

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改6
提出年月日	平成29年5月31日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年5月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

## 共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

## 44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

## 45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

- 45-4 系統図
- 45-5 試験及び検査
- 45-6 容量設定根拠
- 45-7 その他の原子炉冷却時圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について
- 45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

## 46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 過渡時自動減圧機能について
- 46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

## 47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 47-2 単線結線図
- 47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備

## 50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計装設備系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備

## 51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠

- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について
- 51-11 その他設備

## 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素及び酸素発生時の対応について

## 53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

## 54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

## 55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

## 56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

## 57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

## 58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

## 59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

## 60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

## 61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

## 62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

## 重大事故等対処設備の設備分類

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 原子炉本体			
原子炉圧力容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Sクラス</li> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	※水源としては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
使用済燃料プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Sクラス</li> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	サイフォン防止機能含む
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
使用済燃料プール温度（SA）	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）</li> </ul>	
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型重大事故防止設備</li> <li>・ 可搬型重大事故緩和設備</li> </ul>	
可搬型スプレイノズル	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型重大事故防止設備</li> <li>・ 可搬型重大事故緩和設備</li> </ul>	
ホース〔流路〕	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型重大事故防止設備</li> <li>・ 可搬型重大事故緩和設備</li> </ul>	
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
低圧代替注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
代替燃料プール注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
常設スプレイヘッダ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
代替燃料プール冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
代替燃料プール冷却系熱交換器	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
代替燃料プール冷却系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	
燃料プール冷却浄化系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Sクラス</li> <li>・ 常設耐震重要重大事故防止設備</li> <li>・ 常設重大事故緩和設備</li> </ul>	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
スキマサージタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁 〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
代替淡水貯槽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
3. 原子炉冷却系統施設			
常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧代替注水系（蒸気系）配 管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧代替注水系（注水系）配 管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
原子炉隔離時冷却系（蒸気 系）配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
主蒸気系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
原子炉隔離時冷却系（注水 系）配管・弁・ストレーナ 〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
高圧炉心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ・スパージャ〔流 路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
逃がし安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
自動減圧機能用アキュムレータ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気系配管・クエンチャ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ S, Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧炉心スプレイ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
原子炉隔離時冷却系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低圧炉心スプレイ系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系 A系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系 B系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系 C系注入弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
低圧代替注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系(C)配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
ホース〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
再循環系配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低圧炉心スプレイ系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ・スパージャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系(A)配管・弁・ ストレーナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系(A)配 管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁・ 海水ストレーナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水系配管・弁 〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
海水ストレーナ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系海水系配管・弁 〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
サブプレッション・プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
4. 計測制御系統施設			
A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒駆動機構	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
制御棒駆動系配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸水注入系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
過渡時自動減圧機能	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
高圧窒素ガスポンペ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	
高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
自動減圧機能用アキュムレータ〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
原子炉圧力容器温度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器入口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	
原子炉圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉圧力（SA）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（広帯域）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉水位（燃料域）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（SA広帯域）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位（SA燃料域）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
高压代替注水系系統流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
低压代替注水系原子炉注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系原子炉注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉隔離時冷却系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
高压炉心スプレイ系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低压炉心スプレイ系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
低压代替注水系格納容器下部注水流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウェル雰囲気温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サブプレッション・プール水温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウェル圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サブプレッション・チェンバ圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
サブプレッション・プール水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
格納容器下部水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
格納容器内水素濃度 (SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
起動領域計装	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
平均出力領域計装	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
フィルタ装置水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置スクラビング水 温度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置入口水素濃度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系ポンプ入口温 度	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系熱交換器出口温 度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系海水系系統流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
緊急用海水系流量 (残留熱除 去系熱交換器)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水系流量 (残留熱除 去系補機)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替淡水貯槽水位	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設高圧代替注水系ポンプ吐 出圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設低圧代替注水系ポンプ吐 出圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧 力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐 出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器内酸素濃度 (SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
データ表示装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
緊急時対策支援システム伝送装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型計測器	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備 (固定型) (待避室)	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
データ表示装置 (待避室)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
酸素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
差圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
緊急時対策所用差圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
酸素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
携行型有線通話装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
無線連絡設備 (携帯型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (固定型)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (携帯型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
専用接続箱～専用接続箱電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (屋外アンテナ)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備(固定型)～衛星 電話設備(屋外アンテナ)電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
無線通信用アンテナ	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム(SPDS))～無線通信用 アンテナ電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備(固定型)	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備(携帯型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備(テ レビ会議システム, IP電話, IP-FAX)	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
データ伝送設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備(屋外アンテナ)	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備(固定型)～衛星 電話設備(屋外アンテナ)電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
通信機器	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備(テ レビ会議システム, IP電話, IP-FAX)～衛星無線通 信装置電路	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
5. 放射線管理施設			
フィルタ装置遮蔽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
配管遮蔽	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
二次隔離弁操作室遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室遮蔽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室遮蔽	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系空気調和機ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系フィルタ系ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室空気ポンベユニット (空気ポンベ)	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
中央制御室換気系給・排気隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
非常用ガス再循環系 配管・弁 〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	
非常用ガス処理系 配管・弁 〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室待避室空気ポンベ ユニット (配管・弁) 〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
可搬型モニタリング・ポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型放射能測定装置 (Na Iシンチレーションサーベ イ・メータ, $\beta$ 線サーベ イ・メータ, ZnSシンチレーシ ョンサーベイ・メータ及び可搬 型ダスト・よう素サンブラ)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
電離箱サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型気象観測設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
緊急時対策所遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所非常用送風機	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所非常用フィルタ 装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所加圧設備	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所エアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
緊急時対策所給気・排気配管	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所給気・排気隔離 弁	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所加圧設備 (配管・ 弁) 〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
6. 原子炉格納施設			
格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
不活性ガス系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系
耐圧強化ベント系配管・弁〔流 路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉建屋ガス処理系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	耐圧強化ベント系
真空破壊弁(S/C→D/W)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	耐圧強化ベント系
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（常 設）
代替格納容器スプレイ冷却系 配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（常 設）
残留熱除去系配管・弁・スプレ イヘッド〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（常 設）
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬 型）
代替格納容器スプレイ冷却系 配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬 型）
残留熱除去系配管・弁・スプレ イヘッド〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬 型）
ホース	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬 型）
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（格 納容器スプレイ冷 却系）
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（格 納容器スプレイ冷 却系）
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（格 納容器スプレイ冷 却系）
残留熱除去系配管・弁・ストレ ーナ・スプレイヘッド〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（格 納容器スプレイ冷 却系）
残留熱除去系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（サ プレッション・プ ール水冷却系）
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（サ プレッション・プ ール水冷却系）
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（サ プレッション・プ ール水冷却系）
残留熱除去系配管・弁・ストレ ーナ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	残留熱除去系（サ プレッション・プ ール水冷却系）

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
緊急用海水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
緊急用海水ストレーナ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
緊急用海水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系海水系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	緊急用海水系
残留熱除去系海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	残留熱除去系海水系
残留熱除去系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	残留熱除去系海水系
海水ストレーナ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・48条に記載	残留熱除去系海水系
残留熱除去系海水系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	残留熱除去系海水系
フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
圧力開放板	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
遠隔人力操作機構	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
可搬型窒素供給装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
二次隔離弁操作室 空気ポンベユニット (空気ポンベ)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
二次隔離弁操作室 空気ポンベユニット (配管・弁)〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
移送ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
不活性ガス系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
耐圧強化ベント系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
格納容器圧力逃がし装置配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
真空破壊弁(S/C→D/W)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	格納容器圧力逃がし装置
代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系熱交換器(A)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	代替循環冷却系
代替循環冷却系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
残留熱除去系海水系(A)配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替循環冷却系
常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(常設)
低圧代替注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(常設)
格納容器下部注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(常設)
可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(可搬型)
低圧代替注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(可搬型)
格納容器下部注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(可搬型)
ホース	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	格納容器下部注水系(可搬型)
静的触媒式水素再結合器	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
サプレッション・プール	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	水源の確保
7. 非常用電源設備			
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
可搬型代替低圧電源車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
軽油貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置用燃料 移送ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
常設代替高圧電源装置用燃料 移送系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
125V A系蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
125V B系蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中性子モニタ用蓄電池A系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中性子モニタ用蓄電池B系	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型代替低圧電源車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型整流器	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
緊急用直流 125V 蓄電池	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用M/C	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用P/C	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型設備用軽油タンク	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
タンクローリ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
非常用ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
燃料移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
軽油貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
燃料デイトank	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
非常用ディーゼル発電機用燃料供給系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
非常用ディーゼル発電機用海水系配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
緊急時対策所用発電機	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用M/C	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用M/C電圧計	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機燃料移送配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
8. 非常用取水設備			
SA用海水ピット取水塔	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
海水引込み管	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水取水管	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
緊急用海水ポンプピット	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
SA用海水ピット	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
貯留堰	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
9. 緊急時対策所			
必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム(SPDS))	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
携行型有線通話装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
無線連絡設備(携帯型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP電話, IP-FAX)	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
データ伝送設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
無線通信用アンテナ	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備(屋外アンテナ)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星制御装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
衛星無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
通信機器	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
10. その他			
ホイールローダ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	

## 39-2 設計用地震力

重大事故等対処施設に適用する設計用地震力（動的地震力，静的地震力）について，施設区分に応じて以下のとおり示す。

### 1. 静的地震力

静的地震力は，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備，及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし，以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

種 別	(注1) 施設 区分	(注2) 耐震 クラス	(注3) 地震層せん断力係数 及び水平震度	鉛直 震度
建物・構築物	②	B	$1.5 C_i$	—
	②	C	$1.0 C_i$	—
機器・配管系	①	B	$1.8 C_i$	—
	①	C	$1.2 C_i$	—
土木・構造物	②	C	$1.0 C_i$	—

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

②：①が設置される重大事故等対処施設

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス

(注3)  $C_i$ ：標準せん断力係数を0.2とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

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

$R_t$ ：振動特性係数

$A_i$ ： $C_i$ の分布係数

$C_0$ ：標準せん断力係数

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

## 2. 動的地震力

動的地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。

種 別	(注1) 施設 区分	(注2) 耐震 クラス	(注3) 入力地震動	
			水 平	鉛 直
建物・構築物	(注4) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	弾性設計用地震動 $S_d$	弾性設計用地震動 $S_d$
			基準地震動 $S_s$	基準地震動 $S_s$
	②	B	弾性設計用 地震動 $S_d \times 1/2$ (注5)	弾性設計用 地震動 $S_d \times 1/2$ (注5)
機器・配管系	(注4) ③, ⑤	S	設計用床応答曲線 $S_d$ 又は 弾性設計用地震動 $S_d$	設計用床応答曲線 $S_d$ 又は 弾性設計用地震動 $S_d$
			設計用床応答曲線 $S_s$ 又は 基準地震動 $S_s$	設計用床応答曲線 $S_s$ 又は 基準地震動 $S_s$
	①	B	設計用床応答 曲線 $S_d \times 1/2$ (注5)	設計用床応答 曲線 $S_d \times 1/2$ (注5)
土木・構造物	⑤	S	基準地震動 $S_s$	基準地震動 $S_s$
	①, ④, ⑥	C	基準地震動 $S_s$	基準地震動 $S_s$

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

- ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
- ②：①が設置される重大事故等対処施設
- ③：常設耐震重要重大事故防止設備
- ④：③が設置される重大事故等対処施設
- ⑤：常設重大事故緩和設備
- ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
- ⑦：緊急時対策所

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス、また常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと標記する。

(注3) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動  $S_d$  及び基準地震動  $S_s$  に基づき作成した設計用床応答曲線とする。

(注4) 事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。

(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

### 3. 設計用地震力

設計用地震力について、下表に整理した。

種 別	(注1) 施設 区分	(注2) 耐震 クラス	水 平	鉛 直	摘 要
	建物・ 構築物	(注3) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	弾性設計用 地震動 $S_d$	弾性設計用 地震動 $S_d$
基準地震動 $S_s$				基準地震動 $S_s$	
②		B	地震層せん断力 係数 $1.5C_i$	—	静的地震力とする。
			弾性設計用 (注5) 地震動 $S_d \times 1/2$	弾性設計用 (注5) 地震動 $S_d \times 1/2$	(注4) 荷重の組合せは、組合せ 係数法による。
		C	地震層せん断力 係数 $1.0C_i$	—	静的地震力とする。
機器・ 配管系		(注3) ③, ⑤	S	設計用床応答曲線 $S_d$ 又は 弾性設計用地震動 $S_d$	設計用床応答曲線 $S_d$ 又は 弾性設計用地震動 $S_d$
	設計用床応答曲線 $S_s$ 又は 基準地震動 $S_s$			設計用床応答曲線 $S_s$ 又は 基準地震動 $S_s$	
	①	B	静的震度 $1.8C_i$	—	静的地震力とする。
			設計用床応答 (注5) 曲線 $S_d \times 1/2$	設計用床応答 (注5) 曲線 $S_d \times 1/2$	(注6)(注7) 荷重の組合せは、二乗和 平方根 (SRSS) 法によ る。
		C	静的震度 $1.2C_i$	—	静的地震力とする。
	土木・ 構築物	⑤	S	基準地震動 $S_s$	基準地震動 $S_s$
①, ④, ⑥		C	基準地震動 $S_s$	基準地震動 $S_s$	動的地震力とする。
②		C	静的震度 $1.0C_i$	—	静的地震力とする。

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

- ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
- ②：①が設置される重大事故等対処施設
- ③：常設耐震重要重大事故防止設備
- ④：③が設置される重大事故等対処施設
- ⑤：常設重大事故緩和設備
- ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
- ⑦：緊急時対策所

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス、また常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと標記する。

(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。

(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。

(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的と静的の大きい方の地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく  
既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の基本構造等に基づく  
既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるにあたり、重大事故等対処施設について、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が準用可能であることを確認する。

重大事故等対処施設のうち、新設施設については、機種区分、型式、設置場所、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し、設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは、設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが、基本構造等が異なる設備については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、適切にモデル化する等した上での地震応答解析、または加振試験等を実施する。

重大事故等対処施設の既設施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動 $S_s$ による評価実績がある。耐震BCクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動 $S_s$ による評価を行うことになるが、基本構造等が設計基準対象施設と同等であり、従前の評価手法による実績があることから、従前の評価方針・手法は適用可能である。

上記検討結果について、新設施設を表(1)～(3)に、既設施設を表(4)～(7)に示す。

(以下の表は基本検討段階のものであり、詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。)

## 1. 重大事故等対処施設

### (1)常設耐震重要重大事故防止設備（新設）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）（原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器）	原子炉建屋 原子炉棟	原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器）	原子炉建屋 原子炉棟	原子炉圧力検出器，原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測制御設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	原子炉建屋 附属棟	—	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2管	高圧代替注水系（蒸気系）配管〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス 2弁	高圧代替注水系（蒸気系）弁〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート固定	—	無	
SAクラス 2管	高圧代替注水系（注水系）配管〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス 2弁	高圧代替注水系（注水系）弁〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート固定	—	無	
SAクラス 2ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系格納槽	うず巻形	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2管	低圧代替注水系配管〔流路〕	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス 2弁	低圧代替注水系弁[流路]	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2管	緊急用海水ストレーナ	屋外（地下格納槽）	円筒形	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2管	緊急用海水系配管[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	緊急用海水系弁[流路]	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	—	サポート 固定	無	無	
建物・構築物	貯留堰	屋外	鋼管杭	—	無	—	
SAクラス 2管	代替格納容器スプレイ冷却系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	代替格納容器スプレイ冷却系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2容器	フィルタ装置	フィルタ装置格納槽	円筒形容器	ボルト固定	無	無	
—	遠隔人力操作機構	原子炉建屋 附属棟	ユニハンドラ	サポート 固定	無	無	
建物・構築物	フィルタ装置遮蔽	フィルタ装置格納槽	コンクリート	岩盤支持	無	無	
—	配管遮蔽	フィルタ装置格納槽 原子炉建屋 附属棟	—	サポート 固定	—	無	
SAクラス 2管	耐圧強化ベント系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	耐圧強化ベント系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス 2管	格納容器圧力逃がし装置配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 原子炉建屋 附属棟 フィルタ装置格納槽	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	格納容器圧力逃がし装置弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 フィルタ装置格納槽	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2管	代替循環冷却系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	代替循環冷却系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2管	代替燃料プール注水系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	代替燃料プール注水系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2管	常設スプレィヘッド	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2容器	代替燃料プール冷却系熱交換器	原子炉建屋 原子炉棟	—	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	有	無	
建物・構築物	代替淡水貯槽	常設低圧代替注水系格納槽	ライニング槽	岩盤支持	無	無	
電気・電源設備	常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	ディーゼル駆動	輪止め	有	有	
その他ポンプ	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置置場	スクリー型	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管[燃料流路]	常設代替高圧電源装置置場	鋼管	サポート 固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
火力技術基準	常設代替高压電源装置用燃料移送系弁〔燃料流路〕	常設代替高压電源装置置場	—	—	無	無	
電気・電源設備	125V A系蓄電池	原子炉建屋附属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	125V B系蓄電池	原子炉建屋附属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用直流125V蓄電池	常設代替高压電源装置置場	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用M/C	常設代替高压電源装置置場	—	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用P/C	常設代替高压電源装置置場	—	ボルト固定	無	無	
その他容器	可搬型設備用軽油タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
その他容器	軽油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力(SA)	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位(SA広帯域)	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位(SA燃料域)	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低压代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低压代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウエル雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サブプレッション・プール水 温度	格納容器	測温抵抗 体	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウエル 圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サブプレッション・チェンバ 圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サブプレッション・プール水 位	原子炉建屋 原子炉棟	差圧式水 位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 水位	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	差圧式水 位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 圧力	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 スクラビング 水温度	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 出口放射線モ ニタ（高レン ジ・低レン ジ）	原子炉建屋 廃棄物処理 棟 屋外	イオンチ ェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 入口水素濃度	廃棄物処理 棟	熱伝導式 水素検出 器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	耐圧強化ベン ト系放射線モ ニタ	原子炉建屋 原子炉棟	イオンチ ェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却 系ポンプ入口 温度	原子炉建屋 原子炉棟	熱電対	温度計ウ ェルに固 定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系 流量（残留熱 除去系熱交換 器）	原子炉建屋 廃棄物処理 棟	差圧式流 量検出器	ボルト固 定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系 流量（残留熱 除去系補機）	原子炉建屋 廃棄物処理 棟	差圧式流 量検出器	ボルト固 定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・ 検出器	代替淡水貯槽 水位	常設低圧代 替注水系格 納槽	差圧式水 位検出器	ボルト固 定	無	無	
計測器・ 検出器	常設高圧代替 注水系ポンプ 吐出圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固 定	無	無	
計測器・ 検出器	常設低圧代替 注水系ポンプ 吐出圧力	常設低圧代 替注水系格 納槽	弾性圧力 検出器	ボルト固 定	無	無	
計測器・ 検出器	代替循環冷却 系ポンプ吐出 圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固 定	無	無	
計測器・ 検出器	使用済燃料プ ールエリア放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	原子炉建屋 原子炉棟	イオンチ ェンバ	ボルト固 定	無	無	

## (2)常設重大事故防止設備（新設，(1)を除く。）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
建物・構築物	緊急用海水ポンプピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	SA用海水ピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	海水引込み管	屋外	鋼管	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	SA用海水ピット取水塔	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	緊急用海水取水管	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	原子炉建屋 原子炉棟	ガイドパルス式水位検出器 測温検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール温度（SA）	原子炉建屋 原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所	ディーゼル発電機	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所	歯車式	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用M/C	緊急時対策所	—	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用M/C電圧計	緊急時対策所	交流電圧計	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送配管[燃料流路]	緊急時対策所	鋼管	サポート固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所用発電機燃料移送弁[燃料流路]	緊急時対策所	—	サポート固定	無	無	
通信連絡設備	衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	—	固縛	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
通信連絡設備	衛星電話設備 (屋外アンテナ)	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	アンテナ	ボルト固定	無	無	
通信連絡設備	衛星制御装置	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	盤	ボルト固定	無	無	

## (3) 常設重大事故緩和設備（新設）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SA クラス 2 ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系格納槽	うず巻形	ボルト固定	有	無	
SA クラス 2 管	低圧代替注水系配管〔流路〕	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	低圧代替注水系弁〔流路〕	常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SA クラス 2 ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	有	無	
SA クラス 2 管	緊急用海水ストレーナ	屋外（地下格納槽）	円筒形	ボルト固定	有	無	
SA クラス 2 管	緊急用海水系配管〔流路〕	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	緊急用海水系弁〔流路〕	屋外 原子炉建屋 廃棄物処理棟	—	サポート固定	無	無	
建物・構築物	緊急用海水ポンプピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	S A 用海水ピット	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	海水引込み管	屋外	鋼管	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	S A 用海水ピット取水塔	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	緊急用海水取水管	屋外	コンクリート	岩盤支持	無	無	
建物・構築物	貯留堰	屋外	鋼管杭	—	無	—	
SA クラス 2 管	代替格納容器スプレイ冷却系配管〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	代替格納容器スプレイ冷却系弁〔流路〕	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	—	サポート固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス 2ポンプ	代替循環冷却 系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固 定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	緊急用海水ポ ンプ	屋外（地下 格納槽）	ターボ型	ボルト固 定	有	無	
SAクラス 2容器	フィルタ装置	フィルタ装 置格納槽	円筒形容 器	ボルト固 定	無	無	
—	圧力開放板	屋外	—	サポート 固定	—	無	
—	遠隔人力操作 機構	原子炉建屋 附属棟	ユニハン ドラ	サポート 固定	無	無	
建物・構 築物	フィルタ装置 遮蔽	フィルタ装 置格納槽	コンクリ ート	岩盤支持	無	無	
—	配管遮蔽	フィルタ装 置格納槽 原子炉建屋 附属棟	—	サポート 固定	—	無	
建物・構 築物	二次隔離弁操 作室遮蔽	原子炉建屋 附属棟	コンクリ ート	岩盤支持	無	無	
SAクラス 2管	二次隔離弁操 作室 空気ボン ベユニット （配管）[流 路]	原子炉建屋 附属棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	二次隔離弁操 作室 空気ボン ベユニット （弁）[流路]	原子炉建屋 附属棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	移送ポンプ	フィルタ装 置格納槽	キャンド ポンプ	ボルト固 定	無	無	
SAクラス 2管	耐圧強化ベン ト系配管[流 路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	耐圧強化ベン ト系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2管	格納容器圧力 逃がし装置配 管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 原子炉建屋 附属棟 フィルタ装 置格納槽	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	格納容器圧力 逃がし装置弁 [流路]	原子炉建屋 原子炉棟 フィルタ装 置格納槽	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替循環冷却 系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固 定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス 2管	代替循環冷却系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	代替循環冷却系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2管	格納容器下部注水系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	格納容器下部注水系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	—	サポート 固定	無	無	
—	静的触媒式水素再結合器	格納容器	—	ボルト固定	無	無	
計測器・ 検出器	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋 原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・ 検出器	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋 原子炉棟	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2管	代替燃料プール注水系配管[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	代替燃料プール注水系弁[流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2管	常設スプレィヘッド	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋 原子炉棟	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス 2容器	代替燃料プール冷却系熱交換器	原子炉建屋 原子炉棟	—	ボルト固定	有	無	
SAクラス 2ポンプ	緊急用海水ポンプ	屋外（地下格納槽）	ターボ型	ボルト固定	有	無	
建物・構 築物	代替淡水貯槽	常設低圧代替注水系格納槽	ライニング槽	岩盤支持	無	無	
電気・電 源設備	常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	ディーゼル駆動	輪止め	有	有	
その他ポ ンプ	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置置場	スクリー型	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
火力技術基準	常設代替高压電源装置用燃料移送系配管〔燃料流路〕	常設代替高压電源装置置場	鋼管	サポート固定	無	無	
火力技術基準	常設代替高压電源装置用燃料移送系弁〔燃料流路〕	常設代替高压電源装置置場	—	—	無	無	
電気・電源設備	125V A系蓄電池	原子炉建屋附属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	125V B系蓄電池	原子炉建屋附属棟	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用直流125V蓄電池	常設代替高压電源装置置場	制御弁式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用M/C	常設代替高压電源装置置場	—	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用P/C	常設代替高压電源装置置場	—	ボルト固定	無	無	
その他容器	可搬型設備用軽油タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
その他容器	軽油貯蔵タンク	屋外	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力(SA)	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位(SA広帯域)	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位(SA燃料域)	原子炉建屋原子炉棟	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	ドライウエル 雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度	格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水 温度	格納容器	測温抵抗 体	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウエル 圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チェンバ 圧力	原子炉建屋 原子炉棟	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水 位	原子炉建屋 原子炉棟	差圧式水 位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器下部 水位	格納容器	電極式水 位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器内水 素濃度 (SA)	原子炉建屋 原子炉棟	熱伝導式 水素検出 器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 水位	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	差圧式水 位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 圧力	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	弾性圧力 検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 スクラビング 水温度	格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 出口放射線モ ニタ (高レン ジ・低レン ジ)	原子炉建屋 廃棄物処理 棟 屋外	イオンチ ェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	フィルタ装置 入口水素濃度	廃棄物処理 棟	熱伝導式 水素検出 器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	耐圧強化ベン ト系放射線モ ニタ	原子炉建屋 原子炉棟	イオンチ ェンバ	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却 系ポンプ入口 温度	原子炉建屋 原子炉棟	熱電対	温度計ウ ェルに固 定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	原子炉建屋廃棄物処理棟	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系格納槽	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系格納槽	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	磁気力式酸素検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	原子炉建屋原子炉棟	ガイドバルブ式水位検出器 測温検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プール温度（SA）	原子炉建屋原子炉棟	熱電対	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋原子炉棟	イオンチェンバ	ボルト固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
建物・構築物	中央制御室待避室遮蔽	原子炉建屋 原子炉棟	コンクリート	岩盤支持	無	無	
SAクラス 2管	中央制御室待避室空気ポンベユニット (配管) [流路]	原子炉建屋 原子炉棟	鋼管	サポート 固定	無	無	
SAクラス 2弁	中央制御室待避室空気ポンベユニット (弁) [流路]	原子炉建屋 原子炉棟	—	—	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策 所用発電機	緊急時対策 所	ディーゼル 発電機	ボルト固 定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策 所用発電機燃 料油貯蔵タン ク	緊急時対策 所	横置円筒 型	ボルト固 定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策 所用発電機給 油ポンプ	緊急時対策 所	歯車式	ボルト固 定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策 所用M/C	緊急時対策 所	—	ボルト固 定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所 用M/C電圧 計	緊急時対策 所	交流電圧 計	ボルト固 定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所 用発電機燃料 移送配管 [燃料 流路]	緊急時対策 所	鋼管	サポート 固定	無	無	
電気・電源設備	緊急時対策所 用発電機燃料 移送弁 [燃料流 路]	緊急時対策 所	—	サポート 固定	無	無	
建物・構築物	緊急時対策所 遮蔽	緊急時対策 所	—	岩盤支持	—	無	
—	緊急時対策所 非常用送風機	緊急時対策 所	遠心ファ ン	ボルト固 定	無	無	
SAクラス 2管	緊急時対策所 非常用フィル タ装置	緊急時対策 所	—	ボルト固 定	無	無	
計測器・ 検出器	緊急時対策所 用差圧計	緊急時対策 所	差圧計	ボルト固 定	無	無	
SAクラス 2管	緊急時対策所 給気・排気配 管	緊急時対策 所	鋼管	サポート 固定	無	無	

