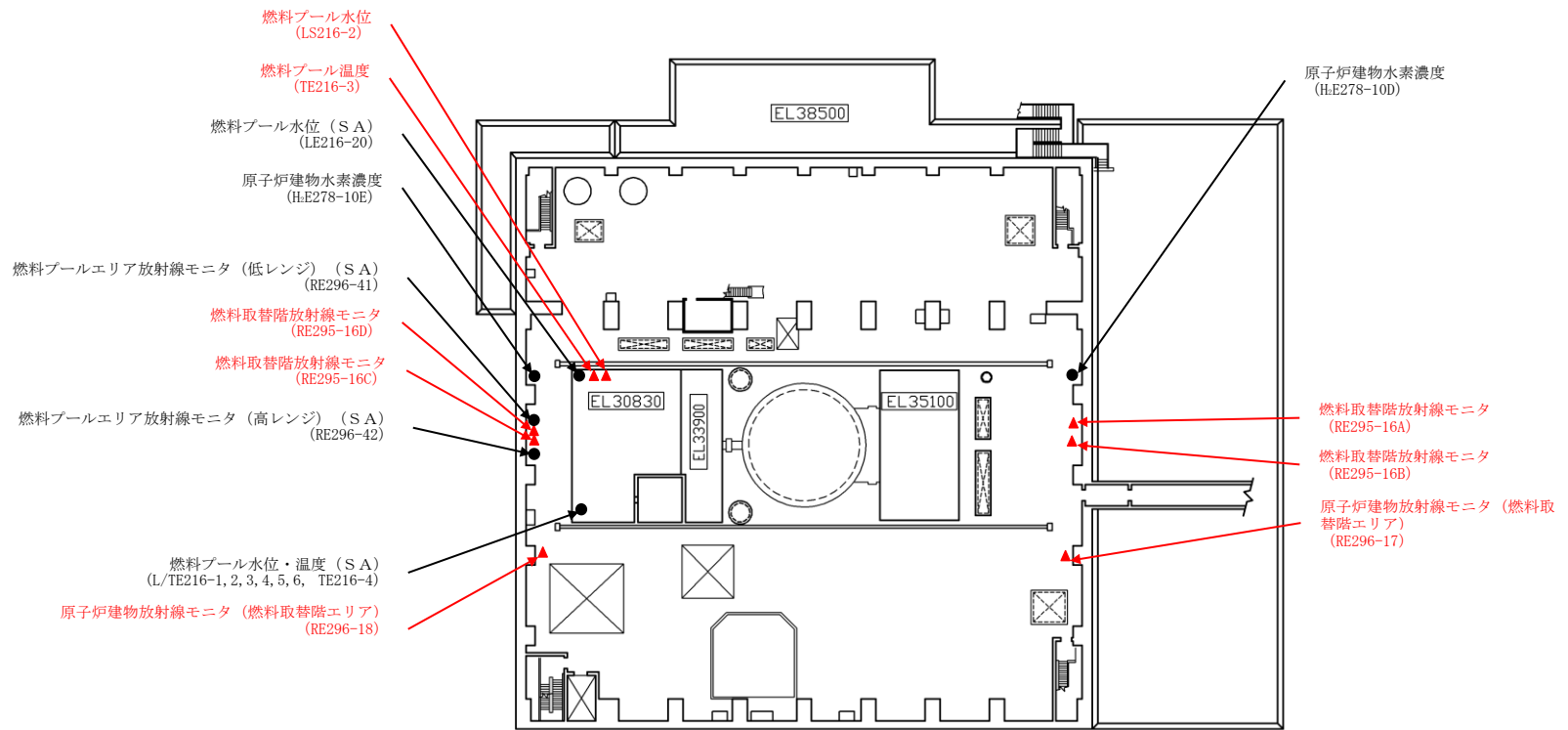
凡例	
●	：重大事故等対処設備
▲	：設計基準事故対処設

第1図 配置図 (5 / 7)



- 凡例
- : 重大事故等対処設備
  - ▲ : 設計基準事故対処設備

第1図 配置図 (6 / 7)



原子炉建物 4階 EL 42800

注：寸法は mm を示す。

- 凡例
- : 重大事故等対処設備
  - ▲ : 設計基準事故対処設

第1図 配置図 (7 / 7)

9. 【逃がし安全弁の環境条件の設定について】

## 1. はじめに

島根原子力発電所2号機の有効性評価では、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下「DCH」という。）における評価事故シーケンスの解析結果を入力として、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）（自動減圧機能）の中で高温影響を受けやすい部位の温度を評価し、評価した温度が図1に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件を下回ることで、SRV（自動減圧機能）の機能が維持されることを確認している（添付資料①）。また、SRV環境試験は本体、補助作動装置（シリンダ、電磁弁等）を組み上げて実施しており、その範囲を図2に示す。

以下では、DCHシーケンス以外のSRV（自動減圧機能）に対して厳しい環境となる様々なシーケンスを想定した場合の環境条件についてまとめる。



図1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件

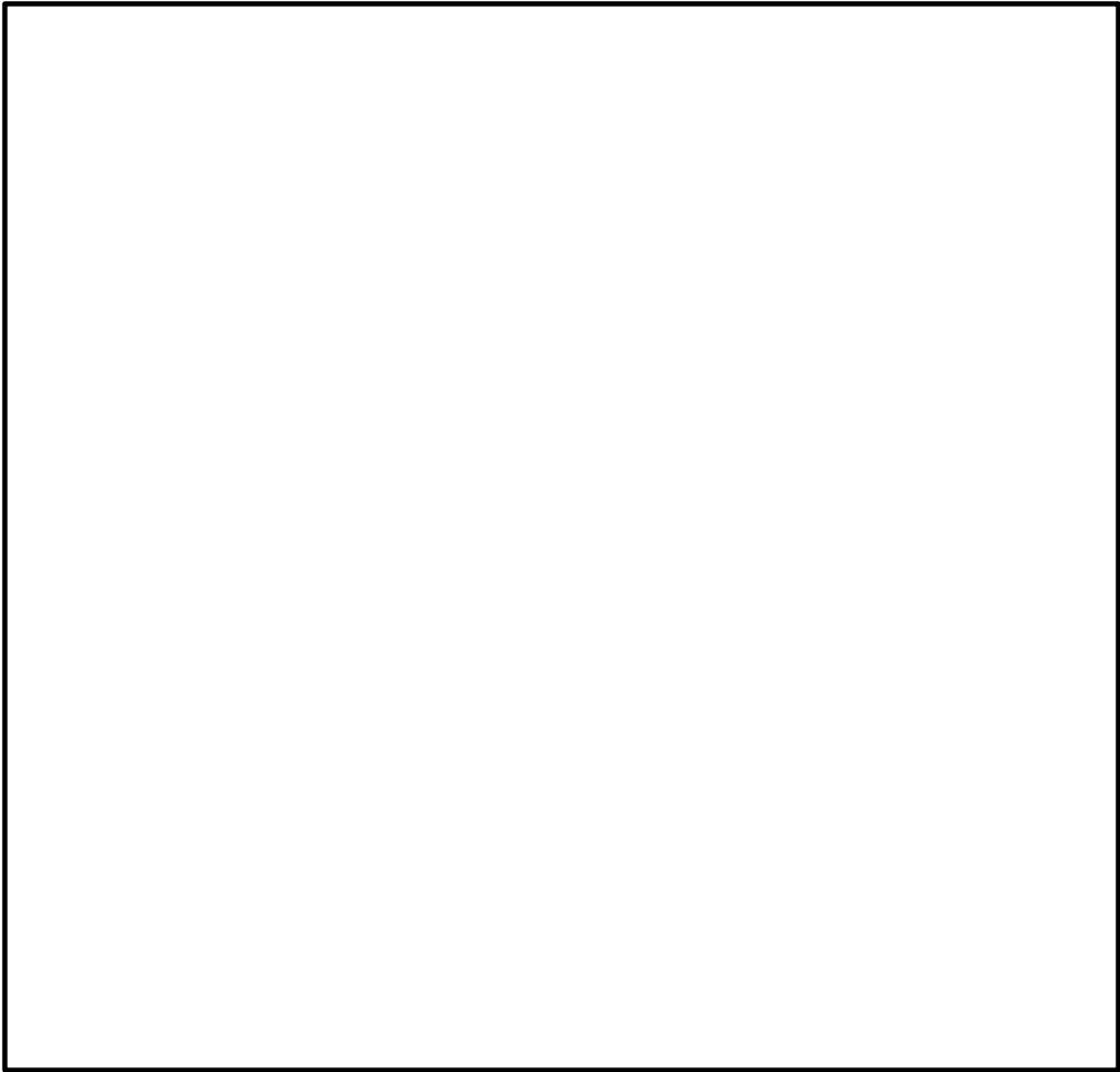


図2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験機器概要図

2. 様々なシーケンスを想定した場合のSRV（自動減圧機能）の環境条件について

(1) SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスについて

SRV（自動減圧機能）は、本体と補助作動装置から構成されており、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が高温劣化し、SRVの機能に影響を及ぼす恐れがある。このため、SRV（自動減圧機能）の高温劣化の観点から、格納容器内が高温状態で長時間維持される事象について、以下に考察する。

SRVが必要になるのは、原子炉注水等のために原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の減圧が必要になる場合であり、起因事象として過渡事象又は破断面積の小さいLOCAを想定する（大破断LOCAのようなRPV減圧が不要な事象は想定しない）。

炉心損傷の有無については、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるのは、原子炉水位の低下により炉心損傷し、格納容器内の雰囲気温度が上昇する場合であり、炉心が損傷するシーケンスを想定する。

SRV（自動減圧機能）に期待する時間としては、長時間期待する方がSRV（自動減圧

機能) にとって厳しい条件となることから、RPVが破損しない場合を想定する。

以上を踏まえると、様々なシーケンスを想定した場合、SRV (自動減圧機能) の環境が厳しくなるシーケンスは表1のとおりとなる。

表1 SRV (自動減圧機能) の環境が厳しくなるシーケンス

No.	
1	破断面積の小さいLOCA+炉心損傷+SRV (自動減圧機能) 開, 低圧注水復旧+RPV破損防止 (SRV (自動減圧機能) 開維持, 低圧注水維持)
2	過渡事象+炉心損傷+SRV (自動減圧機能) 開, 低圧注水復旧+RPV破損防止 (SRV (自動減圧機能) 開維持, 低圧注水維持)

なお、DCHシーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、時間経過に伴い原子炉圧力容器破損に至るものとする。また、格納容器代替スプレイ系や残留熱代替除去系が機能喪失するシーケンスも存在し得るが、このような重大事故等対処設備が機能喪失する場合は大規模損壊の範囲であり、SRV (自動減圧機能) の健全性確保が必須ではないと考える。

(2) No. 1 (破断面積の小さいLOCA) シーケンスについて

破断口からD/Wに蒸気等が流出することによりD/W圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力が上昇し640kPa[gage]に到達した場合は、格納容器代替スプレイ系によりPCVスプレイを実施することから、D/W圧力は640kPa[gage]を超えることはない。また、PCVスプレイ実施によりD/W内は過熱状態にはならず、D/W雰囲気温度は640kPa[gage]の飽和温度 (約168°C) を超えることはない。

(3) No. 2 (過渡事象) シーケンスについて

RPV内の蒸気はSRV (自動減圧機能) を介してサブプレッションチェンバのプール内に流入し凝縮されるため、サブプレッションチェンバのプール水が飽和状態となるまではD/W圧力及び雰囲気温度が大幅に上昇することはない。サブプレッションチェンバのプール水が飽和状態になった後、格納容器圧力が上昇し640kPa[gage]に到達した場合は、格納容器代替スプレイ系によりPCVスプレイを実施することから、D/W圧力は640kPa[gage]を超えることはない。また、PCVスプレイ実施によりD/W内は過熱状態にはならず、D/W雰囲気温度は640kPa[gage]の飽和温度 (約168°C) を超えることはない。

(4) SRV (自動減圧機能) の環境条件について

①D/W雰囲気温度について

(2)(3)のとおり、SRV (自動減圧機能) の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W雰囲気温度は最大約168°Cとなり、図1に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究 (平成7年度) のSRV環境条件を下回ると考えられる。

参考に、直接破断口からの蒸気がD/Wに吹き出し、D/W雰囲気温度が厳しくなるNo. 1 (破断面積の小さいLOCA) シーケンスを対象にD/W雰囲気温度を解析した結果を図3に



示す。なお、破断面積としては、原子炉压力容器破損までにDCH防止のためにSRV（自動減圧機能）による減圧が必要となる範囲での最大の破断面積である11.4cm<sup>2</sup>とし、D/W雰囲気温度が厳しくなる条件とした。その結果、D/W雰囲気温度の最大値は約126℃であり、168℃を下回ることを確認した。

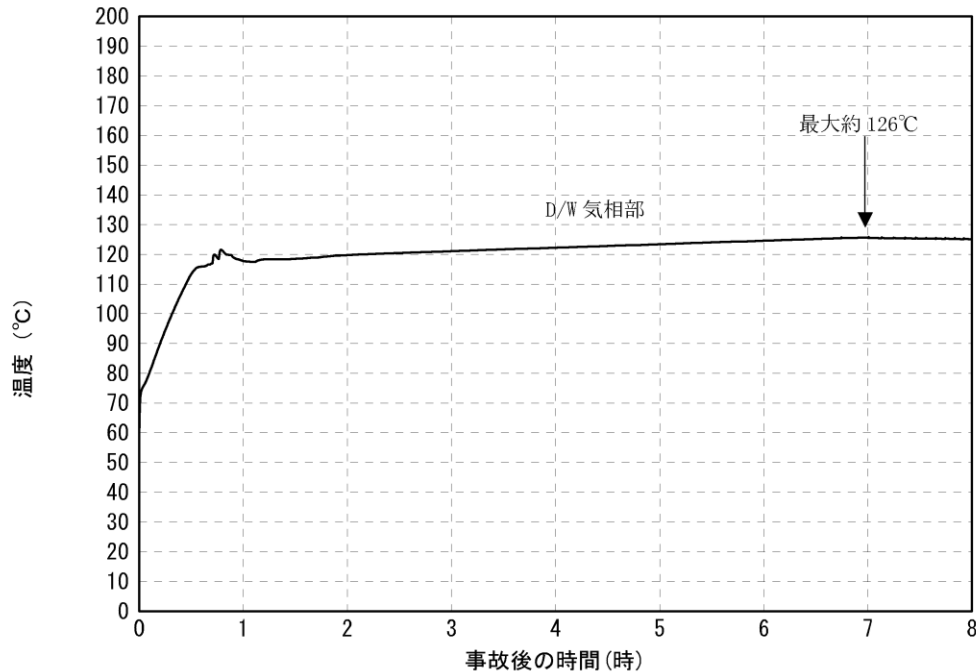


図3 破断面積の小さいLOCAシーケンスにおけるD/W雰囲気温度の推移

## ②D/W圧力について

D/W圧力の上昇によりSRVの機能が喪失する事象として、SRVの電磁弁等のシール材料に加わる外側圧力の上昇によりシール材料に加わる内外差圧が上昇することによる物理的破損（引張りによりシール材料が破断する）が考えられる。ただし、既存のSRVに使用されているシール材（フッ素ゴム）の破断強度は13MPaであるところ、格納容器内に設置される場合、最大でも内外差圧は0.853MPa程度となること、また、弁等の機器に組み込まれるシール材は、一般的にケーシング等によって変形が拘束され過大な変形が発生することはないことから、物理的破損が発生する可能性は極めて低く、D/W圧力の増加によりSRVの機能への影響はない。

したがって、(2)(3)に記載した640kPa[gage]は、図1に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験における圧力条件の最大値（4.35kg/cm<sup>2</sup>g：約0.427MPa[gage]）を上回っているが、SRVの機能への影響はない。

以上のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W雰囲気温度は約168℃を下回り、図1に示す過去のSRV環境試験における温度条件を下回る。また、D/W圧力は図1に示す過去のSRV環境試験における圧力条件を上回る可能性があるが、SRVへの機能に影響はない。

### 3. まとめ

島根原子力発電所2号機では、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定しても、図1に示す過去のSRV環境試験条件をSRV（自動減圧機能）の環境条件とすることで問題ないとする。また、SRV（自動減圧機能）は6個存在し、仮にDCH防止のための原子炉の急速減圧に使用するSRV（自動減圧機能）2個が使えなくなった場合でも、残り4個のSRV（自動減圧機能）を使用することにより長期的に減圧が可能である。

さらに、島根原子力発電所2号機では、RPV減圧機能の重要性に鑑み、さらなる安全性向上対策として、以下の対応によりRPV減圧機能の信頼性向上を図ることとする。

- ・ SRV（自動減圧機能）の作動に必要な窒素供給機能が喪失した場合を想定して、自主対策設備である逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備をSRV（逃がし弁機能）2個に対して設置し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備使用時には温度200℃及び圧力0.853MPa[gage]の環境下でも開保持できる設計とする。
- ・ SRV用アクチュエータの耐環境性向上のため、SRV全数を対象にシリンダピストンの作動に影響を与えないシール部について、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する。また、従来のフッ素ゴム材を使用するシリンダピストンについて、シリンダピストン全開動作時におけるシート機能を強化するため、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良EPDM材のシート部（バックシートOリング）を設置する（添付資料②）。
- ・ SRV用電磁弁の耐環境性向上のため、SRV全数を対象に、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部について、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する（添付資料③）。

## 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

## 1. はじめに

原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

図1～図3に示すとおり、SRVは本体部と電磁弁、空気シリンダからなる補助作動装置から構成されている。「5. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

ここでは、「重大事故等対策の有効性評価 添付資料3.2.1」に基づき、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、SRVの開保持機能が損なわれないことを評価する。

## 2. 評価方法

安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験において、国内プラントにおける設計基準事故時の環境条件を包含する保守的な条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのSRV機能維持について確認されている（以下「SRV環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。図4にSRV環境試験条件を示す。

このため、MAAPコードによるDCH有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（STAR-CCM+）によりSRVの温度を評価し、SRV環境試験の温度条件に包含されることを確認することで、重大事故等時においてもSRVの開保持機能が維持されることを確認する。

三次元熱流動解析では、RPV内気相温度とドライウェル（以下「D/W」という。）内気相温度の温度条件が厳しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。

## 3. 評価条件

## (1) 温度条件

図5に、RPV内気相平均温度及びD/W内気相平均温度のMAAP解析\*を示す。このMAAP解析を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。表1に評価条件を示す。

注記\*：本評価においては、保守的に格納容器代替スプレイ系による格納容器除熱を考慮しない場合におけるMAAP解析結果を用いるものとする。

- ・温度条件①

事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。

- ・温度条件②

事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。

## (2) 評価部位

SRV（自動減圧機能）の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

### ①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

### ②シリンダピストン部

シリンダピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングを用いており、高温影響を受けやすい。シリンダピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりシリンダピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、シリンダピストンの温度を評価する。

## (3) 評価モデル

SRVの温度上昇を厳しく評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図6、7のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV2個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモデルとしている。

## 4. 評価結果

評価結果を表2及び図8、9に示す。

RPV破損直前までの範囲でRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用した①の温度条件では、下部コイルハウジングの最高温度は約141℃、シリンダピストン部の最高温度は約136℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

また、①と同範囲でD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用した②の温度条件では、下部コイルハウジングの最高温度は約136℃、シリンダピストン部の最高温度は約132℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

なお、SRV環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として171℃を与えていることを踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRVの機能を維持可能\*である。①、②は厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV開保持機能は維持されることが考えられる。

注記\*：SRVは、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続（合計6時間）」という環境条件での機能維持がSRV環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において3時間継続）をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4.6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

#### 5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり、重大事故等時においてもSRVの開保持機能は維持されるが、ここではSRV強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態のSRVを強制開とするためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の閉止力を上回る必要がある。表3に温度上昇の影響を示す。SRV本体の閉止力に対する温度上昇の影響は、いずれも強制開の妨げになることはない。

表1 3次元熱流動解析での温度条件

項目	温度条件①【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのRPV内気相温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相温度が最高となる温度条件)
RPV内気相温度	約521℃	約469℃
D/W内気相温度	約85℃	約90℃

表2 3次元熱流動解析での評価結果

項目	温度条件①【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのRPV内気相温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相温度が最高となる温度条件)
下部コイルハウジング最高温度*	約141℃	約136℃
シリンダピストン部最高温度	約136℃	約132℃

注記\*：電磁弁設置位置

表3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRVスプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は [ ]、ネッキブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンは [ ]、ブッシュは [ ] と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体（ガイド部）・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

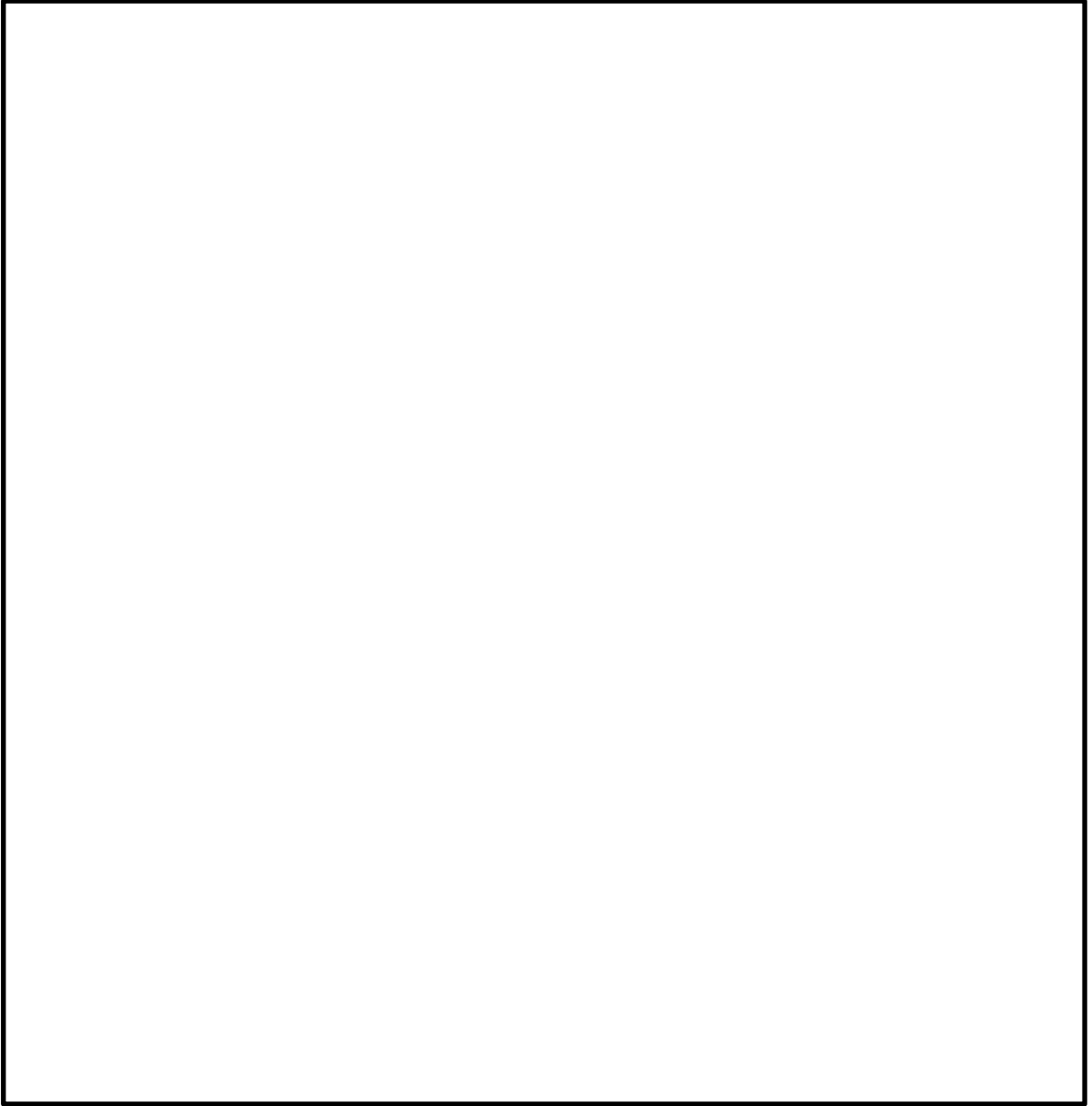


図1 SRV構造図

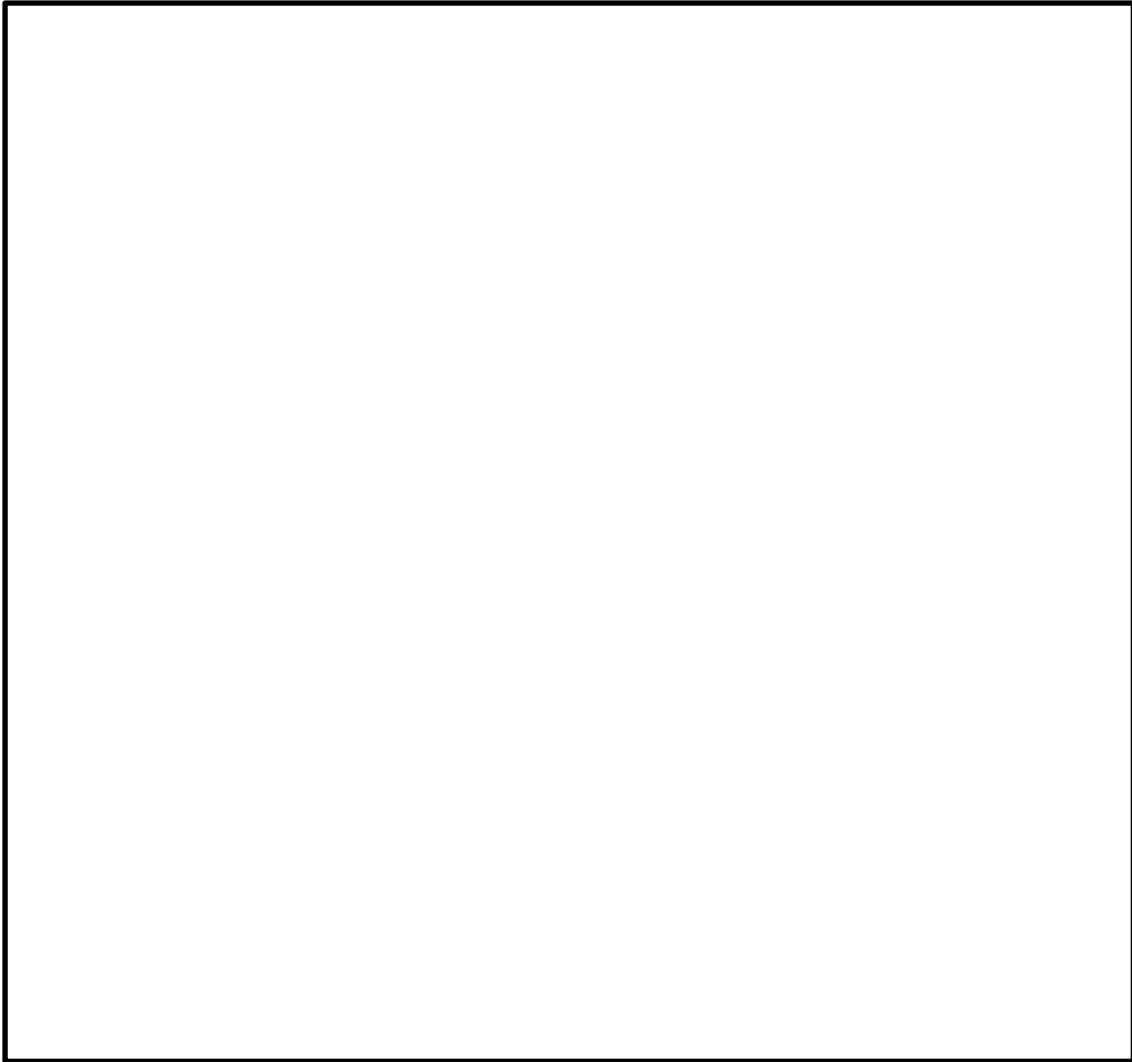


図2 SRV構造図（側面図詳細）

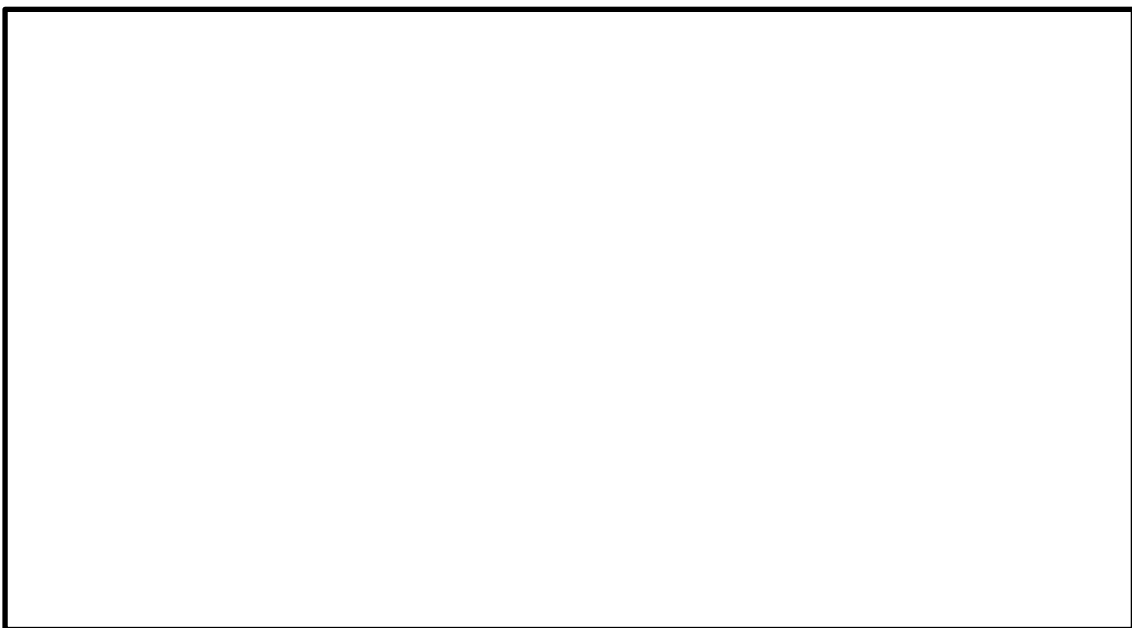
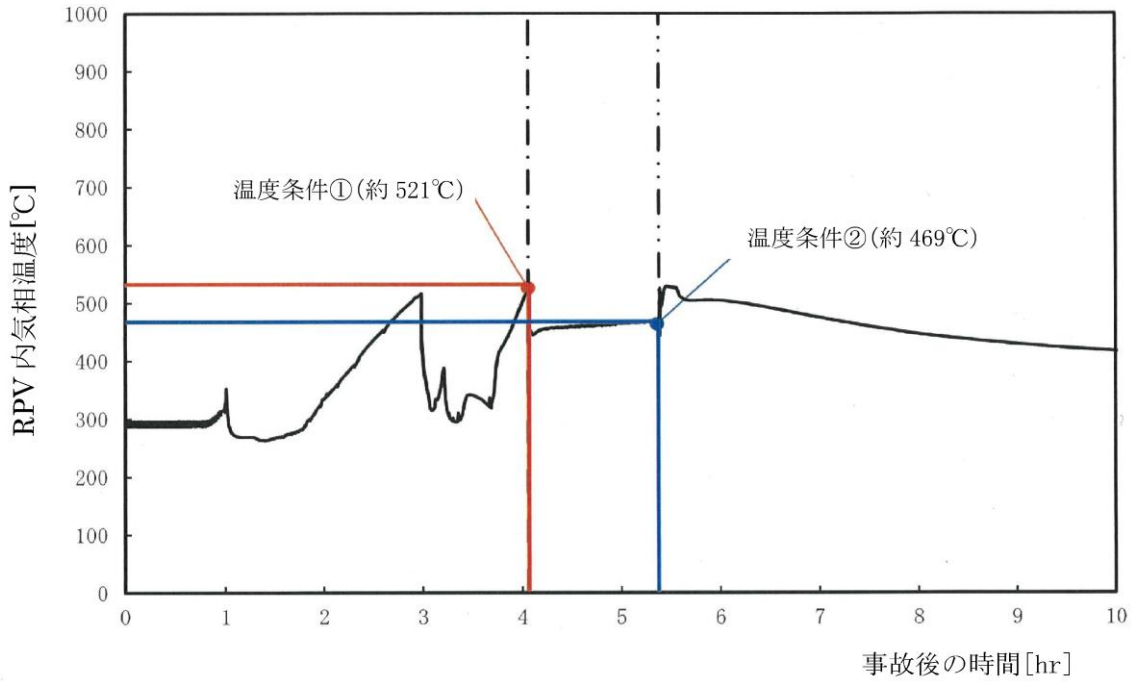


図3 SRV構造図（平面図詳細）





図4 SRV環境試験条件



MAAP解析の結果，炉心領域での気相温度は最大約900°Cに到達しているが，スタンドパイプ／セパレータ等への伝熱により，RPV内気相平均温度の推移としては本図のとおりとなっている（参考1）。

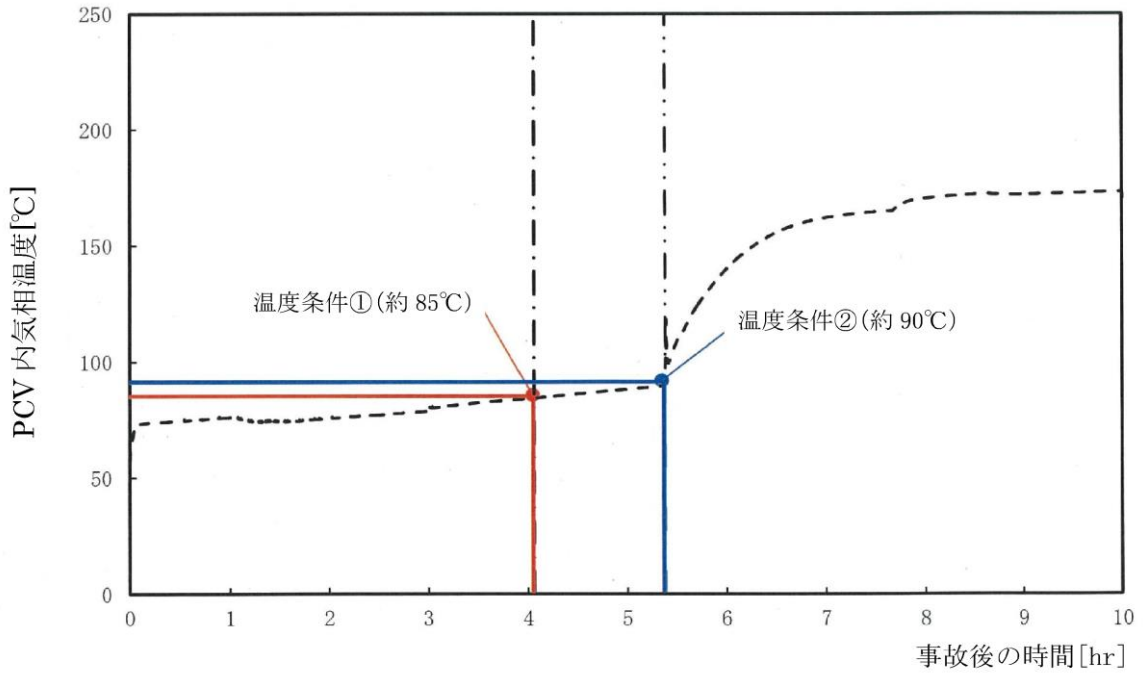


図5 RPV内平均気相温度及びD/W内平均気相温度の推移

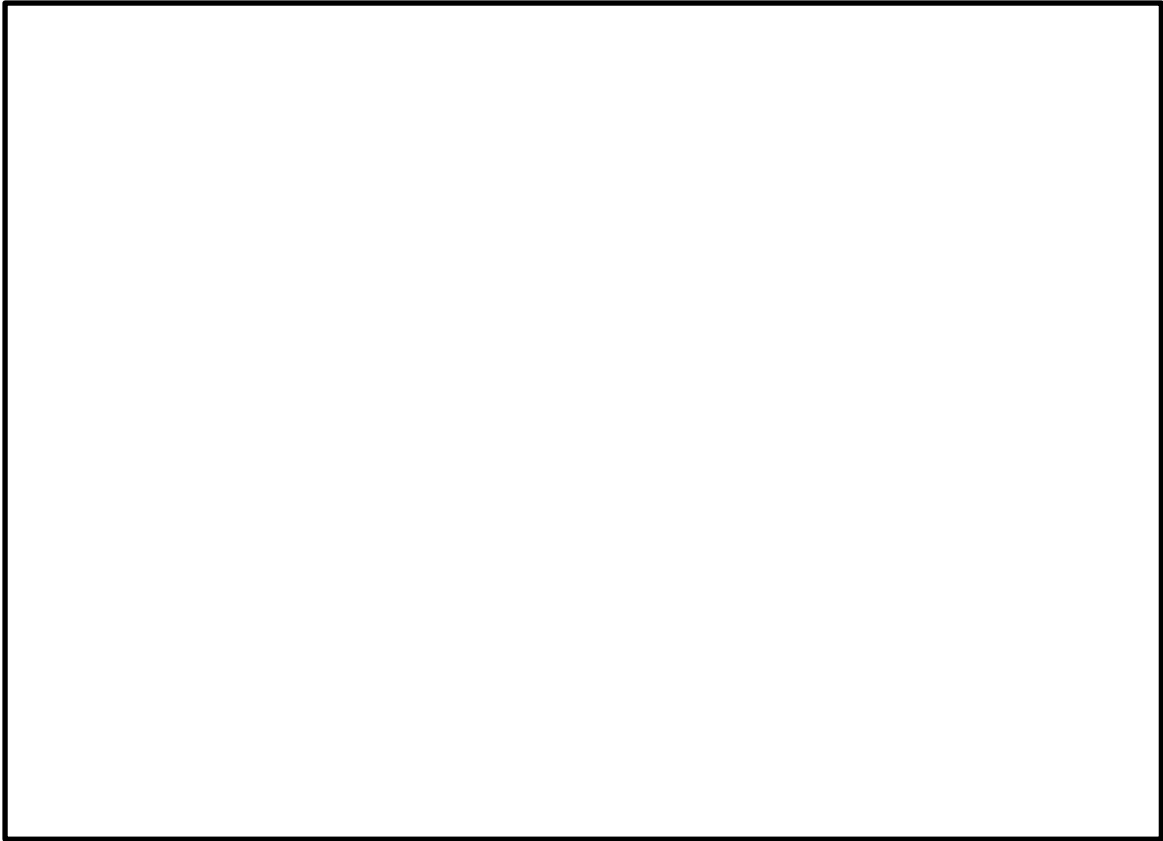


図6 モデル化範囲と境界条件

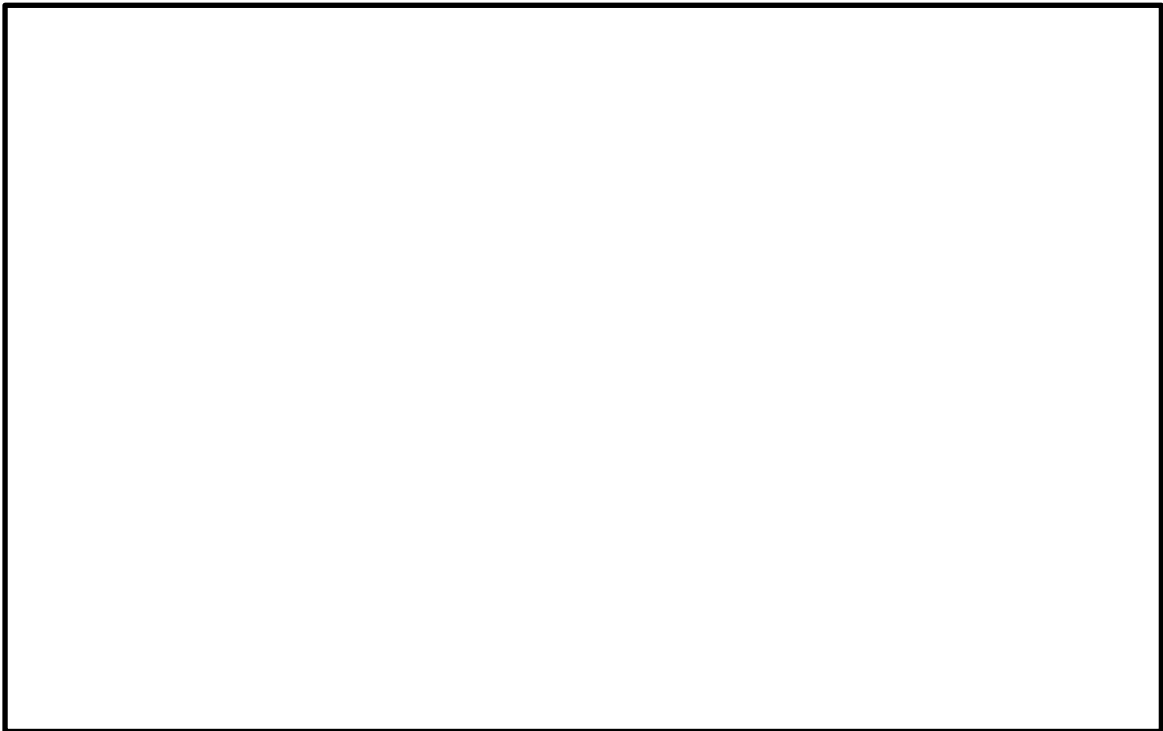


図7 モデル図及び断面メッシュ図

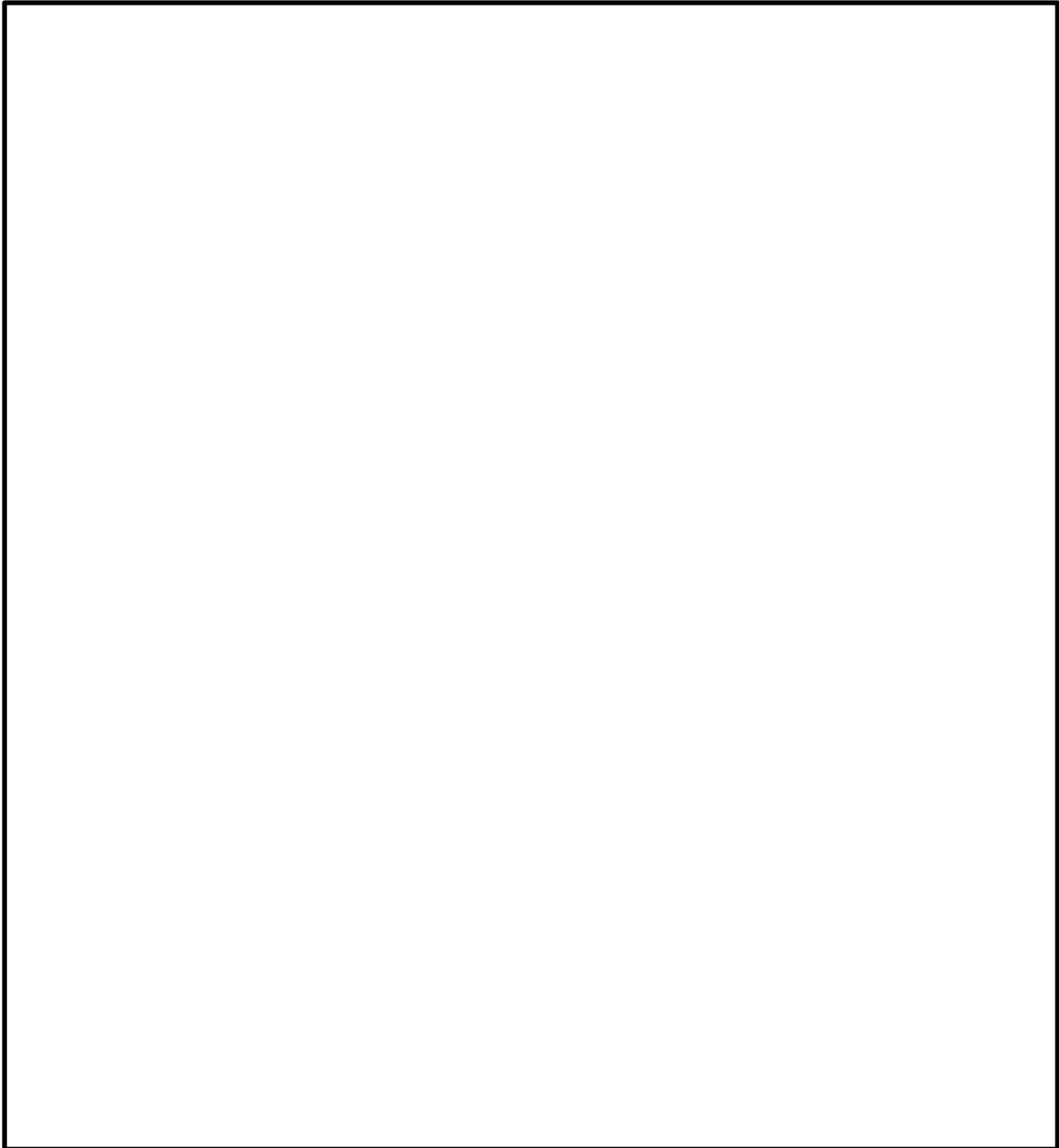


図8 解析結果 (温度条件①:RPV内気相温度521°C, PCV内気相温度85°C)

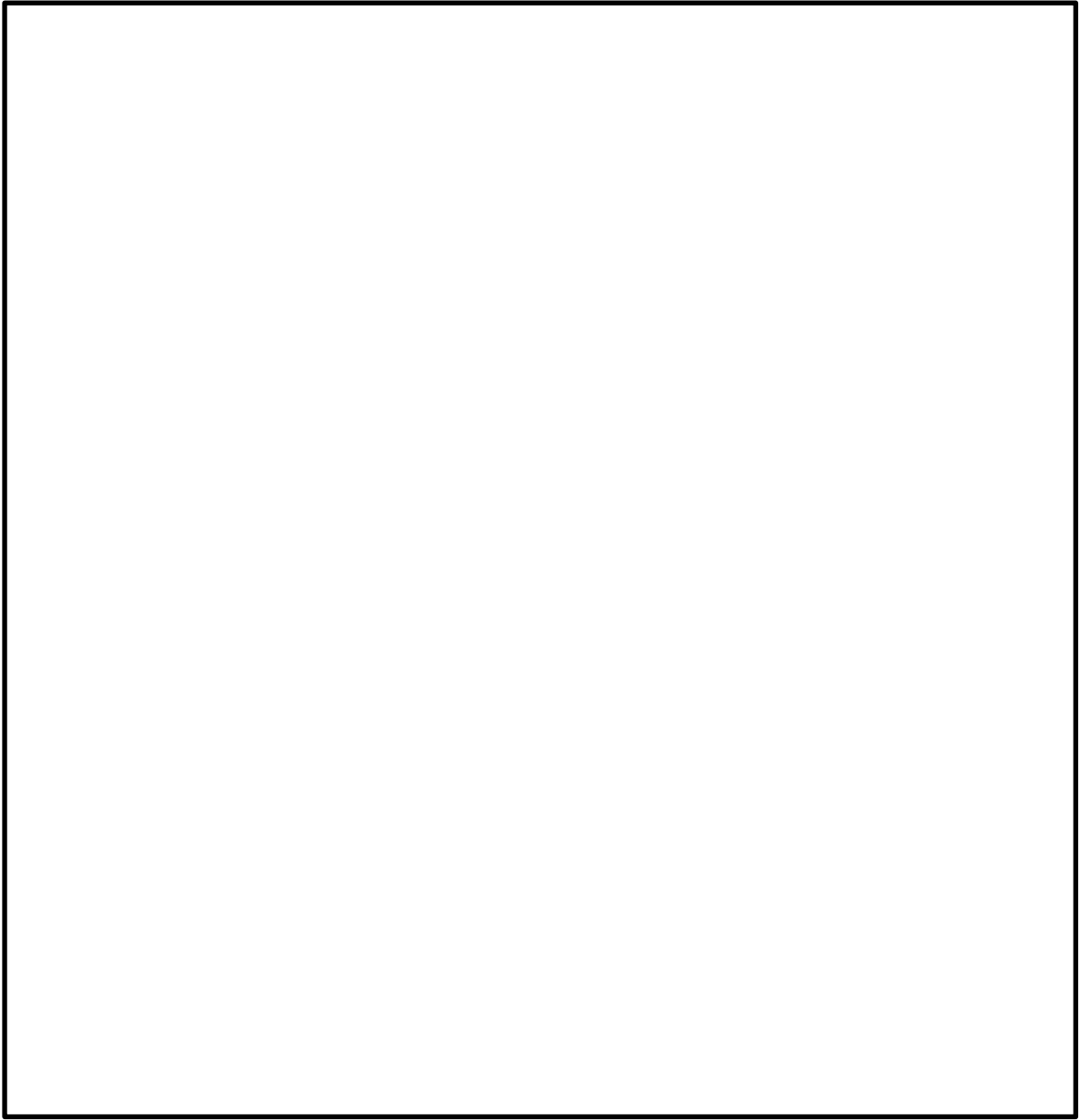
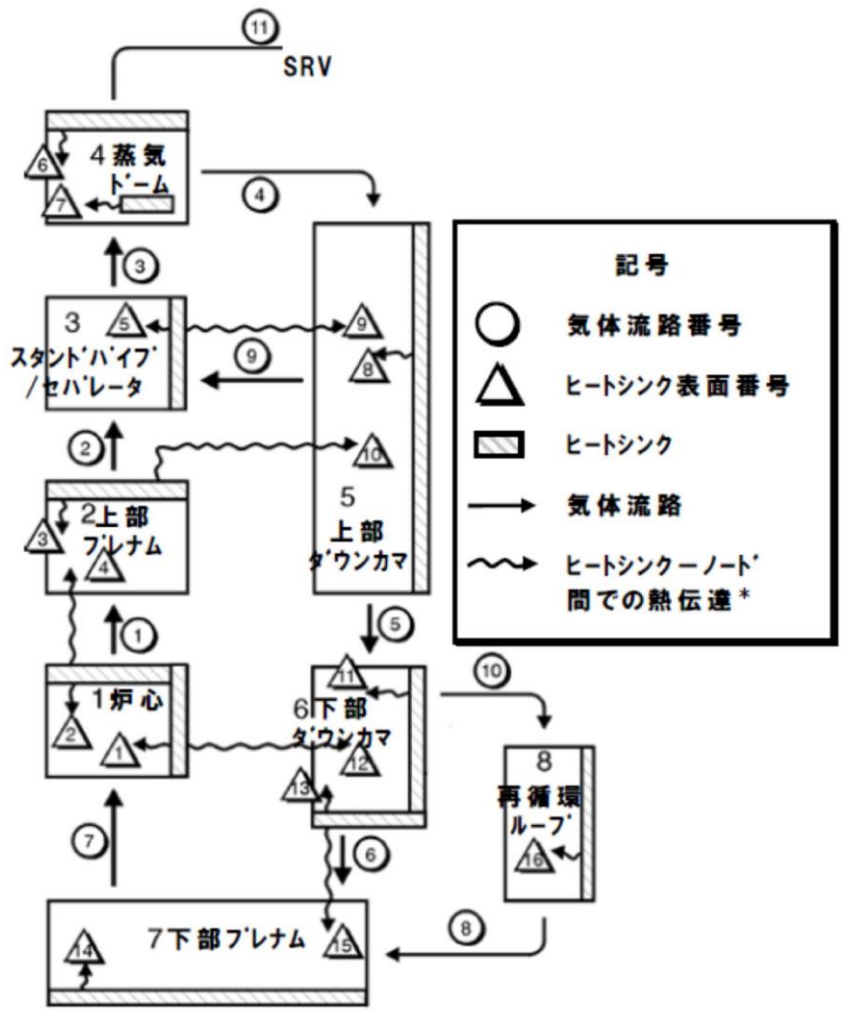


図9 解析結果（温度条件②）：RPV内気相温度469℃，PCV内気相温度90℃

## MAAPコードによる原子炉压力容器内平均温度評価について

### 1. MAAPコードによる解析

MAAPコードでは、水の蒸発による蒸気量の増加及び金属酸化による水素発生等による気体組成の変化を計算するとともに、炉心露出に伴う伝熱による気体エネルギー増加及び原子炉注水やヒートシンクへの伝熱による気体のエネルギー減少等を計算し、これらの計算結果を踏まえて、気体の有するエネルギーと組成等から原子炉压力容器内気相平均温度を計算している（図1）。



出典：MAAP4 User's Manual,

\* 冷却材喪失後の各ヒートシンクの熱伝達は、対流による気相熱伝達及び輻射熱伝達により、計算される。

図1 MAAP原子炉圧力容器ノード分割図

本体資料図5には、MAAPコードによるDCH有効性評価解析で得られた原子炉圧力容器内気相平均温度を示しているが、炉心領域の気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの温度の傾向も合わせて表1に示す。

表1 各部の温度の傾向

	事故発生後	炉心支持板破損直前 (約3.0時間後)	→	RPV破損直前 (約7時間後)
炉心領域の気相温度	上昇傾向	約900℃	一旦低下し、再度上昇	約556℃
スタンドパイプ／セパレータの温度	上昇傾向	約481℃	一旦低下し、再度上昇	約496℃
原子炉圧力容器内気相平均温度*	上昇傾向	約517℃	一旦低下し、再度上昇	約470℃

注記\*：高温となる炉心領域を含む原子炉圧力容器内全体の気相の持つエネルギー及び気相体積から気相平均温度を算出

表1のとおり、炉心領域の気相温度はスタンドパイプ／セパレータの温度や原子炉圧力容器内気相平均温度より高くなっているが、スタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクへの伝熱により気相温度は低下し、原子炉圧力容器内気相平均温度としては本体資料図5に示す挙動となっている。これは、炉心領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクが保有しているためと考えられる。

スタンドパイプ／セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認するため、スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算を実施した。

## 2. スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算

### (1) 評価条件

本体資料図5及び表1に示したとおり、事故後0.8時間から炉心領域の気相温度は徐々に上昇し、炉心支持板の破損により、温度が一旦低下する事故後3.0時間までの間に約900℃に到達する。

この時間帯にスタンドパイプ／セパレータを介して放出される過熱蒸気がSRVに到達する前に冷却されるかについて、簡易計算を実施した。

図2に簡易評価の計算体系を示す。図2に示すように原子炉圧力容器の上部ヘッドの空間体積(約208m<sup>3</sup>)を考慮し、この領域の気相温度を保守的に高めに評価する条件を設定した(表2)。



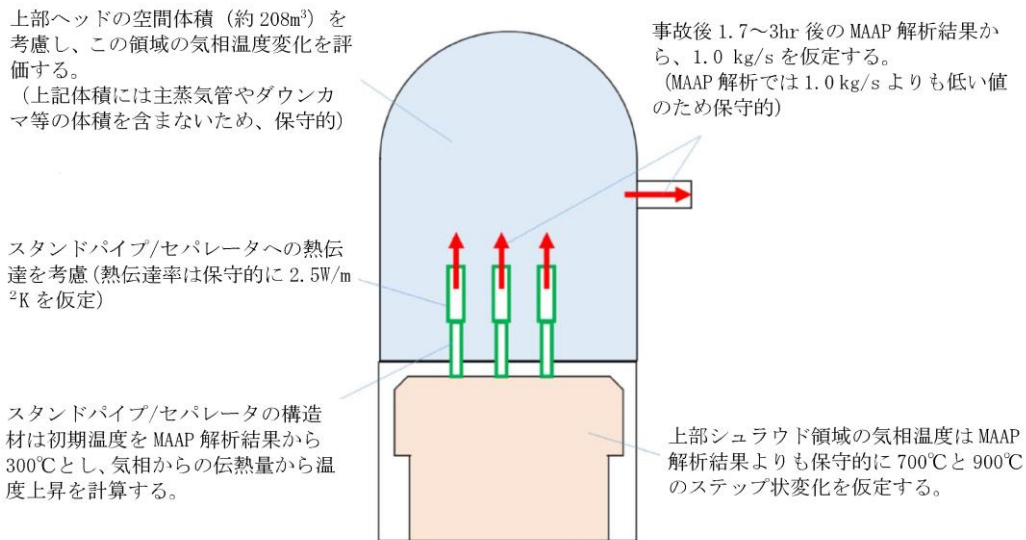


図2 簡易評価の計算体系

表2 簡易評価の評価条件

項目	値	単位	備考
上部ヘッドの空間体積	208	m <sup>3</sup>	左記体積は主蒸気管やダウンコマ等の体積を含まないため保守的な設定となる
気相の流入・流出	1.0	kg/s	MAAP 解析におけるスタンドパイプ/セパレータを通る気相流量を参考に設定
気相の流入温度	700, 900	℃	簡易評価の初期時刻である事故後1.7時間～炉心支持板破損時（事故後3.0時間）における炉心領域の気相温度から設定 事故後1.7時間から2.3時間までは700℃一定，事故後2.3時間から3.0時間までは900℃一定の条件は保守的な設定となる
上部ヘッドの気相温度の初期温度	300	℃	簡易評価の初期時刻である事故後1.7 時間後における上部ヘッドの気相温度（約296℃）から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度の初期温度	300	℃	簡易評価の初期時刻である事故後1.7 時間後における構造材温度（約280℃）から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達	2.5	W/m <sup>2</sup> K	「伝熱概論 <sup>[1]</sup> 」に記載の、流れている空気の熱伝達率の値（10～250kcal/m <sup>2</sup> hr℃）から保守的に設定
スタンドパイプ/セパレータの熱容量	22	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量35t，構造材の材質である SUS の比熱0.62kJ/kgK より設定 (35×10 <sup>3</sup> kg×0.62kJ/kgK=22MJ/K)

注記\*：事故後 1 時間後（原子炉減圧）までは炉心部に存在する水及び蒸気により冷却されること，その後の事故後1.7 時間後までは原子炉の減圧に伴い冷却されることから，原子炉が十分に減圧されたことにより上昇傾向を示す事故後1.7 時間までは構造材温度及び気相温度（本体資料図5）は低く推移している。

[1] 甲藤好郎，“伝熱概論”，養賢堂，1964 年

## (2) 評価結果

図3 に簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの構造材温度を示す。

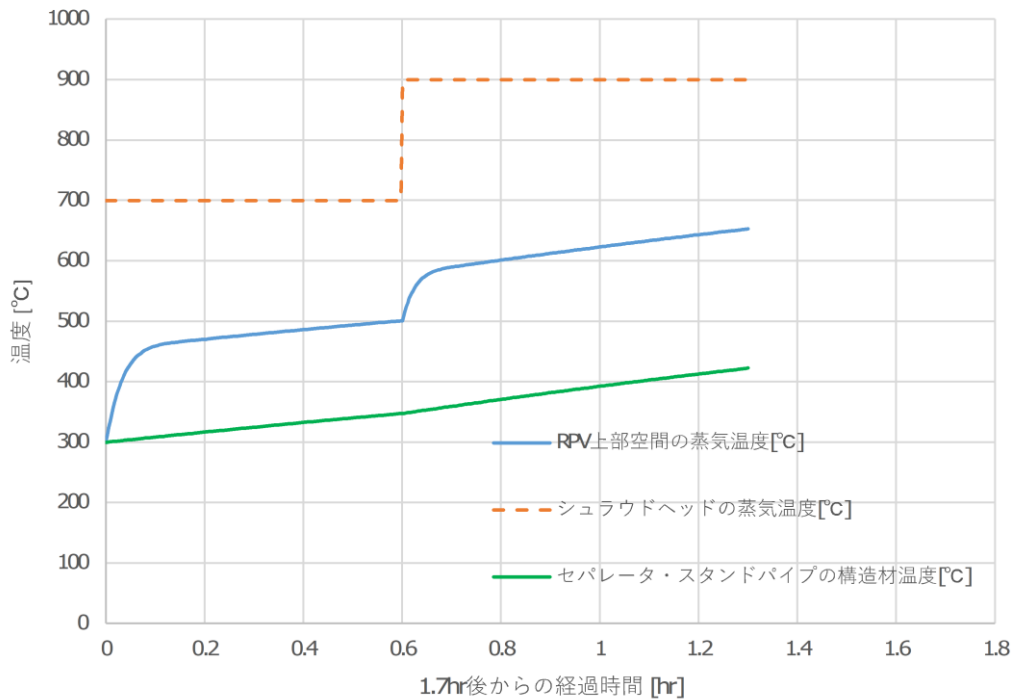
図3 に示すとおり、過熱蒸気の流入により、原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの、1.3時間後（事故発生3.0時間後に相当）の気相温度は、654℃程度である。本簡易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、MAAP解析における約3.0時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度517℃（表1）よりもやや高い温度となっている。

また、本簡易評価におけるスタンドパイプ／セパレータの構造材温度は423℃程度であり、炉心部領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクが保有しているといえる。

なお、この423℃は、表1に示したMAAP解析における約3.0時間後のスタンドパイプ／セパレータの温度（約481℃）より低くなっている。これは、本簡易評価では、上部ヘッ드의気相温度を高め評価するため、気相からスタンドパイプ／セパレータへの熱伝達を保守的に低めに設定しているためと考えられる。

ここで、仮にスタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率を高めに $10\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ と設定した場合、図4に示すとおりスタンドパイプ／セパレータの構造材温度と上部ヘッ드의気相温度の温度差がなくなるまで伝熱する結果となり、1.3時間後（事故発生3.0時間後に相当）のスタンドパイプ／セパレータの構造材温度及び上部ヘッ드의気相温度は共に496℃程度となる。また、スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率を $10\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ より大きい値に設定した場合においても、スタンドパイプ／セパレータの構造材温度が入熱源である気相温度より高くなることはないことから、スタンドパイプ／セパレータの構造材温度は気相温度と同じ496℃程度となる。

以上のとおり、スタンドパイプ／セパレータに流入する気相温度は $700\text{℃}\sim 900\text{℃}$ と高いが、気相流量は $1.0\text{kg}/\text{s}$ と小さいことから、本簡易評価におけるスタンドパイプ／セパレータの構造材温度は高くても496℃程度となる結果となり、スタンドパイプ／セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認した。



(参考)

1 時間当たりのスタンドパイプ/セパレータの温度上昇量の目安としては、約65°Cとなる。

$$\frac{(3.9 \text{ MJ/kg} - 3.5 \text{ MJ/kg}) \times 1.0 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{22 \text{ MJ/K}} = \text{約 } 65 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (700°C, 0.17MPa[abs]) : 約3.9MJ/kg

RPV 上部空間の蒸気の比エンタルピー (500°C, 0.17MPa[abs]) : 約3.5MJ/kg

過熱蒸気の流入量 : 1.0kg/s

スタンドパイプ/セパレータの熱容量 : 22MJ/K

図3 簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッドの気相温度及びスタンドパイプ/セパレータの構造材温度 (スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率 : 2.5W/m<sup>2</sup>K)

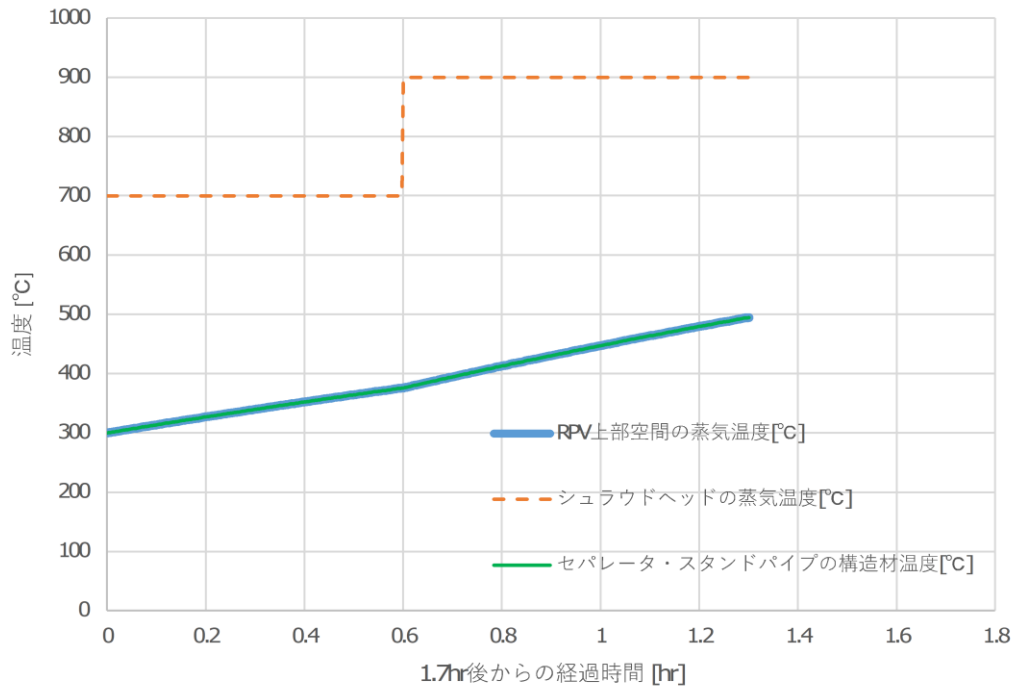


図4 簡易評価による原子炉压力容器の上部ヘッドの気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの構造材温度（スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率：10W/m<sup>2</sup>K）

3. SRVの3次元熱流動解析にて使用する原子炉压力容器内気相平均温度について

2.の簡易評価の想定では、スタンドパイプ／セパレータのみをヒートシンクとして考慮したが、図1に示したとおり、ヒートシンクとなる炉内構造物はスタンドパイプ／セパレータ以外にもあり、それらのヒートシンクにも過熱蒸気の熱量は吸収される。また、保温材を介していることから、格納容器内温度に与える影響及び原子炉压力容器からの放熱効果は小さいものの、図1のヒートシンクのうち、原子炉压力容器の外面となるヒートシンクについては、格納容器内への熱伝達もMAAP解析では考慮している。

これらヒートシンクの影響により、MAAP解析における原子炉压力容器内気相平均温度は、炉心領域の気相温度と比較して低く推移しているものと考えられる。

なお、原子炉压力容器から繋がる主蒸気配管にSRVは設置されており、実際は原子炉压力容器からSRVに到達するまで主蒸気配管等への伝熱により気相温度はさらに低下すると考えられるため、SRVの3次元熱流動解析において、SRVを流れる蒸気の温度として原子炉压力容器内気相平均温度を適用することは問題ないとする。

MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の挙動について

MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の概念を図1に示す。溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。その後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。溶融プールの温度は高温であるが、周囲のクラストは固化しており伝熱量も低いため、冷却水や下部プレナムの構造材に与える熱影響は軽減される。

下部プレナムに水が存在する場合、発生した蒸気は炉心部を通過し過熱蒸気となるが、全溶融燃料の下部プレナムへの落下時点で下部プレナムの水は枯渇しており、炉心部に燃料が存在しないことから、過熱蒸気の発生はなく、気相部への伝熱は輻射が支配的となる。

以上から、溶融炉心の全量が下部プレナムに落下した以降は、クラストによって気相部への熱移行が抑えられ、また、気相部への伝熱量と比較して下部プレナムの構造材への伝熱量が多く支配的となることから、RPV内の気相部温度が著しく上昇することはない。

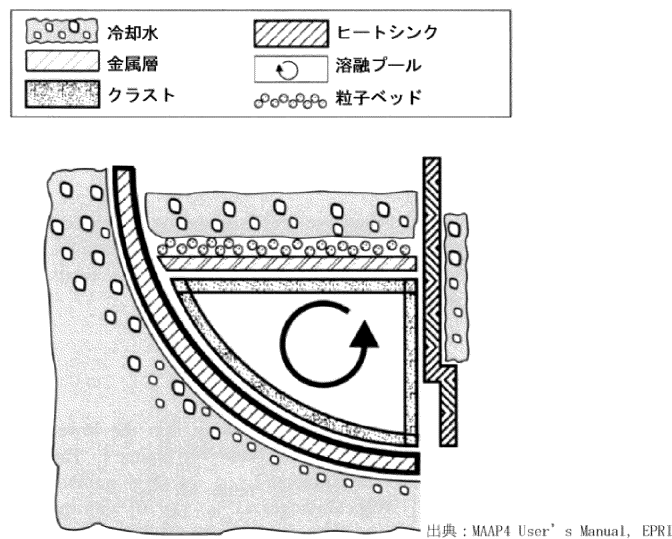


図1 下部プレナムでの溶融炉心の概念

## 逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について

## 1. 概要

逃がし安全弁用アクチュエータは、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を外部信号によって作動させるための空気作動式の補助装置であり、シリンダへの窒素供給によってピストンを作動させることでSRVを作動させる設計としている。既設SRVの概要図を図1に示す。

シリンダに供給された窒素圧力は、ピストンOリング及びシリンダOリングにより維持される。シール材は重大事故等時における有効性評価を上回る高温蒸気環境下においては損傷する恐れがあることから、更なる安全性向上の一環として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良EPDM材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を計画し、格納容器の限界温度・圧力環境下における試験にて信頼性を確認した。



図1 既設SRV概要図

2. 耐環境性能向上を目的としたSRV用シリンダの改良内容

図2に既設シリンダ，図3に改良シリンダの概要図を示す。

SRVシリンダのシール部は従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材を採用したシリンダOリングへ変更する。シリンダのシール部は静的シール部であることから，材質の変更によってSRVの動作には影響を及ぼさない。

また，バックシートはSRVが全開位置の時，ピストンOリングの機能が喪失した場合でもシリンダ上部からの窒素の漏えいを防ぐことできるためSRVの機能を維持することができる。

バックシートを採用する場合は，シリンダにバックシートとのシール面を製作する必要があるため，シリンダの一式取替を実施する必要がある。



図2 既設シリンダの概要図



図3 改良シリンダの概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良シリンダの信頼性確認試験として、下記の表1に示す環境劣化処置を実施したのちに、DBA時、LOCA試験条件を包絡するよう表2の条件下で容器試験を行う。その際、シリンダの作動試験および漏えい試験（試験装置：図4，試験条件：図5参照）を実施し、SRV動作に対して影響がないことを確認する。

表1 改良シリンダの環境劣化処置

機械劣化処置
放射線劣化処置*
熱劣化処置*
加圧劣化処置
振動劣化処置
地震劣化処置
水力学的動荷重処置
事故時放射線照射処置

注記\*：同時に処置を実施

表2 蒸気暴露試験条件

項目	試験条件（前半）	試験条件（後半）
温度[°C]		
圧力[MPa (gage)]		
雰囲気		
時間（経過時間）		

注1：供給圧力をシリンダへ供給し、シリンダが全開動作することを確認する。

注2：MPaの供給圧力にて、シリンダからの漏えいがないこと。



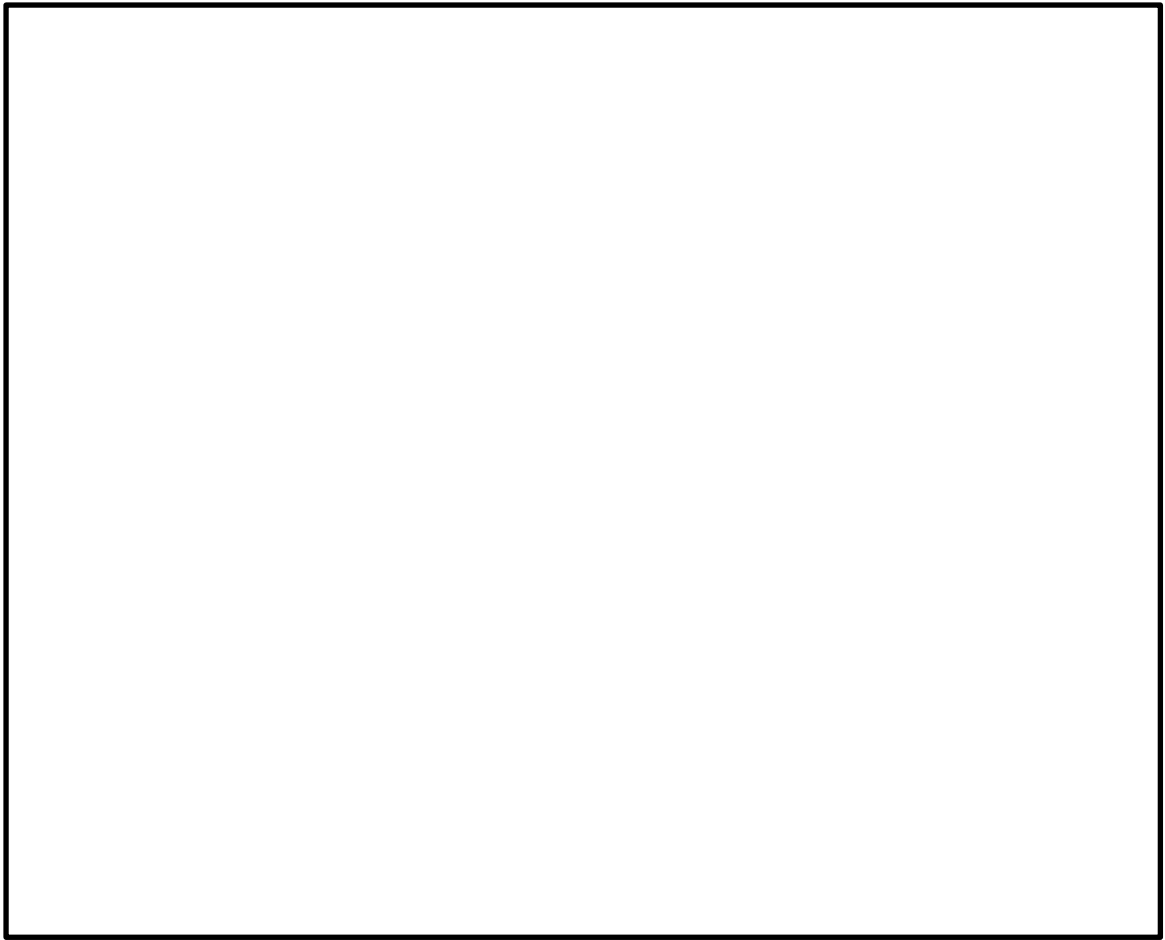


図4 蒸気暴露試験装置の概要

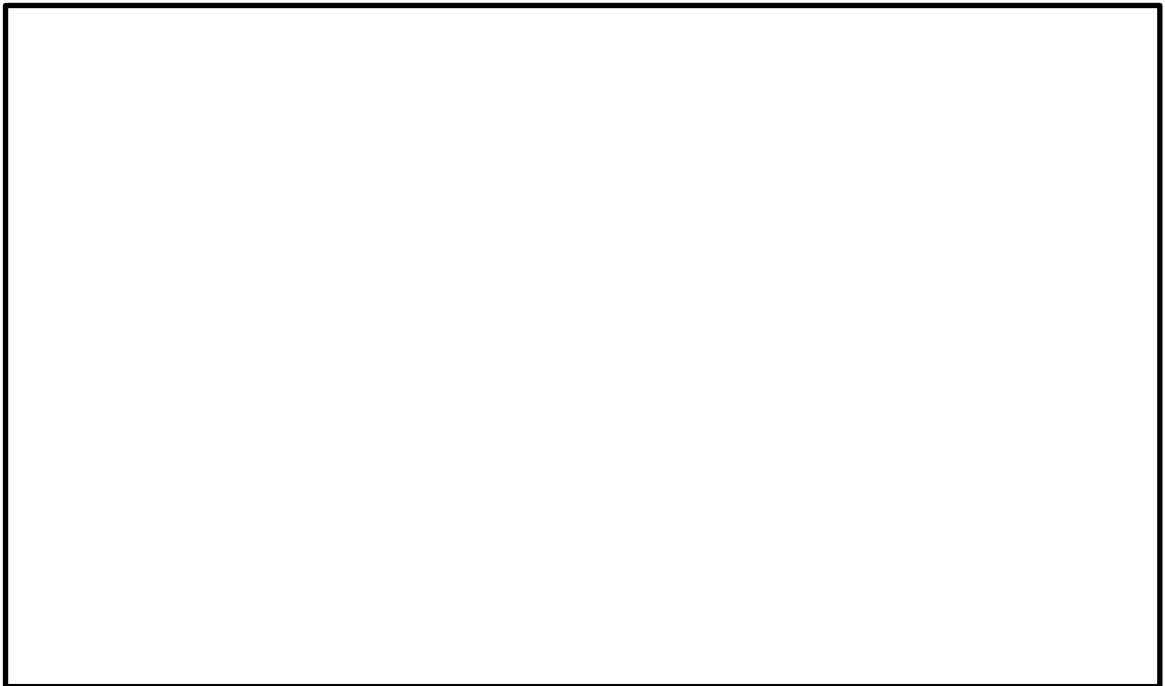


図5 蒸気暴露試験条件

(2) 試験結果

信頼性確認試験の結果、供給圧力において漏えいがないことを確認し、全開動作が可能であることを確認した。以上の結果から、シリンダの改良は想定される環境劣化処置を施したとしてもSRV動作に対して影響がないことを確認した。

4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

(1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下において改良シリンダにおけるシール材の検証として、事故時放射線照射処置を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃/0.854MPaを満足する試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表3，図5）を実施し、シール性に影響がないか確認する。

表3 格納容器限界温度・圧力環境下における試験条件

項目	条件値
累積放射線量[MGy]	
圧力[MPa]	
温度[℃]	
雰囲気	

(2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験では、試験中における無漏えいを確認した。また、蒸気暴露試験終了後のシリンダの作動確認試験においても、シリンダの作動状態に異常は確認されなかったことから、改良シリンダは限界温度・圧力環境下においてもシリンダのシール機能に影響を与えないことを確認した。

5. 今後の方針

シリンダの改良は、設計基準事故時のSRV動作に影響を与える変更となることから、信頼性確認試験を実施し、シリンダの改良がプラント運転に影響を与えないことを確認した。また、更なる安全性向上を目的とした重大事故等での格納容器限界温度・圧力環境下におけるシリンダのシール機能に対する検証試験の結果、作動状態および開保持における供給窒素の無漏えいを確認したことから、限界温度・圧力環境下でもシリンダのシール部の健全性が保たれることを確認した。

以上の確認結果より、SRVの機能を向上させるための更なる安全性向上対策として、今停止期間中にすべてのSRVシリンダを改良シリンダに交換する。

以上

## SRV用電磁弁の耐環境性能向上について

## 1. 概要

SRV の更なる安全性向上対策として、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）を設置する。逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）は、逃がし安全弁窒素ガス供給系（A/B）と独立した窒素ガスポンベ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV 用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンベの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV 開操作が可能な設計とする。また、本システムは、ADS 機能なしの2個へ窒素ガスを供給する設計とする。逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）の系統概要図を図1 に示す。

高温蒸気環境下における逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）のシール性能を確保するため、窒素ガスの流路となる「SRV 用電磁弁」及び「SRV シリンダ」に対してシール材の改良を実施する。

SRV 用電磁弁については、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリのうち、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM 材に変更する。

また、更なる安全性向上のため、新規開発したSRV 用電磁弁に対して、格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能を試験により確認する。

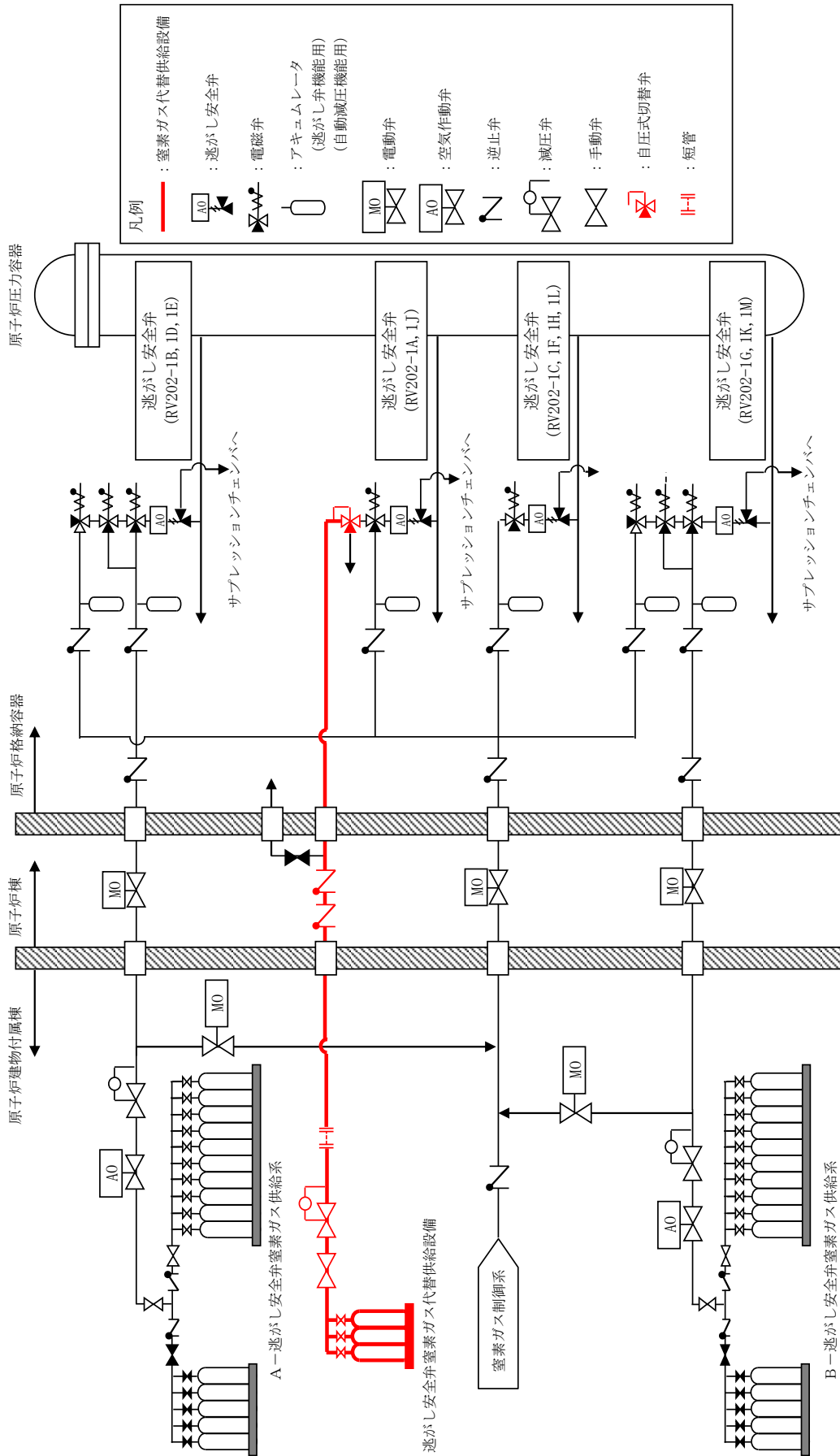


図1 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）の系統概要図

2. 耐環境性能向上を目的としたSRV用電磁弁の改良内容

逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（自主対策設備）により、窒素ガスの流路となるバウンダリのうち、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材を採用した電磁弁（以下「改良電磁弁」という。）の概要図を図2に示す。

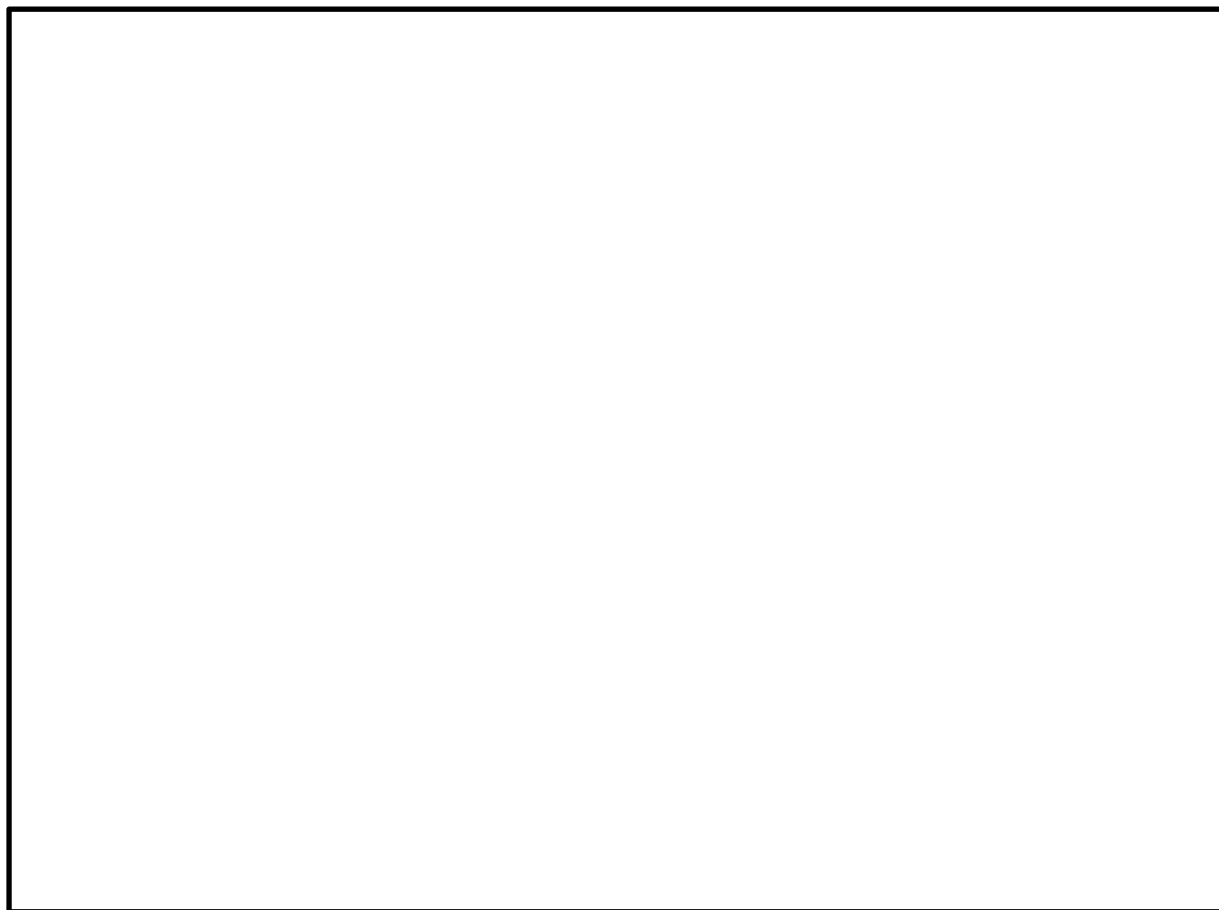


図2 改良電磁弁概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良電磁弁シール部の信頼性確認試験として、図3に示す試験手順により蒸気暴露試験（試験装置：図4，試験条件：表1及び図5参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

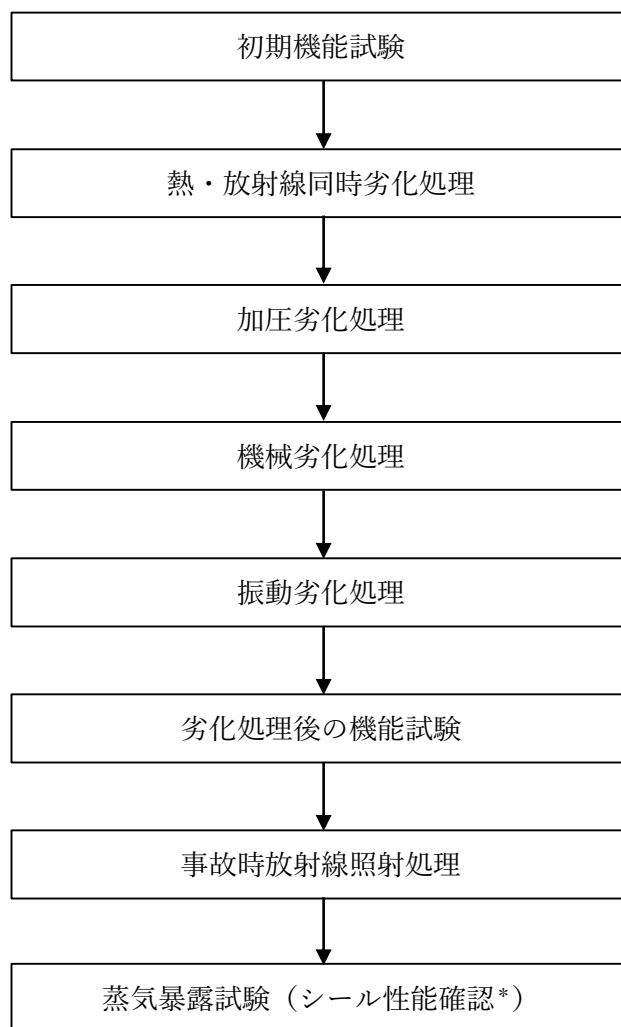


図3 試験手順

注記\*：シール性能確認の判定基準

- ・廃棄ポート側圧力に供給ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・無励磁時の漏えい量は目標として  以下であること。

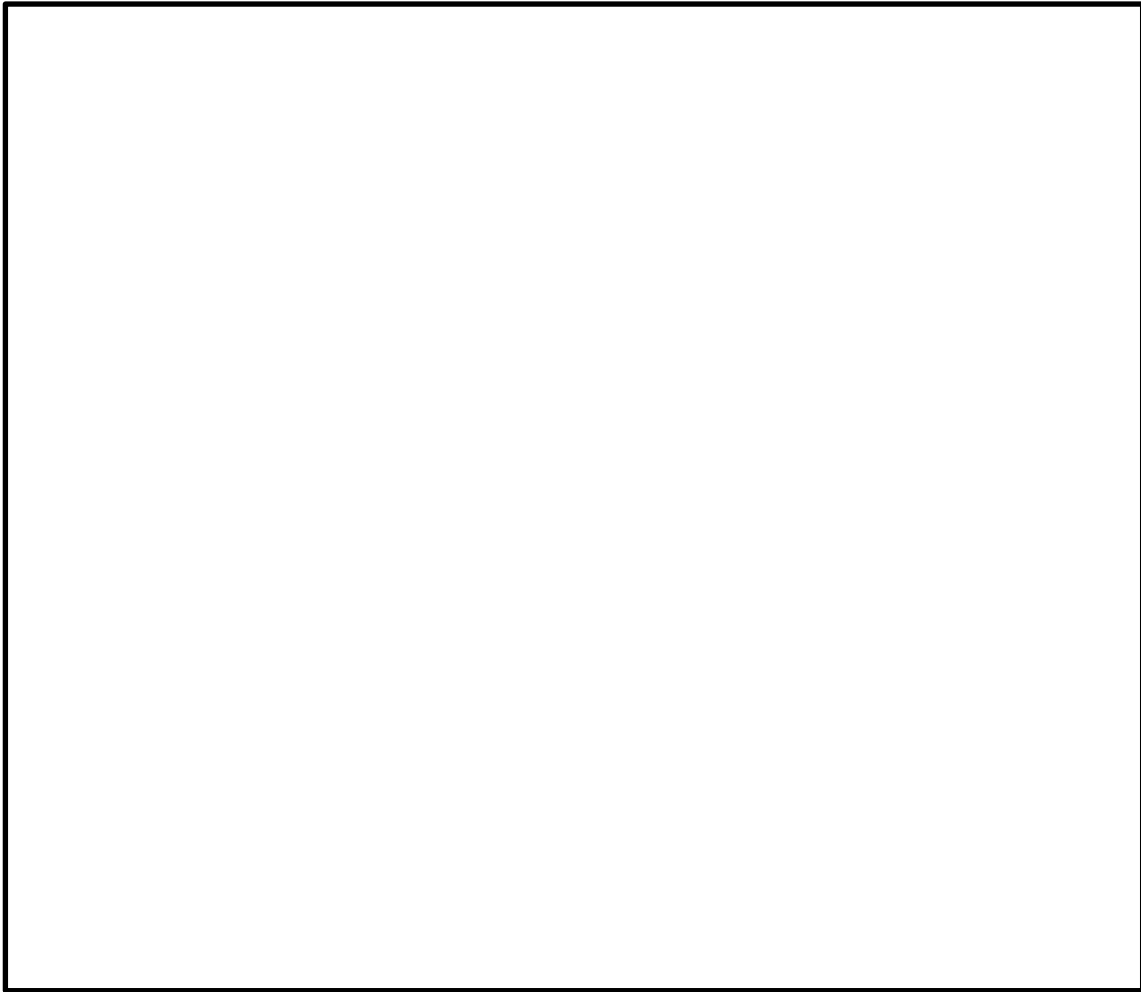


図4 蒸気暴露試験装置の概要

表1 重大事故環境試験条件

項目	改良電磁弁
時間 (経過時間)	
圧力 (MPa [gage])	
温度 (°C)	
雰囲気	
放射線量 (MGy)	

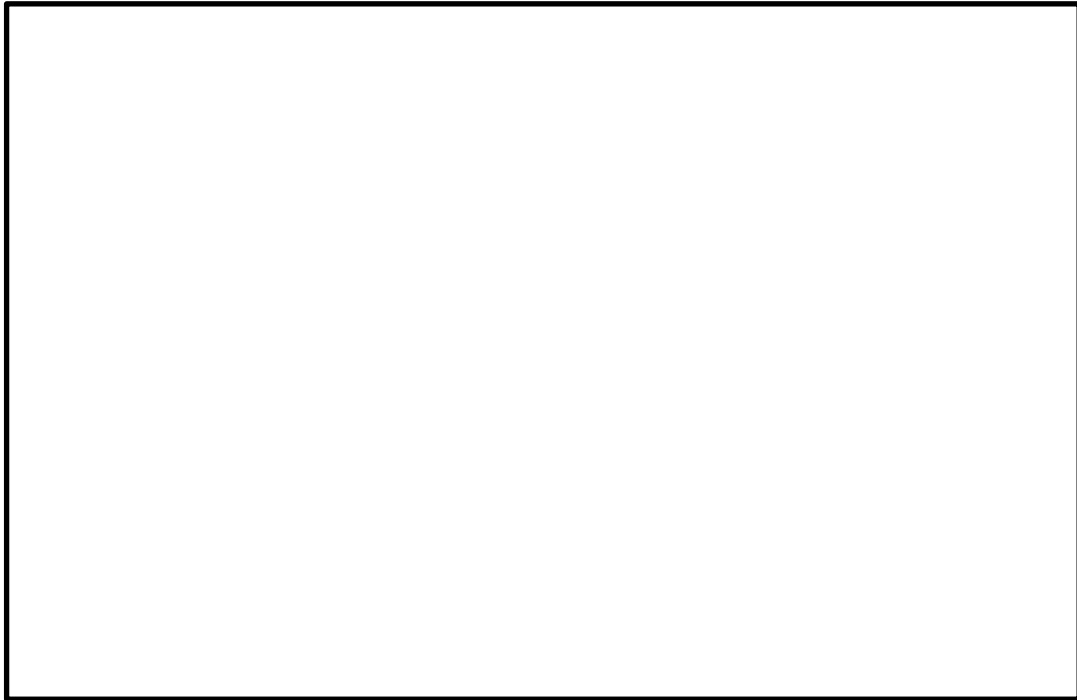


図5 蒸気暴露試験条件

(2) 試験結果

蒸気暴露試験の結果，改良電磁弁及び新規開発電磁弁は，蒸気暴露試験中において漏えいがなく，従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して，より長時間（図5参照）にわたって，SRV駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。



#### 4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

##### (1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下における新規開発電磁弁シール部の検証試験として、事故時放射線照射処理を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃／0.854MPaの試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表2参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

表2 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験条件

項目	改良電磁弁
時間（経過時間）	
圧力（MPa[gage]）	
温度（℃）	
雰囲気	
放射線量（MGy）	

##### (2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験の結果、新規開発電磁弁は、蒸気暴露試験中において漏えいがなく、SRV駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

5. 今後の方針

改良電磁弁に対して信頼性確認試験を実施した結果、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRVの機能を向上させるための更なる安全性向上対策として、今停止期間中にすべてのSRV用電磁弁を改良電磁弁に交換する。

以上

10. 【安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について】

## 1. はじめに

安全施設及び重大事故等対処設備の環境条件（環境圧力，環境温度，環境湿度及び環境放射線量）について，以下にまとめる。

設計基準事故時及び重大事故等時における環境条件のうち，環境圧力，環境温度，環境湿度及び環境放射線量については，原則として事象及びエリアに応じた一律の環境条件を設定するが，必要に応じて個別の環境条件を設定することとしている。一律及び個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について，以下に示す。

2. 安全施設の環境条件について

2.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して、VI-1-1-7の2.3節記載の一律で設定する環境条件を表2-1「安全施設の環境条件及び考慮事項」に示す。

表2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項(1/2)

No	安全施設の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・ 0.427MPa[gage]	・ 原子炉格納容器（以下「PCV」という。）最高使用圧力を設定 ・ 設計基準事故の中でPCV内圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の圧力を包絡するよう設定
		温度・湿度	・ 171℃	・ PCV最高使用温度を設定 ・ 設計基準事故の中でPCV内温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の温度を包絡するよう設定
			・ 100%（蒸気）	・ PCV内に、蒸気が充満した状態を想定し設定
		放射線	・ 263kGy/6ヶ月	・ 設計基準事故の中でPCV内の空間線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の仮想事故相当のソースタームを想定し、半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 (設定の考え方については、添付資料1に示す。)
2	原子炉建物原子炉棟内	圧力	・ 大気圧相当	・ 「主蒸気管破断事故」時の、原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値（6.9kPa[gage]）を設定
		温度・湿度	・ 原則66℃ （事象初期：100℃）	・ 設計基準事故の中で原子炉建物原子炉棟内温度が最も高くなる「主蒸気管破断事故」時を想定し、漏えい蒸気の影響が大きい事象初期は大気圧下の飽和蒸気（100℃、蒸気100%）、漏えい蒸気の影響が無くなった状態では空調設備の設計上限値（66℃、90%）を設定
			・ 原則90%（事象初期：100%（蒸気））	
放射線	・ 原則1.75kGy/6ヶ月	・ 保守的にPCV圧力 0.384 MPa[gage]でのPCV漏えい率一定として、PCV内から漏えいする放射性物質（以下「FP」という。）を想定し、半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 (設定の考え方については、添付資料1に示す)		
3	原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の設備	圧力	・ 大気圧	・ 設計基準事故等の影響又は安全施設の使用による圧力上昇要因がないエリアであるため、大気圧を設定
		温度・湿度	・ 原則40℃	・ 設計基準事故等の影響による温度・湿度上昇要因がないエリアであるため、空調設備の設計上限値（40℃、85%）を設定
			・ 原則85%	
放射線	・ 原則1mGy/h以下	・ 原子炉冷却材喪失（仮想事故）における屋外被ばく線量を包絡する値を設定		

表 2-1 安全施設的环境条件及び考慮事項(2/2)

No	安全施設の設置エリア	環境条件		考慮事項
4	屋外	圧力	・大気圧	・圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・40℃ ・100%	・温度は既往最大値（38.5℃）を包絡する値を設定 ・湿度は考えられる最大値
		放射線	・1mGy/h以下	・原子炉冷却材喪失（仮想事故）における屋外被ばく線量を包絡する値

## 2.2 個別で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して、個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について示す。

### (1) 圧力

原子炉建物原子炉棟内は、原則として事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値（6.9kPa[gage]）を考慮して一律大気圧相当を設定するが、事故発生時には期待せず、通常運転中にその機能が求められるものは、通常運転中における圧力を環境圧力として設定する。評価に用いた環境圧力を表2-2、該当する対象設備を表2-4に示す。

### (2) 温度

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律66℃（事象初期：100℃）を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転中における温度を環境温度として設定する。評価に用いた環境温度を表 2-2、該当する対象設備を表2-4に示す。

また、原子炉建物附属棟内及びその他の建物内は、原則として一律40℃を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時においても温度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における温度を環境条件として設定する。評価に用いた環境湿度を表2-3、該当する対象設備を表2-5に示す。

### (3) 湿度

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律90 %（事象初期：100%（蒸気））を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転中における湿度を環境湿度として設定する。評価に用いた環境湿度を表2-2、該当する対象設備を表2-4に示す。

また、原子炉建物附属棟内及びその他の建物内は、原則として一律85%を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時においても温度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における湿度を環境条件として設定する。評価に用いた環境湿度を表2-3、該当する対象設備を表2-5に示す。

(4) 放射線

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律1.75kGy/6ヶ月を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転中における線量を環境放射線として設定する。評価に用いた環境放射線を表2-2、該当する対象設備を表2-4に示す。

表 2-2 評価に用いた環境条件（原子炉建物原子炉棟内）

	環境圧力	環境温度	環境湿度	環境放射線
評価に用いた環境条件	大気圧	40℃	90%	1 mGy/h 以下
VI-1-1-7の2.3節記載の 一律環境条件	大気圧相当	66℃ (事象初期： 100℃)	90 % (事象初期： 100 % (蒸気) )	1.75 kGy/6 ヶ月

表 2-3 評価に用いた環境条件（原子炉建物附属棟内及びその他の建物内）

	対象エリア	環境温度	環境湿度
評価に用いた環境条件	中央制御室	40℃	80%
	緊急時対策所		
VI-1-1-7の2.3節記載の 一律環境条件	中央制御室	40℃	85%
	緊急時対策所		

表 2-4 対象設備（原子炉建物原子炉棟内）

系統施設	設備	設置エリア
核燃料物質の取扱設備及び貯蔵施設	燃料プール温度	原子炉建物原子炉棟
核燃料物質の取扱設備及び貯蔵施設	燃料プール冷却ポンプ入口温度	原子炉建物原子炉棟
核燃料物質の取扱設備及び貯蔵施設	燃料プール水位・温度 (S A)	原子炉建物原子炉棟
その他発電用原子炉の 附属施設 (火災防護施設)	ハロゲン化物ポンベ (原子炉建物)	原子炉建物原子炉棟

表 2-5 対象設備（原子炉建物附属棟内及びその他の建物内）

系統施設	設備	設置エリア
計測制御施設	通信連絡設備	中央制御室
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	通信連絡設備	緊急時対策所



3. 重大事故等対処設備の環境条件について

3.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、VI-1-1-7の2.3節記載の一律で設定する環境条件を表3-1「重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項」に示す。

表3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (1/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・原則0.853MPa [gage]	・PCV限界圧力を設定
		温度・湿度	・原則200℃	・PCVバウンダリ許容温度を設定
			・原則100% (蒸気)	・PCV内の蒸気が充満した場合を想定し設定
		放射線	・原則740kGy/7日間	・RPVからPCV内へのFP放出はMAAP解析結果を参照し、半球中心における線量評価結果 (サブマージョンモデル) を設定 (設定の考え方については、添付資料1に示す。)
2	原子炉格納容器外の建物内 (原子炉建物原子炉棟内)	圧力	・大気圧相当	・原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (6.9kPa [gage]) を設定
		温度・湿度	・原則66℃*1 ・トーラス室：100℃ (最高120℃)	・一般エリア：PCVから漏えいするガスの温度上昇は、PCV圧力と設計漏えい率 (0.9Pdにおいて0.5%/d)、AEC評価式及びHGE評価式で求めた値を包絡する漏えい率 (2Pdにおいて1.3%/d) を考慮し保守的に設定 ・トーラス室：重大事故等時におけるサブプレッションチャンバからトーラス室への放熱を考慮して設定
			・原則100%	・PCVからの漏えい及び燃料プールからの蒸発を考慮して、湿度は考えられる最大値
		放射線	・原則470Gy/7日間	・PCV圧力に応じたPCV漏えい率 (0.5~1.3%/d) に相当するジャンクションをMAAP内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした放射性物質による原子炉建屋原子炉棟内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料1に示す。)
3	原子炉建物原子炉棟内のうち以下の設備  ・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	圧力	・大気圧相当	・原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (6.9kPa [gage]) を設定
		温度・湿度	・原則66℃ (事象初期：100℃)	・RHR熱交換器室におけるインターフェイスシステムLOCA発生を想定し、破断した配管から高温蒸気が漏洩するが、瞬時にブローアウトパネルが開放することによる環境改善を考慮し設定
			・原則 100 %	
放射線	・470Gy/7日間に包絡	・インターフェイスシステムLOCA が発生した場合の外部被ばくは最大8.0mSv/h程度*2であり、1Sv=1Gyとした場合に、仮に7日間継続しても約1.4Gy/7日間であるため、原子炉建物原子炉棟内の環境放射線470Gy/7日間に対してその影響は小さいことを確認している。		

注記\*1：非常用ガス処理系による換気機能に期待しない条件での保守的な値。なお、非常用ガス処理系起動すると外気からのインリークにより原子炉建物原子炉棟の温度は低下傾向となる。

\*2：有効性評価 添付資料2.7.2「インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について」にて説明。

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (2/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
4	原子炉建物原子炉棟内のうち以下の設備 ・使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故時に使用する重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (6.9kPa[gage]) を設定
		温度・湿度	・原則100℃	・使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故を想定し、使用済燃料プールからの蒸気影響を考慮した大気圧下の飽和蒸気 (100℃, 100%) を設定
			・原則100%	
放射線	・470Gy/7日間に包絡	・使用済燃料プール通常水位からスロッシングにより1.08m水位低下した場合の線量率は約 $2 \times 10^{-3}$ mSv/hであり、1Sv=1Gyとした場合に、仮に水位低下が7日間継続しても約 $3.4 \times 10^{-4}$ Gy/7日間であるため、原子炉建物原子炉棟内の環境放射線470Gy/7日間に対してその影響は小さいことを確認している。 (設定の考え方については、添付資料1 参考資料2に示す。)		
5	原子炉建物原子炉棟内のうち以下の設備 ・主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (6.9kPa[gage]) を設定
		温度・湿度	・原則66℃ (事象初期: 100℃)	・主蒸気管破断事故を想定し、漏えい蒸気の影響を考慮した大気圧下の飽和温度 (事象初期: 100℃) と湿度 (100%)、漏えい蒸気の影響が無くなった状態では原子炉建物原子炉棟内の環境温度 (66℃) を設定 (設定の考え方については、添付資料2に示す。)
			・原則100%	
放射線	・原則470Gy/7日間	・主蒸気管破断事故発生から主蒸気隔離弁閉止までの間に流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は、重大事故時に炉心損傷により放射性物質がPCV気相部に充満した状態の原子炉建物原子炉棟内の環境放射線条件 (470Gy/7日間) に対して軽微であるため、原子炉建物原子炉棟内の放射線条件を設定 (設定の考え方については、添付資料2に示す。)		
6	原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の設備	圧力	・大気圧	・重大事故等の影響又は重大事故等対処設備の使用による圧力上昇要因がないエリアであるため、大気圧を設定
		温度・湿度	・原則40℃	・重大事故等時のPCV内等の影響による温度・湿度上昇要因が無いエリアであるため、空調設備の設計上限値 (40℃, 85%) を設定
			・原則85%	
放射線	・原則6Gy/7日間	・PCVベント時における大気中へ放出されたFP及び建物内に浮遊しているFPによる屋外の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定		

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (3/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
7	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・ 40℃	・ 重大事故等時のPCV内等の影響がないエリアであるため、既往最大値 (38.5℃) を包絡する設計基準事故時と同等の値 (40℃) を設定
			・ 100%	・ 湿度は考えられる最大値を設定
		放射線	・ 6Gy/7日間	・ PCVベント時における大気中へ放出されたFP及び建物内に浮遊しているFPによる屋外の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定

### 3.2 重大事故等対処設備の個別で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について示す。

#### (1) 圧力

パターン1,2に該当するものは個別に環境圧力を設定することとし、この対象設備を表3-2に示す。

##### パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律 0.853MPa[gage]を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の圧力を包絡する値 (0.427MPa[gage]) を環境圧力として設定する。

##### パターン2

原子炉格納容器内は、原則として一律 0.853MPa[gage]を設定するが、重大事故等対処設備のうち、個別に重大事故等時の圧力を確認したものは、確認した値を環境圧力として設定する (添付資料11)。

#### (2) 温度

パターン1~8に該当するものは個別に環境温度を設定することとし、これらの対象設備を表3-3に示す。

##### パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律200℃を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の温度を包絡する値 (171℃) を環境温度として設定する。

##### パターン2

原子炉格納容器内は、原則として一律200℃を設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する値を環境温度として設定する (設定については、「9. 主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について」による。 )。

##### パターン3

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律66℃を設定するが、生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの熱影響を受けることにより66℃を超える温度上昇があると考えられるエリアは、個別に重大事故等時の温度を確認した値を環境温度として設定する (添付資料4)。

#### パターン4

原子炉建物付属棟内及びその他の建物内は、原則として一律40℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する（添付資料3）。

#### パターン5

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備について、当該設備を設置する原子炉建物原子炉棟内のエリアは、原則として一律100℃を設定するが、当該重大事故等対処設備専用の冷却装置により冷却するものは、個別に100℃以下の温度を環境温度として設定する（設定については、「4. 燃料プール監視カメラ用冷却設備について」による。）。

#### パターン6

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時及び「主蒸気管破断事故」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は、原則として66℃（事象初期100℃）を設定するが、蒸気の影響を受けないエリアに設置の設備は個別に100℃以下の温度を環境温度として設定する（添付資料2）。

#### パターン7

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律66℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する（添付資料3）。

#### パターン8

原子炉格納容器内は、原則として一律200℃を設定するが、重大事故等対処設備のうち、個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する（添付資料11）。

### (3) 湿度

パターン1～3に該当するものは個別に環境湿度を設定することとし、これらの対象設備を表3-4に示す。

#### パターン1

原子炉建物付属棟内及びその他の建物内は、原則として一律85%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが重大事故等時に空調設備により管理されており、湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。

#### パターン2

原子炉建物附属棟及びその他の建物内は、原則として一律85%を設定するが、85%を超える湿度上昇があると考えられるエリアは、個別に重大事故等時の湿度を確認した値を環境湿度として設定する。

#### パターン3

原子炉建物原子炉棟内及び屋外は、原則として一律100%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが重大事故等時に空調設備により管理されており、湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。

#### (4) 放射線

パターン1～6に該当するものは個別に環境放射線量を設定することとし、これらの対象設備を表3-5に示す。

#### パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律740kGyを設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の放射線量を包絡する値（263kGy）を環境放射線として設定する。

#### パターン2

原子炉格納容器内は、原則として一律740kGyを設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する値を環境放射線として設定する。

#### パターン3

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律470Gyを設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に470Gyを超えるおそれのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する（添付資料4、添付資料5）。

#### パターン4

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内は、原則として一律6Gyを設定するが、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する（添付資料6）。

#### パターン5

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律470Gyを設定するが、重大事故等発生初期に機能

が求められるものであり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する（添付資料7）。

#### パターン6

原子炉建物原子炉棟内は、原則として一律470Gyを設定するが、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する設備であり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する（添付資料8）。

表3-2 重大事故等対処設備の環境圧力設定

設備	評価に用いた環境圧力	VI-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境圧力	パターン	設置エリア
中性子源領域計装	0.427MPa [gage]	0.853MPa [gage]	パターン1	原子炉格納容器内
中間領域計装	0.427MPa [gage]	0.853MPa [gage]	パターン1	原子炉格納容器内
出力領域計装	0.427MPa [gage]	0.853MPa [gage]	パターン1	原子炉格納容器内
ドライウェル水位	0.500MPa [gage] (最高0.853MPa [gage])	0.853MPa [gage]	パターン2	原子炉格納容器内
ペDESTAL水位	0.500MPa [gage] (最高0.853MPa [gage])	0.853MPa [gage]	パターン2	原子炉格納容器内



表3-3 重大事故等対処設備の環境温度設定 (1/2)

設備	評価に用いた環境温度	VI-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環境温度	パターン	設置エリア
中性子源領域計装	171℃	200℃	パターン1	原子炉格納容器内
中間領域計装	171℃	200℃	パターン1	原子炉格納容器内
出力領域計装	171℃	200℃	パターン1	原子炉格納容器内
逃がし安全弁[操作対象弁]	150℃	200℃	パターン2	原子炉格納容器内
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	150℃	200℃	パターン2	原子炉格納容器内
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	200℃	66℃	パターン3	原子炉建物原子炉棟
第1ベントフィルタスクラバ容器	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
スクラバ容器水位	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
スクラバ容器圧力	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
スクラバ容器温度	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
残留熱代替除去ポンプ	66℃	40℃	パターン4	原子炉建物付属棟
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *高レンジ	60℃	40℃	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
燃料プール監視カメラ (SA)	50℃	100℃	パターン5	原子炉建物原子炉棟
格納容器水素濃度 (B系)	45℃	66℃	パターン6	原子炉建物原子炉棟
格納容器酸素濃度 (B系)	45℃	66℃	パターン6	原子炉建物原子炉棟
原子炉圧力 (SA)	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
原子炉水位 (燃料域)	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
原子炉水位 (SA)	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
高圧原子炉代替注水流量	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
高圧原子炉代替注水ポンプ	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
原子炉隔離時冷却ポンプ	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
ベDESTAL代替注水流量	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
ベDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
サブプレッションプール水位 (SA)	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
残留熱除去ポンプ出口圧力	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	100℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン7	原子炉建物原子炉棟
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	100℃	66℃	パターン7	原子炉建物原子炉棟
ドライウェル水位	155℃ (最高200℃)	200℃	パターン8	原子炉格納容器内
ベDESTAL水位	155℃ (最高200℃)	200℃	パターン8	原子炉格納容器内

表3-3 重大事故等対処設備の環境温度設定 (2/2)

設備	評価に用いた 環境温度	VI-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境温度	パターン	設置エリア
原子炉補機冷却水ポンプ	55℃	40℃	パターン4	原子炉建物附属棟
原子炉補機冷却系熱交換器	55℃	40℃	パターン4	原子炉建物附属棟
遠隔手動弁操作機構	55℃	40℃	パターン4	原子炉建物附属棟
非常用ディーゼル発電設備	45℃	40℃	パターン4	原子炉建物附属棟
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	45℃	40℃	パターン4	原子炉建物附属棟

表3-4 重大事故等対処設備の環境湿度設定

設備	評価に用いた 環境湿度	VI-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境湿度	パターン	設置エリア
安全パラメータ表示システム (SPDS)	80%	85%	パターン1	廃棄物処理建物中央制御 室バウンダリ
データ伝送設備	80%	85%	パターン1	緊急時対策所
可搬型計測器	80%	85%	パターン1	廃棄物処理建物中央制御 室バウンダリ 緊急時対策所
ガスタービン発電機用サービスタンク (予備GTG用サービスタンク)	100%	85%	パターン2	ガスタービン発電機建物
ガスタービン発電機用サービスタンク (2号機GTG用サービスタンク)	100%	85%	パターン2	ガスタービン発電機建物
ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	100%	85%	パターン2	ガスタービン発電機建物
ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	90%	100%	パターン3	原子炉建物原子炉棟
ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプ リップ機能)	90%	100%	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器水素濃度 (B系)	90%	100%	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器酸素濃度 (B系)	90%	100%	パターン3	原子炉建物原子炉棟
第1ベントフィルタ出口水素濃度	90%	100%	パターン3	屋外

表3-5 重大事故等対処設備の環境放射線設定 (1/2)

設備	評価に用いた 環境放射線	VI-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境放射線	パターン	設置エリア
中性子源領域計装	263kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン1	原子炉格納容器内
中間領域計装	263kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン1	原子炉格納容器内
出力領域計装	263kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン1	原子炉格納容器内
制御棒駆動機構 (水圧駆動)	263kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン1	原子炉格納容器内
逃がし安全弁[操作対象弁]	360kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン2	原子炉格納容器内
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	360kGy/7日間	740kGy/7日間	パターン2	原子炉格納容器内
残留熱除去系熱交換器	50kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器水素濃度 (S A)	1.5kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器水素濃度 (B系)	2.0kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器酸素濃度 (S A)	0.92kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器酸素濃度 (B系)	2.1kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉建物水素濃度 (EL 8800mm)	280kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉圧力	670Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉圧力 (S A)	2.6kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉水位 (広帯域)	670Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉水位 (燃料域)	2.6kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
原子炉水位 (S A)	2.6kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
低圧原子炉代替注水流量	4.6kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	4.6kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
残留熱代替除去系原子炉注水流量	670Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器代替スプレイ流量	670Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	840Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
ドライウェル圧力 (S A)	1.3kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	1.3kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
サブプレシヨンプール水位 (S A)	1.8kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
残留熱除去系熱交換器出口温度	17kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	740kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレシヨ ンチェンバ)	280kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
非常用ガス処理系排風機	3.4kGy/7日間	470Gy/7日間	パターン3	原子炉建物原子炉棟
残留熱代替除去ポンプ	17kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	原子炉建物付属棟
第1ベントフィルタスクラバ容器	290kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1400kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
圧力開放板	62Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
第1ベントフィルタ出口水素濃度	0.16kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ) *低レンジ	22Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽

表3-5 重大事故等対処設備の環境放射線設定 (2/2)

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *高レンジ	29Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
スクラバ容器温度	290kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	1400kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
配管遮蔽	30kGy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	第1ベントフィルタ格納槽
中央制御室非常用再循環送風機	13Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	廃棄物処理建物中央制御室バウンダリ
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	190Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	廃棄物処理建物中央制御室バウンダリ
緊急時対策所空気浄化送風機	27Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	屋外
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	700Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	屋外
空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	19Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	屋外
緊急時対策所遮蔽	15Gy/7日間	6Gy/7日間	パターン4	屋外
ほう酸水注入ポンプ	100Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン5	原子炉建物原子炉棟
燃料プール監視カメラ (SA)	1.7Gy/7日間	470Gy/7日間	パターン6	原子炉建物原子炉棟

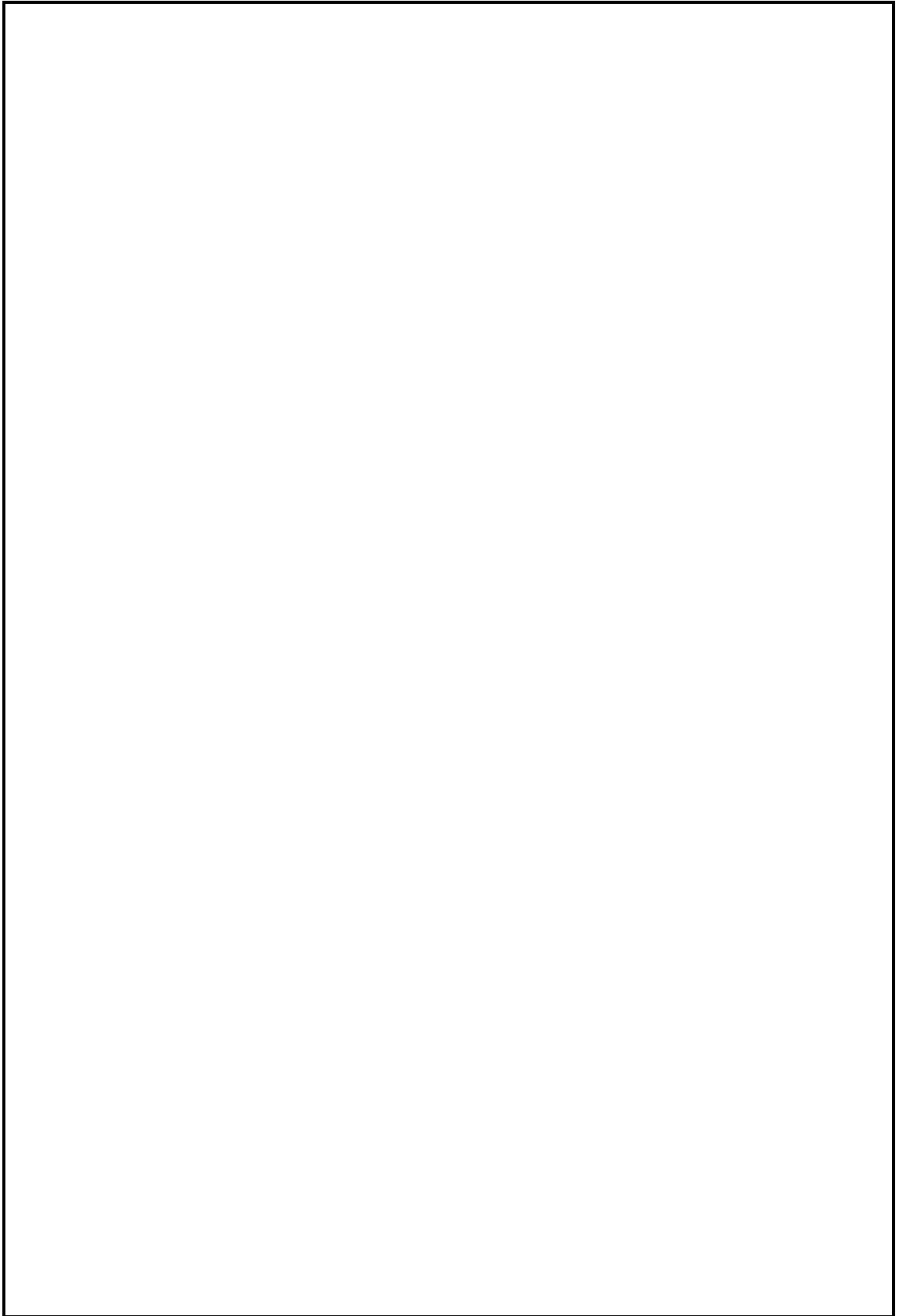


図 3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/8)

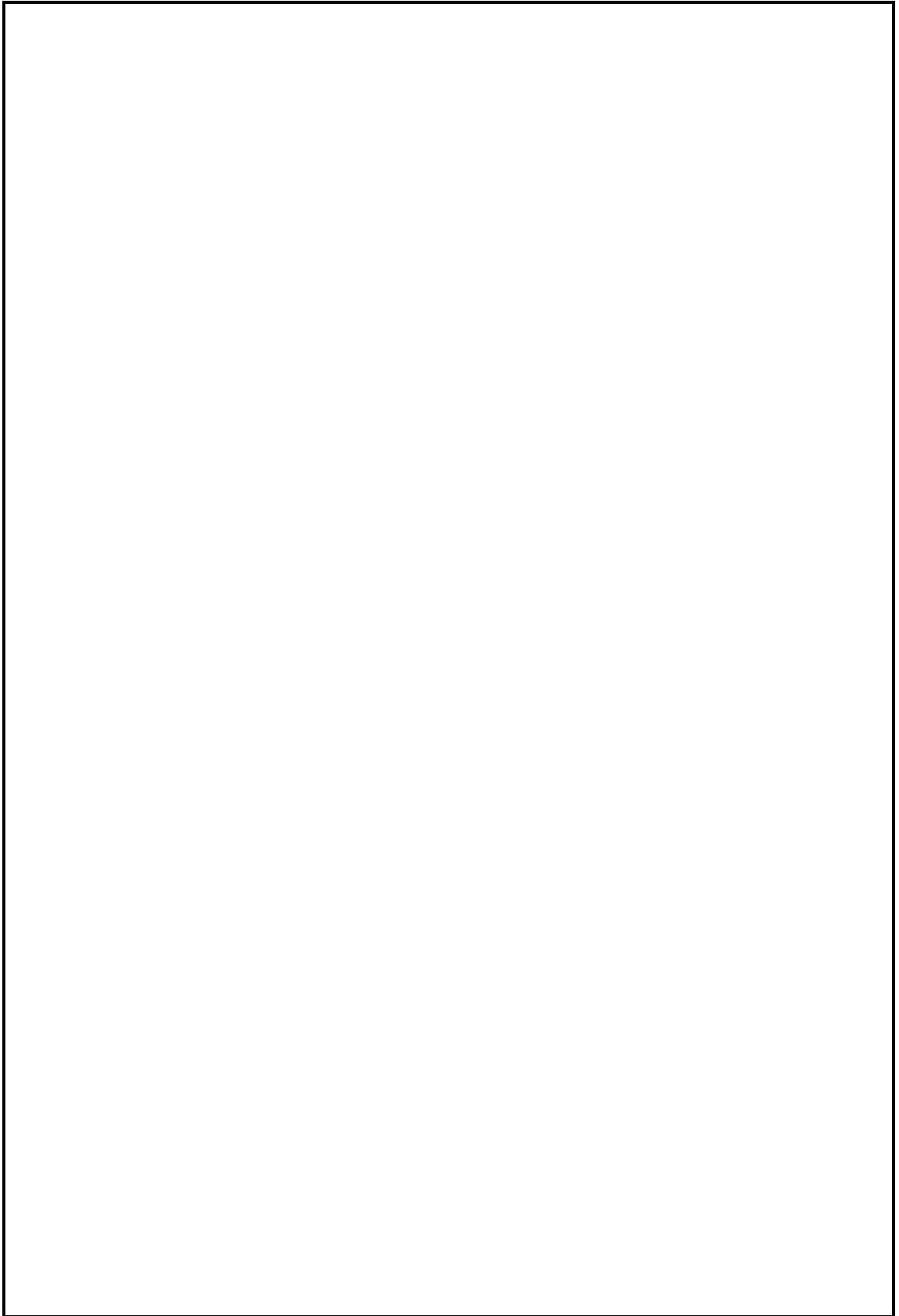


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/8)

