

47条 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に  
発電用原子炉を冷却するための設備

注水系配管ルート変更に係る

影響確認について

## 東海第二発電所 注水系配管ルート変更に係る影響確認について

### 1. はじめに

本資料は、東海第二発電所の西側接続口及び格納容器圧力逃がし装置の配置見直しにより配管ルートが変更となることから、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの性能変更の要否についてまとめたものである。

上記の見直しの概要は、添付1のとおり。

### 2. 評価結果

#### 2.1 西側接続口の配管ルート見直し

以下に示す通り、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの性能変更は不要であることを確認した。

水源と注水先（原子炉、格納容器、ペDESTAL、使用済燃料プール）のE.L.の変更はない。また、配管ルートの変更はあるものの各注水先への電動弁を開度調整することで圧力損失は既設計と同等となる。なお、有効性評価「全交流動力電源喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」においては、当直運転員及び重大事故等対応要員が現場にて系統構成及び流量調整を実施することとしており、その流量調整により結果的に系統の圧力損失が同等となる。

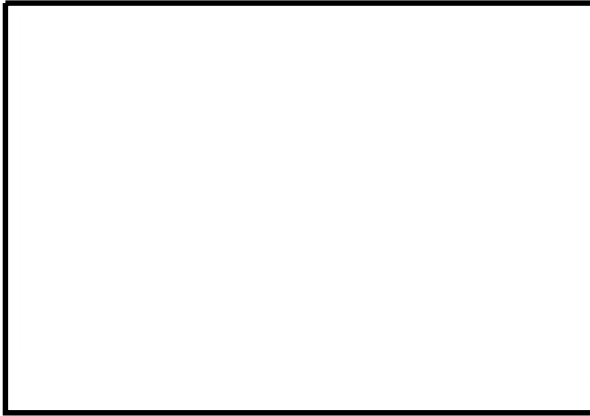
#### 2.2 格納容器圧力逃がし装置の配置見直し

格納容器圧力逃がし装置の配置見直し（フィルタ容器の設置位置の変更及びスクラビン水補給に係る配管ルートの変更）により、静水頭の変更はあるものの入口弁を開度調整することで圧力損失は既設計と同等となる。

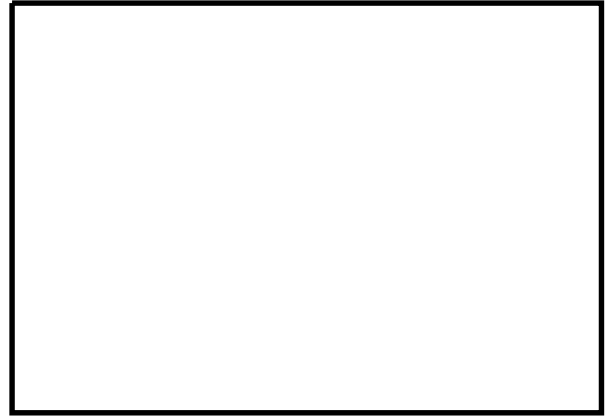
上記の圧損評価の詳細は、参考資料1及び参考資料2のとおり。

西側接続口及び格納容器圧力逃がし装置の配置見直しの概要

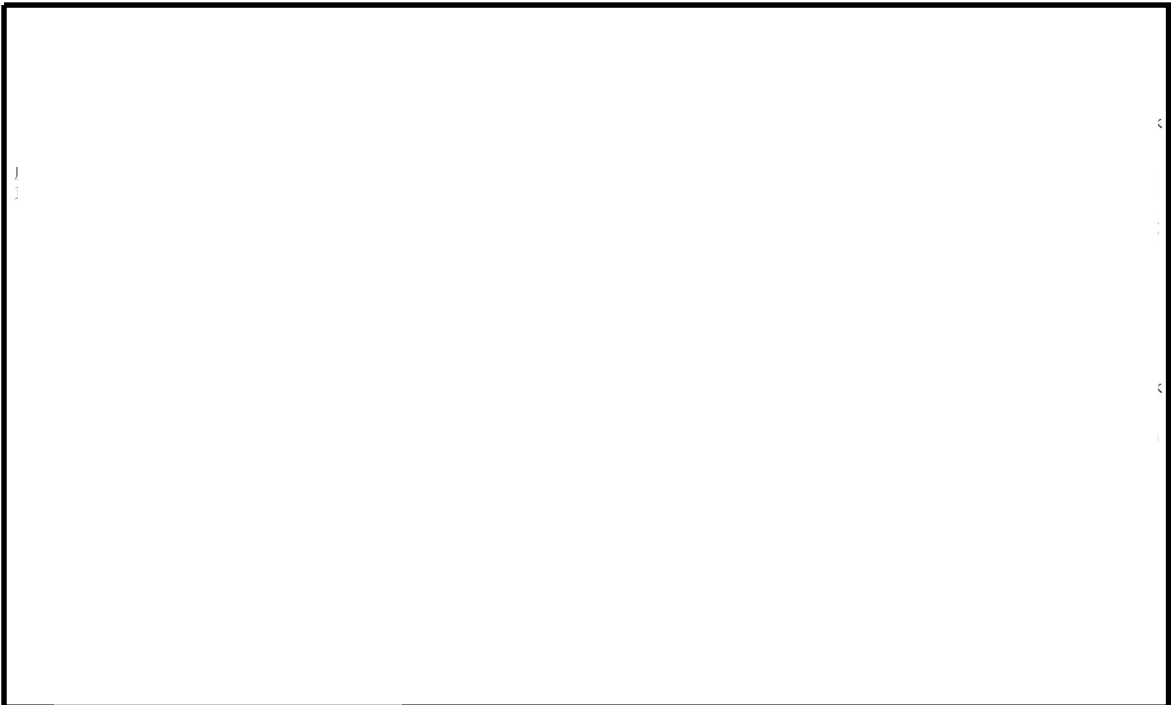
1. 西側接続口の配置見直し



配置変更前

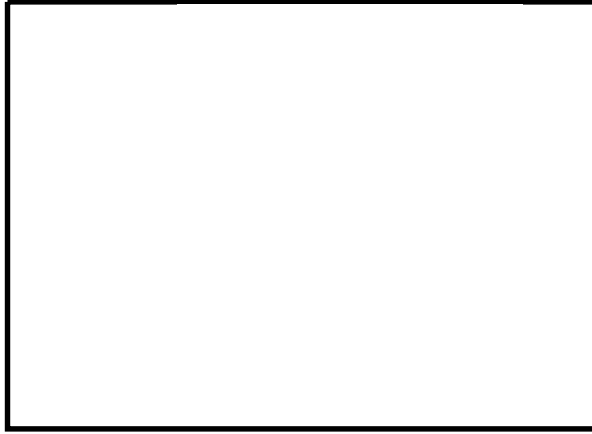


配置変更後

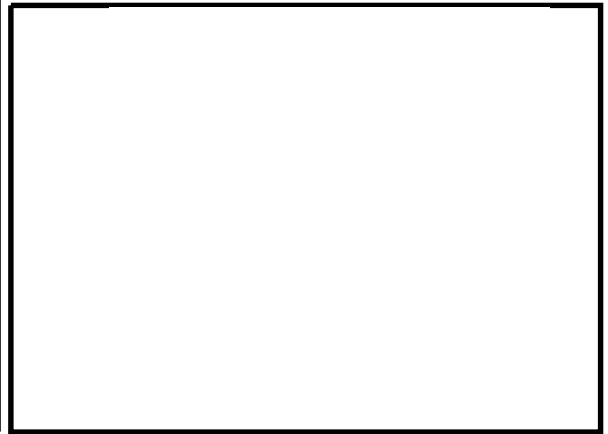


各注水先の E L. 概略図

2. 格納容器圧力逃がし装置の配置見直し



配置変更前



配置変更後



スクラビング水補給先のE.L.概略図

可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの性能評価結果

1. 可搬型代替注水大型ポンプ

1.1 可搬型代替注水大型ポンプの機能について

重大事故等時における可搬型代替注水大型ポンプを使用するパターンは複数あり、以下の通りである。

- (1) 低圧代替注水系として使用する場合
- (2) 代替燃料プール注水系として使用する場合（使用済燃料プール注水時、使用済燃料プールスプレイ時（常設スプレイヘッド）及び使用済燃料プールスプレイ時（可搬型スプレイノズル））
- (3) 原子炉建屋放水設備として使用する場合
- (4) 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合
- (5) 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合
- (6) 格納容器下部注水系として使用する場合
- (7) 代替水源供給設備として使用する場合

1.2 可搬型代替注水大型ポンプの容量

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合 110 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、炉心の冷却を行うために必要な注水量を基に設定しており、変更はない。

炉心の著しい損傷の防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期TB）

等において有効性を確認している発電用原子炉への注水量が  $110 \text{ m}^3/\text{h}$  であることから、可搬型代替注水大型ポンプの容量は  $110 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

#### 1.2.2 代替燃料プール注水系として使用する場合

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、使用済燃料プール水位を維持するために必要な注水量又は貯蔵槽内燃料等の冷却に必要なスプレイ量を基に設定しており、変更はない。

##### 1.2.2.1 使用済燃料プール注水時 $50 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

使用済燃料プール注水時に必要な容量は、使用済燃料プール内の燃料破損の防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水量が  $50 \text{ m}^3/\text{h}$  であることから  $50 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

##### 1.2.2.2 使用済燃料プールスプレイ時（常設スプレイヘッド） $70 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料プールスプレイ時に必要な容量は、スプレイ量が約  $70 \text{ m}^3/\text{h}$  であることから、 $70 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

##### 1.2.2.3 使用済燃料プールスプレイ時（可搬型スプレイノズル） $120 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型スプレイノズルを用いた使用済燃料プールスプレイ時に必要な容量は、スプレイ量が約  $120 \text{ m}^3/\text{h}$  であることから、 $120 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$  以上とする。

#### 1.2.3 原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 $1338 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵設備のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、原子炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定しており、変更はない。

可搬型代替注水大型ポンプを可搬型ホースで放水砲に接続した場合の容量は、 $1338 \text{ m}^3/\text{h}$  で放水することにより原子炉建屋屋上へ放水が可能である。したがって可搬型代

替注水大型ポンプの容量は 1338 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 1.2.4 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の容量 10 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、フィルタ装置のスクラビング水の減少量を基に設定しており、変更はない。

スクラビング水の減少量については、ベント開始後 24 時間で約 27.9 t 減少するため、可搬型代替注水大型ポンプの容量はこの減少量を上回る 10 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 1.2.5 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の容量 130 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、原子炉格納容器の冷却を行うために必要なスプレイ量を基に設定しており、変更はない。

炉心の著しい損傷の防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期 T B）等において有効性を確認している原子炉格納容器へのスプレイ量は 130 m<sup>3</sup>/h であることから、可搬型代替注水大型ポンプの容量は 130 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 1.2.6 格納容器下部注水系として使用する場合の容量 80 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面にある熔融炉心を冷却するために必要な注水量を基に設定しており、変更はない。

格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されているペDESTAL（ドライウェル部）への注水量は 80 m<sup>3</sup>/h であることから、可搬型代替注水大型ポンプの容量は 80 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2.7 代替水源供給設備として使用する場合の容量 196 m<sup>3</sup>/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、代替淡水源の消費量を基に設定しており、変更はない。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち水の補給に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合において安定した冷却状態の維持のために代替淡水源の水を消費する量が最大となるのは、3箇所（原子炉圧力容器、使用済燃料プール、原子炉格納容器）同時注水時の注水量 196 m<sup>3</sup>/h であるため、可搬型代替注水大型ポンプの容量は 196 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値は、設計上のポンプの定格容量である 1320 m<sup>3</sup>/h/個及び 1380 m<sup>3</sup>/h/個※となり、変更はない。

※：1380 m<sup>3</sup>/h/個は、原子炉建屋放水設備として使用する場合のエンジン回転数における定格容量を示す。

### 1.3 可搬型代替注水大型ポンプの揚程

1.3.1 項から 1.3.3 項、1.3.5 項から 1.3.7 項に示す通り、水源と注水先の E L. の変更はない。また、配管ルートの変更はあるものの各注水先への電動弁を開度調整することで圧力損失は既設計と同等となる。

1.3.4 項に示す通り、格納容器圧力逃がし装置の配置見直しによる静水頭の変更はあるものの入口弁を開度調整することで圧力損失は既設計と同等となる。



### 1.3.1 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 59 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）、原子炉格納施設のうち設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと注入ノズルの標高差）：26.1 m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計  m を上回る 59 m 以上とする。

### 1.3.2 代替燃料プール注水系として使用する場合の揚程

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、使用済燃料プール注水時及び使用済燃料プールスプレイ時（常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイノズル）に分けて設計する。

#### 1.3.2.1 使用済燃料プール注水時 59 m 以上

使用済燃料プールへ注水する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：37.5 m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計  m を上回る 59 m 以上とする。

#### 1.3.2.2 使用済燃料プールスプレイ（常設スプレイヘッダ） 121 m 以上

常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プールへスプレイする場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプとスプレイヘッドの標高差）：37.8 m

③ ホース，配管，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計がm であることから 121 m 以上とする。

#### 1.3.2.3 使用済燃料プールスプレイ（可搬型スプレイノズル） 140 m 以上

常設スプレイヘッドを用いて使用済燃料プールへスプレイする場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m

② 静水頭（ポンプとスプレイノズルの標高差）：38.2 m

③ ホース，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計m を上回る 140 m 以上とする。

#### 1.3.3 原子炉建屋放水設備として使用する場合の揚程 125 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は，下記を考慮する。

① 放水砲必要圧力（メーカー要求値）：1.0 MPa（ $\approx$ 102.0 m）

② 静水頭（ポンプと放水砲ノズルの標高差）：0.6 m

③ ホース，機器圧力損失：m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計m を上回る 125 m 以上とする。

#### 1.3.4 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の揚程 59 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は、下記を考慮する。

② 代替水源とフィルタ装置の圧力差：10.3 m

② 静水頭（ポンプとフィルタ装置の標高差）： m ⇒  m

③ ホース，配管，機器圧力損失： m ⇒  m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る59 m以上とする。

#### 1.3.5 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 97 m 以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は、下記を考慮する。

① 代替水源と原子炉格納容器の圧力差：46.5 m

② 静水頭（ポンプとスプレイヘッドの標高差）：24.0 m

③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る97 m以上とする。

#### 1.3.6 原子炉下部注水系として使用する場合の揚程 121 m 以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプ揚程は、下記を考慮する。

① 代替水源とペDESTAL（ドライウェル部）の圧力差：46.5 m

② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：7.0 m

③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計が mであることから121 m以上とする。

#### 1.3.7 代替水源供給設備として使用する場合の揚程 55 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合は、可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源間の圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと西側淡水貯水設備の標高差）：2.0 m
- ③ ホース、機器圧力損失： m

可搬型代替注水大型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る55 m以上とする。

公称値については、定格容量における揚程140 m及び135 m<sup>\*</sup>となり、変更はない。

※：135 mは、原子炉建屋放水設備として使用する場合は容量1380 m<sup>3</sup>/h/個における揚程を示す。

## 2. 可搬型代替注水中型ポンプ

### 2.1 可搬型代替注水中型ポンプの機能について

重大事故等時における可搬型代替注水中型ポンプを使用するパターンは複数あり、以下の通りである。

- (1) 低圧代替注水系として使用する場合は
- (2) 代替燃料プール注水系として使用する場合は
- (3) 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合は
- (4) 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合は
- (5) 格納容器下部注水系として使用する場合は
- (6) 代替水源供給設備として使用する場合は

## 2.2 可搬型代替注水中型ポンプの容量

### 2.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 110 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、炉心の冷却を行うために必要な注水量を基に設定しており、変更はない。

炉心の著しい損傷の防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期TB）等において有効性を確認している発電用原子炉への注水量が110 m<sup>3</sup>/hであることから、可搬型代替注水中型ポンプの容量は110 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 2.2.2 代替燃料プール注水系として使用する場合の容量 50 m<sup>3</sup>/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、使用済燃料プール水位を維持するために必要な注水量を基に設定しており、変更はない。

使用済燃料プール注水時に必要な容量は、使用済燃料プール内の燃料破損の防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水量が50 m<sup>3</sup>/hであることから50 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 2.2.3 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の容量 10 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、フィルタ装置のスクラビング水の減少量を基に設定しており、変更はない。

スクラビング水の減少量については、ベント開始後24時間で約27.9 t減少するため、可搬型代替注水中型ポンプの容量はこの減少量を上回る10 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 2.2.4 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の容量 130 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、原子炉格納容器の冷却を行うために必要なスプレイ量を基に設定しており、変更はない。

炉心の著しい損傷の防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる全交流動力電源喪失（長期T B）等において有効性を確認している原子炉格納容器へのスプレイ量は130 m<sup>3</sup>/hであることから、可搬型代替注水中型ポンプの容量は130 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 2.2.5 格納容器下部注水系として使用する場合の容量 80 m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面にある溶融炉心を冷却するために必要な注水量を基に設定する。

格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されているペDESTAL（ドライウェル部）への注水量は80 m<sup>3</sup>/hであることから、可搬型代替注水中型ポンプの容量は80 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

#### 2.2.6 代替水源供給設備として使用する場合の容量 196 m<sup>3</sup>/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、代替淡水源の消費量を基に設定しており、変更はない。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち水の補給に可搬型代替注水中型ポンプを使用する場合において安定した冷却状態の維持のために代替淡水源の水を消費する量が最大となるのは、3箇所（原子炉圧力容器、使用済燃料プール、原子炉格納容器）同時注水時の注水量 196 m<sup>3</sup>/h であるため、可搬型代替注水中型ポンプの容量は 196 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値は、設計上のポンプの定格容量である 210 m<sup>3</sup>/h/個となり、変更はない。

### 2.3 可搬型代替注水中型ポンプの揚程

2.3.1項、2.3.2項、2.3.4項から2.3.6項に示す通り、水源と注水先のE.L.の変更はない。また、配管ルートの変更はあるものの各注水先への電動弁を開度調整することで圧力損失は既設計と同等となる。

2.3.3項に示す通り、格納容器圧力逃がし装置の配置見直しによる静水頭の変更はあるものの圧力損失は既設計と同等となる。

#### 2.3.1 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 37 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源と原子炉圧力容器の圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと注入ノズルの標高差）：27.1 m
- ③ ホース、配管、機器圧力損失： m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計が m であることから 37 m 以上とする。

#### 2.3.2 代替燃料プール注水系として使用する場合の揚程 55 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源と使用済燃料プールの圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと注入配管の標高差）：38.5 m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る55 m以上とする。

#### 2.3.3 格納容器圧力逃がし装置として使用する場合の揚程 80 m 以上

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

- ① 代替水源とフィルタ装置の圧力差：10.3 m
- ② 静水頭（ポンプとフィルタ装置の標高差）： m ⇒  m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m ⇒  m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る80 m以上とする。

#### 2.3.4 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 80 m 以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は，下記を考慮する。

- ① 代替水源と原子炉格納容器の圧力差：47.7 m
- ② 静水頭（ポンプとスプレイヘッダの標高差）：25.0 m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計 mを上回る80 m以上とする。

#### 2.3.5 格納容器下部注水系として使用する場合の揚程 94 m 以上



原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプ揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源とペDESTAL（ドライウェル部）の圧力差：47.7 m
- ② 静水頭（ポンプと注水配管の標高差）：8.0 m
- ③ ホース，配管，機器圧力損失： m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計が m であることから 94 m 以上とする。

#### 2.3.6 代替水源供給設備として使用する場合の揚程 37 m 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する場合の可搬型代替注水中型ポンプの揚程は、下記を考慮する。

- ① 代替水源間の圧力差：0.0 m
- ② 静水頭（ポンプと西側淡水貯水設備の標高差）：29.0 m
- ③ ホース，機器圧力損失： m

可搬型代替注水中型ポンプの揚程は①～③の合計 m を上回る 37 m 以上とする。

公称値については、要求される最大揚程 97 m を上回る 100 m となり、変更はない。

以上より、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの性能変更は不要であることを確認した。

注水パターン毎の圧損評価

・ 代替淡水貯槽を水源とした対応: 可搬型代替注水大型ポンプ

圧力損失評価結果 (原子炉建屋東側接続口(又は原子炉建屋西側接続口))										圧力損失評価結果 (スクラビング水補給ライン接続口)		
	A		B		C		D:注水		D:スプレー		E	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	47.7 (46.5)	←	47.7 (46.5)	←	0.0 (0.0)	←	0.0 (0.0)	←	10.3	←
②静水頭[m]	26.1 (26.1)	←	24.0 (10.7)	←	7.0 (7.0)	←	37.5 (37.4)	←	37.8 (37.8)	←	-14.4	-15.5
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←	□	63.3
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	60.8 (47.5)	←	56.2 (48.8)	←	79.4 (86.4)	←	86.4 (82.5)	←	83.6 (81.3)	←	35.0	60.0

圧力損失評価結果 (高所東側接続口(又は高所西側接続口))										
	A		B		C		D:注水		D:スプレー	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	46.5 (46.5)	←	46.5 (46.5)	←	0.0 (0.0)	←	0.0 (0.0)	←
②静水頭[m]	26.1 (26.1)	←	10.7 (10.7)	←	7.0 (7.0)	←	37.4 (37.4)	←	37.8 (37.8)	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	48.7 (48.7)	48.9 (48.8)	50.3 (50.3)	50.4 (50.4)	80.2 (80.2)	←	83.1 (83.1)	83.3 (83.3)	81.8 (81.8)	82.0 (82.0)

- A) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- B) 原子炉格納容器内の冷却
- C) 原子炉格納容器下部への注水
- D) 使用済燃料プールへの注水/スプレー
- E) フィルタ装置スクラビング水補給

※計画値  
   工事計画認可記載値

・ 海を水源とした対応: 可搬型代替注水大型ポンプ

圧力損失評価結果 (原子炉建屋東側接続口(又は原子炉建屋西側接続口))										圧力損失評価結果		
	A		B		C		D:注水		D:スプレー		F	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	46.5 (46.5)	←	46.5 (46.5)	←	0.0 (0.0)	←	0.0 (0.0)	←	0.0	←
②静水頭[m]	26.1 (26.1)	←	24.0 (10.7)	←	7.0 (7.0)	←	37.5 (37.4)	←	37.8 (37.8)	←	38.2	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	60.6 (47.5)	←	55.3 (48.5)	←	79.0 (79.5)	←	85.9 (82.6)	←	83.4 (81.0)	←		

圧力損失評価結果 (高所東側接続口(又は高所西側接続口))										
	A		B		C		D:注水		D:スプレー	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	46.5 (46.5)	←	46.5 (46.5)	←	0.0 (0.0)	←	0.0 (0.0)	←
②静水頭[m]	26.1 (26.1)	←	10.7 (10.7)	←	7.0 (7.0)	←	37.4 (37.4)	←	37.8 (37.8)	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	49.0 (49.1)	49.2 (49.3)	50.2 (50.3)	50.3 (50.4)	79.9 (80.0)	80.0 (80.0)	83.2 (83.2)	83.4 (83.5)	81.5 (81.6)	81.8 (81.8)

- F) 使用済燃料プールへのスプレー(可搬型スプレーノズル)
- G) 大気への放射性物質の拡散抑制

※計画値  
   工事計画認可記載値

・ 西側淡水貯水設備を水源とした対応:可搬型代替注水中型ポンプ

圧力損失評価結果  
(原子炉建屋東側接続口(又は原子炉建屋西側接続口))

	A		B		C		D	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	47.7 (47.7)	←	47.7 (47.7)	←	0.0 (0.0)	←
②静水頭[m]	27.1 (27.1)	←	25.0 (11.7)	←	8.0 (8.0)	←	38.5 (38.4)	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	77.1 (58.4)	←	84.9 (54.9)	←	86.0 (86.4)	←	81.7 (79.0)	←

圧力損失評価結果  
(スクラビング水補給ライン接続口)

	E	
	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	10.3	←
②静水頭[m]	15.6	14.5
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	54.3
合計[m]	□	←
弁開度[%]	100.0	←

圧力損失評価結果  
(高所東側接続口(又は高所西側接続口))

	A		B		C		D	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0 (0.0)	←	47.7 (47.7)	←	47.7 (47.7)	←	0.0 (0.0)	←
②静水頭[m]	27.1 (27.1)	←	11.7 (11.7)	←	8.0 (8.0)	←	38.4 (38.4)	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	□	←	□	←	□	←	□	←
合計[m]	□	←	□	←	□	←	□	←
弁開度[%]	59.4 (59.3)	59.9 (59.8)	55.6 (55.5)	55.8 (55.8)	86.6 (86.6)	86.7 (86.7)	79.1 (79.1)	79.3 (79.3)

- A) 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- B) 原子炉格納容器内の冷却
- C) 原子炉格納容器下部への注水
- D) 使用済燃料プールへの注水/スプレイ
- E) フィルタ装置スクラビング水補給

※計画値

□ 工事計画認可記載値

・ 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応

圧力損失評価結果

	H		I		J	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0	←	0.0	←	0.0	←
②静水頭[m]	29.0	←	9.2	←	-1.0	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	7.5	←	19.3	←	47.3	←
合計[m]	36.5	←	28.5	←	46.3	←
弁開度[%]	/	/	/	/	/	/

- H) 西側淡水貯水設備を水源とした補給(可搬型代替注水中型ポンプ)
- I) 海を水源とした補給(可搬型代替注水中型ポンプ)
- J) 海を水源とした補給(可搬型代替注水大型ポンプ)

※計画値

□ 工事計画認可記載値

・ 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応

圧力損失評価結果

	K		L	
	補正前	補正後*	補正前	補正後*
①代替水源と注水先の圧力差[m]	0.0	←	0.0	←
②静水頭[m]	2.0	←	2.0	←
③ホース、配管、機器圧力損失[m]	51.0	←	52.5	←
合計[m]	53.0	←	54.5	←
弁開度[%]	/	/	/	/

- K) 代替淡水貯槽を水源とした補給(可搬型代替注水大型ポンプ)
- L) 海を水源とした補給(可搬型代替注水大型ポンプ)

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送する  
ための設備

耐圧強化ベントの廃止について

## 1. 変更内容

耐圧強化ベントを設置許可基準規則第 48 条適合設備とし、炉心が損傷していない場合の最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故対処等設備として設置することとしていたが、  
設置後に当該設備を廃止する。

格納容器圧力逃がし装置の特重／S A 兼用化に伴い、格納容器圧力逃がし装置は、耐圧強化ベントラインと独立した系統構成に変更する。

## 2. 変更の妥当性

設置許可基準規則第 48 条設備は、耐圧強化ベントのほか、格納容器圧力逃がし装置等があり、耐圧強化ベントは格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合の手段との位置付けである。

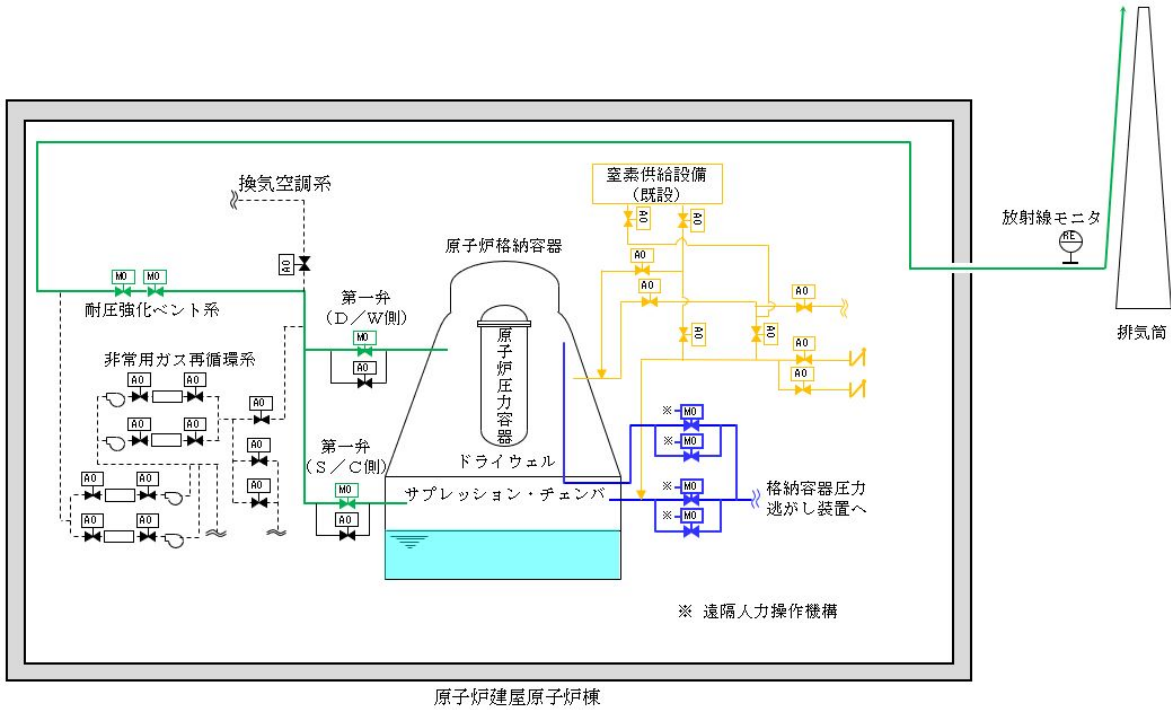
格納容器圧力逃がし装置の特重／S A 兼用化に伴い、  
を設置するため、本設備の設置後は、耐圧強化ベントラインは廃止する。(第 1～6 図参照)

