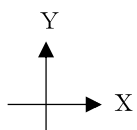
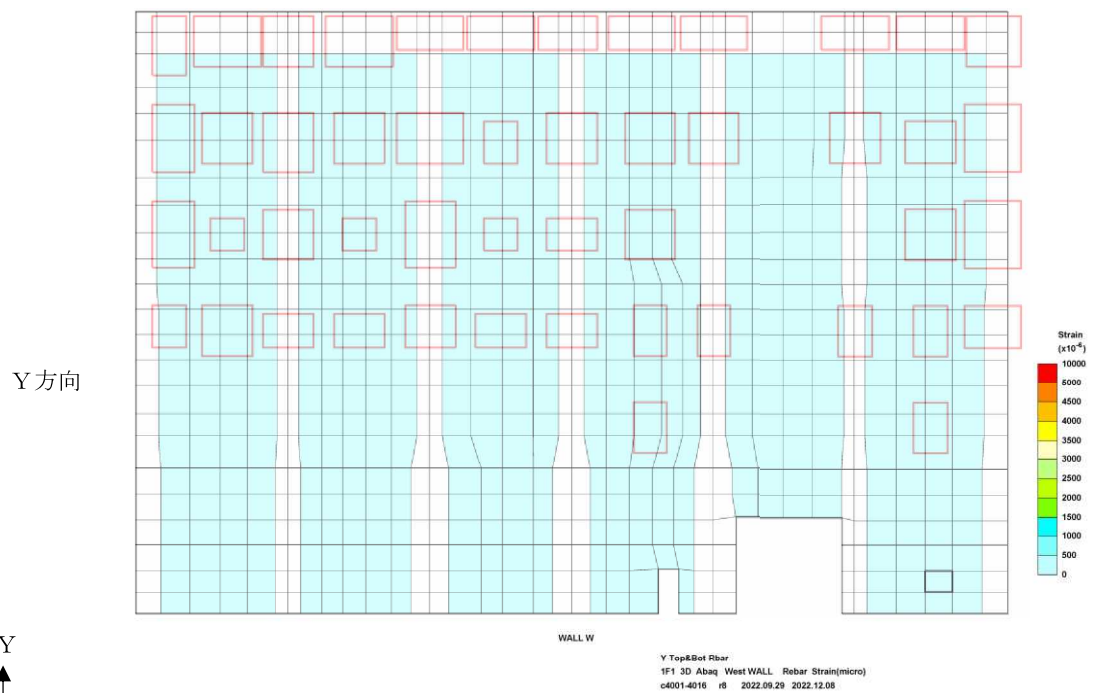
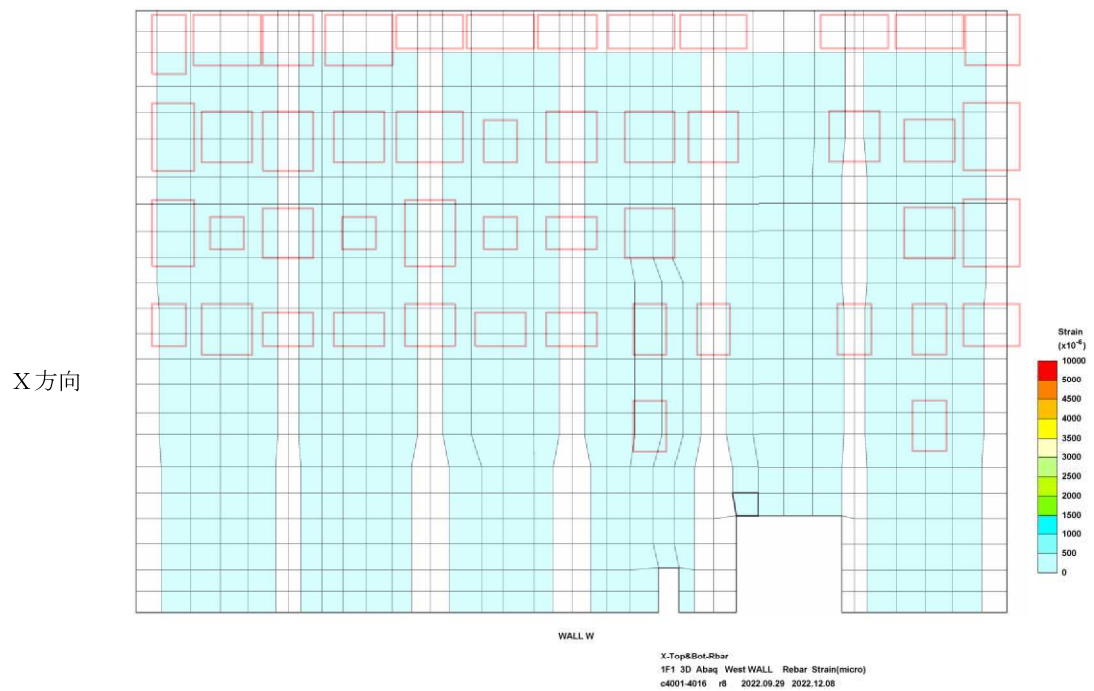


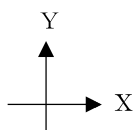
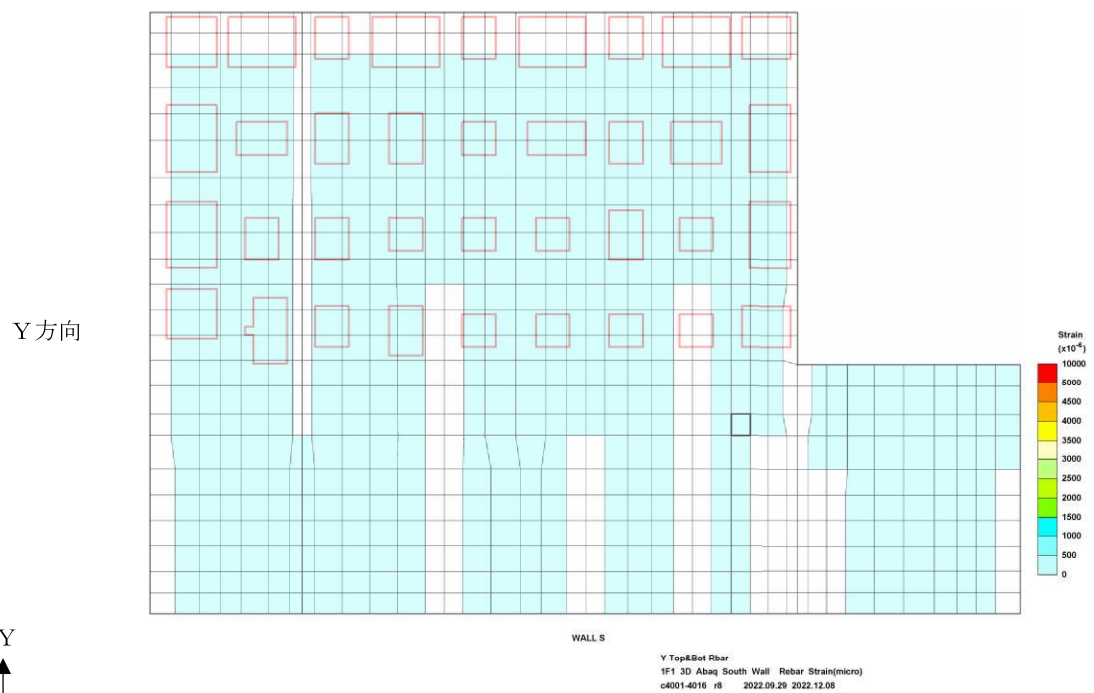
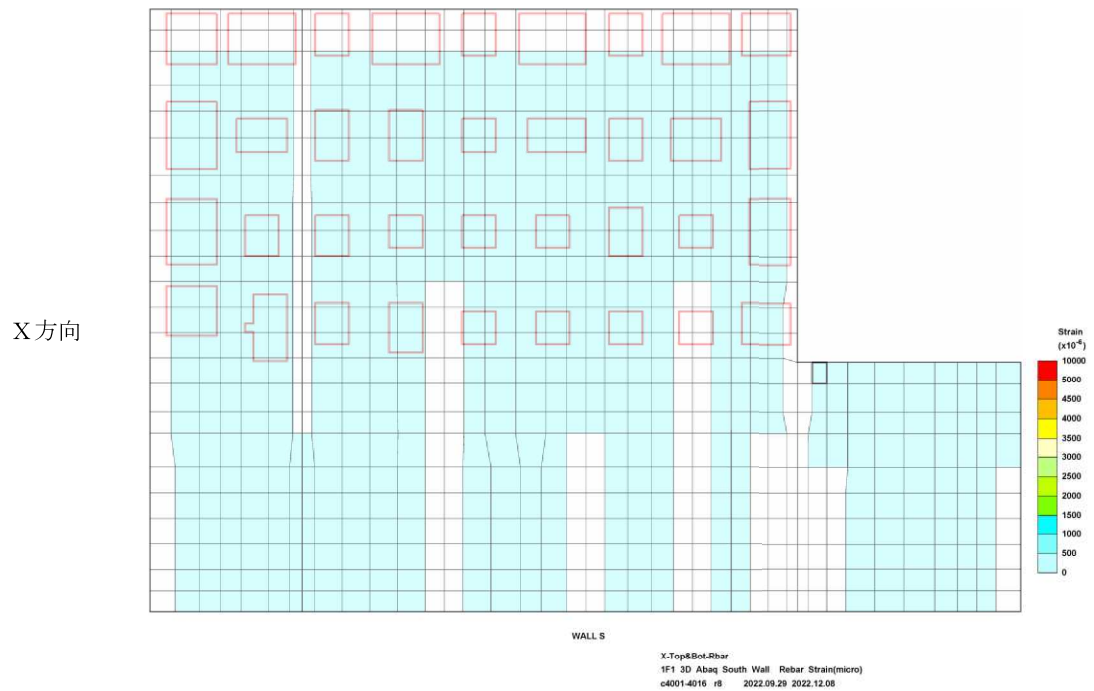
(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.9 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁東面)



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

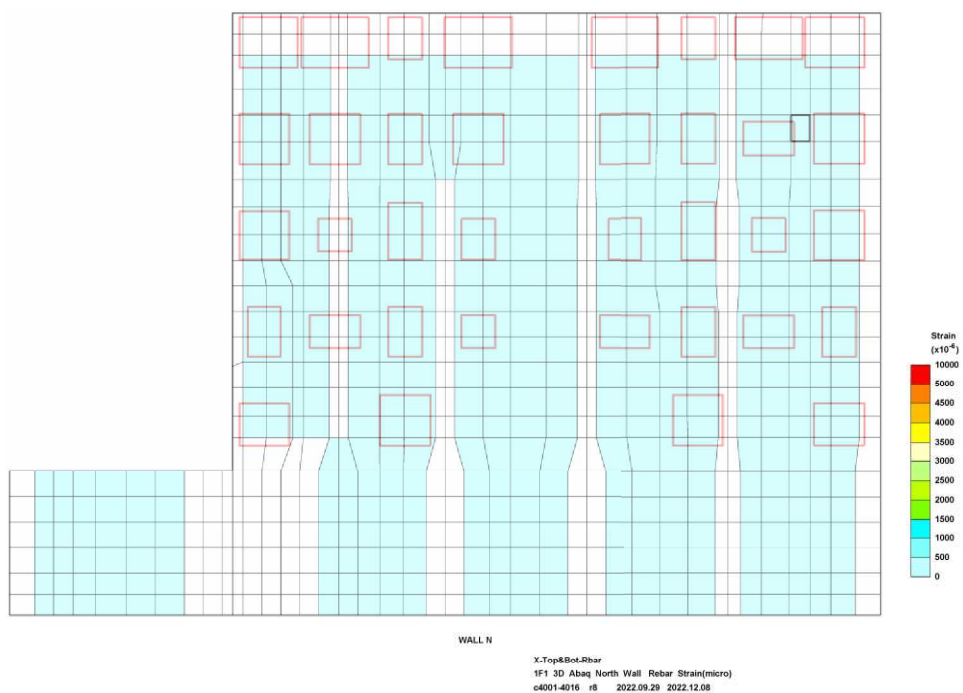
図-1.10 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁西面)



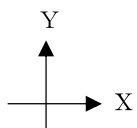
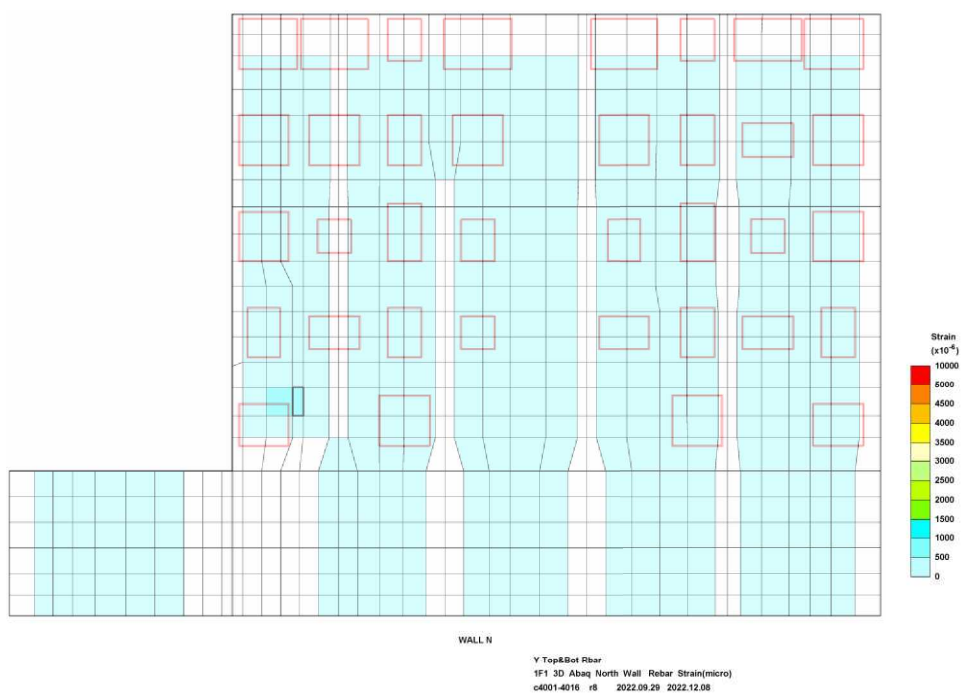
(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.11 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁南面)

X方向



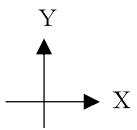
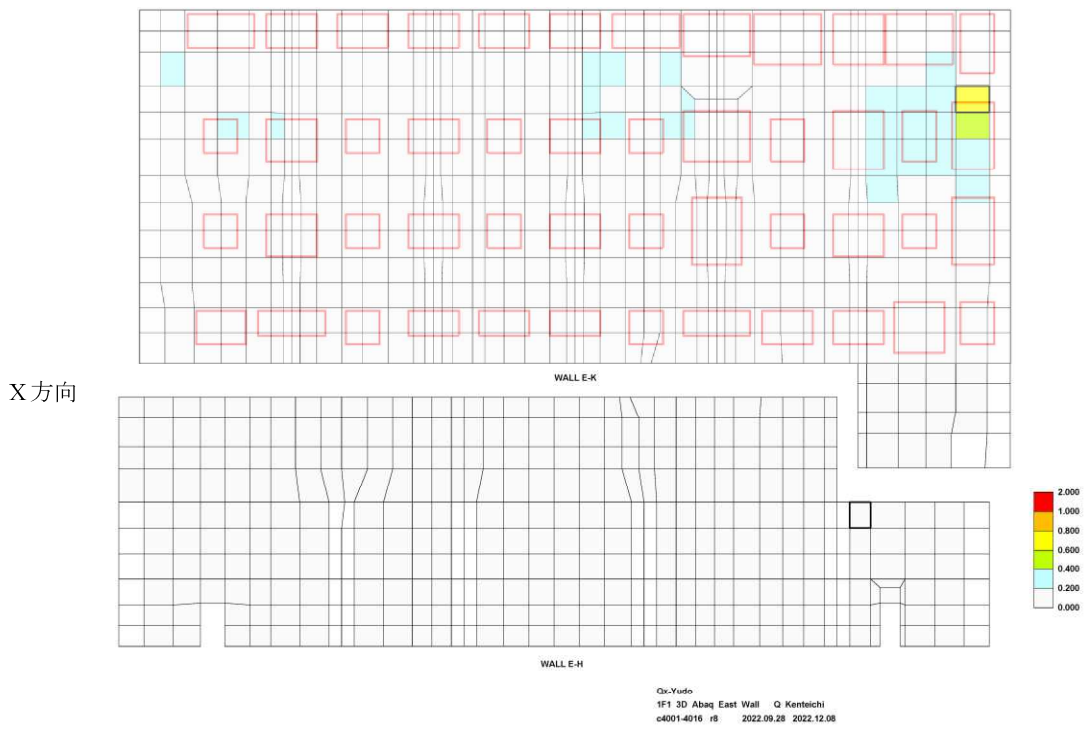
Y方向



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

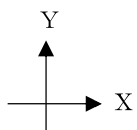
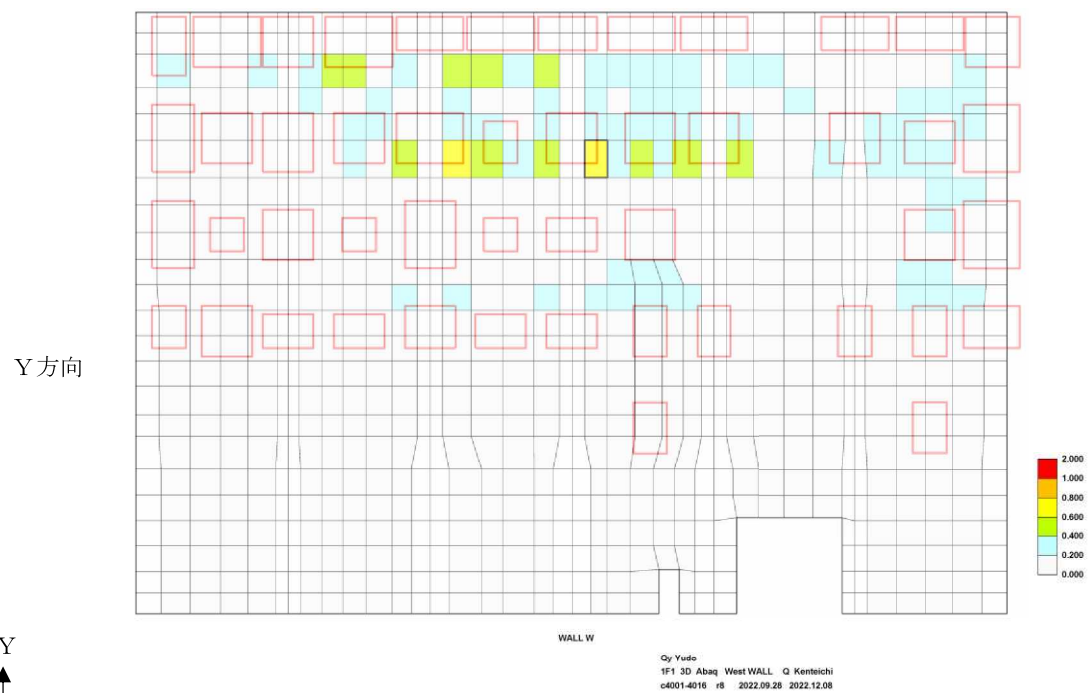
図-1.12 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁北面)





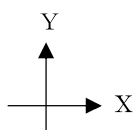
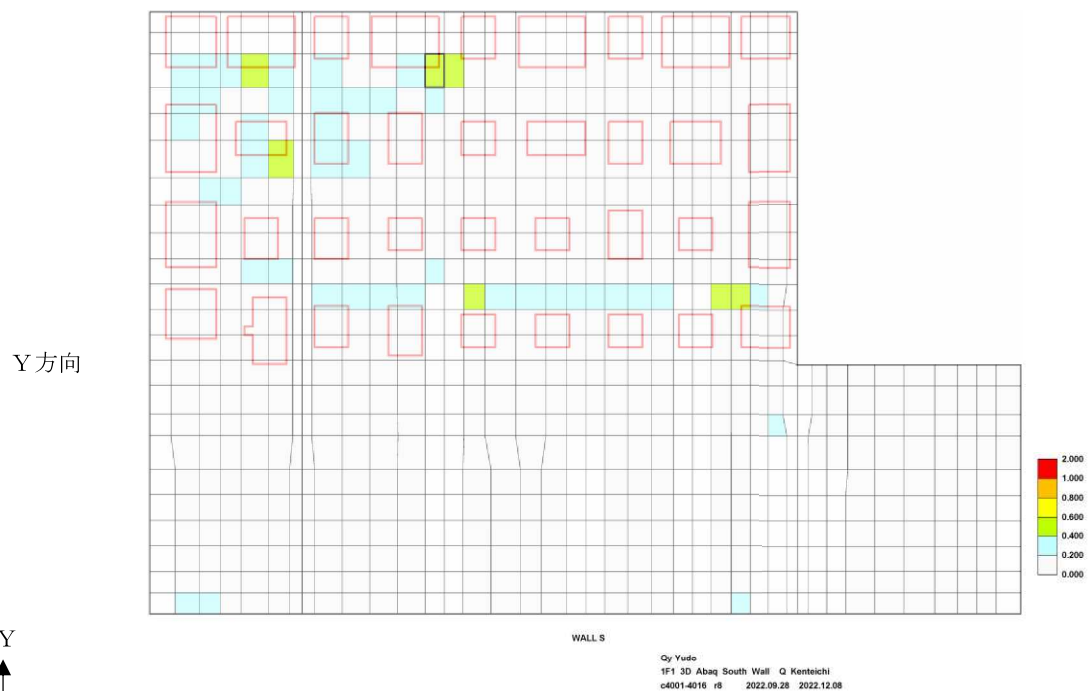
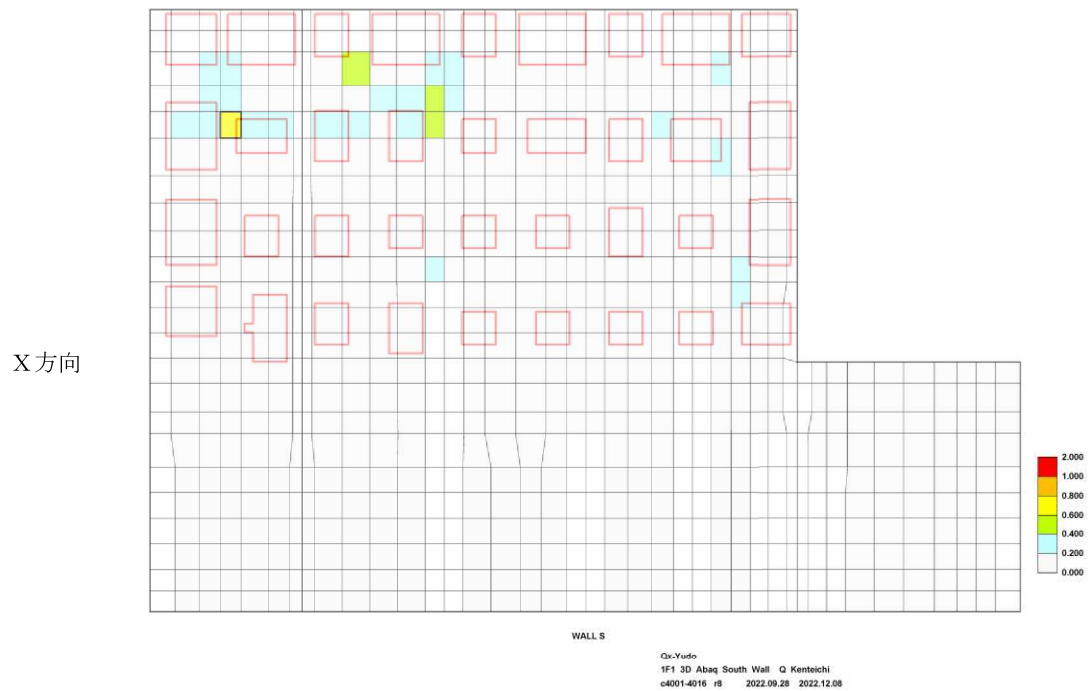
(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.13 面外せん断力の検定比（建屋外壁東面）



(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

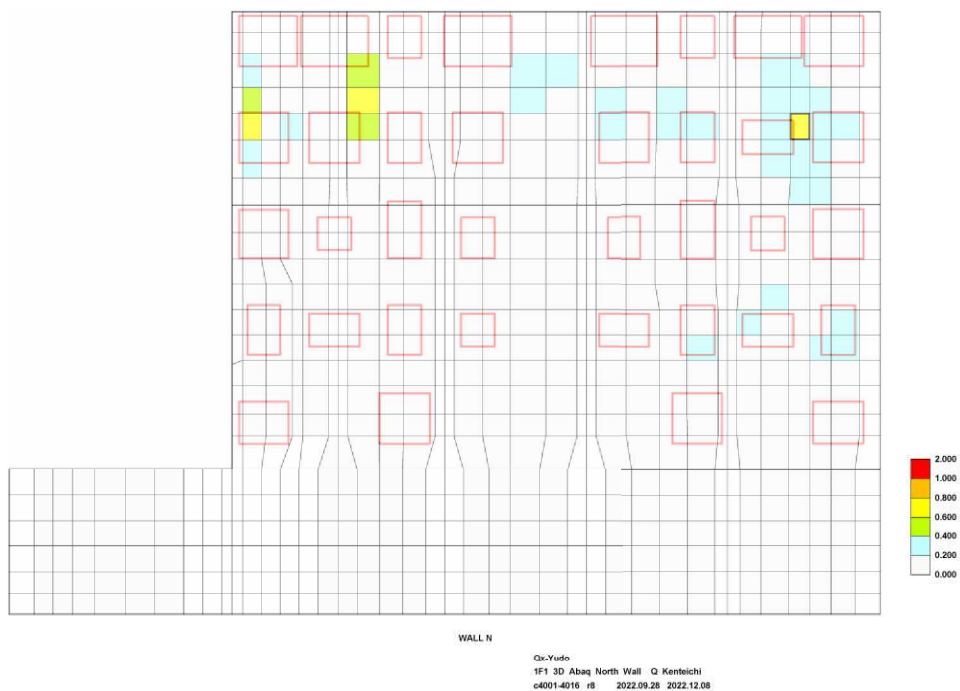
図-1.14 面外せん断力の検定比 (建屋外壁西面)



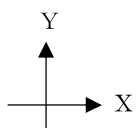
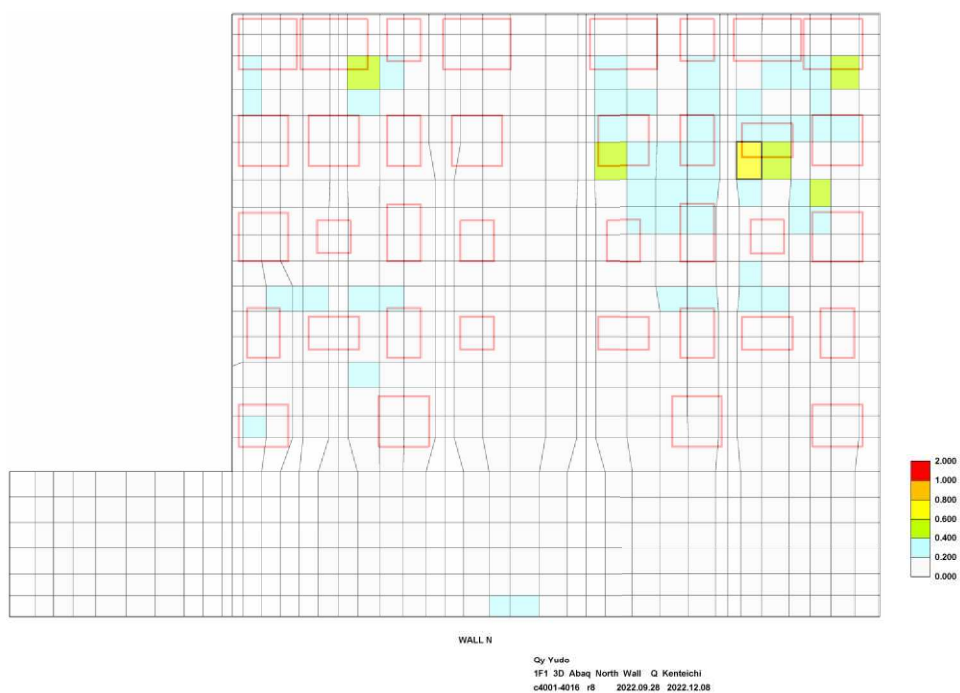
(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.15 面外せん断力の検定比 (建屋外壁南面)

X方向



Y方向



(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.16 面外せん断力の検定比 (建屋外壁北面)

### 1.3 Ss900 地震動に対する影響検討

#### 1.3.1 検討概要

大型カバーを支持する原子炉建屋の外壁面について、Ss900 地震動に対する影響検討を行う。1/2Ss450 地震動に対する耐震安全性評価の検定値が最も厳しいケース（-1.0NS+0.4EW-0.4UD）を対象に、1/2Ss450 と同じ解析モデルと評価基準値を用いて Ss900 地震動に対する影響を評価する。

なお、作用する地震力が 1/2Ss450 に比べ大きくなり外壁部の変形が進むため、図-1.3 に示す解析モデル壁脚部の境界条件をピンとする。また、外壁面に作用する大型カバーからの反力荷重が大きい箇所については、ベースプレートからの荷重分散性を考慮することとし、図-1.17 に示すように反力荷重を外壁厚分拡幅した範囲に作用させる。

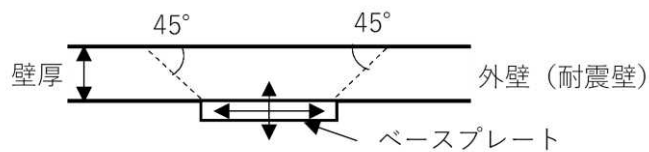


図-1.17 荷重分散範囲

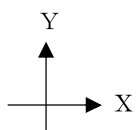
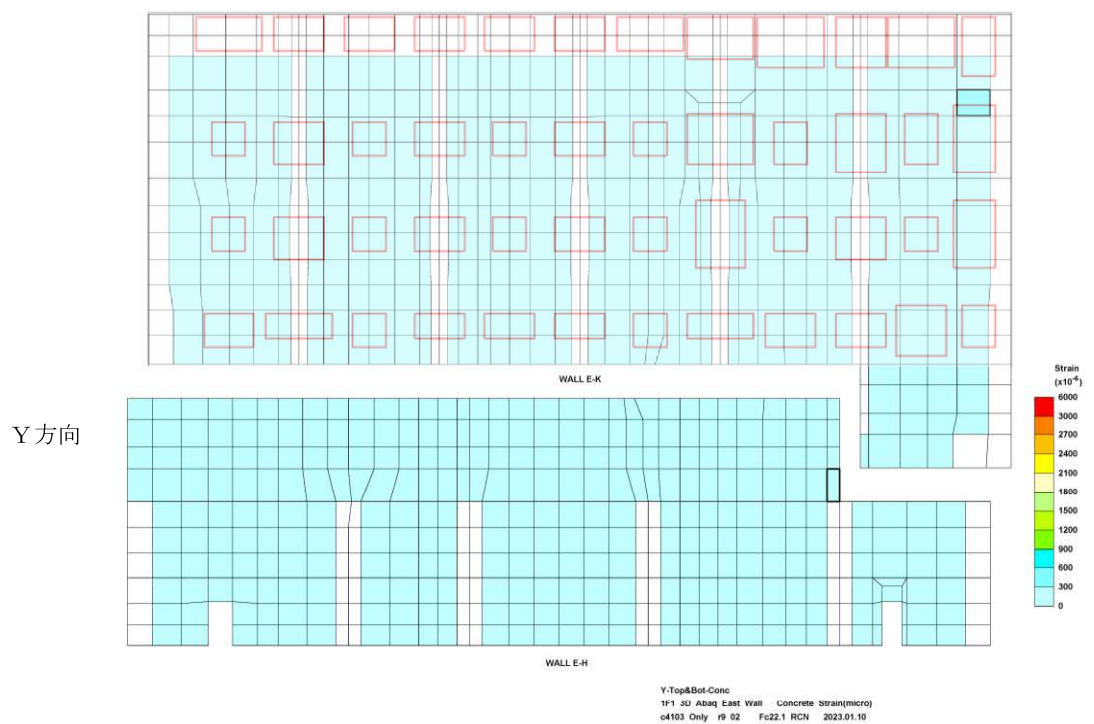
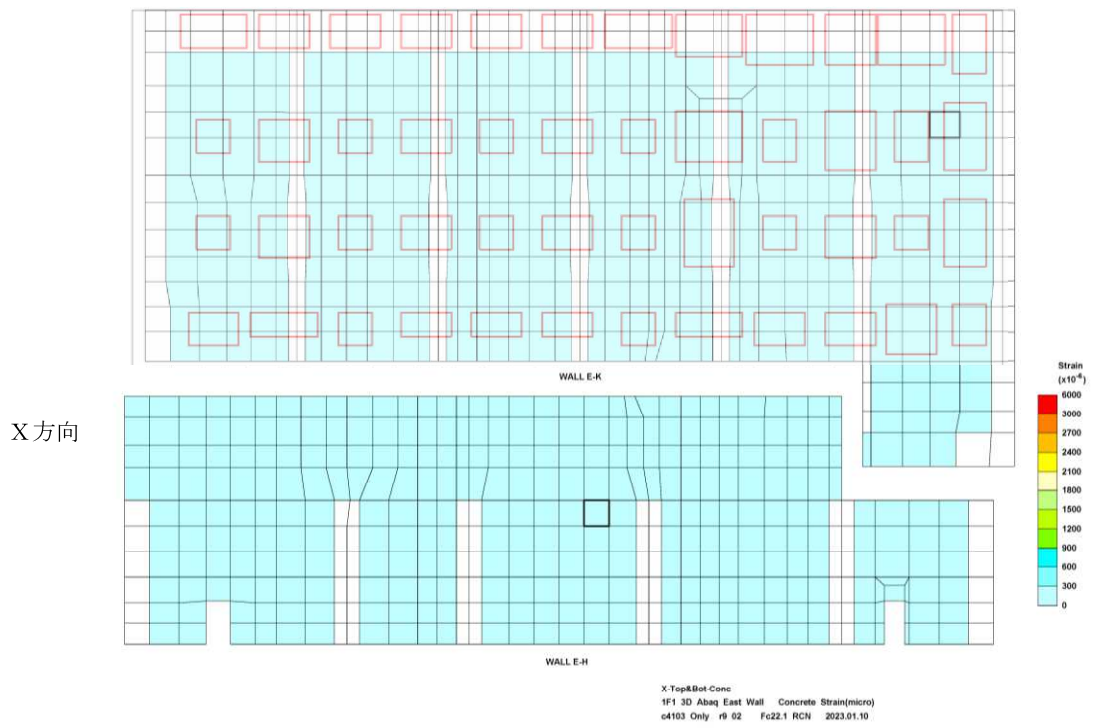
#### 1.3.2 検討結果

発生ひずみ及び面外せん断力と評価基準値の比（検定比。1 以下で評価基準値を満足する。）を示した結果を図-1.18～図-1.29 に、各面の最大値一覧を表-1.4 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ並びに面外せん断力は許容限界以内であり、Ss900 地震動を入力した場合であっても躯体の健全性が確保されることを確認した。

なお、壁脚部に固定条件を仮定しても、許容限界以内にあり壁全体の崩壊系につながらないことを確認している。

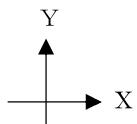
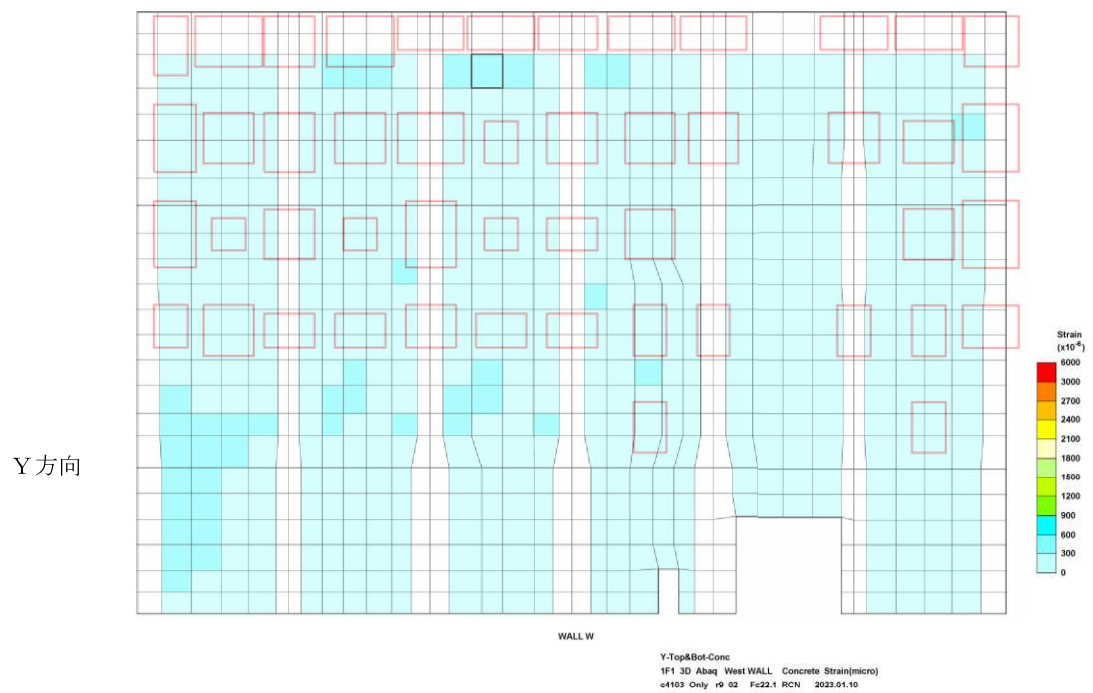
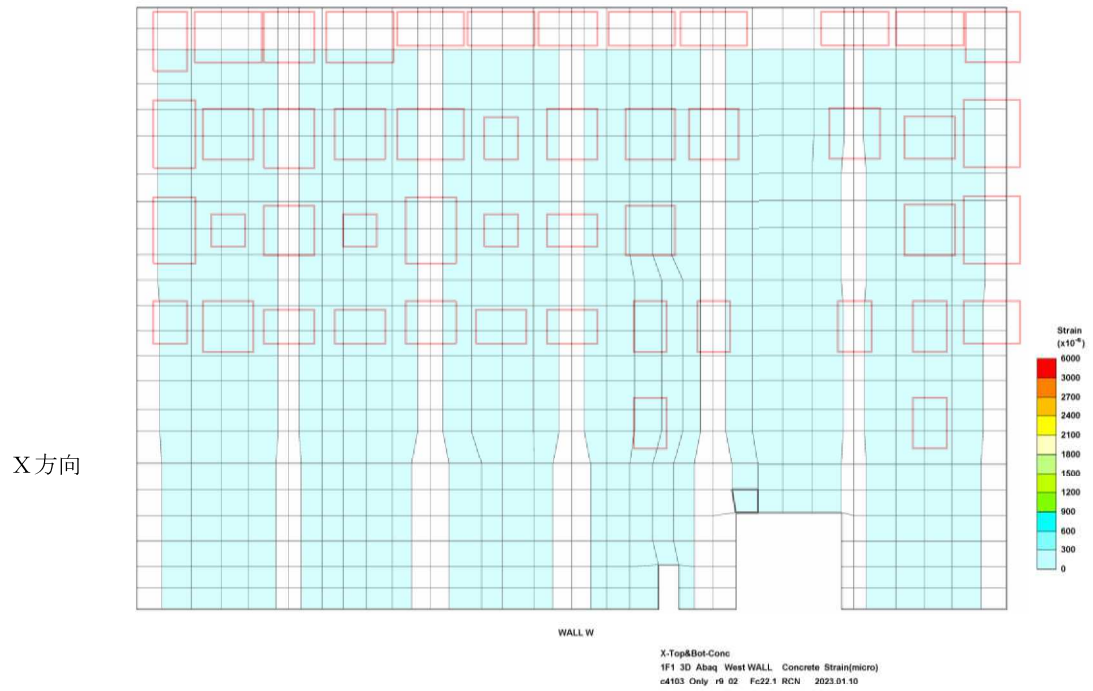
表-1.4 外壁各面の最大値一覧