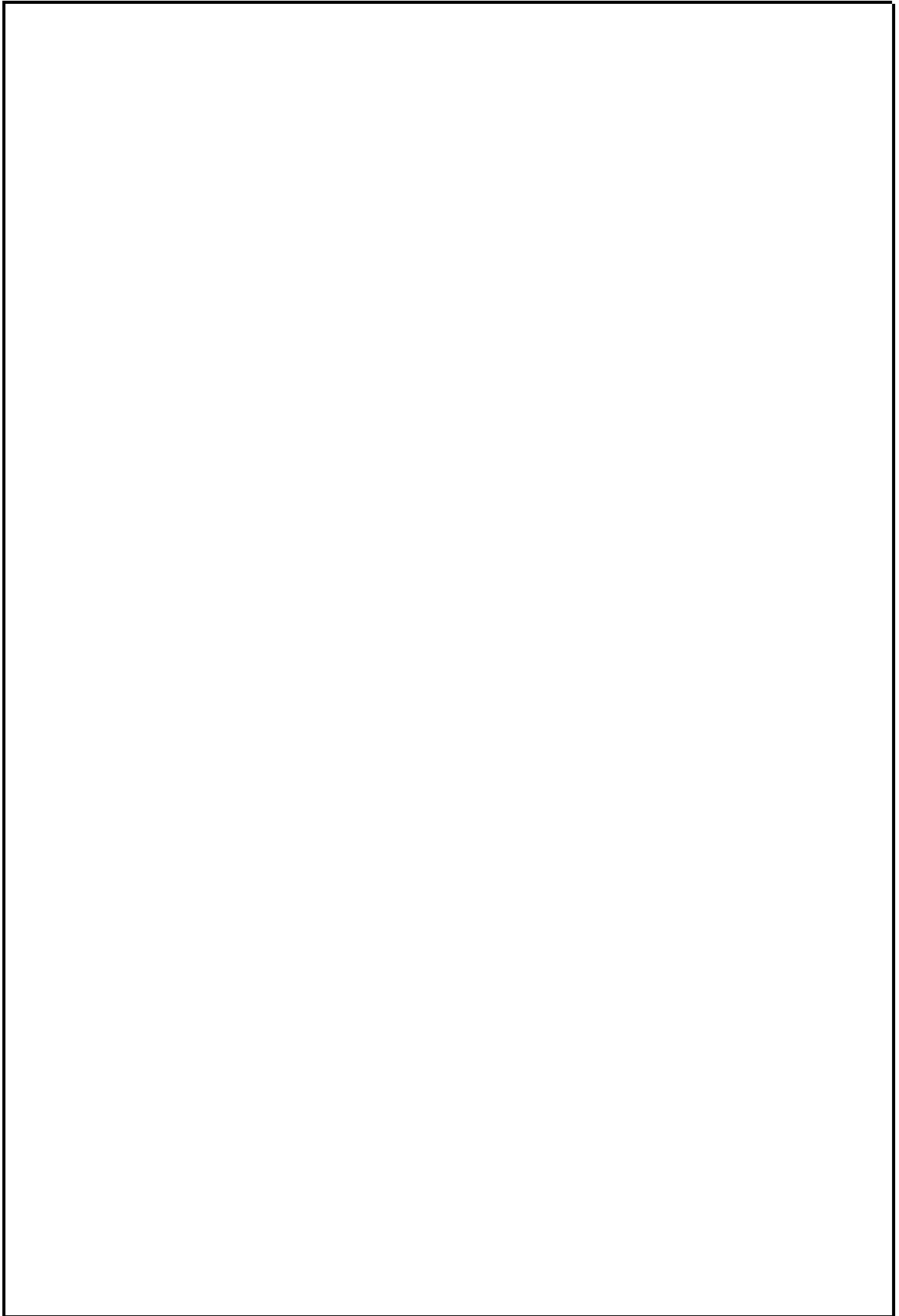


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/8)



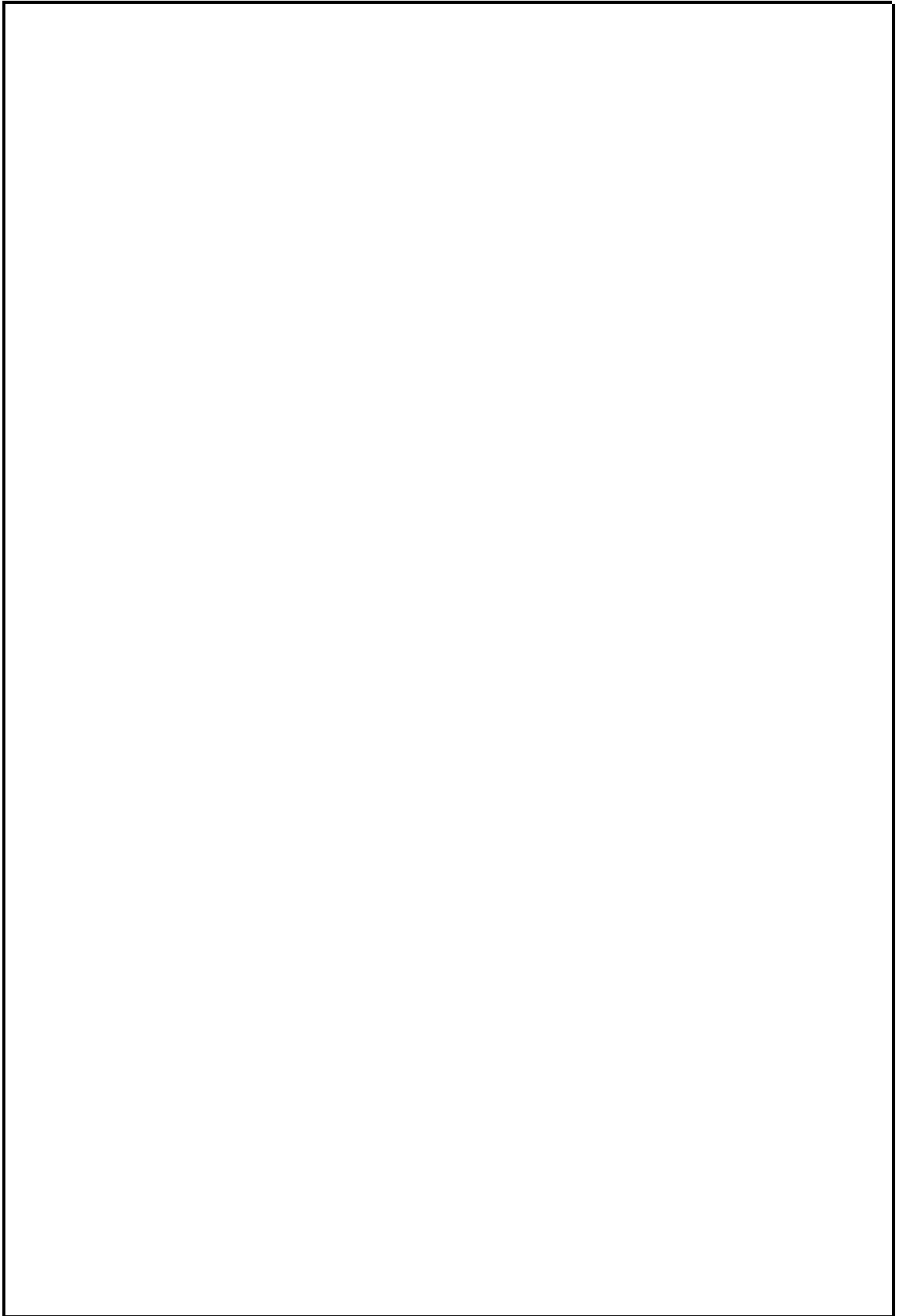


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/8)

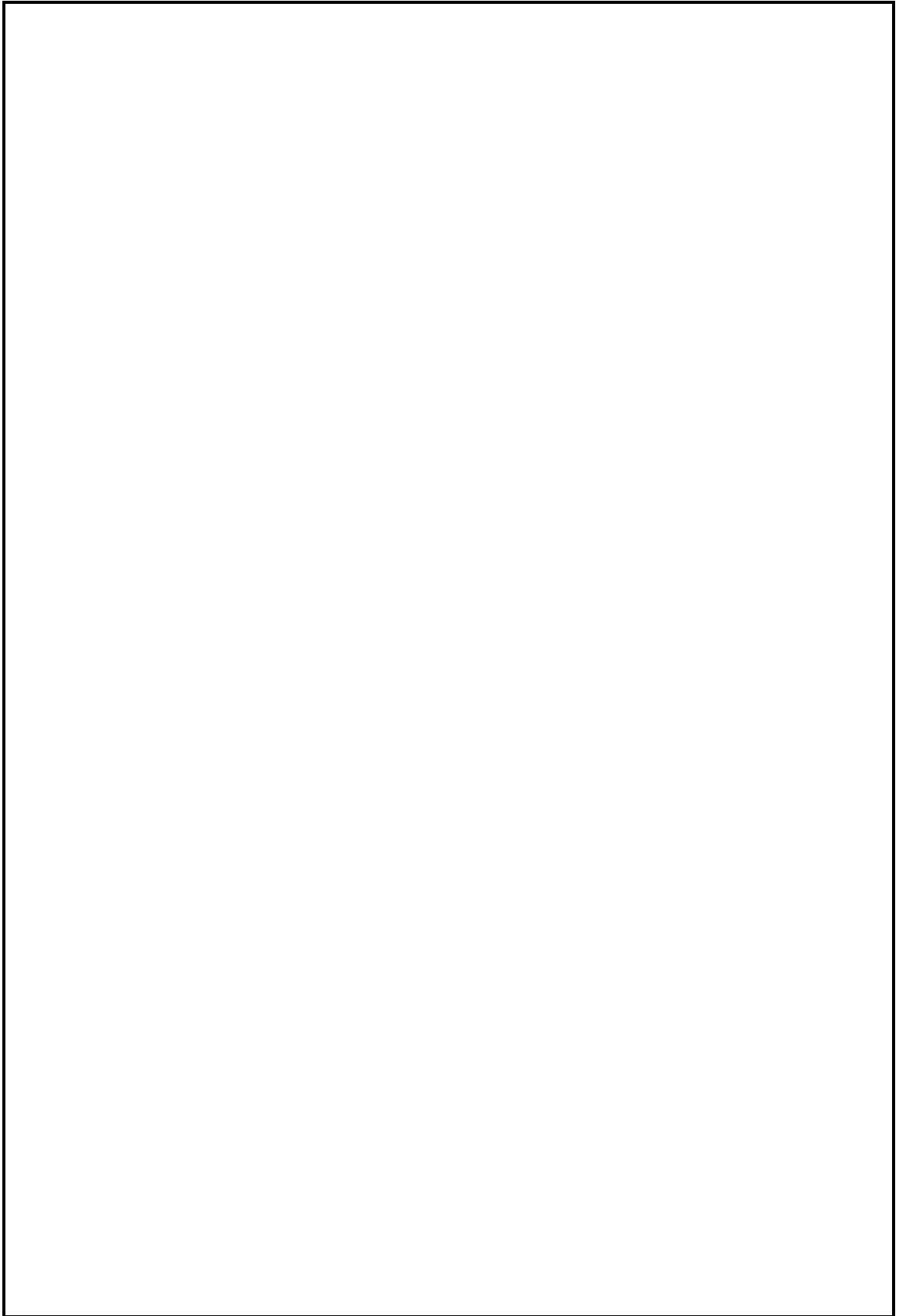


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/8)

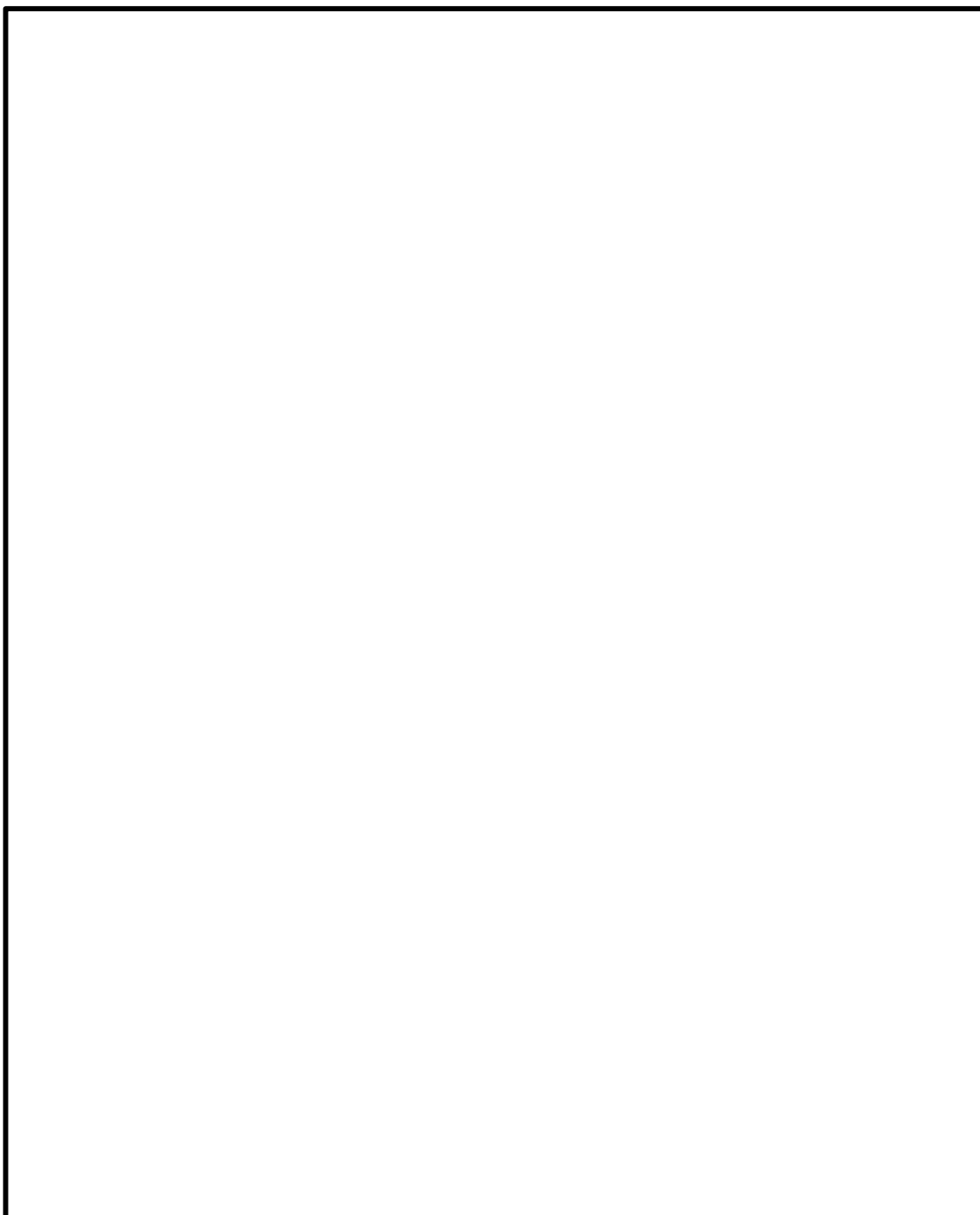


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/8)

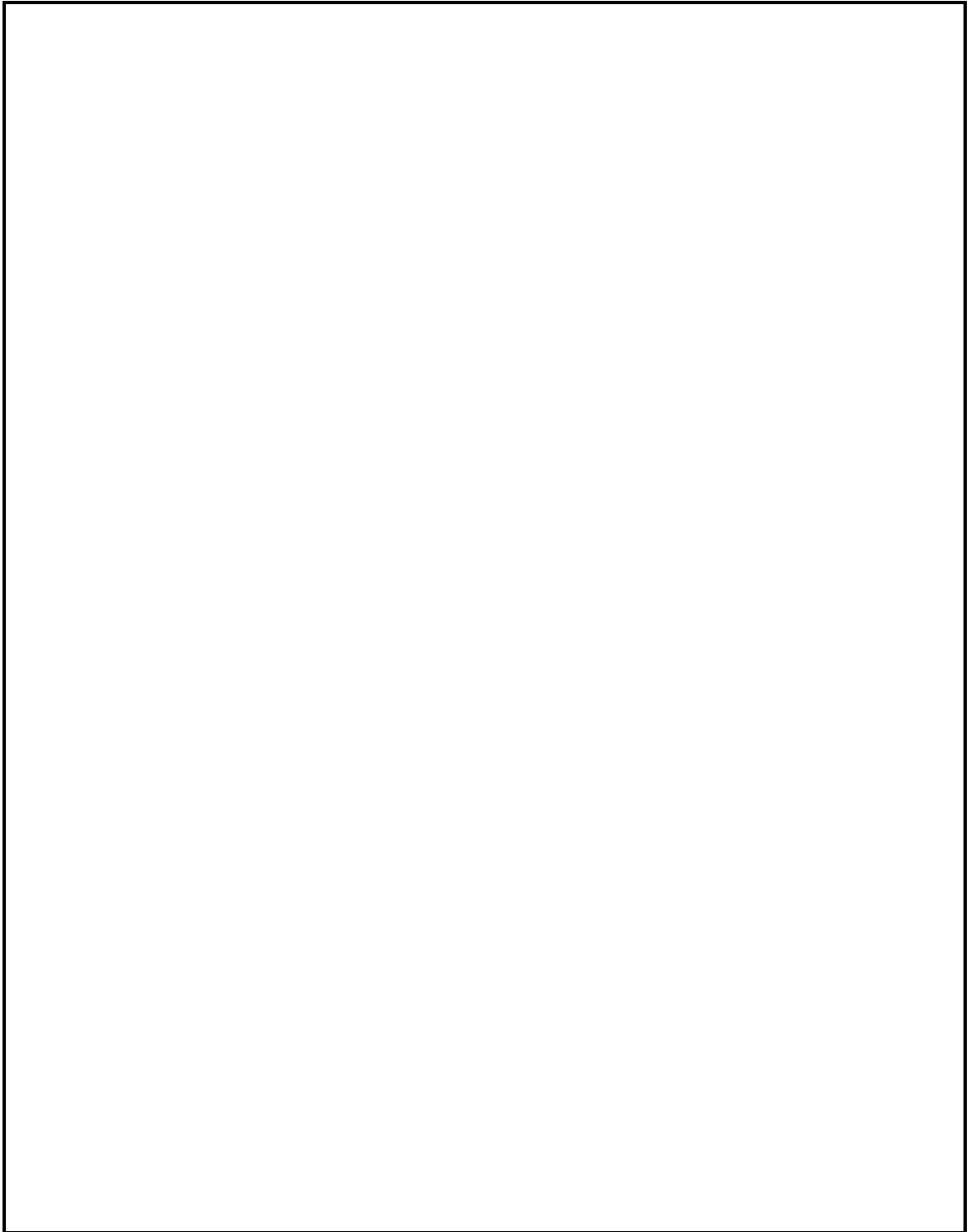


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (7/8)

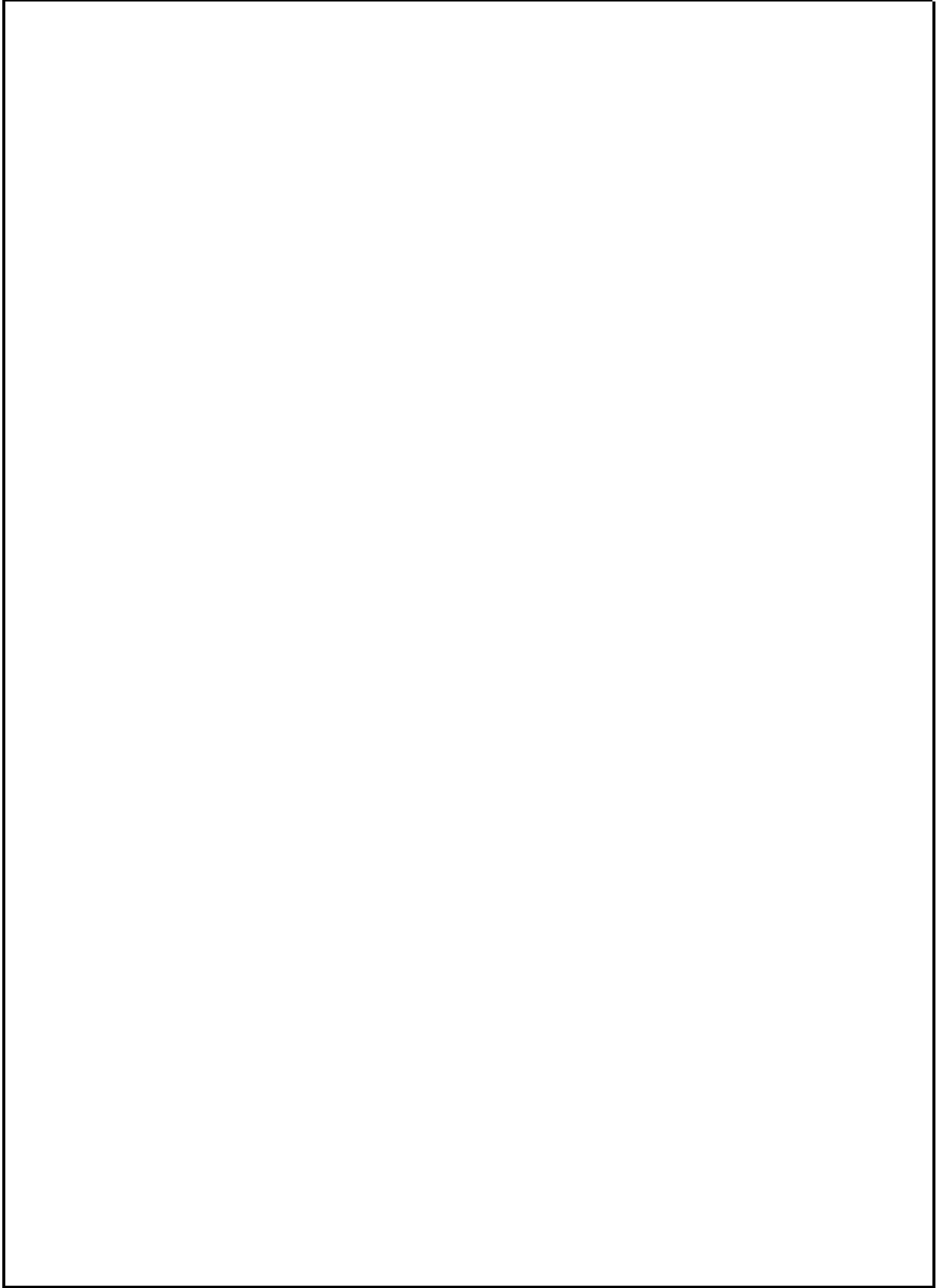


図3-1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (8/8)

### 3.3 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

非常用ガス処理系は、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建物内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、排気筒を経由して原子炉建物外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

当該系統は、原子炉建物原子炉棟2階から吸気する系統構成となっており、重大事故時に系統に流入するガスに水素が含まれることから影響評価が必要である。

評価した結果、島根原子力発電所第2号機では、非常用ガス処理系使用時における原子炉建物2階の水素濃度が可燃限界未満であること及び流入する水素ガス量を保守的な評価条件にて評価した場合においても水素爆発に対して、問題のないことを確認している（添付資料9）。

### 3.4 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気曝露試験において、蒸気曝露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。これに対して、MIケーブルは、ケーブル長約100mの場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題無いことが確認されている。

島根原子力発電所第2号機においては、原子炉格納容器内の重大事故環境で機能が要求される計装機器ケーブルのケーブル長は最長で約48mであることが確認されている。

以上より、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題無いことを確認している（添付資料10）。

#### 4. 添付資料

- 1 環境放射線の設定方法について
- 2 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について
- 3 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について
- 4 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について
- 5 原子炉格納容器外の建物内（原子炉棟内（二次格納施設内））において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- 6 原子炉格納容器外の建物内（原子炉棟内（二次格納施設外）及びその他の建物内）及び屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- 7 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定
- 8 燃料プール監視カメラ(SA)の放射線環境条件設定
- 9 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について
- 10 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて
- 11 ドライウェル水位及びペデスタル水位の環境条件の設定について

## 環境放射線の設定方法について

環境放射線の設定方法を図1～図4に示す。

なお、図1及び図2が重大事故等時、図3及び図4が設計基準事故時の環境条件の設定方法を示している。



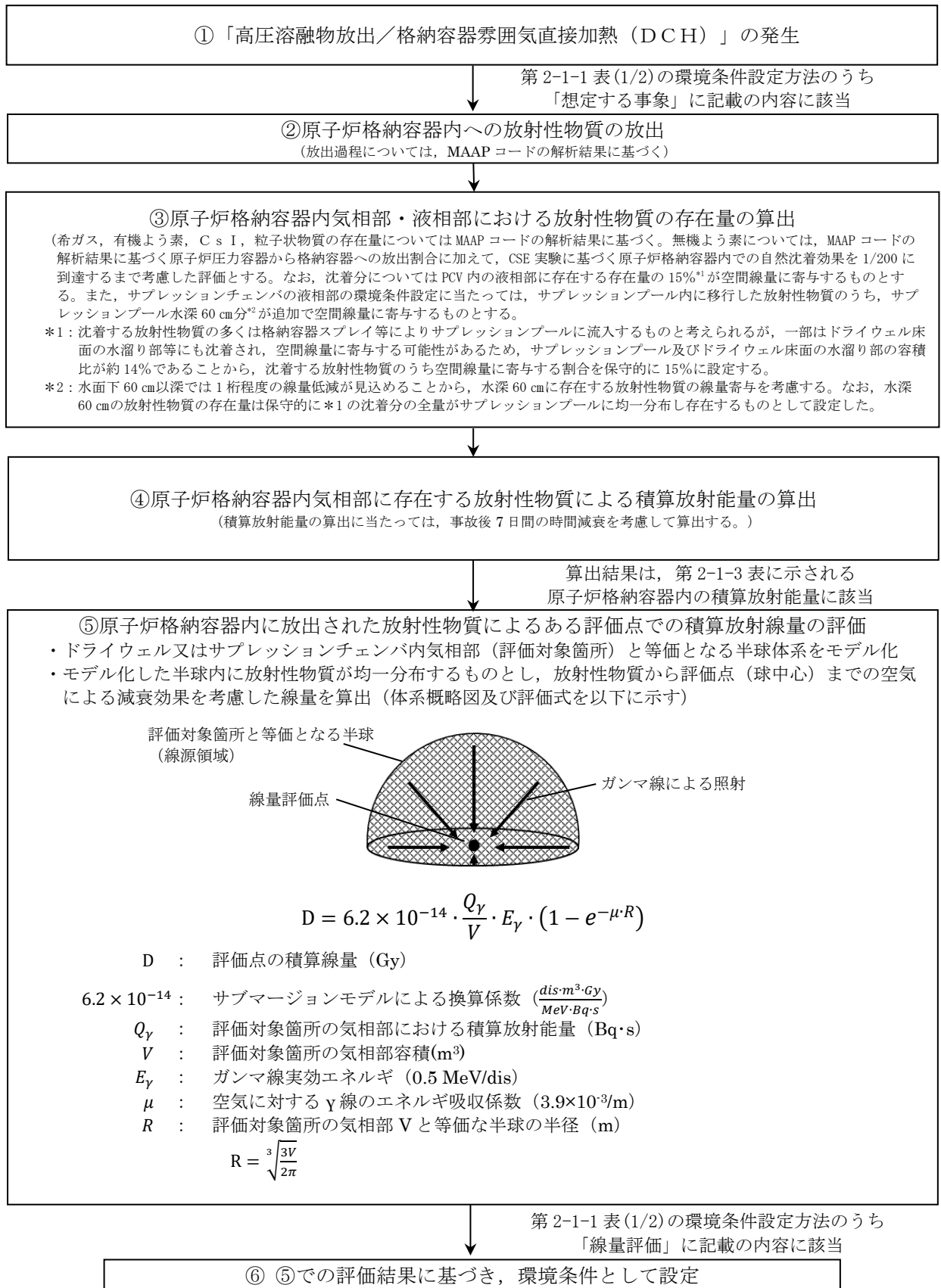


図1 重大事故時における原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

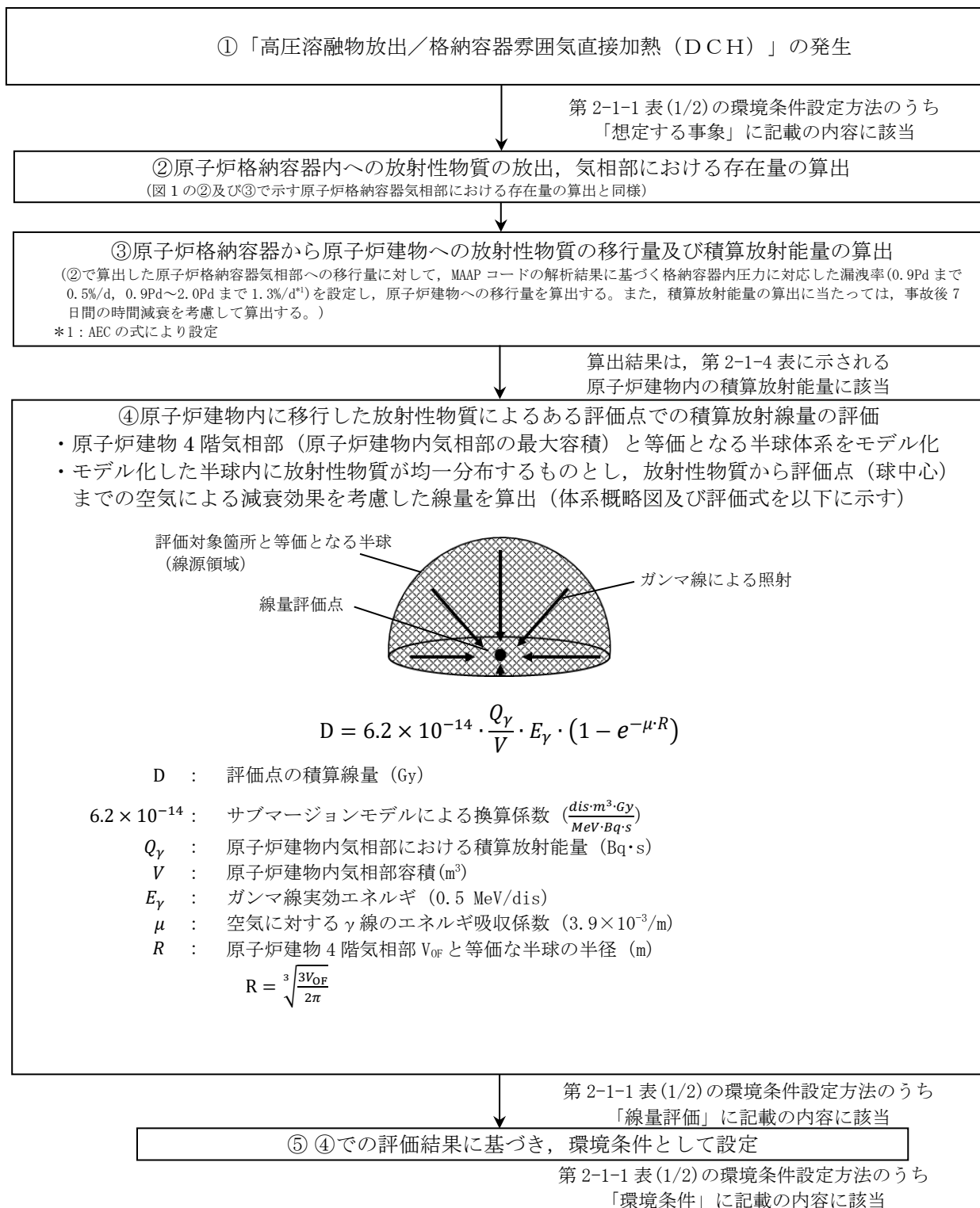


図2 重大事故時における原子炉建物内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

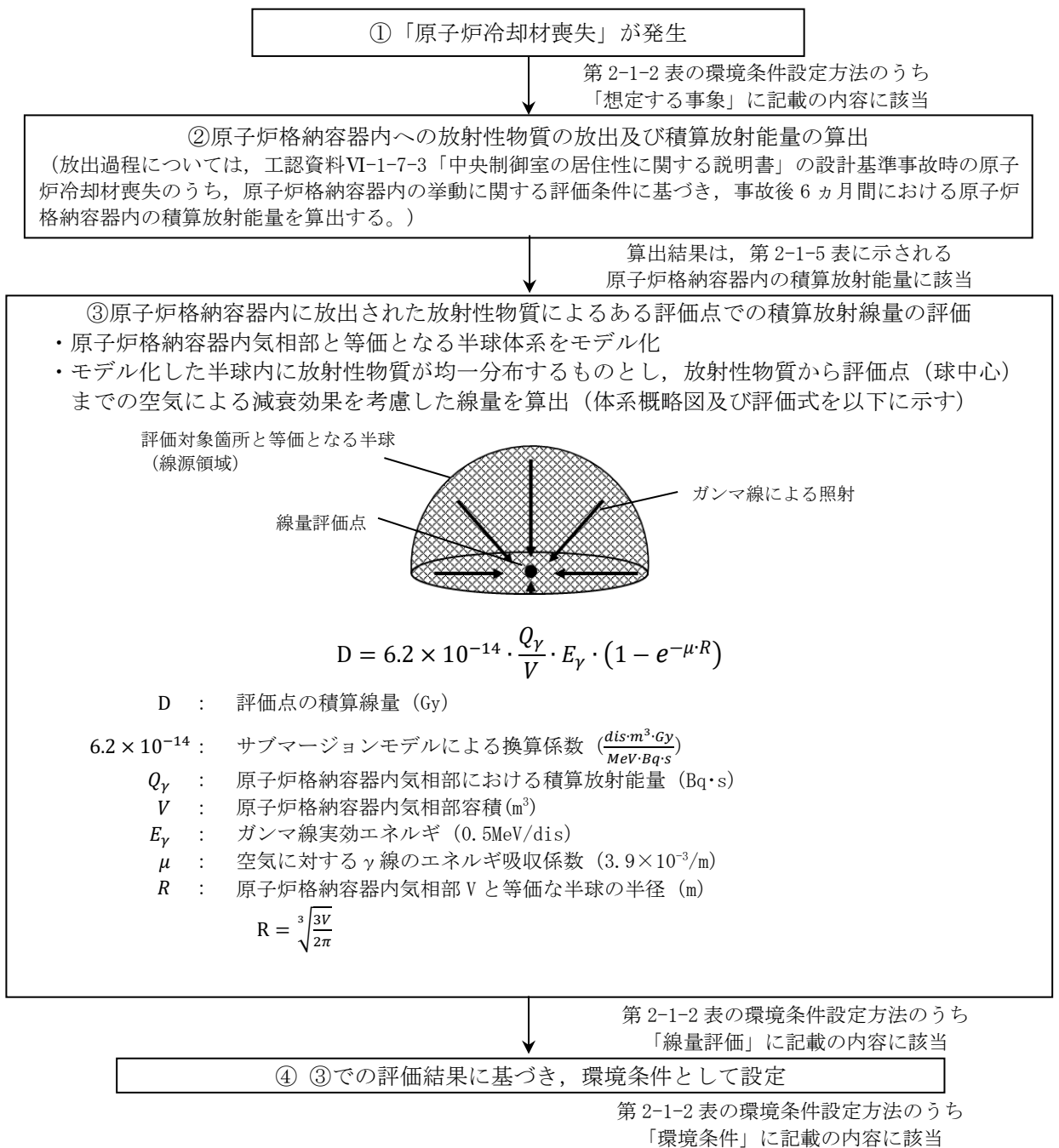


図3 設計基準事故時における原子炉格納容器内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

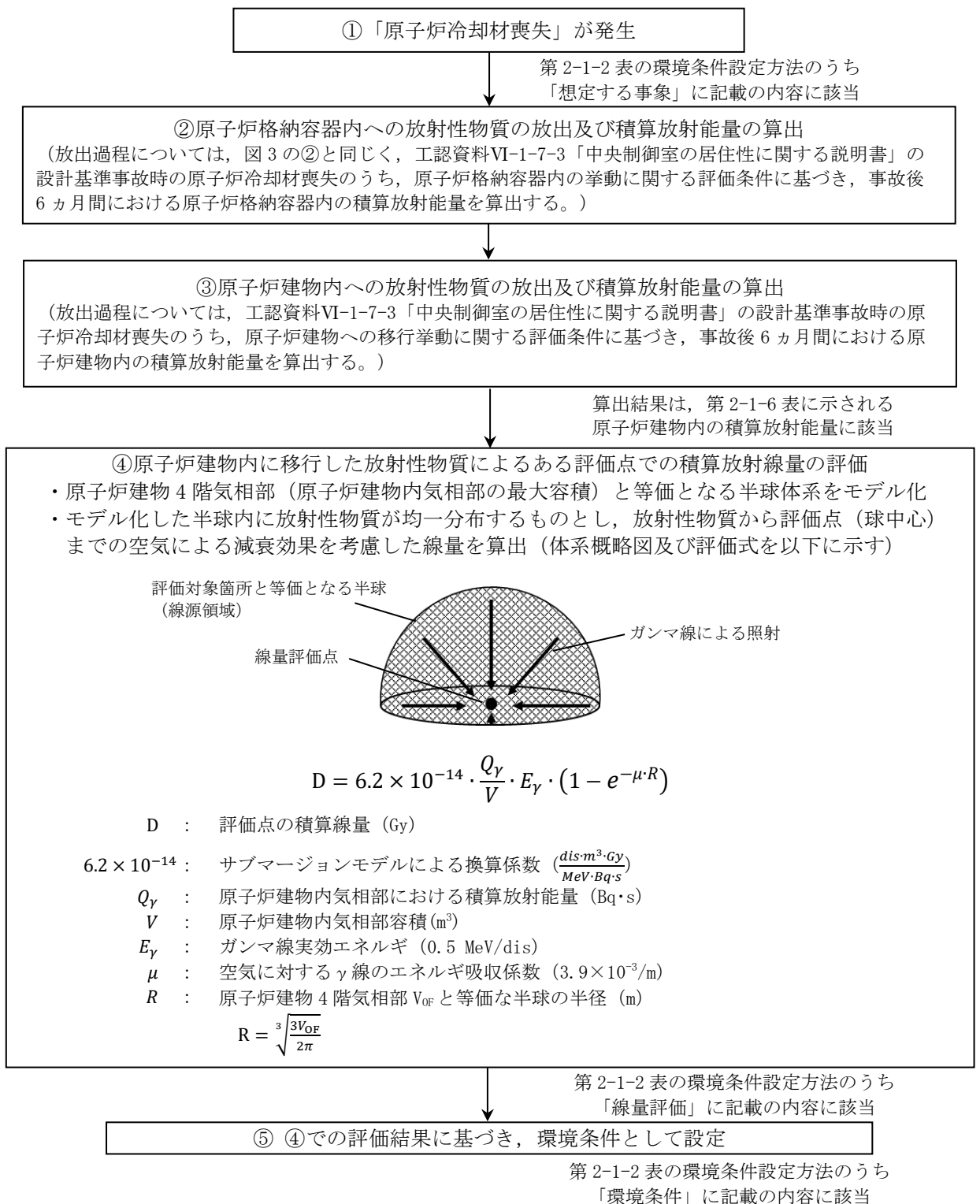


図4 設計基準事故時における原子炉建物内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

(参考資料 1) 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

重大事故等時における PCV 及び原子炉建物原子炉棟内（以下「R/B」という。）の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に当たり、図 1 及び図 2 に示すフローに従い、PCV 内に対しては 740kGy/7 日間を設定し、R/B 内に対しては 470Gy/7 日間を設定する。本環境条件設定における FP 存在量の設定に係る評価条件の保守性について表 1 に示す。

表 1 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

評価項目	評価条件の保守性
炉内から PCV 内への FP 放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>MAAP 解析結果を用いており、現実的なパラメータを設定。</li> </ul>
PCV 内気相部の FP 存在量の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールの pH 調整効果（有機よう素の低減効果）を考慮しない。</li> <li>無機よう素は CSE 実験の知見では数百分の 1 以上の沈着効果を得られるが、200 分の 1 の沈着効果を設定。</li> <li>PCV 内で沈着する無機よう素のほとんどはサプレッションプールに移行すると考えられるが、15%は空間線量に寄与するものとして気相部存在量に加算して設定。</li> </ul>
PCV 内の積算放射線量の算出	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブマージョンモデルにおける評価は、ドライウエル又はサプレッションチェンバと等価な体系をモデル化し評価しているが、原子炉压力容器等構造物による遮蔽効果は考慮していない。</li> <li>ドライウエルの線量評価の保守性 PCV 内気相部に存在する FP がすべてドライウエルに存在するものとして評価。</li> <li>サプレッションチェンバの線量評価の保守性 PCV 内で沈着する無機よう素全量がサプレッションプールに移行するものとして、サプレッションプールに内包する FP からの線量寄与を考慮。</li> </ul>
PCV から R/B への FP 放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>R/B へ漏えいする FP は PCV 内の放射線環境条件で保守的に想定した PCV 内気相部に存在する FP を想定。</li> <li>漏えい率は PCV の圧力に応じて設定。PCV 圧力 1Pd 以下のとき、0.9Pa で 0.5%/日相当、1P～2Pd のとき 2Pd で 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。0.5%/日、1.3%/日は、PCV 圧力及び PCV 温度に基づき評価した漏えい率を包絡する値を設定。</li> </ul> <p>【有効性評価 添付資料 3. 1. 2. 5 参照】</p>

(参考資料 2) スロッシングによる燃料プール水位低下の影響について

1. はじめに

島根原子力発電所第 2 号機の放射線による影響について、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 日間を設定している。

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原子炉建物燃料取替階の重大事故等対処設備に対しても、同様に 470Gy/7 日間を設定しているが、地震により燃料プールのスロッシングが発生した場合の影響について示す。

2. 地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

地震発生時、スロッシングにより燃料プールの保有水が漏えいし、通常水位から 1.08m 程度まで燃料プール水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

3. スロッシングによる使用済燃料プール水位低下の放射線影響

地震発生時、スロッシングにより燃料プール通常水位 (EL 42.5m) からスロッシングにより水位が 1.08m 低下した場合の線量率は約  $2 \times 10^{-3}$  mSv/h (図 1 参照) であり、1Sv=1Gy とした場合に、仮に 7 日間水位低下が継続したとしても約  $3.4 \times 10^{-4}$  Gy/7 日間であることから、470Gy/7 日間に対してその影響は小さい。

$$2 \times 10^{-3} \text{mGy/h} \times 24\text{h} \times 7\text{d} = 3.36 \times 10^{-1} \text{mGy/7 日間} \approx 3.4 \times 10^{-4} \text{Gy/7 日間}$$

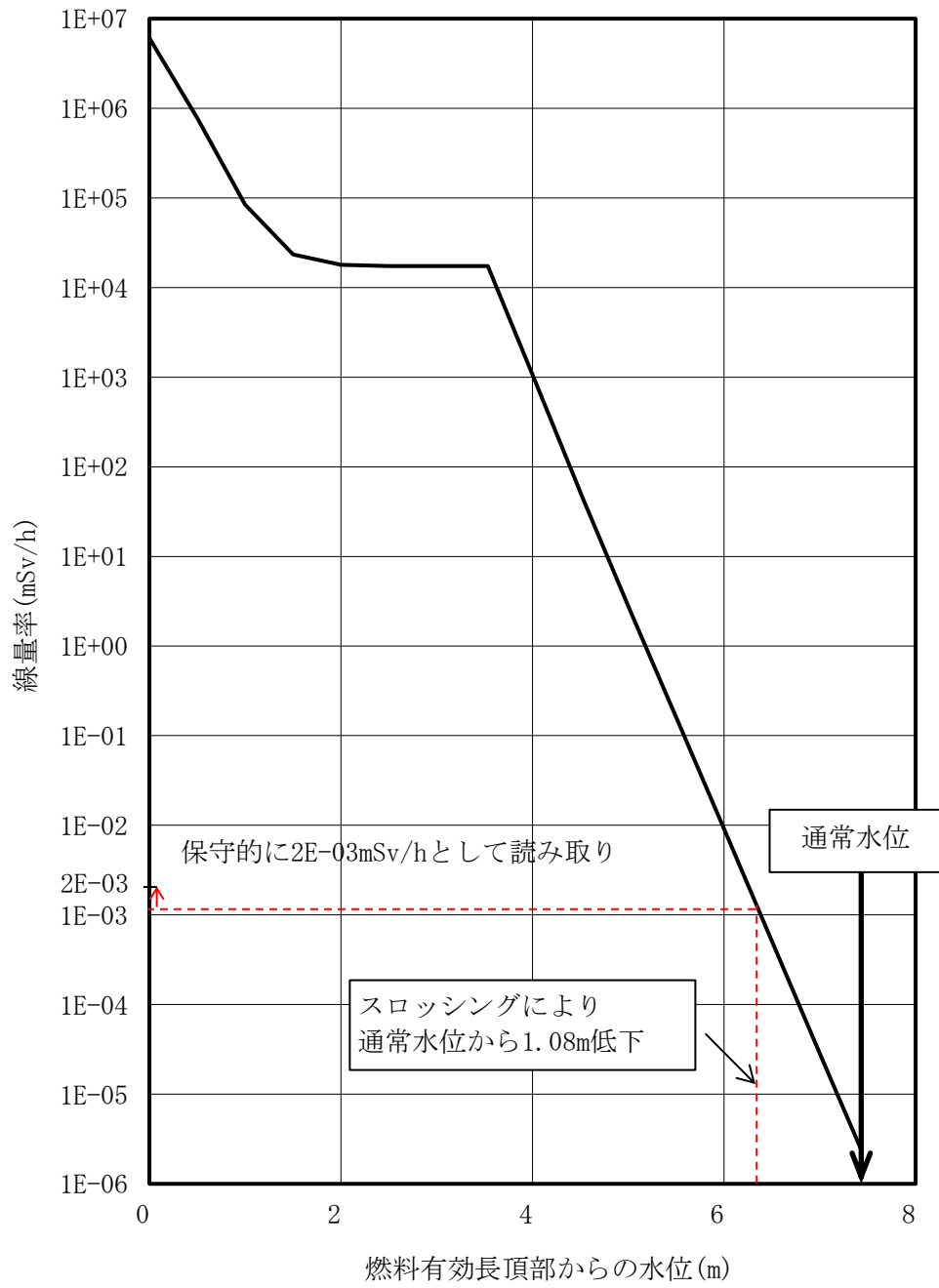


図1 燃料プール水位と線量率

## 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について

## 1. 主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）の PRA 及び有効性評価における取扱いについて

## (1) PRA（内部事象運転時 PRA）上の扱い

- ・ PRA における起因事象は、実際に発生した事象や安全評価における想定事象（LOCA, MSLBA）を参考に、発生する可能性のある事象の想定として定めたものである。
- ・ MSLBA については、設計基準事故に分類されており、その発生頻度は事故事象相当のレベルであり、これは給水喪失などの過度事象と比較して十分に小さい。
- ・ また、MSLBA が発生し主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）が閉止して原子炉隔離に成功する事象は、過渡事象のうち隔離事象と分類される原子炉が隔離される事象と成功基準が同じであるため、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、発生頻度の観点から、PRA において考慮する必要がない事象として整理している。

## (2) 有効性評価上の扱い

- ・ 有効性評価においては、MSLBA が発生し MSIV 閉止による原子炉隔離に成功した場合については、炉心損傷防止の観点からより厳しい原子炉スクラム前に原子炉冷却材インベントリが減少する給水喪失を起因とする事象を選定している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、PRA 上の扱いと同様に考慮する必要がない事象として整理している。

上記のように、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価の起因事象においては、MSLBA は発生頻度、事故進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理している。

## 2. MSLBA に伴う環境条件への影響について

設計基準事故に伴う環境条件への影響については従来より、MSLBA 等を考慮して環境条件として設定されており、設計基準事故時に必要な設計基準対象施設については、当該事故時の環境条件を考慮した設計としている。

また、重大事故等対処施設に適用する環境条件についても、考慮する事象に応じて適切に環境条件を設定し、当該事象に必要な重大事故等対処施設はその環境条件を満足する設計とする。

なお、原子炉建物原子炉棟内の圧力条件（ブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当）については変更とはならない。



### 3. MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展及び期待する主な設備について

設計基準の MSLBA 及び MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展を表 1 に示す。MSLBA 起因の重大事故等時は、設計基準の MSLBA から原子炉注水機能又は残留熱除去機能が喪失することにより、重大事故に進展することが考えられる。

また、MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備は表 2 のとおりであり、MSLBA 時に環境条件が厳しくなる原子炉建物原子炉棟内に設置する機器（例：格納容器フィルタベント系に向かう配管）が存在する。

表 1 MSLBA の事象進展 (1/2)

事象	事象進展	機能喪失する 主な設備
設計基準の MSLBA	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム⇒高圧注水系による原子炉注水成功	—
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUV	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム⇒高圧注水系・低圧注水機能による原子炉注水失敗 ⇒逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧 ⇒低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水 ⇒格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却 ⇒格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul>
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUX	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム⇒高圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒逃がし安全弁による原子炉手動減圧失敗 ⇒代替自動減圧機能による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧 ⇒残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水 ⇒残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・自動減圧系</li> </ul>
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TW（取水機能喪失）	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム⇒残留熱除去系機能喪失 ⇒原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 ⇒逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧 ⇒残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水 ⇒原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サ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除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機海水系</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・高圧炉心スプレイ補機海水系</li> <li>・高圧炉心スプレイ補機冷却系</li> </ul>

表 1 MSLBA の事象進展 (2/2)

事象	事象進展	機能喪失する 主な設備
<p>MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TW (RHR 故障)</p>	<p>MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放⇒主蒸気隔離弁閉止開始            ⇒原子炉スクラム⇒残留熱除去系機能喪失            ⇒原子炉隔離時冷却系による原子炉注水            ⇒逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による原子炉減圧            ⇒低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水            ⇒格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却            ⇒格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱</p>	<p>・残留熱除去系</p>

表 2 MSLBA 起因の重大事故等時に期待する主な設備

事象	期待する設備
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち, TQUV	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁</li> <li>・逃がし安全弁(自動減圧機能)</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・必要な電源, 計装設備</li> </ul>
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち, TQUX	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁</li> <li>・逃がし安全弁 (自動減圧機能)</li> <li>・代替自動減圧機能</li> <li>・残留熱除去系 (低圧注水モード)</li> <li>・残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード)</li> <li>・必要な電源, 計装設備</li> </ul>
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち, TW (取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・残留熱除去系 (低圧注水モード)</li> <li>・残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード)</li> <li>・必要な電源, 計装設備</li> </ul>
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち, TW (RHR 故障)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気隔離弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・逃がし安全弁 (自動減圧機能)</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</li> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・必要な電源, 計装設備</li> </ul>

#### 4. MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件について

1. に記載のとおり、MSLBA 発生時は原子炉建物原子炉棟内全域に原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の大量の蒸気が流出するため、原子炉建物原子炉棟内全域の環境条件（温度及び湿度）が最も厳しくなる事象である。したがって、MSLBA 起因の重大事故等時を考慮することにより、原子炉建物原子炉棟内の温度及び湿度の条件が変更となる。具体的な条件としては表 3 のとおりである。

表 3 原子炉建物原子炉棟内の温度及び湿度の条件

項目	変更前	変更後	備考
温度	原則として 66℃	<p>主蒸気管トンネル室（図 1） 事象発生～1 時間：171℃ 1 時間～6 時間：100℃ 6 時間～7 日間：66℃</p> <p>主蒸気管トンネル室外* 事象発生～6 時間：100℃ 6 時間～7 日間：66℃</p> <p>注記*：蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア（図 2）を除く</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 171℃ RPV 内の蒸気が大気圧条件下に流出した場合の最高温度 蒸気が大気圧条件下に流出することにより、瞬時に飽和温度（100℃）以下となると考えられるが、保守的に事象発生後 1 時間まで、171℃の温度状態が継続するものとして設定。</li> <li>➤ 100℃ 大気圧条件下での飽和温度 ブローアウトパネル開放による外気への蒸気の放出に伴い、建物内温度は下記室温（66℃）までに低下するものと考えられるが、保守的に事象発生後 6 時間まで 100℃の温度状態が継続するものとして設定。</li> <li>➤ 66℃ MSLBA を考慮しない場合の最高室温に余裕を考慮した値（設計基準の条件と同じ）</li> </ul>
湿度	原則として 湿度 100%	<p>主蒸気管トンネル室（図1） 約 171℃～100℃の場合 （事象発生～2時間）：100%（蒸気） 66℃の場合 （6時間～7日間）：100%</p> <p>主蒸気管トンネル室外* 100℃の場合 （事象発生～6 時間）：100%（蒸気） 66℃の場合 （6 時間～7 日間）：100%</p> <p>注記*：蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア（図 2）を除く</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 蒸気条件 100℃以上の場合は、過熱又は飽和状態のため蒸気条件として設定</li> <li>➤ 湿度条件 変更前と同じ</li> </ul>

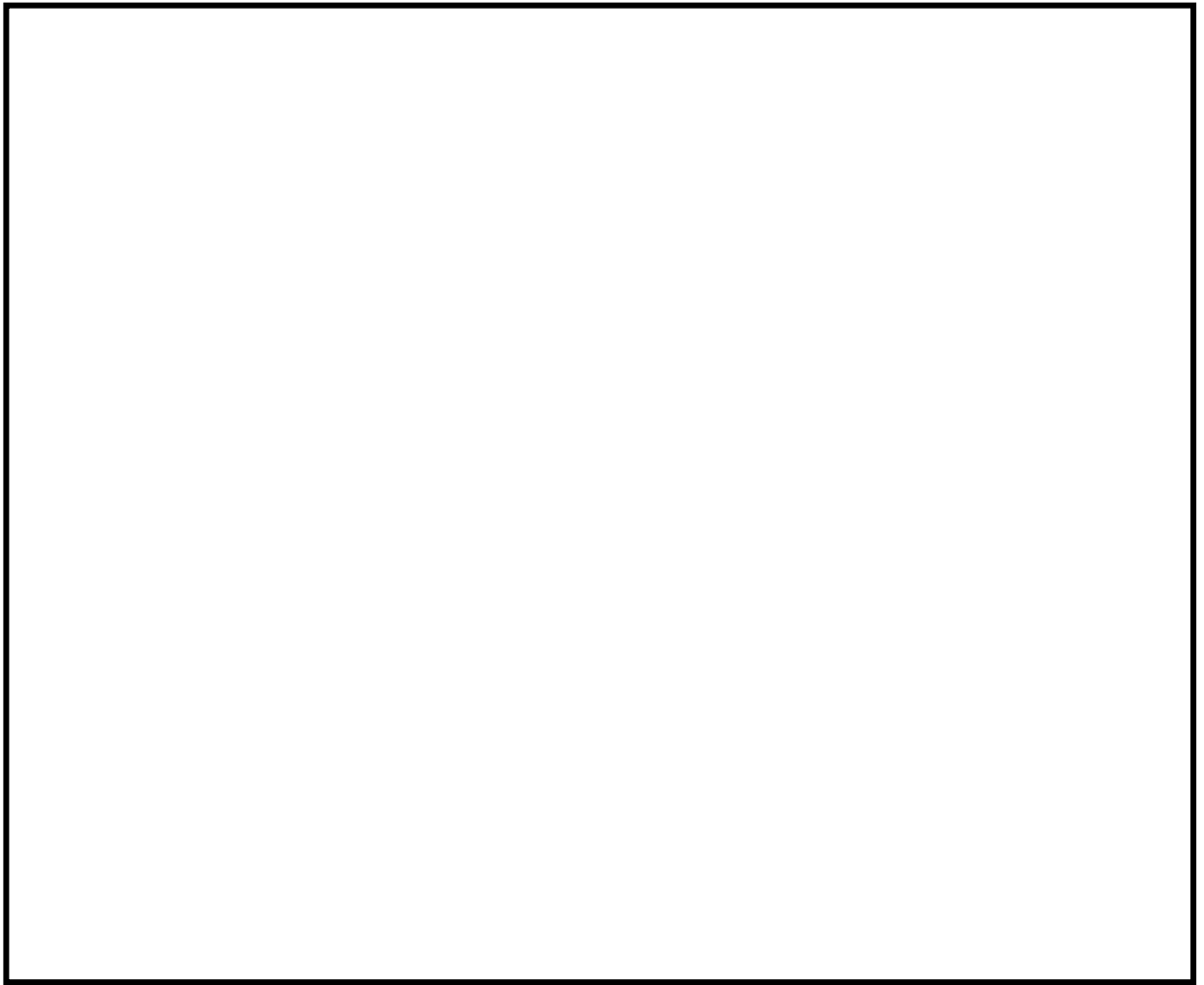
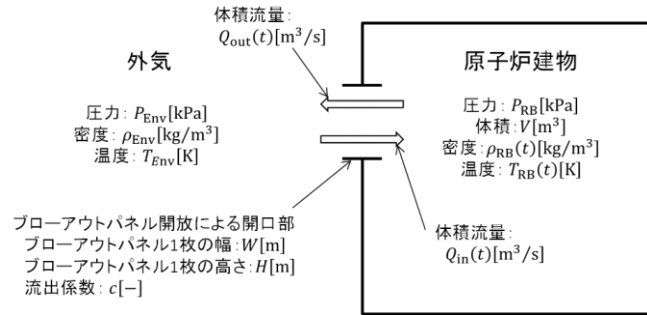


図1 主蒸気管トンネル室の位置



図2 蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア

また、表 3 の温度条件を設定するに当たり、参考として簡易モデルによる MSLBA における原子炉建物内の温度評価を行い、表 3 で設定した温度条件との比較を行った。温度評価モデル（エネルギー保存式より原子炉建物内温度を評価）のイメージを図 3、評価条件を表 4、評価結果を図 4 に示す。



$$\frac{d}{dt} \{ \rho_{RB}(t) V C_{PRB} T_{RB}(t) \} = \rho_{Env} n Q_{in}(t) C_{PEnv} T_{Env} - \rho_{RB}(t) n Q_{out}(t) C_{PRB} T_{RB}(t)$$

$$Q_{in}(t) = Q_{out}(t) = \frac{c}{3} W H^{3/2} \left( g \frac{\Delta \rho(t)}{\bar{\rho}(t)} \right)^{1/2}$$

$$\rho_{RB}(t) = \frac{P_{RB} M_{RB}}{R T_{RB}(t)}, \quad \rho_{Env} = \frac{P_{Env} M_{Env}}{R T_{Env}}$$

図 3 温度評価モデルのイメージ

表 4 評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉建物内圧力	$P_{RB}$	101.325	kPa	大気圧
外気圧力	$P_{Env}$			
原子炉建物内の気体分子量	$M_{RB}$	28.97	g/mol	原子炉建物は保守的に空気と想定する。
外気の気体分子量	$M_{Env}$			
気体定数	$R$	8.31	J/mol K	
外気温度	$T_{Env}$	40	°C	
流出係数	$c$	0.6	—	Brown <sup>[1]</sup> の試験より得られたオリフィス形状の場合の流出係数の値(0.6から0.98の範囲)の下限值を設定
ブローアウトパネルの幅	$W$	3.74	m	ブローアウトパネル開放が1枚の場合の値を示す。
ブローアウトパネルの高さ	$H$	3.74	m	ブローアウトパネル開放が1枚の場合の値を示す。
重力加速度	$g$	9.8	m/s <sup>2</sup>	
原子炉建物内の体積	$V$	128000	m <sup>3</sup>	原子炉建物の体積に余裕を見た値
ブローアウトパネル開放を考慮する 枚数	$n$	1~2	枚	ブローアウトパネルの枚数 $n$ は 1~2 枚それぞれの場合を考慮する。
原子炉建物内の気体の定圧比熱	$C_{p,RB}$	原子炉建物内と外気の物性値は保守的に同じと仮定するため、評価に使用しない。		
外気の定圧比熱	$C_{p,Env}$			
原子炉建物内の初期温度	$T_{RB}(0)$	100	°C	大気圧条件下での飽和温度

[1] Brown, W.G., and K.R. Solvason, Natural Convection Through Rectangular Openings in Partitions - 1:Vertical Partitions, Int. J. Heat mass Transfer, Vol.5,p859-868,1962



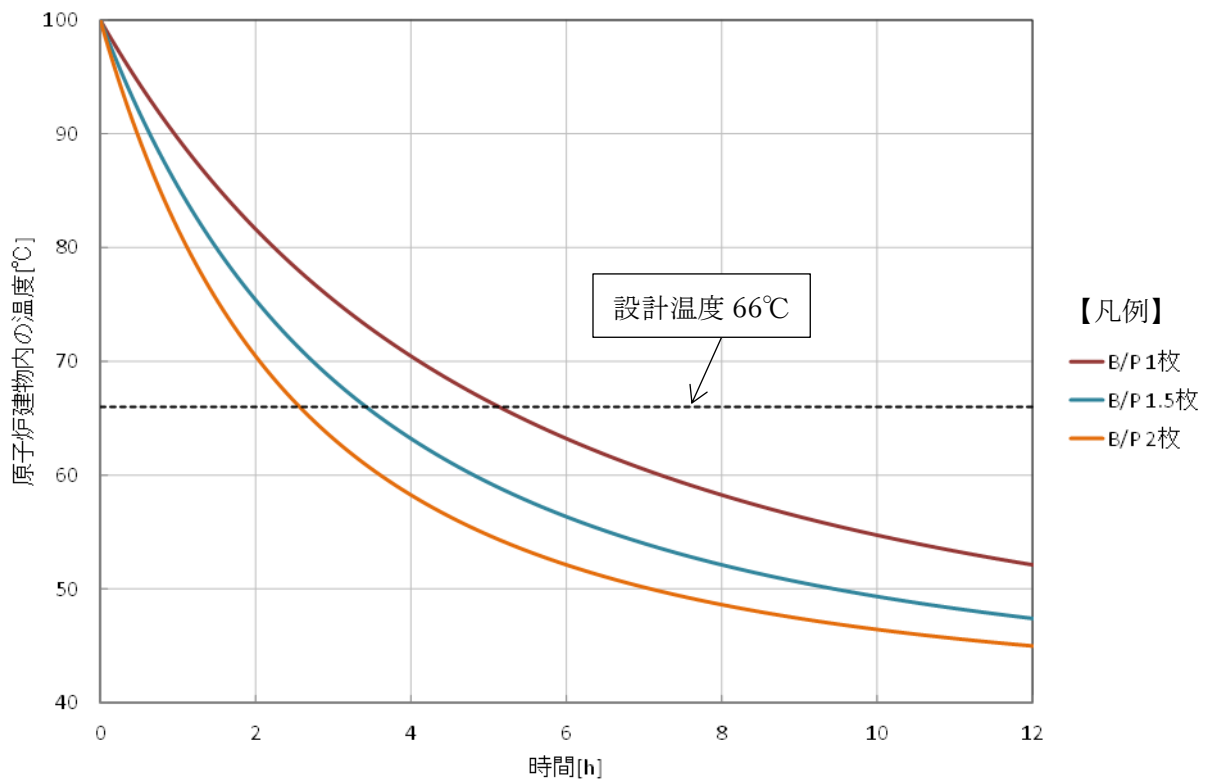


図4 簡易モデルによる主蒸気管破断事故時の原子炉建物温度評価

図4に示すとおり、簡易モデルによる評価では、ブローアウトパネル開放が1枚の場合でも主蒸気管破断事故発生時点から約6時間、2枚の場合では約3時間経過した時点で、原子炉建物の温度は66°Cを下回っており、表3の環境条件については保守的に設定されていることを確認した。

図2のエリアは、MSLBAにおいて主蒸気トンネル室から比較的離れて位置するエリアであり、各階の大物搬入口を經由し燃料取替階のブローアウトパネルから外気に放出される蒸気主流路上にはなく壁面等に囲われたエリアであり蒸気流入が微小であるため、初期に有意な温度上昇は発生しないと考えられる。そのため、このエリアにおいて初期の温度上昇「事象発生～6時間：100°C」を設定しないものとした。

なお、原子炉建物原子炉区域内の放射線条件（原則 470Gy）については、炉心が損傷し放射性物質が原子炉格納容器気相部に充満している状態において、原子炉格納容器からの漏えい率を保守的に想定し、事故後7日間での原子炉建物原子炉区域内の積算線量を包絡する条件として設定している。MSLBA発生から主蒸気隔離弁閉止までの間に流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は軽微であることから、MSLBA起因の重大事故等を考慮しても原子炉建物原子炉区域内の放射線条件は変更とはならない。

## 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について

環境温度の個別設定の考え方としては、各エリアの隣接エリアの温度条件及び内部発熱量（ポンプ、電気盤、配管等の発熱量）を考慮し、また、空調設備の期待の有無を踏まえ、熱伝達工学に基づく室温評価を基に環境温度を設定している。

## a. 隣接エリアの温度条件

原子炉格納容器外の建物内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、隣接エリアとの熱収支を考慮した環境条件を設定している。例えば、原子炉棟内については、原子炉格納容器外壁との熱収支を、原子炉棟外については、原子炉棟外壁との熱収支を考慮している。

## b. 内部発熱量

原子炉格納容器外の建物内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアにポンプ、電気盤、配管等の熱源があり、それらの発熱の影響を受ける設備は、それら発熱の影響を考慮した環境条件を設定している。

## c. 空調設備

原子炉格納容器外の建物内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアが、サポート系である空調設備により管理されている設備は、空調設備の機能に期待した環境条件を設定している。

空調設備の機能に期待するエリアは、水密扉等で区画化されている原子炉棟内の一部エリア（HPCS ポンプ室、LPCS ポンプ室、A-RHR ポンプ室、B-RHR ポンプ室、C-RHR ポンプ室、FPC ポンプ室、B-CAMS 室）、原子炉建物付属棟の一部エリア（A-非常用 DG 室、B-非常用 DG 室、HPCS-DG 室、A-非常用電気室、B-非常用電気室、HPCS 電気室、A-RCW ポンプ熱交換器室、B-RCW ポンプ熱交換器室）、中央制御室バウンダリ、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、緊急時対策所、ガスタービン発電機建物となる。

環境温度維持のために使用する空調設備は、以下の設計とすることにより、重大事故等時でも必要な機能を発揮できる設計とする。

- ・各空調設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等からの給電により駆動できる設計とする。
- ・既設の空調設備は、通常運転時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時に使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。新設の空調設備は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

- ・各空調設備は、空調の機能に期待するエリアにて設定した環境温度以下に除熱できる容量を有する設計とする。
- ・各空調設備は、火山の影響を考慮して必要によりフィルタの取替又は清掃の措置を講じることで火山事象により機能が損なわれない設計とするとともに、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。
- ・各空調設備は、常時運転とすることで操作が不要な設計又は非常用炉心冷却系のポンプ等、当該エリア内の設備の起動に伴って自動起動する設計とするか、若しくはアクセスルート の確保を含め、容易に操作可能な位置に設置することで、重大事故等時においても手動で操作可能な設計とする。また、中央制御室にて運転状態の確認が可能な設計とする。
- ・各空調設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

これらの空調設備の機能に期待しているエリアを図 1, 重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備を表 1, 空調設備の配置概要図を図 2 に示す。

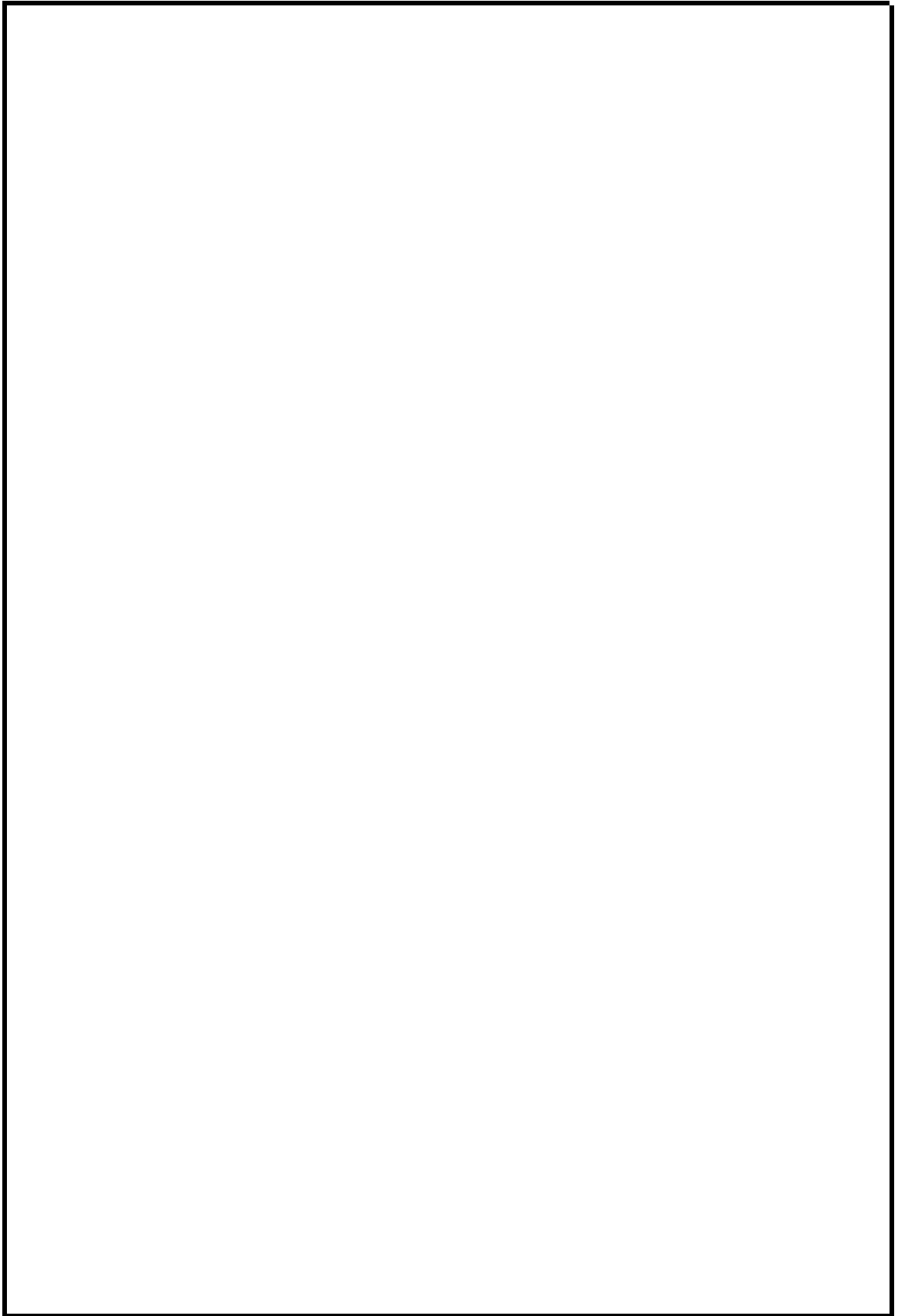


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (1/11)

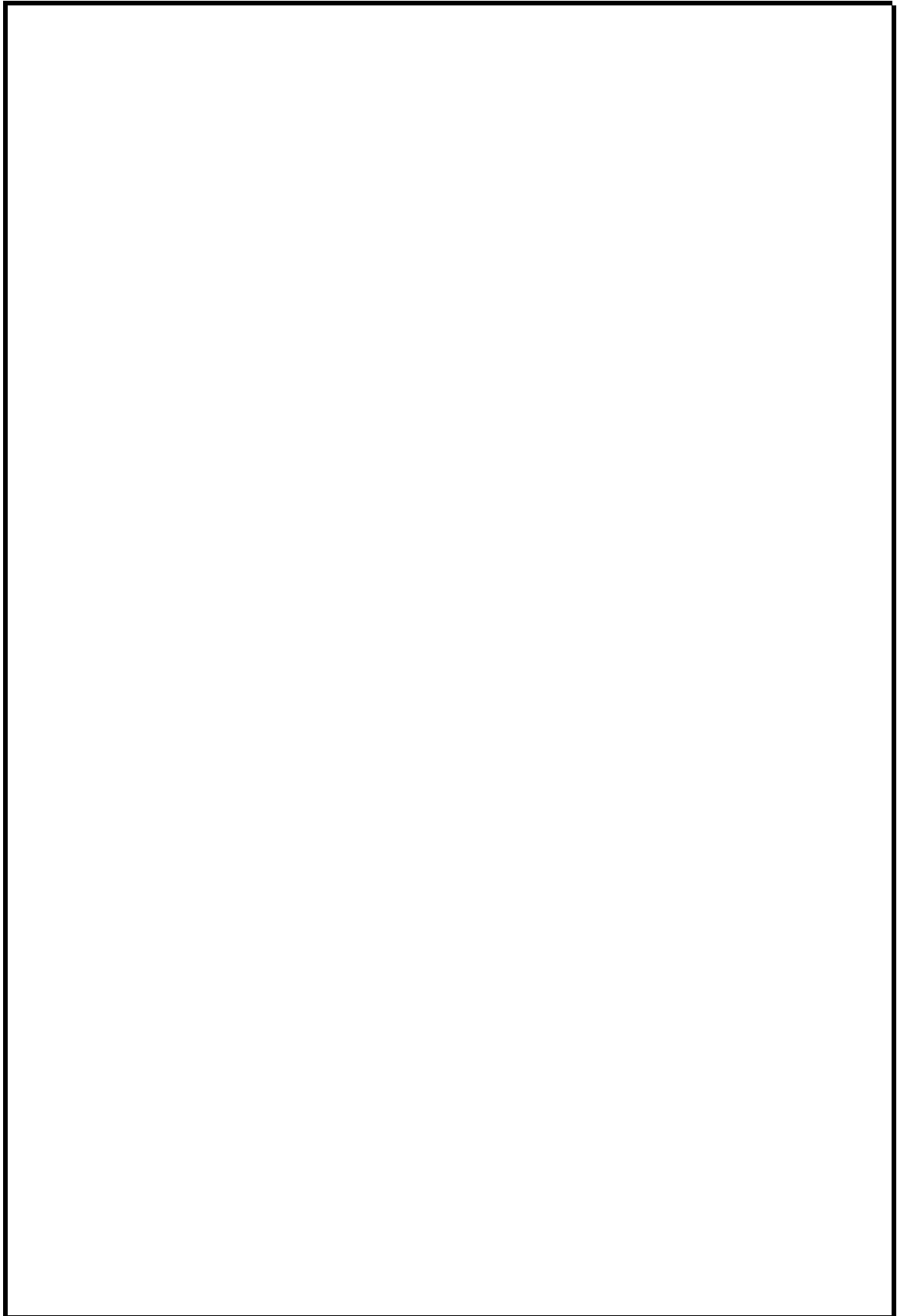


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (2/11)

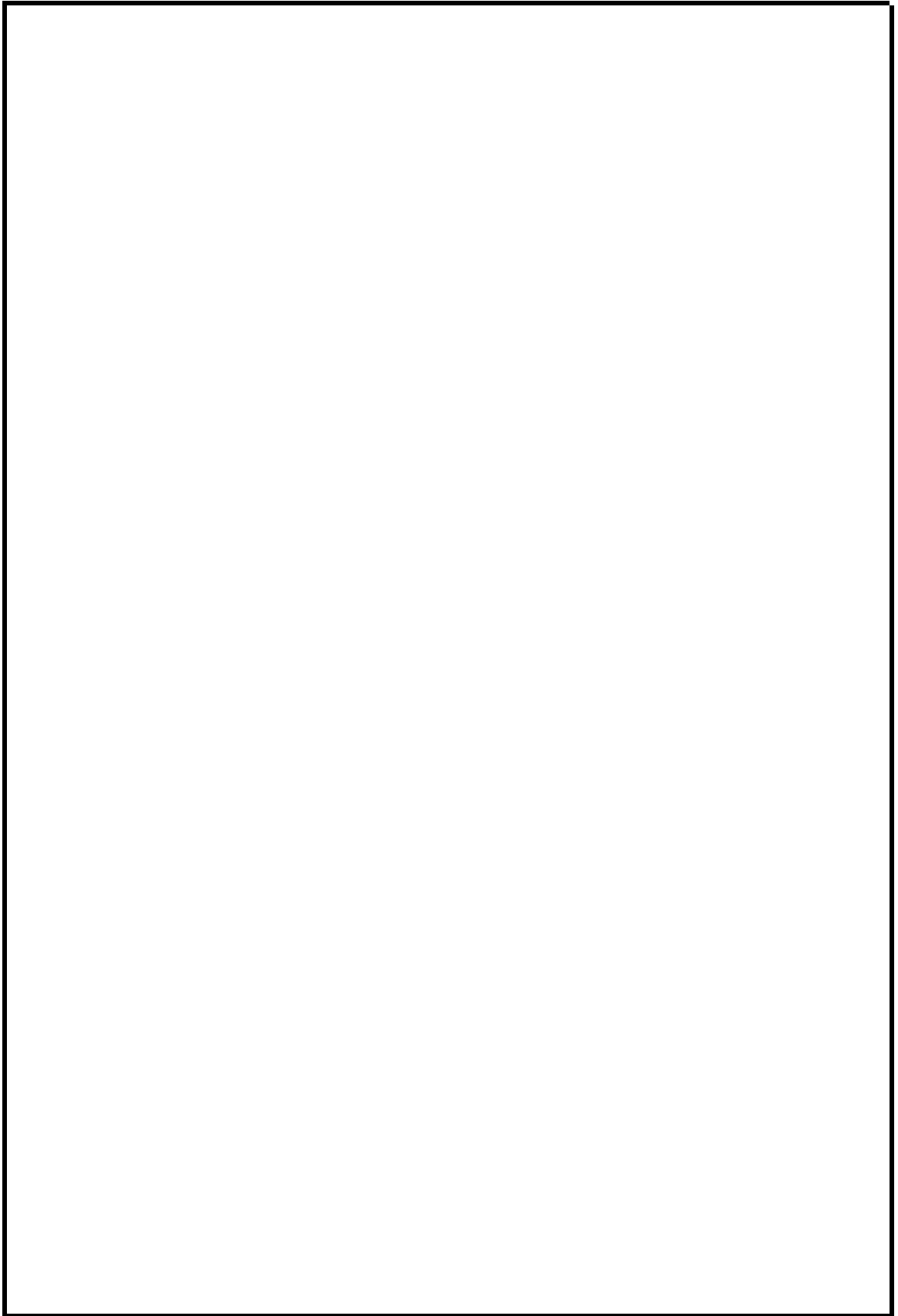


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (3/11)

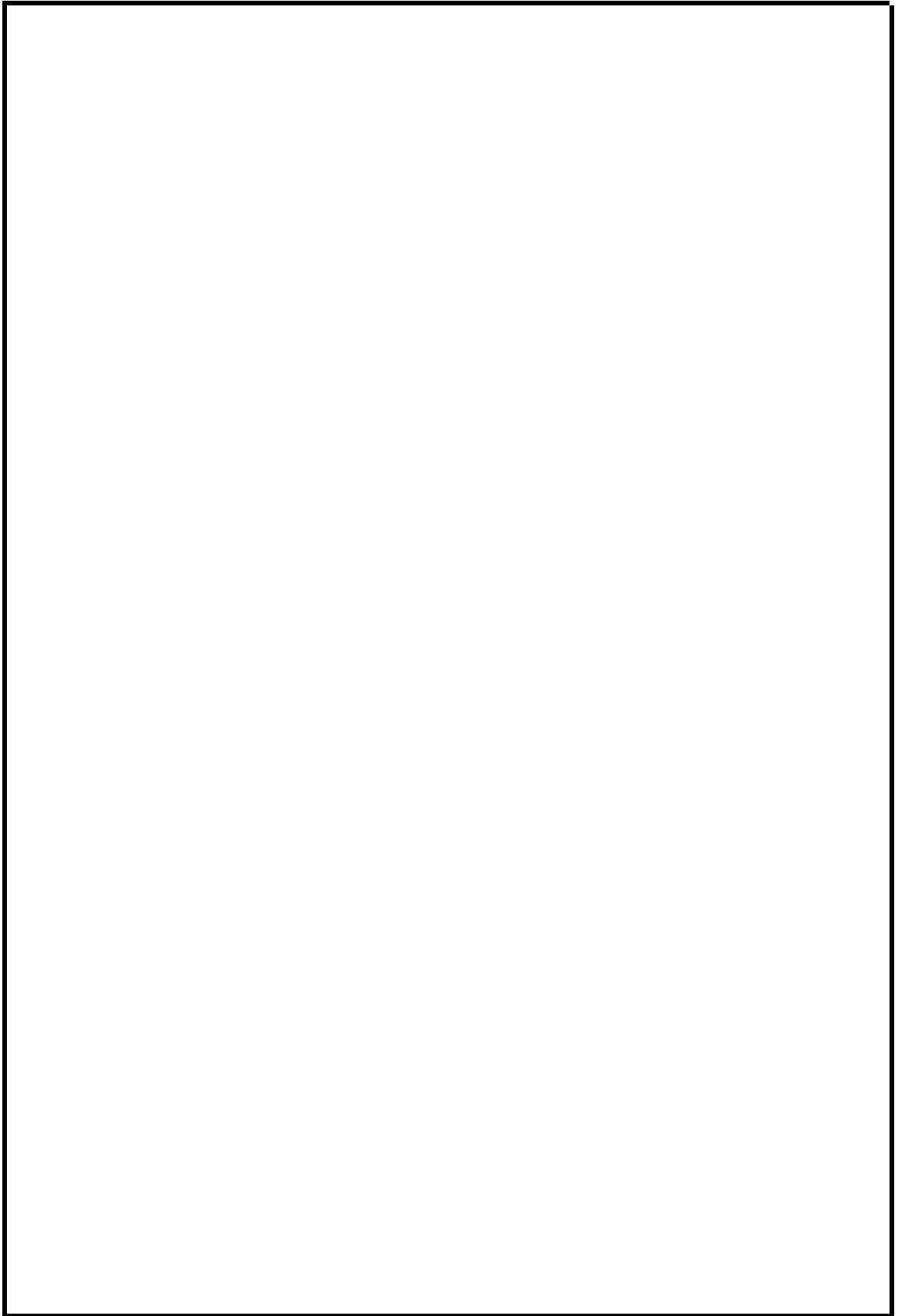


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (4/11)

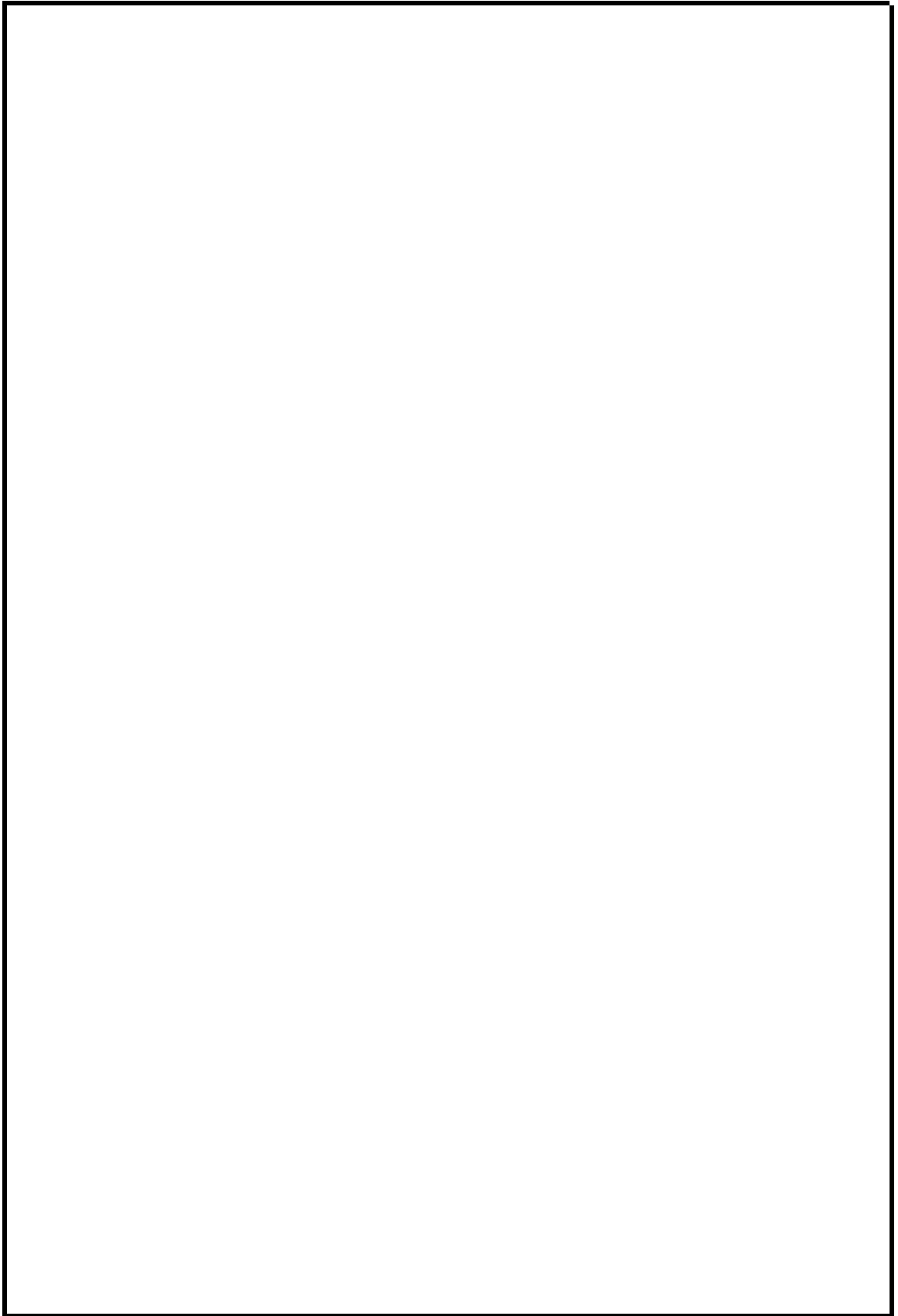


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (5/11)



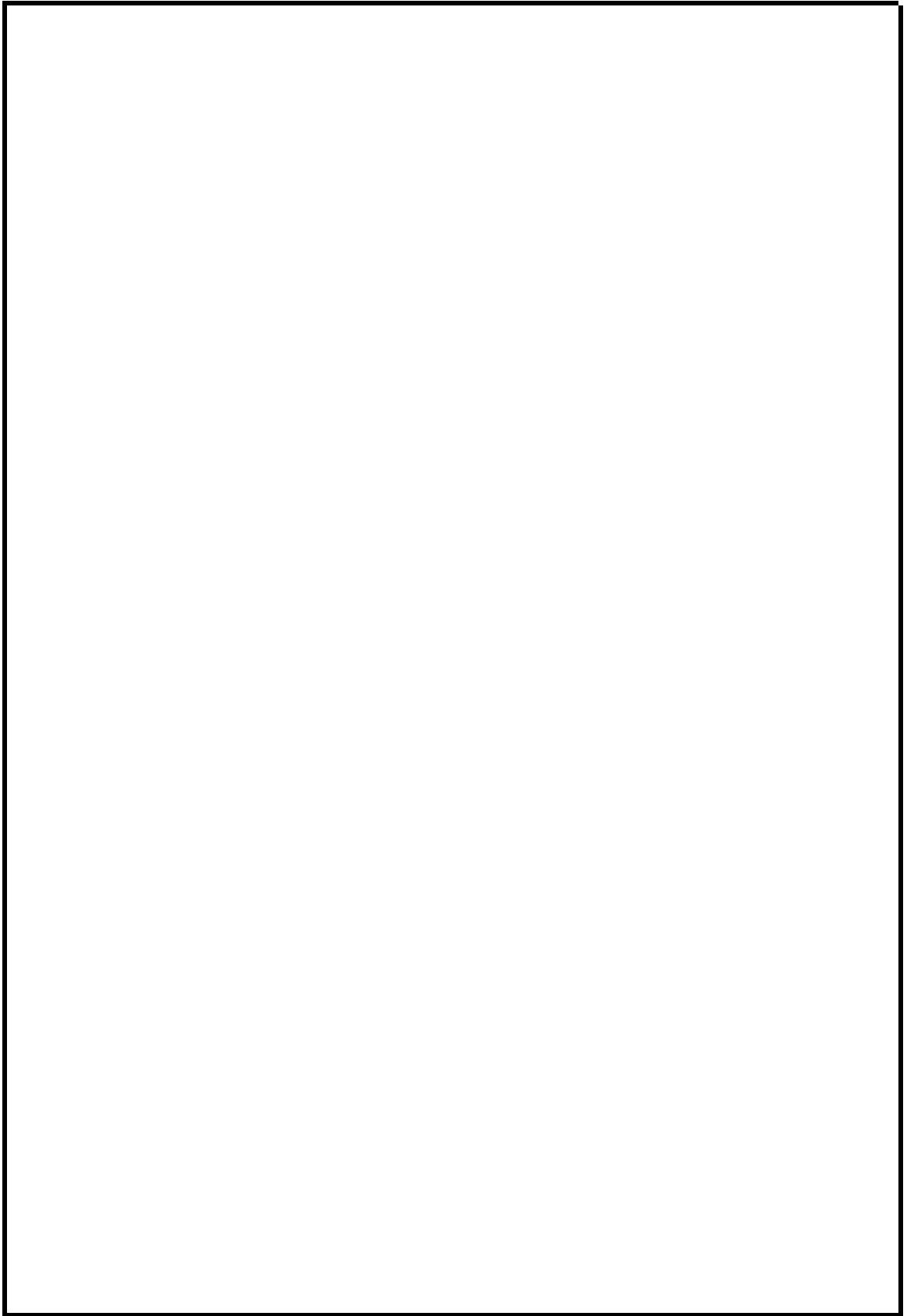


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (6/11)

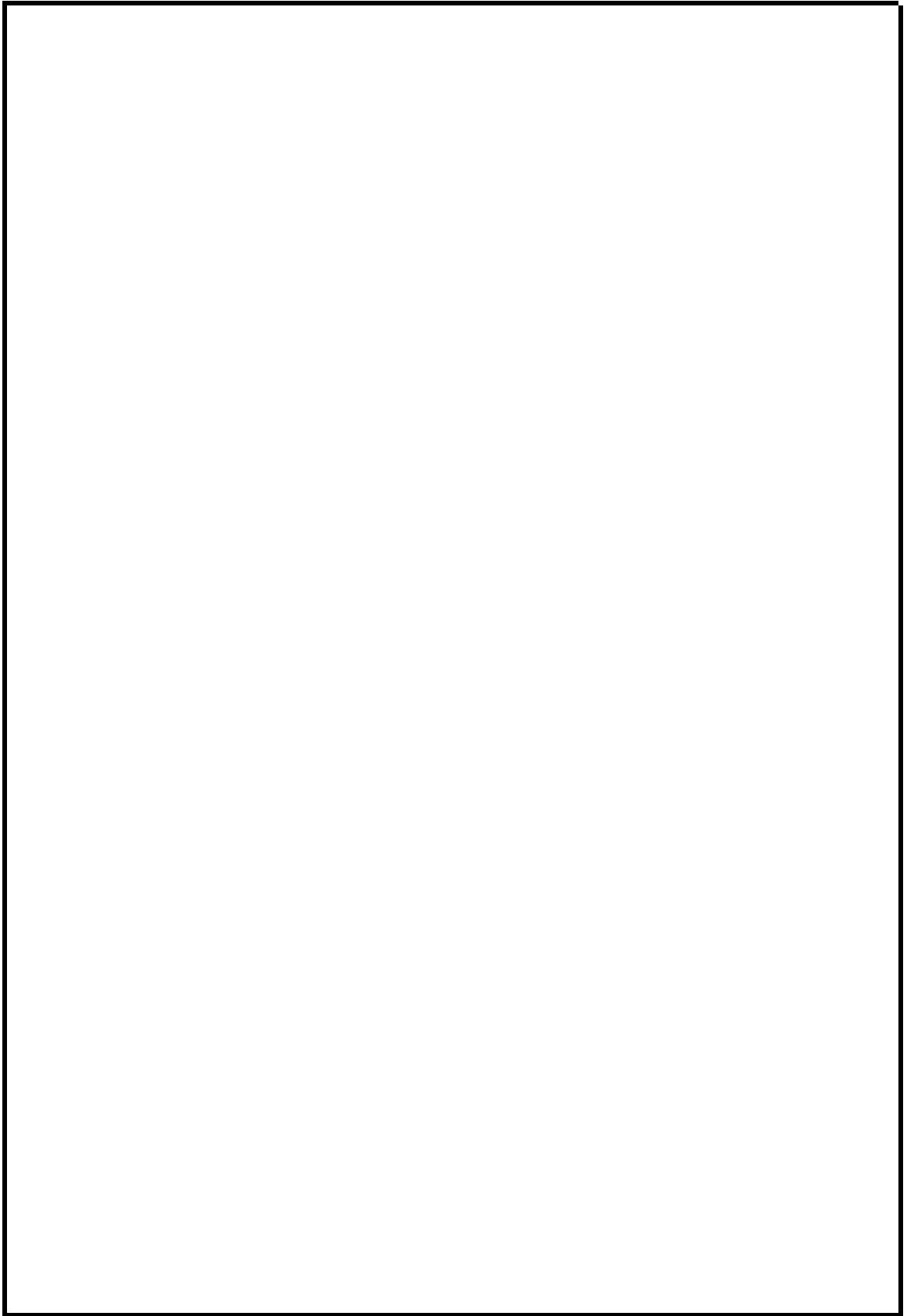


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (7/11)

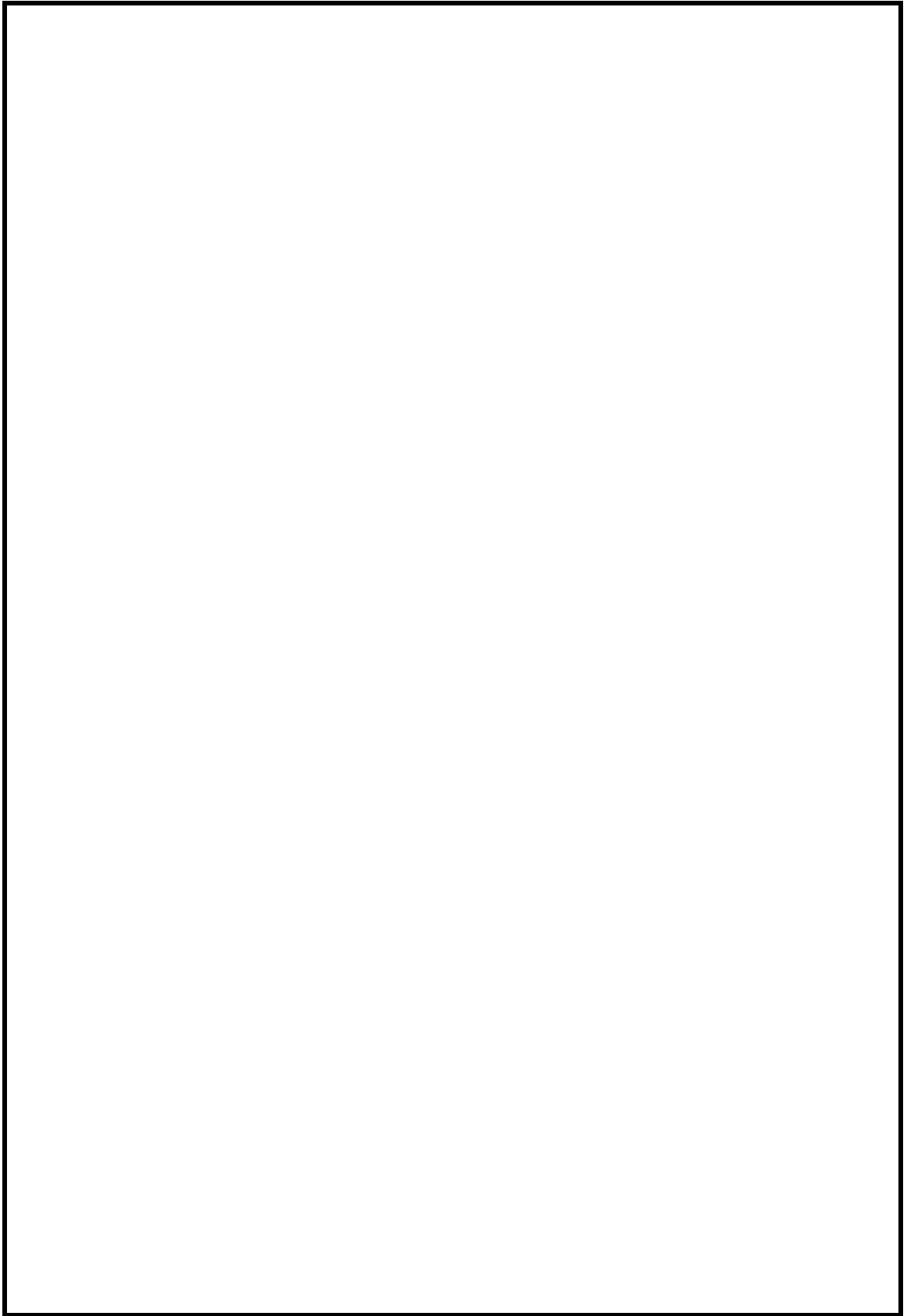


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (8/11)

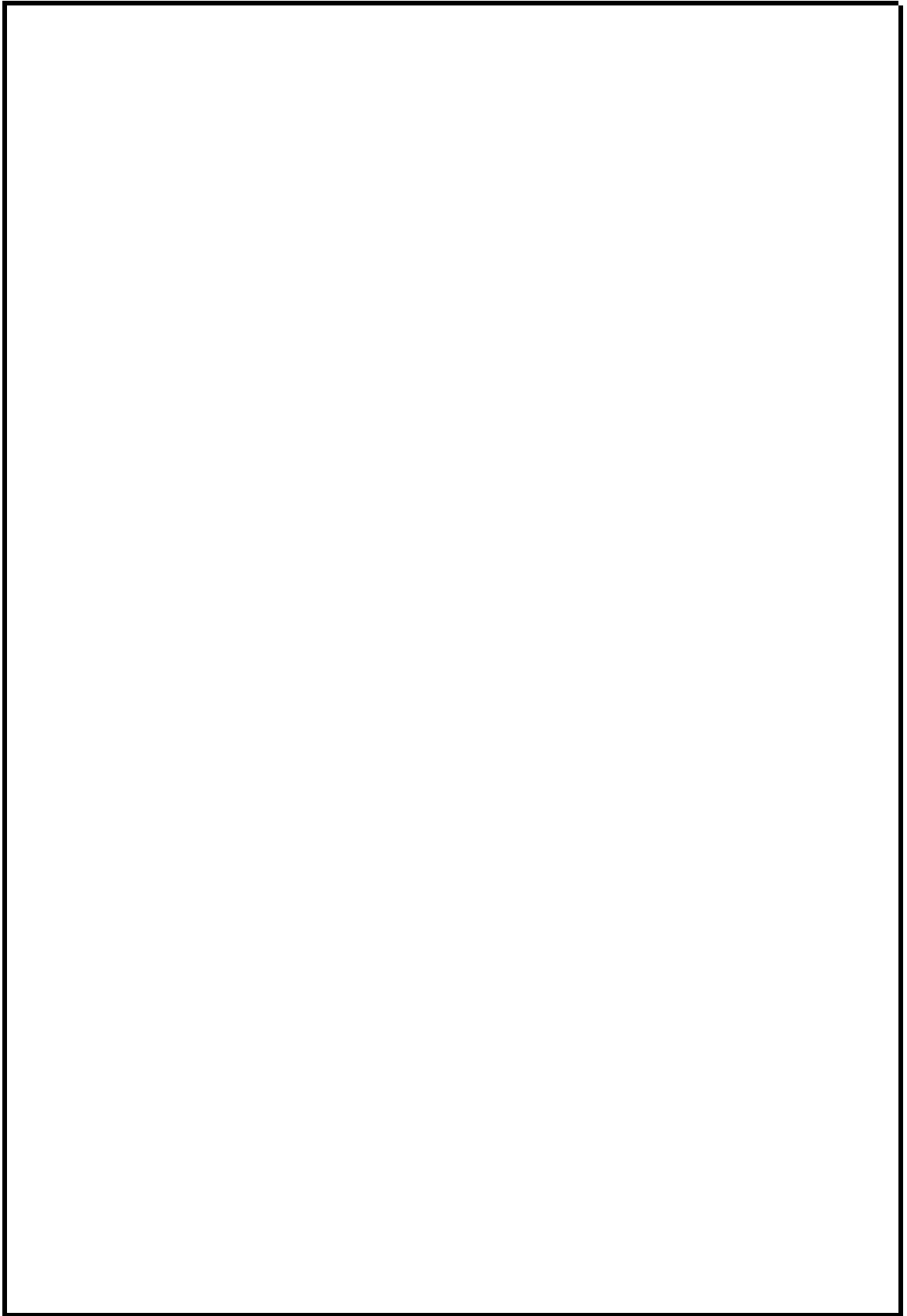


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (9/11)

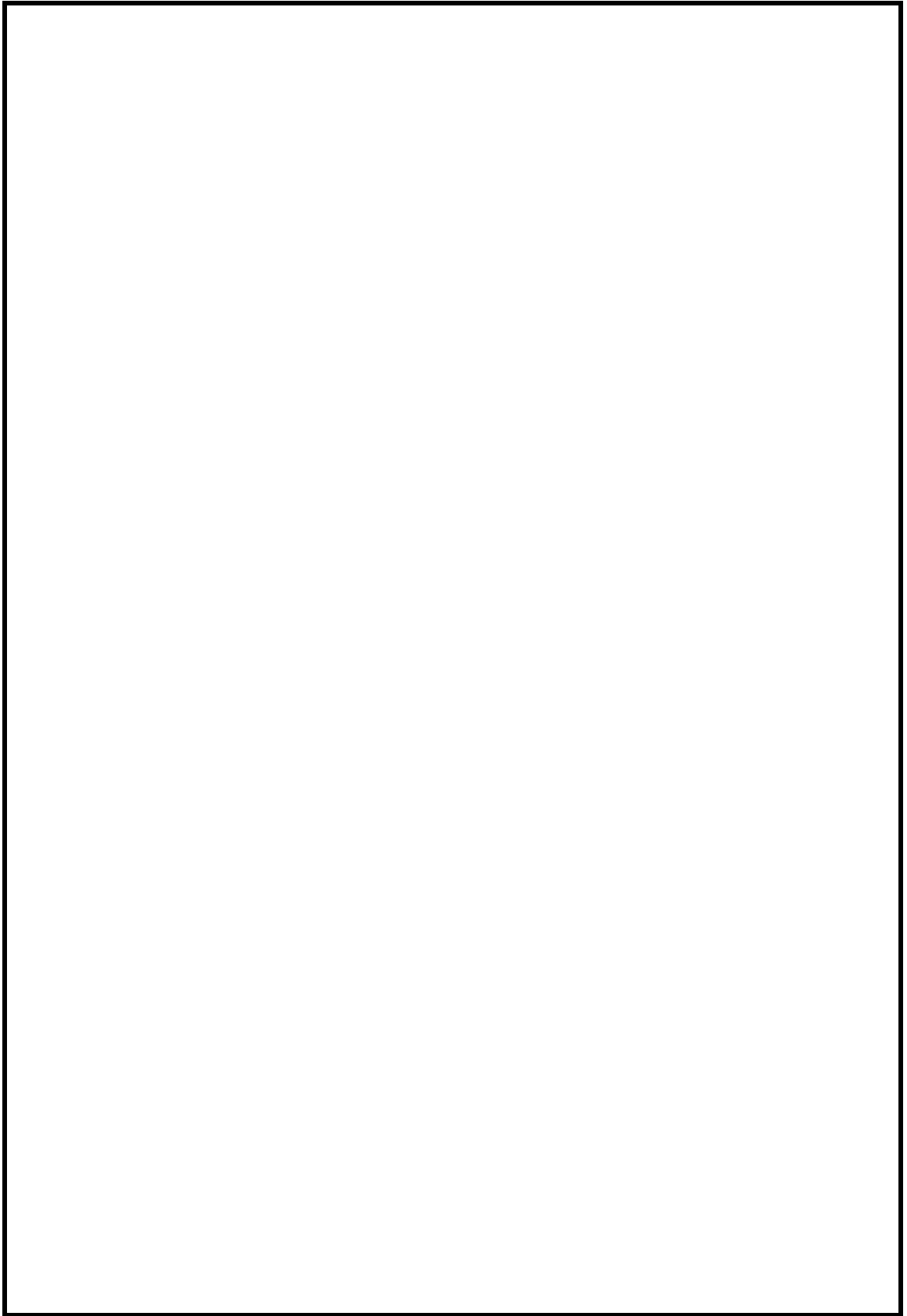


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (10/11)

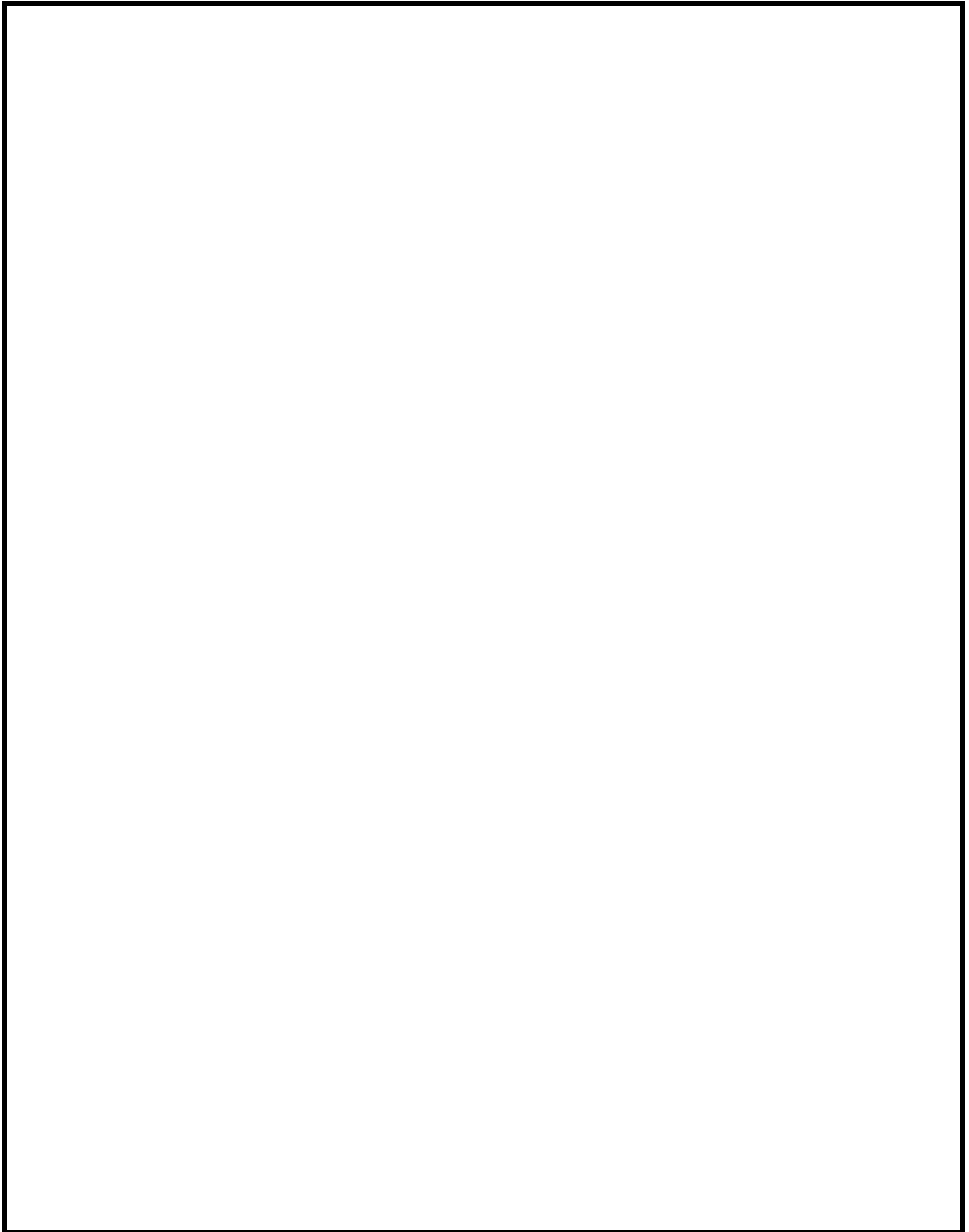


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (11/11)

表 1 重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
1	残留熱除去ポンプ（A）			
2	残留熱除去ポンプ（C）			
3	A-非常用ディーゼル発電機			
4	B-非常用ディーゼル発電機			
5	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機			
6	低圧炉心スプレイポンプ			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
7	高圧炉心スプレイポンプ			
8	高圧炉心スプレイ系充電器			
9	残留熱除去ポンプ（B）			
10	A-原子炉補機冷却水ポンプ			
11	A-原子炉補機冷却系熱交換器			
12	遠隔手動弁操作機構			
13	B-原子炉補機冷却水ポンプ			
14	B-原子炉補機冷却系熱交換器			
15	メタクラ切替盤			
16	非常用高圧母線 C 系			
17	メタクラ切替盤			
18	非常用高圧母線 D 系			
19	燃料プール冷却ポンプ			



No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
20	格納容器酸素濃度(B系)			
21	格納容器水素濃度(B系)			
22	B-115V系充電器			
23	230V系充電器(常用)			
24	充電器電源切替盤			
25	230V系充電器(RCIC)			
26	B-原子炉中性子計装用充電器			
27	230V系直流盤(RCIC)母線電圧			
28	B1-115V系蓄電池(SA)			
29	B-原子炉中性子計装用蓄電池			
30	B1-115V系充電器(SA)			
31	SA用115V系充電器			
32	B-115V系蓄電池			
33	230V系蓄電池(RCIC)			
34	SRV用電源切替盤			
35	SA用115V系蓄電池			
36	A-115V系充電器			
37	A-原子炉中性子計装用充電器			
38	A-115V系蓄電池			
39	A-原子炉中性子計装用蓄電池			
40	安全パラメータ表示システム(SPDS)			
41	可搬型計測器			
42	重大事故操作盤			
43	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
44	ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)			
45	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)			
46	自動減圧起動阻止スイッチ			
47	代替自動減圧起動阻止スイッチ			
48	中央制御室差圧計			
49	待避室差圧計			
50	酸素濃度計			
51	二酸化炭素濃度計			
52	中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)			
53	中央制御室送風機			
54	中央制御室非常用再循環送風機			
55	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ			
56	プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)			
57	衛星電話設備(固定型)			
58	無線通信設備(固定型)			
59	有線式通信設備			
60	低圧原子炉代替注水ポンプ			
61	SA ロードセンタ			
62	SA1 コントロールセンタ			
63	低圧原子炉代替注水槽水位			
64	代替注水流量(常設)			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
65	安全パラメータ表示システム（SPDS）			
66	可搬型計測器			
67	差圧計			
68	酸素濃度計			
69	二酸化炭素濃度計			
70	データ伝送設備			
71	緊急時対策所低圧母線盤			
72	衛星電話設備（固定型）			
73	無線通信設備（固定型）			
74	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備			
75	ガスタービン発電機用サービスタンク（予備 GTG 用サービスタンク）			
76	ガスタービン発電機用サービスタンク（2号機 GTG 用サービスタンク）			
77	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ			
78	緊急用メタクラ			

注記\*：対応する冷却エリアについては図1及び図2のとおり

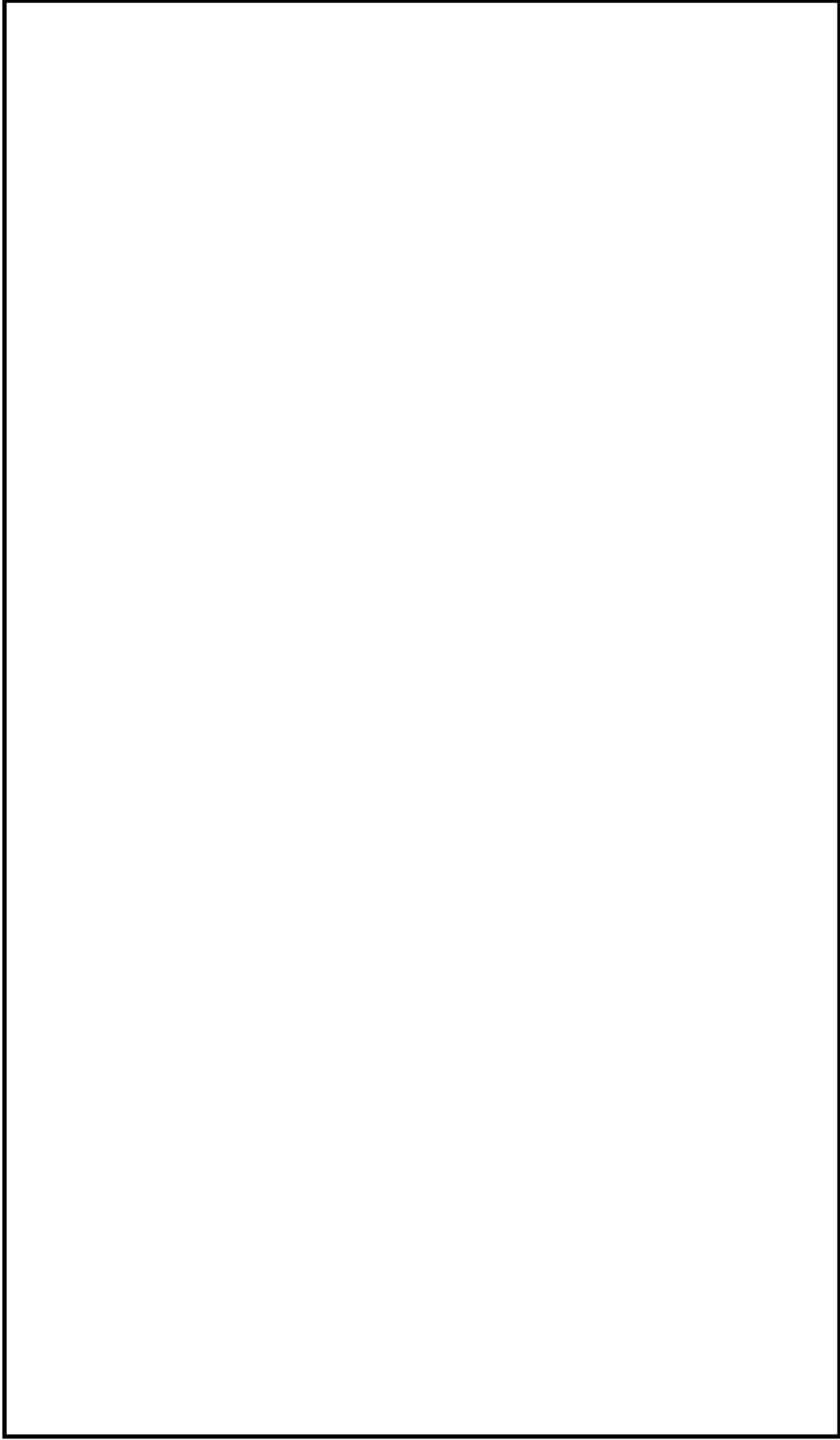


図2 空調設備に期待するエリア（建物断面図 1/3）

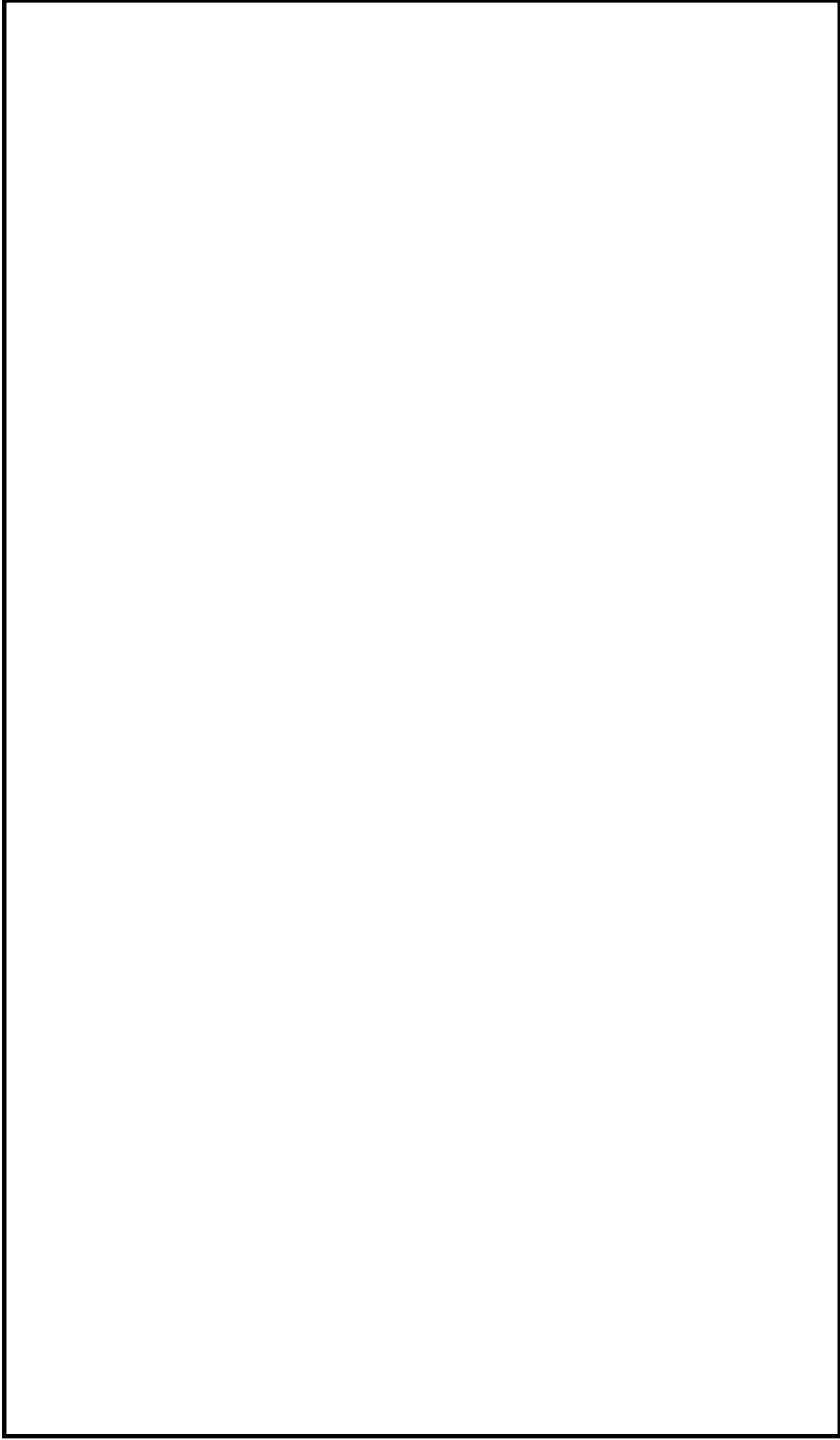


図2 空調設備に期待するエリア（建物断面図 2/3）

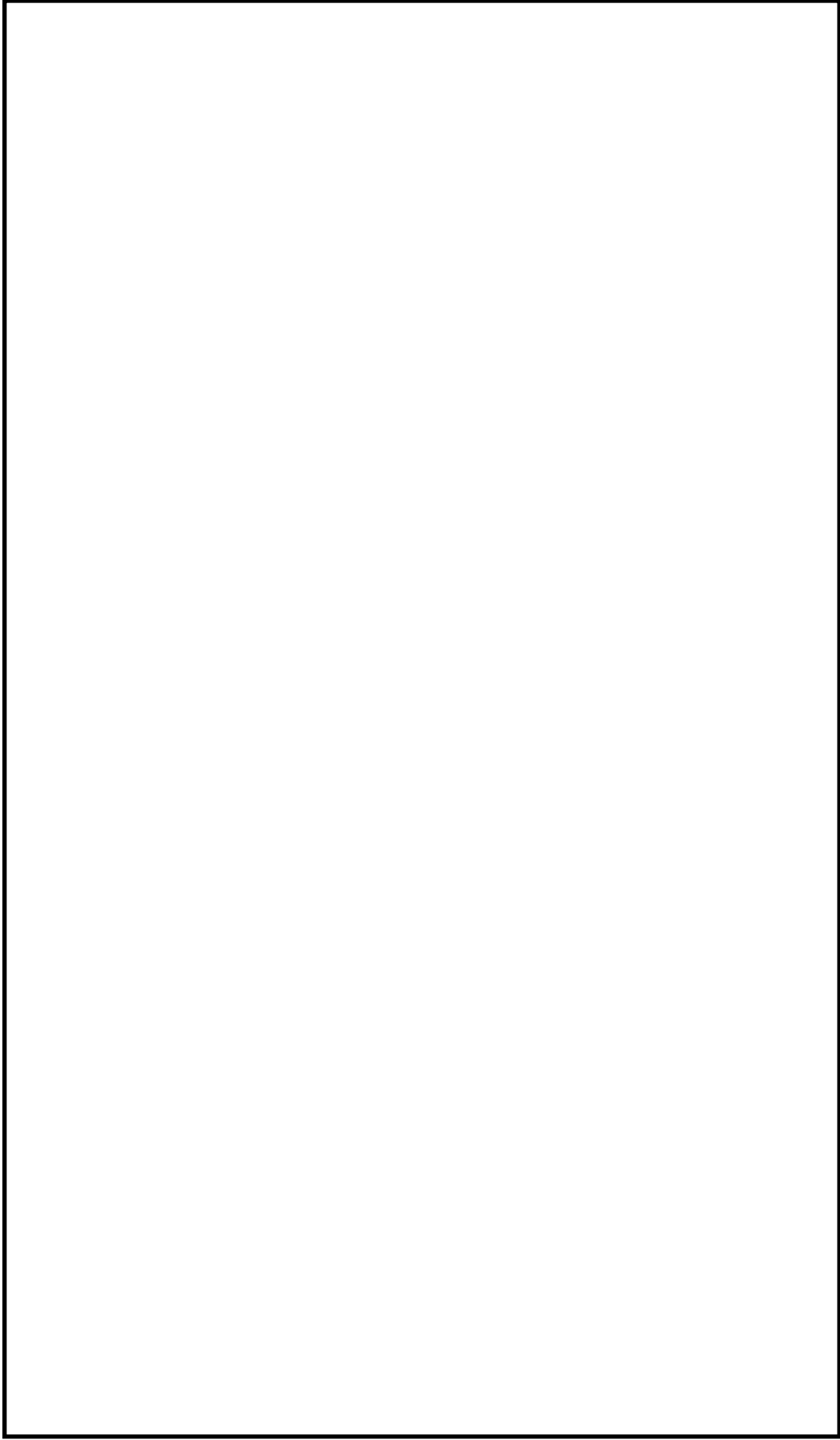


図2 空調設備に期待するエリア（建物断面図 3/3）

## 熱収支等による環境温度評価（熱バランスによる簡易計算）

## 1. 評価の考え方

表 1 に示す対象エリアは、重大事故時に局所空調機に期待できず機器等の発熱が大きいなど、設計時に考慮されている状態を超えることから、その室温への影響を熱バランスによる簡易計算にて評価した。

評価において、室内負荷、室外への放熱を考慮する。また、室外への放熱は室内空間とコンクリート間の熱伝達、コンクリート内部の熱伝導を考慮している。評価モデルの概念図を図 1 に示す。