なお、廃止方法は、次のとおりとする。

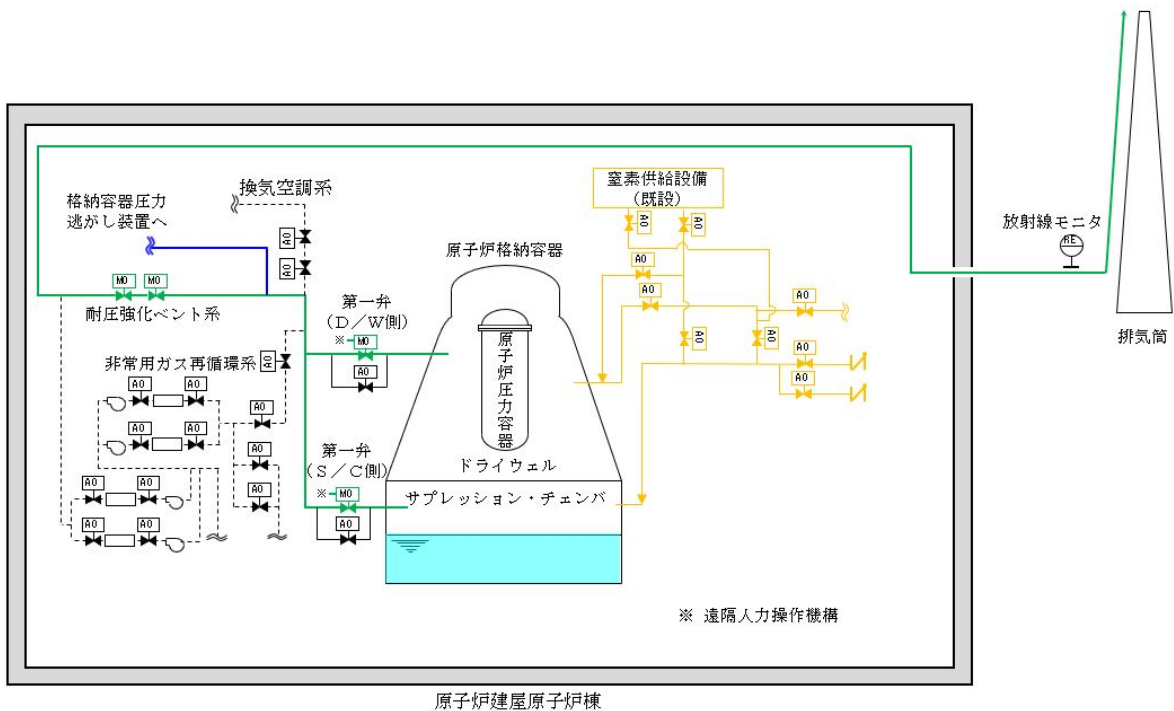
- ・耐圧強化ベントの上流（格納容器圧力逃がし装置 D / W ベントラインとの分岐点）及び下流（非常用ガス処理系との合流点）近傍で耐圧強化ベントラインを切断する。
- ・格納容器圧力逃がし装置 D / W ベントライン及び非常用ガス処理系側の切断面を含む継手をそれぞれエルボと直管に取り替える。(第 4 図参照)
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタを廃止とする。それに伴い、S P D S データ表示装置パラメータの耐圧強化ベント系放射線

モニタについても廃止とする。(第 3 図参照)

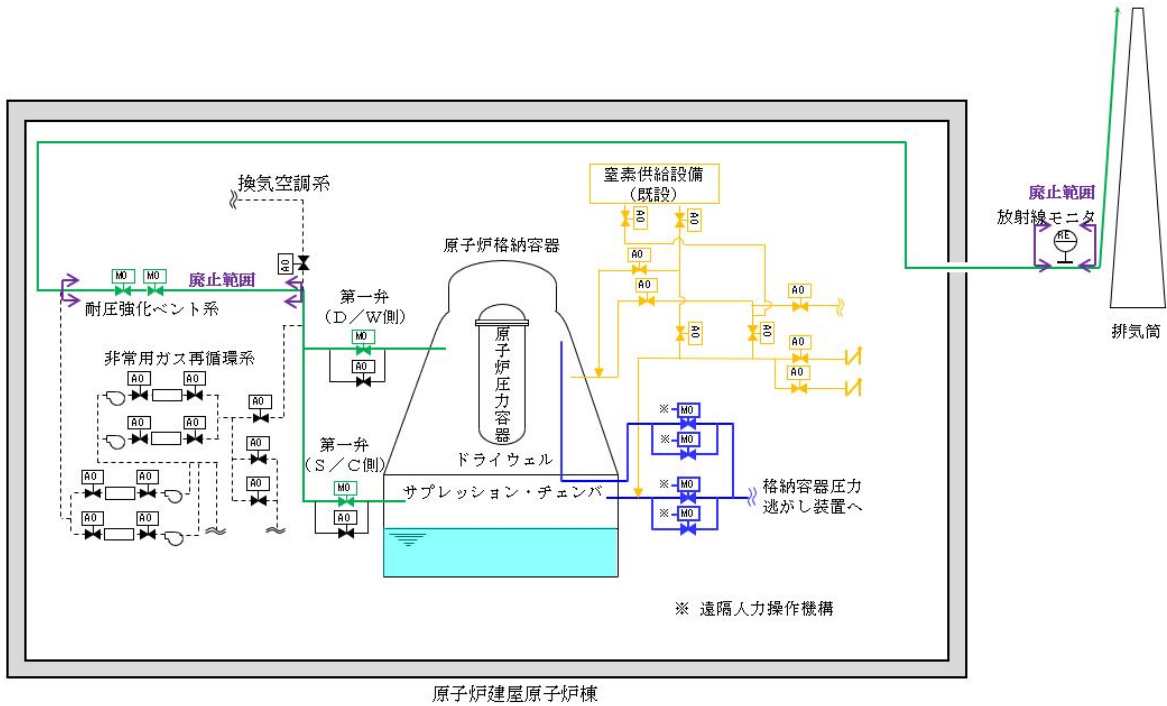
以 上



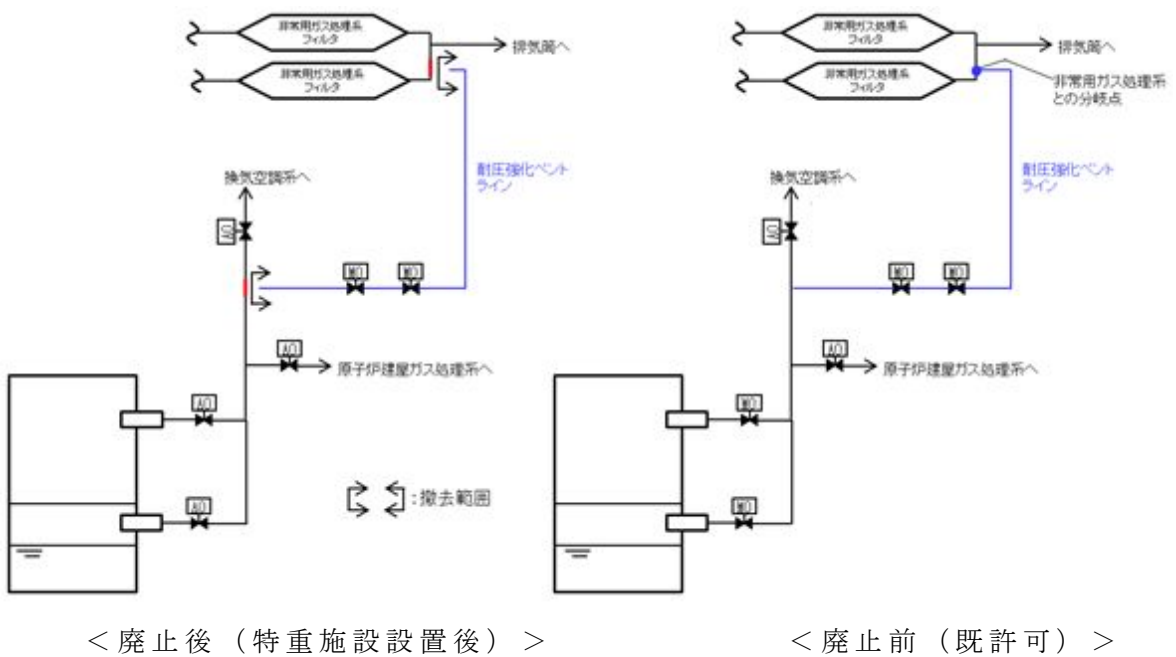
第 1 図 耐圧強化ベント及び特重/S A 兼用の格納容器圧力  
逃がし装置概略系統図



第 2 図 耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置の  
概略系統図 (既許可の系統構成)

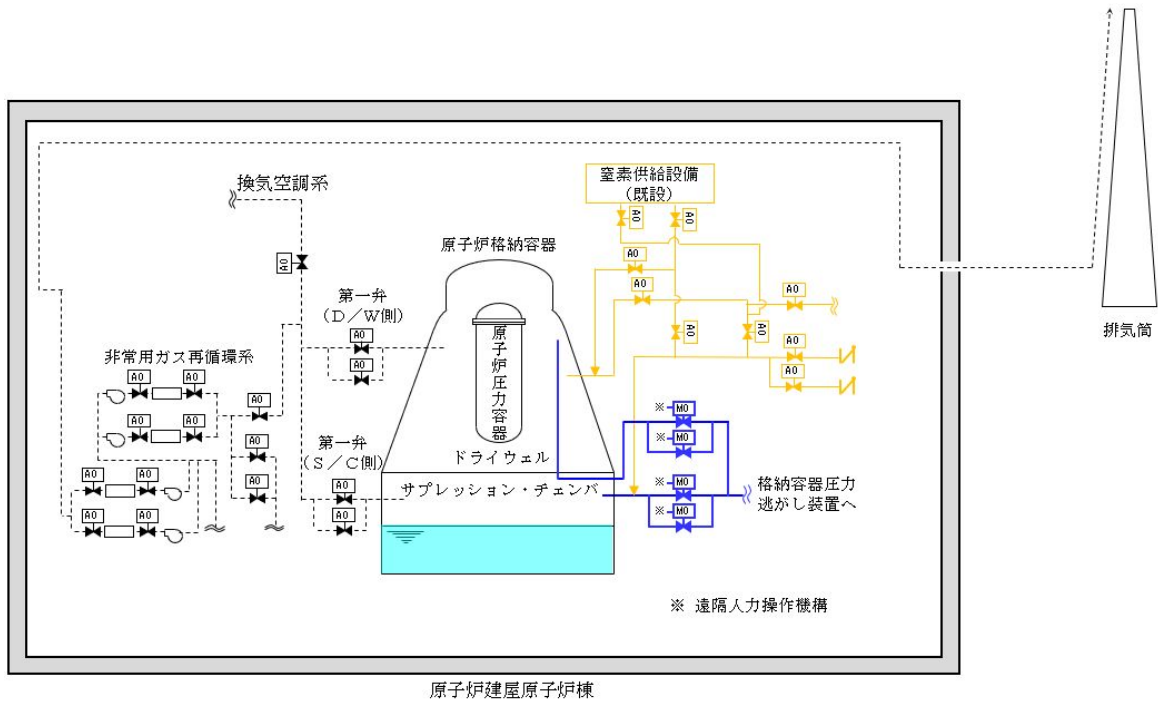


第 3 図 耐圧強化ベントの廃止範囲



第 4 図 耐圧強化ベント廃止方法





第 5 図 不活性ガス系及び格納容器逃がし装置の概略系統図  
(耐圧強化ベント廃止後)



第 6 図 及び格納容器逃がし装置の概略系統図  
(耐圧強化ベント廃止後)

## 57条 電源設備

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給  
油準備・給油作業における放射線量等の  
影響について

## 1. 変更内容

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について、格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタ装置の放出口位置の変更に伴う線量率評価の変更及びフィルタ装置の位置変更により、被ばく評価のうちフィルタ装置内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくの作業場所への影響がなくなり、水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量評価結果が変更となる。

## 2. 変更の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響を以下のとおり確認した。

格納容器圧力逃がし装置の放出口の設置位置の変更に伴い評価距離が変更となるが、評価距離の変動は小さく被ばく評価への影響は小さいことから、水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響は小さく、水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 62mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 27mSv となり、線量限度の 100mSv を満足しており基準適合性への影響はない。

また、線源となるフィルタ装置は、兼用化に伴い作業場所となる西側淡水貯槽設備及び代替淡水貯槽から十分離れた位置に設置されることから、被ばく評価への影響はない。

なお、その他線量評価条件についての変更はない。

詳細は，次頁以降に示す。

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における  
放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

1. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

2. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施 3 時間後とする。

3. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。

#### 4. その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路  
（格納容器ベント実施後の屋外作業）

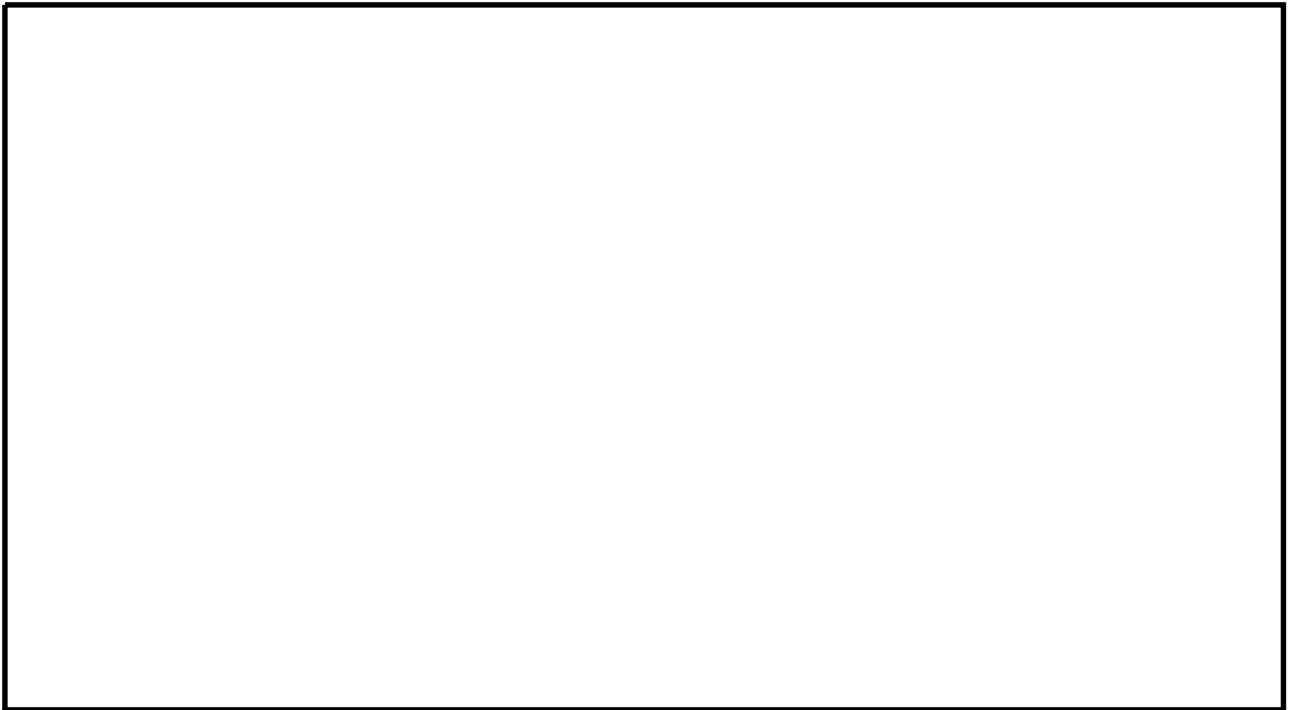
評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）

#### 5. 格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う評価の変更点

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う各評価点の線量率の変更点を第2表、各評価点の位置関係を第1図に示す。なお、水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートに変更はなく、作業時間帯及び作業時間についても変更はない。

第 2 表 評価条件の変更点

作業場所	線量率 (mSv/h)		変更理由
	変更後	変更前	
西側淡水貯水設備付近	約 6.1	約 6.0	格納容器圧力逃がし装置の放出口から評価点までの距離が近づくため  【放出口から評価点までの距離】 変更前：150m 変更後：130m
代替淡水貯槽付近	約 14	約 15	格納容器圧力逃がし装置の放出口から評価点までの距離に変更はないが、線源となるフィルタ装置の設置位置が作業場所となる代替淡水貯槽付近から離れるため、フィルタ装置からの影響は無視できるほど小さく、変更後は評価上考慮しない  【フィルタ装置の設置位置】 変更前：代替淡水貯槽付近 変更後：原子炉建屋西側



第 1 図 各評価点の位置関係

## 6. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第3表，可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第4表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約62mSv，燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約27mSvとなり，作業可能である。



第3表 【変更後】 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点	西側淡水貯水設備付近	代替淡水貯槽付近	西側淡水貯水設備付近		西側淡水貯水設備付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施3時間後以降					
作業時間 (移動時間含む)	75分 (約1.3時間)	65分 (約1.1時間)	20分 (約0.4時間)	360分 (6.0時間) ※1	90分 (1.5時間)	175分 (2.9時間) (約2.9時間)
線量率 (格納容器ベント実施3時間後)	約 6.1mSv/h	約 1.4mSv/h	約 6.1mSv/h		約 6.1mSv/h	
実効線量 (マスク考慮)	約 62mSv					
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GPP2Rコードを用いて作業員の実効線量を評価</li> <li>大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</li> </ul>					
	※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間ごとに交代する (評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする。)。					

第3表 【変更前】主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
線量評価点	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
	西側淡水貯水設備付近	代替淡水貯槽付近	西側淡水貯水設備付近	西側淡水貯水設備付近	西側淡水貯水設備付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施3時間後以降					
作業時間 (移動時間含む)	75分 (約1.3時間)	65分 (約1.1時間)	20分 (約0.4時間)	360分 (6.0時間) ※1	90分 (1.5時間)	175分 (2.9時間) (約2.9時間)
線量率 (格納容器ベント実施3時間後)	約6.0mSv/h	約15mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	
実効線量 (マスク考慮)	約61mSv					
主な評価条件	原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質					
	大気中へ放出される放射性物質					
	格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質					
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて作業員の実効線量を評価</li> <li>大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</li> <li>格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは、フィルタ装置の位置、形状等を考慮して作業員の実効線量を評価</li> </ul>						

※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間ごとに交代する (評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする。)

第4表 可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート

作業内容	対応要員数	1時間			2時間			3時間			
		出動準備	ホース補込み, 移動, ホース荷卸し	西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置	ホース敷設 移動	代替淡水貯槽蓋開放	ホース接続	補給準備	補給開始		
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備作業	8名										
燃料の給油準備作業	2名										

作業内容	対応要員数	10時間			20時間			25時間			
		120分	120分	120分	120分	120分	120分	120分	60分		
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給監視作業	計8名										
燃料の給油作業	2名										

## 58条 計装設備

### 計装設備の変更について

## 1. 変更内容

(1) 格納容器圧力逃がし装置の E S / S A 兼用化に伴い、フィルタ装置出口放射線モニタの仕様を以下のとおり変更する。

### 1) 設置場所の変更

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

圧力開放板下流，かつ，自然現象（竜巻）の影響を受けない屋内（）へ設置する。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

原子炉建屋廃棄物処理棟からへ設置場所を変更する。

### 2) 個数の変更

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

(1) のとおり，自然現象（竜巻）の影響を受けない屋内（）へ設置することから，設置台数を 2 台から 1 台へ変更する。なお，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の台数は 1 台のまま変更なし。

### 3) 代替監視パラメータの変更

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

本パラメータは，圧力開放板の開放に伴う格納容器ベントガスの放出の確認に使用するものであり，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）設置台数を 1 台へ変更することに合わせて，代替監視パラメータを同モニタ他チャンネルからフィルタ装置圧力に変更する。（詳細は添付資料 1 参照）

(2)

[Redacted]

[Redacted]

[Redacted]

[Redacted] 設置場所を変更する。(詳細は添付資料 2 参照)

## 2. 変更の妥当性

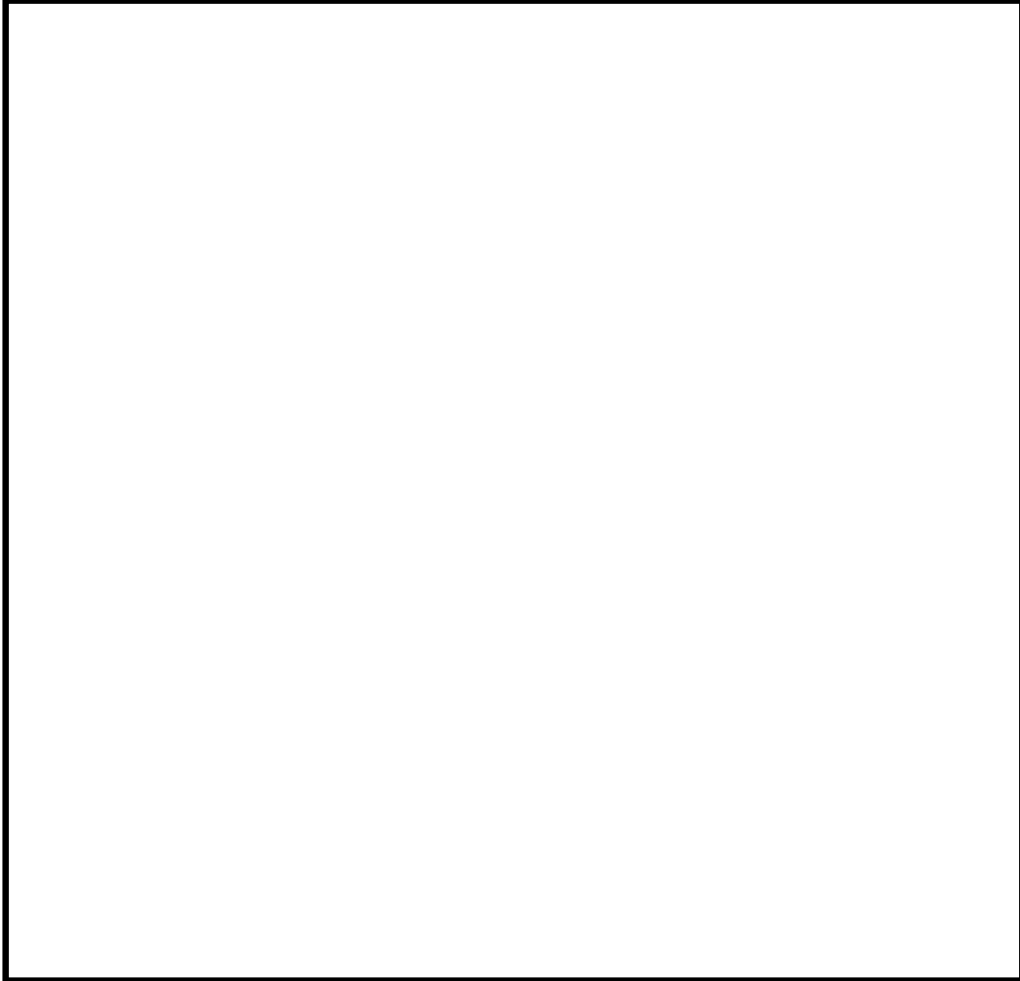
1. (1) 3) で述べたとおり，設置許可基準規則第 5 8 条に適合するように代替監視パラメータを適切に設定することから，基準適合性への影響はない。なお，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）は，設置許可基準規則第 5 2 条解釈の「放射性物質濃度測定」の要求を満たすために必要となる設備であるが，1 台設置にて要求を満たすことから，基準適合性への影響はない。

[Redacted] の設置場所変更について，原子炉建屋原子炉棟同フロア内であり環境条件についても同等であることから，変更前後において基準適合性への影響はない。

主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法  
 について（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））

項目	フィルタ装置出口放射線モニタ		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	フィルタ装置出口放射線モニタ	(高) $10^{-2}$ Sv/h $\sim$ $10^5$ Sv/h (低) $10^{-3}$ mSv/h $\sim$ $10^4$ mSv/h	—
代替 パラメータ	① フィルタ装置圧力	0 $\sim$ 1MPa [gage]	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータであるフィルタ装置出口放射線モニタを監視する目的は、圧力開放板が破裂し、格納容器ベントガスが放出されたことを確認することである。		
推定方法	<p>フィルタ装置の主要パラメータであるフィルタ装置出口放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータのフィルタ装置圧力により、圧力開放板が破裂し、格納容器ベントガスが放出されたことを推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① フィルタ装置圧力          フィルタ装置圧力の傾向を監視することにより、格納容器ベントガスが放出されたことを推定する。</p>		
推定の評価	<p>① フィルタ装置圧力          ベント開始時は、ベントガスがフィルタ装置へ流入しフィルタ装置の圧力が上昇する。これに伴い、圧力開放板が破裂しベントガスが大気へ放出され、その後、フィルタ装置圧力が下降する。これらのフィルタ装置圧力の変化により、格納容器ベントガスの放出を確認することができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;          圧力の変動は数値の確認ではなく、圧力の傾向監視であり数値の誤差に対する影響はない。</p> <p>以上より、代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

配置変更図





59条 運転員が原子炉制御室にとどまる  
ための設備

中央制御室の居住性（炉心の著しい損  
傷）に係る被ばく評価について

## 1. 変更内容

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタ装置の放出口位置の変更に伴う相対濃度及び相対線量の変更及びフィルタ装置の位置変更により被ばく経路（フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線）が追加となり、中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果が変更となる。なお、合計線量 60mSv/7 日間には変更はない。

また、格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、格納容器ベント準備の判断基準及び操作時間の変更となり、運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に係る切替えの容易性への適合性評価にて示す起動に係るタイムチャート（有効性評価より抜粋）が変更となる。

## 2. 変更の妥当性

### (1) 被ばく評価結果の変更

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う中央制御室居住性評価に係る被ばく評価への影響を以下のとおり確認した。

フィルタ装置の放出口位置の変更に伴い評価距離が変更となるが、評価距離の変動は小さく被ばく評価への影響は小さい。

また、フィルタ装置の位置変更によるフィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの放射線による影響を確認した結果、遮蔽設備等により十分に減衰が図れることから被ばく評価の影響は小さい。

以上のことから、フィルタ装置の兼用化に伴う中央制御室居住性評価に係る被ばく評価への影響は小さく、合計線量（60mSv/7 日間）に変更はなく、線量限度の 100mSv を満足しており基準適合性への影響はない。

### (2) タイムチャートの変更

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、格納容器ベント準備の判断基

準及び操作時間が変更となり，運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に係る切替えの容易性への適合性評価への影響を以下のとおり確認した。

運転員が原子炉制御室にとどまるための設備の起動に係るタイムチャートに変更はあるが，設備の設計に変更はなく，切替えは発生しないため，適合性評価への影響はない。

詳細は，次頁以降に示す。

中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は、フィルタ装置及び放出口の位置変更による被ばく影響を以下のとおり評価した結果、中央制御室の運転員の実効線量は7日間で60mSvであり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づく線量限度100mSv/7日間を超えないことを確認した。なお、合計線量（60mSv/7日間）は、既許可審査資料から変更はない。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

なお、中央制御室居住性評価に係る被ばく評価において格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う評価条件の変更は、フィルタ装置の放出口位置の変更に伴う評価距離、評価方位の変更及びフィルタ装置の位置変更によるフィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの放射線による影響以外に変更はない。

具体的な変更箇所は、「4. 原子炉建屋内、フィルタ装置等の放射性物質からのガンマ線の評価」、「5.2.3 フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばく（経路⑥）」の記載の追加、第5-1図、第6-1表～第6-5表の変更である。また、変更内容に係る評価条件等の詳細は、別添に示す。

## 1. 評価事象

東海第二発電所においては、「想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばく低減の観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施時期を遅延させることができる代替循環冷却系を整備する。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用できず、早期の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施した場合を想定する。

## 2. 大気中への放出量の評価

放射性物質については、上記 1. で示した事故シーケンスを想定し、原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量をMAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、R.G.1.195の知見を用いて評価した。

## 3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2005年4月～2006年3月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

#### 4. 原子炉建屋内，フィルタ装置等の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管の放射性物質からの直接ガンマ線による運転員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置，形状等から評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコード，スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

#### 5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑥）は第5-1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。

運転員の勤務体系（5直2交替）に基づき，中央制御室の滞在期間及び入退域の時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を第5-1表に示す。

第5-1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45
2直	21:30～8:15
日勤業務	—

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班※	1直						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班※		1直		2直	2直		

※被ばくの平準化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（A班）に代わり，2日目以降は日勤業務の班（E班）が滞在するものとする。

## 5.1 中央制御室内での被ばく

### 5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述 4. の方法で実効線量を評価した。

### 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

また、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

### 5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。なお、内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。

評価に当たっては、(1)～(4)に示す中央制御室換気系の効果及び中央制御室に設置する待避室の遮蔽効果等を考慮した。なお、中央制御室換気系の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動時間を考慮した評価とした。また、待避室の遮蔽効果は、待避室に待避する期間のみ