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SA クラス 2 弁	緊急時対策所 給気・排気隔離弁	緊急時対策所	電動弁	サポート 固定	無	無	
SA クラス 2 管	緊急時対策所 加圧設備（配管）[流路]	緊急時対策所	鋼管	サポート 固定	無	無	
SA クラス 2 弁	緊急時対策所 加圧設備（弁）[流路]	緊急時対策所	—	サポート 固定	無	無	
通信連絡 設備	衛星電話設備 （固定型）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	—	固縛	無	無	
通信連絡 設備	衛星電話設備 （屋外アンテナ）	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	アンテナ	ボルト固定	無	無	
通信連絡 設備	衛星制御装置	緊急時対策所 原子炉建屋 原子炉棟	盤	ボルト固定	無	無	

## (4) 常設耐震重要重大事故防止設備（既設）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
計測制御設備	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)(盤)	—	原子炉建屋 附属棟	ボルト固定	
計測制御設備	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)(電磁弁)	—	原子炉建屋 附属棟	サポート固定	
—	制御棒	S	原子炉圧力 容器	—	
—	制御棒駆動機構	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	—	
—	制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット	S	原子炉建屋 原子炉棟	—	
SA クラス 2 管	制御棒駆動系配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
計測制御設備	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環 ポンプトリップ 機能)(盤)	—	原子炉建屋 附属棟	ボルト固定	
SA クラス 2 ポ ンプ	ほう酸水注入ポン プ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 容 器	ほう酸水貯蔵タン ク	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	ほう酸水注入系配 管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	ほう酸水注入系弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	主蒸気系 配管 [流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	主蒸気系 弁 [流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	原子炉隔離時冷却 系 (蒸気系) 配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉隔離時冷却 系 (蒸気系) 弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	高圧炉心スプレイ 系配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 弁	高压炉心スプレ イ系弁〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	高压炉心スプレ イ系ストレーナ〔流 路〕	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	原子炉隔離時冷却 系（注水系）配管 〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉隔離時冷却 系（注水系）弁 〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	逃がし安全弁	S	格納容器	—	
SA クラス 2 容 器	自動減圧機能用ア キュムレータ	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	主蒸気系配管〔流 路〕	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	主蒸気系クエンチ ャ〔流路〕	S	格納容器	サポート固定	
計測制御設備	過渡時自動減圧機 能（盤）	S	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	高压窒素ガス供給 系（非常用）配管 〔流路〕	S C	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	高压窒素ガス供給 系（非常用）弁 〔流路〕	S C	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 容 器	自動減圧機能用ア キュムレータ	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 容 器	原子炉圧力容器	S	格納容器	ボルト固定	
SA クラス 2 容 器	残留熱除去系熱交 換器	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系海水 系配管〔流路〕	S	屋外 原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系海水 系弁〔流路〕	S	屋外 原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 管	原子炉建屋ガス処 理系配管〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉建屋ガス処 理系弁〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 弁	真空破壊弁 (S / C → D / W)	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系スプ レイヘッド [流路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 容 器	格納容器	S	原子炉建屋 原子炉棟	—	
SA クラス 2 管	不活性ガス系配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	不活性ガス系弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 容 器	格納容器	S	原子炉建屋 原子炉棟	—	
SA クラス 2 容 器	残留熱除去系熱交 換器 (A)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系 (A) 配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系 (A) 弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系 (A) ストレーナ [流路]	S	格納容器	サポート固定	
建物・構築物	使用済燃料プール	S	原子炉建屋 原子炉棟	—	
SA クラス 2 管	燃料プール冷却浄 化系配管 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	燃料プール冷却浄 化系弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉棟	—	
SA クラス 2 容 器	サブプレッション・ プール	S	格納容器	—	
電気・電源設 備	中性子モニタ用蓄 電池 A 系	—	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
電気・電源設 備	中性子モニタ用蓄 電池 B 系	—	原子炉建屋 付属棟	ボルト固定	
計測器・検出 器	原子炉水位 (広帯 域)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
計測器・検出器	原子炉水位（燃料域）	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
計測器・検出器	起動領域計装	S	格納容器	起動領域モニタ検出器は、起動領域モニタドライチューブに内包され、炉心領域に設置される。ドライチューブは上端を上部格子板の溝に挿入され、下端部は炉心支持板位置でリングにより固定	
計測器・検出器	平均出力領域計装	S	格納容器	平均出力領域モニタ検出器の局部出力領域モニタ検出器は、炉心領域に設置される。検出器は、上端を上部格子板の溝に挿入され、下端部は炉心支持板位置でリングにより固定	
建物・構築物	中央制御室遮蔽	S	原子炉建屋 原子炉棟	岩盤支持	
—	中央制御室換気系 空気調和機ファン	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
—	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 管	中央制御室換気系 チャコールフィル タ	S	原子炉建屋 原子炉棟	ボルト固定	
—	中央制御室換気系 給・排気隔離弁	—	原子炉建屋 原子炉棟	サポート固定	

(5) 常設重大事故防止設備（既設，(4)を除く。）

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
建物・ 構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持	

(6) 常設重大事故緩和設備（既設，(4)を兼ねるものを除く。）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持	
計測器・検出器	原子炉圧力容器温度	S	格納容器	ボルト固定	
—	非常用ガス再循環系排風機	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
—	非常用ガス処理系排風機	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ	S	原子炉建屋原子炉棟	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス再循環系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用ガス再循環系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系配管[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用ガス処理系弁[流路]	S	原子炉建屋原子炉棟	サポート固定	

## (7) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 ポンプ	原子炉隔離時冷却 系ポンプ	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	原子炉隔離時冷却 系（蒸気系）配管 [流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉隔離時冷却 系（蒸気系）弁[流 路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	主蒸気系配管[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	主蒸気系弁[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	原子炉隔離時冷却 系（注水系）配管 [流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉隔離時冷却 系（注水系）弁[流 路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	原子炉隔離時冷却 系（注水系）スト レーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 ポンプ	高圧炉心スプレイ 系ポンプ	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	高圧炉心スプレイ 系配管[流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	高圧炉心スプレイ 系弁[流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	高圧炉心スプレイ 系ストレーナ[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	高圧炉心スプレイ 系スパーチャ[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	高圧炉心スプレイ 系注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	原子炉隔離時冷却 系注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	低圧炉心スプレイ 系注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系 A 系 注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SA クラス 2 弁	残留熱除去系 B 系 注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系 C 系 注入弁	S	原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 ポンプ	残留熱除去系ポン プ	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 容器	残留熱除去系熱交 換器	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系配管 [流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系弁[流 路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系スト レーナ[流路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	再循環系配管[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 ポンプ	低圧炉心スプレー 系ポンプ	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
SA クラス 2 管	低圧炉心スプレー 系配管[流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 弁	低圧炉心スプレー 系弁[流路]	S	原子炉建屋原 子炉棟 格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	低圧炉心スプレー 系ストレーナ[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 管	低圧炉心スプレー 系スパージャ[流 路]	S	格納容器	サポート固定	
SA クラス 2 ポンプ	残留熱除去系海水 ポンプ	S	屋外	ボルト固定	
SA クラス 2 管	海水ストレーナ	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SA クラス 2 管	残留熱除去系海水 系配管[流路]	S	屋外 原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
SA クラス 2 弁	残留熱除去系海水 系弁[流路]	S	屋外 原子炉建屋原 子炉棟	サポート固定	
電気・電源 設備	非常用ディーゼル 発電機	S	原子炉建屋付 属棟	ボルト固定	

機種区分	設備名称	耐震 重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2 容器	燃料デイトンク	S	原子炉建屋付 属棟	ボルト固定	
SAクラス2 ポンプ	非常用ディーゼル 発電機用海水ポン プ	S	屋外	ボルト固定	
その他管	非常用ディーゼル 発電機用燃料供給 系配管[燃料流路]	S	原子炉建屋付 属棟	サポート固定	
その他弁	非常用ディーゼル 発電機用燃料供給 系弁[燃料流路]	S	原子炉建屋付 属棟	サポート固定	
SAクラス2 管	非常用ディーゼル 発電機用海水系配 管[流路]	S	原子炉建屋付 属棟 屋外	サポート固定	
SAクラス2 弁	非常用ディーゼル 発電機用海水系弁 [流路]	S	原子炉建屋付 属棟 屋外	サポート固定	
計測器・検 出器	残留熱除去系熱交 換器入口温度	S	原子炉建屋原 子炉棟	温度計ウェル に固定	
計測器・検 出器	原子炉隔離時冷却 系系統流量	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	高圧炉心スプレイ 系系統流量	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	残留熱除去系系統 流量	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	低圧炉心スプレイ 系系統流量	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	残留熱除去系熱交 換器出口温度	S	原子炉建屋原 子炉棟	温度計ウェル に固定	
計測器・検 出器	残留熱除去系海水 系系統流量	S	原子炉建屋廃 棄物処理棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	原子炉隔離時冷却 系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	高圧炉心スプレイ 系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	残留熱除去系ポン プ吐出圧力	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	
計測器・検 出器	低圧炉心スプレイ 系ポンプ吐出圧力	S	原子炉建屋原 子炉棟	ボルト固定	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

## 目 次

1. はじめに	39-4-1
2. 基準の規定内容	39-4-3
2.1 設置許可基準規則第 39 条（S A 施設）の規定内容	
2.2 設置許可基準規則第 4 条（D B 施設）の規定内容	
2.3 JEAG4601 の規定内容	
3. S A 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針	39-4-9
4. 荷重の組合せの検討手順	39-4-14
5. 荷重の組合せの検討結果	39-4-18
5.1 地震の従属事象・独立事象	
5.2 荷重の組合せの検討結果	
5.2.1 全般施設	
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
5.2.4 S A 施設の支持構造物	
6. 許容応力状態の検討結果	39-4-43
6.1 全般施設	
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
6.4 S A 施設の支持構造物	
7. まとめ	39-4-47

（補足 1） S A 施設に対する許容応力状態の考え方

（補足 2） 事象発生確率の考え方

（補足 3） 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

（補足 4） D B A による履歴を考慮しなくてもよい理由

### 添付資料

1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物の S A 施設としての設計の考え方
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について
9. 東海第二発電所における運転状態 V (LL) の適切性について

#### 参考資料

- 〔参考 1〕 設置許可基準規則第 39 条及び解釈（抜粋）
- 〔参考 2〕 設置許可基準規則第 4 条及び解釈 7
- 〔参考 3〕 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2（抜粋）
- 〔参考 4〕 耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）
- 〔参考 5〕 JEAG4601（抜粋）
- 〔参考 6〕 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- 〔参考 7〕 DB 施設を兼ねる主な SA 施設等の DBA と SA の荷重条件の比較
- 〔参考 8〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

## 1. はじめに

重大事故等<sup>※1</sup>（以下「SA」という。）の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設<sup>※2</sup>（以下「SA施設」という。）については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。

※1：「重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故」を総称して重大事故等という。

※2：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

### 【SA施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処施設（以下「DB施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下「DBA」という。）を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組み合わせによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策などの多様性を活かしてSAに対処する。

具体的には、

① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。

② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。

とする。

以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるに当たり、S A施設については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（一社）日本電気協会（以下、総称して「JEAG4601」という。）等の規格・基準に基づき、検討を実施した。

## 2. 基準の規定内容

S A施設、D B施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則第 39 条、第 4 条に規定されている。ここで、S A施設及びD B施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

### 2.1 設置許可基準規則第 39 条（S A施設）の規定内容

- (1) S A施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 39 条に規定されている。〔参考 1〕
- (2) S A施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される S A施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 1 号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。〔参考 1〕
- (3) S A施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される S A施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 2 号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。〔参考 1〕これは、D B施設の耐震B、Cクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震B、Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では省略する。なお、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。
- (4) S A施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置される S A施設については、設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないも

のであること。」が求められている。〔参考1〕

- (5) 設置許可基準規則の第39条の解釈において、「第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。〔参考1〕

## 2.2 設置許可基準規則第4条（DB施設）の規定内容

- (1) DB施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。〔参考2〕
- (2) 耐震Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。〔参考2〕
- (3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。〔参考2〕
- (4) 基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の解釈の別記2（以下「別記2」という。）において、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。〔参考3〕
- (5)  $S_s$ に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、

その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」が求められている。〔参考3〕

- (6) 別記2において、「「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。〔参考3〕

### 2.3 JEAG4601の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に」組み合わせることとされていることから、JEAG4601における規定内容を以下のとおり整理した。

#### (1) 荷重の組合せ

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載としては、以下のとおり。

- ・「その発生確率が  $10^{-7}$  回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳに含めない。」とされている。
- ・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組み合わせなければならない。」とされている。
- ・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組み合わせるべき状態は、その原

因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の規定内容に基づき、JEAG4601 において組み合わせるべき荷重を整理したものを第 2.3-1 表に示す。第 2.3-1 表では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が  $10^{-7}$  / 炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

第 2.3-1 表 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

表 I - 1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$	
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$							
基準地震動 $S_1$ との 組合せ	従属事象	$S_1$ 従属										
	独立事象	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$		
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$		
	1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$				
基準地震動 $S_2$ との 組合せ	従属事象	$S_2$ 従属										
	独立事象	1分以内	( $S_2 + II$ は $10^{-9}$ 以下となる)									
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$	
	1日以内						$S_2 + II$			$S_2 + III$		
	1年以内			$S_2 + II$		$S_2 + III$		$S_2 + IV$				

- 注：(1) 発生確率から見て  
 ← 組合せが必要なもの。  
 ←----- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

## (2) 運転状態と許容応力状態

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における，運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり，プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>からⅣ<sub>A</sub>及び，地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S，Ⅳ<sub>A</sub>Sを定義している。

### 【運転状態】

運転状態Ⅰ：告示の運転状態Ⅰの状態

運転状態Ⅱ：告示の運転状態Ⅱの状態

運転状態Ⅲ：告示の運転状態Ⅲの状態

運転状態(長期)Ⅳ(L)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち，長期間のものが作用している状態

運転状態(短期)Ⅳ(S)：告示の運転状態Ⅳの状態のうち，短期間のもの（例：JET，JET 反力，冷水注入による過渡現象等）が作用している状態

### 【許容応力状態】

許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>：告示の運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>\*：ECCS等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>に準ずる。

許容応力状態Ⅱ<sub>A</sub>：告示の運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>：告示の運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>：告示の運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S：許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S：許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

### 3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

#### (1) 対象施設

設置許可基準規則第 39 条において、基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料 1 に示す。また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを第 3-1 表に示す。

#### (2) SA施設の運転状態

SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のⅠ～Ⅳに加え、SAの発生している状態として運転状態Ⅴを新たに定義する。

さらに運転状態Ⅴについては、重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態Ⅴ(L)、Ⅴ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(LL)とする。

#### 【運転状態の説明】

- I～Ⅳ : JEAG4601 で設定している運転状態
- V(S) : SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態
- V(L) : SAの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態
- V(LL) : SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

#### (3) 組合せの基本方針

設置許可基準規則の解釈別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設の考え方を踏まえた、SA施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

a. DB施設の組合せの考え方

- ・  $S_s$ ,  $S_d$ による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 運転状態I～IVを想定する。
- ・ 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、 $S_s$ 若しくは $S_d$ の超過確率を踏まえ、発生確率が $10^{-7}$ /炉年超の事象は組み合わせる。
- ・ 格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧と $S_d$ による地震力との組合せを考慮する。

b. SA施設の組合せ方針

- ・  $S_s$ ,  $S_d$ による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 運転状態I～IVを想定するとともに、それを超えるSAの状態と、運転状態Vを想定する。
- ・ 地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。

組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の超過確率の積との比較等により判断する。

- ・ SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについて

は、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。

- ・格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA後の最大内圧と $S_d$ による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設の $S_s$ に対する機能維持の考え方に準じた最高水準の耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$ （最高使用圧力の2倍の圧力）の条件で、格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

#### (4) 許容限界の基本方針

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた（補足1）。

##### a. DB施設における方針

- ・弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sを用いる。

- ・機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sを用いる。

b. SA施設における方針

- ・SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態ⅠからⅣと地震による地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。
- ・設計条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV<sub>A</sub>を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V<sub>A</sub>Sを定義する。

別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用している。新たに定義する許容応力状態V<sub>A</sub>Sは、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、東海第二発電所では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sと同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

I<sub>A</sub>～Ⅳ<sub>A</sub> : JEAG4601 で設定している許容応力状態

Ⅲ<sub>A</sub>S～Ⅳ<sub>A</sub>S : JEAG4601 で設定している許容応力状態

V<sub>A</sub> : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V<sub>A</sub>S : 許容応力状態V<sub>A</sub>を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

第 3-1 表 (1) 格納容器及び原子炉圧力容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	格納容器内	格納容器外
格納容器	逃がし安全弁	常設低圧代替注水系ポンプ 代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 残留熱除去系熱交換器 サプレッション・プール 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
原子炉圧力容器	—	常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ほう酸注入ポンプ 残留熱除去系熱交換器 代替淡水貯槽 サプレッション・プール ほう酸貯蔵タンク 格納容器圧力逃がし装置 原子炉周期（ペリオド短）原子炉スクラム

#### 4. 荷重の組合せの検討手順

##### (1) 地震の従属事象・独立事象の判断

組合せの基本方針において、地震従属事象は $S_s$ と組合せ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、 $S_s$ 、 $S_d$ いずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討に当たって、運転状態 $V$ が、地震の従属事象、独立事象の何れに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は、 $S_s$ と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

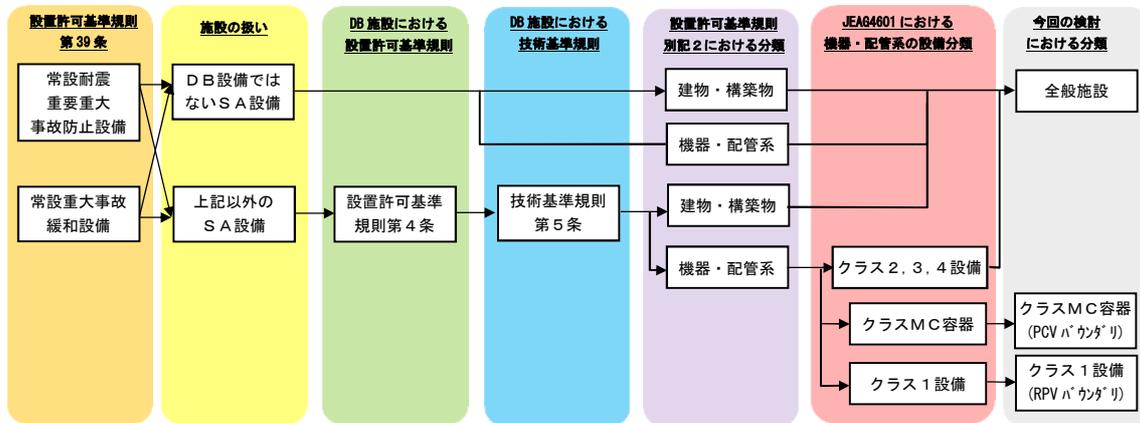
##### (2) 施設分類

対象施設は設置許可基準規則、技術基準規則、JEAG4601 の分類等を踏まえた分類を行い、その分類毎に組合せ方針を検討することとする。対象施設は以下のとおり分類する。

SA施設は、設置許可基準規則の解釈別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。（添付資料4「建物・構築物のSA施設としての設計の考え方」参照）また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（以下「PCVバウンダリ」という。）と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（以下「RPVバウンダリ」という。）については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。

以上のことから、以降の検討では施設を第4-1図のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、PCVバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、PCVバウンダリの荷重の組

合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。



第4-1図 施設の分類の考え方

### (3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して、SA施設に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては、事象の発生確率、継続時間、地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、選定フローを第4-3図に示す。

#### 【選定手順】

- ① SA事象の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$  / 炉年を適用する。
- ② 地震ハザード解析から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$ の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料2参照）
- ③ 荷重の組合せの判断は、①と②及びSAの継続時間との積で行う。そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、国内外の基準等でスク

リーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性を持たせた値として、東海第二発電所では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$  / 炉年に保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年とする。（補足 2）

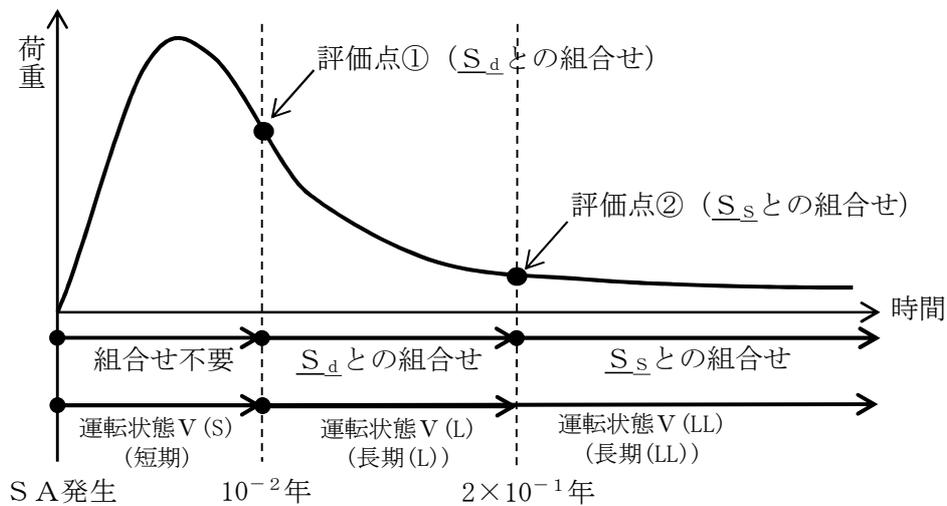
- ④ ①②の積と③を踏まえて弾性設計用地震動  $S_d$  又は基準地震動  $S_s$  と組み合わせるべき SA の継続時間を設定する。事故発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態 V (S)）, 弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期 (L)（運転状態 V (L)）, 基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期 (LL)（運転状態 V (LL)）とする。
- ⑤ ④を踏まえて、施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

第 4-1 表 組合せの目安となる継続時間

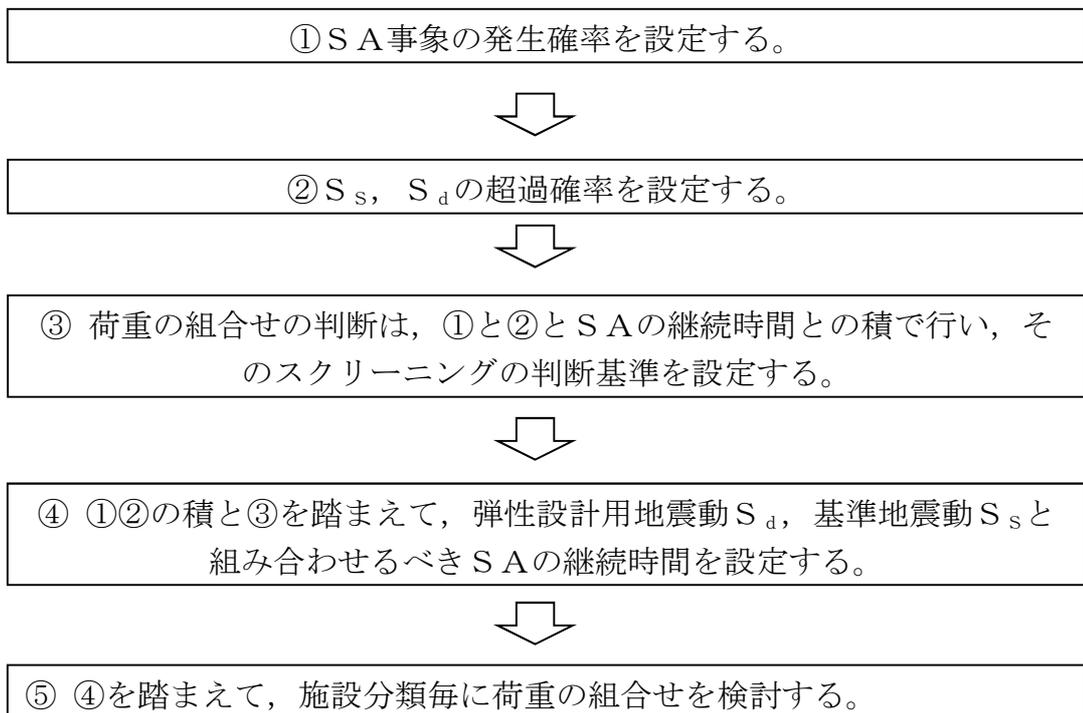
荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 $S_d$		
$10^{-8}$ / 年以上	$10^{-4}$ / 年 <sup>※1</sup>	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>※2</sup>	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ / 年 <sup>※2</sup>	$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$  / 年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  に読み換えた。