表 1 熱バランスによる簡易計算にて環境条件を設定した対象

対象エリア		主な発熱源	
原子炉建物 原子炉棟	B2F	A-RHR ポンプ室	発熱源無し（隣接からの入熱）
		B-RHR ポンプ室	配管，ポンプからの発熱あり
		C-RHR ポンプ室	配管からの発熱あり
		LPCS ポンプ室	発熱源無し（隣接からの入熱）
		RCIC ポンプ室	配管，ポンプ，ケーブルからの発熱あり
	B1F	A-RHR ポンプ室冷却機室	発熱源無し（隣接からの入熱）
B-RHR ポンプ室冷却機室		配管からの発熱あり	
HPCS ポンプ室冷却機室		発熱源無し（隣接からの入熱）	
原子炉建物 付属棟	B2F	RHAR ポンプ設置エリア	配管，ポンプ，電動機からの発熱あり
第 1 ベントフィルタ格納槽		配管，容器，その他電気品等からの発熱あり	

室内の温度上昇は、熱収支のバランスにより、以下の式で求められる。

$$\Delta T_{in} = (Q_1 - Q_2) / C \quad \dots \dots \text{式(1)}$$

ここで、

$\Delta T_{in}$	: 室内の温度上昇(°C/s)
$Q_1$	: 室内の熱負荷(W)
$Q_2$	: 室内への放熱(W)
$C$	: 室内の空間の熱容量(J/°C)

室内から室外への放熱 $Q_2$ は、一般的な熱伝達及び熱伝導の式より求められる。

## ①室内空間とコンクリート間の熱伝達

室内空間とコンクリート間の熱伝達は、以下の熱伝達の式より算出している。

$$Q_2 = h(T_{in} - T_1)A \quad \dots \dots \text{式(2)}$$

ここで,

$Q_2$	: 室内空間とコンクリートの間の熱伝達による入熱(W) (式(1)と同様の変数)
$h$	: 熱伝達率(W/(m <sup>2</sup> ・°C))
$T_1$	: コンクリート内側の表面温度(°C)
$T_{in}$	: 室内空間の環境温度(°C)
$A$	: コンクリートの表面積(m <sup>2</sup> )

## ②コンクリート内部の熱伝導

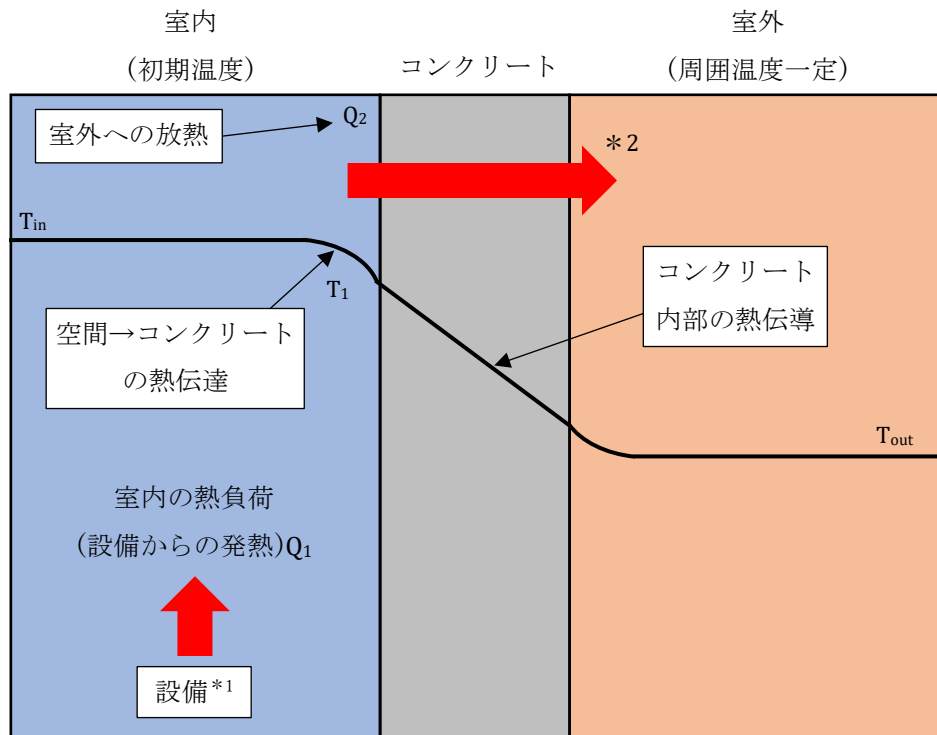
コンクリート内部の温度分布は、以下の一次元の非定常熱伝導方程式より算出している。

$$\frac{dT}{dt} = \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{d^2T}{dx^2} = \alpha \frac{d^2T}{dx^2} \quad \dots \text{式(3)}$$

ここで,

$T$	: あるコンクリート内部位置での温度(°C)
$t$	: 時間(s)
$\lambda$	: コンクリートの熱伝導率(W/(m・°C))
$\rho$	: コンクリートの密度(kg/m <sup>3</sup> )
$C_p$	: コンクリートの比熱(J/(kg・°C))
$x$	: コンクリート内部の位置(m)
$\alpha$	: コンクリートの熱拡散率(m <sup>2</sup> /s)





注記\*1：機器等からの放熱

\*2：エリアや壁面によっては一部室外から評価対象室内への入熱がある。

図1 室温評価の評価モデルの概念図

## 2. 評価条件

評価条件を以下の表 2 及び表 3-1～3-10 に、室温評価用境界条件を表 4-1～4-10 に、評価において考慮する熱負荷を表 5-1～5-6 及び図 2-1～2-6 にまとめる。

表 2 評価する部屋の条件(共通的な条件)

項目	記号	設定値	単位	備考
コンクリートの熱伝導率	$\lambda$	1.6	W/(m・℃)	空気調和衛生工学便覧第 12 版第 1 章 コンクリートの熱的性質
コンクリートの拡散率	$\alpha$	$7.0 \times 10^{-7}$	m <sup>2</sup> /s	空気調和衛生工学便覧第 12 版第 1 章 コンクリートの熱的性質

表 3-1 評価する部屋の条件(A-RHR ポンプ室)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	T <sub>in</sub>	40	℃	夏期通常運転中の設計室温 40℃
熱容量	C	713.2	kJ/℃	伝熱工学資料 改訂第 5 版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積より求めた値
室容積	—	596.1	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	3.0	W/(m <sup>2</sup> ・℃)	伝熱工学資料 改訂第 5 版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	4.0		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 3-2 評価する部屋の条件(B-RHR ポンプ室)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C
熱容量	C	697.6	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第5版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値
室容積	—	583.1	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	3.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第5版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	4.0		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 3-3 評価する部屋の条件(C-RHR ポンプ室)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C
熱容量	C	1285.4	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第5版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値
室容積	—	1074.4	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第5版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	3.0		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 3-4 評価する部屋の条件 (LPCS ポンプ室)

項目	記号	設定値	単位	備考	
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C	
熱容量	C	674.9	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第 5 版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値	
室容積	—	564.1	m <sup>3</sup>	—	
熱伝達率	鉛直内壁面	h	2.5	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第 5 版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)		3.5		
	水平内壁面 (下向き)		0.5		

表 3-5 評価する部屋の条件 (RCIC ポンプ室)

項目	記号	設定値	単位	備考	
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C	
熱容量	C	1026.5	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第 5 版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値	
室容積	—	858.0	m <sup>3</sup>	—	
熱伝達率	鉛直内壁面	h	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第 5 版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)		3.0		
	水平内壁面 (下向き)		0.5		

表 3-6 評価する部屋の条件(A-RHR ポンプ室冷却機室)

項目	記号	設定値	単位	備考	
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C	
熱容量	C	609.9	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第5版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値	
室容積	—	509.8	m <sup>3</sup>	—	
熱伝達率	鉛直内壁面	h	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第5版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)		3.0		
	水平内壁面 (下向き)		0.5		

表 3-7 評価する部屋の条件(B-RHR ポンプ室冷却機室)

項目	記号	設定値	単位	備考	
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C	
熱容量	C	596.5	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第5版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値	
室容積	—	498.6	m <sup>3</sup>	—	
熱伝達率	鉛直内壁面	h	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第5版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)		3.0		
	水平内壁面 (下向き)		0.5		

表 3-8 評価する部屋の条件 (HPCS ポンプ室冷却機室)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C
熱容量	C	594.3	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第 5 版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値
室容積	—	496.7	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第 5 版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	3.0		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 3-9 評価する部屋の条件 (RHAR ポンプ設置エリア)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	$T_{in}$	40	°C	夏期通常運転中の設計室温 40°C
熱容量	C	1857.2	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第 5 版 P. 295 表 1, 2 及び空間容積よ り求めた値
室容積	—	1552.4	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	2.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第 5 版 (P. 52, 53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	3.0		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 3-10 評価する部屋の条件(第1 ベントフィルタ格納槽)

項目	記号	設定値	単位	備考
室内の初期温度	$T_{in}$	18	°C	通常運転時には、室内に発熱負荷がないため、配管・容器が設置される地中の環境温度を設定
熱容量	C	2765.3	kJ/°C	伝熱工学資料 改訂第5版 P.295 表 1,2 及び空間容積より求めた値
室容積	—	2311.5	m <sup>3</sup>	—
熱伝達率	鉛直内壁面	3.0	W/(m <sup>2</sup> ・°C)	伝熱工学資料 改訂第5版 (P.52,53) より設定
	水平内壁面 (上向き)	3.5		
	水平内壁面 (下向き)	0.5		

表 4-1 室温評価用境界条件(A-RHR ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 6.0m/面積 86.4m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.9m/面積 67.7m <sup>2</sup> /100°C)	RCIC ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 2.2m/面積 79.4m <sup>2</sup> /40°C)	A-非常用 DG 電気室との隣接条件
4	南	屋内 (壁厚 1.5m/面積 12.5m <sup>2</sup> /120°C)	トールス室との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.2m/面積 109.1m <sup>2</sup> /120°C)	トールス室との隣接条件
6	天井	屋内 (壁厚 0.6m/面積 86.4m <sup>2</sup> /100°C)	A-RHR ポンプ室冷却機室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1：隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2：地中の環境温度は、地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 4-2 室温評価用境界条件(B-RHR ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 6.0m/面積 84.5m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.9m/面積 87.7m <sup>2</sup> /100°C)	C-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 1.2m/面積 107.7m <sup>2</sup> /120°C)	トールラス室との隣接条件
4	南	屋内 (壁厚 1.5m/面積 13.8m <sup>2</sup> /120°C)	トールラス室との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 2.2m/面積 79.4m <sup>2</sup> /40°C)	HPCS-DG 電気室との隣接条件
6	天井	屋内 (壁厚 0.6m/面積 84.5m <sup>2</sup> /100°C)	B-RHR ポンプ室冷却機室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1：隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2：地中の環境温度は、地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 4-3 室温評価用境界条件(C-RHR ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 6.0m/面積 158.0m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 0.7m/面積 165.2m <sup>2</sup> /66°C)	RHAR ポンプ設置エリアとの隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 0.8m/面積 42.2m <sup>2</sup> /100°C)	RCIC ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
4	南 1	屋内 (壁厚 1.9m/面積 86.4m <sup>2</sup> /100°C)	B-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
5	南 2	屋内 (壁厚 1.9m/面積 63.2m <sup>2</sup> /120°C)	トールラス室との隣接条件
6	西	屋内 (壁厚 2.2m/面積 30.6m <sup>2</sup> /66°C)	RHAR ポンプ設置エリアとの隣接条件
7	天井	屋内 (壁厚 0.7m/面積 158.0m <sup>2</sup> /100°C)	CRD ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1：隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2：地中の環境温度は、地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。



表 4-4 室温評価用境界条件 (LPCS ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 6.0m/面積 84.2m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北西	屋内 (壁厚 1.2m/面積 124.2m <sup>2</sup> /120°C)	トールス室との隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 2.2m/面積 87.7m <sup>2</sup> /40°C)	B-非常用 DG 電気室との隣接条件
4	南	屋内 (壁厚 2.3m/面積 87.7m <sup>2</sup> /40°C)	地下 2 階南側通路との隣接条件
5	天井	屋内 (壁厚 0.8m/面積 84.2m <sup>2</sup> /100°C)	CUW 補助ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1: 隣室の環境温度は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2: 地中の環境温度は, 地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 4-5 室温評価用境界条件 (RCIC ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 6.0m/面積 132.7m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.0m/面積 139.1m <sup>2</sup> /40°C)	RHAR ポンプ設置エリアとの隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 0.3m/面積 40.3m <sup>2</sup> /40°C)	RHAR ポンプ設置エリアとの隣接条件
4	南 1	屋内 (壁厚 1.9m/面積 67.9m <sup>2</sup> /120°C)	トールス室との隣接条件
5	南 2	屋内 (壁厚 1.9m/面積 71.2m <sup>2</sup> /100°C)	A-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
6	西	屋内 (壁厚 0.8m/面積 40.3m <sup>2</sup> /100°C)	C-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
7	天井	屋内 (壁厚 1.0m/面積 132.7m <sup>2</sup> /100°C)	CRD ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1: 隣室の環境温度は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2: 地中の環境温度は, 地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 4-6 室温評価用境界条件(A-RHR ポンプ室冷却機室)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床	屋内 (壁厚 0.6m/面積 86.4m <sup>2</sup> /100℃)	A-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.9m/面積 75.0m <sup>2</sup> /100℃)	CRD ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 2.2m/面積 67.9m <sup>2</sup> /40℃)	PLR ポンプ MG セット制御盤室との隣接条件
4	南	屋内 (壁厚 1.5m/面積 10.7m <sup>2</sup> /120℃)	トーラス室との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.2m/面積 93.3m <sup>2</sup> /120℃)	トーラス室との隣接条件
6	天井	屋内 (壁厚 0.6m/面積 86.4m <sup>2</sup> /66℃)	1 階通路との隣接条件

注記\* : 隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-7 室温評価用境界条件(B-RHR ポンプ室冷却機室)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床	屋内 (壁厚 0.6m/面積 84.5m <sup>2</sup> /100℃)	B-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.9m/面積 75.0m <sup>2</sup> /100℃)	CRD ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件
3	東	屋内 (壁厚 1.2m/面積 92.1m <sup>2</sup> /120℃)	トーラス室との隣接条件
4	南	屋内 (壁厚 1.5m/面積 11.8m <sup>2</sup> /120℃)	トーラス室との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 2.2m/面積 67.9m <sup>2</sup> /40℃)	IA 空気圧縮機室との隣接条件
6	天井	屋内 (壁厚 0.6m/面積 84.5m <sup>2</sup> /66℃)	1 階通路との隣接条件

注記\* : 隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-8 室温評価用境界条件(HPCS ポンプ室冷却機室)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床	屋内 (壁厚 0.6m/面積 84.2m <sup>2</sup> /100℃)	HPCS ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
2	北東	屋内 (壁厚 1.2m/面積 108.2m <sup>2</sup> /120℃)	トールス室との隣接条件
3	南	屋内 (壁厚 2.3m/面積 75.0m <sup>2</sup> /40℃)	地下 1 階南側通路との隣接条件
4	西	屋内 (壁厚 2.2m/面積 75.0m <sup>2</sup> /40℃)	IA 空気圧縮機室との隣接条件
5	天井	屋内 (壁厚 0.6m/面積 84.2m <sup>2</sup> /66℃)	1 階通路との隣接条件

注記\* : 隣室の環境温度は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-9 室温評価用境界条件 (RHAR ポンプ設置エリア)

No.	壁面の方位	条件*1, *2	備考
1	床	地中 (壁厚 7.3m/面積 428.5m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 1.6m/面積 472.3m <sup>2</sup> /40°C)	T/B との隣接条件
3	東 1	屋内 (壁厚 1.9m/面積 56.3m <sup>2</sup> /40°C)	T/B との隣接条件
4	東 2	屋内 (壁厚 2.2m/面積 41.8m <sup>2</sup> /100°C)	C-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
5	南 1	屋内 (壁厚 1.9m/面積 184.4m <sup>2</sup> /40°C)	A-非常用 DG 室/HPCS-DG 電気室との隣接条件
6	南 2	屋内 (壁厚 1.0m/面積 139.9m <sup>2</sup> /100°C)	RCIC ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
7	南 3	屋内 (壁厚 0.7m/面積 148.0m <sup>2</sup> /100°C)	C-RHR ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
8	西 1	屋内 (壁厚 2.2m/面積 40.3m <sup>2</sup> /100°C)	RCIC ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B2F) との隣接条件
9	西 2	地中 (壁厚 1.9m/面積 56.3m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
10	天井 1	屋内 (壁厚 0.4m/面積 294.0m <sup>2</sup> /40°C)	通路との隣接条件
11	天井 2	屋内 (壁厚 1.0m/面積 67.3m <sup>2</sup> /100°C)	CRD ポンプ室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件
12	天井 3	屋内 (壁厚 0.7m/面積 67.3m <sup>2</sup> /100°C)	サンプリングラック室 (原子炉建物原子炉棟 B1F) との隣接条件

注記\*1：隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

\*2：地中の環境温度は、地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 4-10 室温評価用境界条件(第1 ベントフィルタ格納槽)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床	地中 (壁厚 2.0m/面積 212.0m <sup>2</sup> /15°C)	地中との隣接条件
2	北 1	地中 (壁厚 1.7m/面積 218.4m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
3	東 1	地中 (壁厚 1.7m/面積 103.0m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
4	南 1	地中 (壁厚 1.7m/面積 218.4m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
5	西 1	地中 (壁厚 1.7m/面積 103.0m <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
6	天井 1	地中 (壁厚 1.7m/面積 136.8m <sup>2</sup> /30°C)	地中との隣接条件
7	北 2	屋外 (壁厚 1.7m/面積 47.4m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
8	東 2	屋外 (壁厚 1.7m/面積 8.1m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
9	南 2	屋外 (壁厚 1.7m/面積 47.4m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
10	西 2	屋外 (壁厚 1.7m/面積 8.1m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
11	天井 2	屋外 (壁厚 1.7m/面積 42.7m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件

注記\* : 地中の環境温度は、地表からの深さに応じた温度低下を考慮して設定した。

表 5-1 評価において考慮する熱負荷(B-RHR ポンプ室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
B-RHR ポンプ	3800	ポンプケーシングからの発熱負荷を考慮

注：局所空調機に期待しない状況において、B-RHR ポンプは運転しないためポンプモータの発熱量は 0 とする。

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名	
		RHR①*1	RHR②*2
口径	—	500A	350A
熱通過率(kcal/mh°C)	K	1.818	1.322
総配管長(mm)	L	12000	20000
内部流体温度(°C)	0~168h	Ti	143

注記\*1：B-RHR ポンプ吸込側配管

\*2：B-RHR ポンプ吐出側配管

表 5-2 評価において考慮する熱負荷(C-RHR ポンプ室)

(a) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名	
		RHAR①*1	RHAR②*2
口径	—	250A	200A
熱通過率(kcal/mh°C)	K	1.050	0.880
総配管長(mm)	L	7900	9600
内部流体温度(°C)	0~168h	Ti	143

注記\*1：RHAR ポンプ吸込側配管

\*2：RHAR ポンプ吐出側配管

表 5-3 評価において考慮する熱負荷(RCIC ポンプ室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
RCIC タービン	4740	機器表面からの発熱負荷を考慮
RCIC 復水ポンプ (電動機)	530	ポンプ電動機の発熱負荷を考慮
RCIC 真空ポンプ (電動機)	530	ポンプ電動機の発熱負荷を考慮
RCIC ポンプ (ケーシング)	540	ポンプケーシングからの発熱負荷を考慮
ケーブル	130	ケーブル表面からの発熱負荷を考慮

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名					
		RCIC①*1	RCIC②*2	RCIC③*3	RCIC④*4	RCIC⑤*5	
口径	—	100A	250A	150A	100A	50A	
熱通過率(kcal/mh°C)	K	0.596	1.068	1.004	0.743	0.462	
総配管長(mm)	L	12950	18140	3878	5845	17499	
内部流体温度(°C)	0~168h	Ti	302	184	148	148	148

注記\*1：原子炉圧力容器から RCIC タービンまでの配管

\*2：RCIC タービンからサプレッションチェンバまでの配管

\*3：サプレッションチェンバから RCIC ポンプまでの配管

\*4：RCIC ポンプ吐出側配管 (100A)

\*5：RCIC ポンプ吐出側配管 (50A)

表 5-4 評価において考慮する熱負荷(B-RHR ポンプ室冷却機室)

(a) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名	
		FCVS	
口径	—	600A	
熱通過率(kcal/mh°C)	K	1.460	
総配管長(mm)	L	6700	
内部流体温度(°C)	0~168h	Ti	143

表 5-5 評価において考慮する熱負荷 (RHAR ポンプ設置エリア)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
RHAR ポンプの電動機 (1 台分)	8340	電動機からの熱損失を考慮
RHAR ポンプ(A)	877	ポンプケーシングからの発熱負荷を考慮
RHAR ポンプ(B)	877	ポンプケーシングからの発熱負荷を考慮

注：ポンプは2台とも143℃の流体が通水していることを想定し、ケーシングからの発熱は2台分とする。

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名	
		RHAR①* <sup>1</sup>	RHAR②* <sup>2</sup>
口径	—	250A	150A
熱通過率(kcal/mh℃)	K	1.220	0.810
総配管長(mm)	L	30000	40000
内部流体温度(℃)	0~168h Ti	143	143

注記\*1：RHAR ポンプ吸込側（吸込弁まで）の配管

\*2：RHAR ポンプ吸込側（吸込弁以降）及び吐出側の配管



表 5-6 評価において考慮する熱負荷(第1ペントフィルタ格納槽)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
銀ゼオライト容器	3400	銀ゼオライト容器からの発熱負荷を考慮
スクラバ容器	32000	スクラバ容器からの発熱負荷を考慮
その他電気品等	1100	電気品等の熱損失を考慮

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系統名				
		FCVS①*1	FCVS②*2	FCVS③*3	FCVS④*4	FCVS⑤*5
口径	—	300A	200A	200A	300A	300A
熱通過率(kcal/mh℃)	K	0.800	0.600	0.580	0.780	0.760
総配管長(mm)	L	20900	26500	46700	61200	62000
内部流体温度(℃) (ペント実施～3hまで)	Ti	178*6	178*6	154*6	154*6	120*6
内部流体温度(℃) (3h～168hまで)		154*7	154*7	132*7	132*7	109*7

注記\*1：スクラバ容器入口配管（300A）

\*2：スクラバ容器入口配管（200A）

\*3：スクラバ容器出口配管（200A）

\*4：スクラバ容器出口配管（300A）

\*5：銀ゼオライト容器出口配管

\*6：格納容器圧力 2Pd 時における各部位の飽和温度

\*7：格納容器圧力 2Pd 時における各部位の飽和温度から格納容器圧力 1Pd 時における各部位の飽和温度へ線形に推移

対象期間における熱負荷の推移

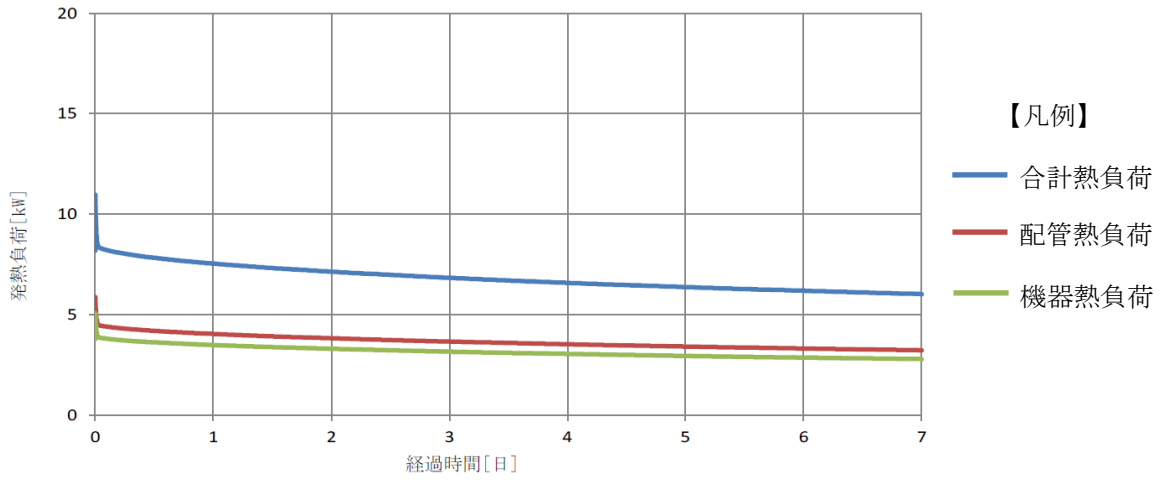


図 2-1 B-RHR ポンプ室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

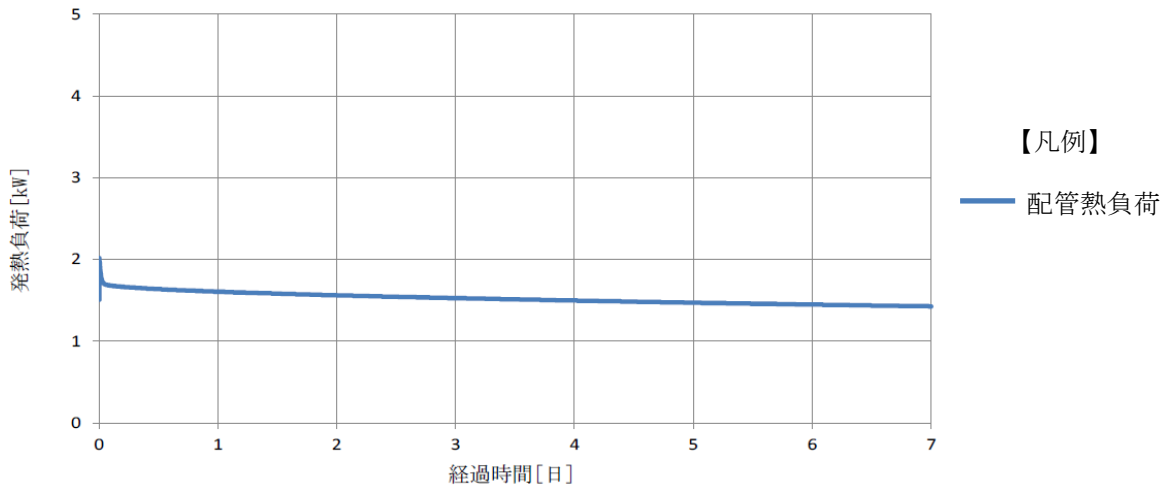


図 2-2 C-RHR ポンプ室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

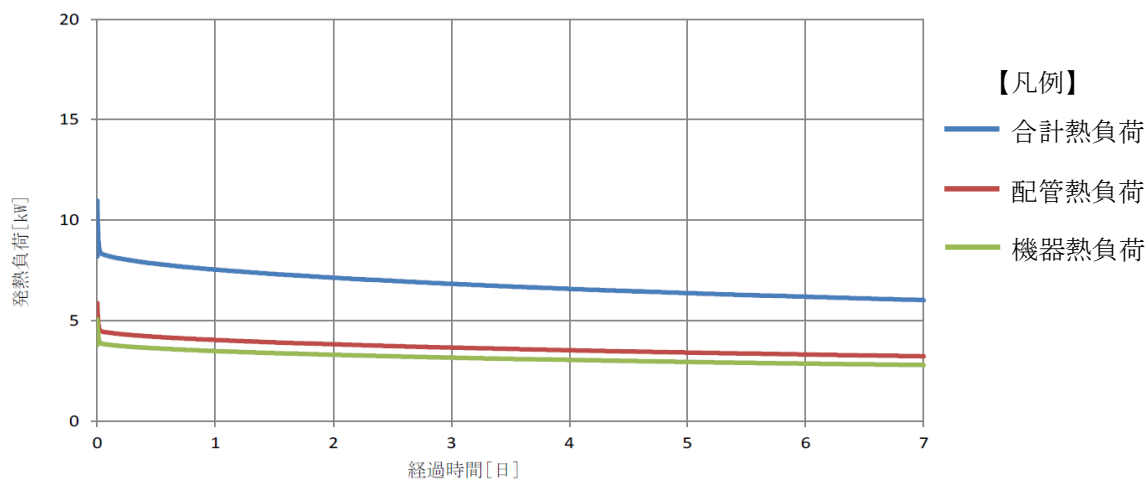


図 2-3 RCIC ポンプ室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

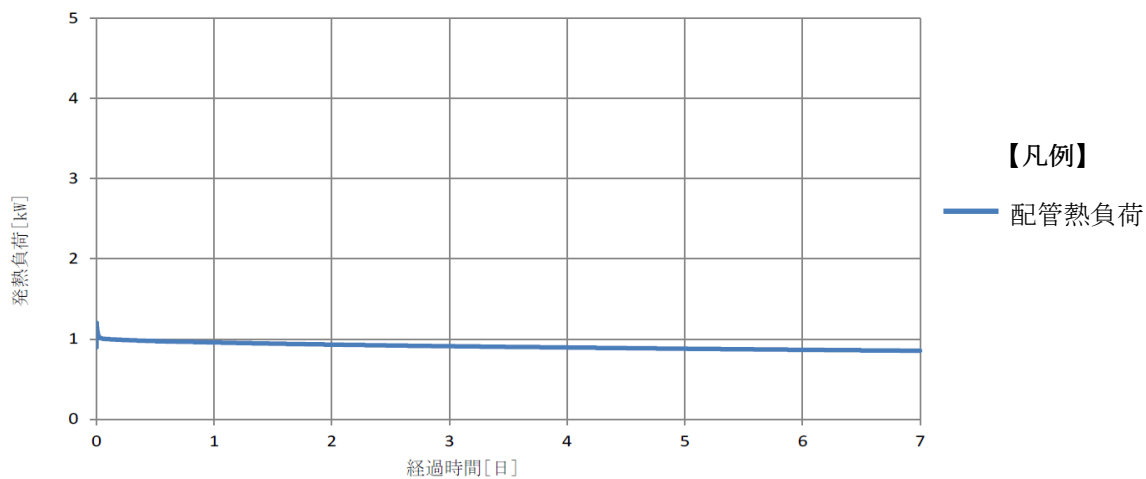


図 2-4 B-RHR ポンプ室冷却機室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

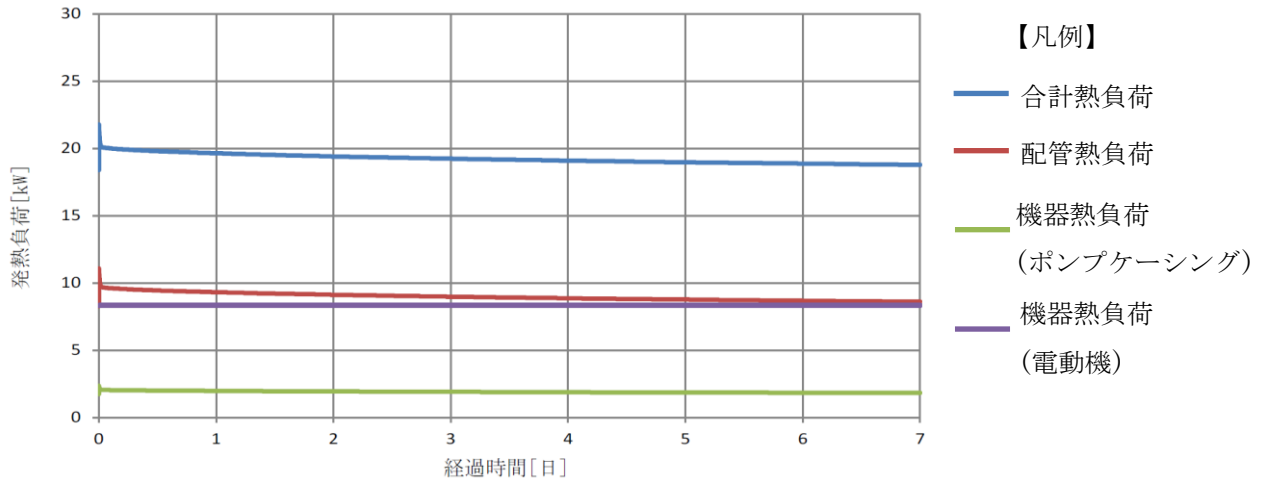


図 2-5 RHAR ポンプ設置エリア内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

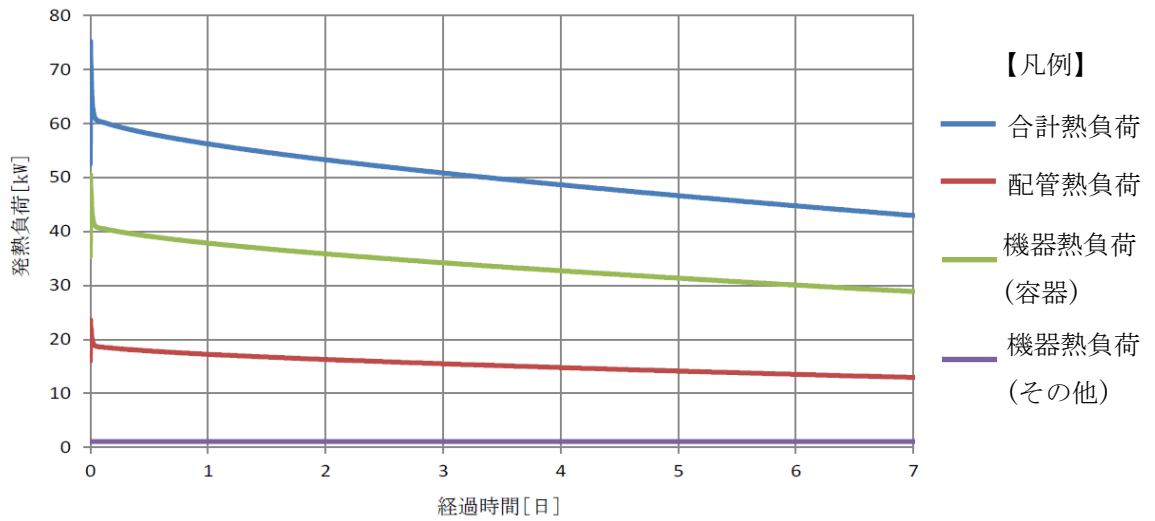


図 2-6 第 1 ベントフィルタ格納槽内の熱負荷

### 3. 評価結果

2. の評価条件に基づき各エリアの室温を評価した結果を図 3-1～3-10 に示す。

また、各エリアの室温評価結果を上回る温度として、設定した設備の環境温度を表 6 にまとめる。

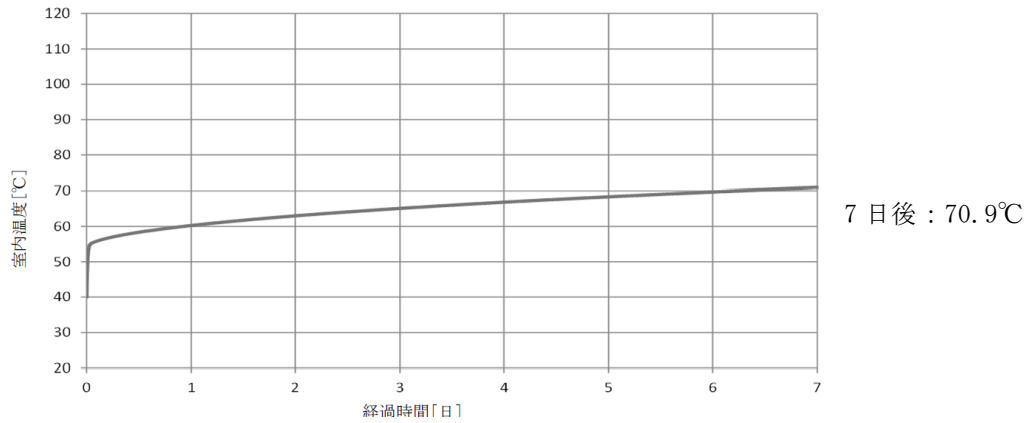


図 3-1 A-RHR ポンプ室の室温評価結果

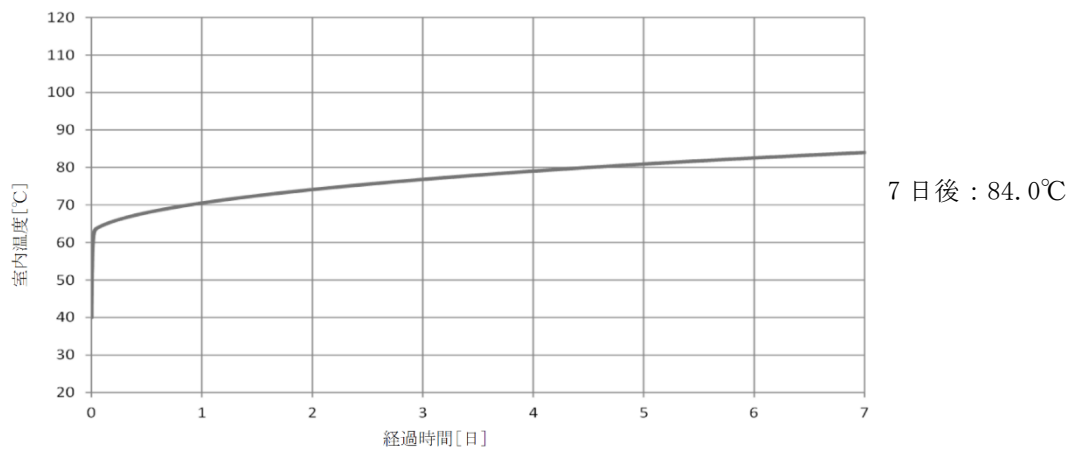


図 3-2 B-RHR ポンプ室の室温評価結果

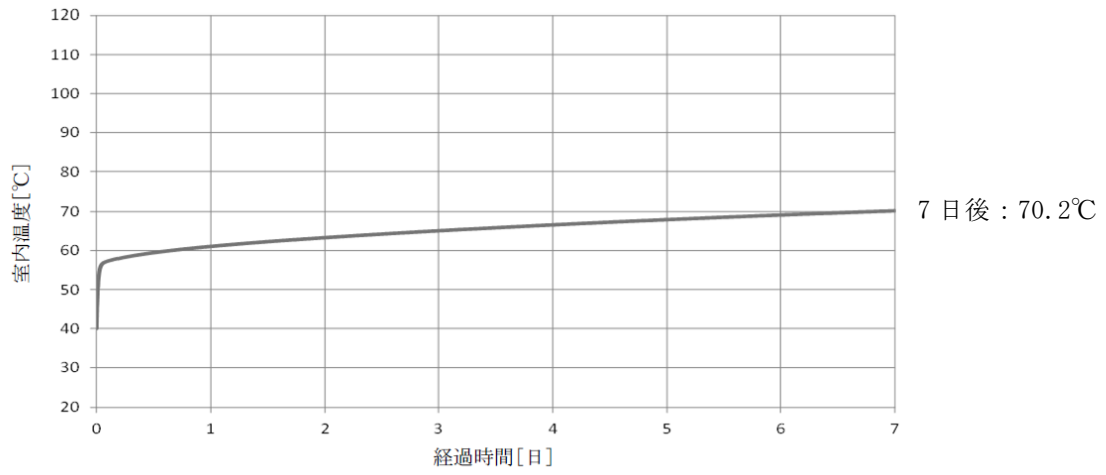


図 3-3 C-RHR ポンプ室の室温評価結果

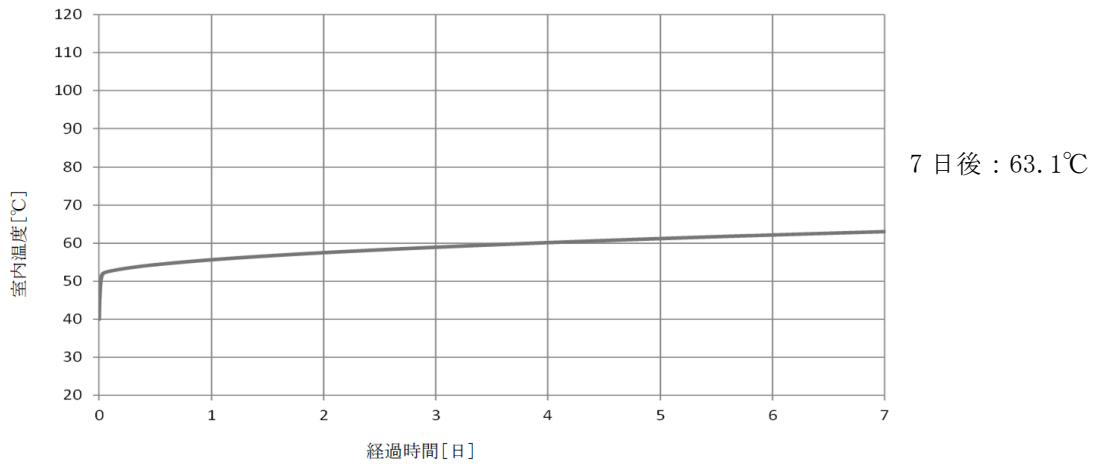


図 3-4 LPCS ポンプ室の室温評価結果

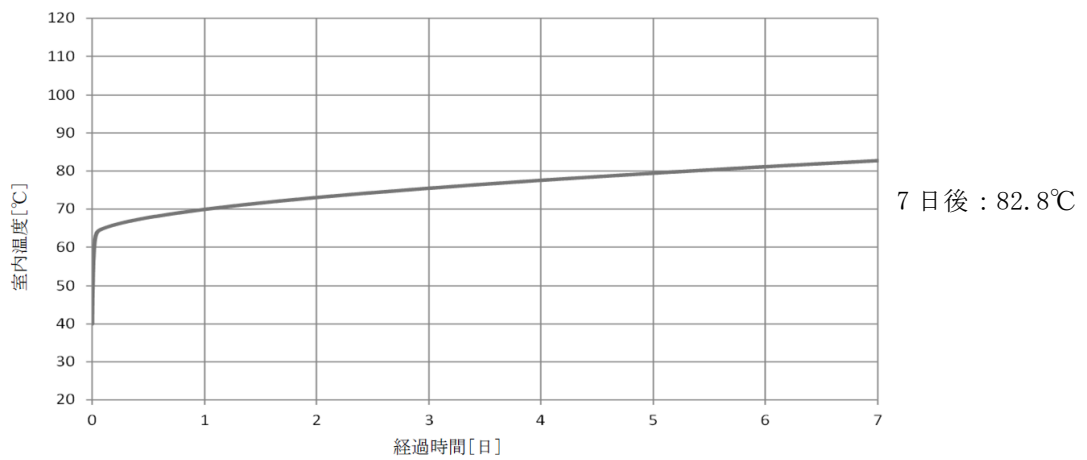


図 3-5 RCIC ポンプ室の室温評価結果

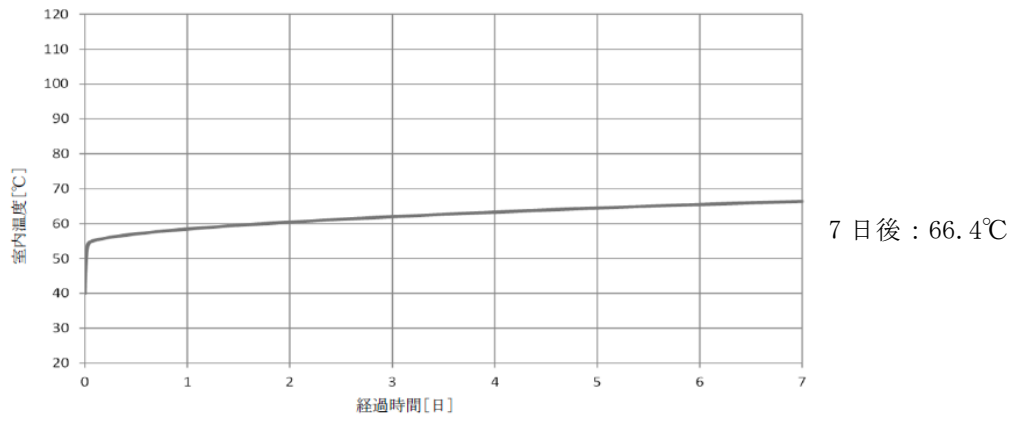


図 3-6 A-RHR ポンプ室冷却機室の室温評価結果

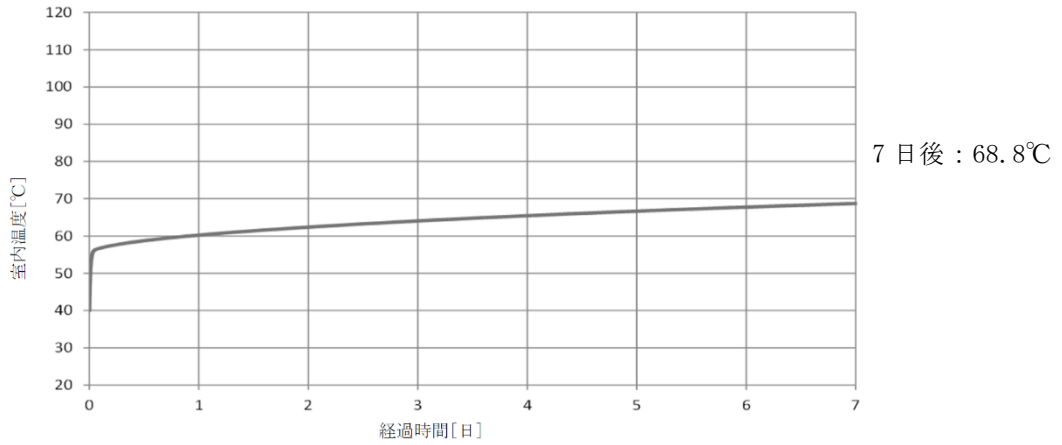


図 3-7 B-RHR ポンプ室冷却機室の室温評価結果

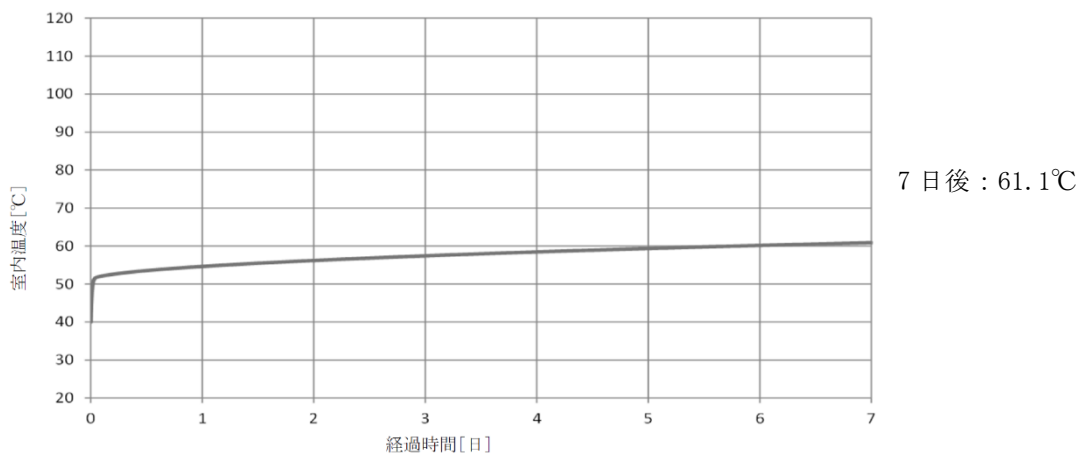


図 3-8 HPCS ポンプ室冷却機室の室温評価結果

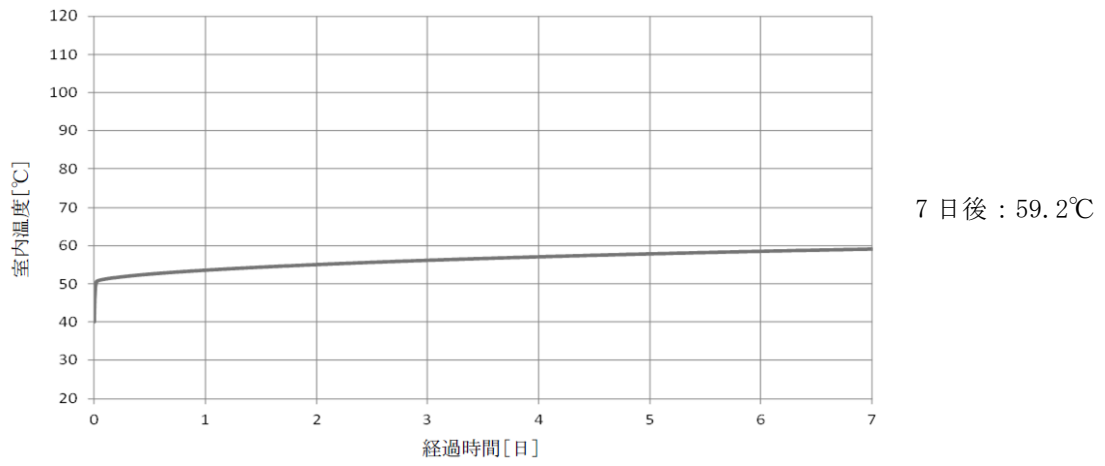


図 3-9 RHAR ポンプ設置エリアの室温評価結果

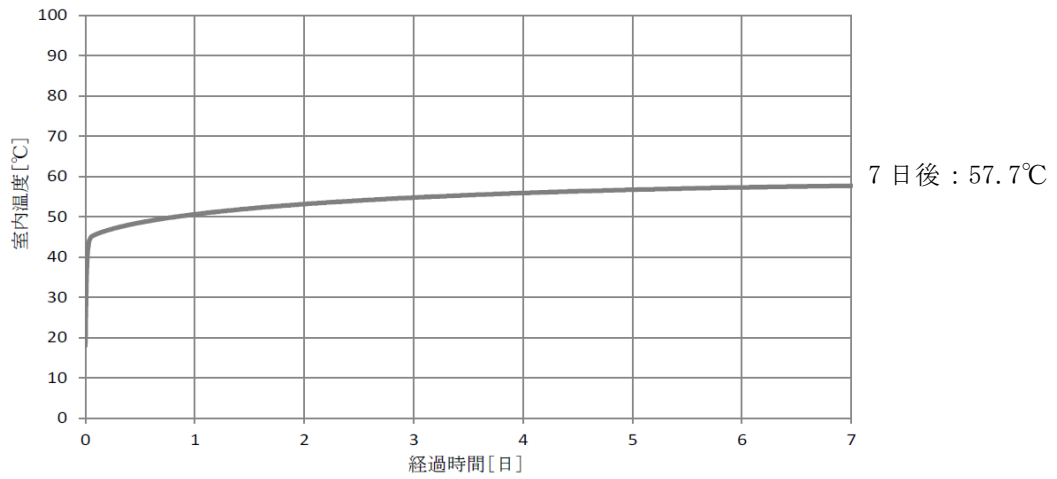


図 3-10 第 1 ベントフィルタ格納槽の室温評価結果



表6 各エリアの評価結果と設定した設備の環境温度

対象エリア			7日後の評価結果 [°C]	設定した設備の環境 温度 [°C]
原子炉建物 原子炉棟	B2F	A-RHR ポンプ室	70.9	100
		B-RHR ポンプ室	84.0	
		C-RHR ポンプ室	70.2	
		LPCS ポンプ室	63.1	
		RCIC ポンプ室	82.8	
	B1F	A-RHR ポンプ室冷却機室	66.4	
		B-RHR ポンプ室冷却機室	68.8	
		HPCS ポンプ室冷却機室	61.1	
原子炉建物 付属棟	B2F	RHAR ポンプ設置エリア	59.2	66
第1ベントフィルタ格納槽			57.7	60

## 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について

## 1. はじめに

格納容器雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器の外面にドライウエル側とサブプレッションチェンバ側に 2 個ずつ設置している（図 1 参照）。ドライウエル側は、原子炉格納容器壁面から温度の影響を受けやすい場所にあるため、原子炉格納容器壁面温度が最も高くなると考えられる場合を格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度として保守的に設定する。サブプレッションチェンバ側は、トーラス室の壁面に設置しているため、原子炉建物原子炉棟（トーラス室）の環境条件である 100℃（最高 120℃）を設定する。

なお、格納容器雰囲気放射線モニタの環境圧力及び環境湿度については、設置場所が原子炉建物原子炉棟内であることから、原子炉建物原子炉棟内の環境条件である大気圧相当及び湿度 100%とする。また、環境放射線量について、ドライウエル側は、原子炉格納容器内からの直接線の影響を考慮し、原子炉格納容器内の環境条件である 740kGy を保守的に設定する。サブプレッションチェンバ側は、設置するエリアが放射線源付近となるため、個別に確認した値である 280kGy を設定する。

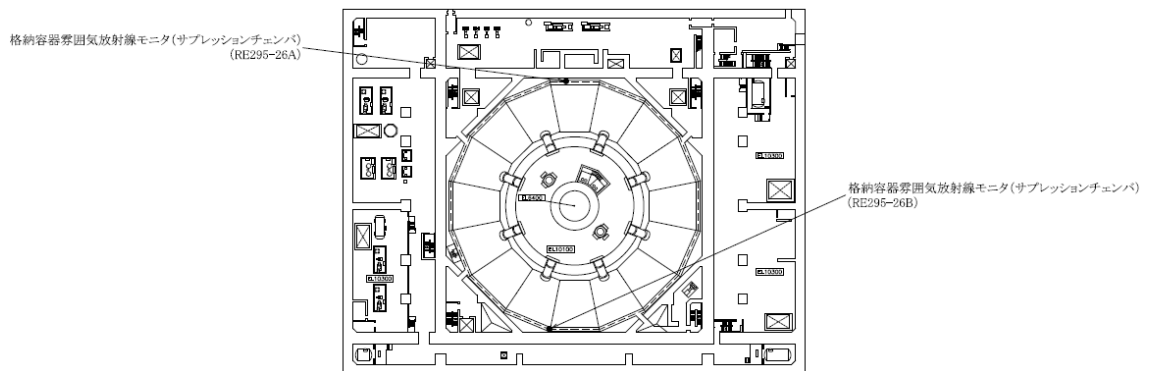
以下では、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の環境温度の設定について考え方を示す。

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の環境温度は、設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の環境温度が厳しくなる事象としては、LOCA 破断口からの蒸気流出に伴いドライウエルの温度が上昇する事象である、「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」の発生により原子炉水位が低下し炉心損傷に至る事故が考えられる。本事象は、LOCA 発生後、残留熱代替除去系による格納容器スプレイを実施するまでの期間において、ドライウエル雰囲気が高温状態を継続するため、機器耐性確認の観点から、他の事象よりも厳しい事象となる。ただし、当該重大事故発生時においても、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ等の実施により、原子炉格納容器を冷却することから、ドライウエル壁面温度は原子炉格納容器の限界温度である 200℃を超えることはない。

以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合の格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の環境温度は、200℃を設定する。（表 1 及び図 2 参照）

表 1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の環境温度

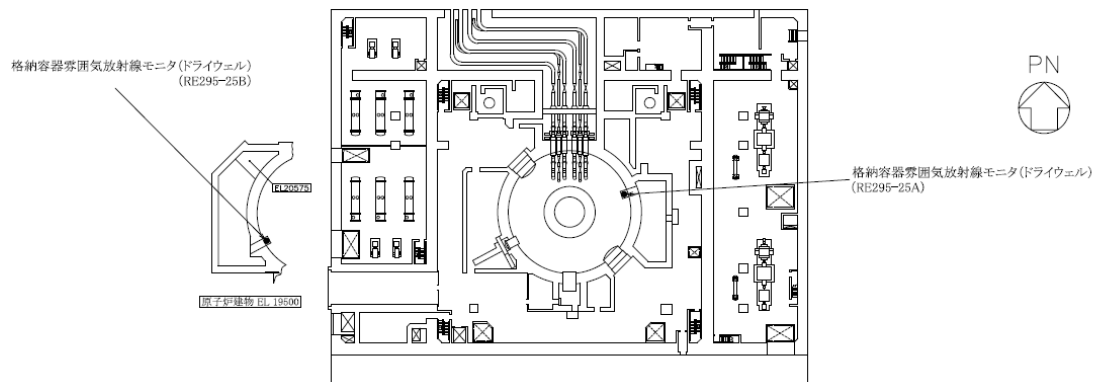
シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定した場合	設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度を設定	200 °C



原子炉建物地下1階



図1 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)  
配置図及び設置状況図 (1/2)



原子炉建物地上1階

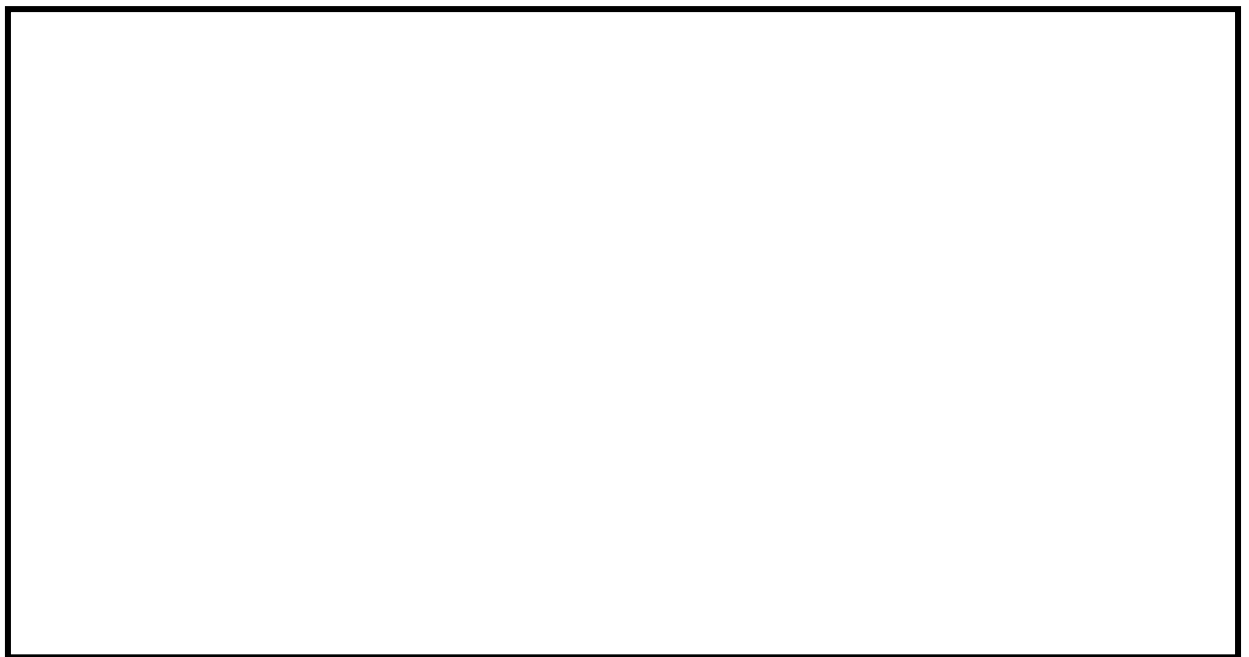


図1 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ) (ドライウエル) 配置図及び設置状況図 (2/2)

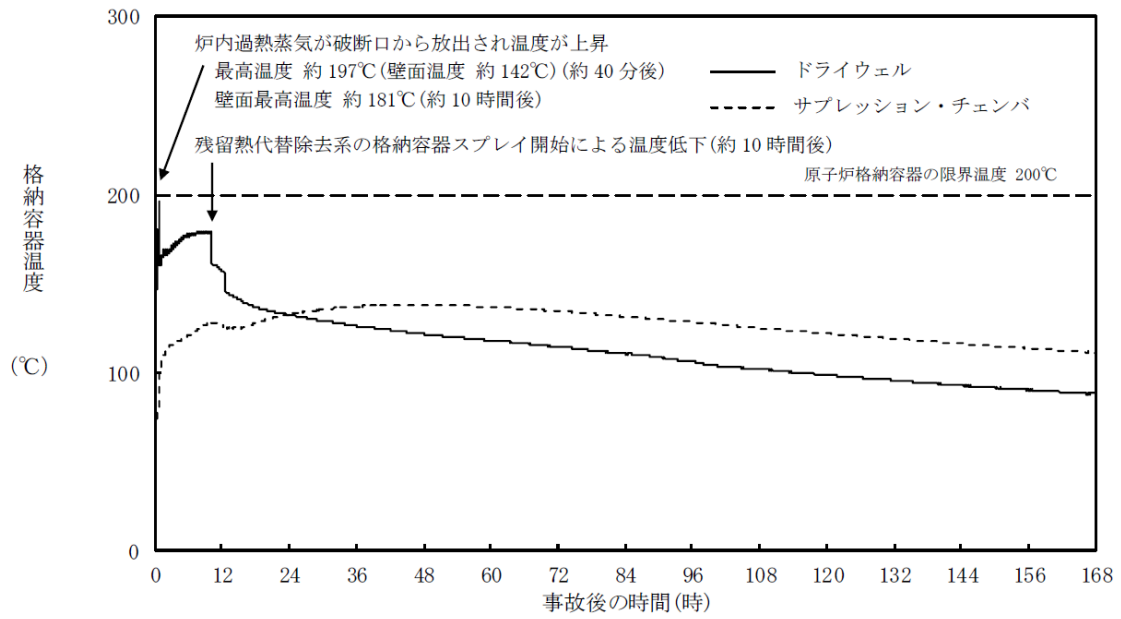


図2 「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」  
 における原子炉格納容器 (気相) 温度時刻歴

原子炉格納容器外の建物内（原子炉棟内（二次格納施設内））において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉棟内（二次格納施設内）は、原則として雰囲気中の放射性物質による放射線影響を考慮し470Gy\*<sup>1</sup>を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に470Gy\*<sup>1</sup>を超える恐れのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定\*<sup>2</sup>し、原子炉棟内（二次格納施設内）における放射線源（残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系配管、格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管、サプレッションチェンバ、非常用ガス処理系前置ガス処理装置）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける放射線源付近の環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

原子炉格納容器外の原子炉棟内（二次格納施設内）において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図1～図5及び表1～表5に示す。

また、具体的に放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備について表6に、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図10に示す。

注記\*<sup>1</sup>：切上げた積算線量を示す。

\*<sup>2</sup>：想定される重大事故等の条件又はそれらを包括する条件を設定

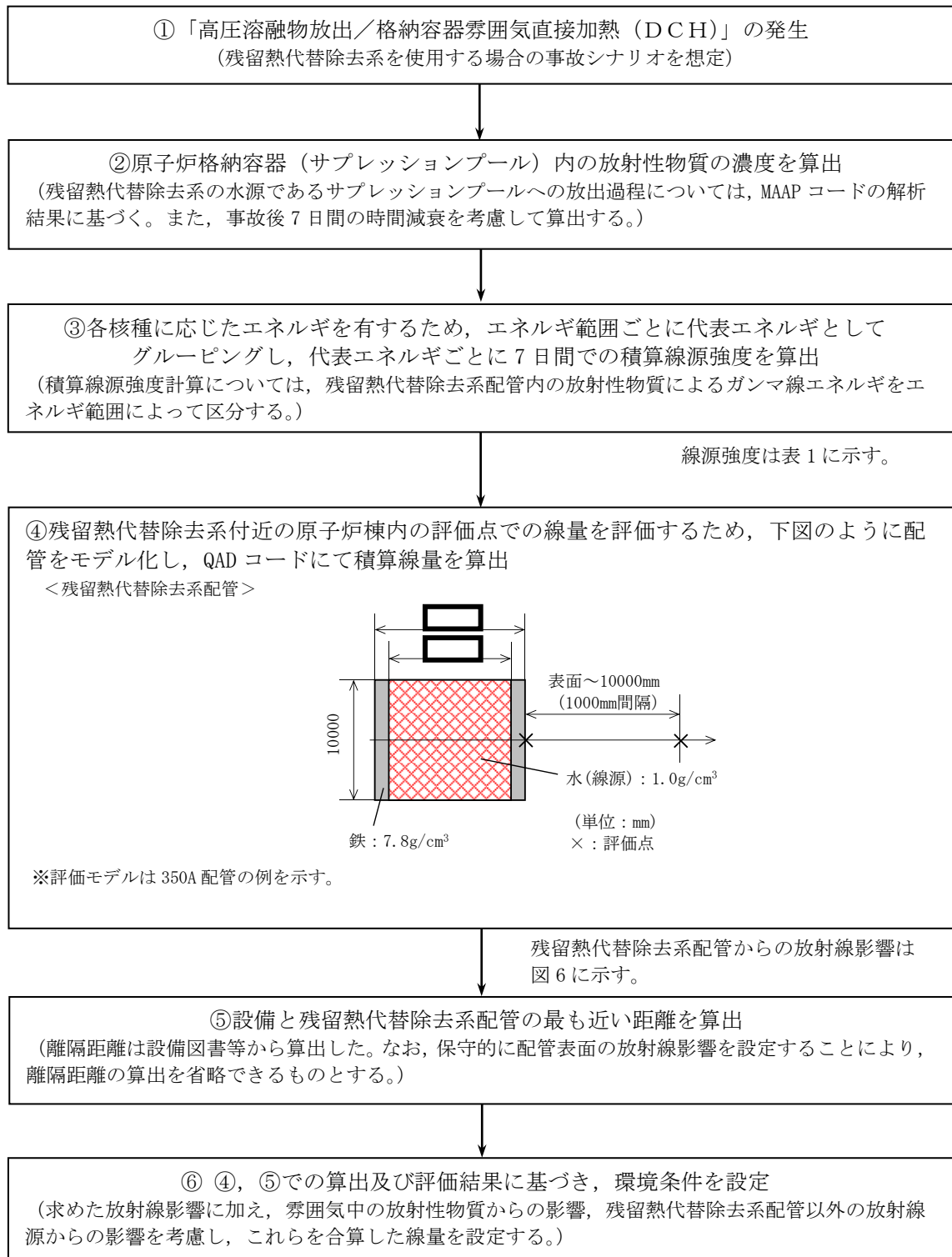


図1 重大事故時における原子炉棟内の線源（残留熱代替除去系配管表面）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

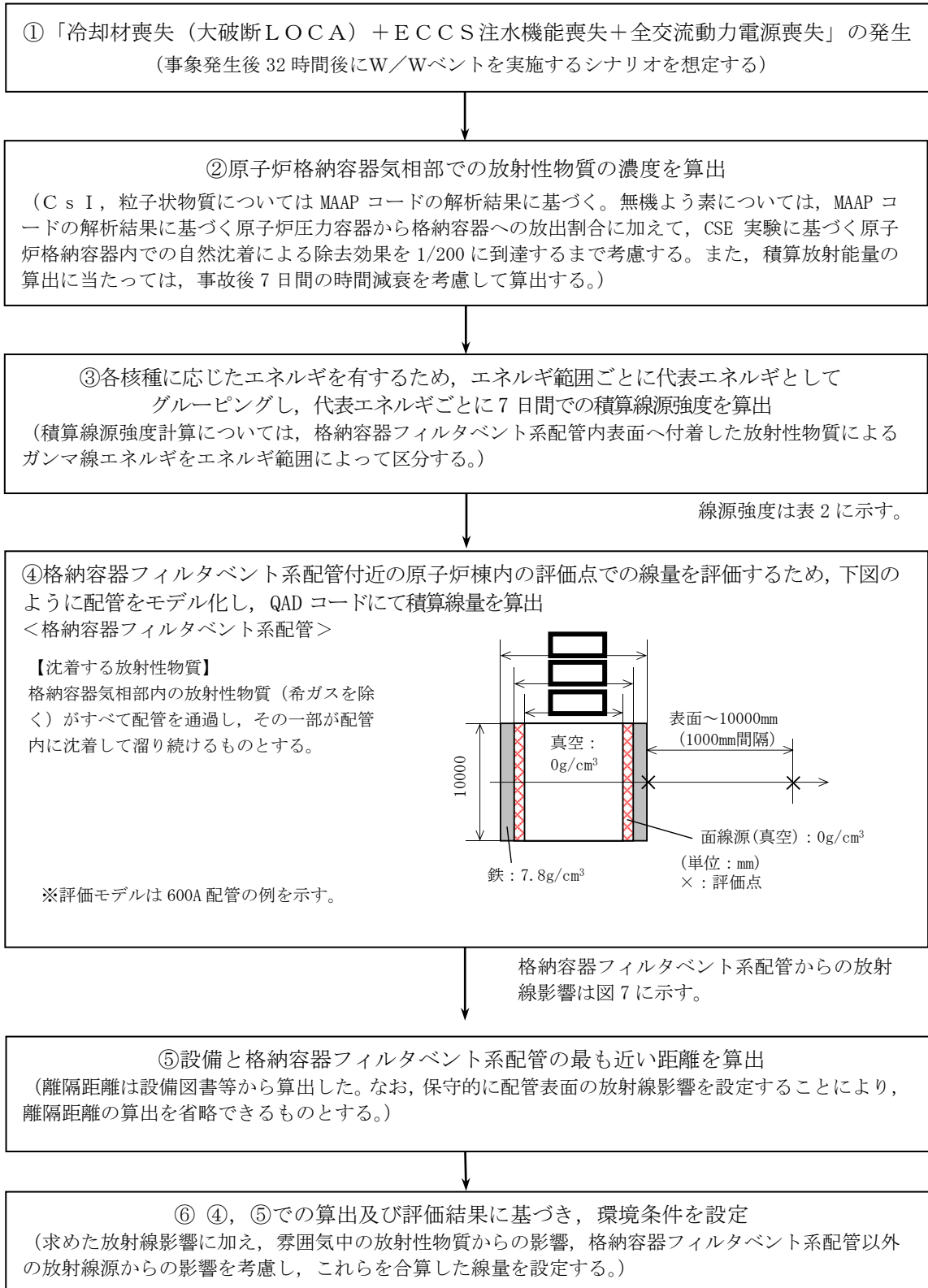
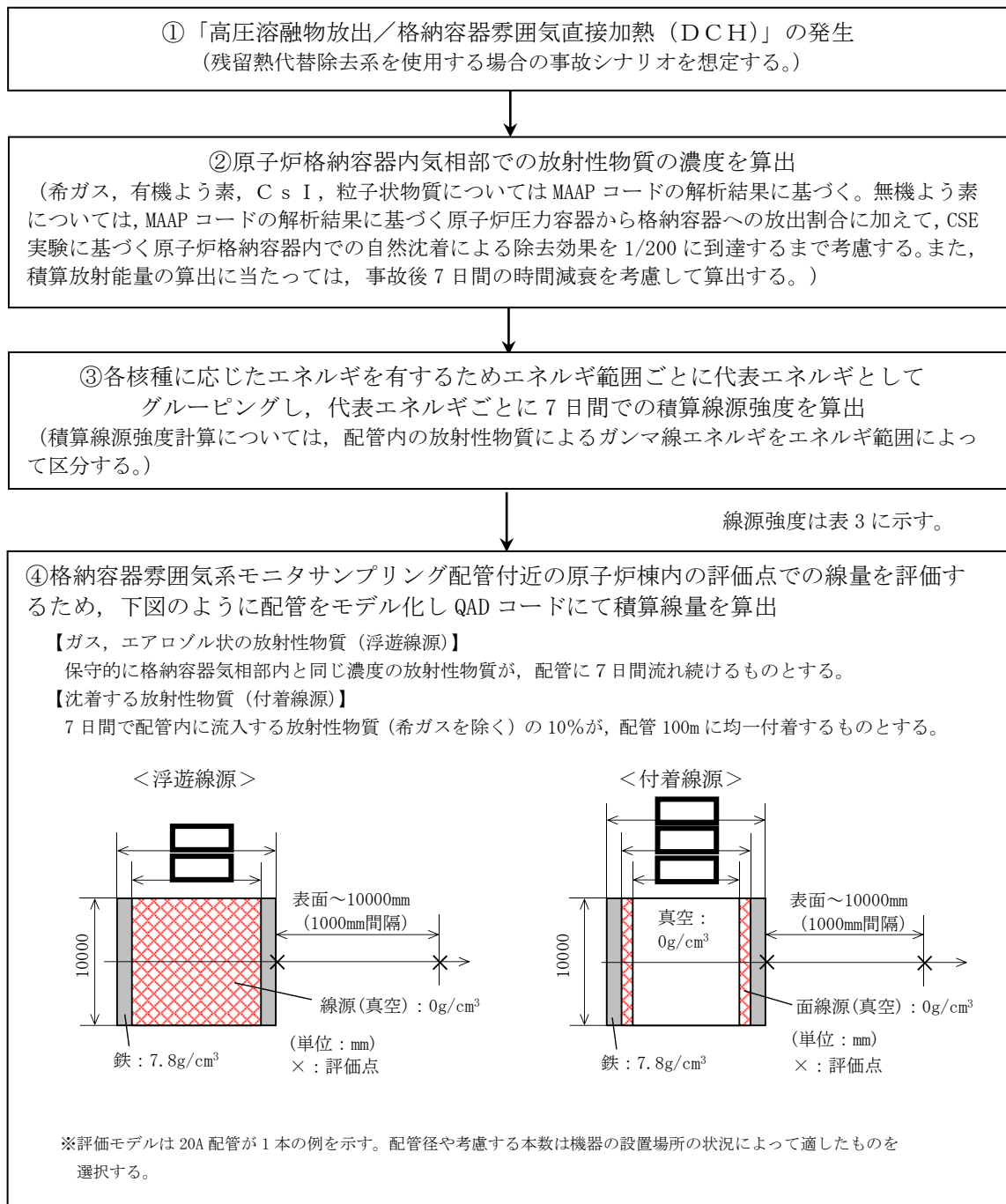


図2 重大事故時における原子炉棟内の線源（格納容器フィルタベント系配管）  
付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



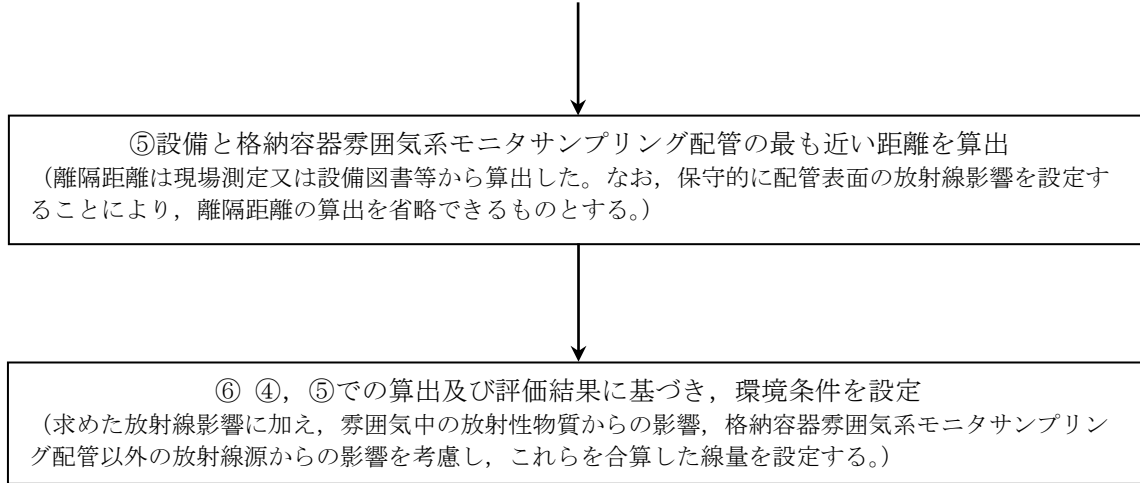


格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管からの放射線影響は図8に示す。

(次頁に続く)

図3 重大事故時における原子炉棟内の線源（格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

(前頁より)



各設備への放射線影響については表 6 に示す。

図 3 重大事故時における原子炉棟内の線源（格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

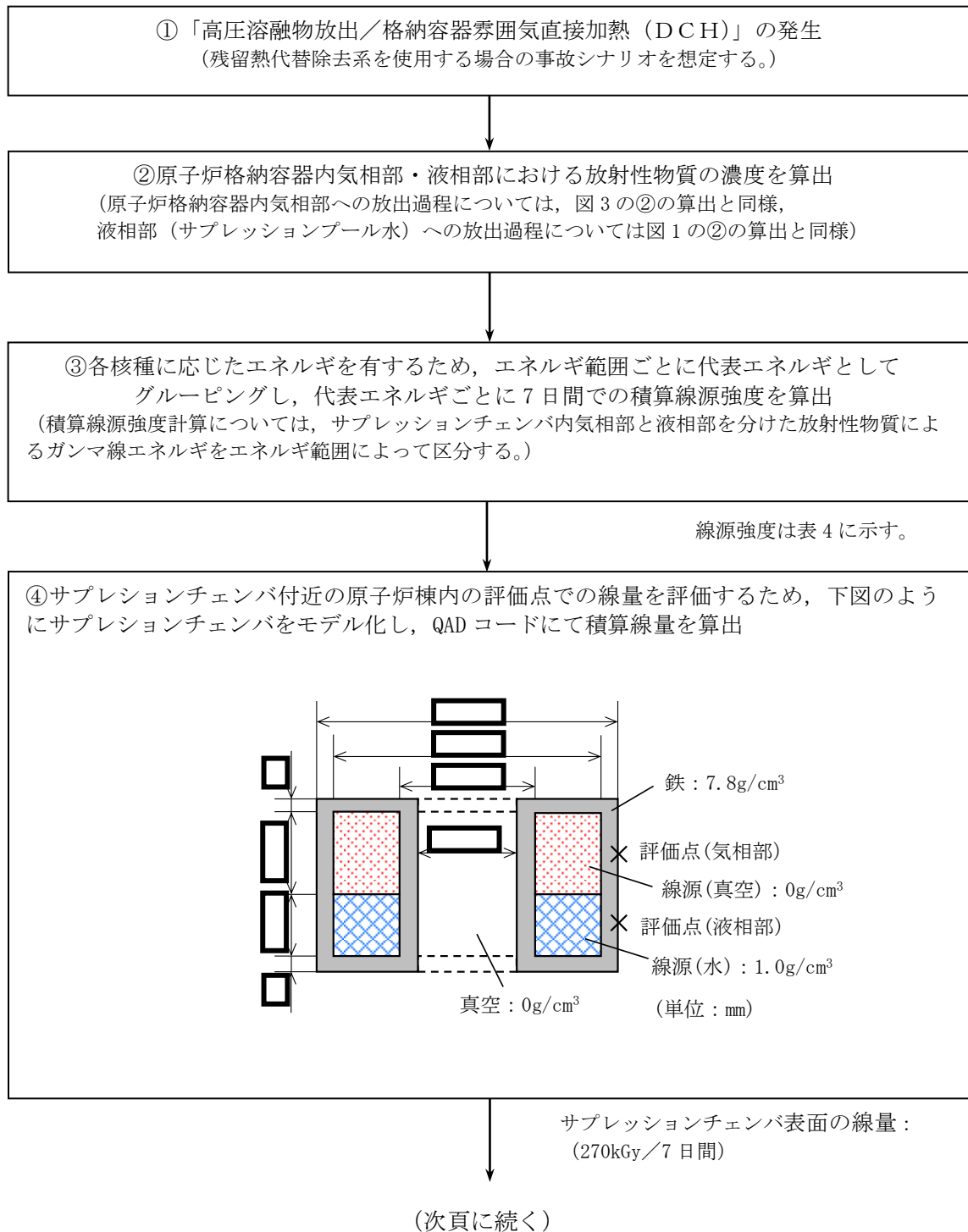
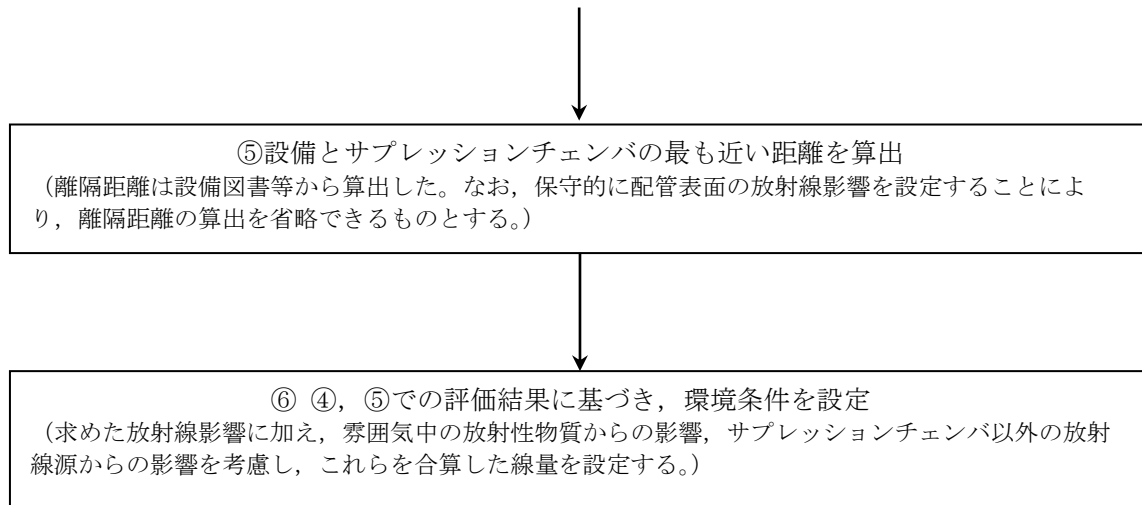


図4 重大事故時における原子炉棟内の線源（サプレッションチェンバ）付近の  
 重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(1/2)

(前頁より)



各設備への放射線影響については表 6 に示す。

図 4 重大事故時における原子炉棟内の線源（サプレッションチェンバ）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2/2)

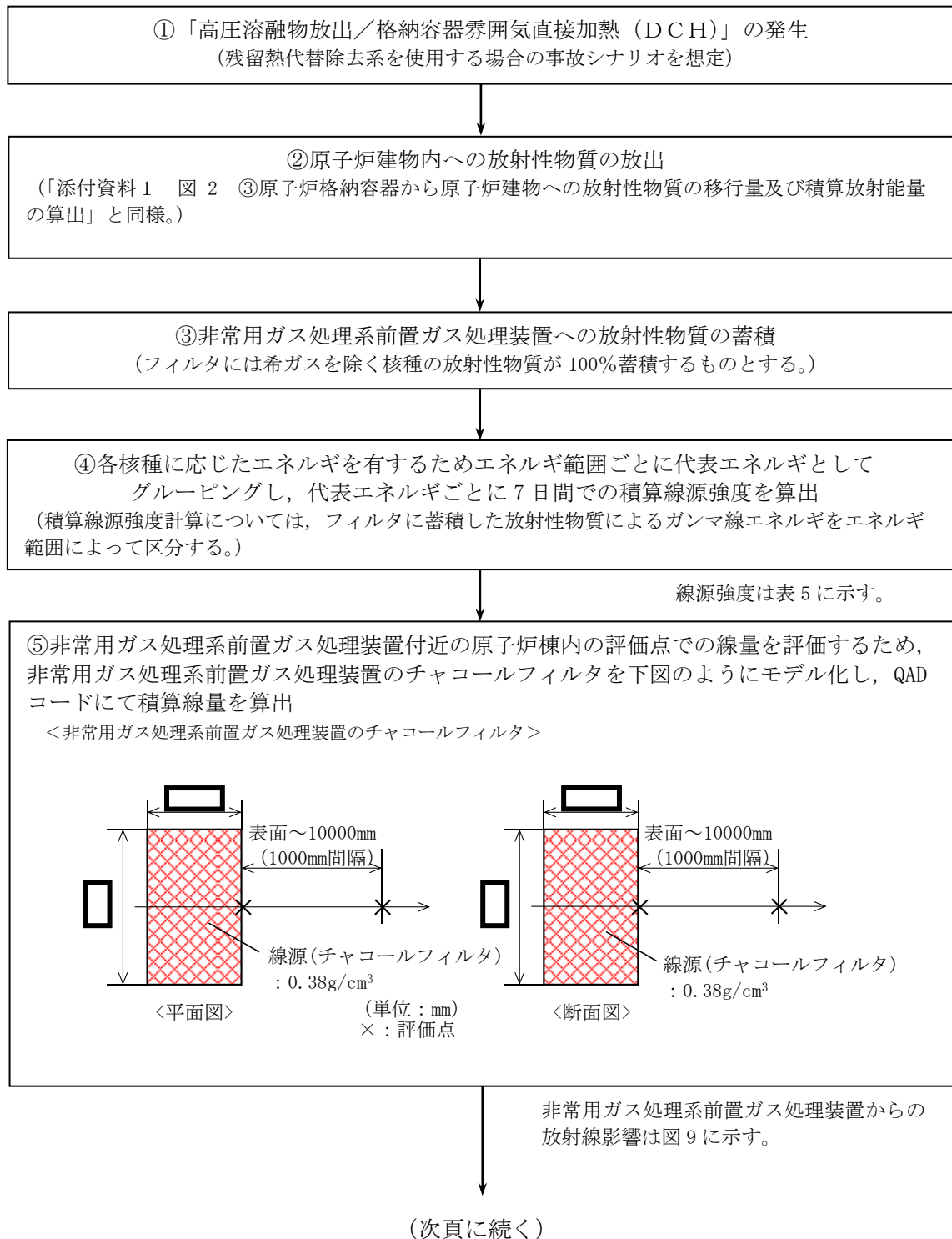
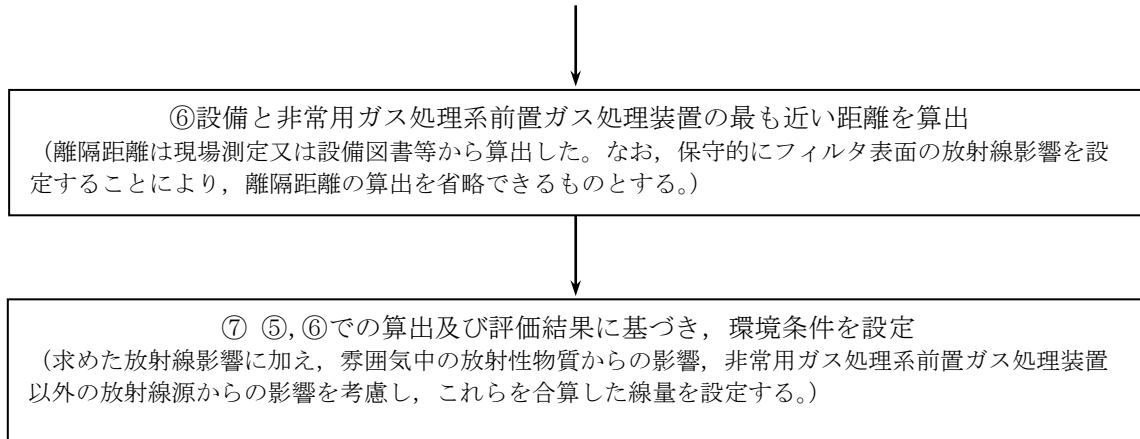


図5 重大事故時における原子炉棟内の線源（非常用ガス処理系前置ガス処理装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

(前頁より)



各設備への放射線影響については表 6 に示す。

図 5 重大事故時における原子炉棟内の線源（非常用ガス処理系前置ガス処理装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

表 1 重大事故時における残留熱代替除去系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	約6.6E+13
0.025	約1.9E+14
0.0375	約3.9E+13
0.0575	約3.5E+13
0.085	約4.7E+12
0.125	約2.1E+14
0.225	約2.5E+14
0.375	約4.9E+13
0.575	約4.5E+14
0.85	約1.4E+14
1.25	約3.2E+13
1.75	約2.3E+12
2.25	約8.4E+11
2.75	約2.7E+10
3.5	約3.1E+08
5.0	約3.5E+02
7.0	約4.0E+01
9.5	約4.6E+00

表 2 重大事故時における格納容器フィルタベント系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	約5.7E+14
0.025	約9.6E+14
0.0375	約2.2E+14
0.0575	約1.1E+14
0.085	約4.3E+14
0.125	約9.1E+13
0.225	約1.7E+15
0.375	約1.2E+16
0.575	約2.6E+16
0.85	約1.5E+16
1.25	約3.3E+15
1.75	約3.1E+14
2.25	約2.3E+14
2.75	約5.5E+12
3.5	約1.1E+08
5.0	約2.5E+02
7.0	約2.9E+01
9.5	約3.3E+00

表 3 重大事故時における格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm <sup>-3</sup> )	
	浮遊線源	付着線源
0.01	約1.8E+13	約2.6E+15
0.025	約3.2E+13	約6.7E+15
0.0375	約7.8E+13	約1.4E+15
0.0575	約5.3E+12	約1.2E+15
0.085	約6.5E+13	約4.8E+14
0.125	約2.8E+13	約6.7E+15
0.225	約6.2E+13	約9.3E+15
0.375	約4.6E+13	約1.1E+16
0.575	約1.6E+14	約3.8E+16
0.85	約7.3E+13	約1.7E+16
1.25	約2.0E+13	約4.7E+15
1.75	約2.8E+12	約6.3E+14
2.25	約1.9E+12	約2.5E+14
2.75	約6.8E+10	約5.6E+12
3.5	約1.4E+09	約9.9E+09
5.0	約4.7E+01	約1.1E+04
7.0	約5.4E+00	約1.3E+03
9.5	約6.2E-01	約1.5E+02

表 4 重大事故時におけるサブプレッションチェンバの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm <sup>-3</sup> )	
	気相部	液相部
0.01	約1.8E+13	約6.6E+13
0.025	約3.2E+13	約1.9E+14
0.0375	約7.8E+13	約3.9E+13
0.0575	約5.3E+12	約3.5E+13
0.085	約6.5E+13	約4.7E+12
0.125	約2.8E+13	約2.1E+14
0.225	約6.2E+13	約2.5E+14
0.375	約4.6E+13	約4.9E+13
0.575	約1.6E+14	約4.5E+14
0.85	約7.3E+13	約1.4E+14
1.25	約2.0E+13	約3.2E+13
1.75	約2.8E+12	約2.3E+12
2.25	約1.9E+12	約8.4E+11
2.75	約6.8E+10	約2.7E+10
3.5	約1.4E+09	約3.1E+08
5.0	約4.7E+01	約3.5E+02
7.0	約5.4E+00	約4.0E+01
9.5	約6.2E-01	約4.6E+00



表 5 重大事故時における非常用ガス処理系前置ガス処理装置の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	約 $1.5\text{E}+14$
0.025	約 $2.5\text{E}+14$
0.0375	約 $5.7\text{E}+13$
0.0575	約 $2.5\text{E}+13$
0.085	約 $1.2\text{E}+14$
0.125	約 $2.2\text{E}+13$
0.225	約 $4.6\text{E}+14$
0.375	約 $3.5\text{E}+15$
0.575	約 $6.5\text{E}+15$
0.85	約 $3.8\text{E}+15$
1.25	約 $8.5\text{E}+14$
1.75	約 $8.3\text{E}+13$
2.25	約 $5.9\text{E}+13$
2.75	約 $1.4\text{E}+12$
3.5	—
5.0	—
7.0	—
9.5	—

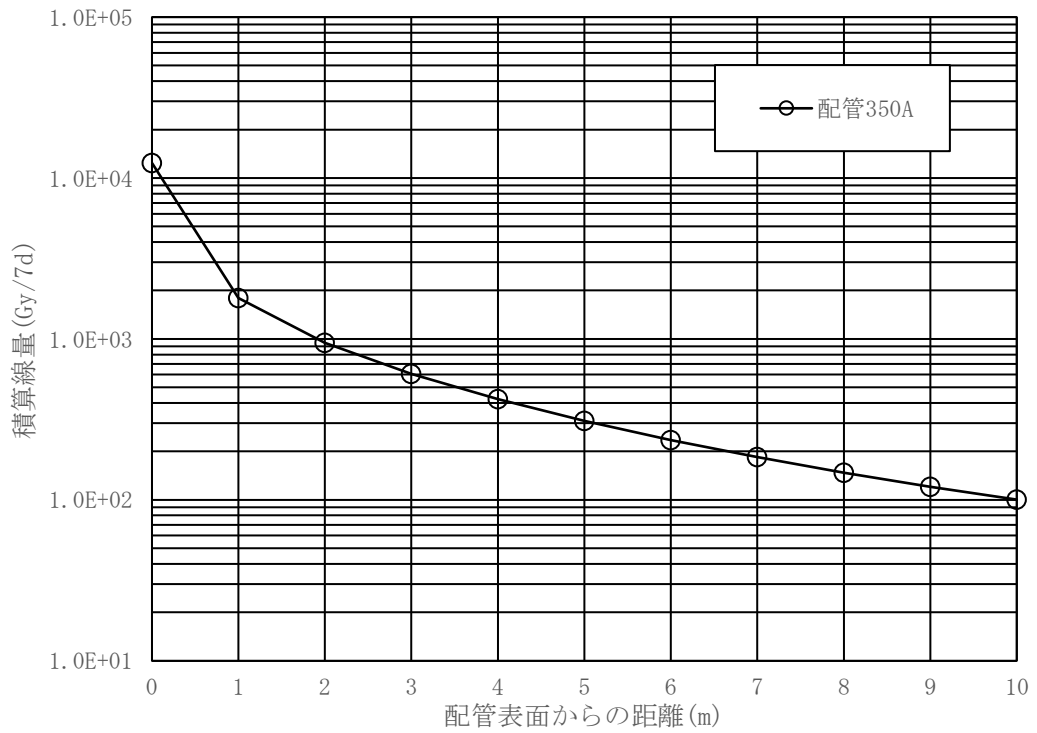


図6 残留熱代替除去系配管からの距離と線量

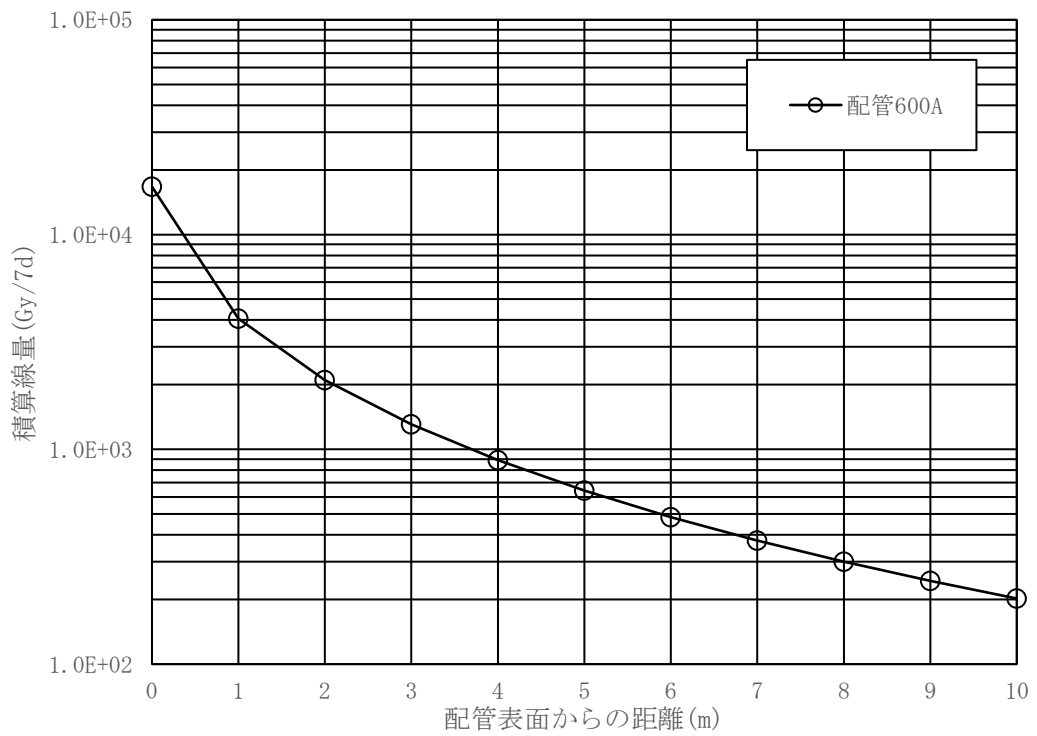


図7 格納容器フィルタベント系配管からの距離と線量

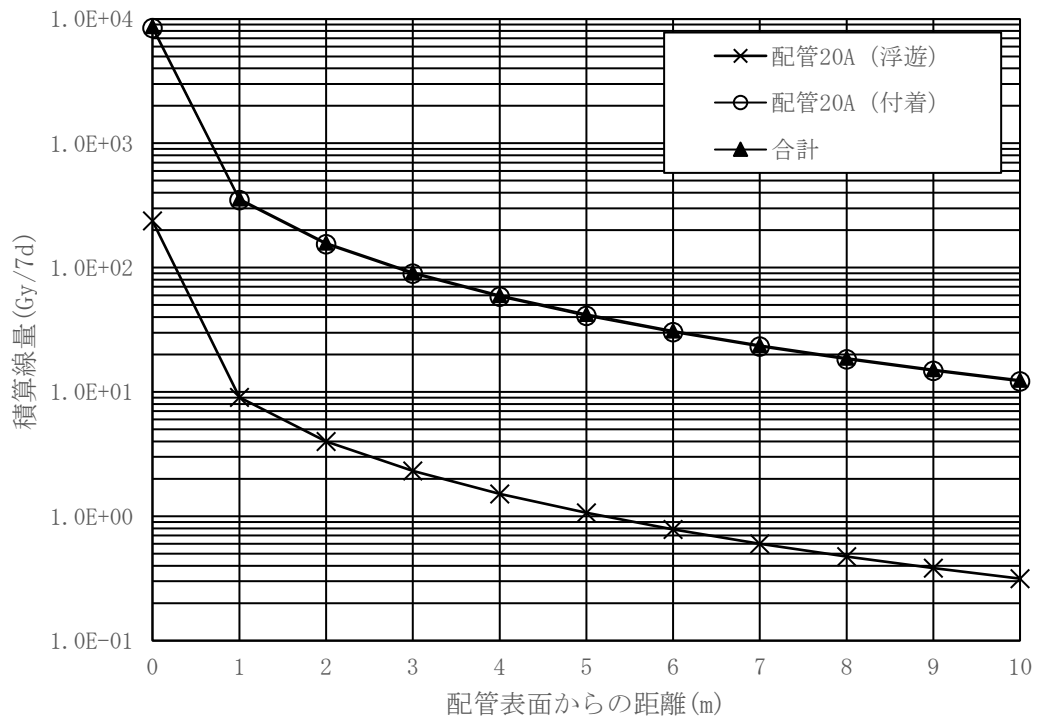


図8 格納容器内雰囲気サンプリング配管からの距離と線量

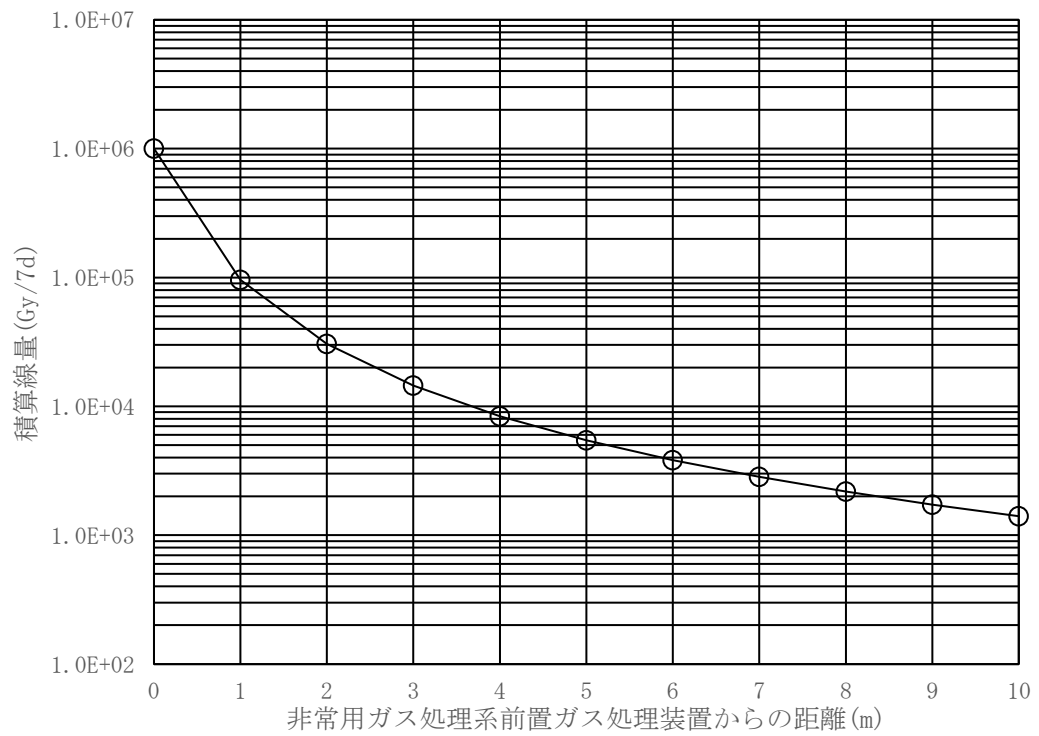


図9 非常用ガス処理系前置ガス処理装置からの距離と線量

表 6 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備(1/3)

No.	対象設備	機器番号	空間 <sup>*1</sup>		残留熱代替除去系 <sup>*2</sup>			格納容器フィルタベント系 <sup>*2</sup> 配管 <sup>*2</sup>			格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管 <sup>*2</sup>			サブレーションチェンバ <sup>*2*4</sup>	合計 <sup>*5</sup>
			(kGy)	(kGy)	距離(m) <sup>*3</sup>	線源種類	(kGy)	距離(m) <sup>*3</sup>	線源種類	(kGy)	距離(m) <sup>*3</sup>	線源種類	(kGy)		
1	原子炉圧力	PX298-5B	4. 6E-01	-	-	10	600A配管	2. 0E-01	-	-	-	-	6. 7E-01		
2	原子炉圧力 (S A)	PX298-9	4. 6E-01	-	-	2	600A配管	2. 1E+00	-	-	-	-	2. 6E+00		
3	原子炉水位 (広帯域)	LX298-11B	4. 6E-01	-	-	10	600A配管	2. 0E-01	-	-	-	-	6. 7E-01		
4	原子炉水位 (燃料域)	LX298-12B	4. 6E-01	-	-	2	600A配管	2. 1E+00	-	-	-	-	2. 6E+00		
5	原子炉水位 (S A)	LX298-13	4. 6E-01	-	-	2	600A配管	2. 1E+00	-	-	-	-	2. 6E+00		
6	低圧原子炉代替注水流量	FX2B2-2B-1	4. 6E-01	-	-	1	600A配管	4. 1E+00	-	-	-	-	4. 6E+00		
7	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	FX2B2-2B-2	4. 6E-01	-	-	1	600A配管	4. 1E+00	-	-	-	-	4. 6E+00		
8	格納容器代替スブレイ流量	FX2B5-2B	4. 6E-01	-	-	10	600A配管	2. 0E-01	-	-	-	-	6. 7E-01		
9	残留熱代替除去系原子炉注水流量	FX222-10	4. 6E-01	-	-	10	600A配管	2. 0E-01	-	-	-	-	6. 7E-01		
10	残留熱代替除去系格納容器スブレイ流量	FX222-11	4. 6E-01	-	-	7	600A配管	3. 8E-01	-	-	-	-	8. 4E-01		
11	ドライウェル圧力 (S A)	PX217-14	4. 6E-01	-	-	-	-	-	-	0	20A配管	7. 5E-01	1. 3E+00		
		PX217-16	4. 6E-01	-	-	-	-	-	-	1	20A配管	4. 4E-01	9. 1E-01		
12	サブレーションチェンバ圧力 (S A)	PX217-15	4. 6E-01	-	-	-	-	-	-	0	20A配管	7. 5E-01	1. 3E+00		
		PX217-17	4. 6E-01	-	-	-	-	-	-	1	20A配管	4. 4E-01	9. 1E-01		

表 6 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備(2/3)

No.	対象設備	機器番号	空間*1		残留熱代替除去系*2			格納容器フィルタベント系配管*2			格納容器雰囲気系モニタリング配管*2			サブレーションベンチエンバ*2*4	合計*5
			(kGy)	(kGy)	距離(m)*3	線源種類	(kGy)	距離(m)*3	線源種類	(kGy)	距離(m)*3	線源種類	(kGy)		
13	サブレーションプール水 位 (S A)	LX217-5	4. 6E-01	1. 3E+00	2	350A配管	-	-	-	-	-	-	-	1. 8E+00	
14	格納容器水素濃度 (B系)	H2E229-101B	4. 6E-01	-	-	-	-	-	0	バッファ タンク	1. 5E+00	-	-	2. 0E+00	
15	格納容器水素濃度 (S A)	H2E2D2-1	4. 6E-01	-	-	-	-	-	0	バッファ タンク	1. 0E+00	-	-	1. 5E+00	
16	残留熱除去系熱交換器出 口温度	TE222-2B	4. 6E-01	1. 2E+01	0	350A配管	-	-	1	20A配管	4. 0E+00	-	-	1. 7E+01	
17	原子炉建物水素濃度	H2E278-18	4. 6E-01	-	-	-	10	600A配管	-	-	-	-	2. 7E+02	2. 8E+02	
18	格納容器酸素濃度 (B系)	O2E229-101B	4. 6E-01	-	-	-	-	-	0	バッファ タンク	1. 5E+00	-	-	2. 1E+00	
19	格納容器酸素濃度 (S A)	O2E2D2-1	4. 6E-01	-	-	-	-	-	0	φ8配管	4. 6E-01	-	-	9. 2E-01	

注記\*1：空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。線量の数値は四捨五入した値を示す。

\*2：残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系配管、格納容器雰囲気系モニタリング配管、サブレーションベンチエンバ、非常用ガス処理系前置ガス処理装置の値は、機器の設置エリア又は周囲のエリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において、それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。複数の線源からの影響がある場合は、最も寄与の大きな線源からの距離及び線源種類を代表として記載する。線量の数値は四捨五入した値を示す。

\*3：距離とは高放射性物質を含む配管等と対象機器との最短距離を示すものであり、図6～図9に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。

\*4：サブレーションベンチエンバは表面線量を示す。

\*5：合計線量の数値は、数値を切上げた値を示す。

表 6 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備 (3/3)

No.	対象設備	機器番号	空間*1		残留熱代替除去系*2			格納容器フィルタベンタ系配管*2			非常用ガス処理系前置ガス処理装置*2		合計*4
			(kGy)	(kGy)	距離(m)*3	線源種類	(kGy)	距離(m)*3	線源種類	(kGy)	距離(m)*3	(kGy)	
20	残留熱除去系熱交換器	H222-1 (A)	4. 6E-01	5. 0E+01	0	350A配管	-	-	-	-	-	-	5. 0E+01
		H222-1 (B)	4. 6E-01	3. 7E+01	0	350A配管	-	-	-	-	-	-	3. 8E+01
22	非常用ガス処理系排風機	M226-1 (A)	4. 6E-01	-	-	-	10	600A配管	6. 3E-01	8	2. 2E+00	3. 3E+00	
		M226-1 (B)	4. 6E-01	-	-	-	8	600A配管	7. 4E-01	8	2. 2E+00	3. 4E+00	

注記\*1：空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。線量の数値は四捨五入した値を示す。

\*2：残留熱代替除去系、格納容器フィルタベンタ系配管、格納容器雰囲気系モニタサンプリング配管、サブレシジョンチェンバ、非常用ガス処理系前置ガス処理装置の値は、機器の設置エリア又は周囲のエリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において、それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。複数の線源からの影響がある場合は、最も寄与の大きな線源からの距離及び線源種類を代表として記載する。線量の数値は四捨五入した値を示す。

\*3：距離とは高放射性物質を含む配管等と対象機器との最短距離を示すものであり、図6～図9に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。

\*4：合計線量の数値は、数値を切上げた値を示す。

原子炉棟内（二次格納施設内）における線源付近の環境条件：表 6 参照

サプレッションプール水位（S A）：LX217-5

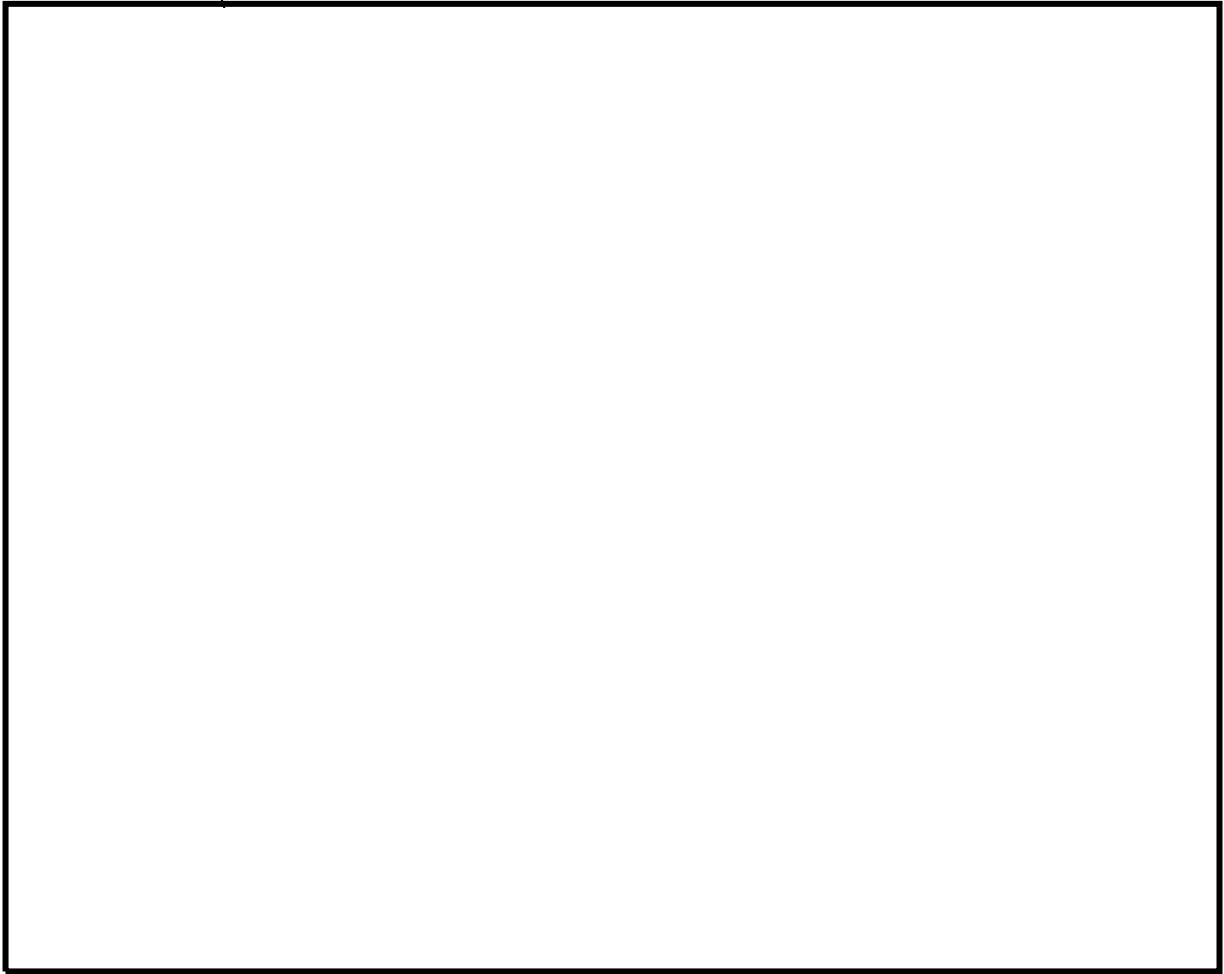
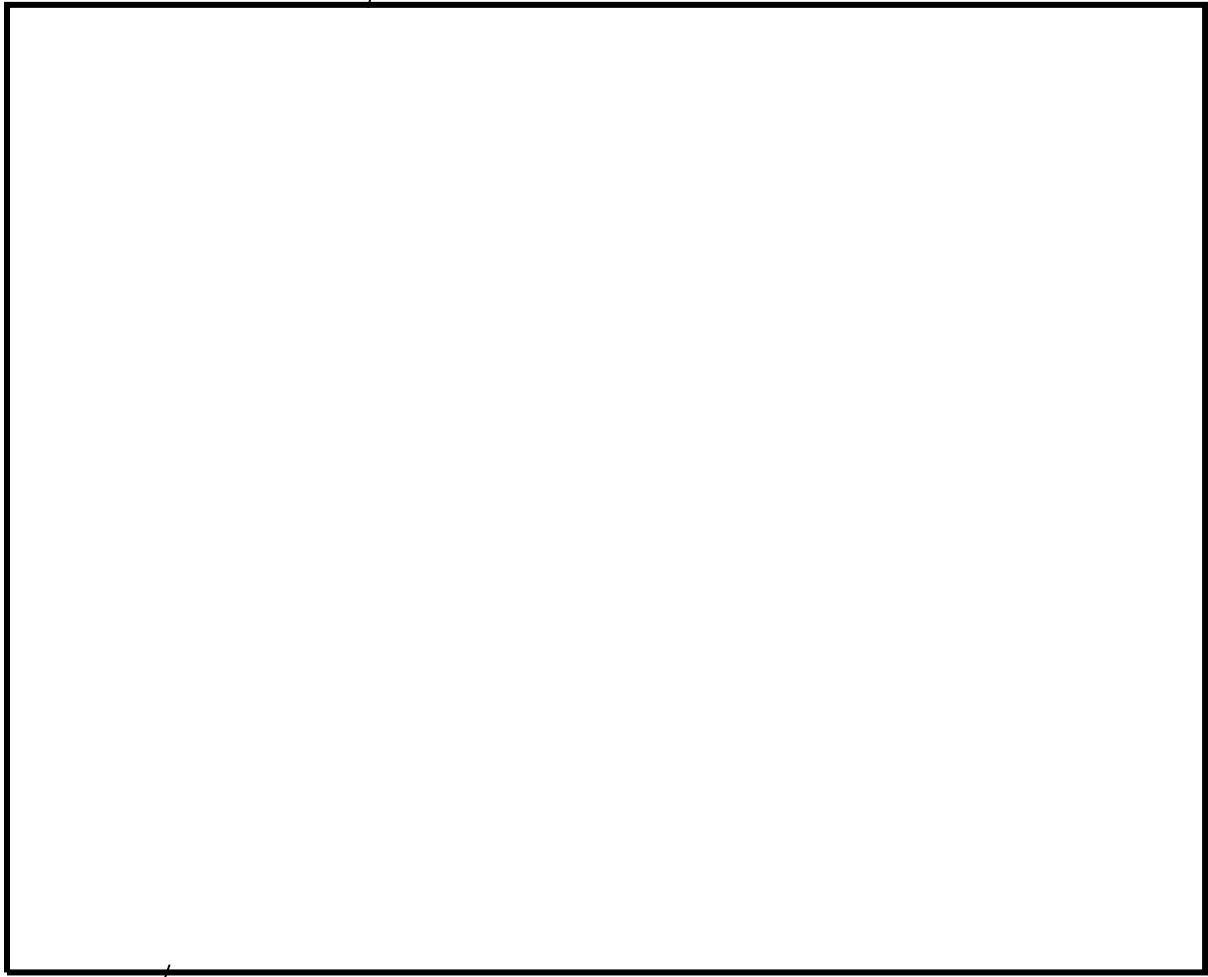


図10 個別に環境放射線を設定するエリア（1/5）

原子炉棟内（二次格納施設内）における線源付近の環境条件：表 6 参照

原子炉圧力（S A）：PX298-9  
原子炉水位（燃料域）：LX298-12B  
原子炉水位（S A）：LX298-13



原子炉建物水素濃度：H2E278-18

図10 個別に環境放射線を設定するエリア（2/5）



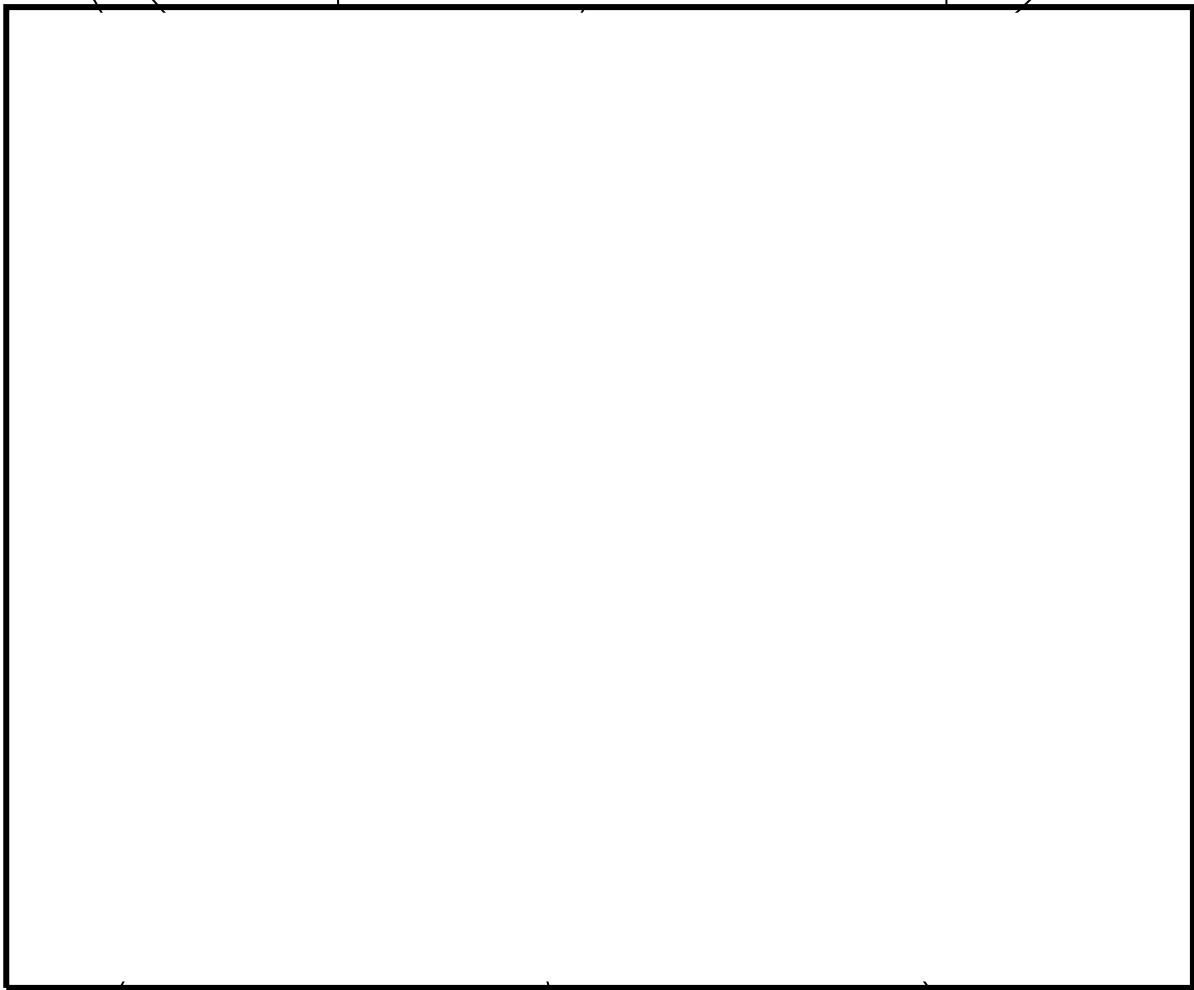
原子炉棟内（二次格納施設内）における線源付近の環境条件：表 6 参照

低圧原子炉代替注水流量：FX2B2-2B-1  
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）：FX2B2-2B-2

残留熱除去系熱交換器：H222-1（B）

残留熱除去系熱交換器：H222-1（A）

残留熱除去系熱交換器出口温度：TE222-2B



原子炉圧力：PX298-5B  
原子炉水位（広帯域）：LX298-11B

格納容器代替スプレイ流量：FX2B5-2B  
残留熱代替除去系原子炉注水流量：FX222-10

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量：FX222-11

図10 個別に環境放射線を設定するエリア（3/5）

原子炉棟内（二次格納施設内）における線源付近の環境条件：表 6 参照

ドライウエル圧力（S A）：PX217-14  
サブプレッションチェンバ圧力（S A）：PX217-15  
格納容器水素濃度（S A）：H2E2D2-1  
格納容器酸素濃度（S A）：O2E2D2-1

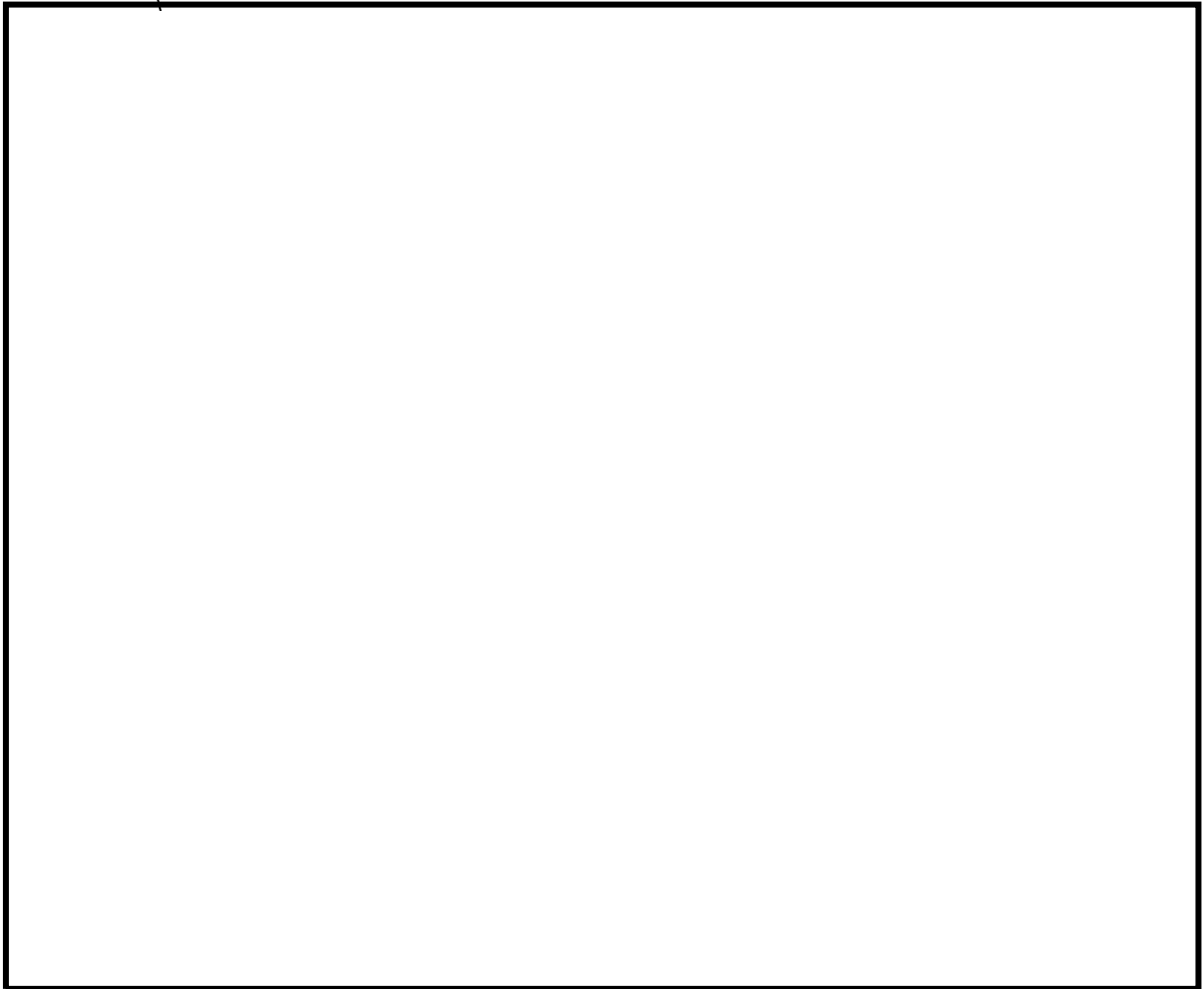


図10 個別に環境放射線を設定するエリア（4/5）

原子炉棟内（二次格納施設内）における線源付近の環境条件：表 6 参照

ドライウェル圧力（S A）：PX217-16  
サプレッションチェンバ圧力（S A）：PX217-17  
格納容器水素濃度（B 系）：H2E229-101B  
格納容器酸素濃度（B 系）：O2E229-101B