について考慮した評価とした。中央制御室内での対応のタイムチャートを第 5.1.3-1 図に示す。

#### (1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第 5.1.3-2 図に示すとおりである。

##### 1) 通常時運転時

通常時は、中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより、一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

##### 2) 事故時

事故時は、外気取入口を遮断して、中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する。

なお、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

#### (2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのおう素除去フィルタを通らない空気の流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 1.0 回/h と仮定して評価した。

#### (3) 待避室

中央制御室内に設置する待避室には、格納容器ベント開始から 5 時間待避すると想定する。待避中は待避室内を空気ポンベにより加圧し室内を正圧にするものとし、外部からの空気の流入はないものとして評価した。待避室の概要図及び設置場所を第 5.1.3-3 図に示す。



#### (4) マスクの考慮

事象発生から3時間後まではマスクを着用（DF50）すると想定した。

### 5.2 入退域時の被ばく

#### 5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、代表評価点は、建屋入口とした。

#### 5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。また、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記 5.2.1 の仮定と同じである。

### 5.2.3 フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばく（経路⑥）

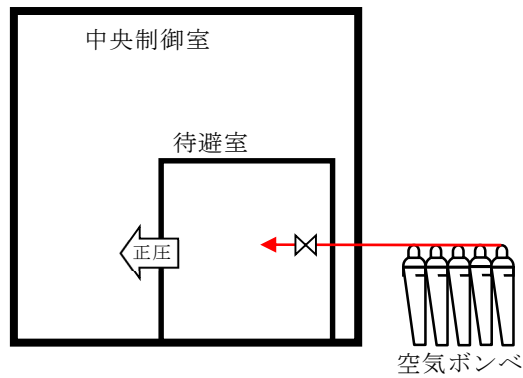
入退域時においては、フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管に接近することから、フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくを評価している。

評価においては、ベント実施に伴いフィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管内の放射性物質の存在量を基にフィルタ装置遮蔽及び配管遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して前述 4. の方法で運転員の実効線量を評価した。

なお、中央制御室滞在時の被ばく評価においては、フィルタ装置等から十分に離隔し、中央制御室遮蔽等があることからフィルタ装置等からの直接ガンマ線の影響は考慮していない。







炉心の著しい損傷が発生した場合【格納容器ベント実施中】  
(空気ポンペ加圧)

※ 格納容器ベント実施後，中央制御室内の線量が下がるまでは，中央制御室内の待避室に滞在するものとし，待避室内を空気ポンペにより加圧する。



第 5. 1. 3-3 図 待避室の概要図及び設置場所

## 6. 評価結果のまとめ

1. に示したとおり，東海第二発電所において炉心の著しい損傷が発生した場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束するが，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定した。この想定に基づく，7日間の各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果は，第6-1表に示すとおりである。また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第6-2表に示す通りであり，実効線量は約60mSvである。したがって，評価結果は，「判断基準は，運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

なお，マスクを着用しない場合の7日間の各班の実効線量は第6-3表に示すとおりである。また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第6-4表に示すとおりである。

この評価に係る被ばく経路イメージを第6-5表に，被ばく評価の主要評価条件を第6-6表に示す。なお，被ばく評価の主要評価条件（第6-6表）は既許可審査資料から変更はない。

第 6-1 表 【変更後】 各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮する場合）  
 (単位：mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $6.0 \times 10^1$							約 $6.0 \times 10^1$
B 班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.4 \times 10^0$		約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^1$
C 班	約 $3.9 \times 10^1$				約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.3 \times 10^0$		約 $5.3 \times 10^1$
D 班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^1$
E 班		約 $2.4 \times 10^1$		約 $8.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $3.9 \times 10^1$

第 6-1 表 【変更前】 各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮する場合）  
 (単位：mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $6.0 \times 10^1$							約 $6.0 \times 10^1$
B 班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.3 \times 10^0$		約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^1$
C 班	約 $4.0 \times 10^1$				約 $7.5 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$		約 $5.4 \times 10^1$
D 班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^1$
E 班		約 $2.4 \times 10^1$		約 $8.0 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $3.9 \times 10^1$

第6-2表【変更後】中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮する場合）

		実効線量 (mSv/7 日間)						
		A班	B班	C班	D班	E班		
被ばく経路	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブ カイシヤインガンマ線による被ばく	約 $7.8 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $6.0 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-1}$	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $4.6 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	
		(外部被ばく)	約 $5.3 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $5.9 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $5.1 \times 10^0$	
	室内作業時	室内に外気から取り込 まれた放射性物質によ る被ばく	約 $4.0 \times 10^1$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $7.7 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$	
		(内部被ばく)	約 $4.6 \times 10^1$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $6.7 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^0$	
		合計	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$	
	入退城時	小計	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物 質による被ばく	約 $5.2 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.6 \times 10^1$	約 $5.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^1$
			建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブ カイシヤインガンマ線による被ばく	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $9.2 \times 10^{-2}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$
			(外部被ばく)	約 $5.6 \times 10^{-3}$	約 $2.6 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $5.1 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$
		入退城時	大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$	約 $1.7 \times 10^{-3}$	約 $6.0 \times 10^{-3}$	約 $3.2 \times 10^{-3}$	約 $6.7 \times 10^{-3}$
(内部被ばく)			約 $6.9 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $8.2 \times 10^{-3}$	約 $1.7 \times 10^{-2}$	
合計			約 $8.0 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.5 \times 10^1$	
小計		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物 質による被ばく	ペント実施前の ため考慮しない	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $9.0 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	
		フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配 管からの直接ガンマ線による被ばく	約 $8.3 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$	
		合計	約 $6.0 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^1$	約 $5.3 \times 10^1$	約 $2.9 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^1$	



第6-2表【変更前】中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮する場合）

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)				
		A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約 $7.8 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $6.0 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $4.6 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$
	(外部被ばく)	約 $5.3 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $6.1 \times 10^0$	約 $3.7 \times 10^{-3}$	約 $5.2 \times 10^0$
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $4.0 \times 10^1$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $7.7 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$
	合計	約 $4.6 \times 10^1$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $8.1 \times 10^0$
入退域時	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$
	小計	約 $5.2 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $5.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^1$
	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $9.2 \times 10^{-2}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$
	(外部被ばく)	約 $5.6 \times 10^{-3}$	約 $2.6 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $5.1 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$
	(内部被ばく)	約 $1.3 \times 10^{-3}$	約 $1.7 \times 10^{-3}$	約 $5.7 \times 10^{-3}$	約 $3.0 \times 10^{-3}$	約 $6.3 \times 10^{-3}$
合計	約 $6.9 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $8.1 \times 10^{-3}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$	
合計	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $8.0 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.5 \times 10^1$
	小計	約 $8.3 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$
合計	合計	約 $6.0 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^1$	約 $5.4 \times 10^1$	約 $2.9 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^1$

第6-3表【変更後】各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る

被ばく評価結果（マスクを考慮しない場合）

（単位：mSv）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 $1.0 \times 10^3$							約 $1.0 \times 10^3$
B班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.4 \times 10^0$		約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^1$
C班	約 $4.0 \times 10^1$				約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.3 \times 10^0$		約 $5.4 \times 10^1$
D班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^1$
E班		約 $2.4 \times 10^1$		約 $8.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $3.9 \times 10^1$

第6-3表【変更前】各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る

被ばく評価結果（マスクを考慮しない場合）

（単位：mSv）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 $1.0 \times 10^3$							約 $1.0 \times 10^3$
B班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.3 \times 10^0$		約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^1$
C班	約 $4.0 \times 10^1$				約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$		約 $5.4 \times 10^1$
D班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^1$
E班		約 $2.4 \times 10^1$		約 $8.0 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $3.9 \times 10^1$

第6-4表【変更後】中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮しない場合）

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)				
		A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $7.8 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $6.0 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $4.6 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$
	(外部被ばく)	約 $5.3 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $5.9 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $5.1 \times 10^0$
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.0 \times 10^3$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $7.7 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$
	合計	約 $1.0 \times 10^3$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $6.7 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^0$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$
入退域時	小計	約 $1.0 \times 10^3$	約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.6 \times 10^1$	約 $5.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^1$
	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $9.2 \times 10^{-2}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$
	(外部被ばく)	約 $5.6 \times 10^{-3}$	約 $2.6 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $5.1 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $8.6 \times 10^{-2}$	約 $3.0 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^{-1}$	約 $3.4 \times 10^{-1}$
	合計	約 $6.8 \times 10^{-2}$	約 $8.8 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $8.0 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.5 \times 10^1$
合計	フィルタ装置及び格納容器逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばく	ペンultimate前のため考慮しない	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $9.0 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$
	小計	約 $8.3 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$
	合計	約 $1.0 \times 10^3$	約 $3.0 \times 10^1$	約 $5.4 \times 10^1$	約 $2.9 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^1$

第6-4表【変更前】中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮しない場合）

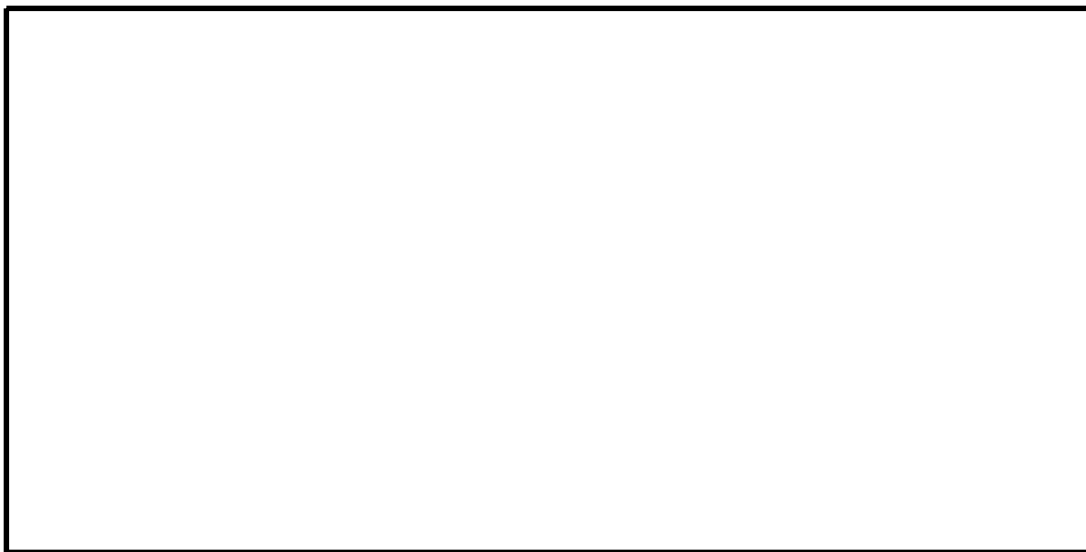
被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
被ばく経路	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約 $7.8 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $6.0 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-1}$	
		約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $4.6 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	
		約 $5.3 \times 10^0$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $6.1 \times 10^0$	約 $3.7 \times 10^{-3}$	約 $5.2 \times 10^0$	
	室内作業時	(外部被ばく)	約 $1.0 \times 10^3$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $7.7 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$
		(内部被ばく)	約 $1.0 \times 10^3$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	約 $6.8 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $8.1 \times 10^0$
	合計	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.7 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^0$	約 $4.5 \times 10^0$	
	小計	約 $1.0 \times 10^3$	約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $5.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^1$	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約 $2.6 \times 10^{-1}$	約 $9.2 \times 10^{-2}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $4.3 \times 10^{-1}$	
		約 $5.6 \times 10^{-3}$	約 $2.6 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $5.1 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$	
		約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $8.3 \times 10^{-2}$	約 $2.8 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$	約 $3.2 \times 10^{-1}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(外部被ばく)	約 $6.8 \times 10^{-2}$	約 $8.5 \times 10^{-2}$	約 $3.0 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-1}$
		(内部被ばく)	約 $8.0 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.5 \times 10^1$
	小計	約 $8.3 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.7 \times 10^1$	約 $2.4 \times 10^1$	約 $2.6 \times 10^1$	
	合計	約 $1.0 \times 10^3$	約 $3.0 \times 10^1$	約 $5.4 \times 10^1$	約 $2.9 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^1$	

第6-5表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく経路イメージ

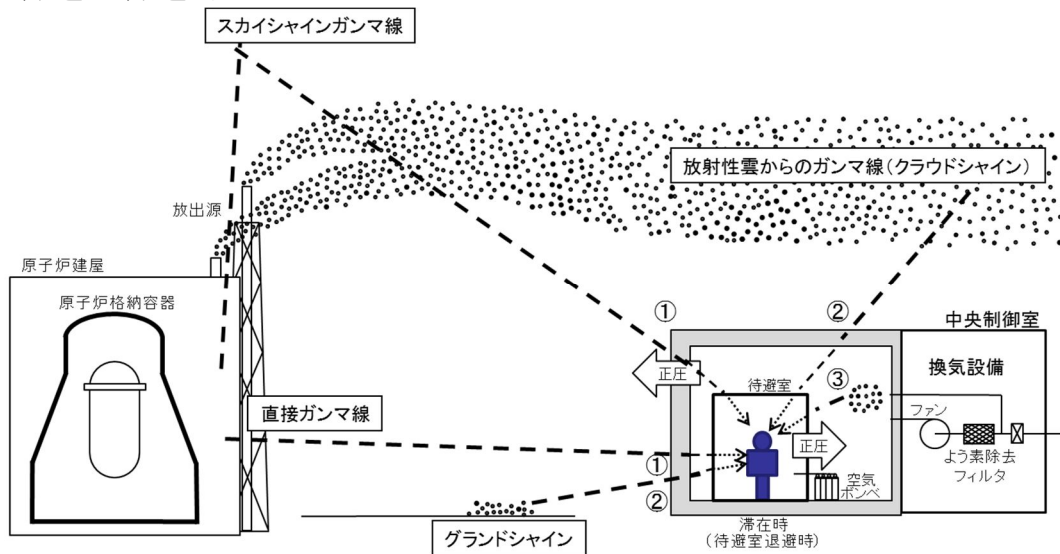
中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャイン, グランドシャイン及びよう素フィルタからのガンマ線による外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)
	⑥フィルタ装置及び格納容器圧力逃し装置配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)

※

(1) 閉回路循環運転時



(2) 待避室待避時



※ フィルタ装置等存在する放射性物質のガンマ線による被ばく（経路⑥）は格納容器圧力逃し装置の兼用化に伴うフィルタ装置等の位置変更により既許可審査資料から追加

第 6-6 表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る

被ばく評価の主要評価条件

項目	評価条件	選定理由	
放出放射線量評価条件	評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定
	放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱：事象発生から約19時間後	M A A P 解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分） + 負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）
	事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価条件	放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m），格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定
被ばく評価条件	中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定
	中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定
	中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定
	空気流入率	1 回/h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.47 回/h に対して保守的に 1 回/h と設定
	マスクによる防護係数	マスク着用を考慮する場合は事象発生から 3 時間及び入退域時：50（その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし）	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。
	待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定
	待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う

中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件の変更等について

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタ装置の放出口位置の変更による評価距離等の変更及びフィルタ装置の位置変更によるフィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線の評価条件及び運転員が原子炉制御室にとどまるための設備の起動に係るタイムチャートの変更について以下に示す。

1. フィルタ装置の放出口位置の変更による評価距離等の変更

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタ装置の放出口位置が変更となり、放出源から評価点の位置関係が図 1～図 4 に示すとおりとなることから、被ばく評価の大気拡散評価に係る評価方位及び評価距離が既許可審査資料から変更となる。大気拡散評価結果について表 1 に示す。

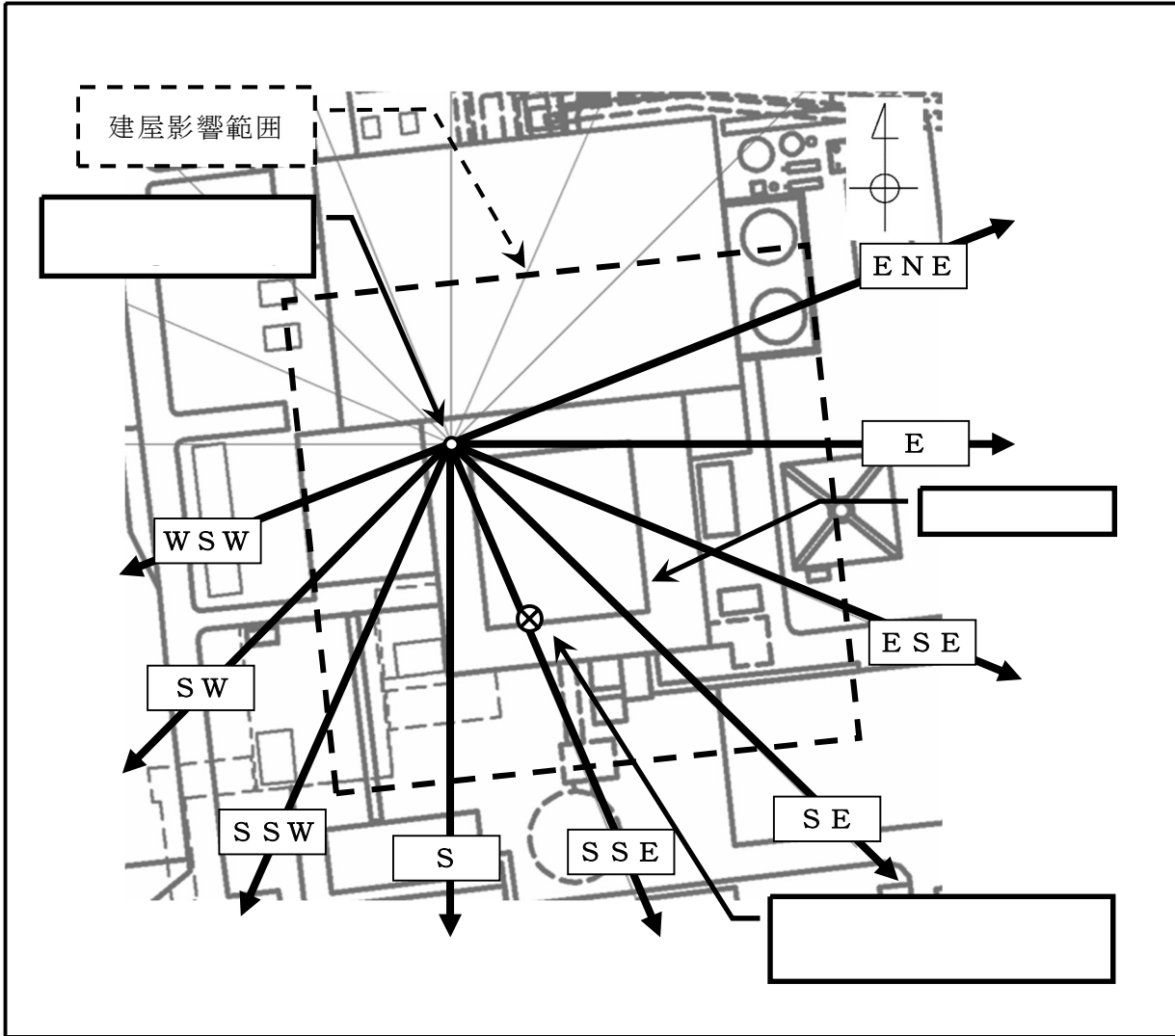


図1 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：中央制御室中心）



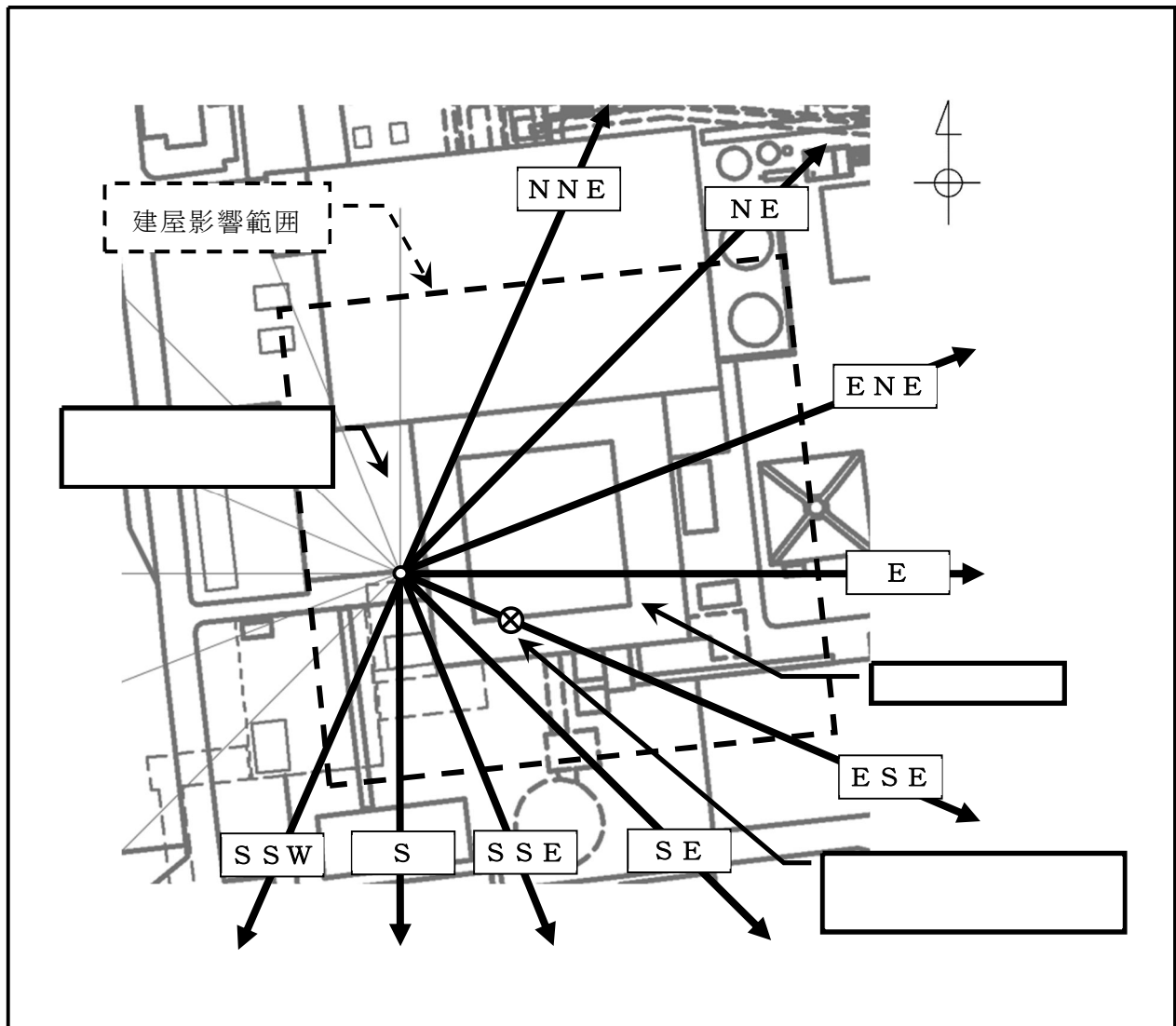


図 2 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：フィルタ装置排気口，評価点：建屋出入口）

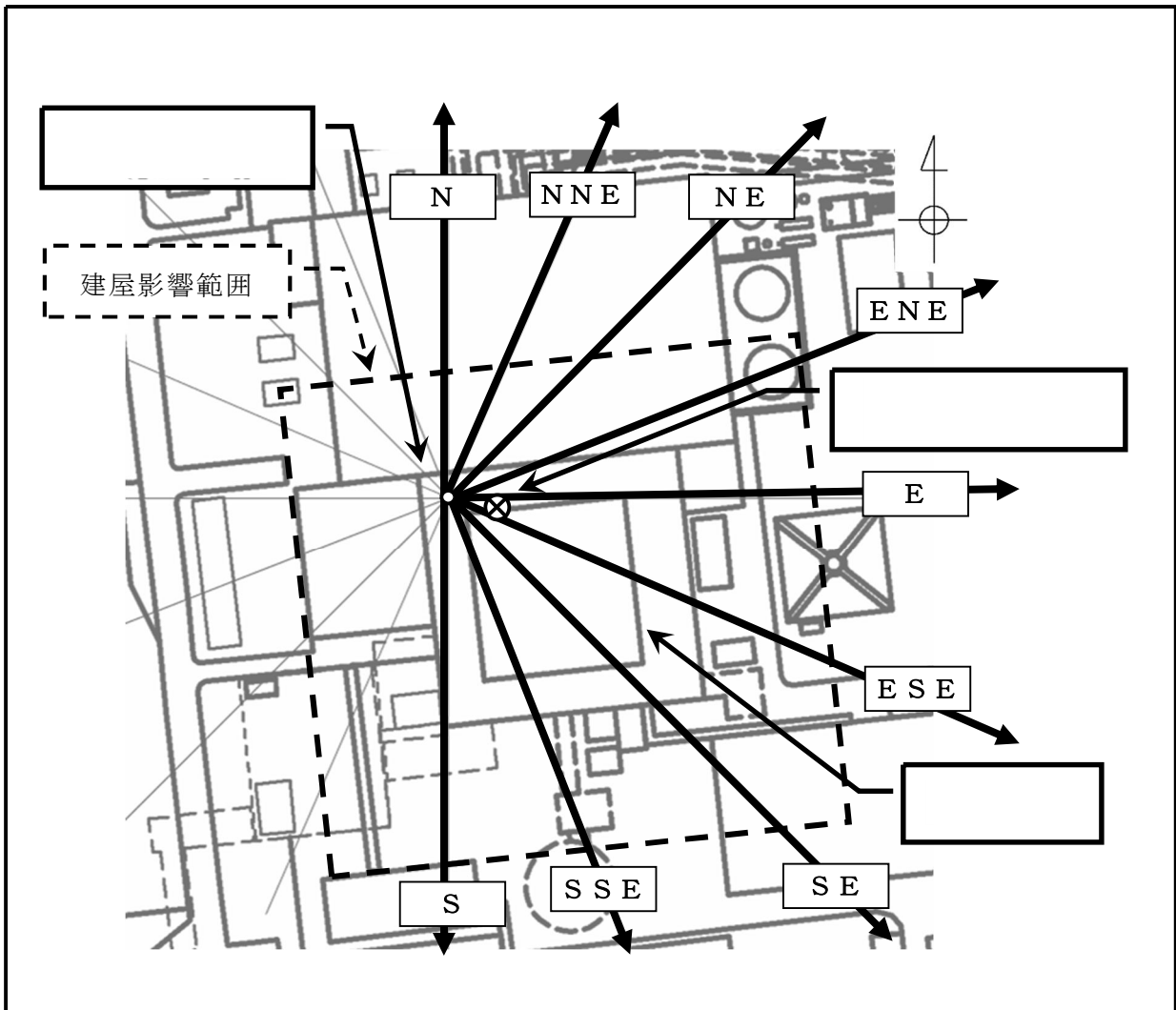


図3 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：中央制御室中心）

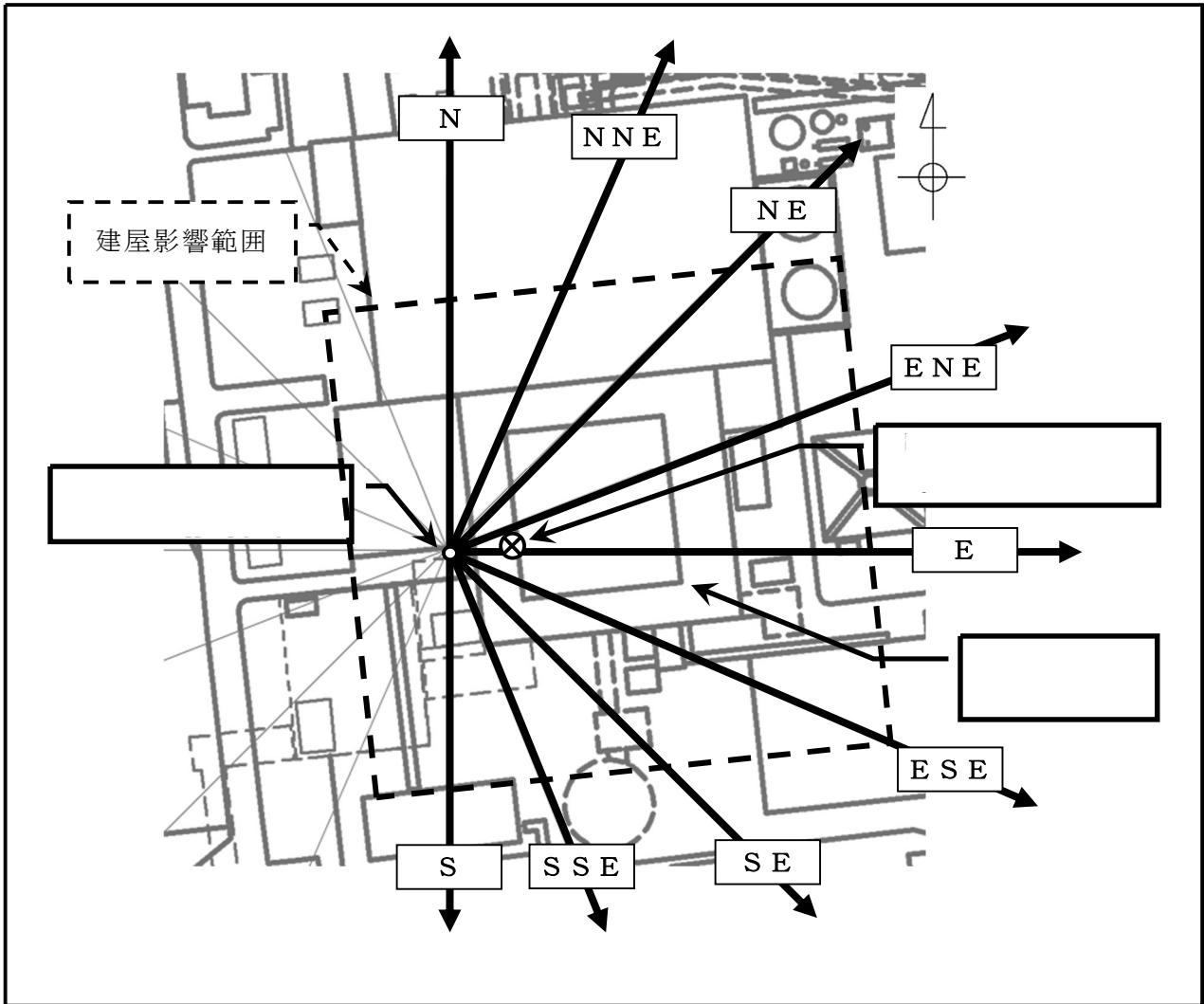


図4 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：建屋出入口）

表 1 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点	放出源	変更前 変更後	評価距離 (放出源から評 価点の距離)	評価方位	相対濃度 $\alpha/Q$ ( $s/m^3$ )	相対線量 $D/Q$ ( $Gy/Bq$ )
室内作業時	中央制 御室 中心	建屋放出	変更前	10m	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	約 $8.3 \times 10^{-4}$	約 $2.9 \times 10^{-18}$
			変更後	同上	同上	同上	同上
	同上	非常用ガス 処理系放出	変更前	100m	W (1 方位)	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $8.8 \times 10^{-20}$
			変更後	同上	同上	同上	同上
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	変更前	55m	SW, WSW, W, WNW, NW, NW, N, NNE, NE (9 方位)	約 $3.7 \times 10^{-4}$	約 $8.8 \times 10^{-19}$
			変更後	50m	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE (9 方位)	約 $3.6 \times 10^{-4}$	約 $8.6 \times 10^{-19}$
		建屋放出	変更前	15m	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	約 $8.2 \times 10^{-4}$	約 $2.9 \times 10^{-18}$
			変更後	同上	同上	同上	同上
入退域時	建屋 出入口	非常用ガス 処理系放出	変更前	110m	W (1 方位)	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $9.0 \times 10^{-20}$
			変更後	同上	同上	同上	同上
	同上	格納容器圧 力逃がし装 置放出	変更前	45m	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	約 $3.7 \times 10^{-4}$	約 $9.4 \times 10^{-19}$
			変更後	20m	同上	同上	約 $4.1 \times 10^{-4}$