部位	コンクリート ひずみ( $\times 10^{-6}$ )	鉄筋ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	面外せん断力 検定比
東壁	-306	983	0.533
西壁	-442	821	0.695
南壁	-279	873	0.967
北壁	-603	848	0.953



(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.18 コンクリート圧縮ひずみの検定比 (建屋外壁東面)

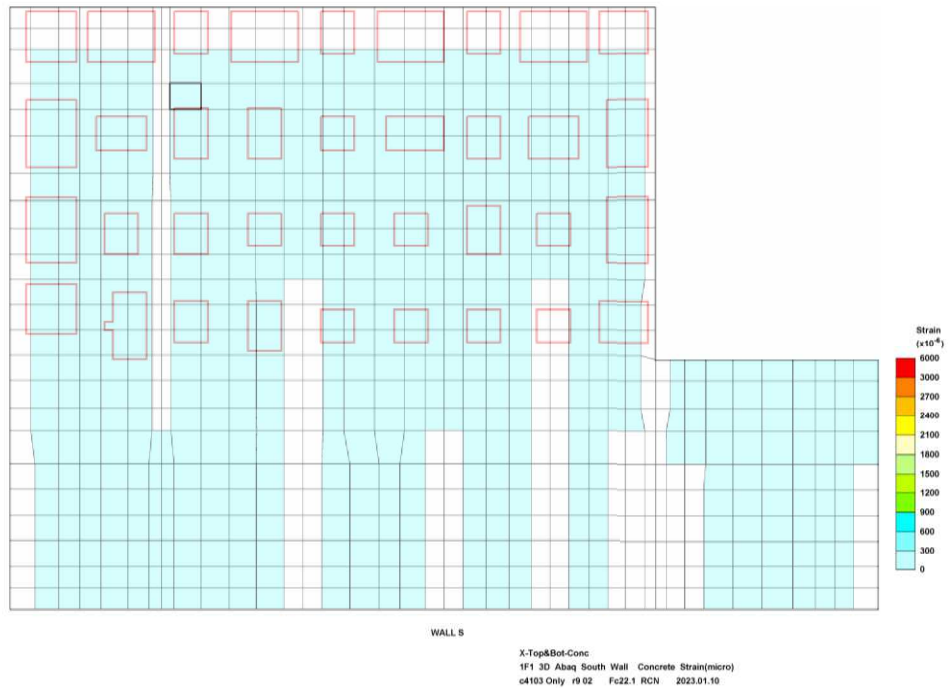


(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

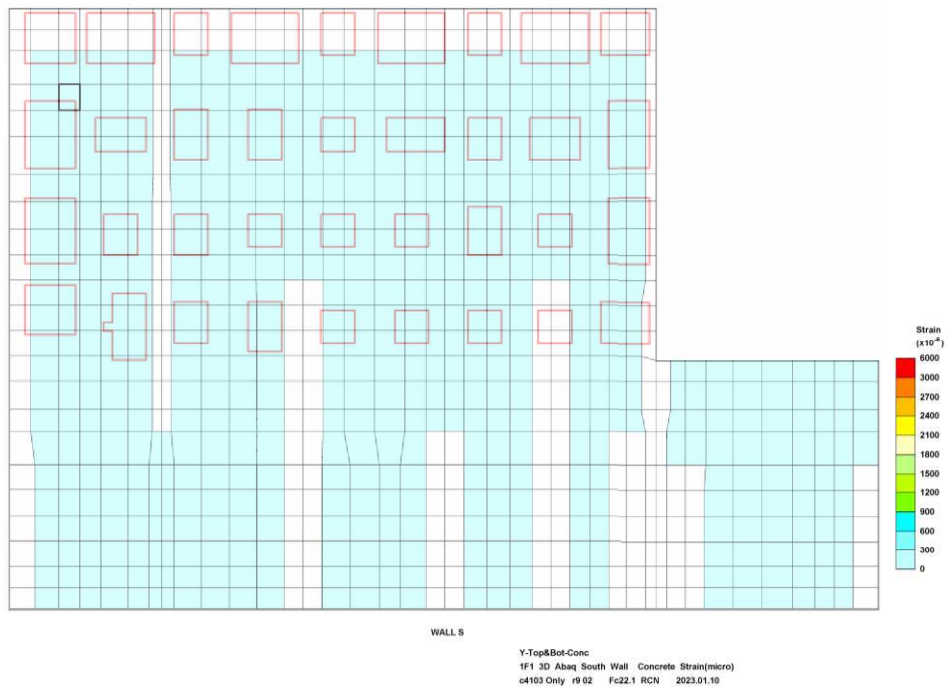
図-1.19 コンクリート圧縮ひずみの検定比 (建屋外壁西面)



X方向

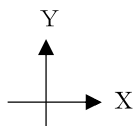


Y方向

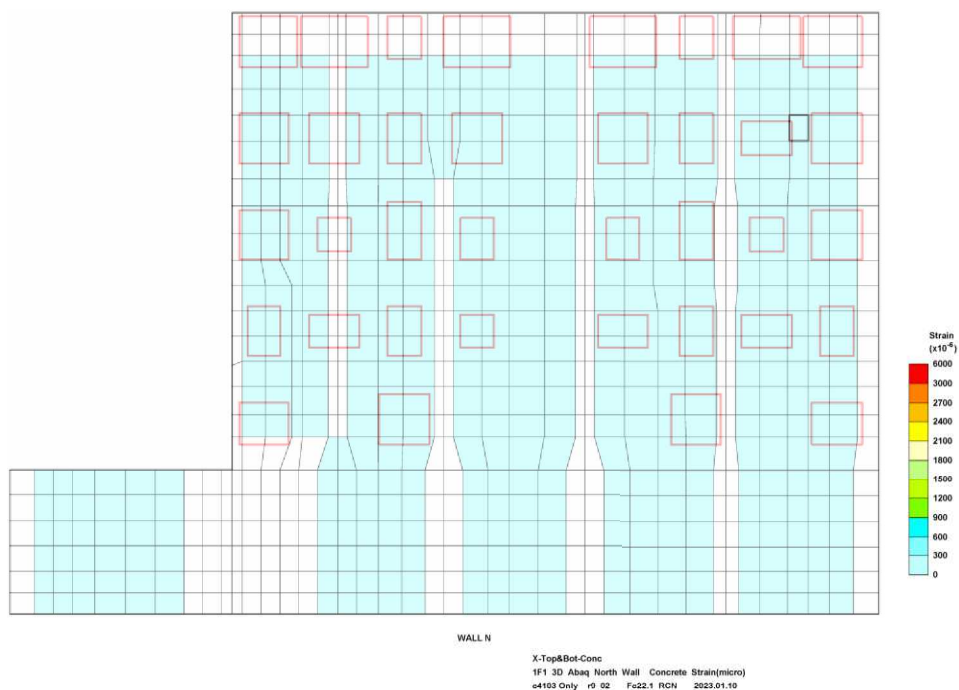


(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.20 コンクリート圧縮ひずみの検定比 (建屋外壁南面)



X方向

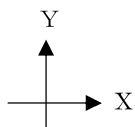


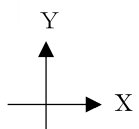
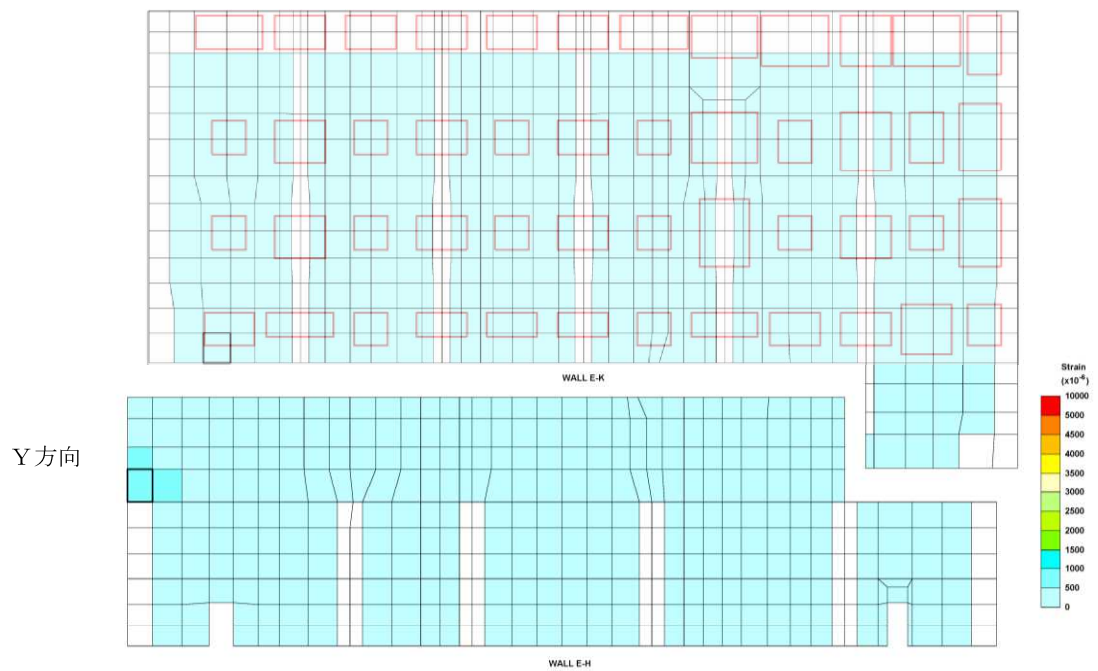
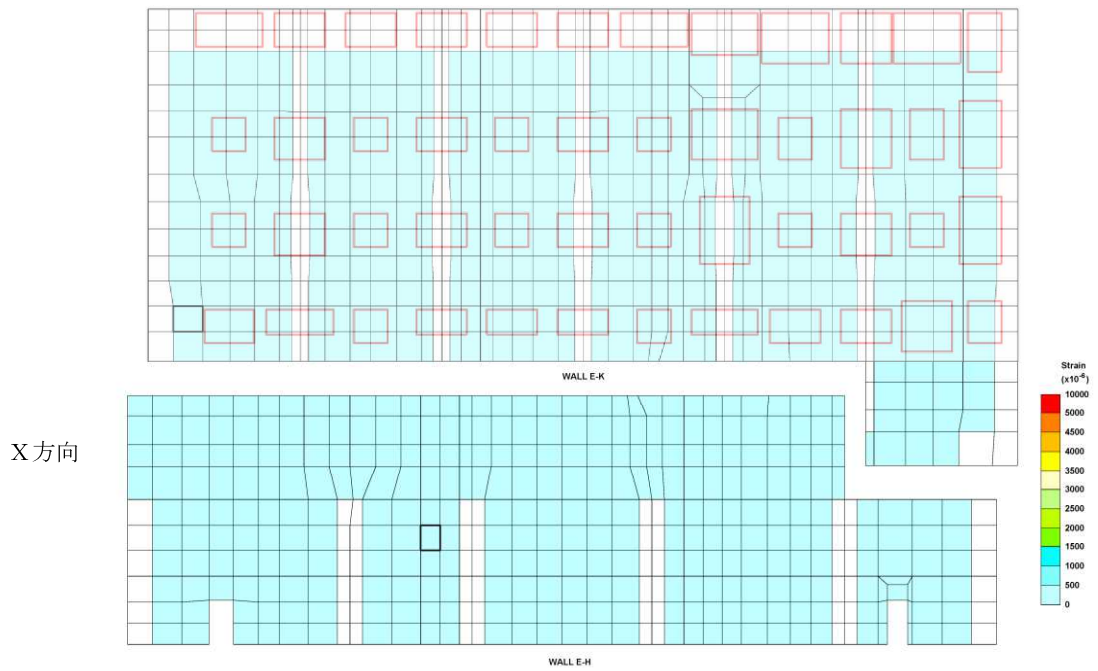
Y方向



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

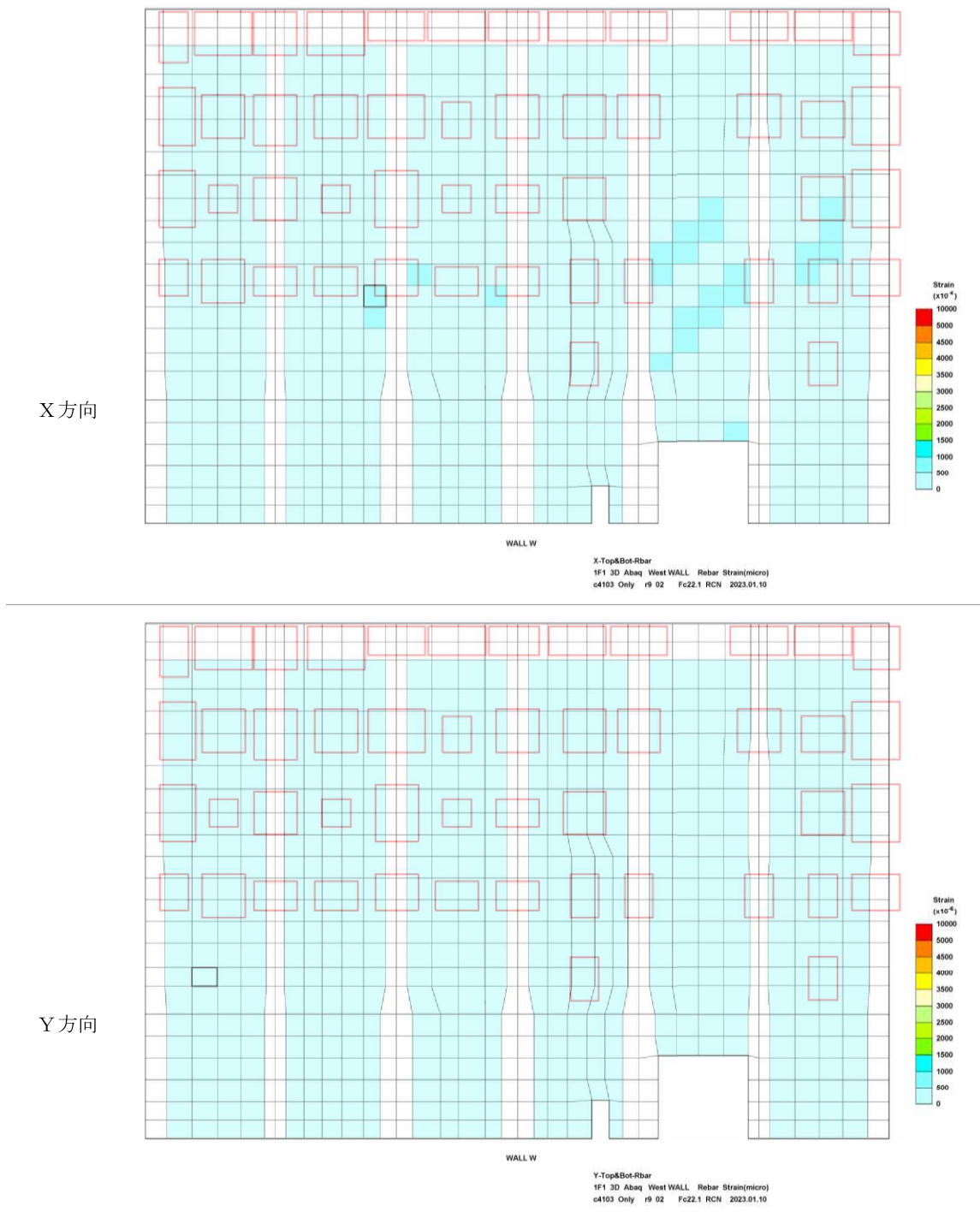
図-1.21 コンクリート圧縮ひずみの検定比 (建屋外壁北面)





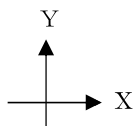
(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

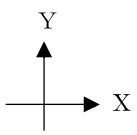
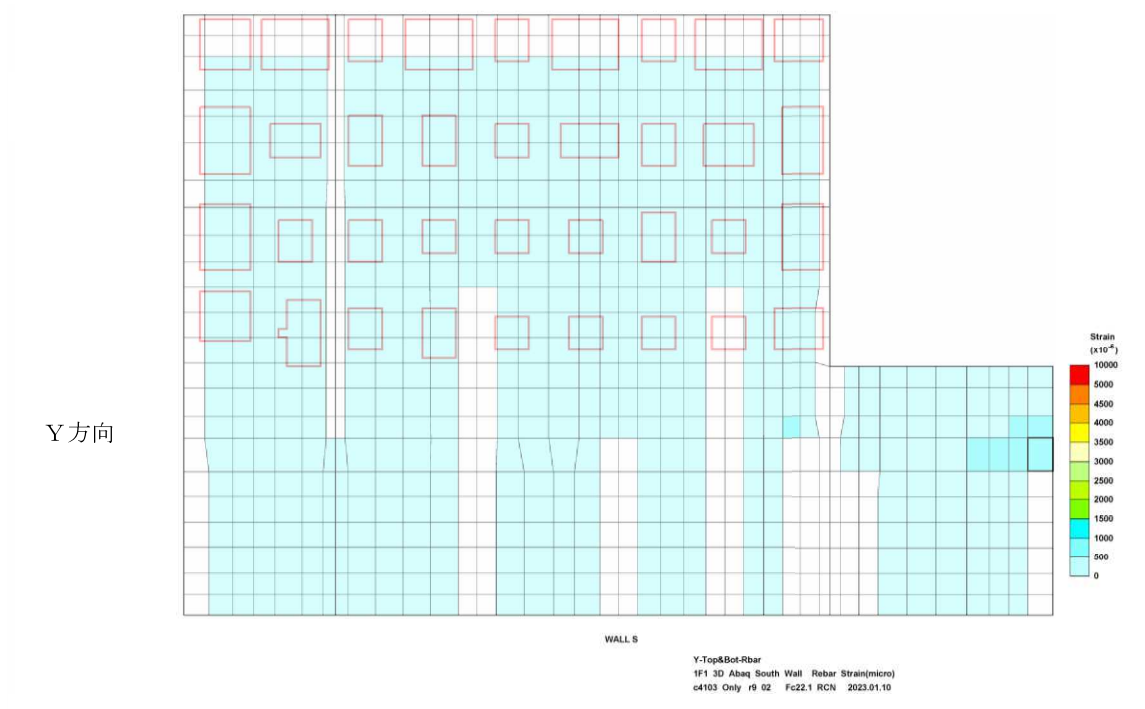
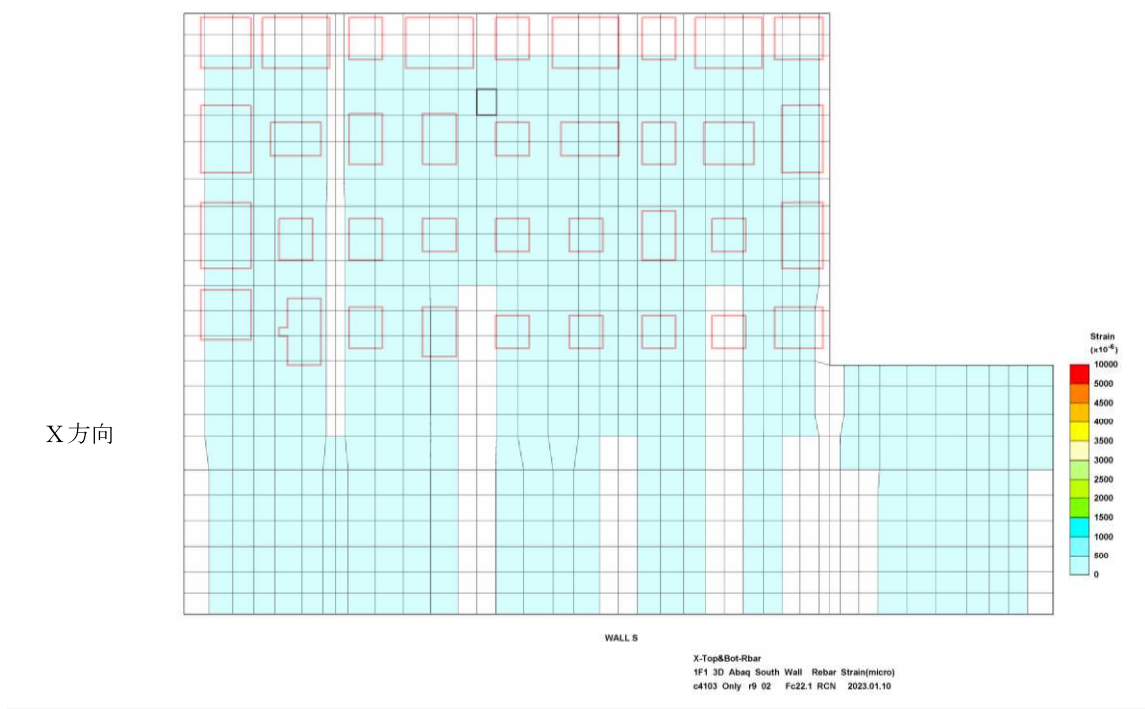
図-1.22 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁東面)



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

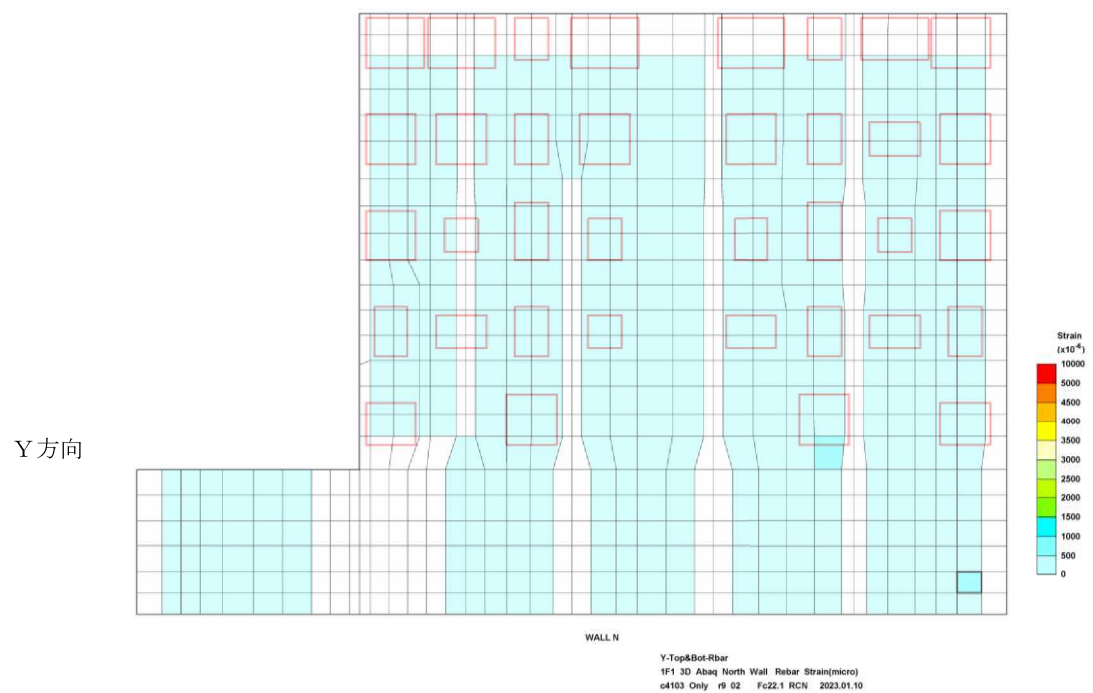
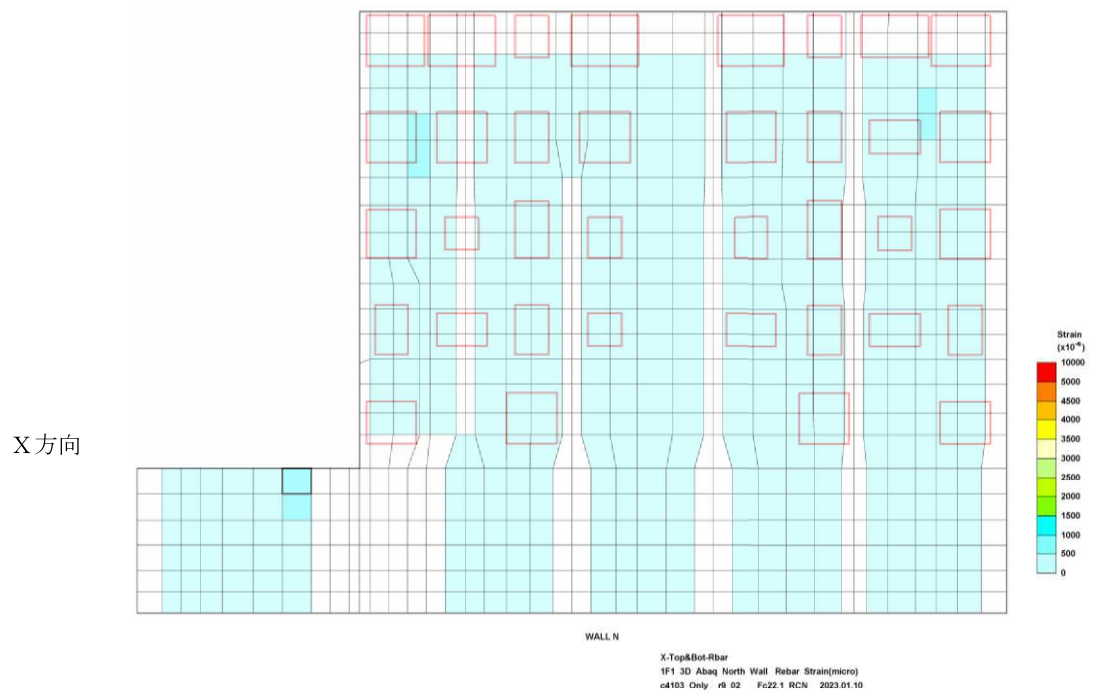
図-1.23 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁西面)





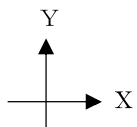
(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

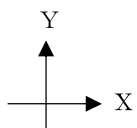
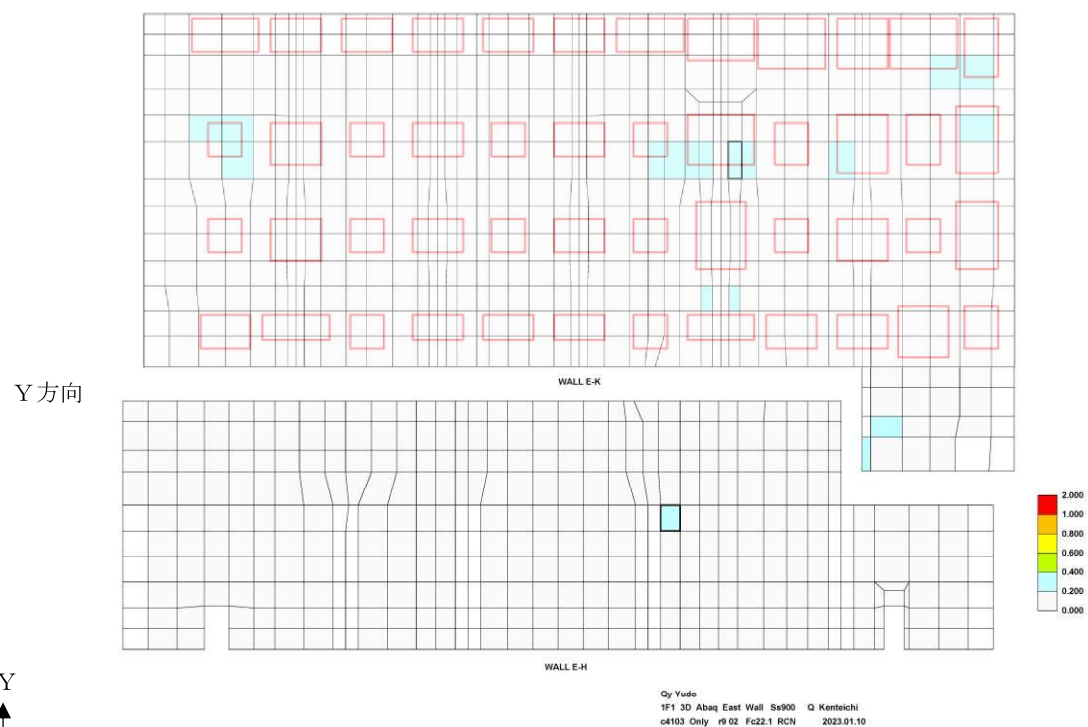
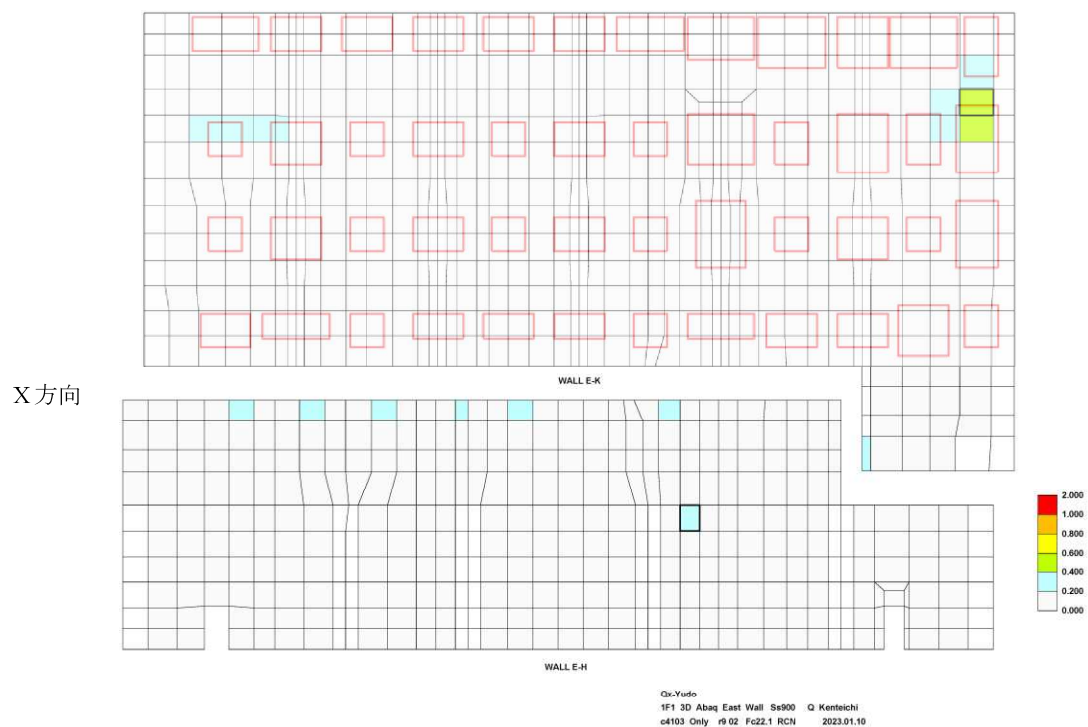
図-1.24 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁南面)



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.25 鉄筋ひずみの検定比 (建屋外壁北面)

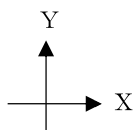
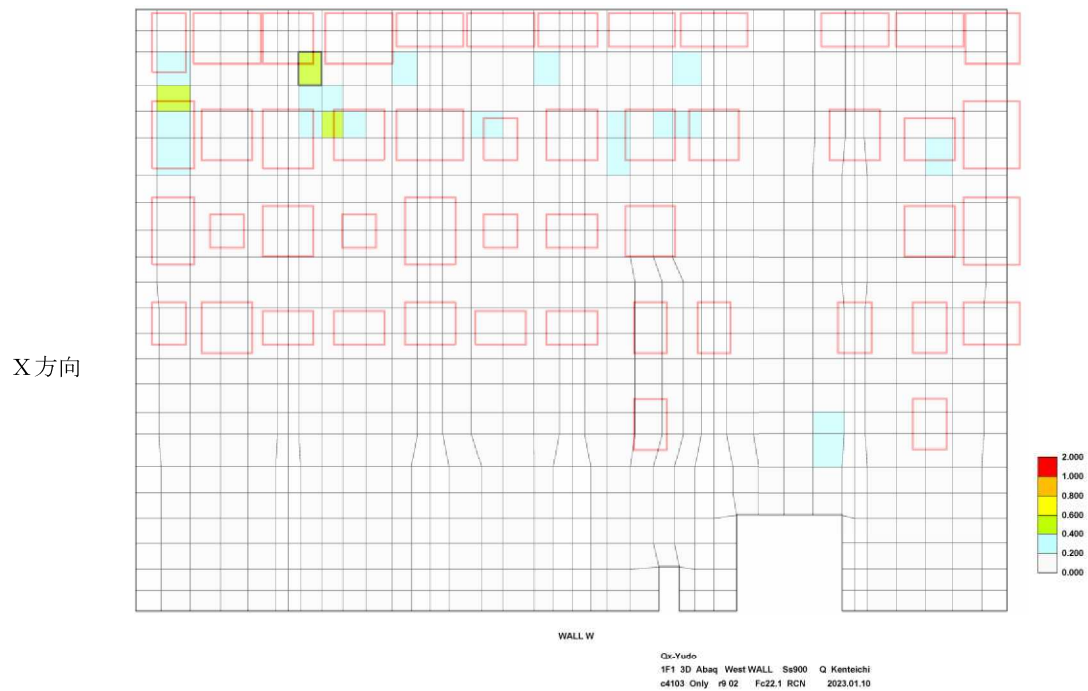




(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

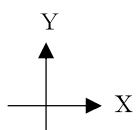
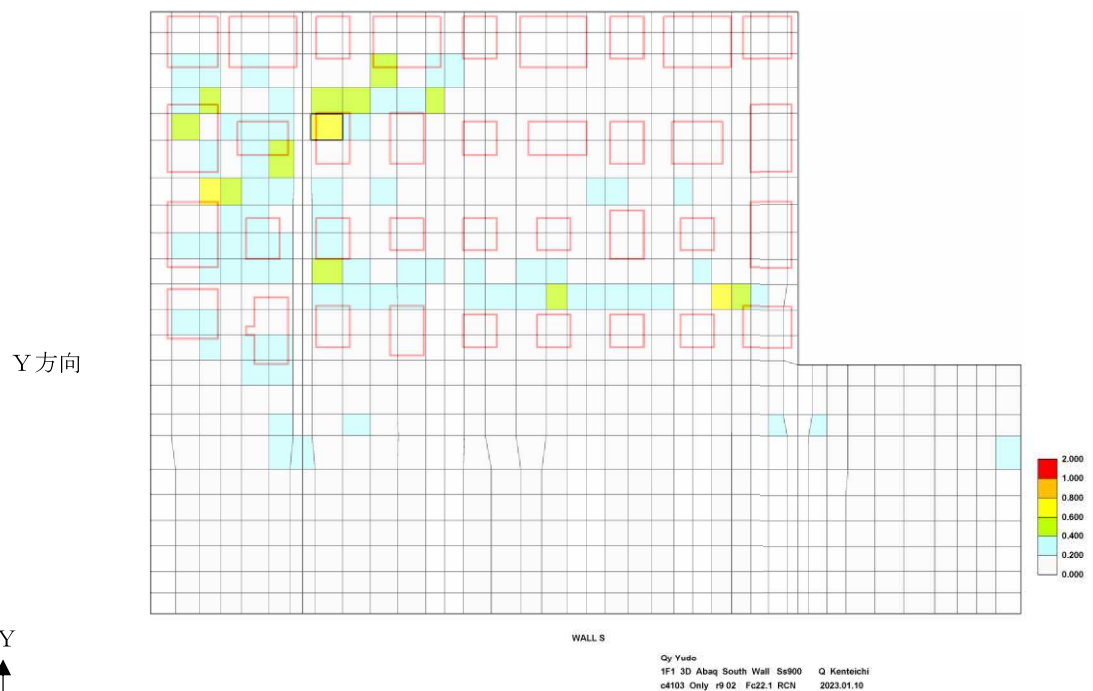
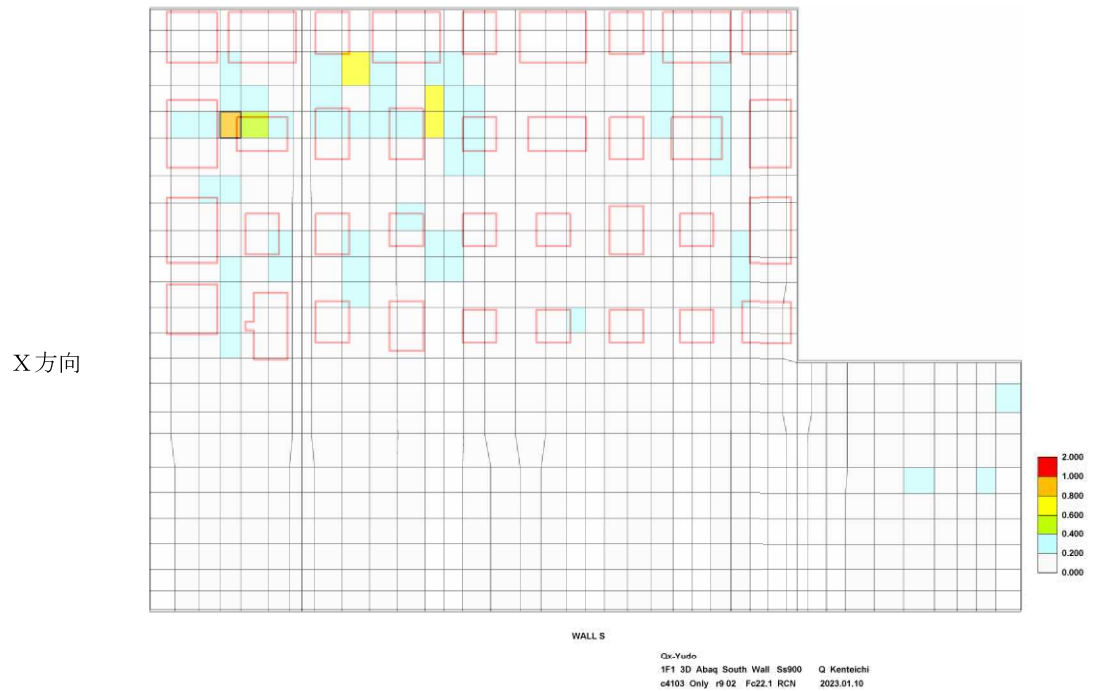
図-1.26 面外せん断力の検定比 (建屋外壁東面)