非常用ガス処理系排風機：M226-1(B)

非常用ガス処理系排風機：M226-1(A)

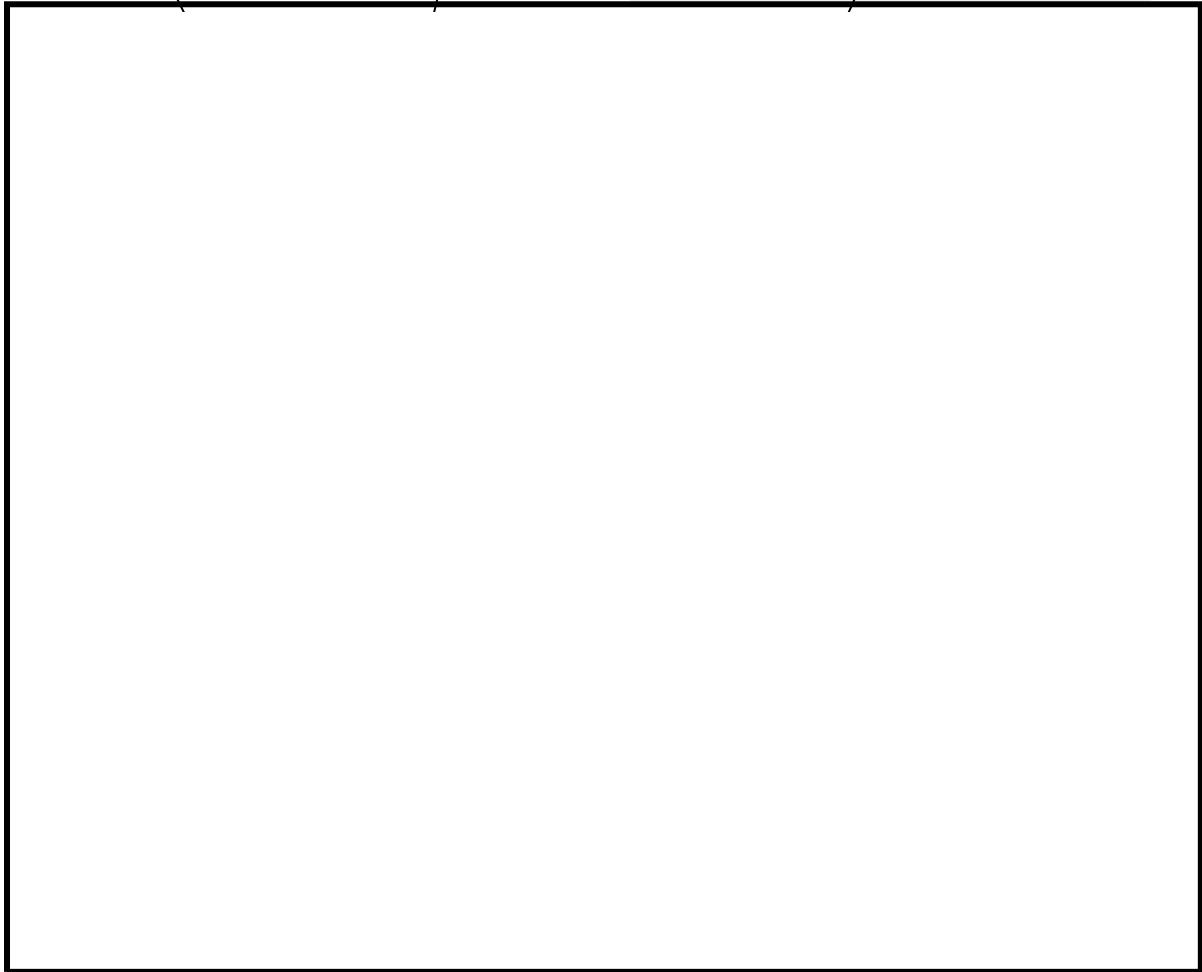


図10 個別に環境放射線を設定するエリア（5/5）

原子炉格納容器外の建物内（原子炉棟内（二次格納施設外）及びその他の建物内）及び屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉棟内（二次格納施設外）、その他の建物内及び屋外（以下「二次格納施設外の建物内及び屋外」という。）は、原則として一律  $6\text{Gy}^{\ast 1}$  を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に  $6\text{Gy}^{\ast 1}$  を超える恐れのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- 放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定 $\ast 2$ し、二次格納施設外の建物内及び屋外における放射線源（残留熱代替除去系 $\ast 3$ 、格納容器フィルタベント系、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける放射線源付近の環境条件として設定する。
- また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

二次格納施設外の建物内及び屋外において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図1～図3及び表1～表3に示す。また、具体的に放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備を表4に、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図7に示す。

注記 $\ast 1$  : 切上げた積算線量を示す。

$\ast 2$  : 想定される重大事故等の条件又はそれらを包括する条件を設定

$\ast 3$  : 残留熱代替除去系の線量影響については、添付資料5「原子炉格納容器外の建物内（原子炉棟内（二次格納施設内））において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

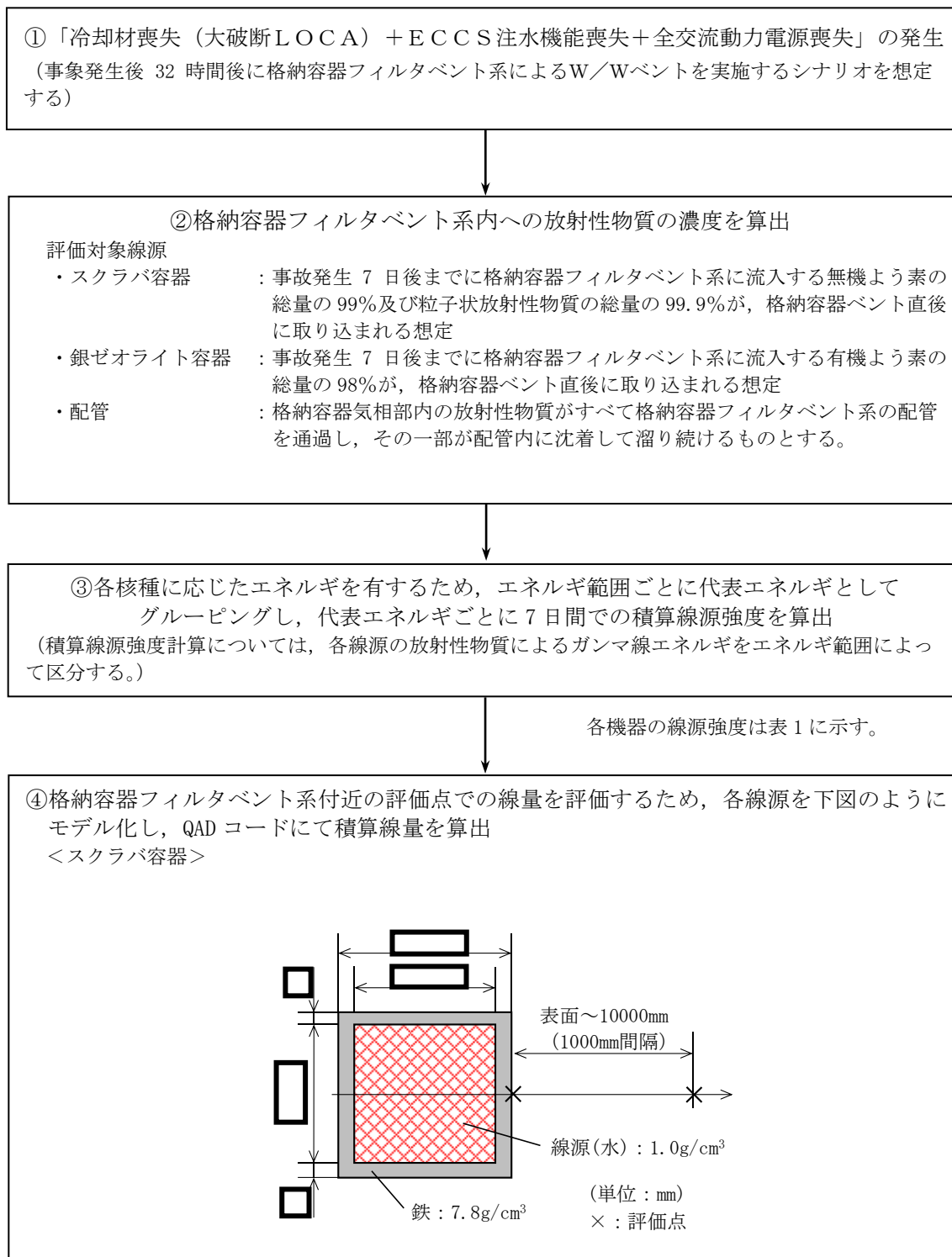
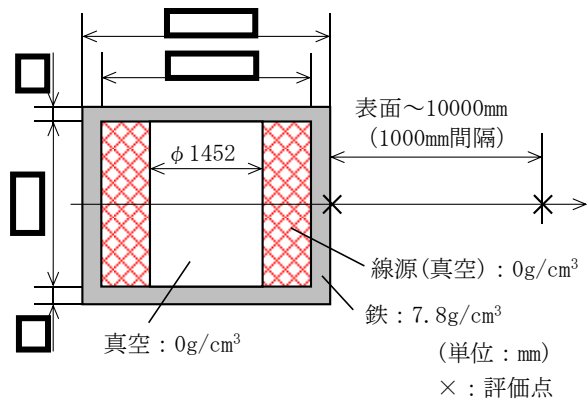
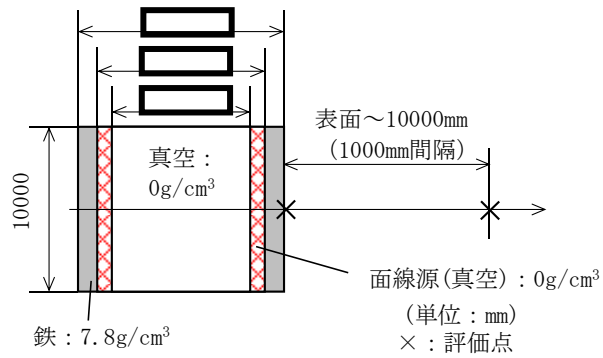


図 1 重大事故時におけるその他の建物内の線源（格納容器フィルタベント系）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/3）

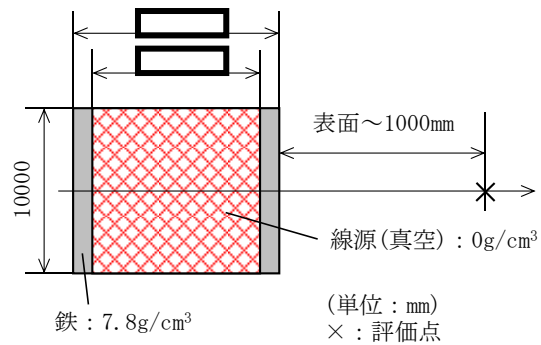
<銀ゼオライト容器>



<配管\*1,\*2>



<配管(出口)\*1,\*3>



注記\*1 : 配管径や考慮する本数は機器の設置場所の状況によって適したものを選択する。

\*2 : 評価モデルは200A配管の例を示す。

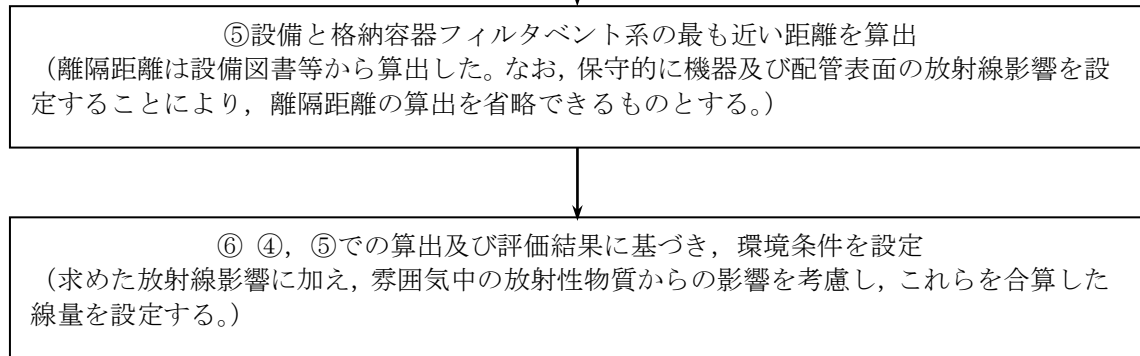
\*3 : 評価モデルは300A配管の例を示す。保温材及び外装板を考慮する。

各線源機器からの放射線影響は図4に示す。

(次頁に続く)

図1 重大事故時におけるその他の建物内の線源(格納容器フィルタベント系)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(2/3)

(前頁より)



各設備への放射線影響については表4に示す。

図1 重大事故時におけるその他の建物内の線源（格納容器フィルタベント系）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（3/3）

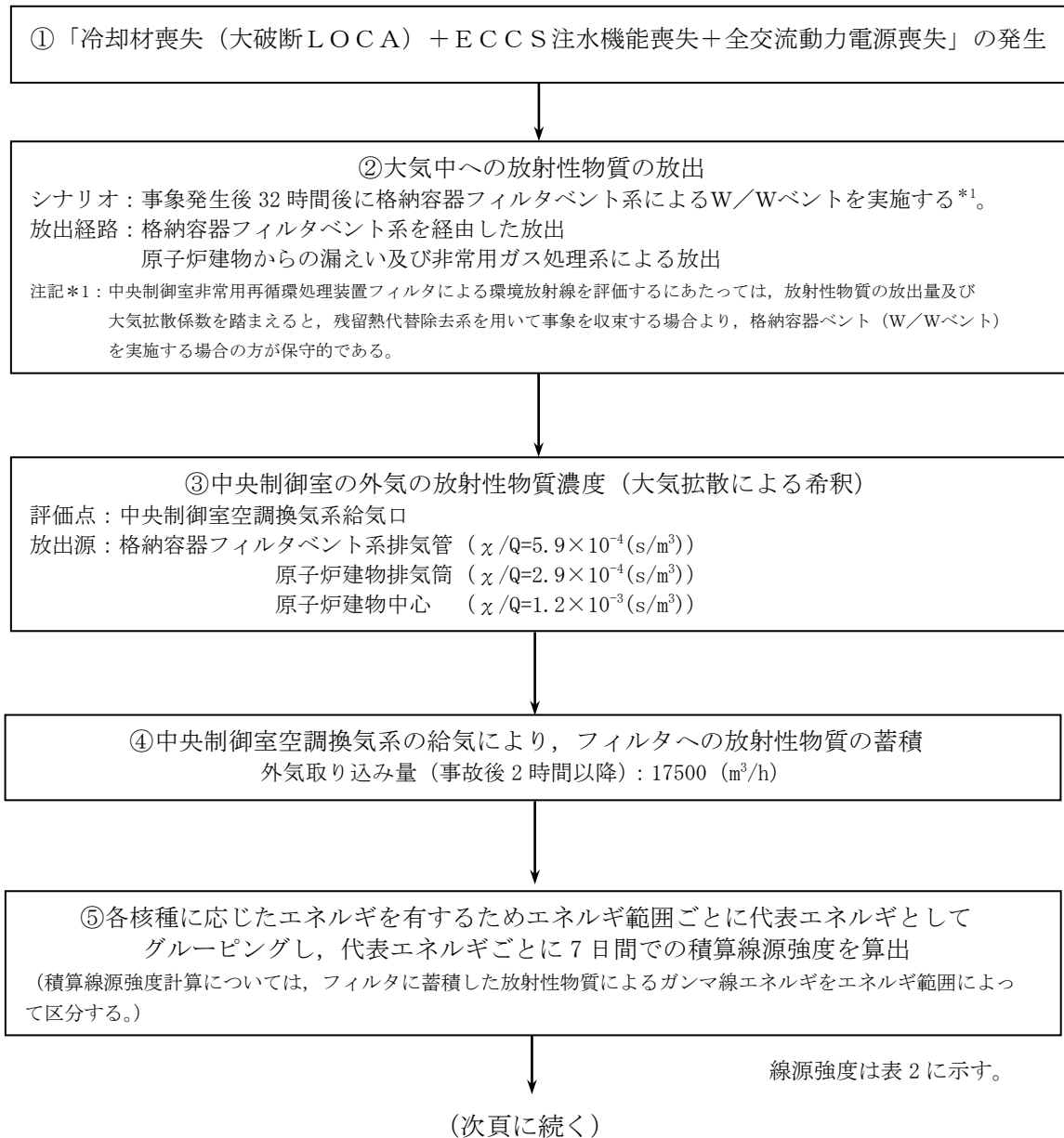


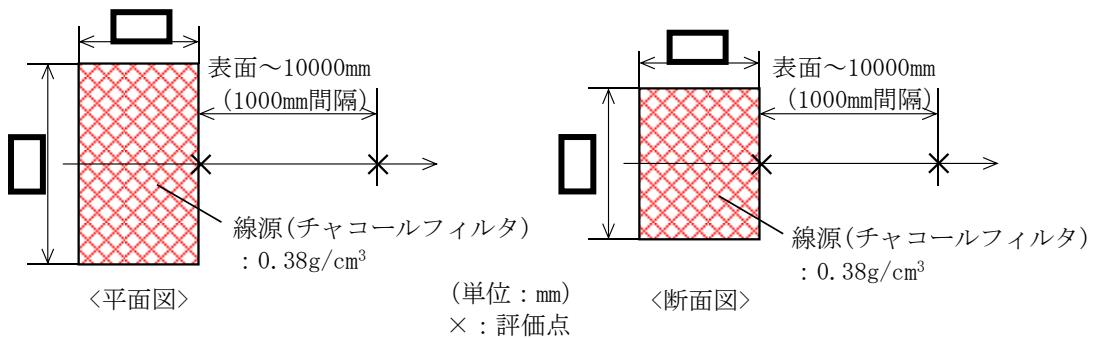
図2 重大事故時におけるその他の建物内の線源（中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）



(前頁より)

⑥中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ付近の評価点での線量を評価するため、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を下図のようにモデル化し、QADコードにて積算線量を算出

<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>



中央制御室非常用再循環処理装置フィルタからの放射線影響は図5に示す。

⑦設備と中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの最も近い距離を算出  
(離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的にフィルタ表面の放射線影響を設定することにより、離隔距離の算出を省略できるものとする。)

⑧ ⑥、⑦での算出及び評価結果に基づき、環境条件を設定  
(求めた放射線影響に加え、雰囲気中の放射性物質からの影響を考慮し、これらを合算した線量を設定する。)

各設備への放射線影響については表4に示す。

図2 重大事故時におけるその他の建物内の線源(中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(2/2)

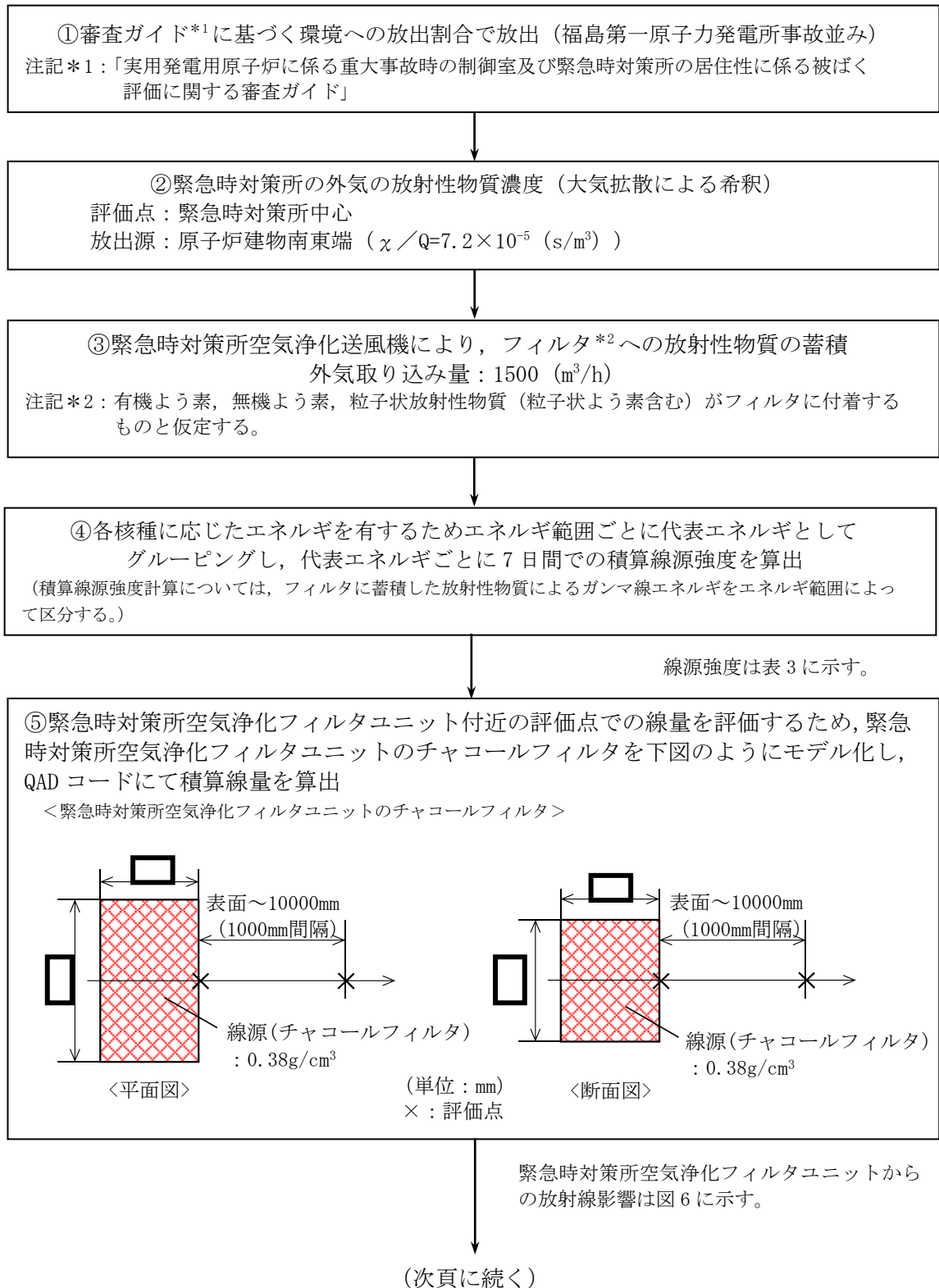


図3 重大事故時におけるその他の建物内の線源（緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

(前頁より)

⑥設備と緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの最も近い距離を算出  
(離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的にフィルタ表面の放射線影響を設定することにより、離隔距離の算出を省略できるものとする。)

⑦ ⑤, ⑥での算出及び評価結果に基づき、環境条件を設定  
(求めた放射線影響に加え、雰囲気中の放射性物質からの影響を考慮し、これらを合算した線量を設定する。)

各設備への放射線影響については表 4 に示す。

図 3 重大事故時におけるその他の建物内の線源（緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

表1 重大事故時における格納容器フィルタベント系の線源強度(1/2)

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm <sup>-3</sup> )		
	スクラバ容器	銀ゼオライト容器	配管
0.01	約1.1E+12	約1.6E+14	約1.7E+15
0.025	約2.6E+12	約2.6E+14	約2.8E+15
0.0375	約7.2E+11	約6.0E+13	約6.6E+14
0.0575	約4.4E+11	約2.8E+13	約3.1E+14
0.085	約5.5E+11	約1.2E+14	約1.3E+15
0.125	約4.0E+11	約2.4E+13	約2.7E+14
0.225	約3.8E+12	約4.7E+14	約5.1E+15
0.375	約1.4E+13	約3.5E+15	約3.7E+16
0.575	約3.4E+13	約7.3E+15	約7.7E+16
0.85	約1.9E+13	約4.2E+15	約4.4E+16
1.25	約4.2E+12	約9.3E+14	約9.7E+15
1.75	約3.5E+11	約8.6E+13	約9.0E+14
2.25	約2.5E+11	約6.5E+13	約6.8E+14
2.75	約6.6E+09	約1.6E+12	約1.6E+13
3.5	約5.2E+06	—	約3.3E+08
5.0	約1.2E+01	—	約7.4E+02
7.0	約1.3E+00	—	約8.5E+01
9.5	約1.5E-01	—	約9.8E+00

表1 重大事故時における格納容器フィルタベント系の線源強度(2/2)

代表エネルギー (MeV)	線源強度 ( $s^{-1} \cdot cm^{-3}$ )
	配管 (出口)
0.01	約4.6E+07
0.025	約2.0E+07
0.0375	約1.6E+08
0.0575	約2.2E+06
0.085	約1.4E+08
0.125	約1.3E+06
0.225	約2.1E+08
0.375	約4.9E+07
0.575	約4.9E+07
0.85	約2.4E+07
1.25	約1.1E+07
1.75	約2.0E+07
2.25	約7.4E+07
2.75	約8.4E+06
3.5	約3.0E+05
5.0	—
7.0	—
9.5	—

表2 重大事故時における中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	約 $1.5\text{E}+10$
0.025	約 $2.5\text{E}+10$
0.0375	約 $5.8\text{E}+09$
0.0575	約 $2.7\text{E}+09$
0.085	約 $1.2\text{E}+10$
0.125	約 $2.3\text{E}+09$
0.225	約 $4.5\text{E}+10$
0.375	約 $3.3\text{E}+11$
0.575	約 $7.1\text{E}+11$
0.85	約 $4.1\text{E}+11$
1.25	約 $9.0\text{E}+10$
1.75	約 $8.5\text{E}+09$
2.25	約 $6.3\text{E}+09$
2.75	約 $1.5\text{E}+08$
3.5	—
5.0	—
7.0	—
9.5	—

表3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
0.01	約 $1.1\text{E}+11$
0.025	約 $6.6\text{E}+11$
0.0375	約 $1.5\text{E}+11$
0.0575	約 $1.2\text{E}+11$
0.085	約 $5.6\text{E}+10$
0.125	約 $4.6\text{E}+10$
0.225	約 $9.5\text{E}+11$
0.375	約 $1.4\text{E}+12$
0.575	約 $3.8\text{E}+12$
0.85	約 $2.1\text{E}+12$
1.25	約 $4.9\text{E}+11$
1.75	約 $4.1\text{E}+10$
2.25	約 $2.9\text{E}+10$
2.75	約 $6.6\text{E}+08$
3.5	約 $1.4\text{E}+04$
5.0	約 $3.2\text{E}-02$
7.0	約 $3.6\text{E}-03$
9.5	約 $4.2\text{E}-04$

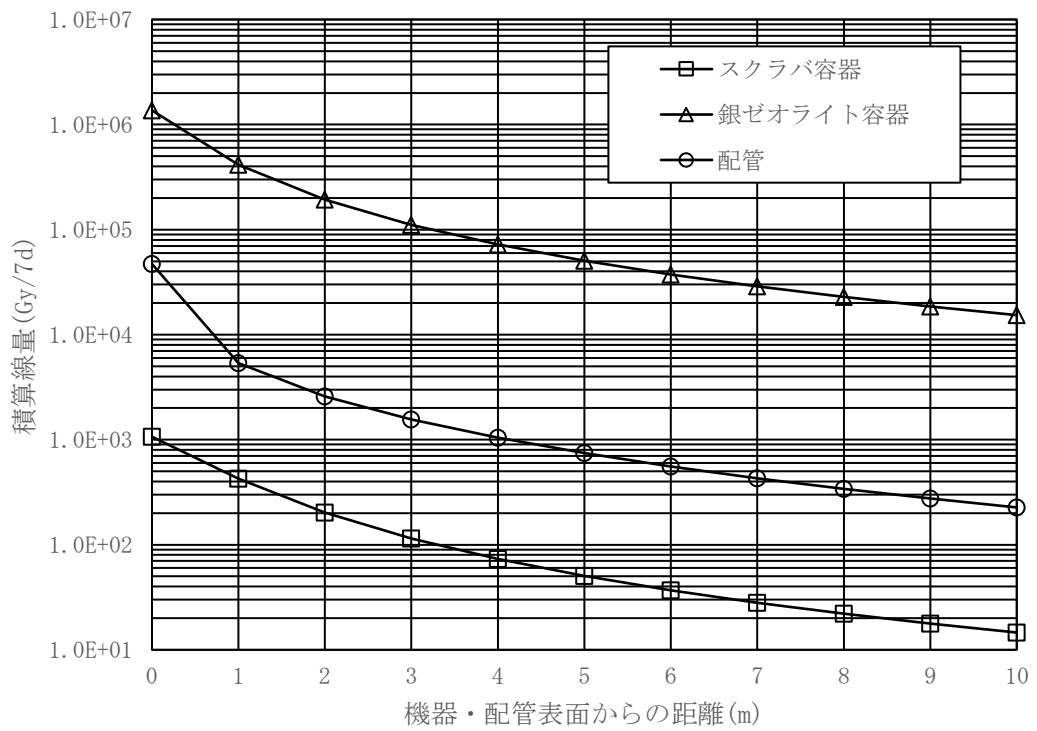


図4 格納容器フィルタベント系からの距離と線量

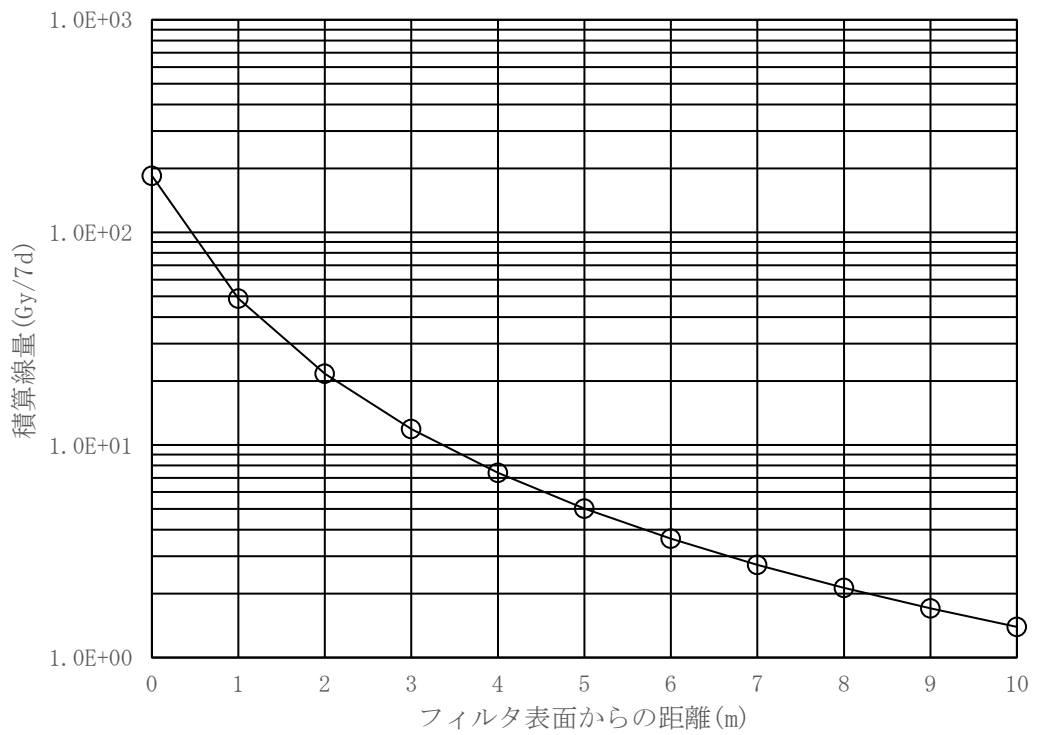


図5 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタからの距離と線量



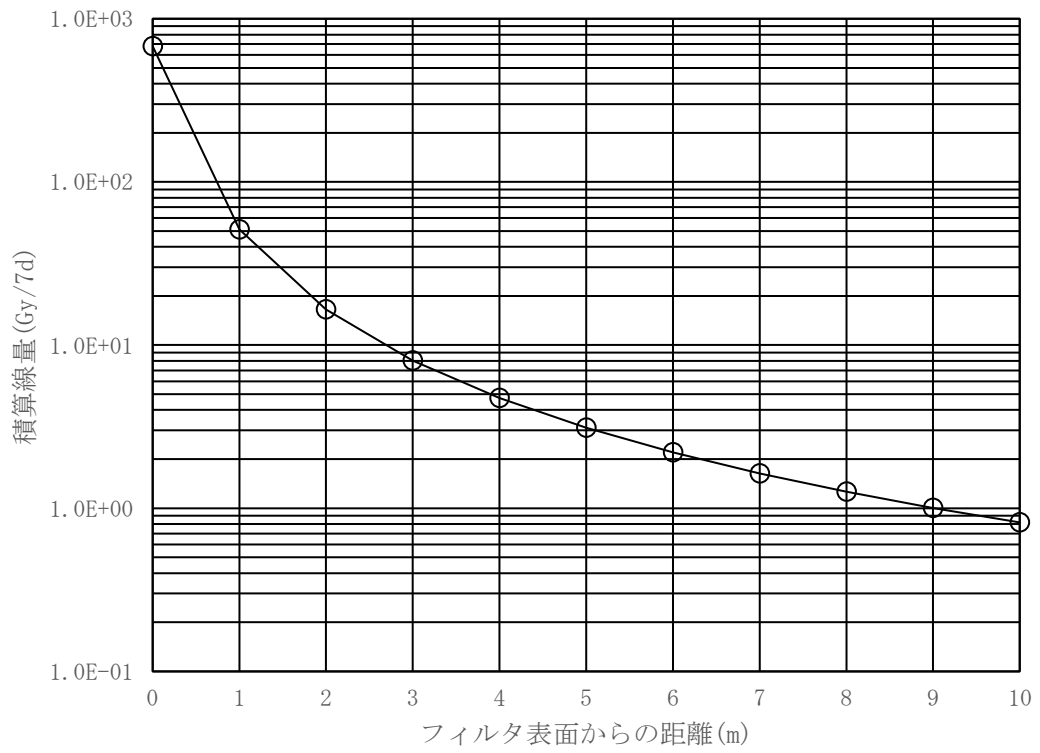


図6 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットフィルタからの距離と線量

表 4 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備

No.	対象設備	機器番号	空間 <sup>*1</sup> (kGy)	残留熱代替除去系 <sup>*2</sup>		格納容器フィルタバント系				中央制御室非常用 再循環処理装置 フィルタ <sup>*2</sup>	緊急時対策所空気浄化 フィルタユニット <sup>*2</sup>	合計 <sup>*8</sup> (kGy)
				距離(m) <sup>*3</sup>	線源種類	距離(m) <sup>*3</sup>	(kGy)	銀ゼオライト容器 <sup>*2</sup>	配管 <sup>*2</sup>			
1	残留熱代替除去ポンプ	P2B8-1A P2B8-1B	5.9E-03	0	150A配管	1.7E+01	-	-	-	-	-	1.7E+01
2	第1バントフィルタスクラバ容器	D2B3-20A D2B3-20B D2B3-20C D2B3-20D	5.7E-03	-	-	-	2	1.9E+02	0	200A配管	9.5E+01	2.9E+02
3	第1バントフィルタ銀ゼオライト容 器	D2B3-21	5.7E-03	-	-	-	0	1.4E+03	-	-	-	1.4E+03
4	スクラバ容器温度	TE2B3-1A TE2B3-1B TE2B3-1C TE2B3-1D	5.7E-03	-	-	-	2	1.9E+02	0	200A配管	9.5E+01	2.9E+02
5	第1バントフィルタ格納槽遮蔽	-	5.7E-03	-	-	-	0	1.4E+03	-	-	-	1.4E+03
6	配管遮蔽	-	5.7E-03	-	-	-	-	-	0	300A配管	3.0E+01	3.0E+01
7	第1バントフィルタ出口放射線 モニタ(高レンジ)	RE295-28A RE295-28B	5.7E-03	-	-	-	-	6.7E-03(*4)	1	300A配管	1.6E-02(*6)	2.9E-02
8	第1バントフィルタ出口放射線 モニタ(低レンジ)	RE295-29	5.7E-03	-	-	-	-	-	1	300A配管	1.6E-02(*6)	2.2E-02
9	第1バントフィルタ出口水素濃度	H2E278-11A H2E278-11B	5.7E-03	-	-	-	-	-	0	20A配管	1.5E-01	1.6E-01
10	圧力開放板	S2B3-22	5.7E-03	-	-	-	-	-	0	400A配管	5.6E-02(*6)	6.2E-02
11	中央制御室非常用再循環処理装置 フィルタ	D2B4-3	6.0E-04(*5)	-	-	-	-	-	-	0	1.8E-01	1.9E-01
12	中央制御室非常用再循環送風機	M2B4-2A M2B4-2B	6.0E-04(*5)	-	-	-	-	-	3	1.2E-02	-	1.3E-02
13	緊急時対策所空気浄化フィルタユ ニット	U85-D101A U85-D101B	1.0E-02(*7)	-	-	-	-	-	-	-	0	6.8E-01
14	緊急時対策所空気浄化送風機	U85-D100A U85-D100B	1.0E-02(*7)	-	-	-	-	-	-	-	2	1.7E-02
15	空気ポンプ加圧設備(空気ポン プ)	U85-D003-1~ U85-D003-18	1.0E-02(*7)	-	-	-	-	-	-	-	3	8.0E-03
16	緊急時対策所遮蔽	-	1.0E-02(*7)	-	-	-	-	-	-	-	4	4.7E-03

注記\*1：空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。線量の数値は、四捨五入した値を示す。  
 \*2：残留熱代替除去系、格納容器フィルタバント系、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの値は、機器の設置エリア又は周囲のエリアに高放射性物質を含む機器・配管等が敷設されている場合において、それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。複数の線源からの影響がある場合は、最も寄与の大きな線源からの距離及び線源の種類を代表として記載する。線量の数値は、四捨五入した値を示す。  
 \*3：距離とは高放射性物質を含む配管等と対象機器との最短距離を示すものであり、図4～図6に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。  
 \*4：銀ゼオライト容器及びバント配管表面から放射線モニタまでの散乱線を考慮した値を示す。  
 \*5：中央制御室バウンダリ(エンペロープ)の線量を示す。  
 \*6：格納容器フィルタバント系配管(出口)の積算線量を示す。なお、放出ガスは短時間で屋外に排出されることを想定する。  
 \*7：福島第一原子力発電所事故を想定した値とする。  
 \*8：合計線量の数値は、数値を切上げた値を示す。

二次格納施設外の建物内及び屋外における線源付近の環境条件：表 4 参照

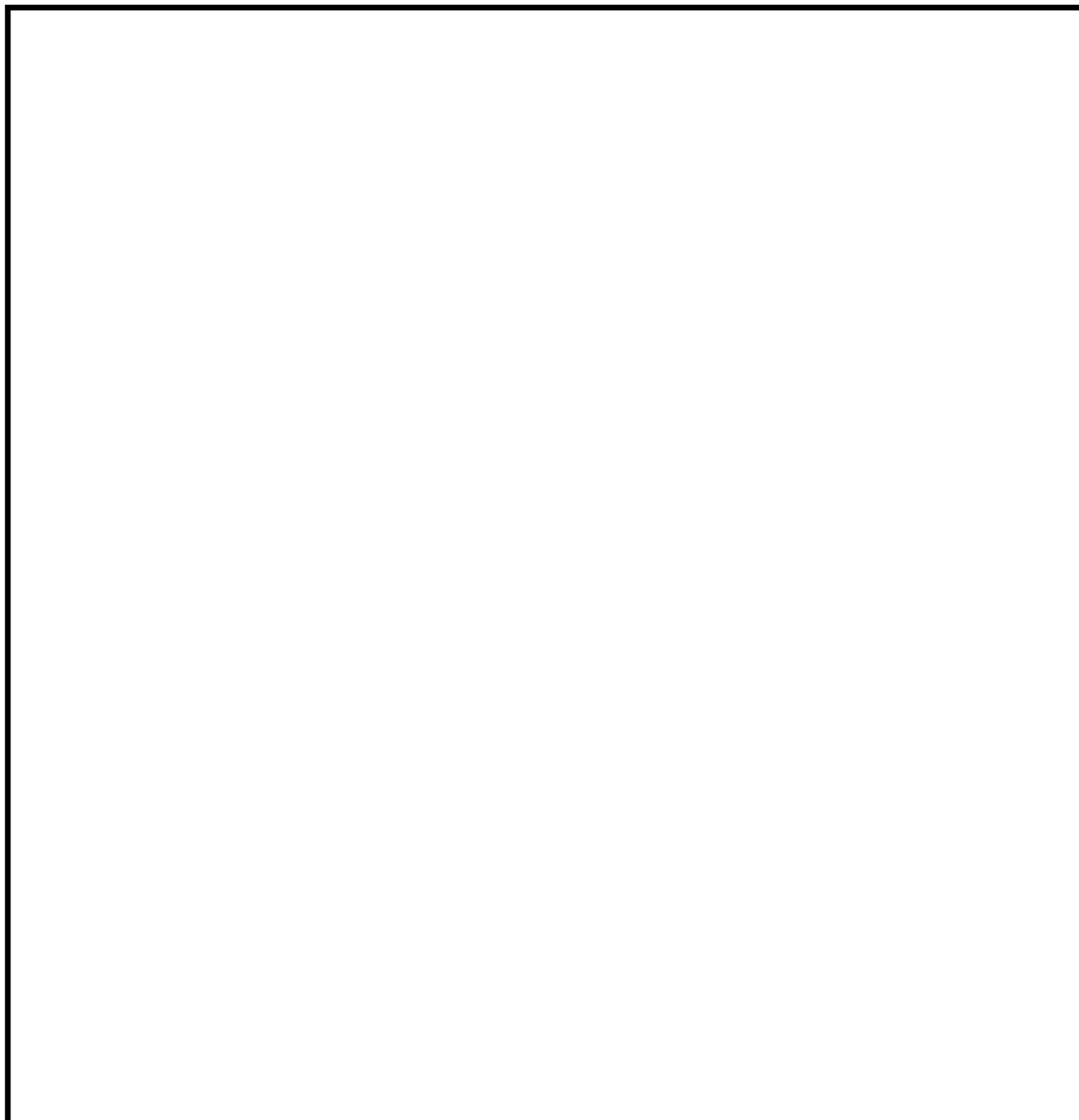


図 7 個別に環境放射線を設定するエリア (1/5)

二次格納施設外の建物内及び屋外における線源付近の環境条件：表 4 参照

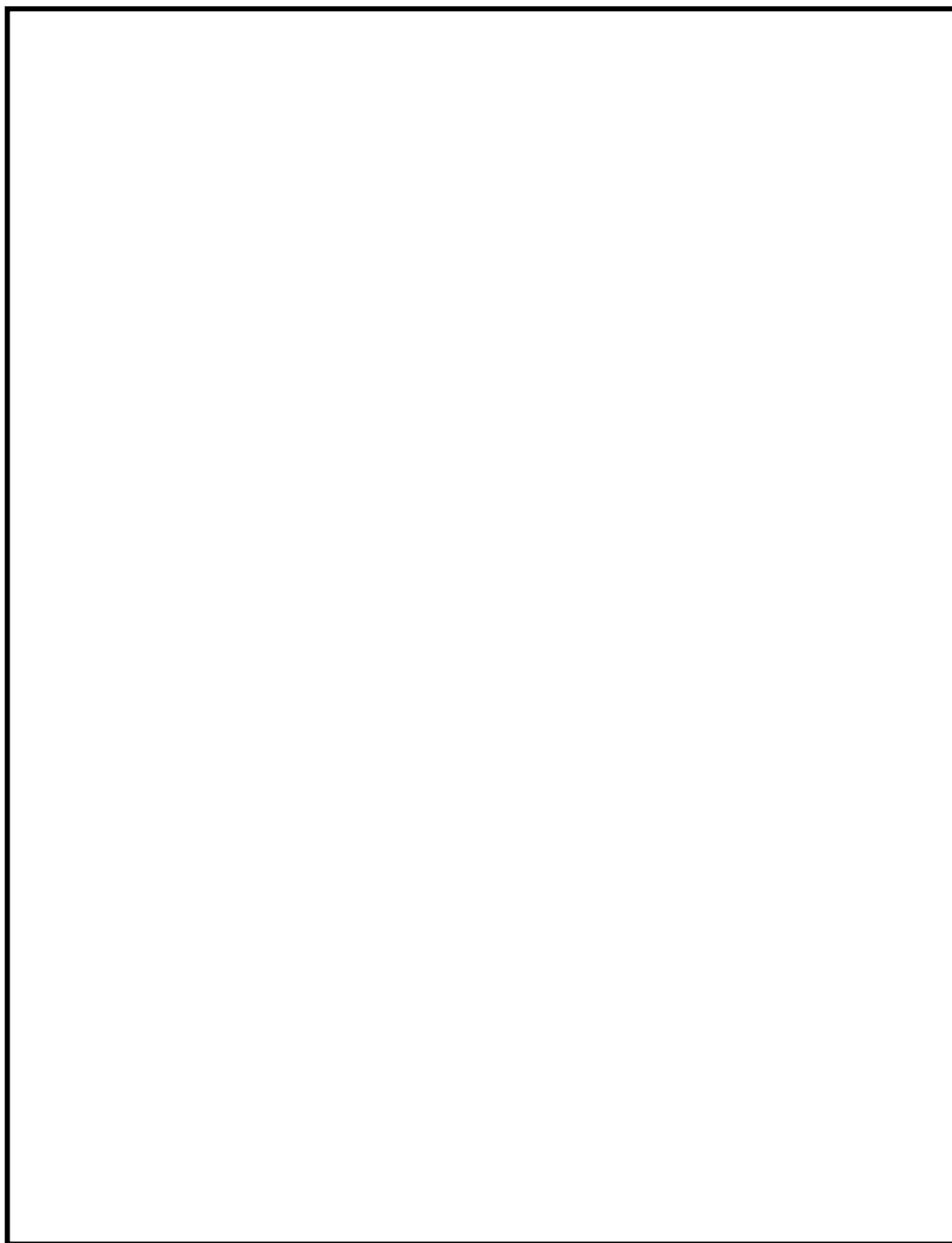


図 7 個別に環境放射線を設定するエリア (2/5)

二次格納施設外の建物内及び屋外における線源付近の環境条件：表 4 参照

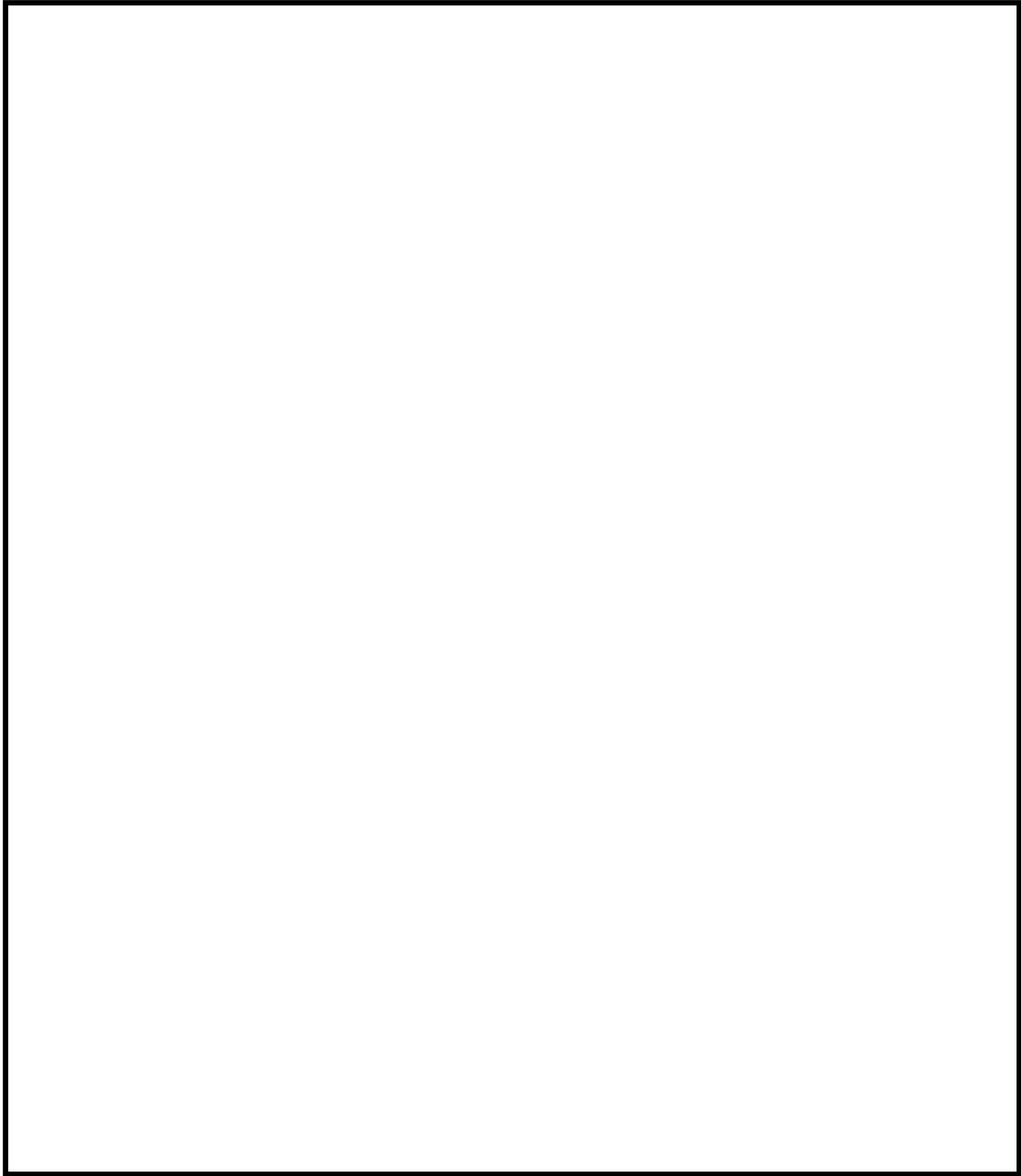


図 7 個別に環境放射線を設定するエリア (3/5)

二次格納施設外の建物内及び屋外における線源付近の環境条件：表 4 参照

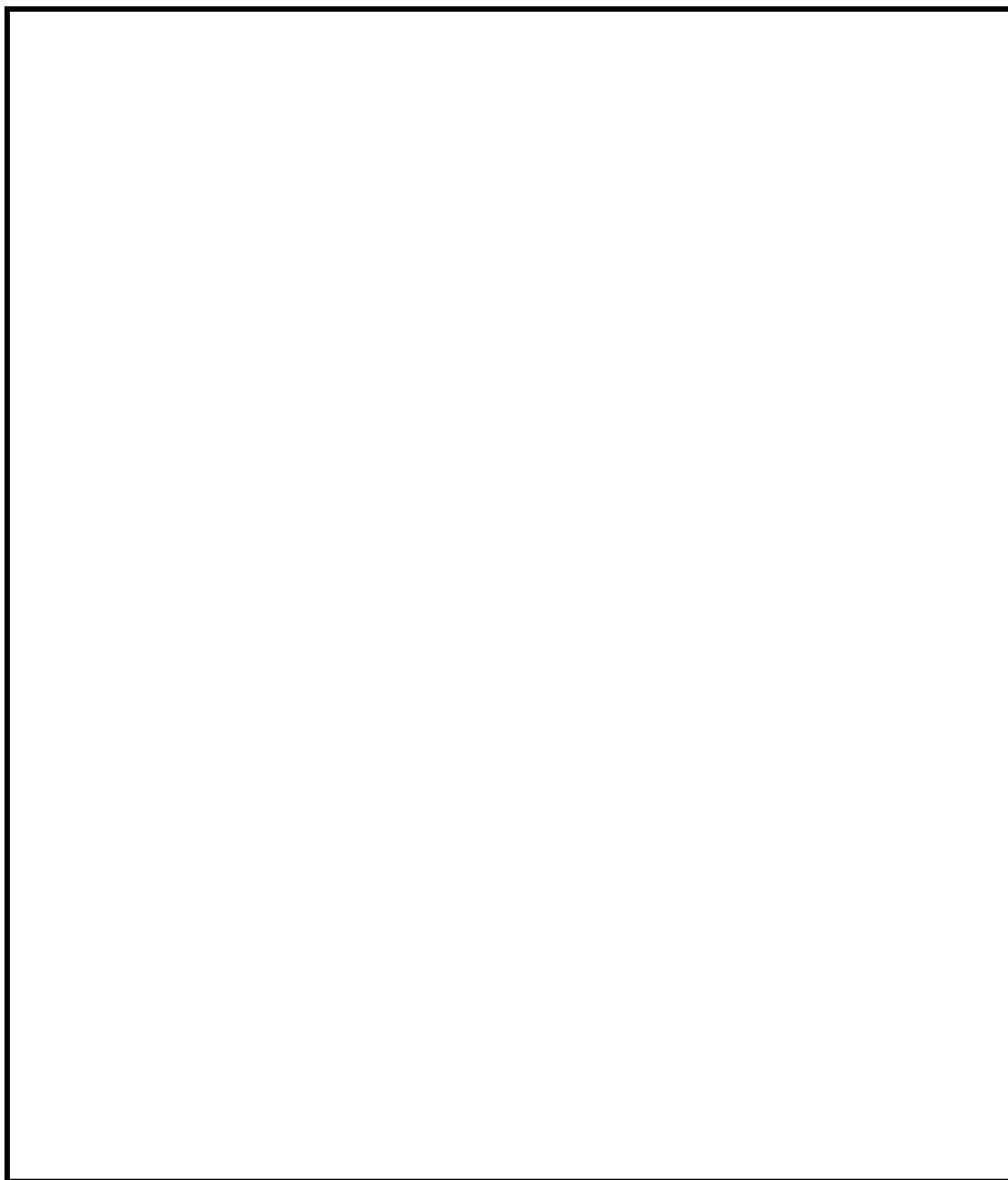


図 7 個別に環境放射線を設定するエリア (4/5)

二次格納施設外の建物内及び屋外における線源付近の環境条件：表 4 参照

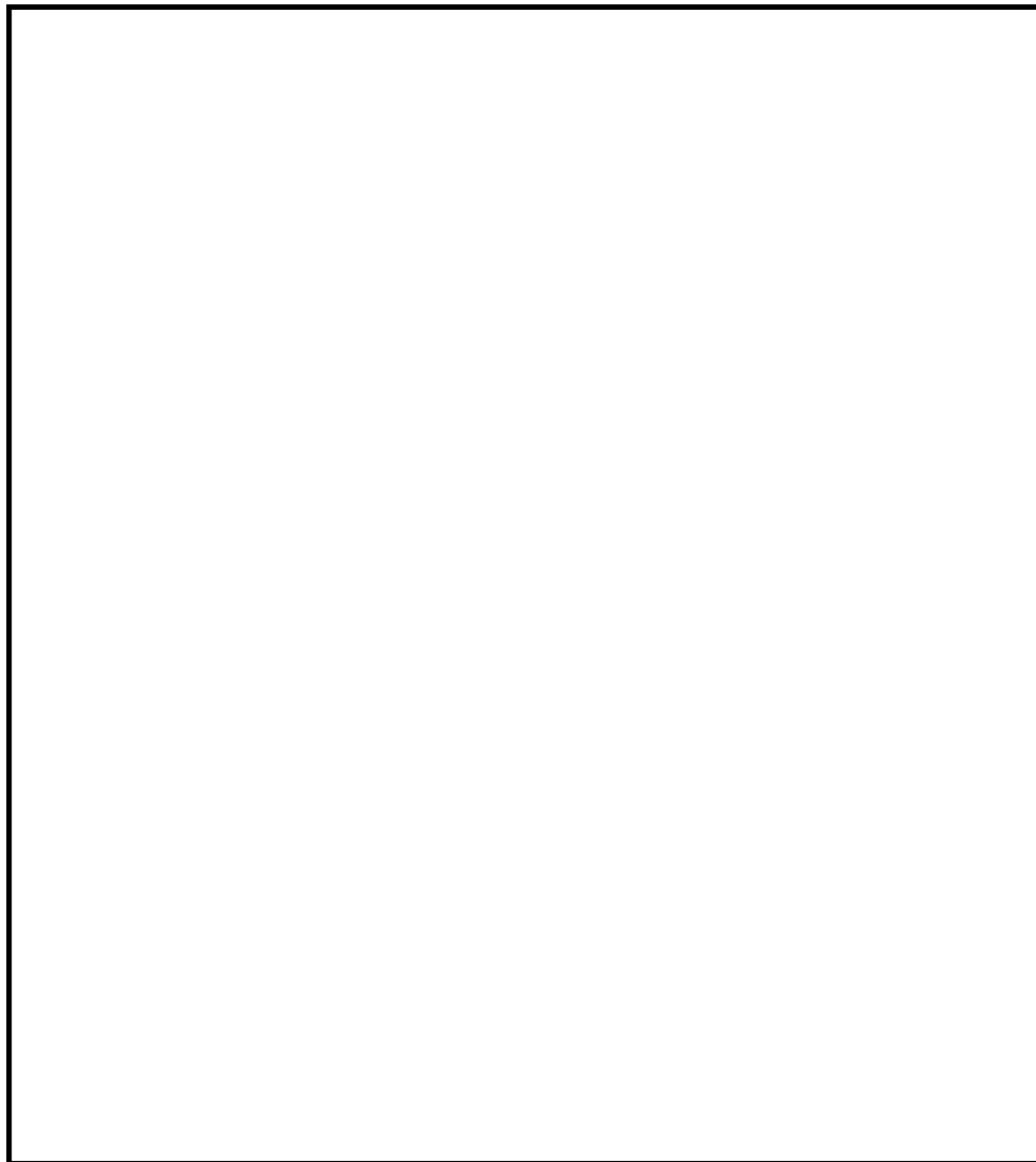


図 7 個別に環境放射線を設定するエリア (5/5)

## ほう酸水注入系の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 470Gy の環境条件を設定しているが、ほう酸水注入系における環境放射線量の設定については、本設備の使用する状況を踏まえ、100Gy を設定する。環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 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「TC」という。）が発生した場合に、発電用原子炉を未臨界にする手段として、ほう酸水注入系を起動することになっているが、本操作は炉心損傷前の環境条件で期待する操作であり、以下に示す炉心の著しい損傷が発生した場合の手順における環境条件に包絡できる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系を起動させる重大事故等時の手順としては、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するために、炉心損傷後の原子炉注水時にほう酸水注入系を起動する手順がある。ただし、本操作はほう酸水注入系が使用可能な場合の操作に限定されており、さらに、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下するまでは数時間程度と考えられ、その間の積算放射線量は 100Gy を下回る\*。

注記\*：重大事故時における原子炉棟内の放射線環境条件により評価した放射線量率及び積算放射線量の経時変化を下図に示す。

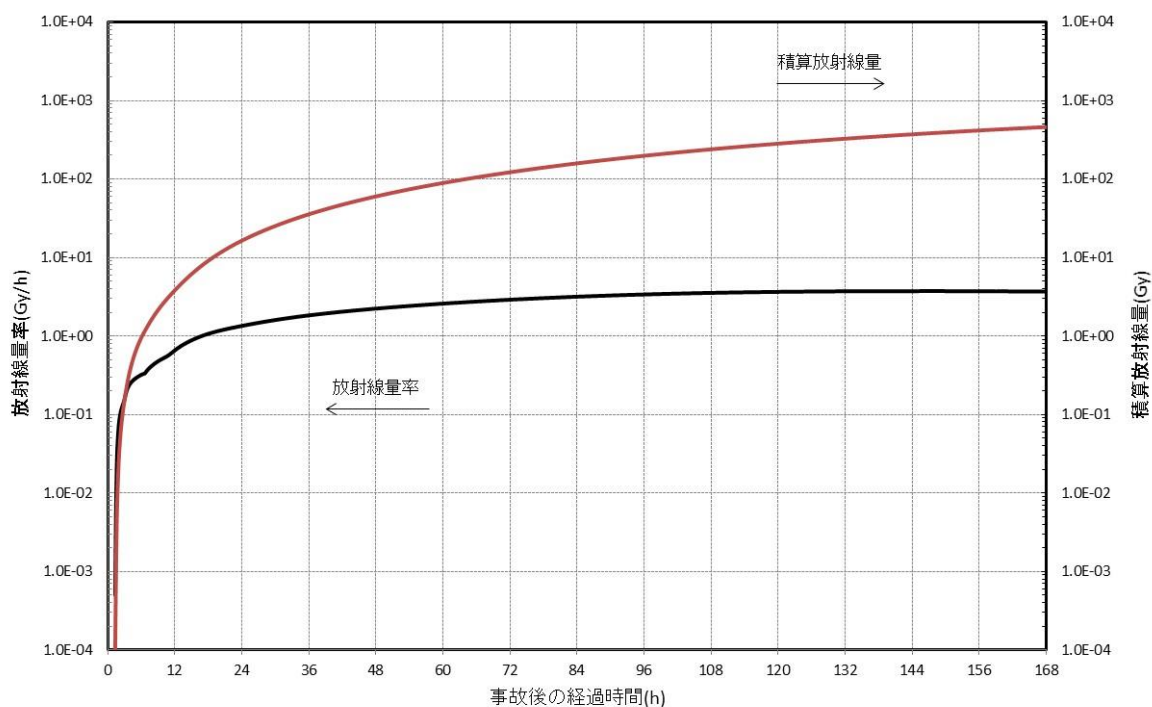


図 重大事故時における原子炉棟内の放射線量率及び積算放射線量の経時変化



## 燃料プール監視カメラ（S A）の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 470Gy の環境条件を設定しているが、使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の「燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」時に使用する設備のうち、燃料プール監視カメラ（S A）については、本設備の使用する状況を踏まえ、1.7Gy を設定する。当該重大事故等対処設備の環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 「許可申請書十号」ハ. にて評価した重大事故等において、燃料プール監視カメラ（S A）による監視に期待する「燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」では、事故時に燃料プールへの注水等の対応を行うことにより、燃料プールの水位は必要な遮蔽（10mSv/h）を確保できる水位より高く維持可能であることを確認している。
- ・ 上記を踏まえ、燃料プール監視カメラ（S A）の環境放射線については、燃料プール水の遮蔽を期待して 1.7Gy を設定する。  
 $10 \text{ (mSv/h)} \times 168 \text{ (h/7 日間)} \div 1.7 \text{ (Sv/7 日間)} = 1.7 \text{ (Gy/7 日間)}$
- ・ 環境放射線の設定値（1.7Gy/7 日間）に対して、燃料プール監視カメラ（S A）の設計値（450Gy/7 日間）が上回ることから、設備の健全性は確保される。

なお、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する事象においては、燃料プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、燃料プール監視カメラ（S A）により燃料プールの状態を監視する。

これらの想定に基づいた燃料プールの監視装置の設計については、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」に係る補足説明資料に示す。

## 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

## 1. 概要

## 1.1 概要

本資料は、非常用ガス処理系が重大事故時における環境下において系統内での水素爆発の防止対策について説明する。

## 1.2 設置目的

非常用ガス処理系は、「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」の第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に適合するための設備として、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を排気筒を経由して原子炉建物外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

## 1.3 設備概要

非常用ガス処理系の系統概要図を図1に示す。

本系統は、原子炉建物原子炉棟2階に設けられた吸込口から原子炉建物原子炉棟内のガスを吸い込み、2系統で構成する非常用ガス処理系排風機、前置ガス処理装置（湿分除去装置、加熱コイル、プレフィルタ、粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ）及び後置ガス処理装置（加熱コイル、よう素用チャコールフィルタ及び粒子用高効率フィルタ）を経由して、排気筒から排気するものである。

なお、本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準対象施設と兼用）として使用する。重大事故時に使用する場合の系統構成は、設計基準対象施設としての系統構成と同じである。

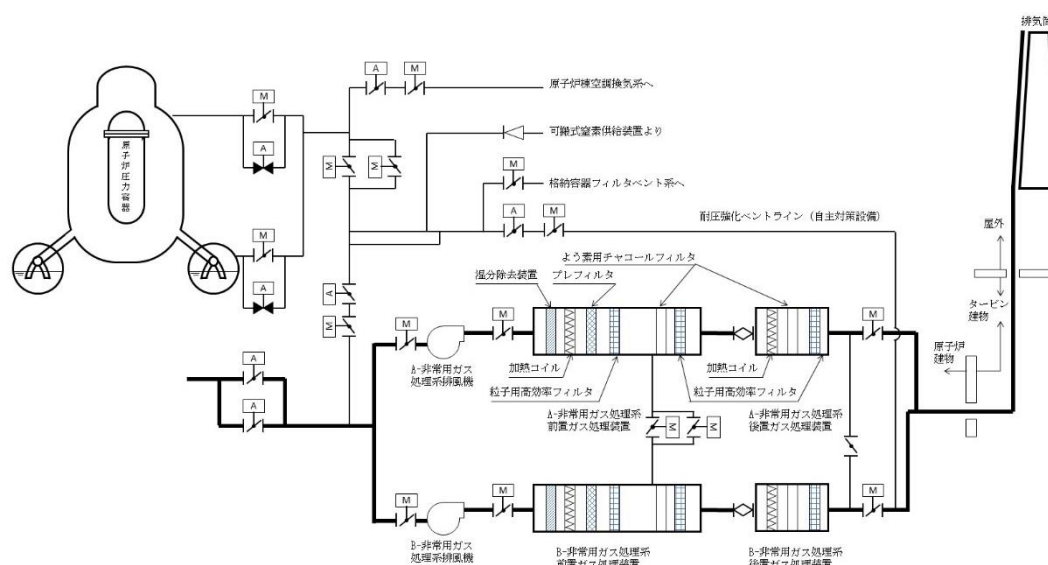


図1 非常用ガス処理系 系統概要図

## 2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止

### 2.1 水素流入の影響について

#### (1) 系統起動時の影響評価

系統に流入するガスに水素が含まれることから、系統内での水素ガスの着火可能性について評価した。

本評価において、非常用ガス処理系に流入するガスの性状は、以下のとおり評価した。

- ・原子炉格納容器内で発生する水素を含むガスは、原子炉格納容器の圧力が限界圧力で維持された状態において想定される漏えい率で、原子炉建物原子炉棟内に漏えいしてくるものとした。
- ・原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいしたガスの全量が、非常用ガス処理系に流入するものとした。
- ・非常用ガス処理系の定格容量 (4400m<sup>3</sup>/h) のうち、上記の漏えいガス以外については、空気が流入してくるものとした。

その結果、非常用ガス処理系に流入する水素ガスの濃度は約 0.2vol%となり、重大事故環境下での非常用ガス処理系の運転を考慮しても、水素ガスが燃焼する濃度である 4vol%に到達することはなく、系統内で水素ガスに着火の可能性はない。

#### (2) 系統停止時の影響評価

非常用ガス処理系は、系統を起動させた後、耐圧強化ベント系の使用が必要になった場合には、停止操作を実施する。また、原子炉建物 2 階の水素濃度が上昇し、1.8vol%\*に到達した場合にも非常用ガス処理系の停止操作を行う。

停止操作は、中央制御室でのスイッチ操作により系統を停止することが可能である。

原子炉建物 2 階の水素ガスが残存した状態で系統を停止する必要が生じた場合であっても、前述の系統起動時における保守的な評価条件下において、非常用ガス処理系内部の水素濃度は約 0.2vol%であり、系統内に残存した水素ガスが燃焼する濃度である 4vol%に到達することはなく、系統内で水素ガスに着火する可能性はない。

注記\*：水素濃度計の計器誤差 (±1.1vol%) 及び非常用ガス処理系内での蒸気凝縮による水素濃度上昇 (1.36 倍に変化) を考慮しても燃焼する濃度である 4vol%に到達しない水素濃度として設定

### (3) 系統内での水素ガス滞留について

非常用ガス処理系の系統内で水素ガスが滞留する可能性のある箇所について評価を実施した。系統内で水素ガスが滞留する可能性のある箇所について抽出した結果、図2に示すとおり主配管から分岐するサンプリング配管が抽出された。分岐部の詳細図を図3に示す。

評価を実施した結果、仮に停止基準である水素濃度 1.8vol%の水素ガスが非常用ガス処理系の系統内に留まり、当該サンプリング配管内で蒸気が全て凝縮した場合においても、サンプリング配管内での水素濃度は 1.9vol%以下であることから、サンプリング配管内での水素爆発のおそれはない。さらに一旦空気と混合されたガスにおいて、水素ガスが分離及び凝縮されることはないため、サンプリング配管内での水素ガス滞留するおそれはなく、水素爆発のおそれはない。

【凡例】

●…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(非常用ガス処理系)

●…主配管から分岐するサンプリング配管

□…非常用ガス処理系停止時に全閉の弁

注1：斜めの分岐・合流部は水平に分岐合流している箇所を示す。

注2：サンプリング配管頂部E.L. (\*部) は保守的に4FLのフロアレベル(E.L. 42800)を設定する。

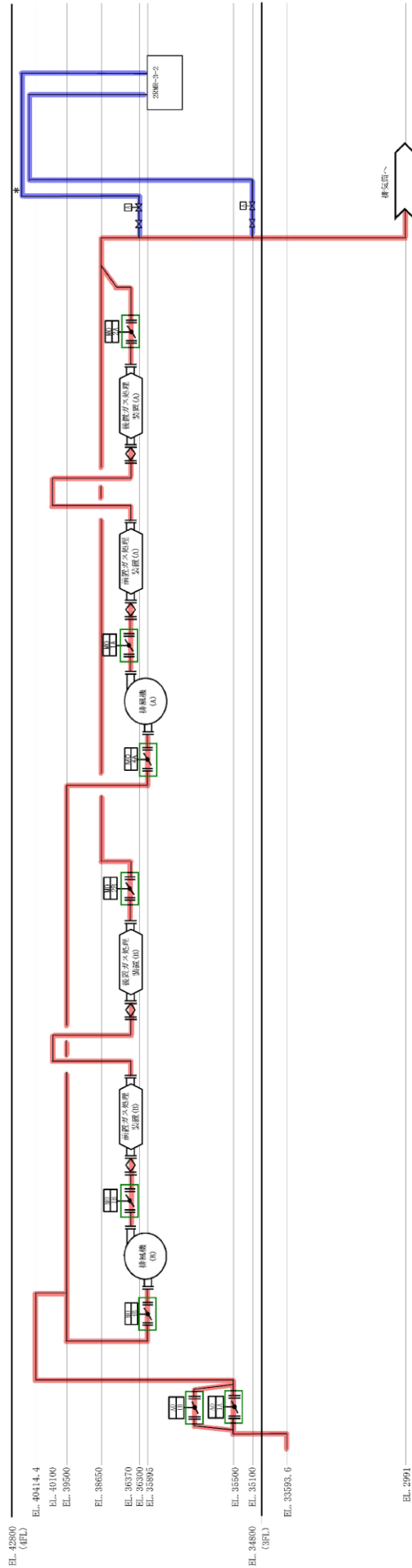


図2 非常用ガス処理系分岐配管

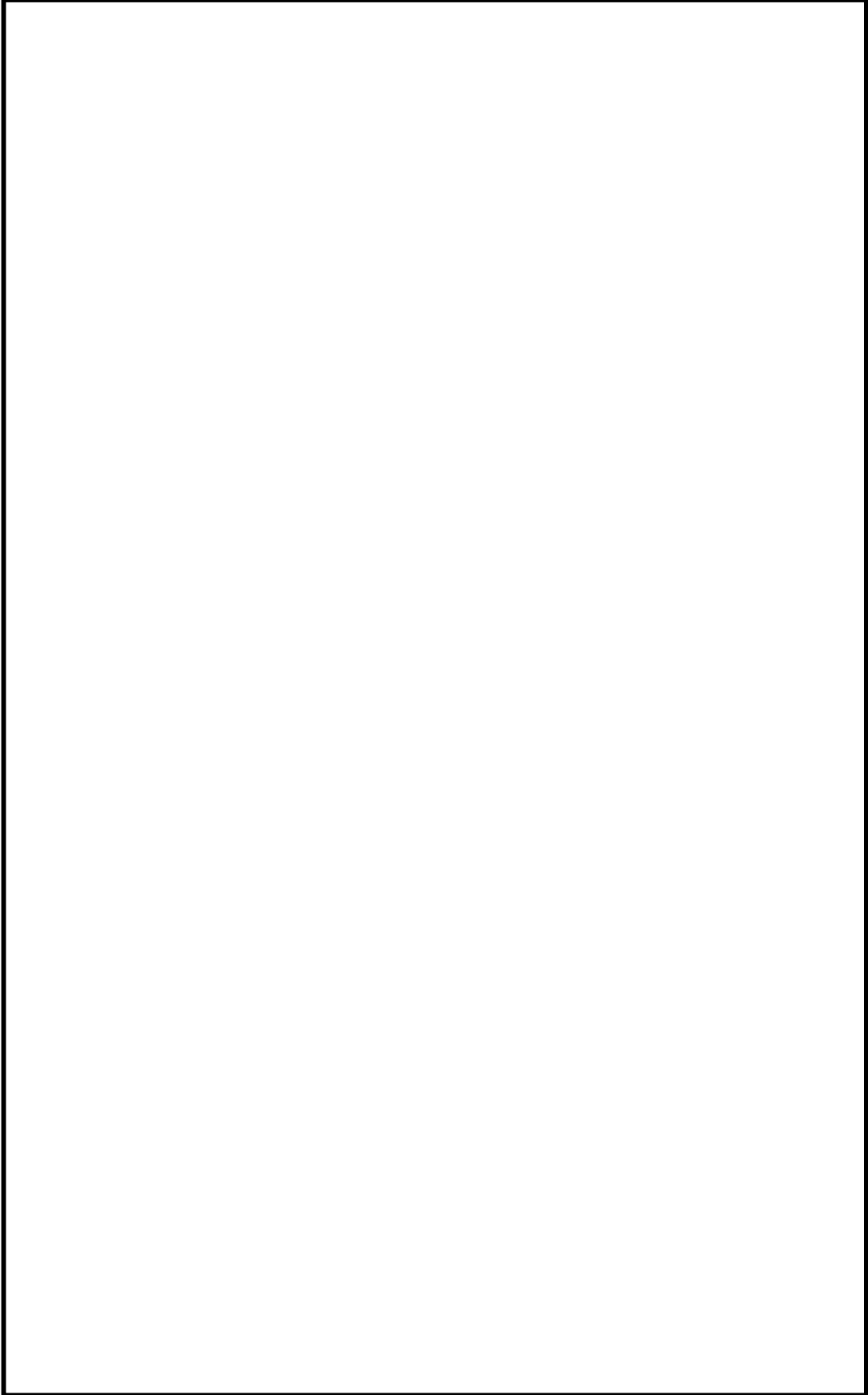


图3 非常用ガス処理系分岐部

(参考評価)

### 枝管における水素滞留評価について

#### 1. 評価条件

ある空間内に存在する混合ガスの高さ方向濃度分布については、気体の化学ポテンシャル（密度差による浮力）に着目した評価が一般的である（引用文献4.(1)）。

ここでは、空気と混合された水素の持つ化学ポテンシャル $\mu$ を踏まえ、無限時間経過後において、枝管内で水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認する。また、主配管から分岐するサンプリング配管を評価対象とした。配管内で水素ガスの高さ方向濃度分布を評価するに当たっては、以下の仮定を置く。

- ・ 空間内での軸方向の湿度勾配はないものとする
- ・ 空間内での対流はないものとする
- ・ 気体は理想気体とする

評価モデルを図1-1に示す。

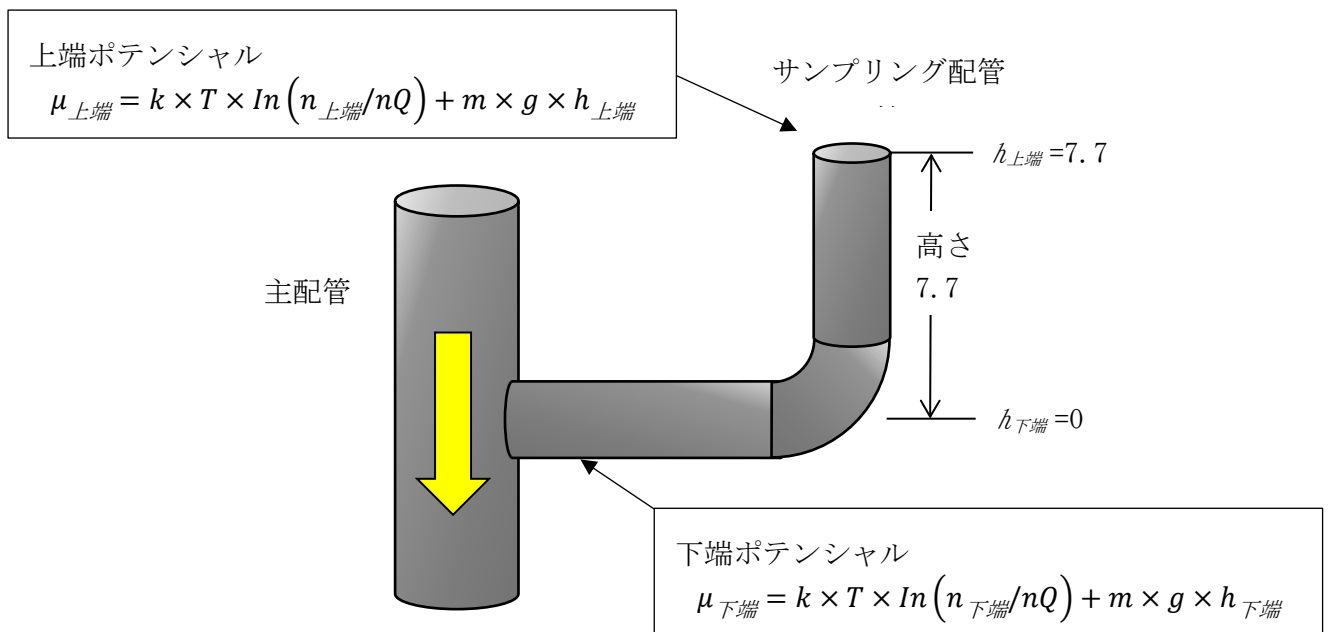


図1-1 評価モデル

無限時間経過後において、空間内は平衡状態となり、上端での化学ポテンシャル ( $\mu_{上端}$ ) と下端での化学ポテンシャル ( $\mu_{下端}$ ) は等しくなるため、次式が成立する。

$$\begin{aligned} & k \times T \times \ln(n_{上端}/nQ) + m \times g \times h_{上端} \\ & = k \times T \times \ln(n_{下端}/nQ) + m \times g \times h_{下端} \quad \dots \dots \dots \text{式(1)} \end{aligned}$$

- $k$  : ボルツマン定数
- $T$  : 温度
- $nQ$  : 量子濃度
- $m$  : 気体分子の質量
- $n$  : 割合

式(1)を変形し、上端での水素及び空気の割合( $n_{上端}$ )を求める。

$$n_{上端} = n_{下端} \times \exp\left(-m \times g \times h_{上端} / (k \times T)\right) \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

評価条件を表 1-1 に示す。

表 1-1 評価条件

項目	記号	値	単位	備考
ボルツマン定数	$k$	$1.3807 \times 10^{-23}$	$\text{m}^2\text{kg} / \text{s}^2 / \text{K}$	
アボガドロ数	$N_A$	$6.0221 \times 10^{23}$	$1 / \text{mol}$	
温度	$T$	339	K	非常用ガス処理系運転時の重大事故等時における使用温度
水素の分子質量	$m_{水素}$	$3.348 \times 10^{-27}$	kg	分子量 2.016 (g/mol) / アボガドロ数
空気の分子質量	$m_{空気}$	$4.811 \times 10^{-26}$	kg	分子量 28.97 (g/mol) / アボガドロ数
重力加速度	$g$	9.8067	$\text{m} / \text{s}^2$	
下端における水素の割合	$n_{下端水素}$	0.018	—	
下端における空気の割合	$n_{下端空気}$	0.982	—	
空間上端から下端までの高さ	$h$	7.7	m	



## 2. 評価

まず、上端における水素の割合を式(2)より算出する。

$$\begin{aligned}n_{\text{上端水素}} &= n_{\text{下端水素}} \times \exp\left(-m_{\text{水素}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)\right) \\ &= 0.018 \times \exp(-3.348 \times 10^{-27} \times 9.8067 \times 7.7 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 339)) \\ &= 0.018000\end{aligned}$$

次に上端における空気の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned}n_{\text{上端空気}} &= n_{\text{下端空気}} \times \exp\left(-m_{\text{空気}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)\right) \\ &= 0.982 \times \exp(-4.811 \times 10^{-26} \times 9.8067 \times 7.7 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 339)) \\ &= 0.981238\end{aligned}$$

上端の水素濃度  $N$  は、上端の水素及び空気の割合から算出する。

$$\begin{aligned}N_{\text{上端水素}} &= n_{\text{上端水素}} / (n_{\text{上端空気}} + n_{\text{上端水素}}) \quad \dots \dots \dots \text{式(3)} \\ &= 1.8013 \text{ vol}\%\end{aligned}$$

## 3. 評価結果

主配管の水素濃度が 1.8vol% であるとき、サンプリング配管の上端において、水素濃度は 1.9vol% 程度である。このように一旦混合したガスにおいては、軽密度ガス成分の化学ポテンシャルによって、わずかに濃度分布を持つものの、空間上部に滞留する状況とならず、水素ガスが燃焼する濃度である 4vol% に到達することはない。

## 4. 引用文献

- (1) ファインマン, レイトン, サンズ著, 富山訳, ファインマン物理, II 光, 熱, 波動, 岩波書店, 1986

## 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

## 1. 概要

NRA 技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析(NTEC-2019-1002)」(以下「NRA 技術報告」という。)において、原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気曝露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。

NRA 技術報告に対して、ATENA が実機プラントへの影響を調査し、NRA 技術報告内容と事業者試験を踏まえた確認結果を「第3回/第4回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会(令和2年5月22日/6月1日)」にて報告している。ATENA の報告書によると、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器である熱電対、測温抵抗体、電極式水位計、水素濃度計に対して、MI ケーブルは、ケーブル長約 100m の場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題無いことが確認されている。

本資料では、島根原子力発電所第2号機における対象計装機器、ケーブル種別及び健全性評価結果を示す。

## 2. 対象計装機器ケーブル種別

原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される対象計装機器及びケーブル種別を表 1 に示す。

表 1 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される対象計装機器のケーブル

監視パラメータ	個数	計装機器	ケーブル種別	ケーブル長(最長)
原子炉圧力容器温度(SA)	2	熱電対	MI	
ドライウェル温度(SA)	7	熱電対	MI	
ペDESTAL温度(SA)	2	熱電対	MI	
ペDESTAL水温度(SA)	2	熱電対	MI	
サプレッションチェンバ温度(SA)	2	熱電対	MI	
サプレッションプール水温度(SA)	2	測温抵抗体	MI	
ドライウェル水位	3	電極式水位計	MI	
ペDESTAL水位	4	電極式水位計	MI	

## 3. 健全性評価結果

表 1 の MI ケーブル長は、最長で「原子炉圧力容器温度(SA)」の約  m であるため、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題無いことを確認した。

## ドライウエル水位及びペDESTAL水位の環境条件の設定について

## 1. 概要

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉格納容器内における環境圧力については原則 0.853MPa[gage]、環境温度については原則 200℃の環境条件を設定しているが、原子炉格納容器内設置のドライウエル水位及びペDESTAL水位の環境圧力、環境温度については、本設備を使用する状況を踏まえ、現実的な環境条件を設定する。

また、環境湿度については原子炉格納容器内における重大事故等時における環境条件である 100%（蒸気）、環境放射線量については 740kGy/7 日間を設定する。

## 2. ドライウエル水位及びペDESTAL水位の環境条件

重大事故等時において原子炉格納容器内で機能が期待される機器の環境圧力、環境温度としては、原子炉格納容器内の圧力、温度が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定した場合を包絡する圧力として 0.853MPa[gage]、温度として 200℃を設定している。

ただし、原子炉格納容器内設置のドライウエル水位及びペDESTAL水位については、有効性評価のうち原子炉格納容器内の環境を悪化させ、炉心損傷に至る事故シーケンスの解析結果を包絡する時刻歴の環境圧力、環境温度を考慮した環境条件を設定する。

有効性評価として選定されている炉心損傷に至る事故シーケンスとしては「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の他に「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生」を想定した場合があり、この環境圧力、環境温度についての時刻歴を考慮した環境条件を設定する。原子炉格納容器（気相）圧力の時刻歴を図 1 に、原子炉格納容器（気相）温度の時刻歴を図 2 に示す。

以上を踏まえ、時刻歴を考慮したドライウエル水位及びペDESTAL水位が使用される事故シーケンスでの原子炉格納容器内環境圧力は 0.500MPa[gage]（最高 0.853MPa[gage]）、環境温度は 155℃（最高 200℃）を設定する。（表 1「ドライウエル水位及びペDESTAL水位の環境条件」参照。）

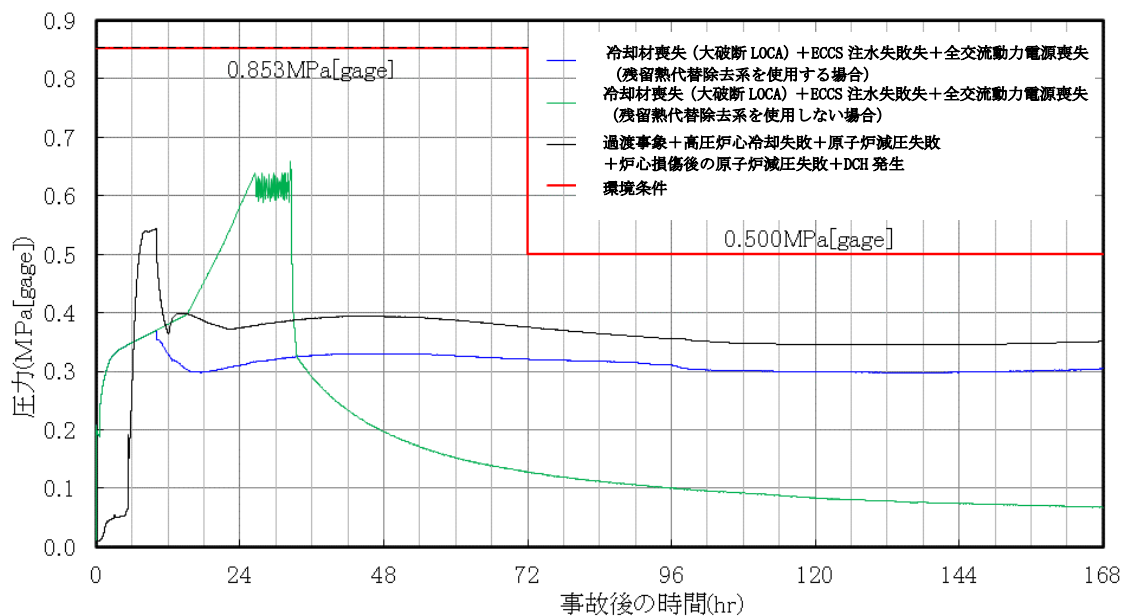


図 1 原子炉格納容器（気相）圧力時刻歴

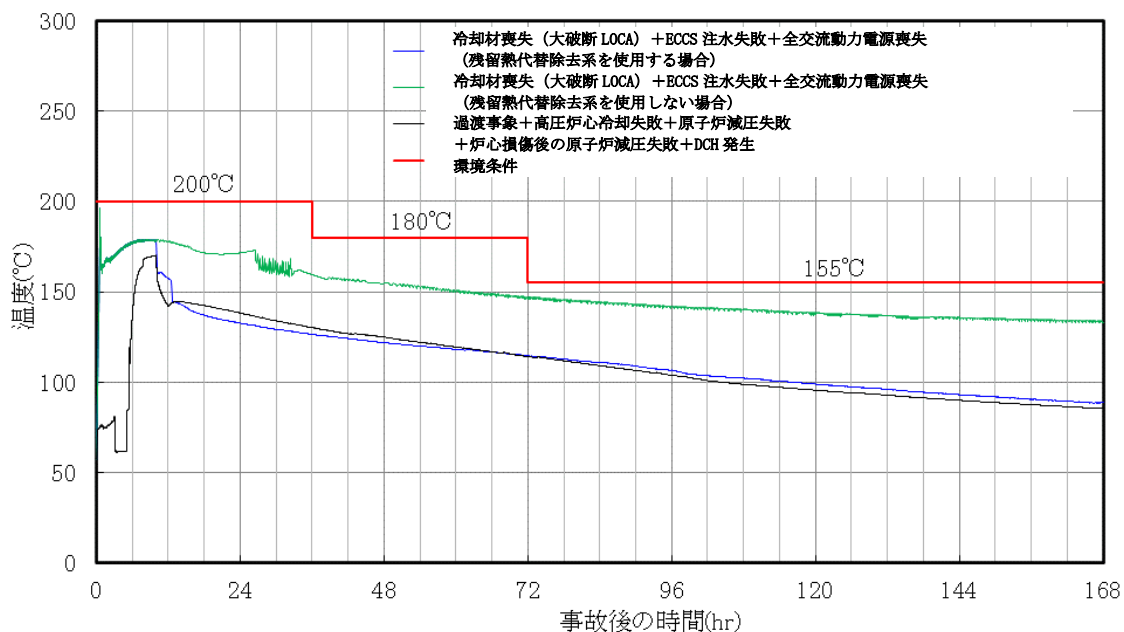


図 2 原子炉格納容器（気相）温度時刻歴

表1 ドライウェル水位及びペDESTAL水位の環境条件

シーケンス	環境条件の設定方法	環境条件
「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定した場合	時刻歴を考慮した 原子炉格納容器内 環境圧力	0.500MPa[gage] (最高 0.853MPa[gage])
及び 「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生」を想定した場合	時刻歴を考慮した 原子炉格納容器内 環境温度	155℃ (最高 200 °C)

11. 【自主対策設備の悪影響防止について】

## 1. はじめに

自主対策設備として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

## 2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

- ・自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

### (1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電气的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の

使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

## (2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保すること、溢水経路を確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、予め通路を確保するよう配置することや、他の設備を使用する場合には移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

## (3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

## 3. 自主対策設備の悪影響防止

### 3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本方針

自主対策設備を使用することによる他の設備に対する悪影響防止に対する方針については、大まかには以下の5つの方針に分類される。

- A：設計基準対象施設と同じ系統構成で使用することで、使用による悪影響を防止するもの
- B：設計条件下（既設設備については設計基準対象施設としての設計条件下）又は設備の健全性を確認した条件下で使用、若しくは設備への影響を考慮した運用で使用することで、使用による悪影響を防止するもの
- C：他の設備と独立して使用する設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの
- D：保護継電器等により電氣的波及影響を防止可能な設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの
- E：A～Dに分類されず、他の設備への影響が多岐に渡るもので、詳細な影響評価を実施したもの

自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響



が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項に示す。

- ・ サプレッションプール水 pH 制御系
- ・ 原子炉ウェル代替注水系

### 3.2 サプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御

#### (1) 設備概要

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水及び原子炉格納容器下部の保有水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するための設備として、サプレッションプール水 pH 制御系等を設ける。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッションプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッションプール水及び原子炉格納容器下部の保有水が酸性化する可能性がある。サプレッションプール水及び原子炉格納容器下部の保有水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素として気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッションプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッションチェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文\*にまとめられており、サプレッションプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

サプレッションプール水 pH 制御系は、残留熱除去系配管に水酸化ナトリウムを注入させ、サプレッションチェンバスプレイ配管からサプレッションチェンバに薬液を注入する構成とする。

サプレッションプール水 pH 制御系は、原子炉建物に設置している薬液タンクの隔離弁（2 個）を中央制御室からの遠隔操作又は現場での操作により開操作することで、サプレッションチェンバスプレイ配管に薬液を注入する。

注記\*：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文（NUREG/CR-5950）によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、島根原子力発電所第 2 号機の状況を踏まえ、サプレッションチェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

また、サプレッションプール水 pH 制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッションチェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。更に、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

## (2) 他の設備への悪影響について

サプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御では、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。このため、格納容器 pH 制御を実施することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素発生による圧力上昇

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素発生による燃焼リスク

- ・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH 制御したサプレッションチェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成している炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

また、本設備は薬液タンクを窒素により加圧し、サプレッションチェンバ側のスプレイヘッドを使用してサプレッションチェンバに薬液を注入する構成であるが、A-RHRスプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。

### 3.3 原子炉ウエル代替注水系

#### (1) 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウエル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止するため、原子炉ウエル代替注水系を設ける。

原子炉ウエル代替注水系は、原子炉ウエルに水を注水し、ドライウエル主フランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。原子炉ウエル代替注水系は、大量送水車、接続口等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水又は海水を原子炉ウエルに注水しドライウエル主フランジを冷却することで、ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。

したがって、事故時に速やかにドライウエル主フランジシール材を冠水させるように原子炉ウエルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込んだ注水量とする。また、原子炉ウエル代替注水系は、必要注水量を注水開始から速やかに達成できる設計とし、原子炉ウエル代替注水系のポンプは大量送水車を採用する。また、大量送水車を接続する接続口は、位置的分散を図った複数箇所を設置する。

#### (2) 他の設備への悪影響について

原子炉ウエル代替注水系を使用することで、原子炉ウエルに水が注水される。このため、原子炉ウエル代替注水系を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：ドライウエル主フランジが急冷され、鋼材部が熱収縮することによる原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響
- ・間接的影響：ドライウエル主フランジを冷却することにより、原子炉格納容器内の水素漏えいが低減されることによる原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響

ドライウエル主フランジを冷却することにより、原子炉建物原子炉棟に水蒸気が発生することによる原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響

ドライウエル主フランジが急冷され、原子炉格納容器が除熱されることによる格納容器負圧破損の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、ドライウエル主フランジを急冷することによる原子炉格納容器閉じ込

め機能への影響については、ドライウエル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建物原子炉棟下層階（2階，1階，地下1階，地下2階）のみとして原子炉建物原子炉棟内の水素ガス挙動を評価した結果、原子炉建物原子炉棟下層階において可燃限界に至ることはなく、かつ原子炉建物原子炉棟最上階においても静的触媒式水素処理装置により可燃限界に至らないことが確認できているため、原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響については、原子炉建物原子炉棟4階に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建物原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウエルに注水しドライウエル主フランジを冷却することによる原子炉格納容器の除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

原子炉格納容器閉じ込め機能及び原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能について影響を確認した結果を、補足-011「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料」に示す。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。また、淡水、電源又は燃料を必要とするが、淡水の使用量は水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が保有する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。また、電源又は燃料については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合にのみ使用する。

以上

表 1 自主対策設備の分類 (1/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
59	原子炉手動スクラムPB	A
	原子炉モードスイッチ「停止」	A
	選択制御棒挿入機構	A
	スクラムパイロット弁計装用配管・弁	A
	スクラムテストスイッチ	A
	原子炉保護系電源スイッチ	A
	制御棒手動操作・監視系	A
60	原子炉水位制御系, 復水・給水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系	A
	ほう酸水注入系による原子炉注水 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	A A
61	タービンバイパス弁,タービン制御系	A
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) 接続による減圧	B
	直流給電車 (72条と同じ)	D
	窒素ガス代替供給設備	B
62	復水輸送系による低圧注水 (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	復水輸送系による残存溶融炉心冷却 (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による低圧注水 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
	消火系による残存溶融炉心冷却 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
	原子炉浄化系による原子炉除熱	A
63	大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱	B
	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	B
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施	C

表 1 自主対策設備の分類 (2/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
64	復水輸送系による格納容器代替スプレイ (復水輸送ポンプ, 復水貯槽タンク)	B
	消火系による格納容器代替スプレイ (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
	ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱	A
65	サプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御	E
	スクラビング水の補給及び排水設備	B, C
	窒素ガス代替注入系	B
	可搬型燃料タンク	B
66	復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
	制御棒駆動水圧系による原子炉注水 (熔融炉心の落下遅延・防止)	A
	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心の落下遅延・防止) (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による原子炉注水 (熔融炉心の落下遅延・防止) (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
67	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	C
	可燃性ガス濃度制御系	A
68	大量送水車による原子炉ウェル注水	E
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	C
69	消火系による燃料プール注水 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	B
	ステンレス鋼板等による漏えい緩和 (シール材, 接着剤, ステンレス鋼板, 吊り下ろしロープ)	B

表 1 自主対策設備の分類 (3/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
70	ガンマカメラ サーモカメラ	C
	化学消防自動車, 小型動力ポンプ付水槽車, 小型放水砲, 泡消火薬剤容器	C
71	復水貯蔵タンク	B
	補助消火水槽	C
	淡水タンク (純水タンク, ろ過水タンク)	C
	輪谷貯水槽 (東 1) 輪谷貯水槽 (東 2)	C
	複数の海水取水手段 (大型送水ポンプ車, 大量送水車, 荷揚場, 2号機放水槽, 1号機 取水槽, 3号機取水管点検立坑)	C
72	直流給電車	D
	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型)	B, D
	号炉間連絡ケーブル	B, D
	非常用コントロールセンタ切替盤	B, D
	常用高圧母線A系 常用高圧母線B系	B, D
73	有効監視パラメータの計器	C
	常用計器	C
	常用代替計器	C
	運転監視用計算機による記録	C
	中央制御室記録計による記録	C
	原子炉水位計凝縮槽温度	B, D
74	非常用照明	C

表 1 自主対策設備の分類 (4/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
75	モニタリングポスト	C
	放射能観測車	C
	Ge 核種分析装置	C
	GM 計数装置	C
	ZnS シンチレーション計数装置	C
	気象観測設備	C
	無停電電源装置	C
	非常用発電機	C
76	通信連絡設備 (所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 専用電話設備, 電力保安通信用電話設備, 局線加入電話設備, テレビ会議システム (社内向), 衛星電話設備 (社内向))	C
	通信連絡設備 無線通信設備 (携帯型) * 衛星電話設備 (携帯型) * 注記* : 自主対策設備分	C
77	通信連絡設備 (所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 専用電話設備, 電力保安通信用電話設備, 局線加入電話設備, テレビ会議システム (社内向), 衛星電話設備 (社内向)) (76 条と同じ)	C
	通信連絡設備 無線通信設備 (携帯型) * 衛星電話設備 (携帯型) * 注記* : 自主対策設備分 (76 条と同じ)	C
その他	長期安定冷却設備 (可搬ポンプ, 可搬熱交換器, 大型送水ポンプ車, 原子炉浄化系)	B



表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (1/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応（設計・運用）する項目  
「－」 影響が無く、対応（設計・運用）する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
59	原子炉手動スクラムPB	－	・原子炉手動スクラムPBは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉手動スクラムPBは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉手動スクラムPBの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉モードスイッチ「停止」	－	・原子炉モードスイッチ「停止」は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉モードスイッチ「停止」は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉モードスイッチ「停止」の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	選択制御棒挿入機構	－	・選択制御棒挿入機構は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・選択制御棒挿入機構は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・選択制御棒挿入機構の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・選択制御棒挿入機構は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	スクラムパイロット弁計装用配管・弁	－	・スクラムパイロット弁計装用配管・弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・スクラムパイロット弁計装用配管・弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・スクラムパイロット弁計装用配管・弁の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	スクラムテストスイッチ	－	・スクラムテストスイッチは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・スクラムテストスイッチは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・スクラムテストスイッチの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉保護系電源スイッチ	－	・原子炉保護系電源スイッチは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉保護系電源スイッチは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉保護系電源スイッチの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	制御棒手動操作・監視系	－	・制御棒手動操作・監視系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・制御棒手動操作・監視系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・制御棒の手動操作及び監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・制御棒手動操作・監視系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
原子炉水位制御系、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系	－	・原子炉水位制御系、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系は、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使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉水位制御系、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系は、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使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉水位制御系、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・原子炉水位制御系、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。	
60	ほう酸水注入系による原子炉注水	－	・ほう酸水注入系による原子炉注水の流路は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ほう酸水注入系による原子炉注水の流路は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ほう酸水注入系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・ほう酸水注入系による原子炉注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	－	・制御棒駆動水圧系による原子炉注水の流路は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・制御棒駆動水圧系による原子炉注水の流路は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・制御棒駆動水圧系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・制御棒駆動水圧系による原子炉注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
61	タービンバイパス弁、タービン制御系	－	・タービンバイパス弁、タービン制御系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・タービンバイパス弁、タービン制御系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・タービンバイパス弁、タービン制御系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・タービンバイパス弁、タービン制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に影響が生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧	○	・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）の接続に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	直流給電車	72条に記載					
	窒素ガス代替供給設備	○	・窒素ガス代替供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・窒素ガス代替供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・窒素ガス代替供給設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。

表 2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (2/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応（設計・運用）する項目

「－」 影響が無く、対応（設計・運用）する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
62	復水輸送系による低圧注水 (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	－	・復水輸送系による低圧注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・復水輸送系による低圧注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・復水輸送系による低圧注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	復水輸送系による残存溶融炉心冷却 (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	－	・復水輸送系による低圧注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・復水輸送系による残存溶融炉心冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・復水輸送系による残存溶融炉心冷却は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による低圧注水 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	○	・消火系による低圧注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用する ことから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である補助消火水槽は地下に設置されており、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。	○	・消火系による低圧注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による低圧注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による残存溶融炉心冷却 (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	○	・消火系による残存溶融炉心冷却の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用する ことから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である補助消火水槽は地下に設置されており、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。	○	・消火系による残存溶融炉心冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心冷却は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉浄化系による原子炉除熱	－	・原子炉浄化系による原子炉除熱の流路は、設計基準事故対処設備として使用する 場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉浄化系による原子炉除熱の流路は、設計基準事故対処設備として使用する 場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉浄化系による原子炉除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した 手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・原子炉浄化系による原子炉除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生 じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
63	大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱	○	・大型送水ポンプ車による海水を用いた残留熱除去系除熱の流路は、淡水仕様であり、 海水の通水による腐食が懸念されるが、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期 間とすることで設備への影響を考慮することから、使用による悪影響なし。	○	・大型送水ポンプ車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、 又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の操作に人員を要するが、必要な人員 を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱は、燃料を要するが、他の設備の使用 に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	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	－	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の流路は、重大事故等 対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響 なし。	－	・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の流路は、重大事故等 対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影 響なし。	－	・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の操作に人員を要する が、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響 なし。 ・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は、電源を要するが、 他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納 容器内の減圧及び除熱の実施	○	・耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の流路は、他系統と 隔離されていることを確認した上で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の流路は、他系統 と隔離されていることを確認した上で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の操作に人員を要 するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影 響なし。 ・耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、電源を要する が、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使 用する。
64	復水輸送系による格納容器代替スプレ イ (復水輸送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	－	・復水輸送系による格納容器代替スプレイの流路は、設計基準対象施設としての設計 条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価 により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響 なし。	○	・復水輸送系による格納容器代替スプレイの操作に人員を要するが、必要な人員を 想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・復水輸送系による格納容器代替スプレイは、電源を要するが、他の設備の使用に 悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による格納容器代替スプレ イ (消火ポンプ, ろ過水タンク) (補助消火ポンプ, 補助消火水槽)	○	・消火系による格納容器代替スプレイの流路は、設計基準対象施設としての設計条件 下で使用する ことから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用 による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価に よ り他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響 なし。 ・水源である補助消火水槽は地下に設置されており、破損により地上面への溢水が 生 じる可能性はないことから、悪影響なし。	○	・消火系による格納容器代替スプレイの操作に人員を要するが、必要な人員を 想 定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による格納容器代替スプレイは、電源を要するが、他の設備の使用に 悪影 響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	ドライウェル冷却装置による格納容器内 除熱	－	・ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱は、設計基準対象施設として使用する 場合 と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱は、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使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱の操作に人員を要するが、必要な人 員 を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・ドライウェル冷却装置による格納容器内除熱は、電源を要するが、他の設備の使 用 に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (3/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応（設計・運用）する項目  
「－」 影響が無く、対応（設計・運用）する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
65	サブプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御は、水酸化ナトリウム（アルカリ薬液）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響が考えられるが、材料への腐食影響がないことを確認しており、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから、シール性への悪影響なし。また、予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置しているため、原子炉格納容器下部への注水によりアルカリ薬剤が溶け出し、腐食の影響が考えられるが、材料への腐食影響がないことを確認していることから、悪影響なし。</li> <li>原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとアルカリ薬液が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めており、原子炉格納容器の圧力制御には影響がないことから、悪影響なし。</li> <li>原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとアルカリ薬液との反応では酸素ガスの発生はなく、水素ガスの燃焼リスクが増加しないことから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>薬液タンクの破損により、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬液タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には堰を設ける設計としていることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>サブプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	スクラビング水の補給及び排水設備	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>スクラビング水の補給設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。</li> <li>スクラビング水の排水設備は、第1ペントフィルタスクラバ容器のスクラビング水をサブプレッションチェンバに移送するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響が考えられるが、材料への腐食影響がないことを確認しており、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから、シール性への悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>スクラビング水の補給設備である薬品注入タンクの破損により、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬品注入タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬品注入タンクは隔離された部屋に設置されていることから、悪影響はない。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>スクラビング水の補給設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>スクラビング水の補給設備は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。</li> <li>スクラビング水の排水設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>スクラビング水の排水設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	窒素ガス代替注入系	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式窒素供給装置は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器に屋外から窒素ガスを供給するため、使用時に破損した場合は格納容器内雰囲気ガスが屋外に漏えいする可能性があるが、隔離弁により速やかに隔離が可能な設計とすることから、悪影響なし。</li> <li>可搬式窒素供給装置は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式窒素供給装置の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>可搬式窒素供給装置は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	可搬型燃料タンク	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型燃料タンクは、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型燃料タンクの破損により、軽油が漏えいする可能性があるが、可搬型燃料タンクは十分な強度を有する設計としていることから、悪影響はない。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型燃料タンクの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> </ul>
66	復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 (復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク)	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (消火ポンプ、ろ過水タンク) (補助消火ポンプ、補助消火水槽)	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系による原子炉格納容器下部への注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> <li>消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> <li>水源である補助消火水槽は地下に設置されおり、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系による原子炉格納容器下部への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>消火系による原子炉格納容器下部への注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	制御棒駆動水圧系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延・防止)	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動水圧系による原子炉注水の流路は設計基準事故対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動水圧系による原子炉注水の流路は設計基準事故対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動水圧系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>制御棒駆動水圧系による原子炉注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心の落下遅延・防止) (復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク)	－	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	消火系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延・防止) (消火ポンプ、ろ過水タンク) (補助消火ポンプ、補助消火水槽)	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系による原子炉注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> <li>消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> <li>水源である補助消火水槽は地下に設置されおり、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>消火系による原子炉注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>

表 2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (4/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応 (設計・運用) する項目

「－」 影響が無く、対応 (設計・運用) する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
67	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	－	・格納容器水素濃度 (A系) 及び格納容器酸素濃度 (A系) は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・格納容器水素濃度 (A系) 及び格納容器酸素濃度 (A系) は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・格納容器水素濃度 (A系) 及び格納容器酸素濃度 (A系) による監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器水素濃度 (A系) 及び格納容器酸素濃度 (A系) による監視は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	可燃性ガス濃度制御系	－	・可燃性ガス濃度制御系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・可燃性ガス濃度制御系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可燃性ガス濃度制御系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可燃性ガス濃度制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
68	大量送水車による原子炉ウエル注水	○	・原子炉格納容器が過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、ドライウエル主フランジを急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響が懸念されるが、ドライウエル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることから、使用による悪影響なし。	○	・ドライウエル主フランジを冷却することにより、ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素処理装置が設置されている原子炉建物原子炉棟4階に、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建物原子炉棟下層階 (2階, 1階, 地下1階, 地下2階) のみとして水素ガス挙動を評価した結果、原子炉建物原子炉棟下層階において可燃限界に至ることはなく、かつ原子炉建物原子炉棟4階においても静的触媒式水素処理装置により可燃限界に至らないことが確認できていることから、使用による悪影響なし。 ・ドライウエル主フランジを冷却することにより、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建物原子炉棟に水蒸気が発生することによる、原子炉建物原子炉棟水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、原子炉建物原子炉棟4階に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建物原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至らないことを確認していることから、使用による悪影響なし。 ・原子炉ウエルに注水し、ドライウエル主フランジを冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念されるが、原子炉ウエルに注水しドライウエル主フランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいことから、使用による悪影響なし。	○	・大量送水車による原子炉ウエル注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・大量送水車による原子炉ウエル注水は、水を要するが、原子炉ウエル注水に必要な水量は、水源である代替淡水源が保有する水量に比べて十分小さいことから、悪影響なし。 ・大量送水車による原子炉ウエル注水は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	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、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、固定用クリップを設けることにより、誤開放しない設計とすることから、悪影響なし。	○	・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため悪影響なし。
69	消火系による燃料プール注水 (消火ポンプ、ろ過水タンク) (補助消火ポンプ、補助消火水槽)	○	・消火系による燃料プール注水の流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから悪影響なし。 ・水源である補助消火水槽は地下に設置されおり、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。	○	・消火系による燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による燃料プール注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	ステンレス鋼板等による漏えい緩和 (シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り下ろしロープ)	－	・ステンレス鋼を単独で燃料プール壁面に吊り下ろす設計とすることから、使用による悪影響なし。なお、ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、大規模損壊等の重大事故等を超える事象を想定した対応である。	－	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、ステンレス鋼板の燃料プール壁面への設置後、ロープを手摺等に固縛し、ステンレス鋼板の移動を防止することから、使用による悪影響なし。	○	ステンレス鋼板等による漏えい緩和の実施に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
70	ガンマカメラ, サーモカメラ	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガンマカメラ及びサーモカメラを使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	化学消防自動車, 小型動力ポンプ付水槽車, 小型放水砲, 泡消火薬剤容器	－	・化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び泡消火薬剤容器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び泡消火薬剤容器は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び泡消火薬剤容器の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び泡消火薬剤容器は、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 ・化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響を生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。

表 2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (5/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応（設計・運用）する項目  
「－」 影響が無く、対応（設計・運用）する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
71	復水貯蔵タンク	－	・復水貯蔵タンクは、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・復水貯蔵タンクを水源とした送水手順を実施する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	補助消火水槽	－	・補助消火水槽は、他の水源である低圧原子炉代替注水槽、サブプレッションチェンバ、ほう酸水貯蔵タンク、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、淡水タンクと独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・水源である補助消火水槽は地下に設置されており、破損により地上面への溢水が生じる可能性はないことから、悪影響なし。	○	・補助消火水槽を水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	淡水タンク （純水タンク、ろ過水タンク）	－	・淡水タンクは、他の水源である低圧原子炉代替注水槽、サブプレッションチェンバ、ほう酸水貯蔵タンク、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、補助消火水槽と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・水源である淡水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・淡水タンクを水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	輪谷貯水槽（東1）、 輪谷貯水槽（東2）	－	・輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）は、他の設備と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・水源である輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）の破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	複数の海水取水手段 （大型送水ポンプ車、大量送水車、荷揚場、 2号機放水槽、1号機取水槽、3号機取水 管点検立坑）	－	・複数の海水取水手段で用いる大型送水ポンプ車及び大量送水車は、他の設備と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・大型送水ポンプ車及び大量送水車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・複数の海水取水のための操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・複数の海水取水手段は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響を生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
72	直流給電車	○	・直流給電車の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	○	・直流給電車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、または移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・直流給電車の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・直流給電車は燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	○	・号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、接続先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続に時間を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	号炉間連絡ケーブル	○	・号炉間連絡ケーブルの接続先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・号炉間連絡ケーブルは、接続先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・号炉間連絡ケーブルの接続に時間を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	非常用コントロールセンタ切替盤	○	・非常用コントロールセンタ切替盤の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・非常用コントロールセンタ切替盤は、供給先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・非常用コントロールセンタ切替盤の操作に時間を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	常用高圧母線A系 常用高圧母線B系	○	・常用高圧母線A系及び常用高圧母線B系の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・常用高圧母線A系及び常用高圧母線B系は、供給先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用高圧母線A系及び常用高圧母線B系の操作に時間を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
73	有効監視パラメータの計器	－	・有効監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・有効監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・有効監視パラメータの計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・有効監視パラメータの計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	常用計器	－	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	常用代替計器	－	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用代替計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用代替計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	運転監視用計算機による記録	－	・運転監視用計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・運転監視用計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・運転監視用計算機による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	中央制御室記録計による記録	－	・中央制御室記録計による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・中央制御室記録計による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・中央制御室記録計による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・中央制御室記録計による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉水位計凝縮槽温度	○	・原子炉水位計凝縮槽温度は、他の設備との電氣的な分離をすることから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉水位計凝縮槽温度は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉水位計凝縮槽温度の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・原子炉水位計凝縮槽温度の監視には、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果 (6/6)

注記\* : 「○」 影響が懸念されるため、対応（設計・運用）する項目  
「－」 影響が無く、対応（設計・運用）する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果	対応* 要否	検討結果
74	非常用照明	－	・非常用照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・非常用照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・非常用照明は、電源を要するが、他の設備の仕様に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
75	モニタリングポスト	－	・モニタリングポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・モニタリングポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・モニタリングポストの運転には電源を要するが、非常用所内電源に接続するとともに、専用の電源である無停電電源装置及び非常用発電機から給電するため、悪影響なし。
	放射能観測車	－	・放射能観測車は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射能観測車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・放射能観測車の使用には燃料及び人員を要するが、重大事故等対処設備（放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、影響なし。
	Ge 核種分析装置	－	・Ge 核種分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・Ge 核種分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・Ge 核種分析装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、影響なし。
	GM 計数装置	－	・GM計数装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・GM計数装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・GM計数装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、影響なし。
	ZnS シンチレーション計数装置	－	・ZnSシンチレーション計数装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ZnSシンチレーション計数装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ZnSシンチレーション計数装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、影響なし。
	気象観測設備	－	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・気象観測設備の使用には電源を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、影響なし。
	無停電電源装置	－	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・無停電電源装置は、操作が不要なことから、悪影響なし。
	非常用発電機	－	・非常用発電機は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・非常用発電機は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・非常用発電機は、操作が不要なことから、悪影響なし。 ・非常用発電機は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
76	通信連絡設備 (所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、 専用電話設備、電力保安通信用電話設備、 局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、 衛星電話設備（社内向））	－	・所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、専用電話設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）及び衛星電話設備（社内向）は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、専用電話設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）及び衛星電話設備（社内向）は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・テレビ会議システム（社内向）の操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 ・所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、専用電話設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）及び衛星電話設備（社内向）は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	通信連絡設備 無線通信設備（携帯型）* 衛星電話設備（携帯型）* 注記*：自主対策設備分	－	・無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
77	通信連絡設備 (所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、 専用電話設備、電力保安通信用電話設備、 局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、 衛星電話設備（社内向））	76条に記載					
	通信連絡設備 無線通信設備（携帯型）* 衛星電話設備（携帯型）* 注記*：自主対策設備分	76条に記載					
その他	長期安定冷却設備 (可搬ポンプ、可搬熱交換器、大型送水ポンプ車、 原子炉浄化系)	○	・長期安定冷却設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより、機器周囲の放射線量が上昇する場合は、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講ずることから悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・長期安定冷却設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。

サプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御による  
原子炉格納容器への影響確認について

1. 設備概要

サプレッションプール水 pH 制御系は、図 1 に示すように、加圧用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッションチェンバにスプレイする構成とする。

サプレッションプール水 pH 制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッションプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

なお、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが熔融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッションプール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ $\square$ wt%水溶液） $\square$ m<sup>3</sup>とする。また、原子炉格納容器下部に設置するアルカリ薬剤は、原子炉格納容器下部に敷設された全てのケーブルが熔融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器下部の保有水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

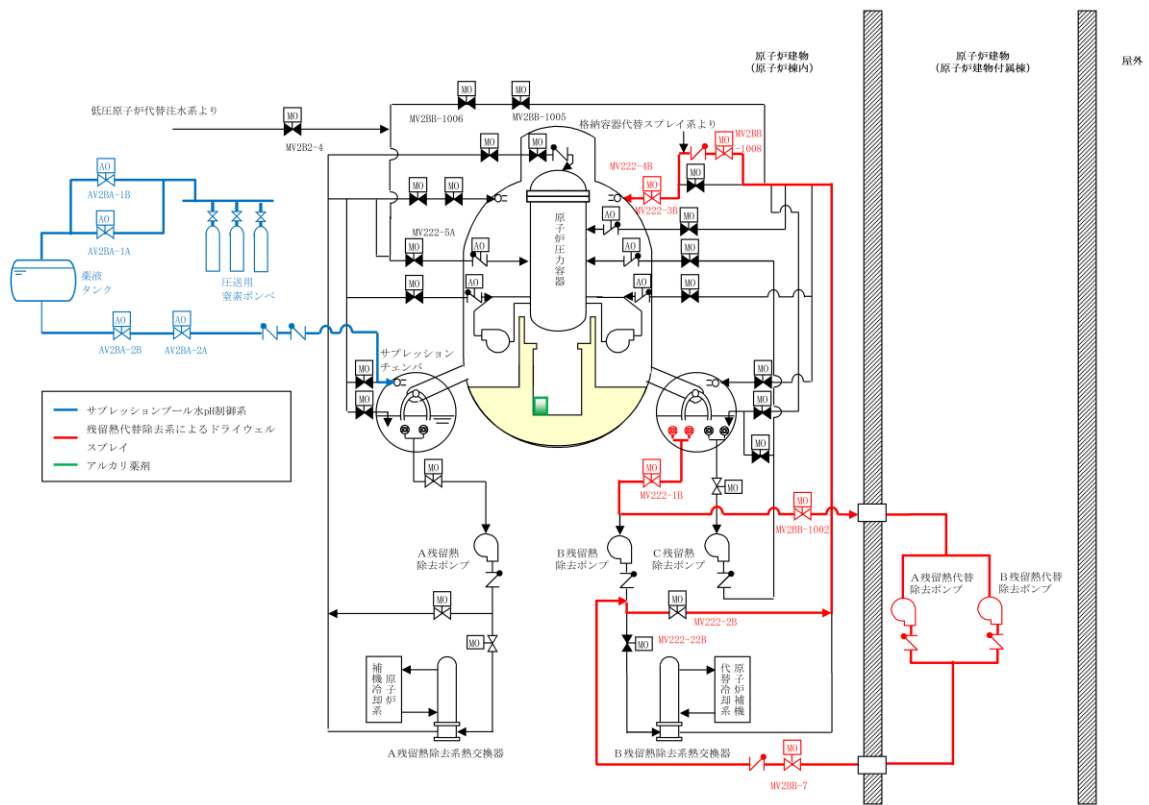


図1 サプレッションプール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御系統概要図



2. 格納容器バウンダリに対する影響について

アルカリ溶液による原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響評価を行う。

薬液をサブプレッションチェンバに注入した場合、サブプレシヨンプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で  wt%， pH は約  となる。

またサブプレシヨンプールへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2，図3に示す。図2より，pH制御操作時の条件は水酸化ナトリウム濃度が約  wt%，温度は保守的に考えても限界温度 200℃以下であり，アルカリ腐食割れの発生領域に入っていないことから，アルカリ腐食割れは発生しない。また，図3より，pHが高くなると腐食速度は低下する傾向になることから，塩化物による孔食，すきま腐食，SCCの発生を抑制することができる。

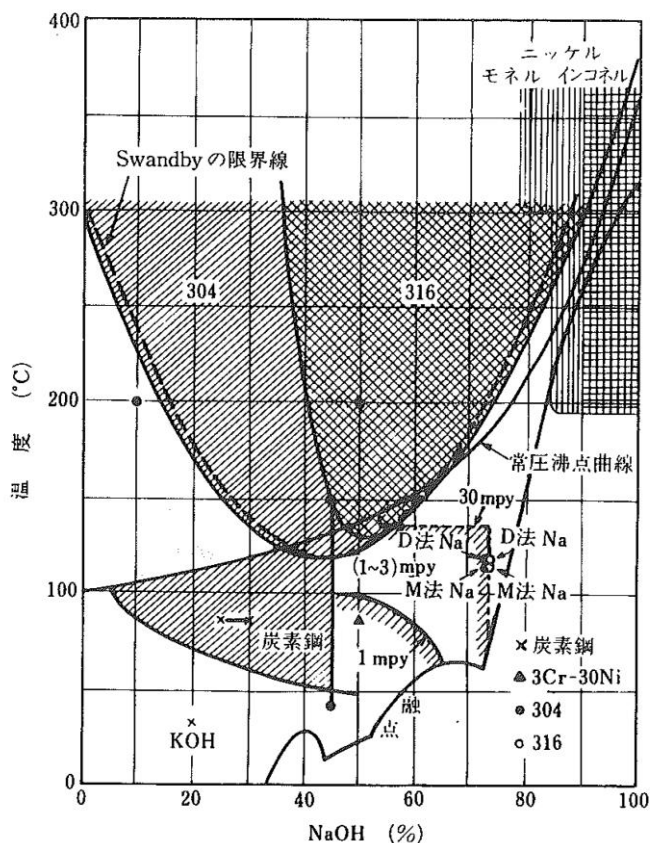


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響  
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

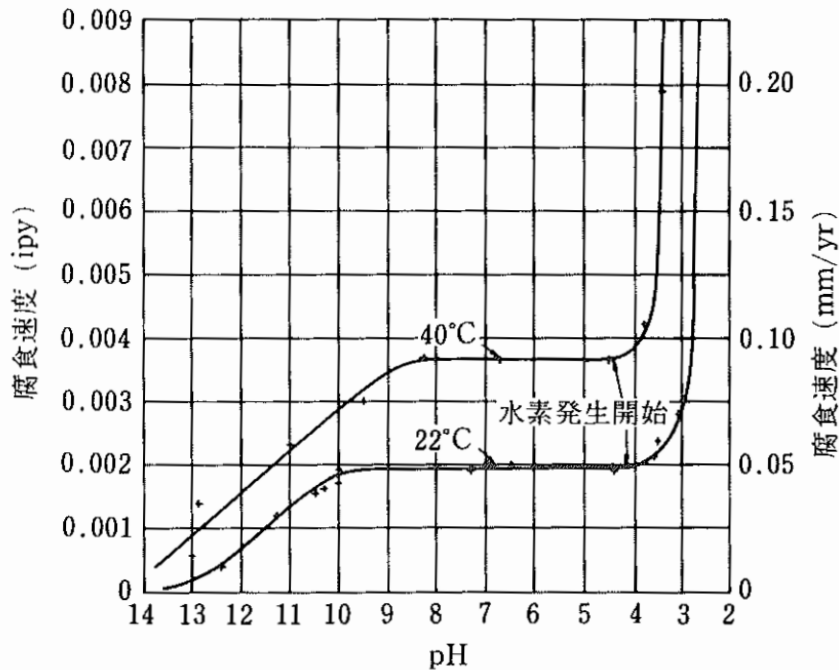


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響

出典『小若, 金属の腐食と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良 EPDM 材に変更しているが、この改良 EPDM 材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表 1 の条件で蒸気曝露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サプレッションチェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサプレッションチェンバ外にあること及びサプレッションチェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH 制御による影響はない。

一方、ドライウェルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH 制御による影響はない。

表 1 改良 EPDM 材耐アルカリ性確認試験

照射量	pH	蒸気温度	曝露時間	気密試験結果

これらから、pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図 4 に示すが、本システム使用後の濃度である  wt% では、水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

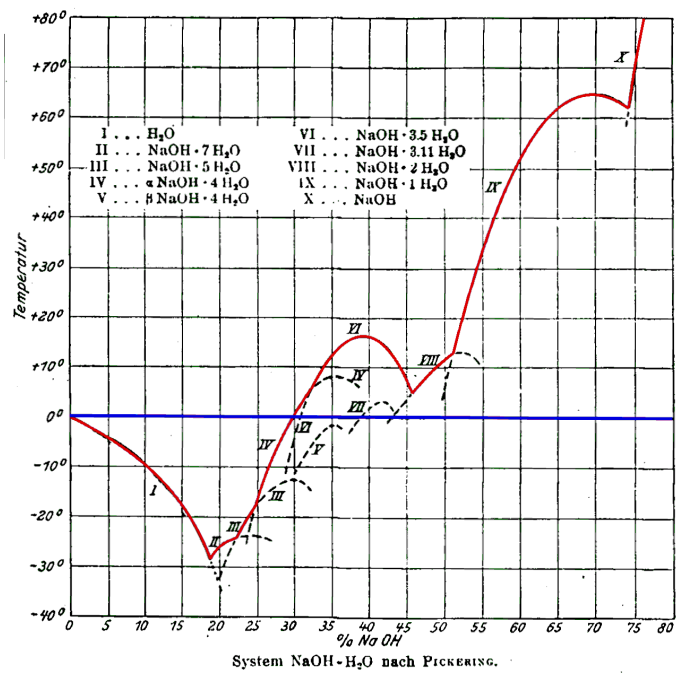


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図  
 出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium,  
 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