第 4-2 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)



第 4-3 図 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

## 5. 荷重の組合せの検討結果

4 項の検討手順に基づき、まず、5.1 項では S A が地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2 項では、全般施設、P C V バウンダリ、R P V バウンダリに分けて、S A 荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、S A 施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

### 5.1 地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、D B 施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。ここで、D B 施設に対して従前より適用してきた考え方にに基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

耐震 S クラス施設は  $S_s$  による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震 S クラス施設自体が、 $S_s$  による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震 S クラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、 $S_s$  相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、D B 設計の範囲で事象を収束させることができることを確認することとする。

したがって、S A 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討とし

ては、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。 $S_A$ 施設に期待した場合の地震PRAにおいて、 $S_s$ 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度（CDF）であって、 $S_A$ 施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 $5.4 \times 10^{-7}$ ／炉年である。性能目標のCDF（ $10^{-4}$ ／炉年）に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $5.4 \times 10^{-7}$ ／炉年はこれを下回ることから、 $S_s$ 相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、 $S_A$ 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

（「（補足3）「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について」参照）

## 5.2 荷重の組合せの検討結果

5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類毎に4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。

### 5.2.1 全般施設

#### (1) $S_A$ の発生確率

$S_A$ の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ ／炉年を適用する。なお、全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全ての $S_A$ を考慮する。

#### (2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

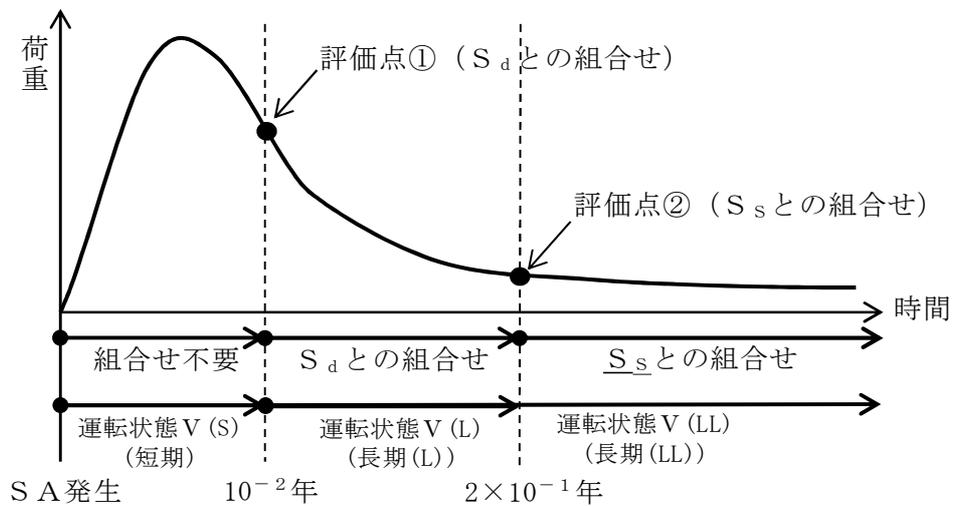
保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年と、(1)、(2) で得られた値の積により、組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態 V (S)）、弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期 (L)（運転状態 V (L)）、基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以上を長期 (LL)（運転状態 V (LL)）とする。

第 5.2.1.1 表 組合せの目安となる継続時間

事故 シナシ	重大事故等の 発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合 せを考慮す る判断目安	組合せの目安とな る継続時間
		弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>※2</sup>		
全ての SA	$10^{-4}$ / 年 <sup>※1</sup>	弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ / 年 以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ / 年 <sup>※2</sup>		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$  / 炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  に読み換えた。



第 5.2.1.1 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

#### (4) 荷重組合せの検討

(1)から(3)から、SAの発生確率、地震動の超過確率と掛け合わせた発生確率は第 5.2.1.2 表のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

#### 【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の超過確率に関する考慮】

- ・ SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$  / 炉年を適用している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.1.2 表の SAの発生確率、地震動の超過確率、組合せの目安となる SAの継続時間との積を考慮し、SA発生後  $10^{-2}$  年以上に  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間のうち最大となる荷重と  $S_d$  を組み合わせる。また、SA発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大値と  $S_s$  による地震力を組み合わせる

こととする。

ここで、全般施設については必ずしも S A による荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するように S A 発生後の最大荷重と S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせる。

第 5.2.1.2 表 S A の発生確率・継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	組合せの目安となる継続時間	運転状態	合計
全ての S A	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> /年以上 2×10 <sup>-1</sup> /年未満	V (L)	10 <sup>-8</sup> /炉年 以下
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> /年 以下	V (LL)	10 <sup>-8</sup> /炉年 以下

(5) まとめ

以上より、全般施設としては、S A 発生後の最大荷重と S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1) S A の発生確率

S A の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である 10<sup>-4</sup>/炉年を適用する。

(2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S<sub>2</sub>、S<sub>1</sub> の発生確率を S<sub>s</sub>、S<sub>d</sub> の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料 2 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10<sup>-8</sup>/炉年と、(1)、(2) で得られた値の積との比較

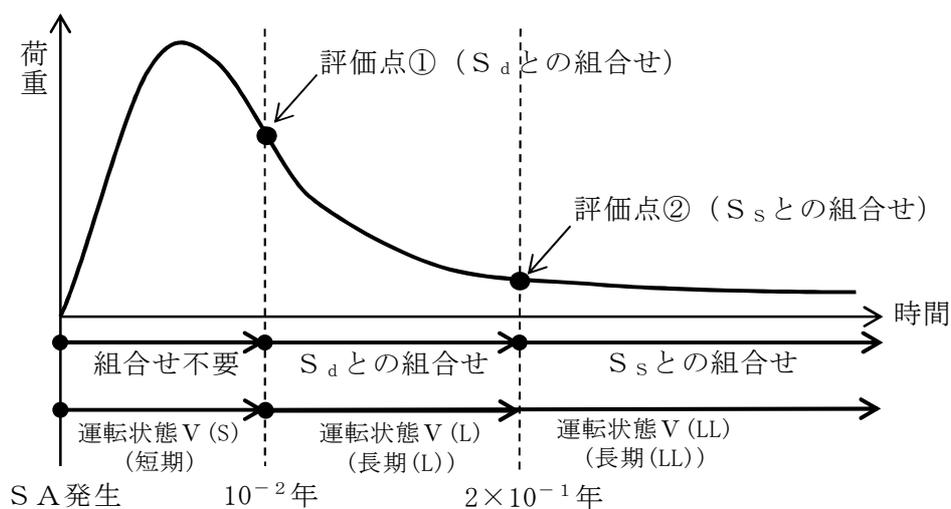
により，工学的，総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として， $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態V(S)），弾性設計用地震動 $S_d$ との組合せが必要な $10^{-2}$ 年から $2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L）（運転状態V(L)），基準地震動 $S_s$ との組合せが必要な期間 $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL）（運転状態V(LL)）とする。

第 5.2.2.1 表 組合せの目安となる継続時間

事故 シナシ	重大事故等の 発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合 せを考慮す る判断目安	組合せの目安とな る継続時間
		弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>※2</sup>		
全ての SA	$10^{-4}$ /年 <sup>※1</sup>	弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ /年 以上	$10^{-2}$ 年 以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 <sup>※2</sup>		$2 \times 10^{-1}$ 年 以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として $10^{-4}$ /年とした。

※2：JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率 $S_2$ ， $S_1$ の発生確率を $S_s$ ， $S_d$ に読み換えた。



第 5.2.2.1 図 荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループのうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として格納容器のDB条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を下表に示す。

事故シーケンスグループ等	DB条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	—
全交流動力電源喪失（長期TB）	○
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	○
全交流動力電源喪失（TBP）	○
崩壊熱除去機能喪失	—
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	○
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	× <sup>※1</sup>
津波浸水による注水機能喪失	○
「運転中の原子炉における重大事故」に係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）	—
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用しない場合	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	× <sup>※2</sup>
水素燃焼	× <sup>※3</sup>
溶融炉心・コンクリート相互作用	× <sup>※2</sup>
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	× <sup>※4</sup>
全交流動力電源喪失	× <sup>※4</sup>
原子炉冷却材の流出	× <sup>※4</sup>
反応度の誤投入	× <sup>※4</sup>

※1：有効性評価では、インターフェイスシステムLOCAにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出す

る事象を評価しており、格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系（残留熱除去系）以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから、格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない。

- ※2：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の事故シーケンスにて原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用に対する有効性評価を行っているため対象外とする。
- ※3：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）の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。
- ※4：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これらの事故シーケンスグループ等のうち、格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後  $10^{-2}$ 年（約3日後）以内及び事象発生後  $10^{-2}$ 年（約3日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）
- ・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しない場合）

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後  $10^{-2}$ 年（約3日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され、 $10^{-2}$ 年（約3日後）以降の格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 $10^{-2}$ 年（約3日後）以内の温度・圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力

容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は、高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方、格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「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しない場合）」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度、 $10^{-2}$ 年（約3日後）の圧力及び温度を第

5.2.2.2表に示す。

なお、その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

第 5.2.2.2 表 格納容器の S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

再評価中	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 しない場合)
最高圧力	約 0.465MPa[gage]	約 0.465MPa[gage]
最高温度	約 192℃	約 192℃
圧力 (10 <sup>-2</sup> 年後)	約 0.304MPa[gage]	約 0.170MPa[gage]
温度 (10 <sup>-2</sup> 年後)	約 130℃ <sup>※1</sup>	約 143℃

※1：サプレッション・チェンバの最高温度

第 5.2.2.2 表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いる格納容器の圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。

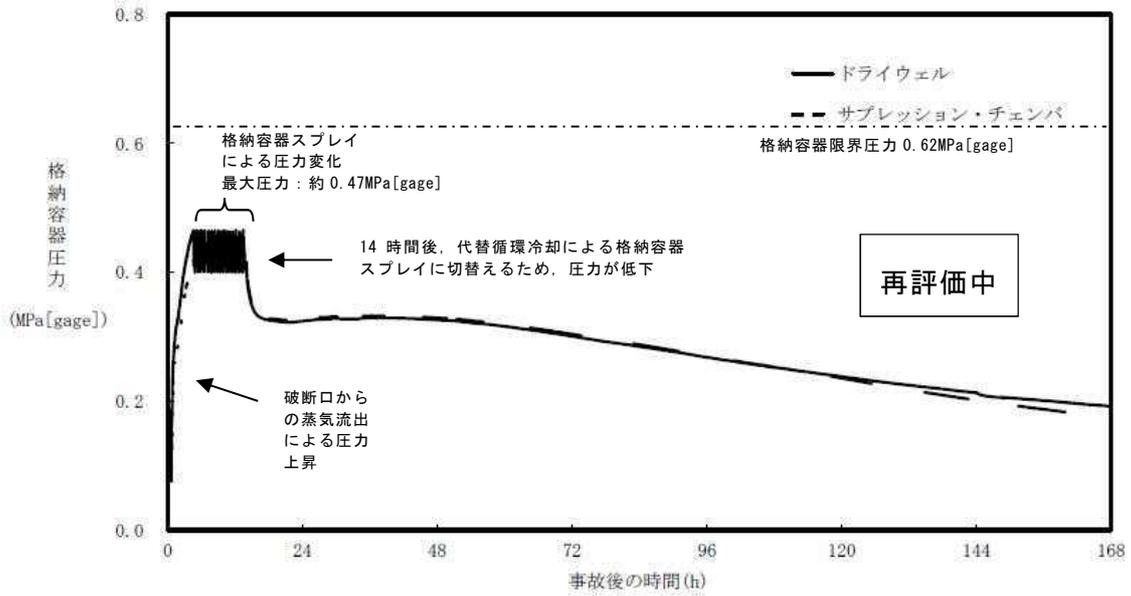
b. SAで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

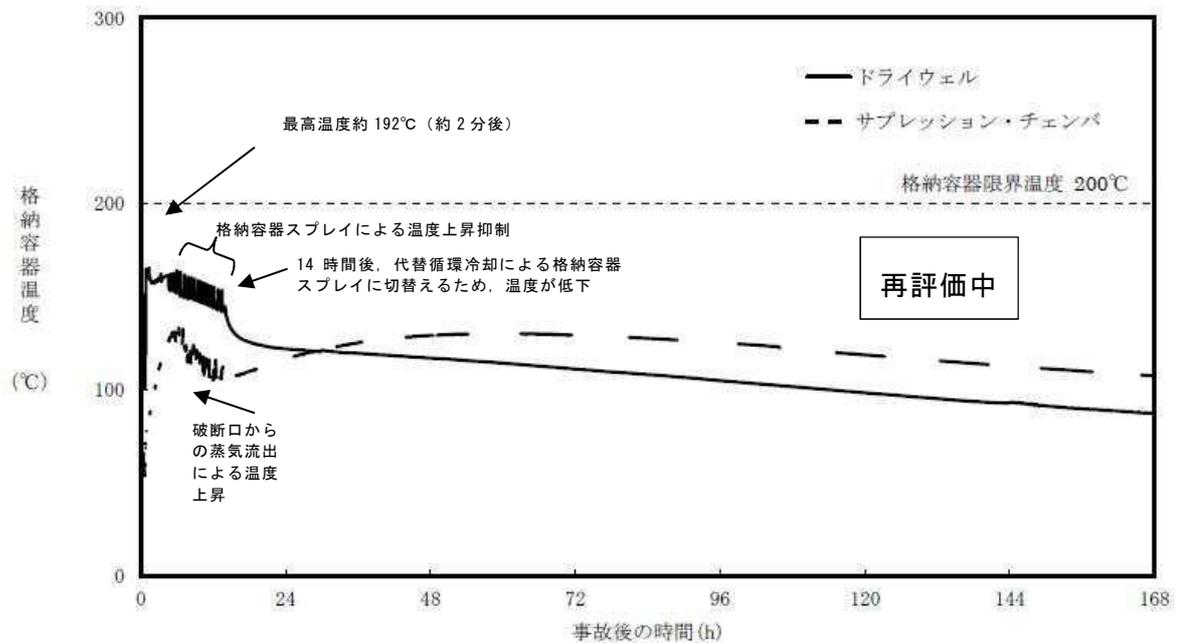
上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を第5.2.2.2図から第5.2.2.5図に示す。

第5.2.2.2図から第5.2.2.5図より、SA発生後 $10^{-2}$ 年（約3日後）前までに、格納容器の最高圧力及び最高温度となり、 $10^{-2}$ 年（約3日後）以降は、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持される。

よって、SA発生後 $10^{-2}$ 年（約3日後）前をV(S)（SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態）として設定することは適切である。

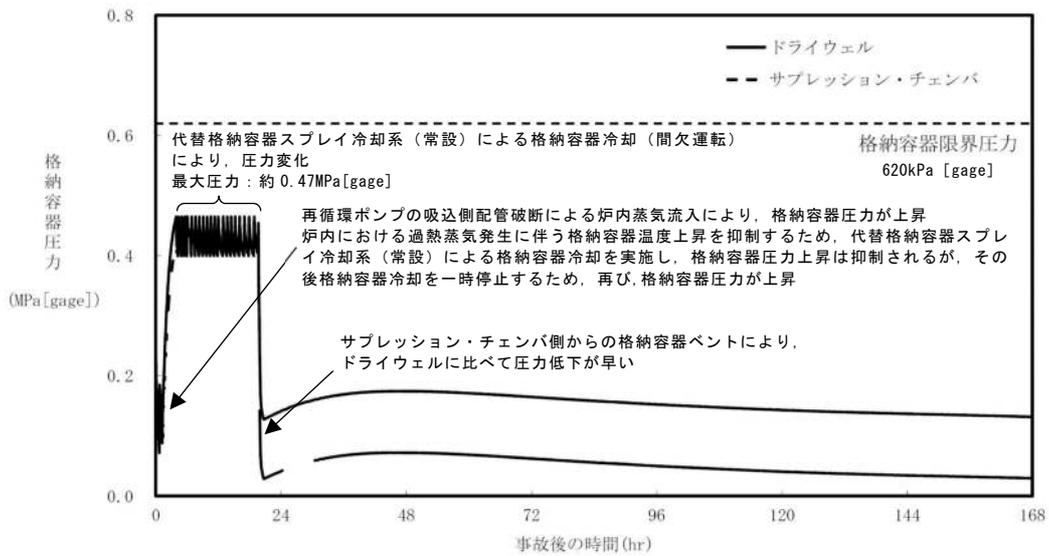


第 5.2.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移

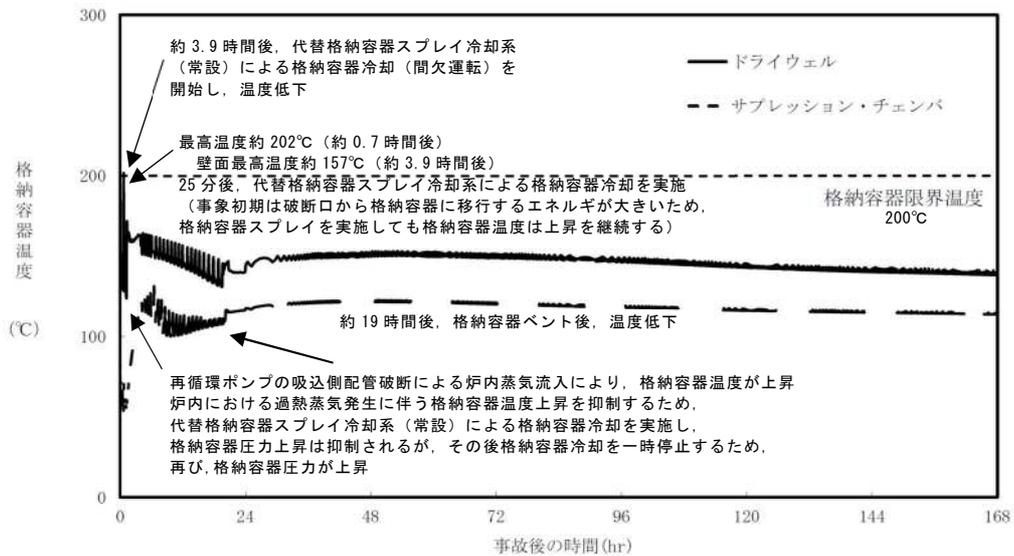


第 5.2.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の

推移



第 5.2.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

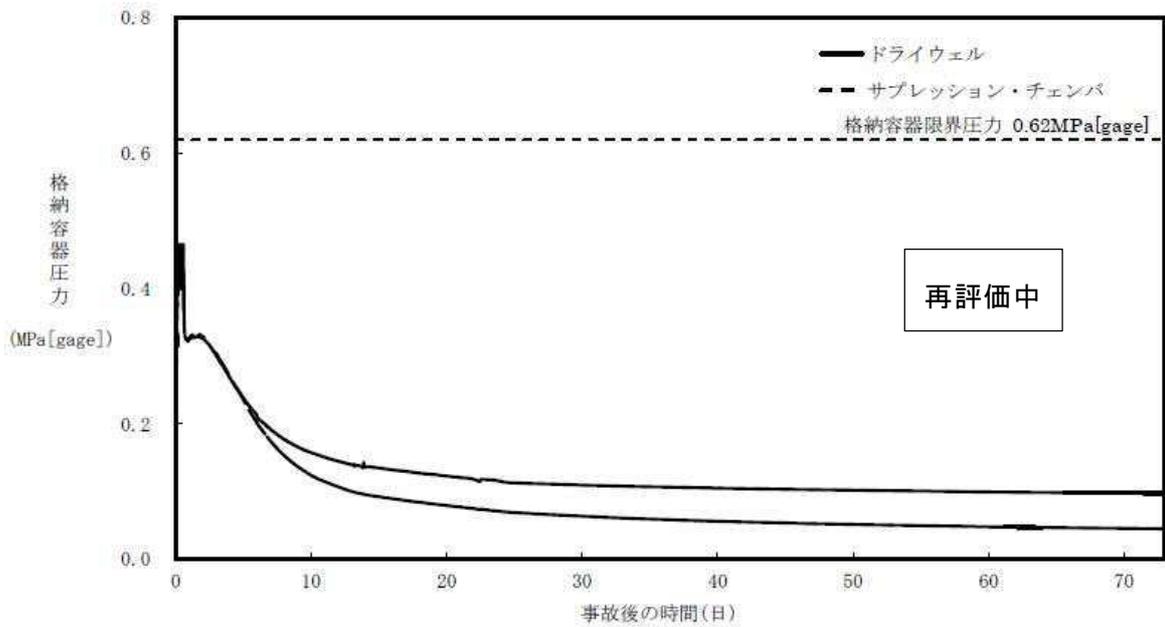


第 5.2.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

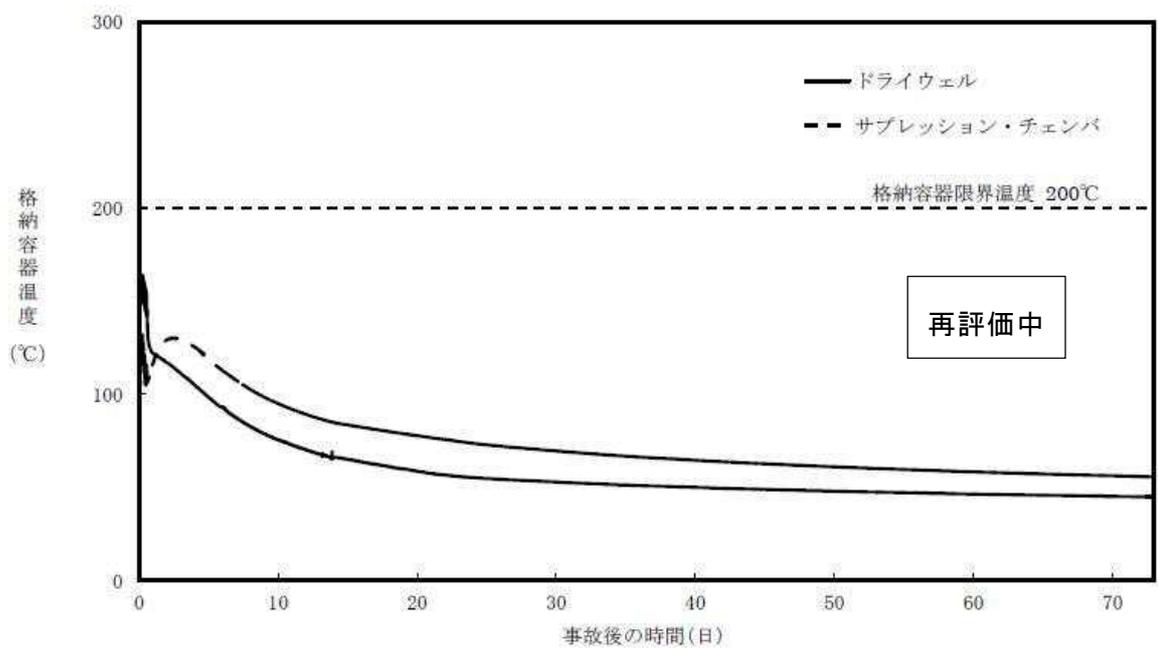
### 【長期(L)及び長期(LL)における荷重の継続時間】

S A発生後の格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。S A発生後 $10^{-2}$ 年という断面においては、第5.2.2.2表に示したとおり、「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）」の方が圧力及び温度とも高い。かつ、除熱機能の確保はS A設備である代替循環冷却系の確保を優先に行うことから、本設定では、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第5.2.2.6図から第5.2.2.7図に示す。事象発生後12時間後に緊急用海水系を用いた代替循環冷却系の運転を開始し、格納容器圧力・温度は低下傾向が継続する。



第 5.2.2.6 図「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）」における格納容器圧力の推移（長期間解  
析）



第 5.2.2.7 図「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）」における格納容器温度（気相部）の推移  
（長期間解析）

ここで、 $2 \times 10^{-1}$ 年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度を第 5.2.2.3 表に示す。格納容器圧力・温度は低下傾向を維持し、最高使用圧力及び最高使用温度以下に低下するものの、通常運転条件の格納容器圧力・温度は上回る事となる。

第 5.2.2.3 表 格納容器の S A 時の圧力・温度

	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する場合）
格納容器圧力	約 0.098MPa[gage]
格納容器温度	約 56°C <sup>※1</sup>

※1：サプレッション・チェンバの温度

(1)から(3)から、S Aの発生確率、継続時間、地震の発生確率（添付資料 2 参照）を踏まえた事象発生確率は第 5.2.2.4 表のとおりとなる。この検討に際し、S A施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

**【PCVバウンダリにおける S A の発生確率、継続時間、地震動の超過確率に関する考慮】**

- ・ S A の発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$  / 炉年を適用している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

以上より、第 5.2.2.2 表及び第 5.2.2.4 表を考慮し、「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しない場合）」において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を  $S_d$  と組み合わせる。また、SA 発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大となる荷重と  $S_s$  による地震力を組み合わせることとする。

第 5.2.2.4 表 SA の発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	$10^{-4}$ / 炉年	$S_d : 10^{-2}$ / 年	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	V (L)	$10^{-8}$ / 炉年以下
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	V (LL)	$10^{-8}$ / 炉年以下

(5) まとめ

以上より、PCV バウンダリとしては、SA 後長期(LL)に生じる荷重と  $S_s$  による地震力，SA 発生後の最大となる荷重と  $S_d$  による地震力を組み合わせることとする。

5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1) SA の発生確率

S Aの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$  / 炉年を適用する。

(2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年と、(1)、(2) で得られた値の積により、組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態 V (S)）、弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期 (L)（運転状態 V (L)）、基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期 (LL)（運転状態 V (LL)）とする。

表 5.2.3.1 組合せの目安となる継続時間

事故 シナシ	重大事故等の 発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合 せを考慮す る判断目安	組合せの目安とな る継続時間
		弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>※2</sup>		
全ての S A	$10^{-4}$ / 年 <sup>※1</sup>	弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ / 年 以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ / 年 <sup>※2</sup>		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$  / 炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  に読み換えた