## 2. フィルタ装置等からの直接ガンマ線の評価条件

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタ装置の位置が変更となり、中央制御室の入退域時にフィルタ装置等に接近することからフィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばくについて被ばく経路に追加することとした。

評価に当たっては、フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管内の放射性物質の存在量に基づくガンマ線積算線源強度からの直接ガンマ線の評価を行い、フィルタ装置遮蔽等を考慮し被ばく評価を行っている。評価に用いるガンマ線積算線源強度を表 2 に示す。また、評価に考慮しているフィルタ装置遮蔽の条件については表 3 及び図 5 に示す。なお、フィルタ装置等の放射性物質の存在量は、既許可審査資料の補足説明資料 59-10 の放出量評価の条件に基づき評価している。

また、中央制御室滞在時の被ばく評価においては、フィルタ装置等から十分に離隔し、中央制御室遮蔽があることからフィルタ装置等からの直接ガンマ線の影響は考慮していない。

表2 フィルタ装置及び格納容器圧力逃がし装置配管からの  
直接ガンマ線に用いるエネルギー群別ガンマ線積算線源強度  
(格納容器ベント実施後)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	
		格納容器圧力逃がし 装置配管	フィルタ装置
1	0.01	約 $4.4 \times 10^9$	約 $2.1 \times 10^8$
2	0.025	約 $4.4 \times 10^9$	約 $2.1 \times 10^8$
3	0.0375	約 $1.2 \times 10^9$	約 $5.7 \times 10^7$
4	0.0575	約 $8.3 \times 10^8$	約 $3.9 \times 10^7$
5	0.085	約 $2.0 \times 10^9$	約 $9.3 \times 10^7$
6	0.125	約 $6.1 \times 10^8$	約 $2.9 \times 10^7$
7	0.225	約 $9.2 \times 10^9$	約 $4.3 \times 10^8$
8	0.375	約 $5.1 \times 10^{10}$	約 $2.4 \times 10^9$
9	0.575	約 $2.0 \times 10^{11}$	約 $9.3 \times 10^9$
10	0.85	約 $9.4 \times 10^{10}$	約 $4.4 \times 10^9$
11	1.25	約 $3.4 \times 10^{10}$	約 $1.6 \times 10^9$
12	1.75	約 $5.7 \times 10^9$	約 $2.7 \times 10^8$
13	2.25	約 $1.8 \times 10^9$	約 $8.4 \times 10^7$
14	2.75	約 $3.3 \times 10^7$	約 $1.6 \times 10^6$
15	3.5	約 $2.1 \times 10^2$	約 $1.0 \times 10^1$
16	5	約 $3.9 \times 10^{-4}$	約 $1.8 \times 10^{-5}$
17	7	約 $4.5 \times 10^{-5}$	約 $2.1 \times 10^{-6}$
18	9.5	約 $5.1 \times 10^{-6}$	約 $2.4 \times 10^{-7}$

表 3 フィルタ装置遮蔽及び格納容器圧力逃がし装置配管遮蔽

項 目	評価条件	選定理由
配管に対する遮蔽厚さ※ <sup>1</sup>		ベント操作エリアにおける遮蔽壁等を考慮（図 5 参照）
フィルタ装置に対する遮蔽厚さ※		

※ 遮蔽厚は  の厚さとする。

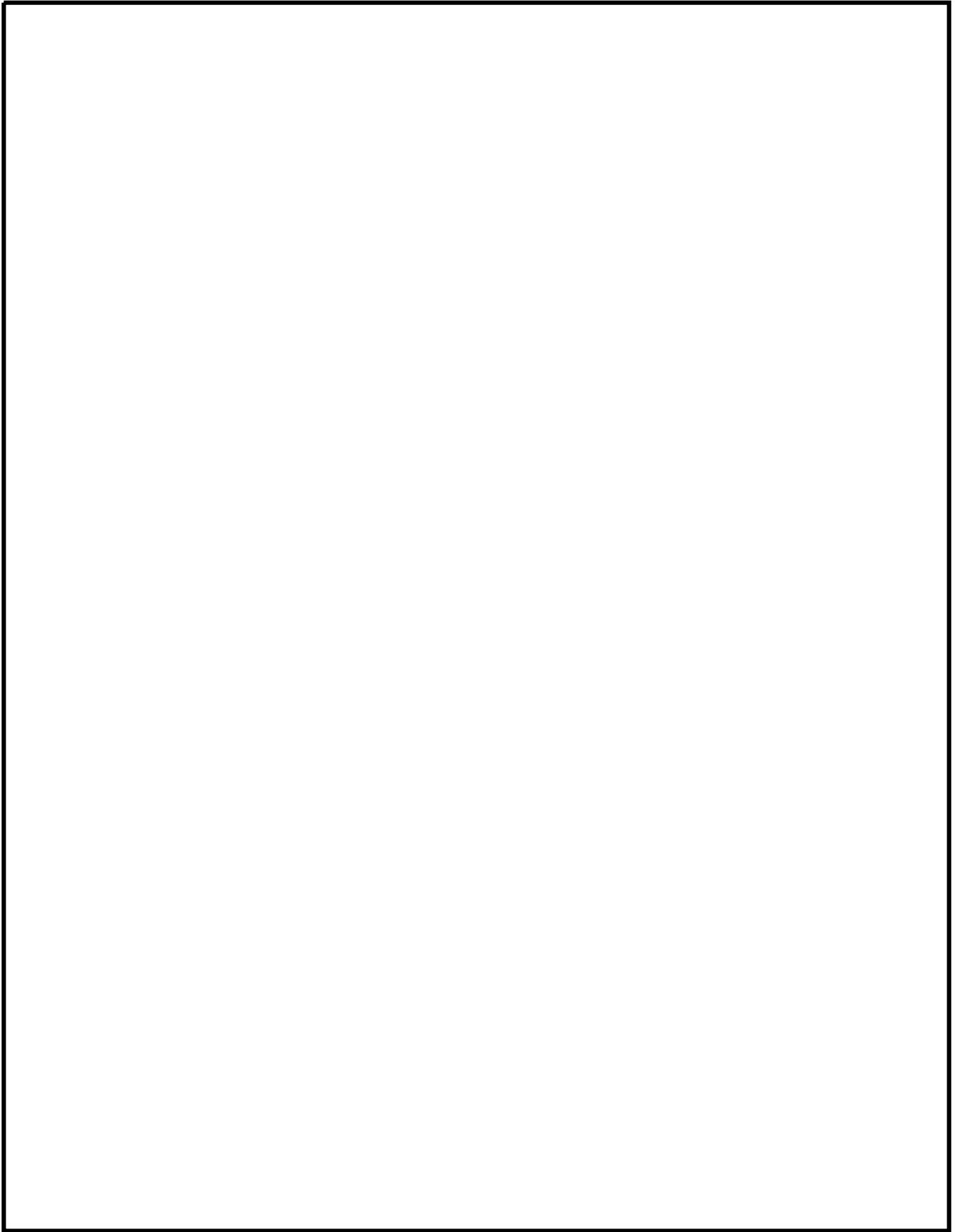


図 5 フィルタ装置遮蔽及び格納容器圧力逃がし装置配管遮蔽



### 3. 勤務形態の違いによる被ばく影響について

中央制御室居住性評価に係る被ばく評価においては、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき評価を行っており、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後について、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合について被ばく評価を行い、最も厳しい線量となる場合を評価結果として示している。

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う「1. フィルタ装置の放出口位置の変更による評価距離等の変更」、「2. フィルタ装置等からの直接ガンマ線の評価条件」を反映した評価結果について、格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を表4及び表5、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を表6及び表7に示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合のA班であり、実効線量は約60mSv/7日間となった。

表 4 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の被ばく評価結果（マスクを考慮）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 $5.9 \times 10^1$							約 $5.9 \times 10^1$
B班			約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.9 \times 10^0$		約 $5.8 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$	約 $3.4 \times 10^1$
C班	約 $2.2 \times 10^1$				約 $8.0 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$		約 $3.7 \times 10^1$
D班		約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$				約 $7.8 \times 10^0$	約 $3.4 \times 10^1$
E班		約 $4.4 \times 10^1$		約 $8.5 \times 10^0$	約 $7.0 \times 10^0$			約 $5.9 \times 10^1$

(mSv)

表 5 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（E班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)	
		変更後	変更前
中央制御室内作業時	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 $4.5 \times 10^{-1}$	同 左
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $1.4 \times 10^1$	同 左
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.3 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく	約 $2.2 \times 10^0$	同 左
	外部被ばく	約 $1.0 \times 10^1$	同 左
	② 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $4.9 \times 10^0$	同 左
小 計 (①+②+③)		約 $3.2 \times 10^1$	同 左
入退域時	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 $5.9 \times 10^{-1}$	同 左
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^{-2}$	同 左
	(内訳) 内部被ばく	約 $4.8 \times 10^{-3}$	約 $4.6 \times 10^{-3}$
	外部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$
	⑤ 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^1$	同 左
	⑥ フィルタ装置及び格納容器逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばく	約 $9.0 \times 10^{-3}$	考慮していない
小 計 (④+⑤+⑥)		約 $2.7 \times 10^1$	同 左
合 計 (①+②+③+④+⑤+⑥)		約 $5.93 \times 10^1$	約 $6.00 \times 10^1$

表 6 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の被ばく評価結果（マスクを考慮）

(mSv)

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 $6.0 \times 10^1$							約 $6.0 \times 10^1$
B班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.4 \times 10^0$		約 $5.5 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^1$
C班	約 $3.9 \times 10^1$				約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.3 \times 10^0$		約 $5.3 \times 10^1$
D班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^1$
E班		約 $2.4 \times 10^1$		約 $8.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $3.9 \times 10^1$

表 7 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（A班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)	
		変更後	変更前
中央制御室内作業時	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 $7.8 \times 10^{-1}$	同 左
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	同 左
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $4.6 \times 10^1$	同 左
	(内訳) 内部被ばく	約 $4.0 \times 10^1$	同 左
	外部被ばく	約 $5.3 \times 10^0$	同 左
	② 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^0$	同 左
小 計 (①+②+③)		約 $5.2 \times 10^1$	同 左
入退域時	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 $2.6 \times 10^{-1}$	同 左
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $6.9 \times 10^{-3}$	同 左
	(内訳) 内部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$	同 左
	外部被ばく	約 $5.6 \times 10^{-3}$	同 左
	⑤ 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $8.0 \times 10^0$	同 左
	⑥ フィルタ装置及び格納容器逃がし装置配管からの直接ガンマ線による被ばく	—*	考慮していない
小 計 (④+⑤+⑥)		約 $8.3 \times 10^0$	同 左
合 計 (①+②+③+④+⑤+⑥)		約 $6.04 \times 10^1$	同 左

\* ベント実施前に入退域のためフィルタ装置等からの直接ガンマ線の影響はない。

#### 4. 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備の起動に係るタイムチャート変更

##### (1) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項第4号）

###### 1) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

###### 2) 適合性

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット並びに原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，重大事故等時においても設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で切替えが発生しないため，速やかに使用が可能な設計とする。起動のタイムチャート（有効性評価より抜粋）を，図6に示す。

起動のタイムチャートは，格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い変更はあるが，設備の設計に変更はなく，切替えは発生しないため，適合性評価への影響はない。

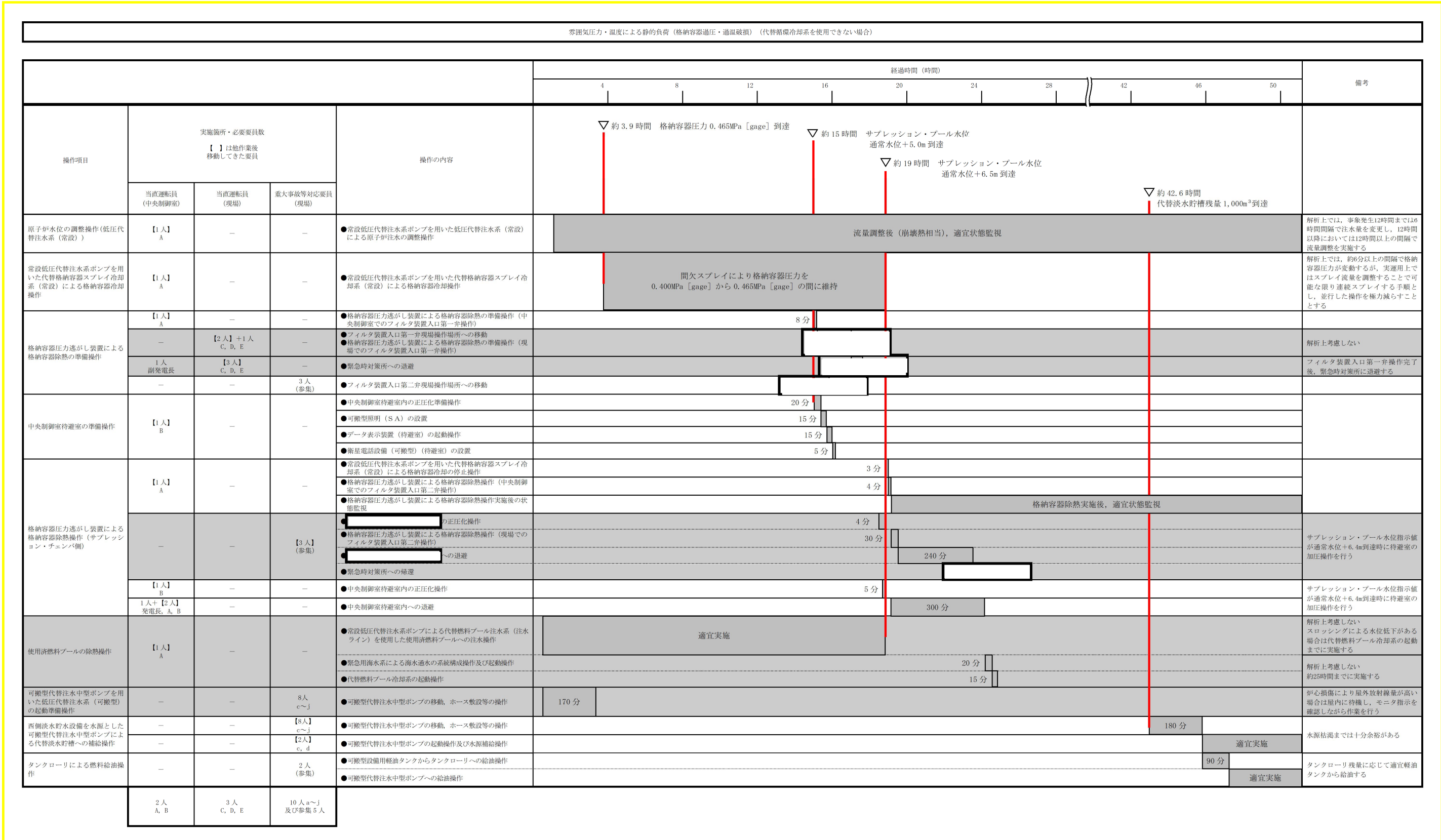


図6 【変更後】「霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）

				経過時間 (時間)										備考		
				4 8 12 16 20 24 28 32 36 40 44 48 50												
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間 (時間)										備考	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応員 (現場)		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <span>▽ 約 3.9 時間 格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達</span> <span>▽ 約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達</span> <span>▽ 約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達</span> <span>▽ 約 42.6 時間 代替淡水貯槽残量 1,000m³ 到達</span> </div>											
原子炉水位の調整操作 (低圧代替注水系 (常設))	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の調整操作	流量調整後 (崩壊熱相当), 適宜状態監視										解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	間欠スプレィにより格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の間に維持										解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレィ流量を調整することで可能な限り連続スプレィする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 (中央制御室での第一弁操作)	5分										解析上考慮しない	
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 (現場での第一弁操作)	125分											
	1人 副発電長	【3人】 C, D, E	-	●緊急時対策所への退避	35分											第一弁操作完了後、緊急時対策所に退避する
	-	-	3人 (参集)	●第二弁現場操作場所への移動	45分											
中央制御室待避室の準備操作	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20分											
				●可搬型照明 (SA) の設置	15分											
				●データ表示装置 (待避室) の起動操作	15分											
				●衛星電話設備 (可搬型) (待避室) の設置	5分											
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作 (サブプレッション・チェンバール)	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却の停止操作 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作 (中央制御室での第二弁操作) ●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作実施後の状態監視	3分 2分										サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う	
	-	-	【3人】 (参集)	●第二弁操作室の正圧化操作 ●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作 (現場での第二弁操作) ●第二弁操作室への退避 ●緊急時対策所への帰還	10分 30分 240分 45分											
	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5分											
	1人+【2人】 発電長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への退避	300分											
	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施 20分 15分											解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
	-	-	8人 e~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分											炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作	-	-	8人 e~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	180分										水源枯渇までは十分余裕がある	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	-	-	【2人】 c, d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作	適宜実施										タンクローリ残量に応じて適宜直油タンクから給油する	
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	90分										適宜実施	
実施箇所・必要員数																
当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応員 (現場)														
2人 A, B	3人 C, D, E	10人 a~j 及び参集5人														

図6 【変更前】「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用できない場合)

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力について

## 1. 変更内容

特定重大事故等対処施設（以下「E S」という。）の導入に伴い、以下のとおり設備・配置が変更となった。（詳細については第1図、第2図のとおりに）

- ① 格納容器圧力逃がし装置（以下「F V」という。）兼用化に伴う  
系統変更及び配置変更
- ② の移設
- ③ 原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所  
の変更
- ④ 耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

この設備・配置変更を受け、技術的能力に係る運用、手順について以下のとおり変更した。

その他の重大事故等対策に係る技術的能力の体制等について変更はない。

なお、E Sとして同様の機能を有するを設置した後は、耐圧強化ベントを廃止する。

① F V兼用化に伴う系統変更及び配置変更

① -1 系統変更による対応手順の変更「

F V兼用化に伴い、以下のとおり反映した。

- a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順（中央制御室操作、現場操作）並びに水素排出（第1図参照）



(a) F V装置を，不活性ガス系が接続されている原子炉格納容器貫通部に接続するため，格納容器ベント時の不活性ガス系からの悪影響を防止する観点から，原子炉起動前及び運転中に使用する不活性ガス系の一部（窒素供給設備からの窒素供給用の空気駆動弁）を，S / C側ベント前の系統構成確認対象弁に追加した（所要時間 1 分増加）。（第 1 図③）

(b) フィルタ装置入口第一弁（S / C側）及びフィルタ装置入口第一弁（D / W側）にバイパス弁が設置されることに伴い，フィルタ装置入口第一弁（S / C側）及びフィルタ装置入口第一弁（D / W側）が開不能となった場合の対応として，フィルタ装置入口第一弁（S / C側）及びフィルタ装置入口第一弁（D / W側）バイパス弁の開操作を新たに追加した（所要時間の変更なし）。（第 1 図②）

b. [ ] の正圧化  
[ ] 内の正圧化については，[ ]  
[ ] 空気ポンベユニット（空気ポンベ）  
空気元弁の全開操作のみで [ ] 内  
が微正圧になるようにあらかじめ流量調整弁の開度を設定する設計となる。これにより，重大事故等対応要員による事故時の流量調整が不要となるため，正圧化手順を簡略化した（所要時間 5 分短縮）。（第 1 図④）

#### ①-2 配置変更によるアクセス及び対応要員の変更

F V兼用化に伴い，操作を行う場所の変更及び新たに必要になったものは以下のとおり。

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段（現場操作）

(a) フィルタ装置入口第一弁（S / C側）及びフィルタ装置入口第一弁（S / C側）バイパス弁の操作（第1図参照）

フィルタ装置入口第一弁（S / C側）及び同バイパス弁の現場操作を原子炉建屋附属棟2階で行う手順としていたが、FV兼用化に伴いベントライン（S / C側）の取出し位置が変更（第1図①）になったことから、操作場所が [ ] に変更となった。

変更に伴い、移動及び操作に要する時間を再評価した結果、従前と比べて5分増加した（詳細は別紙3を参照）。

(b) フィルタ装置入口第一弁（D / W側）及びフィルタ装置入口第一弁（D / W側）バイパス弁の操作（第1図参照）

フィルタ装置入口第一弁（D / W側）の現場操作を原子炉建屋附属棟屋上で行う手順としていたが、FV兼用化に伴いベントライン（D / W側）の取出し位置が変更（第1図①）になったことから、フィルタ装置入口第一弁（D / W側）及び同バイパス弁の操作場所が [ ] に変更となった。

変更に伴い、移動及び操作に要する時間を再評価した結果、従前と比べて10分短縮した（詳細は別紙3を参照）。

(c) [ ] の現場操作要員の防護具の変更

フィルタ装置入口第一弁（S / C側及びD / W側）の遠隔人力機構の操作場所は、原子炉建屋附属棟から、 [ ] に変更となる。 [ ] の操作時においては、薬品タンクからの漏えいが想定される地震時にお

いて炉心損傷のおそれがある場合には、既許可にて自給式呼吸用保護具の着用することとしていたが、  
に設置している薬品タンクは固体あるいは揮発性が乏しい液体であることから、遠隔人力操作機構の操作においては、自給式呼吸用保護具等の薬品防護具の着用は不要とし、放射線防護具として全面マスク等を着用して行うこととする（詳細は別紙4を参照）。

(d) フィルタ装置入口第二弁の操作（第1図、第2図参照）

フィルタ装置入口第二弁は原子炉建屋廃棄物処理棟3階から操作を行う手順としていたが、FV兼用化に伴いベントラインが変更となったことから、操作場所が  
に変更となった。（第1図①）

変更に伴い、移動に要する時間を再評価した結果、従前の移動時間と比べて10分短縮した（詳細は別紙3を参照）。

b. の正圧化の操作場所の変更（第1図参照）

の正圧化に係る準備操作は原子炉建屋廃棄物処理棟で操作を行う手順としていたが、FV兼用化に伴い設置場所が  
に変更となった。（第1図①）

変更に伴い、正圧化に係る準備操作に係る手順も変更となったことから、移動及び操作に要する時間を再評価した結果、従前の正圧化操作の時間と比べて10分減少した。

c. フィルタ装置スクラビング水移送

(a) フィルタ装置スクラビング水移送ライン切替え弁（S/C

側)及びフィルタベント装置移送ライン止め弁の操作(第2図参照)

フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁(S/C側)は原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階で操作を行う手順としていたが、移送ラインが変更となったことから、操作場所が[ ]に変更となった。また、フィルタベント装置移送ライン止め弁についても、[ ]に設置場所が変更となった。

フィルタ装置スクラビング水の移送は、FV兼用化に伴う遮蔽厚さの変更により、遠隔人力操作機構を用いた現場操作が可能となったことから、電動弁から手動弁に変更し、体制を確保して現場操作を行う手順とした。なお、本操作は事故発生後7日後以降での操作を想定しているものである。

変更に伴い、現場での手動弁操作が必要な箇所が増えることとなったため、並行して操作を実施できる体制として重大事故等対応要員2名を追加した。

変更に伴い、移動及び操作に要する時間を再評価した結果、従前のスクラビング水の移送の操作時間と比べて12分短縮した。

- d. アクセスルート形状の変更に伴って時間及び距離が変更となるもの(添付資料-1参照)

アクセスルートの形状の変更に伴い、移動及び送水に係る時間並びにホース等の資機材の敷設に係る操作に影響を及ぼすことから、以下の操作の手順に反映した。

- (a) 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉建屋東側接続口への送

水

(b) 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉建屋西側接続口への送水

(c) 代替淡水貯槽を水源とした原子炉建屋西側接続口への送水

(d) 代替淡水貯槽を水源とした高所東側接続口への送水

(e) 代替淡水貯槽を水源とした高所西側接続口への送水

(f) S A用海水ピットを水源とした原子炉建屋西側接続口への送水

(g) S A用海水ピットを水源とした高所東側接続口への送水

(h) S A用海水ピットを水源とした高所西側接続口への送水

(i) 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水の補給

(j) 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水の補給

(k) 西側淡水貯水設備を水源とした代替淡水貯槽への補給

(l) 代替淡水貯槽を水源とした西側淡水貯水設備への補給

(m) S A用海水ピットを水源とした西側淡水貯水設備への補給

### ①-3 系統変更による作業時の被ばく評価の変更

F V兼用化に伴い、作業時の被ばく評価となるものは以下のとおり。

a. 重大事故等発生後の長期安定冷却手段に係る被ばく評価結果の変更

重大事故等発生後における長期安定冷却手段に係る作業時の被ばく評価について、F V兼用化に伴い、作業エリアにおけるフィ

ルタベント系配管の位置が変更となり、フィルタベント系配管からの直接ガンマ線による線量率が変更となることから、長期安定冷却手段に係る作業時の被ばく評価結果を変更した。

② [ ] の移設（第2図参照）

F V 兼用化及び E S 施設の設置に伴い、[ ] の設備配置及び敷地エリア変更に伴い、アクセスルートの形状を一部変更する。これに伴い所要時間の一部を再評価し、以下のとおり反映した。

なお、当該の変更は、移動やホース等の資機材の敷設に係る時間及び距離に影響するものであり、手順そのものに影響を与えるものではない。

a. 設備配置の変更に伴って時間及び距離が変更となるもの（添付資料-1 参照）

[ ] の移設に伴い [ ] を取水源とした操作に影響を及ぼすことから、以下の操作の手順に反映した。なお、[ ] [ ] の移設については、技術的能力の手順に影響を及ぼさない。

- (a) [ ] を水源とした代替淡水貯槽への補給
- (b) [ ] を水源とした西側淡水貯水設備への補給
- (c) [ ] を水源としたフィルタ装置スクラビング水の補給

③ 原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更（第2図参照）

F V 兼用化に伴い，原子炉建屋西側接続口の設置場所が地下から地上（上屋設置）へ変更となる。これに伴い，第 2 図に示すとおり同接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり，アクセス性が向上した（所要時間 20 分の短縮）。よって，同接続口を使用する作業（可搬型設備を用いた水源からの送水，不活性ガス置換，電源の供給作業等）の対応手順について，蓋開放手順を削除するとともに，所要時間の短縮をタイムチャートに反映した。