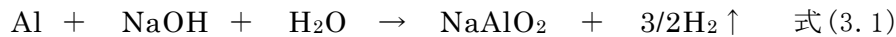
### 3. 水素ガスの発生について

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素ガス発生による圧力上昇及び燃料リスクに対する影響評価を行う。

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式(3.1)に示す反応により水素ガスが発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチング等には、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛も両性金属であり、式(3.2)に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッションチェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素ガスが発生するとして評価を行う。



#### 3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材や電線管のメッキであり、使用されるアルミニウム量を調査した。WCAP-16530\*により、環境条件における溶解速度（温度、pH 依存）を用いて溶解するアルミニウム量を算出し、全量溶解する結果となった。この溶解量より、生成する水素発生量を評価した。

注記\*：「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP)

#### 【算出条件】

- ・保温材外装板、電線管（Al-Zn メッキ）に含まれるアルミニウムの質量：  
□ kg
- ・アルミニウム原子量：26.98

#### 【計算結果】

式(a)よりアルミニウム □ kg が全量反応すると、水素の発生量は約 □ kg となる。

注：アルミニウム量の算出については、NS2 補足-011-7「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料」の「2. 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

### 3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチング等の亜鉛メッキ、構造材のジンク系塗料及び電線管であり、亜鉛が使用される構造材の表面積を調査した。アルミニウムと同様に WCAP-16530 により、環境条件における溶解速度（温度、pH 依存）を用いて溶解する亜鉛量を算出し、生成する水素ガス発生量を評価した。

#### 【算出条件】

- ・ジンク系塗装，亜鉛メッキ鋼構造物（グレーチング等），電線管（Al-Zn メッキ）中の溶解する亜鉛の質量： kg
- ・亜鉛原子量：65.38

#### 【計算結果】

式(b)より亜鉛  kg が全量反応すると、水素の発生量は約  kg となる。

注：亜鉛量の算出については、NS2 補足-011-7「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料」の「2. 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

### 3.3 水素ガス発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素ガス量は、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオで約 200kg であり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。

また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼は発生しない。

これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素ガスが発生することを考慮しても、影響はないものとする。

12. 【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の  
放射線に対する評価について】

## 1. 概要

重大事故等対処設備の放射線による影響は、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」にて記載しており、想定される重大事故等が発生した場合における放射線の条件下において、その機能が有効に発揮できるよう耐放射線性を有する設計とすることとしている。

本資料では、重大事故等対処設備について、事故後8日以降の放射線に対する評価について説明する。

## 2. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定方法

事故後8日以降に期待する機能及び当該機能に必要な重大事故等対処設備について、添付12-1のとおり整理を行った。添付12-1の表では、格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後8日以降においても使用が想定される対策を「格納容器破損防止対策」の欄に記載した。事故後8日以降に必要な機能は、熔融炉心の冷却機能、格納容器の除熱機能及び格納容器内の酸素濃度低減機能であり、熔融炉心の冷却については、残留熱代替除去系（原子炉補機代替冷却系含む）及び低圧原子炉代替注水系（常設）により実施し、格納容器の除熱については、残留熱代替除去系（原子炉補機代替冷却系含む）又は格納容器フィルタベント系により実施し、格納容器内の酸素濃度低減のための窒素注入については、可搬式窒素供給装置により実施する。

また、添付12-1に示した事故後8日以降で機能を期待する設備のうち、添付12-2に示す選定の考え方にに基づき、事故後8日以降の放射線に対して評価を実施する原子炉格納容器内設備を選定する。なお、原子炉格納容器外の設備については、事故後8日以降の放射線による影響により機能喪失した際には、外部支援により取替え可能であることを確認する。

## 3. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果

前項の重大事故等対処設備のうち事故後8日以降でその機能を期待する原子炉格納容器内設備の選定方法に基づき、設備の選定を行った。選定した結果を添付12-3に示す。選定された設備は以下のとおり。なお、②及び③については、無機物で構成されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されと考えられる。従って、次項で示す事故後8日以降の放射線に対する評価の対象外とする。

- ① ドライウェル温度（S A）
- ② コリウムシールド
- ③ サプレッションチェンバ

## 4. 事故後8日以降の放射線に対する評価

事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備として前項で示したドライウェル温度（S A）について評価を実施する。

## ① ドライウェル温度 (S A)

ドライウェル温度 (S A) については、原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータの主要パラメータである。ドライウェル温度 (S A) の設置場所は、EL  m, EL  m, EL  m及びEL  mであり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能\*である。(添付12-4, 添付12-5, 参考3)

ドライウェル温度 (S A) は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり (少なくとも  日程度) 耐放射線性を有している。(添付12-6, 添付12-7)

ドライウェル温度 (S A) の1個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル温度 (S A) により監視を継続できる。

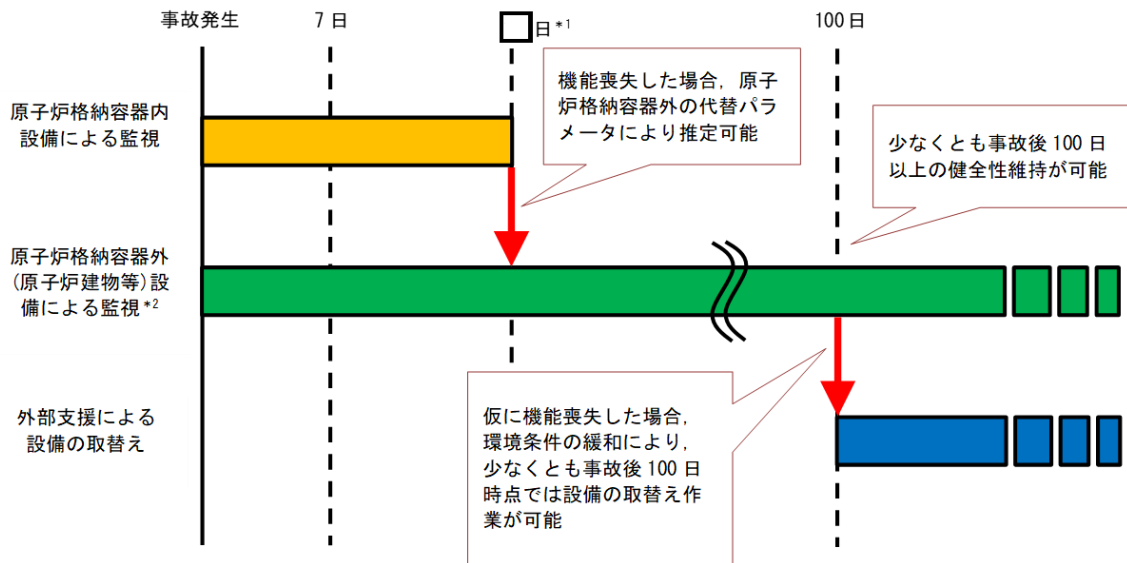
ドライウェル温度 (S A) が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータであるドライウェル圧力 (S A) 及びサプレッションチェンバ圧力 (S A) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度/圧力の関係を利用して推定を行う。

なお、ドライウェル圧力 (S A) 等については、伝送器の設置場所が原子炉建物原子炉棟内であることから、事故後8日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後100日以上 of 健全性維持が期待できる。事故後100日後の原子炉建物原子炉棟内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記\* : これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることはなく、局所的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である200℃を包絡する温度にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

以上より、事故後8日以降の放射線による影響を考慮しても、原子炉格納容器内の計器は中長期にわたり耐放射線性を有しており、機能喪失したとしても原子炉建物原子炉棟等の原子炉格納容器外の計器による推定が可能である。原子炉格納容器外の計器については、少なくとも事故後100日以上 of 健全性維持が期待され、仮に機能喪失したとしても事故後100日時点では外部支援による設備の取替えが可能であることから、長期的な監視機能の維持は可能であると考えられる。図1に、長期的な監視機能維持の概念図を示す。





注記\*1：有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡する保守的な条件での評価結果であり、各評価事故シーケンスを想定すると機能期待できる日数はさらに長くなる

\*2：格納容器酸素濃度（SA）については、事故後24日時点まで機能を維持し、その後は代替パラメータである格納容器酸素濃度（B系）にて事故後100日以降の機能維持は可能

図1 長期的な監視機能維持の概念図

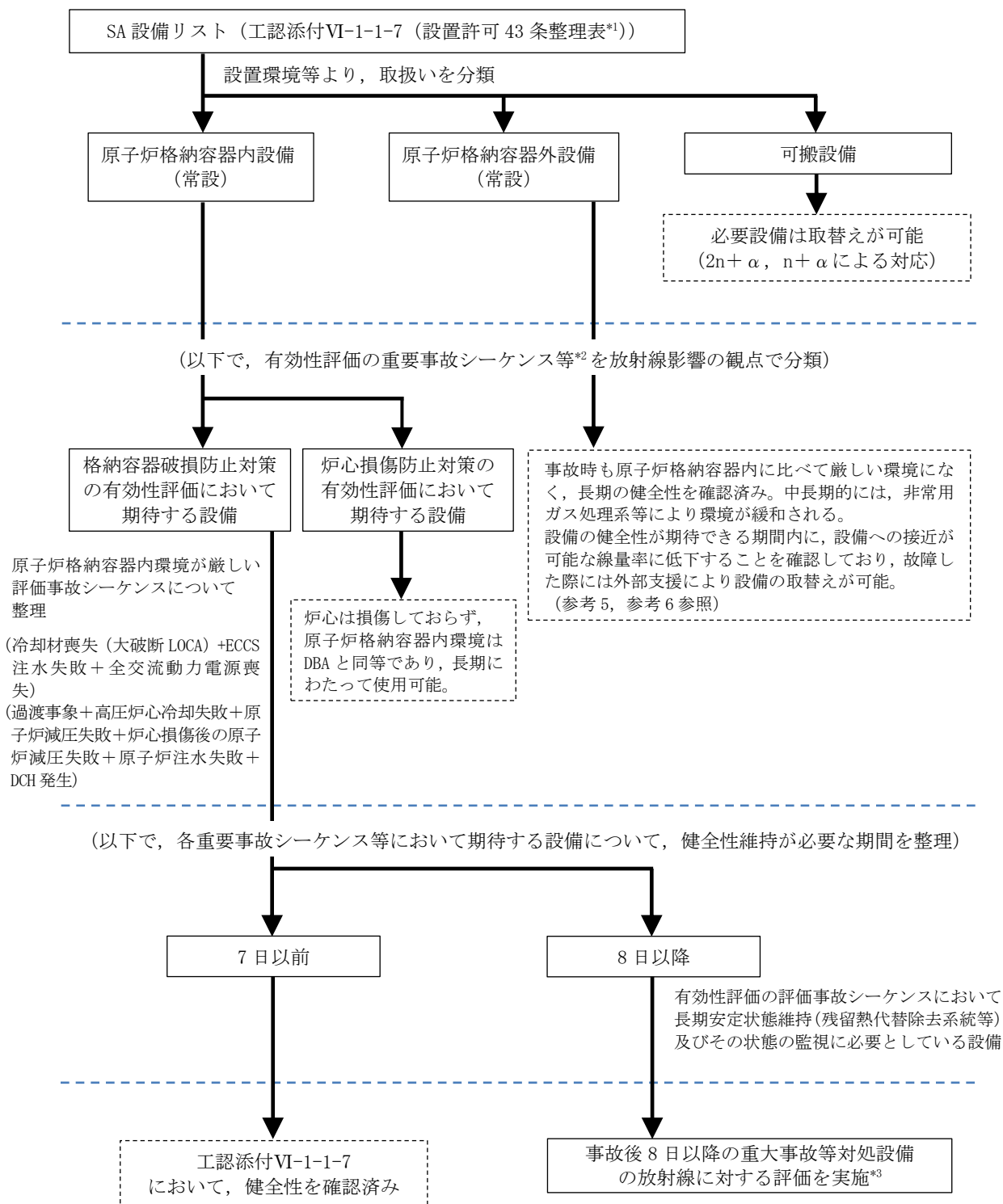
## 事故後 8 日以降に期待する機能の整理

格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される設備を以下に整理する。

格納容器破損防止対策	対応操作	設備・計器	設置場所
残留熱代替除去系による熔融炉心冷却及び格納容器除熱	・原子炉への注水 ・格納容器（ドライウエル）へのスプレイ ・格納容器下部への注水*	・残留熱代替除去系	原子炉建物付属棟
		・コリウムシールド	原子炉格納容器
		・サブプレッションチェンバ	原子炉格納容器
		・移動式代替熱交換設備	屋外
		・大型送水ポンプ車	屋外
		・残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉建物原子炉棟
		・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	原子炉建物原子炉棟
		・ドライウエル温度（SA）	原子炉格納容器
		・ドライウエル圧力（SA）	原子炉建物原子炉棟
低圧原子炉代替注水系（常設）による熔融炉心冷却	・原子炉への注水	・低圧原子炉代替注水系	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
		・低圧原子炉代替注水槽	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
		・代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
		・低圧原子炉代替注水槽水位	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	・サブプレッションプール水位が通常水位+約 1.3m 到達時の格納容器ベント開始	・格納容器フィルタベント系	第 1 ベントフィルタ格納槽
		・ドライウエル圧力（SA）	原子炉建物原子炉棟
		・サブプレッションチェンバ圧力（SA）	原子炉建物原子炉棟
		・サブプレッションプール水位（SA）	原子炉建物原子炉棟
		・スクラバ容器水位	第 1 ベントフィルタ格納槽
		・スクラバ容器圧力	第 1 ベントフィルタ格納槽
		・第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	第 1 ベントフィルタ格納槽，屋外
可搬式窒素供給装置による格納容器内の酸素濃度低減	・残留熱代替除去系による格納容器除熱実施後の窒素注入開始	・可搬式窒素供給装置	屋外
		・格納容器酸素濃度（B系）	原子炉建物原子炉棟
		・格納容器酸素濃度（SA）	原子炉建物原子炉棟

注記\*：評価の前提として重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水を考慮していないことや原子炉圧力容器破損と地震動が重畳する頻度が十分小さいことから、事故後の荷重の組合せ評価においては原子炉圧力容器が破損する事故シナリオを考慮していないが、格納容器破損防止対策の有効性評価に対する成立性を確認する観点から、ここでは考慮対象とする。

評価対象設備の選定フロー



注記 \*1 : 設置許可基準第 43 条から第 62 条及びその他の設備に整理する各設備  
 \*2 : 炉心損傷防止対策の有効性評価における重要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。なお, 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の想定事故では, 原子炉格納容器内設備には期待しない。運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスでは, 炉心は損傷しておらず, 原子炉格納容器内環境は DBA と同等であり, 原子炉格納容器内設備は長期にわたって使用可能である。  
 \*3 : 事故後 8 日以降に期待する原子炉格納容器内の重大事故等対処設備について, 放射線により機能喪失すると考えられるタイミング以降も代替手段により機能を維持可能なことを評価する。

第 43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策（緩和設備）	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
アクセスルート確保	ホイールローダ	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－	－	－	－

第 44 条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	制御棒	原子炉保護系		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	○	×	－
	制御棒駆動機構	原子炉保護系		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	○	×	－
	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	原子炉保護系		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプリッブ機能)	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	ほう酸水注入ポンプ	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
ほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク	－	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	原子炉圧力容器 [注入先] 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	－	－	常設	その他の設備に記載	－	*1	*1	*1
出力急上昇の防止	原子炉圧力容器 [注入先] 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	－	－	常設	46 条に記載	－	×	－	－
	原子炉圧力容器 [注入先] 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	－	－	常設	46 条に記載	－	×	－	－

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

第 45 条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	高圧炉心スプレイス系、 原子炉隔離時冷却系	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	サブレクションチェンバ [水源]	－	－	常設	56 条に記載		*1	*1	*1
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載			その他の設備に記載		*2	*2	*2
	原子炉隔離時冷却ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイス系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
高圧炉心スプレイス系による原子炉の冷却	サブレクションチェンバ [水源]	56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)			56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)		*1	*1	*1
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)			その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)		*2	*2	*2
高圧炉心スプレイス系による原子炉の冷却	高圧炉心スプレイスポンプ	(高圧炉心スプレイス系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	サブレクションチェンバ [水源]	56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)			56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)		*1	*1	*1
ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)			その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)		*2	*2	*2
	ほう酸水注入系	44 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)			44 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)		×	－	－

注記\*1：56 条にてまとめて記載する。  
\*2：その他の設備にてまとめて記載する。

第 46 条 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
逃がし安全弁	逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ	(アキユムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	自動減圧起動阻止スイッチ	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	代替自動減圧起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
可搬型直流電源による減圧	可搬型直流電源設備	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)					－	－	－
	SRV 用電源切替盤	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, BI-115V 系蓄電池	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池による減圧	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助室)	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, BI-115V 系蓄電池 (SA)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	－	－	－	－
	逃がし安全弁用窒素ガスポンプ	(アキユムレータ)	(S)	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	－	－	－
逃がし安全弁窒素ガス供給系	残留熱除去系注水弁 (MW222-5A, 5B, 5C)	(残留熱除去系注水弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	低圧炉心スブレイ系注水弁 (MW223-2)	(低圧炉心スブレイ系注水弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
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	常設重大事故防止設備	－	×	－	－

注記\*1：PCV 破損防止のために、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を 2.0 MPa[gage]以下とするための機能が必要であるが、8 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が生じることが考えにくい (8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

第 47 条 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ための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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ポンプ	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	S —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	低圧原子炉代替注水槽[水源]	※水源としては海も使用可能		56 条に記載			×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載					*1	*1	*1
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却	大量送水車	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	S —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	輪谷貯水槽(西1) [水源]	※水源としては海も使用可能		56 条に記載			×	—	—
	輪谷貯水槽(西2) [水源]	その他の設備に記載					×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]						*1	*1	*1
低圧炉心スプレイスによる低圧注水	低圧炉心スプレイポンプ	(低圧炉心スプレイス系) 残留熱除去系(低圧注水モード)	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
	サブレーションチェンバ [水源]	56 条に記載(うち、重大事故防止設備)					*2	*2	*2
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)					*1	*1	*1

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。



第 47 条 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ための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による低圧注水	残留熱除去ポンプ	低圧炉心スプレイス (残留熱除去系 (低 圧注水モード))	S	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	サブレーションチ ェンバ [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)		常設			*1	*1	*1
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	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち, 重大事故防止設備)					*2	*2	*2
	残留熱除去ポンプ	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却 モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	残留熱除去系熱交 換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち, 重大事故防止設備)					*2	*2	*2
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	原子炉補機冷却水 ポンプ	48 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)					×	－	－
	原子炉補機海水ボ ンプ						×	－	－
	原子炉補機冷却系 熱交換器						×	－	－
	取水口						×	－	－
非常用取水設備	取水管						×	－	－
	取水槽						×	－	－
							×	－	－
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 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉の冷却に記載 (うち, 重大事故緩和設備)					×	－	－
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	低圧原子炉代替注水 系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却に記載 (うち, 重大事故緩和設備)					－	－	－

注記\*1：56 条にてまとめて記載する。

\*2：その他の設備にてまとめて記載する。

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (1/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
原子炉補機代替冷却系による除熱 ※水源は海を使用	移動式代替熱交換設備	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	移動式代替熱交換設備ストレーナ			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	大型送水ポンプ車			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	取水口	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—
	取水管	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—
	取水槽	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—
	第 1 ベントフイルタスクラフバ容器	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、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。) であり、耐震重要度分類はいずれも S						×	—	—
	圧力開放板	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、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。) であり、耐震重要度分類はいずれも S						×	—	—
	速隔手動弁操作機構	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、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。) であり、耐震重要度分類はいずれも S						×	—	—
	第 1 ベントフイルタ格納槽遮蔽	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、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。) であり、耐震重要度分類はいずれも S						×	—	—
配管遮蔽	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備) (重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない) である計装設備を除く) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、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。) であり、耐震重要度分類はいずれも S						×	—	—	
可搬式窒素供給装置	52 条に記載						—	—	—	
原子炉格納容器 (サブレーション チェンバ、真空破壊装置を含む) [排出元]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						*1	*1	*1	

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (2/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：ー	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
原子炉停止時冷却	残留熱除去ポンプ	47 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	ー	常設	ー	ー	×	ー	ー
	残留熱除去系熱交換器								
	原子炉圧力容器 [注水先]								
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	残留熱除去ポンプ	49 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	ー	常設	ー	ー	×	ー	ー
	残留熱除去系熱交換器								
	サブレーションチェンバ [水源]								
	原子炉格納容器 [注水先]								
残留熱除去系 (サブレーションモード) によるサブレーションポンプ-ル水の冷却	残留熱除去ポンプ	49 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	ー	常設	ー	ー	×	ー	ー
	残留熱除去系熱交換器								
	サブレーションチェンバ [水源]								
	原子炉格納容器 [注水先]								
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	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	ー	ー
	原子炉補機海水ポンプ								
	原子炉補機冷却系熱交換器								

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (3/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：-	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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水ポンプ	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。)	(S)	常設可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	-	-
	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	-	-
	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	-	-
非常用取水設備	取水口	その他の設備に記載							
	取水管								
	取水槽								

第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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	低圧原子炉代替注水ポンプ	残留熱除去系 (格納容器冷却モータ)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	－	－
	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
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	原子炉格納容器 [注水先]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能							
	大量送水車	残留熱除去系 (格納容器冷却モータ)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	－	－	－
	可搬型ストレーナ	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	輪谷貯水槽 (西 1) [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能							
	輪谷貯水槽 (西 2) [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能							
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載							
残留熱除去系 (格納容器冷却モータ) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去ポンプ	残留熱除去系 (格納容器冷却モータ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	サブレーションチェンバ [水源]	56 条に記載							
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)							

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策(緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
残留熱除去系(サブレー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	残留熱除去ポンプ	(残留熱除去系(サブレーションプール水冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備(設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備(設計基準拡張)	SA-2	×	－	－
	サブレーションチェンバ [水源]	56 条に記載							
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	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)							
	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載(うち、重大事故防止設備)							
	原子炉補機海水ポンプ								
	原子炉補機冷却系熱交換器								
非常用取水設備	取水口	その他の設備に記載							
	取水管								
	取水槽								

注記\*1：56 条にてまとめて記載する。

\*2：その他の設備にてまとめて記載する。

第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種類	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	第 1 ベントフィルタ 銀ゼオライト容器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	圧力開放板	－	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	遠隔手動弁操作機構			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	第 1 ベントフィルタ 格納槽遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	可搬式窒素供給装置			52 条に記載			－	－	－
	原子炉格納容器 (サ プレッションチェン バ、真空破壊装置を 含む) [排出元]			その他の設備に記載			*1	*1	*1

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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	－ ※水源は海を使用	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	移動式代替熱交換設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	移動式代替熱交換設備ストレーナ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	大型送水ポンプ車			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	サブプレッショントラップ [水源]			56 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				SA-3	＊1
取水口	その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)				×	－	－	－	
取水管					×	－	－	－	
取水槽					×	－	－	－	
原子炉圧力容器 [注水先]					＊2	＊2	＊2	＊2	
原子炉格納容器 [注水先]					＊2	＊2	＊2	＊2	

注記＊1：56 条にてまとめて記載する。

＊2：その他の設備にてまとめて記載する。



第 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策(緩和設備)	8 日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
ペデスタル代替注水系(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	－	－	常設可搬型	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－	
	コリウムシールド	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	*1	
	低圧原子炉代替注水槽[水源]	56 条に記載(うち、重大事故緩和設備) ※水源としては海も使用可能					－	×	－	－
格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器[注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)					－	*2	*2	*2
	大量送水車	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－	
	コリウムシールド	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	*1	
	可搬型ストレーナ	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－	
	輪谷貯水槽(西1)[水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能					－	×	－	－
	輪谷貯水槽(西2)[水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能					－	×	－	－
原子炉格納容器[注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)					－	*2	*2	*2	

注記\*1：コリウムシールドは無機物であるジルコニア製であり耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。  
\*2：その他の設備にてまとめて記載する。

第 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
ベダスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	コリウムシールド	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	○	○	*1
	輪谷貯水槽 (西 1) [水源]			56 条に記載 ※水源としては海も使用可能			×	－	－
	輪谷貯水槽 (西 2) [水源]						×	－	－
溶融炉心の落下遅延及び防止	原子炉格納容器 [注水先]		その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)				*2	*2	*2
	高圧原子炉代替注水系		45 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				×	－	－
	ほう酸水注入系		44 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				×	－	－
	低圧原子炉代替注水系 (常設)		47 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				×	－	－
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)						×	－	－

注記\*1：コリウムシールドは無機物であるジルコニア製であり耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。

\*2：その他の設備にてまとめて記載する。

第 52 条 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(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策(緩和設備)	8 日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
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	可搬式窒素供給装置	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	原子炉格納容器[注 入先]	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	*1	*1	*1	
	スクラパ容器	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある(耐震重要度分類は S))								
	第 1 ベントフィルタ	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	遠隔手動弁操作機構	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	第 1 ベントフィルタ格納槽遮蔽	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	配管遮蔽	50 条に記載(うち、重大事故緩和設備)								
	可搬式窒素供給装置	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	－
	原子炉格納容器(サプレッションチェンバ、真空破壊装置を含む) [排出元]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)								

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

第 52 条 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(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度	S	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
	格納容器水素濃度 (B系)	(格納容器水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
	格納容器酸素濃度 (B系)	(格納容器酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要があるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
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 可搬型	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	静的触媒式水素処理装置入口温度	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	静的触媒式水素処理装置出口温度			常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－



第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(2/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策(緩和設備)	8 日以降期待する設備		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス					
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	55 条に記載									
	放水砲										
燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A)	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 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－		
	燃料プール水位・温度 (S A)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－		
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－		
	燃料プール監視カメラ (S A)			S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
	(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)										

第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 (3/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
燃料プールの冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	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) ※水源は海を使用	S  (B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	－	－
	燃料プール冷却系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	－	－
	移動式代替熱交換設備			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	－	－	－
	移動式代替熱交換設備ストレーナ			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	－	－	－
	大型送水ポンプ車			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	－	－	－
	燃料プール [注水先]			その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)					
取水口	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)								
取水管									
取水槽									



第 55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
海洋への放射性物質 の拡散抑制	放射性物質吸着 材			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
	シルトフェンス	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
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			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	放水砲	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	泡消火薬剤容器			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－

第 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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	低圧原子炉代替 注水槽			常設 可搬型			×	－	－
	サブレーション チェンバ	(サブレーションチェ ンバ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
	輪谷貯水槽 (西 1)	復水貯蔵タンク －	B －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*1
	輪谷貯水槽 (西 2)	－	－	常設	－ (代替淡水源) *2	－	×	－	－
	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 (構内監視カメラ (ガ スタービン発電機建物 屋上))	C (C(Ss))	常設	常設重大事故対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	×	－	－
重大事故等収束のため の水源	ほう酸水貯蔵タ ンク			44 条に記載			×	－	－
水の供給	大量送水車			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	可搬型ストレー ナ		－	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
	取水口			その他の設備に記載					
	取水管								
	取水槽								

注記\*1：8 日以降も水源として使用可能である。

\*2：重大事故等対処設備ではなく代替淡水源 (措置) であるが、本条文において必要なため記載。

第 57 条 電源設備 (1/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期間 待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
常設代替交流電源設備による給電	ガスタタービン発電機	非常用交流電源設備	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ガスタタービン発電機用軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ガスタタービン発電機用サービスタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ガスタタービン発電機用燃料移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型代替交流電源設備による給電	高压発電機車	非常用交流電源設備	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	ガスタタービン発電機用軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ディーゼル燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—

第 57 条 電源設備 (2/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス					
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	B-115V 系蓄電池	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—		
	B1-115V 系蓄電池 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—		
	230V 系蓄電池 (RCIC)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	SA 用 115V 系蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	B-115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	B1-115V 系充電器 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	230V 系充電器 (RCIC)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	—	
	SA 用 115V 系蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—

第 57 条 電源設備 (3/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
可搬型直流電源設備による給電	高压発電機車			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
	B1-115V 系充電器 (SA)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	SA 用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	230V 系充電器 (常用)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	ガスタービン発電機用軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク		－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	ディーゼル燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－

第 57 条 電源設備 (4/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス					
代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	非常用所内電気設備 —	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	メタクラ切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	高圧発電機車接続プラグ収納箱			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	緊急用メタクラ接続プラグ盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	SA1 ロードセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	SA1 コントロールセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	SA2 コントロールセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	充電器電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	SA 電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	重大事故操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	メタルクラッド開閉装置 2C			メタルクラッド開閉装置 置 HPCS —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	メタルクラッド開閉装置 2D				—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

第 57 条 電源設備 (5/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電設備	(非常用ディーゼル発電設備)	(S)	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	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)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	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)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	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)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	ディーゼル燃料移送ポンプ	(ディーゼル燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	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)	(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	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)	(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	ディーゼル燃料貯蔵タンク	(ディーゼル燃料貯蔵タンク)	(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	ディーゼル燃料 ダイタンク	(ディーゼル燃料ダイタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－

第 57 条 電源設備 (6/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
非常用直流電源設備	A-115V 系蓄電池	(A-115V 系蓄電池)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	B-115V 系蓄電池	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	B1-115V 系蓄電池 (SA)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	230V 系蓄電池 (RCIC)	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレイ系蓄電池	(高圧炉心スプレイ系蓄電池)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	原子炉中性子計装用蓄電池	(原子炉中性子計装用蓄電池)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	A-115V 系充電器	(A-115V 系充電器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	B-115V 系充電器	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	B1-115V 系充電器 (SA)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	230V 系充電器 (RCIC)	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレイ系充電器	(高圧炉心スプレイ系充電器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	原子炉中性子計装用充電器	(原子炉中性子計装用充電器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—



第 57 条 電源設備 (7/7)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
燃料補給設備	ガスタービン発電機用軽油タンク	A, 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 －	S －	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク		(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク		(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	ディーゼル燃料貯蔵タンク		(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	タンクローリ		S －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－

第 58 条 計装設備 (1/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 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) 残留熱除去系熱交換器入口温度	— S — S S — S	常設 可搬型	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
		原子炉圧力	S — S S — —	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	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) 原子炉圧力容器温度 (SA)	S S S — —	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—

注記\*1：原子炉圧力容器温度は原子炉圧力容器の破損兆候検知のための設備であるが、7 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損兆候が発生することは考えにくい (8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。  
既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

\*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 58 条 計装設備 (2/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 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) 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 原子炉圧力 サブレーションチェンバ圧力 (S A)	S — — — — S S S S S S — —	常設     常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
	原子炉水位 (S A)	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 代替注水流量 (常設) 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 原子炉圧力 サブレーションチェンバ圧力 (S A)	S S — — — — S S S S S S — —	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 第 58 条 計装設備 (3/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
原子炉圧力容器 への注水量	高圧原子炉代替 注水流量	サブプレッションプール水位 (S A)	—	常設 可搬型	—	—	×	—	—	
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	—	—	—	
		原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	常設重大事故緩和設備	—	—	—	
		原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	
	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	S	—	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—
		原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—
	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)	原子炉水位 (広帯域)	S	S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—
		原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—
		サブプレッションプール水位 (S A)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
原子炉隔離時冷 却ポンプ 出口流量	原子炉水位 (広帯域)	S	S	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッションプール水位 (S A)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
高圧中心スプレ イポンプ 出口流量	原子炉水位 (広帯域)	S	S	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッションプール水位 (S A)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
残留熱除去ポン プ出口流量	原子炉水位 (広帯域)	S	S	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (燃料域)	S	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉水位 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッションプール水位 (S A)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	

第 58 条 計装設備 (4/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器 への注水量	低圧炉心スプレ イポンプ出口流 量	サブレーションプール水位 (SA)	－	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
	残留熱代替除去 系原子炉注水流 量	サブレーションプール水位 (SA)	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
	代替注水量 (常設)	低圧原子炉代替注水槽水位	－	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
		ドライウエル圧力 (SA)	－						
		サブレーションポンプエンバ圧力 (SA)	－						
	格納容器代替ス プレイ流量	ドライウエル圧力 (SA)	－	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
サブレーションポンプエンバ圧力 (SA)		－							
サブレーションプール水位 (SA)		－							
ペデスタル代替 注水量 ペデスタル代替 注水量 (狭帯 域用)	ペデスタル水位	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
	ドライウエル水位	－							
残留熱代替除去 系格納容器スプレ イ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流 量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	S	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	

第 58 条 計装設備 (5/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル温 度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ペDESTアル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブレーションチェンバ圧力 (SA)	－ － － －	常設 可搬型 常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	○
	ペDESTアル温度 (SA)	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) サブレーションチェンバ圧力 (SA)	－ － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*1
	ペDESTアル水温 度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*1
	サブレーション チェンバ温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブレーションプール水温度 (SA) サブレーションチェンバ圧力 (SA)	－ － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*2
原子炉格納容器内の 圧力	サブレーション プールの温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブレーションチェンバ温度 (SA)	－ －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*2
	ドライウエル圧 力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブレーションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTアル温度 (SA)	－ － － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×*3	－	－
	サブレーション チェンバ圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブレーションチェンバ温度 (SA)	－ － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×*3	－	－

注記\*1：ペDESTアル温度 (SA) 及びペDESTアル水温度 (SA) は原子炉圧力容器の破損検知のための設備であるが、7 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が発生することは考えにくい (8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。また、7 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

\*2：残留熱代替除去系による格納容器の除熱時は、ドライウエル温度 (SA) 及びドライウエル圧力 (SA) により運転状態を確認可能。また、格納容器フィルタイベント系による格納容器の除熱時は、サブレーションチェンバ圧力 (SA) により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

\*3：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 58 条 計装設備 (6/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の 水位	ドライウエル水位	サブレシジョンプール水位 (SA) 代替注水流量 (常設)	－	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*1
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域)	－						
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	－						
サブレシジョン プール水位 (SA)	ドライウエル水位	格納容器代替スプレイ流量	－	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×*2	－	－
		ペデスタル代替注水流量 (狭帯域)	－						
		ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	－						
ペデスタル水位	ドライウエル水位	低圧原子炉代替注水流量 (常設)	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*1
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域)	－						
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	－						

注記\*1：ドライウエル水位及びペデスタル水位は、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部への注水による蓄水状況を確保するための設備設備であるが、7 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が発生することは考えにくい (8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。また、7 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

\*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 58 条 計装設備 (7/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種類	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (S A)	—	常設 可搬型	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
	格納容器水素濃度 (S A)	格納容器水素濃度 (B系)	S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
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 (ドワイウェル)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジオンチエンパ)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	○	×	—
	中間領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	○	×	—
	平均出力領域計装	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	S S S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備	—	○	×	—

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。



第 58 条 計装設備 (8/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
最終ヒートシンクの 確保 (残留熱代替除 去系)	サブレーションプ ール水温度 (S A)	主要パラメータの他チャネル サブレーションチェンバ温度 (SA)	－	常設 可搬型	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	○	○	×*1
	残留熱除去系熱交 換器出口温度	サブレーションプ ール水温度 (SA)	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	残留熱代替除去系 原子炉注水流量	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 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	S S － S － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
残留熱代替除去系 格納容器スプレイ 流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サブレーションプ ール水温度 (SA) ドローイウエル温度 (SA) サブレーションチェンバ温度 (SA)	S － － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	

注記\*1：残留熱代替除去系による格納容器の除熱時は、ドローイウエル温度(SA)及びドローイウエル圧力(SA)により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。  
 また、格納容器フィルタバベント系により運転状態を確認可能。また、格納容器フィルタバベント系による格納容器の除熱時は、サブレーションチェンバ圧力(SA)により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

## 第 58 条 計装設備 (9/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：ー	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
最終ヒートシンクの 確保 (格納容器フイ ルタバベント系)	スクラ容器水 位	主要パラメータの他チャンネル	ー	常設 可搬型	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ー	×	ー	ー
	スクラ容器圧 力	主要パラメータの他チャンネル ドライウエール圧力 (SA) サブレシジョンチェンバ圧力 (SA)	ー ー ー	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ー	×	ー	ー
	スクラ容器温 度	主要パラメータの他チャンネル	ー	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ー	×	ー	ー
	第1ベントフイ ルタ出口放射線 モニタ (高レン ジ・低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル	ー	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ー	×	ー	ー
最終ヒートシンクの 確保 (残留熱除去 系)	第1ベントフイ ルタ出口水素濃 度	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)	ー S ー	可搬型	可搬型重大事故防止 設備 可搬型重大事故緩和 設備	ー	ー	ー	ー
	残留熱除去系熱 交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 (SA) サブレシジョンプール水温度 (SA)	ー ー	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	ー	×	ー	ー
	残留熱除去系熱 交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量	S S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	ー	×	ー	ー
	残留熱除去ポン プ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	ー	×	ー	ー

第 58 条 計装設備 (10/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
格納容器バイパスの 監視 (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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	S －	常設 可搬型	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	× <sup>*1</sup>	－	－
	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	× <sup>*1</sup>	－	－
	原子炉圧力	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) 原子炉圧力容器温度 (SA)	S － S S － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	× <sup>*1</sup>	－	－
	原子炉圧力 (S A)	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) 原子炉圧力容器温度 (SA)	S S S － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	× <sup>*1</sup>	－	－
	ドライウエル温 度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	－ －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	○	○	○
格納容器バイパスの 監視 (原子炉格納容 器内の状態)	ドライウエル圧 力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブレンジオンチェンパ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)	－ －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	× <sup>*1</sup>	－	－

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 58 条 計装設備 (11/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
格納容器バイパスの 監視 (原子炉建物内 の状態)	残留熱除去ポン プ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	S －	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	低圧炉心スプレ イポンプ出口圧 力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	S －	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	－	×	－	－
	低圧原子炉代替 注水槽水位	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 (S A) サブレーションプール水位 (S A) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	－ S S － － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
水源の確保	サブレーション プール水位 (S A)	高圧原子炉代替注水流量	－	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	S						
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	S						
		残留熱除去ポンプ出口流量	S						
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	S						
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	S						
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	S						
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	S						
		残留熱除去ポンプ出口圧力	S						
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	S						
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	－								

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

第 58 条 計装設備 (12/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉建物内の水素 濃度	原子炉建物水素 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	－ － －	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
		格納容器酸素濃度 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	－ S	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーションチェンバ) ドライウエル圧力 (S A) サブレーションチェンバ圧力 (S A)	S S － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－
原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器酸素濃 度 (S A)	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 (サブレーションチェンバ) ドライウエル圧力 (S A) サブレーションチェンバ圧力 (S A)	S S S － －	常設	常設重大事故緩和設備	－	×*1	－	－

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 第 58 条 計装設備(13/15)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
燃料プールの監視	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・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	－ － －	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	燃料プール水位・温度 (SA)	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・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	－ － －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	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)	－ － －	常設	常設耐震重要重大 事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	燃料プール監視 カメラ (SA)	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)	－ － －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	燃料プール監視 カメラ用冷却 設備を含む。	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)	－ － －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	S	可搬型	可搬型重大事故防止 設備 可搬型重大事故緩和 設備	－	－	－	

第 58 条 計装設備(14/15)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
その他	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	ADS用N <sub>2</sub> ガス供給圧力	S	常設 可搬型	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力	(N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力)	(S)	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	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)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	RCW熱交換器出口温度	(RCW熱交換器出口温度)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	RCWサージタンク水位	(RCWサージタンク水位)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	C-メータクラ母線電圧	(C-メータクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	D-メータクラ母線電圧	(D-メータクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	HPCS-メータクラ母線電圧	(HPCS-メータクラ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	C-ロードセンタ母線電圧	(C-ロードセンタ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	D-ロードセンタ母線電圧	(D-ロードセンタ母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用メータクラ電圧	C-メータクラ母線電圧 D-メータクラ母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	SA-ロードセンタ母線電圧	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

第 58 条 計装設備 (15/15)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
その他	B 1-115V 系蓄電池 (S A) 電圧	(B 1-115V 系蓄電池 (S A) 電圧)	(S)	常設可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	A-115V 系直流流盤母線電圧	(A-115V 系直流流盤母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	B-115V 系直流流盤母線電圧	(B-115V 系直流流盤母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	230V 系直流流盤 (常用) 母線電圧	(230V 系直流流盤 (常用) 母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	S A 用 115V 系充電器 盤蓄電池電圧	A-115V 系直流流盤母線電圧 B-115V 系直流流盤母線電圧 H P C S 系直流流盤母線電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－



第 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
系統機能	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室送風機	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室非常用再循環送風機	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室非常用再循環処理装置 （空気ポンプ）	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室正圧化装置 （空気ポンプ）	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	無線通信設備 (固定型)	62 条に記載								
	衛星電話設備 (固定型)									
	プラントパラメータ監視装置 （中央制御室待避室）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	—	—	—
	中央制御室差圧計	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	×	—	—
	待避室差圧計	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	×	—	—
	酸素濃度計	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	—	—	—
二酸化炭素濃度計	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	—	—	—	

## 第 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
照明の確保	LED ライト (三脚タイプ)	非常用照明	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	非常用ガス処理 系排風機	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
被ばく線量の低減	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	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－

第 60 条 監視測定設備 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
放射線量の代替測定	可搬式モニタリングポスト	モニタリングポスト	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	可搬式ダスト・よう素サンプラ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
放射性物質の濃度の代替測定	NaIシンチレーションサーベイメータ	放射能観測車	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	GM汚染サーベイメータ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置	気象観測設備	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	可搬式モニタリングポスト			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
放射線量の測定	電離箱サーベイメータ	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－

第 60 条 監視測定設備 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	NaI シンチレ ーションサーベ イメータ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	GM 汚染サーベ イメータ	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	α・β 線サーベ イメータ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－
	モニタリングポスト の代替交流電源から の給電	常設代替交流電 源設備				57 条に記載		×	－

第 61 条 緊急時対策所 (1/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
居住性の確保	緊急時対策所			常設	(重大事故等対処施設)	－	×	－	－	
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	緊急時対策所空気浄化送風機			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－	
	酸素濃度計			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－	
	二酸化炭素濃度計			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－	
	差圧計			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	×	－	－	
	可搬式エリア放射線モニタ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	可搬式モニタリングポスト				60 条に記載 (ただし, 本系統機能においては可搬型重大事故緩和設備)					－

第 61 条 緊急時対策所 (2/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
必要な情報の把握  通信連絡 (緊急時対策所)	安全パラメータ 表示システム			常設 可搬型	62 条に記載		×	－	－
	無線通信設備 (固定型)			62 条に記載			×	－	－
	無線通信設備 (携帯型)						－	－	－
	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						×	－	－
			－				－	－	

第 61 条 緊急時対策所 (3 / 3)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
電源の確保	緊急時対策所用 発電機	非常用交流電源設備 －	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	－	－	－	－	
				可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	緊急時対策所 発電機接続プラ グ盤	非常用所内電気設備 －	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
				常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
	緊急時対策所用 燃料地下タンク	非常用交流電源設備 －	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	
				可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－	
	ホース				可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－
					可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	－	－	－

第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス					
発電所内の通信連絡	有線通信設備	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 電力保安通信用 電話設備	C	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－		
	無線通信設備 (固定型)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－		
	無線通信設備 (携帯型)			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	－	
	衛星電話設備 (固定型)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	－	
	衛星電話設備 (携帯型)			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	－	－
	安全パラメータ 表示システム (SPDS)			常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－	－	－
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (固定型)	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－		
	衛星電話設備 (携帯型)			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－		
	統合原子力防災 ネットワークに 接続する通信連 絡設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	×	－	－	－	
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	×	－	－	－	



その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：－	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
重大事故時に対処す るための流路又は注 水先、注入先、排出 元等	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*1
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*2
	燃料プール	(燃料プール)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	－	－
非常用取水設備	原子炉建物原子 炉棟	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	取水口	(取水口)	(C (SS))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	取水管	(取水管)	(C (SS))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－
	取水槽	(取水槽)	(C (SS))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	×	－	－

注記\*1：原子炉圧力容器は無機物である低合金鋼，炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため，事故後長期にわたって健全性は維持されるところと考えられる。

\*2：原子炉格納容器は無機物である炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため，事故後長期にわたって健全性は維持されるところと考えられる。また，トップヘッドフランジ等に用いられる改良E P D M製シール材についても，累積放射線照射量の増加に対して基礎特性の有意な変化がないことを試験により確認している。

「4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ

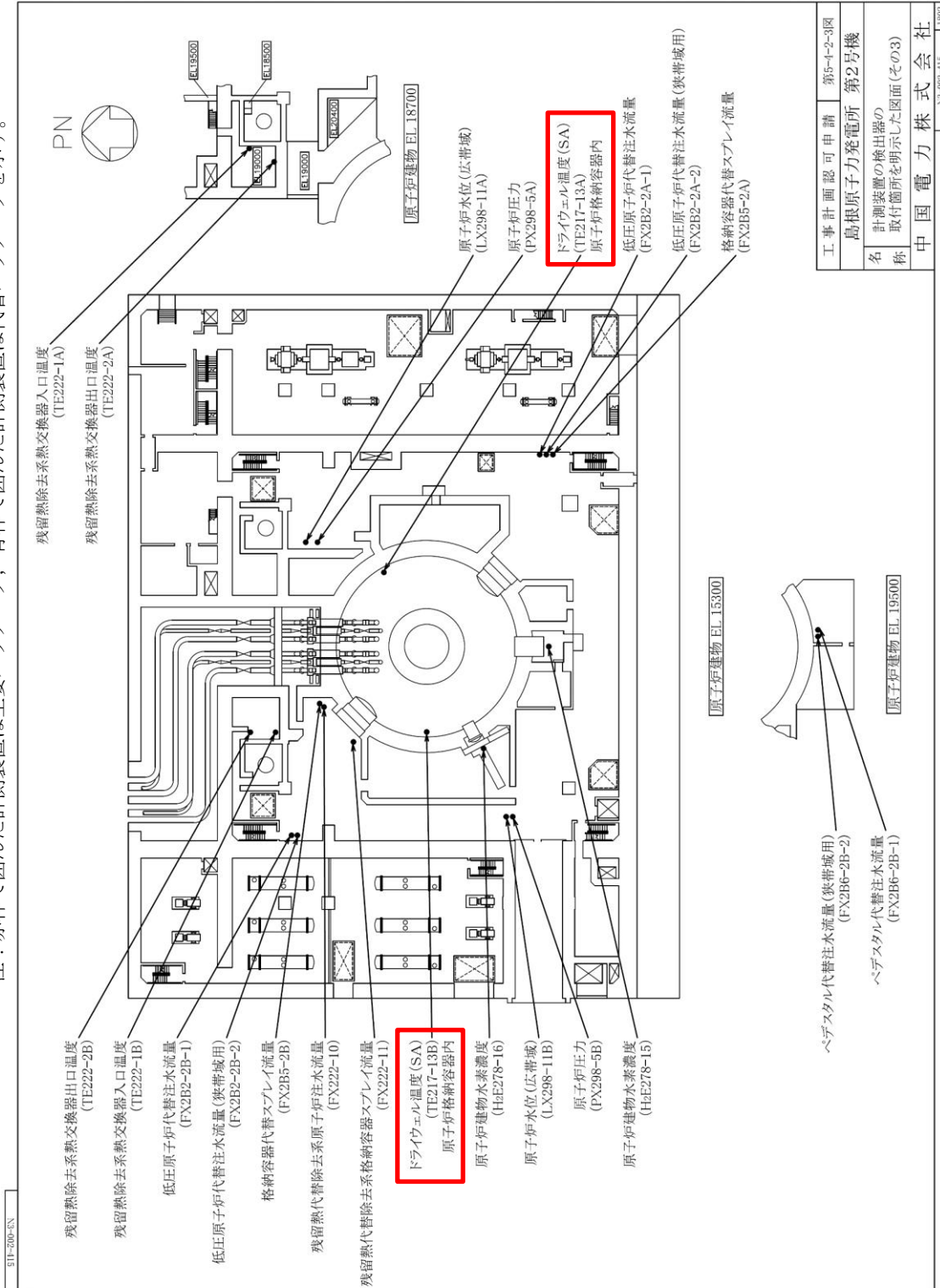
① ドライウエル温度 (SA)

- ・ドライウエル温度 (SA) は、「原子炉格納容器内の温度」を監視する主要パラメータ。
- ・ドライウエル温度 (SA) は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも 10 日程度の耐放射線性を有する。
- ・ドライウエル温度 (SA) の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウエル温度 (SA) により監視を継続できる。
- ・ドライウエル温度 (SA) が機能喪失した場合でも、ベダスタル温度 (SA) により監視を継続できる。
- ・ドライウエル温度 (SA) が期待できない状況を感じた場合は、ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション圧力 (SA) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度/圧力の関係を利用して推定を行う。
- ・ドライウエル圧力 (SA) 等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。

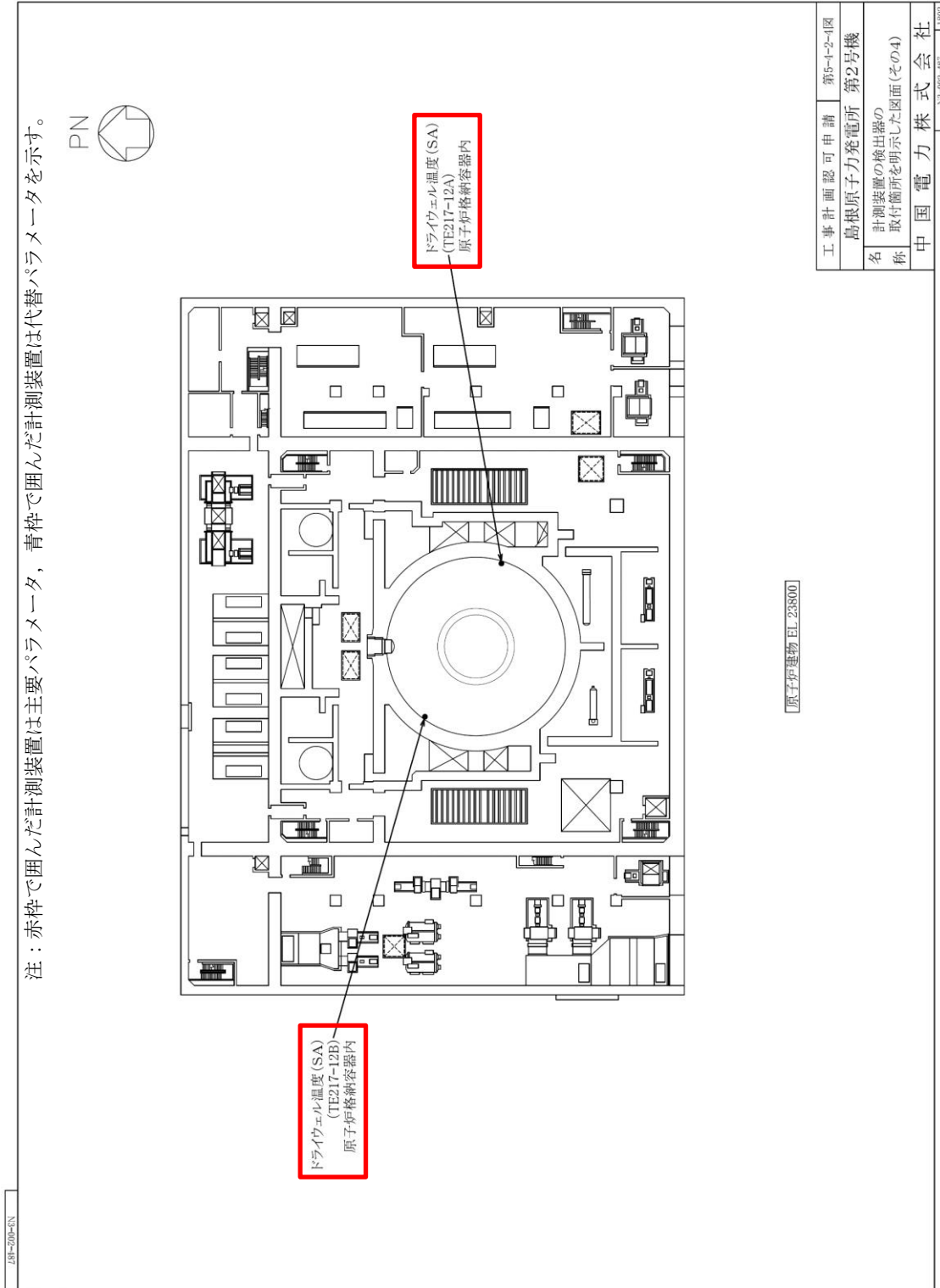
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	8 日以降の監視	
			抽出されたパラメータの健全性評価	外部支援手段等による監視を期待するパラメータ
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	① 主要パラメータの他チャネル ② ベダスタル温度 (SA) ③ ドライウエル圧力 (SA) ④ サプレッション圧力 (SA)	主要パラメータであるドライウエル温度 (SA) は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも 10 日程度の耐放射線性を有している。 ドライウエル温度 (SA) が機能喪失した場合は、代替パラメータであるドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション圧力 (SA) による推定が可能である。ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション圧力 (SA) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。 なお、ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション圧力 (SA) の計装配管は原子炉格納容器内にあるが、計装配管は無機物であることから、事故後 8 日以降の耐放射線性は有している。	ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション圧力 (SA) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であり、少なくとも 100 日以上耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては 10 以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。(参考 5 参照)

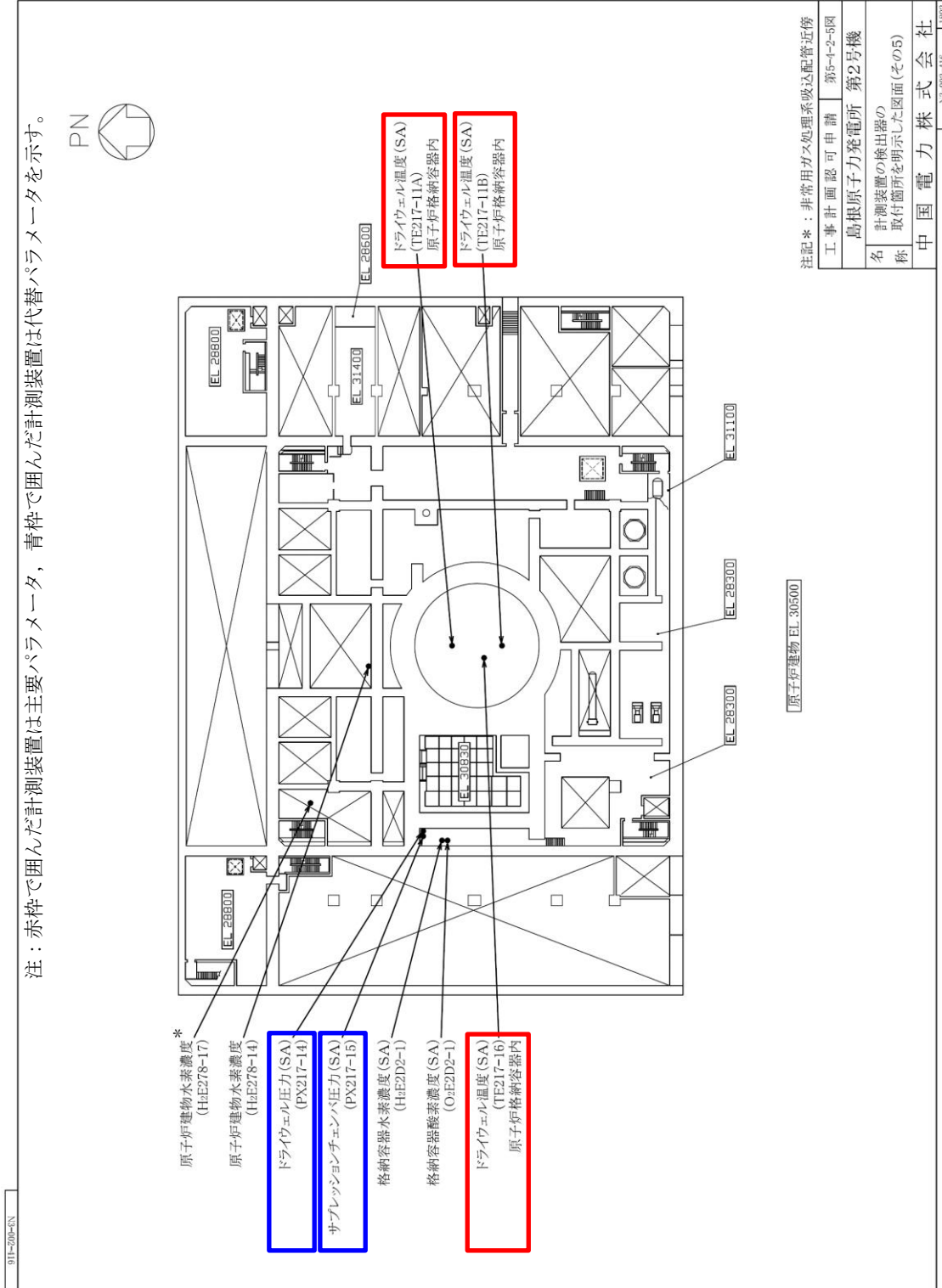
注記\*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

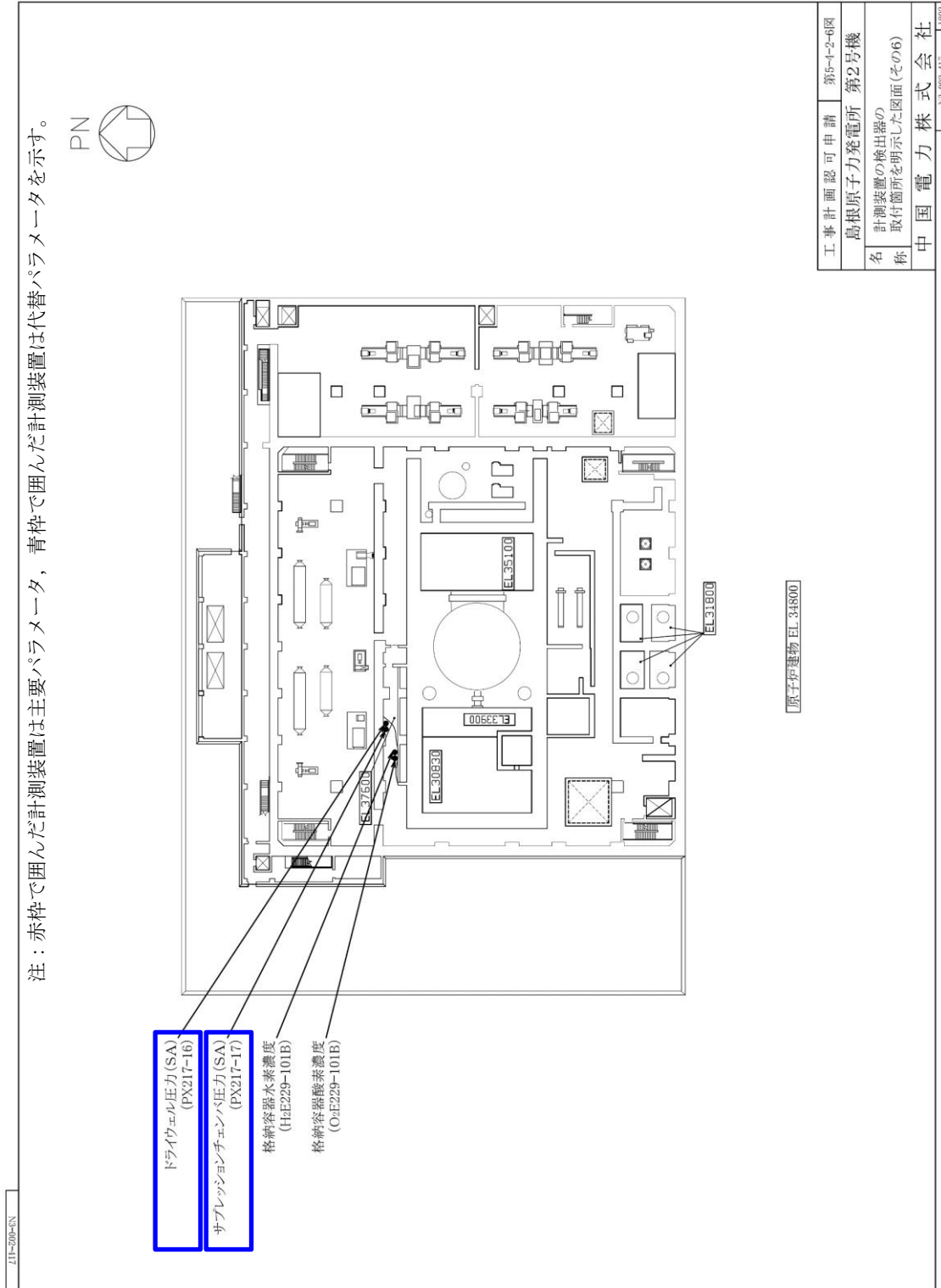
注：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



工事計画認可申請	第5-4-2-3図
島根原子力発電所	第2号機
名称	計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面(その3)
中国電力株式会社	
N3-002-115 1802	

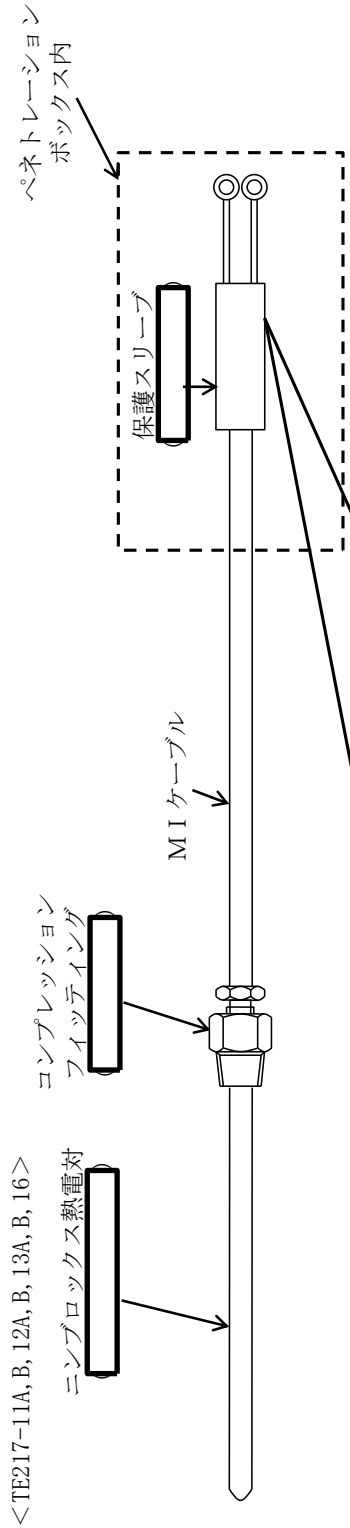




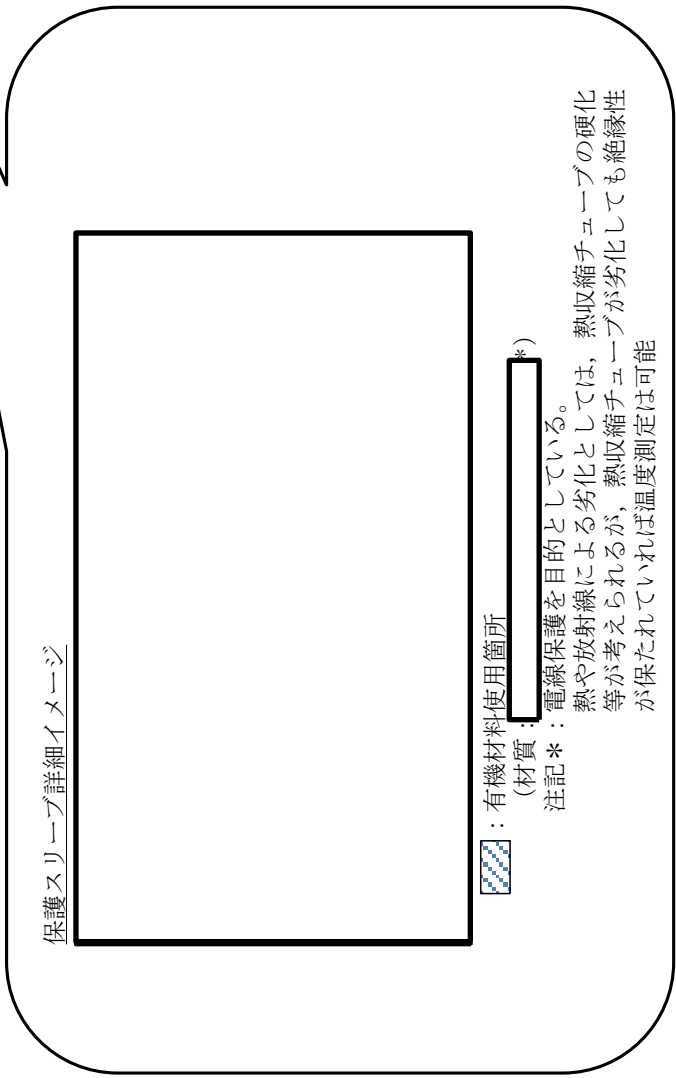


工事計画認可申請	第5-4-2-6図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面(その6)
中国電力株式会社	N3-002-417 1802

ドライウエル温度 (SA) の構造イメージ図



保護スリーブ詳細イメージ



■：有機材料使用箇所

(材質：[redacted]\*)

注記\*：電線保護を目的としている。  
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保たれていれば温度測定は可能

<TE217-11A, B, 12A, B, 13A, B, 16>

## ドライウェル温度（S A）の耐放射線性について

格納容器破損防止対策の有効性評価におけるドライウェル温度（S A）の耐放射線性の日数については、以下に示すとおりである。なお、下記のとおり、③の積算線量及び④の1日当たりの線量率は有効性評価の各評価事故シーケンスを十分包絡する値となっており、有効性評価の各評価事故シーケンスを想定すると、機能を期待できる日数は□日程度よりも更に長くなる。

## ○ドライウェル温度（S A）

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

## ▼算出根拠

$$(\text{①} \square - \text{②} 155\text{kGy} - \text{③} 360\text{kGy}) \div \text{④} 24\text{kGy/日} + 7 \text{日} = \square \text{日}$$

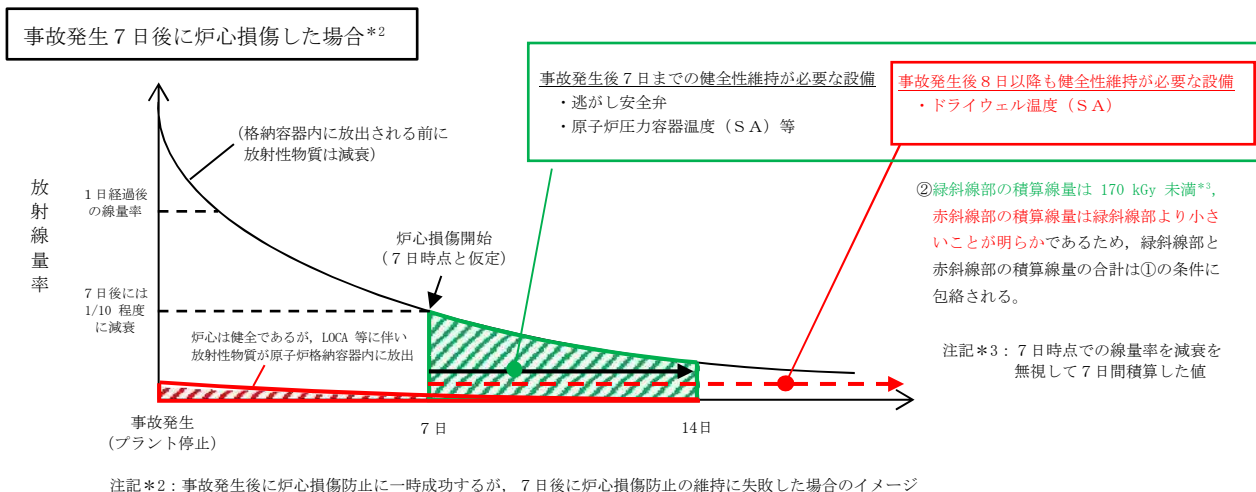
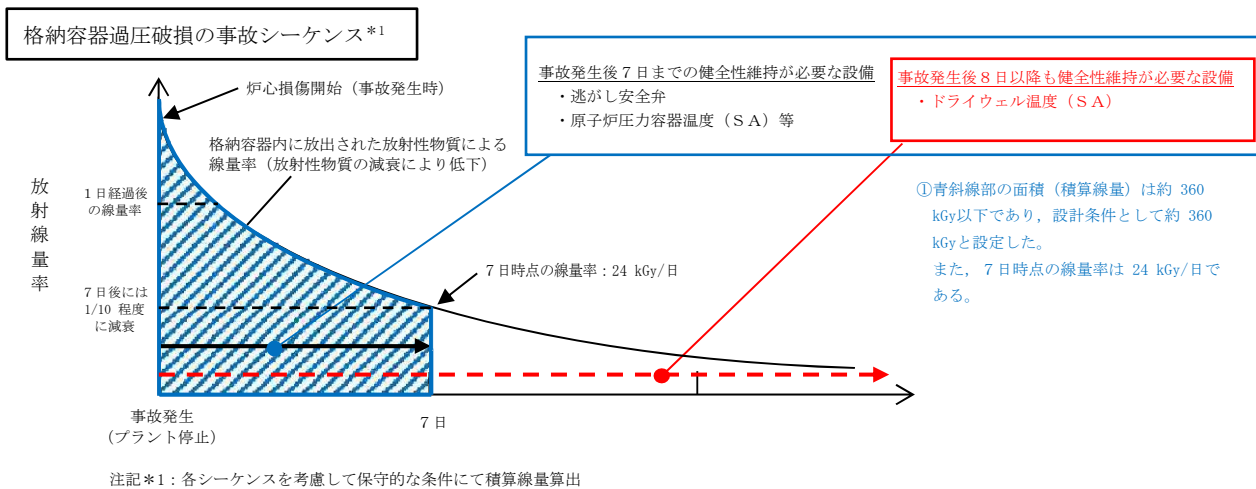
- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量：□
- ②通常運転中の10年間の積算線量：155kGy\*1
- ③重大事故等発生から7日間の積算線量：360kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の積算線量）
- ④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率（解析値）：24kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率）\*2

注記\*1：放射線による劣化を考慮する必要のある有機材料はペネトレーションボックス内のアダプタ部のみを使用していることから、原子炉格納施設内のペネトレーションボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。設計値については、島根原子力発電所2号機の機器設計環境仕様書に記載の線量（通常運転時：620kGy/40年）を引用し、想定される運転期間を考慮した10年間における積算線量として155kGyを設定している。

\*2：事故後8日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。



重大事故等時の条件として考慮した原子炉格納容器内の積算線量について



事象が緩やかに進展する場合は, プラント停止から炉心損傷までの時間が長くなり, 放射線量率は低減するため, 積算線量は, 設計条件 (360 kGy) に包絡される。

主パラメータである計器（ドライウェル温度（S A））の事故時の健全性や計測する上での  
代表性及び使っている有機材料及びその耐熱温度について

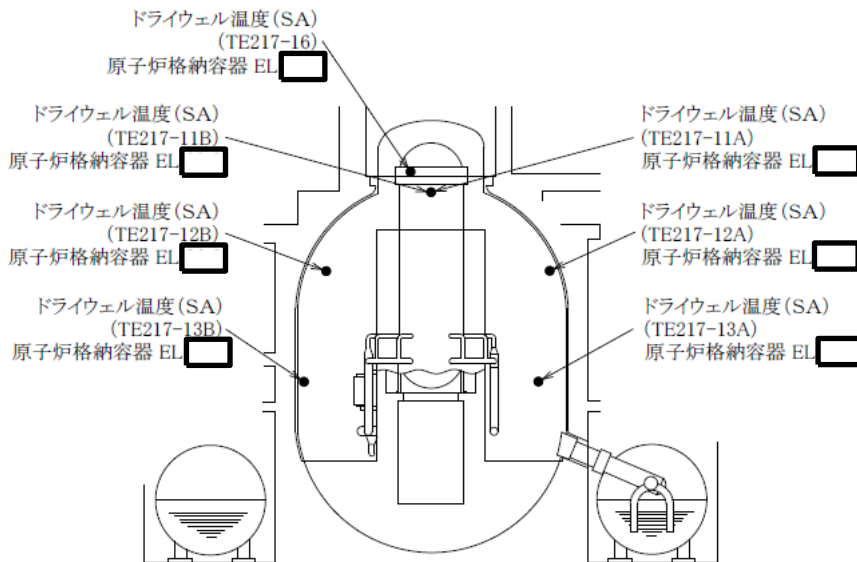
ドライウェル温度（S A）については基本的に金属材料で構成されているが、検出部の一  
部については有機材料である [ ] を使用している。

熱耐性としては、環境認定試験において、有機材料部である [ ]  
[ ] も含めて試験供試体を作成し、最高温度 200℃にて試験を実施し健全性を確認してい  
る。重大事故等時における最高温度は 200℃であることから耐熱性に問題ないと考えてい  
る。

ドライウェル温度 (SA) の配置について

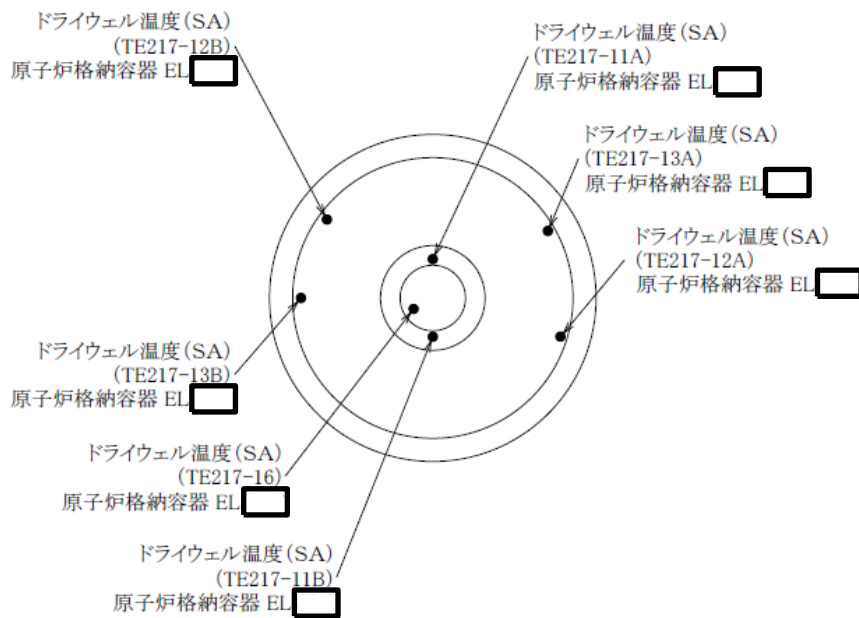
ドライウェル温度 (SA) については、格納容器内の上部 (EL  m,  m,  m) に 3 台、中部 (EL  m,  m) に 2 台、下部 (EL  m,  m) に 2 台設置されており、原子炉格納容器内の雰囲気温度を計測することが可能である。

ドライウェル温度 (SA) の設置場所について、図 1, 2 に示す。



注：寸法は m を示す。

図 1 ドライウェル温度 (SA) の設置場所 (概略図)



注：寸法は m を示す。

図 2 ドライウェル温度 (SA) の設置場所 (概略平面図)

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について，以下に示す。

設備	設置場所	個数	系統構成
原子炉圧力	図 15 に示す	2	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の弾性圧力検出器にて圧力を検出している。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 1, 2 に示す。)
原子炉圧力 (SA)	図 14 に示す	1	
原子炉水位 (広帯域)	図 15 に示す	2	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の差圧式水位検出器にて圧力を検出している。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 3~5 に示す。)
原子炉水位 (燃料域)	図 14 に示す	2	
原子炉水位 (SA)	図 14 に示す	1	
ドライウエル圧力 (SA)	図 16, 17 に示す	2	
サブレーションチェンバ圧力 (SA)	図 16, 17 に示す	2	
格納容器酸素濃度 (B系)	図 17 に示す	1	原子炉格納容器内に計装配管が設置されており，計装配管を通じて原子炉格納容器外の検出器にて圧力，水位等を検出している。計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 6~12 に示す。)
格納容器酸素濃度 (SA)	図 16 に示す	1	
格納容器水素濃度 (B系)	図 17 に示す	1	
格納容器水素濃度 (SA)	図 16 に示す	1	
サブレーションプール水位 (SA)	図 13 に示す	1	

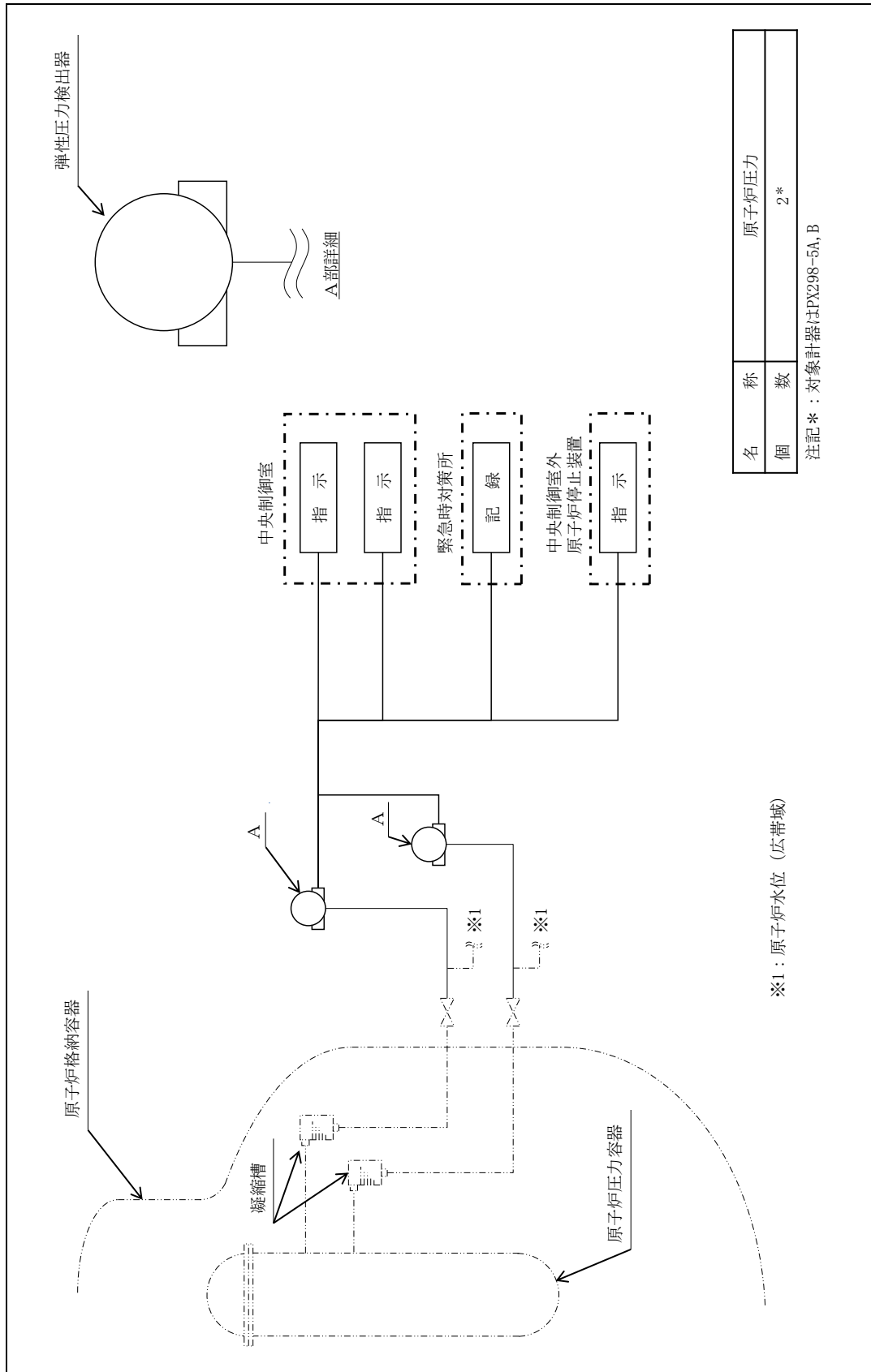
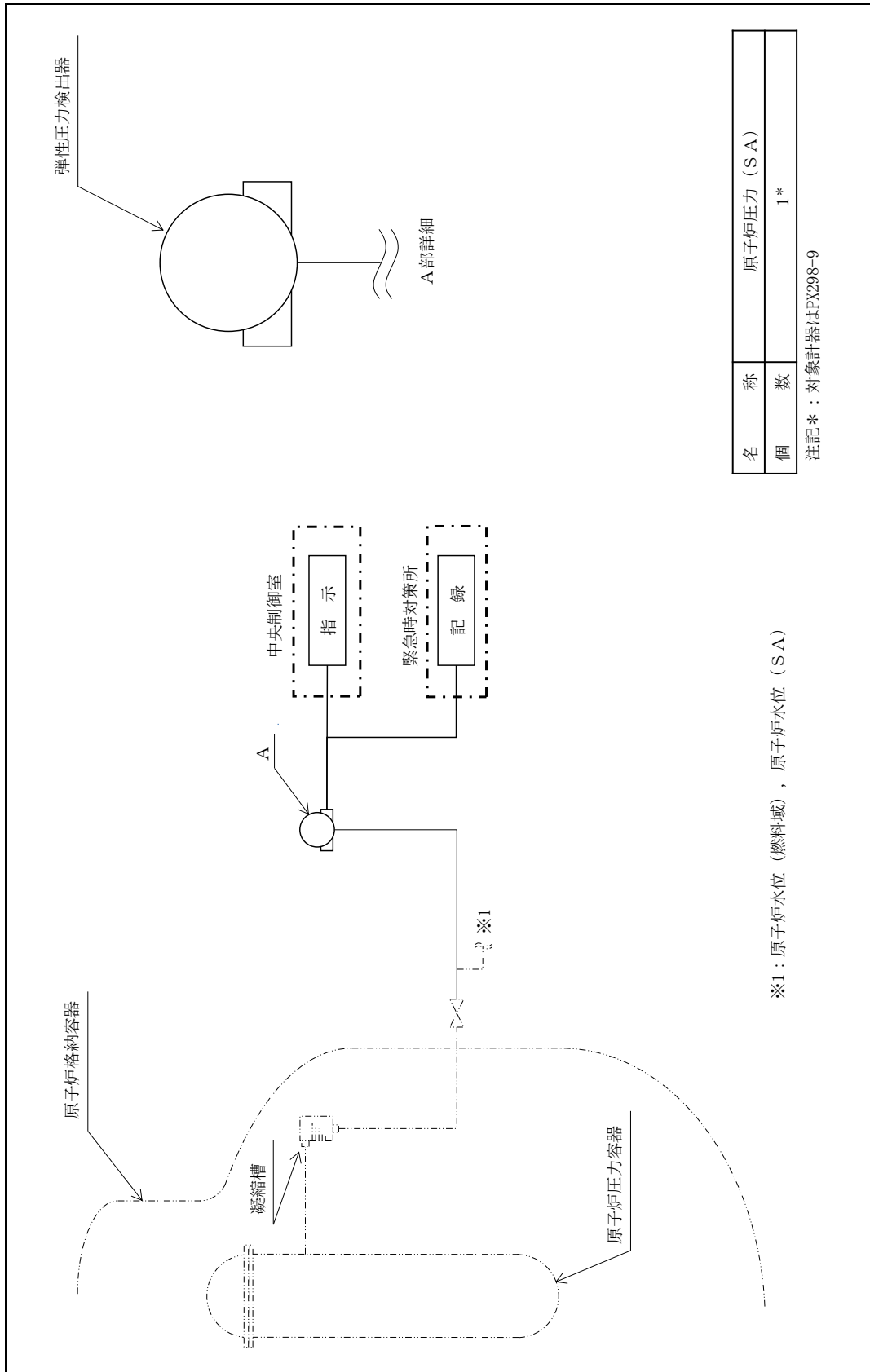


図 1 検出器の構造図 (原子炉圧力)



※1: 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)

図 2 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

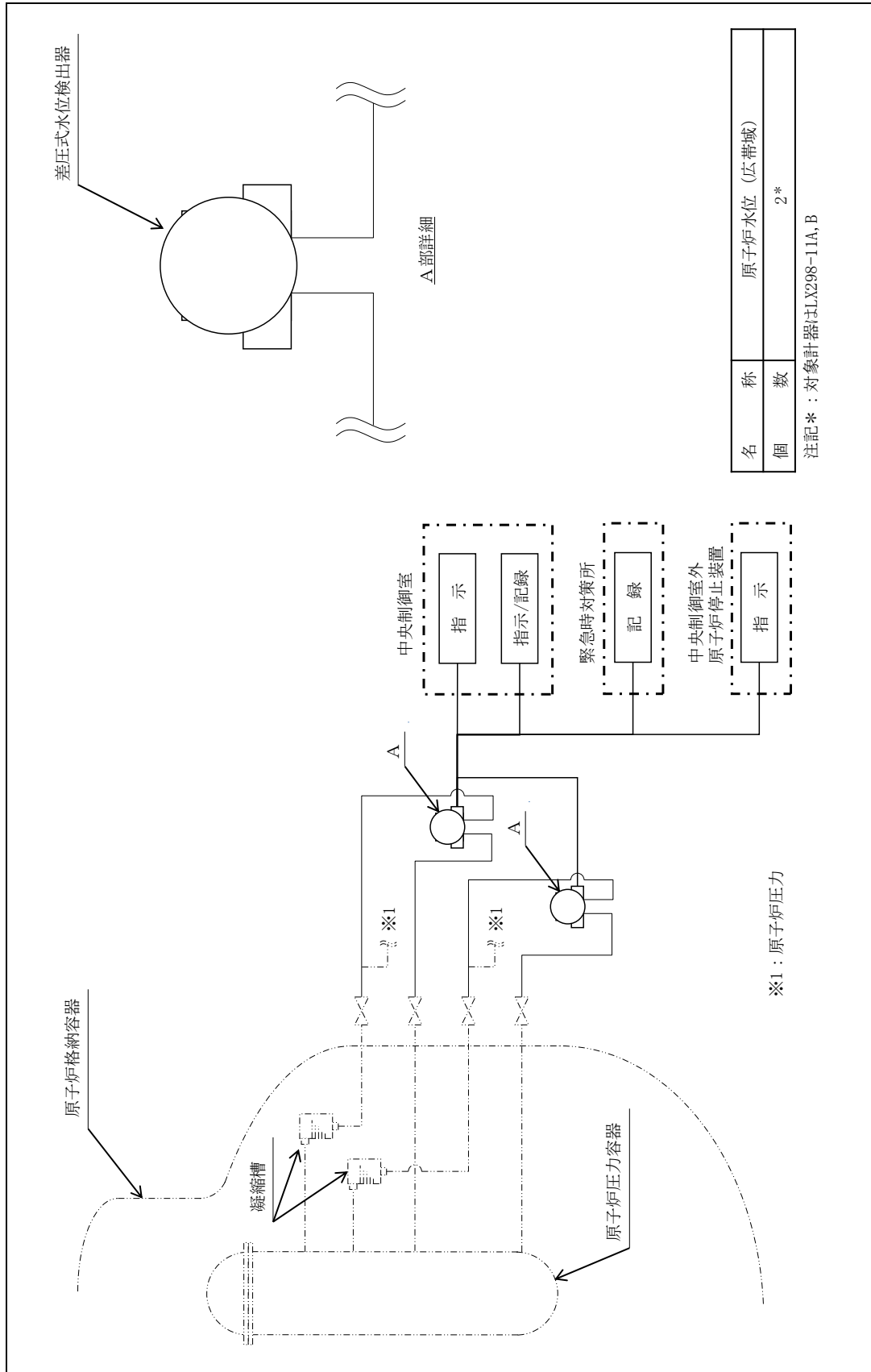


図 3 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

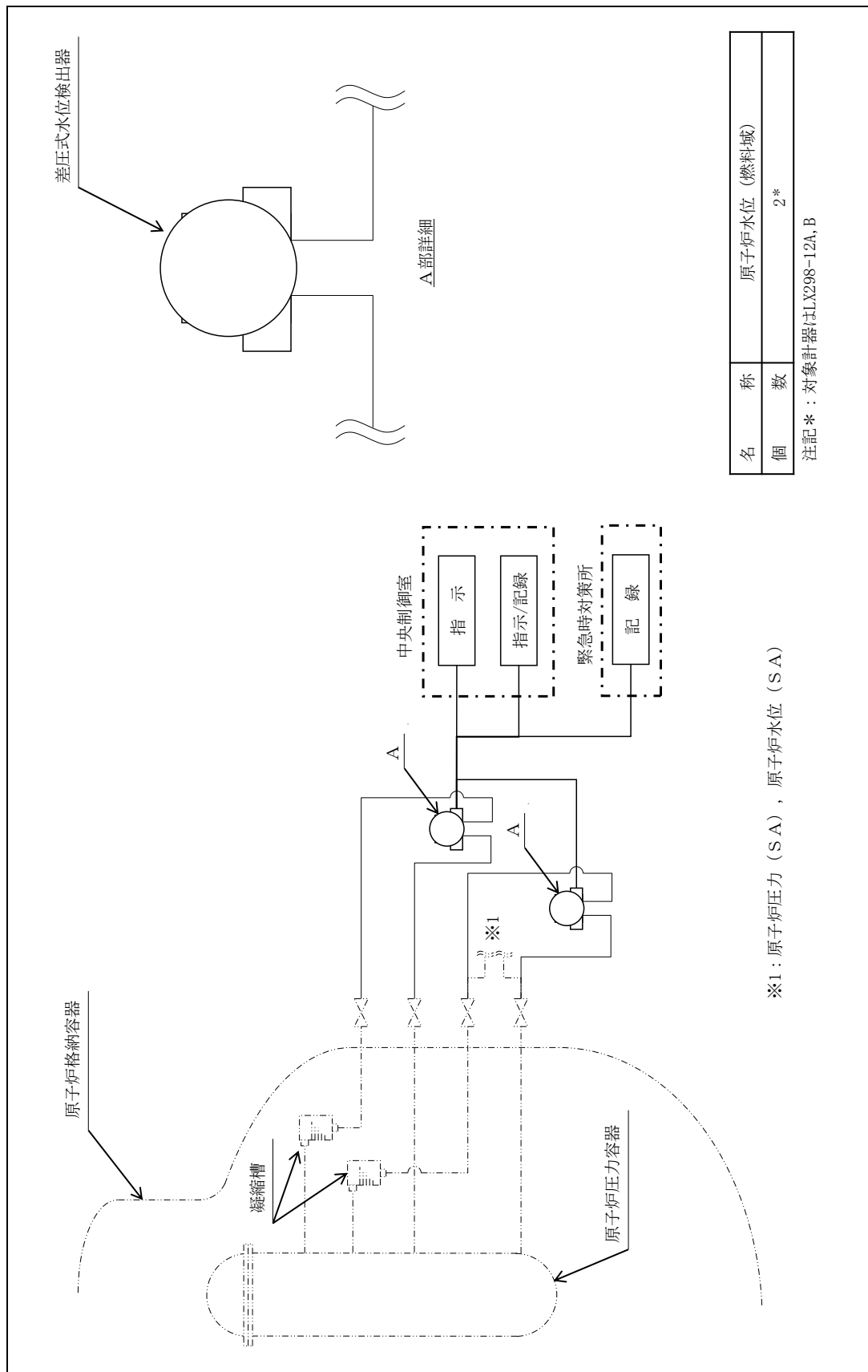


図 4 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))



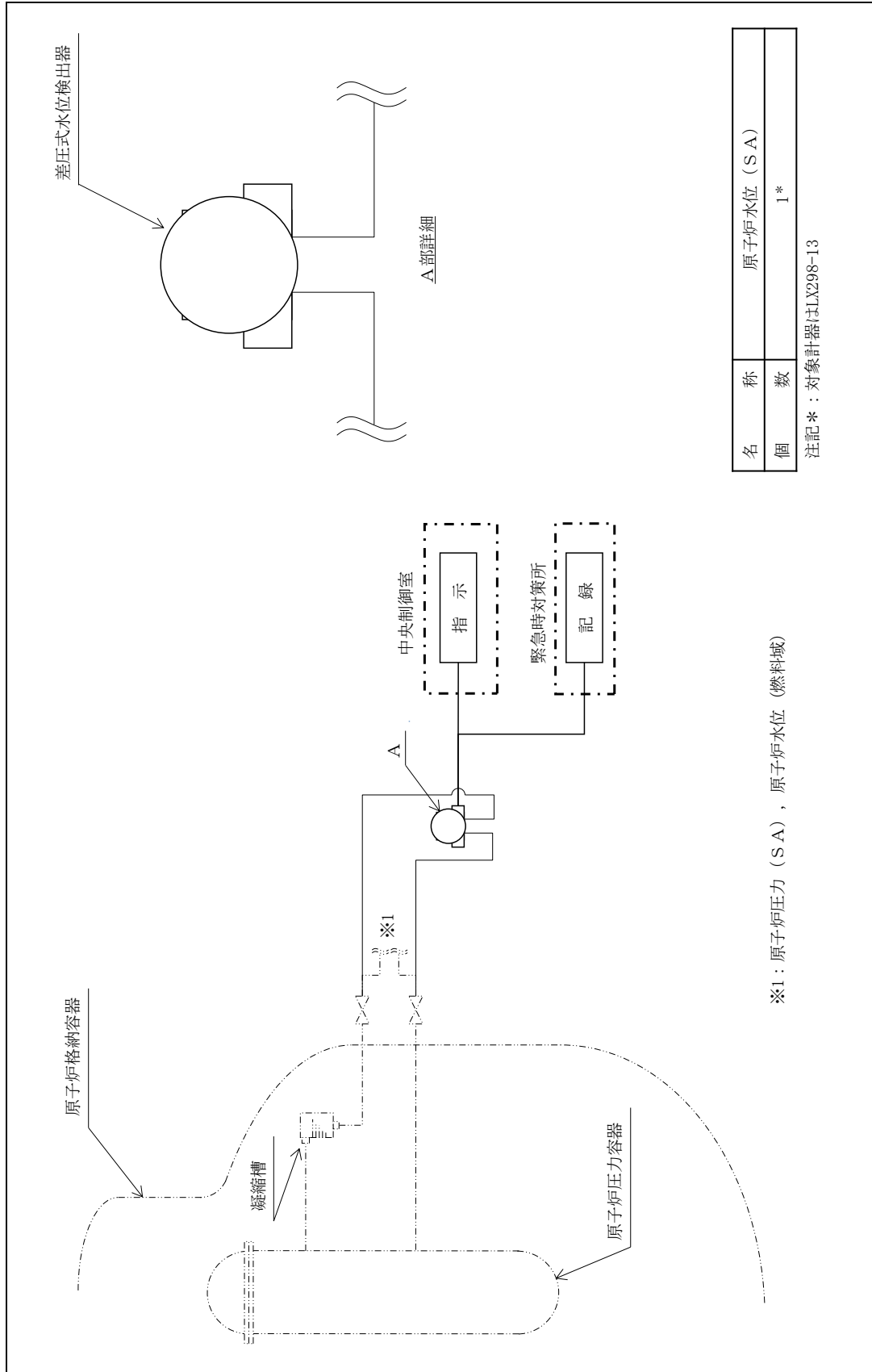
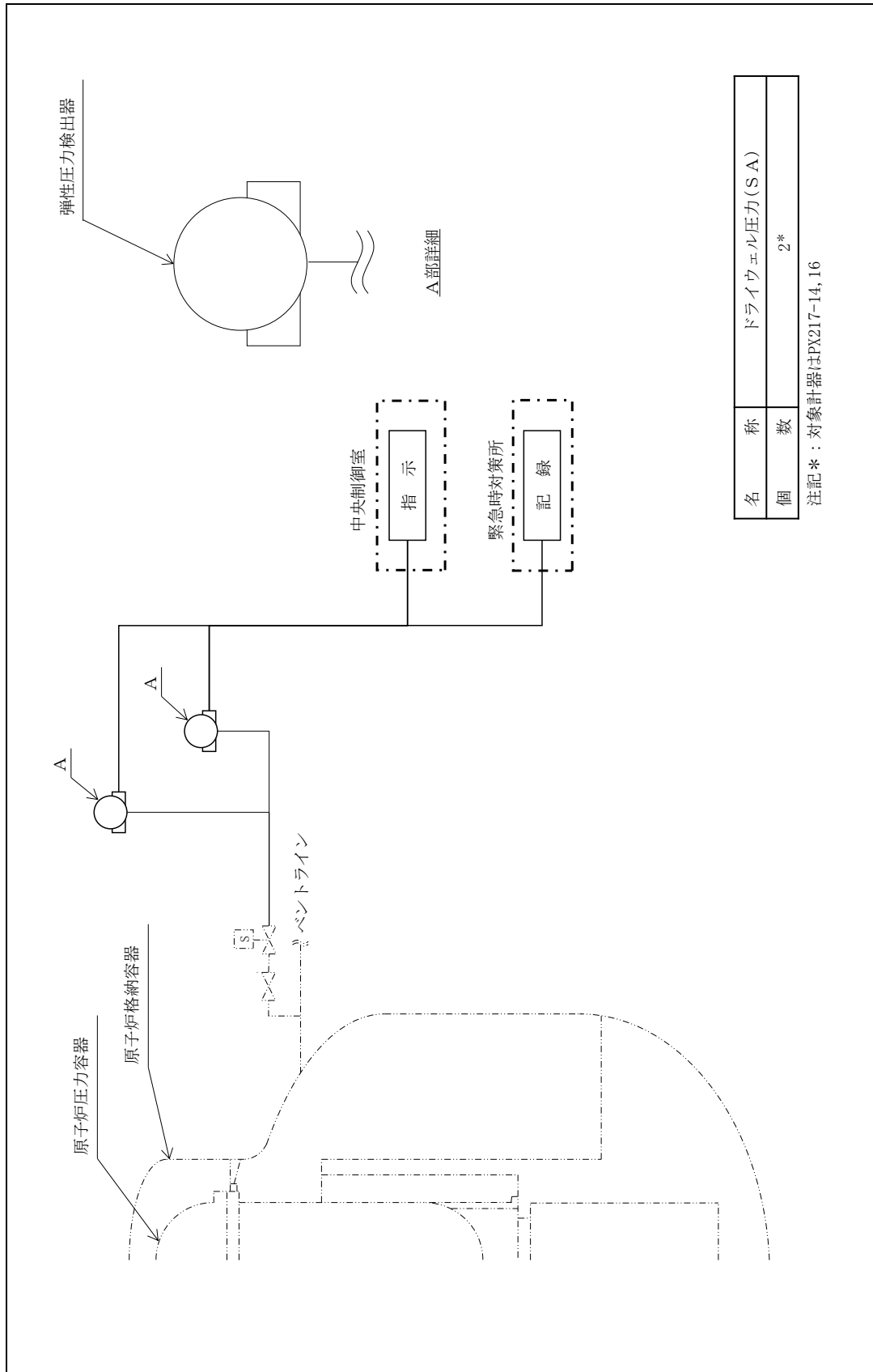


図 5 検出器の構造図 (原子炉水位 (S A))



名称	ドライウェル圧力(SA)
個数	2*

注記\*：対象計器はPX217-14, 16

図 6 検出器の構造図 (ドライウェル圧力 (SA))

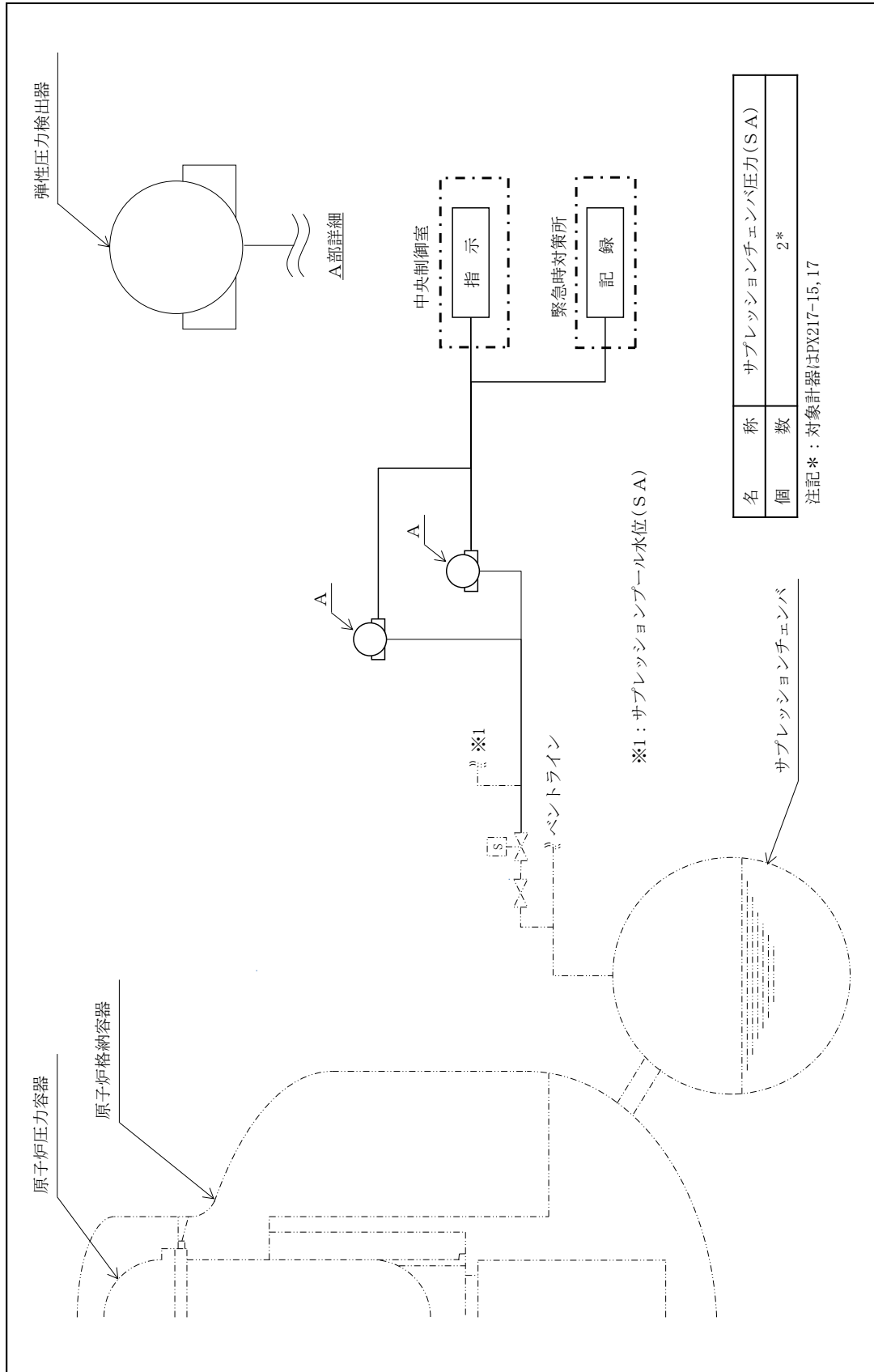
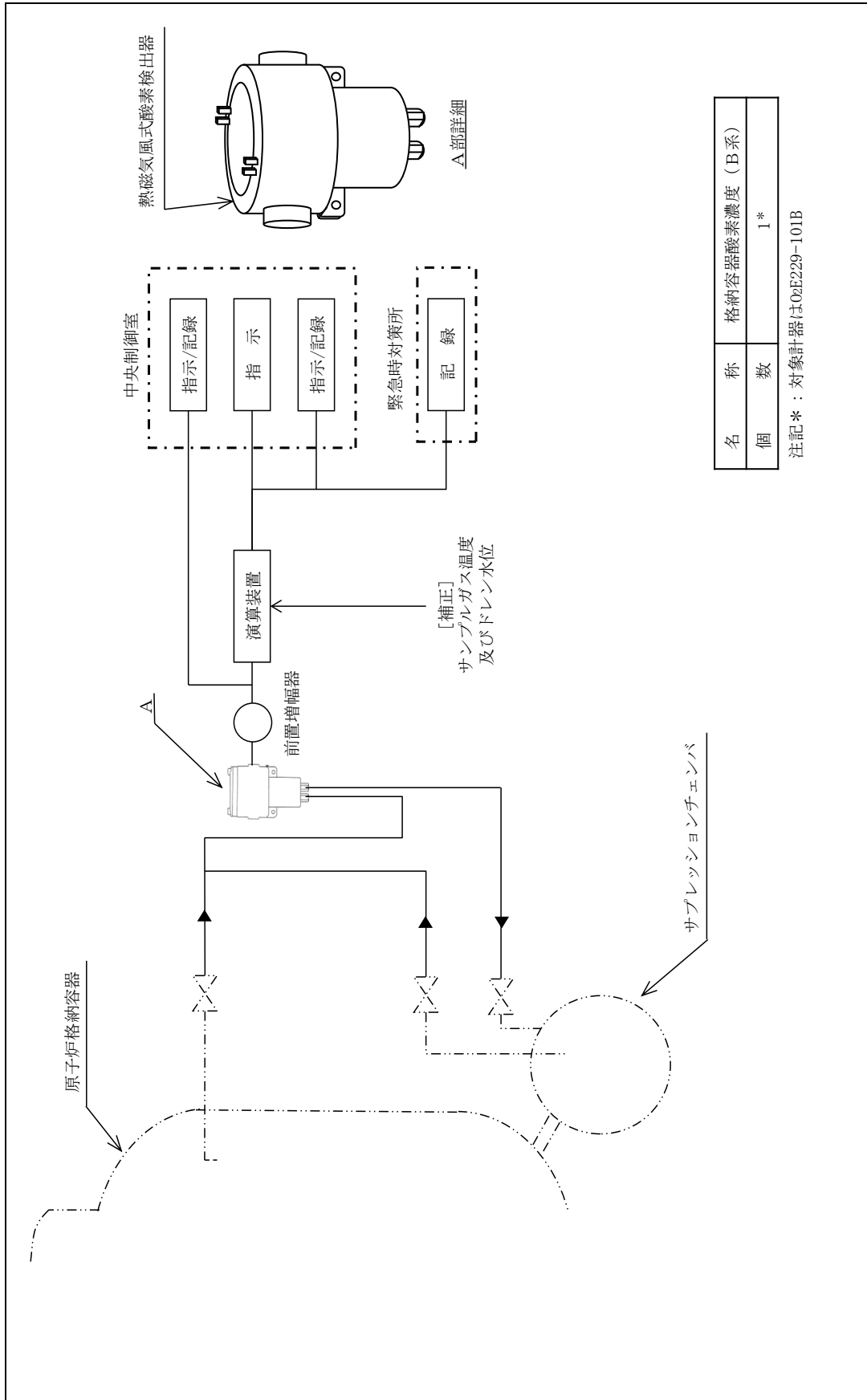


図 7 検出器の構造図 (サブプレッションチェンバンプ圧力 (SA))



名	格納容器酸素濃度 (B系)
個数	1*

注記\* : 対象計器は02E229-101B

図 8 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))

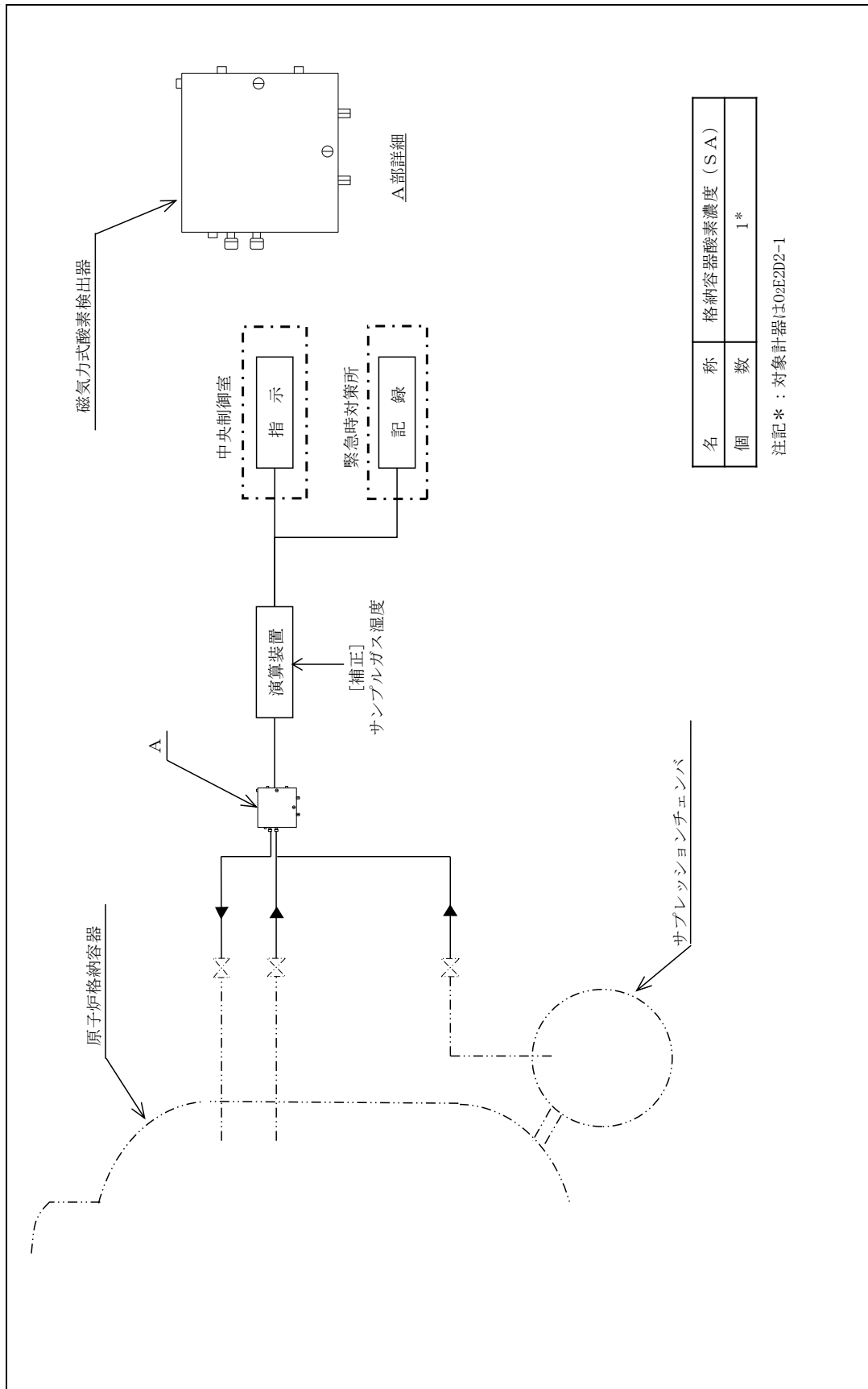


図 9 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S.A))

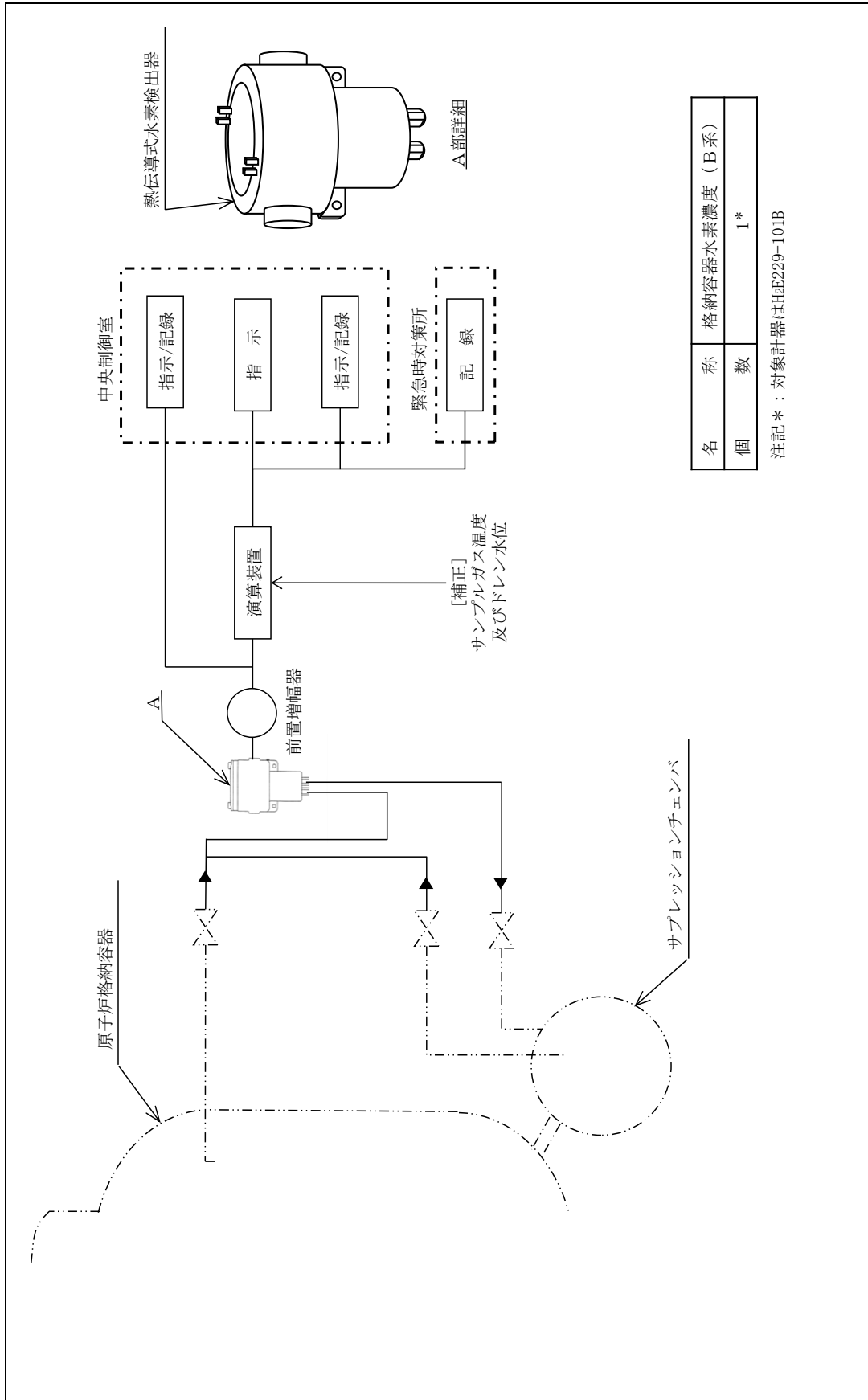


図 10 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))

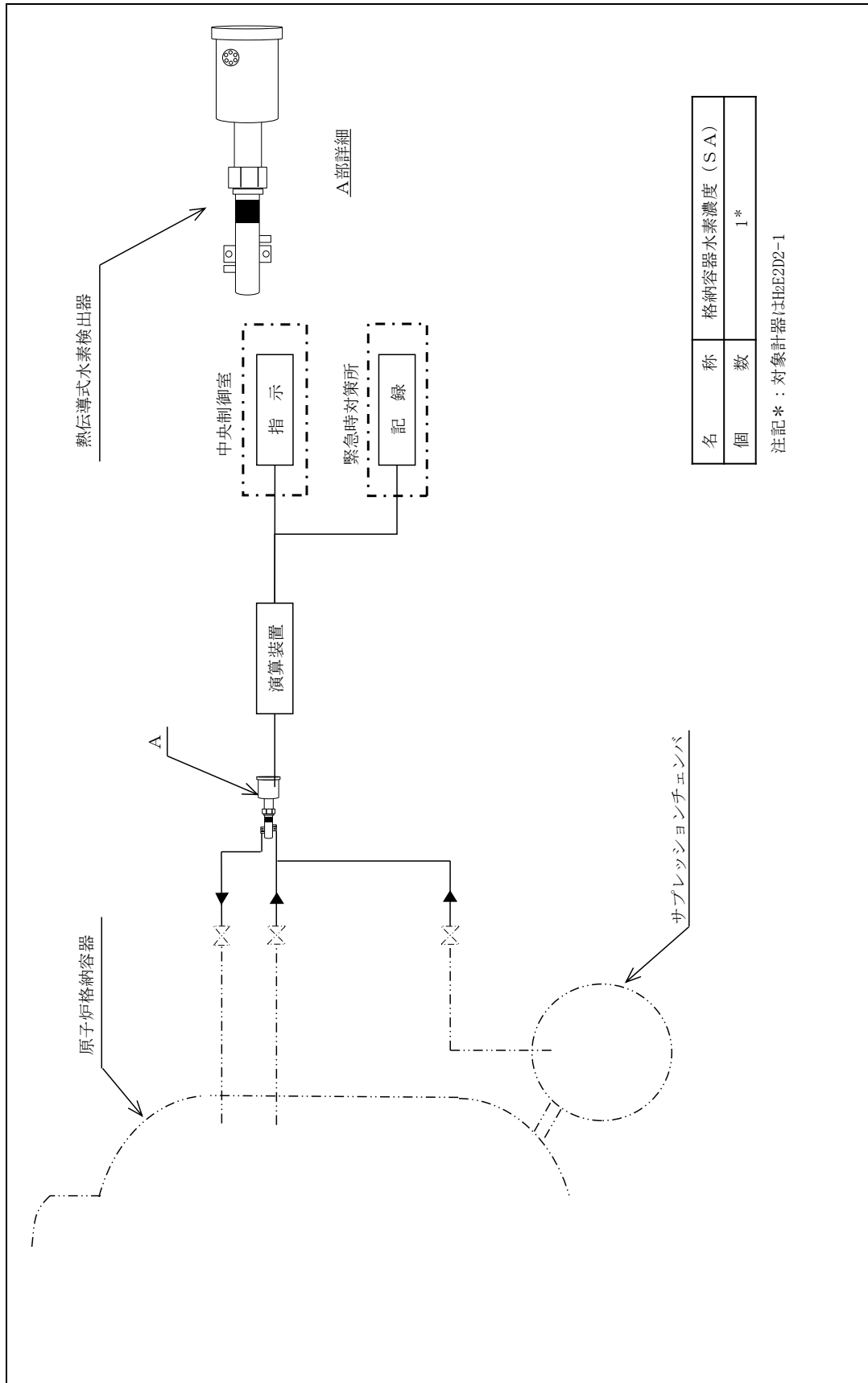


図 11 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (SA))

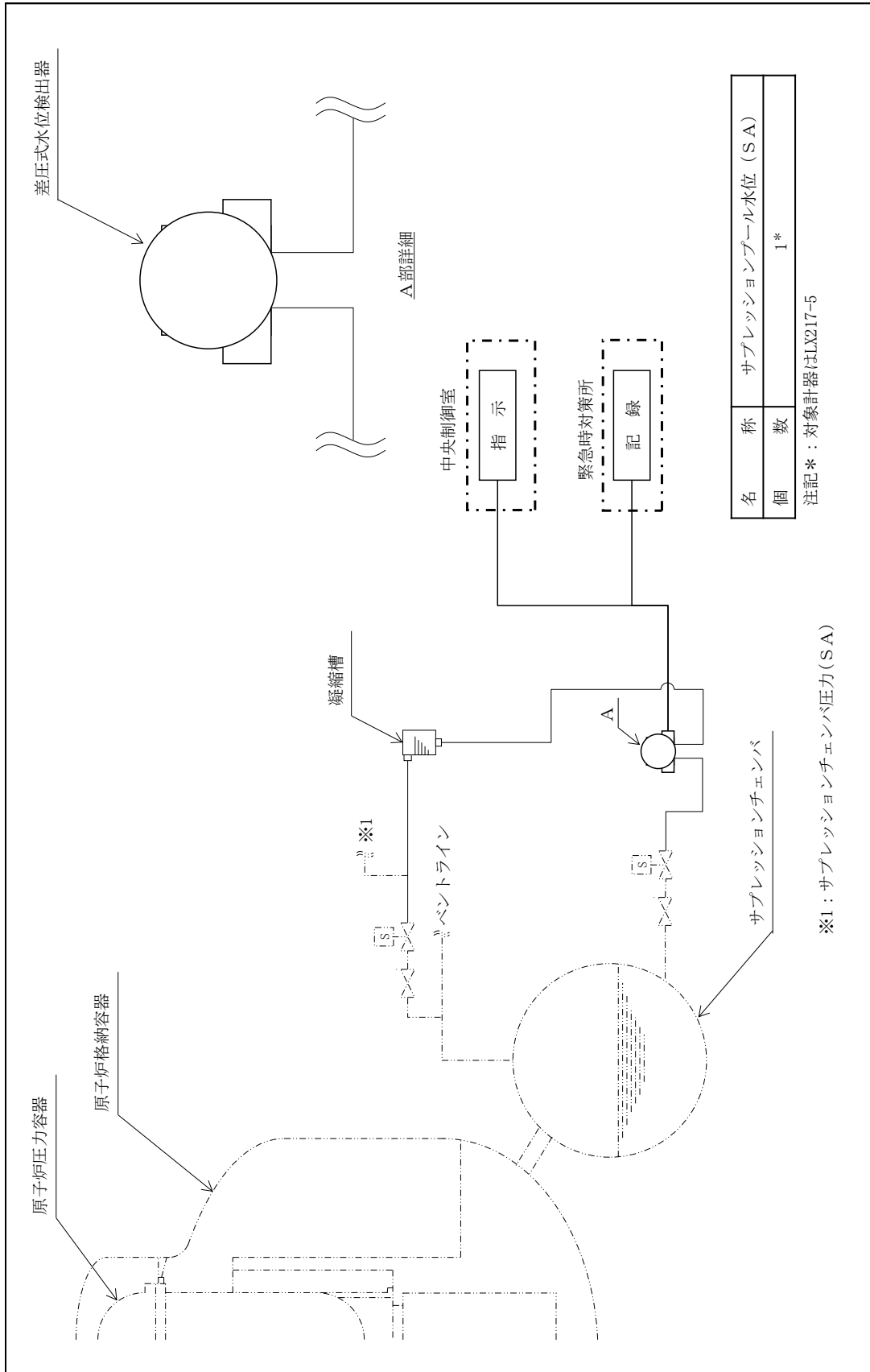
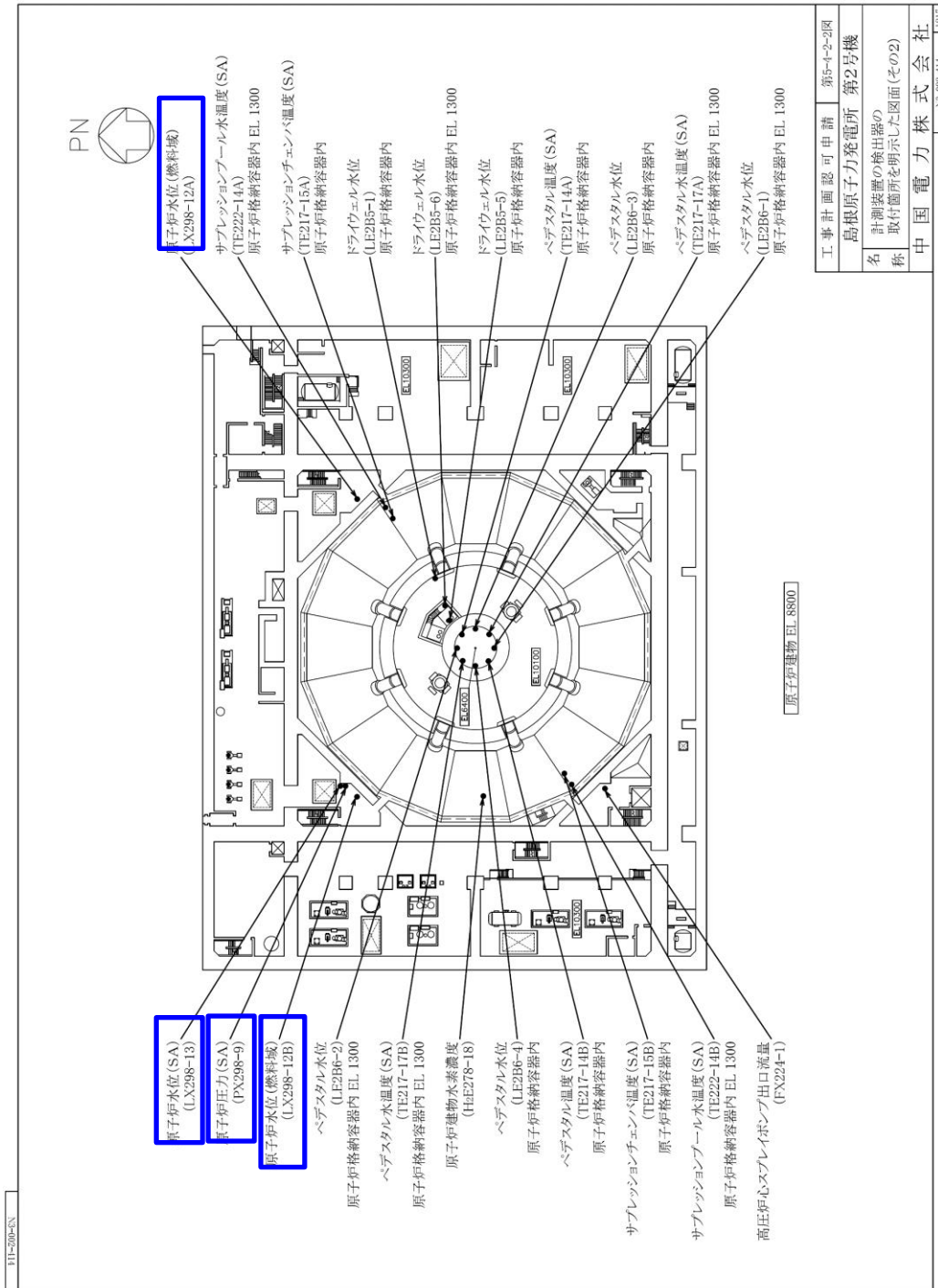