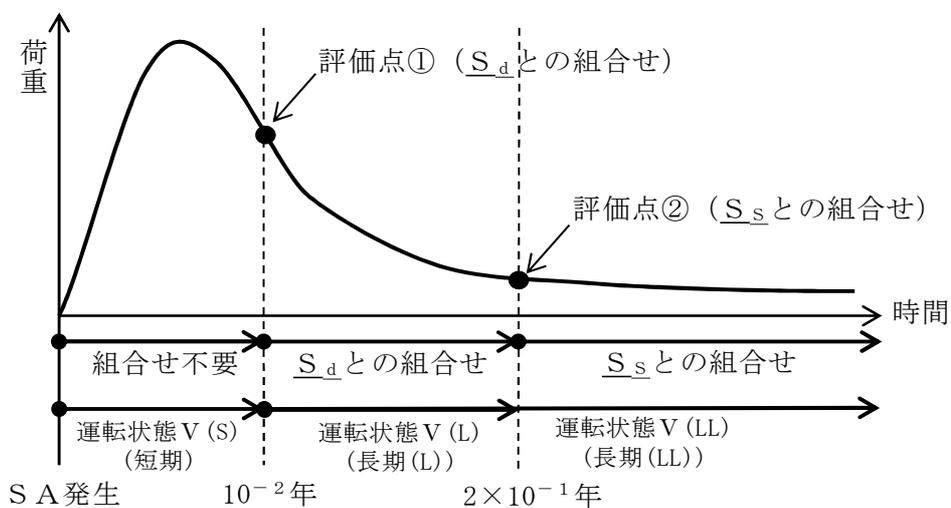


図 5.2.3.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

#### (4) 荷重の組合せの検討

##### a. SAの選定

原子炉压力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉压力容器が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	DB条件を超えるもの※ <sup>1</sup>
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（長期TB）	×
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	×
全交流動力電源喪失（TBP）	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	×
津波浸水による注水機能喪失	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係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）	
代替循環冷却を使用する場合	—※ <sup>2</sup>
代替循環冷却を使用しない場合	—※ <sup>2</sup>
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—※ <sup>2</sup>
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	—※ <sup>2</sup>
水素燃焼	—※ <sup>2</sup>
シェルアタック	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	—※ <sup>2</sup>
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※ <sup>3</sup>
全交流動力電源喪失	×※ <sup>3</sup>
原子炉冷却材の流出	×※ <sup>3</sup>
反応度の誤投入	×※ <sup>3</sup>

※<sup>1</sup>：有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

※<sup>2</sup>：非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は大破断LOCAを起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される。

※<sup>3</sup>：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉压力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧による低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、DBの荷重条件を超えることはない。また、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」はLOCAが発生していることを前提にしており、DB条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ARI」という。）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり、スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって、以下のSAとして考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

- ・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおける S A 発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を第 5.2.3.2 表に示す。

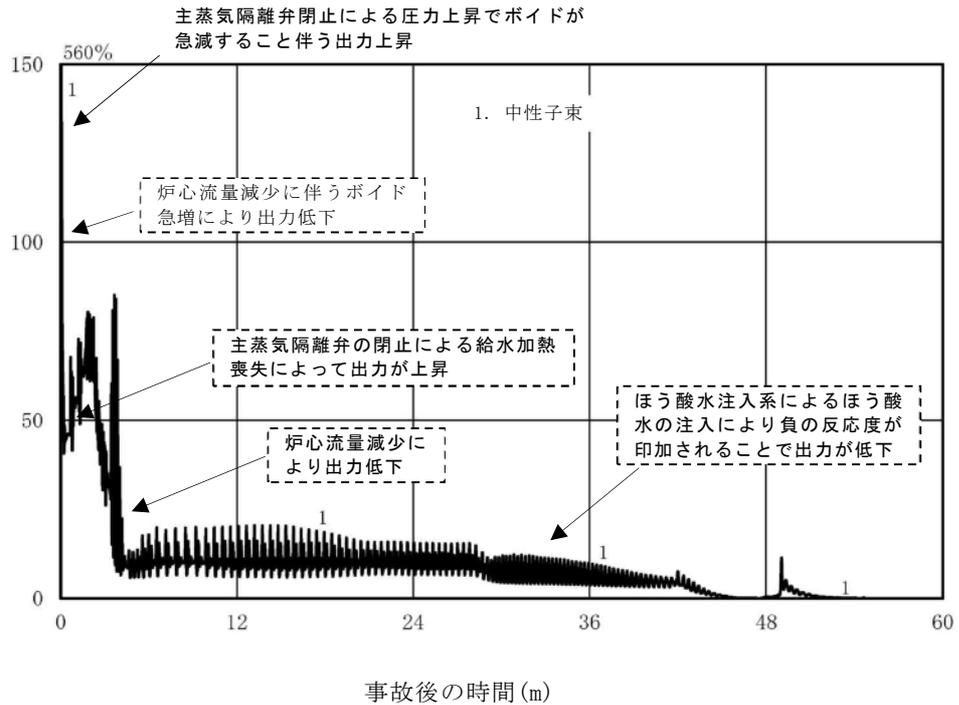
第 5.2.3.2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリの S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.42MPa [gage]
最高温度	約 298°C

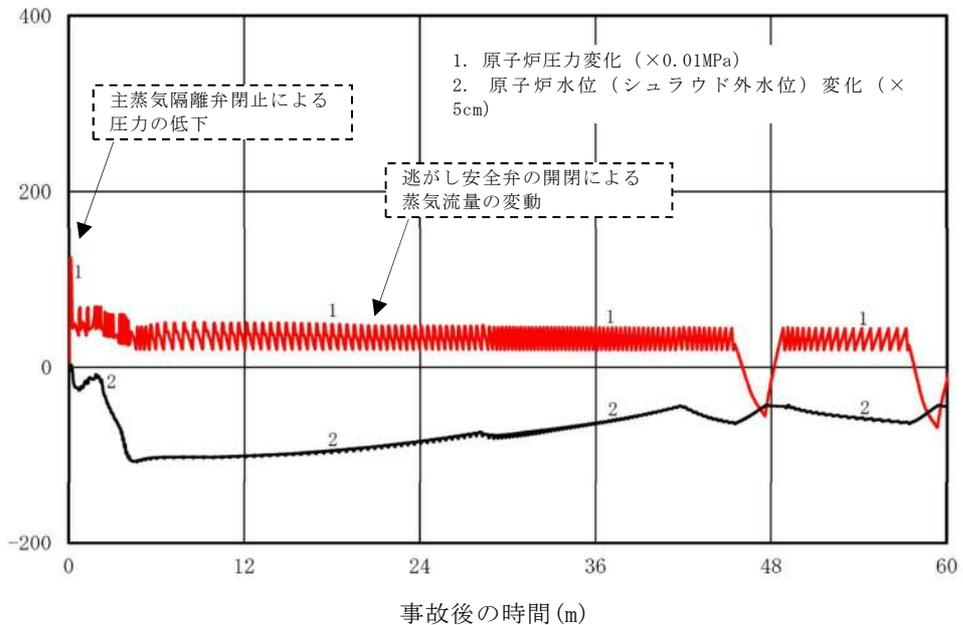
表 5.2.3.2 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，現実的な条件を基本としつつ，原則，評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，第 5.2.3.2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら，後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては，事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため，結果として不確かさの重畳の影響はない。

b. S A で考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第 5.2.3.2 図から第 5.2.3.3 図に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降，速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.14MPa [gage] を下回る。



第 5.2.3.2 図 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の推移  
(事象発生から 60 分まで)



第 5.2.3.3 図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移  
(事象発生から 60 分まで)

(1) から(3) より，S Aの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は第 5.2.3.3 表のとおりとなる。この検討に際し，S A施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【R P VバウンダリのS Aの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

- ・ S Aの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$  / 炉年を適用している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.3.3 表より，S Aの発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的な判断として  $S_d$  による地震力と S A後長期(L)荷重， $S_s$  による地震力と S A後長期(LL)荷重を組み合わせる。

第 5.2.3.3 表 S Aの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
原子炉停止機能喪失	$10^{-4}$ / 炉年	$S_d : 10^{-2}$ / 年	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	V (L)	$10^{-8}$ / 炉年
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	V (LL)	$10^{-8}$ / 炉年

(5) まとめ

以上より，R P Vバウンダリとしては，S A後長期(LL)に生じる荷重と  $S_s$  による地震力，S A後長期(L)に生じる荷重と  $S_d$  による地震力を組

み合わせることにする。

#### 5.2.4 S A施設の支持構造物

S A施設の支持構造物については、S A後長期の雰囲気温度と 5.2.1 から 5.2.3 項それぞれの地震を組み合わせる。ただし、S A施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。

具体的な組合せ内容は、5.2.1 から 5.2.3 項による。

## 6. 許容応力状態の検討結果

5. 項の組合せ方針に基づき、各施設の S A と地震の組み合わせに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、P C V バウンダリ、R P V バウンダリ、全般施設、及び S A 施設の支持構造物に分けて検討することとした。

### 【運転状態の説明】

I ~IV : JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

V (S) : S A の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

V (L) : S A の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

V (LL) : S A の状態のうち V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態

### 【許容応力状態】

I<sub>A</sub> ~IV<sub>A</sub> : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

III<sub>A</sub>S ~IV<sub>A</sub>S : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

V<sub>A</sub> : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力状態

( S A 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V<sub>A</sub>S : 許容応力状態 V<sub>A</sub> を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

( S A 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

## 6.1 全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.1.1 表に示す。

第 6.1.1 表 P C V バウンダリ内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	D B 施設		S A 施設		備 考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV <sub>A</sub> ECCS 等: I* <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	/	/	—	V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	V <sub>A</sub> S の許容限界は、東海第二では、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)						
V (S)						

※1: E C C S に係るもののみ

※2: S A 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を S A 条件として設定する。(格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)

## 6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.2.1 表に示す。D B 条件における評価では、S<sub>d</sub> + 事故後長期荷重では III<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、E C C S 等と同様、P C V バウンダリが事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、D B 施設として P C V バウンダリについては、L O C A 後 (D B A) の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、L O C A 後の最大内圧と S<sub>d</sub> の組合せを実施している。S A 施設としての P C V バウンダリについては、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える 200°C、2Pd の条件で、P C V バウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

第 6.2.1 表 P C V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	D B 施設		S A 施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I* <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	—	III <sub>A</sub> S	—	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	/	/	—	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	V <sub>A</sub> S の許容限界は、東海第二では、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)	V <sub>A</sub>	/	/	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	
V (S)	V <sub>A</sub>	/	/	—	—	

※1：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で L O C A 後の最大内圧と S<sub>d</sub> による地震力との組合せを考慮する。

※2：格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1 項の検討結果も考慮する。

### 6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.3.1 表に示す。

D B 条件における評価では、S<sub>d</sub> + 事故後長期荷重では、E C C S 等は III<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、E C C S 等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

第 6.3.1 表 P R V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転 状態	許容応力 状態	D B 施設		S A 施設		備 考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV <sub>A</sub> ECCS 等: I* <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	IV <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	/	/	—	V <sub>A</sub> S	V <sub>A</sub> S の許容限界は、東海第二では、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)	V <sub>A</sub>	/	/	V <sub>A</sub> S	—	
V (S)	V <sub>A</sub>	/	/	—	—	

※1: E C C S に係るものはⅢ<sub>A</sub>S

#### 6.4 S A 施設の支持構造物

S A 施設の支持構造物についての、具体的な許容応力状態は、6.1~6.3 項による。

## 7. まとめ

SA施設の耐震設計に当たっては、SAは地震の独立事象として位置付けたうえで、SAの発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係や様々な対策、シーケンスを踏まえ、SA荷重と $S_s$ 、 $S_d$ いずれか適切な地震力を組み合わせることで評価することとし、その組み合わせ検討結果としては、以下のとおりとなる。

### 【凡例】

○：組合せ要  
 -：組合せ不要

### 【全般施設】

	①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのSA <sup>※1</sup>	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	SA発生後全期間	$10^{-8}$ /炉年以上	○	SA荷重 + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	SA発生後全期間	$10^{-8}$ /炉年以上	○	

※1：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件と $S_s$ を組み合わせる。

### 【PCV バウンダリ】

	①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA荷重V(S)	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年未満	$10^{-8}$ /炉年以下	-	SA荷重V(L) + $S_d$  SA荷重V(LL) + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$5 \times 10^{-10}$ /炉年以上	-	
$S_d : 10^{-2}$ /年以下		$10^{-2}$ 年以上， $2 \times 10^{-1}$ 未満	$2 \times 10^{-7}$ /炉年未満	○		
$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下			$10^{-9}$ /炉年以下	-		
SA荷重V(LL)		$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	$2 \times 10^{-7}$ /炉年以下	- <sup>※1</sup>	
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$10^{-8}$ /炉年以下	○	

※1： $S_s$ による評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

	① S A の発生確率	②地震の発生確率	③ S A の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
S A 荷重 V (S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年以下	—	S A 荷重 V (L) + S <sub>d</sub>  S A 荷重 V (LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-1</sup> <sup>0</sup> /炉年以上	—	
S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下		10 <sup>-2</sup> 年以上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満	○		
S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下			10 <sup>-9</sup> /炉年以下	—		
S A 荷重 V (LL)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年以下	—※1	
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以下	○	

※1 : S<sub>s</sub>による評価に包含されるため“-”としている。

## (補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方

### 1. はじめに

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。

本資料では、DB施設を兼ねるSA施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。

### 2. DB施設としての原子炉格納容器の考え方

DB施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。

#### 【地震力】

事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

#### 【許容限界】

弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること。

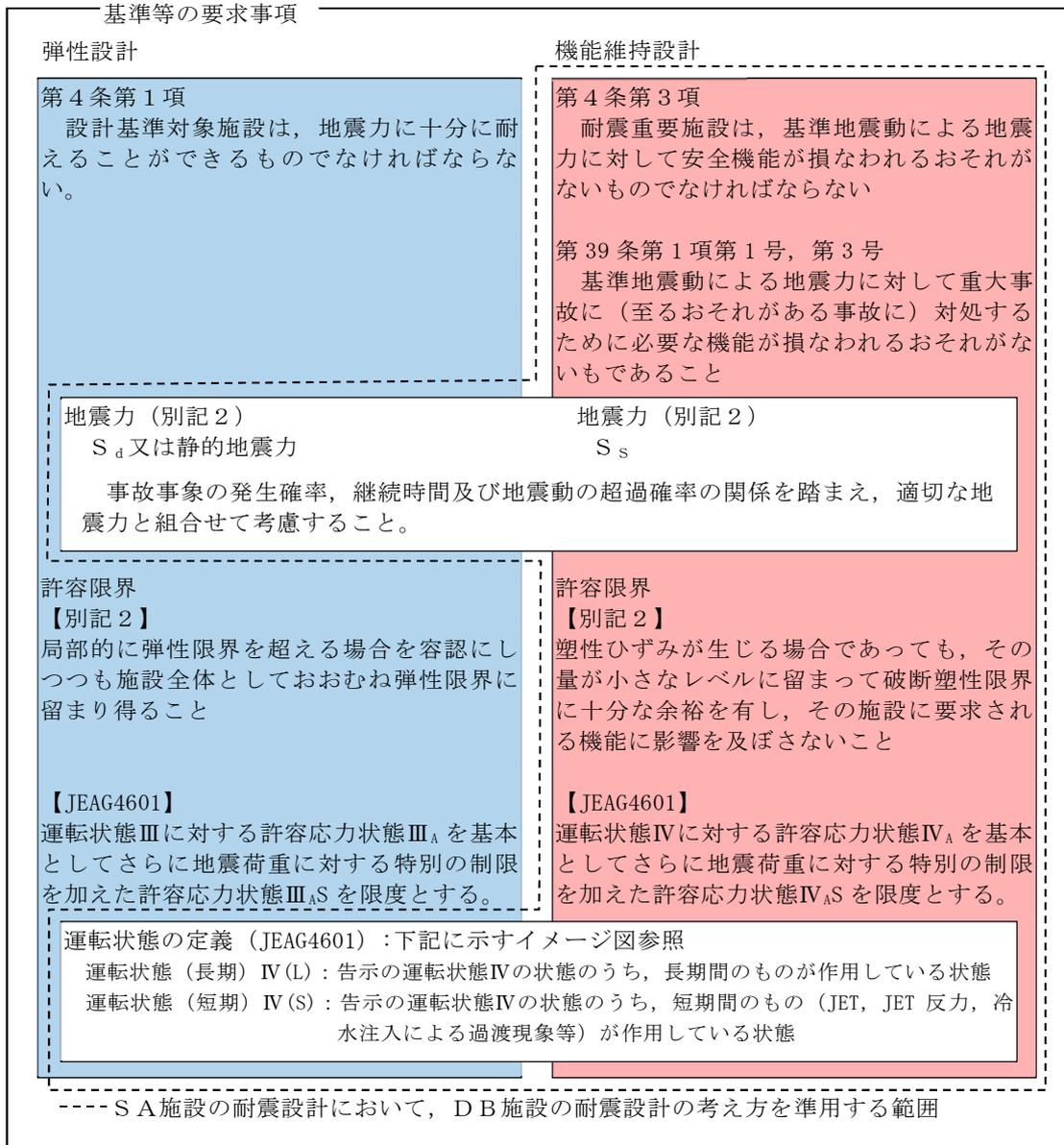
機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足第1.1図に示す。

JEAG4601 の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足第 1.1 表に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動 $S_d$ の組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容限界が、又、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動 $S_s$ の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動 $S_d$ の組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界が適用される。

ここで、JEAG4601において、ECCS等及び格納容器に属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動 $S_d$ の組合せに対して、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足第 1.2 表のとおり定めた。

- 弾性設計の要求事項
- 機能維持設計の要求事項



補足第 1.1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足第 1.1 表 許容応力区分（E C C S 等以外）

地震動 運転状態	—※	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV (L)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601 に倣い、—と記載する。（以降の表も同様）

補足第 1.2 表 許容応力区分（E C C S 等）

地震動 運転状態	—	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV (L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—※	—

**【JEAG4601】**

E C C S 等に属する機器は、本来運転状態IV (L) を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I<sup>\*</sup><sub>A</sub>とした。

※格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS<sub>d</sub>地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV<sub>A</sub>Sの許容限界を用いて行う。

### 3. SA施設としての格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号，第3号）とされており，以下のとおり，機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

#### 【地震力】

事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること

#### 【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

DB施設の考え方のうち，SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足第1.1図に破線で示す。これらを基に，以下のとおり，SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。

#### 【地震力】

事故発生時を基点として， $10^{-2}$ 年までの期間を短期（運転状態V(S)）， $10^{-2}$ から $2 \times 10^{-2}$ 年を長期(L)（運転状態V(L)）， $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL)（運転状態V(LL)）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組合せる適切な地震力を検討した。この検討に際し，SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮した。

① SAの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度（CDF）を用いず，

CDFの性能目標値である $10^{-4}$ /炉年を適用している。

②地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。

その結果、運転状態V(L)と組み合わせる地震力として、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力、運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として、基準地震動 $S_s$ による地震力を選定した。(補足第1.3表参照)

補足第1.3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果

運転状態	①SAの発生確率	②事象の継続時間	③地震動の超過確率	④①から③の積
V(S)	$1.0 \times 10^{-4}$ /炉年	0年～ $10^{-2}$ 年	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年未満	$10^{-9}$ /炉年未満
			$S_d : 10^{-2}$ /年未満	$10^{-8}$ /炉年未満
$10^{-2}$ ～ $2 \times 10^{-1}$ 年		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年未満	$10^{-8}$ /炉年未満	
		$S_d : 10^{-2}$ /年未満	$10^{-6}$ /炉年未満	
V(LL)		$2 \times 10^{-1}$ 年以上	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以上	$10^{-8}$ /炉年以上
			$S_d : 10^{-2}$ /年以上	$10^{-6}$ /炉年以上

【許容限界】

設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態として $V_A$ を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態 $V_A S$ を定義した。

新たに定義する許容応力状態 $V_A S$ は、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)と $S_d$ による地震力との組み合わせに対して、東海第二発電所では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態 $IV_A S$ と同じ許容限界を設定する。

上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足第1.4表に整理される。

加えて、東海第二発電所では、DBAの状態である運転状態ⅠからⅣは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足第1.5表のとおり設定した。

補足第1.4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の格納容器の許容応力区分

地震動 運転状態	—	$S_d$	$S_s$
Ⅰ	$I_A$	—	$IV_{AS}$
Ⅱ	$II_A$	—	$IV_{AS}$
Ⅲ	$III_A$	—	$IV_{AS}$
Ⅳ(L)	$I^*_A$	$IV_{AS}$	—
Ⅳ(S)	$IV_A$	—	—
Ⅴ(LL)	$V_A$	—	$V_{AS}$ ( $IV_{AS}$ )
Ⅴ(L)	$V_A$	$V_{AS}$ ( $IV_{AS}$ )	—
Ⅴ(S)	$V_A$	—	—

事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

補足第 1.5 表 DB 施設の許容応力状態に配慮した場合の格納容器の許容応力区分

地震動 運転状態	—※	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
I	I <sub>A</sub>	—	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	—	IV <sub>A</sub> S
III	III <sub>A</sub>	—	IV <sub>A</sub> S
IV (L)	I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	—	V <sub>A</sub> S (IV <sub>A</sub> S)
V (L)	V <sub>A</sub>	V <sub>A</sub> S (IV <sub>A</sub> S)	—
V (S)	V <sub>A</sub>	—	—

**【東海第二発電所の方針】**

DB A の状態である運転状態 I から IV は、DB 施設と同様の許容応力状態とする。

4. SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

補足第 1.6 表に今回の SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回の SA 施設の荷重条件は、DB 施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。

補足第 1.6 表 S A施設と D B施設の荷重条件に対する格納容器の許容応力  
状態の比較

運転 状態	許容応力 状態	圧力条件 [MPa (gage) ]	D B施設		S A施設	
			S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
I	I <sub>A</sub>	通常運転圧力	①Ⅲ <sub>A</sub> S	②Ⅳ <sub>A</sub> S	—	②Ⅳ <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>		①Ⅲ <sub>A</sub> S	②Ⅳ <sub>A</sub> S	—	②Ⅳ <sub>A</sub> S
III	III <sub>A</sub>		①Ⅲ <sub>A</sub> S	②Ⅳ <sub>A</sub> S	—	②Ⅳ <sub>A</sub> S
IV (L)	IV <sub>A</sub> E C C S等: I * <sub>A</sub>	LOCA後 10 <sup>-1</sup> 年後	③Ⅲ <sub>A</sub> S	—	③Ⅲ <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	約 0.250 <sup>*1</sup>	④Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>*4</sup>	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	約 0.098 <sup>*2</sup>			—	V <sub>A</sub> S <sup>*5</sup>
V (L)	V <sub>A</sub>	約 0.304 <sup>*3</sup>			V <sub>A</sub> S <sup>*5</sup>	—
V (S)	V <sub>A</sub>	約 0.62			—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」における事故発生から 2×10<sup>-1</sup>年後の圧力

※3：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」の事故発生から 10<sup>-2</sup>年後の圧力

※4：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最大内圧と S<sub>d</sub>（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5：V<sub>A</sub>S の許容限界は、東海第二発電所は、IV<sub>A</sub>S と同じものを適用する。

## （補足 2）事象発生確率の考え方

日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度（C D F）であれば  $10^{-4}$  / 炉年，格納容器機能喪失頻度（C F F）であれば  $10^{-5}$  / 炉年程度とされている。

D B 施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$  / 炉年という値は，C D F や C F F の性能目標と比較すると，事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。（補足第 2.1 表 参照）

米国標準審査指針においても，重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として， $10^{-7}$  / 年という値が用いられている。また，航空機落下に関しても  $10^{-7}$  / 年という値が用いられている。本補足では，D B 施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$  / 炉年を踏まえ，S A 施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。

補足第 2.1 表 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国 (NRC)	日本
安全目標	<p>安全目標 <math>10^{-6}</math> / 炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p><math>10^{-4}</math> / 炉年 (CDF)</p> <p><math>10^{-5}</math> / 炉年 (LERF)</p> <p>(Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】 IAEA の安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について</p> <p>重大な炉心損傷 &lt; 約 <math>10^{-4}</math> / 炉年</p> <p>大規模放出頻度 &lt; 約 <math>10^{-5}</math> / 炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について</p> <p>重大な炉心損傷 &lt; 約 <math>10^{-5}</math> / 炉年</p> <p>大規模放出頻度 &lt; 約 <math>10^{-6}</math> / 炉年</p> <p>(75-INS AG-3 Rev.1 INSAG-12)</p>	<p><math>10^{-6}</math> / 炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p><math>10^{-4}</math> / 炉年 (CDF)</p> <p><math>10^{-5}</math> / 炉年 (CFF-1)</p> <p><math>10^{-6}</math> / 炉年 (CFF-2) (100TBq の管理目標 (環境への影響の視点))</p> <p>(第 2 回原子力規制委員会 (平成 25 年 4 月 10 日) 資料 5)</p> <p>(第 2 回原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成 18 年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ平成 15 年 12 月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について平成 18 年 3 月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時の Cs137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである (テロ等によるものを除く) ことを、追加すべきである。</p>
地震との組合せ	<p>地震との組合せを考慮する。</p> <p>具体的な記載はなし。</p> <p>(10CFR50 付則 A「一般設計指針 (GDC) )</p>	<p>(設置許可基準規則の解釈別記 2 (=DB 施設に対する規定))</p> <p>発生確率、継続時間、地震動の超過確率を踏まえて、適切な地震力と組合せる。</p> <p>(JEAG4601 (=DB 施設に対する規定))</p> <p><math>10^{-7}</math> / 炉年以下の発生確率は考慮しない。</p>
(参考) 航空機落下の判断基準	<p><math>10^{-7}</math> / 年</p> <p>(SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS)</p> <p>【参考】</p> <p>10CFR100 (立地基準) におけるオフサイト・ハザード</p> <p>(重大な FP の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象) に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、<math>10^{-7}</math> / 年としている。</p> <p>(SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)</p>	<p><math>10^{-7}</math> / 年</p> <p>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 21・06・25 原院第 1 号。平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院制定))</p>

## 1. 確率論的リスク評価における「影響」について

原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。

リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価（P R A）における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。