(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

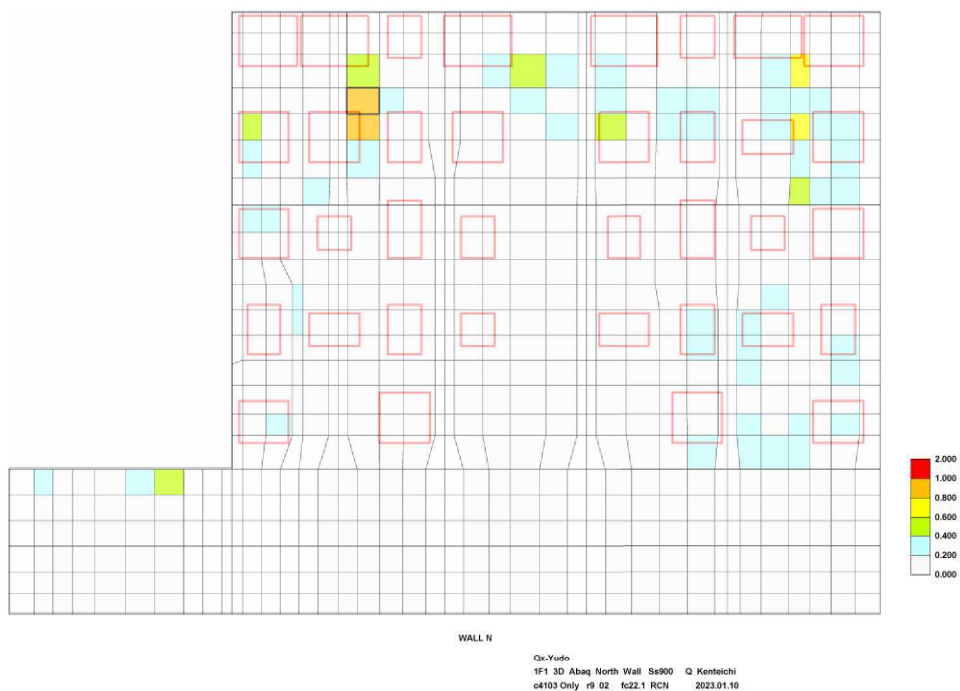
図-1.27 面外せん断力の検定比（建屋外壁西面）



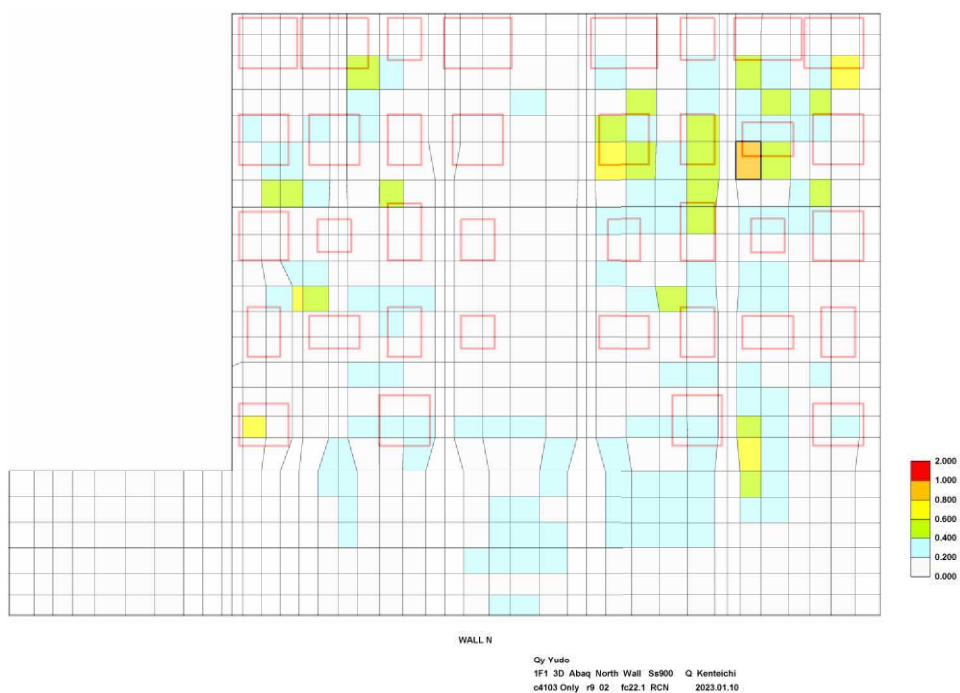
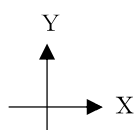
(図中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.28 面外せん断力の検定比 (建屋外壁南面)

X方向



Y方向



(图中赤枠はベースプレート設置位置を示す)

図-1.29 面外せん断力の検定比 (建屋外壁北面)

## 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

## 1 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は、その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が  $37\text{mBq/cm}^3$  未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

## 2 耐震性

## 2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とし、日本産業規格（JIS）、空気調和・衛生工学会規格（SHASE-S）等に従うものとする。

1号機大型カバー換気設備は、「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえ、Cクラス（敷地周辺の公衆被ばく線量 $\leq 50\mu\text{Sv}$ ）と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

## 2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し、静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

## 2.3 第4号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

## 2.3.1 送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は $50^{\circ}\text{C}$ とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表2.3-1 参照）。

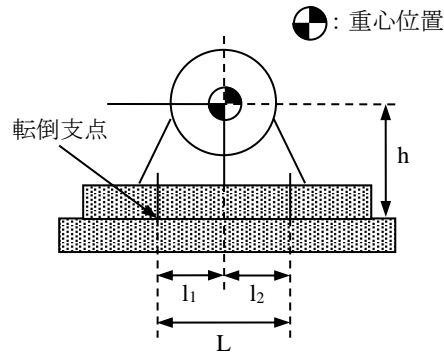


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向のせん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{水平方向のせん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

$W$  : 据付面に作用する重量

$g$  : 重力加速度 (=9.80665)

$h$  : 据付面から重心までの距離

$M_P$  : 送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に  $M_P$  は作用しない

$l_1$  : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$  : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

$n$  : 基礎の溶接部の箇所数

$A_w$  : 基礎の溶接部の断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_P$  : 送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1 送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	34	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50℃ とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

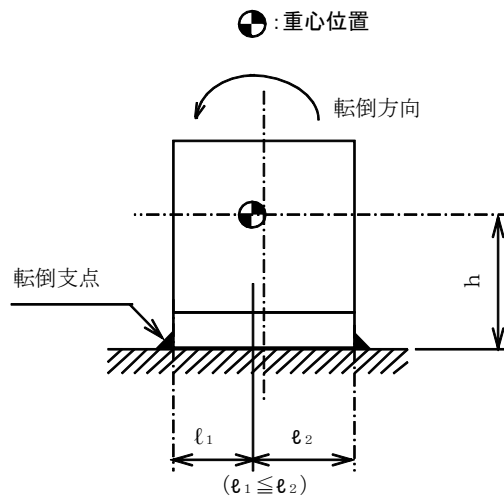


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

- W : 据付面に作用する重量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- h : 据付面から重心までの距離
- $l_1$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離
- $l_2$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )
- $n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数
- n : 基礎の溶接部の箇所数
- $A_w$  : 基礎の溶接部の断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

表 2.3-2 フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	8	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

### 2.3.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔 (表 2.3-3) よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している (添付資料-3-1 図 2.2 参照)。クレーン支持用架構は、添付資料-4-2 「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で、基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

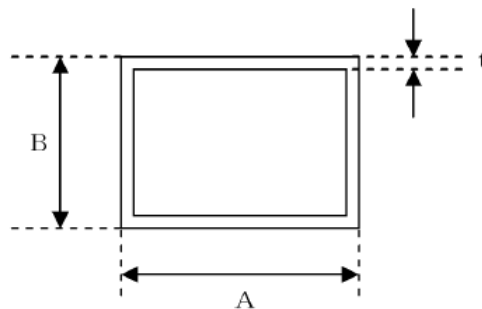


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル



- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_x}{M_{x_a}} = \frac{M_y}{M_{y_a}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{x_a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{y_a}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- M<sub>x</sub> : 水平方向座屈曲げモーメント
- M<sub>x a</sub> : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- M<sub>y</sub> : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- M<sub>y a</sub> : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

表 2.3-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	13703

## 2.4 第3号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

### 2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表2.4-1, 2.4-2 参照）。

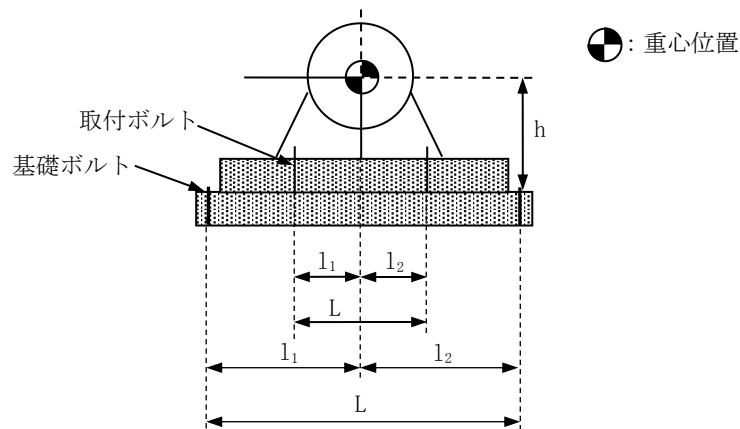


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$M_p$  : 排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に  $M_p$  は作用しない

$l_1$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

$A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_P$  : 排風機振動による震度

表 2.4-1 排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位*	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本*	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	2829	作用 しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2 排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付 ボルト	SS400	応力	3	作用 しない	133	173

#### 2.4.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.4.1項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した(表2.4-3, 2.4-4 参照)。

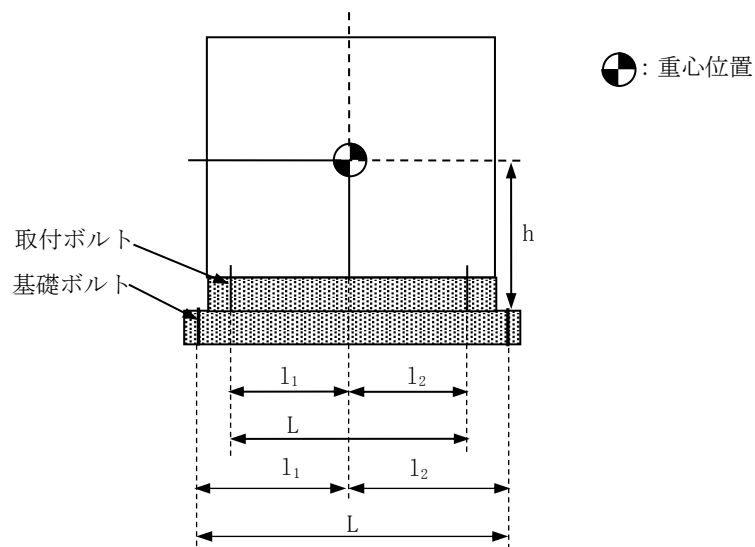


図 2.4-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

l<sub>1</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離  
(l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

n<sub>f</sub> : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

A<sub>b</sub> : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

表 2.4-3 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	1476	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4 フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	7	139	180

### 2.4.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。ダクトは基準支持間隔(表2.4-5, 2.4-6参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

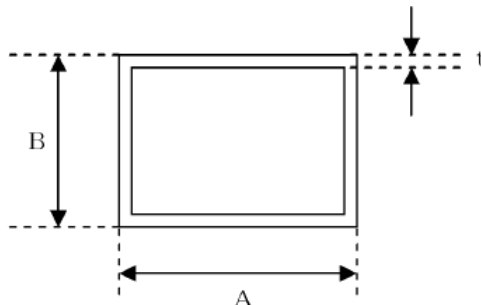


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_X \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_Y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} = \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- $M_X$  : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{Xa}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- $M_Y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- $M_{Ya}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-5 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

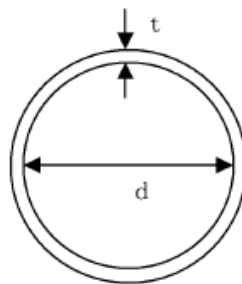


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1 \ 0 \ 0} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1 \ 0 \ 0} \sqrt{(1 + C_H^2)}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

- $M_a$  : 許容座屈曲げげモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-6 丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42685
700 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42674



## 2.5 第2号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の耐震性

### 2.5.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については、評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-1 参照）。

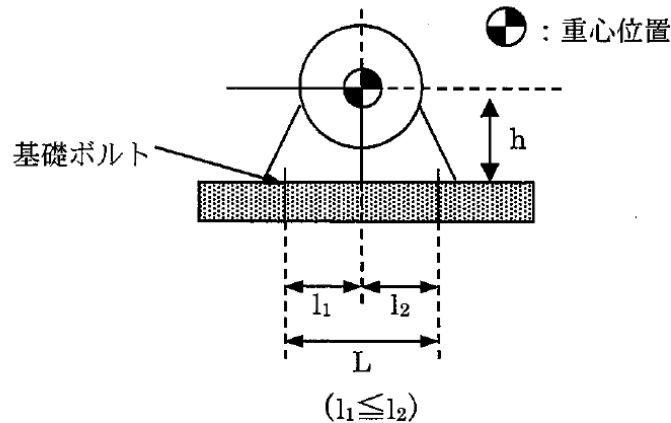


図 2.5-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重，排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_V = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P)}{n}$$

- W : 排風機質量
- g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- h : 据付面から重心までの距離
- l<sub>1</sub> : 排風機重心と基礎ボルト間の距離
- l<sub>2</sub> : 排風機重心と基礎ボルト間の距離 (l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)
- n<sub>f</sub> : 評価上引張を受けるボルト本数
- n : 全ボルト本数
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>P</sub> : 排風機振動による加速度

表 2.5-1 排風機の基礎ボルトの強度評価結果

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	654.1	作用 しない	20550	35600

### 2.5.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.5.1項と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力として0.2Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重については、評価温度50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表2.5-2参照）。

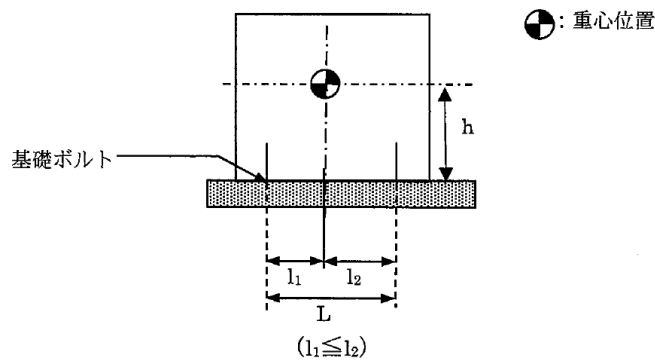


図 2.5-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_V = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot l_1}{n_F \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = \frac{W \cdot g \cdot C_H}{n}$$

W : フィルタユニット質量

g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)

h : 据付面から重心までの距離

l<sub>1</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離

(l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数  
 $n$  : 全ボルト本数  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.5-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	281.9	作用しない	11400	14300

### 2.5.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力として燃料取り出し用構台側は 0.27G、原子炉建屋側は 0.94G を採用した。ダクトは基準支持間隔(表 2.5-3、表 2.5-4 参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、当該ダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響を与えない。

#### (1) 角ダクトの耐震計算

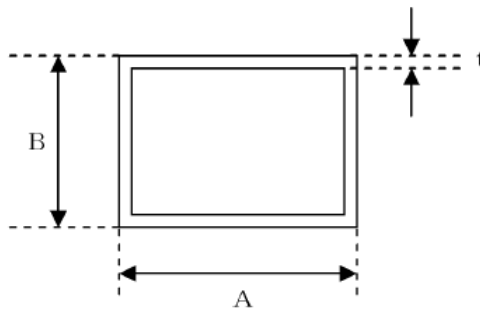


図 2.5-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による水平軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_X = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot L^2$$

地震による鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_Y = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g \cdot C_H}{1000} \cdot L^2$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} + \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- $M_X$  : 水平軸廻り座屈曲げモーメント
- $M_{Xa}$  : 水平軸廻り許容座屈曲げモーメント
- $M_Y$  : 鉛直軸廻り座屈曲げモーメント
- $M_{Ya}$  : 鉛直軸廻り許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.5-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1450×1050×3.2t	SS400	34488
1200×1200×3.2t	SS400	29352
900×900×3.2t	SS400	44585
650×500×3.2t	SS400	47815
1000×800×1.2t	ガルバリウム鋼板	12609
900×900×1.2t	ガルバリウム鋼板	13526
708×558×1.2t	ガルバリウム鋼板	15603

(2) 丸ダクトの耐震計算

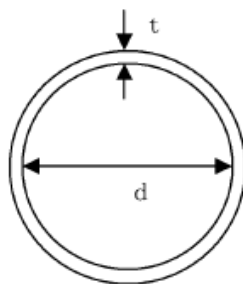


図 2.5-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{1 + C_H^2}}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

M<sub>a</sub> : 許容座屈曲げモーメント

W : ダクト単位長さ当たり質量

g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

表 2.5-4 丸ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1000 φ × 3.2t	SS400	41890
700 φ × 3.2t	SS400	43507
753.6 φ × 3.2t	SS400	44452

使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成 24 年度				平成 25 年度			
	4 月	7 月	10 月	1 月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期
第4号機 燃料取り出し 用カバー/燃料 取扱設備設置							燃料取り出し開始 (目標) ▽	
	がれき撤去	[Progress Bar]						
	地盤改良工事	[Progress Bar]						
			燃料取り出し用カバー設置工事					
			燃料取り出し用カバー換気設備設置工事					
								[Progress Bar] ※
						燃料取扱設備設置工事		[Progress Bar] ※
				プール内がれき撤去・燃料調査等			[Progress Bar] ※	

※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第3号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成24年度		平成25年度				平成26年度				平成27年度	
	10月	1月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第三 四半期	上半期	下半期
第3号機 燃料取り 出し用カ バー/燃料 取扱設備 設置	オペプロがれき撤去		プール内がれき撤去 (大型)								燃料取り出し開始 (目標) ▽	
	※1											
					線量低減対策・燃料取り出し用カバー設置工事							
					燃料取り出し用カバー換気設備設置工事							
									燃料取扱設備設置工事			
									プール内がれき撤去・燃料調査等			

※1: がれきの状況により終了時期が変動する可能性有

※2: がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

第2号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	令和3年度				令和4年度				令和5年度		令和6年度～令和8年度
	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	上期	下期	
第2号機 燃料取り出し 用構台/燃料 取扱設備設置	原子炉建屋オペレーティングフロア除染及び遮蔽体設置工事										燃料取り出し開始 ▽
	燃料取り出し用構台設置工事										
	燃料取扱設備設置工事									※	

※：原子炉建屋オペレーティングフロア除染及び遮蔽体設置工事の進捗により、燃料取扱設備設置工事工程に影響を与える可能性有



## 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

### 1. 適用範囲

本書は、第1号機原子炉建屋カバー設置中の機能について記載するものである。  
なお、原子炉建屋カバーは、1号機大型カバー設置に伴い解体した。

### 2. 原子炉建屋カバーの位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵の風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策（2年程度の供用期間を想定）として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置している。

### 3. 原子炉建屋カバーの設置効果

原子炉建屋カバー（附属設備を含む）を設置することにより以下の効果が期待できる。

- ① 原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質が抑制されること。
- ② 原子炉建屋への雨水等の浸入が防止されること。
- ③ 原子炉建屋からカバー内に放出される放射性物質濃度を把握できること。

### 4. 原子炉建屋カバーの設計方針

#### 4.1 建物概要

原子炉建屋カバーは放射性物質の飛散抑制のために極力気密性のよい素材を選定するが、応急措置的対策であることから、可能な限り早く設置できる設計・施工方法とする。

平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で、高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造、壁面および屋根面は防水性のある膜材で覆う計画であり、屋根面および壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。また、原子炉建屋カバー下部の膜材端部には、台風時の風の吹き込みや巻き上げを防ぐための重りを取り付ける。

#### 4.2 構造概要

原子炉建屋カバーは原子炉建屋周囲への放射性物質の飛散を抑制する覆いであるが、原子炉施設への影響を考慮し、建築基準法に準じて設計する。

##### 4.2.1 設計荷重について

常時、積雪時、暴風時、地震時における構造強度および構造安全性の評価における外力条件は下記のとおりである。

①積雪荷重；積雪深 30cm，単位荷重 20N/m<sup>2</sup>/cm

②風圧力；基準風速 25m/s

③地震荷重；水平震度 0.2

なお、風圧力の算定には応急措置として供用期間が 2 年程度であることを考慮し、10 年再現期間で低減した風速を採用しているが、当該地点近傍において過去 35 年の間に観測された最大風速（17m/s）を上回る値となっている。

地震荷重および積雪荷重の設定は建築基準法施行令に準じている。なお、地震荷重の設定に用いる水平震度 0.2 は原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラスの地震力に相当する。また、短期事象において、暴風時、地震時の影響が支配的であることから、積雪荷重の検討は省略している。

#### 4.2.2 架構の強度検討

荷重の組み合わせによる応力解析には 3 次元フレームモデルを使用する。柱、梁、火打材の剛性は、はり要素として集約し、屋根部分および膜材については非構造部材として重量のみ考慮し、剛性は考慮しない。応力解析は、長期の常時荷重、短期の風圧力および地震力について実施し、柱及び梁部材の断面検討の結果、許容値以下の応力度となる。

#### 4.2.3 基礎の検討

原子炉建屋カバーの基礎は地盤面または既設建屋（コントロール建屋、廃棄物処理建屋）の屋根スラブ上面に置かれているため、水平荷重が作用した場合のすべりに対する検討を実施し、柱脚部に作用するせん断力に対し、すべり抵抗は十分に余裕があることを確認した。

また、南面の柱脚部は既設建屋の屋根スラブ上面に架台組した基礎で支持されることから、既設建屋のパンチングシア（押し抜きせん断力）に対する検討を実施し、柱の支持力が十分に確保されていることを確認した。

#### 4.2.4 膜材の検討

屋根面および壁面に使用する膜材の材質は、塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物とする。膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。風圧力により膜材に生じる応力度は、許容応力度以下であり、基準風速に対して十分な余裕があることを確認した。

#### 4.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため、原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し、排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは、プレフィルタ、加熱コイル、高性能粒子フィルタ、よう素用チャコールフィルタ、排風機等で構成し、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000m<sup>3</sup>/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し、合計約 40,000m<sup>3</sup>/h の排気風量で運転する。

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また、原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

#### 4.4 その他

##### 4.4.1 津波への配慮

津波については、原子炉建屋カバー工事完了までに設置予定の防潮堤により対処する。

##### 4.4.2 火災への配慮

オペレーティングフロア上には元来、火災の原因となる火気は無いため、原子炉建屋カバー内で火災が発生する可能性は小さい。仮に火災が生じた場合においても原子炉建屋カバーが延焼し、原子炉建屋へ波及的影響を与えないよう、JIS A 1322-1966「建築用薄物材料の難燃性試験方法」に基づく「防災 2 級」以上の性能を有する塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物を壁パネル・屋根パネルに張って使用する。なお、万一オペレーティングフロアで火災が発生した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放して内部に放水する。

##### 4.4.3 放射性物質の飛散抑制

仮に原子炉建屋カバーの膜が一部破損・崩壊することがあっても放射性物質の飛散範囲が拡大することのないよう、原子炉建屋の外壁および原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）には事前に飛散防止剤を散布する。

##### 4.4.4 水素の影響

原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生するが、排気風量 40,000m<sup>3</sup>/h に比べて発生量が十分に少ないこと、カバー内気体と混合されること、排気設備の吸引口を天井部に設けていることからカバー内に水素が滞留する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放し、カバー外へ放出する。

## 5. 原子炉建屋カバーの設置によるリスク

### 5.1 設置によるリスク

原子炉建屋カバーを設置することにより下記のリスクが想定される。

- (1) 設計荷重以上の外力（地震力または風圧力）により、原子炉建屋カバーが損傷し、原子炉建屋へ波及的影響を及ぼすこと
- (2) 原子炉建屋カバー内の熱や水蒸気により、原子炉建屋内の環境（温度、湿度）が悪化すること
- (3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により、相互の工程遅延が生じること
- (4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼすこと

これらリスクへの対応策をそれぞれ十分に考慮した上で、原子炉建屋カバーの設置計画を行う。

#### 5.1.1 原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは2年程度の供用期間を考慮した上で、設計条件を決定し、建築基準法に準じた構造検討を実施しているが、設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い、原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増載荷解析の結果から、風荷重、地震荷重いずれにおいても、原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり、架構の崩壊には至らない。また、すべり量が増加した場合に備え、原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーを G.L.+18.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ、放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある。

なお、架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は、設計風荷重に対し約 1.8 倍、設

計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり，地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より，原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時，暴風時）の外力が作用した場合に，原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが，波及的影響は極めて小さい。

#### 5.1.2 原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱，使用済燃料プールからの熱，外気温及び日射熱を考慮すると，原子炉建屋カバー内の温度は上昇し，原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で，原子炉建屋カバーに附属する排気設備では，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み，原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため，原子炉建屋内においては，スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り，また，状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが，原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

#### 5.1.3 事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないように，工程調整・ヤード調整を行い，計画を進める。現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため，原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし，原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして，原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに，注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて，免震重要棟で確認する。

#### 5.1.4 事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し，放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に，柱・梁に鉄骨材，壁・屋根に膜材を使用し，解体撤去が可能な構造を採用する。なお，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は，周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

### 6. 運転管理および保守管理

#### 6.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は、フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、カバー内温度、水素濃度、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

また、放射性物質は、原子炉圧力容器から原子炉格納容器、原子炉建屋内、オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと、使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため、機器ハッチ開口部近傍に1箇所及び使用済燃料プール上方部に1箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また、カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため、オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に3箇所設置し、各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し、原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し、1号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

## 6.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

## 7. 別添

別添－1 原子炉建屋カバーの設計方針、構内建屋配置図、立面図・アイソメ図

別添－2 構造計算書、伏図・軸組図

別添－3 供用期間を考慮した風荷重の設定

別添－4 設計荷重以上の外力に対する検討

別添－5 原子炉建屋カバー附属設備について

## 1. 原子炉建屋カバーの設計方針

### 1.1 設計概要

#### 1.1.1 原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は、平成23年4月17日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ. 抑制（4）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

#### 1.1.2 原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり、要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため、極力气密性のよい素材を選定する。

- ① 原子炉から放出される放射性物質
- ② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質
- ③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

#### 1.1.3 設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり、留意すべき条件は下記のとおりとする。

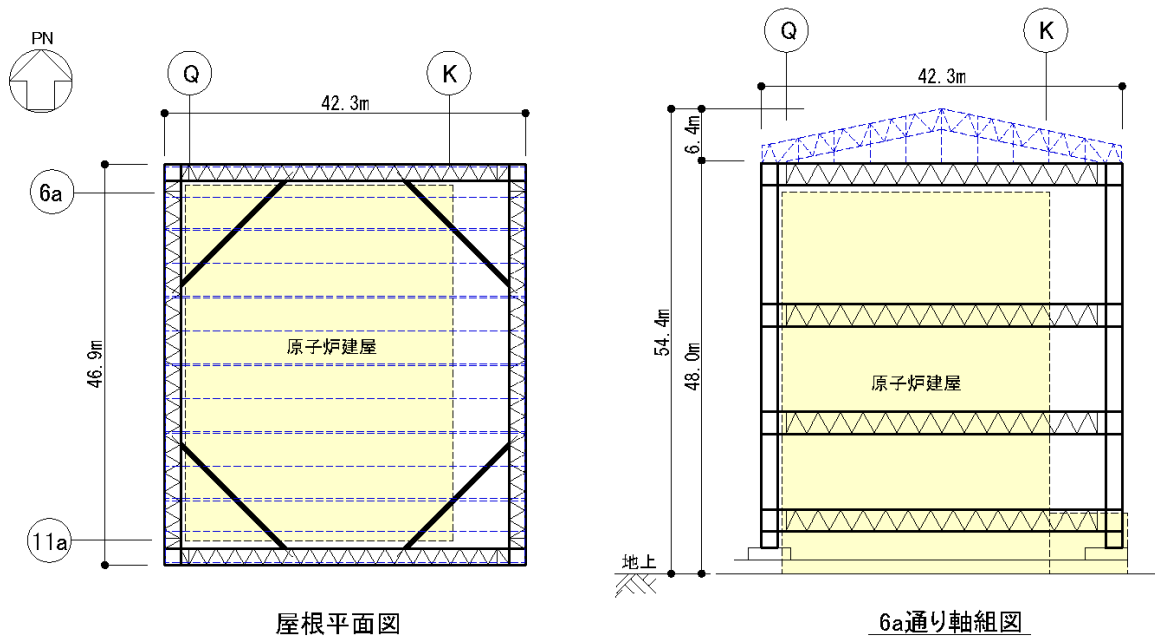
- (1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること
- (2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと
- (3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと
- (4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

1.2 建物概要

1.2.1 構造概要

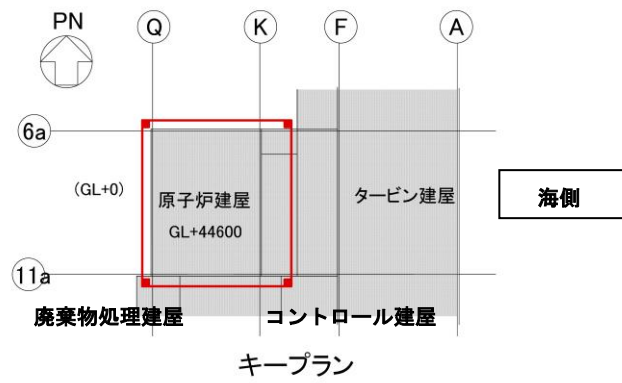
1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。



屋根平面図

6a通り軸組図



キープラン

図 1-1 1号機原子炉建屋カバー概要図



## 1.2.2 構造安全性

### 1.2.2.1 設計基規準

- ・ 関係諸法規等  
建築基準法・施行令および関連告示等
- ・ 規準規格類  
日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993年版  
日本建築学会「鋼構造設計規準」2005年版

### 1.2.2.2 使用材料と材料強度

- ・ 鋼材

表 1-1 鋼材の材料強度

種類	基準強度 F (N/mm <sup>2</sup> )
SS400, SN400, STK400, STKR400	235
SN490, SM490	325

- ・ 膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物  
引張強さ 400 N/cm 以上

### 1.2.2.3 外力

表 1-2 外力の設定条件

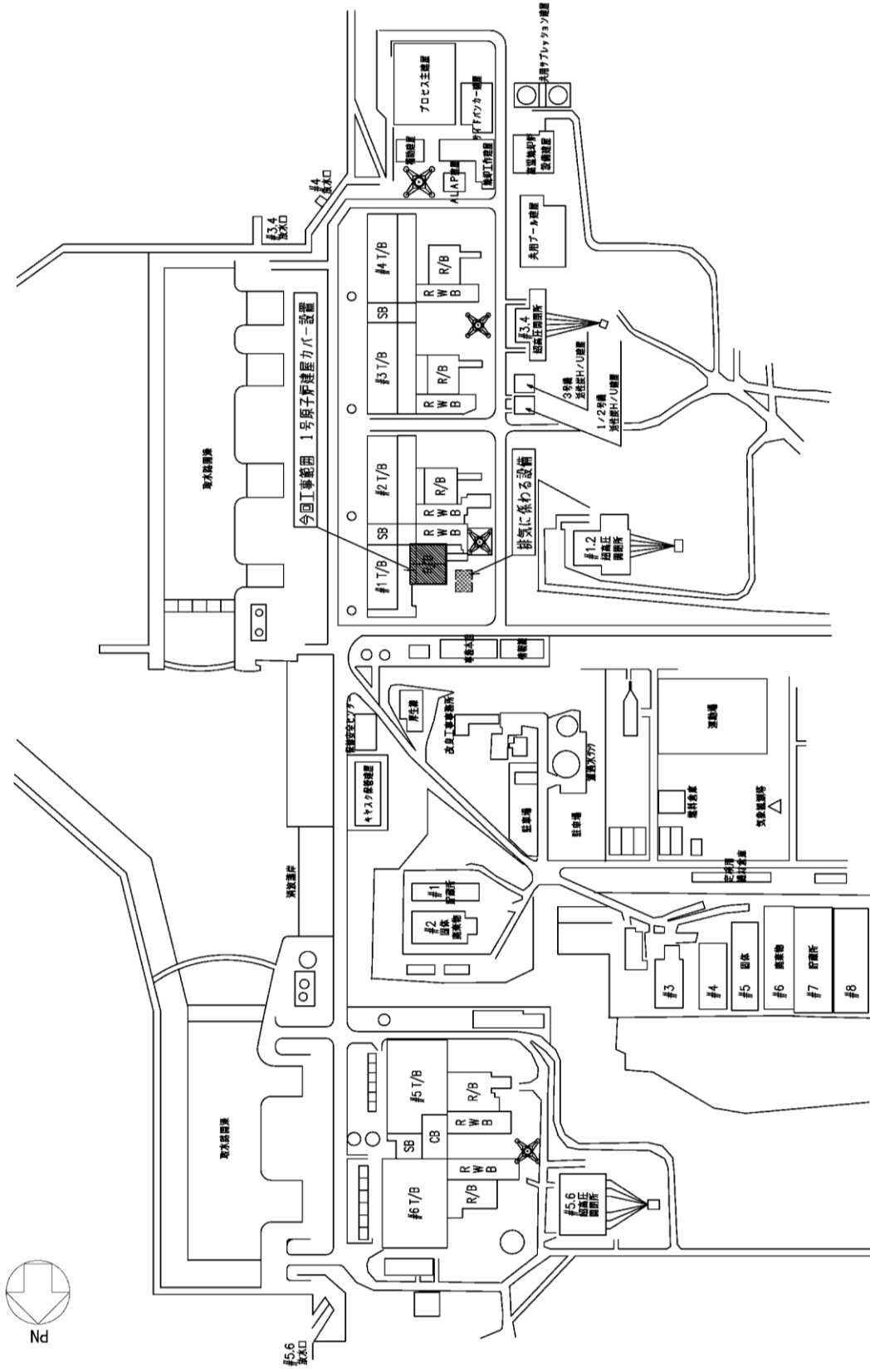
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m <sup>2</sup> /cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50年再現期間）に対し、使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993年版）に示される評価式に基づき10年再現期間で低減した値とする。なお、サイト近傍（広野町、浪江町）での過去35年の最大風速は17m/sec程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

表 1-3 荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

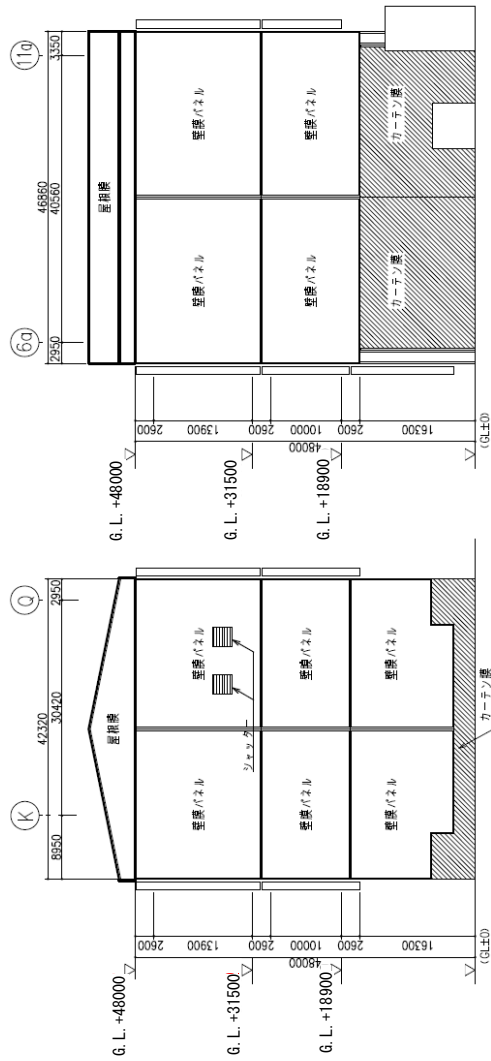
想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S		短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重