図 12 検出器の構造図 (サブレーションプール水位 (SA))







工事計画認可申請	第5-4-2-2図
島根原子力発電所	第2号機
名	計測装置の検出器の
称	取付箇所を明示した図面(その2)
中国電力株式会社	
	1817

図 14 配置図 (2/5)

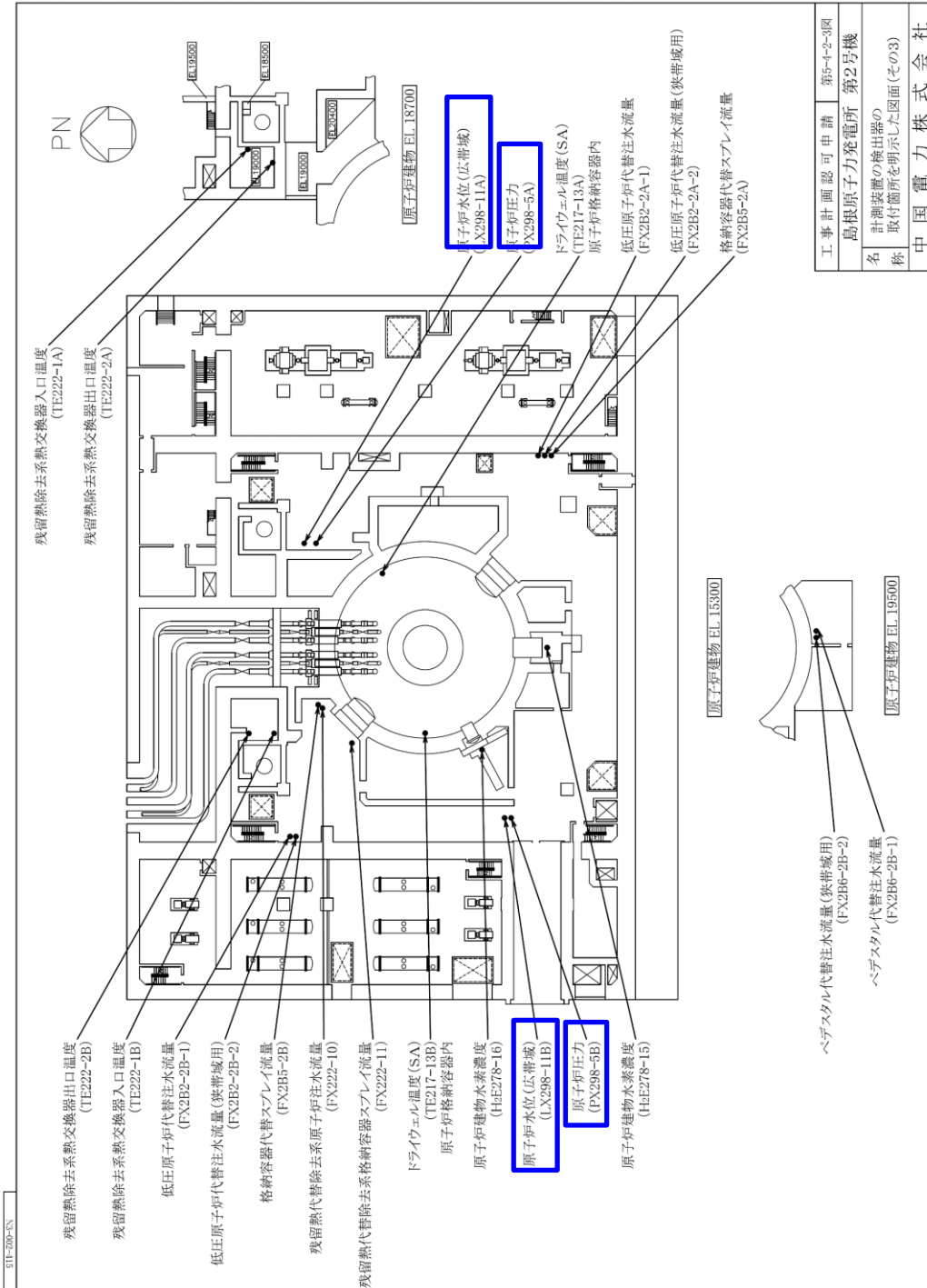


図 15 配置図 (3/5)

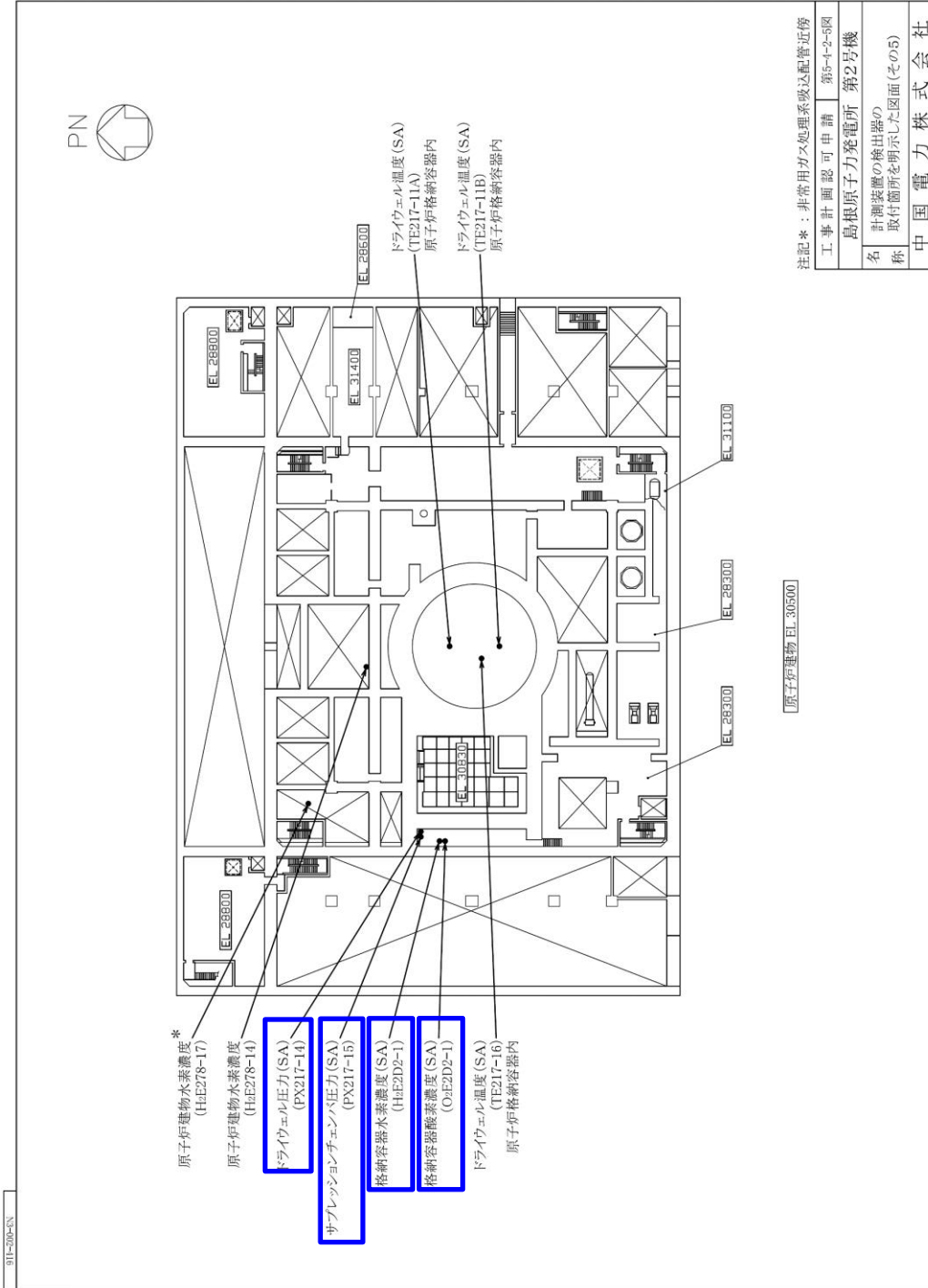


図 16 配置図 (4/5)

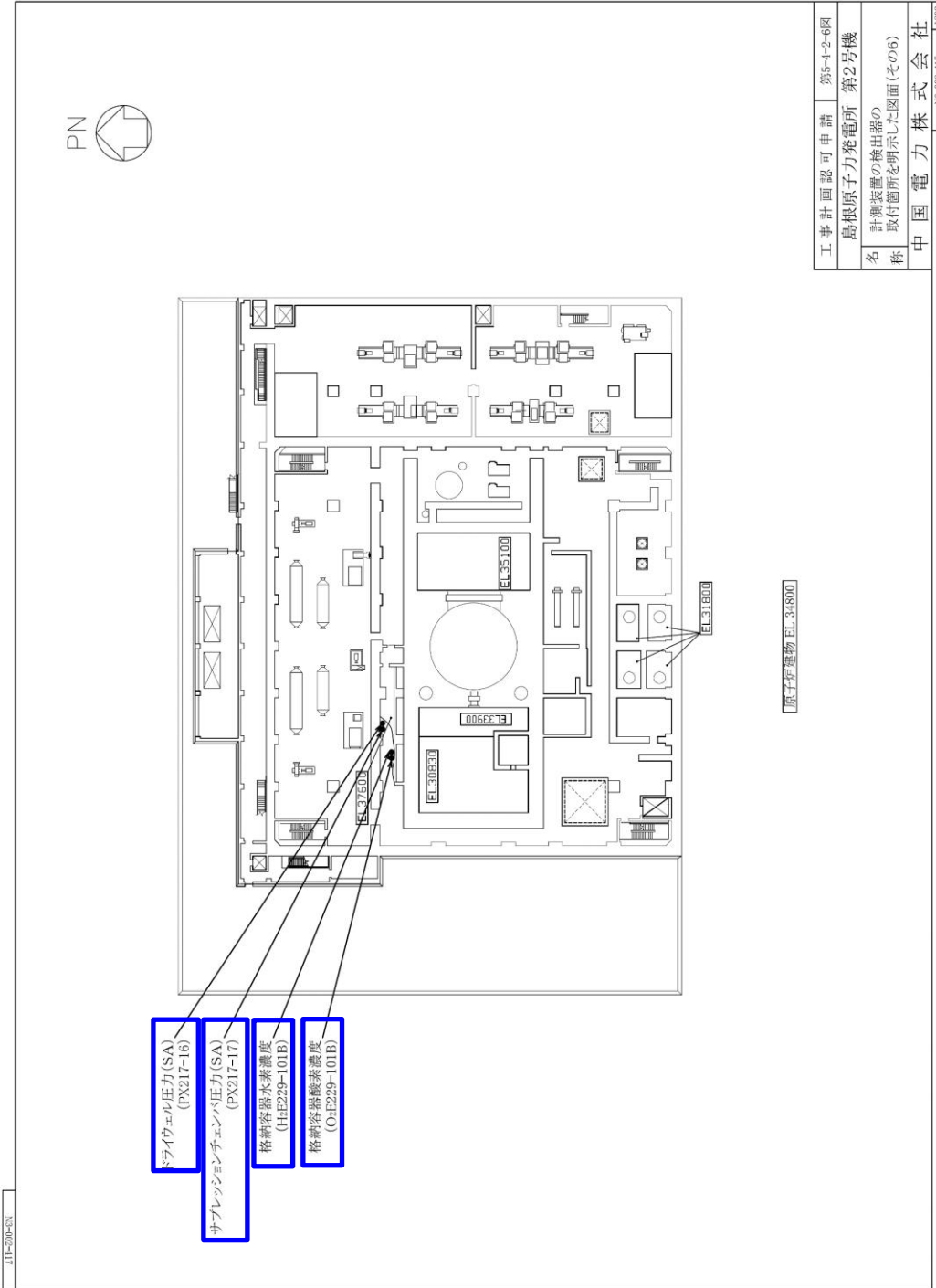


図 17 配置図 (5/5)

## 原子炉建物原子炉棟内の伝送器の耐放射線性及び事故時の線量率について

原子炉格納容器外において事故後の放射線量が大きくなる場所として原子炉建物原子炉棟内が考えられ、ここにはドライウエル温度（SA）の代替パラメータであるドライウエル圧力（SA）等の伝送器\*が設置されている。

これに対して、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンス（「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（残留熱代替除去系を使用する場合）」、「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（残留熱代替除去系を使用しない場合）」、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」）のうち、最も原子炉建物原子炉棟内の線量が厳しくなる「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」の事故後100日までの原子炉建物原子炉棟内の放射線量評価結果に基づき、上記伝送器の健全性に期待できる期間内に、設備の取替えが可能となる程度まで線量率が低下することを確認している。その内容は以下のとおり。

注記\*：原子炉建物原子炉棟内の関連設備のうち放射線影響を受けやすい設備として、伝送器を評価対象に選定

## ○事故後100日時点までの積算線量

原子炉建物原子炉棟内の放射線線量評価は、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「線源配管からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。

事故後8日以降に期待する設備であるドライウエル温度（SA）の代替パラメータであるドライウエル圧力（SA）等の伝送器は、原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量（事故後100日時点までの積算線量：約1.6kGy）及び線源配管からの直接線による線量の寄与を考慮しても環境認定試験により健全性を確認している[ ]の線量を超過しないことを確認していることから、事故後100日以上での健全性維持に期待できる。

## ○事故後100日時点での原子炉建物原子炉棟内の線量率

事故後100日時点での原子炉格納容器内からの漏えいに起因する原子炉建物原子炉棟内の線量率は、約[ ]であり、少なくとも事故後100日時点では設備の取替え作業が可能となる線量率になる。

一方、線源配管からの直接線による線量率は、作業時に線源配管と作業場所との間に必要な遮蔽対策（鉛遮蔽壁の設置等）を実施することにより、線源配管からの直接線による線量率を作業に支障のない範囲まで低減させ、少なくとも事故後100日時点では設備の取替え作業が可能である環境を整えることが可能である。

## ○計装設備に対する放射線耐性

上述したドライウエル圧力（SA）に限らず、原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後8日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後100日以上での健全性を有していることを確認している。対象設備及び健全性確認結果については参考6に示す。

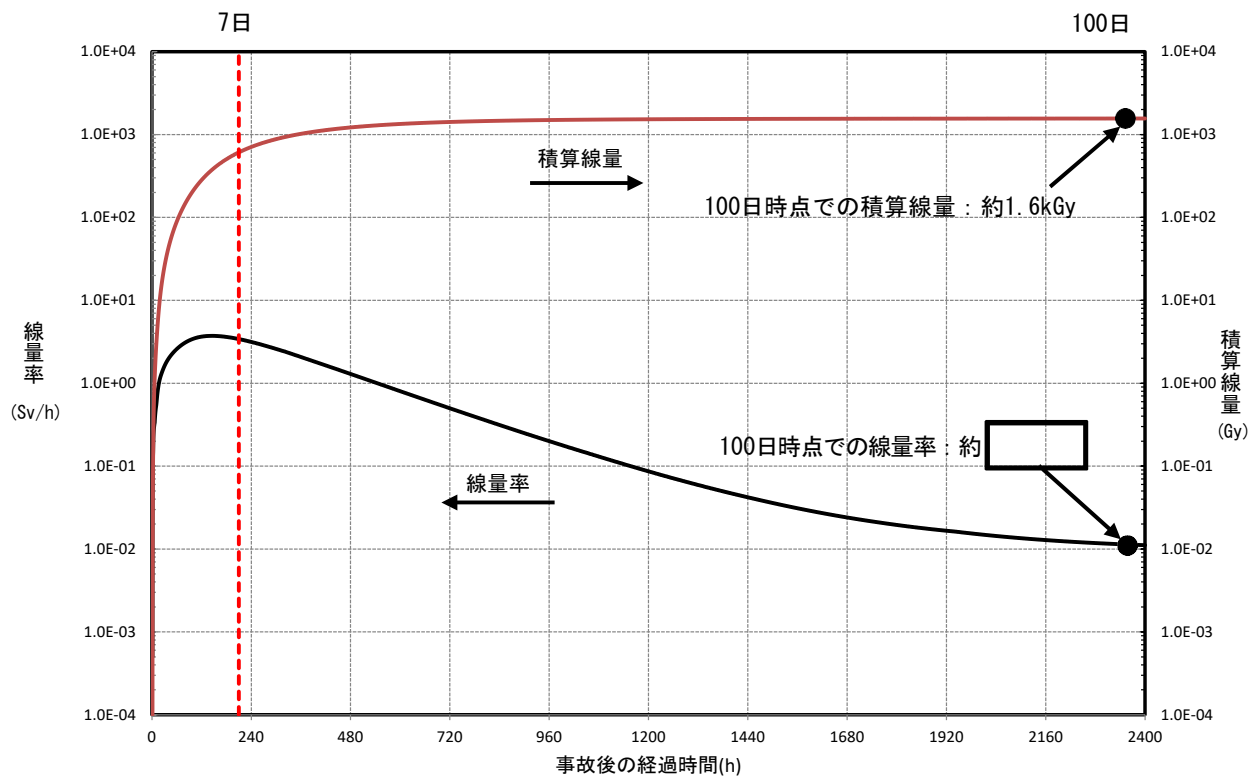


図1 原子炉格納容器内からの漏えい起因する原子炉建物原子炉棟における事故後の線量率及び積算線量

## 原子炉格納容器外の計装設備（伝送器）の耐放射線性について

原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後 8 日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後 100 日以上の健全性を有していることを確認している。以下に評価方法及び評価結果を示す。

## ○評価方法

評価に当たっては、添付 12-1 で示した事故後 8 日以降に期待している計装設備に対して、各設備が設置されているエリアにおける 100 日時点での積算線量（局所線源が付近にあるものは当該線源からの線量寄与も考慮）を環境放射線として設定し、各設備の放射線耐性値と比較することで耐性評価を実施した。

## ○評価結果

評価結果を表 1 に示す。

格納容器酸素濃度（S A）については、事故後 24 日時点まで機能を維持し、その後は代替パラメータである格納容器酸素濃度（B 系）にて事故後 100 日以降の機能維持は可能と考える。

なお、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水槽水位、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）については、設置場所が高線量とならないことを確認しており\*、事故後 8 日以降であれば外部支援による取替えが可能であるため本評価の対象外とした。

注記\*：代替注水流量（常設）及び低圧原子炉代替注水槽水位の設置場所は低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽であるため、高線量とはならない。スクラバ容器水位及びスクラバ容器圧力の設置場所は第 1 ベントフィルタ装置格納槽であるが、第 1 ベントフィルタ装置格納槽と遮蔽壁で隔離された場所に設置しているため、高線量とはならない。また、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の設置場所は屋外であるため、高線量とはならない。



表 1 耐性評価結果

確認対象	個数	評価対象
ドライウェル圧力 (S A)	2	環境設計条件 (5.2kGy/100 日) * ≦設計値 <input type="text"/>
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	2	環境設計条件 (5.2kGy/100 日) * ≦設計値 <input type="text"/>
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	環境設計条件 (1.9kGy/100 日) ≦設計値 <input type="text"/>
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	環境設計条件 (2.2kGy/100 日) ≦設計値 <input type="text"/>
サブプレッションプール水位 (S A)	1	環境設計条件 (9.6kGy/100 日) ≦設計値 <input type="text"/>
第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	2	環境設計条件 (200Gy/100 日) ≦設計値 <input type="text"/>
格納容器酸素濃度 (B系)	1	環境設計条件 (11kGy/100 日) ≦設計値 <input type="text"/>
格納容器酸素濃度 (S A)	1	環境設計条件 (2.1kGy/24 日) ≦設計値 <input type="text"/>

注記\* : 設置場所が異なる場合は、厳しい評価結果となる設置場所の環境放射線を採用

#### ○まとめ

評価の結果、事故後 8 日以降にもその機能に期待している計装設備は、当該設備又は当該設備の代替パラメータによって事故後 100 日以上健全性を有していることを確認した。

また、事故後 100 日以降であれば現場の線量は十分低下しており、仮に計器が機能喪失したとしても外部支援により当該計器を取替え可能であることから、事故後 8 日以降においても事故対応に必要な監視機能が喪失することはない。

13. 【重大事故等時における現場操作の成立性について】

## 1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において行われる各操作について、操作概要、操作時間及び操作の成立性を添付1「重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について」に示す。

添付1で示された各操作のうち、現場での操作の成立性を抜粋し、「表 重大事故等対策（現場）の成立性確認」に示す。

## 2. 操作性・操作環境

### (1) 操作時間

各操作について、想定時間内に操作可能であることを訓練等からの実績より確認できる。

### (2) 操作環境

操作環境は「温度・湿度、放射線環境、照明、その他」と分類されている。

#### (a) 温度・湿度

温度・湿度は、通常運転時と同程度（原子炉建物内）もしくは屋外環境である。原子炉棟内操作で温度・湿度が最も高くなるインターフェイスシステムLOCA発生時は、温度40℃程度、湿度100%程度となるが（添付2）、保護具を装着することから、問題はない。

#### (b) 放射線環境

以下のような操作において被ばくのおそれがあり、「原子炉補機代替冷却系運転操作」が最も実効線量の高くなる操作だが、マスク着用によりその実効線量は約53mSv（添付1）となり、緊急時の線量限度である100mSvを超えることはない。

- ・ 低圧原子炉代替注水槽への補給：約23mSv
- ・ 燃料補給準備：約27mSv
- ・ 燃料補給作業：約19mSv
- ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水：約26mSv
- ・ 常設代替交流電源設備からの受電操作：約41mSv
- ・ 電源切替え操作：約17mSv
- ・ 原子炉補機代替冷却系運転操作：約53mSv
- ・ 残留熱除去系の破断箇所隔離：約8mSv

#### (c) 照明

電源内蔵型照明の配置、ヘッドライト、懐中電灯、LEDライト（三脚タイプ）やLEDライト（ランタンタイプ）及び車両の作業用照明があることから、問題はない。

#### (d) その他（アクセスルート）

アクセスルート上に支障となる設備はあらかじめ置かないようにすることから、問題はない。

### (3) 連絡手段

衛星電話設備（固定型，携帯型）\*，無線通信設備（固定型，携帯型）\*，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備及び有線式通信設備\*のうち，使用可能な設備により，中央制御室や緊急時対策本部との連絡が可能であることから，問題はない。

注記\*：S A設備

### (4) 操作性

複雑な操作はなく，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。また，訓練を行い想定時間内で行うことを確認しているため，問題はない。

以上のことから，各現場での操作について，操作の想定時間，操作環境，連絡手段及び操作性を確認した結果，問題なく各操作を実行できることが分かる。

## 3. 添付資料

- ・添付1：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋  
「重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について」
- ・添付2：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋  
「インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について」
- ・添付3：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」抜粋  
「13. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について」
- ・添付4：「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」抜粋  
「ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について」
- ・添付5：「重大事故等対策の有効性評価補足31. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について」抜粋  
「給油等の現場作業の線量影響について」

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（1/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照明			
低圧原子炉代替注水槽への補給	輪谷貯水槽(西1/西2)から低圧原子炉代替注水槽への補給 ・大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備(大量送水車配置, ホース必要・接続)	2時間10分	1時間41分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度  【炉心損傷がある場合】 作業に伴う抜く線量は23mSv以下* *一ス必要・接続作業の結果を記載。移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(作業2時間5分+移動35分=2時間40分)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び機中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である また、作業エリア周辺には、作業エリア周辺には、十分な作業スペースを確保している
	輪谷貯水槽(西1/西2)から低圧原子炉代替注水槽への補給 ・大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	40分	18分	運転員 (現場)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンプライ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる	—
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ操作	格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成 ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成	40分	—	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がある場合】 通常運転時と同程度	車両の作業用照明・ヘッドライト及び機中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	作業エリア周辺には支障となる設備は無く、十分な作業スペースを確保している
	格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ操作 ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)	通直実施	—	—	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度  【炉心損傷がある場合】 約5mSv以下* *移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(作業40分+移動30分=1時間10分)	ヘッドライト及び機中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	操作に必要な工具は無く、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	格納容器ベント制御操作 ・FCV S排気ラインドレン排出弁閉操作	40分	31分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度  【炉心損傷がある場合】 約5mSv以下* *移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(作業40分+移動30分=1時間10分)	ヘッドライト及び機中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	操作に必要な工具は無く、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（2/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			照明	その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性
					温度・湿度 (屋外での操作)	放射線環境	放熱環境				
各機器への給油	燃料補給準備 ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタタシロロロリへの補給	2時間30分	2時間12分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 給油準備(タンクローリ)： 作業に伴う搬ばく稼働は 27mSv以下* 注記*：移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業2時間30分+移動 30分=3時間)	車両の作業用照明・ヘッド ドライト及び機中電灯 により、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	衛星電話設備(固定型、携 帯型)、無線通信設備(固定 型、携帯型)、電力保安通信 用電話設備、所内通信連絡 設備のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 との連絡が可能である	複雑な操作手順はなく、タ ンクローリの各操作(ハッ チ開放等)も同時並行して 行える作業が主体であるた め、操作性に支障はない	
		適宜実施 大量送水車： 3時間(*1) に1回給油 大型送水 ボンプ車： 3時間(*1) に1回給油 可搬式装置 供給装置： 8時間(*1) に1回給油	大量送水車 :12分 大型送水 ボンプ車： 16分 可搬式装置 供給装置： 11分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 給油作業(大量送水車、可搬 式装置供給装置、大型送水ボ ンプ車を順に給油)： 作業に伴う搬ばく稼働は 19mSv以下* 注記*：移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業69分+移動30分= 1時間39分)	車両の作業用照明・ヘッド ドライト及び機中電灯 により、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	衛星電話設備(固定型、携 帯型)、無線通信設備(固定 型、携帯型)、電力保安通信 用電話設備、所内通信連絡 設備のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 との連絡が可能である	複雑な操作手順はなく、タ ンクローリの各操作(ハッ チ開放等)も同時並行して 行える作業が主体であるた め、操作性に支障はない	
残留熱除去系(低圧 注水モード)から残 留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード) 切替え	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統 構成	20分	5分 7分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	電源内扉型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び機中電灯を 携行している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常の電源開放操作であ り、容易に実施可能である		

注記\*1：各機器の燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔(評定時間)

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（3/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実時間	状況	作業環境			照明	その他 （アクセスルート等）	連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	その他				
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による 原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統構成 ・残留熱除去系及び低圧原子炉代替注水系 注水操作	50分	26分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内遮型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携帯している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等を行う弁操 作と同等であり、容易に作 業できる 操作対象には、暗闇でも 識別し易いように入射テ ープを施している	
		2時間10分	1時間41分	緊急時対策要員 （現場）	— （屋外での操作）	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う放射線量は20mSv 以下* 注記*：移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を参 照して設定した（作業 2時間20分+移動）35 分=2時間55分	車内の作業用照明・ヘッ ドライト及び懐中電灯 により、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	衛星電話設備（固定型、携 帯型）、無線通信設備（固定 型、携帯型）、電力保安通信 用電話設備、所内通信連絡 設備のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 との連絡が可能である	大量送水車からのホース 接続は、汎用の結束金具で あり、容易に実施可能であ る。 また、作業エリア周辺には 支障となる設備は無く、十 分な作業スペースを確保 している	
	適重実施										
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）注水操作 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）注水操作	35分	24分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内遮型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携帯している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等を行う遮断 器操作と同じであり、操作 性に支障はない	
常設代替電源設備 からの受電操作	D系非常用高圧母線受電準備 ・D系非常用高圧母線受電準備（現場）	5分	3分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内遮型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携帯している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等を行う遮断 器操作と同じであり、操作 性に支障はない	
		25分	14分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内遮型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携帯している。 ガスタービン発電機の駆動機 作から非常用高圧母線系及 びD系の受電確認までを約1 時間10分で実施できることを 確認した	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等を行う遮断 器操作と同じであり、操作 性に支障はない	
	5分	3分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内遮型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携帯している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等を行う遮断 器操作と同じであり、操作 性に支障はない		

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（4/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			照明	その他 (アークセسلート等)	連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	放射線環境				
電源切替え操作	低圧原子炉代替注水系（常設）起動操作 ・注水弁電源切替え操作	20分	8分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷に伴う後ば、線量は 17mSv以下* 注記①：移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した（作 業20分+移動15分＝ 35分）	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携行している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等に行うFRB操 作と同様であり、容易に操 作できる	
	電源切替え操作 ・計装設備の直流電源切替え操作	10分	5分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携行している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常の運転操作で実施す る操作と同様であること から、容易に操作できる	
	電源切替え操作 ・逃がし安全弁電源切替え操作	10分	4分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携行している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保 安通信用電話設備及び有線 式通信設備のうち、使用可 能な設備により、中央制御 室との連絡が可能である	通常運転時等に行うFRB操 作と同様であり、容易に操 作できる	
所内用蓄電池切替え 操作	所内用蓄電池切替え操作 ・負荷切り離し/所内用蓄電池切替え操作	30分	25分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備しており、 建物内常用照明消灯時 における作業性を確保 している。また、ヘッド ライト及び懐中電灯を 携行している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	有線式通信設備、所内通信 連絡設備、電力保安通信用 電話設備のうち、使用可能 な設備により、中央制御室 との連絡が可能である	通常運転時等に行うFRB操 作と同様であり、容易に操 作できる	



表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（5/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	温度・湿度  (屋外での操作)	作業環境			照明	その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性
						放射線環境	放熱環境	その他				
原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 資機材配置及びホース敷設、系統水張り、 起動	原子炉補機代替冷却系運転 ・ 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視	7時間20分	5時間41分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	車内のヘッドライト、 電源内蔵型照明及びヘッド ライトにより、夜 間における作業性を確保 している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	衛星電話設備（固定型、携 帯型）、無線通信設備（固定 型、携帯型）、電力保安通信 用電話設備、所内通信連絡 設備のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 との連絡が可能である	ホースの接続は汎用の結 合金具及びフワンジ接続 であり、容易に接続可能で ある 作業エリア周辺には、支障 となる設備はなく、十分な 作業スペースを確保して いる		
		適宜実施					【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度					
原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 電源ケーブル接続	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 電源ケーブル接続	1時間40分	1時間11分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 17mSv以下* 注記*：移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した（作 業1時間30分+移動 25分=1時間55分）	車内のヘッドライト、 電源内蔵型照明及びヘ ッドライトにより、夜 間における作業性を確保 している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	衛星電話設備（固定型、携 帯型）、無線通信設備（固定 型、携帯型）、電力保安通信 用電話設備、所内通信連絡 設備のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 との連絡が可能である	電源ケーブル及びボルト リングの接続はねじ込み 式及び一般工具を使用し たボルトナットでの接続 であり、容易に接続可能で ある		
		1時間40分					【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度					
原子炉補機代替冷却系 運転操作	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成	1時間7分	1時間7分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 16mSv以下*1,2 注記*1：移動に係る時間、操 作時間は技術的能力 を参照して設定し た。（作業1時間40 分+移動15分=1時 間55分） *2：炉心損傷時は原子炉 建物（管理区域）内 が高線量となるた め、当該区域の系 統構成は実施しない	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備してお り、建物内常用照明消 灯時における作業性を 確保している。また、 ヘッドライト及び履中 電灯を併用している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	有線式通信設備、電力保安 通信用電話設備、所内通信 連絡設備のうち、使用可能 な設備により、中央制御室 との連絡が可能である	通常運転時等を行う手続 と同等であり、作業スベ ースもあることから容易 に作業可能である		
		2時間10分	1時間19分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業 エリアに配備してお り、建物内常用照明消 灯時における作業性を 確保している。また、 ヘッドライト及び履中 電灯を併用している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	有線式通信設備、電力保安 通信用電話設備、所内通信 連絡設備のうち、使用可能 な設備により、中央制御室 との連絡が可能である	通常運転時等を行う手続 と同等であり、作業スベ ースもあることから容易 に作業可能である		

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（6/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	温度・湿度	作業環境		照明	その他 (アクセサリ等)	連絡手段	操作性
						放射線環境	作業環境				
燃料プール冷却系準備操作	燃料プール冷却系準備操作 ・原子炉補機代管弁系 系統構成	30分	12分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	放射線環境 通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	有線式通信設備、電力保安通信設備、所内通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時等に行う弁操作と同様であり、作業スペースもあることから容易に作業可能である
		30分	6分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	炉心損傷がないため、高線量になることはない	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	有線式通信設備、所内通信設備、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時等に行う弁操作と同様であり、容易に作業可能である
残留熱除去系の破断箇所隔離	残留熱除去系からの漏えい停止操作（現場操作） ・保護具装着 残留熱除去系からの漏えい停止操作（現場操作） ・残留熱除去系 注水弁隔離操作（現場）	30分	14分	運転員 (現場)	操作現場は約40℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、保護具を装着することから、問題は無い	操作現場の線量は最大でも約8.0mSv/hであり、作業時間を保守的に1時間と設定しても作業員の受ける実効線量は最大で約8.0mSvとなる	放射線環境 作業に伴う被ばく線量は12mSv以下*	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	有線式通信設備、所内通信設備、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時等に行う弁操作と同様であり、作業スペースもあることから容易に作業可能である
		1時間	40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	操作現場は約40℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、保護具を装着することから、問題は無い	放射線環境 作業に伴う被ばく線量は12mSv以下* 注記：移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（作業40分+移動15分=55分）	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	有線式通信設備、所内通信設備、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時等に行う弁操作と同様であり、作業スペースもあることから容易に作業可能である
居住性の確保	中央制御室換気系起動 ・中央制御室換気系 系統構成	40分	19分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	放射線環境 【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約5mSv/7日間以下	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	通信設備、電力保安通信設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	中央制御室換気系追加圧運転の表紙は、中央制御室換気系給気設備ダンプが閉鎖操作するのみであり、容易に操作可能である
		30分	10分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	放射線環境 【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約5mSv/7日間以下	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。	アクセサリ上に支障となる設備はない	通信設備、電力保安通信設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	中央制御室待避室の正圧化準備作業は、空気ポンプへの操作を閉鎖へ回す作業のみであり容易に操作可能である
可搬式蒸気供給装置による格納容器内の不活性化	可搬式蒸気供給装置準備 ・可搬式蒸気供給装置準備 可搬式蒸気供給装置による格納容器内蒸気供給 ・可搬式蒸気供給装置起動	2時間	1時間32分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は16mSv以下*	放射線環境 注記：移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（作業2時間+移動25分=2時間25分）	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している	アクセサリ上に支障となる設備はない	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信設備、所内通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	ホースの接続は差し込み式での接続であり、容易に接続可能である
		通直実施	1時間11分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は28mSv以下* 注記：移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（作業2時間10分+移動25分=2時間35分）	放射線環境 注記：移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（作業2時間10分+移動25分=2時間35分）	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している	アクセサリ上に支障となる設備はない	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信設備、所内通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には支障となる設備は無く、十分な作業スペースを確保している

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（7/7）

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	機作・作業の 想定時間	訓練等からの 実演時間	状況	温度・湿度	作業環境			連絡手段	操作性
						放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)		
溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作（加圧熱相当の注水）	ベガスタル代替注水系（可搬型）注水操作 ・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水	適宜実施	6分	緊急時対応要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は 8mSv以下* 注記*：移動に要する時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（作業10分+移動50分=1時間）	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	作業エリア周辺には支障となる設備は無く、十分な作業スペースを確保している	
燃料プールのスプレイス系（可搬型）による燃料プールの注水	燃料プールのスプレイス系準備操作 ・大量送水車による燃料プールのスプレイス準備（大量送水車配置、ホース展開・接続） ・原子炉建物内ホース敷設、可搬型スプレイスの準備	2時間50分	2時間25分	緊急時対応要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	大量送水車からのホース接続は、汎用の合金金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には支障となる設備は無く、十分な作業スペースを確保している	
	大量送水車による燃料プールの注水 ・燃料プールの注水	適宜実施								
原子炉冷却材流出の停止	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離準備操作	50分	25分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	炉心損傷がないため、高線量になることはない	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を稼働している	有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	定期事業検査時に行う電源変更操作と同等であり容易に操作可能である	

## 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について，作業（操作）の概要，作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表 1 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」	
1. 作業（操作）概要	: 作業項目，具体的な運転操作・作業内容，対応する事故シーケンスグループ等の番号
2. 操作時間	
(1) 想定時間 (要求時間)	: 移動時間＋操作時間に余裕を見て10分単位で値を設定。 ただし，時間余裕が少ない操作については，1分単位で値を設定
(2) 操作時間 (実績又は模擬)	: 現地への移動時間（重大事故等発生時については放射線防護具着用時間は別途確保），訓練による実績時間，模擬による想定時間等を記載
3. 操作の成立性について	
(1) 状況	: 対応者，操作場所を記載
(2) 作業環境	: 現場の作業環境について記載 アクセス性，重大事故等の状況を仮定した環境による影響，放射線防護具を着用する場合の考慮事項，暗闇の場合の考慮事項 他
(3) 連絡手段	: 各所との連絡手段について記載
(4) 操作性	: 現場作業の操作性について記載
(5) その他	: 対応する「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」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力」という。）の条文番号を記載

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (1/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			照明	その他 (アクセサリ等)	連絡手段	操作性	技術的 能力基準 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	放電					
常設代替交流電源 設備起動操作	常設代替交流電源設備起動, 受電操作	2.1	10分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5mSv/7 日間以下	常用照明消灯時にお いても LED ライト (三脚タイプ)、LE D ライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	-	中央制御室での操 作は、通常の運転 操作で実施する操 作と同様であるこ とから、容易に操 作できる	1.14
		2.3.1											
低圧原子炉代替注水 系 (常設) による 原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作 ・低圧原子炉代替注水系 (常設) 確認/系統構成 低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作 ・低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水弁操作	2.1	10分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5mSv/7 日間以下	常用照明消灯時にお いても LED ライト (三脚タイプ)、LE D ライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	-	中央制御室での操 作は、通常の運転 操作で実施する操 作と同様であるこ とから、容易に操 作できる	1.4
		2.4.2											
低圧原子炉代替 注水槽への補給	輪谷貯水槽 (西 1/西 2) から低圧原子炉代替 注水槽への補給 ・大倉送水車による低圧原子炉代替注水槽への 補給準備 (大倉送水車配置、ホース展張・接 続) 輪谷貯水槽 (西 1/西 2) から低圧原子炉代替 注水槽への補給 ・大倉送水車による低圧原子炉代替注水槽への 補給	2.1	2時間 10分	1時間 41分	緊急時対策要員 (現場)	-	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 23mSv 以下* *注記: 評価結果の高くなるホ ース展張・接続作業の 結果を記載。移動に係 る時間、操作時間は技 術的能力を参照して 設定した (作業と時間 5分+移動 35分=2時 間 40分)	車内の作業用照明・ ヘッドライト及び機 中電灯により、夜間 における作業性を確 保している	アクセサリ上に 支障となる設備はな い	備品電話設備 (固 定型、携帯型)、 無線通信設備 (固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のう ち、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	大量送水車からの ホース接続は、汎 用の結合金具であ り、容易に実施可 能である また、作業エリア 周辺には支障とな る設備は無く、十 分な作業スペース を確保している	1.13
		2.4.2											
原子炉急速減圧操作	原子炉急速減圧操作 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 手動開放操作	2.1	10分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5mSv/7 日間以下	常用照明消灯時にお いても LED ライト (三脚タイプ)、LE D ライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	-	中央制御室での操 作は、通常の運転 操作で実施する操 作と同様であるこ とから、容易に操 作できる	1.3
		2.3.1											

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (2/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	温度・湿度	作業環境			照明	その他 (アクセサリ等)	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
							放射線環境	放射線環境	放射線環境					
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ操作	格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成 ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照明消灯時においてLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる	1.6	
		2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	40分	18分	運転員 (現場)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照明消灯時においてLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる		
		2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照明消灯時においてLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる		
		2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	適宜実施	—	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	車内の作業用照明・ヘッドライト及び夜間中継灯により、夜間における作業性を確保している	アクセサリ上に支障となる設備はない	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	作業エリア周辺には支障となる設備は無く、十分な作業スペースを確保している		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備(第2弁操作)	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	10分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照明消灯時においてLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる	1.5 1.7	
		2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照明消灯時においてLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる		

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (3/17)

作業項目	作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境			照明	その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性	技術的 能力基準 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	その他					
格納容器フィルタベ ント系による原子炉 格納容器除熱操作	具体的な運転操作・作業内容 格納容器ベント準備操作 ・FCVS排気ラインドレン排出弁閉操作	2.1	40分	31分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	ヘッドライト及び夜間 中電灯により、夜間 における作業性を確 保している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	複雑な操作手順は なく、通常の弁操 作と同様であるた め、容易に実施可 能である	1.5 1.7	
		2.4.2											【炉心損傷がある場合】 約 9msv 以下* 注記*: 移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業 40分+移動 30分= 1時間10分)
燃料補給準備 ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 からタンクローリへの補給	燃料補給準備 ・大型送水ポンプ車への給油 ・可搬式産業供給装置への給油	2.1	2時間30分	2時間12分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	車内の作業用照明・ ヘッドライト及び夜 間中電灯により、夜 間における作業性を確 保している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	複雑な操作手順は なく、タンクロー リりの各操作(ハッ チ開放等)も同時 並行して行える作 業が主体であるた め、操作性に支障 はない	1.14	
		2.3.1											【炉心損傷がある場合】 給油準備(タンクローリ): 作業に伴う被ばく線量は 27msv以下* 注記*: 移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業 2時間30分+移動 30分=3時間)
各機器への給油	適宜実施 ・大型送水車への給油 ・可搬式産業供給装置への給油	2.1*1	適宜実施	大量送水車 : 12分 大型送水 ポンプ車: 16分 可搬式産業供 給装置: 11分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	車内の作業用照明・ ヘッドライト及び夜 間中電灯により、夜 間における作業性を確 保している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	複雑な操作手順は なく、タンクロー リりの各操作(ハッ チ開放等)も同時 並行して行える作 業が主体であるた め、操作性に支障 はない	1.14	
		2.3.1*1											【炉心損傷がある場合】 給油準備(タンクローリ): 作業に伴う被ばく線量は 27msv以下* 注記*: 移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業 2時間30分+移動 30分=3時間)

注記\*1: 大量送水車のみ  
\*2: 大量送水車及び大型送水ポンプ車のみ  
\*3: 大型送水ポンプ車のみ  
\*4: 各機器の燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔(許容時間)

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (4/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実演時間	状況	作業環境			照明	その他 (アクセサリート等)	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	放電					
残留熱除去系 (サブプレッショント) 運転操作	残留熱除去系(サブプレッショント)水冷却モ ード) 運転 ・残留熱除去系起動操作	2.4.1	10分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作でき る	1.6
		2.2	—	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作でき る	
		2.5	6分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作でき る	
残留熱除去系(低圧 注水モード)から残 留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード) 切替え	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統 構成	2.2	20分	11分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作でき る	1.4
		5.1	—	14分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携行している	周辺には支障となる 設備はない	所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備及び 有線式通信設備 のうち、使用可能 な設備により、中 央制御室との連 絡が可能である	通常の状態開放 操作であり、容易 に実施可能であ る		
		5.2	20分	7分	—	—	—	—	—	—	—	—	



表 1 重大事故等対策の成立性確認 (5/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	温度・湿度	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準No.
							放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
残留熱除去系(サブ レッシュンモード)から残 留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード) 切替え	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統 構成	2.7	20分	12分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LED Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作できる	1.3
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動	2.2 2.7 5.1 5.2 5.3	10分 運転継続	5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LED Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作できる	1.3 1.4
低圧原子炉代替注水 系(可搬型)による 原子炉注水	低圧原子炉代替注水系(可搬型)系統構成 ・残留熱除去系及び低圧原子炉代替注水系 注水弁操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	50分	28分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携行している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備及び 有線式通信設備 のうち、使用可能 な設備により、中 央制御室との連 絡が可能である	通常運転時等に 行う予備操作と同 等であり、容易に 作業できる 操作対象弁には、 暗闇でも識別し 易いように反射 テープを施して いる	1.4
	低圧原子炉代替注水系(可搬型)準備操作 ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子 炉注水準備 (大量送水車配置、ホース取扱・接続)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	2時間10分	1時間11分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度  【炉心損傷がある場合】 作業に伴う接ぶく線量は 20mSv以下* 注記*:移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した(作 業2時間20分+移動 35分=2時間55分)	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 に備えられている	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 に備えられている	大量送水車から のホース接続は、 汎用の結合金具 であり、容易に装 施可能である。 また、作業エリア 周辺には支障と なる設備は無く、 十分な作業スペ ースを確保して いる	1.4

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (6/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実演時間	状況	作業環境				その他 (アークスルー等)	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他				
常設代替交流電源設備からの受電操作	D系非常用高圧母線受電準備 ・D系非常用高圧母線受電準備 (中央制御室)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 3.1.2 3.1.3	25分	18分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる	1.14	
					運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる		
	C系非常用高圧母線受電準備 ・C系非常用高圧母線受電準備 (中央制御室)	25分	18分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる			
				運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる			

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (7/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	温度・湿度	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準No.
							放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
常設代替交流電源設備からの受電操作	D系非常用高圧母線受電準備 ・D系非常用前圧母線受電準備 (現場)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1	35分	24分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作り、作業エリアに配線してあり、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している	アクセスルート上に支障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保安通信有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時等に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない	1.14	
			5分	3分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度  【炉心損傷がある場合】 作業に伴う概ね線量は41ms以下* *注記：移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(作業1時間10分+移動15分=1時間25分)	アクセスルート上に支障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保安通信有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない		
	25分	14分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	ガスタービン発電機の起動操作から非常用高圧母線C系及びD系の受電確認までを約1時間10分で実施できることを確認した	アクセスルート上に支障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保安通信有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない				
	5分	3分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度		アクセスルート上に支障となる設備はない	電源内蔵型照明を作り、作業エリアに配線してあり、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している	アクセスルート上に支障となる設備はない	所内通信連絡設備、電力保安通信有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない		

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (8/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	温度・湿度	作業環境			照明	その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
							放射線環境	作業時間	作業時間					
電源切替之操作	低圧原子炉内貯水系 (常設) 起動操作 ・注水弁電源切替之操作	3.1.2	20分	8分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保している 。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備及び 有線式通信設備 のうち、使用可能 な設備により、中 央制御室との連 絡が可能である	通常運転時等に 行う FFB 操作と 同様であり、容易 に操作できる	1.4	
		3.1.3												
		5.2												
		2.3.1												
電源切替之操作 ・計装設備の直流電源切替之操作	電源切替之操作 ・速がし安全弁電源切替之操作	2.3.1	10分	5分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備及び 有線式通信設備 のうち、使用可能 な設備により、中 央制御室との連 絡が可能である	通常の運転操作 で実施する操作 と同様であり、こ れから、容易に操 作できる	1.15	
		2.3.2												
		2.3.3												
		2.3.4												
所内用蓄電池切替之 操作	所内用蓄電池切替之操作 ・負荷切り離し/所内用蓄電池切替之操作	2.3.1	10分	4分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備及び 有線式通信設備 のうち、使用可能 な設備により、中 央制御室との連 絡が可能である	通常運転時等に 行う FFB 操作と 同様であり、容易 に操作できる	1.3	
		2.3.2												
		2.3.3												
		2.3.4												
原子炉補機冷却系 運転操作	原子炉補機冷却系起動操作 ・原子炉補機冷却系 起動操作	2.3.1	30分	25分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	有線式通信設備、 所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備のう ち、使用可能な設 備により、中央制 御室との連絡が 可能である	通常運転時等に 行う FFB 操作と 同様であり、容易 に操作できる	1.14	
		2.3.2												
		2.3.3												
		2.3.4												
残留熱除去系 運転操作	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 起動操作 ・残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 起動 操作	2.3.1	10分	7分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いても LED ライト (三脚タイプ)、LE D ライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作できる	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す ることから、容 易に操作できる	1.6		
		2.3.2												
		2.3.3												
		2.3.4												

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (9/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実続時間	状況	作業環境				照明	その他 (アクセスルート等)	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	放射線環境	放射線環境					
原子炉補機代替準備操作 ・ 資機材配属及びホーム敷設、系統水張り、 起動	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視	2. 4. 1 3. 1. 2 3. 2 5. 2	7 時間 20 分	5 時間 41 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	車内のヘッドライト ト、電源内蔵型照明 及びヘッドライトに より、夜間における 作業性を確保してい る	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	ホースの接続は 汎用の結合金具 及びフランジ接 続であり、容易に 接続でき、容易 に接続可能であ る	1. 5 1. 7	
			適宜実施											【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 53mSv以下* 注記*: 移動に係る時間、操 作時間を技術的能力 を参照して設定した (作業 7 時間 30 分 + 移動 35 分 = 8 時間 5 分)
原子炉補機代替準備操作 ・ 電源シーケル接続	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 原子炉補機代替冷却系 冷却水流速調整	2. 4. 1 3. 1. 2 3. 2 5. 2	1 時間 40 分	1 時間 11 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	車内のヘッドライ ト、電源内蔵型照 明及びヘッドライ トにより、夜間 における作業性 を確保している	アクセスルート上 に支障となる設 備はない	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	ホースの接続は 汎用の結合金具 及びフランジ接 続であり、容易に 接続でき、容易 に接続可能であ る	1. 5 1. 7	
			10 分											【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 16mSv以下*1, 2 注記1: 移動に係る時間、操 作時間を技術的能力 を参照して設定し た。(作業 1 時間 40 分 + 移動 15 分 = 1 時 間 55 分) *2: 炉心損傷時は原子炉 建物(管理区域)内 が高線量となるた り、当該区域内の系 統構成は実施しない
原子炉補機代替準備操 系運転操作	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成	2. 4. 1 3. 1. 2 3. 2	1 時間 40 分	1 時間 7 分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライ ト(三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配置してい るため、操作可能 である	周辺には支障とな る設備はない	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	ホースの接続は 汎用の結合金具 及びフランジ接 続であり、容易に 接続でき、容易 に接続可能であ る	1. 5 1. 7	
			1 時間 10 分											【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は 16mSv以下*1, 2 注記1: 移動に係る時間、操 作時間を技術的能力 を参照して設定し た。(作業 1 時間 40 分 + 移動 15 分 = 1 時 間 55 分) *2: 炉心損傷時は原子炉 建物(管理区域)内 が高線量となるた り、当該区域内の系 統構成は実施しない
原子炉補機代替準備操 系運転操作	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成	2. 4. 1 3. 1. 2 3. 2	1 時間 40 分	1 時間 7 分	運転員 (現場)	中央制御室の室温につ いては、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライ ト(三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配置してい るため、操作可能 である	周辺には支障とな る設備はない	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	無線電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のうち 、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	ホースの接続は 汎用の結合金具 及びフランジ接 続であり、容易に 接続でき、容易 に接続可能であ る	1. 5 1. 7	

表 1 重大事故等対策の成立性確認 (10/17)

作業項目	作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境			技術的 能力審査 基準 No.		
						温度・湿度	放射線環境	照明		その他 (アクセスルート等)	連絡手段
原子炉補機代替冷却 系運転操作	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・原子炉補機代替冷却系 系統構成	5.2	2時間 10分	1時間 19分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	有線式通信設備、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のう ち、使用可能な設 備により、中央制 御室との連絡が 可能である	通常運転時等に 行う非操作と同 等であり、作業ス ペースもあるこ とから容易に作 業可能である	1.5 1.7
			30分	12分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携帯している	有線式通信設備、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のう ち、使用可能な設 備により、中央制 御室との連絡が 可能である	通常運転時等に 行う非操作と同 等であり、作業ス ペースもあるこ とから容易に作 業可能である	1.5
残留熱除去系(低圧注 水モード)による原子 炉注水	残留熱除去系(低圧注水モード)運転 ・残留熱除去系(低圧注水モード) 起動操作	2.4.1	10分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.4
			10分 適宜実施	5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.2
ほう酸水注入系 起動操作	ほう酸水注入系起動操作 ・ほう酸水注入系起動 ・注入状況監視	2.5	3分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.1
			適宜実施	—	—	—	—	—	—	—	—

表1 重大事故等対策の成立性確認 (11/17)

作業項目	作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセサリート等)			
自動減圧系等の起動 阻止	自動減圧系等の起動阻止 ・ADS起動阻止COS「阻止」 ・代替ADS起動阻止COS「阻止」	2.5	1分	40秒	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	-	中央制御室での 操作は、通常運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.1
残留熱除去系の破断 箇所隔離	残留熱除去系の漏えい停止操作(中央制御室) ・残留熱除去系 注水弁隔離操作(中央制御室)	2.7	10分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	-	中央制御室での 操作は、通常運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.3
残留熱除去系の破断 箇所隔離	残留熱除去系からの漏えい停止準備操作 ・残留熱除去系隔離準備(電源ロック)	2.7	30分	6分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	炉心損傷がないため、高線量 になることはない	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携行している	アクセサリート上に 支障となる設備はな い	有線式通信設備、 所内通信設備、電 力保安通信設備、 用電話設備のうち、 使用可能な設備に より、中央制御室 との連絡が可能で ある	通常運転時等に 行うFR操作と同 様であり、容易に 操作できる	1.3
	残留熱除去系からの漏えい停止操作(現場 操作) ・保護具装着		30分	14分	運転員 (現場)	操作現場は約40℃程度、湿度 は100%程度となる可能性があ るが、保護具を装着すること から、問題はな い	操作現場の線量は最大でも約 8.0mSv/hであり、作業時間を 保守的に1時間と設定しても 作業員の受ける実効線量は最 大で約8.0mSvとなる	電源内蔵型照明を作 業エリアに配備して おり、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携行している	アクセサリート上に 支障となる設備はな い	有線式通信設備、 所内通信設備、電 力保安通信設備、 用電話設備のうち、 使用可能な設備に より、中央制御室 との連絡が可能で ある	通常運転時等に 行うFR操作と同 様であり、作業ス ペースもあるこ とから容易に作 業可能である 操作対象弁には、 時間でも識別し やすいように反 射テープを施し ている	

表1 重大事故等対策の成立性確認 (12/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実演時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アタセズルード等)			
残留熱代替除去系による格納容器除熱 操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱代替除去系 準備操作</li> <li>残留熱代替除去系 中央制御室系統構成</li> </ul>	3.1.2	20分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる	1.7
			10分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる	
	10分		運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる			
	10分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5msv/7 日間以下	常用照消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作と同様であることから、容易に操作できる			





表1 重大事故等対策の成立性確認 (14/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				技術的 能力審査 基準No.		
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセサリート等)		連絡手段	操作性
居住性の確保	中央制御室待避準備 ・中央制御室待避システム構成	3.1.2 3.1.3 3.2	30分	10分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約5mSv/7日間以下	電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び機中電灯を携行している	アクセサリート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(所内通信連絡設備、電力伝送通信用電話設備、有線式通信設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である	中央制御室待避作業は、空気ポンプへの操作弁を閉め、操作室側から容易に実施可能である	1.16
可搬式蒸気供給装置による格納容器内の不活性化	可搬式蒸気供給装置による格納容器内蒸気供給準備 ・可搬式蒸気供給装置準備	3.1.2 3.2	2時間	1時間 42分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は16mSv以下* * 注記*: 移動に係る時間、操作時間に基づき、夜間参照して設定した(作業2時間+移動25分=2時間25分)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び機中電灯により、夜間における作業性を確保している	アクセサリート上に支障となる設備はない	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力伝送通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である	ホースの接続は差し込み式での接続であり、容易に接続可能である	1.9
残留熱代替除去系による格納容器除熱操作	残留熱代替除去系 準備操作 ・残留熱代替除去系 中央制御室系統構成	3.2	20分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約5mSv/7日間以下	常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での運転は、通常運転の操作と同様であることから、容易に操作できる	1.7
残留熱代替除去系による格納容器除熱操作	残留熱代替除去系 運転開始 ・残留熱代替除去系ポンプ起動 ・格納容器スプレイ弁操作	3.2	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約5mSv/7日間以下	常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備しているため、操作可能である	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での運転は、通常運転の操作と同様であることから、容易に操作できる	1.7
残留熱代替除去系による格納容器除熱操作	残留熱代替除去系 運転状態監視 ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器の状態監視	3.2	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施	通過実施

表1 重大事故等対策の成立性確認 (15/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
原子炉格納容器内の 水素濃度及び酸素濃 度監視	水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 ・格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素 濃度 (SA) 起動操作 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 ・格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素 濃度 (SA) システム起動、監視 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 ・格納容器水素濃度及び酸素濃度の監視	3.1.2 3.1.3 3.2	5分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【#心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LED Dライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す る操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.9
			40分 (通直監視)	38分								
溶融炉心落下前の格 納容器代替スプレイ 系 (可搬型) による 水張り操作	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統構成 ・格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統構成 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 注水操作 ・原子炉圧力容器破損時の初期注水	3.2	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【#心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LED Dライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す る操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.8
			—	3分								
溶融炉心落下前の格 納容器代替スプレイ 系 (可搬型) による 水張り操作	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 準備操作 ・大量送水車による格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 準備/系統構成 (大量送水車配置、 ホース展開・接続)		2時間10分	1時間41分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴うばく露量は 28mSv以下*	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LED Dライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	大量送水車から のホース接続は、 汎用の結合金具 であり、容易に実 施可能である。 また、作業エリア 周辺には支障と なる設備は無く、 十分な作業スペ ースを確保して いる	
			—	—								

表1 重大事故等対策の成立性確認 (16/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
溶解炉心管下後の原 子炉格納容器下部へ の注水操作 (崩壊熱 相当の注水)	ベデスタル代替注水系 (可搬型) 系統構成 ・ベデスタル代替注水系 (可搬型) 系統構成	3.2	10分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5mSv/7 日間以下	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.8
	ベデスタル代替注水系 (可搬型) 注水操作 ・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部 注水		6分	緊急時対策要員 (現場)	作業に伴う被ばく線量は 5mSv 以下* 注記*: 移動に係る時間、操作 時間は技術的能力を 参照して設定した (作 業 10分+移動50分= 1時間)	— (屋外での操作)	車内の作業用照明・ ヘッドライト及び機 中電灯により、夜間 における作業性を確 保している	アクセスルート上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備 (固 定型、携帯型)、 無線通信設備 (固 定型、携帯型)、 電力伝送通信用 電話設備、所内通 信連絡設備のう ち、使用可能な設 備により、緊急時 対策本部との連 絡が可能である	作業エリア周辺 には支障となる 設備は無く、十分 な作業スペース を確保している		
	ベデスタル代替注水系 (可搬型) 停止操作 ・ベデスタル代替注水系 (可搬型) 停止		10分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす種の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 約 5mSv/7 日間以下	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト (ランタン タイプ) 及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	—	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作と同様で あることから、容 易に操作できる	

表1 重大事故等対策の成立性確認 (17/17)

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				技術的 能力審査 基準 No.	
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセサリ等)		連絡手段
燃料プールの注水	燃料プールの系準備操作 ・大量送水車による燃料プールの注水準備 (大量送水車配置、ホース取巻・接続) ・原子炉建物内ホース敷設、可搬型スプレ ノズル準備	4.1 4.2	2時間50分	2時間25分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	車内の作業用照明・ ヘッドライト及び懐 中電灯により、夜間 における作業性を確 保している	アクセサリ上に 支障となる設備はな い	衛星電話設備(固 定型、携帯型)、 無線通信設備(固 定型、携帯型)、 電力保安通信用 電話設備、所内通 信設備、無線設備の うち、使用可能な設 備により、緊急時 対応本部との連 絡が可能である	1.11
	大送水車による燃料プールへの注水 ・燃料プール注水		通常実施								
原子炉水位回復操作	原子炉水位回復操作 ・残留熱除去系(低圧注水モード)(待機側) 起動/停止操作	5.1 5.3	10分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す る操作と同様で あることから、容 易に操作できる	1.4
	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位、温度監視		通常実施								
原子炉冷却材流出の 停止	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離準備	5.3	1時間	35分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢に 上昇する可能性があるが、作 業に支障を及ぼす程の影響は なく、通常運転状態と同程度 である	通常運転時と同程度	常用照明消灯時にお いてもLEDライト (三脚タイプ)、LE Dライト(ランタン タイプ)及びヘッド ライトを配備してい るため、操作可能で ある	周辺には支障となる 設備はない	中央制御室での 操作は、通常の運 転操作で実施す る操作と同様で あることから、容 易に操作できる	—
	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離準備操作		50分								
					運転員 (現場)	通常運転時と同程度	炉心損傷がないため、高線量 になることはない	電源内蔵型照明を 作業エリアに配備し ており、建物内常用照 明消灯時における作 業性を確保してい る。また、ヘッドラ イト及び懐中電灯を 携行している	有線式通信設備、 所内通信連絡設 備、電力保安通信 用電話設備のう ち、使用可能な設 備により、中央制 御室との連絡が 可能である		

インターフェイスシステムLOCA発生時の  
破断面積及び現場環境等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。））」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、原子炉格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を図1に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し、原子炉格納容器外に系統配管があるラインは下記のとおりである。

- ・ 高圧炉心スプレイ系注入ライン
- ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン
- ・ 残留熱除去系炉頂部ライン
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード拔出ライン
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入ライン
- ・ 原子炉隔離時冷却系蒸気ライン
- ・ ほう酸水注入系注入ライン
- ・ 原子炉浄化系系統入口ライン
- ・ 制御棒駆動系挿入ライン
- ・ 制御棒駆動系引抜ライン
- ・ 主蒸気系ライン
- ・ 給水系注入ライン
- ・ 試料採取系サンプリングライン
- ・ 圧力容器計装系ライン

高圧バウンダリのみで構成されている圧力容器計装系ラインは、ISLOCAの対象としない。影響の観点から、配管の口径が小さい制御棒駆動系挿入ライン、制御棒駆動系引抜ライン及び試料採取系サンプリングラインは、評価の対象としない。

さらに、ISLOCA発生頻度の観点から、高圧炉心スプレイ系注入ライン、残留熱除去系炉頂部ライン、原子炉隔離時冷却系蒸気ライン、ほう酸水注入系注入ライン、原子炉浄化系系統入口ライン、主蒸気系ライン及び給水系注入ラインは低圧設計部が3弁以上の弁で隔離等されていることから評価の対象としない。

発生頻度の分析について、PRAにおいては、主に原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数及び定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮し、ISLO

CAの発生確率が高いと考えられる配管（残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン，残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン，残留熱除去系停止時冷却モード抽出ライン，低圧炉心スプレイ系注入ライン）について，各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。

表1の整理のとおり，PRA上は低圧設計配管までの弁数が少なく，定期試験時のヒューマンエラーによる発生が考えられる残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインでのISLOCA発生確率が最も高い。各配管におけるISLOCAの発生頻度は，定期試験のある残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにおいては $6.0 \times 10^{-8}$ [/炉年]，低圧炉心スプレイ注入ラインにおいては $2.0 \times 10^{-8}$ [/炉年]，定期試験のない残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインにおいては $5.8 \times 10^{-10}$ [/炉年]，残留熱除去系停止時冷却モード抽出ラインにおいては $2.1 \times 10^{-10}$ [/炉年]である。

以上により，ISLOCAの評価対象の配管は，運転中に開閉試験を実施する系統のうち，ISLOCAが発生する可能性が最も高く，ISLOCAが発生した場合の影響が最も大きい残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインを選定する。

この評価対象に対して構造健全性評価を実施し，その結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。

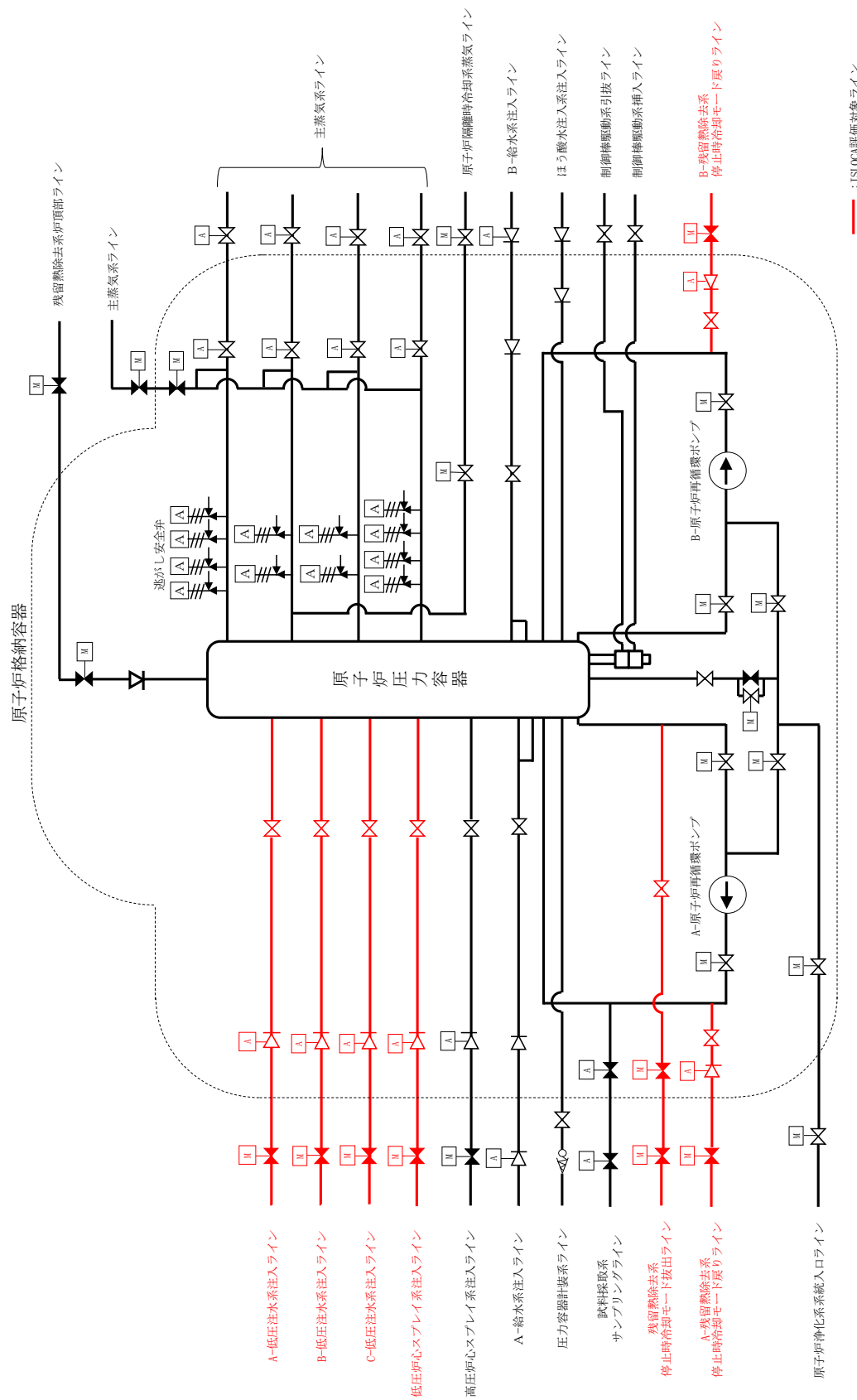


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管



表 1 低圧設計配管までの弁数，運転中定期試験の有無及び

I S L O C A 発生頻度

系統	低圧設計配管までの弁数	運転中定期試験の有無	I S L O C A 発生頻度[/炉年]
残留熱除去系（低圧注水モード） 注入ライン*1	2 弁	有	$6.0 \times 10^{-8}$
残留熱除去系停止時冷却モード 戻りライン*2	2 弁	無	$5.8 \times 10^{-10}$
残留熱除去系停止時冷却モード 拔出ライン*3	2 弁	無	$2.1 \times 10^{-10}$
低圧炉心スプレイ系注入ライン	2 弁	有	$2.0 \times 10^{-8}$

注記\*1：残留熱除去系（低圧注水モード）の注入ラインは，原子炉圧力容器から数えて 2 弁目までの範囲が高圧設計（8.62MPa）の配管で構成され，2 弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計（3.92MPa）の配管で構成されており，3 弁目は中圧設計のラインに設置されている。中圧設計の配管は低圧設計の配管よりも破断確率が低い，3 弁目までは考慮の対象とせず，2 弁目までを考慮の対象とした。

\*2：残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインは，原子炉圧力容器から数えて 2 弁目までの範囲が高圧設計（10.4MPa）の配管で構成され，2 弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計（3.92MPa）の配管で構成されている。

\*3：残留熱除去系停止時冷却モード拔出ラインは，原子炉圧力容器から数えて 2 弁目までの範囲が高圧設計（8.62MPa）の配管で構成され，2 弁目以降から残留熱除去ポンプの吸込みまでの範囲は低圧設計（1.37MPa）の配管で構成されている。

## 2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して、実機の系統構成、各機器の特徴を踏まえて隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価の内容について示す。なお、A-残留熱除去系（低圧注水モード）とB-残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成に大きな相違はないため、代表としてA-残留熱除去系（低圧注水モード）について評価を行った。

残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図を図2に示す。残留熱除去系（低圧注水モード）は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部分と低圧設計部分とを内側隔離弁（逆止弁）及び外側隔離弁（電動仕切弁）の2弁により隔離されている。内側隔離弁（逆止弁）も運転中に弁の開閉試験を行うが、弁の前後に差圧がある場合には弁が開放しない構造であるため、外側隔離弁（電動仕切弁）が開放する事象を想定する。評価においては、厳しい想定として、内側隔離弁（逆止弁）が全開した状態で外側隔離弁（電動仕切弁）が全開するとした。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、約8秒（全ストローク217mm）となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。

文献<sup>\*1</sup>によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間( $\mu$ )より短い場合であるとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$$

$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

$\theta$  : 弁の時間定数

T : 弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s)

$\mu$  : 管路内を圧力が往復する時間(s)

L : 配管長 (m)  
 $\alpha$  : 圧力波の伝播速度 (m/s)

ここで、 $\alpha$  は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長 (L) を実機の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管の配管長<sup>\*2</sup> を元に保守的に 200m<sup>\*3</sup> とし、水の音速 ( $\alpha$ ) を 1500m/s<sup>\*4</sup> とすると、管路内を圧力波が往復する時間 ( $\mu$ ) は約 0.27 秒となる。即ち、弁開放時間 (T) を残留熱除去系（低圧注水モード）の電動仕切弁の約 8 秒とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることではなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。

なお、次項にて示す強度評価において、例えば配管で最も厳しい No. 23 配管の最小厚さ ( $t_s$ ) 13.21mm における許容圧力 (1 次一般膜応力 0.6Su 適用値) は 10MPa を超えており、十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ (Su) までの余裕を考えると、更なる余裕が含まれることとなる。

注記\*1 : 水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第 2 編「水撃作用」((財) 電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)

\*2 : 残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約 150m

\*3 : 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。

\*4 : 圧力 7.2 MPa[abs]、水温 38℃ の場合、水の音速は約 1540m/s となる。

以上より、残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の外側隔離弁（電動仕切弁）が 8 秒で全閉から全開することにより、図 3 に示す低圧設計部の範囲が過圧された場合の圧力推移を TRACG コードにより評価した。

残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時の各部の圧力最大値を表 2 に、圧力推移図を図 4 に示す。

表 2 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時の各部の圧力最大値

位置*	圧力最大値 (MPa[abs])
注水弁入口 (①)	7.7
逃がし弁入口 (②)	7.4
残留熱除去系熱交換器 (③)	7.9
ポンプ出口逆止弁出口 (④)	8.0

注記\* : 数字は図 3 における位置を表す。

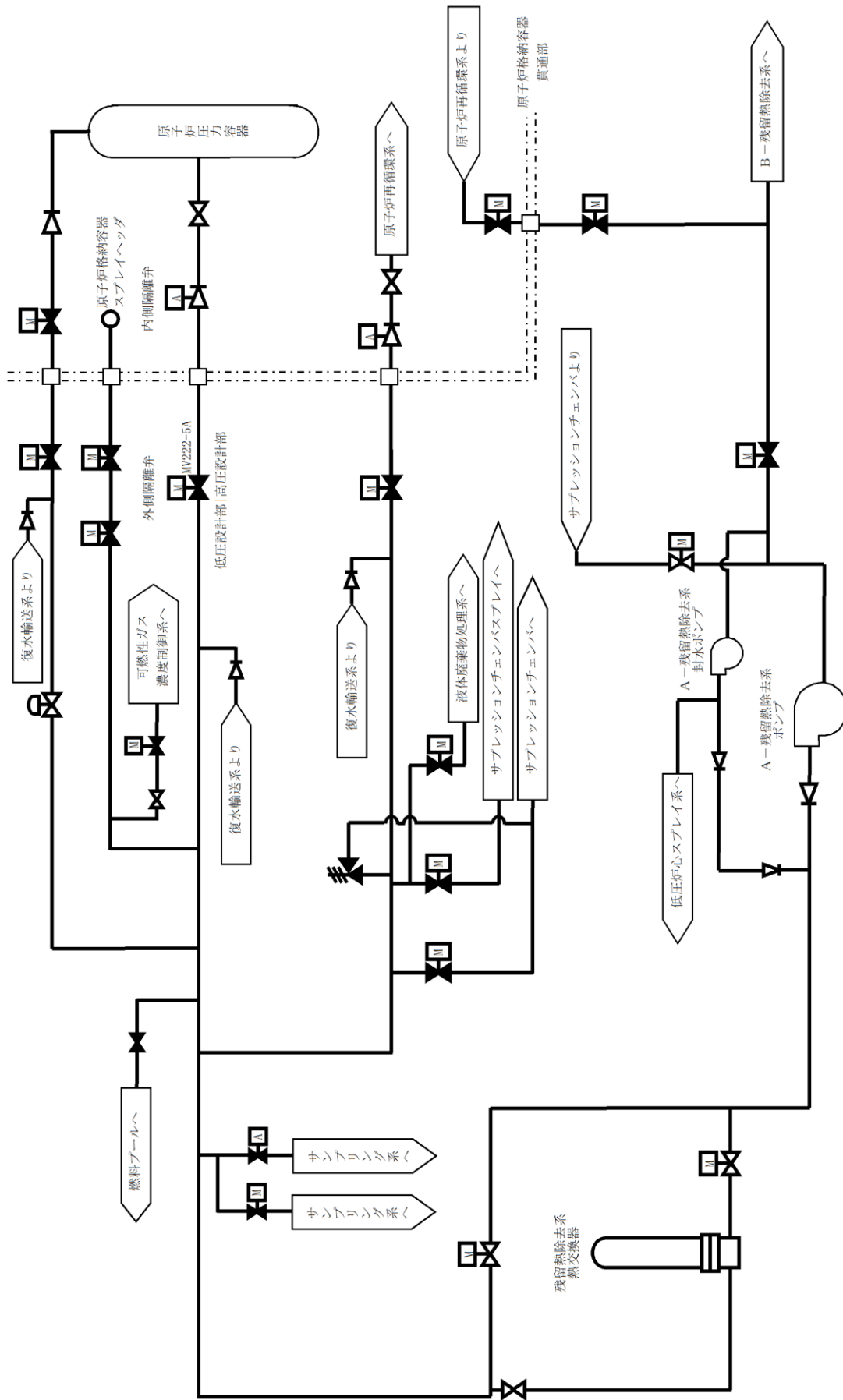


図2 A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン概要図

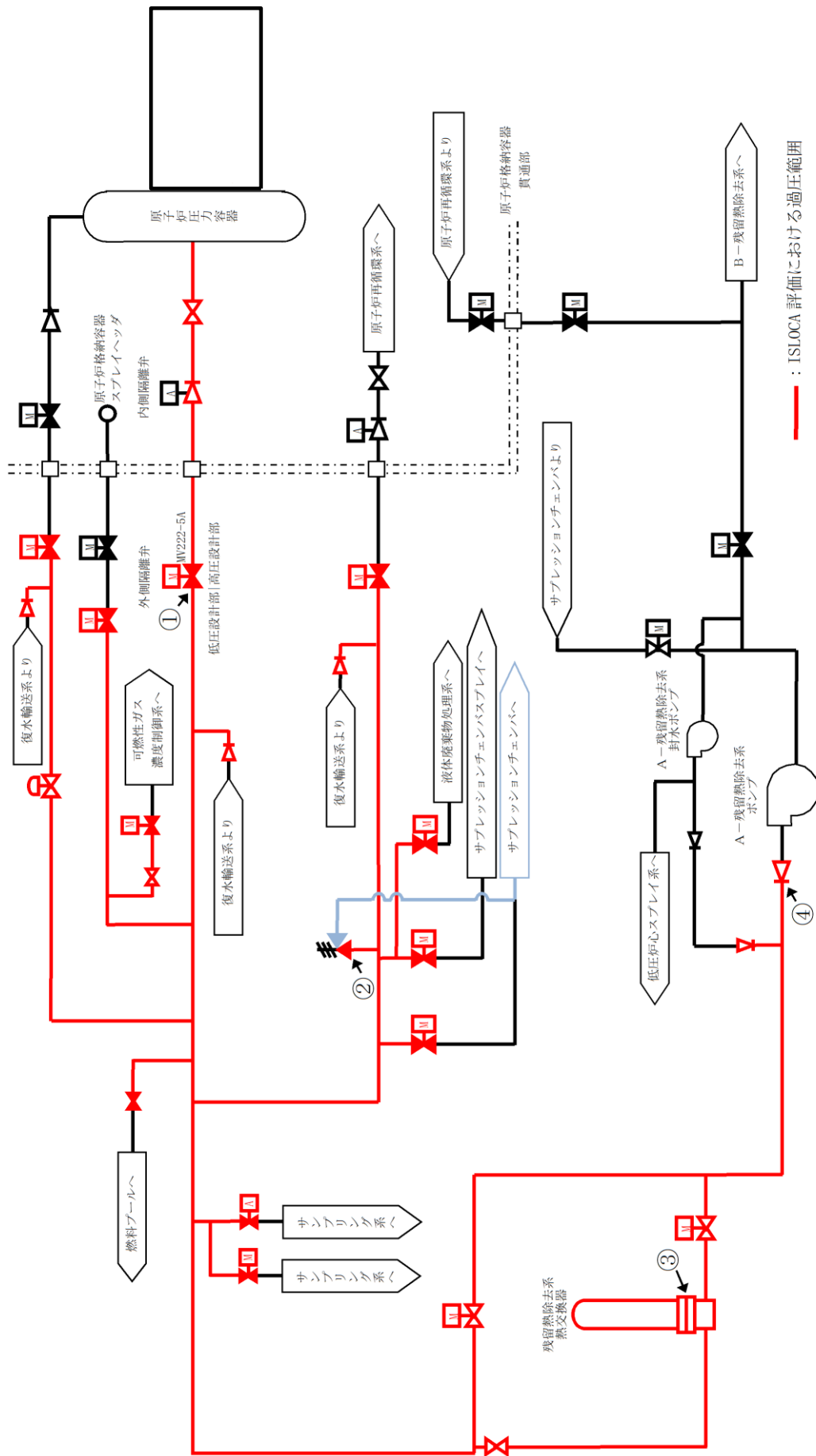


図3 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時評価概要図

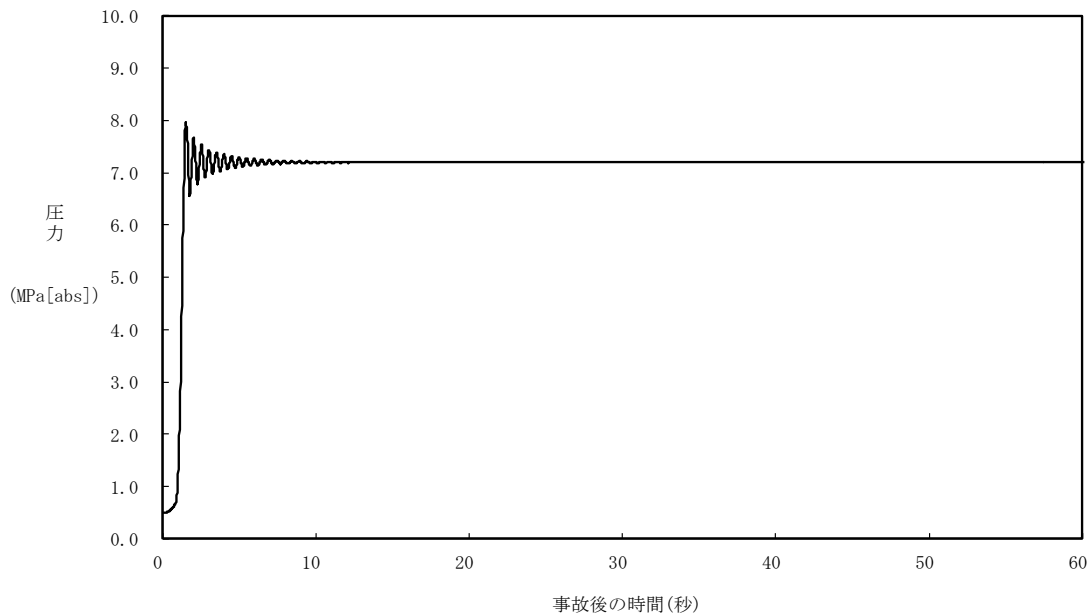


図4 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時の圧力推移例  
（ポンプ出口逆止弁出口位置）

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注水弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力 [ ] に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力 [ ] まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価にあたっては、TRACGの解析結果を踏まえ、隔離弁開直後の最大圧力と系統待機水の温度（室温程度）との組み合わせ、隔離弁開から 10 秒程度以降の静定圧力と静定温度（炉圧及び炉水温度相当）との組み合わせを考慮して評価圧力・温度を設定し、評価対象機器の構造健全性評価を実施した。

[ ]  
[ ]  
[ ] として評価を実施した。

また、破断面積の算出においては、隔離弁開直後の最大圧力と漏えい発生後の静定温度を保守的に組み合わせ評価を実施した。

[ ]  
[ ]

### 3. 構造健全性評価

#### 3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力 (7.4MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を図 5 及び表 3 に示す。

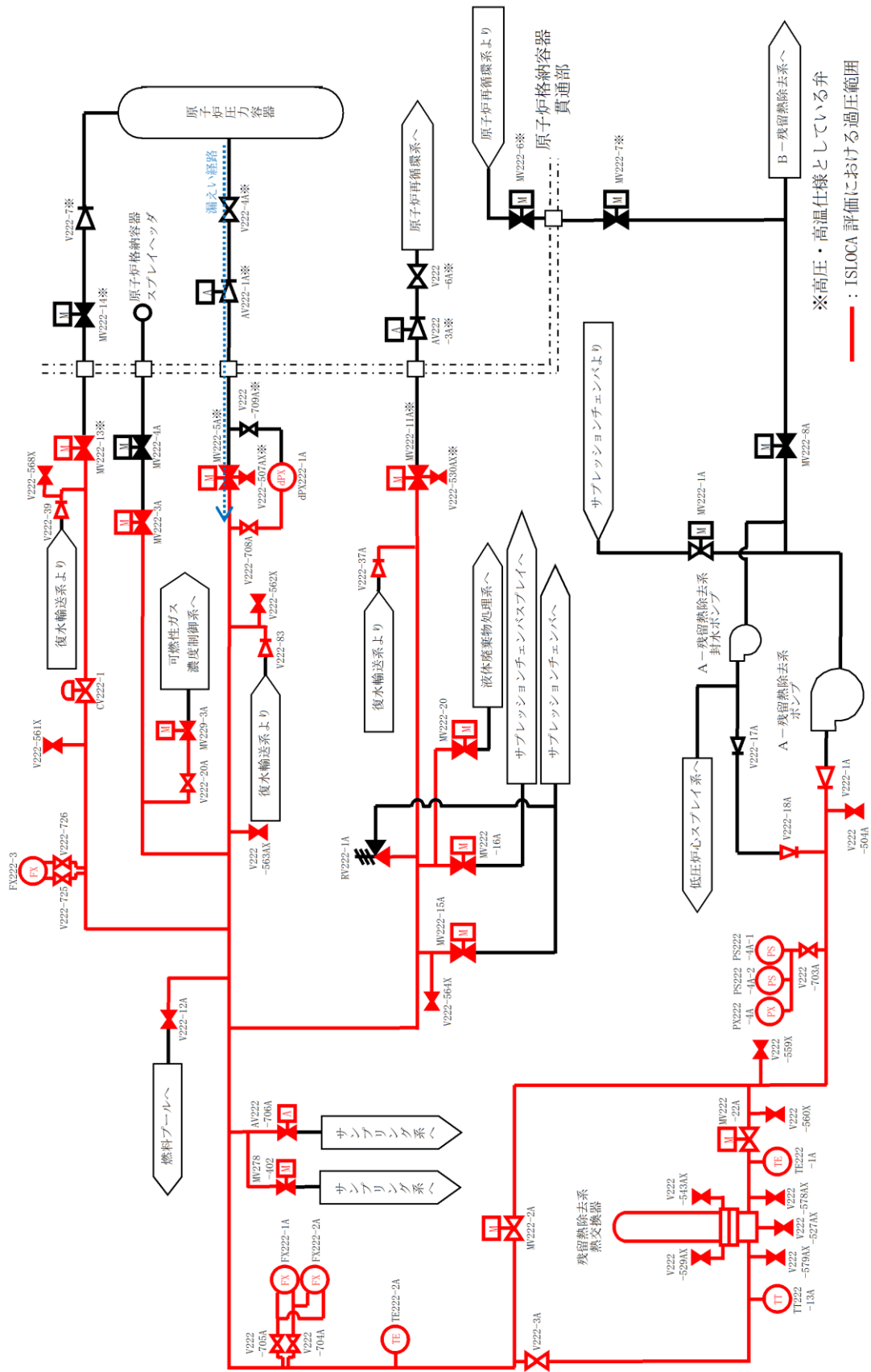


図5 評価対象範囲系統図



表 3 評価対象範囲に設置された機器

機器		弁番号, 個数等	
残留熱除去系熱交換器		1 個	
逃がし弁		1 台 RV222-1A	
弁	プロセス弁	19 台 V222-1A, V222-3A, V222-12A, V222-18A, V222-20A, V222-39, V222-37A, V222-83, MV222-2A, MV222-3A, MV222-5A, MV222-11A, MV222-13, MV222-15A, MV222-16A, MV222-20, MV222-22A, MV229-3A, CV222-1	
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁	15 台 V222-504A, V222-507AX, V222-527AX, V222-529AX, V222-530AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX
		計器 隔離弁	6 台 V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726
		サンプル 弁	2 台 AV222-706A, MV278-402
計器		10 個 PS222-4A-1, PS222-4A-2, PX222-4A, FX222-1A, FX222-2A, FX222-3, dPX222-1A, TE222-1A, TE222-2A, TT222-13A	
低圧注水系配管		1 式	

### 3.2 構造健全性評価の結果

#### (1) 熱交換器（別紙2）

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「島根原子力発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し、裕度が2以上の部位を除く水室フランジ、水室フランジボルト、管板及び伝熱管について評価した。

#### a. 水室フランジ、水室フランジボルト

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の値	判定基準	判定*
水室フランジ	120MPa (発生応力)	438MPa (許容応力)	○
水室フランジボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルトの総断面積)	26161mm <sup>2</sup> (ボルトの必要な断面積)	○

注記\*：水室フランジについては、発生応力が許容応力以下であること、水室フランジボルトについては、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であること

#### b. 管板

設計・建設規格「PVC-3510 管穴の中心間距離および管板の厚さ規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
管板	SFVC2B	□	163	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

#### c. 伝熱管

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
伝熱管	SUS304TB	□	□	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

(2) 逃がし弁 (別紙 3)

a. 弁座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さが必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*
弁座	□	0.8	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁体

弁体下面にかかる圧力 (7.4MPa) がすべて弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*
弁体	41	88	○

注記\*：発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要な最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*
弁本体の耐圧部	□	0.3	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. 弁耐圧部の接合部

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
ボンネットナット座面	68	632	○
ボンネットフランジと リフト制限板の合わせ面	52	438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板)	○

注記\*：発生応力が許容応力以下であること

(3) 弁（別紙4）

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
弁本体の耐圧部	□	0.2～3.3	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
ボンネットナット座面	36～280	524～865	○
ボンネットフランジと 弁箱フランジの合わせ面	45～92	438 (ボンネットフランジ) 407～438 (弁箱フランジ)	○

注記\*：発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度	
プロセス弁	MV222-5A	8.62MPa	302℃	
	MV222-11A	10.4MPa	302℃	
	MV222-13	8.62MPa	302℃	
その他の弁	ドレン弁	V222-507AX	8.62MPa	302℃
	ベント弁	V222-530AX	10.4MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300°Cにおける許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位		弁番号	許容圧力
プロセス弁		V222-18A, V222-20A	9.97MPa
その他の弁	ドレン弁 ベント弁	V222-507AX	14.97MPa
		V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX	9.97MPa
	計器隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726	9.97MPa

(4) 計器 (別紙 5)

a. 圧力計, 差圧計

以下の圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1, PS222-4A-2 については, 漏えいが想定されるため, 株部のプロセス取合い (外径: 5mm) の断面積から, 破断面積を下表のとおり評価した。

以下の圧力計及び差圧計のうち, PS222-4A-1, PS222-4A-2 以外の計器は, 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており, 破損は発生しないことを確認した。なお, 構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度 -30~40°C における設計引張強さに対する 288°C における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても, 計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。

計器番号	計器設備耐圧 (MPa)	判定	破断面積 (mm <sup>2</sup> )
PS222-4A-1	5.4	×	19.63
PS222-4A-2	4.4	×	19.63
PX222-4A	14.7	○	—
FX222-1A	22.1	○	—
FX222-2A	22.1	○	—
FX222-3	22.1	○	—
dPX222-1A	15	○	—

b. 温度計

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) を適用し, 同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果, 換算流速  $V_r$  が 1 より小さく, 組合せ応力が許容値以下, かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(同期振動発生の回避又は抑制評価)

計器番号	流速 V (m/s)	換算流速 $V_r$	換算減衰率 $C_n$	判定*
TE222-1A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)
TE222-2A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)
TE222-13A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)

注記\*: 「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の 許容値 (MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の 設計疲労限 $\sigma_F$ (MPa)	判定*
TE222-1A	17.0	145	0.07	84	○
TE222-2A	17.0	145	0.07	84	○
TE222-13A	17.0	165	0.07	84	○

注記\*：組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること，かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること



(5) 配管 (別紙 6)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは、必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*
管	7.53~16.63	1.04~3.24	○

注記\*：実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	伸び量 (mm) 【最小値】	ガスケットの 初期圧縮量 (mm)	ガスケットの 合計圧縮量 (mm)【最大値】	ガスケットの 許容圧縮量 (mm)	判定*
フランジ部	-0.02	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
	-0.08	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○

注記\*：伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

4. 破断面積の設定について（別紙 7）

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧され、計器が破損する可能性があることを確認した。

上記評価に基づき、有効性評価では、計器の破断面積として保守的に約 1cm<sup>2</sup>を想定する。

さらに、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力（7.9MPa[gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	破断 面積 (cm <sup>2</sup> )
			+	+	-			
			ΔL1	ΔL2	ΔL3			
熱交換器 フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88

ΔL1：ボルトの内圧による伸び量

ΔL2：ボルトの熱による伸び量

ΔL3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

上記評価に基づき、有効性評価では、残留熱除去系熱交換器フランジ部の破断面積として保守的に約 16cm<sup>2</sup>を想定する。

なお、評価対象のうちA－残留熱除去系（低圧注水モード）及びB－残留熱除去系（低圧注水モード）以外の低圧炉心スプレイ系及びC－残留熱除去系（低圧注水モード）には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

## 5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッションプール水冷却を実施する。また、漏えい箇所との隔離は、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟（以下、「原子炉棟」という。）内に漏えいすることで、建物下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建物内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C AはA-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにて発生するものとする。

なお、I S L O C AがB-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにて発生することを想定した場合、破断面積（約 17 cm<sup>2</sup>）及び破断箇所（残留熱除去系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等）はA-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインの場合と同等であり、原子炉建物における雰囲気温度等は同程度上昇する。

C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ラインにて発生することを想定した場合、漏えい箇所が圧力スイッチ（各ポンプ室）のみであり、漏えい量がA-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインのI S L O C Aより小規模となるため、原子炉建物における雰囲気温度等の上昇は、A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインのI S L O C A発生時よりも小さくなる。

### (1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにおけるI S L O C A発生時に期待する設備は、隔離操作を行う注水弁、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、B-残留熱除去系及び逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

漏えい量が最も多く環境条件の厳しくなるA-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインでのI S L O C A発生時の原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について、以下のとおり評価した。なお、有効性評価で想定した以外の系統（B-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン）においてI S L O C A発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表 4-1～4-4 に示すとおり、I S L O C A対応に必要な設備の健全性に影響がないことを確認している。

#### a. 溢水による影響（別紙 8）

I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいのうち、A-残留熱除去系圧力スイッチからの溢水は、漏えい発生区画と隣接する原子炉隔離時冷却系のポンプ室との境界に水密扉を設置し区画化されているため、原子炉隔離時冷却系のポンプ室は溢水の影響を受けない。また、A-残留熱除去系熱交換器からの溢水は、漏えい発生区画で滞留したの

ちに、隣接区画へ伝播し、最終滞留箇所であるトーラス室に排出されるが、高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ室は、トーラス室との境界に水密扉を設置し区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。また、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も溢水の影響を受けないため、系統の機能は維持される。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装設備も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

#### b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙8）

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ室等の溢水の流入がない区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇はないため、系統の運転に必要な補機冷却系等を含め、これらの系統機能は維持される。また、隔離操作を行う注水弁（MV222-5A）は、ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有していることから、機能維持される。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

#### c. 放射線による影響（別紙9）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、東側PCVペネトレーション室における吸収線量率は最大でも約8.0mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.76kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。

### (2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において、A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は、A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作である。B-残留熱除去系、C-残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系でISLOCAが発生した場合も現場操作は、注水弁の閉止操作である。

ISLOCA発生時における原子炉棟内状況概要を図6に、A-残留熱除去系の注水弁の操作場所、アクセスルート及び漏えい水が伝播する範囲を図7に示す。また、漏えい水が伝播する範囲の溢水水位を表6に示す。A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時は、原子炉棟内の環境を考慮して、漏えいが発生している階より上階を移動することとしている。

漏えい量が最も多いA-残留熱除去系でのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

なお、有効性評価で想定した以外の系統（B-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン）においてISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表4-1～4-4に示すとおり、漏えい隔離操作に影響がないことを確認している。

a. 溢水による影響（別紙 8）

図 6 及び図 7 に示すとおり、I S L O C A による原子炉冷却材漏えいが発生する階より上階を移動することから、溢水によるアクセス性への影響はない。また、注水弁は原子炉棟内中 1 階（EL19.0m）の床面上に設置されており、この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している 10 時間までの原子炉冷却材の流出量は約 600m<sup>3</sup> であり、原子炉冷却材がすべて水として存在すると仮定してもアクセスルート上に溢水はなく、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙 8）

アクセスルート及び操作場所となる原子炉棟内において、原子炉減圧後に原子炉棟内環境が静定する事象発生の約 9 時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している 10 時間後までの温度及び湿度は、最大で約 44℃及び約 100% である。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約 38 分（表 5 参照）であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である。\*

なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、保護具（汚染防護服、耐熱服、個人線量計、作業用長靴、酸素呼吸器、綿手袋、ゴム手袋）を着用する。

注記\*: 想定している作業環境（約 44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。（出典：消費者庁 News Release（平成 25 年 2 月 27 日））

c. 放射線による影響（別紙 9）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという、保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 8.0mSv/h である。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約 38 分であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 8.0mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 9 時間後における線量率は約 1.3mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 1.3mSv となる。

なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時には原子炉棟排気放射線高の信号により中央制御室換気系は系統隔離運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

表 4-1 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (A - 残留熱除去系における I S L O C A 発生時)

対応手順	逃げし安全弁による 原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブレス ションプール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作
機器 設置場所 時間	逃げし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (ELI. 3m) 事象発生から減圧まで	B - 残留熱除去系 原子炉建物 (ELI. 3m) 事象発生 40 分後	B - 残留熱除去系 原子炉建物 (ELI. 3m) 事象発生 2 時間後	注水弁 (MV222-5A) 東側 P C V 弁 <sup>6</sup> ネットション室 (ELI9. 0m) 事象発生 9 時間
溢水評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃げし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>B - 残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>B - 残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
雰囲気温度・湿度 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃げし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して B - 残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して B - 残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
放射線量 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃げし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して B - 残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して B - 残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>線量率約 1. 3mSv/h に対して、操作時間 (移動時間含む) を約 1 時間と想定した場合でも、実効線量は約 1. 3mSv であるため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持

表 4-2 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (B-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)

対応手順	逃がし安全弁による 原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブプレ ッショナルモード) による原子 炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作
機器	逃がし安全弁	原子炉隔離時冷却系	A-残留熱除去系	A-残留熱除去系	注水弁 (MV222-5B)
設置場所	原子炉格納容器内	原子炉建物 (EL1.3m)	原子炉建物 (EL1.3m)	原子炉建物 (EL1.3m)	西側 P C V 補修室 (EL23.8m)
時間	事象発生 30 分後	事象発生から減圧まで	事象発生 40 分後	事象発生 2 時間後	事象発生 9 時間
溢水評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> </ul>	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
雰囲気温度・湿度 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
放射線量 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持

表 4-3 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (C-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)

対応手順	逃がし安全弁による 原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイスによる原子炉注水		残留熱除去系 (サブレ ッショナル水冷却モード) による原子炉除熱	残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作
	機器 設置場所 時間	逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生から減圧まで	高圧炉心スプレイ系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生 40 分後	A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生 2 時間後	注水弁 (MV222-5C) 西側 P C V <sup>6</sup> ネットジョン室 (EL23.8m) 事象発生 9 時間
溢水評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	
雰囲気温度・湿度 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>線量率 1mSv/h 未滿であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	
放射線量 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	同左	同左	同左	同左	

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持



表 4-4 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果（低圧炉心スプレイス系における I S L O C A 発生時）

対応手順	逃がし安全弁による 原子炉減圧		原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水		残留熱除去系（サブレ ッショナル水冷却モード）による原子 炉格納容器除熱	残留熱除去系（原子炉 停止時冷却モード）に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作
機器	逃がし安全弁		高圧炉心スプレイス系		A (B)-残留熱除去系	A (B)-残留熱除去系	注水弁 (MV223-2)
設置場所	原子炉格納容器内		原子炉建物 (ELL.3m)		原子炉建物 (ELL.3m)	原子炉建物 (ELL.3m)	南側 P C V へネーション室 (ELL19.5m)
時間	事象発生 30 分後		事象発生後		事象発生 40 分後	事象発生 2 時間後	事象発生 9 時間
溢水評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
雰囲気温度・湿度 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して高圧炉心スプレイス系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して A (B)-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気温度・湿度に対して A (B)-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物内温度は約 44℃未滿で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>
放射線量 評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> <li>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して原子炉高圧炉心スプレイス系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>線量率 1mSv/h 未滿であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</li> </ul>

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持

表5 I S L O C A発生時の現場滞在時間及び操作の想定時間

	Aー残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合	Bー残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合	Cー残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合	低圧炉心スプレイ系注水弁 隔離操作の場合
注水弁の閉止操作での 原子炉棟内の滞在時間	約38分*	約37分*	約37分*	約35分*
想定時間 (所要時間目安)	1時間 (所要時間目安40分)	1時間 (所要時間目安39分)	1時間 (所要時間目安39分)	1時間 (所要時間目安36分)
	(1)移動： 所要時間目安2分(移 動経路：原子炉棟1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟2階(東側 エアロック)) (2)移動： 所要時間目安7分(移 動経路：原子炉棟2階 (東側エアロック)から 原子炉棟中1階(東側P CVペネトレーション室) の往復) (3)注水弁隔離操作： 所要時間目安31分(操作対 象1弁：原子炉棟中1階(東 側PCVペネトレーション 室))	(1)移動： 所要時間目安2分(移 動経路：原子炉棟1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟2階(東側 エアロック)) (2)移動： 所要時間目安6分(移 動経路：原子炉棟2階 (東側エアロック)から 原子炉棟2階(西側PC Vペネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作： 所要時間目安31分(操作 対象1弁：原子炉棟2階 (西側PCVペネトレー ション室))	(1)移動： 所要時間目安2分(移 動経路：原子炉棟1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟2階(東側 エアロック)) (2)移動： 所要時間目安6分(移 動経路：原子炉棟2階 (東側エアロック)から 原子炉棟2階(西側PC Vペネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作： 所要時間目安31分(操作 対象1弁：原子炉棟2階 (西側PCVペネトレー ション室))	(1)移動： 所要時間目安1分(移 動経路：原子炉棟1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟1階(東側 エアロック)) (2)移動： 所要時間目安4分(移 動経路：原子炉棟1階 (東側エアロック)から 原子炉棟1階(南側PC Vペネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作： 所要時間目安31分(操作 対象1弁：原子炉棟1階 (南側PCVペネトレー ション室))

注記\*：以下作業時間のうち、(2)及び(3)を足した時間が、原子炉棟内の滞在時間となる。

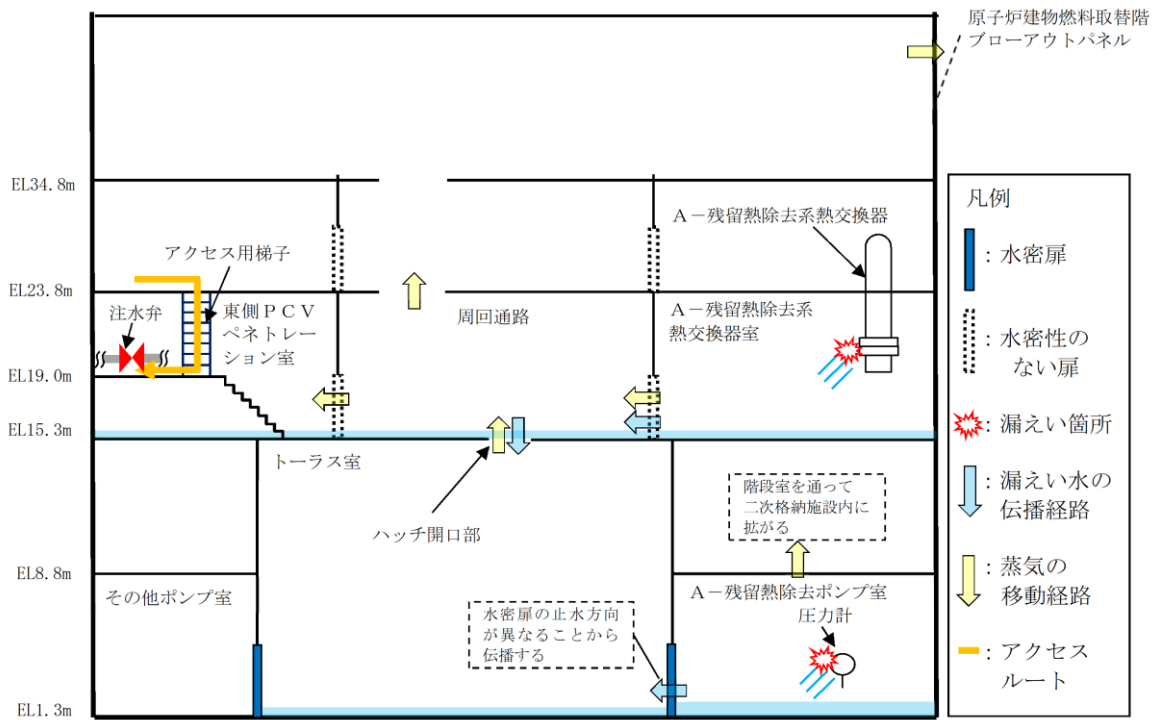


図 6 A-残留熱除去系 原子炉棟内状況概要

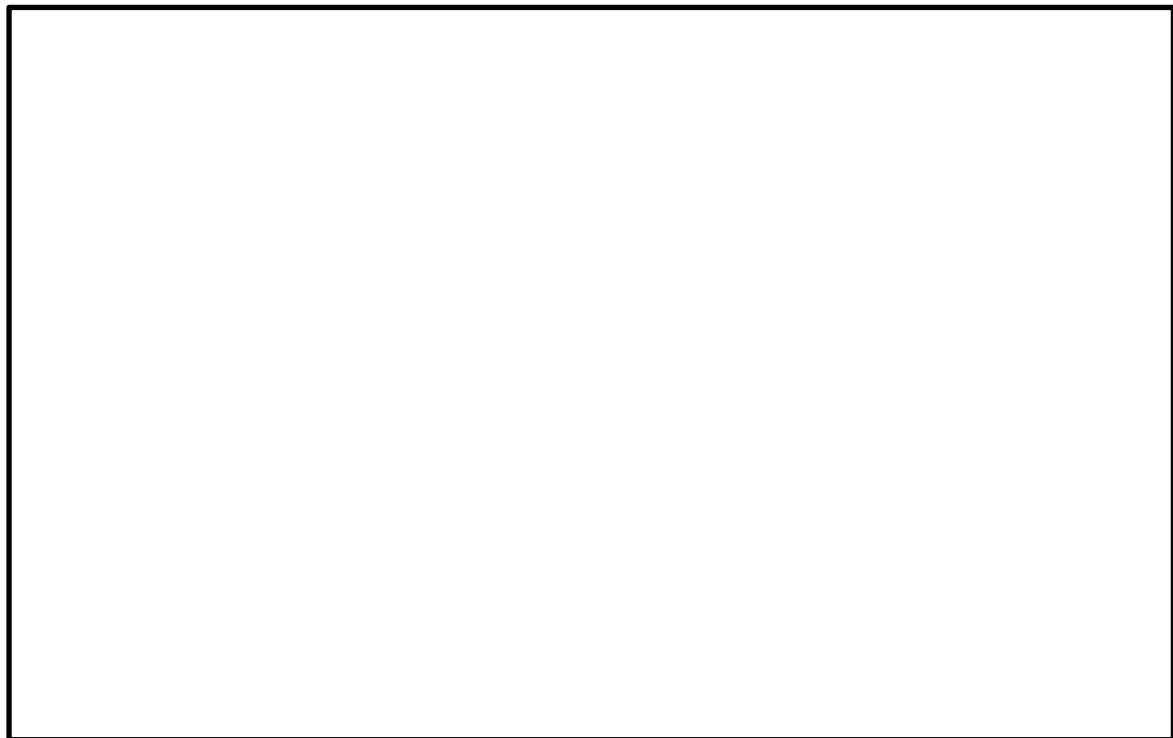


図 7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)

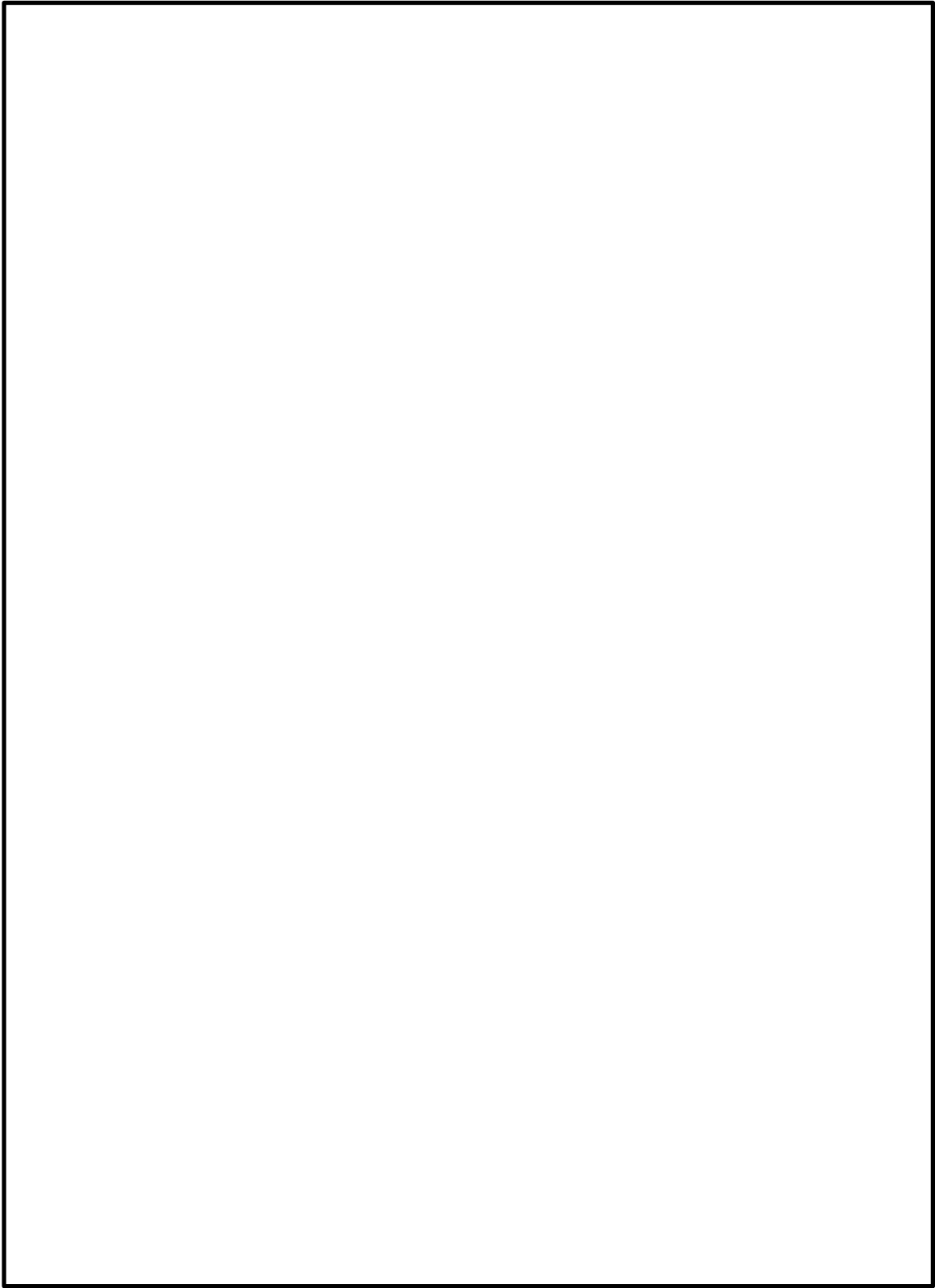


図7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

表6 A-残留熱除去系 溢水水位

破断箇所	漏えい量[m <sup>3</sup> ]*1	伝播する区画 (EL[m])	溢水水位 (FL+[m]*2)
A-残留熱除去系 熱交換器	560	1階 (15.3[m])	0.17*3
		地下2階 (1.3[m])	0.65
A-残留熱除去系 圧力スイッチ	35		

注記\*1：事象発生10時間後の溢水量

\*2：伝播を考慮した水位

\*3：ハッチからの排出評価を実施

### (3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の確認操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。

#### 6. 敷地境界の実効線量評価について

I S L O C A の発生後、原子炉棟が加圧され原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放された場合、原子炉棟内に放出された核分裂生成物が原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における敷地境界の実効線量を評価した。

その結果、敷地境界における実効線量は約 3.9mSv となった。

A, B－残留熱除去系電動弁作動試験について

この試験は、保安規定第 39 条に基づく試験であり、原子炉の状態が運転、起動又は高温停止において 1 箇月に 1 回の頻度で実施する。

保安規定第39条（抜粋）

低圧注水系（格納容器冷却系）の注水弁，ドライウェルスプレイ弁，トーラススプレイ弁，残留熱除去系テスト弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。

## 熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2 以上の部位を除く水室フランジ、水室フランジボルト、管板、伝熱管について、I S L O C A 発生時の圧力（7.4MPa[gage]\*）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

注記\*：弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。

## 1. 強度評価

## 1.1 評価部位の選定

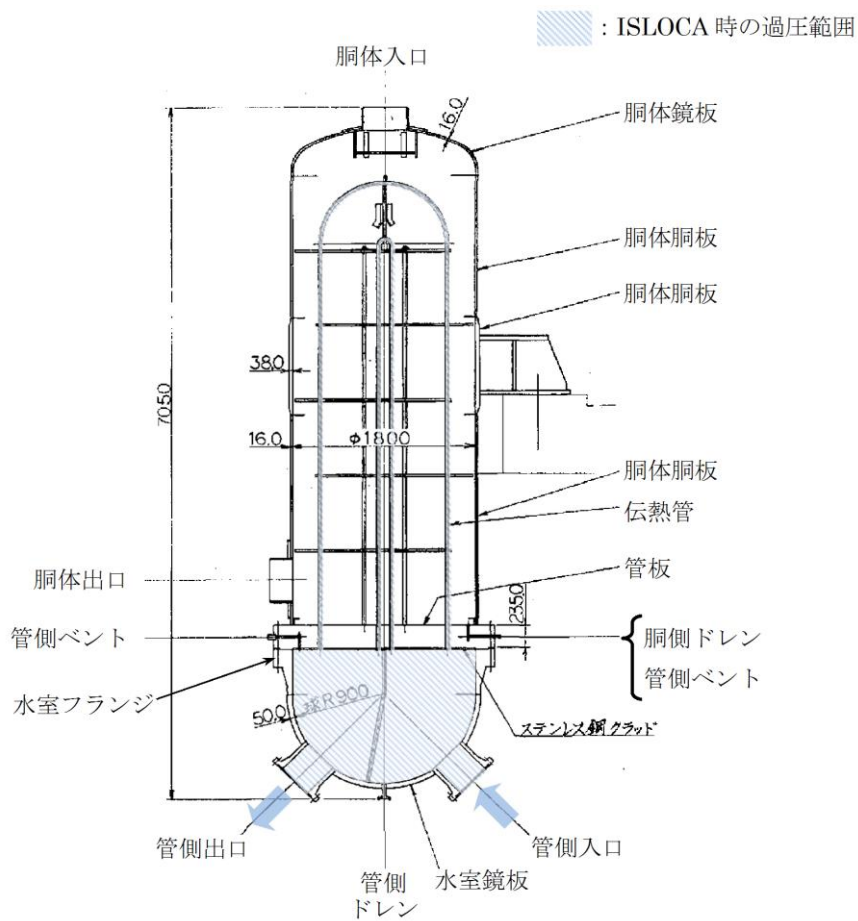
既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2 以上の部位を除く水室フランジ、水室フランジボルト、管板、伝熱管について評価した。別表 2-1 に既工認強度計算結果の設計裕度、別図 2-1 に残留熱除去系熱交換器構造図を示す。



別表 2-1 既工認強度計算結果の設計裕度 (40kg/cm<sup>2</sup>, 185°C)

評価部位	実機の値	判定基準	裕度*	備考
水室鏡板	 (最小厚さ)	≥14.80mm (必要厚さ)		
管側出入口管台	 (最小厚さ)	≥6.47mm (必要厚さ)		
管側ベント/ ドレン管台	 (最小厚さ)	≥1.70mm (必要厚さ)		
管側出入口管台 (補強計算)	12483mm <sup>2</sup> (補強に有効な面積)	≥5038mm <sup>2</sup> (補強に必要な面積)	2.47	
水室フランジ	6.5kg/mm <sup>2</sup> (発生応力)	≤12.2kg/mm <sup>2</sup> (許容応力)	1.87	
水室フランジ ボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	≥59796mm <sup>2</sup> (ボルトの所要 総断面積)	1.07	
管側出入口管台 フランジ	6.1kg/mm <sup>2</sup> (発生応力)	≤12.2kg/mm <sup>2</sup> (許容応力)	2.00	
管側出入口管台 フランジボルト	13480mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	≥4401mm <sup>2</sup> (ボルトの所要 総断面積)	3.06	
管板	 (最小厚さ)	≥226.02mm (必要厚さ)		最小裕 度部位
伝熱管	 (最小厚さ)	≥0.65mm (必要厚さ)		

注記\* : 小数点第 3 位切り捨て



別図 2-1 残留熱除去系熱交換器構造図

## 1.2 評価方法

### (1) 水室フランジ（ボルト含む）

日本工業規格 J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。

### (2) 管板

管板は、J S M E 設計・建設規格「PVC-3510 管穴の中心間距離および管板の厚さの規定」の手法を適用して評価を行い、管板の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。

$$t = \frac{FD}{2} \frac{P}{Su} = 163(\text{mm}) < \text{実際の最小厚さ} (= \square (\text{mm}))$$

t : 管板の必要な厚さ

F : 管板の支え方による係数 (=1.25)

D : パッキンの中心円の径 (=1997.18 (mm))

Su : 管板の設計引張強さ (=438 (MPa) 【SFVC2B (288°C)】)

### (3) 伝熱管

伝熱管の評価は、J S M E 設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」の手法を適用して評価を行い、伝熱管の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。

a. 内圧に圧力を受ける管台の必要厚さ  $t_1$

$$t_1 = \frac{PD_0}{2 \times Su \times \eta + 0.8 \times P} = \square < \text{実機の最小厚さ} (= \square (\text{mm}))$$

$D_0$  : 伝熱管の外径 (=  $\square$  (mm))

Su : 伝熱管の設計引張強さ (=392 (MPa) 【SUS304TB (288°C)】)

$\eta$  : 継手効率 (=1.0)

## 1.3 評価結果

残留熱除去系熱交換器の各部位について評価した結果、別表 2-2 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、I S L O C A 発生時の圧力 (7.4MPa[gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別表 2-2 評価結果

評価部位	実機の値	判定基準	備考
水室フランジ	120MPa (発生応力)	$\leq 438\text{MPa}$ (許容応力)	
水室フランジ ボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	$\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積)	
管板	<input type="text"/> (最小厚さ)	$\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ)	
伝熱管	<input type="text"/> (最小厚さ)	<input type="text"/> (必要厚さ)	

## 逃がし弁からの漏えいの可能性について

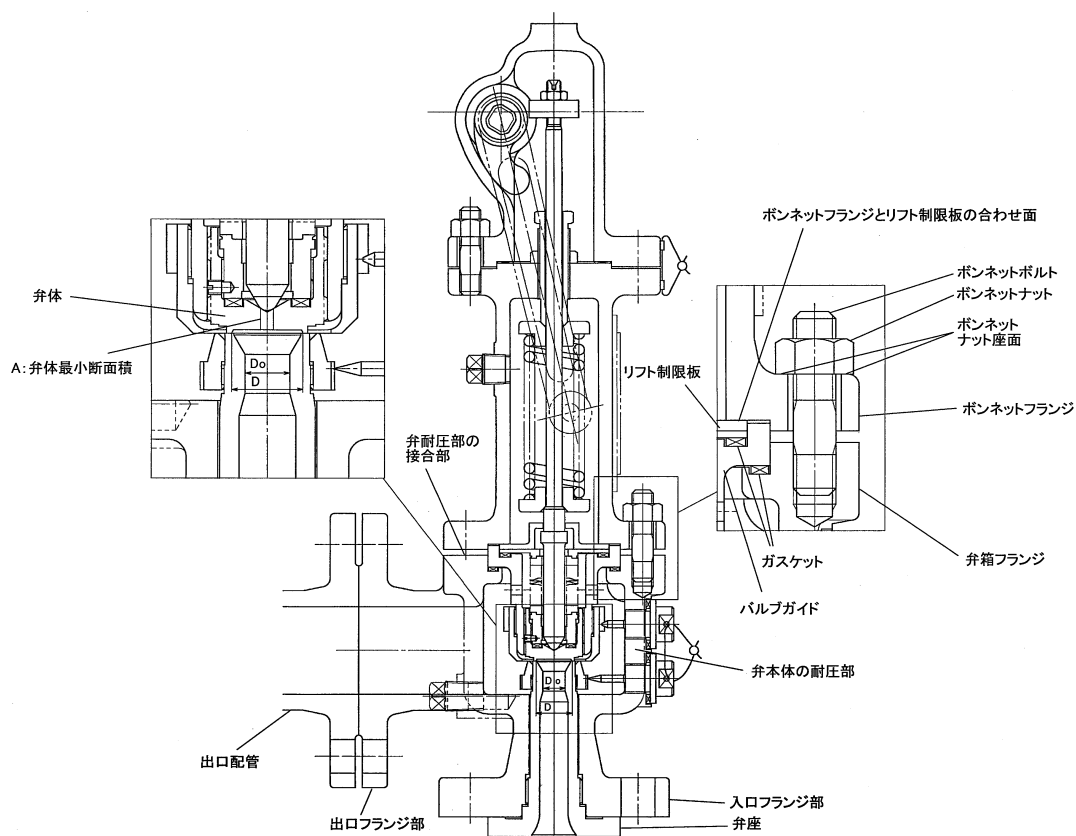
逃がし弁について、I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage]\*) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

注記\* : 弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。

## 1. 強度評価

## 1.1 評価部位

逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。別図 3-1 に逃がし弁の構造を示す。



別図 3-1 逃がし弁構造図

## 1.2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には 7.4MPa[gage]になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに 7.4MPa[gage]、288℃になるものとして評価する。

### (1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒型の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管台の計算上必要な厚さ (mm)

P : I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)

D<sub>0</sub> : 管台の外径 (mm)

S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)

η : 継手効率\*

注記\* : 弁座は溶接を実施していないため、1.0 を使用

### (2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部を弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力 (7.4MPa [gage]) がすべて弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であることを確認した。

$$\sigma = \frac{F}{A}$$

$$F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$$

σ : せん断応力 (MPa)

F : せん断力 (N)

A : 弁体最小断面積 (mm<sup>2</sup>)

D : 弁座口の径 (mm)

P : I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{Pd}{2S - 1.2P}$$

t : 弁箱の必要な厚さ (mm)

P : I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)

d : 内径 (mm)

S : 設計引張強さ (Su=438 (MPa), at288°C, )

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラス側の場合とマイナスの場合について評価した。

・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量\*以下であることを確認した。

注記\* : ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカー試験によって確認した値。

・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は圧縮されることになる。弁耐圧部の接合部については、ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。

a. 伸び量によるフランジの評価

(a) 内圧による伸び量

・ボンネットボルトの発生応力

$$\textcircled{4}' = (1000 \times \textcircled{1}' \times \textcircled{2}') / (0.2 \times \textcircled{3}')$$

$$\textcircled{8}' = (\pi \times \textcircled{5}' \times 7.4 / 4) \times (\textcircled{5}' + 8 \times \textcircled{6}' \times \textcircled{7}')$$

$$\textcircled{9}' = \textcircled{4}' - \textcircled{8}'$$

$$\textcircled{10}' = \textcircled{9}' / \textcircled{2}'$$

$$\textcircled{12}' = \textcircled{10}' / \textcircled{11}'$$

①' : 締付けトルク値 (N・m)