（第 1 図 ⑦）

また，F V 兼用化に伴いフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口の設置場所が F V 格納槽付近から原子炉建屋西側接続口付近に変更となる。（第 1 図 ⑦）従来は原子炉建屋西側接続口と同様に設置場所が地下であり，アクセスする際の蓋開放作業が必要であったが，変更後はアクセス方法が原子炉建屋西側接続口と同様に蓋開放が不要となり，アクセス性が向上した（所要時間 35 分の短縮）。このため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用する作業（フィルタ装置スクラビング水補給及び移送）の対応手順について，蓋開放手順を削除するとともに，所要時間の短縮をタイムチャートに反映した。

④ 耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更（第 4 図，第 5 図参照）

上記①-2a. (a) 及び (b) に示したとおり，F V ベントライン（S / C 側及び D / W 側）の取出し位置が変更となり，耐圧強化ベント系と F V が分離される。これに伴い，炉心損傷前のみ使用する耐圧強化ベント系の電動弁には遠隔人力操作機構は設置されず，耐圧

強化ベント系の現場での手動操作は，電動弁のハンドルの直接操作に変更となる。これにより，現場操作場所が原子炉建屋付属棟から原子炉建屋原子炉棟に変更となった。

変更に伴い，移動及び操作に要する時間を再評価した結果，移動時間は10分増加し45分となり，操作時間は90分で変更はなかったため，所要時間は合計135分に変更となった（詳細は別紙3を参照）。

（第1図⑥）

上記①から④の変更を受け，各操作に係る所要時間を第1表のとおり変更した。本表における想定時間は，中央制御室における当直運転員の作業時間（操作スイッチでの操作や計器指示の確認等）については1分単位で切り上げて設定している。また，現場における作業時間（移動時間やホースの展張及び弁の操作）については，作業員の移動時間及びホース敷設に係る操作時間の変動等を考慮し5分単位で切り上げて設定している。

なお，重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから，自主対策設備である[ ]の移設に伴う②の操作は対象外であり記載していない。また，移動及び操作の所要時間並びに要員の配置について添付資料-2に示す。

## 2. 変更の妥当性

1. の変更内容により，操作に必要な要員や所要時間に変更となった重大事故等対処設備の手順（自主対策設備 [ ]）を用いる手順を除く）について，操作成立性の確認を行った。必要な要員や所要時間に変更となった手順と有効性評価における要求時間を比較



した結果について第 2 表に示す。

第 2 表に示すとおり、必要な要員や所要時間に変更となった手順についても、操作に必要な要員が確保可能であり、有効性評価における要求時間内に操作が実施可能であること又は有効性評価上の要求時間がないこと（事象発生 7 日後以降の安定状態に向けた長期的な対応等）を確認し、操作の成立性に問題がないことを確認した。

なお、「1.7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S / C 側ベントの場合）」の手順については、所要時間の増加に伴って操作の余裕時間が短くなったため、手順着手の判断基準を下記のとおり以前より早い段階に設定することにより、有効性評価における要求時間内に操作が実施可能であることを確認した（詳細は別紙 1 を参照）。

○格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S / C 側ベントの場合）

#### 【変更前】

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 5.5m に到達した場合

#### 【変更後】

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 5.0m に到達した場合

F V 兼用化に伴い，作業時の被ばく評価結果が変更となった重大事故等発生後の長期安定冷却手段に係る被ばく評価については，F V 兼用化前と比べてフィルタベント系配管と作業エリアの距離が遠ざかることから，線量率は同等又は低下する結果となり，作業の成り立ちに問題がないことを確認した（詳細は別紙 2 を参照）。

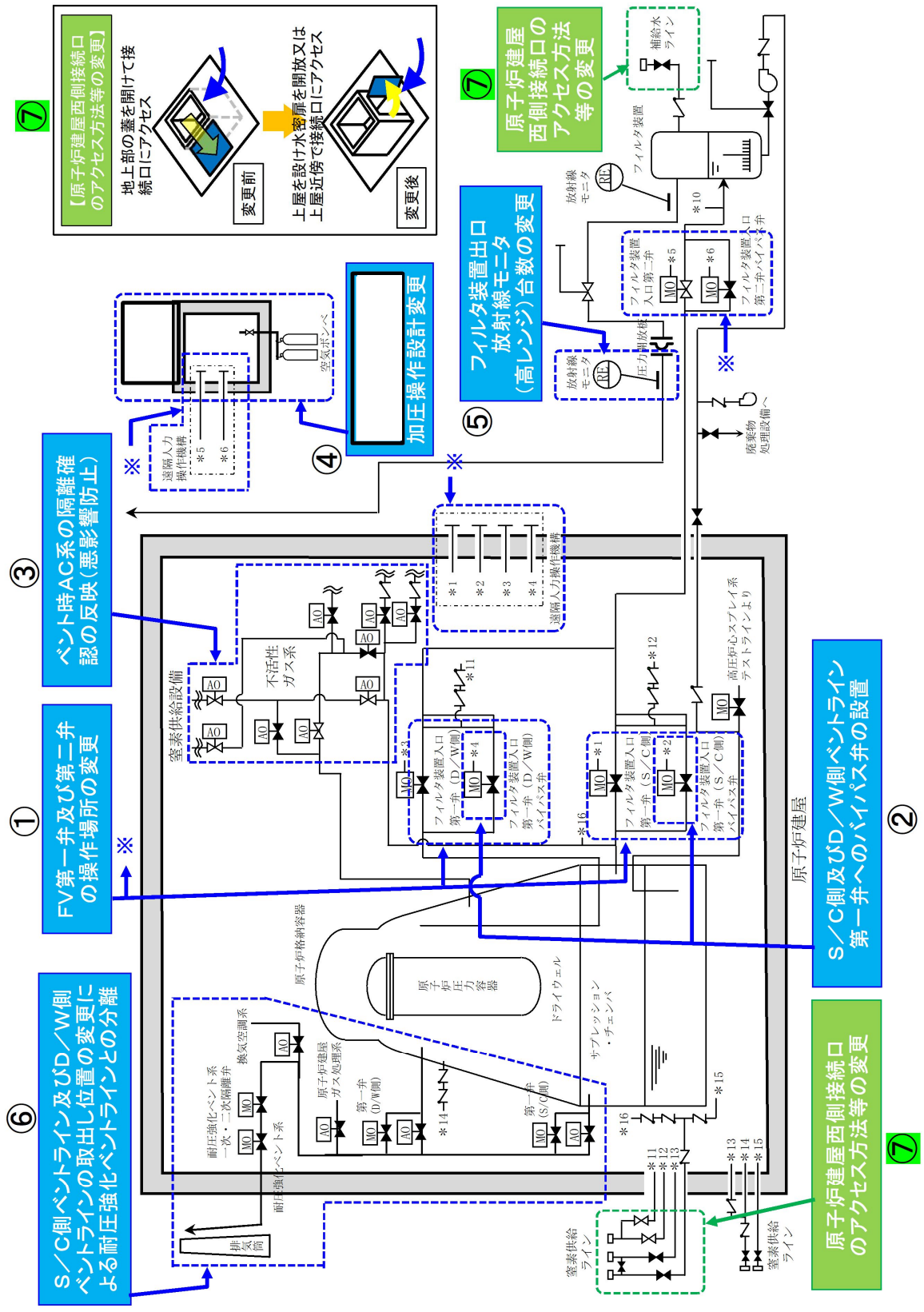
○作業時の被ばく評価への影響

【変更前】

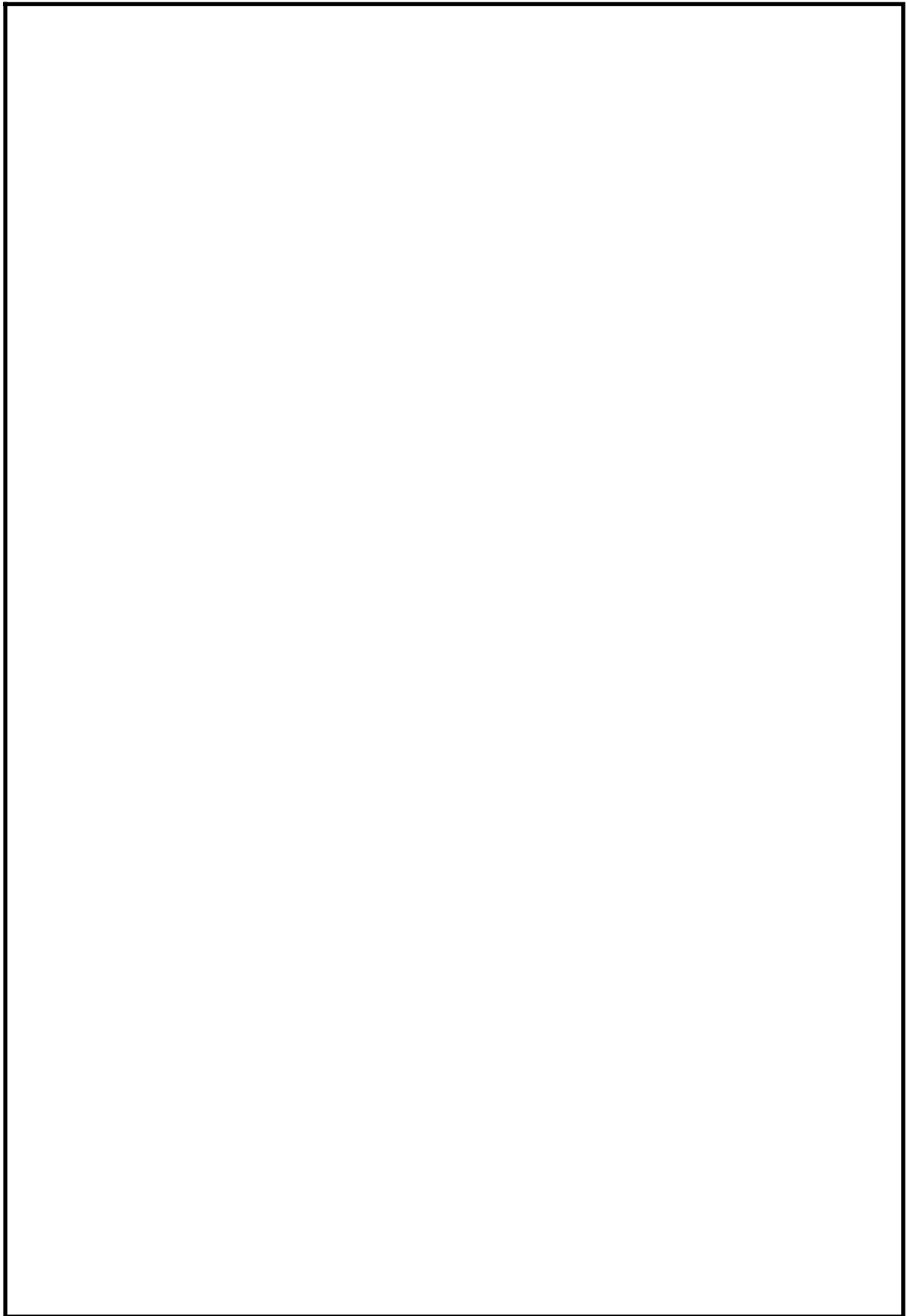
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 : 約 20mSv/h
- ・低圧代替注水系逆止弁付近 : 約 20mSv/h
- ・大物搬入口付近 : 約 13mSv/h

【変更後】

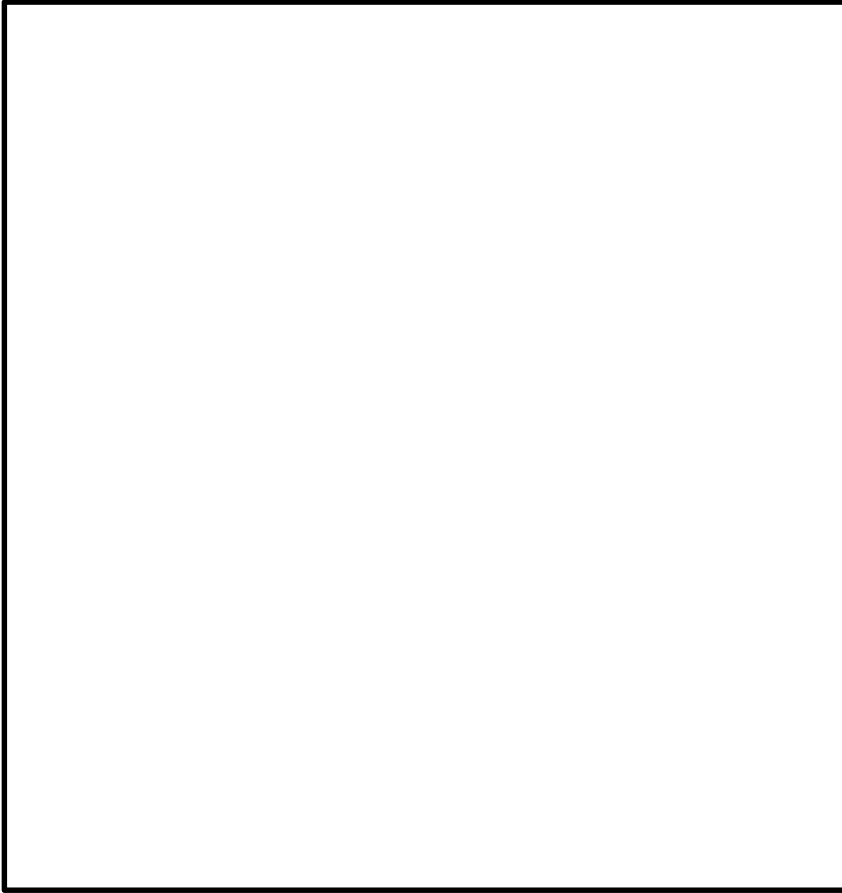
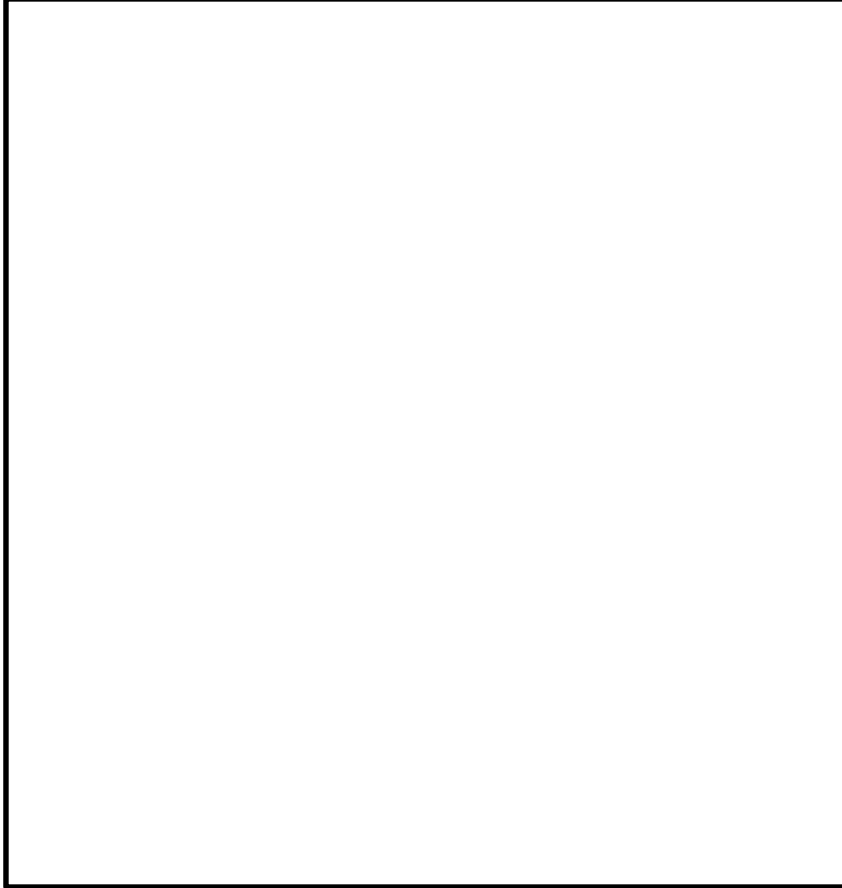
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 : 変更なし
- ・低圧代替注水系逆止弁付近 : 約 16mSv/h
- ・大物搬入口付近 : 約 12mSv/h



第1図 FV兼用化に伴う系統構成及び配置変更概要図



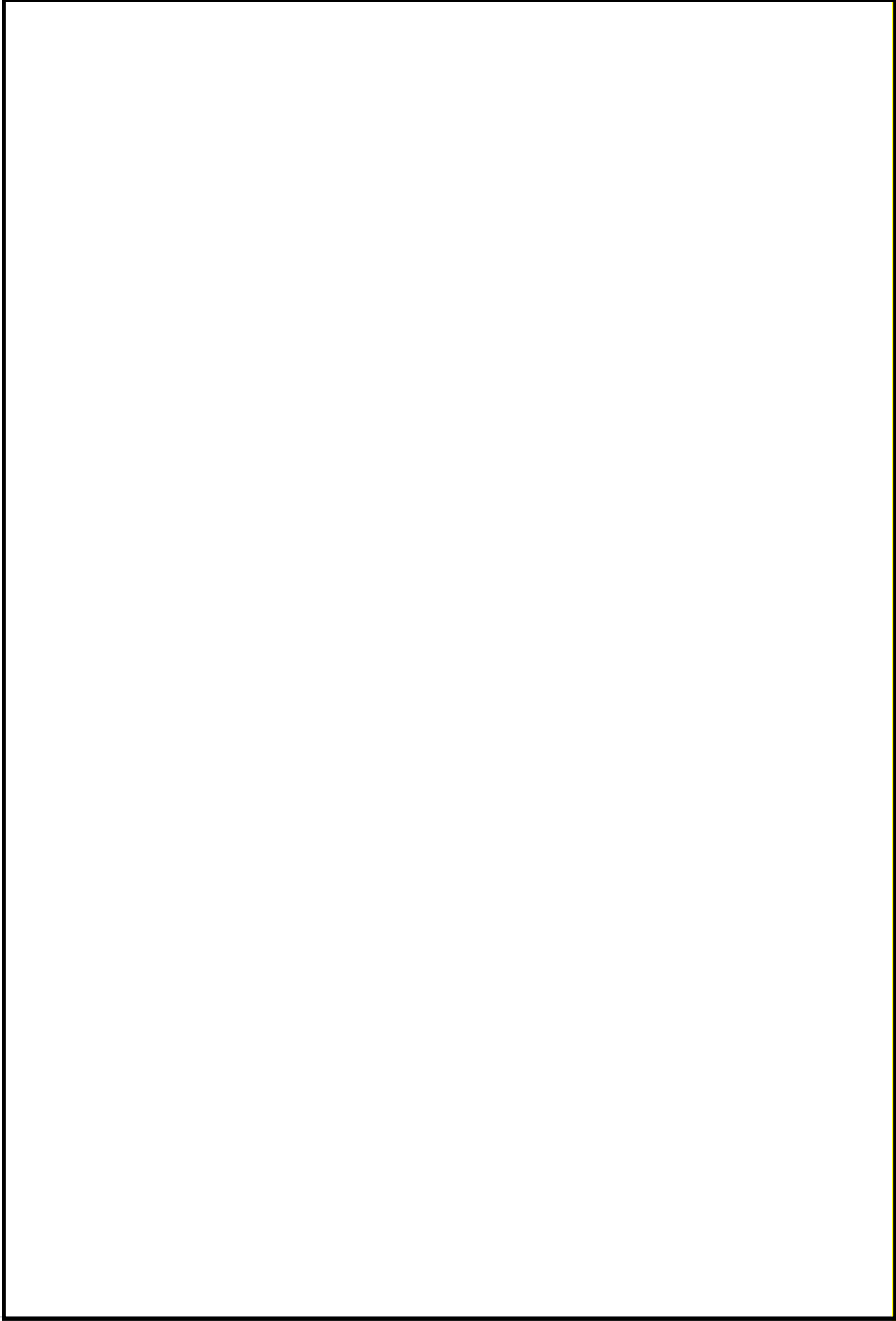
第 2 図 既許可からの設備・施設の配置変更

変更前	変更後
	

第3図 屋外アクセスルート変更概要図

	変更前	変更後
系統構成及び操作場所		
操作方法		

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 原子炉建屋内の移動経路図



第 5 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (1/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.1	—	—	—	—	—	
1.2	現場での手動操作による高圧代替注水系起動	—	58分以内	58分以内	—	
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	—	125分以内	125分以内	—	
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の[常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]及び[可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様				
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様				
1.3	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電]と同様				
	非常用窒素供給系による駆動源確保(非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え)	—	282分以内	282分以内	—	
	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放(非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え)	—	120分以内	120分以内	—	
	代替直流電源設備による復旧	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様				
	代替交流電源設備による復旧	1.14に記載の[常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様				
	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応(中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	—	300分以内	300分以内	—	
1.4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)(現場操作)(代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合)	—	215分以内	215分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。



第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (2/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）	—	165分以内	165分以内	—	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）	—	535分以内	535分以内	—	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	—	147分以内	147分以内	①	左記時間は、中央制御室操作と現場操作の時間の和である。現場操作に係る移動距離に変更が生じたが、変動幅（切上げ：5分）内のため、想定時間に変更はない。
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	—	147分以内	147分以内	①	左記時間は、中央制御室操作と現場操作の時間の和である。現場操作に係る移動距離に変更が生じたが、変動幅（切上げ：5分）内のため、想定時間に変更はない。
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合）	1.7と同様				
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	1.7と同様				
	フィルタ装置スクラビング水補給（代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合）	1.7と同様				

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (3/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.5	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換(格納容器窒素供給ライン西側接続口/東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換の場合)		1.7と同様			
	フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換		1.7と同様			
	フィルタ装置スクラビング水移送		1.7と同様			
	フィルタ装置スクラビング水移送(代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)		1.7と同様			
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(格納容器ベントの準備:S/C側ベントの場合)	—	125分以内	135分以内	④	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場開始操作)(格納容器ベント開始操作)	—	12分以内	12分以内	④		
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)(現場操作)(代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合)	—	215分以内	215分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲のため、想定時間に変更はない。
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)(現場操作)(西側淡水貯水設備から残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合)	—	215分以内	215分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備であるに係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (4/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)(現場操作)(代替淡水貯槽から残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合)	—	535分以内	535分以内	—	
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱器(現場操作)(格納容器ベント準備:S/C側ベントの場合)	—	125分以内	130分以内	①	操作場所の変更に伴い、操作場所までの移動距離に変更が生じたため、想定時間が増加。
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱器(現場操作)(格納容器ベント開始操作)	—	30分以内	30分以内	—	
	フィルタ装置スクラビング水補給(代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)	—	180分以内	145分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換(格納容器窒素供給ライン西側接続口/東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換の場合)	—	135分以内	115分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	—	135分以内	115分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (5/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.7	フィルタ装置スクラビング水移送	2 (重大事故等対応要員)  (注:変更前の要員は[0])	54分以内	42分以内	①③	現場操作箇所(フィルタ装置出口電動弁の手動弁化を含む)が増えたが、要員を増やし並行して操作が可能なたため想定時間が短縮。
	フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)	—	180分以内	145分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
1.8	格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) (代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用したペDESTAL(ドライウエル部)水位確保の場合)	—	215分以内	215分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) (西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用したペDESTAL(ドライウエル部)水位確保の場合)	—	140分以内	140分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (6/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.8	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の場合）	—	535 分以内	535 分以内	—	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）	—	215 分以内	215 分以内	①	距離に変更が生じたが、5 分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）	—	140 分以内	140 分以内	—	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）	—	535 分以内	535 分以内	—	
1.9	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内容器窒素供給ライン西側接続口／東側接続口を使用した原子炉格納容器（S／C 側）内へ窒素供給の場合）	—	135 分以内	115 分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である  に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (7/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.9	代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電		1.14 に記載の [可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電] と同様。			
	代替電源による必要な設備への給電		1.14 に記載の [可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電] と同様。			
1.10	代替電源による必要な設備への給電		1.14 に記載の [可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電] と同様。			
1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) (現場操作) (代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)	—	215 分以内	215 分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) (現場操作) (西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)	—	140 分以内	140 分以内	—	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) (現場操作) (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)	—	535 分以内	535 分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ペントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である  に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (8/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)(代替淡水貯槽から高所側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合)	—	215分以内	215分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)(西側淡水貯水設備から高所側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合)	—	140分以内	140分以内	—	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合)	—	535分以内	535分以内	—	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)(代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した使用済燃料プールスプレイの場合)	—	435分以内	435分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (9/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.11	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）	—	370分以内	370分以内	—	
	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様				
	代替電源による給電	1.14と同様				
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	145分以内	145分以内	—	
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	360分以内	360分以内	—	
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	—	145分以内	145分以内	—	
1.13	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口への送水）	—	535分以内	535分以内	—	
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水）	—	320分以内	320分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ビット）から原子炉建屋東側接続口への送水）	—	370分以内	370分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備であるに係る操作は対象外であり記載していない。



第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (10/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.13	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所(SA用海水ピット)から原子炉建屋西側接続口への送水)	—	310分以内	290分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所(SA用海水ピット)から高所東側接続口への送水)	—	220分以内	220分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所(SA用海水ピット)から高所西側接続口への送水)	—	225分以内	225分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	—	180分以内	145分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	—	175分以内	130分以内	①③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したこと、及び距離短縮のため想定時間が短縮。

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ペントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (11/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.13	西側淡水貯水設備を水注代替注水中型淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型淡水貯槽への補給)	—	160分以内	160分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	海を水源とした可搬型ポンプ又は可搬型代替注水大型淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A 用海水ピット) から代替淡水貯槽への補給)	—	160分以内	160分以内	—	
	代替淡水貯槽を水源と大型淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給)	—	165分以内	165分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
	海を水源とした可搬型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型海水取水箇所 (S A 用海水ピット) から西側淡水貯水設備への送水)	—	220分以内	220分以内	①	距離に変更が生じたが、5分単位の切上げの範囲内のため、想定時間に変更はない。
1.14	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	92分以内	92分以内	—	
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	250分以内	230分以内	③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：                    の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である                     に係る操作は対象外であり記載していない。

第1表 各操作に係る所要時間の変更 (12/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.14	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	—	180分以内	160分以内	③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	—	250分以内	230分以内	③	接続口へアクセスする際の蓋開放作業が不要となり、アクセス性が向上したため、想定時間が短縮。
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油（初回）	—	90分以内	90分以内	—	
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油（2回目以降）	—	50分以内	50分以内	—	
	タンクローリから各機器への給油	—	30分以内	30分以内	—	
1.15	可搬型計測器による計測	—	63分以内	63分以内	—	
1.16	チェン징エリアの設置及び運用手順	—	170分以内	170分以内	—	
	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順（現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順）	—	40分以内（1枚）	40分以内（1枚）	—	
1.17	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	—	475分以内	475分以内	—	
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	—	110分以内	110分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (13/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.17	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	—	110分以内	110分以内	—	
	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	—	90分以内	90分以内	—	
	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	—	100分以内	100分以内	—	
	海上モニタリング	—	290分以内	290分以内	—	
	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	—	185分以内	185分以内	—	
	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	—	300分以内	300分以内	—	
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	—	30分以内	30分以内	—	
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	—	80分以内	80分以内	—	
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所非常用換気設備の運転)	—	5分以内	5分以内	—	
	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所エリアモニタの設置)	—	10分以内	10分以内	—	
	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1.17と同様				
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順)	—	65分以内	65分以内	—	
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備への切替え準備手順)	—	5分以内	5分以内	—	
	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	—	5分以内	5分以内	—	

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備であるに係る操作は対象外であり記載していない。

第 1 表 各操作に係る所要時間の変更 (14/14)

条文	対応手順	要員	想定時間		変更内容※	備考
			変更前	変更後		
1.18	放射線防護に関する手順等（緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順）	—	67分以内	67分以内	—	
	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置及び運用手順）	—	20分以内	20分以内	—	
	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順）	—	5分以内	5分以内	—	
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機による給電【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】）	—	3分以内	3分以内	—	
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機による給電【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】）	—	10分以内	10分以内	—	
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14に記載の「常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」及び「可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」と同様。 1.18に記載の「緊急時対策所用発電機による給電」と同様。				

※変更内容①：格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う系統変更及び配置変更  
 ②：[ ]の移設  
 ③：原子炉建屋西側接続口のアクセス方法の変更及び接続口設置場所の変更  
 ④：耐圧強化ベントの現場操作時間等の変更

注) 本表は重大事故等対処設備を用いた操作を対象としていることから、自主対策設備である [ ]に係る操作は対象外であり記載していない。

第2表 必要な要員や所要時間が変更となった手順と有効性評価における要求時間の比較

手順	要員	要員数	所要時間		有効性評価 要求時間	備考
			変更前	変更後		
<p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(中央制御室操作)(格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(中央制御室操作)(格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合)</p> <p>フィルタ装置スクラビング水補給(フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給)</p> <p>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換(格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換の場合)</p> <p>フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換</p> <p>フィルタ装置スクラビング水移送</p> <p>フィルタ装置スクラビング水移送(代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)</p>	1.5	1.7と同様				