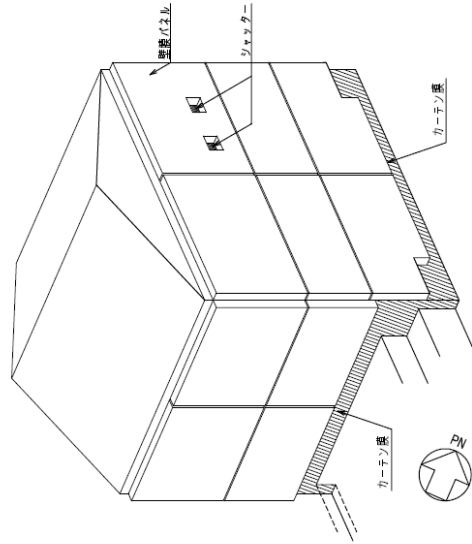


構内建屋配置図

G. L. +18900



立面図・アイソメ図



アイソメ図

西側立面図

北側立面図

構造計算書

1 構造計画

原子炉建屋カバーは、福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋において、原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は、図2-1に示すように、平面寸法は約47m(NS方向)×約42m(EW方向)の長方形で、高さは地上から約54mである。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

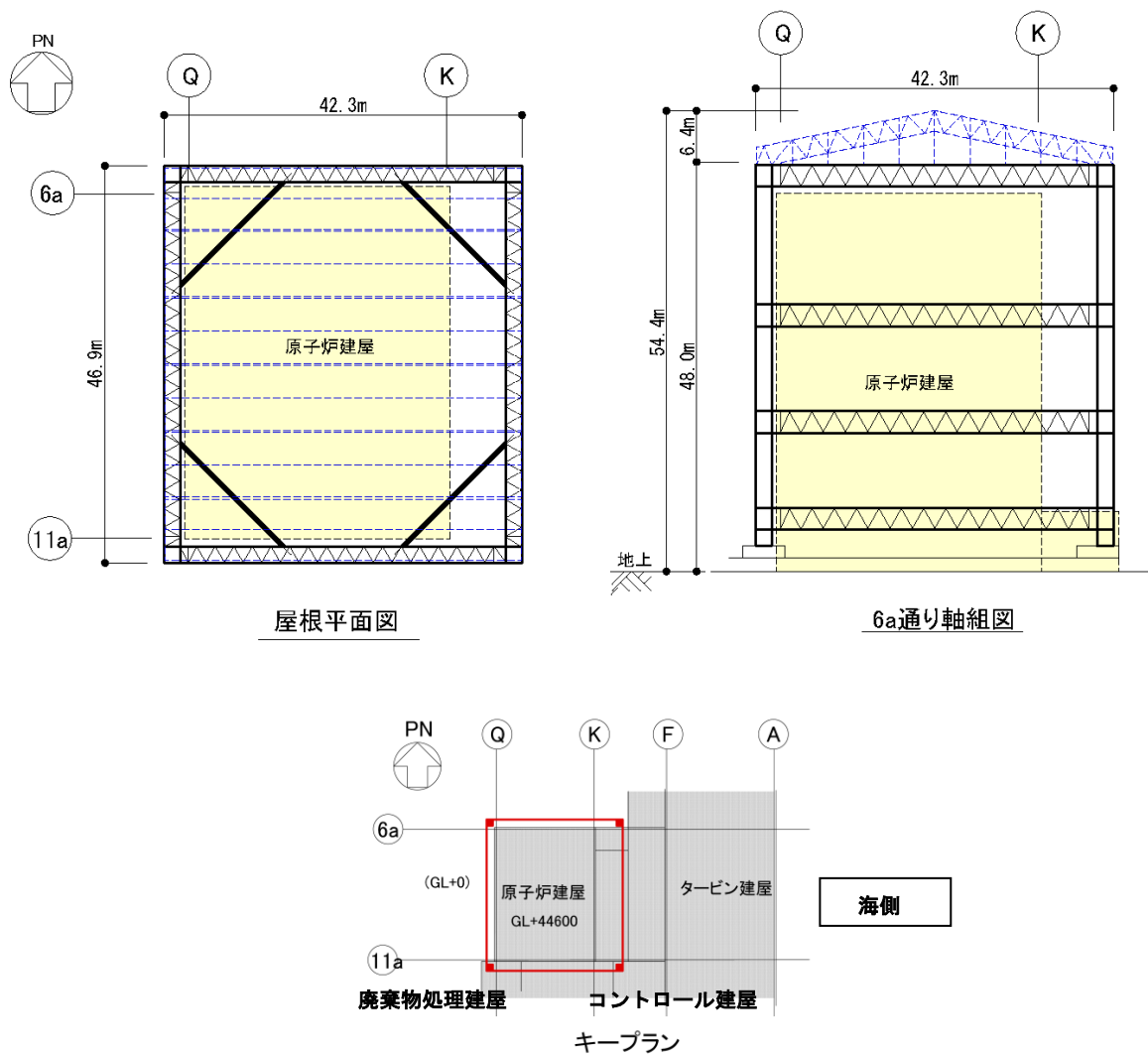


図2-1 1号機 原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱、梁及び補助材である火打材は、弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は、3次元フレームモデルを用いて算定する。図2-2に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

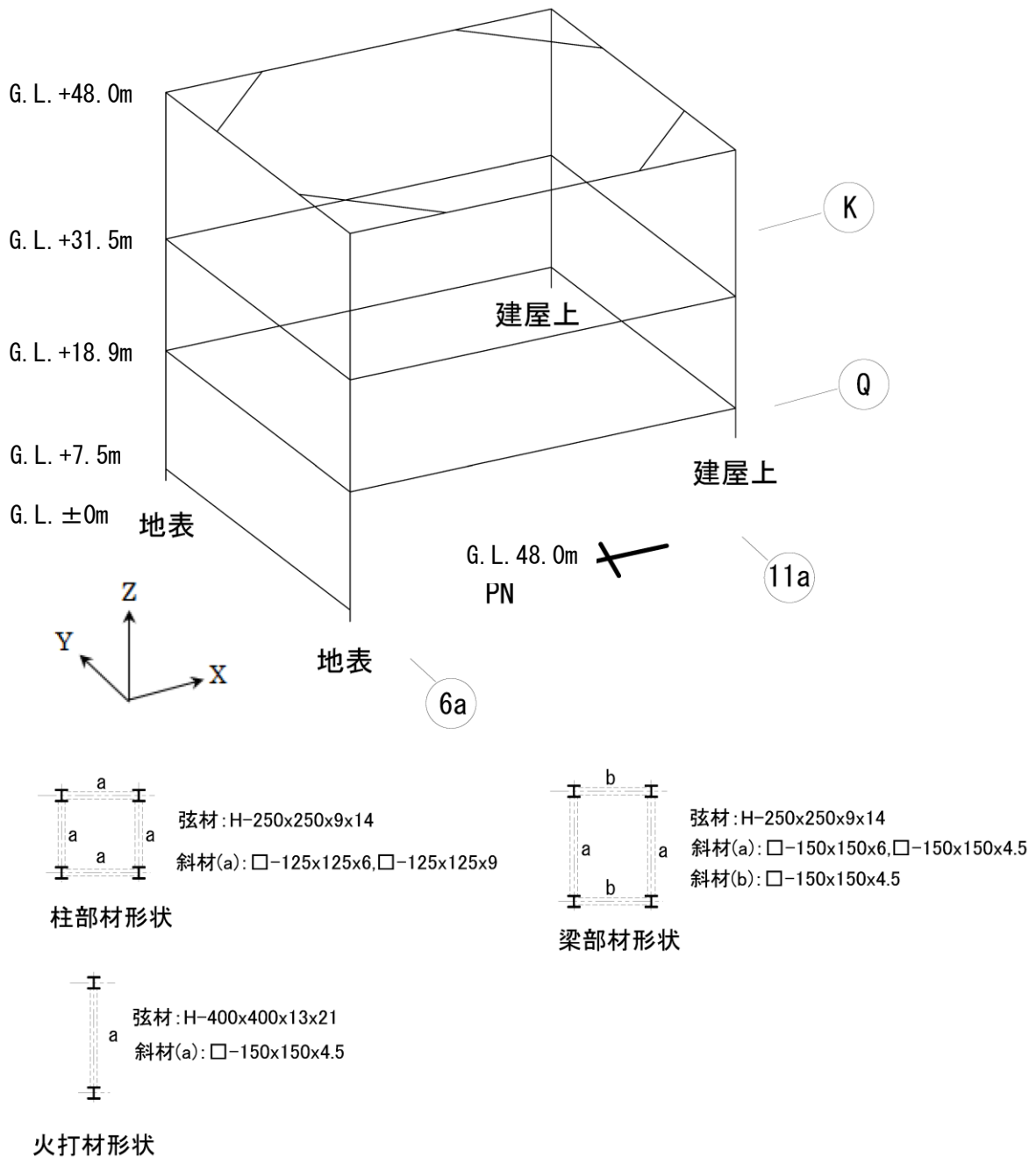


図2-2 解析モデル及び部材形状の概要

## 2 全体架構の設計

### 2.1 使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400, SN400, STK400, STKR400, SN490, SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1 材料の定数

材 料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )
鉄 骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77 *1

注) \*1 : 鉄骨の単位体積重量は質量密度 7.85t/m<sup>3</sup>に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2 鋼材の基準強度及び許容応力度 (単位 : N/mm<sup>2</sup>)

	材料	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用 鋼材	SS400,SN400 STK400,STKR400	t ≤ 40mm	235	日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		t > 40mm	215	
	SN490,SM490	t ≤ 40mm	325	
		t > 40mm	295	

## 2.2 荷重及び荷重の組合せ

### (1) 荷重

設計に当たっては、以下の荷重を考慮する。

#### a. 鉛直荷重

構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で、以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m <sup>3</sup>
膜材自重	0.01 kN/m <sup>2</sup>

上記より、部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

柱	25.0 kN/m
梁	6.0 kN/m
屋根	1.00 kN/m <sup>2</sup>
火打材	17.0 kN/箇所
壁膜 (パネル部)	0.45 kN/m <sup>2</sup>
壁膜 (カーテン部)	0.4 kN/m

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。

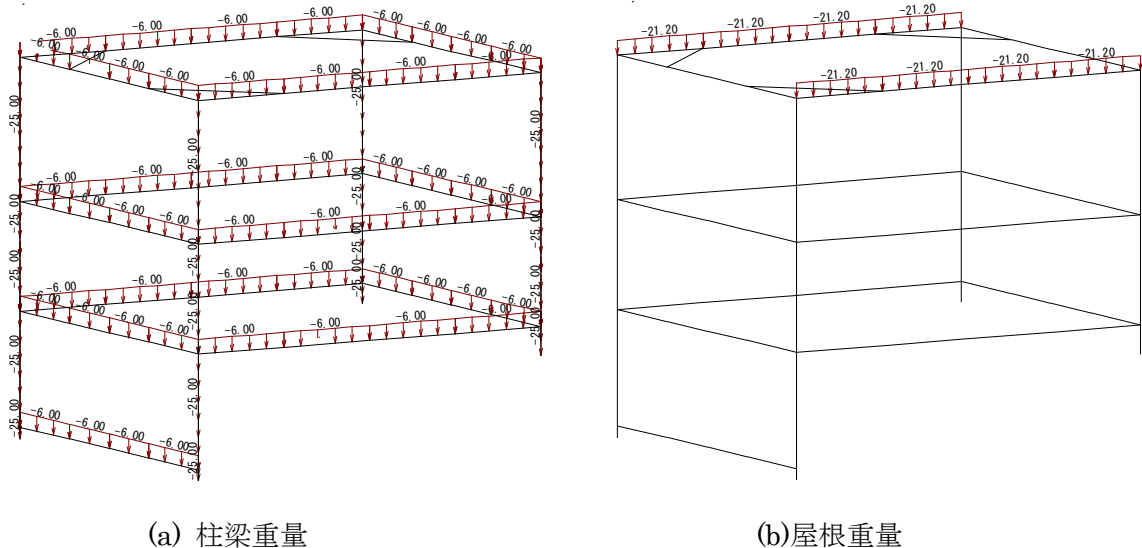


図 2-3 鉛直荷重の概要



b. 積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量 30 cm

単位荷重 20 N/m<sup>2</sup>/cm

$$W_{SNL} = 30 \times 20 \times 10^{-3} = 0.60 \text{ kN/m}^2$$

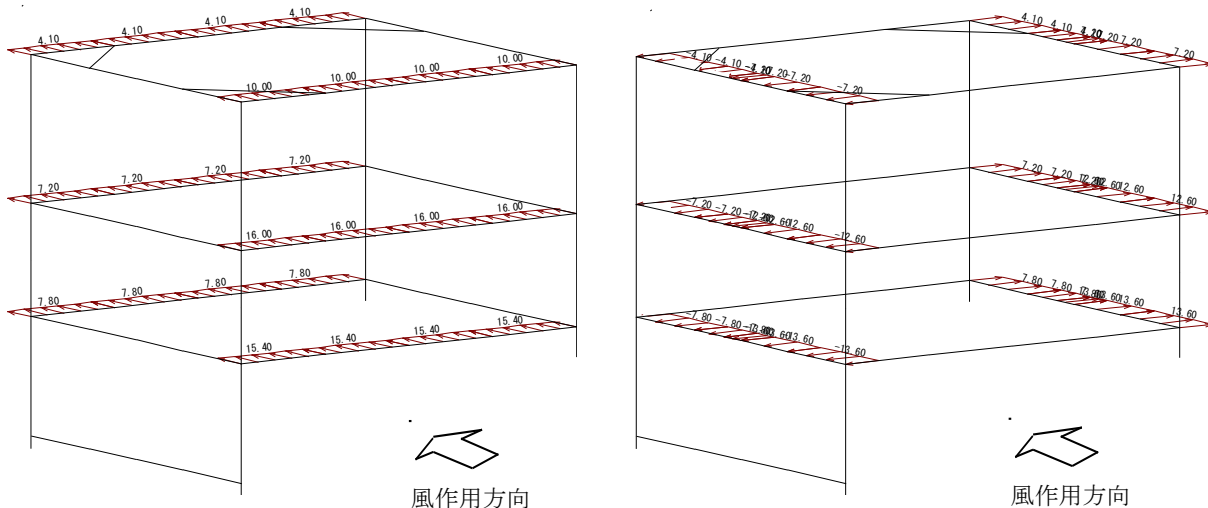
c. 風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に、また、西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3 速度圧の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E <sub>r</sub>	ガスト影響 係数 G <sub>r</sub>	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V <sub>0</sub> (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230



(a) 風上及び風下壁面 (風作用方向)

(b) 側壁面 (風直交方向)

図 2-4 風圧力の概要 (西風)

d. 地震力

地震力は地表面（G.L.±0m）を基準として、下式により算定する。

$$Q_i = C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

$Q_i$  : 地震力 (kN)

$C_i$  : 地震層せん断力係数

$W_i$  : 当該層以上の重量 (kN)

$Z$  : 地震地域係数 ( $Z=1.0$ )

$R_t$  : 振動特性係数 ( $R_t=1.0$ )

$A_i$  : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

$C_0$  : 標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )

地震力は、構造物を 1 層構造とみなし、建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4 地震力の算定結果

G. L. (m)	重量 $W_i$ (kN)	$\Sigma W_i$ (kN)	$A_i$	$C_i$	地震力 $Q$ (kN)
+48.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P	—	長期
積雪時	G+P+S	—	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで，

G : 固定荷重

P : 積載荷重

S : 積雪荷重

W : 風圧力

K : 地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

## 2.3 全体架構の強度検討

### (1) 解析モデル

解析モデルは、図 2-5 に示すとおり、柱、梁、火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については、重量は考慮するが、屋根自体の剛性は考慮しない。また、膜材についても同様に、重量は考慮するが、膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱、梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお、柱脚部はピン支持とする。

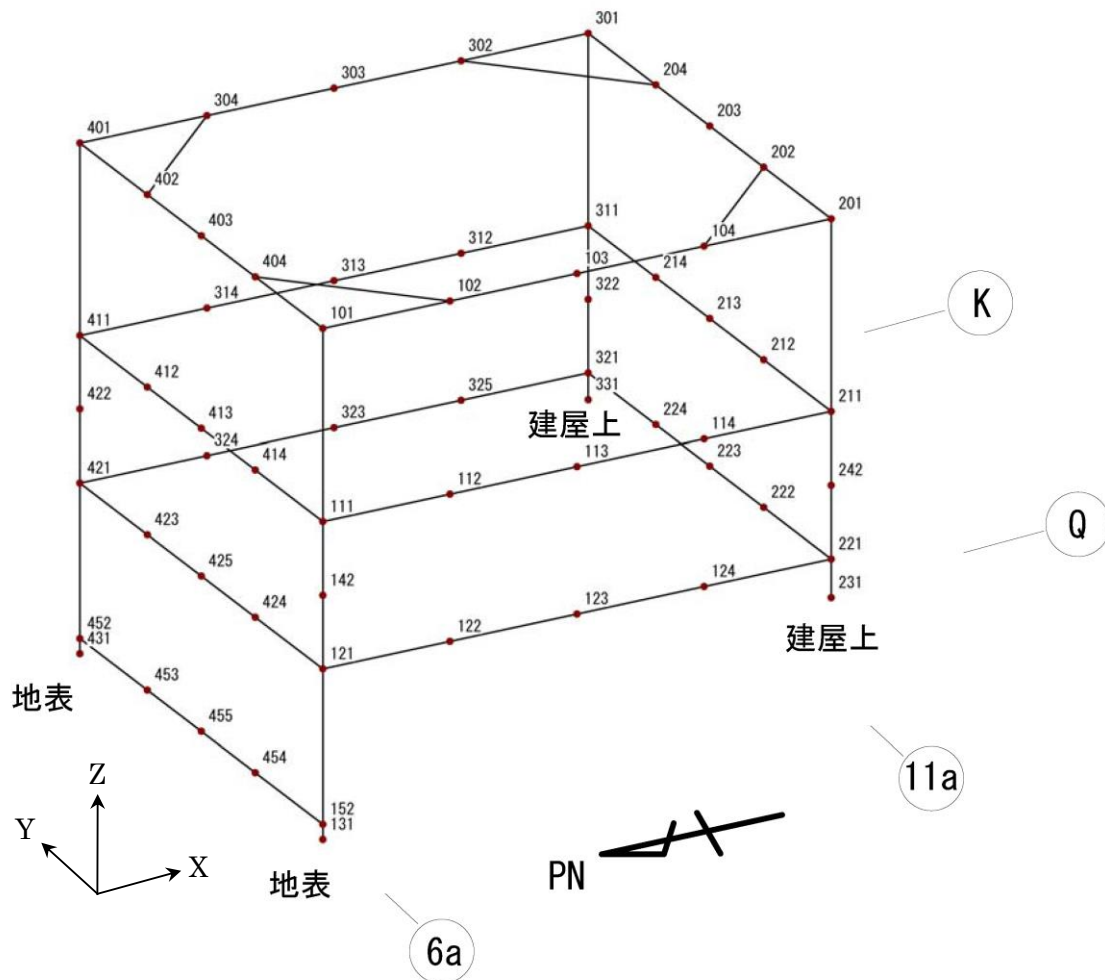


図 2-5 解析モデル

## (2) 応力解析

応力解析は以下の9ケースについて実施する。

表 2-6 応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重 (固定+積載)	長期
2	風圧力 (東→西)	短期
3	風圧力 (西→東)	短期
4	風圧力 (南→北)	短期
5	風圧力 (北→南)	短期
6	地震力 (東→西)	短期
7	地震力 (西→東)	短期
8	地震力 (南→北)	短期
9	地震力 (北→南)	短期

注) : 架構が非対称となるため、風圧力及び地震力は4方向からの荷重を考慮する。

## (3) 部材の断面検討

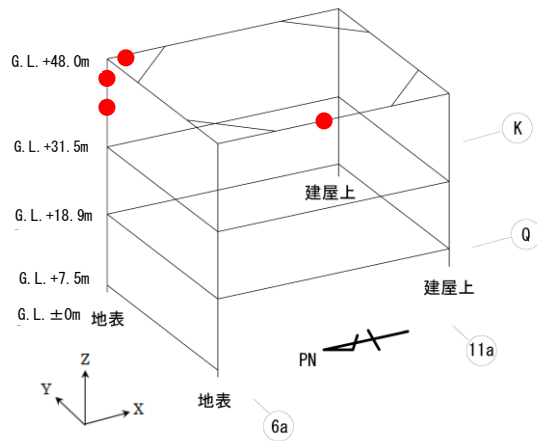
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ、柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時 (固定+積載)、表 2-8 に暴風時 (固定+積載+風圧力)、表 2-9 に地震時 (固定+積載+地震力) における断面検討結果を示す。各表には、軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について、柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7 柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ			
柱 (北東)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	31.3	201	0.64	OK
	↕			曲げ	102.8			
	G. L. +31.5m			軸力	27.3	142	0.20	OK
				せん断	70.5			

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ			
梁 (西面)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.0	186	0.60	OK
				曲げ	119.0			
				せん断	119.7	137	0.88	OK
梁 (東面)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.2	186	0.60	OK
				曲げ	118.8			
				せん断	119.8	137	0.88	OK

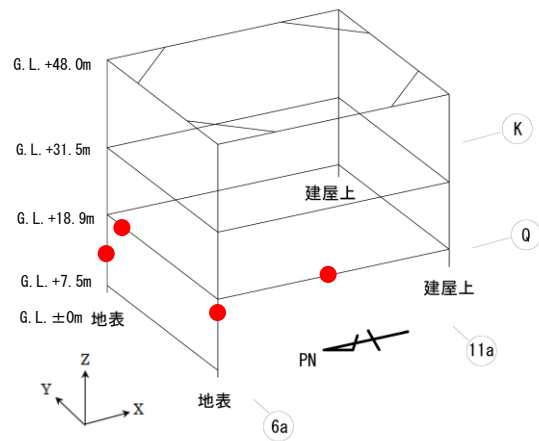


●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定	
		弦材	斜材							
柱 (北西)	G. L. +18.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK	
	↘			曲げ	127.8					
	G. L. +5.6m			せん断	105.0		213	0.50	東→西	OK
							20.0	213	0.10	南→北
柱 (北東)	G. L. +18.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK	
	↘			曲げ	99.0					325
	G. L. +5.6m			せん断	106.0		213	0.50	西→東	OK
							5.9	213	0.03	北→南

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材						
梁 (西面)	G. L. +18.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2				
				せん断	109.4		206	0.54	西→東
梁 (北面)	G. L. +18.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5				
				せん断	116.9		207	0.57	西→東



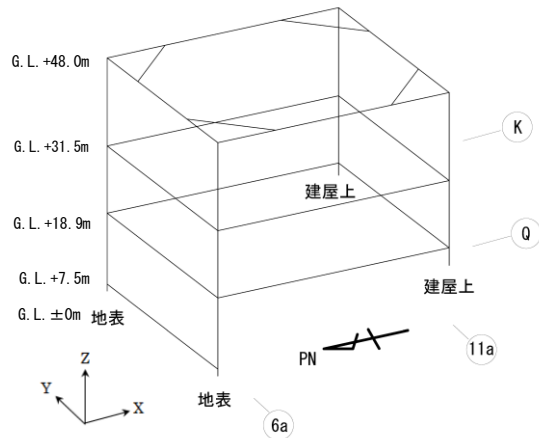
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9 柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定	
		弦材	斜材							
柱 (南西)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK	
	曲げ			184.2	325					
	G. L. +31.5m			せん断	120.7		214	0.57	東→西	OK
					154.8		214	0.73	北→南	OK
柱 (北東)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK	
	曲げ			177.2	325					
	G. L. +31.5m			せん断	109.2		214	0.52	西→東	OK
					158.6		214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材						
梁 (東面)	G. L. +48.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
	曲げ			183.7	325				
	せん断			168.6	206		0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8



## 2.4 基礎の検討

### (1) すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは、基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため、水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10 すべりに対する検討結果

(単位：kN)

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は、「鋼構造設計規準 17 章 柱脚」に基づき、摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は、図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため、常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり、柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11 柱支持力に対する検討結果

(単位：kN)

部位	作用荷重			パンチングシアに対する許容せん断力		判定
	長期	短期		長期	短期	
	常時	暴風時	地震時			
南東柱	1442	1549	1808	4719	7046	OK
南西柱	973	1118	1211	3513	5245	OK

注)：パンチングシアに対する許容せん断力は、「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 20 条 基礎」に基づき算定した。

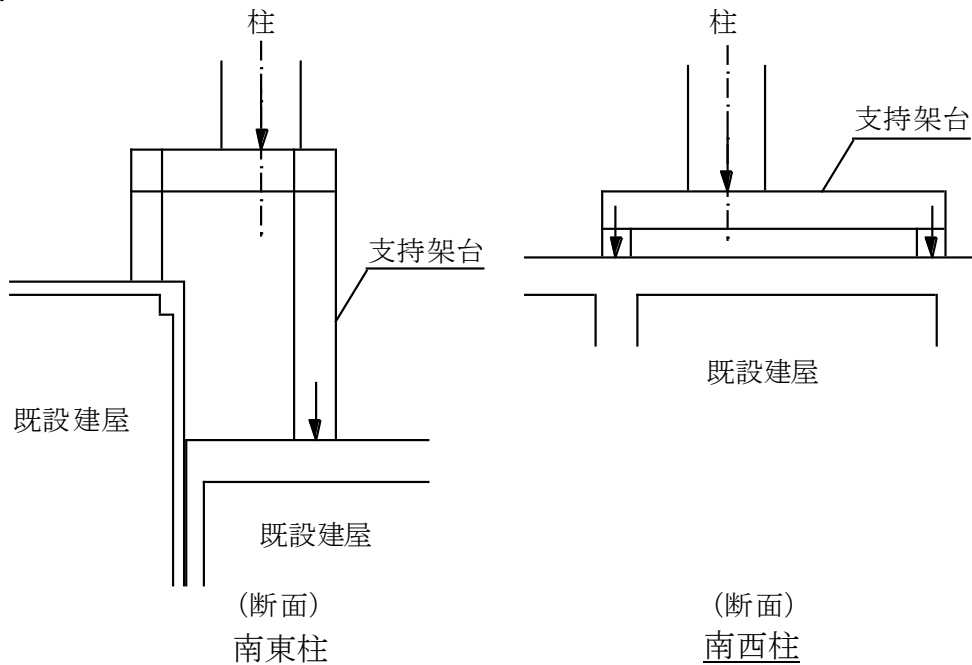


図 2-9 支持架台

### 3 膜材の設計

#### 3.1 使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。  
膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a) 膜材の許容応力度 (壁パネル)

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 lft(N/mm <sup>2</sup> )	短期 sft(N/mm <sup>2</sup> )
0.52	タテ糸方向	457	14.64	29.29
	ヨコ糸方向	408	13.07	26.15

注記 \*1 : 基準強度は JIS L 1096 「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ (建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの)

\*2 :  $ft = Fm/t/v$  :  $v$  は安全率 (平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い, 長期は 6, 短期は 3 とする)

表 2-12(b) 膜材の許容応力度 (屋根)

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 lft(N/mm <sup>2</sup> )	短期 sft(N/mm <sup>2</sup> )
0.63	タテ糸方向	654	12.97	25.95
	ヨコ糸方向	654	12.97	25.95

注記 \*1 : 基準強度は JIS L 1096 「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ (建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの)

\*2 :  $ft = Fm/t/v$  :  $v$  は安全率 (平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い, 長期は 8, 短期は 4 とする)

### 3.2 設計用荷重

膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。

#### (1) 風圧力

全体架構の設計と同様に、設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13 速度圧及び風力係数の算定

##### (a)速度圧(q)の算定

G.L. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E <sub>r</sub>	ガスト影響 係数 G <sub>f</sub>	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V <sub>0</sub> (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
+48.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

##### (b)風力係数(C<sub>p</sub>)の算定

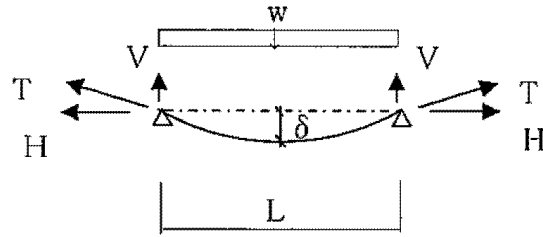
G.L. (m)	地上高さ Z(m)	k <sub>z</sub>	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数	内圧係数	風力係数	外圧係数	内圧係数	風力係数
			C <sub>pe</sub>	C <sub>pi</sub>	C <sub>f</sub>	C <sub>pe</sub>	C <sub>pi</sub>	C <sub>f</sub>
+48.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は、以下のとおりとなる。

壁パネル膜材： (正圧時)  $w=0.93 \times 1230=1144$  → 1150N/m<sup>2</sup>  
 (負圧時)  $w=0.70 \times 1230=861$  → 870N/m<sup>2</sup>  
 屋根膜材： (負圧時)  $w=1.0 \times 1230=1230$  → 1230N/m<sup>2</sup>

### 3.3 膜材の強度検討

風圧力  $w$  により膜材に生じる応力度  $T'$  は以下の式により算定する。



$$V = w \cdot L / 2 \quad (\text{N/m})$$

$$H = \sqrt[3]{(w^2 \cdot L^2 \cdot Et) / 24} + T_0 \quad (\text{N/m}) \quad (T_0 = 1000 \text{ N/m})$$

$$T = \sqrt{V^2 + H^2} \quad (\text{N/m})$$

$$T' = T / t / 1000 \quad (\text{N/mm}^2)$$

ここで、

$L$  : 支持スパン (m)

$Et$  : 引張剛性 (壁パネル膜材 : タテ糸方向 230000N/m, ヨコ糸方向 160000N/m)  
(屋根膜材 : タテ糸方向 418400N/m, ヨコ糸方向 367600N/m)

$T_0$  : 初期張力 (=1000 N/m)

$t$  : 膜厚さ (mm)

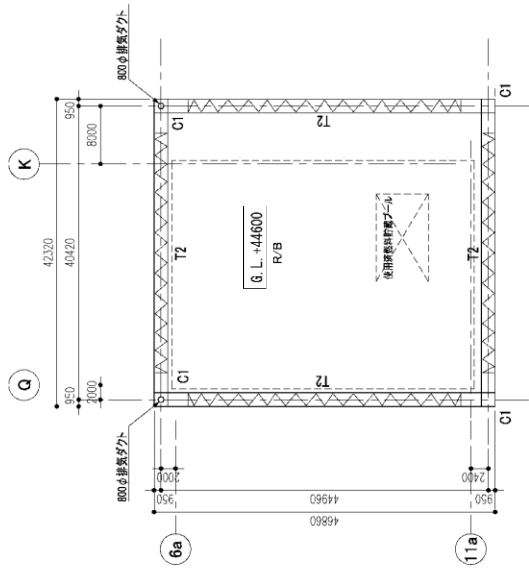
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は、表 2-12 に示す許容応力度以下であり、基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

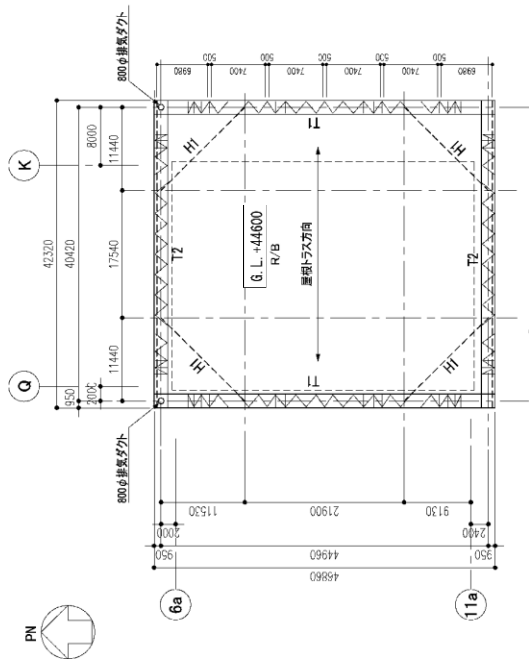
表 2-14 膜材の強度検討結果

	(壁パネル膜材)		(屋根膜材)		
	(正圧時)	(負圧時)	(屋根面)	(側面)	(妻面)
	(Cf=0.93)	(Cf=-0.7)	(Cf=-1.0)	(Cf=1.0)	(Cf=1.0)
	短期	短期	短期	短期	短期
風圧力 $w$ (N/m <sup>2</sup> )	1150	870	1230	1230	1230
糸方向	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ
支持スパン $L$ (m)	2.31	2.31	1.85	1.85	2.53
応力度 $T'$ (N/mm <sup>2</sup> )	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度 $ft$ (N/mm <sup>2</sup> )	26.15	26.15	25.95	25.95	25.95
応力度比 $T'/ft$	0.35	0.30	0.33	0.33	0.40
判定	OK	OK	OK	OK	OK

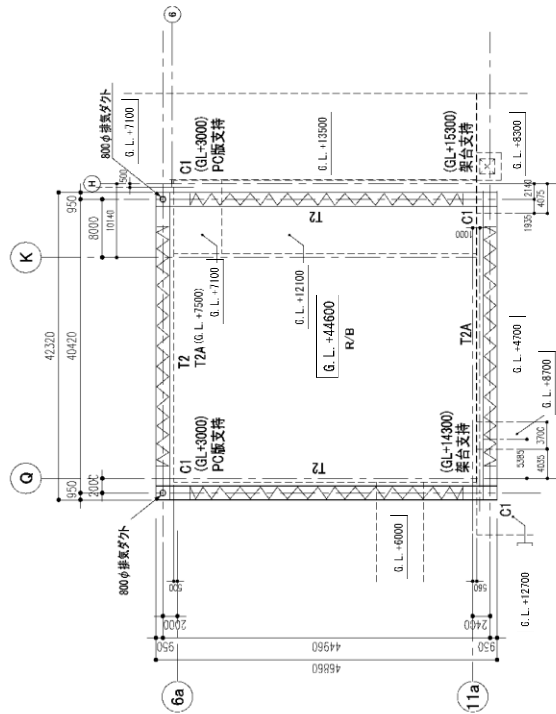
参考文献 : 国土交通省国土技術政策総合研究所 他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」,  
平成 15 年 8 月



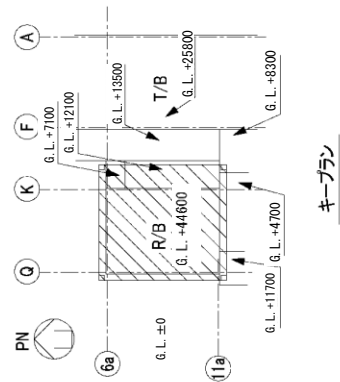
G. L. +31500



G. L. +48000

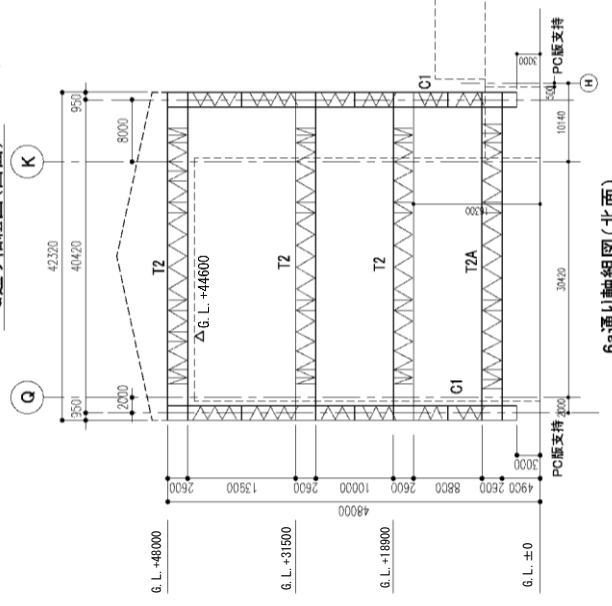
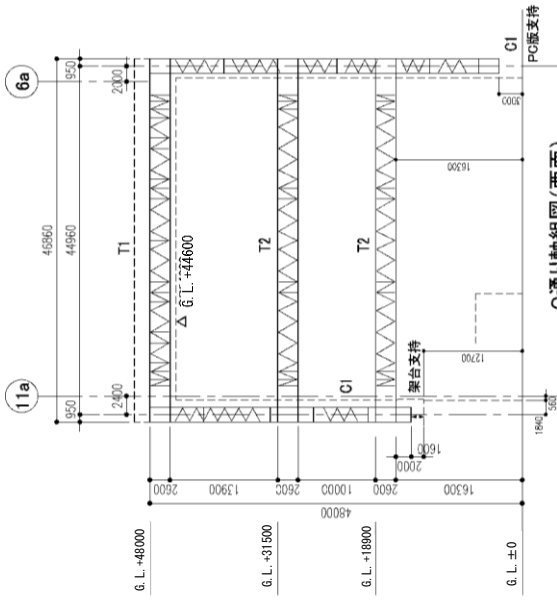
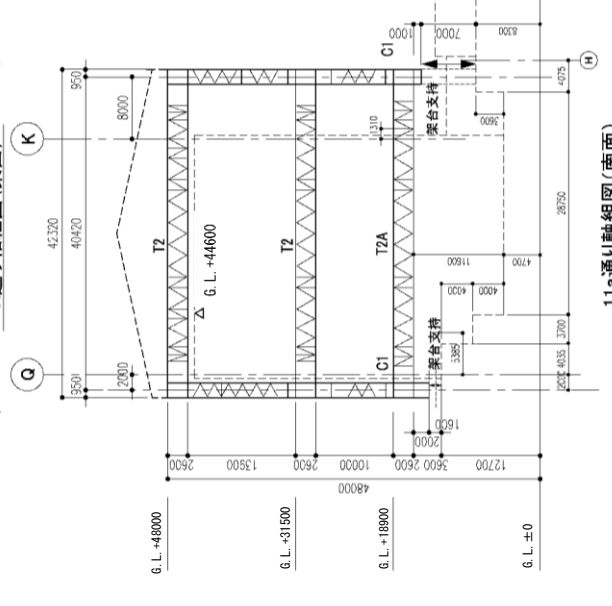
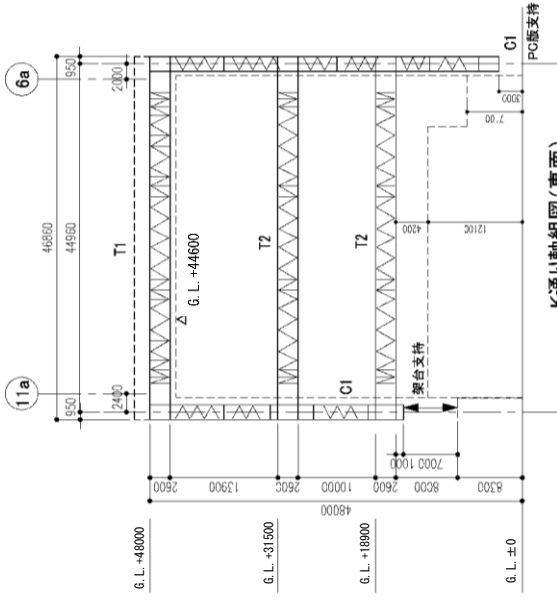