②' : ボンネットボルト本数 (本)

③' : ボンネットボルト外径 (mm)

④' : ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)

⑤' : ガスケット反力円の直径 (mm)

⑥' : ガスケット有効幅 (mm)

⑦' : ガスケット係数

⑧' : 7.4MPa の加圧に必要な最小荷重 (N)

⑨' : 不足する荷重 (N)

⑩' : ボンネットボルト 1 本あたりに発生する荷重 (N)

⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)

⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)

・ボンネットボルトの内圧による伸び量

$$\textcircled{7} = (\textcircled{12}' \times (\textcircled{1} + \textcircled{2})) / \textcircled{3}$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288°C)

⑦ : ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)



(b) 熱による伸び量

- ・ボンネットボルトの熱による伸び量

$$\textcircled{8} = \textcircled{4} \times (\textcircled{1} + \textcircled{2}) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

④：ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

注記\*：伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

- ・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

$$\textcircled{9} = \textcircled{5} \times \textcircled{1} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}) + \textcircled{6} \times \textcircled{2} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

⑤：ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑥：弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)

注記\*：伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

(c) 伸び量

$$\text{伸び量 (mm)} = \textcircled{7} + \textcircled{8} - \textcircled{9}$$

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)

b. ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧'をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。ボンネットナット座面を別図3-2に示す。

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面丸面の場合）

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : ボンネットナット面外径 (mm)

b : ボンネット穴径 (mm)

S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面平面の場合）

$$S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)$$

a : ボンネットナット面外径 (mm)

b : ボンネット穴径 (mm)

S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)

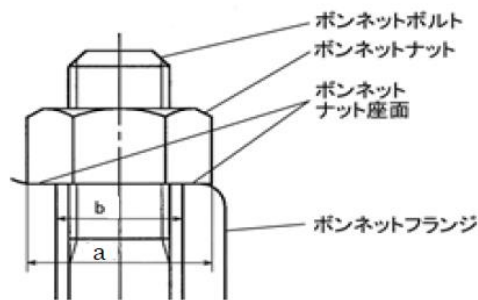
- ・ボンネットナット座面の面圧

$$d = \text{⑧}' / (S \times c)$$

c : ボンネットボルト本数 (本)

d : ボンネットナット応力 (MPa)

S : ボンネットナット面面積 (MPa)



別図3-2 ボンネットナット座面

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面を別図 3-3 に示す。

・ボンネットフランジ及びリフト制限面の合わせ面の面積

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : メタルタッチ部外径 (mm)

b : メタルタッチ部内径 (mm)

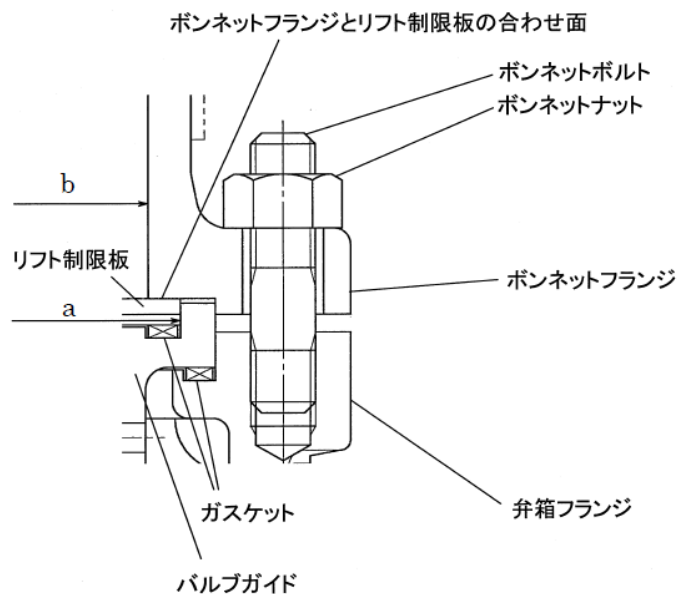
S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)

・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧

$$d = \text{⑧}' / S$$

d : メタルタッチ部応力 (MPa)

S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)



別図 3-3 ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面

1.3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果、別表 3-1 から 3-7 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、I S L O C A 発生時の圧力 (7.4MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別表 3-1 評価結果 (弁座)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	D <sub>0</sub> : 外径 (mm)	S : 使用温度における 許容引張応力 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
RV222-1A	弁座	7.4		110		0.8

別表 3-2 評価結果 (弁体)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	A : 弁体最小断面積 (mm <sup>2</sup> )	D : 弁座口の径 (mm)	許容せん断応力* (MPa)	発生せん断応力 (MPa)
RV222-1A	弁体	7.4	60.04		88	41

注記\* : ボイラー構造規格より設計の許容値として 0.8S を適用した。

別表 3-3 評価結果 (弁本体の耐圧部)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計引張強さ (MPa)	実機最小厚さ (mm)	必要最小厚さ (mm)
RV222-1A	弁本体の 耐圧部	7.4		438		0.3

別表 3-4 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

弁番号	①ボンネットフランジの厚さ(ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④線膨張係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤線膨張係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	⑥線膨張係数 (弁箱フランジ) (mm)	ボンネットフランジの材料	弁箱フランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジの熱による伸び量 (mm)	⑩ボンネットボルトの発生応力 (MPa)	伸び量 (mm)
RV222-1A	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	183960	1.291E-05	<input type="text" value=""/>	1.291E-05	1.291E-05	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	-0.003	0.131	0.131	-16	-0.003

別表 3-5 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの発生応力)

弁番号	① 締付トルク値 (N・m)	② ボンネットボルト本数 (本)	③ ボンネットボルト外径 (mm)	④ ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)	⑤ ガスケット反力円の直径 (mm)	⑥ ガスケットの有効幅 (mm)	⑦ ガスケット係数	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ 不足する荷重 (N)	⑩ ボンネットボルト 1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ ボンネットボルト径面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
RV222-1A	<input type="text" value=""/>	6	12.0	62525	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	54531	7994	1332	84.30	-16

別表 3-6 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットナット座面の面圧)

弁番号	ボンネットナットの材料	ボンネットナットの呼び径	a ボンネットナット座面直径 (mm)	b ボンネットナット座面穴径 (mm)	S ボンネットナット座面の面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネットナット座面本数 (本)	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットナット座面部分の発生応力 (MPa)	ボンネットナットの許容応力 (MPa)
RV222-1A	<input type="text" value=""/>	M12	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	134.8	6	54531	68	632

別表 3-7 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットフランジとリフト制限板の合せ面の面圧)

弁番号	ボンネットフランジの材料	リフト制限板の材料	a リフト制限板の外径 (mm)	b リフト制限板の内径 (mm)	S リフト制限板の面積 (mm <sup>2</sup> )	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットフランジとリフト制限板の合せ面の制約応力 (MPa)	ボンネットフランジの許容応力 (MPa)	リフト制限板の許容応力 (MPa)
RV222-1A	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	54531	52	438	392

## 弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について、I S L O C A発生時の圧力（7.4MPa [gage] \*）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

注記\*：弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。

ここで、以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

別表 4-1 弁の設計圧力・温度

機器等		弁番号	設計圧力	設計温度	
弁	プロセス弁	MV222-5A	8.62MPa	302℃	
		MV222-11A	10.4MPa	302℃	
		MV222-13	8.62MPa	302℃	
	その他の弁	ベント弁	V222-507AX	8.62MPa	302℃
		ドレン弁	V222-530AX	10.4MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。

別表 4-2 弁の許容圧力

評価部位		弁番号	許容圧力
プロセス弁		V222-18A, V222-20A	9.97MPa
その他の弁	ドレン弁 ベント弁	V222-507AX	14.97MPa
		V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX	9.97MPa
	計器隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726	9.97MPa

## 1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

## (1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t = \frac{Pd}{2S - 1.2P}$$

t : 弁箱の必要な厚さ

P : I S L O C A 発生時の圧力 (=7.4MPa)

d : 内径 (mm)

S : 設計引張強さ (Su=438, 407, 379, 420 及び 357 (MPa), at288°C,

## (2) 弁耐圧部の接合部の評価

弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

### ・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量\*を下回ることを確認した。

注記\*：ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカー試験によって確認した値。

### ・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること、ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。



a. 伸び量によるフランジの評価

(a) 内圧による伸び量

- ・ボンネットボルトの発生応力

$$\textcircled{4}' = (1000 \times \textcircled{1}' \times \textcircled{2}') / (0.2 \times \textcircled{3}')$$

$$\textcircled{8}' = (\pi \times \textcircled{5}' \times 7.4 / 4) \times (\textcircled{5}' + 8 \times \textcircled{6}' \times \textcircled{7}')$$

$$\textcircled{9}' = \textcircled{4}' - \textcircled{8}'$$

$$\textcircled{10}' = \textcircled{9}' / \textcircled{2}'$$

$$\textcircled{12}' = \textcircled{10}' / \textcircled{11}'$$

①' : 締付トルク値 (N・m)

②' : ボンネットボルト本数 (本)

③' : ボンネットボルト外径 (mm)

④' : ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)

⑤' : ガスケット反力円の直径 (mm)

⑥' : ガスケット有効幅 (mm)

⑦' : ガスケット係数

⑧' : 7.4MPa の加圧に必要な最小荷重 (N)

⑨' : 不足する荷重 (N)

⑩' : ボンネットボルト 1 本あたりに発生する荷重 (N)

⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)

⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)

- ・ボンネットボルトの内圧による伸び量

$$\textcircled{7} = (\textcircled{12}' \times (\textcircled{1} + \textcircled{2})) / \textcircled{3}$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288°C)

⑦ : ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

(b) 熱による伸び量

- ・ ボンネットボルトの熱による伸び量

$$\textcircled{8} = \textcircled{4} \times (\textcircled{1} + \textcircled{2}) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

④：ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

注記\*：伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

- ・ ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

$$\textcircled{9} = \textcircled{5} \times \textcircled{1} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}) + \textcircled{6} \times \textcircled{2} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

⑤：ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑥：弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm°C at 288°C)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)

注記\*：伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

(c) 伸び量

$$\text{伸び量 (mm)} = \textcircled{7} + \textcircled{8} - \textcircled{9}$$

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

⑨：ボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)

b. ボンネットナット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' をボンネットナット座面の面積 S で除し面圧を算出する。ボンネットナット座面を別図 4-1, 4-2 に示す。

- ボンネットナット座面の面積 (ナット座面丸面の場合)

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : ボンネットナット面外径 (mm)

b : ボンネット穴径 (mm)

S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)

- ボンネットナット座面の面積 (ナット座面平面の場合)

$$S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)$$

a : ボンネットナット面外径 (mm)

b : ボンネット穴径 (mm)

S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)

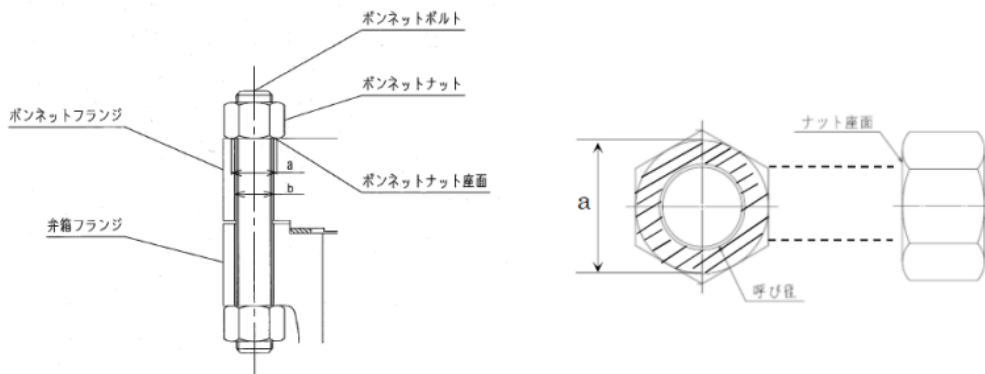
- ボンネットナット座面の面圧

$$d = \text{⑧}' / (S \times c)$$

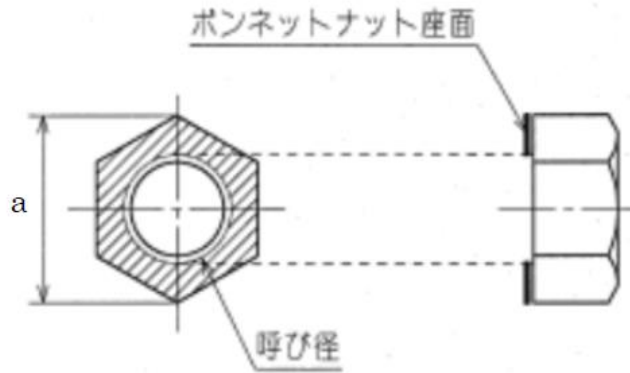
c : ボンネットボルト本数 (本)

d : ボンネットナット応力 (MPa)

S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)



別図 4-1 ボンネットナット座面<ナット座面丸面>



別図 4-2 ボンネットナット座面<ナット座面平面>

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。ボンネットボルト締付時のボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面を別図 4-3, 別図 4-4 に示す。

- ・ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面積

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : メタルタッチ部外径 (mm)

b : メタルタッチ部内径 (mm)

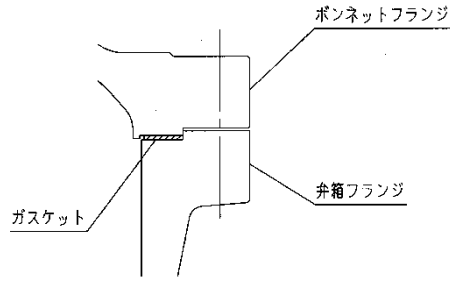
S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)

- ・ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧

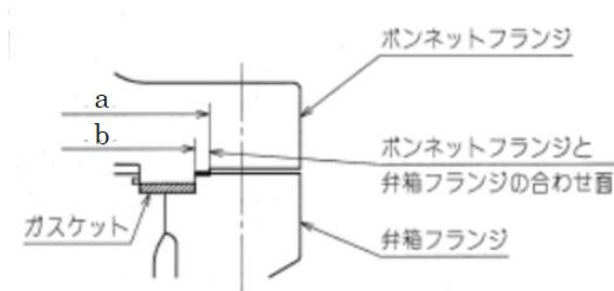
$$d = \text{⑧}' / S$$

d : メタルタッチ部応力 (MPa)

S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)



別図 4-3 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面 <パターン 1>



別図 4-4 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面 <パターン 2>

## 2. 評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果、別第 4-3 表から別第 4-7 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、ISLOCA発生時の圧力（7.4MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別表 4-3 弁耐圧部の強度評価結果

【プロセス弁】

弁番号	材料	P：内圧 (MPa)	d：内径 (mm)	S：設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
V222-1A		7.4		407		2.9
V222-3A		7.4		407		3.0
V222-12A		7.4		407		1.8
V222-39		7.4		438		0.9
V222-37A		7.4		438		0.9
V222-83		7.4		438		0.9
V222-504A		7.4		438		0.9
MV222-2A		7.4		407		3.3
MV222-3A		7.4		407		3.0
MV222-15A		7.4		407		2.3
MV222-16A		7.4		438		0.9
MV222-20		7.4		438		0.9
MV222-22A		7.4		407		3.0
MV229-3A		7.4		379		0.4
CV222-1		7.4		438		0.8

【サンプル弁】

弁番号	材料	P：内圧 (MPa)	d：内径 (mm)	S：設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
AV222-706A		7.4		420		0.2
MV278-402		7.4		357		0.2

別表 4-4 弁耐圧部の強度評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

【プロセス弁】

弁番号	①ボンネット フランジ 厚さ (ふた) (mm)	②弁箱 フランジ 厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネット ボルト) (MPa)	④線膨張係数 (ボンネット ボルト) (mm/mm°C)	ボンネット ボルトの 材料	⑤線膨張係数 (ボンネット フランジ) (mm/mm°C)	⑥線膨張係数(弁 箱フランジ) (mm/mm°C)	ボンネット フランジの 材料	弁箱 フランジの 材料	⑦ボンネット ボルトの内圧 による伸び 量 (mm)	⑧ボンネット ボルトの 熱による 伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジ と弁箱フランジの 熱による伸び量 (mm)	⑩ボンネット ボルトの 発生応力 (MPa)	⑪伸び量 (mm)
V222-1A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.269E-05	1.291E-05	□	□	-0.062	0.404	0.400	-99	-0.058
V222-3A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.022	0.401	0.401	-35	-0.022
V222-12A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.005	0.318	0.318	-11	-0.005
V222-39	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.036	0.193	0.193	-120	-0.036
V222-37A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.036	0.193	0.193	-120	-0.036
V222-83	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.036	0.193	0.193	-120	-0.036
MV222-504A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.001	0.249	0.249	-2	-0.001
MV222-2A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.014	0.304	0.304	-30	-0.014
MV222-3A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.022	0.401	0.401	-35	-0.022
MV222-15A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.041	0.339	0.339	-79	-0.041
MV222-16A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.001	0.249	0.249	-2	-0.001
MV222-20	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.016	0.166	0.166	-61	-0.016
MV222-22A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.022	0.401	0.401	-35	-0.022
MV229-3A	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.052	0.197	0.197	-172	-0.052
CV222-1	□	□	186960	1.291E-05	□	1.291E-05	1.291E-05	□	□	-0.028	0.249	0.249	-72	-0.028

【サンプル弁】

弁番号	①ボンネット フランジ 厚さ (ふた) (mm)	②弁箱 フランジ 厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネット ボルト) (MPa)	④線膨張係数 (ボンネット ボルト) (mm/mm°C)	ボンネット ボルトの 材料	⑤線膨張係数 (ボンネット フランジ) (mm/mm°C)	⑥線膨張係数(弁 箱フランジ) (mm/mm°C)	ボンネット フランジの 材料	弁箱 フランジの 材料	⑦ボンネット ボルトの 内圧による 伸び量 (mm)	⑧ボンネット ボルトの 熱による 伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジ と弁箱フランジの 熱による伸び量 (mm)	⑩ボンネット ボルトの 発生応力 (MPa)	⑪伸び量 (mm)
AV222-706A	□	□	176480	1.171E-05	□	1.711E-05	1.711E-05	□	□	-0.027	0.151	0.220	-100	-0.096
MV278-402	□	□	186960	1.291E-05	□	1.711E-05	1.711E-05	□	□	-0.038	0.173	0.229	-142	-0.094

別表 4-5 弁耐圧部の接合部評価結果 (ボンネットボルトの発生応力)

【プロセス弁】

弁番号	① 締付トルク値 (N・m)	② ボンネットボルト本数 (本)	③ ボンネットボルト外径 (mm)	④ ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)	⑤ ガスカットの反力円の直径 (mm)	⑥ ガスカットの有効幅 (mm)	⑦ ガスカット係数	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ 不足する荷重 (N)	⑩ ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ ボンネットボルト径面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
V222-1A		12	30.0	1938000				1270431	667569	55631	562.1	-99
V222-3A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
V222-12A		12	23.8	814286				770592	43694	3641	331.7	-11
V222-39		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-37A		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-83		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-504A		12	15.85	370978				366883	4095	341	146.5	-2
MW222-2A		20	29.75	2305882				1973260	332622	16631	551.6	-30
MW222-3A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
MW222-15A		16	32.75	2274198				1413592	860606	53788	683.5	-79
MW222-16A		12	15.85	370978				366883	4095	341	146.5	-2
MW222-20		8	19.85	394962				282693	112269	14034	230.8	-61
MW222-22A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
MW229-3A		8	15.85	247319				45897	201422	25178	146.5	-172
CV222-1		8	24.0	490333				287681	202652	25332	353.0	-72

【サンプル弁】

弁番号	① 締付トルク値 (N・m)	② ボンネットボルト本数 (本)	③ ボンネットボルト外径 (mm)	④ ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)	⑤ ガスカットの反力円の直径 (mm)	⑥ ガスカットの有効幅 (mm)	⑦ ガスカット係数	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ 不足する荷重 (N)	⑩ ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ ボンネットボルト径面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
AV222-706A		4	16.0	107875				45282	62583	15648	157.0	-100
MW278-402		4	15.85	123659				40172	83487	20872	146.5	-142



別表 4-6 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットナット座面の面圧評価結果)

【プロセス弁】





















弁番号	ボンネット ナットの 材料	ボンネット ナット 呼び径	a ボンネット ナット面外径 (mm)	b ボンネット 穴径 (mm)	S ボンネット ナット面の面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネット ナット本数 (本)	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な 最小荷重 (N)	d ボンネットナット 締付部の 発生応力 (MPa)	ボンネットナット の許容応力 (MPa)
V222-1A	□	M30	□	□	576.7	12	1270431	184	759
V222-3A	□	M30	□	□	665.2	16	1533466	145	604
V222-12A	□	M24	□	□	377.0	12	770592	171	604
V222-39	□	M16	□	□	96.60	8	216228	280	759
V222-37A	□	M16	□	□	96.60	8	216228	280	759
V222-83	□	M16	□	□	96.60	8	216228	280	759
V222-504A	□	M16	□	□	161.0	12	366883	190	604
MV222-2A	□	M30	□	□	665.2	20	1973260	149	604
MV222-3A	□	M30	□	□	665.2	16	1533466	145	604
MV222-15A	□	M33	□	□	791.7	16	1413592	112	604
MV222-16A	□	M16	□	□	161.0	12	366883	190	604
MV222-20	□	M20	□	□	280.4	8	282693	127	604
MV222-22A	□	M30	□	□	665.2	16	1533466	145	604
MV229-3A	□	M16	□	□	161.0	8	45897	36	604
CV222-1	□	M24	□	□	551.4	8	287681	66	524

【サンプル弁】

弁番号	ボンネット ナットの 材料	ボンネット ナット 呼び径	a ボンネット ナット面外径 (mm)	b ボンネット 穴径 (mm)	S ボンネット ナット面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネット ナット本数 (本)	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な 最小荷重 (N)	d ボンネットナット 締付部の 発生応力 (MPa)	ボンネットナット の許容応力 (MPa)
AV222-706A	□	M16	□	□	214.9	4	45282	53	865
MV278-402	□	M16	□	□	131.9	4	40172	77	604

別表 4-7 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧)

【プロセス弁】

弁番号	ボンネット フランジの材料	弁箱 フランジの材料	a マルカチ部 外径 (mm)	b マルカチ部 内径 (mm)	S マルカチ部 面積 (mm <sup>2</sup> )	⑧ 7.4MPa 加圧に 必要な最小荷重 (N)	d ボンネットフランジと 弁箱フランジの 合わせ面の応力 (MPa)	ボンネットフランジ の許容応力 (MPa)	弁箱フランジ の許容応力 (MPa)
V222-1A					1.640E+04	1270431	78	438	407
V222-39					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-37A					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-83					4.850E+03	216228	45	438	438
CV222-1					3.148E+03	287681	92	438	438

## 計器からの漏えいの可能性について

計器について、I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage]\*) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

注記\*：弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。

## 1. 圧力計、差圧計

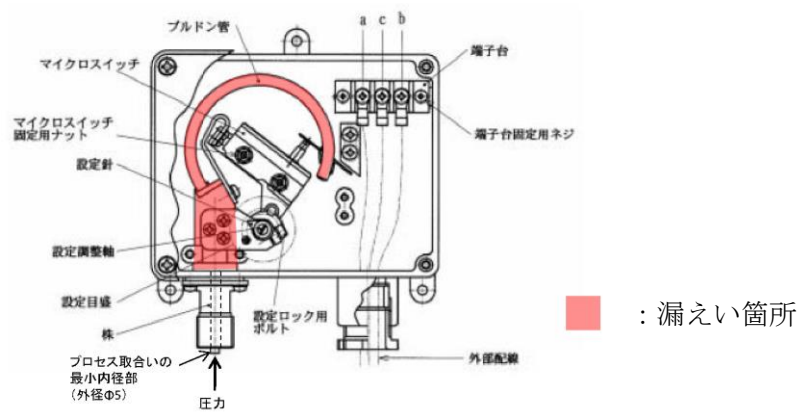
別表 5-1 に示す圧力計及び差圧計が、I S L O C A時に過圧される範囲に設置されており、そのうち PS222-4A-1 及び PS222-4A-2 については、計器耐圧値が I S L O C A時の圧力 (7.4MPa [gage]) よりも低いため、漏えいするとした。別図 5-1 に示すように計器内部のブルドン管やその接続部で漏えいすることが想定されるため、漏えい面積は株部のプロセス取合い (外径：5mm) の断面積とした。

別表 5-1 に示す圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1 及び PS222-4A-2 以外の計器については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度 -30~40°C における設計引張強さに対する 288°C における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。

別表 5-1 計器健全性評価結果

計器番号	計器耐圧*	漏えい有無	漏えい想定箇所	漏えい面積
PS222-4A-1	5.4MPa	漏えい	プロセス取合の Φ5 導圧口	$\pi \times 5^2 / 4$ = 19.63mm <sup>2</sup>
PS222-4A-2	4.4MPa	漏えい	プロセス取合の Φ5 導圧口	$\pi \times 5^2 / 4$ = 19.63mm <sup>2</sup>
PX222-4A	14.7MPa	漏えいなし	—	—
FX222-1A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-2A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-3	22.1MPa	漏えいなし	—	—
dPX222-1A	15MPa	漏えいなし	—	—

注記\*：計器耐圧は計器単品の耐圧試験で印加する圧力値。



別図 5-1 計器内部構造図 (例)

## 2. 温度計

### 2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、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)」に従い、同期振動発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。評価条件を別表 5-2 に示す。

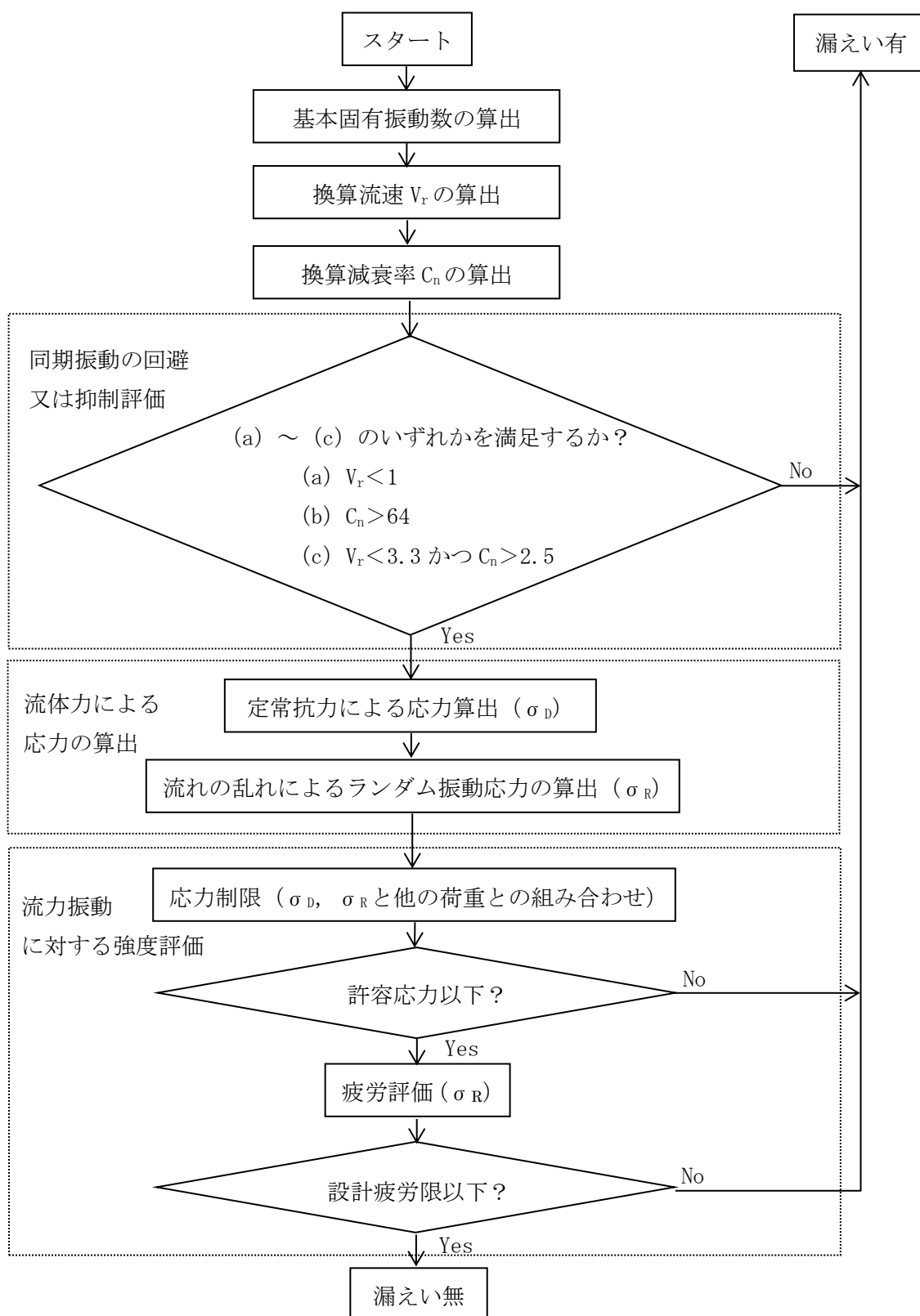
別表 5-2 温度計評価条件

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
7.4MPa	288℃	200m <sup>3</sup> /h	736kg/m <sup>3</sup>	1.25×10 <sup>-7</sup> m <sup>2</sup> /s

## 2.2 評価方法

### (1) 評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別図 5-2 に示す。



別図 5-2 配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー

(2) 評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別表 5-3 に示す。

別表 5-3 評価式 (その 1)

項目	評価式							
1. 各種パラメータの算定	<p>• 基本固有振動数 <math>f_0</math></p> $f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}} \dots\dots\dots (3.1)$ $I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4) \dots\dots\dots (3.2)$ $\lambda_0 = 1.875$ $m = \frac{\pi}{4} \cdot \{ \rho_s \cdot (d_o^2 - d_i^2) + \rho \cdot d_o^2 \} \dots\dots\dots (3.3)$ <p>• 換算流速 <math>V_r</math></p> $V_r = \frac{V}{f_0 \cdot d_o} \dots\dots\dots (3.4)$ <p>流速 <math>V</math> には流速分布が非一様(通常、管中心部で管壁部よりも流速は大きい。)の場合は、構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> を用いる。</p> $\bar{V} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left( \frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+1} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left( \frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+2} \right\}}{1 - \left\{ 1 - \left( \frac{L_e}{D/2} \right) \right\}^2} \cdot \frac{(n+1)(2 \cdot n+1)}{2 \cdot n^2} \cdot V_m \dots\dots\dots (3.5)$ <p>また、流速 <math>V</math> はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> に以下の割増係数を乗じた値とするが、今回は十分な保守性が確保されていることを確認するために割増係数を「2」として計算する。</p> <table border="1" data-bbox="560 1563 1366 1711"> <tr> <td>割増係数</td> <td>—</td> <td rowspan="3">x : 偏流発生源から構造物までの距離 D : 配管内径</td> </tr> <tr> <td>1.5</td> <td><math>x/D \leq 3</math></td> </tr> <tr> <td>1.25</td> <td><math>3 &lt; x/D \leq 5</math></td> </tr> </table> <p>• 換算減衰率 <math>C_n</math></p> $C_n = \frac{2 \cdot m \cdot \delta}{\rho \cdot d_o^2} \dots\dots\dots (3.6)$ $\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi \dots\dots\dots (3.7)$ <p><math>\xi = 0.002</math> (ねじ接合), <math>0.0005</math> (溶接接合)</p>	割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離 D : 配管内径	1.5	$x/D \leq 3$	1.25	$3 < x/D \leq 5$
割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離 D : 配管内径						
1.5	$x/D \leq 3$							
1.25	$3 < x/D \leq 5$							

別表 5-3 評価式 (その 2)

項目	評価式
2. 流体力による 応力の算出	<p>・ 定常抗力による応力 <math>\sigma_D</math></p> $\sigma_D = \frac{F_D \cdot L_e \cdot (2 \cdot L - L_e)}{2 \cdot Z} \dots\dots\dots (3.8)$ $F_D = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o \cdot C_D \dots\dots\dots (3.9)$ $C_D = 1.2$ $Z = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(d_o^4 - d_i^4)}{d_o} \dots\dots\dots (3.10)$ <p>・ ランダム振動応力振幅 <math>\sigma_R</math></p> $\sigma_R = \frac{E \cdot I}{Z} \cdot y_R(L) \cdot \frac{\lambda_o^2}{L^2} \dots\dots\dots (3.11)$ $y_R(L) = 2 \cdot C_0 \cdot \sqrt{\frac{\beta_o^2 \cdot G(f_o)}{64 \cdot \pi^3 \cdot m^2 \cdot f_o^3 \cdot (\xi + \xi_f)}} \dots\dots (3.12)$ $C_0 = 3.0$ $\xi_f = 0$ $\beta_o = \eta_o / \lambda_o \dots\dots\dots (3.13)$ $\eta_o = -\{ \sinh(\kappa_o) - \sin(\kappa_o) \} + \tau_o \cdot \{ \cosh(\kappa_o) + \cos(\kappa_o) \} \dots\dots (3.14)$ $\kappa_o = \lambda_o \cdot \left(1 - \frac{L_e}{L}\right) \dots\dots\dots (3.15)$ $\tau_o = 0.734$ $G(f_o) = \left(C' \cdot \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o\right)^2 \cdot \Phi(\bar{f}_o) \cdot \frac{d_o}{V} \dots\dots\dots (3.16)$ $C' = 0.13$ $\Phi(\bar{f}_o) = \frac{4}{1 + 4 \cdot \pi^2 \cdot \bar{f}_o^2} \dots\dots\dots (3.17)$ $\bar{f}_o = \frac{f_o \cdot d_o}{V} \dots\dots\dots (3.18)$ <p>・ 外圧により円柱状構造物に発生する応力 <math>\sigma_G</math></p> <p>厚肉円筒において、外圧がかかっている場合の円周方向の応力式を使用する。</p> $\sigma_G = \frac{2 \cdot P \cdot d_o^2}{d_o^2 - d_i^2} \dots\dots\dots (3.19)$

## (3) 記号説明

$B_1, B_2$	応力係数 (－)
$C_0$	二乗平均値からピーク値への換算係数 (－)
$C_D$	定常抗力係数 (－)
$C_n$	換算減衰率 (－)
$C'$	ランダム励振力係数 (－)
$d_o$	構造物の代表外径 (m)
$d_i$	構造物の代表内径 (m)
$E$	構造物の縦弾性係数 (Pa)
$f_0$	円柱状構造物の基本固有振動数 (Hz)
$F_D$	単位長さ当たりの流体抗力 (N/m)
$G$	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度 ( $N^2 \cdot s / m^2$ )
$I$	構造物の断面二次モーメント ( $m^4$ )
$K$	応力集中係数 (－)
$L$	構造物の長さ (m)
$L_e$	流体中に突き出した構造物長さ (m)
$m$	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量 (kg/m)
$n$	Re 数に基づく係数 (－)
$P$	配管の最高使用圧力 (MPa)
$S$	許容引張応力
$S_m$	設計応力強さ (MPa)
$V$	流速 (m/s)
$V_m$	断面平均流速 (m/s)
$\bar{V}$	構造物周辺平均流速 (m/s)
$V_r$	換算流速 (－)
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅 (m)
$Z$	構造物の断面係数 ( $m^3$ )
$\beta_0$	基本振動モードの刺激係数 (－)
$\delta$	空気中における構造物の対数減衰率 (－)
$\xi$	空気中における構造物の臨界減衰比 (－)
$\xi_f$	流体減衰 (－)
$\rho$	流体の密度 ( $kg/m^3$ )
$\rho_s$	構造物の密度 ( $kg/m^3$ )
$\sigma_D$	定常抗力による応力 (MPa)
$\sigma_F$	設計疲労限 (MPa)
$\sigma_R$	ランダム振動応力振幅 (MPa)
$\sigma_G$	外圧により構造物に発生する応力 (MPa)
$\Phi$	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度 (－)



(4) 判定基準

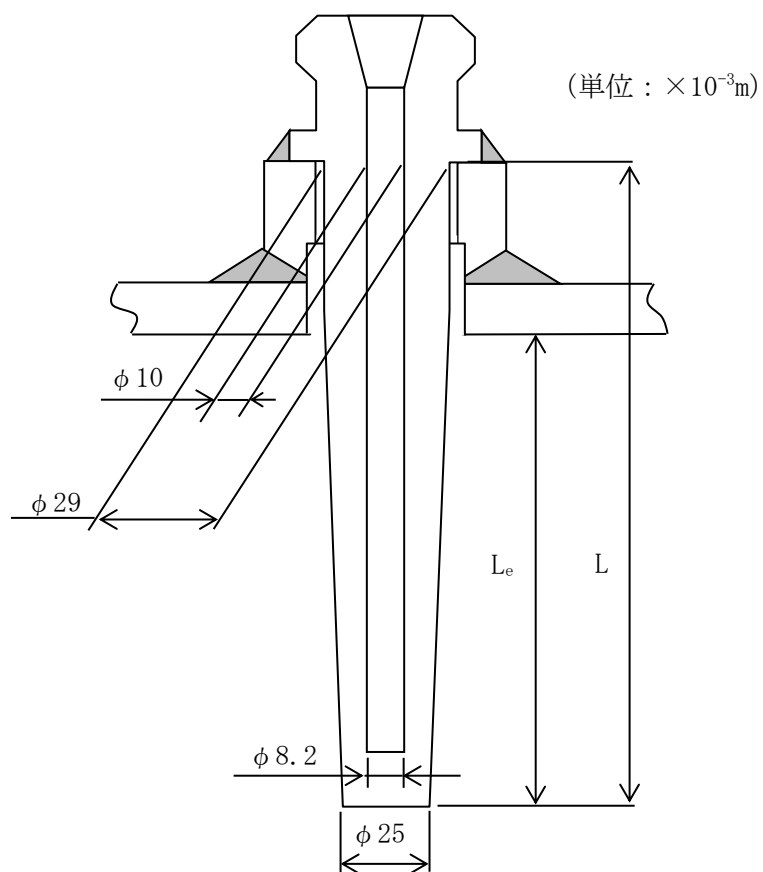
流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別表 5-4 に示す。

別表 5-4 判定基準

項目	判定基準
1. 同期振動の回避又は抑制評価	<p>下記のいずれかを満足すること。</p> <p>(a) <math>V_r &lt; 1</math></p> <p>(b) <math>C_n &gt; 64</math></p> <p>(c) <math>V_r &lt; 3.3</math> かつ <math>C_n &gt; 2.5</math></p>
2. 流力振動に対する強度評価	<p>・ 応力制限            組合せ応力は、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）（日本機械学会 2005 年 8 月）（以下「設計・建設規格」という。）より PPB-3520（クラス 1）を準用した以下の条件を満足すること。</p> <p style="text-align: center;">（クラス 1） …… <math>B_1 \cdot \sigma_G + B_2 \cdot (\sigma_D + \sigma_R) \leq \min (1.5 \cdot S_m, 1.5 \cdot S)</math>  <math>B_1 = 1.0</math>（ねじ接合）， <math>0.75</math>（溶接接合）  <math>B_2 = 4.0</math>（ねじ接合）， <math>1.5</math>（溶接接合）</p> <p>・ 疲労評価            応力集中係数 <math>K</math> を考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。</p> <p style="text-align: center;"><math>K \cdot \sigma_R \leq \sigma_F</math>  <math>K = 4.0</math>（ねじ接合）， <math>4.2</math>（溶接接合）</p>

(5) 構造図の形状

構造物の形状を別図 5-3 に示す。



材料 : SUS316L, SUS304

別図 5-3 温度計ウェル形状図

### 2.3 評価結果

計器について評価した結果，別表 5-5 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，I S L O C A 発生時の圧力（7.4MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別表 5-5 評価結果

構造物	計器番号	流体条件			配管仕様			構造物仕様							同期振動評価			
		流体種別	V (m/s)	$\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	クラス	P (MPa)	最高使用温度 (°C)	タイプ	材料	d <sub>1</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	d <sub>2</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	L (×10 <sup>-3</sup> m)	L <sub>c</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	$\sigma_{\text{max}}$ (×10 <sup>3</sup> kg/m <sup>2</sup> )	I (×10 <sup>-3</sup> m <sup>4</sup> )	m (kg/m)	E*1 (×10 <sup>11</sup> Pa)	f <sub>n</sub> (Hz)
温度計ウエル	TE222-1A	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS316L	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09
	TE222-2A	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS316L	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09
	TT222-13A	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS304	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09

構造物	番号	同期振動評価				応力制限							疲労評価			総合評価		
		V <sub>r</sub>	C <sub>r</sub>	(a) V <sub>r</sub> < 1	(b) C <sub>r</sub> > 64	(c) V <sub>r</sub> < 3.3 C <sub>r</sub> > 2.5	評価	F <sub>0</sub> (N/m)	Z (×10 <sup>-6</sup> m <sup>3</sup> )	$\sigma_0$ (MPa)	$\gamma_R$ (L) (×10 <sup>-3</sup> m)	$\sigma_R$ (MPa)	$\sigma_G$ (MPa)	組合せ応力 (MPa)	$\sigma_{\text{min}}^{(1.5 \cdot S)} \cdot S_{\text{max}}^{*2}$ (MPa)		応力振幅 (MPa)	$\sigma_{F*3}$ (MPa)
温度計ウエル	TE222-1A	0.03	0.21	○	×	×	○	18.9	1.91	0.05	2.59	0.02	16.7	17.0	145	0.07	84	○
	TE222-2A	0.03	0.21	○	×	×	○	18.9	1.91	0.05	2.59	0.02	16.7	17.0	145	0.07	84	○
	TT222-13A	0.03	0.21	○	×	×	○	18.9	1.91	0.05	2.59	0.02	16.7	17.0	165	0.07	84	○

注記\*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 におけるオーステナイト系ステンレス鋼の 288°C の値

\*2：Sm は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 における SUS316L, SUS304 の 288°C の値

S は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 における SUS316L, SUS304 の 288°C の値

\*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part8 図 2 における C 線図の繰返しピーク応力強さを 288°C の縦弾性係数で補正した値

## 配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について、I S L O C A発生時の圧力（7.4MPa [gage] \*）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

注記\*：弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。

## 1. 強度評価

## 1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。評価対象配管を別図 6-1 に示す。

## 1.2 評価方法

## (1) 配管の評価

クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411 (1) 内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2Su\eta + 0.8P} \quad (\text{PPC-1.3 準用})$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：I S L O C A発生時の圧力（=7.4MPa）

D<sub>0</sub>：管の外径（mm）

Su：設計引張強さ（MPa）

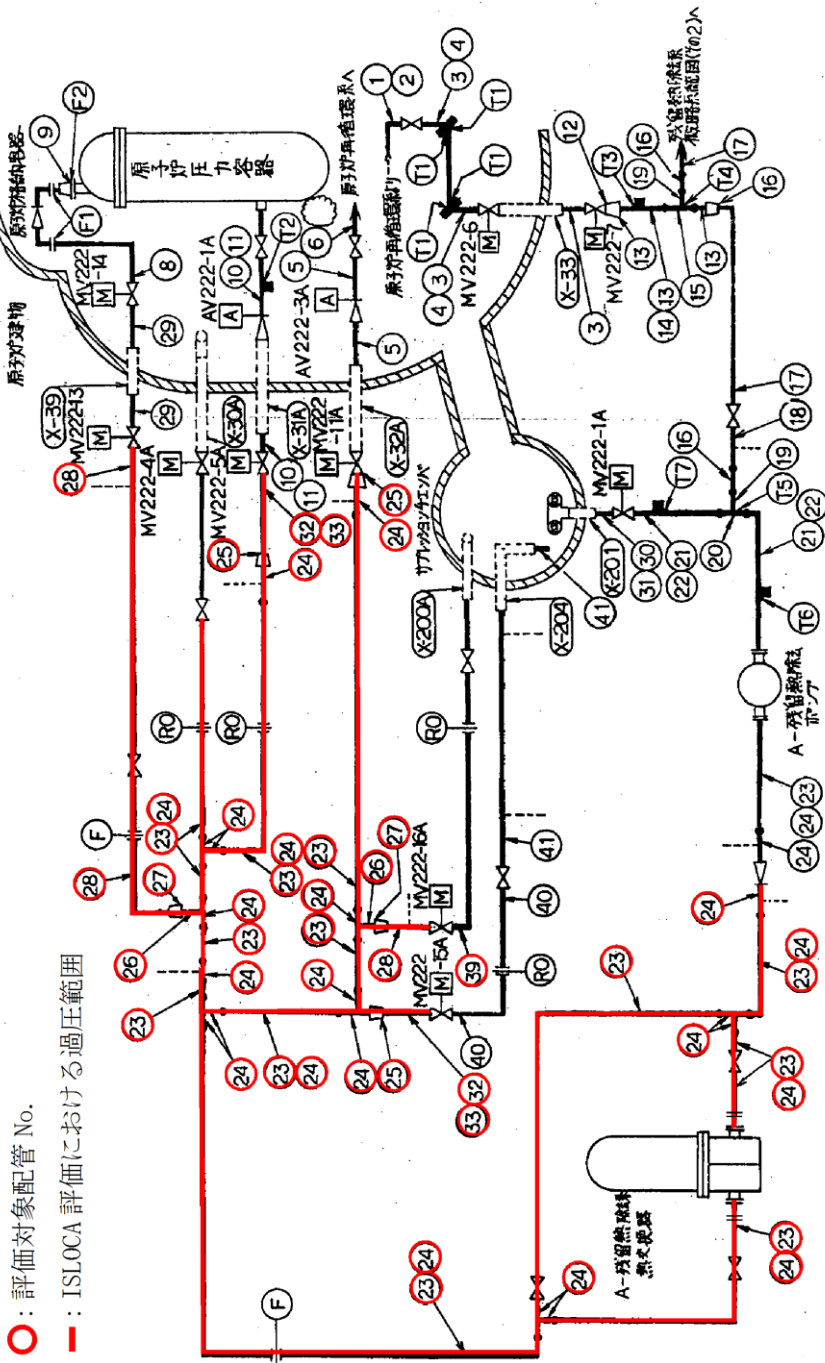
η：長手継手効率

## (2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」の手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケットの最大圧縮量を下回ることを確認した。

なお、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている(PPC-1.7)式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1. 配管系統図



○ : 評価対象配管 No.  
 - : ISLOCA 評価における過圧範囲

52 (3) N-2-1-4-2-1 R3

残留熱除去系配管系統図 (その1)

別図 6-1 A-低圧注水系 必要板厚評価対象配管 (既工認系統図)

別表 6-1 必要厚さ評価結果

配管 No.	クラス区分	外径 (D <sub>0</sub> ) (mm)	公称厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (°C)	$\eta$	公差 (%)	最小厚さ (mm)	Su (MPa)	必要厚さ (t) (mm)
23	2	355.6	15.1	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	3.24
24	2	355.6	19.0	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	16.63	404	3.24
25	2	267.4	15.1	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	2.44
26	2	216.3	12.7	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	1.97
27	2	216.3	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	1.97
28	2	114.3	8.6	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	7.53	404	1.04
32	2	267.4	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	2.44
33	2	267.4	15.1	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	2.44
39	2	114.3	8.6	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	7.53	404	1.04
40	2	267.4	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	2.44

別表 6-2 フランジ部評価結果

フランジ用途	S-3A	S-4A	FE-3	RV-1A	FE-1A	RHRHx 分解フランジ	RHRHx 管側レン 分解フランジ	S-8A
フランジ口径	350A	350A	100A	25A	350A	350A	20A	200A
評価温度(°C)	288	288	288	288	288	288	288	288
評価圧力(MPa)	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4
ガスケット仕様	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t	SUS304 4.5t	SUS304 4.5t×2
ボルト仕様	SNB7	SNB7	SNB7	SNB7	SNB7	SNB7	SNB7	SNB7
ボルト材質	30	30	22	16	30	30	16	24
ボルトサイズ	16	16	8	4	16	16	4	12
本数	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960
E(MPa)	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4
内圧(MPa)	5.32E+05	1.86E+06	1.10E+05	1.75E+04	4.84E+06	1.57E+06	2.19E+03	1.96E+05
フランジに作用する自重曲げモーメント <sup>*</sup> M(N・mm)	2.98E+07	1.98E+07	4.46E+04	4.34E+05	5.56E+07	5.81E+07	2.26E+05	9.29E+06
フランジに作用する熱伸び曲げモーメント <sup>*</sup> M(N・mm)	2.81	2.01	0.37	13.44	5.61	5.54	25.97	3.69
曲げモーメントによる等価圧力P <sub>eq</sub> <sup>*</sup> (MPa)	10.21	9.41	7.77	20.84	13.01	12.94	33.37	11.09
内圧P <sub>0</sub> 等価圧力P <sub>eq</sub> (MPa)	380.1	380.1	128.5	55.5	380.1	380.1	35.5	235.7
G(mm)	1.13E+05	1.13E+05	1.30E+04	2.42E+03	1.13E+05	1.13E+05	9.90E+02	4.36E+04
有効面積(mm <sup>2</sup> )A=π/4G <sup>2</sup>	1.16E+06	1.07E+06	1.01E+05	5.04E+04	1.48E+06	1.47E+06	3.30E+04	4.84E+05
発生荷重F(N)=(P <sub>0</sub> +P <sub>eq</sub> ) <sup>*</sup> A	7.24E+04	6.67E+04	1.26E+04	1.26E+04	9.22E+04	9.17E+04	8.26E+03	4.03E+04
ボルト1本あたりの荷重F/r(N)	562.00	562.00	292.25	150.44	562.00	562.00	150.44	338.23
ボルト断面積A2(mm <sup>2</sup> )	128.81	118.67	43.10	83.77	164.09	163.22	54.90	119.25
ボルト1本あたりの応力(MPa)	6.89E-04	6.35E-04	2.31E-04	4.48E-04	8.78E-04	8.73E-04	2.94E-04	6.38E-04
ボルトひずみε	130.0	127.0	110.0	47.5	126.0	111.5	43.5	116.0
ボルト長さL(mm)	0.09	0.08	0.03	0.02	0.11	0.10	0.01	0.07
荷重によるボルト伸び量ΔL1(mm)	89281	89281	50580	21943	97241	89281	12885	56513
初期締付荷重(N)	158.9	158.9	173.1	145.9	173.0	158.9	85.6	173.0
初期締付による応力(MPa)	8.50E-04	8.50E-04	9.26E-04	7.80E-04	9.25E-04	8.50E-04	4.58E-04	9.25E-04
ボルトひずみε <sub>0</sub>	0.11	0.11	0.10	0.04	0.12	0.09	0.02	0.11
初期締付によるボルト伸び量ΔL0(mm)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
ボルト熱膨張係数α1(1/mm/°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
フランジ熱膨張係数α2(mm/mm/°C)	1.70E-05	1.70E-05	1.71E-05	1.71E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05
オリフィス熱膨張係数α3(mm/mm/°C)	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05
ガスケット内外熱膨張係数α4(mm/mm/°C)	130.0	127.0	110.0	47.5	126.0	111.5	43.5	116.0
ボルト熱伸び対象長さL2(mm)	108.0	108.0	100.0	44.0	114.0	108.0	40.0	84.0
フランジ熱伸び対象長さL3(mm)	15.0	12.0	3.0	-	5.0	-	-	25.0
オリフィス熱伸び対象長さL4(mm)	6.0	6.0	6.0	3.00	6.0	3.00	3.00	6.0
ガスケット内外熱伸び対象長さL5(mm)	0.45	0.44	0.38	0.16	0.44	0.39	0.15	0.40
ボルト熱伸び量ΔL2=α1・L2・ΔT(mm)	0.37	0.37	0.35	0.15	0.39	0.37	0.14	0.29
フランジ熱伸び量ΔL3=α2・L3・ΔT(mm)	0.07	0.05	0.01	-	0.02	-	-	0.11
オリフィス熱伸び量ΔL4=α3・L4・ΔT(mm)	0.03	0.03	0.03	0.01	0.03	0.01	0.01	0.03
ガスケット内外熱伸び量ΔL5=α4・L5・ΔT(mm)	-0.04	-0.04	-0.08	-0.02	-0.01	0.00	-0.01	-0.06
伸び量ΔL1+ΔL0+ΔL2+ΔL3+ΔL4+ΔL5(mm)	2.40	2.40	2.40	2.40	2.40	2.40	2.40	2.40
ガスケットの初期圧縮量:最大(mm)	2.44	2.44	2.48	1.22	2.41	1.20	1.21	2.46
ガスケットの合計圧縮量(mm)	2.60	2.60	2.60	1.30	2.60	1.30	1.30	2.60
ガスケットの許容圧縮量(mm)								

注記\*1: 該当するフランジを含んだ監督モデルにて応力解析を実施し、算出した値にて評価。

\*2: 設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式P<sub>eq</sub>=16M/(πG<sup>3</sup>)により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。



### 1.3 評価結果

配管の各部位について評価した結果, 別表 6-1 及び別表 6-2 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し, I S L O C A 発生時の圧力 (7.4MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず, 漏えいは発生しないことを確認した。

## 破断面積の設定について

## 1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 2～別紙 6 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧され、計器が破損する可能性があることを確認した。

さらに、隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり、損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (7.9MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

## a. 内圧による伸び量

- ・フランジのボルト荷重  $\Delta W$

$$\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^2 \cdot (P_2 - P_1)$$

$G$  : ガスケット反力円の直径 (=  $D_0 - 2b = 2,000\text{mm}$ )

$$b = 2.5 \sqrt{\frac{1}{2} \times \left( \frac{D_0 - D_i}{2} - 2 \right)}$$

$D_0$  : ガスケット接触面の外径 (=  $2,017.5\text{mm}$ )

$D_i$  : ガスケット接触面の内径 (=  $1,965\text{mm}$ )

$P_1$  : 設計条件における圧力 (5.88MPa)

$P_2$  : 隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力 (=  $7.9\text{MPa}$ )

- ・内圧による伸び量  $\Delta L1$

$$\Delta L1 = H_b \times \frac{\Delta W}{N_b \cdot A} \times \frac{1}{E}$$

$H_b$  : ボルト長さ (ナット間) (=  $415.4\text{mm}$ )

$N_b$  : ボルト本数 (= 76)

$A$  : ボルト有効径における断面積 (=  $\pi / 4 \times 34.051^2 = 911\text{mm}^2$ )

$E$  : ボルトのヤング率 (=  $187,000\text{N/mm}^2$  at  $288^\circ\text{C}$  [SNB23-1])

## b. 熱による伸び量

- ・ボルトの熱による伸び量  $\Delta L2$

$$\Delta L2 = \alpha_1 \times H_b \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

$\alpha_1$  : ボルトの熱膨張係数 (=  $13.04 \times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$  at  $288^\circ\text{C}$  [SNB23-1])

$N_b$  : ボルト長さ (=  $415.4\text{mm}$ )

- ・管板及びフランジの熱による伸び量  $\Delta L3$

$$\Delta L3 = \alpha_2 \times (h1 + h2) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

$\alpha_2$  : 管板及び水室フランジの熱膨張係数 (=  $12.91 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}$  at  $288^\circ\text{C}$  [SFVC2B])

h1 : 水室フランジ厚さ (=170mm)

h2 : 管板厚さ (=239mm)

c. 破断面積 A

$$A = \pi \times D_i \times (\Delta L1 + \Delta L2 - \Delta L3)$$

$D_i$  : ガスケット接触面の内径 (=1,965mm)

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別表 7-1 に示すとおり破断面積は約  $14.88 \text{ cm}^2$  となる。

別表 7-1 破断面積の評価結果

評価部位	圧力 (MPa)	温度 ( $^\circ\text{C}$ )	伸び量			内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	破断 面積 ( $\text{cm}^2$ )
			+	+	-			
			$\Delta L1$	$\Delta L2$	$\Delta L3$			
フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88

$\Delta L1$  : ボルトの内圧による伸び量

$\Delta L2$  : ボルトの熱による伸び量

$\Delta L3$  : 管板及びフランジ部の熱による伸び量

I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価  
及び原子炉建物原子炉棟内環境評価

1. A-残留熱除去系における I S L O C A 発生時の評価

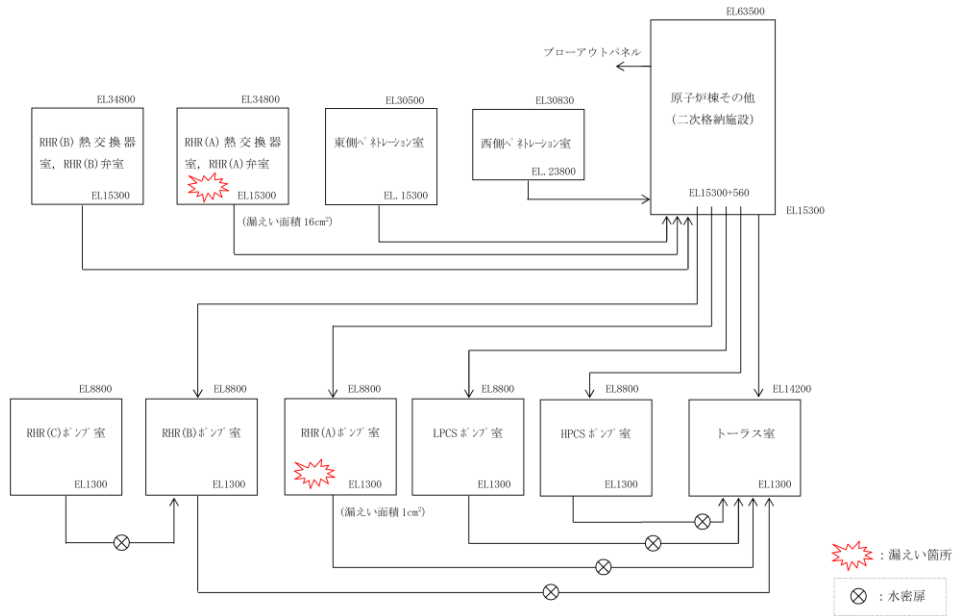
1.1 評価条件

A-残留熱除去系における I S L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度，湿度，圧力及び溢水による影響）を評価した。

原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別表 8-1 に，原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-1 に示す。

別表 8-1 原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件

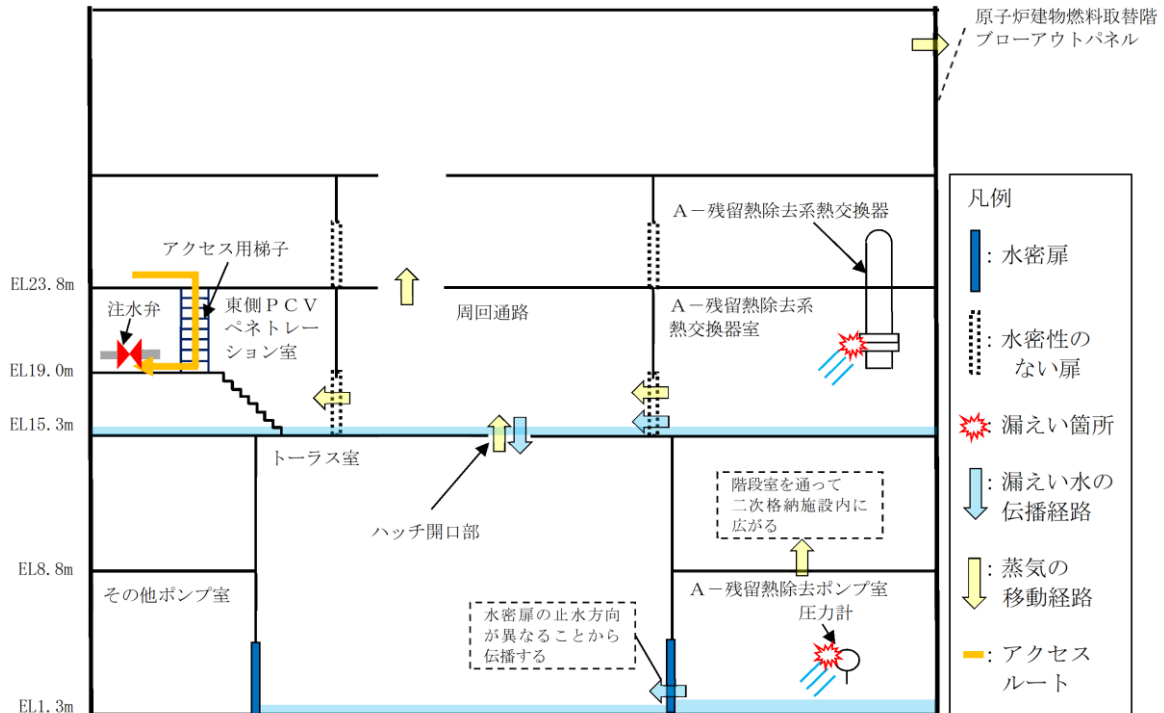
項目	解析条件	条件設定の考え方
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は復水・給水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定
漏えい箇所及び漏えい面積	A-残留熱除去ポンプ室：1cm <sup>2</sup> A-残留熱除去系熱交換器室：16cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に余裕をとった値
事故シナリオ	原子炉水位低（レベル3）で自動スクラム	保有水量の低下を保守的に評価する条件を設定
	原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1H）で高圧炉心スプレイ系が自動起動	インターロック設定値
	事象発生から30分後に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を手動開放	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間を考慮して事象発生から30分後を設定
	原子炉急速減圧後、漏えい箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）以上で低めに維持	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱は事象発生から40分後に開始	サブプレッションプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
	残留熱除去系の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除熱を事象発生から1時間40分後に停止し、原子炉停止時冷却モードによる原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を事象発生から2時間後に開始	原子炉建物内の環境を改善するための操作を想定 なお、事象発生後の状況確認及び原子炉減圧操作等に余裕を加味し、操作可能な時間として2時間後を設定
	事象発生10時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建物への流出経路条件	原子炉格納容器から原子炉建物への漏えいあり。原子炉建物から環境への漏えいなし	原子炉建物内の雰囲気温度を保守的に評価する条件を設定
評価コード	MAAP4	—
原子炉建物モデル	分割モデル（別図8-1参照）	現実的な伝播経路を想定
原子炉建物壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
原子炉建物換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低（レベル2）	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源	サブプレッションプール水	—
サブプレッションプールの水源初期水温	35℃	通常運転時の制限値を設定
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放圧力	7.0kPa [gage]	安全要求値



別図 8-1 原子炉建物ノード分割モデル

## 1.2 評価結果

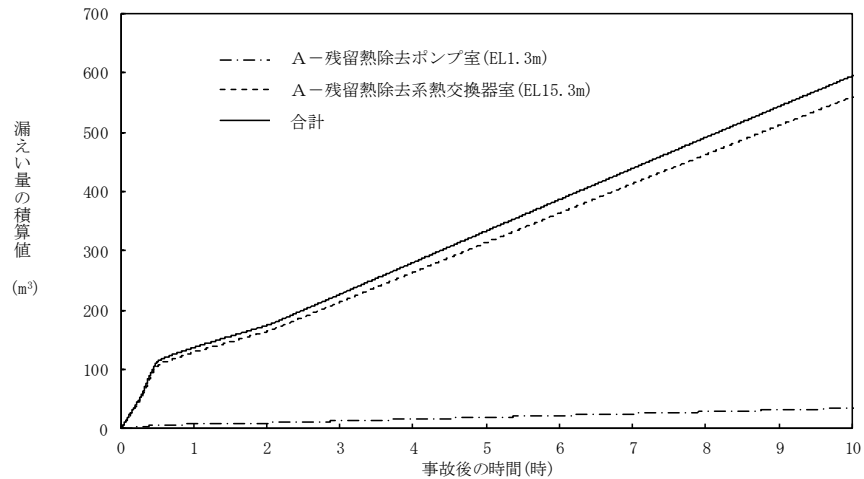
解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要を別図 8-2 に、各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-3 に、原子炉建物内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図 8-4 から別図 8-6 に示す。



別図 8-2 ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要

○各漏えい発生区画における漏えい量

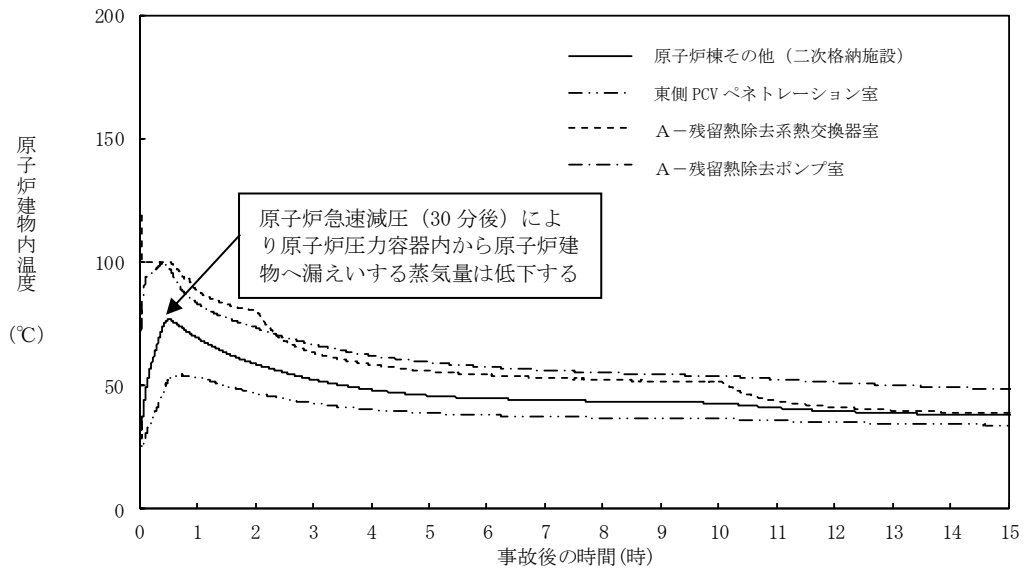
別図 8-3 に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m<sup>3</sup>である。



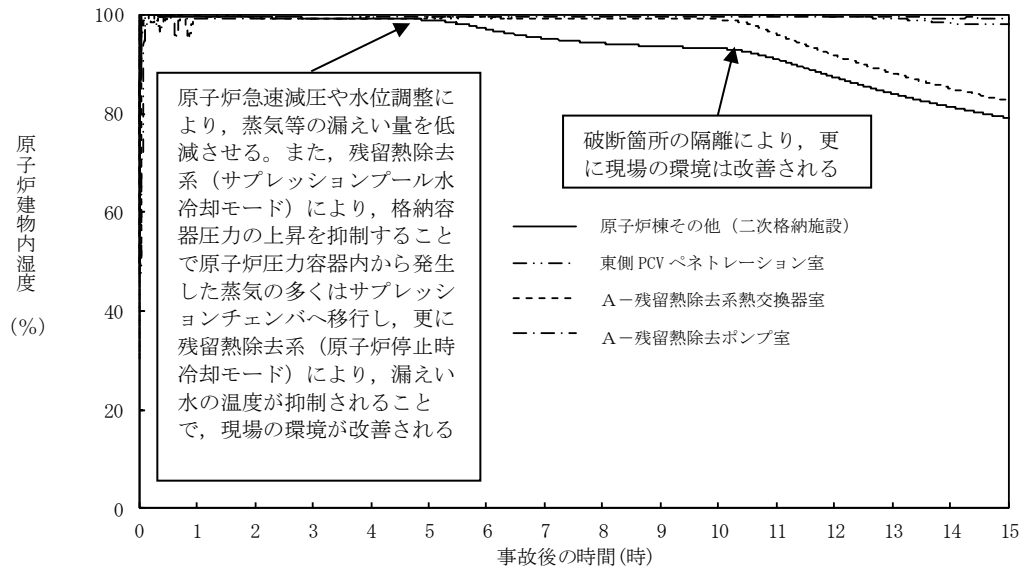
別図 8-3 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-4 から別図 8-6 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「東側 P C V ペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約 78℃となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇所からの高温水及び蒸気の流出量が減少するため、雰囲気温度は低下傾向となり、建物内環境が静定する事象発生 9 時間後から 10 時間後までの雰囲気温度の最大値は約 44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、破断箇所隔離操作を実施することで約 10 時間以降低下する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

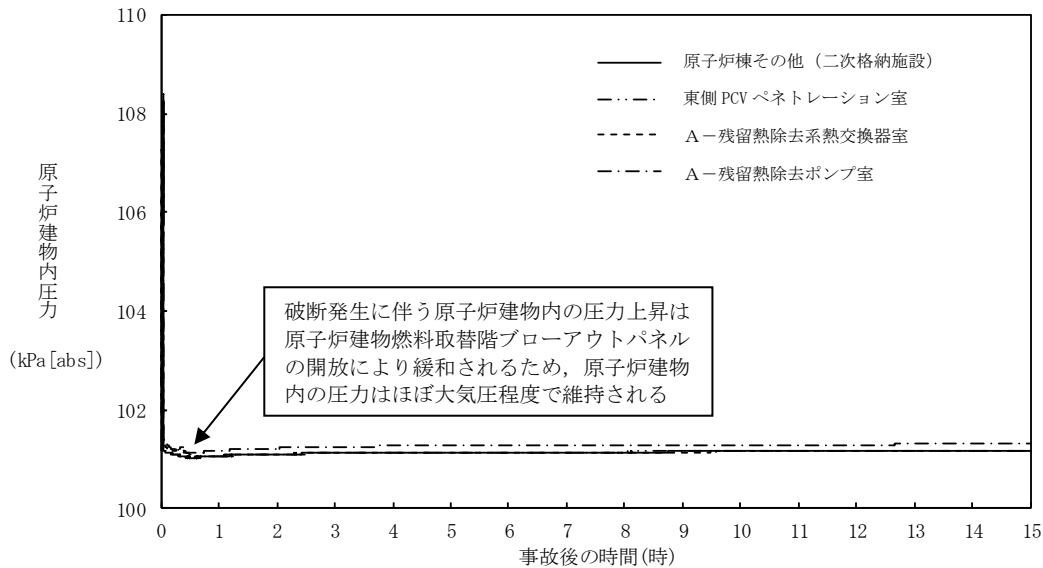


別図 8-4 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-5 原子炉建物内の湿度の推移





別図 8-6 原子炉建物内の圧力の推移

### 1.2.1 溢水による影響

別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水は、原子炉建物 1 階 (EL15.3m) に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所である「トーラス室」に排出される。

「A-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置していることから「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しないが、「トーラス室」に対しては、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから伝播する。

溢水範囲を別図 8-7 に、想定する漏えい量を別表 8-2 に示す。

#### (1) 注水弁 (MV222-5A) へのアクセス性に対する影響

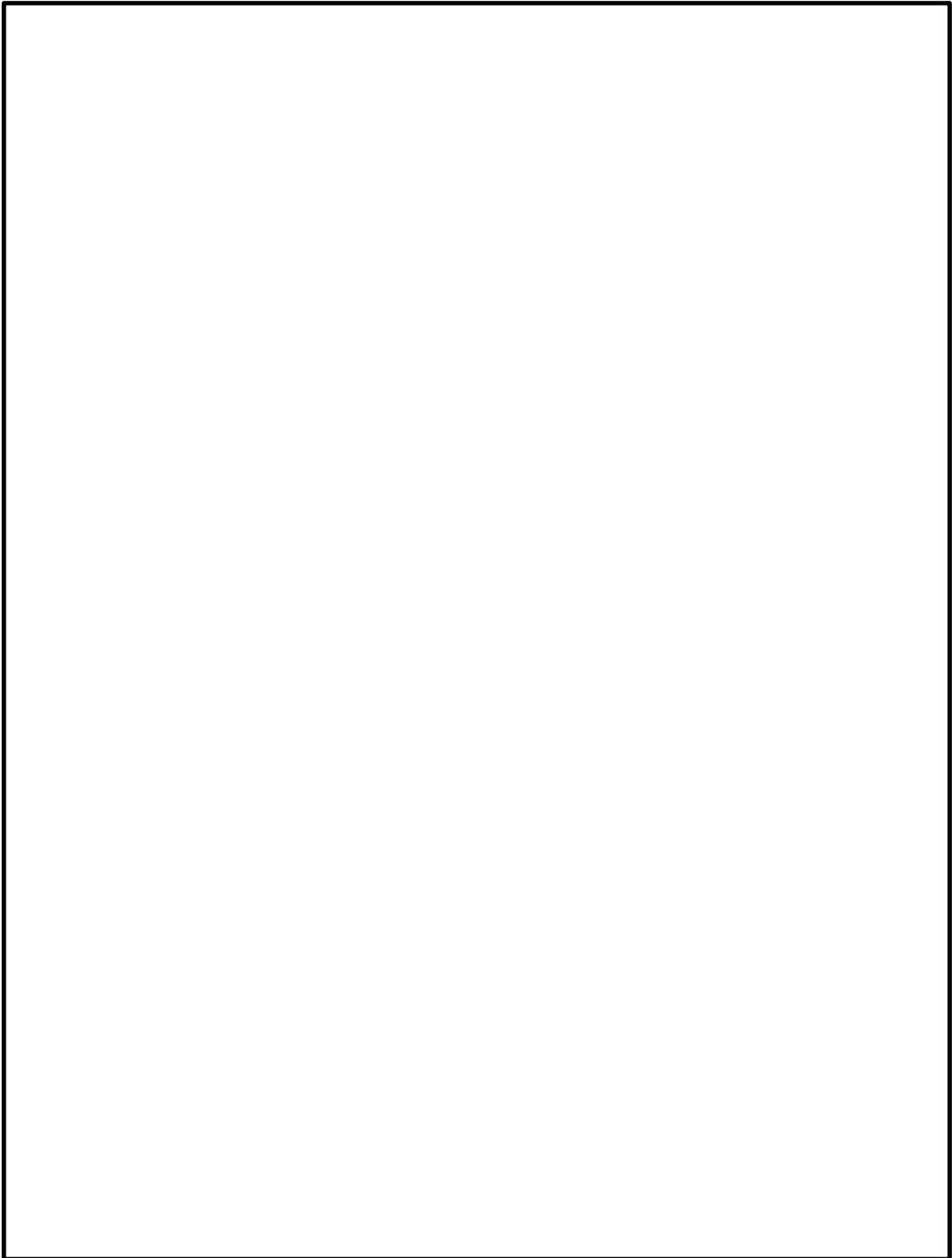
A-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、原子炉建物中 1 階 (EL19.0m) の床面上に設置されており、I S L O C A により漏えいが発生する機器は、1 階 (EL15.3m) 及び地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23.8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

#### (2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

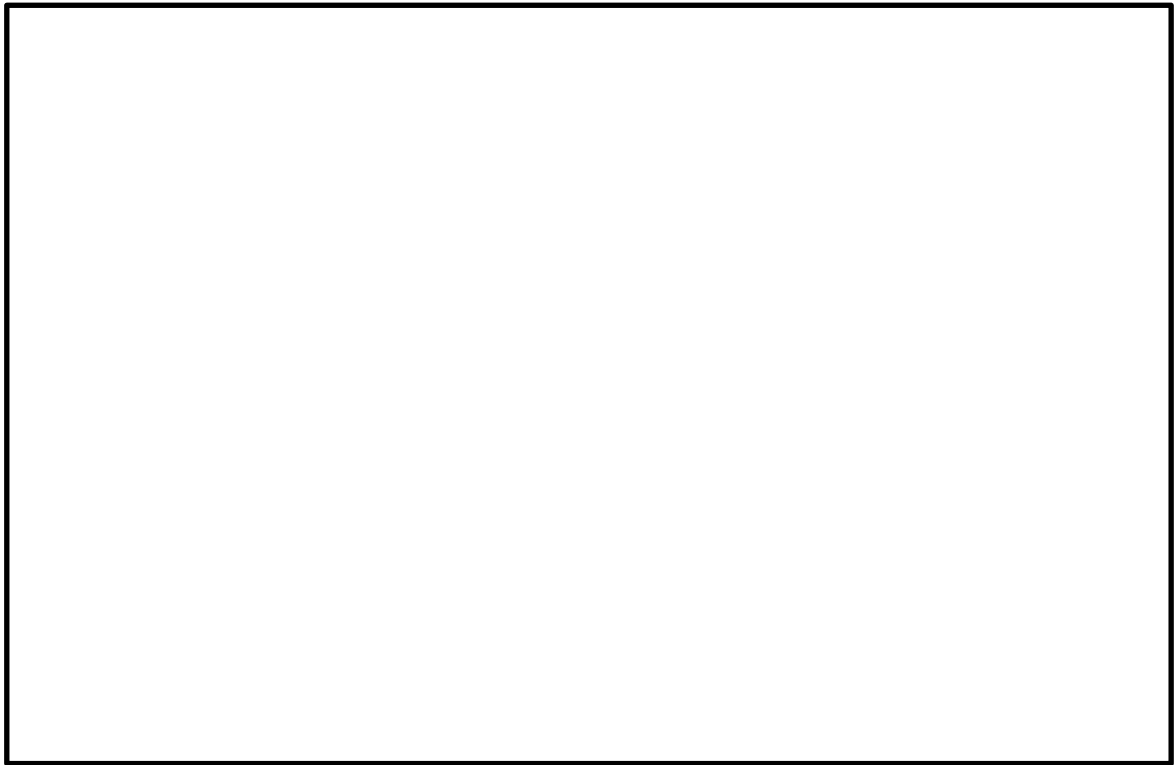
A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、トーラス室と B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレーポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

漏えい水が伝播する区画において I S L O C A 時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-3 に示す。



別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)



別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

別表 8-2 想定する漏えい量

事故後の時間[h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]	
	A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)
0.5	約 7	約 107
1.0	約 9	約 130
2.0	約 11	約 165
3.0	約 14	約 214
4.0	約 17	約 265
5.0	約 20	約 315
6.0	約 23	約 364
7.0	約 26	約 414
8.0	約 29	約 463
9.0	約 32	約 512
10.0	約 35	約 560

別表 8-3 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ]*1	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+[m]*2	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統の溢水防護対象設備*3	② 機能喪失高さ FL+[m]*2	影響評価	備考
原子炉建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N	560	808	0.075	0.17*4	2-R1R-1-8D	D-原子炉圧力容器計器ツック	0.59	①<②	
			R-1F-04N									
		R-1F-07-1N	R-1F-05N	560	860	0.075	0.17*4	MV227-3	逃がし弁 N <sub>2</sub> 供給弁	0.55	①<②	
			R-1F-04N									
			R-1F-03N									
			R-1F-22N									
	R-1F-10N	R-1F-05N	560	827	0.075	0.17*4	MV222-15B	B-RHR テスト弁	1.99	①<②		
		R-1F-04N										
	1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N	595	1041	0.025	0.60	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニラムロー弁	7.63	①<②	
			R-1F-04N									
			R-1F-03N									
			R-1F-22N									
		R-B2F-02N										

■：溢水源のある区画

注記\*1：事象発生 10 時間後の溢水量

\*2：基準床からの高さ

\*3：評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

\*4：ハッチからの排出評価を実施

### 1.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」、「A-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉建物原子炉棟内を移動し、原子炉建物原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇に伴い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放し、環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生することで、原子炉建物原子炉棟内の環境条件はほぼ一樣になる。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉建物原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-8 に示す。

#### (1) 注水弁 (MV222-5A) への影響

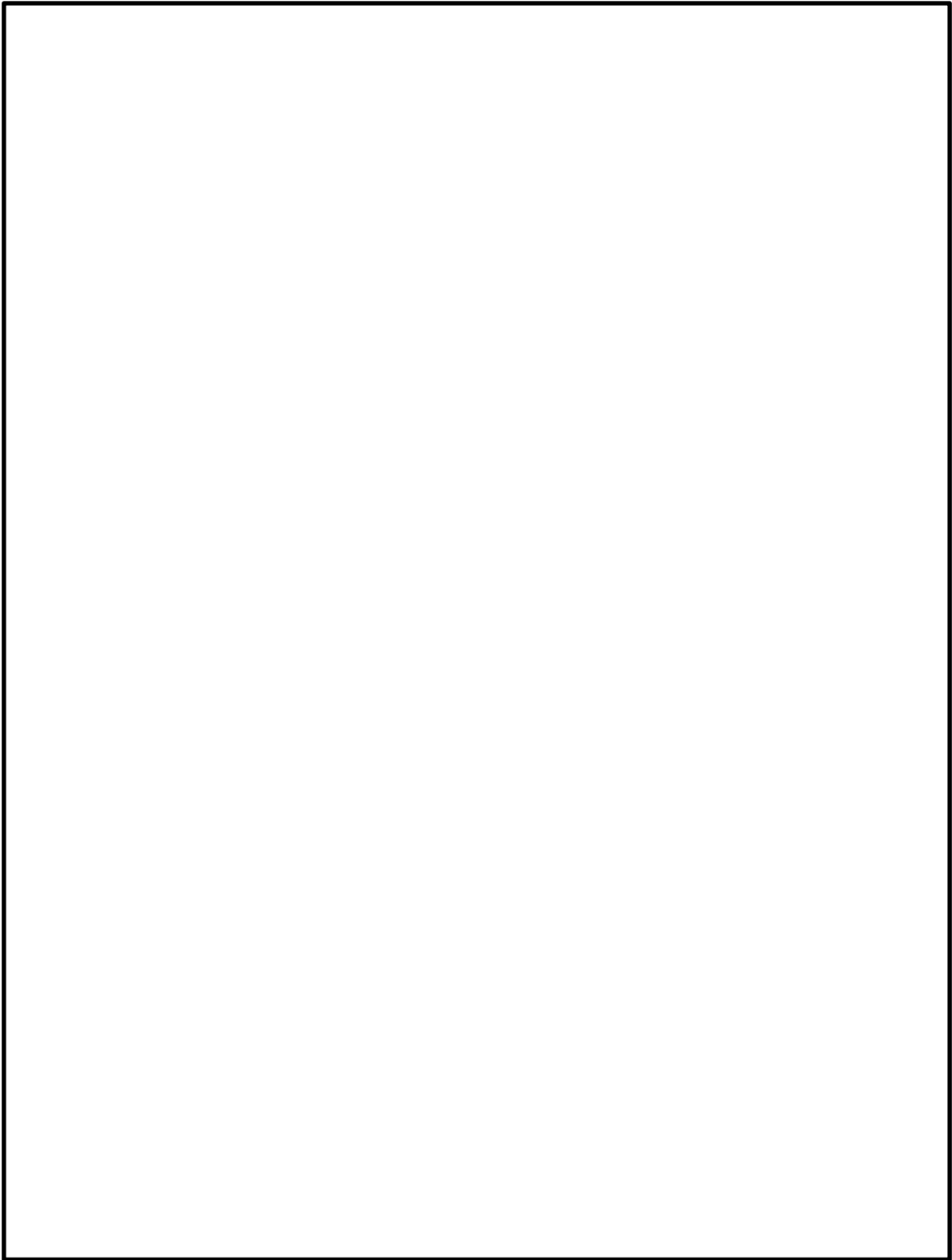
隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5A) の隔離操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5A) の隔離操作については、事象発生 9 時間後から行うこととしており、その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約 44℃及び約 100%である。防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉建物原子炉棟内の滞在時間は約 38 分である。

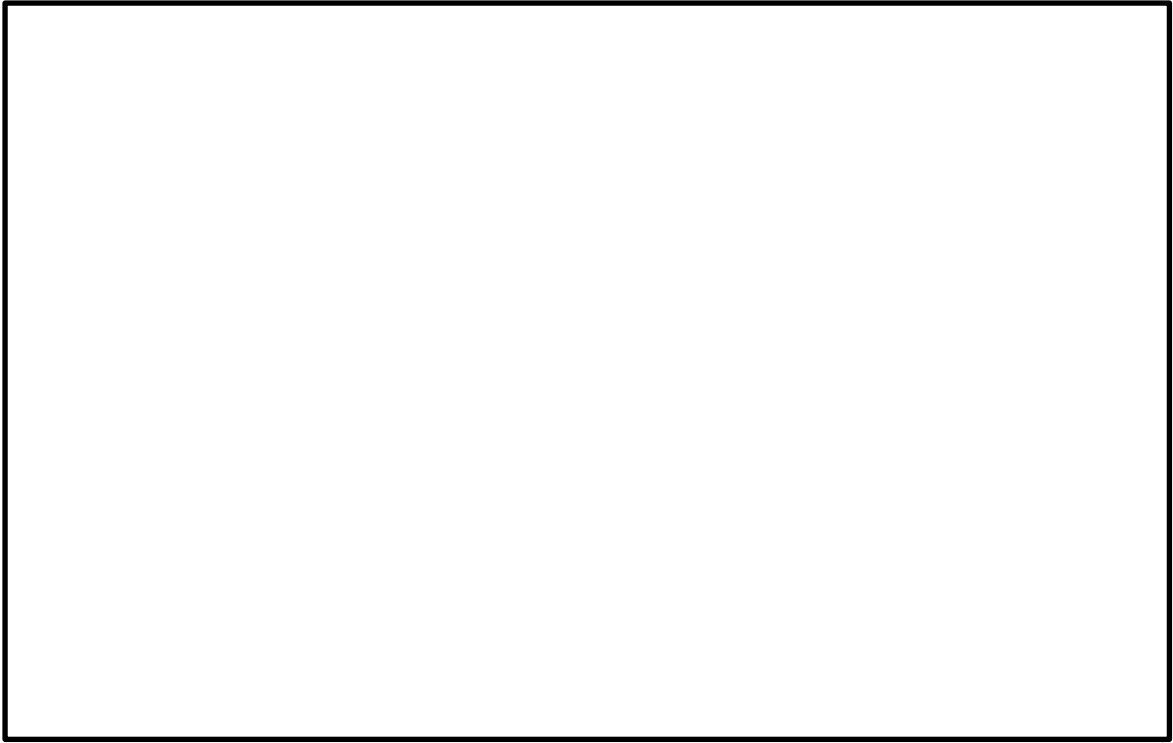
(2) I S L O C A時に必要となる系統（原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系， 残留熱除去系及び逃がし安全弁） への影響

A－残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界， トーラス室とB－残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため， これらのポンプ室には溢水の流入がなく， 蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため， 系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて， 系統の機能は維持される。 なお， 原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系及びB－残留熱除去系のポンプ， 弁及び計器等は， I S L O C A発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。

逃がし安全弁は， 区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており， 関連計装部品も含め， 原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく， 逃がし安全弁の機能は維持される。



別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)



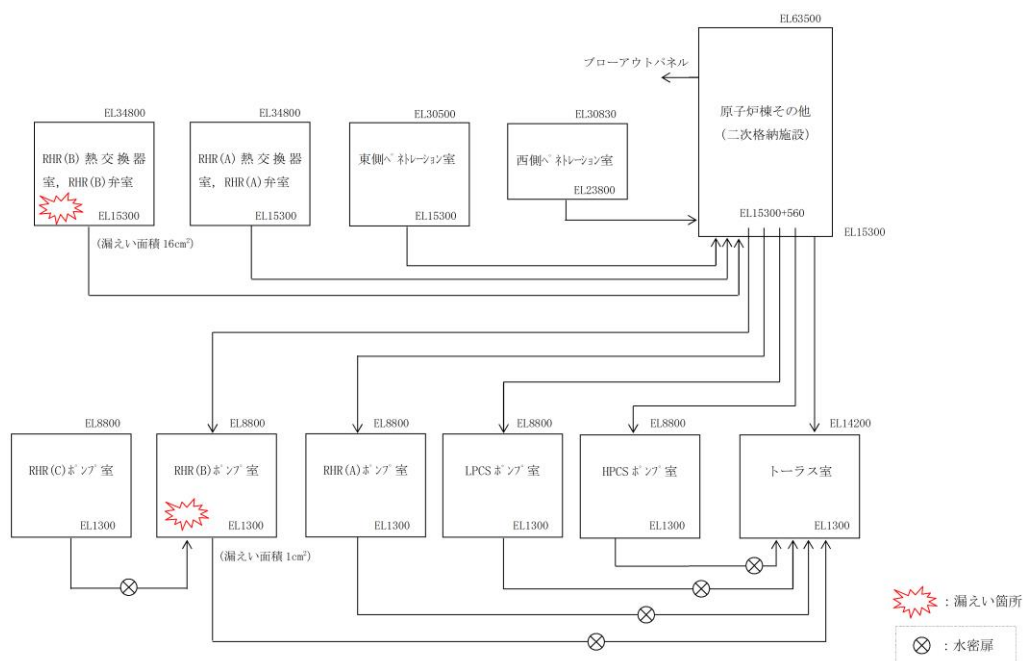
別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

## 2. B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価

### 2.1 評価条件

B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度、圧力及び溢水による影響）を評価した。

B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の漏えい箇所及び漏えい面積は、別表8-1に示すA-残留熱除去系の評価条件と同等（B-残留熱除去ポンプ室：1cm<sup>2</sup>、B-残留熱除去系熱交換器室：16cm<sup>2</sup>）であり、その他評価条件も同等となる。原子炉建物ノード分割モデルを別図8-9に示す。



別図8-9 原子炉建物ノード分割モデル

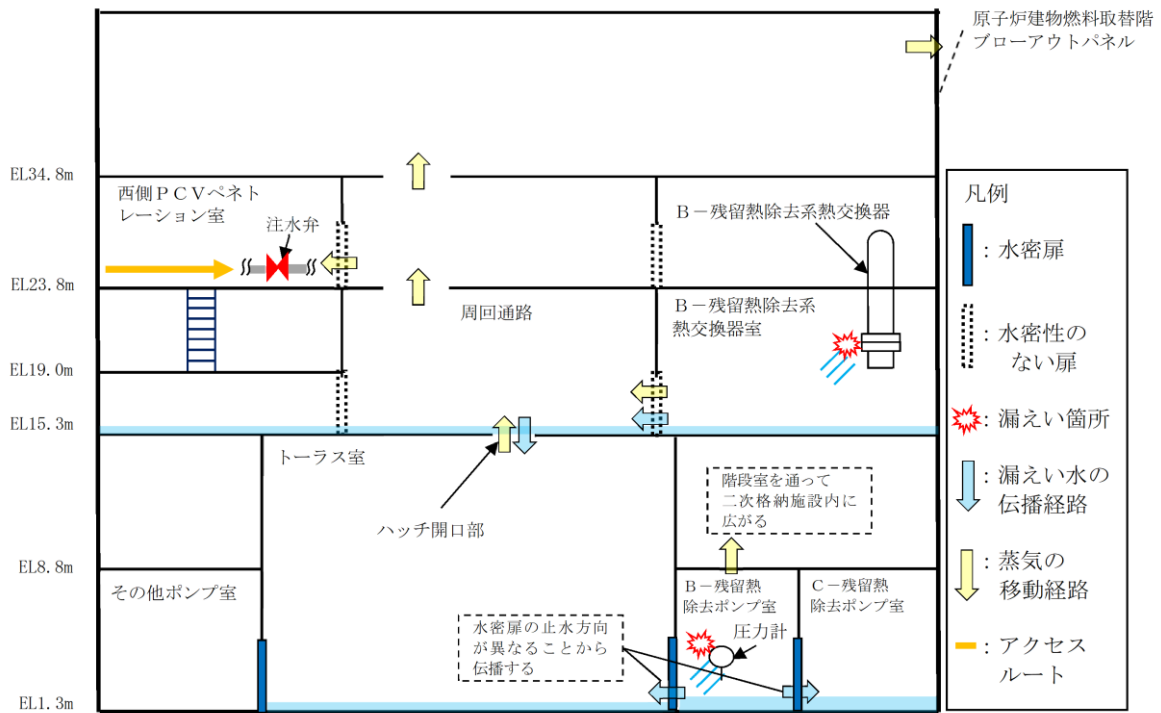
### 2.2 評価結果

解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要を別図8-10に、各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図8-11に、原子炉建物内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図8-12から別図8-14に示す。

#### ○事象進展

事象進展は、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」に示す、A-残留熱除去系にてISLOCAが発生した場合と同様である。

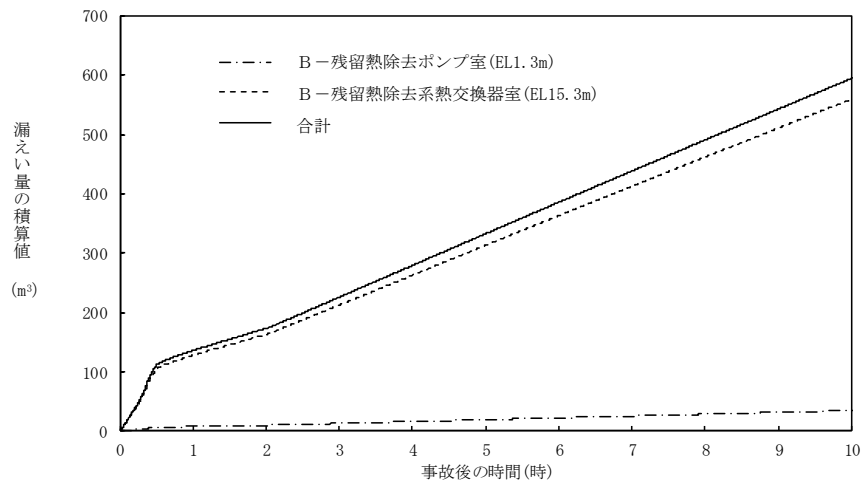




別図 8-10 ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要

○各漏えい発生区画における漏えい量

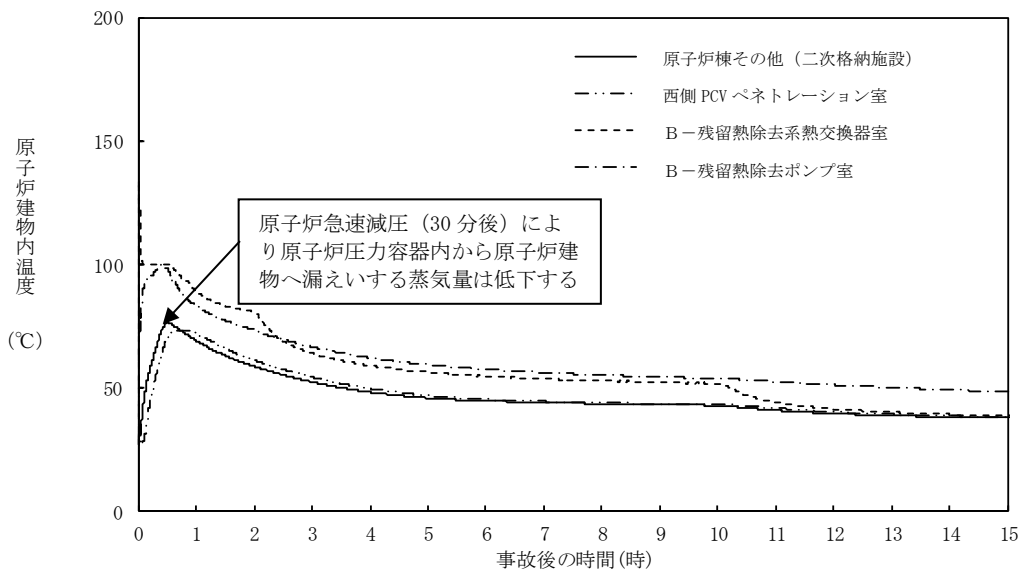
別図 8-11 に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m<sup>3</sup>である。



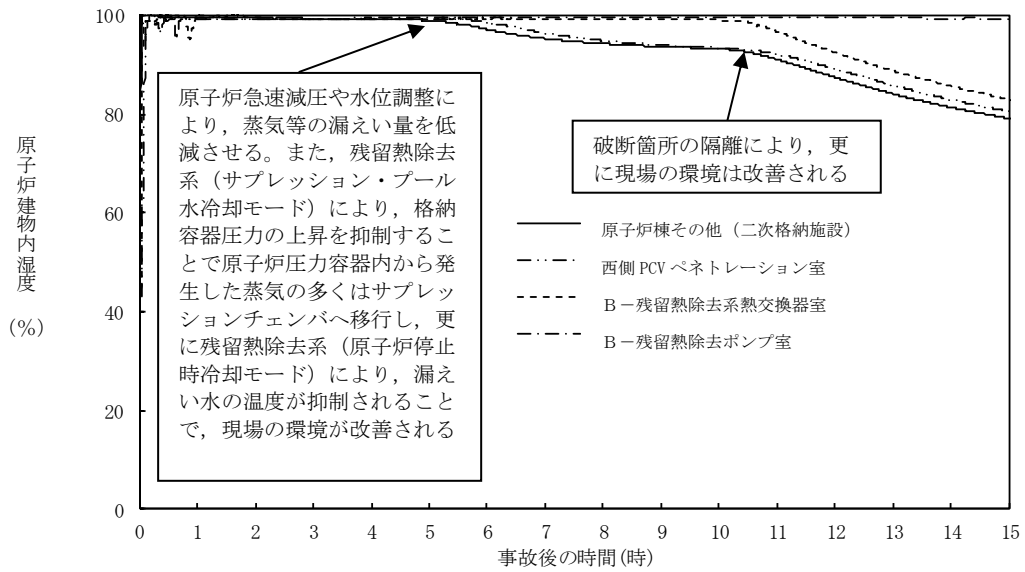
別図 8-11 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

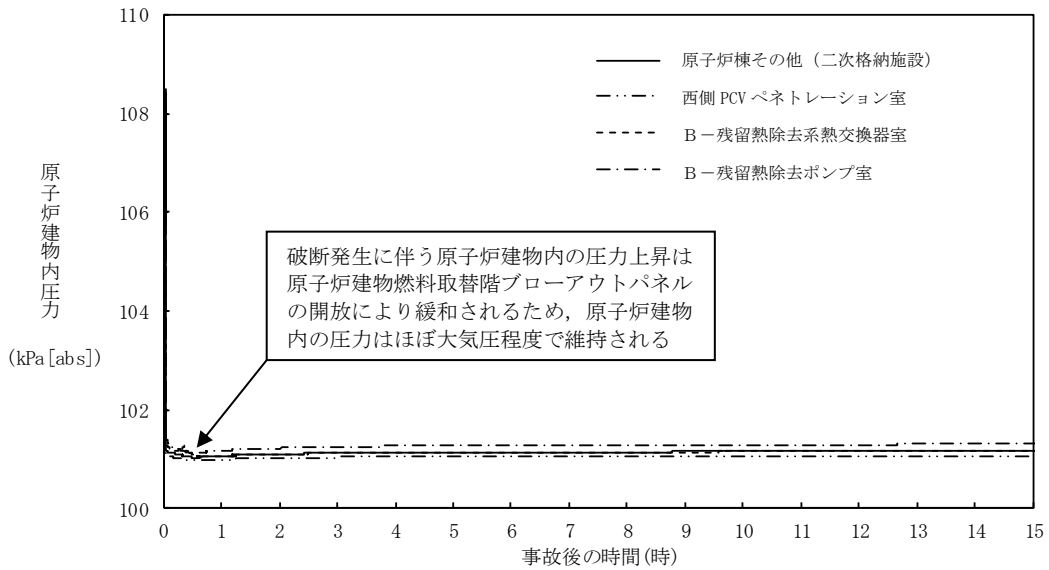
別図 8-12 から別図 8-14 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「西側 PCV ペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約 77℃となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇所からの高温水及び蒸気の流出量が減少するため、雰囲気温度は低下傾向となり、建物内環境が静定する事象発生 9 時間後から 10 時間後までの雰囲気温度の最大値は約 44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、破断箇所隔離操作を実施することで約 10 時間以降低下する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。



別図 8-12 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-13 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-14 原子炉建物内の圧力の推移

## 2.2.1 溢水による影響

別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水は、原子炉建物 1 階 (EL15.3m) に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所である「トーラス室」に排出される。

「B-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから「トーラス室」及び「C-残留熱除去ポンプ室」に伝播する。

溢水範囲を別図 8-15 に、想定する漏えい量を別表 8-4 に示す。

### (1) 注水弁 (MV222-5B) へのアクセス性に対する影響

B-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5B) は、原子炉建物 2 階 (EL23.8m) の床面上に設置されており、I S L O C A により漏えいが発生する機器は、1 階 (EL15.3m) 及び地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23.8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

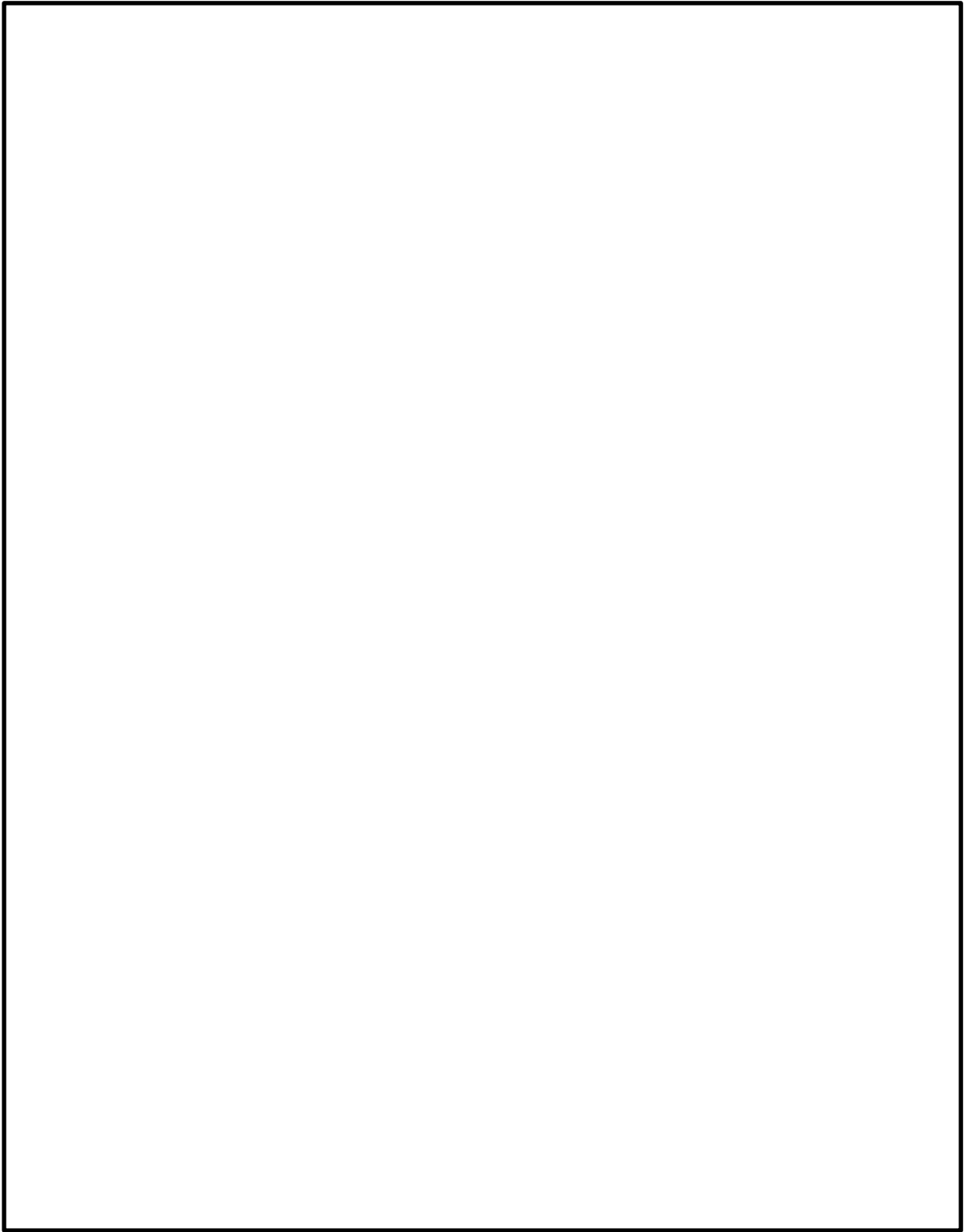
### (2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

トーラス室と A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

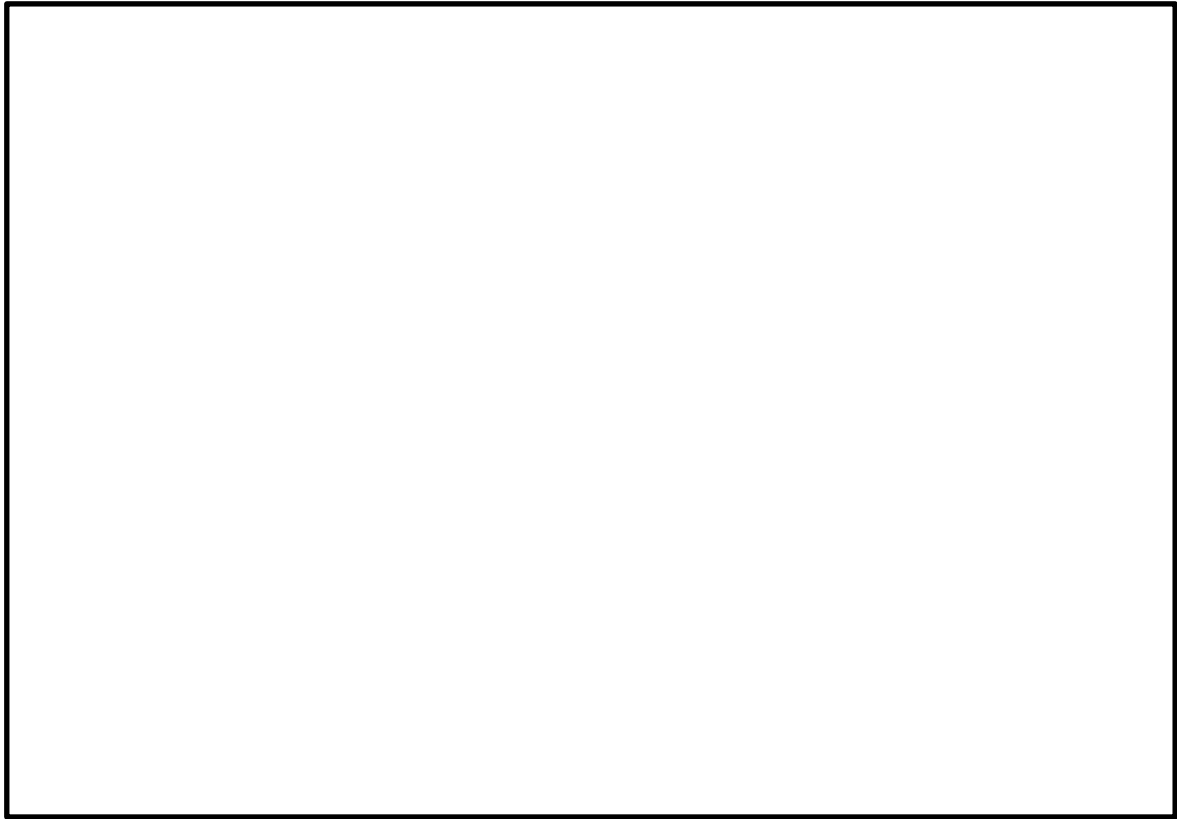
原子炉隔離時冷却ポンプ室は、隣接する区画に漏えい水が伝播しないため、溢水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

漏えい水が伝播する区画において I S L O C A 時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-5 に示す。



別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)



別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

別表 8-4 想定する漏えい量

事故後の時間[h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]	
	B-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-15N)	B-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-11N)
0.5	約 7	約 106
1.0	約 9	約 129
2.0	約 11	約 164
3.0	約 14	約 213
4.0	約 17	約 264
5.0	約 20	約 314
6.0	約 23	約 364
7.0	約 26	約 414
8.0	約 29	約 463
9.0	約 32	約 512
10.0	約 35	約 560

別表 8-5 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ]*1	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+[m]*2	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統の溢水防護対象設備*3	② 機能喪失高さ FL+[m]*2	影響評価	備考
原子炉建物	15.3	R-1F-03N	R-1F-11N	560	802	0.075	0.17*4	2-RIR-1-8D	D-原子炉圧力容器計器ラック	0.59	①<②	
			R-1F-10N									
		R-1F-07-1N	R-1F-11N									
			R-1F-10N									
	1.3	R-B2F-31N	R-1F-03N	560	854	0.075	0.17*4	MV227-3	逃がし弁 N <sub>2</sub> 供給弁	0.55	①<②	
			R-1F-22N									
			R-1F-11N									
			R-1F-10N									
			R-1F-03N									
			R-1F-22N									
R-B2F-15N	595	1041	0.025	0.60	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマムロー弁	7.63	①<②				

■ : 溢水源のある区画

注記\*1 : 事象発生 10 時間後の溢水量

\*2 : 基準床からの高さ

\*3 : 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

\*4 : ハッチからの排出評価を実施

## 2.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」、「B-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉建物原子炉棟内を移動し、原子炉建物原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇に伴い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放し、環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生することで、原子炉建物原子炉棟内の環境条件はほぼ一樣になる。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉建物原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-16 に示す。

### (1) 注水弁 (MV222-5B) への影響

隔離操作を行う注水弁 (MV222-5B) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

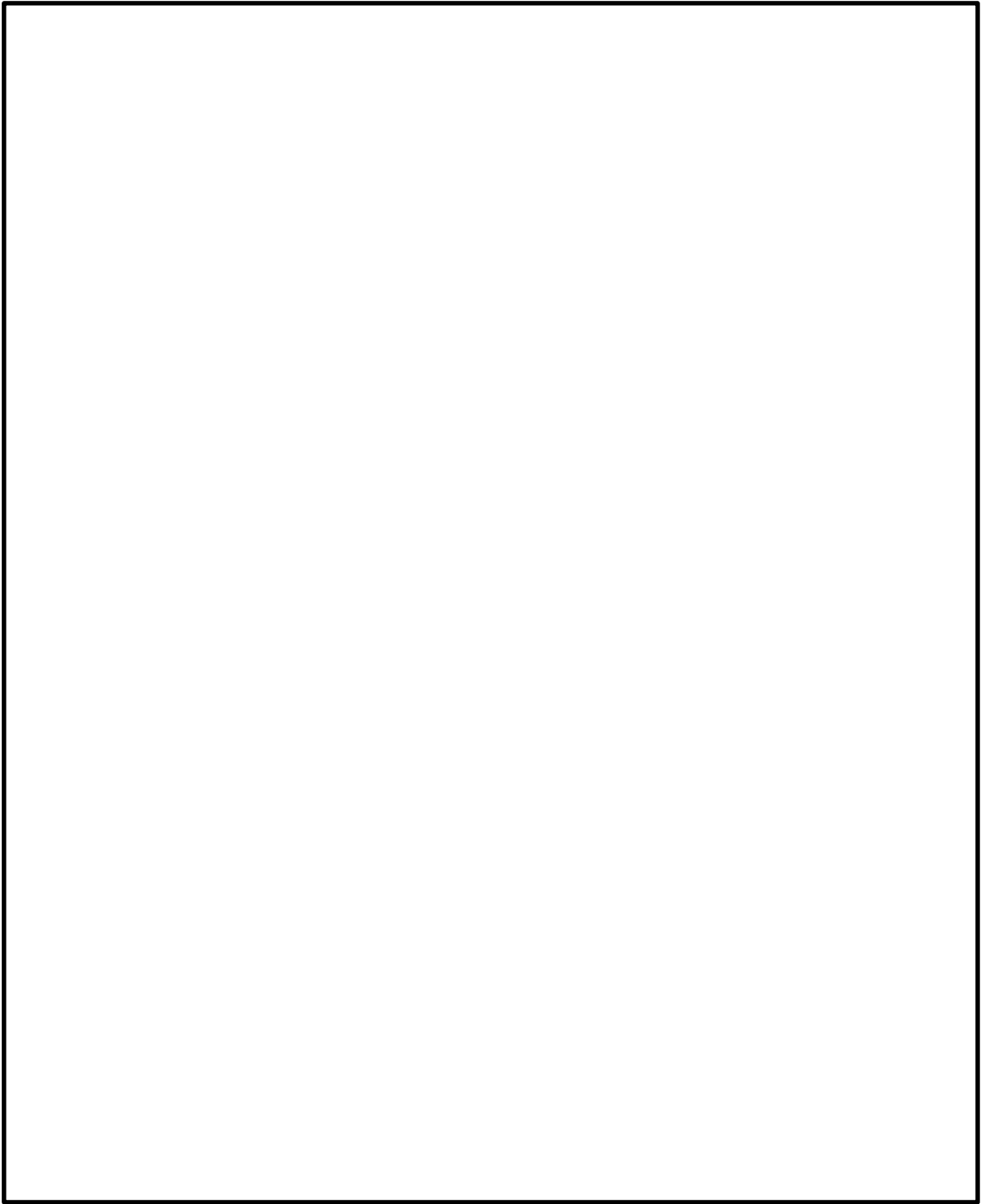
ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5B) の隔離操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5B) の隔離操作については、事象発生 9 時間後から行うこととしており、その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約 44℃及び約 100%である。防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉建物原子炉棟内の滞在時間は約 37 分である。

(2) I S L O C A時に必要となる系統（原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系， 残留熱除去系及び逃がし安全弁） への影響

Aー残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界， トーラス室とAー残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため， これらのポンプ室には溢水の流入がなく， 蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため， 系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて， 系統の機能は維持される。 なお， 原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系及びAー残留熱除去系のポンプ， 弁及び計器等は， I S L O C A発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。

逃がし安全弁は， 区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており， 関連計装部品も含め， 原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく， 逃がし安全弁の機能は維持される。





別図 8-16 B-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)



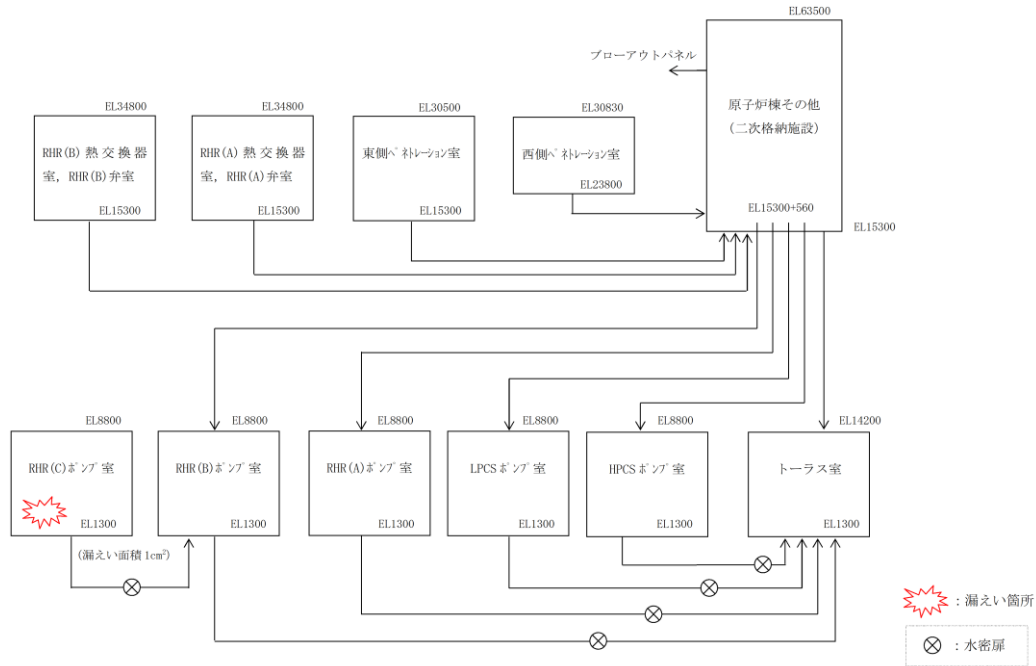
別図 8-16 B - 残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

### 3. C-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価

#### 3.1 評価条件

C-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度、圧力及び溢水による影響）を評価した。

C-残留熱除去系においてISLOCAが発生した場合の漏えい箇所は圧力スイッチ（C-残留熱除去ポンプ室）のみであり、漏えい面積は1cm<sup>2</sup>（圧力応答評価に基づき評価された、圧力スイッチ2台分の漏えい面積に余裕をとった値）となる。その他の評価条件は、別表8-1において設定した評価条件と同様とした。原子炉建物ノード分割モデルを別図8-17に示す。



別図8-17 原子炉建物ノード分割モデル

#### 3.2 評価結果

解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要を別図8-18に、漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図8-19に、原子炉建物内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図8-20から別図8-22に示す。

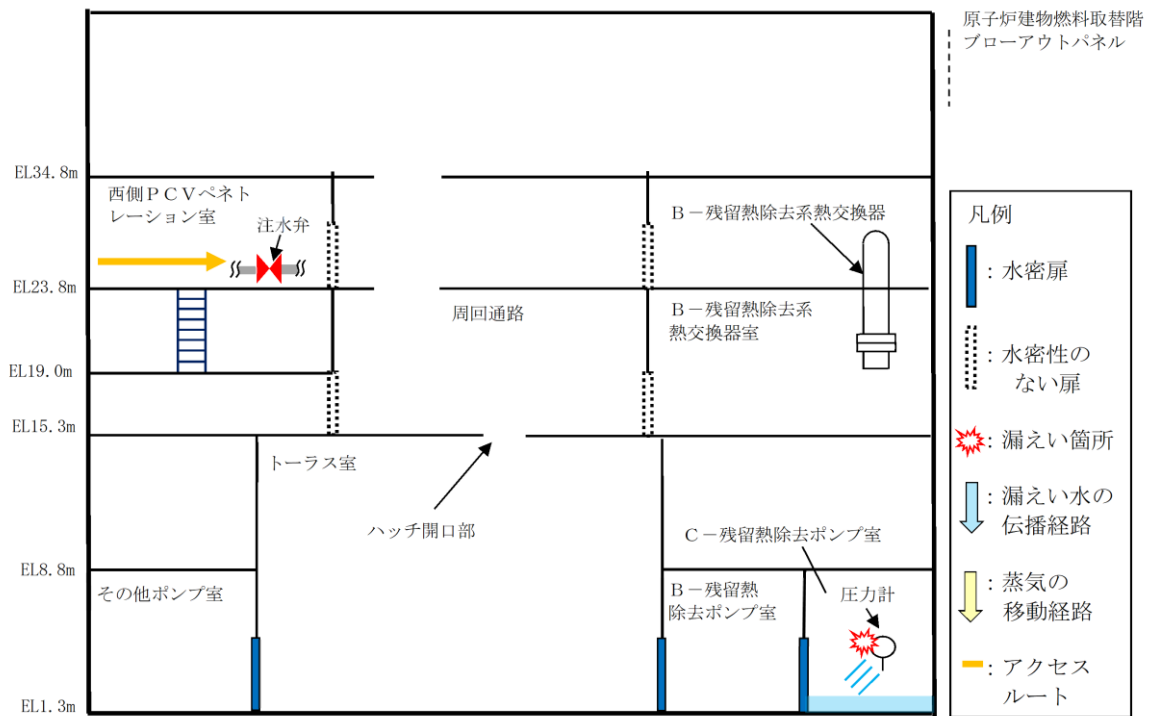
#### ○事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり、給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプ2台すべてがトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。

事象発生20分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象発生30分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を開始すること

で原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル2）で全閉する。

事象発生 10 時間後、現場操作により残留熱除去系の破断箇所を隔離した後は、高压炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。

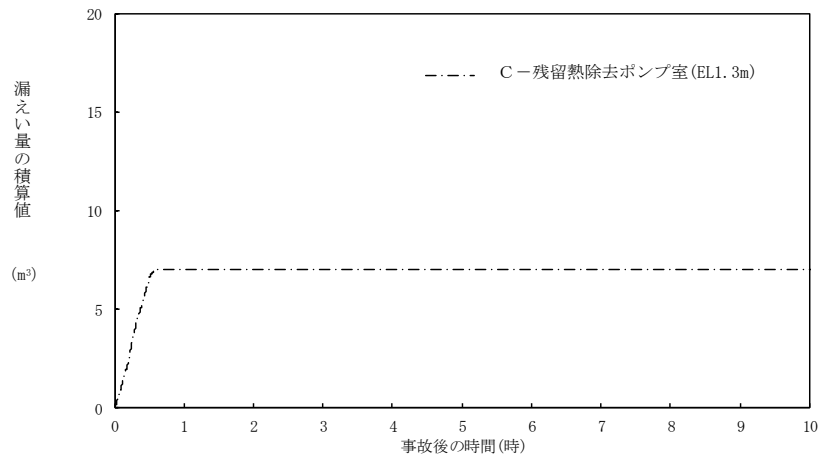


別図 8-18 I S L O C A 発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要

○漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-19 に示すとおり、C-残留熱除去系における漏えいは、事象発生 30 分後の原子炉急速減圧によって停止し、原子炉冷却材の漏えい量は約 7m<sup>3</sup>となる。これは、破断箇所からの漏えいは原子炉圧力と漏えい発生区画の圧力の関係に応じて発生するが、漏えい発生区画である「C-残留熱除去ポンプ室」は水密扉により他室と区切られているため、漏えい水や蒸気はこの区画内に留まっており、また評価上、原子炉建物から環境への漏えいを考慮しない条件としていることから、原子炉減圧操作によって原子炉圧力が「C-残留熱除去ポンプ室」の圧力を下回るためである。

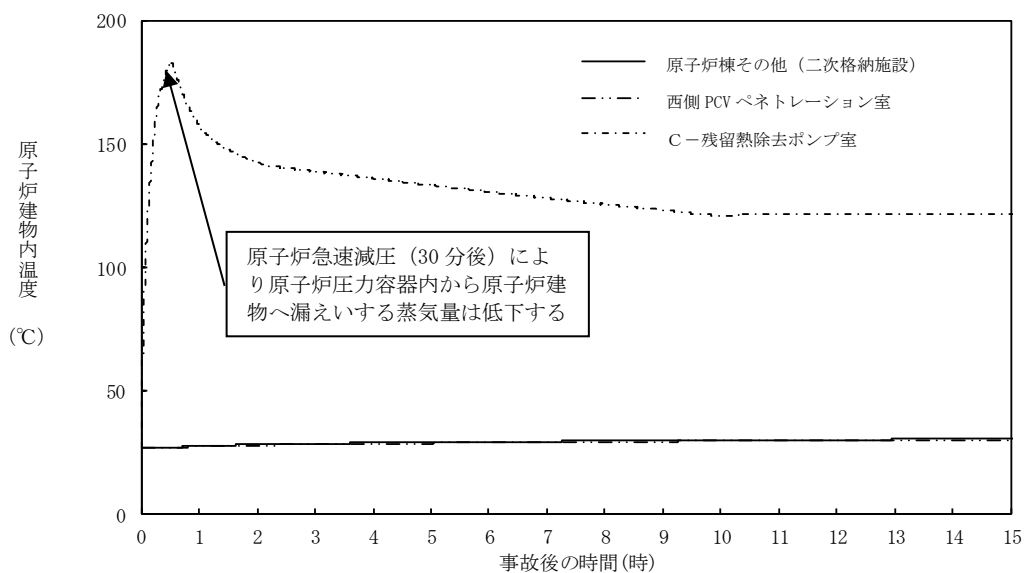
なお、「C-残留熱除去ポンプ室」から隣接する区画への伝播を仮定した場合には、隔離操作完了まで漏えいが継続することとなるが、この場合でも漏えいはA-残留熱除去系に比べ小規模となる。



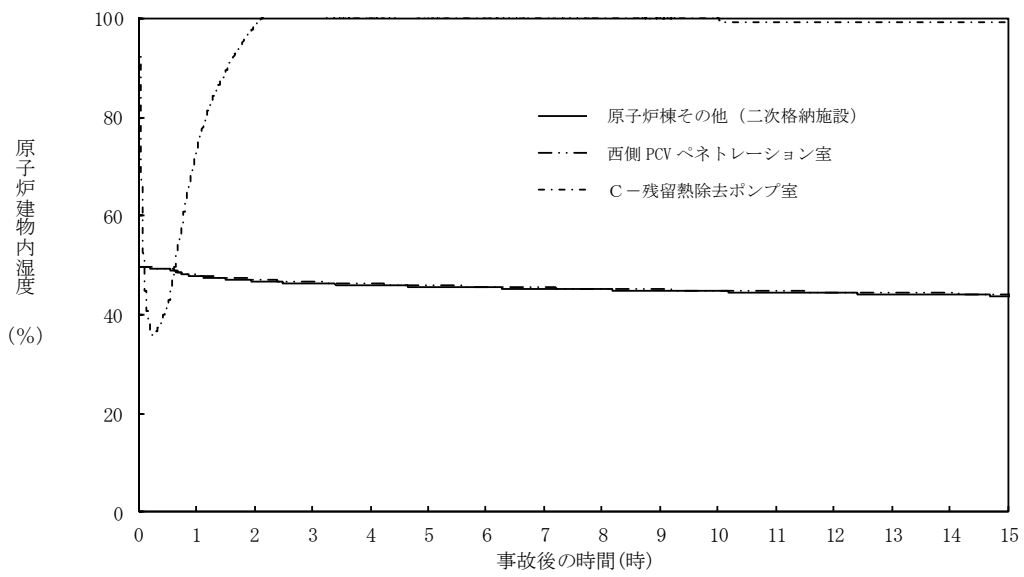
別図 8-19 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