手順	要員	要員数	所要時間		有効性評価 要求時間	備考
			変更前	変更後		
1.5	運転員等 (現場)	3	125分 以内	135分 以内	—	有効性評価では、当該手順に期待していないため、有効性評価上の要求時間はない
	重大事故等 対応要員	3	12分 以内	12分 以内	—	有効性評価では、当該手順に期待していないため、有効性評価上の要求時間はない
	運転員等 (中央制御室)	1	7分 以内	8分 以内	—	中央制御室にて短時間で実施できる操作であり成り立ちに問題はない
1.7	運転員等 (現場)	3	125分 以内	130分 以内	4時間30分	S/P水位通常水位+5.0m到達時にベント準備操作を開始し、ベントを実施するS/P水位通常水位+6.5m到達までの4時間30分以内に実施する必要がある(詳細は別紙1参照) 【有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合))」の対応】
	運転員等 (中央制御室)	1	7分 以内	9分 以内	—	中央制御室にて短時間で実施できる操作であり成り立ちに問題はない
	運転員等 (現場)	3	140分 以内	130分 以内	—	有効性評価では、当該手順に期待していないため、有効性評価上の要求時間はない
1.7	重大事故等 対応要員	3	50分 以内	40分 以内	4時間30分	S/P水位通常水位+5.0m到達時に操作を開始し、ベントを実施するS/P水位通常水位+6.5m到達までの4時間30分以内に実施する必要がある
	重大事故等 対応要員	8	180分 以内	145分 以内	— (7日後以降の対応)	事象発生後7日間、スクラビング水補給操作は不要
	重大事故等 対応要員	8	175分 以内	130分 以内	— (7日後以降の対応)	

手順	要員	要員数	所要時間		有効性評価 要求時間	備考
			変更前	変更後		
1.7 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換（格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合） フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 フィルタ装置スクラビング水移送 フィルタ装置スクラビング水移送（代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水供給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合）	重大事故等 対応要員	6	135分 以内	115分 以内	— (7日後以 降の対応)	ベント停止後の対応
	重大事故等 対応要員	6	135分 以内	115分 以内	— (7日後以 降の対応)	
	運転員等 (中央制御 室、現場)	3	54分 以内	42分 以内	— (7日後以 降の対応)	
	重大事故等 対応要員	2	—	—	—	
1.9 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内へ窒素供給の場合） 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出（格納容器ベント準備：フィルタ装置入口第一弁（S/C側）） 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出（格納容器ベント準備：第一弁（D/W側）操作の場合）	重大事故等 対応要員	6	135分 以内	115分 以内	22時間	格納容器内酸素濃度 3.5vol%到達時に開始し、4.0vol%到達までの22時間以内に実施する必要あり 【有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」の対応】 中央制御室にて短時間で実施できる操作であり成り立性に問題はない
	運転員等 (中央制 御室)	1	5分 以内	6分 以内	—	
	運転員等 (中央制 御室)	1	5分 以内	7分 以内	—	



手 順	要 員	要員数	所要時間		有効性評価 要求時間	備 考	
			変更前	変更後			
1.13 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（原子炉建屋西側接続口） 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉建屋西側接続口） 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から原子炉建屋西側接続口への送水） 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（フィルター装置スクラビング水補給ライン接続口） 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルター装置スクラビング水補給ライン接続口）	重大事故等 対応要員	8	205分 以内	165分 以内	—	有効性評価では、当該手順に期待していないため、有効性評価上の要求時間はない	
	重大事故等 対応要員	8	170分 以内	160分 以内	—		
	重大事故等 対応要員	8	310分 以内	290分 以内	—		
	重大事故等 対応要員	8	175分 以内	130分 以内	— （7日後以降の対応）		事象発生後7日間、スクラビング水補給操作は不要
	重大事故等 対応要員	8	180分 以内	145分 以内	— （7日後以降の対応）		
	重大事故等 対応要員	8	250分 以内	230分 以内	—		
1.14 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電  可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 （中央制御室、現場） 重大事故等 対応要員	2  6	250分 以内	230分 以内	—	有効性評価では、当該手順に期待していないため、有効性評価上の要求時間はない	
	運転員等 （中央制御室、現場） 重大事故等 対応要員	3  6	180分 以内	160分 以内	—		
	運転員等 （中央制御室、現場） 重大事故等 対応要員	2  6	250分 以内	230分 以内	—		

ベント準備操作開始タイミングの変更について

## 1. ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認、ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認、第一弁の開操作をベント準備と位置付けて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し、その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。そのため、ベント準備操作開始の起点は、仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても、ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

## 2. ベント準備操作開始の判断基準について

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間のタイムチャートを第1図に示す。

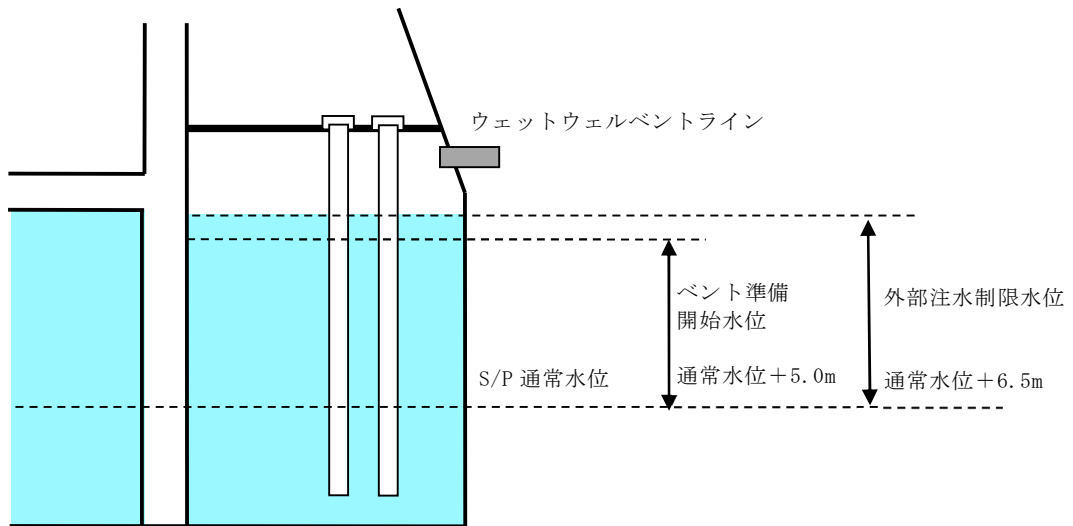
第1図に示すとおり、緊急時対策所への待避時間も含めたベント準備操作の所要時間は約3時間3分であり、格納容器圧力逃がし装置兼用化に伴う第一弁の操作場所変更により移動時間及び防護具着用時間が増加するため、兼用化前の所要時間約2時間45分から約18分時間が長くなっている。従来のベント準備操作の判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位＋約5.5m到達時に操作を開始した場合、ベント実施基準であるサプレッション・プール水位通常水位＋約6.5m到達までの時間約3時間に対して余裕時間が

短いことから、ベント準備操作開始の判断基準をサプレッション・プール水位通常水位+約 5.0m 到達時に変更する。サプレッション・プール水位通常水位+約 5.0m 到達時から準備操作を開始した場合、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

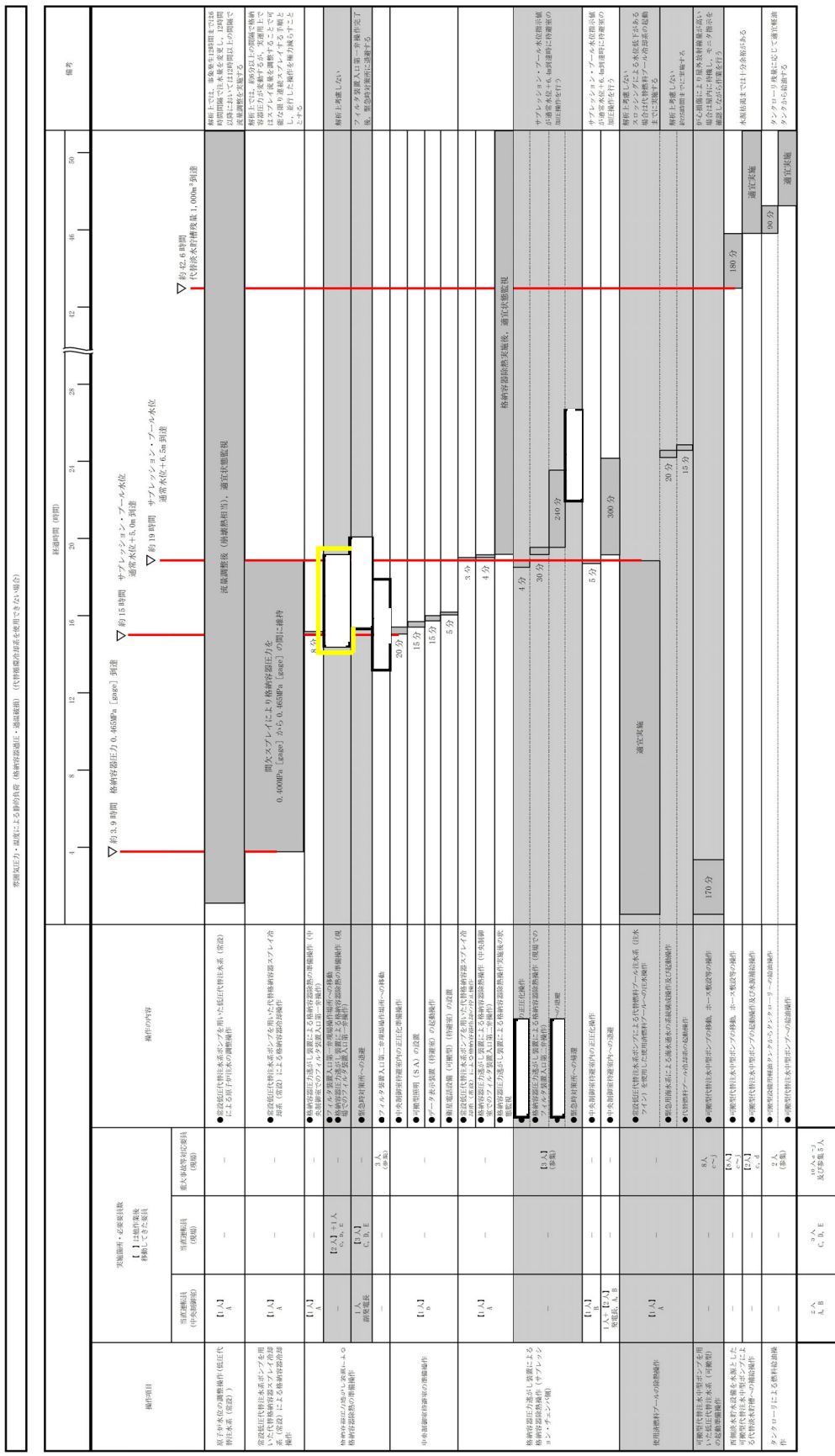
なお、準備操作の開始をサプレッション・プール水位通常水位+約 5.0m 到達時に変更した手順とした場合においても、ベント準備操作以外の操作も含んだ対応について、必要な要員が東海第二発電所の体制で確保可能であることを有効性評価にて確認している（第 3 図）。



第 1 図 ベント準備の所要時間タイムチャート



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて



第7.2.1.3-3 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）

第3 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

重大事故等発生後の長期安定冷却手段に係る被ばく評価結果の変更について

## 1. 変更内容

重大事故等発生後における長期安定冷却手段に係る作業時の被ばく評価について、格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、作業エリアにおけるフィルタベント系配管の位置が変更となり、フィルタベント系配管からの直接ガンマ線による線量率に変更となることから、長期安定冷却手段に係る作業時の被ばく評価結果が変更となる。

## 2. 変更の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴う、重大事故等発生後の長期安定冷却手段について、作業エリアにおけるフィルタベント系配管の位置が変更となったことから作業時の被ばく評価への影響を確認した。

各作業エリアの線量率は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室内では約 20mSv/h、低圧代替注水系逆止弁付近では約 16mSv/h、大物搬入口付近では約 12mSv/h となり、格納容器圧力逃がし装置の兼用化前と比べてフィルタベント系配管と作業エリアの距離が遠ざかることから、線量率は同等又は低下する結果となり、基準適合性への影響はない。なお、作業エリアにおける被ばく評価以外の重大事故等発生後の長期安定冷却のための系統構成、成立性評価、作業場所等には変更はない。

詳細は、次頁以降に示す。

## 重大事故等発生後の長期安定冷却のための作業に伴う被ばく評価について

重大事故等発生後の長期安定冷却のための作業に伴う被ばく評価は、作業エリアとなる原子炉隔離時冷却系ポンプ室内、低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近の「原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。

### 1. 評価の方法

#### (1) 原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率

原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生 30 日後の原子炉建屋原子炉棟内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表 1 に各作業エリア空間容積を示す。なお、評価方法、評価条件について既許可審査資料から変更はない。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

$6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数  $\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

$Q_{\gamma}$  : 原子炉建屋内放射エネルギー

(Bq :  $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$  : 原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相部容積 (85,000m<sup>3</sup>)

- $E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線エネルギー (0.5MeV/dis)  
 $\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線のエネルギー吸収係数 ( $3.9 \times 10^{-3}$ /m)  
 $R$  : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)  
 $V_{OF}$  : 評価対象エリアの容積

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 ( $V_{OF}$ )
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 (原子炉建屋原子炉棟地下2階)	5,100m <sup>3</sup>
低圧代替注水系逆止弁付近 (原子炉建屋原子炉棟3階)	10,000m <sup>3</sup>
大物搬入口 (原子炉建屋原子炉棟1階)	3,500m <sup>3</sup>

(2) 線源配管からの直接線による線量率

原子炉隔離時冷却系ポンプ室における作業においては、図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水が、原子炉格納容器貫通部とサブプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することから、当該配管を線源とする。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図2中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。なお、既許可審査資料から評価方法、評価条件に変更はない。

大物搬入口付近における作業においては、図3に示すとおり、フィルタベント系配管が存在することから、当該配管を線源とする。格納容器圧力逃がし装



置の兼用化に伴い、フィルタベント系配管の位置が変更となり、既許可審査資料から評価距離が変更となる。

低圧代替注水系逆止弁付近における作業においては、図4に示すとおり、線源となる配管等はない。格納容器圧力逃がし装置の兼用化に伴い、フィルタベント系配管の位置が変更となり、変更前にあった線源の影響がなくなった。

大物搬入口付近及び低圧代替注水系逆止弁付近における直接線の線量率評価条件を表3に示す。

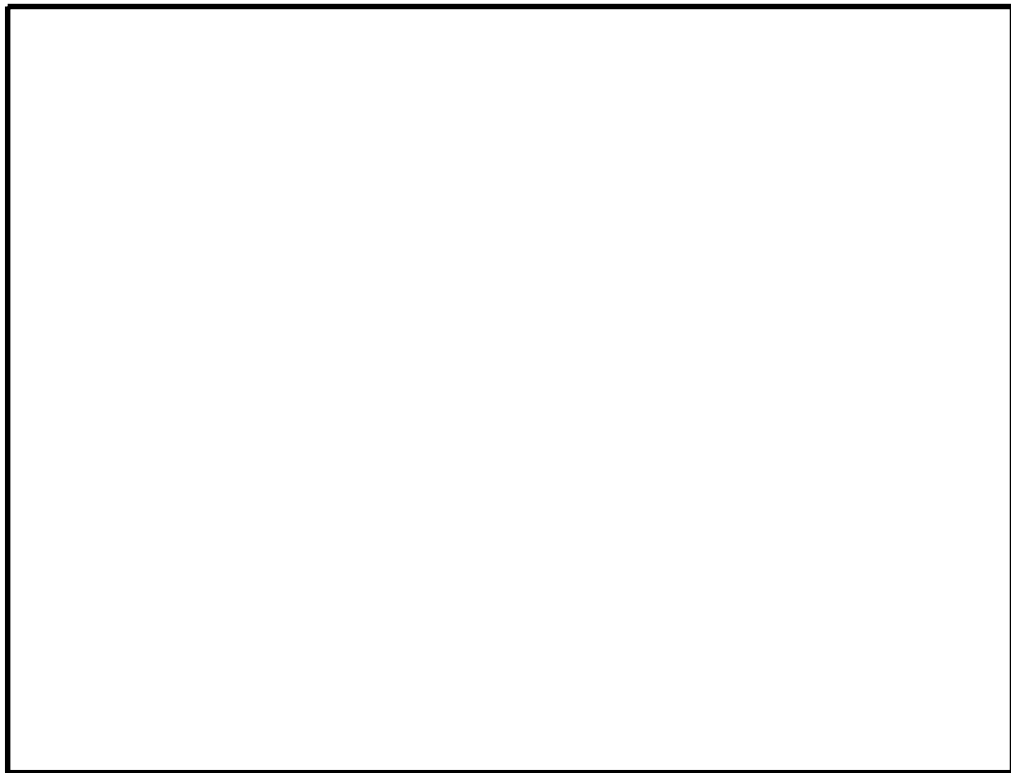


図1 原子炉隔離時冷却系ポンプ室における作業エリアの線源配管及び評価点

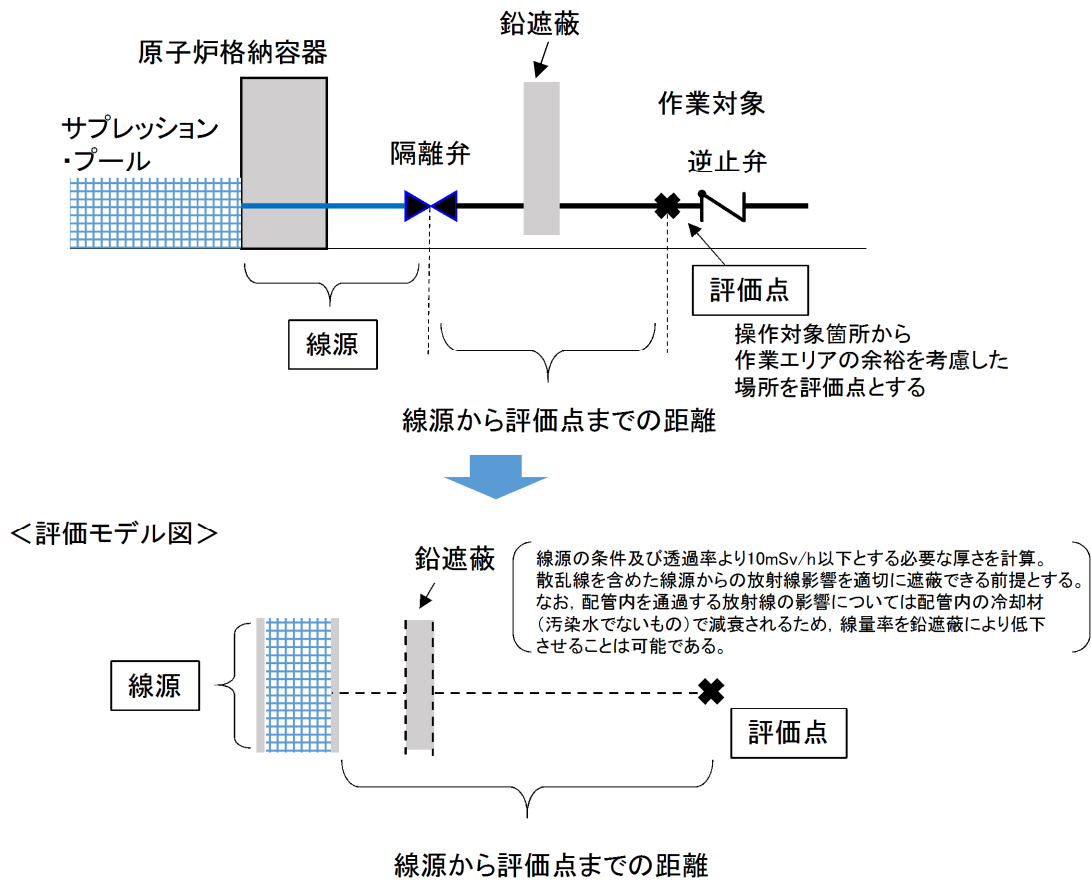


図 2 線量評価概念図

表 2 線量率評価条件

作業エリア	線源 (サプレッション・プール～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
原子炉隔離時冷却系ポンプ室	約 10m <sup>※1</sup>	約 1m	10cm

※1 実際は 3m 程度だが保守的に設定

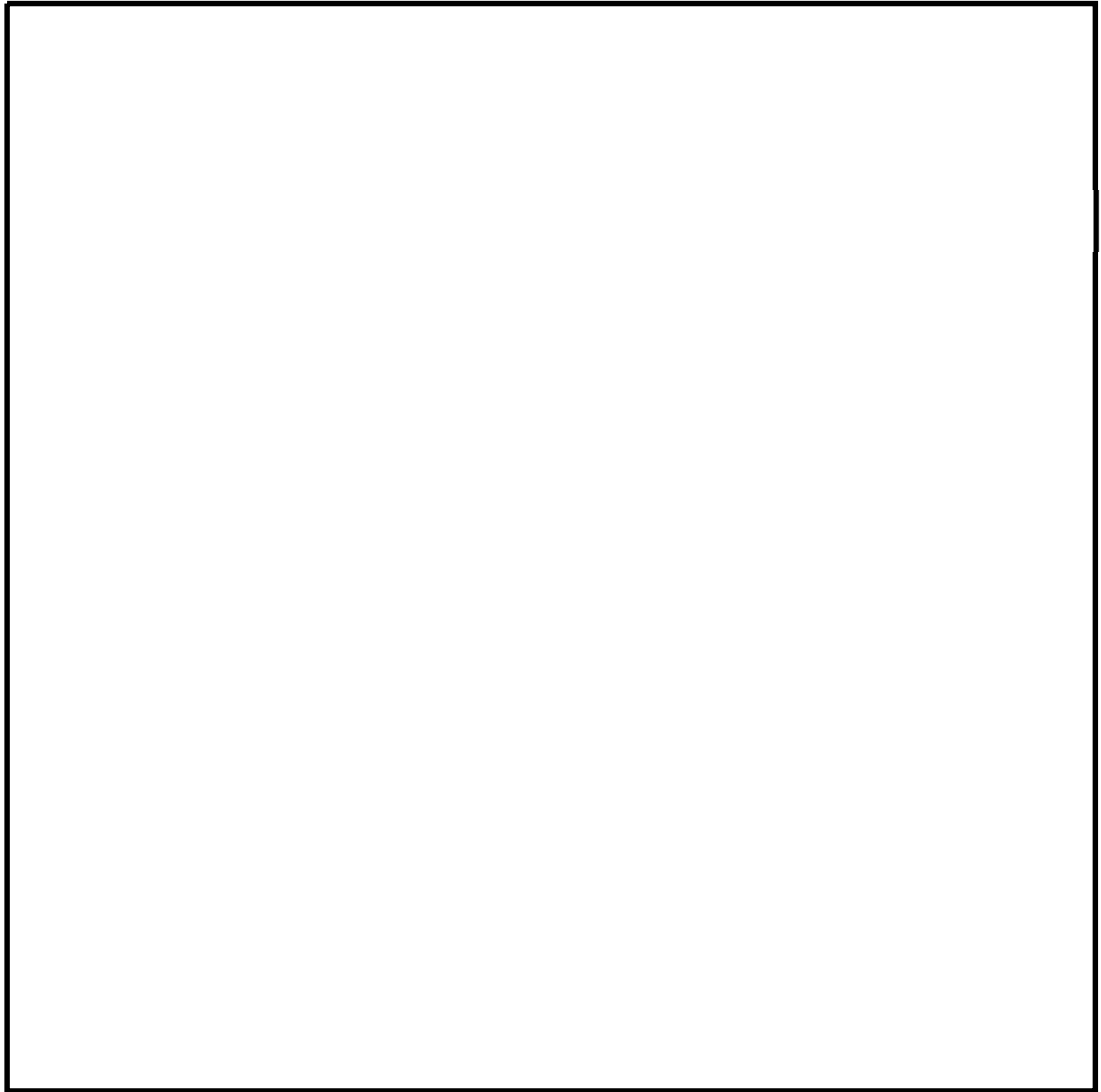


図 3 大物搬入口における作業エリアの線源配管及び評価点

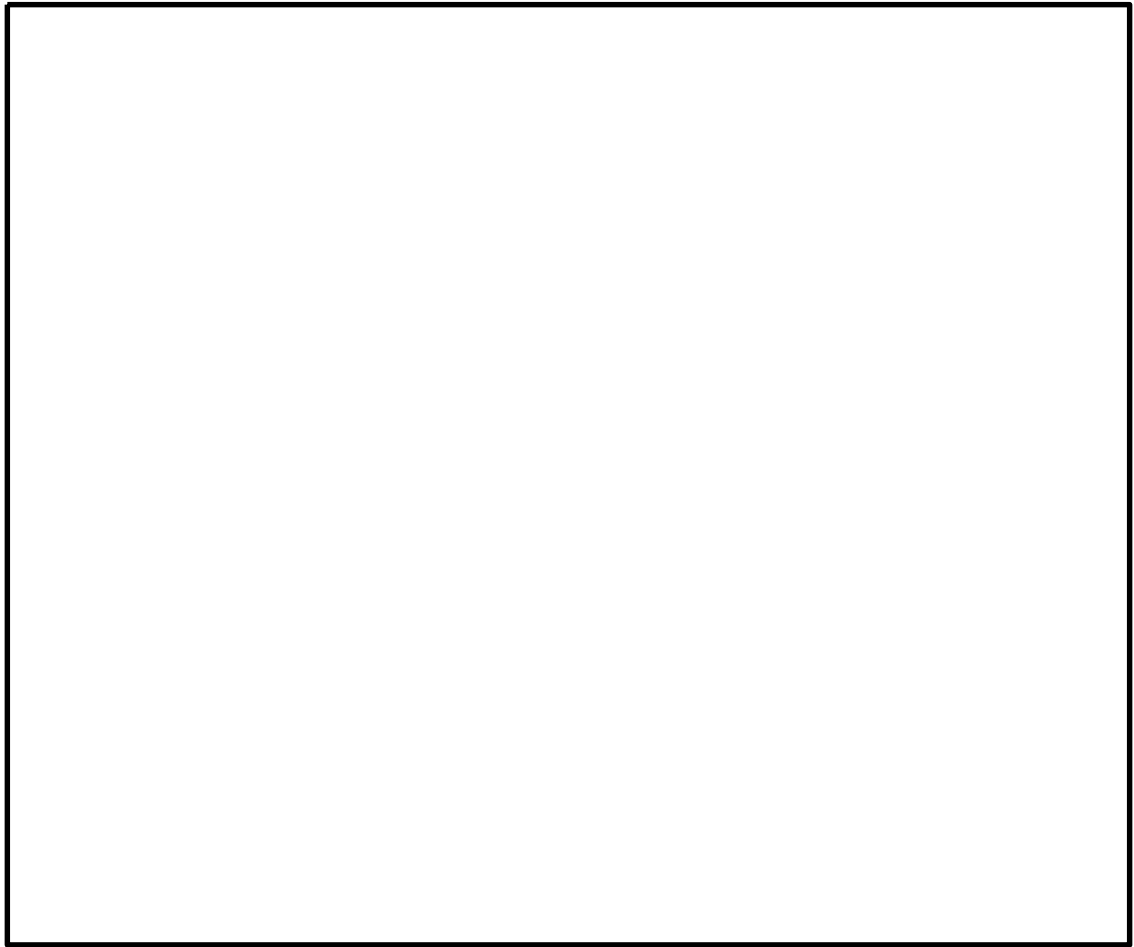


図 4 低圧代替注水系逆止弁付近における作業エリアの評価点

表 3 線量率評価条件

作業エリア		対象線源配管	線源長さ※ <sup>2</sup>	線源から評価点までの距離※ <sup>3</sup>
大物搬入口	変更前	フィルタベント系配管	約 10m	約 14m
	変更後	同上	同上	約 20m
低圧代替注水系逆止弁付近	変更前	フィルタベント系配管	約 10m	約 7.6m
	変更後	線源となる配管はない	—	—

※2 作業場所での配置を考慮し保守的に設定

※3 線源から評価点の間の遮蔽設備に期待しない

## 2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した結果を表4に示す。

なお、これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約13時間程度（6人1班で作業）と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交替要員を確保し、交替体制を整えることで実施可能である。

表4 各作業エリアにおける線量率

作業エリア		原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	変更前	約 $1.3 \times 10^1$ mSv/h	約 $7.4 \times 10^0$ mSv/h	約 $2.0 \times 10^1$ mSv/h
	変更後	同上	同上	同上
低圧代替注水系逆止弁付近	変更前	約 $1.6 \times 10^1$ mSv/h	約 $4.1 \times 10^0$ mSv/h	約 $2.0 \times 10^1$ mSv/h
	変更後	同上	—※4	約 $1.6 \times 10^1$ mSv/h
大物搬入口	変更前	約 $1.1 \times 10^1$ mSv/h	約 $1.3 \times 10^0$ mSv/h	約 $1.3 \times 10^1$ mSv/h
	変更後	同上	約 $6.2 \times 10^{-1}$ mSv/h	約 $1.2 \times 10^1$ mSv/h