G. L. +18900



キープラン

1号機原子炉建屋カバー 伏図



1号機原子炉建屋カバー 軸組図

供用期間を考慮した風荷重の設定  
－ 風荷重の設定方針について －

1 原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として、約 2 年間の使用を考えているが、建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し、再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし、原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し、日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」に基づき、10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

2 日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに、1993 年に荷重全般について改定され、その後、2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版）」では建築物の長期使用を見込み、設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は、再現期間 500 年の年最大風速  $U_{500}$  に基づいた近似式となっている。そのため、再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って、推定誤差は大きくなる（※1）。

一方、「建築物荷重指針（1993 年版）」は、100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており、短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2）。

（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%

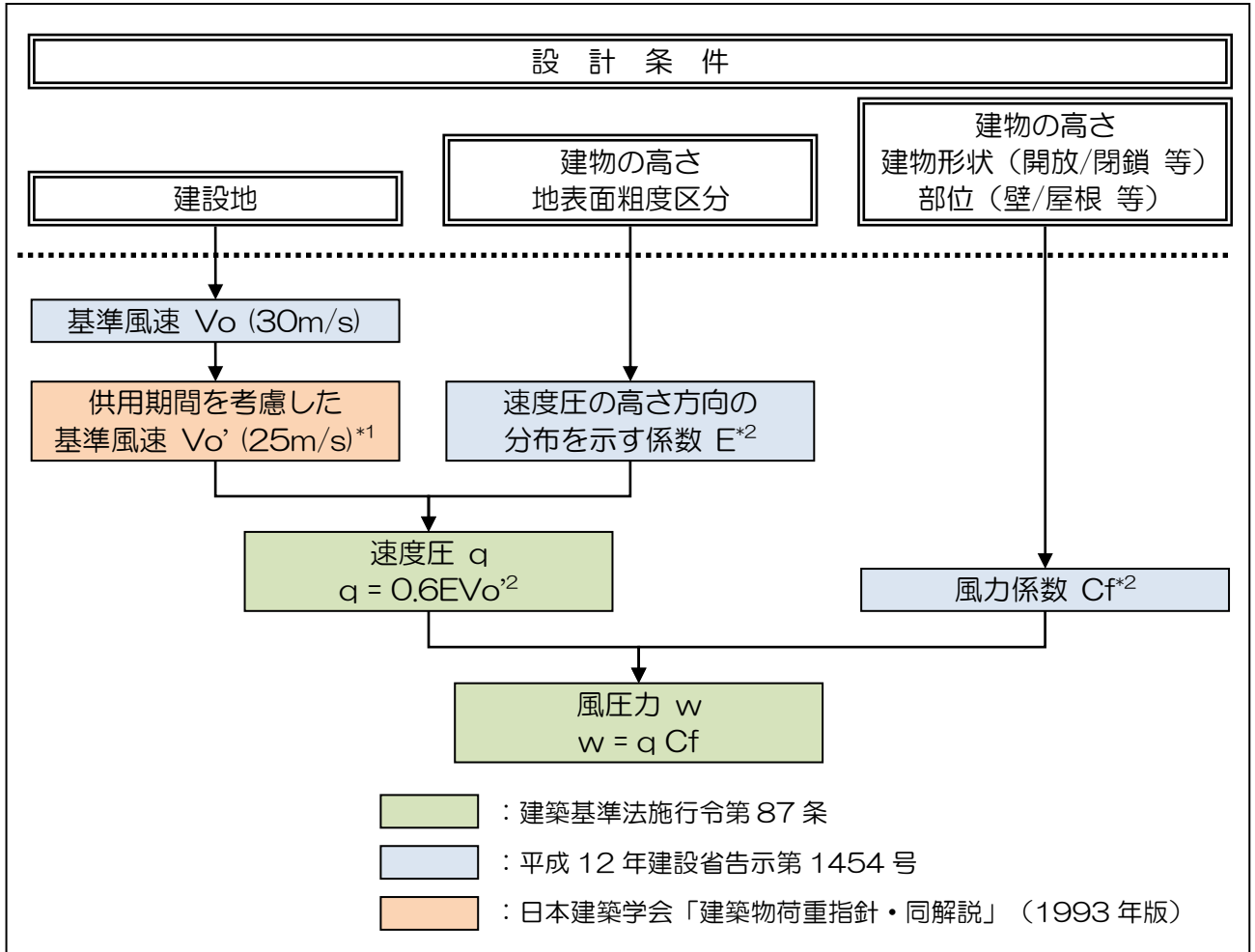
（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より、原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版）」を用いて算定する。



### 3 風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は、以下のフローに従い算定する。



\*1: 風速の再現期間換算係数  $R$  は、設計用再現期間  $r$  (年) に応じて、下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50 年再現期間に相当する基準風速  $V_0=30\text{m/s}$  を 10 年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} V_0' &= V_0 \times (0.54 + 0.1 \ln(10)) / (0.54 + 0.1 \ln(50)) \\ &= 30 \times 0.77 / 0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s} \end{aligned}$$

\*2:  $E$  および  $C_f$  は、告示第 1454 号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

## 設計荷重以上の外力に対する検討

## 1 架構がすべる場合の検討

架構の総重量は、約 12,560 kN であり、すべり摩擦係数を 0.4 とすると、  
 架構のすべり抵抗は、 $Q_a=0.4 \times 12,560=5,024$  kN となる。

風荷重、地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は、架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時）  $Q_u$ =約 7,450kN

（地震荷重時）  $Q_u$ =約 6,330kN

すなわち、風荷重時、地震荷重時のいずれにおいても、（ $Q_a < Q_u$  となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合、架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため、架構の崩壊には至らないと考えられる。

また、すべり量が増加した場合、最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され、それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお、原子炉建屋カバーの G.L. +18,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し、万一すべりが生じた場合でも、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある（※）。これより、原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その1）」参照

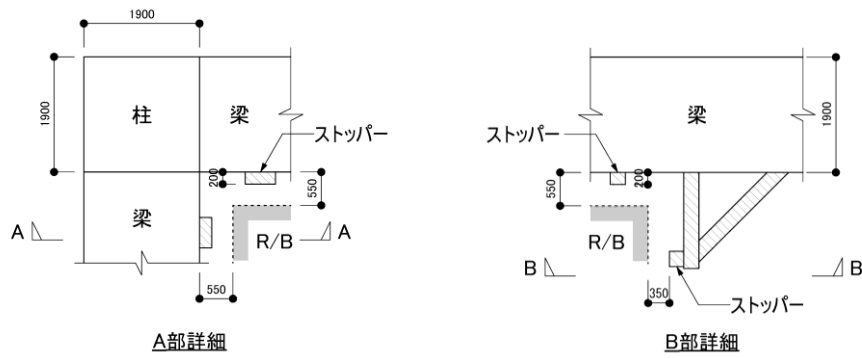
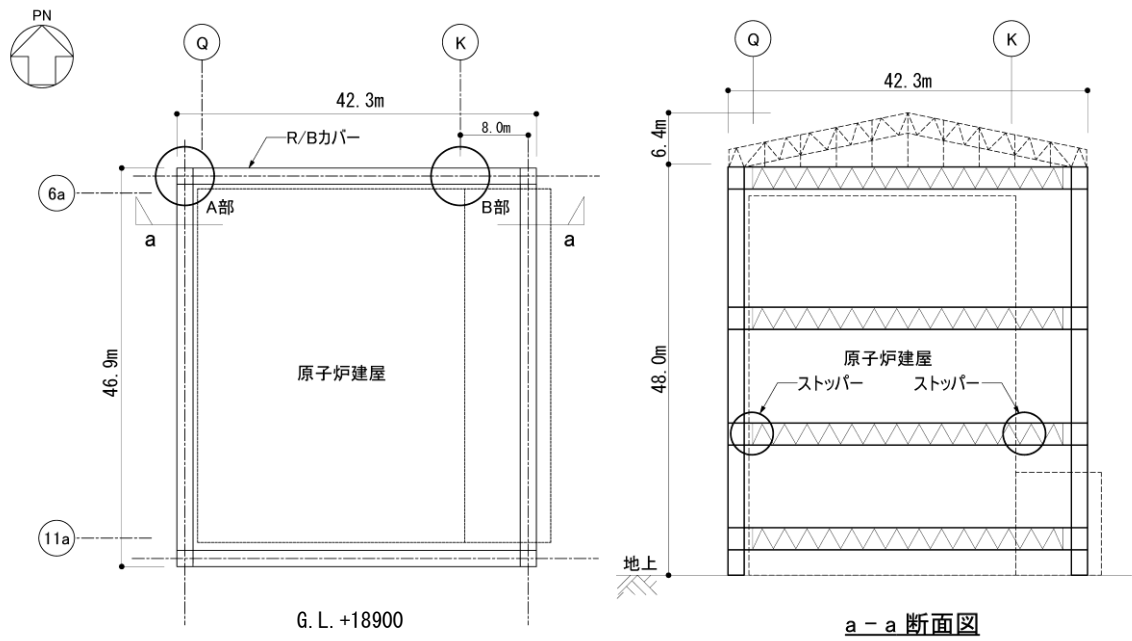
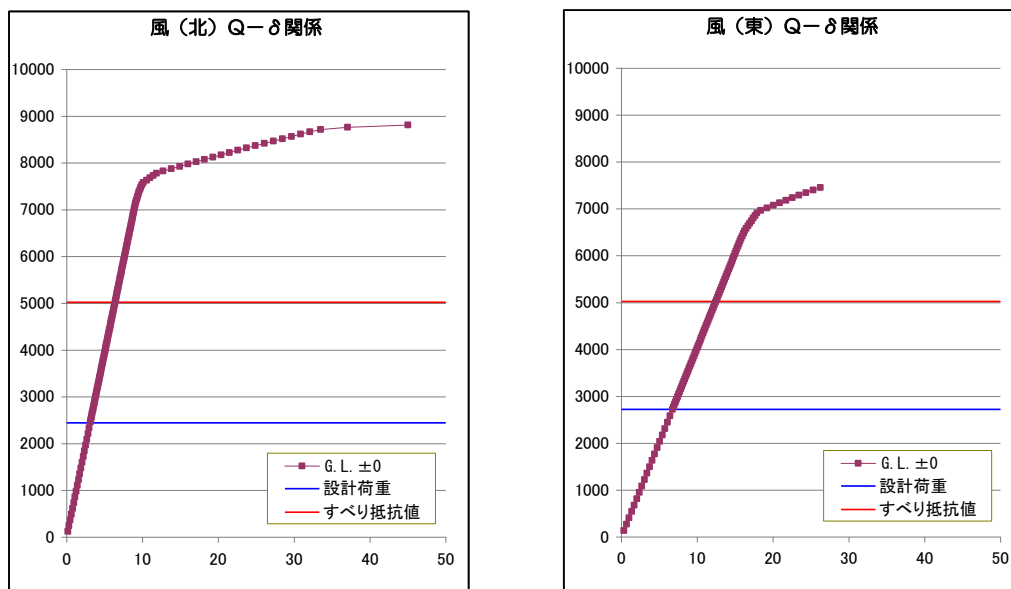


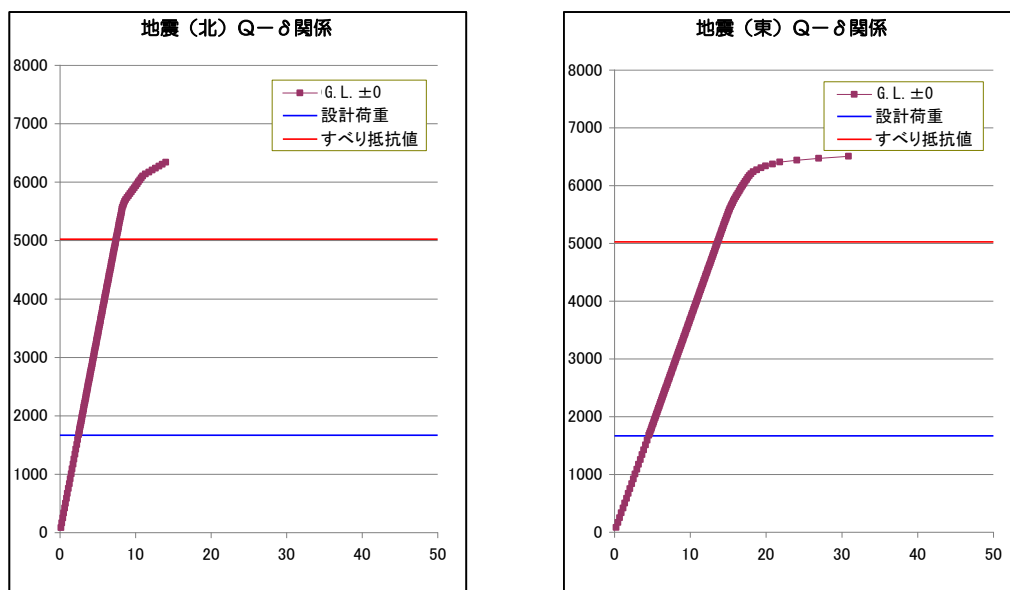
図 4-1 ストッパーの概要

設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると、風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍）、地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2 荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3 荷重-変形関係：地震荷重時

なお、設計荷重に対する架構の保有耐力は、風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍）、地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

## 原子炉建屋カバー附属設備について

## 1. 設備概要

## 1.1 系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため、原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け、排気ダクトを經由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%）、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、加熱コイル、排風機等から構成されたフィルタユニットを6系列（うち予備2系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は、約10,000m<sup>3</sup>/hとし、総排気風量約40,000m<sup>3</sup>/h（4系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており、オペレーティングフロアより上のカバー空間は、約45,000m<sup>3</sup>（図5-2参照）であることから、1回/h程度の換気頻度となる。

また、カバー内の状況や温度、放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

設備名	構成・配置等
吸込口	配置：カバー内の北側天井部に設置
フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に6系列（うち予備2系列）設置 構成：プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ（効率90%），高性能粒子フィルタ（効率97%），加熱コイル，排風機，フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置），フィルタ差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排気管 （吹上用排気ダクト）	配置：フィルタユニットの下流側に設置 （直径：約 1m，高さ：約 4m）
カメラ	配置：オペレーティングフロア上部外周に6台（うち予備3台） 対象：プールへの注水状況及びカバー内状況
温度計	配置：天井部に2個（うち予備1個）， オペレーティングフロア高さに2個（うち予備1個）
放射性物質濃度測定器	測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3箇所）， 機器ハッチ開口部近傍，使用済燃料プール上方， カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度
水素濃度計	測定対象：カバー内上部空間の水素濃度 配置：フィルタユニットの下流側に2台（うち予備1台）

## 1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1 参照）。

### 1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注入状況，及びカバー内の全体状況を監視するため，オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は，オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側，西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

### 1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1 個）の温度計を設置する。

### 1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，機器ハッチ端部より約2m 西側）と，使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面の北東，北西，南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の1 箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後，設置），各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

### 1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は，I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く，セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため，適切な時期にフィルタ交換ができるよう，高性能粒子フィルタに $\gamma$ 線線量計を設置する。

#### 1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより、フィルタ差圧が上昇することが想定されるため、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

#### 1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り、原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は、排気風量に比べ十分に少ないことや、カバー内気体と混合されること、天井から排気することから、カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低い。念のため水素濃度計を排気ダクトに2台（うち予備1台）設置する。

#### 1.3 使用済燃料プール注水設備

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1本を含め2本設置し、注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

#### 1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は、構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は、高圧電源盤に接続されており、高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

#### 1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備、コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は、原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

#### 1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については、フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し、排気設備の故障等により停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、カバー内温度、水素濃度、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

## 1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

## 2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

なお、原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については、「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

## 3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

### 3.1 温度の影響について

外気 $28.5^{\circ}\text{C}$ （夏季設計用温度）、原子炉からの熱（10月1日時点）、使用済燃料プールからの熱（10月1日時点）及び日射（秋）、排気風量 $40,000\text{m}^3/\text{h}$ と仮定した場合におけるカバー内の温度について、気流解析により評価した結果、オペレーティングフロア上約 $1.5\text{m}$ の温度が約 $40^{\circ}\text{C}$ となった。また、原子炉建屋カバーに附属する排気システムは、原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり、原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで、原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果、約 $10^{\circ}\text{C}$ 上昇して約 $39^{\circ}\text{C}$ となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には、必要に応じてスポットクーラー等を設置し、作業エリアの環境改善を図り、また状況によっては、作業時間を限定するなどの対策をとる。

<計算方法>

- ① 下式により、カバー設置前の原子炉建屋内温度を $28.5^{\circ}\text{C}$ と仮定した場合の駆体負荷 $Q$  (W) を求める。
- ② ①で求めた駆体負荷 $Q$  (W) と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差 $\Delta t$  ( $^{\circ}\text{C}$ ) を逆算し、カバー設置後の原子炉建屋内温度を



求める。

$$Q=KA \Delta t$$

Q : 駆体負荷 (W)

K : 熱通過率 ( $W/m^2 \cdot ^\circ C$ )

A : 伝熱面積 ( $m^2$ )

$\Delta t$  : 室内外温度差 ( $^\circ C$ )

$$T=t-\Delta t$$

T : 原子炉建屋内温度 ( $^\circ C$ )

t : カバー内温度 ( $^\circ C$ )

### 3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h, 原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また, 排気風量 40,000 $m^3/h$  で, カバー設置前の温度/相対湿度を28.5 $^\circ C$ /75%と仮定した場合, カバー設置後のカバー内温度が約40 $^\circ C$ の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果, カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については, カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40 $^\circ C$ となることから (2.1項参照), カバー内の湿度と同等の約58%になるものと考ええる。

<計算方法>

- ① 下式により, カバー設置後の絶対湿度 X ( $kg/kg'$ ) を求める。
- ② ①で求めた絶対湿度 X ( $kg/kg'$ ) とカバー内温度の 40 $^\circ C$ から, 湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$$X=X1+\{(LS+LR)/(W \gamma)\}$$

X : カバー設置後の絶対湿度 ( $kg/kg'$ )

X1 : カバー設置前の絶対湿度 (0.0186 $kg/kg'$ )

LS : 使用済燃料プールからの蒸発量 (231 $kg/h$ )

LR : 原子炉からの蒸発量 (180 $kg/h$ )

W : カバー排気風量 (40,000 $m^3/h$ )

$\gamma$  : 空気密度 (1.2 $kg/m^3$ )

### 3.3 水素発生に対する影響について

原子炉圧力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果、水素の発生量は、カバー内の容積及び排気風量に比べ十分に少ないこと、カバー内気体と混合されやすいこと、カバー内の空気を天井から排気することから、カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放し、カバー外へ放出する。なお、オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000m<sup>3</sup>/h に対しての水素濃度は、約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

発生箇所	発生量* (Nm <sup>3</sup> /h)	40°Cの場合 (m <sup>3</sup> /h)
原子炉圧力容器内燃料	約3.17	約3.65
使用済燃料貯蔵プール内燃料	約0.56	約0.64
合計	約3.73	約4.29

\*原子炉内の燃料, 使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

- 原子炉圧力容器内燃料の水素発生量は、3.4kmol/日  
体積に換算すると、 $3.4\text{kmol/日} \times 22.4\text{Nm}^3/\text{kmol} = 76.2\text{Nm}^3/\text{日} = 3.17\text{Nm}^3/\text{h}$
- 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は、 $5.98\text{E-}01\text{kmol/日}$   
体積に換算すると、 $5.98\text{E-}01\text{kmol/日} \times 22.4\text{Nm}^3/\text{kmol} = 13.4\text{Nm}^3/\text{日} = 0.56\text{Nm}^3/\text{h}$   
(安全側に7月末時点(原子炉停止後135日)での評価とした)

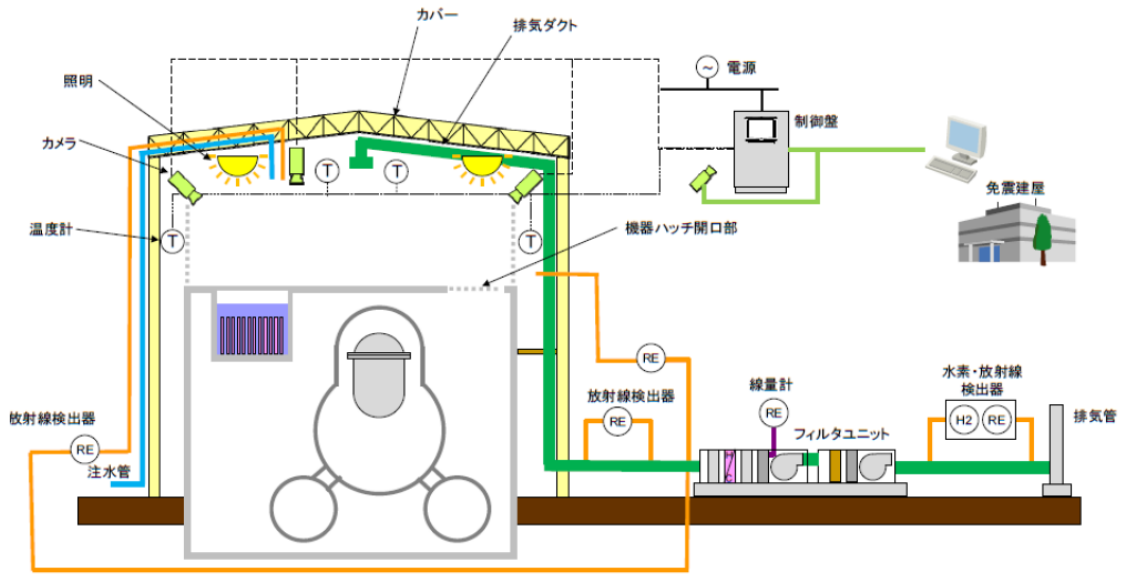


図5-1 原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

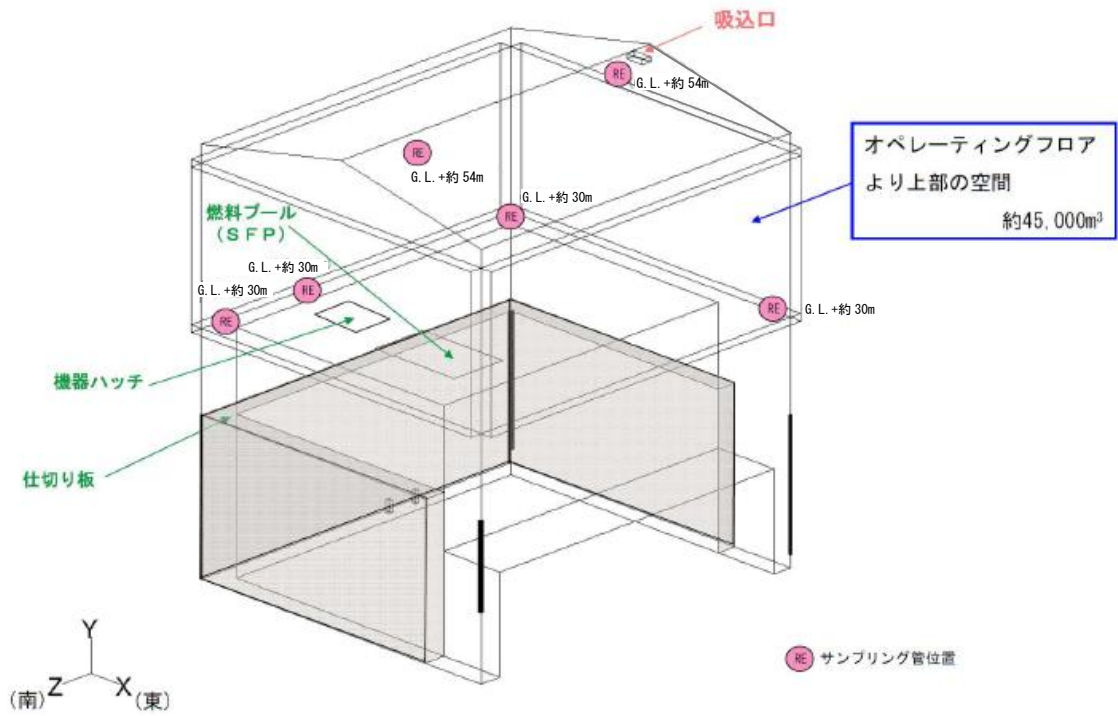


図5-2 原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

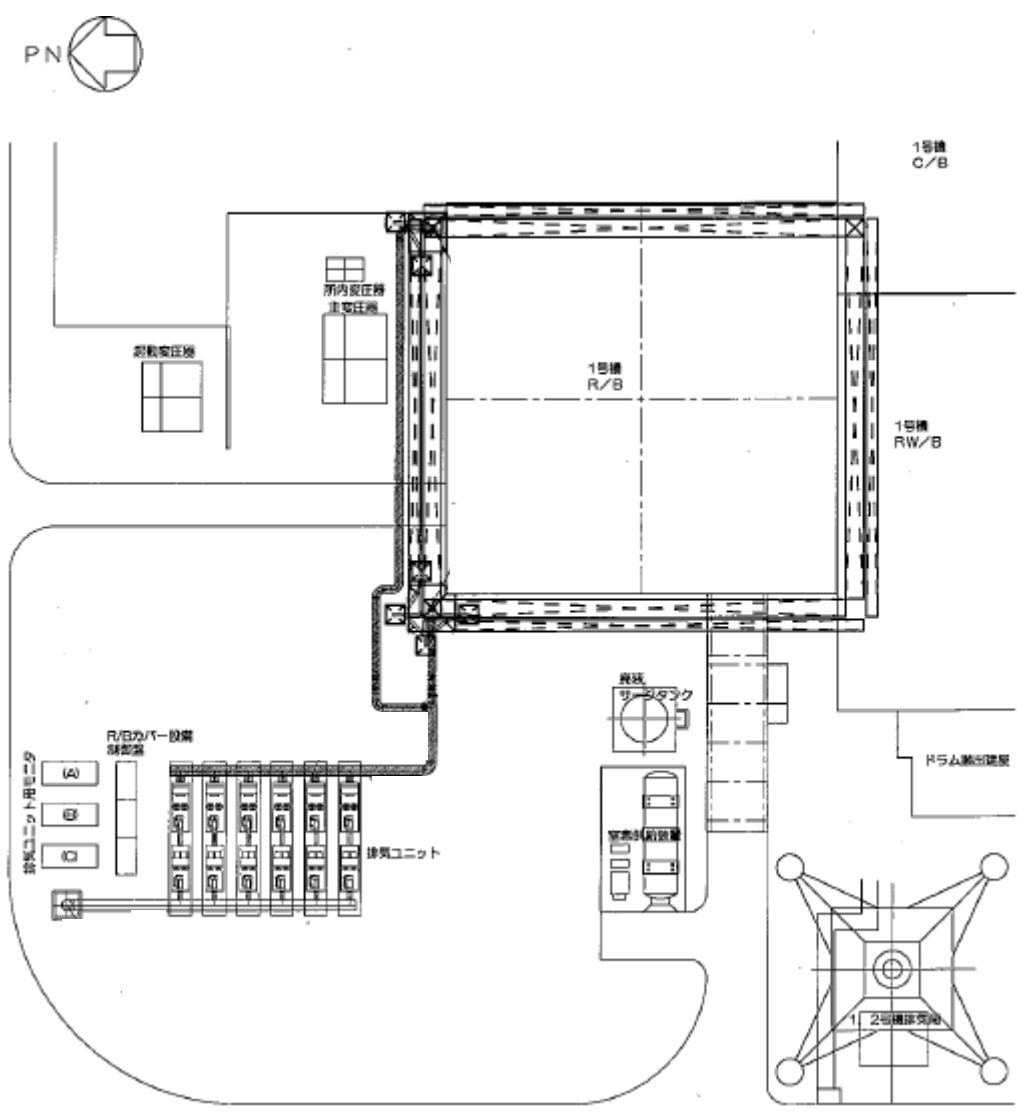


図5-3 原子炉建屋カバー排気設備配置図

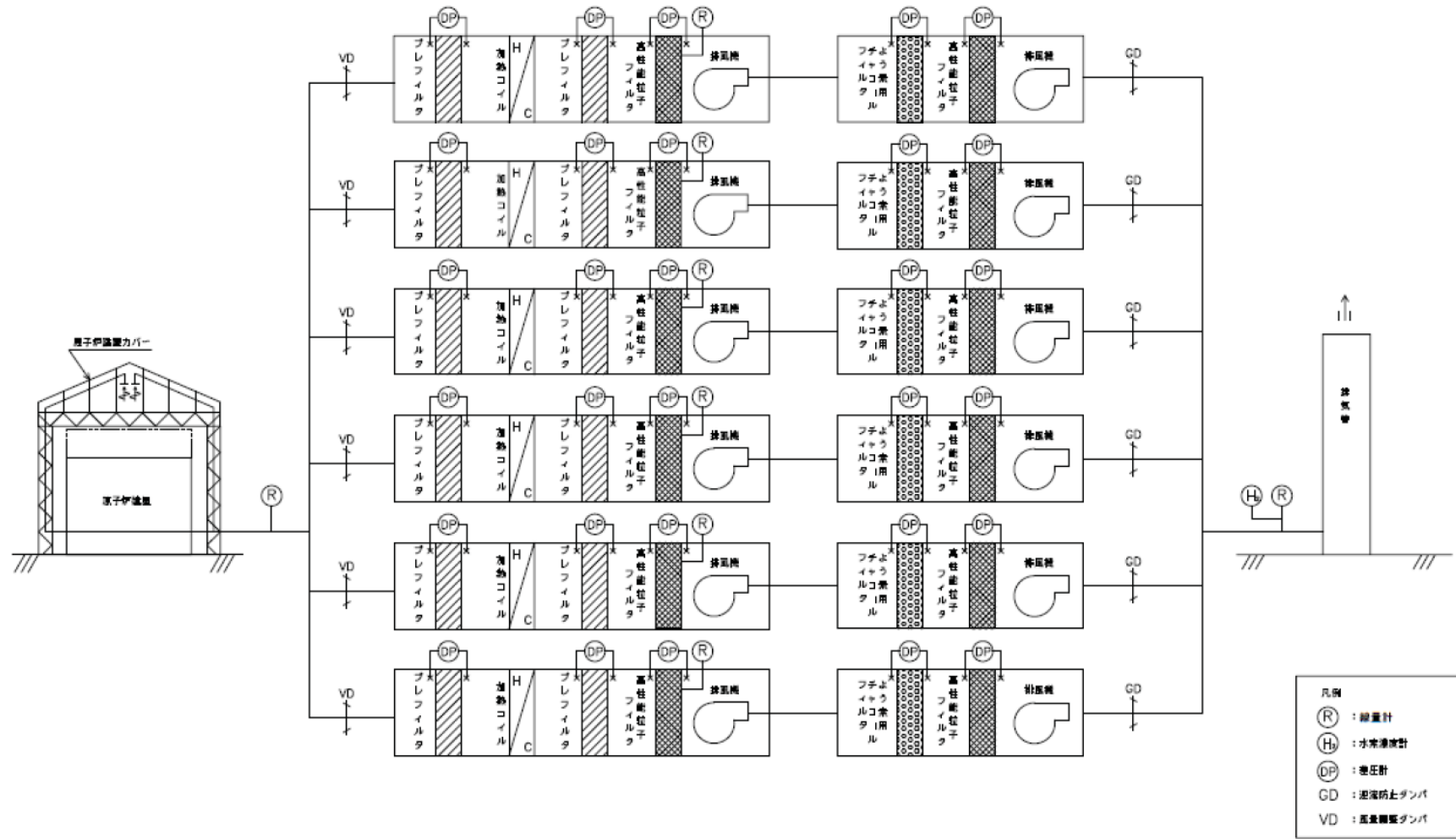


図5-4 原子炉建屋カバ排気設備系統図

## 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について

### 1. 適用範囲

本書は、第1号機原子炉建屋カバー解体に伴う影響評価、大型カバーの換気設備運転以前の放射性物質濃度の監視方法について記載するものである。

### 2. 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋からの燃料取り出し目標

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)を2013年6月27日に改訂した。

今回の改訂では、号機毎の状況を踏まえたスケジュールを検討するとともに、現場の状況に応じて柔軟に対応できるよう複数のプランを号機毎に示している。このうち、1号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しは、2017年度前半～同後半の開始を目標としている。

さらに、「特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針」において、至近の課題解決として「使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し」を最優先事項のひとつに位置づけている。

### 3. 使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップ

現在検討中の使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップは以下の通りである。

- ① 原子炉建屋カバー(以下 建屋カバー)の排気設備停止・撤去
- ② 既存の放射性物質濃度測定器の移設
- ③ 建屋カバー解体
- ④ オペレーティングフロア上のガレキ撤去・除染・遮へい
- ⑤ 燃料取扱設備等の設置、建屋カバー改造・復旧※
- ⑥ 燃料取り出し開始

また、先行号機の工事实績を踏まえ、建屋カバーの排気設備停止からプール燃料取り出し開始までには4年程度を要すると想定している。建屋カバー解体工程表については表1に示す。

※ 燃料取り出し計画は、複数のプラン(建屋カバー改造・復旧、上部コンテナ、燃料取り出し用カバー)の中から、2014年度上半期に決定する。

#### 4. 建屋カバー解体に伴う影響評価

建屋カバーは2011年10月に原子炉建屋上部からの放射性物質の飛散抑制を目的に設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続により放射性物質の発生量は減少している。

燃料取り出しに向け建屋カバーを解体した場合、放射性物質を含む水蒸気の蒸散やガレキ・粉塵の飛散が懸念されるため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価している。(詳細は、別添1参照。)

なお、建屋カバーを覆う大規模構造物を構築した後、その中で建屋カバーの解体とオペレーティングフロア上のガレキ撤去を進める方法も考えられるが、この方法の場合には、建屋カバーの解体により放射性物質の放出量が増加する可能性は低いものの、以下の課題がある。

- ① 大規模構造物の設置により燃料取り出し開始時期が、燃料取り出し開始目標よりも5年以上の後ろ倒しとなる。
- ② 使用済燃料プールへのガレキ落下リスクが長期化する。
- ③ 建屋カバーを覆う大規模構造物の高さが90m程度となるため、耐震性の確保や高線量下での作業などの技術面、施工面での課題がある。

以上より、敷地境界・敷地外に与える影響が少ないこと、燃料取り出しに早期に着手できること、速やかな燃料の取り出し完了につながることから、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上のガレキ撤去を進めることとする。また、建屋カバーの解体に伴う放出量を抑制するため、開口部の閉鎖など十分な放出抑制対策を実施する。

#### 5. 建屋カバー排気設備停止に伴う滞留水素の評価

建屋カバー排気設備停止から建屋カバー解体までの間は、排気機能がなく、建屋カバー内に水素が滞留する可能性があると考えられるため水素の影響について評価した。

「第Ⅱ編 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備」において、第1号機原子炉格納容器内での水素発生量が評価されている。保守的に原子炉格納容器内で発生した水素の全量が建屋カバー内に放出されたものとして評価した結果、建屋カバー内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの期間は約2年と評価される。建屋カバー解体着手は、建屋カバー排気設備停止の約3~5ヶ月後と想定しているため、水素濃度が可燃限界濃度に達することをないと評価される。このため、この期間中の水素濃度測定は必要ないと考える。なお、建屋カバー運用開始以降、排気設備に設置されている水素濃度計にて水素は検出されていない。

水素の影響についての評価を以下の条件で評価した。

水素発生量：0.1(m<sup>3</sup>/h)

建屋カバー内容積：約 45,000(m<sup>3</sup>)

可燃限界濃度 4%となるために必要な水素量

約 45,000×0.04=約 1,800(m<sup>3</sup>)

水素が約 1,800m<sup>3</sup> 発生する時間

約 1,800/0.1/24=約 750(日) ⇒ 約 2 年

## 6. 建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視

### 6.1 設備構成

排気設備停止以降においてもオペレーティングフロア付近の放射性物質濃度を測定・監視するため、既存の放射性物質濃度測定器を移設する。排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備構成を図 1 に、建屋カバー解体以降の監視設備構成を図 2 に、設備仕様を表 2 に示す。

### 6.2 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

放射性物質濃度測定器は、現場制御盤及び免震重要棟に表示され、異常を検知した場合には警報を発するシステムとなっている。

#### (2) 保守管理

放射性物質濃度測定器については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。

## 7. 放射性固体廃棄物等の管理

撤去したオペレーティングフロア上のガレキは、先行号機と同様に一時保管エリアにて保管する。(「第Ⅲ編 3 補足事項 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」参照)