P R Aでは炉心損傷頻度（C D F）や格納容器機能喪失頻度（C F F）を指標としているが、これらの指標は炉心損傷や格納容器機能喪失という「影響」が発生する頻度の合計を示すものである。

原子炉施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標は次のとおりとされている。

安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標

- 炉心損傷頻度（C D F）： $10^{-4}$ ／炉年以下
- 格納容器機能喪失頻度（C F F）： $10^{-5}$ ／炉年以下

したがって、性能目標には「影響」が考慮されている。

原子力安全委員会の安全目標専門部会

- 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急

性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」（平成15年12月の中間とりまとめ）

- ▶ 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」（平成18年3月報告書）

## 2. スクリーニング基準の設定の考え方

補足第2.2表に示すとおり、炉心損傷頻度（CDF）のスクリーニング基準（頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値）として、目標値である $10^{-4}$ /炉年に対して2桁低い $10^{-6}$ /炉年が用いられている事例がある。また、格納容器機能喪失頻度（CFF）のスクリーニング基準として、目標値である $10^{-5}$ /炉年に対して2桁低い $10^{-7}$ /炉年が用いられている事例がある。これらは、目標値に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象については目標に対して有意な影響がないとみなしていると考えられる。

補足第 2.2 表 目標値とスクリーニング基準

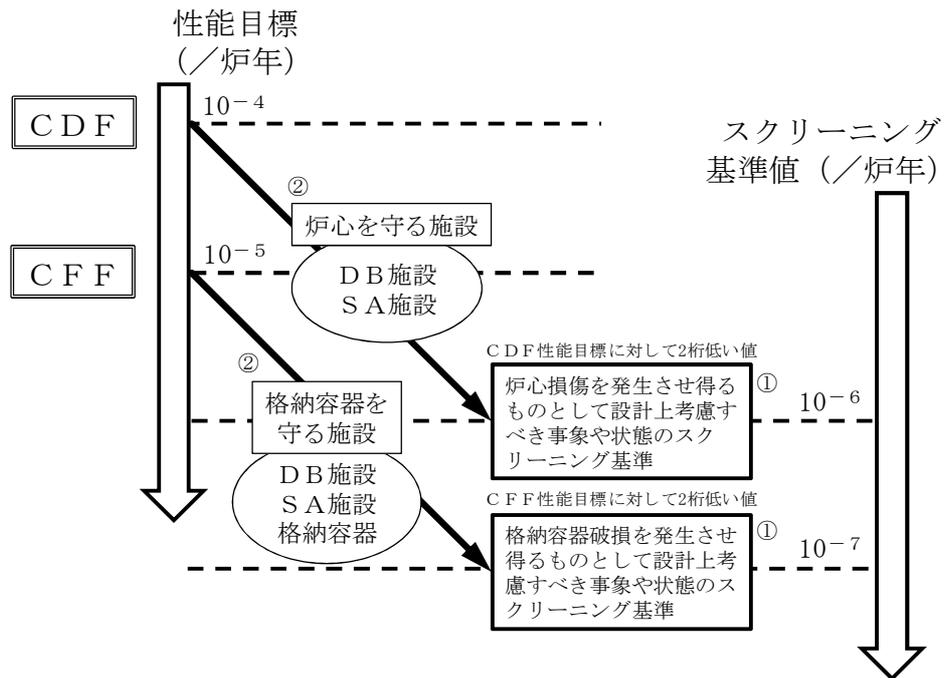
項目	目標値※ <sup>1</sup>	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例※ <sup>2</sup>
炉心損傷頻度 (CDF)	10 <sup>-4</sup> (/炉年)	10 <sup>-6</sup> (/炉年)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」</li> <li>・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009</li> </ul>
格納容器機能喪失頻度 (CFR)	10 <sup>-5</sup> (/炉年)	10 <sup>-7</sup> (/炉年)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下)</li> <li>・航空機落下確率評価基準 (平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院)</li> </ul>

※ 1 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

※ 2 : 【参考 1】を参照

### 3. スクリーニング基準設定の体系的整理

- ① 炉心を守る施設の設計に際して、スクリーニング基準として 10<sup>-6</sup>/炉年 (性能目標 10<sup>-4</sup> × 10<sup>-2</sup>) を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る施設の設計に際して、スクリーニング基準として 10<sup>-7</sup>/炉年 (性能目標 10<sup>-5</sup> × 10<sup>-2</sup>) を適用することは妥当と考える。(補足第 2.1 図参照)
- ② 「炉心を守る」という観点からは、設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として 10<sup>-6</sup>/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に、「格納容器を守る」という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として 10<sup>-7</sup>/炉年を適用することは妥当と考える。(補足第 2.1 図参照)

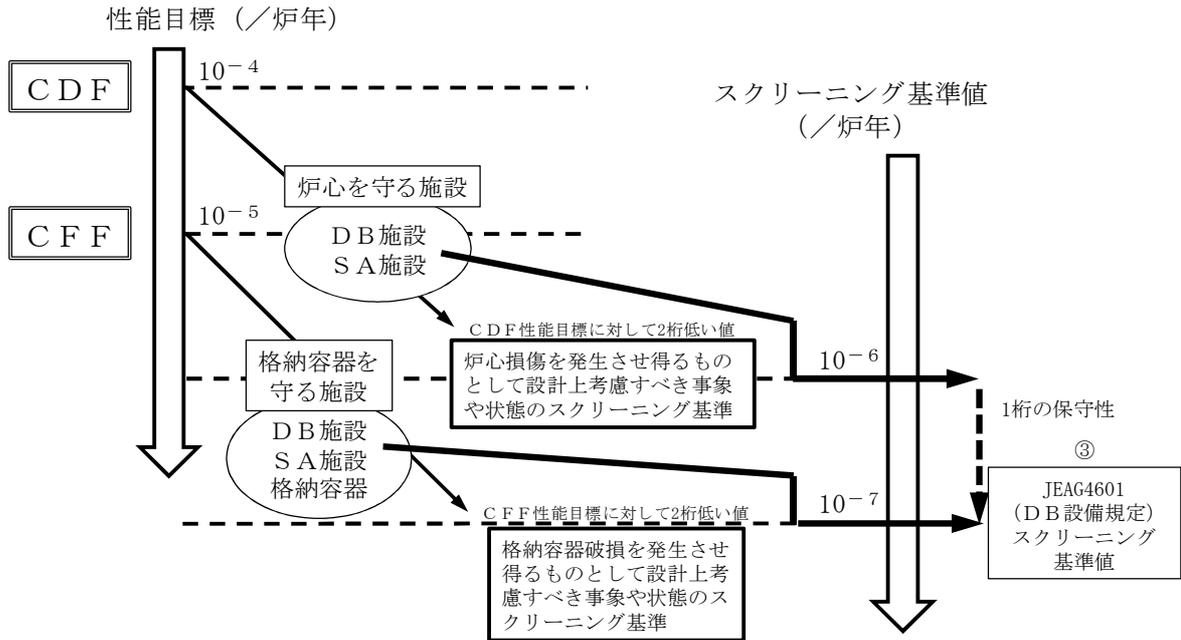


補足第 2.1 図 スクリーニング基準設定の体系的整理の概念図

#### 4. スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係

- ③ DB 施設に対する基準である JEAG4601 において、炉心を守る施設と格納容器を守る施設の両方に対してスクリーニング基準として  $10^{-7}$  / 炉年が採用されていることは、「3. スクリーニング基準設定の体系的整理」を踏まえると、 $10^{-7}$  / 炉年は格納容器を守る施設の基準に相当し、炉心を守る施設に対して 1 桁の保守性を有している。（補足第 2.2 図参照）

東海第二発電所における荷重の組合せの検討においては、SA 施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されている DB 施設の設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$  / 炉年に 1 桁の保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年を、SA 施設共通のスクリーニングの目安とする。



補足第 2.2 図 スクリーニング基準設定の体系的整理と

JEAG4601 との関係の概念図

【参考1】スクリーニング基準を定めている事例について

文献等	スクリーニング基準に係る記載内容
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008：2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」</li> <li>・ 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ “ハザード発生頻度分析”，“決定論的な CDF 評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で <math>10^{-6}</math> /年と置くことが考えられる。</li> <li>・ 外部ハザードのスクリーニングアウトに関して，バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して，以下の3項目のうち1項目のスクリーニング基準が，容認可能な基準となる。               <ul style="list-style-type: none"> <li>(基準 A) 当該ハザードが，現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。</li> <li>(基準 B) 現在の設計基準において，当該ハザードの平均発生頻度が <math>10^{-5}</math> /ry より小さい，また，条件付き炉心損傷確率 (CCDP) が 0.1 より小さいと評価される。</li> <li>(基準 C) バウンディング解析，あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度 (CDF) の平均発生頻度が <math>10^{-6}</math> /ry より小さい。</li> </ul> </li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が <math>10^{-7}</math> /炉年以下となること。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 航空機落下確率評価基準 (平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 標準的な評価手法に基づき，原子炉施設への航空機が落下する確率を評価し，それらの評価結果の総和が <math>10^{-7}</math> /炉年を超えないこと。</li> <li>・ 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い，その妥当性を確認した上で，航空機落下の発生確率の総和が <math>10^{-7}</math> /炉年を超えないこと。</li> </ul>

(補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義

判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、  
「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。

(1) 地震の従属事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象（地震の従属事象）」の当社の定義は以下のとおり。

- ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

(2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象（地震の独立事象）」の当社の定義は以下のとおり。

- ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、

地震の発生確率を踏まえ、 $10^{-7}$ 回／炉年を超える事象は組合せを実施している。

## 2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

耐震Sクラス施設は $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、 $S_s$ による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。（補足第3.1表）

耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、 $S_s$ 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。（補足第3.2表）

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

補足第 3.1 表 耐震 S クラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能損なわないように設計する。(4条)
地震随伴事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないう設計する。(8条)

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (1/4)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	過渡事象	— ※ 1	—	△	運転状態 II
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×	
				HPCS ポンプ	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCS 弁	○		
			低圧炉心冷却失敗	RHR 配管	○	×	
				RHR ポンプ	○		
				RHR 熱交換器	○		
				RHR ポンプ室空調機	○		
	RHR 弁	○					
	過渡事象 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	過渡事象	— ※ 1	—	△	運転状態 II	
		逃がし安全弁再開鎖失敗	SRV (18 弁)	○	×		
		高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×		
HPCS ポンプ			○				
HPCS ポンプ室空調機			○				
スパージャ			○				
HPCS 弁			○				
低圧炉心冷却失敗		RHR 配管	○	×			
		RHR ポンプ	○				
		RHR 熱交換器	○				
	RHR ポンプ室空調機	○					
	RHR 弁	○					
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	過渡事象	— ※ 1	—	△	運転状態 II
		高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管	○	×		
			HPCS ポンプ	○			
			HPCS ポンプ室空調機	○			
			スパージャ	○			
			HPCS 弁	○			
		手動減圧失敗	SRV (18 弁)	○	×		
			SRV 用アキュムレータ	○			
			高圧窒素ガス供給系配管	○			

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (2/4)

類型化 グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上の S s耐震 性	地震の従属事 象としての適 用の有無	備考
3	外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗 (RCIC成功)	外部電源 喪失	外部電源設備全 般	×	△	運 転 状 態 II
		DG失敗	6.9kVM/C	○	×	
			480VP/C 用動力 変圧器	○		
			480VP/C	○		
			480V MCC	○		
			非常用 DG	○		
			燃料デイトンク	○		
			DG始動用空気だ め	○		
			DG室送風機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送配管	○		
		燃料移送配管ト レンチ	○			
		軽油貯蔵タンク	○			
		HPCS 失敗 (R CIC成 功)	HPCS 配管	○	×	
	HPCS ポンプ		○			
	HPCS ポンプ室空 調機		○			
	スパージャ		○			
	外部電源喪失 + 直流電源失 敗 + 高圧炉心 冷却失敗	外部電源 喪失	外部電源設備全 般	×	△	運 転 状 態 II
		直流電源 失敗	直流 125V 蓄電 池	○	×	
			直流 125V 充電 器盤	○		
直流 125V 主母 線盤			○			
ケーブルトレイ			○			
電線管			○			
高圧炉心 冷却失敗		HPCS 配管	○	×		
		HPCS ポンプ	○			
		HPCS ポンプ室空 調機	○			
		スパージャ	○			
		HPCS 弁	○			

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (3/4)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考			
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態 II		
			DG失敗	6.9kVM/C	○	×			
				480VP/C 用動力変圧器	○				
				480VP/C	○				
				480V MCC	○				
				非常用 DG	○				
				燃料デイトンク	○				
				DG始動用空気だめ	○				
				DG室送風機	○				
				燃料移送ポンプ	○				
				燃料移送配管	○				
			燃料移送配管トレンチ	○					
			軽油貯蔵タンク	○					
	逃がし安全弁再開鎖失敗	SRV(18弁)	○	×					
	高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×					
		HPCSポンプ	○						
		HPCSポンプ室空調機	○						
		スパージャ	○						
	HPCS弁	○							
	外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態 II		
				DG失敗	6.9kVM/C	○		×	
					480VP/C 用動力変圧器	○			
					480VP/C	○			
480V MCC					○				
非常用 DG					○				
燃料デイトンク					○				
DG始動用空気だめ					○				
DG室送風機					○				
燃料移送ポンプ					○				
燃料移送配管					○				
燃料移送配管トレンチ				○					
軽油貯蔵タンク				○					
高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×						
	HPCSポンプ	○							
	HPCSポンプ室空調機	○							
	スパージャ	○							
HPCS弁	○								

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (4/4)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS <sub>s</sub> 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + RHR 失敗	過渡事象	— ※1	—	△	運転状態 II
		RHR 失敗	RHR 配管	○	×	
			RHR ポンプ	○		
			RHR 熱交換器	○		
			RHR ポンプ室空調機	○		
	RHR 弁		○			
	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	過渡事象	— ※1	—	△	運転状態 II
		逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV (18 弁)	○	×	
		RHR 失敗	RHR 配管	○	×	
			RHR ポンプ	○		
RHR 熱交換器			○			
RHR ポンプ室空調機	○					
RHR 弁	○					
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	過渡事象	— ※1	—	△	運転状態 II
		原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×	
			シュラウドサポート	○		
			炉心支持板	○		
			上部格子板	○		
			制御棒案内管	○		
			燃料支持金具	○		
			燃料集合体	○		
水圧制御ユニット	○					
スクラム弁	○					
6	LOCA 時注水機能喪失	—				
7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	—				
8	津波浸水による注水機能喪失	—				

※1 「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

【凡例】

DB上のS<sub>s</sub>耐震性

○：有 ×：無

## 地震の従属事象としての適用の有無

○：地震の従属事象であり，地震と組合せ評価が必要なもの。

△：地震の従属事象であるが，他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。

×：地震の従属事象でないもの

### 3. 確率論的な考察

2. のとおり，S A施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて，確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

このことについて，参考のため確率論的な観点から考察すると，S<sub>s</sub>相当（1.03G）までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた<sup>※1</sup>炉心損傷頻度（CDF）であって，S A施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は，一部のS A施設を考慮した場合のP R Aを実施した結果，約 $\boxed{\text{評価中}}$ ／炉年となった。

※1 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては，保守的に除かないものとした。

補足第 3.3 表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF

事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF	合計
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	$\boxed{\text{評価中}}$	$\boxed{\text{評価中}}$
	過渡事象＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗（RCIC成功）		
	外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗		
	外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗		
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋RHR失敗		
	過渡事象＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋RHR失敗		
	外部電源喪失＋DG失敗（HPCS成功）		
	外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再開鎖失敗（HPCS成功）		
原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗		
	直流電源喪失＋原子炉停止失敗		
—	交流電源喪失＋原子炉停止失敗		
	原子炉建屋損傷		
	格納容器損傷		
	原子炉圧力容器損傷		
	格納容器バイパス		
	計装・制御系喪失		

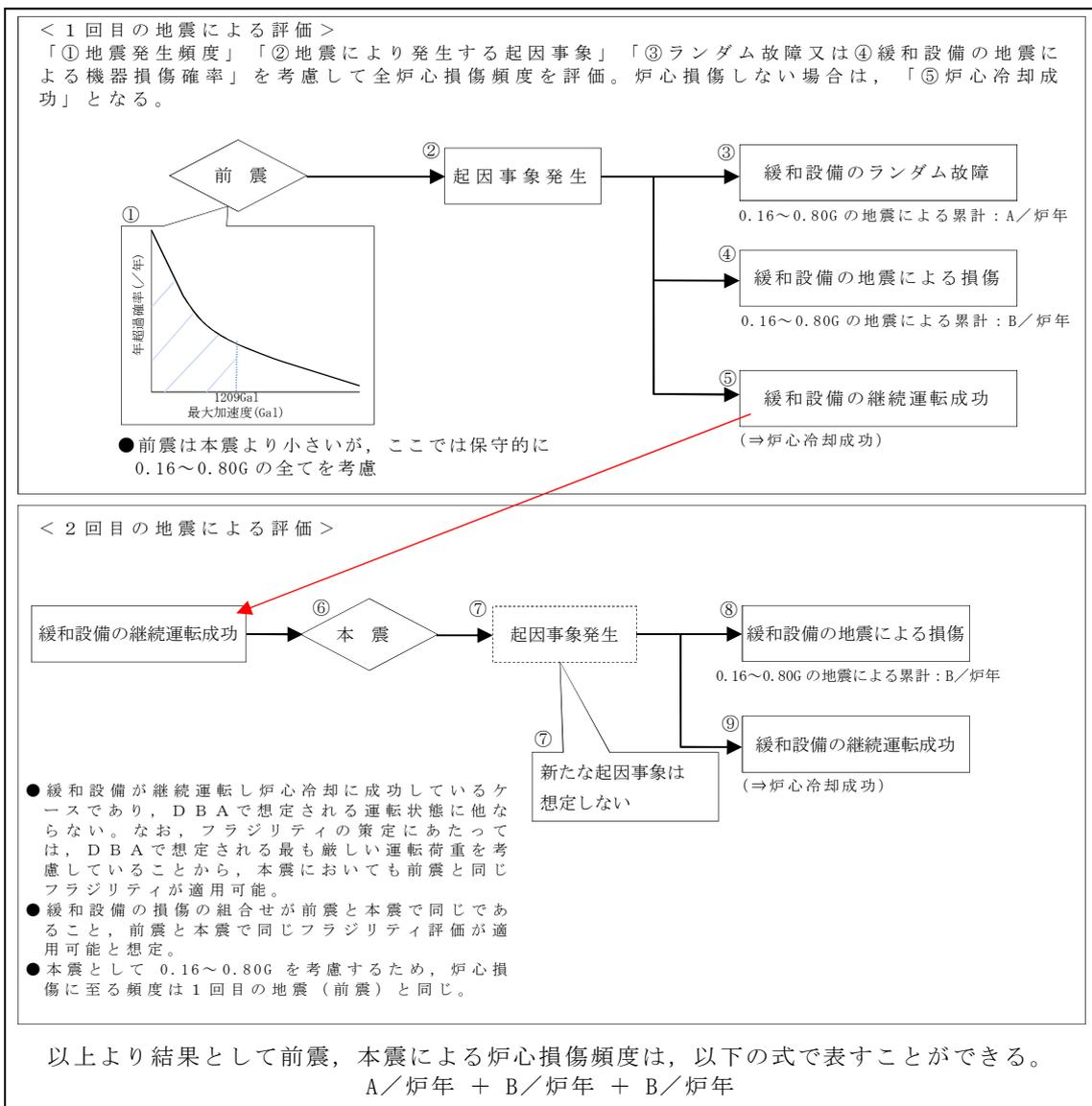
性能目標のCDF ( $10^{-4}$  / 炉年) に対して 1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、評価中 / 炉年はこれを下回り、 $S_s$ 相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

## 1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

### 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価

地震 P R A においては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1 回の地震による評価を 2 回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考第 1.1.1 図に示す。

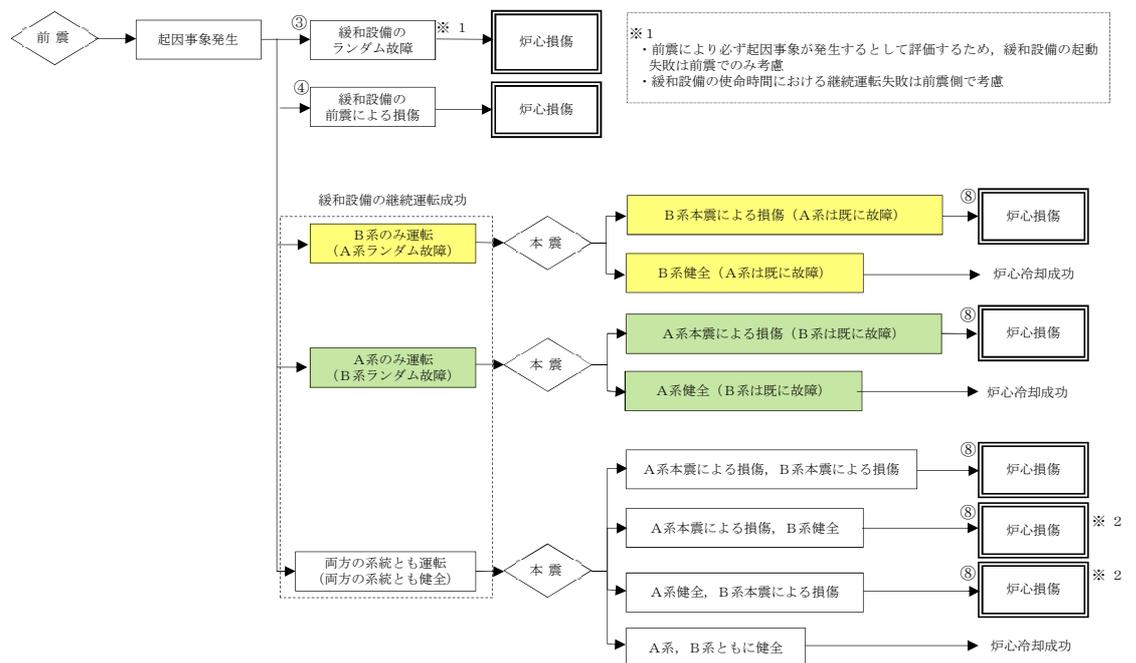


参考第 1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

前震による影響	A系		B系		処理/結果
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	
ランダム故障 (前震)	⇒③で整理				
前震による機器損傷	前震による機器損傷	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
前震による機器損傷	前震による機器損傷	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
前震による機器損傷	前震による機器損傷	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
○ (健全)	⇒④で整理				
ランダム故障 (前震)	緩和設備の継続運転に成功				
○ (健全)	緩和設備の継続運転に成功				
○ (健全)	緩和設備の継続運転に成功				

本震による影響	A系		B系		処理/結果
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	
ランダム故障 (前震)	⇒炉心冷却成功				
ランダム故障 (前震)	⇒炉心冷却成功				
本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
○ (健全)	⇒炉心冷却成功				
本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理
○ (健全)	⇒炉心冷却成功				
○ (健全)	⇒炉心冷却成功				

※2  
緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は、同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が開き損傷し、もう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

本震により炉心損傷に至る組合せは、前震による組合せのうち④と整理したものと同一となった。

- 前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態（ランダム故障，地震による機器損傷，健全）の 9 通りの全ての組合せを考慮。
- 冗長設備は同時に損傷するとして評価するため，「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては，「両方の系統とも地震により損傷」として整理。
- 緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理
- 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは，前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり，8 通り全ての組合せを想定。
- ランダム故障は前震側で考慮しているため，前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては，「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き，前震とその後の本震で同じ組合せとなった。
- そのため，地震規模を同程度とすると，地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

## 1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震 P R A においては，本震，余震全体を考慮した計算方法はないことから，「本震前に前震を考慮した場合」と同様に 1 回の地震による評価を 2 回用いることで本震，余震を考慮することとし，影響の検討を行う。

また，想定する地震規模として，本震及び余震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合，「(4)本震前に前震を考慮した場合の影響」においても前震及び本震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると，前震を本震に，本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震，余震による炉心損傷頻度は，

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

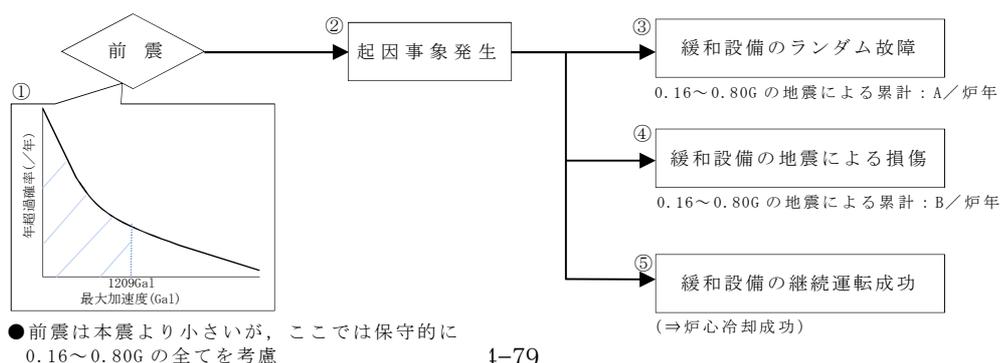
で算出される

## 2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

### 2.1 S<sub>s</sub>相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果

地震 P R A においては，本震による影響のみを評価しているが，算出した S<sub>s</sub> 相当 (1.03G) までの本震による全炉心損傷頻度は 0.16G から S<sub>s</sub> 相当である 1.03G までの地震による影響を累積した評価であり，緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

S<sub>s</sub> 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 評価中 / 炉年であり，そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 評価中 / 炉年，緩和設備の地震による損傷によるものが約 評価中 / 炉年である。



## 2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 項の算出結果を用い，1.2 項及び 1.3 項の算出式で，評価を行った。

$$\begin{aligned} & A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年} \\ & = \text{約}\boxed{\text{評価中}}/\text{炉年} + \text{約}\boxed{\text{評価中}}/\text{炉年} \\ & \quad + \text{約}\boxed{\text{評価中}}/\text{炉年} \\ & = \text{約}\boxed{\text{評価中}}/\text{炉年} \end{aligned}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 $\boxed{\text{評価中}}$ ／炉年と非常に低い値となる。