※4 作業エリアに直視できる線源配管はない。

## 現場操作に係る移動時間評価について

## 1. フィルタ装置入口第一弁（S/C側）及び（D/W側）現場操作に係る移動時間評価について

格納容器圧力逃がし装置（以下「FV」という。）の兼用化に伴い、FVの系統構成が変更となったことから、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）及び（D/W側）（以下、「第一弁」という。）の設置場所が [ ] に変更となった。

このため、第一弁の現場操作に係る中央制御室から [ ] [ ] までの移動時間について評価を行った。

## (1) 評価対象ルート

## ① 中央制御室を起点とするルート

## a. フィルタ装置入口第一弁（S/C側）及び（D/W側）

[ 中央制御室 → [ ] ] (図1 ①-⑩の経路)

## (2) 移動時間の評価方法

- ・ 徒歩での移動時間<sup>\*1</sup> : 一般的な歩行速度をもとに設定

歩行による移動距離 (m) ÷ 4 (km/h)

- ・ 階段部の移動時間<sup>\*1</sup> : 一般的な歩行速度をもとに設定

階段部の距離 (m) ÷ 4 (km/h)

(傾斜が急な階段は、類似階段での実測時間をもとに設定 : 段数×2 (秒/段))

※1 原子炉建屋内における移動時間については、内部溢水を考慮し  
1.5倍した時間とする。

- ・入域扉の操作時間：1箇所当たり90秒（既存の扉の実操作時間をもとに設定）
- ・遮蔽扉の操作時間：1箇所当たり60秒
- ・耐火扉の操作時間：1箇所当たり実操作は5秒<sup>※2</sup>

※2 保守的に60秒で計算

- ・時間の丸め処理
  - 屋内における移動の積上げ時間は、1分単位で丸める。（積上げ時間が10分を超える場合、5分単位で丸める。）
  - 屋外における移動の積上げ時間は、5分単位で丸める。

### (3) 移動時間算出結果

#### ① 中央制御室を起点とするルート

a. フィルタ装置入口第一弁(S/C側)及び(D/W側)

[ 中央制御室 →  ] (図1 ①-⑩の経路)

#### a) 移動

歩行による移動距離：204.7m

$$204.7 \text{ (m)} \div 4 \text{ (km/h)} = 184.23 \text{ 秒}$$

階段による移動：原子炉建屋付属棟内階段：480秒

<移動距離分 時間小計>

$$(184.23 \text{ 秒} + 480 \text{ 秒} = 664.23 \text{ 秒}) \times 1.5 \text{ 倍 (内部溢水考慮)} \div \underline{16 \text{ 分 } 37 \text{ 秒}}$$

#### b) 扉操作

- ・耐火扉×4：240秒（保守的に扉1枚当たり60秒換算）
- ・遮蔽扉×1：60秒

・水密扉×1：60秒

・入域扉×1：90秒

〈扉分 時間小計〉

240秒+60秒+60秒+90秒=450秒= 7分30秒

合計：移動分（16分37秒）＋扉分（7分30秒）＋装備（12分）

=36分07秒 ≒ 40分（切上げ）



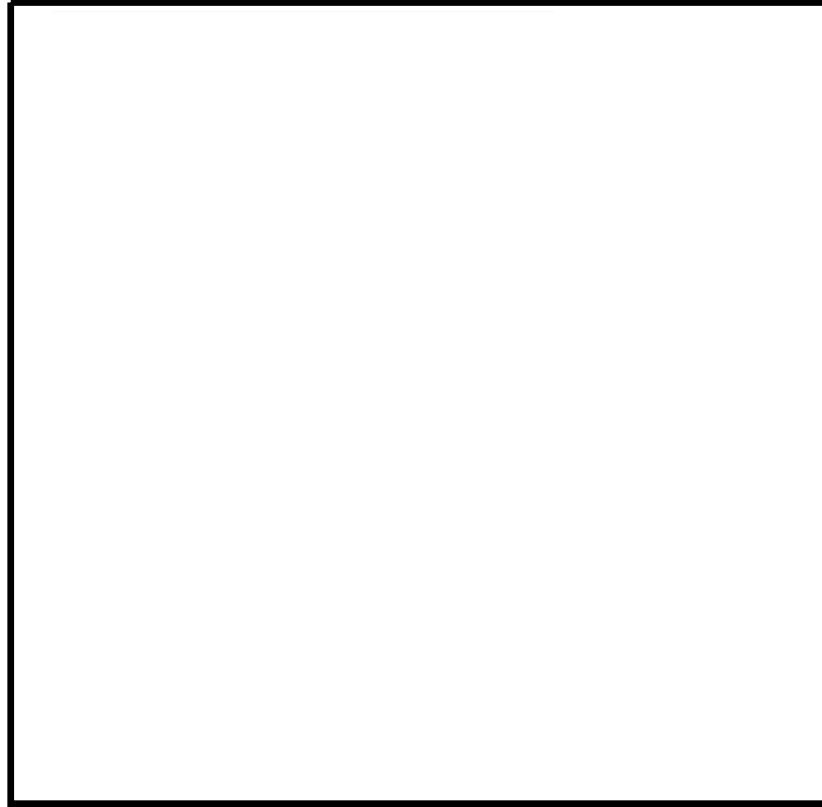


図1 中央制御室（MCR）→フィルタ装置入口第一弁移動経路（1/4）

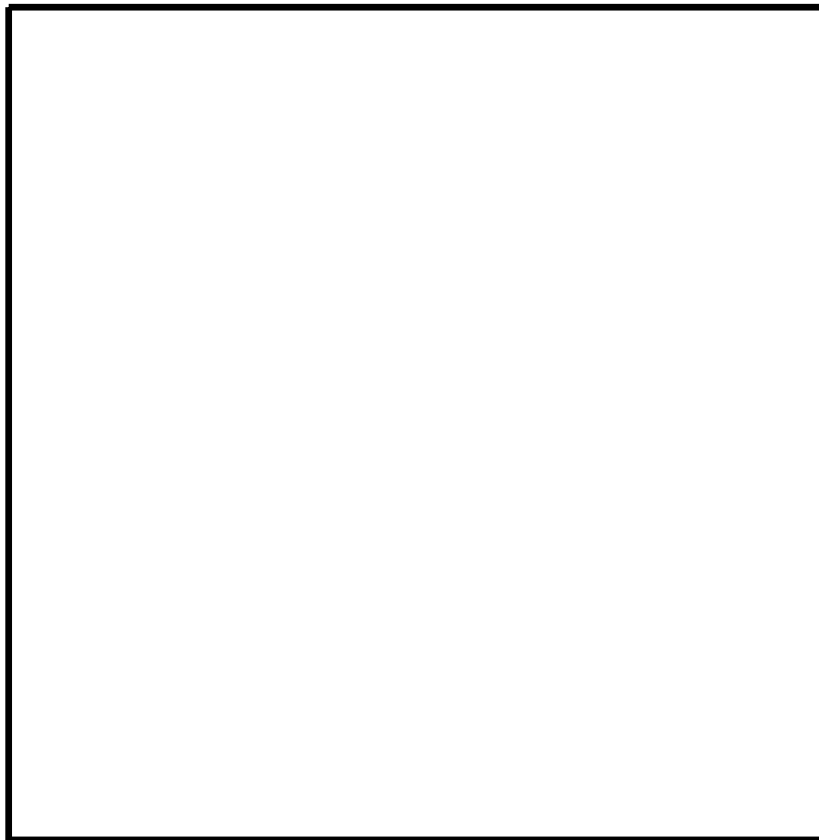


図1 中央制御室（MCR）→フィルタ装置入口第一弁移動経路（2/4）

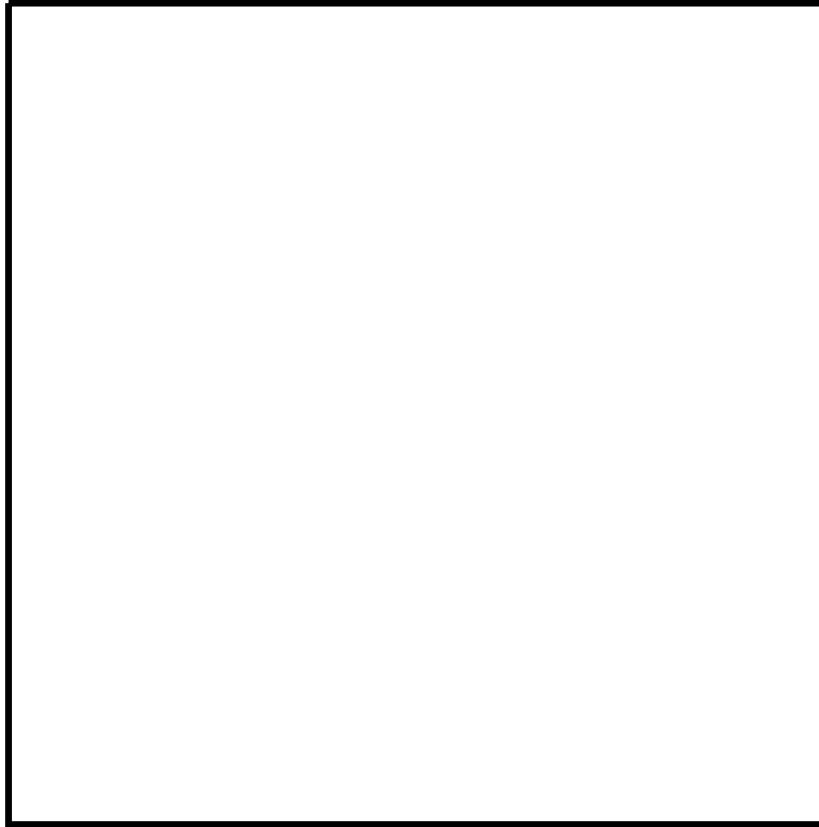


図1 中央制御室（MCR）→フィルタ装置入口第一弁移動経路（3/4）

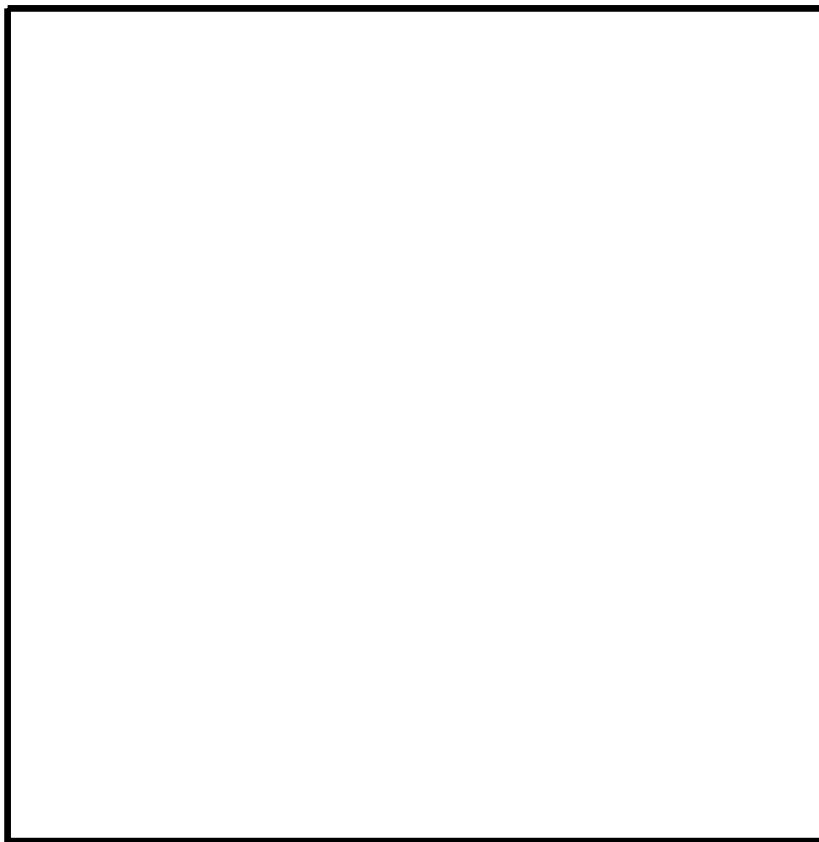
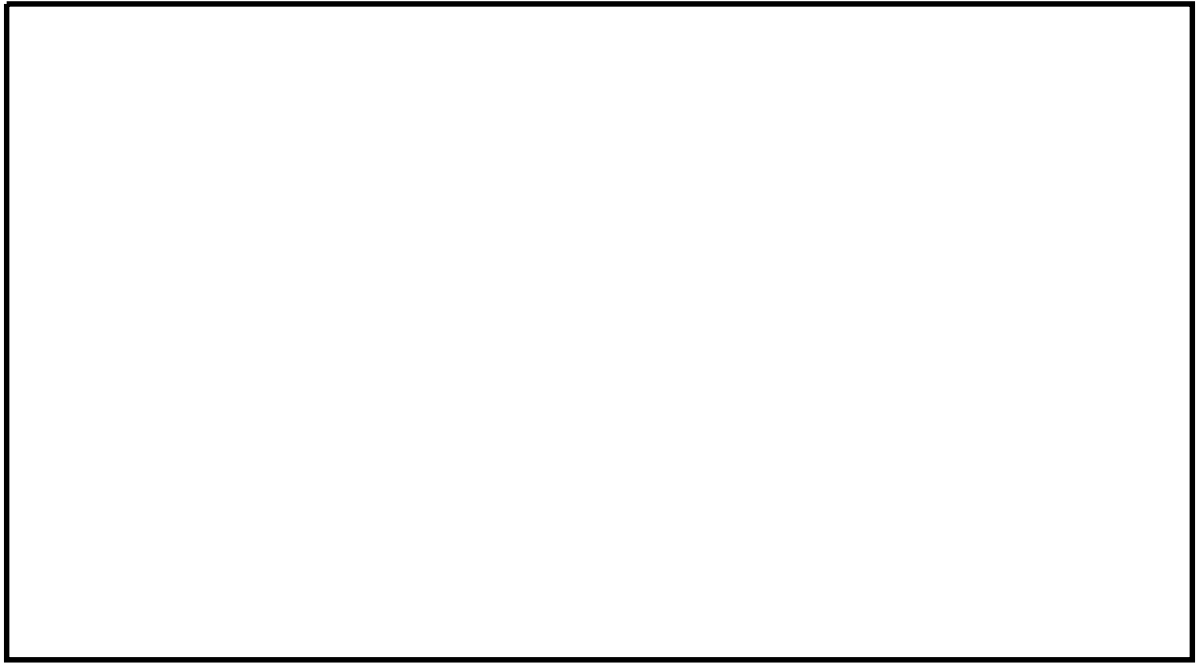


図1 中央制御室（MCR）→フィルタ装置入口第一弁移動経路（4/4）



※ 第一弁（S/C側）及び（D/W側）の現場操作場所までの移動の想定時間

図2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱  
（現場操作）

## 2. フィルタ装置入口第二弁現場操作に係る移動時間評価について

FVの兼用化に伴い、FVの系統構成が変更となったことから、フィルタ装置入口第二弁の設置場所が [ ] に変更となった。

このため、フィルタ装置入口第二弁の現場操作に係る緊急時対策所から [ ] [ ] までの移動時間について評価を行った。

### (1) 評価対象ルート

#### ① 緊急時対策所を起点とするルート

##### a. フィルタ装置入口第二弁

[ 緊急時対策所 → [ ] [ ] ] (図3 ①-⑧の経路)

### (2) 移動時間の評価方法

- ・ 徒歩での移動時間：一般的な歩行速度をもとに設定

歩行による移動距離 (m) ÷ 4 (km/h)

- ・ 階段部の移動時間：一般的な歩行速度をもとに設定

階段部の距離 (m) ÷ 4 (km/h)

[ ]
[ ]
[ ]
[ ]
[ ]
[ ]
[ ]

- ・ 時間の丸め処理

- 屋内における移動の積上げ時間は、1分単位で丸める。(積上げ時間が10分を超える場合、5分単位で丸める。)
- 屋外における移動の積上げ時間は、5分単位で丸める。

(3) 移動時間算出結果

① 緊急時対策所を起点とするルート

a. フィルタ装置入口第二弁

[ 緊急時対策所 →  ]

a) 移動

歩行による移動距離

[  ]

a) 移動

歩行による移動距離：

階段による移動：

<移動距離分 時間小計>

b) 扉操作

<扉分 時間小計>

合計：

[  ]

a) 移動

歩行による移動距離：

[  ]

a) 移動

歩行による移動距離：

b) 扉操作

<扉分 時間小計>

合計：

総計：

= 34 分 08 秒  $\div$  35 分 (切上げ)



図3 緊急時対策所 → フィルタ装置入口第二弁 移動経路 (1/3)



図3 緊急時対策所 → フィルタ装置入口第二弁 移動経路 (2/3)



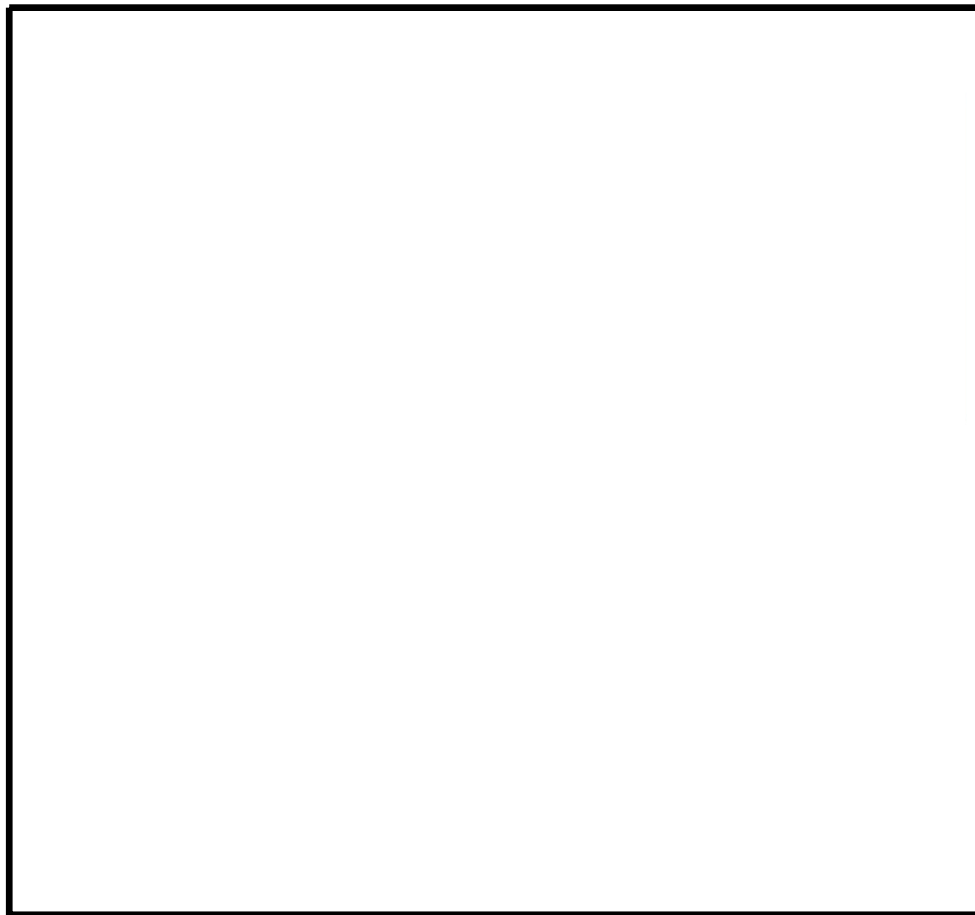
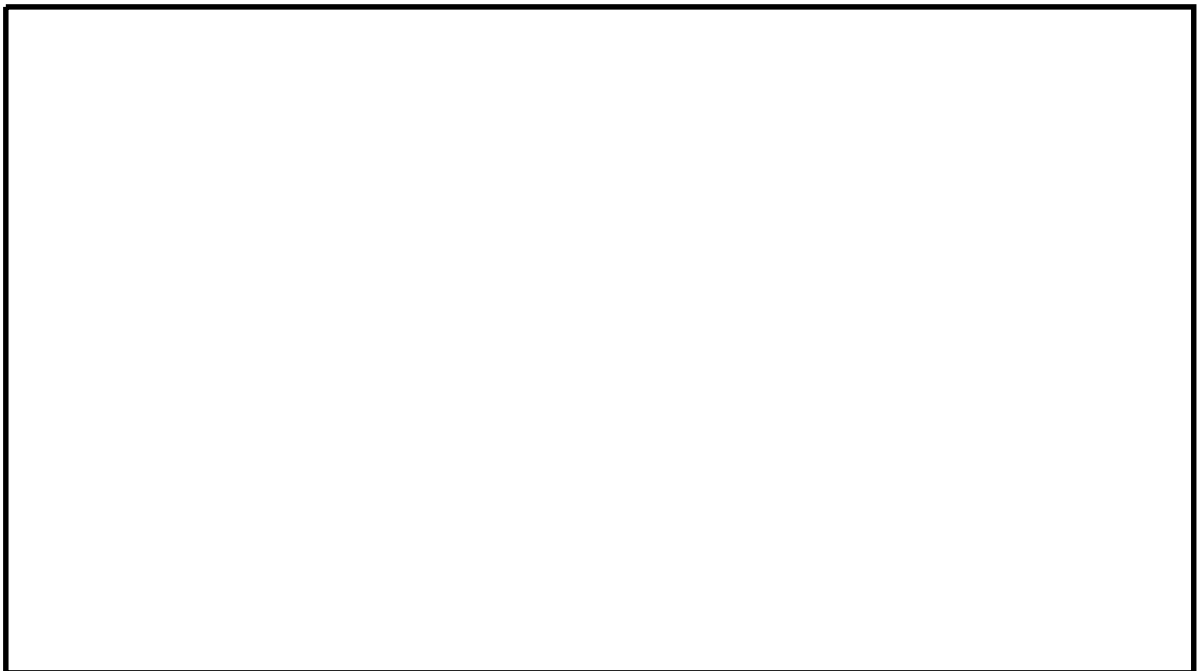


図3 緊急時対策所 → フィルタ装置入口第二弁 移動経路 (3/3)



※ フィルタ装置入口第二弁の現場操作場所までの移動の想定時間

図4 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱  
(現場操作)

### 3. 耐圧強化ベント現場操作に係る移動時間評価について

格納容器圧力逃がし装置（以下「FV」という。）の兼用化に伴い、FVは耐圧強化ベントと独立した系統構成となったことから、耐圧強化ベントラインの隔離弁には遠隔人力操作機構が設置されないため、耐圧強化ベントの隔離弁を現場で直接操作する手順に変更とした。

このため、耐圧強化ベントの隔離弁（電動弁）の現場操作に係る中央制御室から原子炉建屋原子炉棟 1 階及び原子炉建屋原子炉棟 4 階までの移動時間について評価を行った。

#### (1) 評価対象ルート

##### ① 中央制御室を起点とするルート

##### a. 第一弁(S/C側)

[ 中央制御室→原子炉建屋附属棟 1 階→同建屋原子炉棟 1 階 ] (図 1 ①-⑩の経路)

##### b. 第一弁(D/W側)

[ 中央制御室→原子炉建屋附属棟 1 階→同建屋原子炉棟 1 階→同建屋原子炉棟 4 階 ] (図 1 ①-⑩-⑰の経路)

#### (2) 移動時間の評価方法

- ・ 徒歩での移動時間<sup>※1</sup>：一般的な歩行速度をもとに設定

歩行による移動距離 (m) ÷ 4 (km/h)

- ・ 階段部の移動時間<sup>※1</sup>：一般的な歩行速度をもとに設定

階段部の距離 (m) ÷ 4 (km/h)

(傾斜が急な階段は、類似階段での実測時間をもとに設定：段数×2 (秒/

段)

※1 原子炉建屋内における移動時間については、内部溢水を考慮し  
1.5倍した時間とする。

- ・垂直梯子の昇降時間：段×時速 4km/h×1.5倍にて算出
- ・入域扉の操作時間：1箇所当たり 90秒（既存の扉の実操作時間をもとに設定）
- ・遮蔽扉の操作時間：1箇所当たり 60秒
- ・耐火扉の操作時間：1箇所当たり実操作は 5秒<sup>※2</sup>

※2 保守的に 60秒で計算

- ・時間の丸め処理
  - 屋内における移動の積上げ時間は、1分単位で丸める。（積上げ時間が10分を超える場合、5分単位で丸める。）
  - 屋外における移動の積上げ時間は、5分単位で丸める。

### (3) 移動時間算出結果

#### ① 中央制御室を起点とするルート

a. 第一弁(S/C側) [中央制御室→原子炉建屋附属棟1階→同建屋原子炉棟1階] (図1 ①-⑩の経路)

#### a) 移動

歩行による移動距離：270.3m

$$270.3 \text{ (m)} \div 4 \text{ (km/h)} = 243.27 \text{ 秒}$$

階段・梯子による移動：原子炉建屋附属棟内階段：480秒

第一弁(S/C側)梯子(上り)：90秒

原子炉建屋エアロックの移動：30秒

<移動距離分 時間小計>

$$(243.27 \text{ 秒} + 480 \text{ 秒} + 90 \text{ 秒} + 30 \text{ 秒}) \times 1.5 \text{ 倍 (内部溢水考慮)} \div 21 \text{ 分 } 05 \text{ 秒}$$

b) 扉操作

- ・耐火扉×5：300秒（保守的に扉1枚当たり60秒換算）
- ・遮蔽扉×1：60秒
- ・水密扉×1：60秒
- ・入域扉×1：90秒

<扉分 時間小計>

$$300 \text{ 秒} + 60 \text{ 秒} + 60 \text{ 秒} + 90 \text{ 秒} = 510 \text{ 秒} = \underline{8 \text{ 分 } 30 \text{ 秒}}$$

合計：移動分（21分05秒）＋扉分（8分30秒）＋装備（12分）

$$= 41 \text{ 分 } 35 \text{ 秒} \div \underline{45 \text{ 分 (切上げ)}}$$

- b. 第一弁(D/W側) [ 中央制御室→原子炉建屋付属棟1階→同建屋原子炉棟  
1階→同建屋原子炉棟4階] (図1 ①-⑩-⑰の経路)

a) 移動

歩行による移動距離：450.9m

$$450.9 \text{ (m)} \div 4 \text{ (km/h)} = 405.81 \text{ 秒}$$

階段・梯子による移動：原子炉建屋付属棟内階段：480秒

第一弁(S/C側)梯子(上り)：90秒

第一弁(S/C側)梯子(下り)：70秒

第一弁(D/W側)梯子(上り)：180秒

原子炉建屋エアロックの移動：30秒

<移動距離分 時間小計>

$$(405.81 \text{ 秒} + 480 \text{ 秒} + 90 \text{ 秒} + 70 \text{ 秒} + 180 \text{ 秒} + 30 \text{ 秒}) \times 1.5 \text{ 倍 (内部溢水考慮)}$$

$$\div \underline{31 \text{ 分 } 24 \text{ 秒}}$$

b) 扉操作

- ・耐火扉×6：360秒（保守的に扉1枚当たり60秒換算）
- ・遮蔽扉×1：60秒
- ・水密扉×1：60秒
- ・入域扉×1：90秒

<扉分 時間小計>

$$360 \text{ 秒} + 60 \text{ 秒} + 0 \text{ 秒} + 90 \text{ 秒} = 570 \text{ 秒} = \underline{9 \text{ 分 } 30 \text{ 秒}}$$