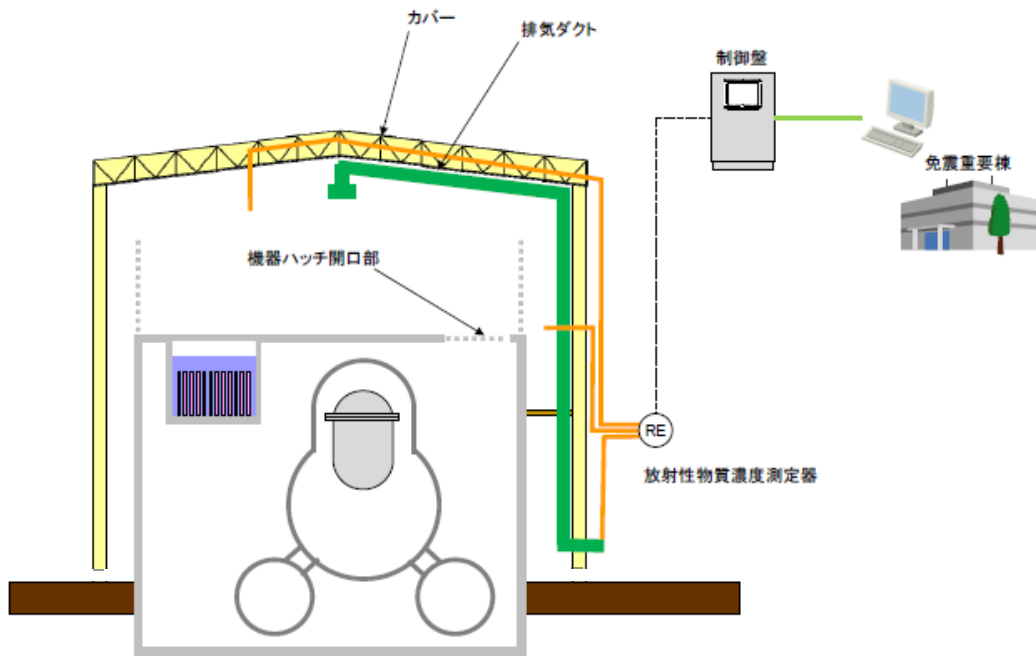


図1 排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

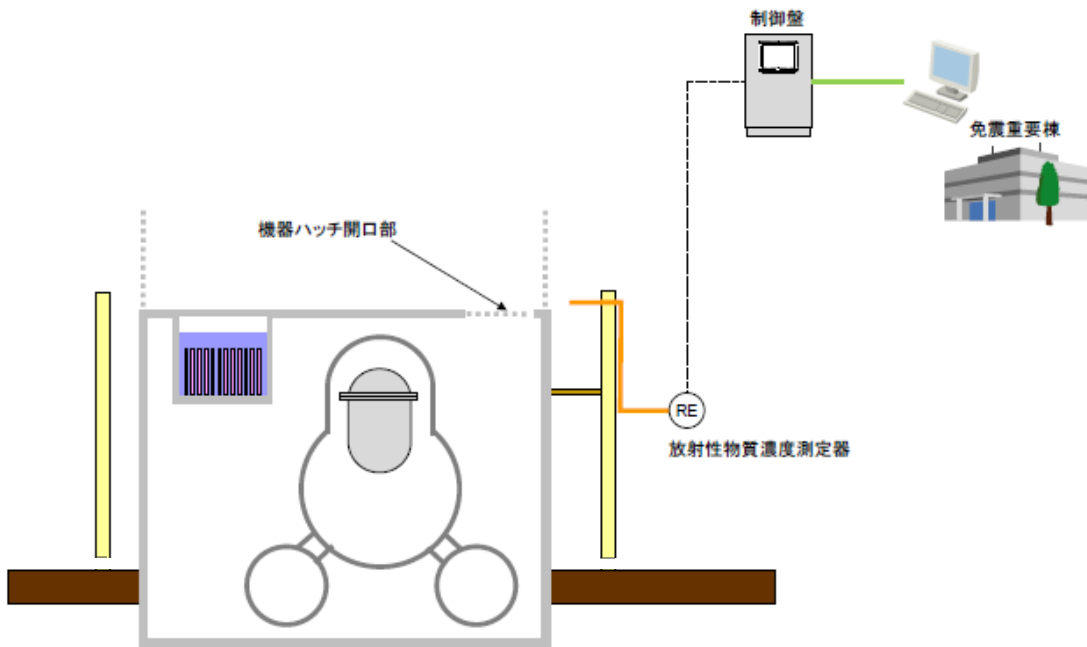


図2 建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表 1 建屋カバー解体工程表

	2013 年度				2014 年度	2015 年度	2016 年度	2017 年度
	1 Q	2 Q	3 Q	4 Q				
排気設備 停止・撤去		■						
既存の放射性物 質濃度測定器の 移設			※ ■ 					
建屋周辺 整備等			■					
建屋カバーの 解体				■ 				
燃料取り出し計画は検討中のため、以下 参考工程								
ガレキ 撤去等					■			
カバー改造・ 復旧等						■		

※ 既存の放射性濃度測定器の移設期間は、オペレーティングフロア上部の放射性物質濃度の連続監視はできないが、定期的及び必要な都度ダストサンプラで採集し、放射性物質濃度を測定・評価する。

表 2 設備仕様

設 備 名	仕 様
放射性物質濃度測定器	検出器種類：シンチレーション検出器 計測範囲：10 <sup>0</sup> ～10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup> 台数：4 台

8. 別添

別添-1 第 1 号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

## 第 1 号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

## 1. 放出量評価方法の考え方

建屋カバー解体後は、燃料取り出し用カバー設置に向け工事中の第 3 号機と同様の放出箇所となることから、原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において放出量評価を行った。

本評価は、建屋カバーが掛かっていない状態での評価となるため、建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度を評価に適用した。

また、平成 26 年 6 月に機器ハッチ開口部の放出抑制対策として設置したバルーンについては、ガレキ等によりずれが生じるリスク、ずれ発生後の再設置に伴う作業員の被ばくリスク等を排除する観点から撤去するとともに、非常用扉や大物搬入口横扉については、実態にあわせた開口面積を評価に適用した。

## 2. 放出量評価

原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において、下記の通りの評価を行った。

## ① 原子炉直上部

原子炉直上部からの放出量

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉直上部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 1.6 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3 \times 2.5 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3 / \text{m}^3 \\ &= \text{約 } 4.1 \times 10^3 \text{ Bq/h} = \text{約 } 4.1 \times 10^{-5} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

## ・原子炉直上部のダスト濃度

評価には、原子炉直上部のダスト濃度が必要であるが、現状、建屋カバーが設置されており、測定が不可能である。

このため、建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度 ( $1.6 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$ ) を適用した。

## ・流量

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外した平成 26 年 11 月における第 1 号機の蒸気発生量  $2.5 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h}$  (平成 26 年 11 月 1 日現在) を流量として適用した。

② 機器ハッチ開口部

機器ハッチに関しては、外部の風によって流量の変動幅が大きいため、変動幅を考慮して評価を行った。

機器ハッチ開口部からの放出量（最大）

$$\begin{aligned} &= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.1 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\ &= \text{約 } 2.6 \times 10^4 \text{ Bq/h} \quad = \text{約 } 2.6 \times 10^{-4} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

機器ハッチ開口部からの放出量（最小）

$$\begin{aligned} &= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\ &= 2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.5 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\ &= \text{約 } 3.6 \times 10^3 \text{ Bq/h} \quad = \text{約 } 3.6 \times 10^{-5} \text{ 億 Bq/h} \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

・ 機器ハッチ開口部のダスト濃度

建屋カバー解体工事の事前調査として屋根パネルを一時的に取り外し、採取した平成 26 年 11 月のダスト濃度 ( $2.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ ) を適用した。

・ 流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し、圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については、以下の通り。

機器ハッチの開口部の前提

機器ハッチの開口部面積を 0%，二重扉を 80%<sup>\*</sup>，非常用扉を 100%及び大物搬入口横扉を 50%<sup>\*</sup>縮小した場合を想定。

<sup>\*</sup>開口部を貫通している配管，ケーブル等による閉止不可範囲（想定）を除いた面積

風速

昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における福島第一原子力発電

所の露場の平均風速 (3.1m/s) を適用した。(原子炉設置変更許可申請書添付書類 6)

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に機器ハッチ開口部からの流量を評価し、最大と最小の流量をそれぞれ以下の通り評価した。

最大の場合の流量は、約 11,000m<sup>3</sup>/h。

最小の場合の流量は、約 1,500m<sup>3</sup>/h。

③ 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

= 原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137) × 流量

=  $4.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 2.1 \times 10^1 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3$

= 約  $9.2 \times 10^1 \text{ Bq/h}$  = 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

※計算に引用した数値

原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度・流量については、平成 26 年 11 月の値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価を受けて、建屋カバー解体後の 1 号機からの放出量合計値は以下の通り。

建屋カバー解体後の放出量評価 (最大)

= 約  $4.1 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $2.6 \times 10^{-4}$  億 Bq/h + 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

= 約 0.00031 億 Bq/h = 約 0.0004 億 Bq/h

建屋カバー解体後の放出量評価 (最小)

= 約  $4.1 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $3.6 \times 10^{-5}$  億 Bq/h + 約  $9.2 \times 10^{-7}$  億 Bq/h

= 約 0.000078 億 Bq/h = 約 0.00008 億 Bq/h

よって、建屋カバー解体後の放出量評価は、約 0.00008~0.0004 億 Bq/h

なお、建屋カバーが設置されている状態の 1 号機の平成 26 年度平均の放出量は、約 0.007 億 Bq/h である。このため、建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。

### 3. 被ばく評価

以下の計算条件で、建屋カバーが解体された場合の放出量による被ばく評価を行った。

#### ①気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は、昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における風向、風速、日射量、放射収支量の観測データを統計処理して用い、統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

#### ②実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については、Ⅲ第 3 編（保安に係る補足事項）2.2 線量評価に準じる。

#### ③計算地点

計算地点は、1. 2号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で、評価した結果は、以下の通り。

敷地境界における被ばく量は年間約 0.00002～0.00008mSv

#### 4. 評価

第1号機建屋カバー解体後の放出量評価は、約0.00008～0.0004億Bq/hであり、建屋カバー解体によって放出量に大きな変動を与えるものではない。これによる敷地境界における被ばく量は、年間約0.00002～0.00008mSvとなる。

建屋カバー解体前の第1～4号機における気体廃棄物の推定放出量は、平成26年度平均で合計約0.1億Bq/hである。敷地境界における被ばく線量は、最大で年間約0.03mSvと評価している。

建屋カバー解体前の第1～4号機における気体廃棄物の推定放出量と第1号機建屋カバー解体後の第1～4号機における推定放出量を比較すると、同等であることを確認した。(下表参照)

なお、放射性気体廃棄物の管理については、Ⅲ第3編(保安に係る補足事項)2.1.3放射性気体廃棄物等の管理に準じる。

放出量 [単位：億Bq/h]	第1号機カバー解体前	第1号機カバー解体後 (評価値)
第1号機	約0.007 <sup>※1</sup>	約0.00008～0.0004 (0.000078～0.00031) <sup>※2</sup>
第2号機	約0.002 <sup>※1</sup>	
第3号機	約0.0004 <sup>※1</sup>	
第4号機	0.0009 <sup>※1</sup>	
合計	約0.1 (0.011) <sup>※1</sup>	約0.1 (0.0039～0.0041) <sup>※2,3</sup>
敷地境界線量 [単位：mSv/y]	約0.03	約0.03

※1 第1・2・3・4号機の放出量については、平成26年度の平均値を用いている。

※2 評価値

※3 四捨五入の都合上、合計が一致しない

## カバー解体時における放出量評価

- ① 既認可の実施計画における評価（平成25年8月認可）
  - カバー解体時の放射性物質濃度が不明であったため、カバー設置前の濃度（平成23年10月）を使用して評価
  - 機器ハッチ・原子炉上部とも $10^{-4}\text{Bq/cm}^3$ と高い濃度であった  
⇒流量を減らす必要があった ⇒機器ハッチの開口面積を縮小
- ② 機器ハッチ開口部の縮小効果を見込まない評価
  - 濃度を最新の測定値（平成26年11月）に更新
  - 機器ハッチに関しては濃度が2桁下がり、原子炉上部の濃度は1桁下がった  
⇒原子炉の安定冷却の継続、飛散防止剤の散布効果等により濃度が減少  
⇒機器ハッチ開口部を縮小せずとも放出管理の目標値 $10^7\text{Bq/h}$ を下回る
- ③ 機器ハッチ開口部の縮小の効果を見込んだ評価（参考）
  - ③は②に対して機器ハッチ開口部90%縮小の効果を見込んだが、放出量は②とほとんど変わらない。

	機器ハッチ						原子炉上部		PCVガス管理		放出量 [Bq/h]
	濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	流量評価時の想定縮小%				濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	流量 [m <sup>3</sup> /h]	
			機器 ハッチ	二重 扉	非常 扉	大物 搬入口 横扉					
①既認可 実施計画	$2.6 \times 10^{-4}$	1000～ 5200	90%	80%	80%	100%	$9.9 \times 10^{-4}$	360	$6.2 \times 10^{-6}$	28	$6.2 \times 10^5$ ～ $1.7 \times 10^6$
②機器ハッチ 縮小なし	$2.4 \times 10^{-6}$	1500～ 11000	0%	80%	100%	50%	$1.6 \times 10^{-5}$	250	$4.4 \times 10^{-6}$	21	$7.8 \times 10^3$ ～ $3.1 \times 10^4$
③機器ハッチ 縮小あり	$2.4 \times 10^{-6}$	1500～ 9800	90%	80%	100%	50%	$1.6 \times 10^{-5}$	250	$4.4 \times 10^{-6}$	21	$7.8 \times 10^3$ ～ $2.8 \times 10^4$

東京電力

## 被ばく評価

- 被ばく評価  
建屋カバー解体された場合の放出量による被ばく評価は以下の通り

	1号機カバー解体後の敷地境界における 年間の被ばく量[mSv/y]
① 既認可実施計画	0.002～0.004
② 機器ハッチ縮小なし	0.00002～0.00008
③ 機器ハッチ縮小あり	0.00002～0.00007

機器ハッチ開口の縮小による放出抑制効果を見込まない条件を見直したとしても、被ばく量に大きな変動を与えるものではない

東京電力



福島第一原子力発電所第1・2号機原子炉建屋  
作業エリアの整備に伴う干渉物解体撤去について

1. 干渉物解体撤去の目的

1・2号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）および燃料取扱設備を設置するには、1・2号機原子炉建屋周辺に作業エリアを整備するとともに、作業エリアの線量低減を図る必要がある。しかし、現在、1・2号機原子炉建屋の周辺は既存建屋等が干渉して作業エリアを整備できない状況にあるため、当該干渉物を解体撤去する。

2. 解体撤去の対象となる干渉物

作業エリアを整備するために解体撤去を要する干渉物は以下の通り。なお、解体撤去には各干渉物に付帯する設備も含む。

(1) 2号機原子炉建屋西側作業エリア

- a. 廃液サージタンク（2号機）
- b. ドラム缶搬出入室
- c. MS/SRV<sup>\*1</sup>窒素ガスポンベ室
- d. HCU<sup>\*2</sup>窒素ガスポンベ室
- e. 補助ボイラー窒素ガスポンベ室
- f. セメントブロアー室

※1：主蒸気/逃し安全弁

※2：制御棒駆動水圧系制御ユニット

(2) 2号機原子炉建屋南側作業エリア

- g. 電気品室
- h. 1～4号機共用所内ボイラー建屋

(3) 1号機原子炉建屋西側作業エリア

- i. 液体窒素貯蔵タンク
- j. 液体窒素蒸発器
- k. 廃液サージタンク（1号機）

3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性がある。

2015年8月～2016年2月（2. 解体撤去の対象となる干渉物：a～g）

2019年6月～2020年6月 (2. 解体撤去の対象となる干渉物：h)

2020年2月～2023年3月 (2. 解体撤去の対象となる干渉物：i～k)

#### 4. 干渉物の解体撤去方法

干渉物の解体撤去にあたり、干渉物に付帯する設備等を図面や現場調査により確認し、安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき、解体重機等による干渉物の解体撤去を実施する。

廃液サージタンクに貯蔵している廃液は、平成23年3月以前に液体廃棄物処理設備にて処理済の機器ドレンである。廃液サージタンク（2号機）の廃液は、解体撤去前に2号機放射性廃棄物処理建屋地下まで仮設ホースを敷設し、仮設ポンプを用いて、2号機の滞留水へ移送する。また、廃液サージタンク（1号機）の廃液は、解体撤去前に、プロセス主建屋地下まで吸引車で移送する。

なお、廃液移送前には当該廃液の全放射能の測定を行う。

解体撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・ 干渉物の付帯設備を撤去しても、稼働中の周辺設備に影響を与えないことを図面および現場調査にて確認し、適切な処置を施す。
- ・ 解体撤去作業周辺の稼働中の設備が解体撤去作業に伴い損傷しないために、現場状況に応じて設備の移設や防護を施す。
- ・ 解体撤去作業においては、火災リスクを低減するため、火気を使用する機材を原則として選定しない。（ただし、現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は、十分な防護対策を施した上で使用する）
- ・ 2. 解体撤去の対象となる干渉物 h. 1～4号機共用所内ボイラ建屋については、建屋内に設置されている稼働中の2号機原子炉建屋排気設備が解体撤去作業に伴い損傷しないために、現場状況に応じて適切な防護を施す。

廃液サージタンクに貯蔵している廃液の移送作業の留意事項を下記に示す。

- ・ 廃液移送に用いる仮設ホースの連結部は、図1のように養生を行い、受けパンの中には漏えい検知器を設置する、または常時専任監視員を設ける。
- ・ 漏えい検知器が発報した場合は、速やかに廃液移送に用いている仮設ポンプを停止する。
- ・ 廃液移送に用いる仮設ホースは、現場状況に応じて損傷防止対策を行う。

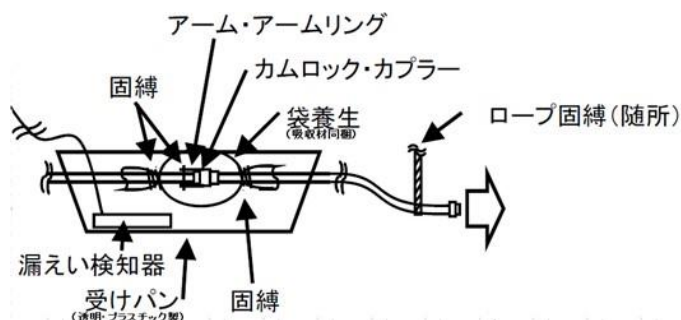


図1 仮設ホース連結部養生

## 5. 解体撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

干渉物の解体撤去時に、放射性物質が付着した粉じんが飛散しないよう、下記の対策を実施する。

### (1) 通常の解体撤去作業時の対策

#### a. 作業開始前

当日の解体撤去予定範囲に対して飛散防止剤を散布する。

#### b. 作業中

2. 解体撤去の対象となる干渉物 a～g, i～k については、作業対象部およびその周辺に対して散水し、湿潤状態を維持する。散水により発生する水は、吸水マット等で可能な限り回収し、廃棄物として処理する。なお、雨天時は、吸水マット等による水の回収が困難であると判断した場合、散水を伴う作業については実施しない。

2. 解体撤去の対象となる干渉物 h. 1～4号機共用所内ボイラ建屋については、鉄骨造であり、ダスト飛散の恐れが低いことから、作業中の散水は実施しない。

#### c. 作業完了後

当日の解体撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

### (2) 放射性物質の飛散が確認された場合の対策

解体撤去作業中に、万が一、構内の空气中放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、解体撤去対象物の周囲の空間に対し広範囲に散水または飛散

防止剤の散布を行う。

#### 6. 解体撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

解体する干渉物の表面線量率や表面積から気中へ放出される放射性物質の放出量を保守的な値を用いて概略評価を行い、本作業に伴う放射性物質の放出量が、敷地境界における管理目標値 0.03mSv/年に相当する放出量と比較して、非常に小さな値であることを確認した。

また、本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業期間から想定した放射性物質の放出率は、敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値に影響を与える範囲ではないことを確認した。

なお、放射性物質の放出量の評価は、粉じんの飛散抑制策の抑制効果は見込んでおらず、安全側に評価している。

#### 7. 廃棄物の保管

2. 解体撤去の対象となる干渉物 a～g, i～k については、干渉物の解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 570 m<sup>3</sup>（コンクリート約 230 m<sup>3</sup>，金属類約 340 m<sup>3</sup>），線量率は 1～30 mSv/h と想定しており、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、覆土式一時保管施設（エリア L）または仮設保管設備（エリア A1・A2），固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。なお、2. 解体撤去の対象となる干渉物 i. 液体窒素貯蔵タンクについては、共用プール建屋西側整備ヤードに一時的に移動・保管した後、解体撤去を実施する。

2. 解体撤去の対象となる干渉物 h. 1～4号機共用所内ボイラ建屋については、干渉物の解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 270 m<sup>3</sup>（コンクリート約 70 m<sup>3</sup>，金属類約 200 m<sup>3</sup>），線量率は 1～30mSv/h と想定している。解体後、解体対象物の線量測定を行い、線量区分に応じて、下記の通り保管・管理する。

「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、1～30mSv/h の瓦礫類は固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。1mSv/h 以下の瓦礫類のうち、0.1～1mSv/h 以下の瓦礫類は一時保管エリア（E1, P2, W, X）及び固体廃棄物貯蔵庫第9棟に、0.1mSv/h 以下の瓦礫類は一時保管エリア（P1）に保管・管理する。

#### 8. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法およびその関連法令に定められた線量限度を超えないようにする。

1・2号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに関連する今後の工事に

における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・ 放射性物質により汚染している干渉物の撤去による線量低減
- ・ 路盤面の整備による線量低減
- ・ 作業に応じて遮へいベストを着用することにより、作業員の被ばく量を低減
- ・ 作業エリア近傍に遮へい効果のある退避場所を設置し、不要な被ばく量を低減
- ・ 作業エリアに当該場所の空間線量率を表示することによる注意喚起

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

福島第一原子力発電所第 2 号機原子炉建屋  
西側外壁の開口設置について

1. 西側外壁開口の目的

第 2 号機原子炉建屋（以下、原子炉建屋という）の使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用構台及び燃料取扱設備を設置する計画である。

燃料取扱設備設置に先立ち、オペレーティングフロア（5 階）内で準備作業として遮蔽体設置等を行う計画である。そのため、原子炉建屋の西側外壁の 5 階部分に作業搬出入用の前室及び開口を設置する。

なお、本開口については、今後の廃炉作業でも利用を検討しているため、当面は残置する。利用計画がなくなり、使用しないと判断した際には、閉止等の対応を行う。

2. 前室、開口概要

(1) 原子炉建屋の西側に設ける前室概要は以下の通りとする。

- ・ 構造 : 鉄骨造
- ・ 屋根外壁材 : 鋼製折板
- ・ 大きさ : 高さ方向 約 10m, 東西方向 約 16m, 南北方向 約 22m

(2) 原子炉建屋の西側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。

- ・ 位置 : 原子炉建屋の西側外壁
- ・ 高さ : 原子炉建屋の 5 階（開口下端レベル 地上約 30m）
- ・ 大きさ : 高さ約 7m, 幅約 5m

3. 開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し、安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき、解体機械等により開口を設置する。

4. 開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

- ・ 開口を設置する原子炉建屋西側に構台を設置し、開口全体を覆う前室を設置する。
- ・ 開口設置作業開始前及び終了後に、飛散防止剤を散布する。
- ・ 前室の外部にダストモニタを設置し、放射性物質の有意な変化を確認した場合は、速やかに作業を中断する。
- ・ 前室空気中の放射性物質を低減するため、前室内の空気を換気空調設備により吸気する。吸気した空気はフィルタユニットにより除塵し、前室に戻す。また、換気空調設備入口にダストモニタを設置し、前室空気中の放射性物質濃度を計測する。

## 5. 津波・台風・竜巻・豪雨の影響

前室及び開口は、15m 級津波が到達しないと考えられる地上約 30m の高さに設置する。前室は、建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に対し耐えられるよう設計し、開口は、建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に対し耐えられるよう設計している前室内に設置する。前室は、鋼製折板にて覆うことにより風雨を遮る設計とし、開口は、風雨を遮る設計としている前室内に設置する。

## 6. 耐震安全性

### (1) 適用規格

耐震安全性の検討は、下記に準拠して行う。

- ・ 建築基準法及び関連法令
- ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2013 年）
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 年）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 補）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）
- ・ 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 年）
- ・ 鋼構造接合部設計指針（日本建築学会，2006 年）
- ・ 日本産業規格（JIS）

### (2) 原子炉建屋の検討結果

開口（せん断断面積及び断面二次モーメントを低減）並びに構台及び使用済燃料プールへの養生の重量を考慮した原子炉建屋の解析モデルを用い、基準地震動  $S_s$  による地震応答解析を実施した。その結果、耐震壁のせん断ひずみが評価基準値  $4.0 \times 10^{-3}$  を下回っており、耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値： $0.17 \times 10^{-3}$ （5 階， $S_s-1$ ，EW 方向））（詳細は別添-1 を参照）

### (3) 前室の検討結果

主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルを用い、原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラス相当の地震力に対して、断面検討を実施した。その結果、全ての部材に対する検定比（作用応力度/許容応力度）が 1 を下回っており、耐震安全性を確保していることを確認した。（最大値：0.21）

## 7. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

燃料取り出しに向け原子炉建屋西側外壁に開口を設置した場合、開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地

境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。(詳細は別添-2を参照)

#### 8. 廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量は約 31 m<sup>3</sup> (コンクリート約 26 m<sup>3</sup>, 金属類約 5 m<sup>3</sup>), 線量率は 1 ~ 30mSv/h と想定しており, 「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い, 構内一時保管エリアにて保管・管理する。

#### 9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では, 外部放射線に係わる線量率を把握し, 放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで, 作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度 (100mSv/5 年及び50mSv/年) を超えないようにする。

開口設置作業における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として, 以下の対策を実施する。

- ・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
- ・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
- ・必要に応じ作業員の被ばく量を低減させるための遮蔽ベストの着用
- ・作業時間管理による作業員被ばくの低減

高線量エリアにおける施工であるため, 現場状況を踏まえ, 今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去, 線源に対する遮蔽, 作業区域管理の検討を行い, 更なる被ばく線量低減に努める。

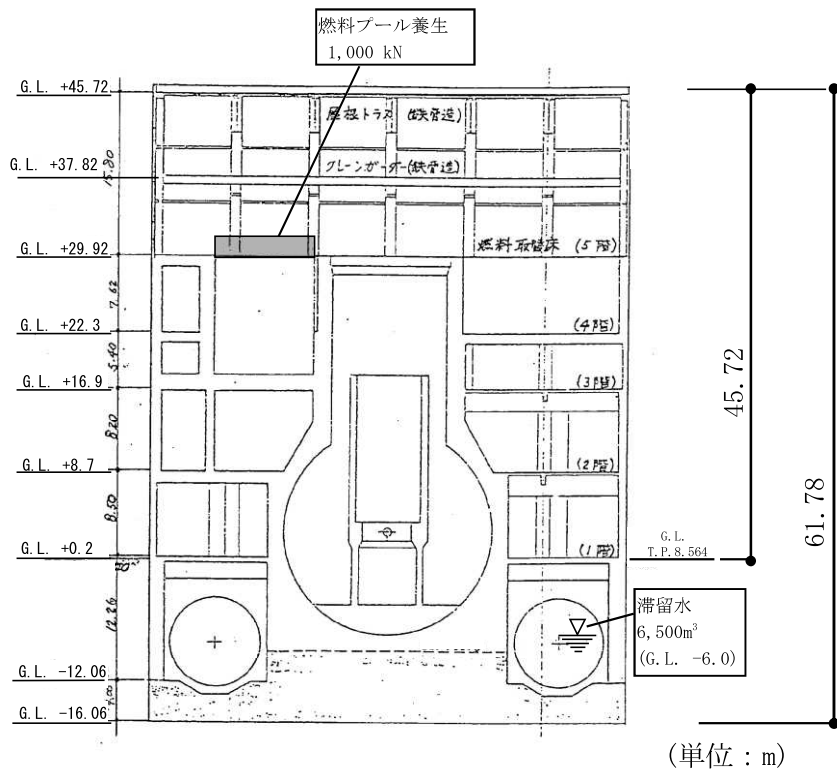


第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性

1. はじめに

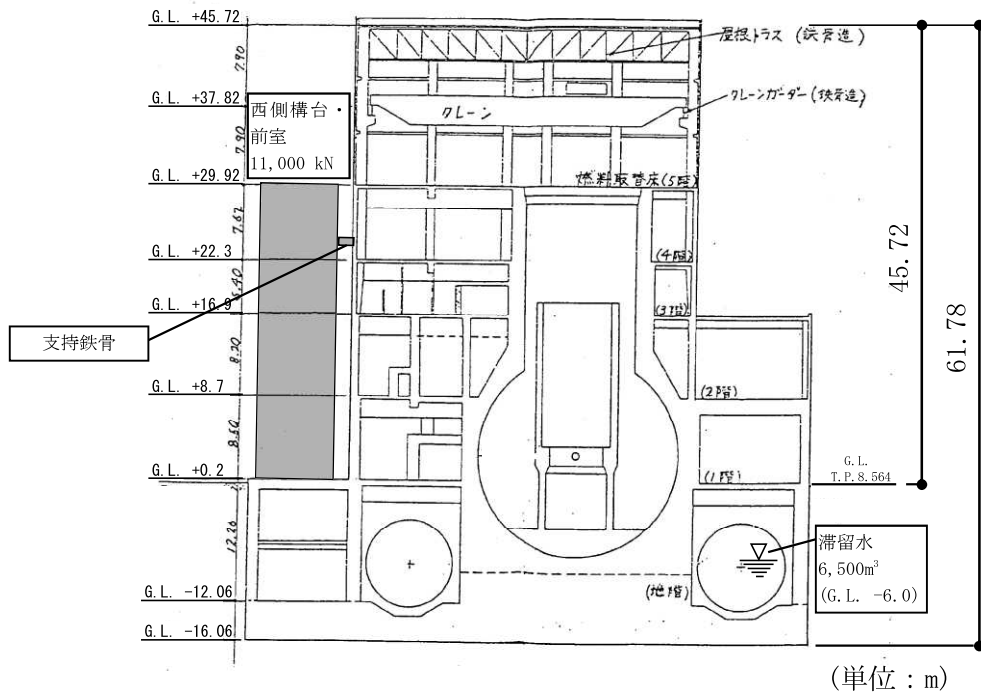
本書は、「Ⅱ章 2.6 添付資料－2 構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価）」で用いた解析モデルを基本に、西側外壁開口、西側構台・前室及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮した解析モデルを用いて基準地震動  $S_s$  に対する評価を行う。なお、評価に用いる地震動（基準地震動  $S_s$ ）及び地盤定数は「Ⅱ章 2.6 添付資料－2 構造強度及び耐震性（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価）」で用いたものと同じである。

建屋の概要図を図 1－1 に示す。



(a) NS 方向断面

西側外壁開口：高さ約 7m×幅 約 5m



(b) EW 方向断面

図 1-1 原子炉建屋の概略断面図

添付資料 9 に記載の標高は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P. から T.P. への読替値(-727mm)を用いて、下式に基づき換算している。

<換算式> T.P. = 旧 O.P. - 1,436mm

## 2. 解析に用いる入力地震動

原子炉建屋への入力地震動は、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2-1 に示す。この原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

解放基盤表面位置 (G. L. -206m (震災前 O. P. -196.0m)) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形については、図 2-2 に示す。

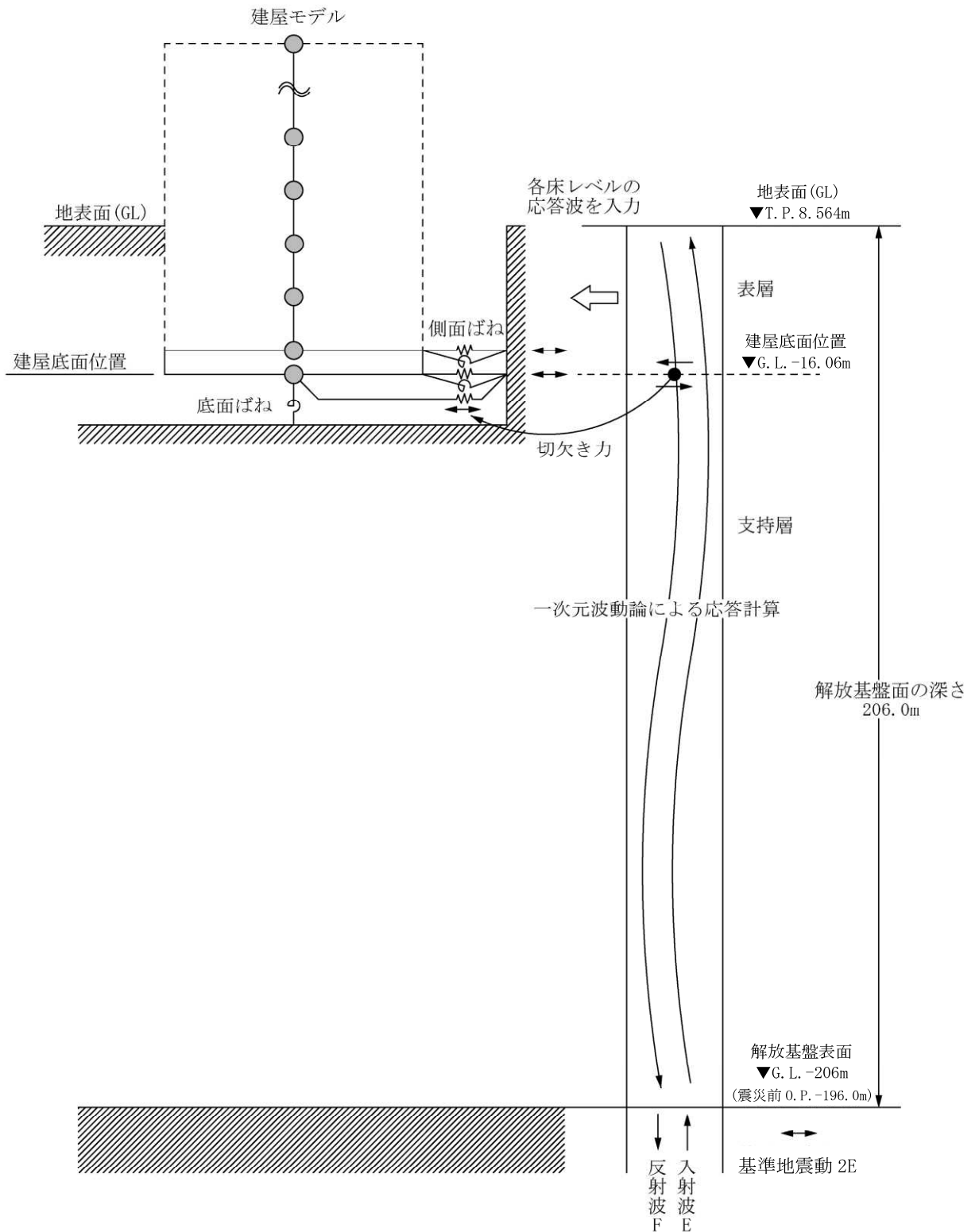


図 2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図 (水平方向)

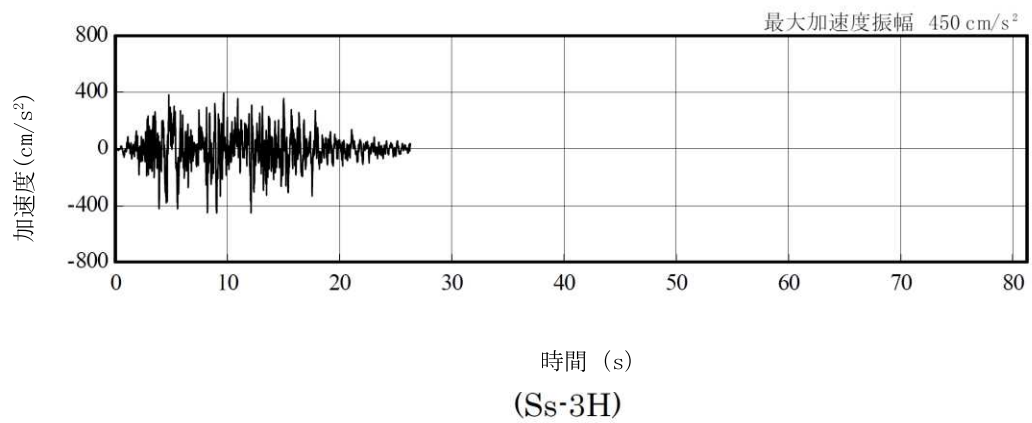
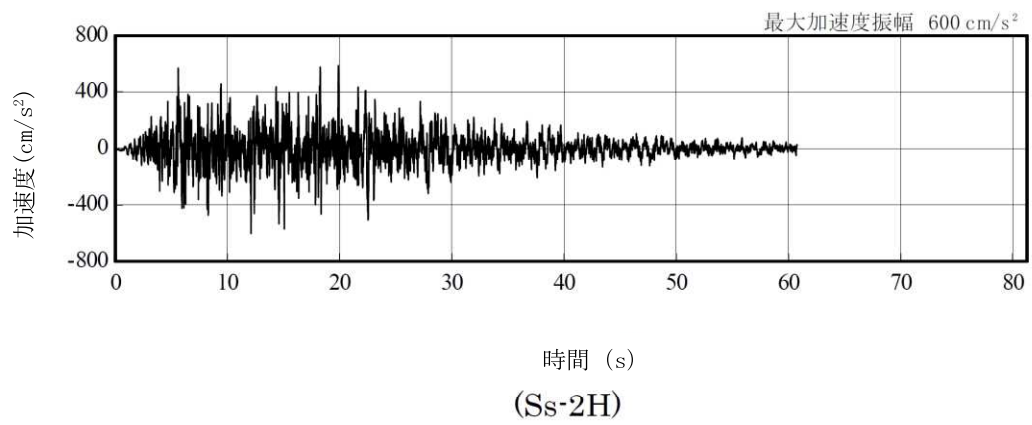
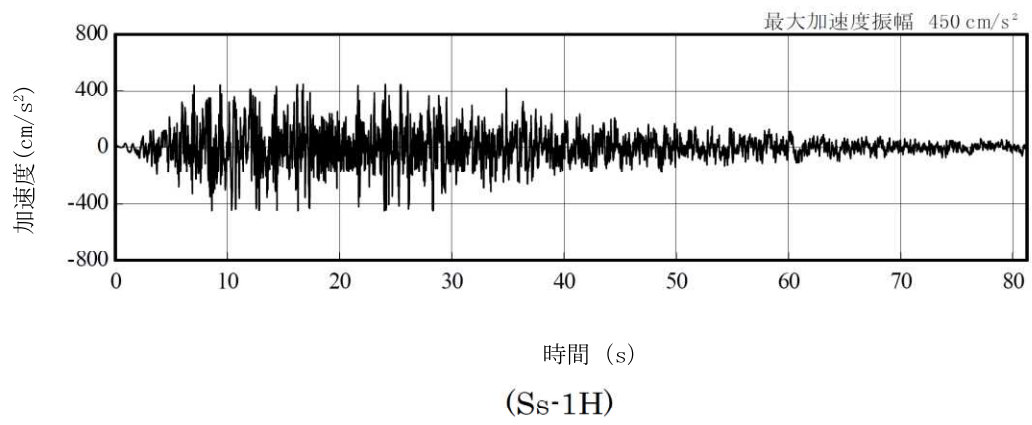


図 2 - 2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形 (水平方向)

### 3. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 3-1 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。建屋解析モデルの諸元は、滞留水を貯留している建屋の耐震安全性を評価した諸元に、オペレーティングフロア階に設けた西側外壁開口、西側構台・前室の重量及び燃料プール落下防止養生の重量を考慮する。建屋解析モデルの諸元に追加した重量を表 3-1 に、建屋モデル諸元を表 3-2 に示す。