(補足 4) D B Aによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1 から 6.4 項において，運転状態 I から IV と  $S_s$  の組合せにおいて適用するとした許容応力状態  $IV_{AS}$  の適用性について，以下のとおり検討した。

JEAG4601 に規定される  $IV_{AS}$  は，材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり， $IV_{AS}$  における許容応力は，設計引張強さ  $S_u$  又は設計降伏点  $S_y$  に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として，クラス 1 容器及びクラス MC 容器の許容応力を補足第 4.1 表及び補足第 4.2 表に，応力－ひずみ線図と許容応力の関係を補足第 4.1 図にそれぞれ示す。

補足第 4.1 表，補足第 4.2 表及び補足第 4.1 図より， $IV_{AS}$  は，破断延性限界に対して十分な余裕を有し， $S_s$  に対する安全機能を損なうおそれのない用件を十分満足できるものである。

補足第 4.1 表 クラス 1 容器の許容応力

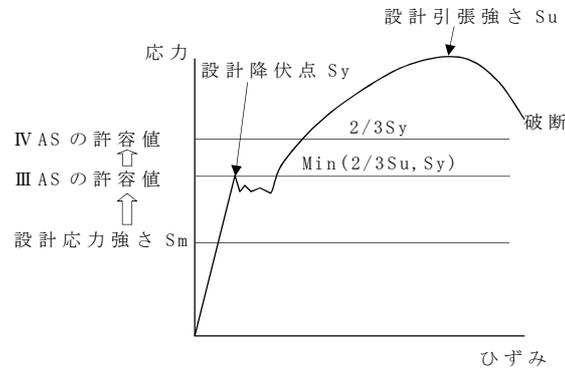
許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力＋ 1 次曲げ応力	備 考
$III_{AS}$	$\text{Min}(2/3S_u, S_y)$	左欄の 1.5 倍の値	
$IV_{AS}$	$2/3S_u$	左欄の 1.5 倍の値	

補足第 4.2 表 クラス MC 容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力＋ 1 次曲げ応力	備 考
$III_{AS}$	$\text{Min}(0.6S_u, S_y)$	左欄の $\alpha$ 倍の値	
$IV_{AS}$	$0.6S_u^{*1}$	左欄の $\alpha$ 倍の値	※1 不連続な部分は $\text{Min}(0.6S_u, S_y)$

(注) :  $\alpha$  は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は

1.5 のいずれか小さいほうの値とする。

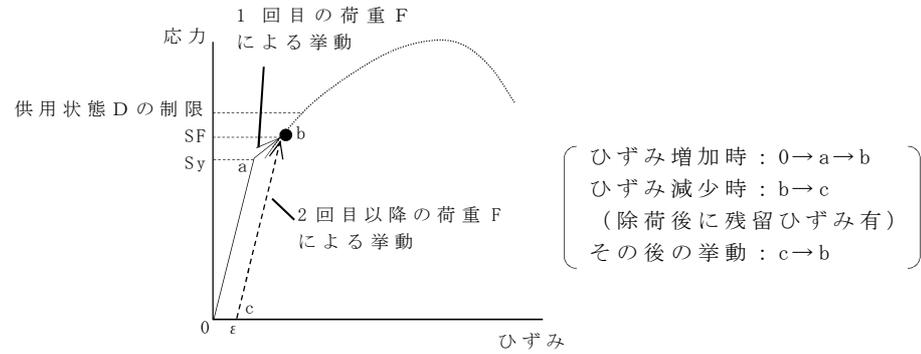


補足第 4.1 図 応力－ひずみ線図と許容応力の関係

次に、 $IV_{AS}$  相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力（一次応力）が  $S_y$  を超える場合に生じるひずみ履歴（イメージ図）を補足第 4.2 図に示し、以下のとおり検討する。

- (1)  $IV_{AS}$  は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。
- (2) 発生応力が設計降伏点  $S_y$  以下なら残留ひずみは生じない。（ $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）
- (3) 発生応力  $SF$ （荷重  $F$  による応力）が  $S_y$  を超える場合は、除荷後に残留ひずみ  $\epsilon_r$  が生じる。（ $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）
- (4) 2 回目以降、荷重  $F$  と同等の荷重が生じた場合、1 回目と同様の弾性的挙動を示し、 $SF$  が発生する。（ $c \rightarrow b$ ）
- (5) (1)により、 $IV_{AS}$  相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、 $IV_{AS}$  相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。

(6) 2回目以降, 同様の荷重が発生したとしても, (4)の挙動を示すことから, 耐震設計において $IV_{AS}$ を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。



補足第 4.2 図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

## １．重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 水素燃焼	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置
	高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互反応	逃がし安全弁	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高圧注水・減圧機能喪失	－	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	－	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (TBP)		原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した 場合)	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故 障した場合)	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	原子炉停止機能喪失	—	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	LOCA時注水機能 喪失	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	格納容器バイパス (インターフェイス システムLOCA)	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 運転停止中の原子炉における原子炉冷却材の流出	－	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	－	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	－	－原子炉周期（ペリオド短） 原子炉スクラム

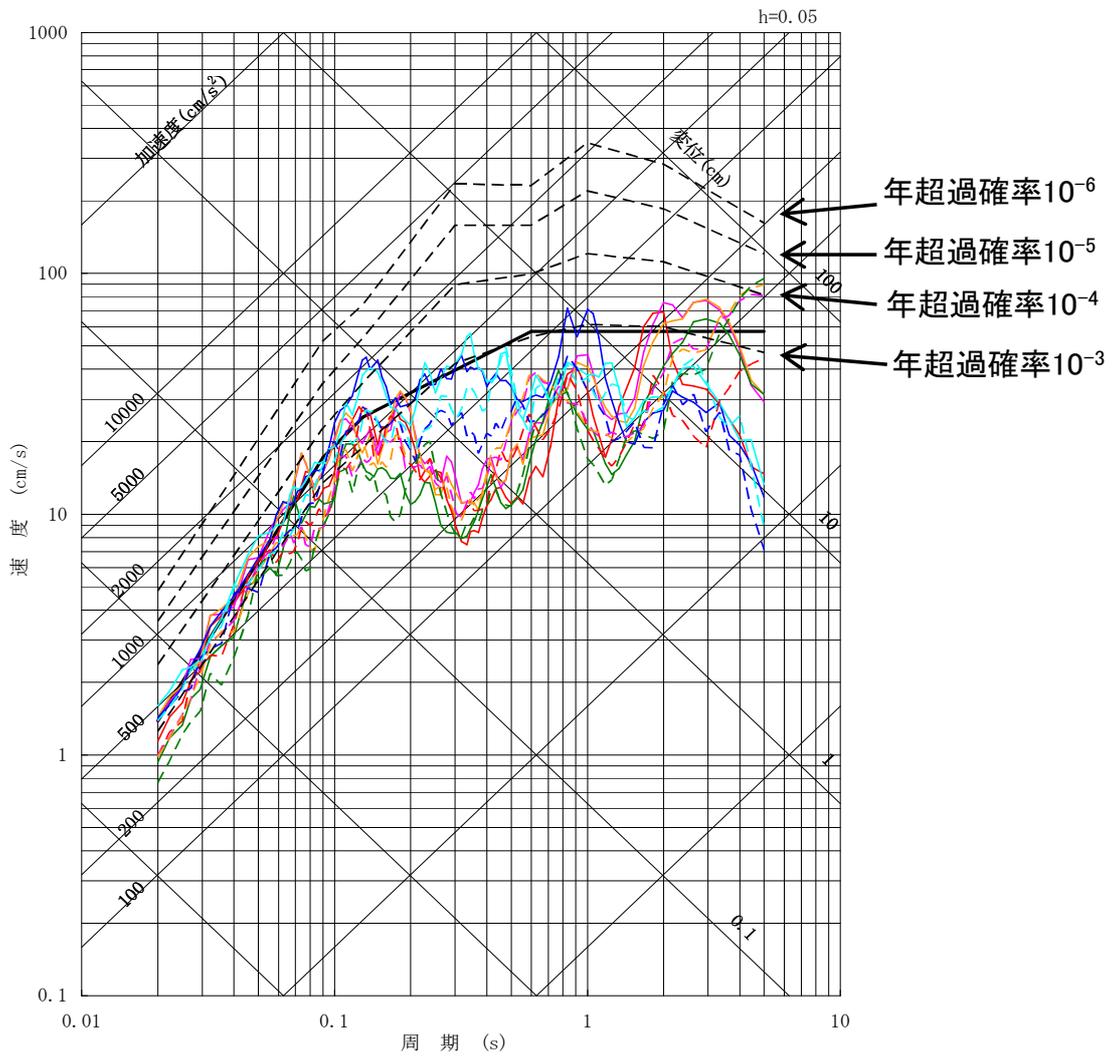
2. 地震動の超過確率

表 I-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV					
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$						
基準地震動 $S_1$ との組合せ	従属事象	$S_1$ 従属									
	1分以内										$S_1 + II$
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$	
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$			$S_1 + IV$
	1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$			
	1分以内	$S_2$ 従属									
	1時間以内	$(S_2 + II)$ は $10^{-9}$ 以下となる									
	1日以内							$S_2 + II$			$S_2 + III$
1年以内					$S_2 + II$		$S_2 + III$			$S_2 + IV$	

S2の発生確率  
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年  
 S1の発生確率  
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年

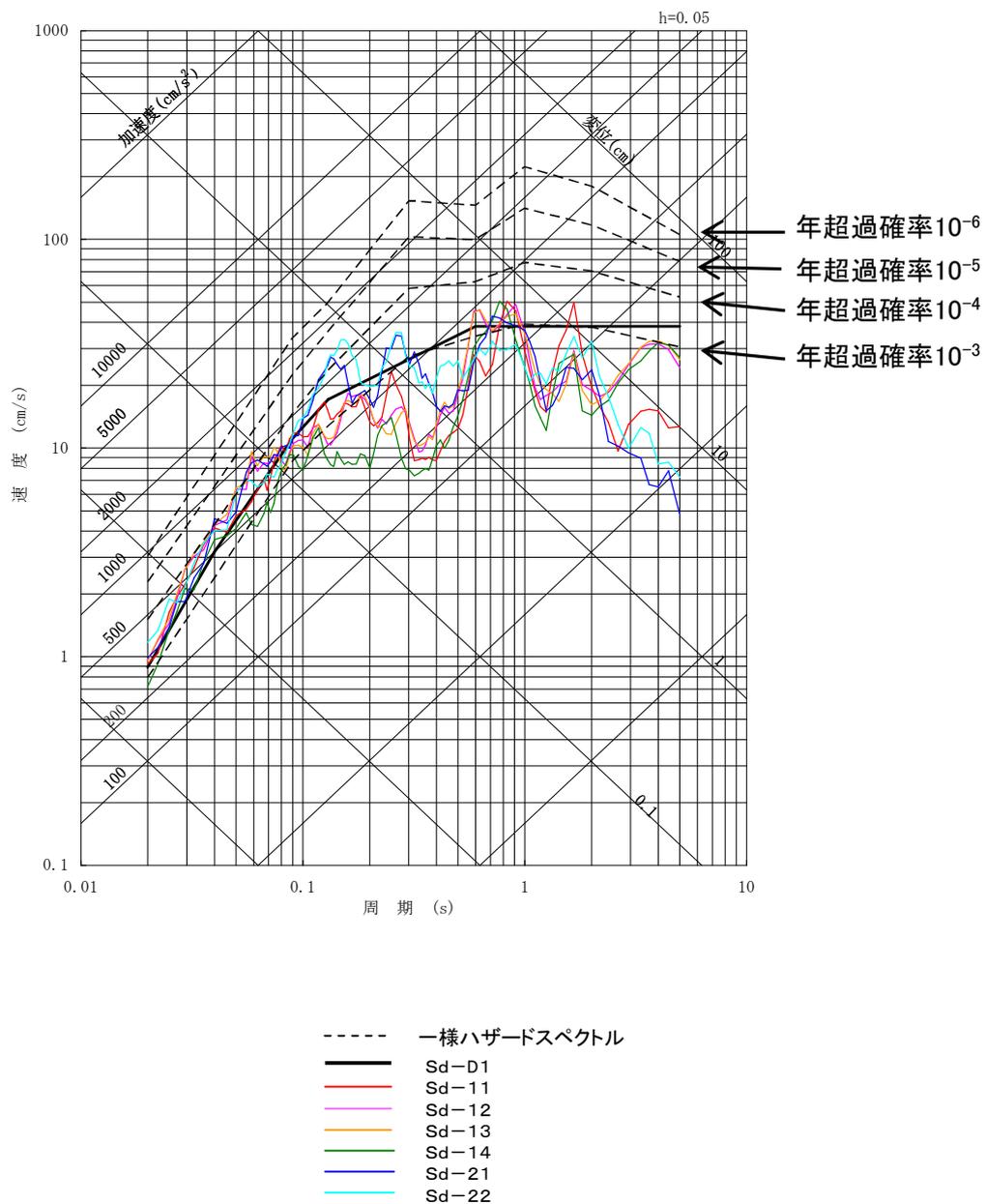
注：(1) 発生確率から見て  
 ← 組合せが必要なもの。  
 ←--- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。  
 (2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。  
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。



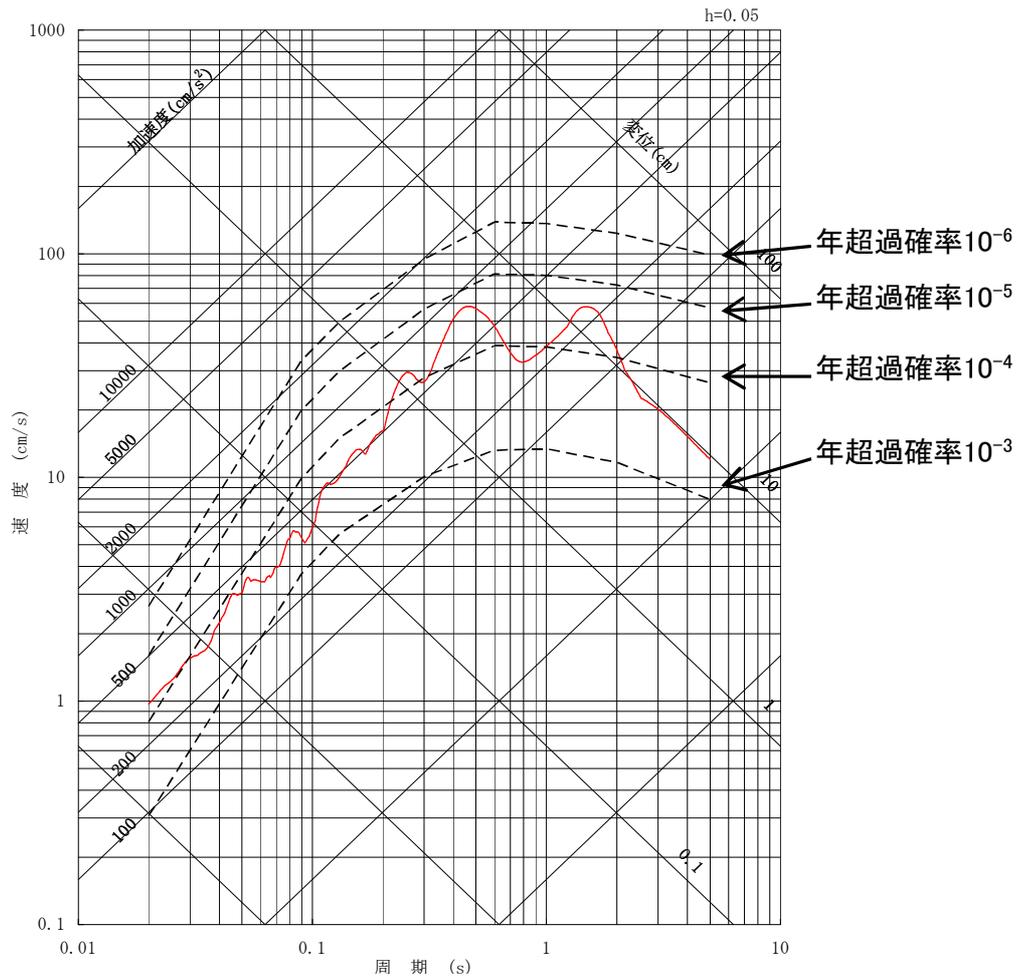
弾性設計用地震動  $S_d$  について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- Sd-D1
- Sd-11
- Sd-12
- Sd-13
- Sd-14
- Sd-21
- Sd-22

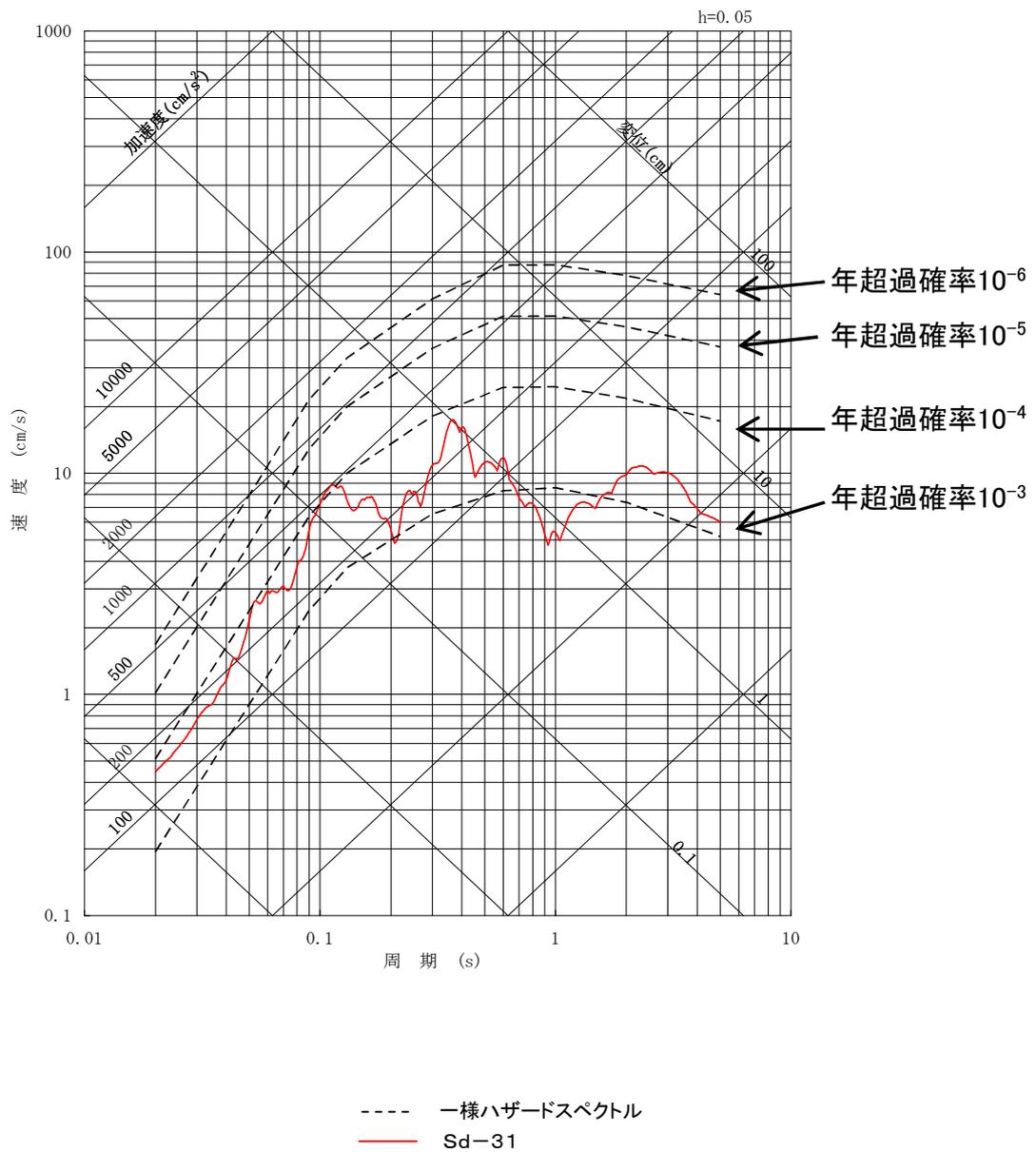
添付 2.1 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル（水平方向）



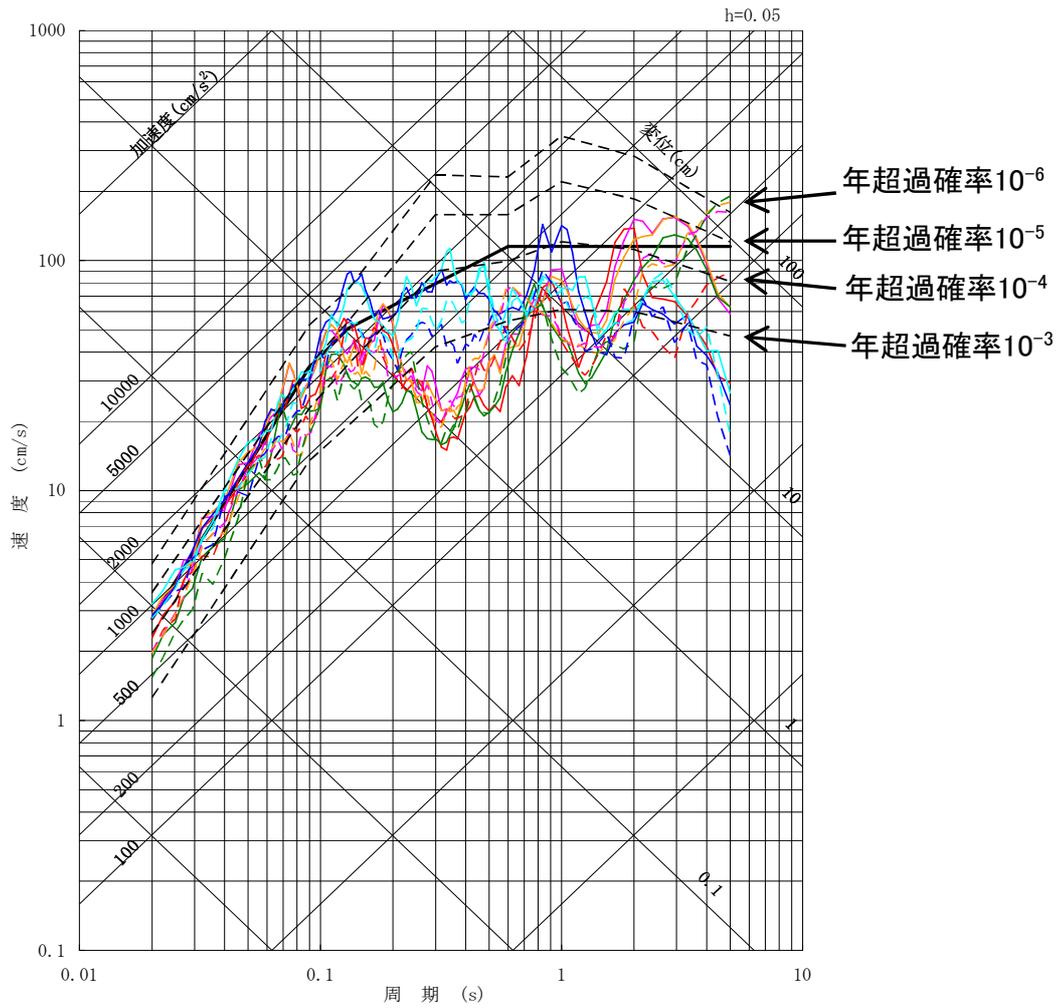
添付 2.2 図 弾性設計用地震動  $S_a$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



添付 2.3 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)



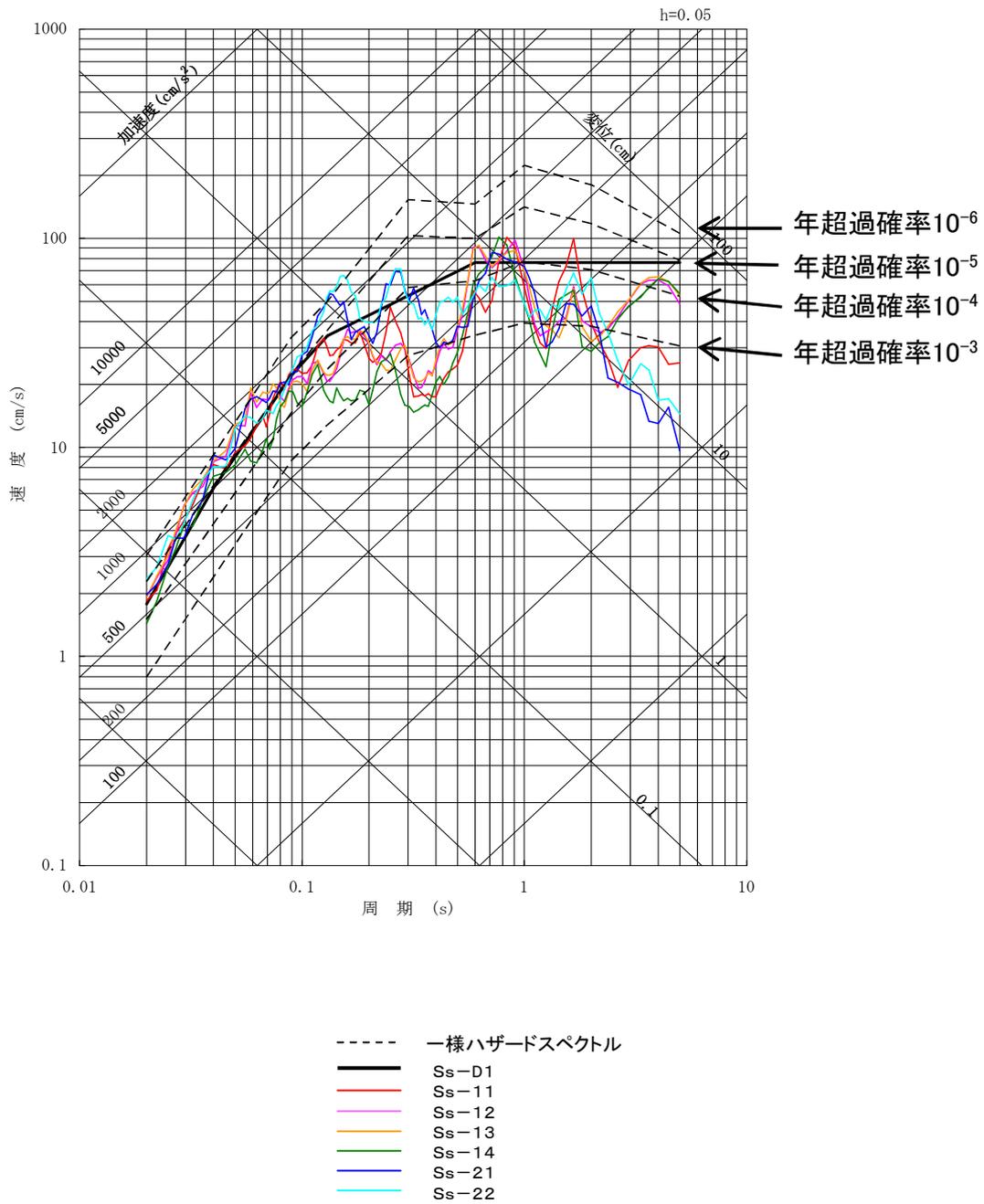
添付 2.4 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