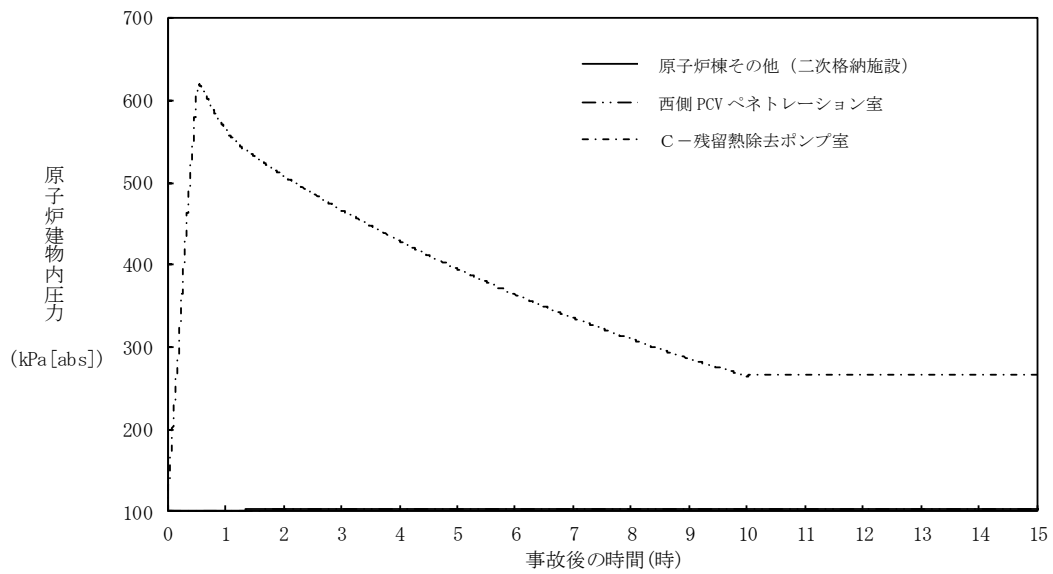
別図 8-20 から別図 8-22 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「西側 PCV ペネトレーション室」における雰囲気温度は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転によるトーラス室の温度上昇に伴って初期温度から僅かに上昇するが、現場隔離操作の完了までの最大値は約 31℃であり、想定している作業環境（約 44℃）未満で推移する。また、原子炉急速減圧まで破断箇所からの漏えいが継続するものの、湿度、圧力においてその影響は軽微であり低い値で維持される。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放圧力には到達しない。



別図 8-20 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-21 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-22 原子炉建物内の圧力の推移

### 3.2.1 溢水による影響

「C-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置していることから、隣接する「B-残留熱除去ポンプ室」及び「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しない。

溢水範囲を別図 8-23 に、想定する漏えい量を別表 8-6 に示す。

#### (1) 注水弁 (MV222-5C) へのアクセス性に対する影響

C-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5C) は、原子炉建物 2 階 (EL23.8m) の床面上に設置されており、I S L O C Aにより漏えいが発生する機器は、地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23.8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

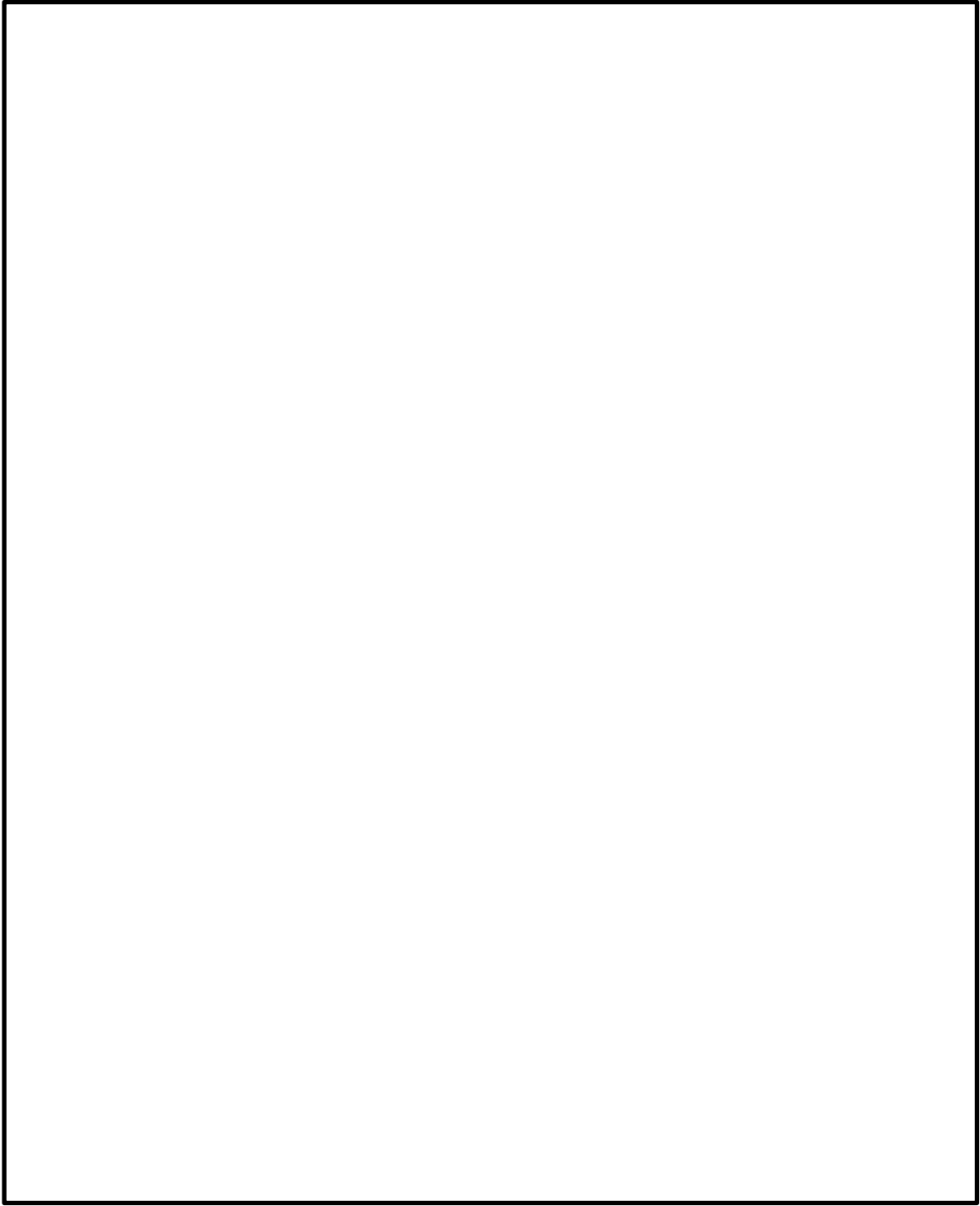
#### (2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、C-残留熱除去ポンプ室とB-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレーポンプ室については、漏えい水が伝播しないため、溢水の影響を受けない。

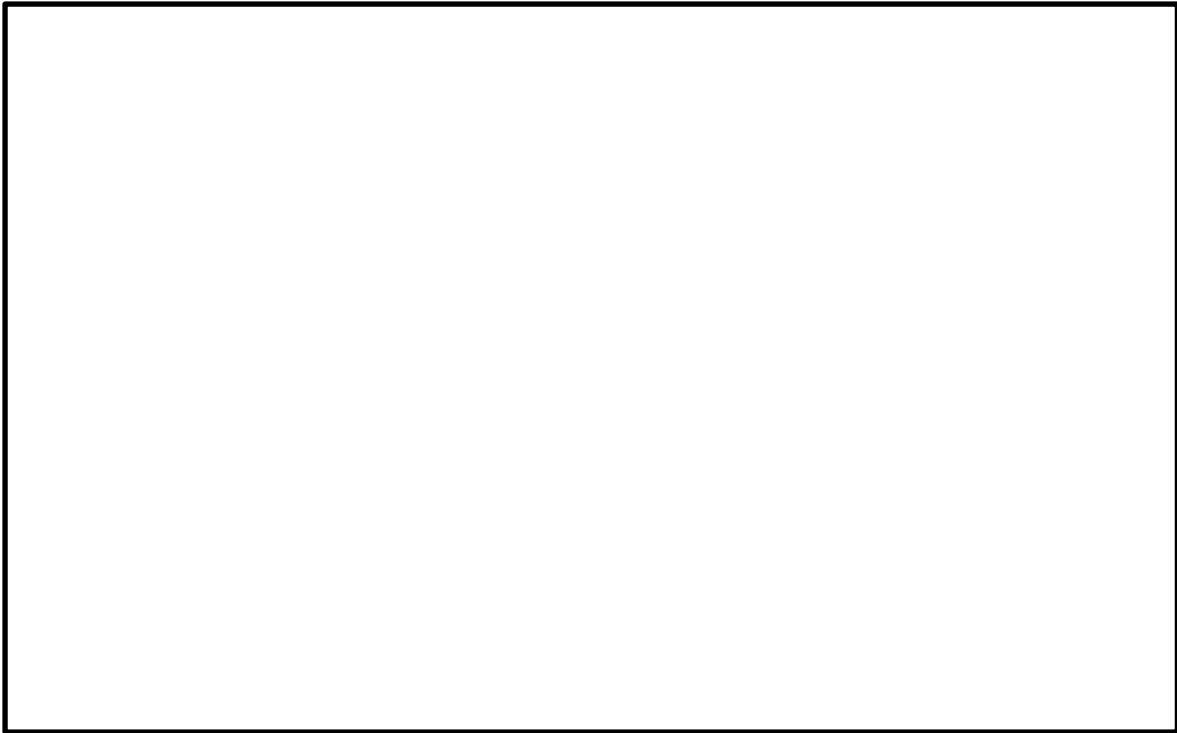
逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

なお、漏えい発生区画であるC-残留熱除去ポンプ室にはI S L O C A時に必要となる系統の溢水防護対象設備はない。



別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)





別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

別表 8-6 想定する漏えい量

事故後の時間[h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]
	C-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-03N)
0.5	約 6.7
1.0	約 7.1
2.0	約 7.1
3.0	約 7.1
4.0	約 7.1
5.0	約 7.1
6.0	約 7.1
7.0	約 7.1
8.0	約 7.1
9.0	約 7.1
10.0	約 7.1

### 3.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-18 に示すとおり、「C-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気は、境界に設置した水密扉により隣接する区画に伝播せず、「C-残留熱除去ポンプ室」内に留まる。蒸気の滞留範囲を別図 8-24 に示す。

#### (1) 注水弁 (MV222-5C) への影響

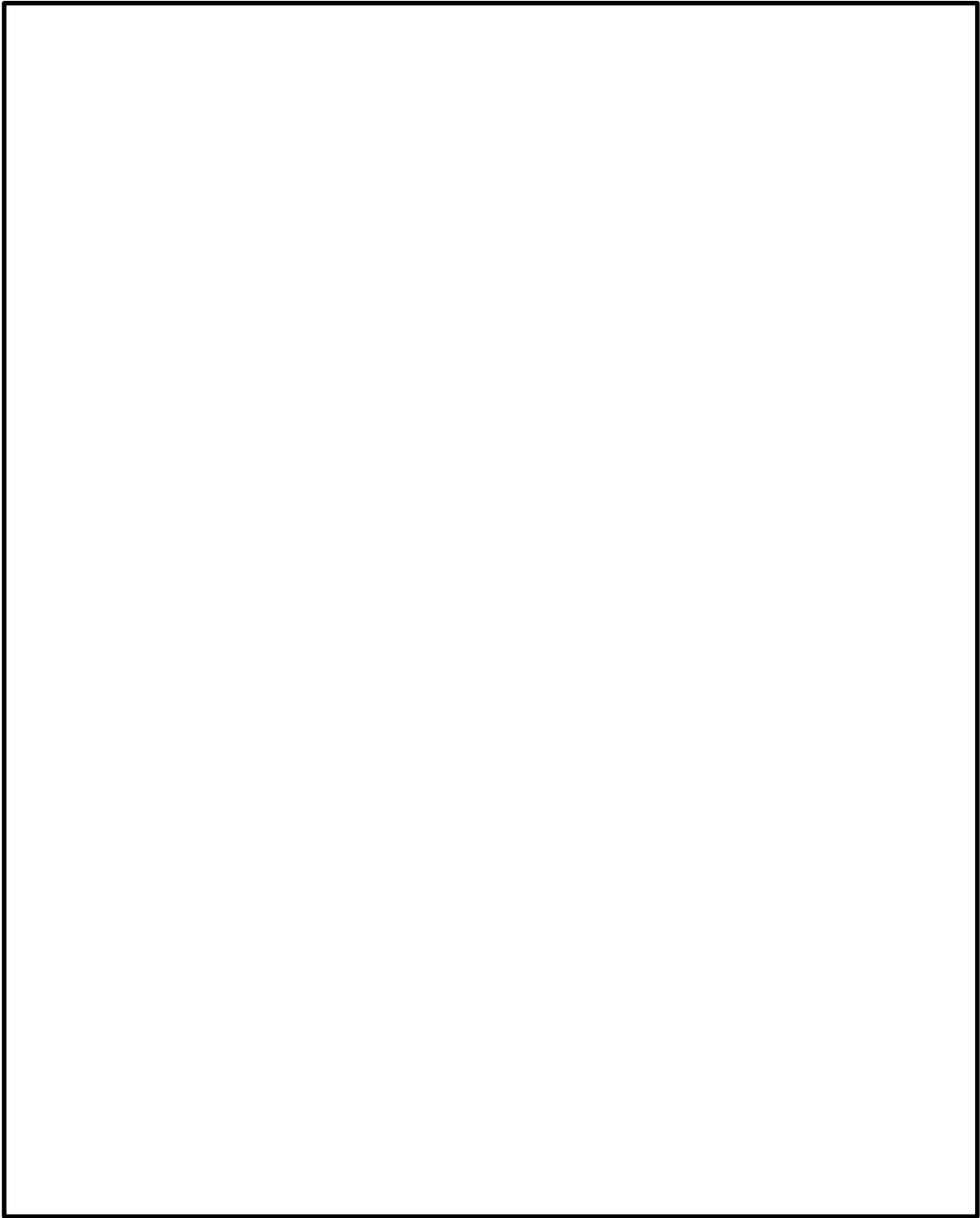
隔離操作を行う注水弁 (MV222-5C) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100°C 以上の耐性を有していることから機能維持される。

I S L O C A 発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5C) の隔離操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5C) の隔離操作において、原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境 (約 44°C) 未満で推移するため、防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお、注水弁 (MV222-5C) の隔離操作における原子炉建物原子炉棟内の滞在時間は、約 37 分である。

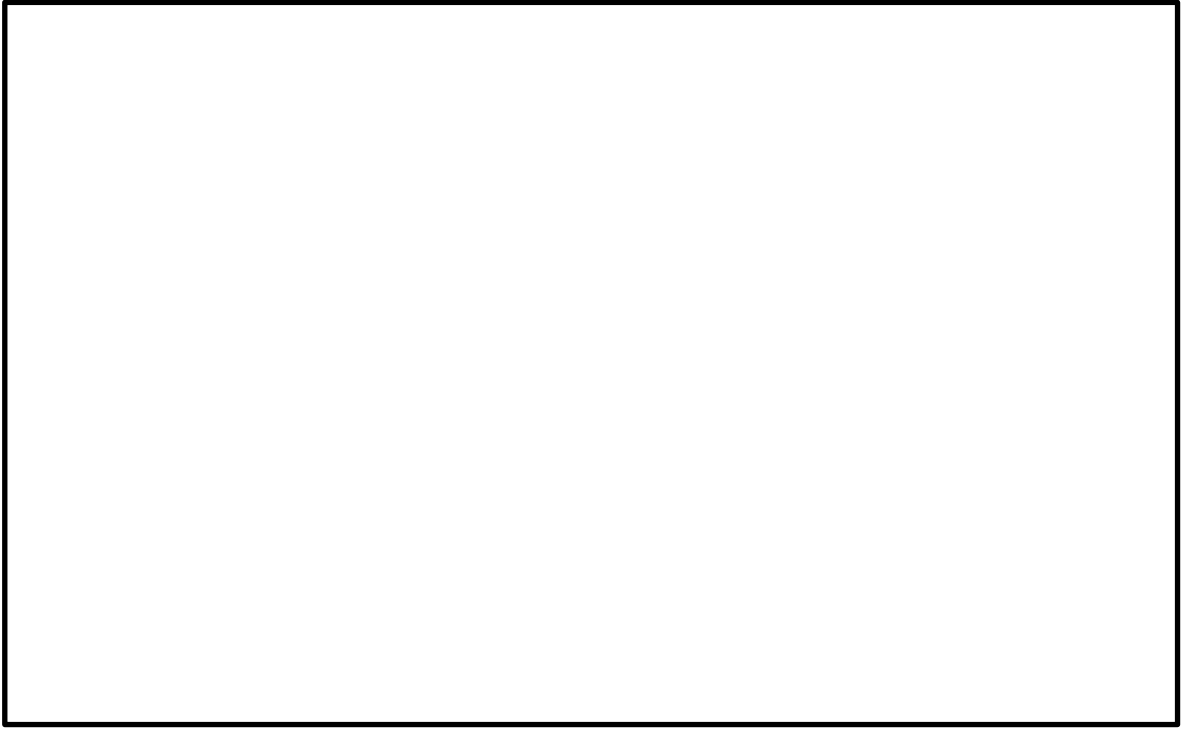
#### (2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、C-残留熱除去ポンプ室と B-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されており、また A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレーポンプ室については、漏えい水が伝播する区画に隣接していないため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレー系及び A-残留熱除去系 (又は B-残留熱除去系) のポンプ、弁及び計器等は、I S L O C A 発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。



別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)



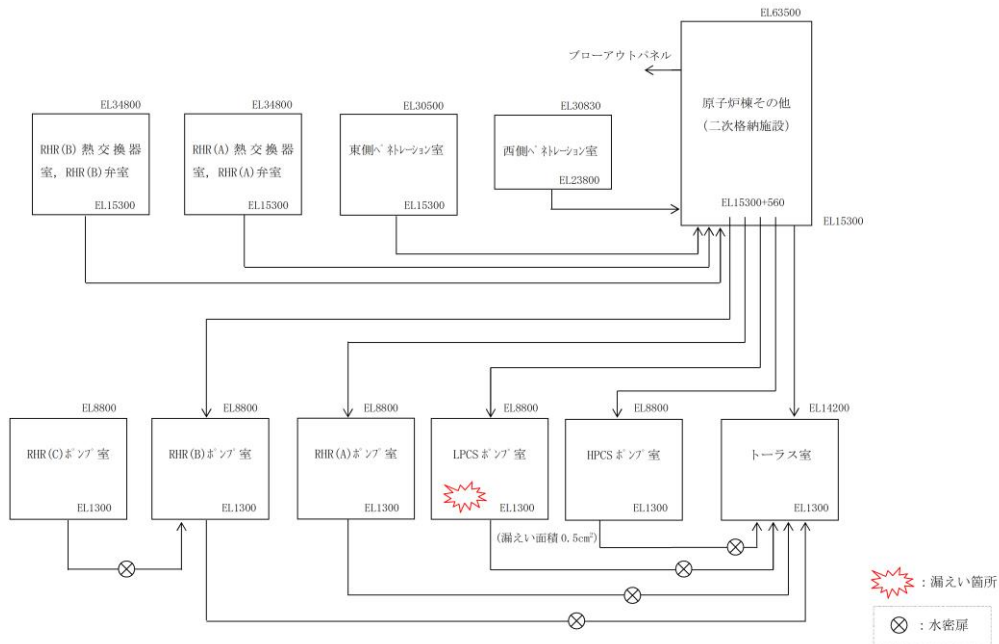
別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

#### 4. 低圧炉心スプレイ系における I S L O C A 発生時の評価

##### 4.1 評価条件

低圧炉心スプレイ系における I S L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度、圧力及び溢水による影響）を評価した。

低圧炉心スプレイ系において I S L O C A が発生した場合の漏えい箇所は圧力スイッチ（低圧炉心スプレイポンプ室）のみであり、漏えい面積は  $0.5\text{cm}^2$ （圧力応答評価に基づき評価された、圧力スイッチ 1 台分の漏えい面積に余裕をとった値）となる。その他の評価条件は、別表 8-1 において設定した評価条件と同様とした。原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-25 に示す。



別図 8-25 原子炉建物ノード分割モデル

##### 4.2 評価結果

解析結果に基づく、I S L O C A 発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要を別図 8-26 に、漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-27 に、原子炉建物内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図 8-28 から別図 8-30 に示す。

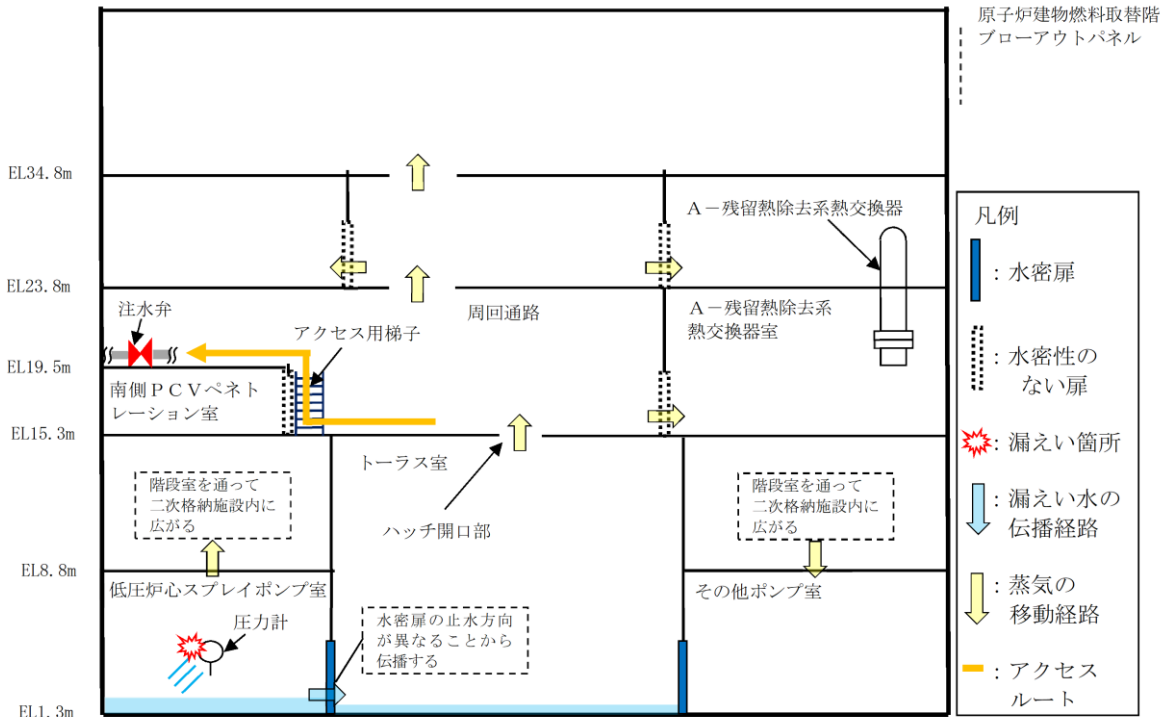
##### ○事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり、給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低（レベル 2）で再循環ポンプ 2 台すべてがトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。

事象発生 20 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象発生 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉

隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル2）で全閉する。

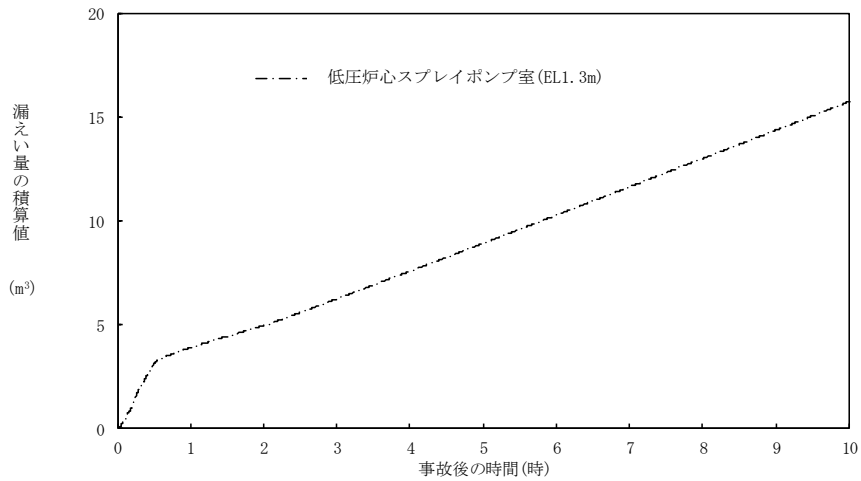
事象発生10時間後、現場操作により低圧炉心スプレイ系の破断箇所を隔離した後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。



別図 8-26 ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要

○漏えい発生区画における漏えい量

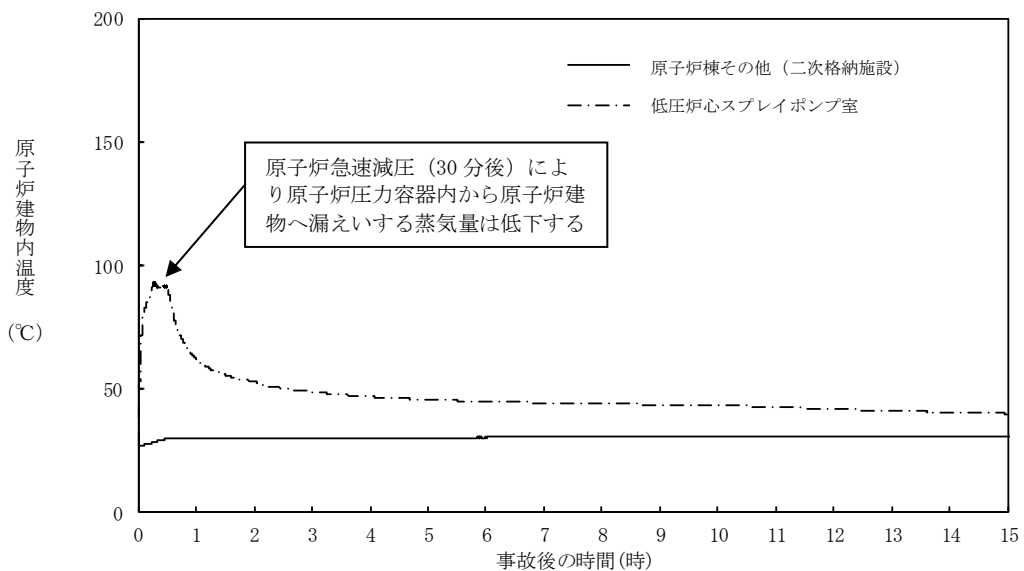
別図 8-27 に示すとおり、低圧炉心スプレイ系における漏えいはA-残留熱除去系に比べ小規模となるため、現場での隔離操作は比較的早期に実施可能と考えられるが、事象発生10時間後まで隔離が実施できないことを想定した場合、原子炉冷却材の漏えい量は約16m<sup>3</sup>である。



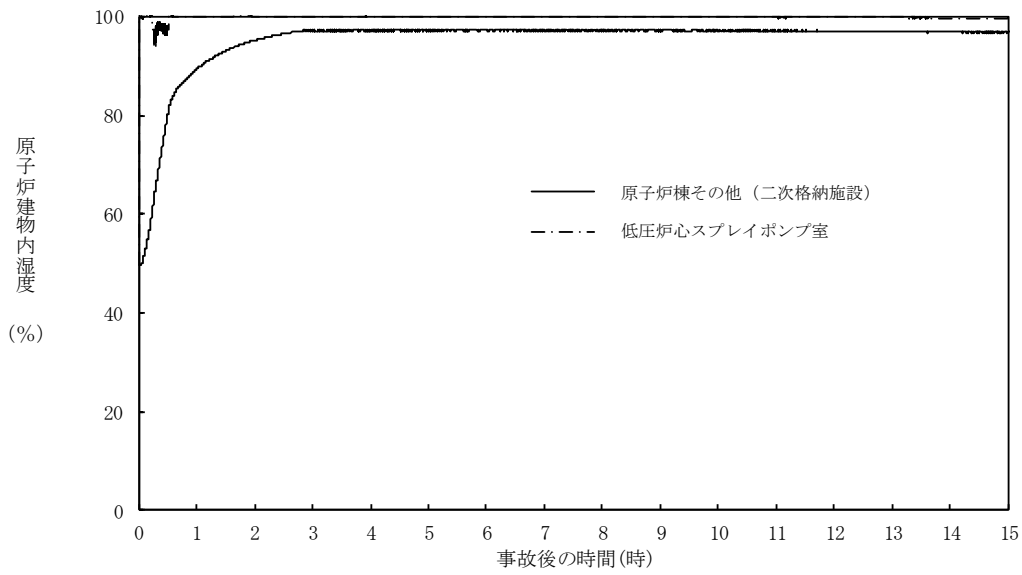
別図 8-27 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

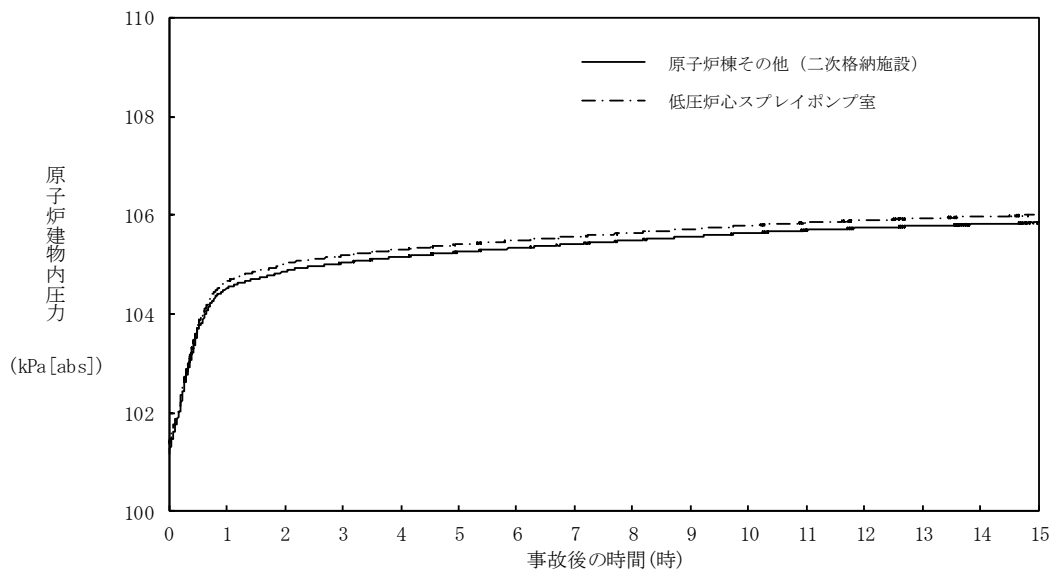
別図 8-28 から別図 8-30 に示すとおり，アクセスルート及び操作場所である「原子炉棟その他（二次格納施設）」における雰囲気温度は，初期温度から僅かに上昇するが，現場隔離操作の完了までの最大値は約 31℃であり，想定している作業環境（約 44℃）未満で推移する。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため，ゆっくりと上昇を続けた後，高い値で維持される。圧力については漏えい発生後から上昇傾向となるものの，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放圧力には到達しない。



別図 8-28 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-29 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-30 原子炉建物内の圧力の推移

#### 4.2.1 溢水による影響

「低圧炉心スプレイポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから「トーラス室」に伝播する。

溢水範囲を別図 8-31 に、想定する漏えい量を別表 8-7 に示す。



(1) 注水弁 (MV223-2) へのアクセス性に対する影響

低圧炉心スプレイ系の隔離操作を行う注水弁 (MV223-2) は、原子炉建物中 1 階 (EL19.5m) の床面上に設置されており、I S L O C A により漏えいが発生する機器は、地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 1 階 (EL15.3m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

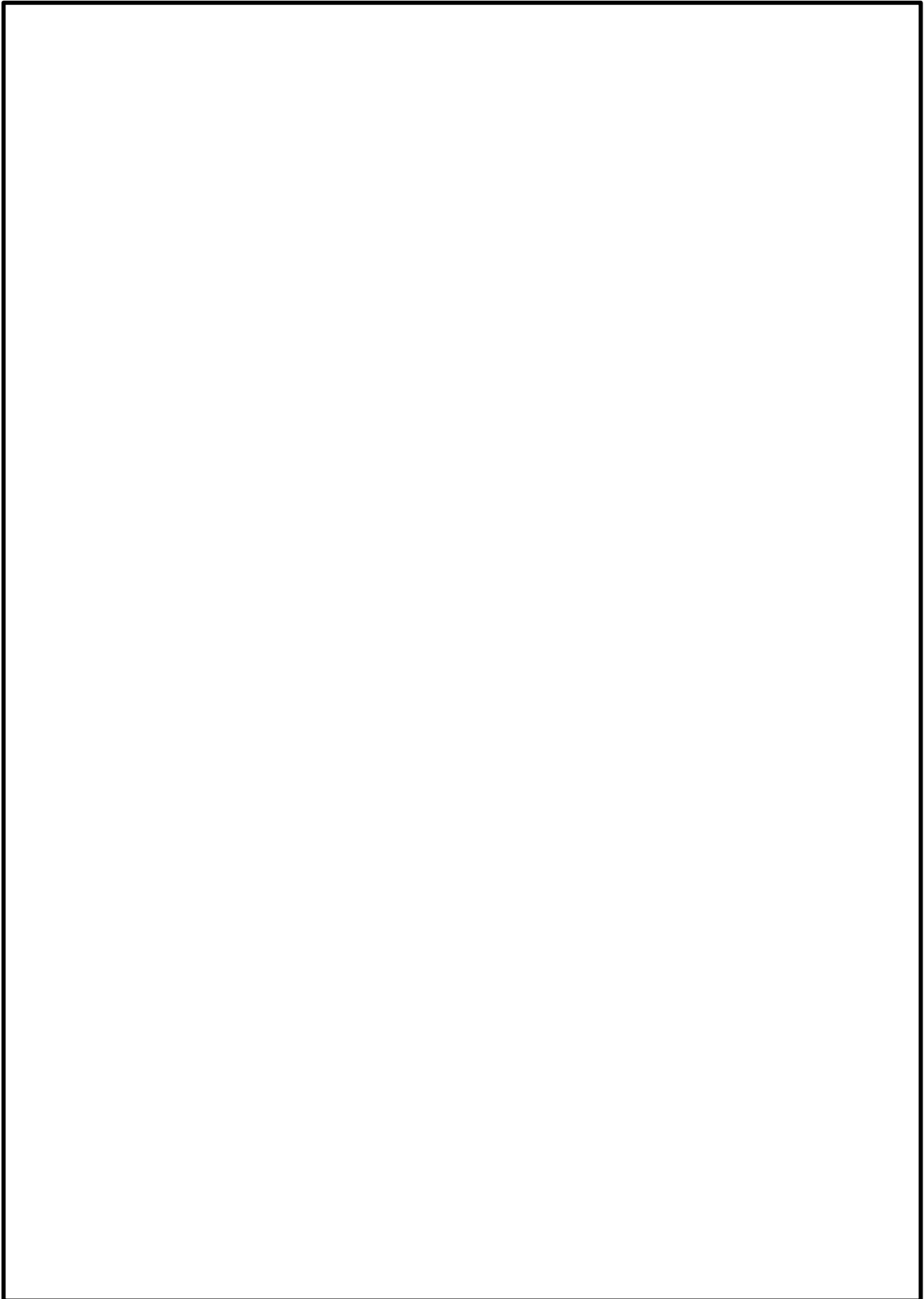
(2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

トラス室と A-残留熱除去ポンプ室、B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

原子炉隔離時冷却ポンプ室は、隣接する区画に漏えい水が伝播しないため、溢水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

漏えい水が伝播する区画において I S L O C A 時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-8 に示す。



別図 8-31 低圧炉心スプレイ系 溢水範囲

別表 8-7 想定する漏えい量

事故後の時間[h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]
	低圧炉心スプレイポンプ室 (R-B2F-09N)
0.5	約 3.2
1.0	約 4.0
2.0	約 5.0
3.0	約 6.3
4.0	約 7.7
5.0	約 9.0
6.0	約 10.4
7.0	約 11.7
8.0	約 13.1
9.0	約 14.4
10.0	約 15.8

別表 8-8 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>*1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>*2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>*3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>*2</sup>	影響 評価	備考
原子炉 建物	1.3	R-B2F-31N	R-B2F-09N	15.8	1039	0.025	0.05	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマムロー弁	7.63	①<②	

: 溢水源のある区画

注記\*1 : 事象発生 10 時間後の溢水量

\*2 : 基準床からの高さ

\*3 : 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

#### 4.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-26 に示すとおり、「低圧炉心スプレイポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉建物原子炉棟内に伝播する。蒸気の滞留範囲を別図 8-32 に示す。

##### (1) 注水弁 (MV223-2) への影響

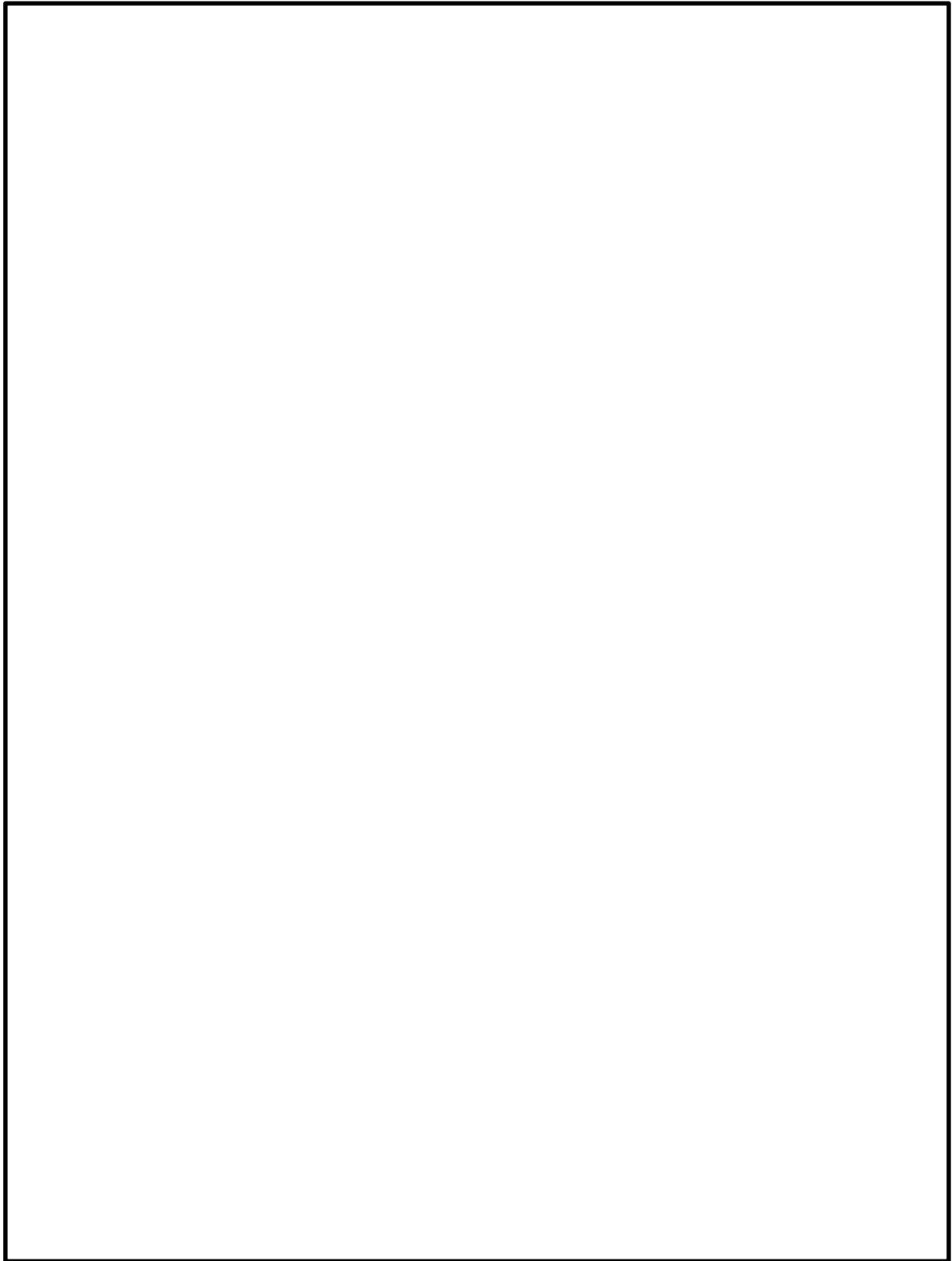
隔離操作を行う注水弁 (MV223-2) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

I S L O C A 発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV223-2) の隔離操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。注水弁 (MV223-2) の隔離操作において、原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境 (約 44℃) 未満で推移するため、防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお、注水弁 (MV223-2) の隔離操作における原子炉建物原子炉棟内の滞在時間は、約 35 分である。

##### (2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響

トーラス室と A-残留熱除去ポンプ室、B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されており、また原子炉隔離時冷却ポンプ室については、漏えい水が伝播する区画に隣接していないため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び A-残留熱除去系 (又は B-残留熱除去系) のポンプ、弁及び計器等は、I S L O C A 発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。



別図 8-32 低圧炉心スプレイ系 蒸気滞留範囲

I S L O C A発生時の原子炉建物原子炉棟内線量率評価  
及び敷地境界の実効線量評価

1. 原子炉建物原子炉棟内線量率について

(1) 評価の想定

A－残留熱除去系の破断口から原子炉建物原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中の放射性物質のうち気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質について原子炉建物原子炉棟から環境への漏えいを考慮せずに原子炉建物原子炉棟内に均一に分布するものとして原子炉建物原子炉棟内の線量率を評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約  $8.1 \times 10^7$  Bq 「平成元年 1 月 18 日（起動試験）」であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci ( $3.7 \times 10^{12}$  Bq) と設定した。

(別表 9-1 参照)

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建物原子炉棟内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具（酸素呼吸器）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。

別表 9-1 評価条件（追加放出量）

項 目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量 (Bq)	$3.7 \times 10^{12}$	約 $8.1 \times 10^7$ (平成元年 1 月 18 日 (起動試験))
希ガス及びハロゲン等の追加放出量（ $\gamma$ 線 0.5MeV 換算値）(Bq)	$2.3 \times 10^{14}$	—

各系統において I S L O C A が発生した場合の、原子炉建物原子炉棟へ漏えいした冷却材からの気相部への移行割合は別表 9-2 のとおり、A－残留熱除去系及び B－残留熱除去系に包絡される。また、評価対象エリアの体積は A－残留熱除去系（東側 P C V ペネトレーション室気相部）が B－残留熱除去系（西側 P C V ペネトレーション室気相部）より大きいことから、線量率は A－残留熱除去系に包絡される。

別表 9-2 原子炉建物原子炉棟へ漏えいした冷却材からの  
追加放出 F P の気相部への移行割合

項目	漏えい面積 (cm <sup>2</sup> )	追加放出の気相部への移行割合 (%)
A-残留熱除去系	17	約 11.4
B-残留熱除去系	17	約 11.4
C-残留熱除去系	1	約 0.4
低圧炉心スプレイ系	0.5	約 0.2

なお、線量率評価においては保守的に A-残留熱除去系における I S L O C A 時の追加放出 F P の気相部への移行割合を全量として評価する。

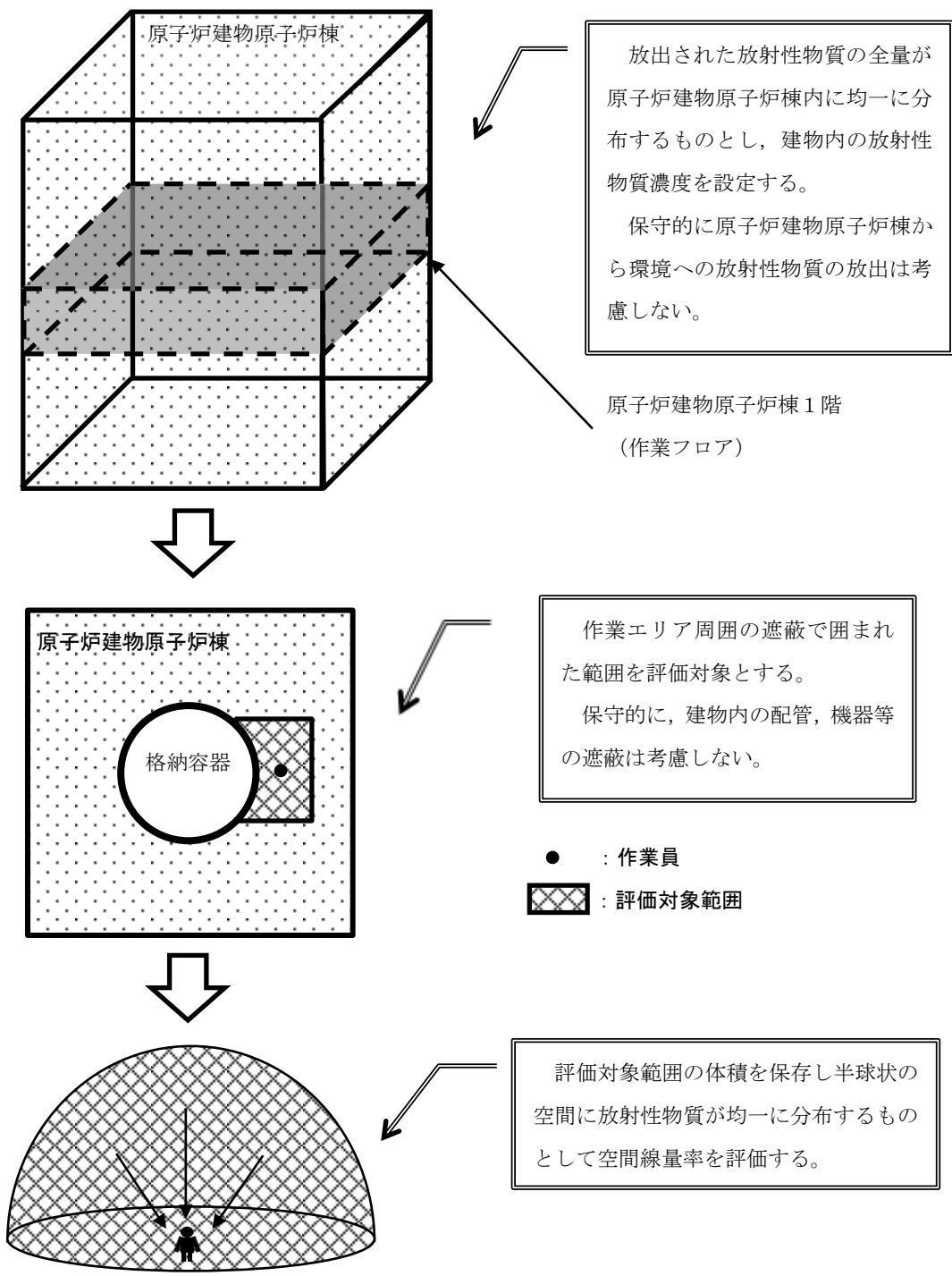
(2) 評価の方法

原子炉建物原子炉棟内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別図 9-1 に示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

- D : 放射線量率 (Gy/h)  
 $6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数  
 ((dis·m<sup>3</sup>·Gy)/(MeV·Bq·s))  
 $Q_{\gamma}$  : 原子炉建物原子炉棟内放射性物質質量  
 (Bq :  $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)  
 $V_{R/B}$  : 原子炉建物原子炉棟内空間体積  
 (  m<sup>3</sup> )  
 $E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線エネルギー (0.5MeV/dis)  
 $\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線のエネルギー吸収係数  
 ( $3.9 \times 10^{-3}/m$ )  
 $R$  : 評価対象エリア (東側 P C V ペネトレーション室気相部) の空間体積と等価な半球の半径 (m)  
 $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$   
 $V$  : 評価対象エリア (東側 P C V ペネトレーション室気相部) の体積 (  m<sup>3</sup> )



サブマージョンモデル概要図

別図 9-1 サブマージョンモデルの概要



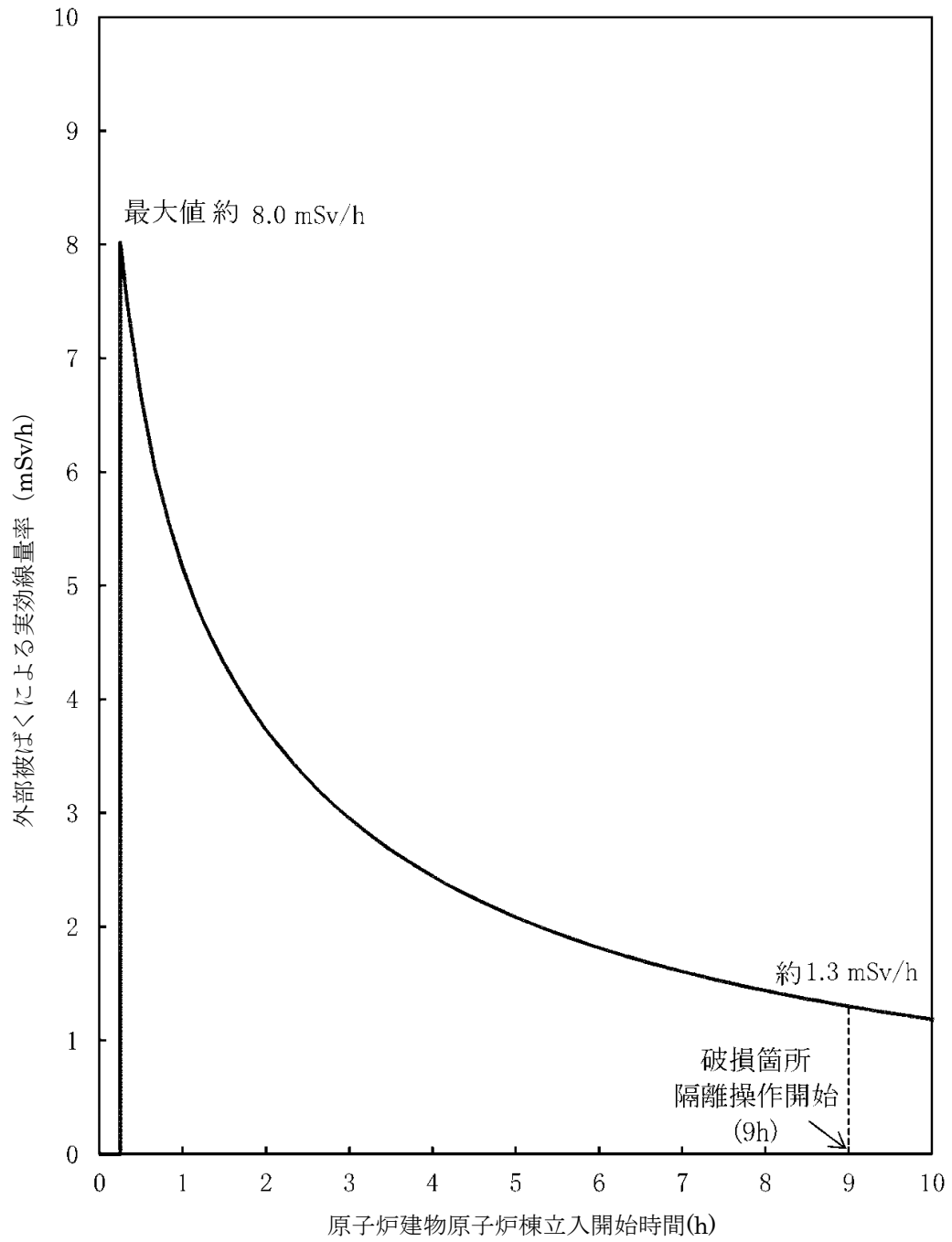
(3) 評価の結果

評価結果を別図9-2に示す。線量率の最大は約8.0mSv/h程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。

なお、事故時には原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、中央制御室換気系の給気口の位置はプルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(別図9-3)。さらに、これらの事故時においては原子炉棟排気放射線高の信号により中央制御室換気系が系統隔離運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

別表 9-3 I S L O C A 時の放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.750	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14



別図 9-2 原子炉建物原子炉棟立入開始時間と線量率の関係



(a) 平面概略図



(b) 断面概略図

別図 9-3 原子炉建物／中央制御室の配置と給気口・原子炉建物燃料取替階ブローアウト  
パネルの位置関係 (ISLOCA)

## 2. 敷地境界の実効線量評価について

### (1) 評価想定

敷地境界の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建物原子炉棟内に放出された核分裂生成物が原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを経由して大気中に放出されることを想定し、敷地境界の実効線量を評価した。

評価条件は別表 9-1 から別表 9-6 に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる蒸気量に対応する放射性物質が建物内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相部へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建物原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別図 9-4 参照)

原子炉建物原子炉棟内の気相部に移行した放射性物質は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開口部より大気中に徐々に放出されることとなるが、被ばく評価上は、事象発生直後に大気中に放出されるものとし、放出高さは地上放出として評価した。その結果、放出量は別表 9-5 に示すとおりとなった。

### (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

#### a. よう素による内部被ばく

よう素の内部被ばくによる実効線量 $H_I$ は次の式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I$$

ここで

R : 呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )

呼吸率Rは、事故期間が比較的短いことを考慮し、小児の活動時の呼吸率 $0.31 (\text{m}^3/\text{h})$ を用いる。

$H_{\infty}$  : よう素 (I-131) を  $1\text{Bq}$  吸入した場合の小児の実効線量係数 ( $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$ )

$\chi/Q$  : 相対濃度 ( $\text{s}/\text{m}^3$ ) (別表 9-6 のとおり)

$Q_I$  : よう素の放出量 (Bq)

(I-131 等価量—小児実効線量係数換算) (別表 9-5 のとおり)

b.  $\gamma$ 線による外部被ばく

敷地境界外における希ガス及びハロゲン等の $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_\gamma$ は次の式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma$$

ここで、

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $K=1\text{Sv/Gy}$ )

$D/Q$  : 相対線量 ( $\text{Gy/Bq}$ ) (別表 9-6 のとおり)

$Q_\gamma$  : 希ガス及びハロゲン等の大気放出量 ( $\text{Bq}$ )

( $\gamma$ 線実効エネルギー  $0.5\text{MeV}$  換算値) (別表 9-5 のとおり)

(3) 評価結果

敷地境界における実効線量は約  $3.9\text{mSv}$  となり事故時線量限度の  $5\text{mSv}$  を下回った。

本事象は、放射性物質の放出に際し格納容器フィルタベント系や非常用ガス処理系による放射性物質の捕集効果及び高所放出による大気希釈に期待できないため、敷地境界における実効線量評価において、設計基準事故や他の炉心損傷防止シナリオにおける評価条件に比べて厳しい評価結果となっていると考えられる。また、ISLOCA発生後、30分後に急速減圧を実施する評価としているため、それまでの間に、高圧炉心スプレイ系の自動起動に伴う蒸気凝縮により原子炉圧力低下が起きており、この期間における燃料棒内ギャップ部の放射性物質の追加放出が大きくなっている。この期間は破断口からの冷却材漏えい量も大きいため、大気中への放射性物質の放出量が大きくなる結果となる。

なお、評価に使用した I-131 追加放出量の  $100\text{Ci}$  ( $3.7 \times 10^{13}\text{Bq}$ ) は、運転開始からの I-131 追加放出量の実測値の最大値である約  $8.1 \times 10^7\text{Bq}$ 「平成元年1月18日(起動試験)」に対し保守性を有した設定となっている。

また、評価上は考慮していないものの、原子炉建物原子炉棟に放出された放射性物質は外部に放出されるまでの建物内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できること及び破断口から放出されるまでの時間減衰により、更に実効線量が低くなると考えられる。

別表 9-4 放出評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	$3.7 \times 10^{12}$	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種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。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	$1.4 \times 10^2$	全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素 : 96 有機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッションチェンバへの移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等 : 2 有機よう素 : 99.98	無機よう素, ハロゲン等については「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定 有機よう素については SAFER 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
破断口から原子炉建物原子炉棟への移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等 : 100 有機よう素 : 0.02	無機よう素, ハロゲン等については保守的に全量が破断口から原子炉建物原子炉棟へ移行するものとして設定 有機よう素については SAFER 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
サブプレッションチェンバのプール水のスクラビング等による除去係数	5	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
冷却水から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	24	原子炉冷却材量に対する原子炉建物原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	12	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定
原子炉建物原子炉棟の気密性	考慮しない	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開口部の面積に依存せず、原子炉建物原子炉棟内気相部の放射性物質が事象発生直後に大気中に放出されるものとする。

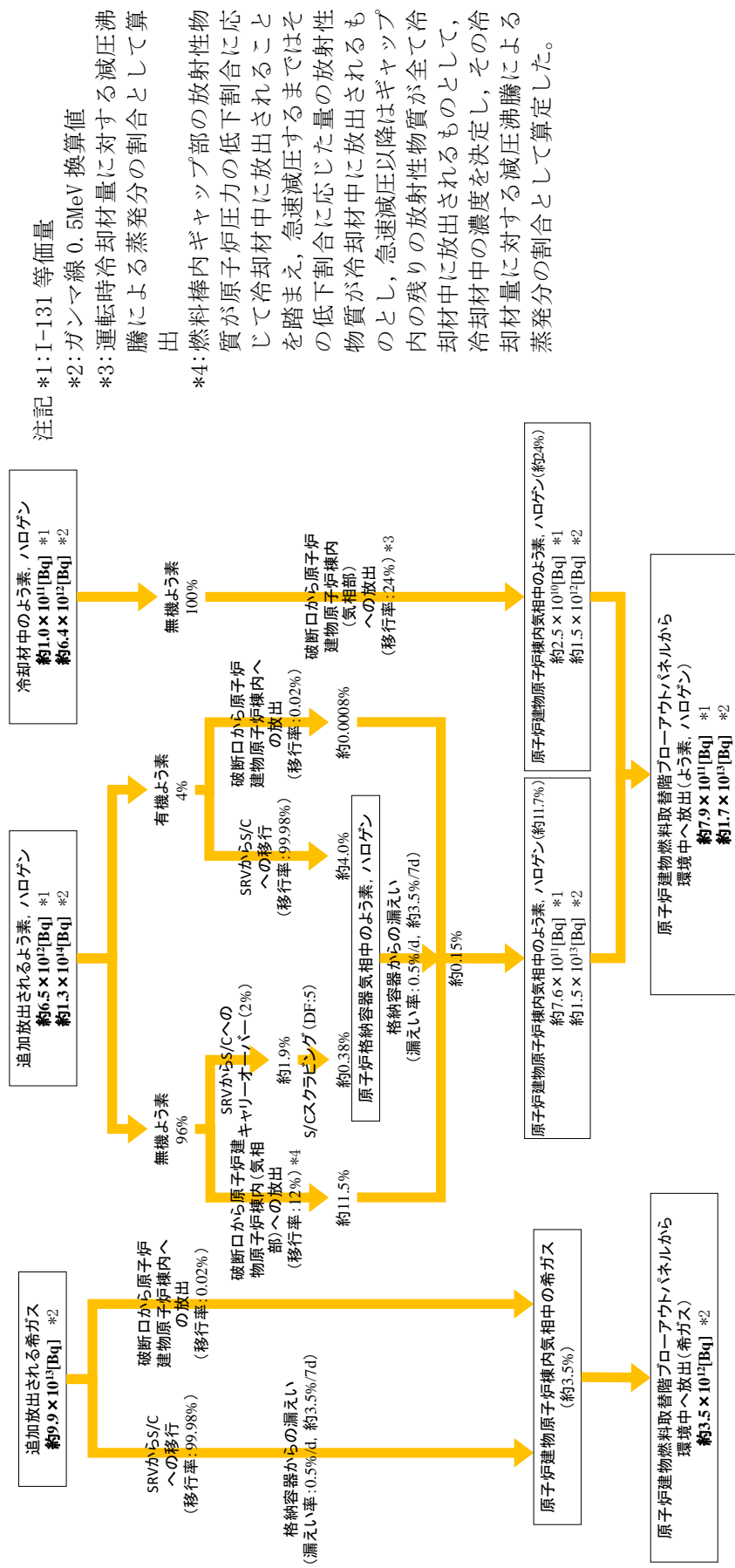
別表9-5 放出量

核 種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	$2.0 \times 10^{13}$
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	$7.9 \times 10^{11}$

別表 9-6 大気拡散条件 (地上放出)

大気拡散条件	敷地境界
相対濃度 ( $\chi/Q$ ) ( $s/m^3$ )	$3.5 \times 10^{-4}$
相対線量 ( $D/Q$ ) ( $Gy/Bq$ )	$2.1 \times 10^{-18}$





別図 9-4 希ガス、よう素、ハロゲン等の環境への放出過程

I-131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

定検回数	停止年月日	増加量 (Bq)
<u>(起動試験)</u>	<u>H1. 1. 18</u>	<u><math>8.10 \times 10^7</math></u>
第 1 回	H2. 2. 5	$2.22 \times 10^7$
第 2 回	H3. 5. 7	$7.67 \times 10^6$
第 3 回	H4. 9. 7	$2.0 \times 10^7$
第 4 回	H6. 1. 12	$1.7 \times 10^7$
第 5 回	H7. 4. 27	$1.9 \times 10^7$
中間停止	H8. 5. 13	$2.3 \times 10^7$
第 6 回	H8. 9. 6	$2.3 \times 10^7$
第 7 回	H10. 1. 5	$2.4 \times 10^7$
第 8 回	H11. 5. 11	$2.2 \times 10^7$
第 9 回	H12. 9. 17	$1.4 \times 10^7$
第 10 回	H14. 1. 8	$2.0 \times 10^7$
第 11 回	H15. 4. 15	$3.6 \times 10^7$
第 12 回	H16. 9. 7	$2.6 \times 10^7$
第 13 回	H18. 2. 28	$2.9 \times 10^7$
第 14 回	H19. 5. 8	$3.9 \times 10^7$
第 15 回	H20. 9. 7	$1.9 \times 10^7$
第 16 回	H22. 3. 18	$2.2 \times 10^7$

安定状態について  
(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器フィルタベント系，残留熱除去系又は残留熱代替除去系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

**【安定状態の確立について】**

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生 10 時間後に残留熱除去系の破断箇所を現場操作にて隔離されることで漏えいが停止し，高圧炉心スプレイ系による注水継続により炉心が冠水し，健全側の残留熱除去系による炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

残留熱除去系による炉心の冷却を継続することで，冷温停止状態に移行することができ，格納容器圧力及び温度も安定又は低下傾向となり，原子炉格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

**【安定状態の維持について】**

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことによって，安定状態の維持が可能となる。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータ（インターフェイスシステムLOCA）（1/2）

【SAFER】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。
	燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさも相まってコード全体として、炉心が露出し、スプレッド冷却のない場合には実験結果の燃料棒覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレッド冷却のある場合には実験結果に比べて10℃～150℃高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場において、FIST-T-ABWRの実験解析において燃料棒覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気单相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	解析コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料棒覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレッドの自動起動により行われ、燃料棒覆管温度を操作開始の時点としている。運転員等操作時間と与える影響はない。	炉心が冠水維持される実験解析では燃料棒覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料棒覆管の最高温度は初期値（約309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	燃料棒覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Justice による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料棒覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒覆管温度は低くなり、原子炉水位奉動に影響を与える可能性はあるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレッドの自動起動により行われることから、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析コードは燃料棒覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料棒覆管温度を高めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料棒覆管の最高温度は初期値（約309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
燃料棒覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料棒覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料棒覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。従って、ベストフィット曲線を用いる場合は膨れもおおむね保守的となる。	解析コードは燃料棒覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においてもおおむね保守的な判定結果を与えるものと考えられる。仮に格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）を用いて、設計基準事故相当の発熱量の10倍を超える大量の燃料棒覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があるが、格納容器フィルター系による格納容器除熱操作の起点が、サブプレッション・ブール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点となる。しかしながら、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料棒覆管の最高温度は初期値（約309℃）を上回ることはないことから、運転員等操作時間と与える影響はない。	燃料棒覆管温度を高めに評価することから、破裂判定は厳しめの結果を与える。原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料棒覆管の最高温度は初期値（約309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	
沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）、対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果とおおむね同等の傾向が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気单相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。	運転操作はシュワウ外水位（原子炉水位計）に基づく操作であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の種類にて示す。	炉心内の二相水位変化をおおむね同等に評価することから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料棒覆管の最高温度は初期値（約309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータに与える影響  
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (2/2)

【SAFER】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉压力容器	沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離 (水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値 (約309℃) を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに關して特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	逃がし安全弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミンズ及び注水流量を適切に評価するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、原子炉水位はおおむね冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値 (約309℃) を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えない。
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めめに評価する。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (インターフエイスシステムLOCA) (1/2)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	約 6.77~6.79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器 下端から +83 cm)	通常水位 (気水分離器 下端から約 +83 cm ~ 約 +85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約 2 cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約 2 cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35.6 × 10 <sup>3</sup> t/h	定格流量の 85~104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9 × 9 燃料 (A 型)	9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きくなり、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しかったため、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定		最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である 9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型)、MOX 燃料については、9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である 9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型)、MOX 燃料のうち、9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m	約 40.6kW/m 以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値を設定 (高出力 燃焼集合体)	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は原子炉内融融時冷却系及び高圧炉心スラブレイ系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和される。また、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることでなく、炉心はおおむね冠水維持するため、燃料被覆管温度の最高値は初期値 (約 309°C) を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順 (炉心冠水操作) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シナケンスは格納容器パイプバース事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
水源温度	49°C	約 19°C ~ 約 35°C (実績値)	サブレーション・チェーンからの注水における代表温度を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、原子炉注水による炉心冷却効果は高くなるが、操作手順 (炉心冠水維持時の操作) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、原子炉水位回復までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕は大さくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕は大さくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなる影響(格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA))(2/2)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	残留熱除去系(低圧注水モード)の破断	-	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に耐圧バウンダリを踏まえた影響評価結果を踏まえて設定	-	-
	残留熱除去系熱交換器フレンジ部: 16cm <sup>2</sup> 残留熱除去系機器等: 1cm <sup>2</sup>	-	インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとして設定	-	-
安全機能の喪失に対する仮定	インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系の機能喪失	-	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は復水・給水系による給水が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	事象進展を厳しくする観点から、復水・給水系による給水が早くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を想定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	事象進展を厳しくする観点から、復水・給水系による給水が早くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を想定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
外部電源	外部電源なし	-	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は復水・給水系による給水が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	事象進展を厳しくする観点から、復水・給水系による給水が早くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を想定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	事象進展を厳しくする観点から、復水・給水系による給水が早くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を想定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉非常停止信号	原子炉水位低(レベル3)(遅れ時間: 1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	実際の注水量が解析上の想定より早くスクラムした場合、事象進展は緩やかになり、運転員等操作時間に対する影響は大きくなる。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため、実態が解析上の想定より早くスクラムした場合でも、事象進展は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa [gauge])においてにて注水	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa [gauge])においてにて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。
機器条件	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa [gauge])においてにて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	高圧炉心スプレイス	原子炉水位低(レベル1H)にて自動起動 318~1,050m <sup>3</sup> /h(8.14~1.38MPa [d.i.f])において(最大1,050m <sup>3</sup> /h)にて注水	高圧炉心スプレイス系の設計値として設定	高圧炉心スプレイス系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [gauge] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [gauge] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の6個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の6個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA))

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件 逃がしにによる原子炉減圧急速操作	事象発生 30分後	ISLOCAの発生を認め、中央制御室において、隔離操作を行うが、その判断時間を考慮して事象発生30分後を設定	【認知】 残留熱除去系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり、隔離箇所の認知及びその隔離操作の失敗の認知についても容易であり、認知の遅れから操作開始時間に与える影響なし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため、操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 原子炉減圧操作時に、当該操作に対応する操作員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	破断箇所の隔離操作により原子炉減圧開始時間が変動する可能性があるが、原子炉隔離時始動系及び原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。	美態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時及び原子炉隔離時始動系の高圧注水により、炉心はおおむね冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響は低い。	原子炉隔離時始動系及び原子炉注水による炉心のおおむね冠水維持から、時間余裕がある。	中央制御室における訓練メニューにて訓練実績を取付、訓練では、逃がし安全弁による原子炉減圧操作開始まで約2分。想定で意図している運転操作を可能にした。	
操作条件 残留熱除去系電動弁の開閉試験にて発生した事象であり、隔離箇所を認知することから、操作開始時間に与える影響は低い。	事象発生 10分後に隔離完了	破断面積合計 17cm <sup>2</sup> のISLOCA発生時建物原子炉棟を考慮し、運転員等の現場移動時間及び操作所要時間を踏まえて設定	【認知】 残留熱除去系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり、隔離箇所を認知することから、操作開始時間に与える影響は低い。 【要員配置】 現場操作のため、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員(現場)を配置している。運転員(現場)は、残留熱除去系の破断箇所の隔離操作を行っている間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 隔離操作を行うと、その移動時間(現場)は、現場環境を踏まえて9時間後から現場へ移動することとし、その移動時間は30分、9時間後からの操作所要時間(移動時間を含む)は1時間を想定している。このため、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 隔離操作時に、当該操作に対応する操作員に他の並列操作はなく、操作時間に与える影響はなし。	破断箇所の隔離操作により、炉心はおおむね冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。	美態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時及び原子炉隔離時始動系の高圧注水により、炉心はおおむね冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響は低い。	原子炉隔離時始動系及び原子炉注水による炉心のおおむね冠水維持から、時間余裕がある。	訓練実績等より、残留熱除去系電動弁の開閉試験にて発生した事象であり、隔離箇所を認知することから、操作開始時間に与える影響は低い。	



7日間における燃料の対応について  
(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

保守的にすべての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動* (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $1.618\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 2\text{台} = 543.648\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $700\text{m}^3$	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 $730\text{m}^3$ であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0469\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $8\text{m}^3$	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 $45\text{m}^3$ であり、7日間対応可能

注記\*: 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

13. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、残留熱代替除去系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

なお、低圧原子炉代替注水槽への補給準備作業及び大量送水車への燃料給油準備作業は、必要時に補給作業が可能となる状態とするため、あらかじめ格納容器ベント前に実施する。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「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できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から 原子炉建物に漏えいする 放射性物質	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）
大気中へ放出される 放射性物質	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（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被 ばく
	地表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による外部被ばく）
格納容器フィルタベント系 の放射性物質	格納容器フィルタベント系の放射性物質からのガンマ線 による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表、大量送水車による水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第3表に示す。水源の補給準備作業における作業員の実効線量は約 28mSv、補給作業における作業員の実効線量は約 15mSv、燃料の給油準備作業における作業員の実効線量は約 4.3mSv、給油作業における作業員の実効線量は約 3.6mSv となり作業可能である。

第2表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備・補給作業				大量送水車への燃料給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
線量評価点	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業	ガスタービン発電機用軽油タンク付近	
作業時間帯	輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）付近	低圧原子炉代替注水槽付近	輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）付近	格納容器ベント実施3時間以降	輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）付近 格納容器ベント実施3時間以降	
作業時間（移動時間含む）	1時間20分		1時間10分	20分	1時間50分	2時間20分（20分×7回）
線量率（最大）	約2.8mSv/h	約21mSv/h	約5.7mSv/h	約4.5mSv/h	約2.8mSv/h	約2.0mSv/h
実効線量（マスク考慮）	約28mSv		約15mSv		約4.3mSv	約3.6mSv
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいする放射性物質</li> </ul>					
	<ul style="list-style-type: none"> <li>大気中へ放出される放射性物質</li> </ul>					
	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系の配管の中に浮遊・付着している放射性物質からのガンマ線による被ばくは、希ガスを除く総放出量の10%の放射性物質が、フィルタベント配管長100mに均一に付着するものとして、QAD-CGGP2Rコードを用いて直接ガンマ線を評価する。</li> </ul>					



## ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

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（令和3年6月23日原規技発第2106233号原子力規制委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

## 1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベント実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表1-1及び図1-1～図1-5に示す。また、図1-6に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。ベント実施前及び実施後における屋内及び屋外の各作業の被ばく評価に当たっては、各作業場所及び移動経路を代表とする地点を評価点とした。

## 2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・想定事象：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
- ・2ケースについて評価
  - 事象発生約32時間後にウェットウェルベントを実施するケース
  - 事象発生約32時間後にドライウェルベントを実施するケース

## 3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、ドライウェルベント時においては、ベントライン経由で放出される無機イオン素に対しサプレッションプール水のスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表3-1、表3-2に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図3-1～図3-4に示し、大気放出過程概略図を図3-5に示す。

## 4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位を除き、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。評価条件を表4-1に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表 4-2 に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

屋内作業における評価点は、人力によるベント操作を行う以下の作業地点とする。

- ・ 第 1 弁（サプレッションチェンバ側）操作位置（原子炉建物付属棟 1 階）
- ・ 第 1 弁（ドライウエル側）操作位置（原子炉建物付属棟 2 階）
- ・ 第 2 弁操作位置（原子炉建物付属棟 3 階）

また、移動中（往路、復路）の評価点は第 2 弁操作位置で代表した。

屋外作業における評価点は、作業地点である 2 号機原子炉建物南側作業場所とした。また、移動中（往路、復路）の評価点は 44m 盤事務所付近作業場所代表した。

## 5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図 5-1 及び図 5-2 に示す。

## 6. 評価方法

### (1) 原子炉建物外での作業

#### a. 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

原子炉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実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

#### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

#### c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

#### d. 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

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

#### e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質による被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状を考慮して評価した。評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

線源としては、格納容器フィルタベント系出口配管内の放射性物質を考慮した。線源の評価で想定する放射性物質の付着量は、配管を流れる放射性物質(希ガスを除く)が、配管長 100m あたり 10%の割合で付着するものとした。

(2) 原子炉建物内での作業

a. 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

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は、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値   m<sup>3</sup>を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 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

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、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並びに原子炉建物外の配管内の放射性物質からのガンマ線



による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽及び原子炉建物外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

f. 非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による被ばく

非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1弁操作前及び第1弁開放後に蓄積した放射性物質の量を基に、作業エリアの位置及び作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

注記\*：ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL 65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL 65m）と第1弁の開操作場所（ウェットウェルベント時：原子炉建物付属棟1階（EL 15.3m）、ドライウェルベント時：原子炉建物付属棟2階（EL 23.8m））は少なくとも40m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が第1弁の開操作場所に直接流入することはほとんどないものと考えられる。このことから、第1弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表7-1に示す。

8. 評価結果

ウェットウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-1に示す。また、ドライウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-2に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業（第2弁開操作）においては約13mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表8-1及び表8-2の評価結果は、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量となり、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業可能であると考えられる。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベント実施に伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前				ベント実施後	
	第1 ベントフィルタ 出口水素濃度準備 ／可搬式窒素供給装 置準備	FCVS 排気ライン ドレン排出弁閉止 操作	第2 弁開操作	第1 弁開操作	ベント弁開操作	水素濃度測定操作 ／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後以降	168 時間後以降
作業時間	移動(往) : 35 分 作業 : 75 分 移動(復) : 35 分	移動(往) : 30 分 作業 : 10 分 移動(復) : 30 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 35 分 作業 : 10 分 移動(復) : 35 分

表 3-1 大気中への放出放射能量 (7 日間積算値)  
(ウェットウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $5.1 \times 10^{18}$	約 $2.3 \times 10^{16}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $4.2 \times 10^{15}$	約 $1.9 \times 10^{15}$
C s OH類	約 $8.3 \times 10^{17}$	約 $5.5 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
S b類	約 $9.5 \times 10^{17}$	約 $2.2 \times 10^8$	約 $3.1 \times 10^{11}$
T e O <sub>2</sub> 類	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $4.2 \times 10^9$	約 $2.9 \times 10^{12}$
S r O類	約 $9.0 \times 10^{18}$	約 $1.6 \times 10^9$	約 $1.5 \times 10^{12}$
B a O類	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $2.2 \times 10^9$	約 $1.6 \times 10^{12}$
M o O <sub>2</sub> 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $8.4 \times 10^8$	約 $5.5 \times 10^{11}$
C e O <sub>2</sub> 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $5.3 \times 10^8$	約 $3.4 \times 10^{11}$
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $1.2 \times 10^8$	約 $9.1 \times 10^{10}$

表 3-2 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)  
 (ドライウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	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	原子炉建物から大気中 への放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $2.5 \times 10^{16}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $2.0 \times 10^{15}$
CsOH類	約 $8.3 \times 10^{17}$	約 $1.3 \times 10^{13}$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Sb類	約 $9.5 \times 10^{17}$	約 $5.1 \times 10^{11}$	約 $3.1 \times 10^{11}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $9.7 \times 10^{12}$	約 $2.9 \times 10^{12}$
SrO類	約 $9.0 \times 10^{18}$	約 $3.7 \times 10^{12}$	約 $1.5 \times 10^{12}$
BaO類	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $5.1 \times 10^{12}$	約 $1.6 \times 10^{12}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $1.9 \times 10^{12}$	約 $5.6 \times 10^{11}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $1.2 \times 10^{12}$	約 $3.4 \times 10^{11}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $2.9 \times 10^{11}$	約 $9.2 \times 10^{10}$

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
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年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上 0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 排気筒（非常用ガス処理系） : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 排気筒（非常用ガス処理系） : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒（非常用ガス処理系）からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	気象指針を参照
建物巻き込み	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
巻き込みを生じる代表建物	2号機原子炉建物及び2号機タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図 1-1～図 1-5 参照	屋外移動時は、44m 盤事務所付近作業場所で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定
建物投影面積	2号機原子炉建物 : 2600m <sup>2</sup> (原子炉建物, 格納容器フィルタベント系放出時) 2号機タービン建物 : 2100m <sup>2</sup> (排気筒（非常用ガス処理系）放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	第1弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) <b>【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】</b> 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	第1弁 (ドライウエル側) 操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) <b>【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】</b> 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	
	第2弁操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) <b>【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】</b> 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	
	2号機 原子炉建物 南側作業場所	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W) <b>【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】</b> 6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)	
	44m 盤事務所付近 作業場所	<b>【原子炉建物放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW) <b>【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW)	

表 4-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m <sup>3</sup> ]	相対線量[Gy/Bq]
第1弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	$1.6 \times 10^{-3}$	$6.0 \times 10^{-18}$
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	$7.4 \times 10^{-4}$	$6.2 \times 10^{-18}$
第1弁 (ドライウェル側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	$1.6 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-18}$
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$
第2弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	$1.6 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-18}$
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$
2号機原子炉建物 南側作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	$1.5 \times 10^{-3}$	$5.7 \times 10^{-18}$
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	$2.0 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	$7.7 \times 10^{-4}$	$5.7 \times 10^{-18}$
44m 盤事務所付近 作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	$1.2 \times 10^{-4}$	$8.6 \times 10^{-19}$
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	$2.8 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-19}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	$7.1 \times 10^{-5}$	$9.7 \times 10^{-19}$

表 7-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (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 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した。
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした。
防護服	考慮しない	同上
地表への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定

表 8-1 ベント（ウェットウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁閉操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	$1.1 \times 10^0$	$5.4 \times 10^{-1}$	$9.2 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^0$	$2.5 \times 10^0$	$6.2 \times 10^{-1}$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$5.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$7.6 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^0$	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	$6.1 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$ *3	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$7.4 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$9.4 \times 10^0$	$1.8 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.1 \times 10^0$
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.6 \times 10^{-1}$ *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	$2.6 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-2}$	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 $13^{*6}$	約 $7^{*6}$	約 6	約 2

注記\*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

\*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。



表 8-2 ベント（ドライウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁開操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	$1.1 \times 10^0$	$5.5 \times 10^{-1}$	$9.3 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^0$	$2.6 \times 10^0$	$6.3 \times 10^{-1}$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$5.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$7.6 \times 10^{-1}$	$7.3 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	$6.1 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$ *3	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$7.4 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$9.4 \times 10^0$	$1.8 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$2.2 \times 10^0$
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$7.8 \times 10^{-1}$ *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	$2.7 \times 10^{-1}$	$5.1 \times 10^{-2}$	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13*6	約 6*6	約 5	約 4

注記\*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

\*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

\*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。

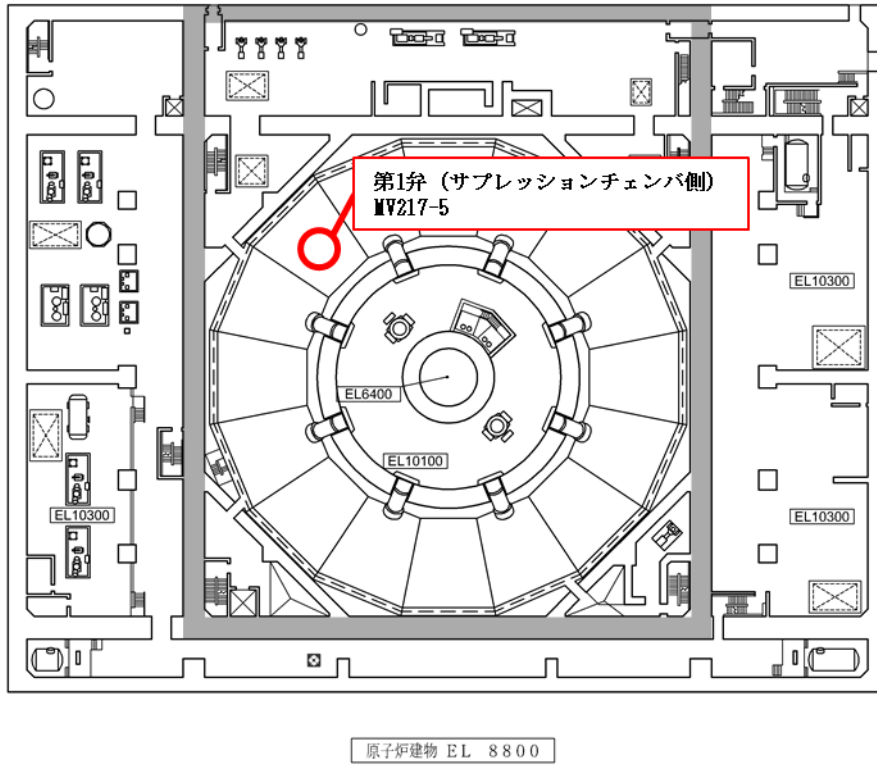


図 1-1 第 1 弁 (サプレッションチェンバ側) 操作対象弁場所 (原子炉建物地下 1 階)

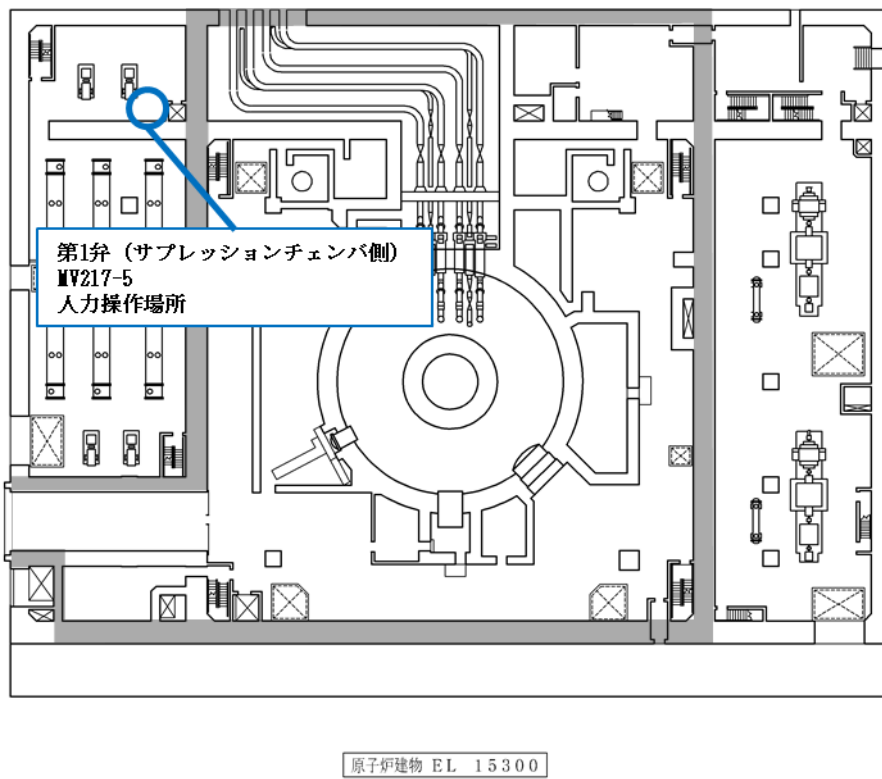


図 1-2 第 1 弁 (サプレッションチェンバ側) 操作場所 (原子炉建物 1 階)

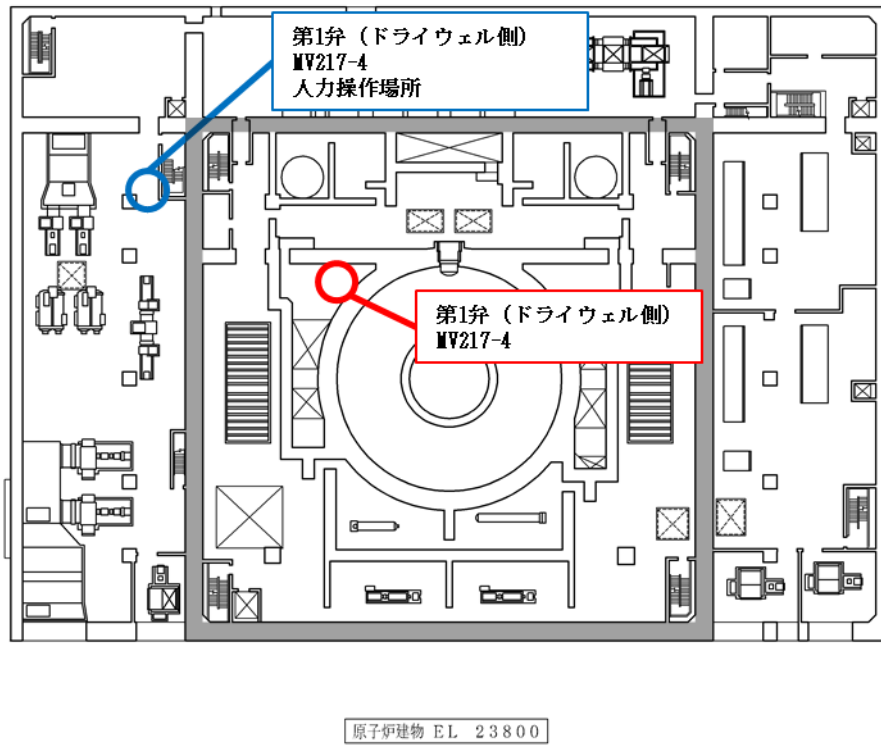


図1-3 第1弁 (ドライウェル側) 操作場所及び操作対象弁 (原子炉建物2階)

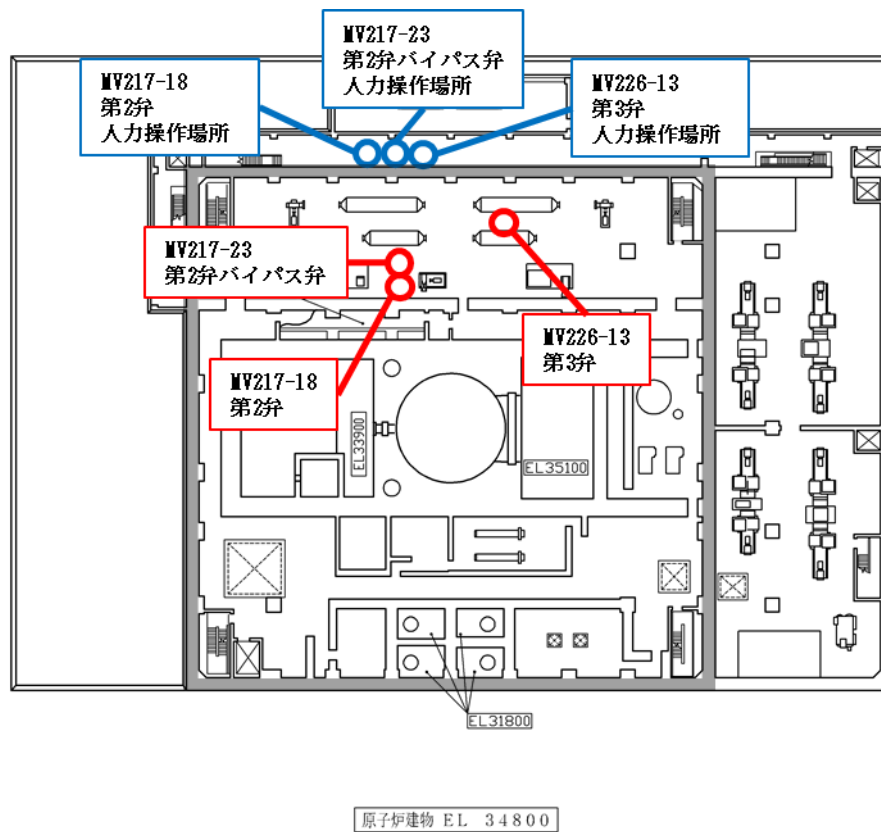


図1-4 第2弁操作場所及び操作対象弁 (原子炉建物3階)

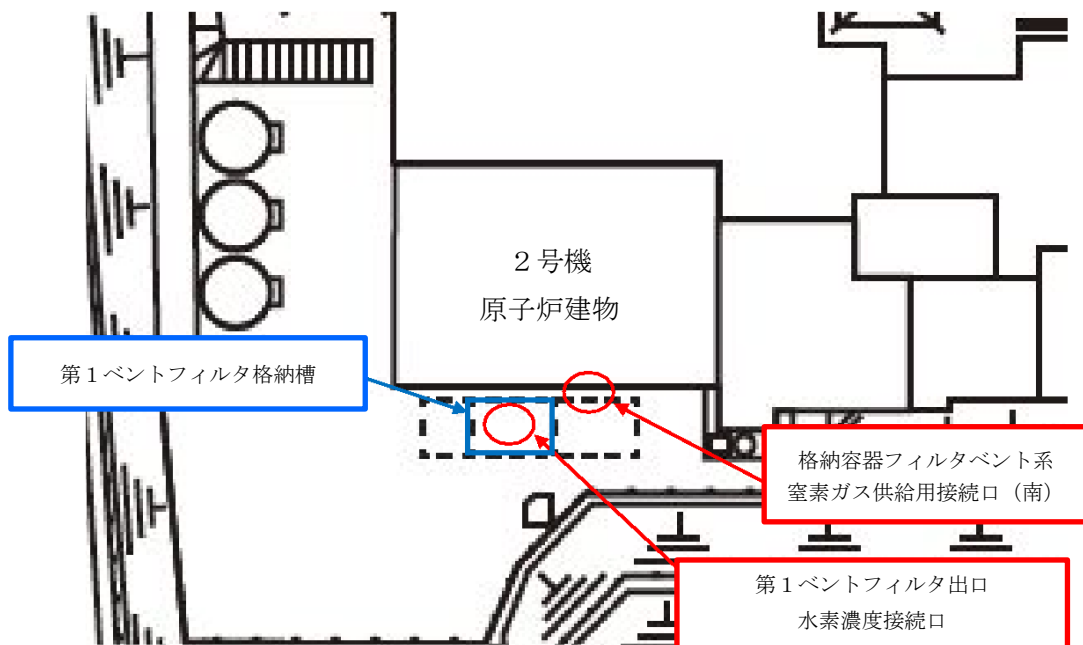
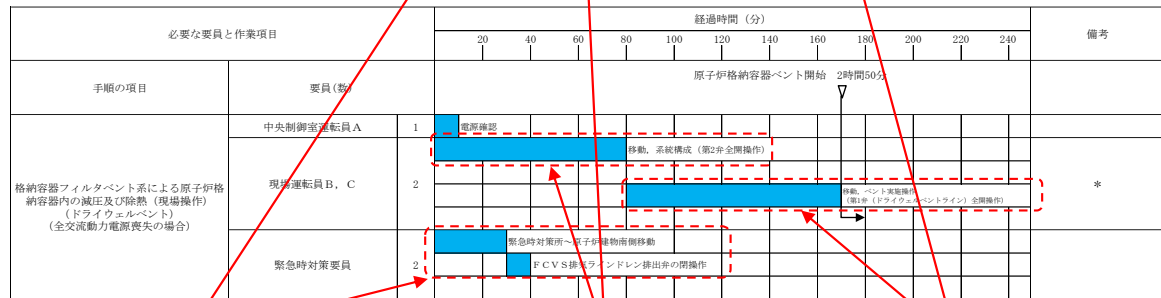
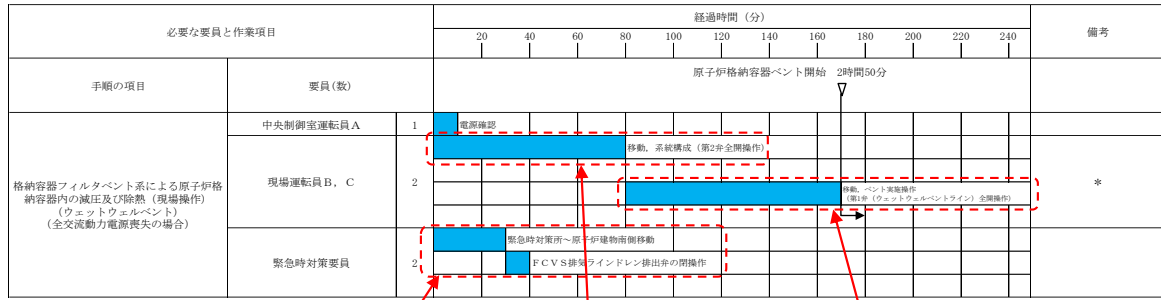


図1-5 屋外作業場所



注記\*: 第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

○FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作  
タイムチャート内訳

- ・移動 (往) : 30分
- ・作業 : 10分

タイムチャートを踏まえ、  
評価時間を設定

- ・移動 (往) : 30分
- ・作業 : 10分
- ・移動 (復) : 30分

○第2弁開操作  
タイムチャート内訳

- ・移動 (往復) 及び作業 : 80分

タイムチャートを踏まえ、  
評価時間を設定

- ・移動 (往) : 10分
- ・作業 : 60分
- ・移動 (復) : 10分

○第1弁開操作  
タイムチャート内訳

- ・移動 (往復) 及び作業 : 90分

タイムチャートを踏まえ、  
評価時間を設定

- ・移動 (往) : 15分
- ・作業 : 60分
- ・移動 (復) : 15分

ベント弁閉止操作にも適用

図 1-6 ベント実施に伴う現場作業のタイムチャート (1/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
手順の項目	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバージ開始 2時間													
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ(窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージの場合)	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～第4保管エリア移動												可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転等
			車両健全性確認(可搬式窒素供給装置)												
		可搬式窒素供給装置の移動													
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転													
	2	緊急時対策所～第4保管エリア移動												第1バントフィルタ出口水素濃度のホース、電線ケーブル敷設・接続、起動操作等	
		車両健全性確認(第1バントフィルタ出口水素濃度)													
第1バントフィルタ出口水素濃度の移動															
第1バントフィルタ出口水素濃度のホース、電線ケーブル敷設・接続															
1	系統構成														
	起動操作														

○第1バントフィルタ出口水素濃度準備  
／可搬式窒素供給装置準備

タイムチャート内訳

- ・移動(往): 35分
- ・作業(車両健全性確認): 10分
- ・作業(設備の移動): 5分
- ・作業(接続他): 60分

タイムチャートを踏まえ、  
評価時間を設定

- ・移動(往): 35分
- ・作業: 75分
- ・移動(復): 35分

○水素濃度測定操作／窒素供給操作

タイムチャート内訳

- ・作業(起動操作): 10分

タイムチャート(左記の準備作業を含む)を踏まえ、評価時間を設定

- ・移動(往): 35分
- ・作業: 10分
- ・移動(復): 35分

図1-6 バント実施に伴う現場作業のタイムチャート(2/2)

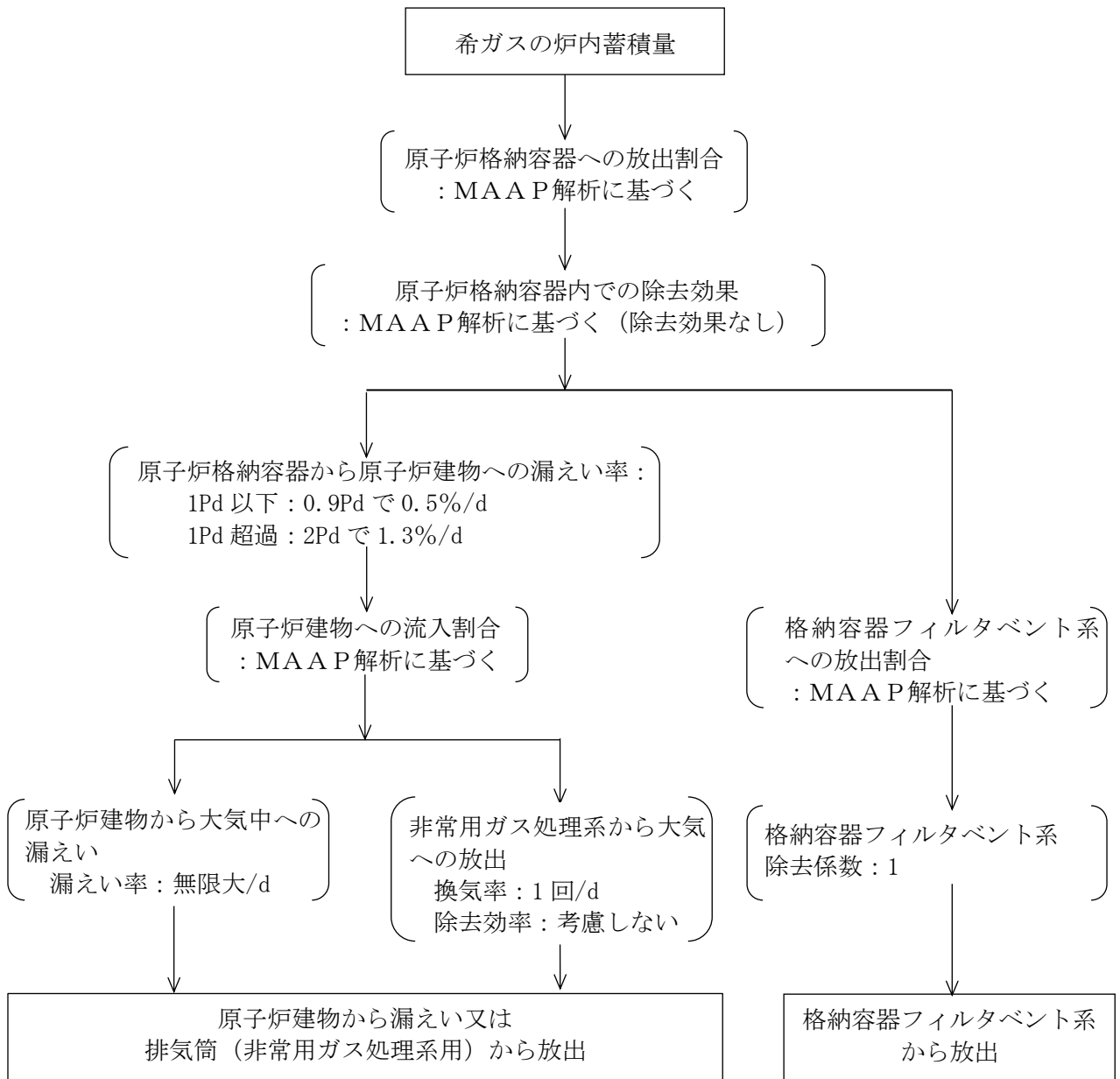


図 3-1 希ガスの大気放出過程

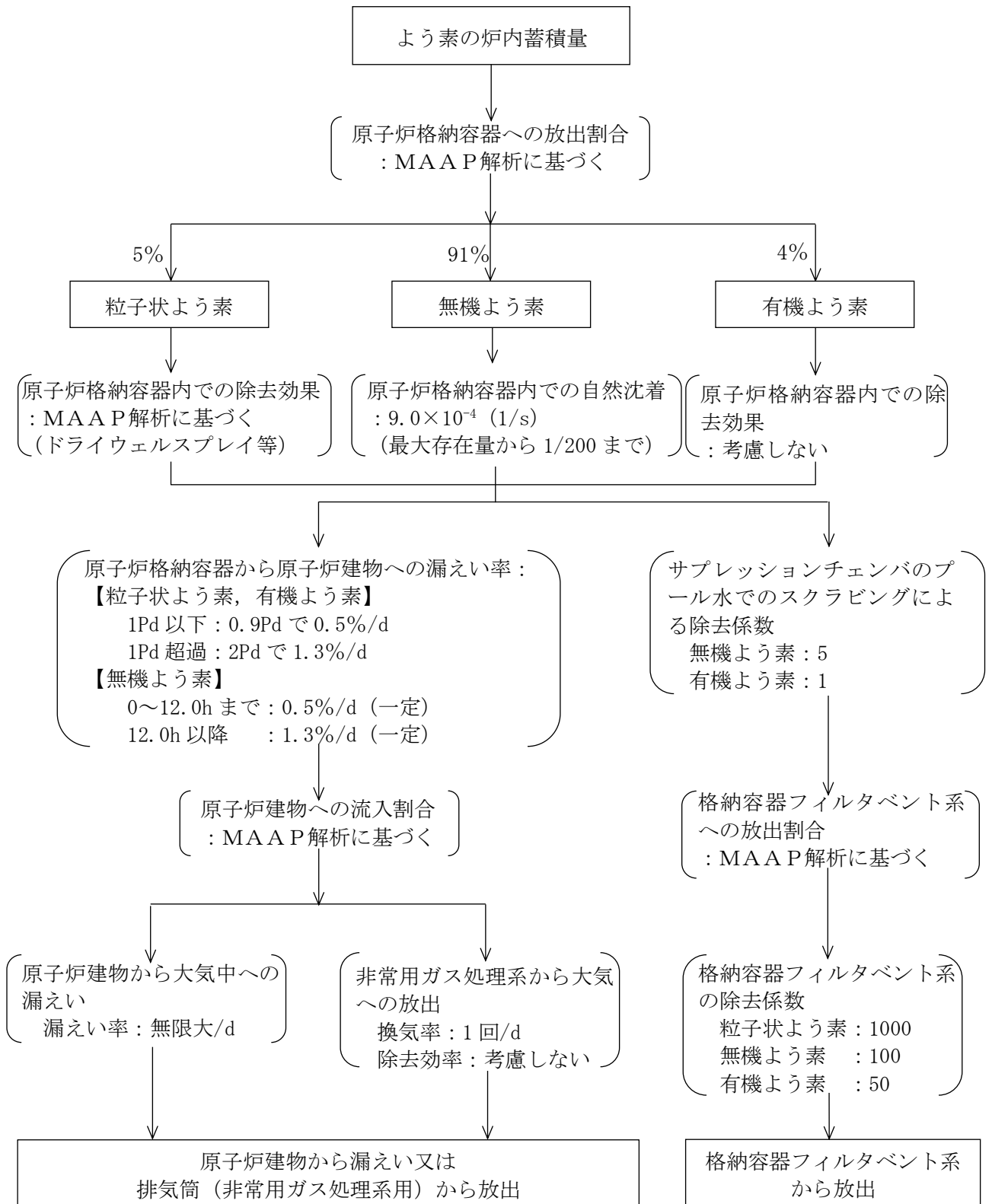


図 3-2 よう素の大気放出過程



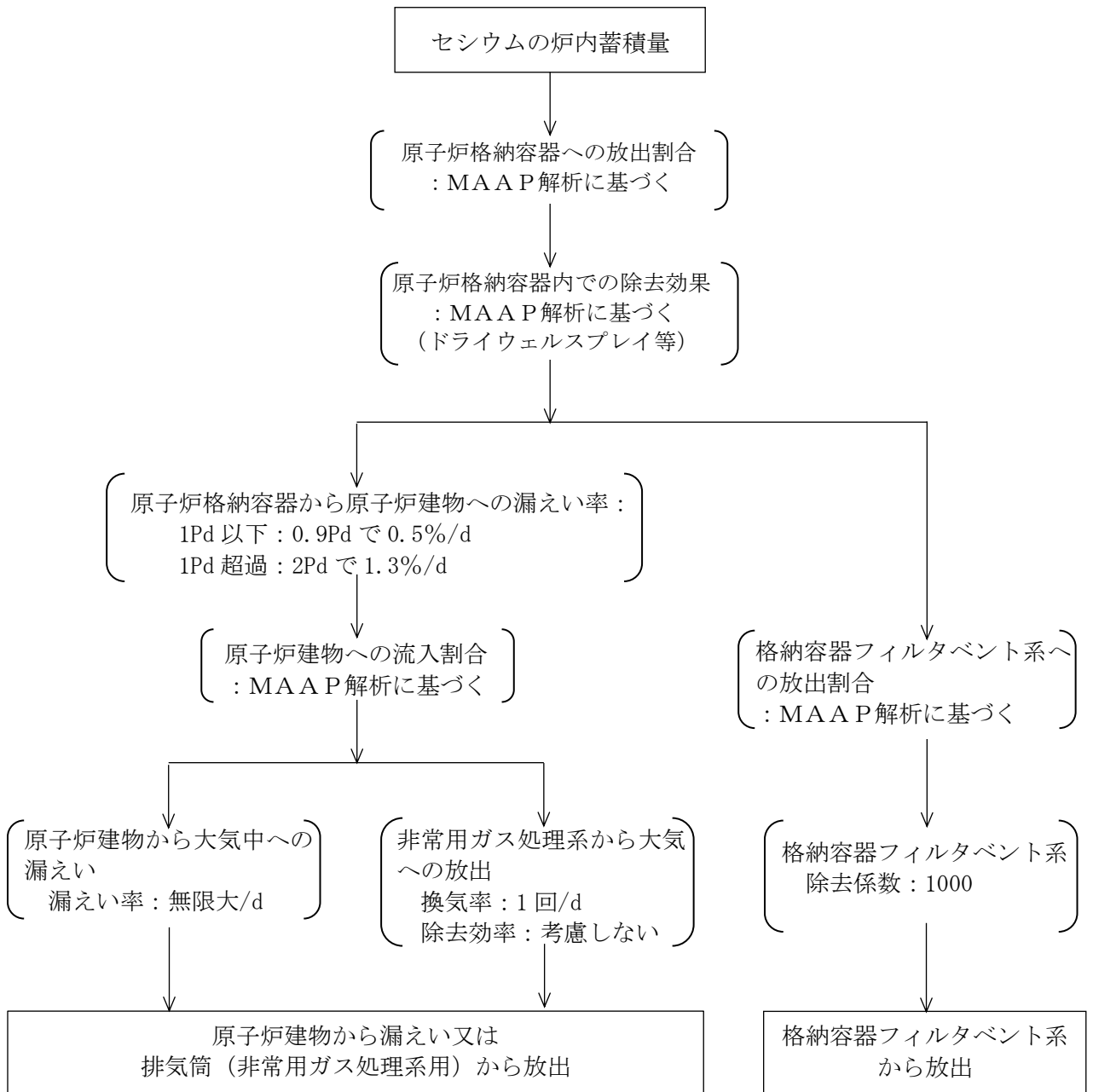


図 3-3 セシウムの大気放出過程

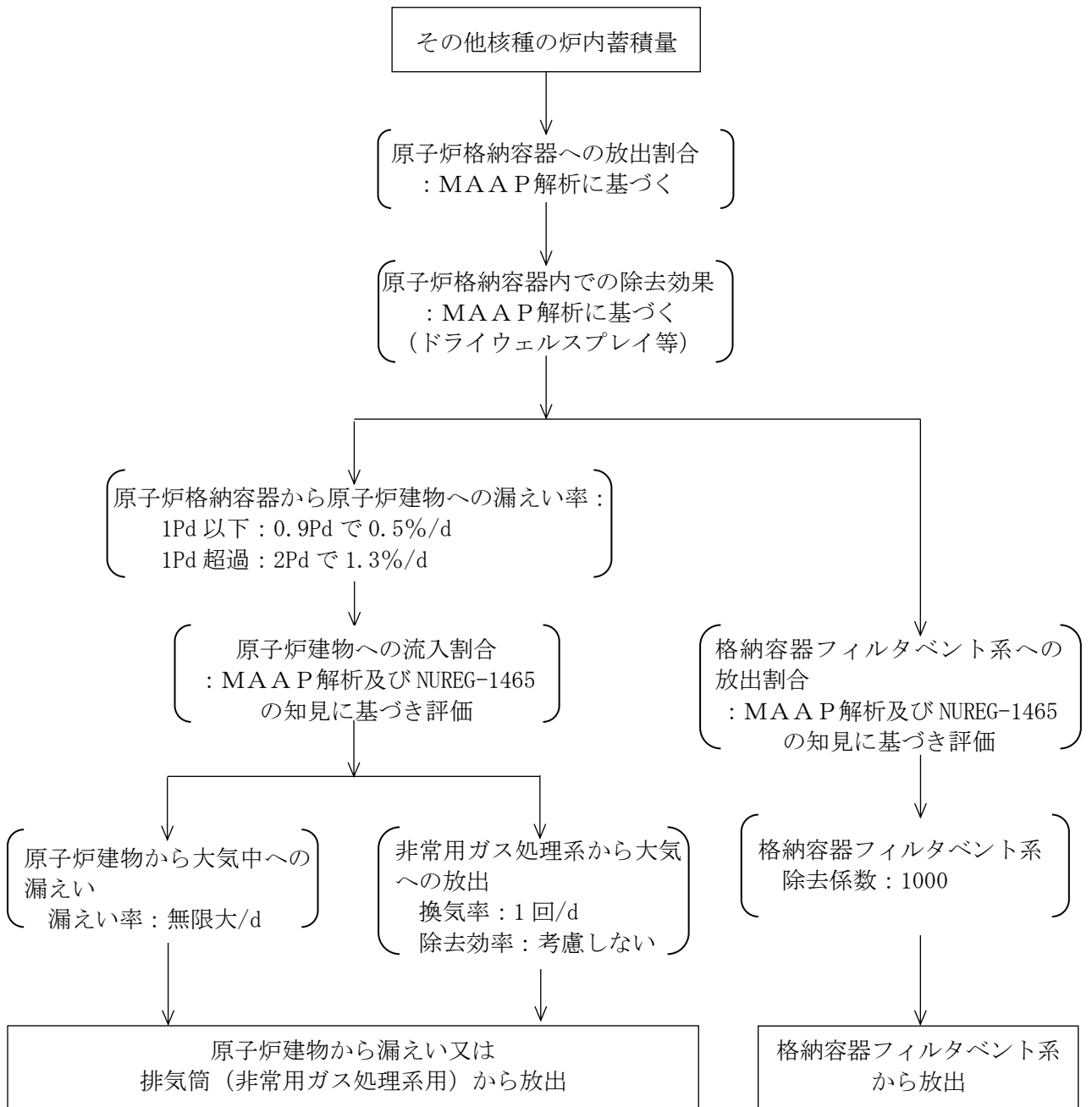
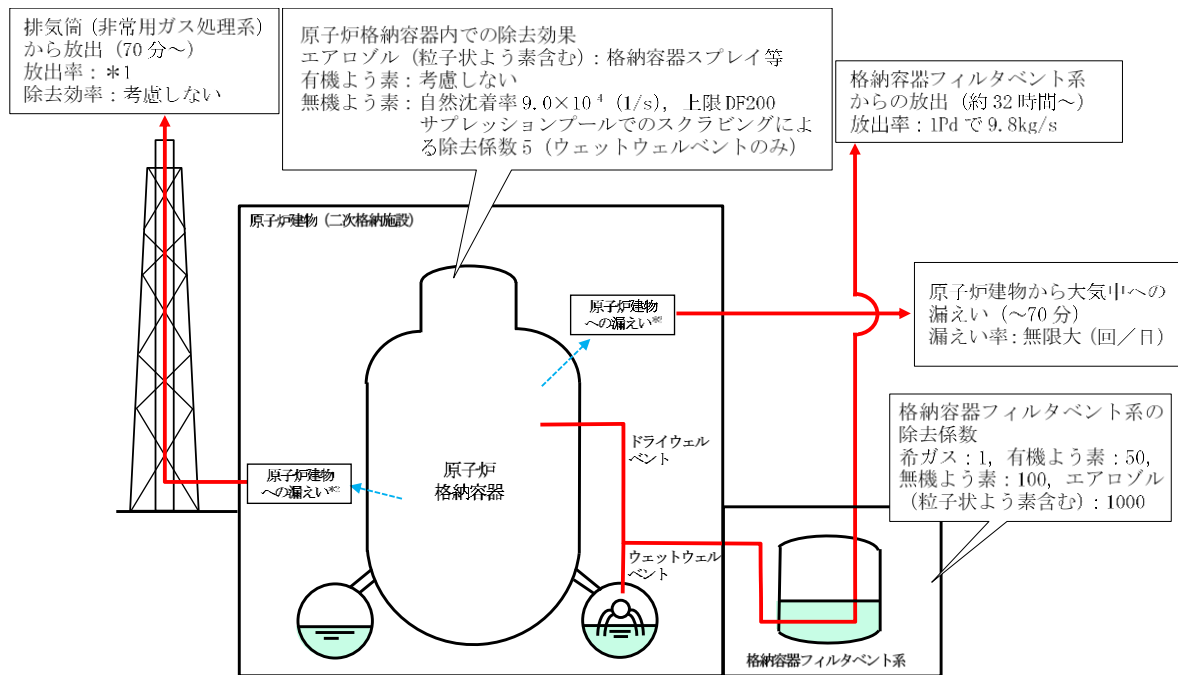


図 3-4 その他核種の大気放出過程



大気への放出経路	0 時間	▼70 分 <sup>*3</sup>	▼約 32 時間 <sup>*4</sup>	168 時間
原子炉建物からの漏えい				
非常用ガス処理系からの放出				
格納容器フィルタベント系からの放出				

注記\*1：非常用ガス処理系の定格風量 4400m<sup>3</sup>/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

\*2：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（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1～2Pd：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 12 時間後まで：0.5%/日（一定），12 時間後以降：1.3%/日（一定）

\*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建物（二次格納施設）内は負圧となるため，事象発生 70 分以降の期間は原子炉建物から大気中への漏えいはなくなる。

\*4：事象発生後約 32 時間以降は，「非常用ガス処理系からの放出」及び「格納容器フィルタベント系からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 3-5 大気放出過程概略図（イメージ）

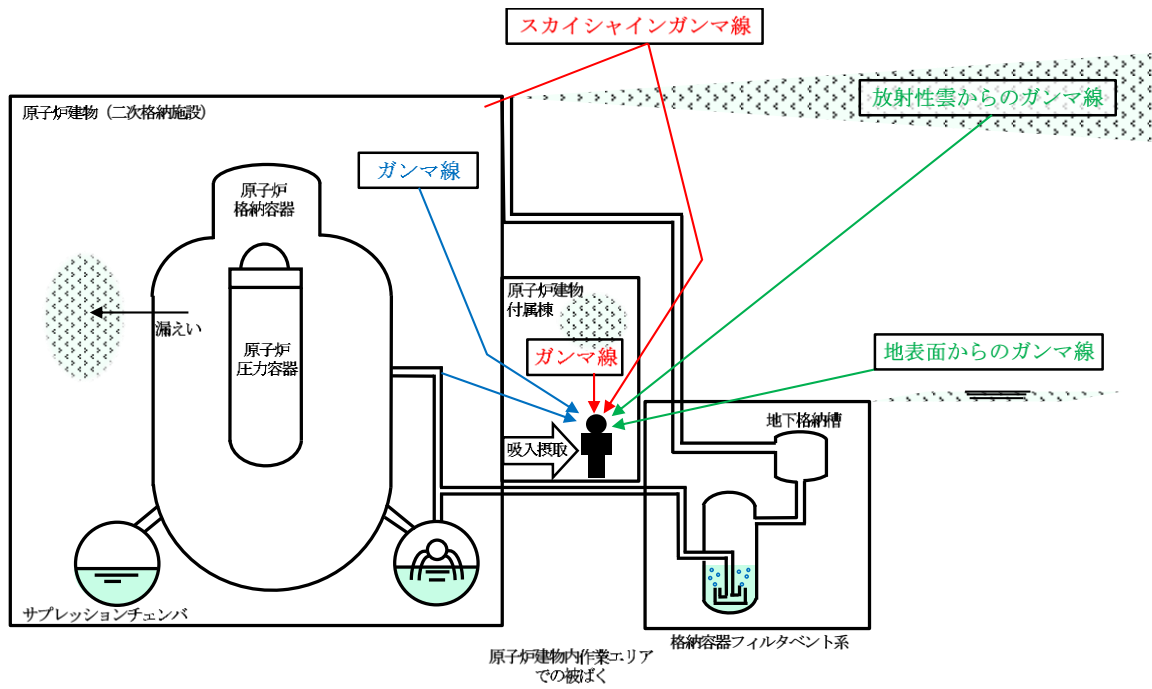


図 5-1 被ばく経路概念図（屋内）

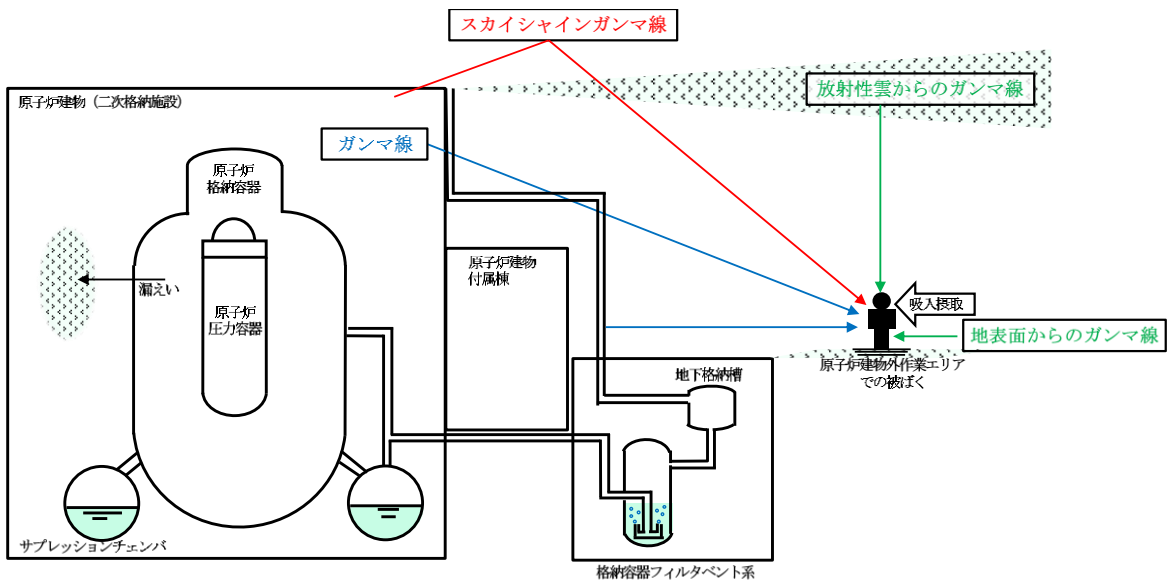


図 5-2 被ばく経路概念図（屋外）

## 給油等の現場作業の線量影響について

重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、表 1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を表 2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を図 1 から図 3 に示す。

各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「添付 4 ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」と同じとした。

また、格納容器ベント実施後の作業は、ウェットウェルベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を表 2 に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約 53mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

表 1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業

作業項目	具体的な運転操作・作業内容
低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給
各機器への給油	・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補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置への燃料給油作業
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作，受電確認
原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作，運転状態監視

表2 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業
		常設代替交流電源 設備からの受電操作	低圧原子炉代替 注水槽への補給準備	原子炉補機代替 冷却系準備操作
	屋内	屋外	屋外	屋外
移動開始時間*2 (事象開始後)	20分後	20分後	2時間30分後	約42.5時間後
評価時間	作業70分 移動15分	作業2時間5分 移動35分	作業7時間30分 移動35分	作業69分 移動30分
被ばく線量	約41mSv	約23mSv	約53mSv	約19mSv

注記\*1：タンクローリから大量送水車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車に順に給油することを想定

\*2：「添付1 重大事故等対策の成立性確認表（一覧）」に基づき、移動開始時間、評価時間を設定



図 1 低圧原子炉代替注水槽への補給, 原子炉補機代替冷却系準備操作及び各機器への給油時の線量評価点

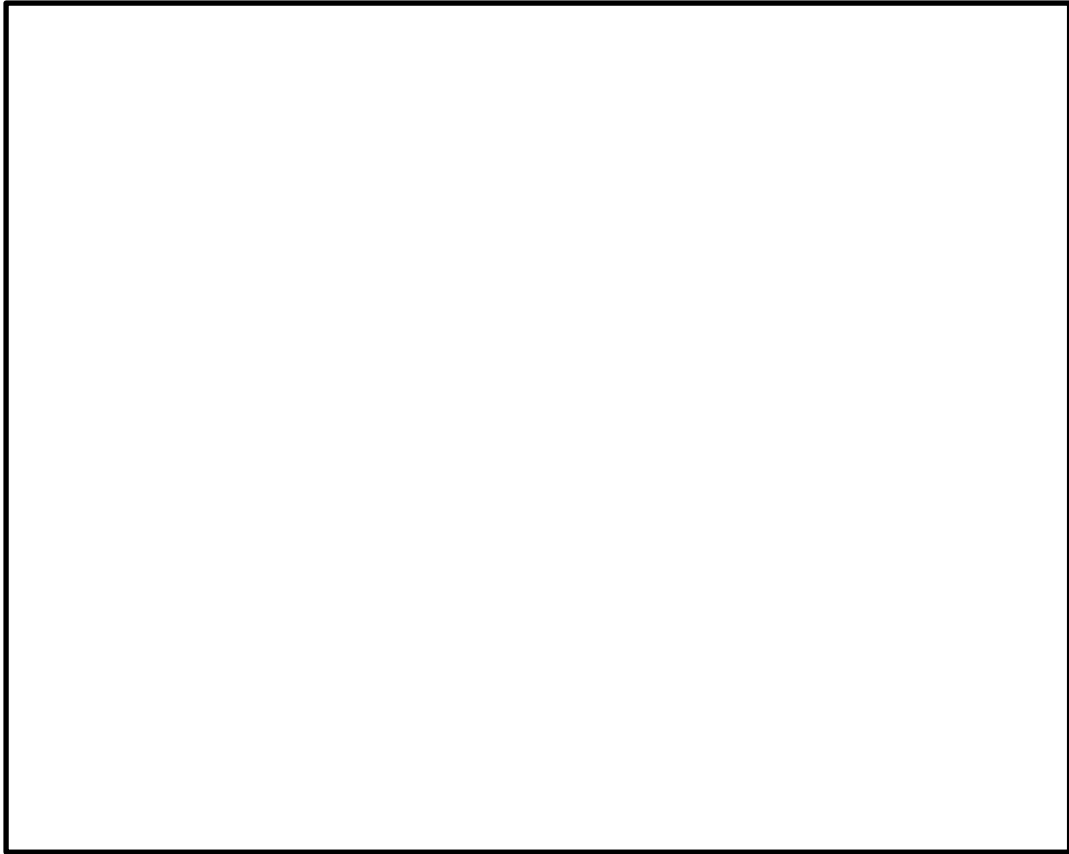


図 2 屋外移動中の評価点





図 3 常設代替交流電源設備からの受電操作の評価点