表 3-1 建屋解析モデル追加重量

	質点	G. L. (m)	重量 (kN)
燃料プール落下防止養生	3	+29.92	1,000
西側構台・前室	4	+22.3	9,000
	7	+0.2	2,000
合計			12,000

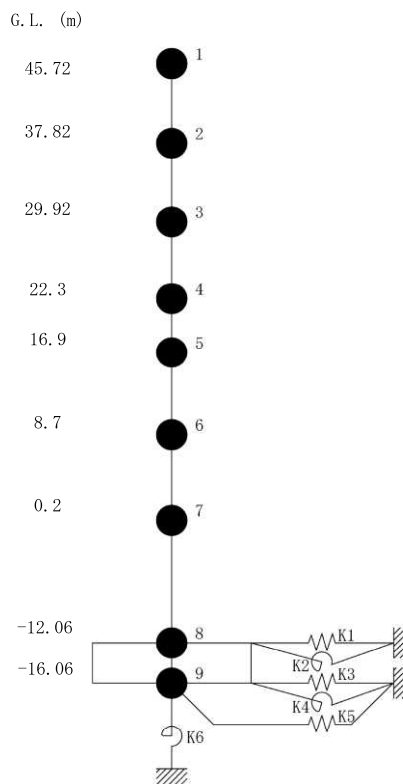
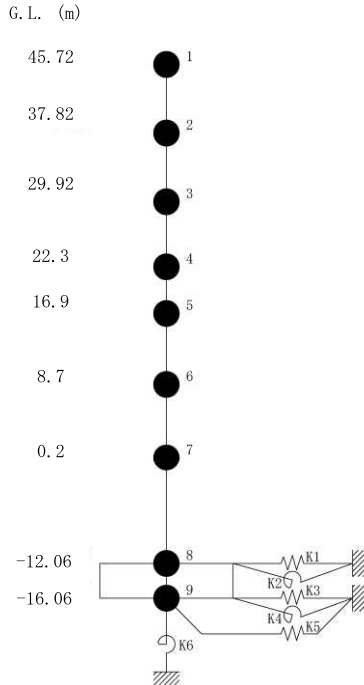


図 3-1 原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS, EW 方向)

表 3-2 建屋解析モデルの諸元  
(NS 方向)

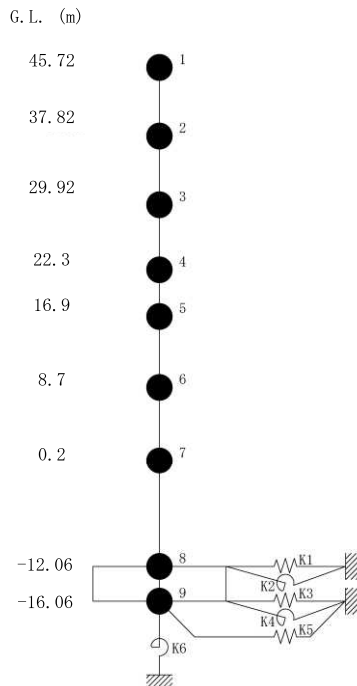


質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_c (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	14,380	25.99	18.6	10,154
2	10,220	18.53	17.4	10,650
3	59,470 [1,000]	107.62 [1.81]	{1.2}	{25}
4	79,440 <9,000>	143.78 <16.29>	184.3	22,551
5	107,720	194.96	166.8	24,629
6	116,670	211.14	249.3	44,401
7	201,190 <2,000>	364.11 <3.62>	157.1	40,661
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)	456.8	110,444
9	125,030	226.24	2,656.2	480,675
合計	1,055,410			

注 ( ) 内は滞留水による付加重量分を示す。  
 [ ] 内は燃料プール養生による付加重量分を示す。  
 < > 内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。  
 { } 内は耐震壁開口による減少分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $\delta$  5%  
 基礎形状 46.60m(NS方向) × 57.00m(EW方向)

(EW 方向)



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_c (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	14,380	14.71	14.0	5,941
2	10,220	10.40	14.0	6,307
3	59,470 [1,000]	60.74 [1.02]	108.2	11,927
4	79,440 <9,000>	81.06 <9.18>	117.3	14,199
5	107,720	194.96	185.7	33,796
6	116,670	211.14	173.1	41,960
7	201,190 <2,000>	544.79 <5.42>	418.1	132,121
8	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)	2,656.2	719,166
9	125,030	338.53		
合計	1,055,410			

注 ( ) 内は滞留水による付加重量分を示す。  
 [ ] 内は燃料プール養生による付加重量分を示す。  
 < > 内は燃料取り出し用西側構台による付加重量分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $\delta$  5%  
 基礎形状 46.60m(NS方向) × 57.00m(EW方向)

4. 耐震安全性評価結果（耐震壁のせん断ひずみの確認）

地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみ一覧を表4-1に示す。せん断ひずみは基準地震動 Ss による解析でも、最大で  $0.17 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) 以下である。

表4-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧

(NS 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$ )

G. L. (m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72~37.82	0.09	0.09	0.08	0.08	0.07	0.07	4.0 以下
37.82~29.92	0.15	0.14	0.13	0.12	0.12	0.11	
29.92~22.3	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.03	
22.3~16.9	0.07	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	
16.9~8.7	0.07	0.07	0.08	0.07	0.07	0.06	
8.7~0.2	0.15	0.15	0.16	0.15	0.14	0.13	
0.2~-12.06	0.08	0.07	0.08	0.08	0.07	0.07	

\*1: 「西側外壁開口, 西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合

(EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$ )

G. L. (m)	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
	今回	参考*1	今回	参考*1	今回	参考*1	
45.72~37.82	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
37.82~29.92	0.17	0.17	0.16	0.16	0.15	0.15	
29.92~22.3	0.07	0.06	0.06	0.06	0.06	0.05	
22.3~16.9	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.08	
16.9~8.7	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.08	
8.7~0.2	0.14	0.14	0.15	0.14	0.12	0.12	
0.2~-12.06	0.08	0.08	0.09	0.08	0.07	0.07	

\*1: 「西側外壁開口, 西側構台及び燃料プール落下防止養生の重量」を考慮しない場合



## 第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放射性物質の放出量評価

## 1. 放出量評価方法の考え方

原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は、従前の放出箇所であるブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備に加え、新たに設置する開口を考慮して評価を行った。

本評価は、開口設置前に採取した平成27年8月～平成29年2月の期間において、原子炉建屋排気設備入口で最大濃度であった平成27年9月のダスト濃度を評価に適用した。

開口設置に際し、放射性物質の飛散抑制のために開口全体を覆う前室を設置する。そのため、新たに設置する開口の面積については、前室と開口の間に生ずる隙間（以下「開口の隙間」という）を開口面積として評価に適用した。

なお、大物搬入口、二重扉、非常用扉については、実態にあわせた開口面積を評価に適用した。

## 2. 放出量評価

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間・原子炉建屋排気設備出口・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において、下記のとおりの評価を行った。

## ① 開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間に関しては、外部の風による流量の変動幅が大きいため、変動幅を考慮して評価を行った。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最大）

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \\ &\quad \times \text{流量 (開口の隙間の流量+ブローアウトパネルの隙間の流量)} \\ &= 4.6 \times 10^{-5} [\text{Bq/cm}^3] \times (9.6 \times 10^3 + 1.5 \times 10^4) [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\ &= \text{約 } 1.1 \times 10^6 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 1.1 \times 10^{-2} [\text{億 Bq/h}] \end{aligned}$$

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間からの放出量（最小）

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \\ &\quad \times \text{流量 (開口の隙間の流量+ブローアウトパネルの隙間の流量)} \\ &= 4.6 \times 10^{-5} [\text{Bq/cm}^3] \times (3.8 \times 10^3 + 7.9 \times 10^3) [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\ &= \text{約 } 5.4 \times 10^5 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 5.4 \times 10^{-3} [\text{億 Bq/h}] \end{aligned}$$

② 原子炉建屋排気設備

原子炉建屋排気設備からの放出量

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉建屋排気設備出口の月間平均ダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \\ &\quad \times \text{原子炉建屋排気設備の流量} \\ &= 4.9 \times 10^{-7} [\text{Bq/cm}^3] \times 1.0 \times 10^4 [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\ &= \text{約 } 4.9 \times 10^3 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 4.9 \times 10^{-5} [\text{億 Bq/h}] \end{aligned}$$

③ 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

$$\begin{aligned} &= \text{原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \\ &\quad \times \text{原子炉格納容器ガス管理設備の流量} \\ &= 1.2 \times 10^{-5} [\text{Bq/cm}^3] \times 1.9 \times 10^1 [\text{m}^3/\text{h}] \times 10^6 [\text{cm}^3/\text{m}^3] \\ &= \text{約 } 2.2 \times 10^2 [\text{Bq/h}] \quad = \text{約 } 2.2 \times 10^{-6} [\text{億 Bq/h}] \end{aligned}$$

※計算に引用した数値（ダスト濃度・流量）は以下のとおり。

・ダスト濃度

平成 27 年 9 月の原子炉建屋排気設備入口のダスト濃度，原子炉建屋排気設備出口及び原子炉格納容器ガス管理設備出口の月間平均ダスト濃度を適用した。

・開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し，圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については，以下のとおり。

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の前提

開口の隙間及びブローアウトパネルの隙間の開口面積を縮小せず，二重扉を全開，非常用扉を全開及び大物搬入口を全閉した場合を想定。

風速の前提

昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における福島第一原子力発電所の露場の平均風速（3.1[m/s]）を適用した。（原子炉設置変更許可申請書添付書類 6）

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に開口の隙間及びブローアウトパ

ネルの隙間からの流量を評価し、最大と最小の流量をそれぞれ以下のとおり評価した。

	合計	開口の隙間	ブローアウトパネルの隙間
最大流量[m <sup>3</sup> /h]	約 2.4×10 <sup>4</sup>	9.6×10 <sup>3</sup>	1.5×10 <sup>4</sup>
最小流量[m <sup>3</sup> /h]	約 1.2×10 <sup>4</sup>	3.8×10 <sup>3</sup>	7.9×10 <sup>3</sup>

- ・原子炉建屋排気設備の流量

原子炉建屋排気設備の容量 (1.0×10<sup>4</sup> [m<sup>3</sup>/h]) を適用した。

- ・原子炉格納容器ガス管理設備の流量

ダスト濃度と同様に平成 27 年 9 月の値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価より、開口設置後の原子炉建屋からの放出量合計値は以下のとおり。

開口設置後の放出量評価 (最大)

$$= \text{約 } 1.1 \times 10^{-2} \text{ [億 Bq/h]} + \text{約 } 4.9 \times 10^{-5} \text{ [億 Bq/h]} + \text{約 } 2.2 \times 10^{-6} \text{ [億 Bq/h]}$$

$$= \text{約 } 0.011 \text{ [億 Bq/h]}$$

開口設置後の放出量評価 (最小)

$$= \text{約 } 5.4 \times 10^{-3} \text{ [億 Bq/h]} + \text{約 } 4.9 \times 10^{-5} \text{ [億 Bq/h]} + \text{約 } 2.2 \times 10^{-6} \text{ [億 Bq/h]}$$

$$= \text{約 } 0.0054 \text{ [億 Bq/h]}$$

よって、開口設置後の放出量は、約 0.0054～0.011 億 Bq/h と評価した。

なお、開口設置前の原子炉建屋の平成 27 年 8 月～平成 29 年 2 月の平均の放出量は、約 0.0013 億 Bq/h である。

### 3. 被ばく評価

以下の計算条件で、開口が設置された場合の放出量による被ばく評価を行った。

#### ① 気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は、昭和 54 年 4 月～昭和 55 年 3 月の 1 年間における風向、風速、日射量、放射収支量の観測データを統計処理して用い、統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

#### ② 実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目

標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からのγ線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からのγ線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。

### ③ 計算地点

計算地点は、1. 2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で、評価した結果は、以下のとおり。

敷地境界における被ばく量は年間約0.0012～0.0025 [mSv]

## 4. 評価

第2号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の放出量評価は、約0.0054～0.011 億 Bq/h であり、開口設置前と比較して約0.0042～0.0099 億 Bq/h 増加することとなる。これによる敷地境界における被ばく量は年間約0.0016～0.0029 mSv となる。(表参照)

なお、気体廃棄物の管理については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」に準じる。

放出量 [単位：億 Bq/h]	第2号機開口設置前	第2号機開口設置後 (評価値)
第1号機	約0.000027 <sup>※1</sup>	
第2号機	約0.0013 <sup>※1</sup>	約0.0054～0.011
第3号機	約0.0012 <sup>※1</sup>	
第4号機	約0.00022 <sup>※1</sup>	
合計	0.0027 <sup>※2</sup>	0.0068～0.013 <sup>※2</sup>
敷地境界線量 [単位：mSv/y]	0.0007	0.0016～0.0029

※1 平成27年8月～平成29年2月の平均値を用いている。

※2 数値処理の都合上、合計が一致しない。

福島第一原子力発電所第 2 号機原子炉建屋  
南側外壁の開口設置について

1. 南側外壁開口の目的

2 号機原子炉建屋の使用済燃料プール内の燃料取り出しに向け、2 号機原子炉建屋の南側へ燃料取り出し用構台を設置し、2 号機原子炉建屋の南側外壁に設ける開口部から燃料を取り出す計画である。

そのため、燃料取り出しに必要となる、ランウェイガード用開口、換気設備ダクト用開口、人員用開口及びその他設備（電源ケーブル及び注水配管他）用開口を 2 号機原子炉建屋の南側外壁の 5 階部分に設置する。

なお、本開口については、今後の廃炉作業でも利用を検討しているため、当面は残置する。利用計画がなくなり、使用しないと判断した際には、閉止等の対応を行う。

2. 開口概要

原子炉建屋の南側外壁に設ける開口概要は以下の通りとする。

○位 置：原子炉建屋の南側外壁

○高 さ：原子炉建屋の 5 階（開口下端レベル 地上約 30m）

○大き さ：①ランウェイガード用開口 高さ約 9m，幅約 7m

②換気設備ダクト用開口 高さ約 1m，幅約 1m

③人員用開口 高さ約 2m，幅約 1m

④その他設備用開口 高さ約 1m，幅約 1m

3. 開口設置方法

開口位置に附帯する設備等を図面や現場調査により確認し、安全を確保した計画を立案する。この計画に基づき、解体機械等により開口を設置する。代表例としてランウェイガード用開口における作業手順を以下に記載する。（図 1）

(1) 仮囲いを設置し、飛散防止剤を散布する。

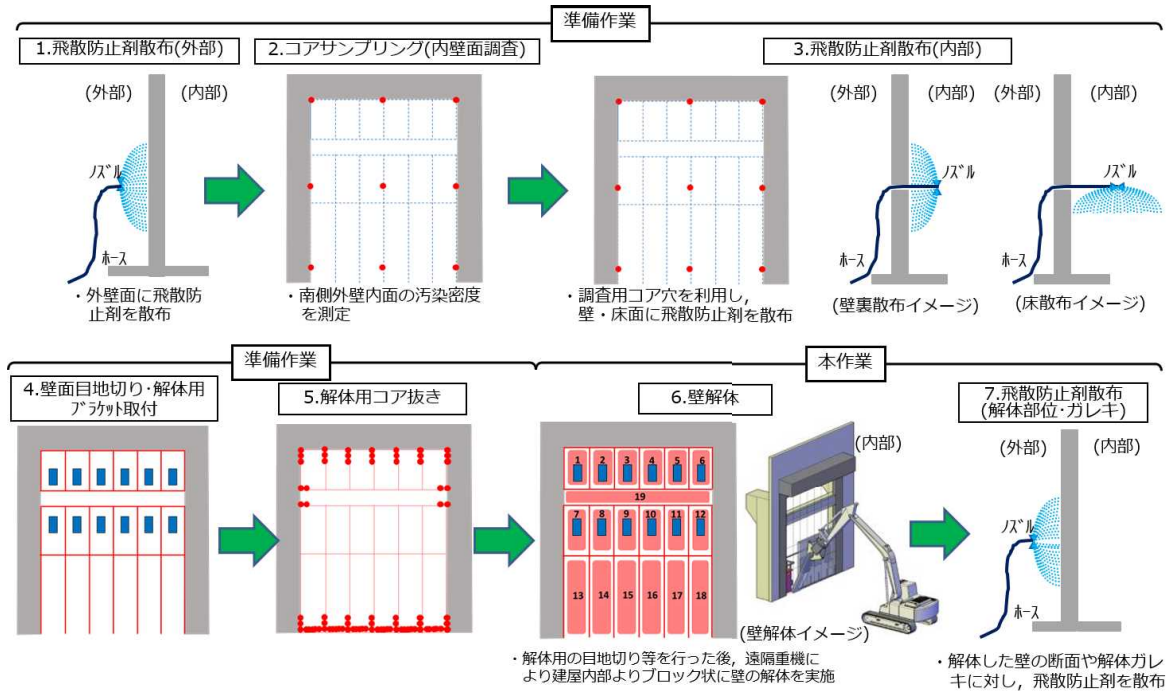
(2) 外壁へコア抜き、ウォールソーを使用し、切り込みを入れる。

（解体する外壁をブロック化する。）

(3) ブロック化した外壁に遠隔重機が把持するための解体用ブラケットを取付ける。

(4) 遠隔重機を使用し、解体用ブラケットを把持して外壁を解体する。

(5) 解体したガラをコンテナ詰めし、搬出する。



※本作業について、前室、換気設備の設置完了後に作業開始する。

※作業手順について、詳細検討のため変更する可能性あり。

図1 ランウェイガード用開口における作業手順

#### 4. 廃棄物の保管

解体撤去に伴い発生する固体廃棄物の発生量(表1)は約31m<sup>3</sup>(コンクリート約30m<sup>3</sup>, 金属類約1m<sup>3</sup>), 線量率は1~30mSv/hと想定しており, 「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い, 構内一時保管エリアにて保管・管理する。

表1 2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置に伴い発生する廃棄物量

分類	2024年度	備考
不燃物	30m <sup>3</sup>	種類: コンクリートガラ, 線量: 1.0~30.0mSv/h
不燃物	1m <sup>3</sup>	種類: 金属類, 線量: 1.0~30.0mSv/h
合計	31m <sup>3</sup>	—

※これら発生量等については, 作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

5. 開口設置作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

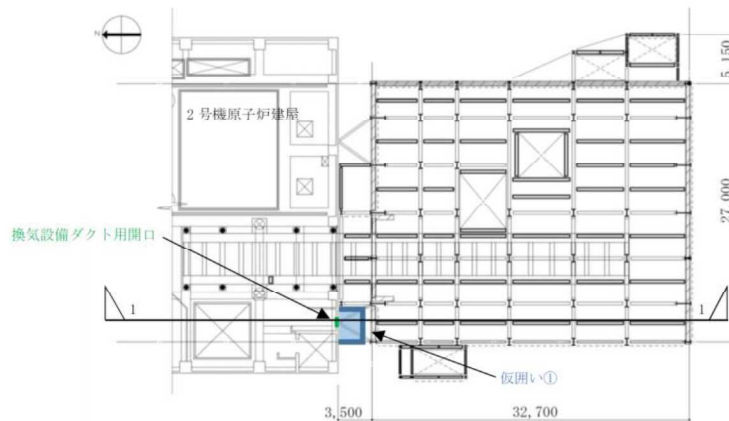
○開口を設置する原子炉建屋南側に構台を設置し、開口全体を覆う前室又は仮囲いを設置する。(図1, 2)

(1) 換気設備ダクト用開口設置時 (作業予定時期: 2024年1月~2月)

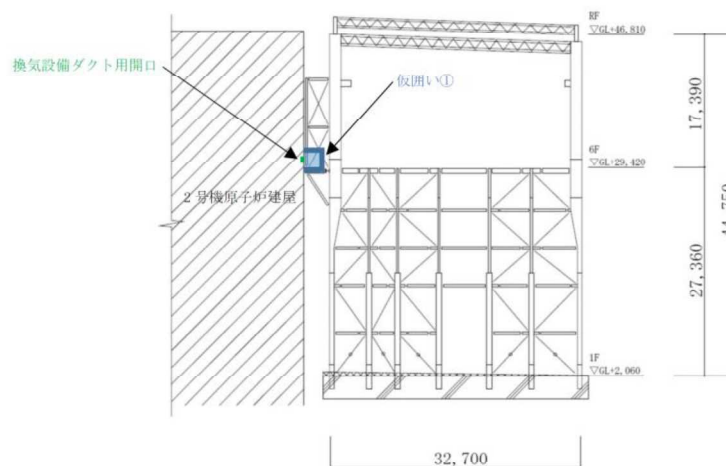
【仮囲い①仕様】

- 壁材: 鋼製パネル t=1.2mm
- 屋根材: 折板屋根 (H=150mm) t=1.0mm
- 仮囲い寸法: 東西方向 約4m, 南北方向 約3m, 高さ方向 約3m
- 隙間処理: 仮囲いの壁, 屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し, 極力小さくなるよう処理する。

※上記の仮囲い①の仕様については, 変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図 (G. L. +29, 420)



(2) 燃料取り出し用構台断面図 (1-1 断面)

図1 仮囲い設置位置図[単位: mm]

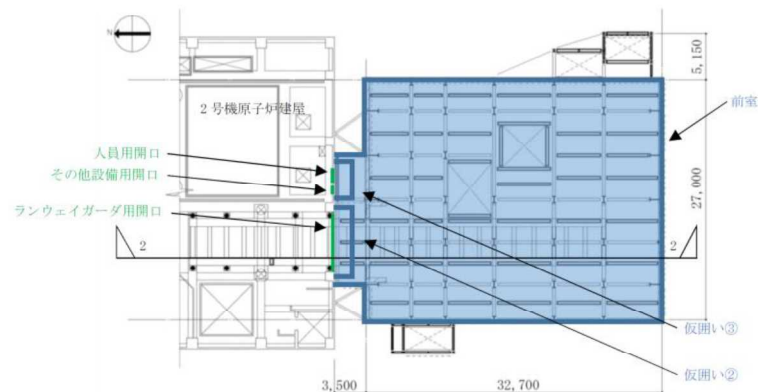
(2) ランウェイガード用開口，人員用開口及びその他設備用開口設置時（作業予定時期：2024年8月～10月）

【前室仕様】

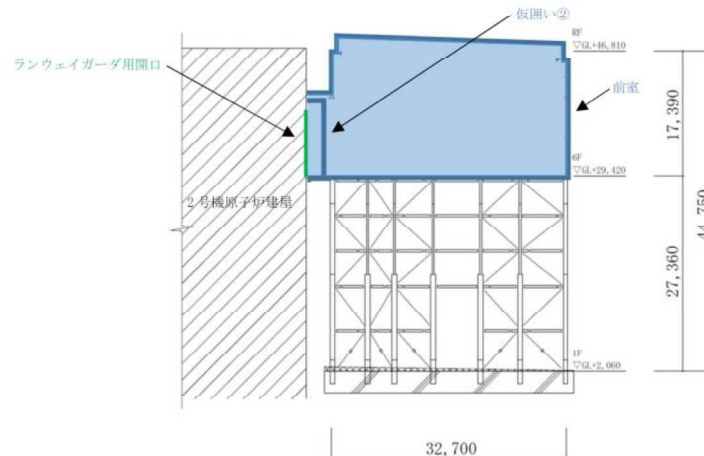
- ・壁材：鋼製パネル t=0.6mm
- ・屋根材：折板屋根(H=150mm) t=0.8mm
- ・前室寸法：東西方向 約27m，南北方向 約37m，高さ方向 約18m
- ・隙間処理：前室の壁，屋根に生じる隙間は必要に応じてシーリング材等を使用し，極力小さくなるよう処理する。

【仮囲い②，③仕様】

- ・壁材：足場材+防災シート (t=0.3mm)
  - ・屋根材：足場材+防災シート (t=0.3mm)
  - ・仮囲い寸法：
    - 仮囲い②\_\_東西方向 約9m，南北方向 約3m，高さ方向 約10m
    - 仮囲い③\_\_東西方向 約4m，南北方向 約3m，高さ方向 約4m
- ※上記の前室及び仮囲い②，③は，変更する可能性あり。



(1) 燃料取り出し用構台床伏図 (G. L. +29, 420)



(2) 燃料取り出し用構台断面図 (2-2 断面)

図2 前室設置位置図[単位：mm]



- 開口設置作業の開始前及び終了後に、飛散防止剤を散布する。
- 前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し、放射性物質の有意な（表1に定める警報設定値及びその他の設定値を超える）変化を確認した場合は、速やかに作業を中断する。（図3、4、表1）



図3 福島第一原子力発電所構内の監視点

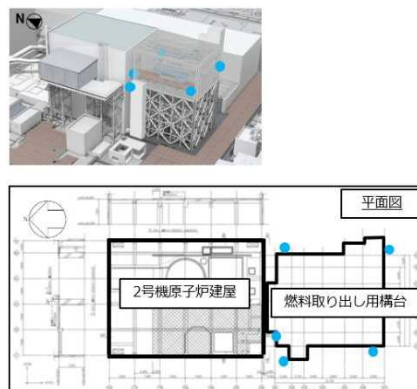


図4 2号機燃料取り出し用構台前室周囲の監視点

表1 各監視点における警報設定値

		警報設定値	その他の設定値（兆候把握）
①	●1,3号機オペレーティングフロア上のダストモニタで監視、2号機西側構台前室周囲のダストモニタ、2号機燃料取り出し用構台前室周囲のダストモニタで監視	$5.0 \times 10^{-3}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※1	$1.0 \times 10^{-3}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$
②	●構内ダストモニタで監視	$1.0 \times 10^{-4}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※2	$5.0 \times 10^{-5}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$
③	△敷地境界ダストモニタで監視 (●敷地境界モニタリングポスト)	$1.0 \times 10^{-5}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ ※3	-

- 前室及び原子炉建屋内の放射性物質の飛散を抑制するため、換気設備を設け、前室及び原子炉建屋内の空気を吸気する。吸気した空気は排気フィルタユニットにより除塵し、大気へ放出する。

6. 開口設置に伴う放射性物質の環境影響

2号機原子炉建屋南側外壁の開口設置作業に伴い、開口部からの放射性物質の飛散が懸念される。このため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価される。（詳細は別添-1を参照）

7. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度や滞在時間等を管理することで、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度（100mSv/5年及び50mSv/年）を超えないよう計画する。

開口設置作業における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・省人化を目的とした遠隔操作設備の設置による作業員被ばく量の低減
  - 遠隔操作重機の配備
  - 低線量エリアの遠隔操作室にモニター、操作用機器の配備
- ・遮蔽した退避場所の設置による作業員被ばく量の低減
  - 作業エリア近くに退避場所を設置する。
- ・作業時間管理による作業員被ばく量の低減
  - タイムキーパーを配置し、時間管理を行う。

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源に対する遮蔽、作業区画管理の検討を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

また、本開口設置における作業エリアでは身体汚染がないよう保護衣・保護具を着用すると共に、被ばく線量管理のためAPD等の装着を遵守する。

- ・2号機原子炉建屋内：R装備
  - ・2号機原子炉建屋外（仮囲い内）：開口貫通前\_\_Y装備，開口貫通後\_\_R装備
- ※保護衣・保護具については、作業手順の変更等により変更になる可能性がある。

なお、開口設置における1人あたりの1日の最大被ばく線量は1.2mSv/日（当該工事期間中における1人あたりの1日の平均被ばく線量は0.52mSv/日）と想定している。

## 8. 緊急時の対策

### ○施設内にいる人員の避難計画について

緊急時、開口付近にいる人員が安全に避難できるよう燃料取り出し用構台には安全避難通路を設置し、2方向の避難ルートが確保できる計画とする。（図1）

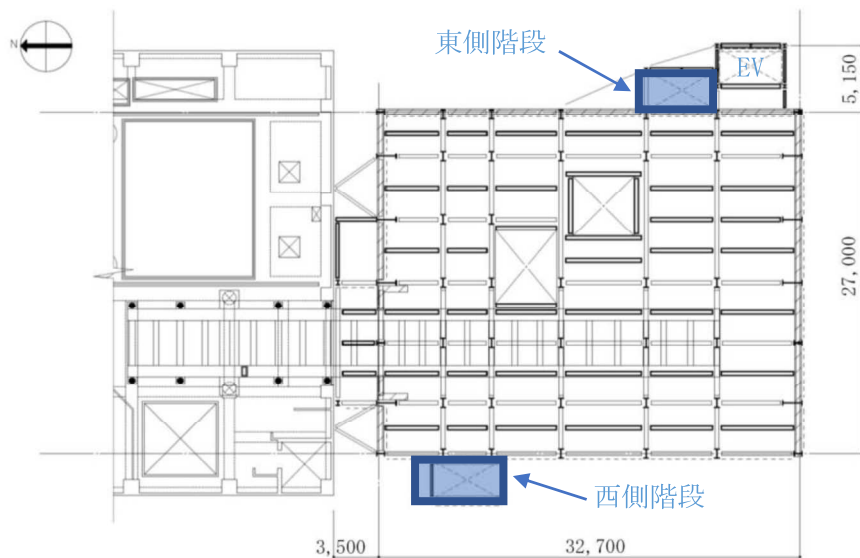


図1 前室床伏図 (G. L. +29, 420)

○大規模な地震、津波等の緊急事態への対応

「Ⅱ章 1.13 緊急時対策」の規定に従い、所内の作業者等に対して必要な対応等を各所に設置されたページングによる緊急放送で指示する。また、緊急放送が聴こえないエリアで作業を実施している場合は、作業主管 G より携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示する。

○放射性物質濃度の上昇への対応について

開口設置作業時は、前室又は仮囲いの外部にダストモニタを設置し、放射性物質の放出監視を行う。設置したダストモニタにて警報が発生した場合、作業を中断し、開口設置箇所へ飛散防止剤を散布する。その後、警報の継続有無を確認した上で作業の再開を判断する。

9. 耐震安全性

○自然現象に対する設計上の考慮

・2号機原子炉建屋の南側外壁へ耐震安全性に影響のある主要な開口を設置した場合の地震応答解析を実施し、2号機原子炉建屋の耐震安全性を確保していることを確認した。2号機原子炉建屋の耐震性の検討は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) 以下になることを確認している。(詳細は「Ⅱ特定原子力施設の設計、設備 2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料-4-2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」を参照)

- また, Ss900 に対する開口設置後の 2 号機原子炉建屋の耐震安全性については, Ss600 に対する耐震壁の最大せん断ひずみ ( $0.24 \times 10^{-3}$ ) から概算評価した結果, 上記と同様に耐震壁の終局耐力 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分に余裕があると考えられる。(図 1)

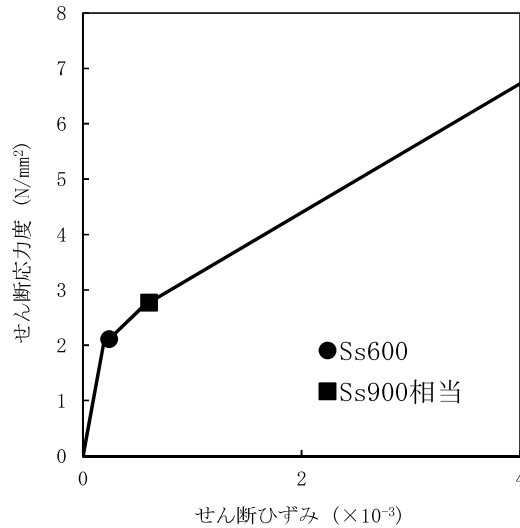


図 1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

- 開口は, 東北地方太平洋沖地震津波相当 (15m級) の津波が到達しないと考えられる地上約 30mの高さに設置し, 建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に耐えられる前室又は換気設備ダクト内に設置する。

10. 外部人為事象に対する設計上の考慮

- 発電所全体の方針に従い, 物的障壁を持つ防護された区画内に設置し, 当該区域への接近管理, 入退域管理を徹底する。

11. 火気に対する設計上の考慮

- 外壁コンクリート切断作業は, ウォールソーまたはコア削孔機にて行い, 原則, 火気を使用しない計画とする。また, やむを得ず火気を使用する際には, 火災発生防止及び火災影響軽減のため, 作業エリア近傍では, 可能な限り可燃物を排除するとともに, 消火器を設置し作業を実施する。

## 開口設置作業に伴い放出される放射性物質による敷地境界線量評価

## 1. 評価目的

2号機使用済燃料プールからの燃料取り出しに伴い、2号機原子炉建屋南側外壁の撤去作業を予定している。本作業に伴い放出されるダストによる公衆被ばくを確認することを目的に平常時評価を実施した。

## 2. 評価条件

## a. 計算に係る前提条件

- ・放出源：2号機原子炉建屋（地上放出）
- ・気象条件：1979年度
- ・線量の計算地点：敷地境界
- ・放出期間：1年（開口設置の実作業時間：1,150時間）
- ・放射性物質の飛散抑制：前室、仮囲い及び換気設備がない状態とする
- ・飛散率：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック
- ・汚染密度：2022年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値

## b. 評価に用いる汚染密度

評価に用いる2022年度に実施した開口作業エリア付近での測定結果の最大値は表1の通り。表1より支配的核種であるセシウム（Cs-134, Cs-137）を評価対象核種とした。

表1 開口設置作業の評価に用いる汚染密度

核種	汚染密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	割合 (%)
Cs-134	約 $7.6 \times 10^7$	約 3.0
Cs-137	約 $2.5 \times 10^9$	約 96.3
Co-60	約 $6.3 \times 10^5$	約 0.02
Sb-125	約 $1.9 \times 10^7$	約 0.7
全 $\alpha$	約 $8.2 \times 10^4$	約 0.003

※ 数値の桁処理により、合計値は100%とはならない。

c. 放射性物質の放出率

開口設置作業に伴う各放射性物質の放出率は表2の通り\*。放出率については、解体工法（コアボーリング、ウォールソー、圧砕機）毎に算出した1時間あたりの放出率より最も高い値に対し、年間の実作業時間1,150時間を乗じて総放出量を算出し、1年間の時間（8,760時間/年）で除して平均化した。放出率の計算式は1-1, 1-2の通り。

※放出率は、保守的な評価となるように有効数字2桁目を切り上げた。

表2 開口設置作業に伴う放出率

放出率 [Bq/h]	
Cs-134	$2.5 \times 10^4$
Cs-137	$7.9 \times 10^5$

〈放出率の計算式〉

1時間あたりの放出率 (Bq/h)

$$= \text{解体速度 (m}^2/\text{h)} \times \text{飛散率 (\%)} \times \text{汚染密度 (Bq/m}^2\text{)} \times \text{安全係数 (10)} \cdots 1-1$$

開口設置作業に伴う放出率 (Bq/h)

$$= 1 \text{時間あたりの放出率 (Bq/h)} \times \text{実作業時間 (h)} / 1 \text{年間の時間数 (h)} \cdots 1-2$$

3. 敷地境界における実効線量の評価方法

実効線量は、実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価に記載の評価方法と同様に平常時における外部被ばくによる実効線量及び内部被ばくによる実効線量の合計として計算する。被ばく経路は以下の通り。

また、吸入被ばくの経路には、地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが、実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価で評価した通り被ばく評価全体の寄与が小さい。このため、同評価よりも放出率の小さい2号構台からの放出については3経路で評価している。

- ① 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量（ブルーム）
- ② 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量（地表沈着）
- ③ 吸入摂取による実効線量（吸入摂取）

#### 4. 評価結果

敷地境界における実効線量の評価結果は表3の通り。

「表2 開口設置作業に伴う放出率」で示した評価対象核種による実効線量の合計は約  $1.5 \times 10^{-3}$  mSv/年となっている。実施計画Ⅲ 第3編 2.2 線量評価に記載されている1～4号機原子炉建屋からの追加的放出による評価結果と比較して十分低いことを確認した。

表3 敷地境界における実効線量の評価結果

被ばく経路	実効線量 (mSv/年)
放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量	約 $8.7 \times 10^{-8}$
地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量	約 $1.5 \times 10^{-3}$
吸入摂取による実効線量	約 $1.2 \times 10^{-5}$
合計の実効線量	約 $1.5 \times 10^{-3}$

※ 数値の桁処理により、内訳記載値と合計値は一致していない。

福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋  
オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

1. ガレキ撤去の目的

1号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用カバーおよび燃料取扱設備を設置するため、オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上のガレキを撤去する。