合計：移動分（31分24秒）＋扉分（9分30秒）＋装備（12分）

$$= 52 \text{ 分 } 54 \text{ 秒} \quad \div \quad \underline{55 \text{ 分 (切上げ)}}$$

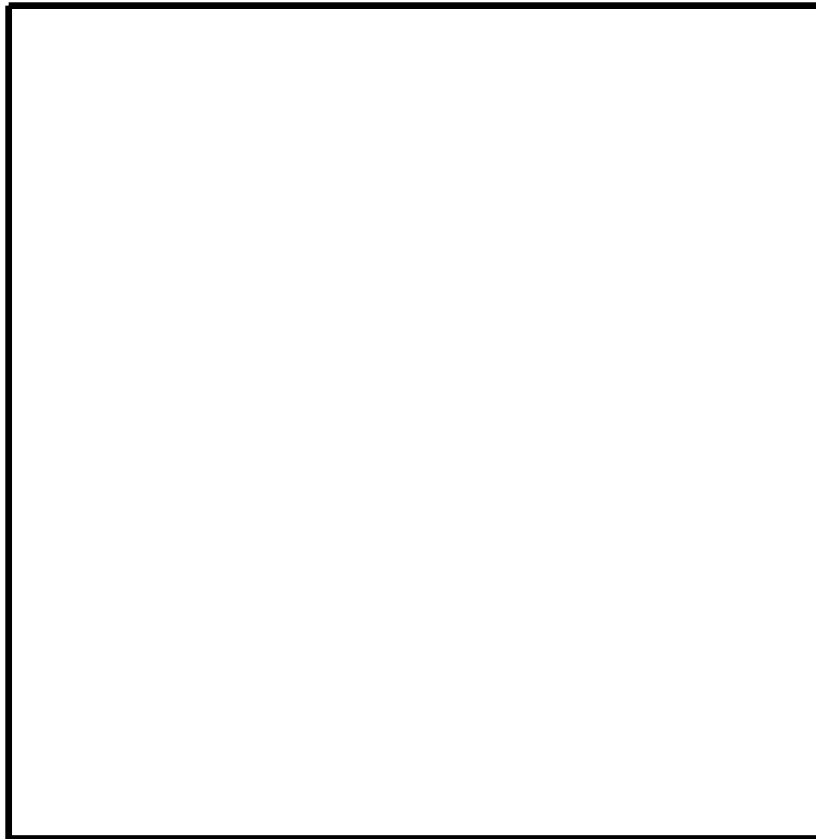


図3 中央制御室（MCR）→第一弁移動経路（1/5）

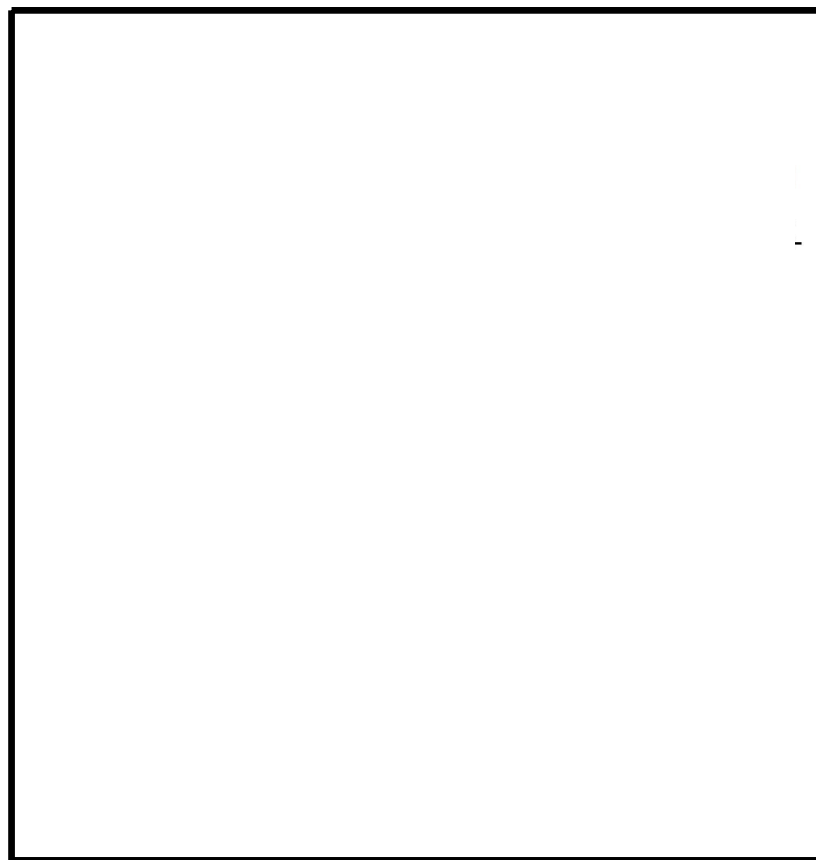


図3 中央制御室（MCR）→第一弁移動経路（2/5）

技-1-63

※扉の位置等は今後の設計の進捗により、  
変更等の可能性がある。

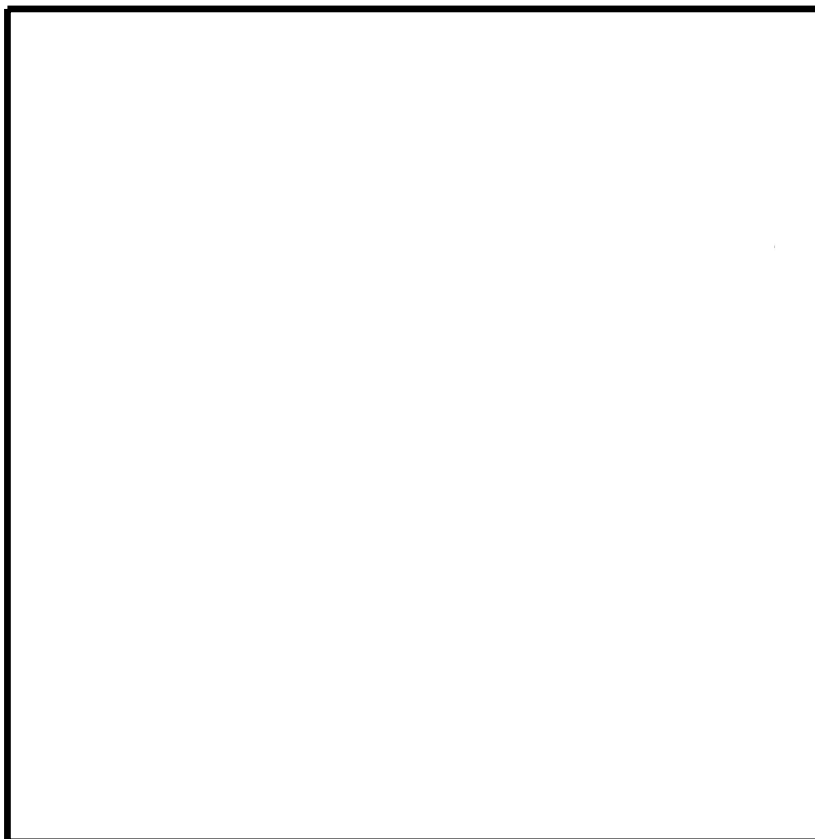


図3 中央制御室（MCR）→第一弁移動経路（3/5）

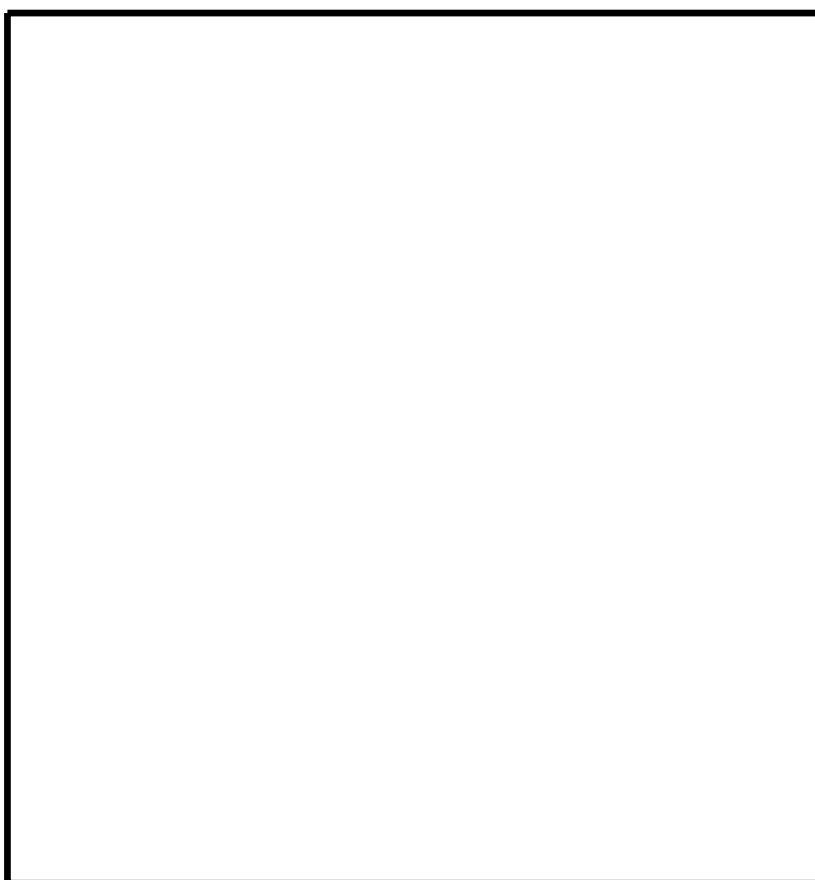


図3 中央制御室（MCR）→第一弁移動経路（4/5）

技-1-64

※扉の位置等は今後の設計の進捗により、  
変更等の可能性がある。

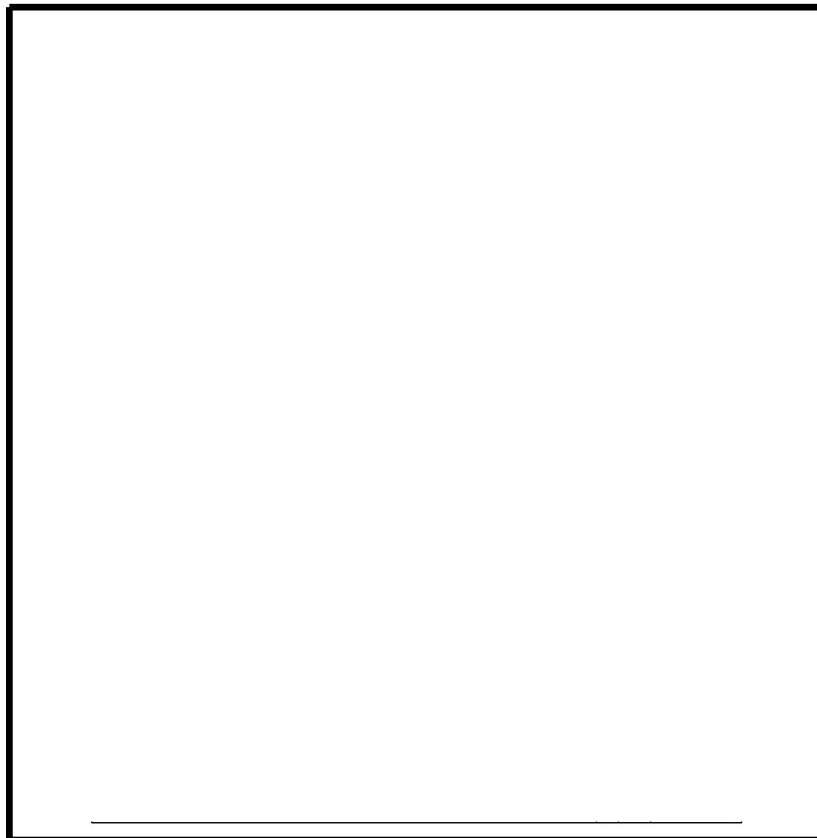
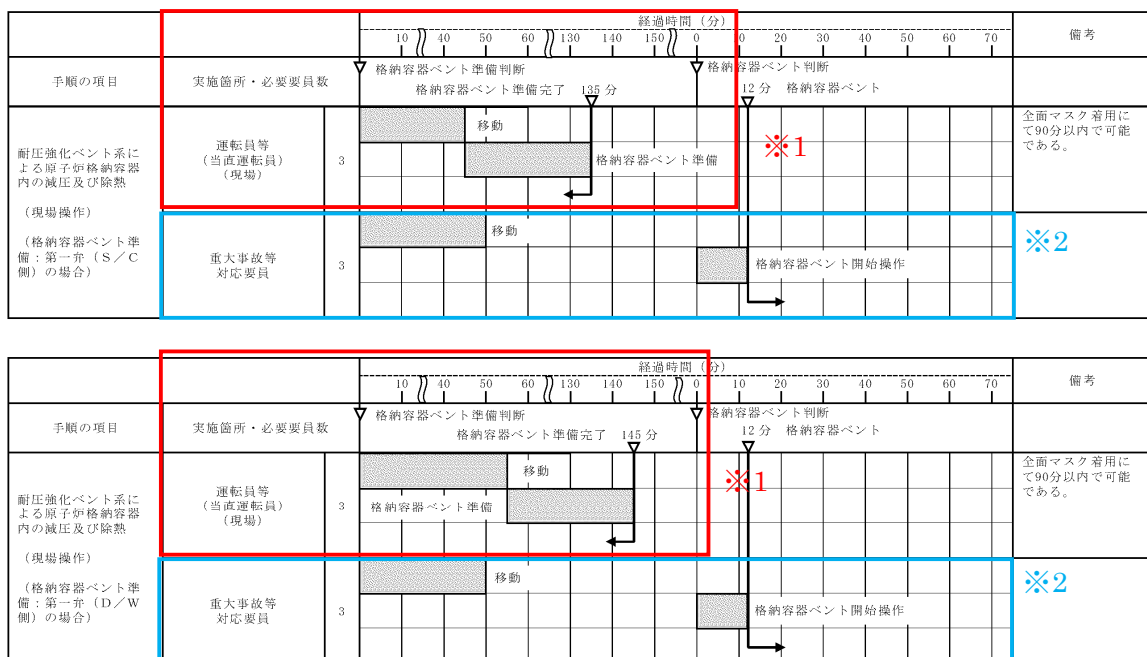


図3 中央制御室（MCR）→第一弁移動経路（5/5）



※1 第一弁（S/C側）及び（D/W側）の現場での電動弁の直接操作の想定時間  
 ※2 耐圧強化ベント系一次・二次隔離弁の操作は、操作場所及び操作弁の仕様に変更はないことからタイムチャートの想定時間に変更は生じない。

図4 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

タイムチャート



□の現場操作要員が着用する防護具について

## 1. 概要

今回の変更においてフィルタ装置入口第一弁（S/C側）及び（D/W側）（以下、「第一弁」という。）の遠隔人力操作機構の操作場所となる□  
□では、従来は建屋内で操作を行う場合は薬品タンクからの漏えいが想定される地震時においては自給式呼吸用保護具等の薬品防護具を着用して操作を行うこととしていた。

しかしながら、今回の第一弁の操作場所の変更に伴い、□  
□内の操作における薬品防護具の着用の必要性について改めて検討した結果、建屋内に設置している薬品タンクは固体あるいは揮発性が乏しい液体を内包しているものであり、地震によりタンクが損傷した場合でも建屋内に多量のガスが発生することは想定し難く、第一弁の操作場所の環境に著しい悪影響を及ぼすものではないことを確認したため、第一弁の操作においては、基本的に薬品防護具等の装備は着用せず、通常の放射線防護具を装備して操作を行う手順として再整理した。なお、現場操作時においては当該薬品タンクの設置場所を迂回することが可能である。

## 2. 既許可まとめ資料における整理

既許可（平成 30 年 9 月 26 日許可）まとめ資料における

での薬品漏えい時に使用する防護具に対する考え方を以下に示す。

【「技術的能力 添付資料 1.0.2 別紙 36 薬品類の漏えい時に使用する防護具について」の抜粋】

### 1.1 屋内作業

にはりん酸ソーダタンク，中和苛性タンク，中和硫酸タンクが設置されている。これらの薬品タンクは，地震により薬品が漏えいし，薬品タンク周辺に設置されている堰内に薬品が滞留し，ガスの発生が想定される。

そのため，内の作業時は，炉心損傷のおそれがある場合は放射線防護具のうち自給式呼吸用保護具，炉心損傷のおそれがない場合は薬品防護具を着用する。

また，当該薬品タンクの設置場所は迂回することが可能である。

## 3. 変更内容

2. のとおり，既許可まとめ資料における整理では，第 1 図及び以下に示す薬品のタンクの損傷により，建屋内にガスが発生し操作に影響を及ぼすことを想定していた。

- ・りん酸ソーダタンク
- ・中和苛性タンク
- ・中和硫酸タンク

しかしながら，第 1 表に示すとおり，これらの薬品タンクはいずれも固体あるいは揮発性が乏しい液体を内包しているものであり，地震によりタンクが損傷し

た場合でも建屋内に多量のガスが発生することは想定し難い。また、仮にこれらの薬品が薬品タンク周辺に設置されている堰内にて混触した場合でも、薬品の組合せから中和反応が生じるのみであり有毒ガスは発生しない。

第1表 タンク内の薬品について

タンク	薬品	分類
りん酸ソーダタンク	りん酸ソーダ	固体又は固体を溶解している水溶液 <sup>※1</sup>
中和苛性タンク	苛性ソーダ (水酸化ナトリウム)	固体又は固体を溶解している水溶液 <sup>※1</sup>
中和硫酸タンク	硫酸	揮発性が乏しい液体 <sup>※2</sup>

※1：固体は揮発するものではないため、固体又は固体を溶解している水溶液中の固体分子は蒸発量が少ない。

※2：沸点は、化学物質の飽和蒸気圧が外圧と等しくなる温度であり、化学物質が沸点以上になると沸騰し多量に気化するため、発電所の一般的な環境として超えることのない100℃を沸点の基準とし、それ以上の沸点をもつ物質は多量に放出されるおそれがない。また、念のため分圧が過度の値でないことを確認している。

【硫酸（100%未満）の沸点：340℃（分解）、硫酸（100%未満）の分圧：<10Pa（20℃）（国際化学物質安全性カード）】

その他の影響として、有毒化学物質の保管状態によっては、放出時にエアロゾル化する場合もあることから、有毒化学物質のエアロゾル化についても検討を行った。エアロゾルは、その生成過程の違いから、粉塵、フューム、煙及びミストに分類されるが、このうち、考慮すべき液体の対象物質のエアロゾルの形態としては、ミストが挙げられる。

ミストとしてのエアロゾル粒子は、粒子が直接大気中に放出される1次粒子と、ガス状物質として放出されたものが、物理的影響又は化学的变化を受けて粒子となる2次粒子があり、その生成過程は、破碎や噴霧などの機械的な力による分散過程と、蒸気の冷却や膨張あるいは化学反応に伴う凝集過程に大別される<sup>2)</sup>。

代表的なミスト化の生成メカニズム<sup>2)~4)</sup>に対する液体状の有毒化学物質のエアロゾル化の検討結果を第2表に示す。

エアロゾル化の生成メカニズムとしては、加圧状態からの噴霧及び高温加熱による蒸発後の凝集及び飛散が考えられるが、保管状態等を考慮するといずれの生成過程でも有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないことを確認した。

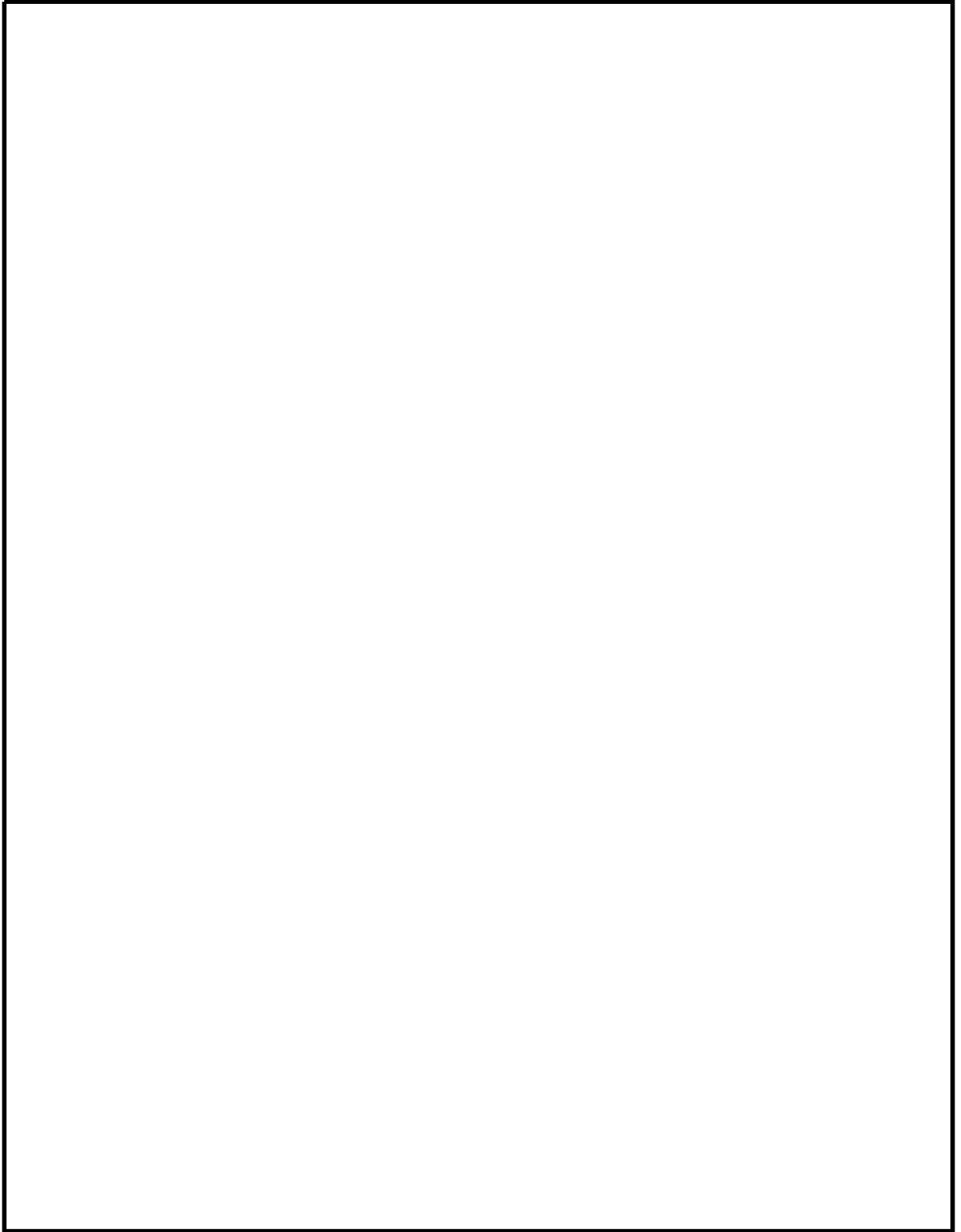
第2表 エアロゾル（ミスト）に対する検討結果

エアロゾル粒子 <sup>2)</sup>	生成過程 <sup>2)~4)</sup>	具体例	検討結果
一次粒子	①飛散	・貯蔵容器の破損に伴う周囲への飛散	貯蔵施設の下部には堰等が設置されており、流出時にも堰等内にとどめることが可能である。
	②噴霧（加圧状態）	・加圧状態で保管されている物質の噴出	液体が加圧状態で噴霧された場合には、一部は微粒子となりエアロゾルが発生するが、液体の微粒子化には最小でも0.2MPa程度の圧力（差圧）が必要とされており <sup>5)</sup> 、加圧状態で保管されている貯蔵施設はなく、エアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれがあるものはない。
	③飛沫同伴	・激しい攪拌に伴う発生気泡の破裂	攪拌された状態で保管されている有毒化学物質はないことから、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。
二次粒子 （ガス状物質からの生成）	①化学的生成	・大気中の硫黄酸化物の硫酸化	大気中のガスからエアロゾルが生成するメカニズムであり、揮発性が乏しい液体のエアロゾル化のメカニズムには該当しない。
	②大気中のガスの凝集	・断熱膨張等の冷却作用による蒸気の生成、凝集	
	③高温加熱による蒸発後の凝集	・加熱（化学反応による発熱を含む）による蒸気の生成、凝集	高温加熱状態で保管されている有毒化学物質はなく、また、化学反応により多量の蒸気を生じさせるような保管状態にある揮発性が乏しい液体の有毒化学物質はないため、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。 仮に加熱された場合を考慮すると、加熱により蒸発した化学物質が冷却され、再凝集することから、一般的には沸点以上の加熱があった場合に、エアロゾルが発生する可能性がある。 従って、沸点が高い有毒化学物質（100℃以上）については、その温度まで周囲の気温が上昇することは考えられず、仮に気温が上昇したとしても、溶媒である水が先に蒸発し、その気化熱（蒸発潜熱）により液温の上昇は抑制されることから、加熱を原因としてエアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれはない。

<参考文献>

- 1) 「エアロゾル学の基礎」（日本エアロゾル学会 編）
- 2) 大気圏エアロゾルの化学組成と発生機構、発生源（笠原（1996））
- 3) テスト用エアロゾルの発生（金岡（1982））
- 4) 大気中のSO<sub>x</sub>及びNO<sub>x</sub>の有害性の本質（北川（1977））
- 5) 液体微粒化の基礎（[http://www.ilass-japan.gr.jp/activity/other/12th\\_suzuki.pdf](http://www.ilass-japan.gr.jp/activity/other/12th_suzuki.pdf)）（鈴木）

以上のことから、地震により [ ] 内に設置されている薬品タンクから漏えいが発生した場合でも、第一弁の操作に影響を来すものではないと考えられることから、第一弁の操作等の [ ] 内での作業では基本的に薬品防護具等の装備は着用せず、通常放射線防護具を装備して操作を行う手順として再整理した。なお、現場操作時には当該薬品タンクの設置場所を迂回することが可能である。



第 1 図 薬品タンク及び第一弁の操作場所

有毒ガス防護における固体あるいは揮発性が乏しい液体の取扱いについて

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「ガイド」という。）における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、図1に示す『ガス発生源の調査（3. 評価に当たって行う事項）』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定（4. 対象発生源特定のためのスクリーニング評価）』した上で、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価（5. 有毒ガス影響評価）』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については、「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、スクリーニング評価において「固体あるいは揮発性が乏しい液体」の取扱いを整理し得るものである。なお、整理に当たっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4（調査対象外とする場合）を考慮するものである。

#### 【ガイド記載】

##### （解説-4）調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量及び使用量が少ない試薬等）

上記の妥当性確認の流れから、常温で「固体あるいは揮発性の乏しい液体」は蒸発量が少なく、有毒ガスのうち気体状の有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないため、調査対象外と整理されると考えられる。

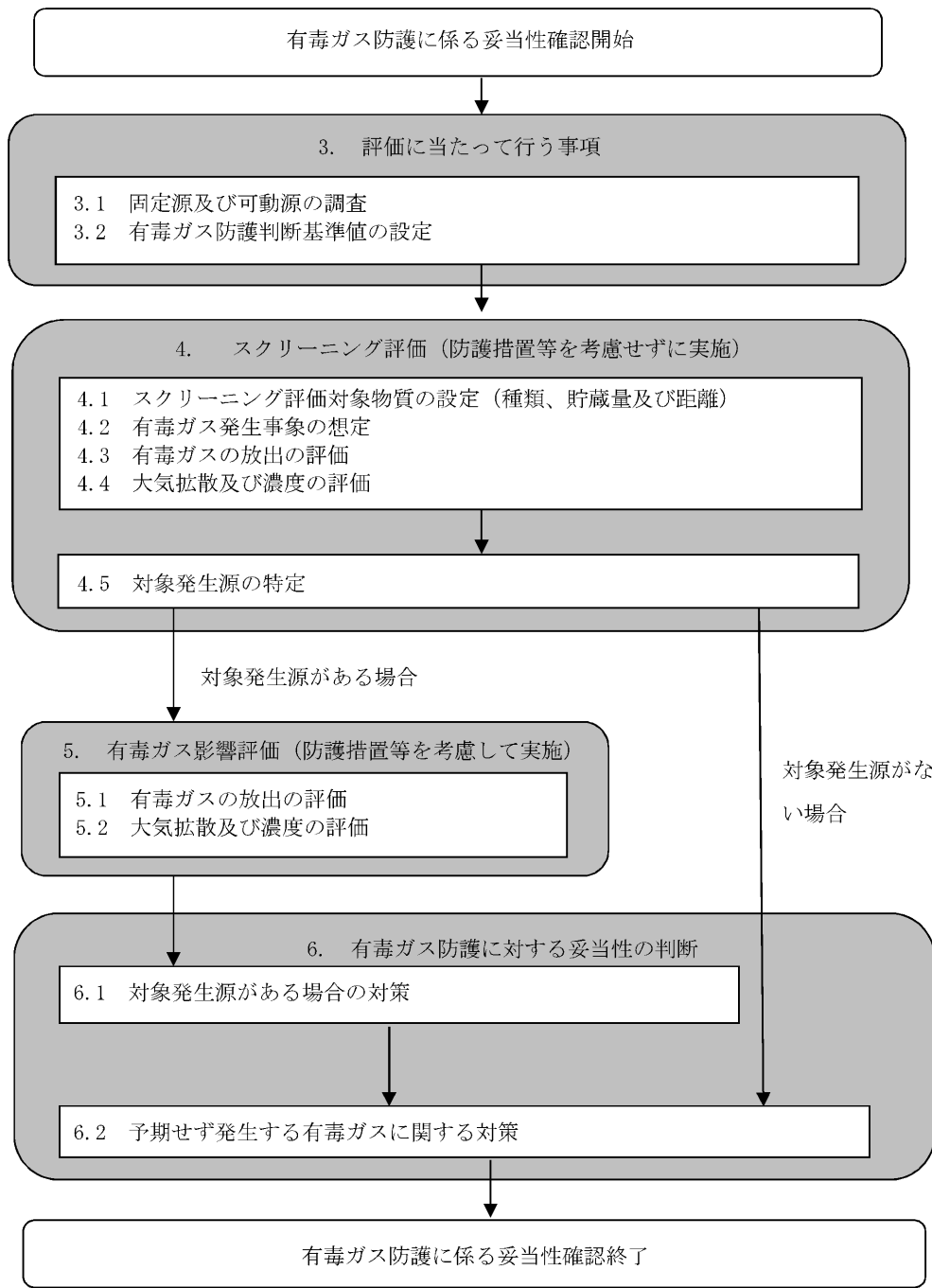


図1 有毒ガス防護に係る妥当性確認の全体の流れ