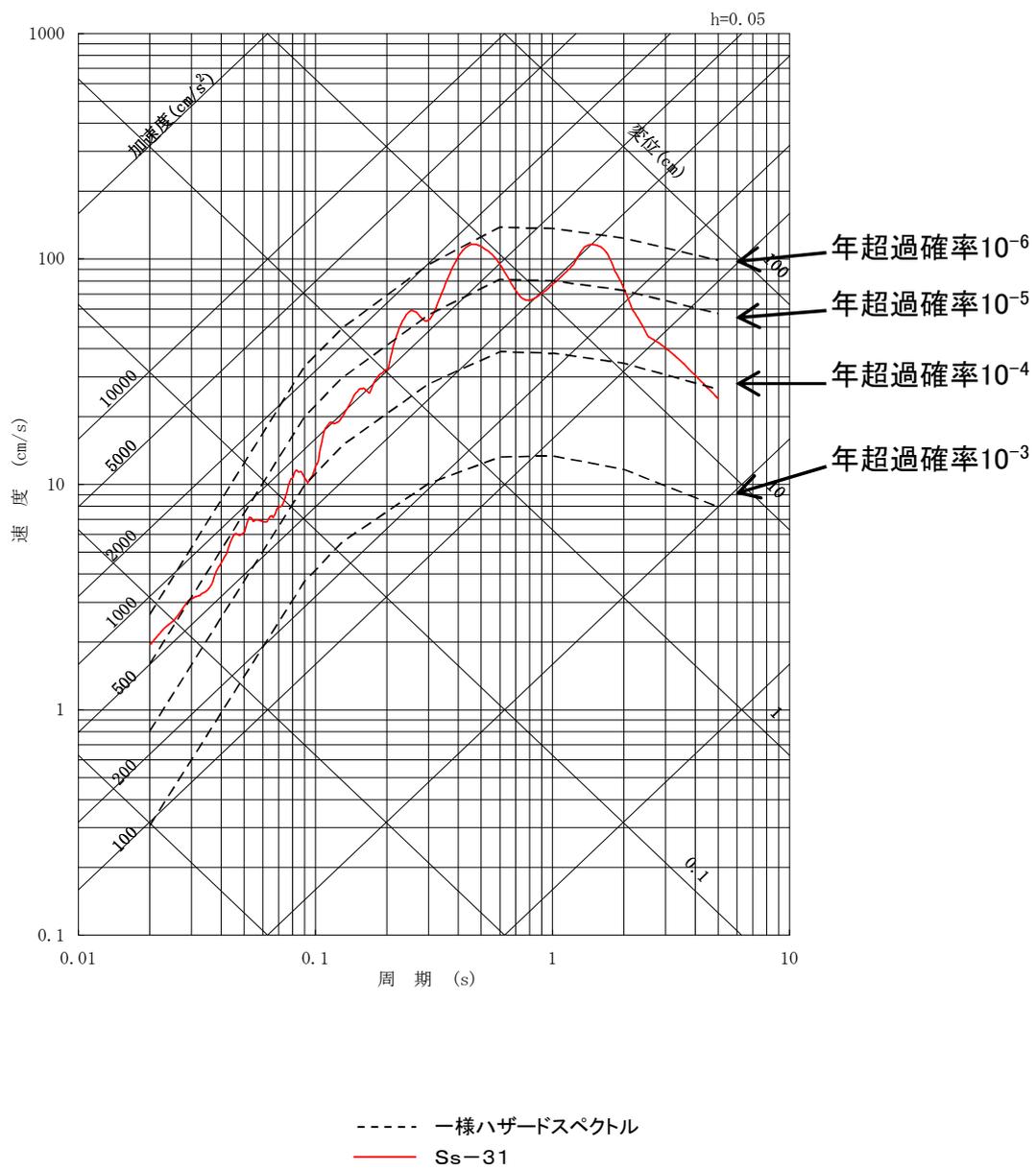
基準用地震動  $S_s$  について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- $S_s$ -D1
- $S_s$ -11
- $S_s$ -12
- $S_s$ -13
- $S_s$ -14
- $S_s$ -21
- $S_s$ -22

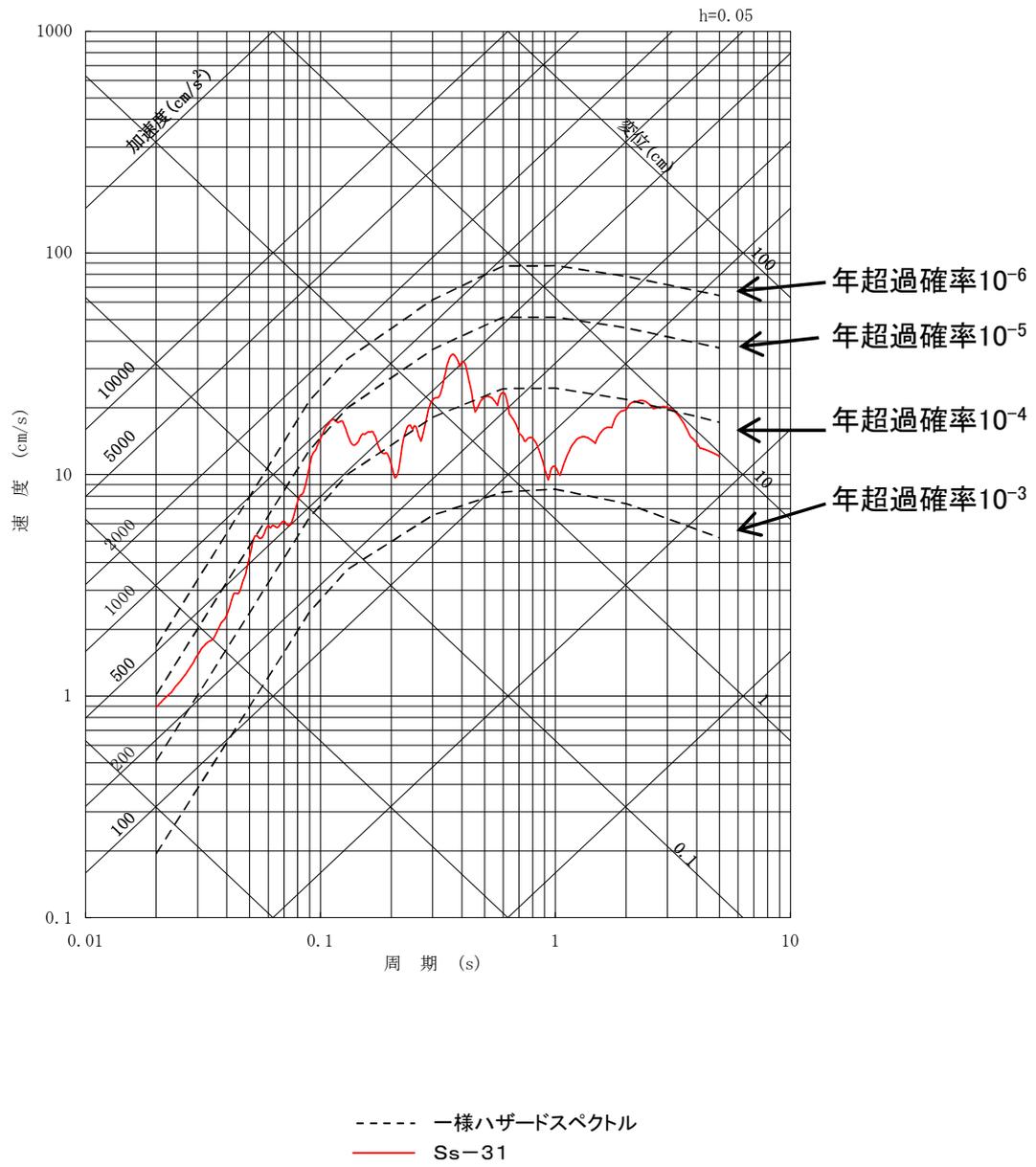
添付 2.5 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)



添付 2.6 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



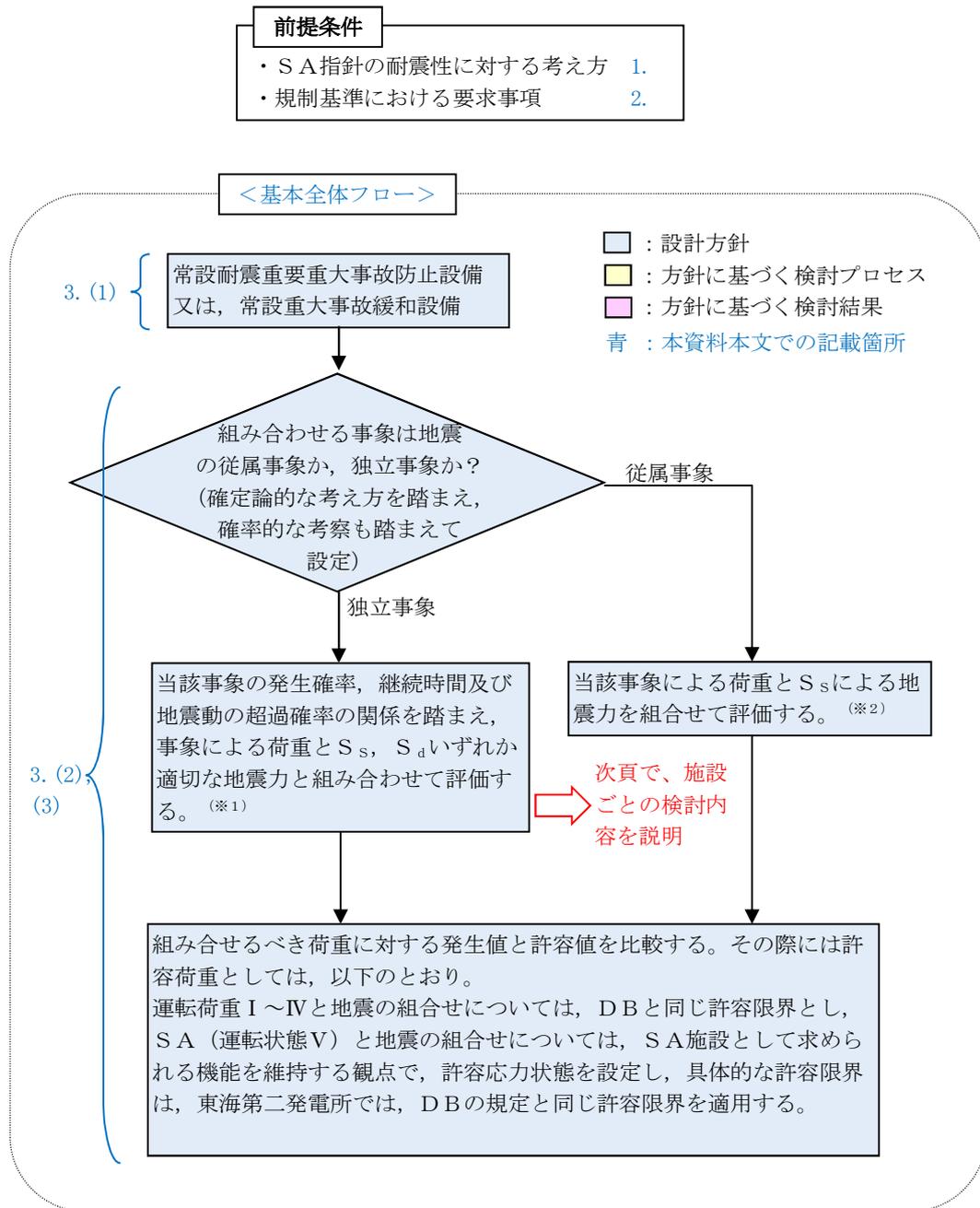
添付 2.7 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)



添付 2.8 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)

3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

SA荷重と地震の組合せの検討の流れについて

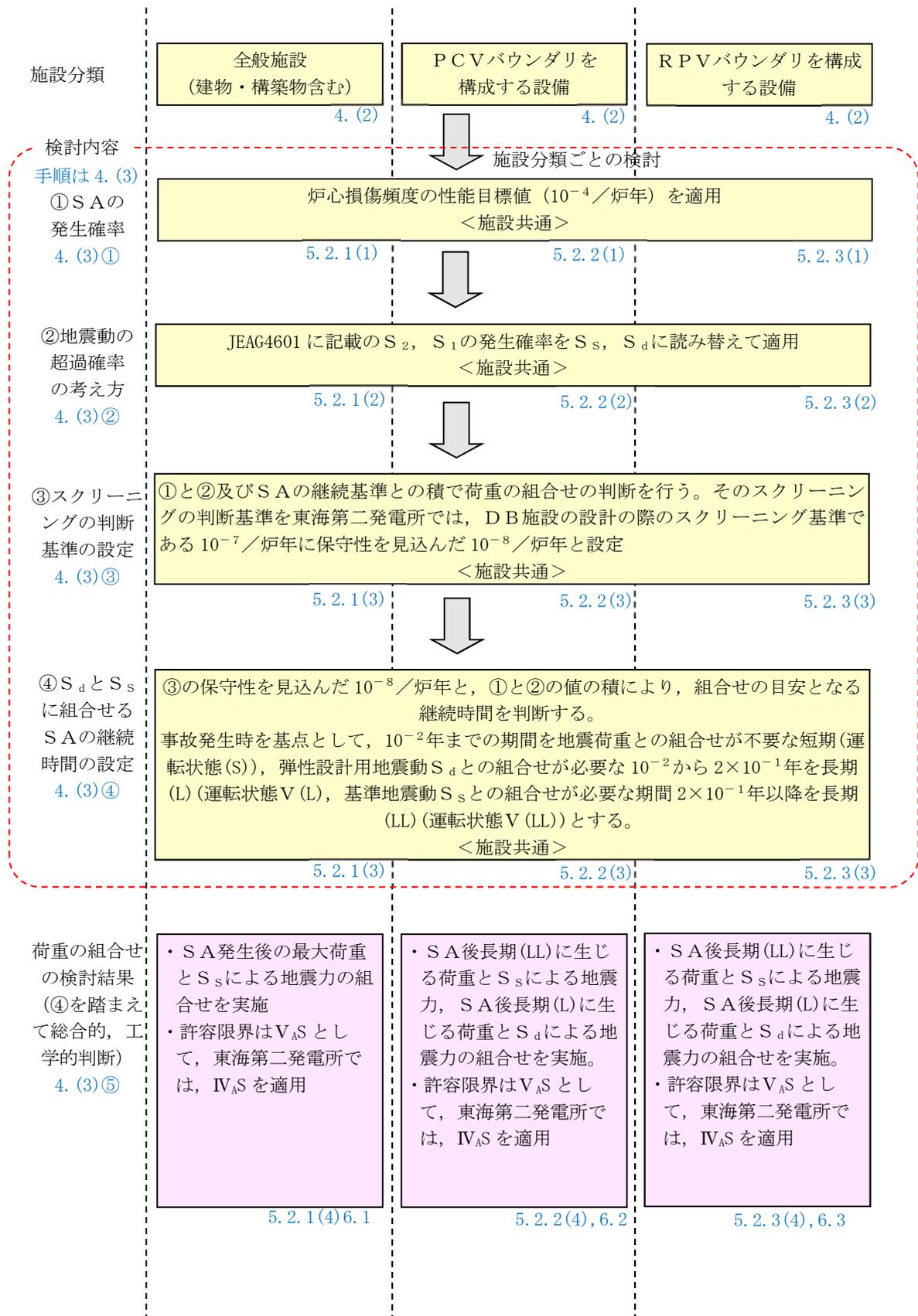


※1：確定論的な考え方，確率論的な考察を踏まえ，SA等を地震独立事象として取り扱う。

※2：確定論的な考え方，確率論的な考察を踏まえ，SA等を地震独立事象として取り扱うことから従属事象としては考慮しない。

5.1

### S A 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



#### 4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方

4 項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重と $S_s$ による地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。

##### (1) 対象施設とその施設分類（3 項(1)に対する考え方）

『重大事故等対象設備について（補足説明資料）「39 条地震による損傷の防止添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表 1 に示す。これら 13 施設は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」，「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表 1 S A施設（建物・構築物）の施設分類

S A施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
使用済燃料プール	○	—	○
緊急用海水ポンプピ ット	—	○	○
S A用海水ピット取 水塔	—	○	○
海水引込み管	—	○	○
S A用海水ピット	—	○	○
貯留堰	○	—	○
取水路	—	○	○
フィルタ装置遮蔽	○	—	○
二次隔離弁操作室遮 蔽	—	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室退避室遮 蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
代替淡水貯槽	○	—	○

(2) D B施設としての設計の考え方

a. 新規制基準における要求事項

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」の第 4 条（地震による損傷の防止）には，建物・構築物，機器・配管系の区分なく，次の事項が規定されている。

- ・設計基準対象施設は，地震力に十分に耐えることができるものでなければならぬ。
- ・耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。

b. JEAG4601 の規定内容（2.3 項に対する考え方）

上記の規制要求を踏まえ，JEAG4601-1987 において，建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については，以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重，運転時（通常運転時，運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。
- ・常時作用している荷重，及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動  $S_1$  による荷重を組合せる。

#### 【許容限界】

- ・基準地震動  $S_1$  による地震力との組合せに対する許容限界  
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし，事故時の荷重と組合せる場合には，次項による許容限界を適用する。
- ・基準地震動  $S_2$  による地震力との組合せに対する許容限界  
建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

ここで，JEAG4601-1987 における建物・構築物の荷重の組合せは，2.3 項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。

なお，JEAG4601-1987 において，機器・配管系では運転状態が定義されているが，建物・構築物については，細かな運転状態を設定する必要がないため，運転状態は定義されていない。

#### (3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4) 項に対する考え方)

SA 施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は，機器・配管系と同様，JEAG4601-1987 の DB 施設に対する規定内容を踏まえ，以下のとおりとする（建物・構築物では，運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから，機器・配管系とは下線部が

異なる)。

#### 【S A施設 (建物・構築物) における設定方針】

- ・  $S_s$ 、 $S_d$ と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震 S クラス施設は  $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としての S A は発生しないこととなる。したがって、S A は地震の独立事象として取り扱う。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$ 若しくは  $S_d$ の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$ 若しくは  $S_d$ の超過確率の積と比較等により判断する。
- ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と  $S_d$ による地震力と組み合わせる。
- ・ 許容限界として、DB 施設の  $S_s$ に対する許容限界に加えて、S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界 (機器・配管系の許容応力状態  $V_{AS}$  に相当するもの)を設定する。ここで、東海第二発電所では、S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界は DB 施設の  $S_s$ に対する許容限界 (建物・構築物が構造物全体として十分変形能力 (ねばり) の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。

#### (4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1 項に対する考え方)

5.2.1 項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

S Aの発生確率 . . . 炉心損傷頻度の性能目標値 ( $10^{-4}$ /炉年) を設定  
継続時間 . . . . . 事象発生時を起点として,  $10^{-2}$ 年までの期間を  
地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V  
(S)), 弾性設計用地震動  $S_d$ との組合せが必要な  
 $10^{-2}$ から  $2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L) (運転状態V(L)),  
基準地震動  $S_s$ との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$   
年以降を長期(LL) (運転状態V(LL)) とする。

(建物・構築物について, S A時の荷重条件を踏まえ, 施設ごとに  
検討した結果を添付 4 補足資料- 1 に示す。)

地震動の超過確率. . . JEAG4601 の地震動の発生確率 ( $S_s : 5 \times 10^{-4}$  /  
年以下,  $S_d : 10^{-2}$  /年以下) を設定

以上から, 機器・配管系と同様, S Aの発生確率, 継続時間, 地震動の  
超過確率の積等を考慮した工学的, 総合的な判断として, 建物・構築物に  
ついても, S A荷重と  $S_s$ による地震力を組み合わせることとする。

(5) S Aと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1 項に対する考え方)

(3)の荷重の組合せ方針から, S A施設(建物・構築物)の各組合せ条  
件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表 2 に示  
す。なお, 表 2 に示す荷重の組合せケースのうち, 他の組合せケースと同  
一となる場合, 又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略する  
ことになる。

表 2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	DB施設		SA施設		備考
	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
運転時	許容応力度※ <sup>1</sup>	終局※ <sup>2</sup>	—	終局※ <sup>2</sup>	DBと同じ許容限界とする。
DB事故時 (長期)	終局※ <sup>2</sup>	—	終局※ <sup>2</sup>	—	DBと同じ許容限界とする。
SA事故時	—	—	—	終局※ <sup>2</sup>	注2：SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局※ <sup>2</sup> とする。

※<sup>1</sup>：許容応力度：安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

※<sup>2</sup>：終局：構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して、安全余裕を持たせていること

添付 4 補足資料－2 に、S<sub>s</sub>による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。

いずれの施設も、DB事故時（長期）の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表 2 における「DB事故時（長期）+ S<sub>d</sub>」は地震力が大きい「運転時+ S<sub>s</sub>」に包絡されることになる。

以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。

## S A施設（建物・構築物）のS A時の条件を踏まえた分類

S A施設 （建物・構築物）	荷重状態※ の分類	分類の根拠
使用済燃料プール	a (b)	D B設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。S A時にはD B条件とは異なる異常時荷重が作用する。
緊急用海水ポンプピット S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットについてはD B施設ではない
貯留堰 取水路	b	D B設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。S A時においても、地盤内でD B条件を上回るような事象は発生しないため、D B条件を上回る荷重はない。
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはD B施設ではない。
中央制御室遮蔽	b	D B設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。S A時においても、荷重条件は変わらないため、D B条件を上回る荷重はない。
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはD B施設ではない

## ※ 荷重状態の分類

- a. S A条件がD B条件を超える施設
  - (a) 新設のS A施設の運転によって、D B条件を超える施設
  - (b) S Aによる荷重・温度条件の影響によってD B条件を超える施設
- b. S A条件がD B条件に包絡される施設
- c. D B施設を兼ねないS A施設

建物・構築物において  $S_s$  による地震力と組み合わせる荷重は補足表 2-1 のとおりとなる。

補足表 2-1 S A 施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重

	運転時	DB 事故 (長期)	S A 事故時	
組み合わせる地震力	$S_s$	$S_d$	$S_s$	
許容限界	終局	終局	終局	
S A 施設 (建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB 長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 S A 時荷重
	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	S A 用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	S A 用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧
	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧

JEAG4601-1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料

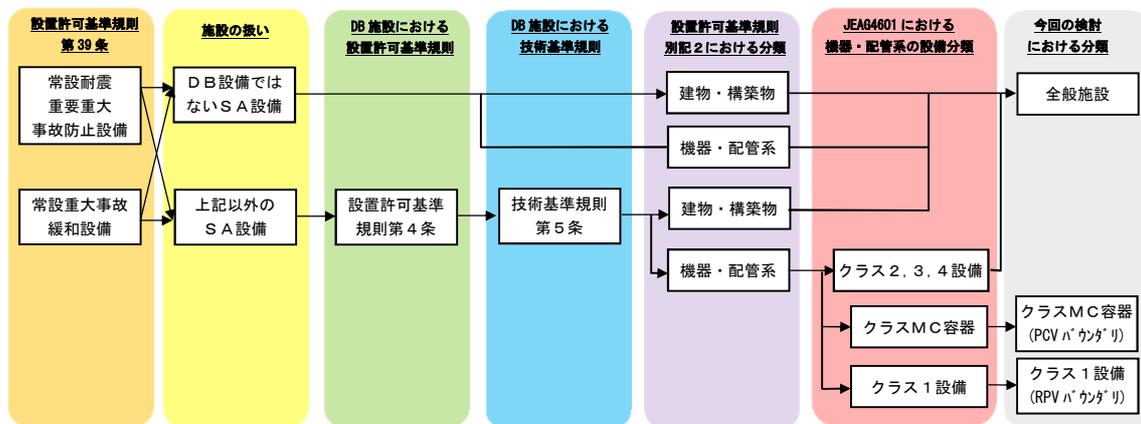
プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせされていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）のみとなるため、DB事故時（ $S_d$ との組合せ）は運転時（ $S_s$ との組合せ）に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。

5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性

S A 荷重の組合せの検討においては，全ての対象設備，事故シーケンス，荷重条件等を網羅的に検討している。以下では，それぞれについて，その考え方を説明する。

(1) 対象設備

今回の S A 荷重の組合せの検討においては，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を対象とし，全ての対象施設を全般施設，格納容器バウンダリを構成する設備（以下「PCVバウンダリ」という。），原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（以下「RPVバウンダリ」という。）のいずれかに分類している。



(2) 事故シーケンス

重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は、東海第二発電所を対象としたPRAの結果を踏まえて、以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており、考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げている。