2. 撤去の対象となるガレキ

本資料にて対象となる範囲は図1～3の通り、7a通り以北の範囲のガレキとする。（オペフロ外周の鉄骨を除く）

7a通りより南側の範囲については、継続して調査を進め、施工計画を策定次第、別途申請する。

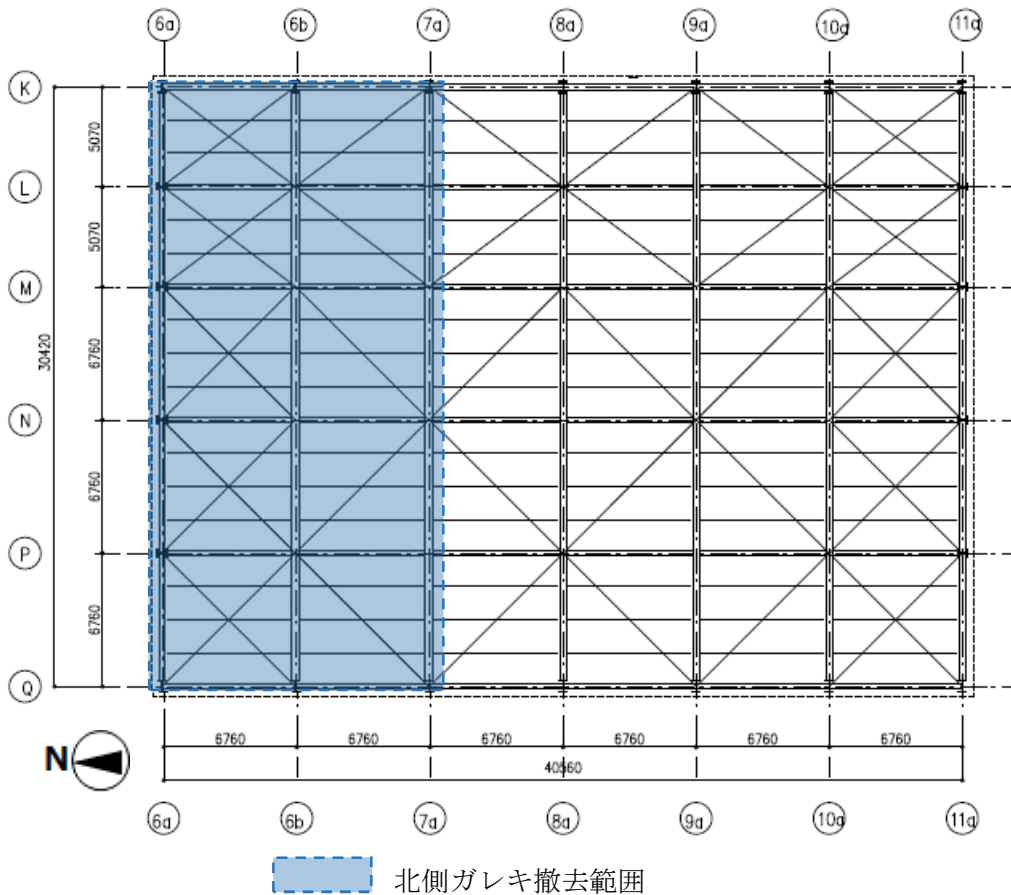


図1 屋根伏図（上弦面）



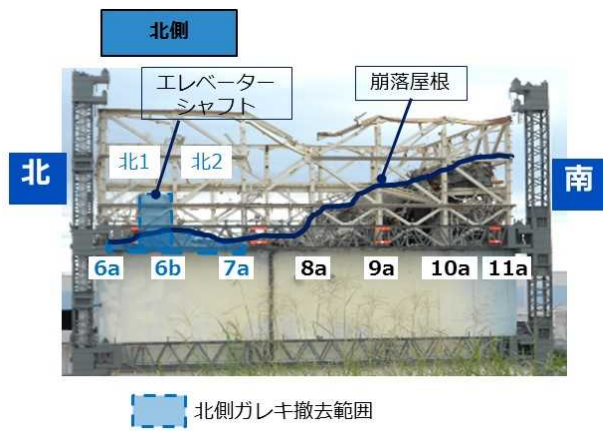


図2 立面イメージ

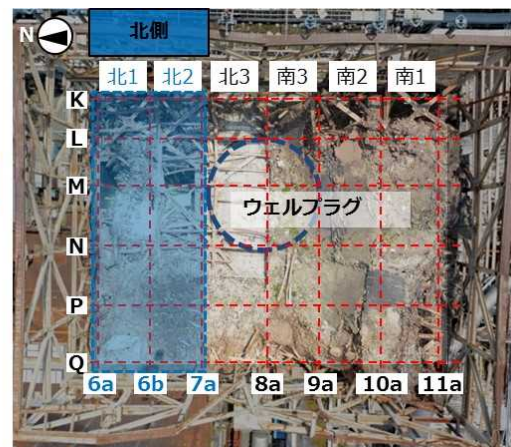


図3 平面イメージ

### 3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性が有る。

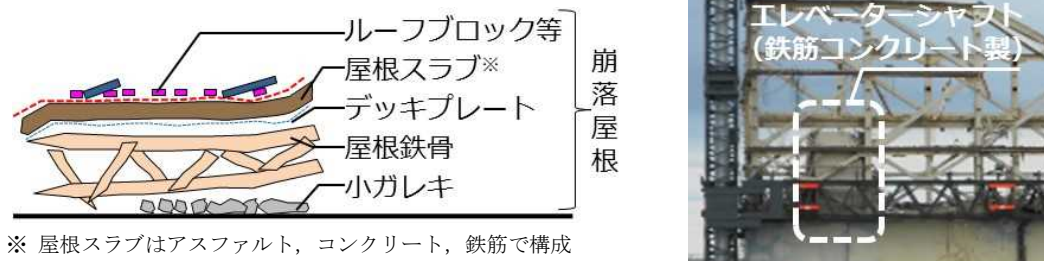
平成30年1月～平成31年3月

#### 4. ガレキの撤去方法

ガレキの撤去にあたり、安全を確保するため、大型クレーンに吊り下げた吸引装置、ペンチ、カッター、ニブラ、ワイヤーソーを用いてガレキの撤去を実施する。

ガレキは、図4のように種類の違うガレキが積み重なっており、撤去対象物によって装置・工法を表1のように使い分ける。

屋根鉄骨のうち、ワイヤーソーにより切断する箇所を図5に示す。



※ 屋根スラブはアスファルト、コンクリート、鉄筋で構成

図4 ガレキの状態

表1 撤去対象物ごとの装置・工法の使い分け

装置	工法	撤去対象物
吸引装置	吸引	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ルーフブロック等</li> <li>・屋根スラブ (アスファルト, コンクリート)</li> <li>・エレベーターシャフト (コンクリート)</li> <li>・小ガレキ 等</li> </ul>
ペンチ	把持	<ul style="list-style-type: none"> <li>・デッキプレート</li> <li>・屋根スラブ (アスファルト, 鉄筋)</li> <li>・エレベーターシャフト (鉄筋)</li> <li>・小ガレキ 等</li> </ul>
カッター	切断・把持	・屋根鉄骨 等
	破砕	・エレベーターシャフト (コンクリート)
ニブラ	破砕	・エレベーターシャフト (コンクリート)
ワイヤーソー	切断	・屋根鉄骨

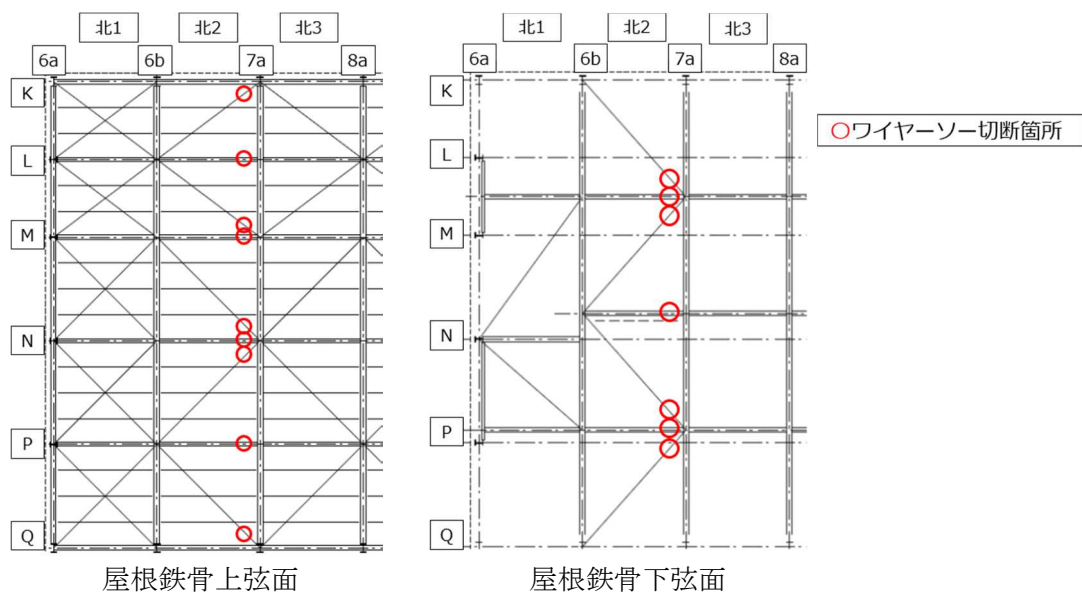


図5 ワイヤーソーによる切断箇所

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・ 撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないために、図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じて設備の防護を施す。
- ・ 撤去作業においては、火災リスクを低減するため、火気を使用する機材を原則として選定しない。(ただし、現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は、十分な防護対策を施した上で使用する)

#### 5. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

ガレキの撤去時に、放射性物質が付着した粉じんの飛散抑制を図るため、下記の対策を実施する。

##### a. 作業開始前

オペフロ上のガレキ全体に、定期的に飛散防止剤を散布することで、粉じんが固着された状態にする。

##### b. 作業中

コンクリート系のガレキに対しては、可能な限り吸引による撤去を行うことで、飛散量の低減を図る。破碎が必要なコンクリート系のガレキに対しては、破碎と並行して散水を実施する。

##### c. 作業完了後

撤去したガレキの種類・用いた工法に依らず、当日のガレキ撤去作業後に、撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

撤去作業中に、万が一、1号機オペフロに設置したダストモニタにより空气中放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、散水を行う。また、構内に設置してある上記以外のダストモニタおよびモニタリングポストにより、空气中放射性物質濃度もしくは空間放射線量率の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断する。

なお、散布した水は、ファンネルや階段室等の開口を通じ、建屋滞留水となる。散水および炉注水による建屋滞留水増加量、移送ポンプの能力、および原子炉建屋地下の面積から、建屋滞留水の管理上許容できる散水時間を算出した結果、3時間強程度であり、十分な散水時間を確保できることを確認した。

#### 6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

吸引・把持による撤去は、撤去に伴う粉じんの飛散が少ない工法であり、1号機オペフロの調査において支障となるガレキの吸引・把持による撤去を行った際にも、オペフロならびに構内のダストモニタに有意な変動がないことを確認している。

切断・破砕による撤去は、ガレキの表面線量率や表面積から気中へ放出される放射性物質放出量の評価を行い、本作業に伴う放射性物質の放出量による敷地境界での線量が、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」で求められている敷地境界線量1mSv/年未満と比較して、十分小さな値であることを確認した。

また、本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業時間から想定した放射性物質の放出率は、敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値を超えない範囲であることを確認した。

#### 7. 撤去作業中の装置およびガレキの落下対策

撤去作業中の装置およびガレキの落下を防ぐため、誤作動防止システムの構築、始業前点検、カメラによる監視等の対策を実施する。

#### 8. 廃棄物の保管

ガレキの撤去に伴い、表面線量率30mSv/h以下の瓦礫類が約320m<sup>3</sup>、表面線量率30mSv/hを超える瓦礫類が約400m<sup>3</sup>発生すると想定している。

「Ⅲ章第3編2.1.1放射性固体廃棄物等の管理」に従い、30mSv/h以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設（エリアL）または仮設保管設備（エリアA1・A2）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に、30mSv/hを超える瓦礫類は容器収容のうえ固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。

## 9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

なお、本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・ 遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- ・ 遮へいの設置による作業環境の線量低減
- ・ 待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- ・ 必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋  
オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について

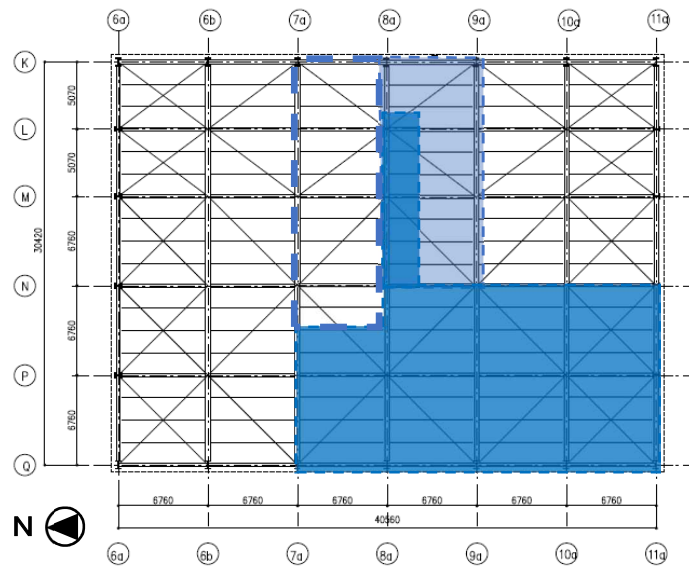
1. ガレキ撤去の目的

1号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用カバーおよび燃料取扱設備を設置するため、オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上のガレキを撤去する。

2. 撤去の対象となるガレキ

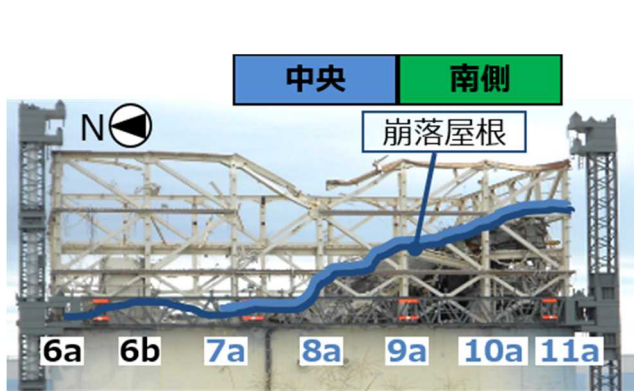
本資料にて対象となる範囲は図1～3の通り、7a通り以南の範囲のガレキとする。（オペフロ外周の鉄骨を除く）

また、撤去するガレキは、図1—①の範囲においては図4におけるルーフブロック等、屋根スラブ、デッキプレートとする。図1—②の範囲はルーフブロック等を撤去する。

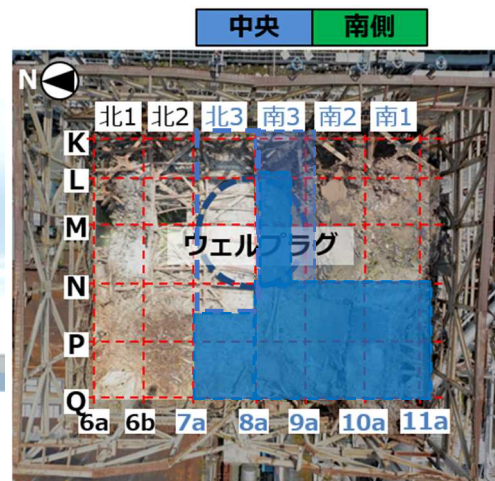


- ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去範囲(①)
- ルーフブロック等撤去範囲(②)
- オペフロ調査に伴う支障物撤去により，ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去済みの範囲

図1 屋根伏図（上弦面）



— 中央および南側ガレキ撤去  
図2 立面イメージ



- ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去範囲
- ルーフブロック等撤去範囲
- オペフロ調査に伴う支障物撤去により，ルーフブロック等，屋根スラブ，デッキプレート撤去済みの範囲

図3 平面イメージ

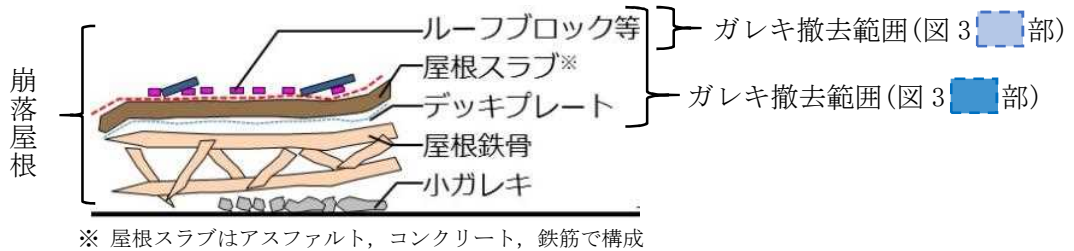


図4 ガレキの状態および中央ガレキ撤去範囲

### 3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性がある。

平成30年6月～平成32年5月

#### 4. ガレキの撤去方法

ガレキの撤去にあたり、安全を確保するため、大型クレーンに吊り下げた吸引装置、ペンチを用いてガレキの撤去を実施する。

ガレキは、図4のように種類の違うガレキが積み重なっており、撤去対象物によって装置・工法を表1のように使い分ける。

表1 撤去対象物ごとの装置・工法の使い分け

装置	工法	撤去対象物
吸引装置	吸引	・ルーフブロック等 ・屋根スラブ（アスファルト、コンクリート）
ペンチ	把持	・デッキプレート ・屋根スラブ（アスファルト、鉄筋）

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないために、図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じて設備の防護を施す。
- ・撤去作業においては、火災リスクを低減するため、火気を使用する機材を原則として選定しない。（ただし、現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は、十分な防護対策を施した上で使用する）

#### 5. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

ガレキの撤去時に、放射性物質が付着した粉じんの飛散抑制を図るため、下記の対策を実施する。

##### a. 作業開始前

オペフロ上のガレキ全体に、定期的に飛散防止剤を散布することで、粉じんが固着された状態にする。

##### b. 作業中

コンクリート系のガレキに対しては、可能な限り吸引による撤去を行うことで、飛散量の低減を図る。

##### c. 作業完了後

撤去したガレキの種類・用いた工法に依らず、当日のガレキ撤去作業後に、撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

撤去作業中に、万が一、1号機オペフロに設置したダストモニタにより空气中放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、散水を行う。また、構内に設置してある上記以外のダストモニタおよびモニタリングポストにより、空气中放射性物質濃度もしくは空間放射線量率の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断す



る。

なお、散布した水は、ファンネルや階段室等の開口を通じ、建屋滞留水となる。散水および炉注水による建屋滞留水増加量、移送ポンプの能力、および原子炉建屋地下の面積から、建屋滞留水の管理上許容できる散水時間を算出した結果、3時間強程度であり、十分な散水時間を確保できることを確認した。

#### 6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

吸引・把持による撤去は、撤去に伴う粉じんの飛散が少ない工法であり、1号機オペフロの調査において支障となるガレキの吸引・把持による撤去を行った際にも、オペフロならびに構内のダストモニタに有意な変動がないことを確認している。

#### 7. 撤去作業中の装置およびガレキの落下対策

撤去作業中の装置およびガレキの落下を防ぐため、誤作動防止システムの構築、始業前点検、カメラによる監視等の対策を実施する。

#### 8. 廃棄物の保管

ガレキの撤去に伴い、表面線量率 30mSv/h 以下の瓦礫類が約 110 m<sup>3</sup>、表面線量率 30mSv/h を超える瓦礫類が約 620 m<sup>3</sup>発生すると想定している。

「Ⅲ章第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、30mSv/h 以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設（エリア L）または仮設保管設備（エリア A1・A2）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に、30mSv/h を超える瓦礫類は容器収容のうえ固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。

#### 9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

なお、本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・ 遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- ・ 遮へいの設置による作業環境の線量低減
- ・ 待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- ・ 必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋  
オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について

1. 外周鉄骨撤去の目的

1号機原子炉建屋使用済燃料プール内の燃料取り出しに要する燃料取り出し用カバーおよび燃料取扱設備を設置するため、オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上の外周鉄骨を撤去する。

オペフロ南側ガレキ撤去に際し天井クレーン、燃料取扱機、ガレキ等が使用済燃料プール（以下、SFP）へ落下することを防止するため、SFP保護等を実施する計画としている。SFP保護等は作業床からアクセスを計画しており、ルート確保のため外周鉄骨の一部のブレースを撤去する。

2. 撤去の対象となる外周鉄骨

本資料にて対象となる範囲は図1～3の通り、東面2箇所、南面1箇所、西面1箇所のブレースとする。上記以外の外周鉄骨については、施工計画を策定次第、別途申請する。

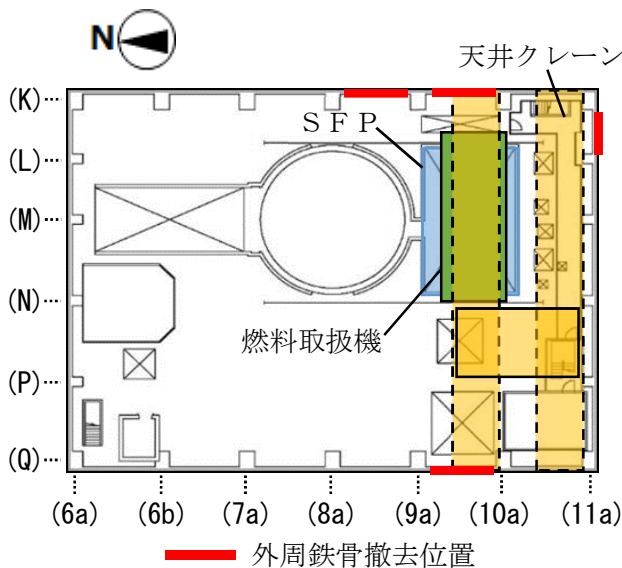


図1 オペフロ平面図

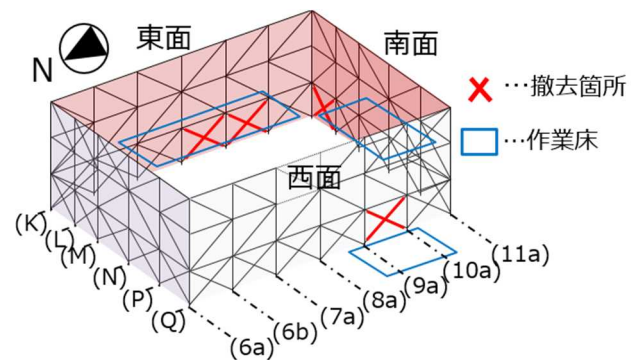


図2 ブレース撤去位置イメージ

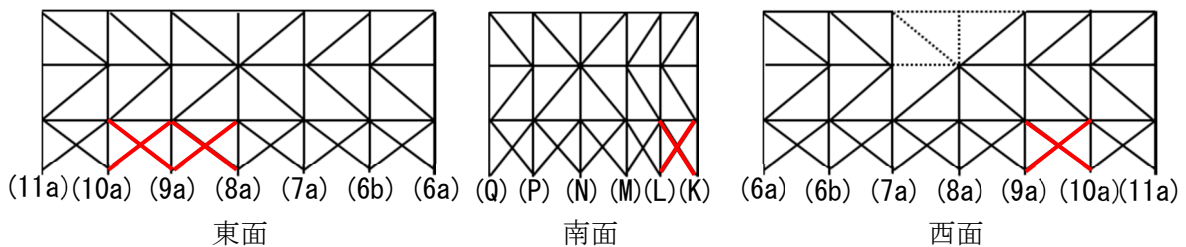


図3 ブレース撤去位置(建屋外側からの視点) X…撤去箇所

### 3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性がある。

平成 30 年 7 月～平成 30 年 10 月

### 4. 外周鉄骨の撤去方法

外周鉄骨の撤去は、切断装置(セーバーソー、バンドソー)を使用し、切断・撤去する。切断箇所は、図 4 に示すように 4 箇所あり、そのうち初めの 3 箇所をセーバーソーで切断し、残った 1 箇所を、切断した鉄骨の把持・引き抜きを行う把持装置と干渉しないように、バンドソーで切断する。(西面の撤去箇所については、内空確保の観点で下部 2 箇所をバンドソーで切断する)

なお、装置はすべて地上から遠隔により操作する。

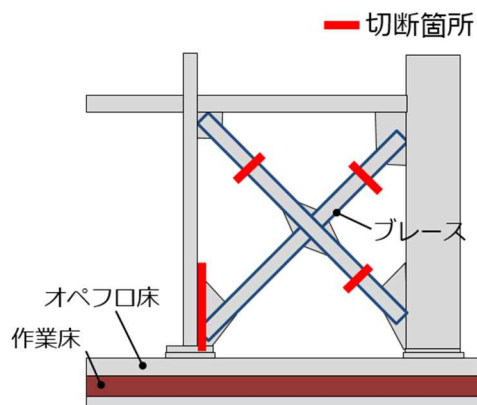


図 4 ブレース切断イメージ(南面の例)\*

\*: 東面, 西面については, 干渉回避や内空確保の観点で切断位置が異なる

表 1 ブレース撤去に使用する装置

装置	使用目的
セーバーソー	・ブレースの切断
バンドソー	・ブレースの切断
把持装置	・切断後のブレースの把持, 引出し

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・ 撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないために、図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じて設備の防護を施す。
- ・ 撤去作業においては、火災リスクを低減するため、火気を使用する機材を原則として選定しない。(ただし、現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は、十分な防護対策を施した上で使用する)

## 5. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

外周鉄骨の撤去時に、放射性物質が付着した粉じんの飛散抑制を図るため、下記の対策を実施する。

### a. 作業開始前

オペフロ上のガレキ全体に、定期的に飛散防止剤を散布することで、粉じんが固着された状態にする。

### b. 作業中，作業完了後

鉄骨は内部に汚染が浸透しないこと、切断時の刃の接触面積が小さいこと、および表面のダストは飛散防止剤により固着していることから、外周鉄骨切断時のダスト発生量は極めて小さい。

撤去作業中に、万が一、1号機オペフロに設置したダストモニタにより空气中放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、散水を行う。また、構内に設置してある上記以外のダストモニタおよびモニタリングポストにより、空气中放射性物質濃度もしくは空間放射線量率の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断する。

なお、散布した水は、ファンネルや階段室等の開口を通じ、建屋滞留水となる。散水および炉注水による建屋滞留水増加量、移送ポンプの能力、および原子炉建屋地下の面積から、建屋滞留水の管理上許容できる散水時間を算出した結果、3時間強程度であり、十分な散水時間を確保できることを確認した。

## 6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

外周鉄骨の表面線量率や表面積から、切断により気中へ放出される放射性物質放出量の評価を行い、本作業に伴う放射性物質の放出量による敷地境界での線量が、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」で求められている敷地境界線量1mSv/年未満と比較して、十分小さな値であることを確認した。

また、本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業時間から想定した放射性物質の放出率は、敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値を超えない範囲であることを確認した。

## 7. 撤去作業中の装置およびガレキの落下対策

撤去作業中の装置およびガレキの落下を防ぐため、誤作動防止システムの構築、始業前点検、カメラによる監視等の対策を実施する。

## 8. 廃棄物の保管

ガレキの撤去に伴い、表面線量率 30mSv/h 以下の瓦礫類が約 30 m<sup>3</sup>、発生すると想定している。

「Ⅲ章第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、30mSv/h 以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設（エリア L）または仮設保管設備（エリア A1・A2）もしくは容器収納のうえ固体廃棄物貯蔵庫に、30mSv/h を超える瓦礫類は容器収容のうえ固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。

## 9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

なお、本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・ 遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- ・ 遮へいの設置による作業環境の線量低減
- ・ 待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- ・ 必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋  
オペレーティングフロア床上のガレキの一部撤去について

1. 床上ガレキ撤去の目的

1号機原子炉建屋の崩落屋根ガレキや天井クレーン、燃料取扱機等の撤去にあたり、ガレキ落下対策として実施を計画している使用済燃料プール（以下、SFP）保護カバー等を設置するため、当該作業に支障となるオペレーティングフロア（以下、オペフロ）床上ガレキの一部を撤去する。

2. 撤去の対象となる床上ガレキ

対象となる範囲は図1の通り。その他の範囲については必要に応じて計画が纏まり次第、別途申請する。

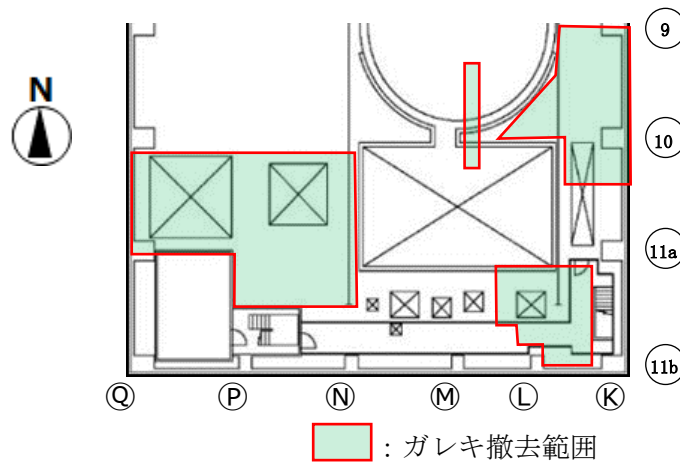


図1 オペフロ床上のガレキ撤去範囲

3. 計画工程

計画工程は以下の通り。工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性がある。

2019年3月～2020年1月

4. オペフロ床上ガレキの撤去方法

床上支障ガレキの撤去は、遠隔重機に装着した小型バケットやバイブスクレーパー、カッター、グラップル等を使用する。中型重機のZAXIS-75は、作業床上から腕が届く範囲でガレキの撤去を行い、小型重機のZAXIS-17やASTACO-SORAは、オペフロ床上にアクセスし、ガレキの撤去を行う。

表1 オペフロ床上のガレキ撤去に使用する装置

装置	主な使用目的
単腕遠隔重機 (ZAXIS-75, ZAXIS-17)	・ガレキの把持, 手すり等の切断, ガレキのすくい, 固着ガレキの剥離 等
双腕遠隔重機 (ASTACO-SoRa)	・ガレキの把持, 梯子・ケーブル等の切断 等
吸引装置	・ガレキの吸引
クレーン (オーシャンクレーン, ミニクローラークレーン)	・H鋼の把持, H鋼の移動

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないために、図面および現場調査にて確認し、現場状況に応じて設備の防護を施す。
- ・撤去作業においては、火災リスクを低減するため、火気を使用する機材を原則として選定しない。(ただし、現場状況に応じて火気を使用する機材を選定する場合は、十分な防護対策を施した上で使用する)

#### 5. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制策

オペフロ床上のガレキ撤去時に、放射性物質が付着した粉じんの飛散抑制を図るため、下記の対策を実施する。

##### a. 作業開始前

オペフロ床上のガレキ全体に、定期的に飛散防止剤を散布することで、粉じんが固着された状態にする。

##### b. 作業中

コンクリート系のガレキに対しては、可能な限り吸引による撤去を行うことで、粉じん飛散量の低減を図る。

##### c. 作業完了後

撤去したガレキの種類・用いた工法に依らず、当日のガレキ撤去作業後に、撤去実施範囲に対して飛散防止剤を散布する。

撤去作業中に、万が一、1号機オペフロに設置したダストモニタにより空气中放射性物質濃度の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断し、散水を行う。また、構内に

設置してある上記以外のダストモニタおよびモニタリングポストにより、空气中放射性物質濃度もしくは空間放射線量率の異常を検知した場合は、速やかに作業を中断する。

なお、散布した水は、ファンネルや階段室等の開口を通じ、建屋滞留水となる。散水および炉注水による建屋滞留水増加量、移送ポンプの能力、並びに原子炉建屋地下の面積から、建屋滞留水の管理上許容できる散水時間を算出した結果、3時間強程度であり、十分な散水時間を確保できることを確認した。

#### 6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

吸引・把持・押し切り切断による撤去は、撤去に伴う粉じんの飛散が少ない工法であり、1号機オペフロの調査において支障となるガレキの吸引・把持・押し切り切断による撤去を行った際にも、オペフロならびに構内のダストモニタに有意な変動がないことを確認している。

機械的切断・すくい・剥離による撤去は、ガレキの表面線量率やガレキ撤去範囲の面積から気中へ放出される放射性物質放出量の評価を行い、本作業に伴う放射性物質の放出量による敷地境界での線量が、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」で求められている敷地境界線量1mSv/年未満と比較して、十分小さな値であることを確認した。

また、本作業に伴う放射性物質の放出量と解体作業時間から想定した放射性物質の放出率は、敷地境界の近傍に設置されたダストモニタの警報設定値を超えない範囲であることを確認した。

#### 7. 撤去作業中の装置およびガレキの落下対策

撤去作業中の装置およびガレキの落下を防ぐため、誤操作防止システムの構築、始業前点検、カメラによる監視等の対策を実施する。

#### 8. 廃棄物の保管

ガレキの撤去に伴い、表面線量率30mSv/h以上のガレキ類が約30m<sup>3</sup>発生すると想定している。

「Ⅲ章第3編2.1.1放射性固体廃棄物等の管理」に従い、30mSv/hを超えるガレキ類は容器収容のうえ固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。

#### 9. 作業員の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し、作業時間等を管理することで、作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。



なお、本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、以下の対策を実施する。

- ・ 遠隔操作設備の利用による被ばく低減
- ・ 遮へいの設置による作業環境の線量低減
- ・ 待機場所（低線量エリア）の活用による被ばく低減
- ・ 必要に応じた遮へいベスト等の保護具着用による被ばく低減

高線量エリアにおける施工であるため、現場状況を踏まえ、今後継続的に被ばく線量低減に向けた線源の把握と除去、線源からの遮へい、作業区域管理等を行い、更なる被ばく線量低減に努める。

福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

1. 一部撤去の目的

1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管（以下，SGTS 配管）のうち屋外に敷設されている配管については，1/2 号機廃棄物処理建屋雨水対策工事及び 1 号 R/B 大型カバー設置工事等に干渉することから配管の撤去を実施する。

2. SGTS 配管一部撤去の計画概要

1 号機及び 2 号機 SGTS 配管は各原子炉建屋からそれぞれ屋外に敷設されており，1 号機 SGTS 配管及び 2 号機 SGTS 配管は排気筒付近で合流し，排気筒に接続している。本計画では，図に示す各原子炉建屋出口から 1/2 号機合流箇所手前までの配管を撤去する。

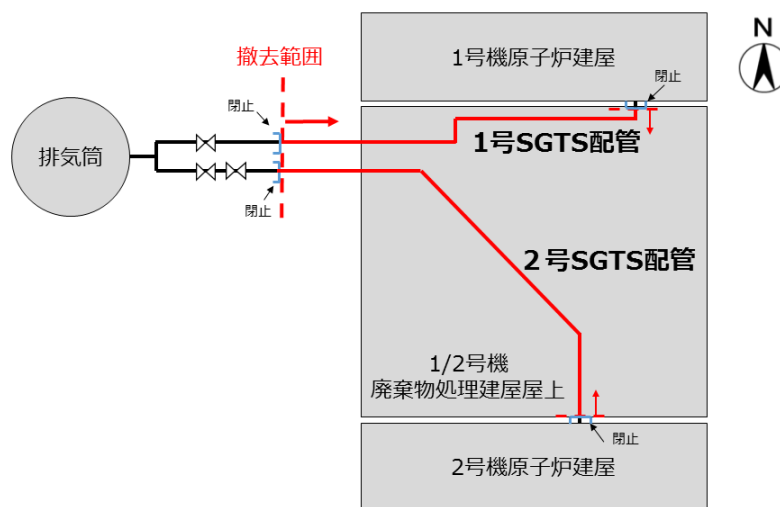


図 1 SGTS 配管撤去範囲

3. 計画工程

計画工程は以下の通り。

工程は現場状況や他工事との調整により変動する可能性が有る。

計画工程：2021 年 8 月～ 2022 年 3 月

#### 4. 配管の撤去方法

クレーンにより吊り下げた遠隔切断装置により配管を把持・切断し撤去する。撤去した配管はハウス内で遠隔装置にてコンテナに収納可能な長さに切断しコンテナに入れて固体廃棄物貯蔵庫で保管する。

撤去作業における留意事項を下記に示す。

- ・ 撤去作業周辺の稼働中の設備を撤去作業に伴い損傷させないため、事前に図面及び現場調査にて確認し、必要に応じて設備の防護を施す。
- ・ 撤去作業においては火災リスクを低減するため、原則、火気を発生させる装置は使用しない。
- ・ 切断するSGTS配管のうち本計画で撤去しない配管については、端部に閉止キャップを取り付けてダストが気中へ飛散することを防止する。
- ・ SGTS配管内の水の存在については少量の結露水程度と考えており、結露水が溜まっていると想定する箇所の切断は行わない。
- ・ SGTS配管内に水素の滞留は無いものと考えているが、予め同材質かつ同口径の配管材を用いて火花が出ないことを確認した低速回転のドリルを使用して穿孔し、水素濃度の測定を行う。配管内の水素濃度が4%以上であった場合は、配管内に窒素をパージしてから作業を継続する。

#### 5. 撤去作業に伴う放射性物質の飛散抑制対策

配管内面には遊離性の放射性ダスト（以下、ダスト）が付着している可能性があることから、配管切断時は下記の対策を実施する。

##### a. 配管切断前

配管切断時に配管内部のダストを気中に飛散させないため、配管切断箇所及び小割箇所へ発泡ウレタンを注入する。

##### b. 配管切断時

配管切断は予めウレタンを注入した箇所を切断する。配管切断中に切断箇所へ飛散防止剤を散布することで、切断箇所にダストを固着させる。さらに、切断装置（ワイヤーソー）の両面にカバーを設置し、カバー内を吸引することでダスト飛散量の低減を図る。

##### c. 配管小割時

配管の小割は、フィルタ付の局所排風機で換気される管理されたハウス内でウレタンの注入されている箇所を切断することで、ダスト飛散量の低減を図る。

##### d. 配管細断時

配管の細断は建屋内に設置するフィルタ付の局所排風機で換気される管理されたハウス内で実施することで、ダスト飛散量の低減を図る。

上記に加え、各作業エリアにダストモニタを設置しダスト濃度を監視する。  
作業中にダスト濃度の異常を検知した場合は速やかに作業を中断し、状況に応じて飛散防止剤の散布または散水の実施を検討する。

#### 6. 撤去作業に伴う放射性物質の環境影響

S G T S 配管の表面線量率測定をもとに配管内部の放射性物質量を推定し、切断に伴い欠損する面積分の配管内部の放射性物質が気中へ放出された場合の影響評価を保守的な条件の基に行った。評価結果より、放射性物質の放出による敷地境界での線量影響が、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」で求められている敷地境界線量 1mSv/年未満と比較して、十分小さな値であることを確認した。

また、本作業に伴う放射性物質の放出量から想定した敷地境界空气中放射性物質濃度は、敷地境界に設置されたモニタリングポスト近傍ダストモニタの警報設定値を超えない範囲であることを確認した。

#### 7. 撤去作業中の部材の落下防止対策

撤去作業中の部材落下防止を図るため、遠隔切断装置を用いて把持し把持状態はカメラにより監視する。また、遠隔切断装置とクレーンの使用前点検、監視員の配置及び作業エリアの区画等の対策を実施する。

#### 8. 廃棄物の保管

S G T S 配管撤去作業に伴い、表面線量率が最大で 160mSv/h 程度の金属瓦礫類が約 15m<sup>3</sup> 発生すると想定している。なお、撤去作業後に撤去物の線量測定を行い線量区分に応じて下記の通りに保管・管理する。

「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第3編 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」に従い、固体廃棄物貯蔵庫に保管・管理する。

#### 9. 作業者の被ばく線量の管理

放射線業務従事者が立ち入る場所では外部放射線に係わる線量率を把握し、立入頻度や滞在時間等を管理することで作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないように管理する。

なお、本工事における放射線業務従事者の被ばく線量低減策として、遠隔操作設備の利用により被ばく線量の低減を図る。また、配管の細断作業においては既存の建屋内にハウスを設置しR $\alpha$ ゾーンに設定するとともに、配管の細断からキャスク収納までを遠隔で実施することや遮蔽を設置することによる放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図る。

#### 10. モックアップ試験

同材質かつ同口径の配管材で構成されたモックアップ試験設備でSGTS配管の把持、穴開け、ウレタン注入、切断、閉止及び細断作業のモックアップ試験を行う。

モックアップ試験では要素試験で確認できていない項目について検証し、各安全対策を満足したうえで全ての作業が成立することを確認する。