継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から、DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し、その条件を超える時間を継続時間として設定している。

また、地震と組み合わせるSA荷重としては、全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。

事故シーケンスグループ等
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
高圧・低圧注水機能喪失
高圧注水・減圧機能喪失
全交流電源喪失
全交流動力電源喪失（長期TB）
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
全交流動力電源喪失（TBP）
崩壊熱除去機能喪失
取水機能が喪失した場合
残留熱除去系が故障した場合
原子炉停止機能喪失
LOCA時注水機能喪失
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
津波浸水による注水機能喪失
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード
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）
代替循環冷却系を使用する場合
代替循環冷却系を使用しない場合
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

水素燃焼
溶融炉心・コンクリート相互作用
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出
反応度の誤投入

(3) 設計条件

耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せは JEAG4601・補-1984 より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。

- ・自重 (D)
- ・圧力による荷重 (P)
- ・機械的荷重 (自重, 地震による荷重を除く。) (M)

SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重 (自重, 圧力による荷重, 機械的荷重) は全て考慮している。

	施設分類 (SA) (DB) 荷重の組合せ	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設				炉心 支持構 造物
		重大事故等クラス2設備						
		クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	
DB荷重 の組合せ	$D+P+M+S_d$	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	—	—	—	—	III <sub>A</sub> S
	$D+P_D+M_D+S_d$	—	—	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	—
	$D+P_L+M_L+S_d$	IV <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	—	—	—	—	IV <sub>A</sub> S
	$D+P+M+S_s$	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	—	—	—	IV <sub>A</sub> S
	$D+P_D+M_D+S_s$	—	—	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—
SA荷重 の組合せ	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	—	—	—	—	SA施 設では ない
	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	—	—	—	—	
	$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	—	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	—	—	—	
	$D+P_{PSA(LL)}+M+S_s$	—	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	—	—	—	
	$D+(P_D^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M+S_s$	— <sup>※3</sup>	— <sup>※3</sup>	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>				

※1 DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。

※2 V<sub>A</sub>Sの許容限界は、IV<sub>A</sub>Sと同じものを適用する。

※3 PCVについては、 $2 \times 10^{-1}$ 年以降の状態、RPVについては、 $10^{-2}$ 年以降の状態は、S<sub>s</sub>を組み合わせ、許容応力状態V<sub>A</sub>Sを満足する状態となっていることを確認している。

【記号の説明】

- D : 自重 (JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載)
- P : 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等
- M : 地震, 死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重, 又は設計機械荷重等
- $P_L$  : LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重
- $M_L$  : LOCA直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重
- $P_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $P_{PSA(L)}$  : 格納容器の重大事故における長期的(長期(L))な圧力荷重
- $P_{PSA(LL)}$  : 格納容器の重大事故における長期的(長期(LL))な圧力荷重
- $P_{RSA(L)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的(長期(L))な圧力荷重
- $P_{RSA(LL)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的(長期(LL))な圧力荷重
- $P_{SA}$  : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重
- $S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力又は静的地震力
- $S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力
- $IV_{AS}$  : JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
- $V_{AS}$  : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】

耐震クラス  $A_s$ , A ⇒ 耐震クラス S

第1種 ⇒ クラス 1

第2種 ⇒ クラス MC

第3種 ⇒ クラス 2

第4種 ⇒ クラス 3

第5種 ⇒ クラス 4

$S_1$  ⇒  $S_d$

$S_2$  ⇒  $S_s$

## 6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

## (1) はじめに

S A施設は、S A施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える（温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある）ことから、S A施設としての温度条件を設定する。

S A施設のうち、D B施設を兼ねるものについては、D B条件とS A条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。

- ・ S A時の荷重、温度がD B設計条件を上回る場合  
D B設計条件とは別に、S A設計条件を設ける。
- ・ S A時の荷重、温度がD B設計条件に包絡される場合（※）  
S A設計条件はD B設計条件で代表させる。

※「S A時の荷重、温度がD B設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、S Aを考慮した条件がD B設計条件に包絡される場合を指す

以下では、D B施設を兼ねるS A施設を対象に、S A荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類（全般施設、P C V、R P V）ごとに示す。

## (2) 継続時間の検討で対象とする条件（荷重・温度）の網羅性

## a. 全般施設

## 【D B設計条件とS A設計条件の整理】

全般施設はR P V（現クラス1機器（JEAG4601においては、第1種機器））とP C V（現クラスM C機器（JEAG4601においては、第

2種機器) ) 以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4 (JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ<sup>※1</sup>を考慮して設定した設計用荷重PD,MD (以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件と、 $S_s$ とを組み合わせている。

このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重を元に新たに設定した設計荷重 (以下「SA設計荷重」という。)と $S_s$ を組合せる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重と $S_s$ との組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。

※1 : ECCS等については運転状態Ⅳ(L)も含む。その理由は以下のとおり。

ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態Ⅳ(L)に対する許容応力状態が $I_A^*$ と定められており、 $I_A^*$ の定義としては、「ECCS等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 $I_A$ に準ずる。」とされている。

つまり、ECCS等については、運転状態Ⅰ～Ⅲだけでなく、運転状態Ⅳ(L)も設計条件となっており、運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。

なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態Ⅰ～Ⅲと $S_s$ を、運転状態Ⅳ(L)と $S_d$ と組み合わせるこ

ととなっているが、実設計においては、設計用荷重である  $P_D$ 、 $M_D$ を用いて設計を行うことから、運転状態 I ~ IV (L)を包絡するようにを設定し、それらと  $S_s$ を組み合わせている。

ここで、旧指針においては、耐震  $A_s$ 、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていることから、耐震 Aクラスの設備においては、 $S_s$ との組合せは実施せず、 $S_1$ との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震  $A_s$ 、Aクラスを統合して、耐震 Sクラスとし、 $S_s$ 、 $S_d$ 双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、 $P_D$ 、 $M_D$ と  $S_s$ の組合せを実施することになる。

**【継続時間の検討における対象条件と網羅性】**

DB設計において  $S_s$ 、 $S_d$ との組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。

添付 6.1 表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	$S_s$	$S_d$
DB 荷重・温度	DB 設計荷重・温度	DB 設計荷重・温度
SA 荷重・温度	(DB 設計荷重・温度 < SA 時荷重の場合) SA・短期荷重・温度、SA 長期荷重・温度の厳しい方  (DB 設計荷重・温度 ≥ SA 時荷重の場合) DB 設計荷重・温度	—

b. PCV

**【DB設計条件とSA設計条件の整理】**

D B 設計での組合せでは、JEAG4601 に記載のとおり、運転状態 I ～ III の荷重は  $S_s$  と組み合わせ、また運転状態 IV (L) の荷重は  $S_d$  と組み合わせている。

ここで、PCV の運転状態 I ～ III の荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態 IV (L) (LOCA 後長期間経過した状態) の荷重・温度は、運転状態 I ～ III の条件よりも厳しい条件となっていることから、DB 設計で考慮している荷重条件は次の 2 種類となる。

- ・運転状態 I ～ III を踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度
- ・運転状態 IV (L) を踏まえて設定した条件：LOCA 後の最大内圧・温度

以上を踏まえ、PCV の SA 施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の 2 種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。

- ・SA 後の長期 (L) における荷重・温度
- ・SA 後の長期 (LL) における荷重・温度

#### 【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・通常運転圧力 +  $S_s$
- ・LOCA 後の最大圧力 +  $S_d$

SA における設計条件（組合せ）は、この DB 設計条件への包絡性を踏まえ、

#### ① SA 後の長期 (LL) 荷重 + $S_s$

→  $S_s$  には、継続時間を考慮して長期 (LL) 荷重 ( $2 \times 10^{-1}$  年以降) を組み合わせる。

② S A後の長期(L)荷重 (S A後の最高圧力・温度) + S<sub>d</sub>

→ S<sub>d</sub>には, 継続時間を考慮して長期(L)荷重(10<sup>-2</sup> ~ 2×10<sup>-1</sup>年)を組み合わせる。

添付 6.2 表 P C Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>
D B 荷重・温度	通常運転時圧力・温度	L O C A後の最大内圧・温度
S A 荷重・温度	S A後の長期(LL)圧力・温度	S A後の長期(L)圧力・温度

c. R P V

【D B設計条件とS A設計条件の整理】

D B設計での組合せでは, JEAG4601に記載のとおり, 運転状態I ~ IIIの荷重はS<sub>s</sub>と組み合わせ, また運転状態IV(L)の荷重はS<sub>d</sub>と組み合わせている。

ここで, R P Vの運転状態I ~ IIIを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態II (全給水流量喪失又はタービントリップ)であり, これは運転状態IV(L) (L O C A後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため, 実際の評価では, 「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS<sub>s</sub>, S<sub>d</sub>を組み合わせで評価している。

以上を踏まえ, R P VのS A施設としての設計においては, 組合せを検討する荷重として, S A後の長期(L)荷重・温度を設定する。S Aにおける設計条件(組合せ)は, このD B設計条件への包絡性を踏まえS A後の長期(LL)荷重とS<sub>s</sub>, S A後の長期(L)荷重とS<sub>d</sub>を組み合わせる方針とする。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・ 全給水流量喪失又はタービントリップ +  $S_s$
- ・ 全給水流量喪失又はタービントリップ +  $S_d$

SAにおける設計条件（組合せ）は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、

- ① SA後の長期(LL)荷重 +  $S_s$   
 →  $S_s$ には、継続時間を考慮して長期(LL)荷重( $2 \times 10^{-1}$ 年以降)を組み合わせる。
- ② SA後の長期(L)荷重 (SA後の最高圧力・温度) +  $S_d$   
 →  $S_d$ には、継続時間を考慮して長期(L)荷重( $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年)を組み合わせる。

添付 6.3 表 RPVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	$S_s$	$S_d$
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度

(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討

本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。

a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① 運転状態の発生確率を設定
- ② 地震の発生確率を設定
- ③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の

積が  $10^{-7}$  / 炉年になる継続時間を設定

- ④  $10^{-7}$  / 炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

b. 今回の検討に用いた S A 荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① S A 事象の発生確率を設定
- ② 地震の発生確率を設定
- ③ 「S A 事象の発生確率」，「地震の発生確率」，「継続時間」の積が  $10^{-8}$  / 炉年になる継続時間を設定
- ④  $10^{-8}$  / 炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

以上より，③，④で用いた組合せの判定基準は，今回の S A 荷重の組合せの検討 ( $10^{-8}$  / 炉年) の方が，JEAG4601 における荷重の組合せ検討 ( $10^{-7}$  / 炉年) のアプローチよりも，保守的な条件となっている。

(4) まとめ

以上のとおり，各施設の S A 荷重と組合せの検討では， $S_s$ ， $S_d$  と S A 荷重を適切に考慮しており，JEAG4601 における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。

## 7. 荷重の組合せ表

## (1) 記号の説明

D：死荷重

$P_D$ ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

$P_{PSA(L)}$ ：格納容器の重大事故における長期圧力（長期（L））

$P_{PSA(LL)}$ ：格納容器の重大事故における長期圧力（長期（LL））

$P_{RSA(L)}$ ：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力（長期（L））

$P_{RSA(LL)}$ ：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力（長期（LL））

$P_{SA}$ ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力

M：地震及び死荷重以外で地震と組合すべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重（各運転状態におけるP及びMについては，安全側に設定された値（最高使用圧力，設計機械荷重等）を用いてもよい。）

$M_D$ ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

$T_D$ ：設計基準対象施設の耐震設計上の温度

$T_{PSA}$ ：格納容器の重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）

$T_{RSA(L)}$ ：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）

$T_{SA}$  : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

$T_D$  : 重大事故における施設本体の温度，及び施設周辺の雰囲気温度  
を考慮して設定した温度

$S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力又は静的地震力

$S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力

$IV_{AS}$  : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として，それに  
地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力  
状態

$V_{AS}$  : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として，それ  
に地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応  
力状態

(2) 荷重の組合せ表

施設区分			荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考
格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)			$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	$T_{PSA(L)}$	$V_{AS}$	検討項目 6.2
			$D+P_{PSA(LL)}+M+S_d$	$T_{PSA(LL)}$	$V_{AS}$	
格納容器 内のSA 施設	原子炉冷却 材圧力バウ ンダリを構 成する設備 (RPVバ ウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}$	検討項目
			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_d$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}$	6.3
		支持構造 物	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_a$	$V_{AS}$	検討項目
			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_d$	$T_a$	$V_{AS}$	6.4
	全般施設	施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方})+M_D+S_S$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の 厳 しい 方}$	$V_{AS}$	検討項目 6.1
		支持構造 物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方})+M_D+S_S$	$T_a$	$V_{AS}$	検討項目 6.4
格納容器外の全般施設		施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方})+M_D+S_S$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の 厳 しい 方}$	$T_{PSA}$	検討項目 6.1
		支持構造 物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方})+M_D+S_S$	$T_a$	$T_{PSA}$	検討項目 6.1

※1：DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。

※2： $V_{AS}$ の許容限界は、 $IV_{AS}$ と同じものを適用する。

## 8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について

### (1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価（別紙 1 参照）を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており（別紙 2 から別紙 4 参照）、耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却

材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件について次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度について

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力及び温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、A T W Sで考慮する運転時の異常な過渡変化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「A R I」という。）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R Iを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このA R Iの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により

原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

この事故シーケンスにおける S A 発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付 8.1 表に示す。スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。

添付 8.1 表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、添付 8.1 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図～8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である 8.37MPa [gage] を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが、耐震設計上の設計温度である 299℃ を下回っている。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

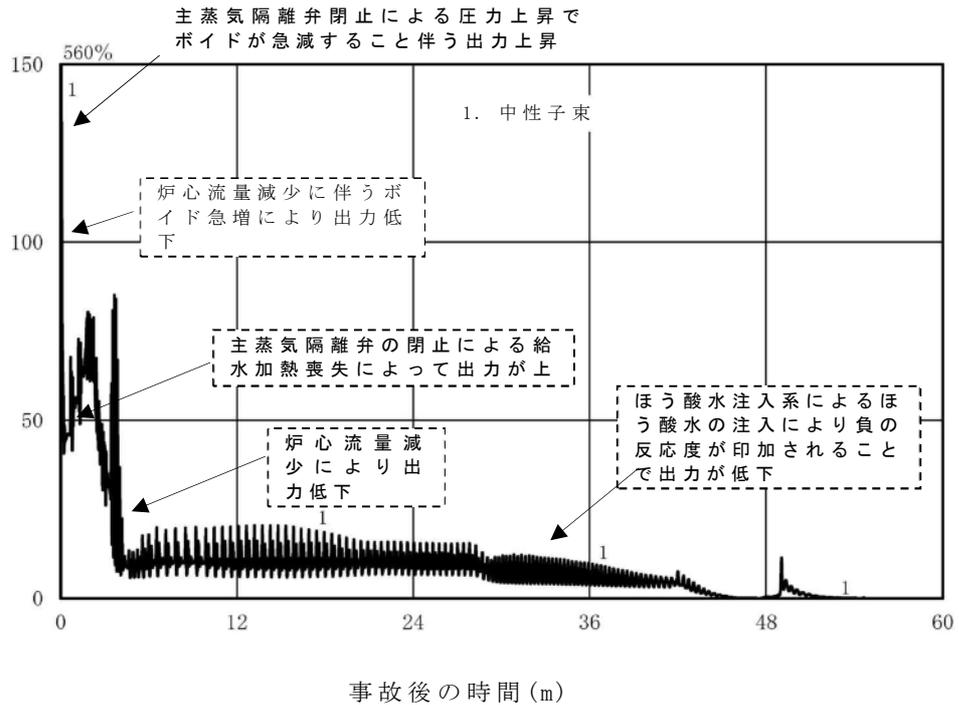
運転員がほう酸注入系を起動し、事象発生後 9 分にほう酸水の注入が開始されることにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留

熱除去系による炉心冷却を行うことにより，低温停止状態に至る。

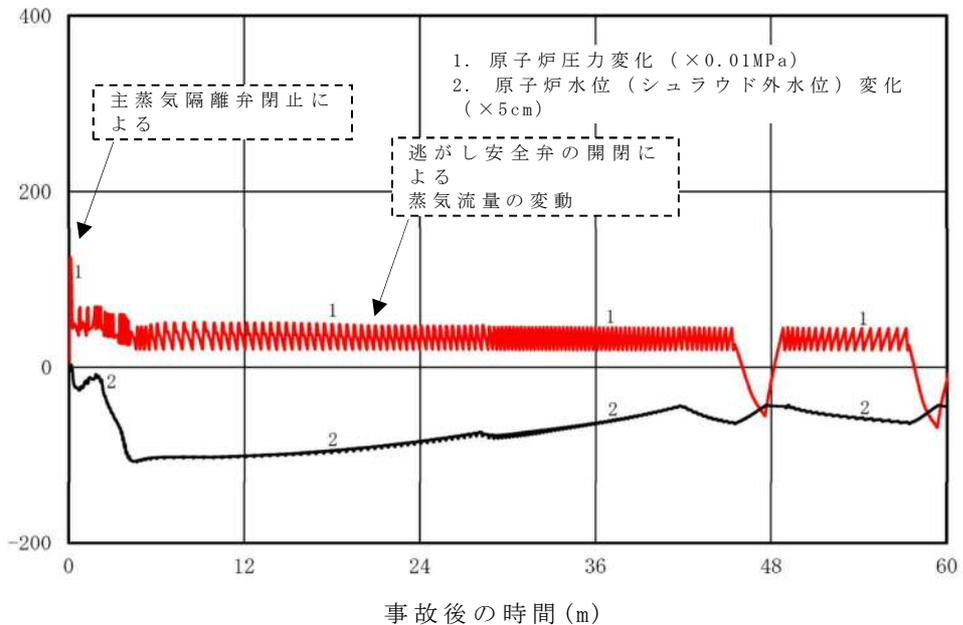
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は，DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表 原子炉冷却材バウンダリの S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失	DB 条件
最高圧力	約 8.42MPa [gage]	8.37MPa [gage]
最高温度	約 298℃	299℃



添付 8.1 図 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の推移（事象発生から 60 分まで）



添付 8.2 図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移（事象発生から 60 分まで）

(3) 耐震評価で用いる格納容器の圧力・温度について

格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）以内及び事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）
- ・ 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しない場合）

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、 $10^{-2}$  年（約 3 日後）以降の格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 $10^{-2}$  年（約 3 日後）までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として

整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は、高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方、格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「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しない場合）」は、大破断 L O C A が発生し、流出した原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷を伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記 2 つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度を添付 8.2 表に示す。添付 8.2 表に示すとおり、最高圧力及び温度はほぼ同等であり、これら 2 つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度

条件とする。

なお、上記の 2 つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、「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しない場合）」において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、S A 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付 8.2 表の事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を  $S_d$  と組み合わせる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付 8.3 図から 8.6 図に示す。添付 8.3 図から 8.6 図より、重大事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）前までに、格納容器の最高圧力及び最高温度となり、 $10^{-2}$  年（約 3 日後）以降は、格納容器圧力逃がし装置又は代替残留熱除去系海水系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維

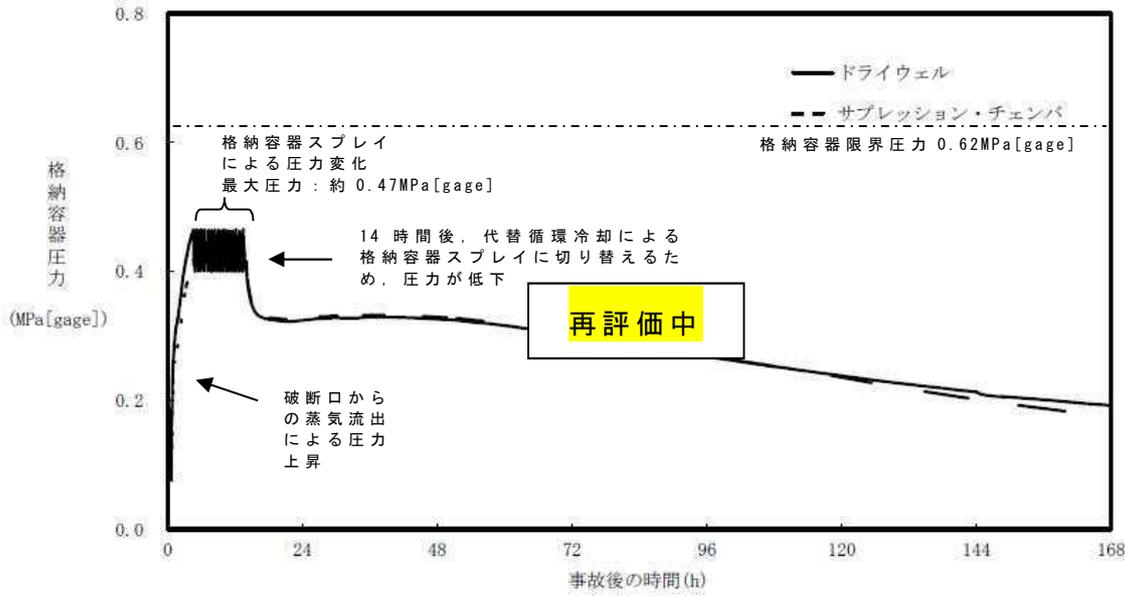
持されていることが確認できる。

添付 8.2 表 格納容器の S A 時の圧力・温度

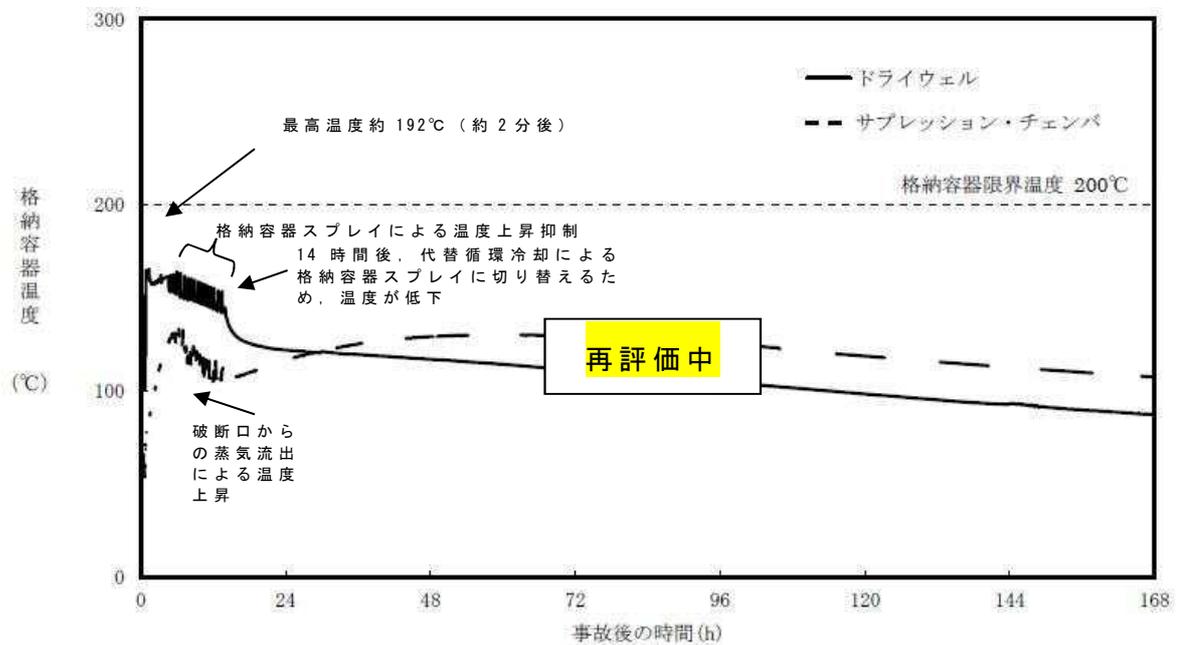
(有効性評価結果)

再評価中	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を 使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を 使用しない場合)
最高圧力	約 0.465MPa[gage]	約 0.465MPa[gage]
最高温度	約 192℃	約 192℃
圧力 ( $10^{-2}$ 年後)	約 0.304MPa[gage]	約 0.170MPa[gage]
温度 ( $10^{-2}$ 年後)	約 130℃ <sup>※1</sup>	約 143℃

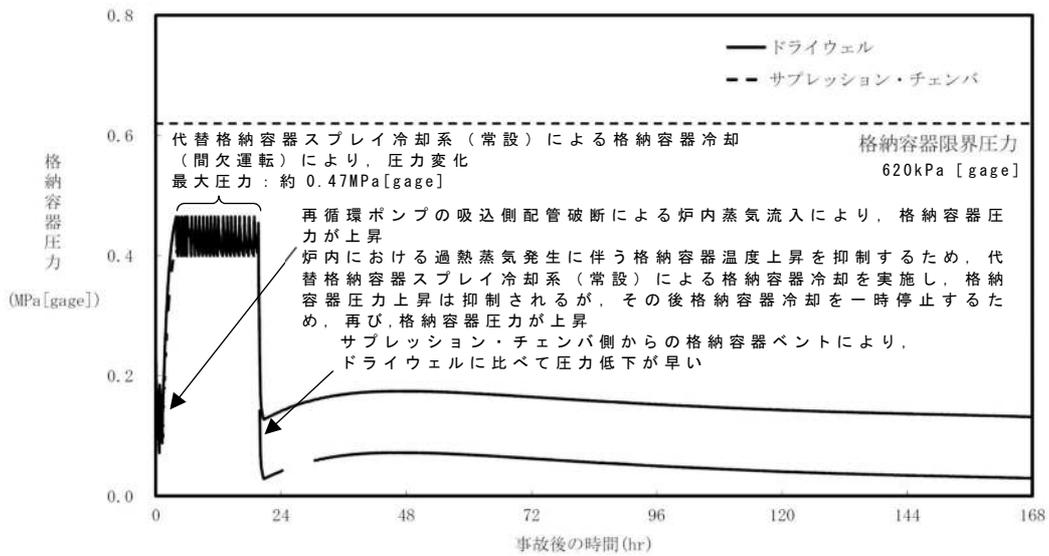
※1：サプレッション・チェンバの最高温度



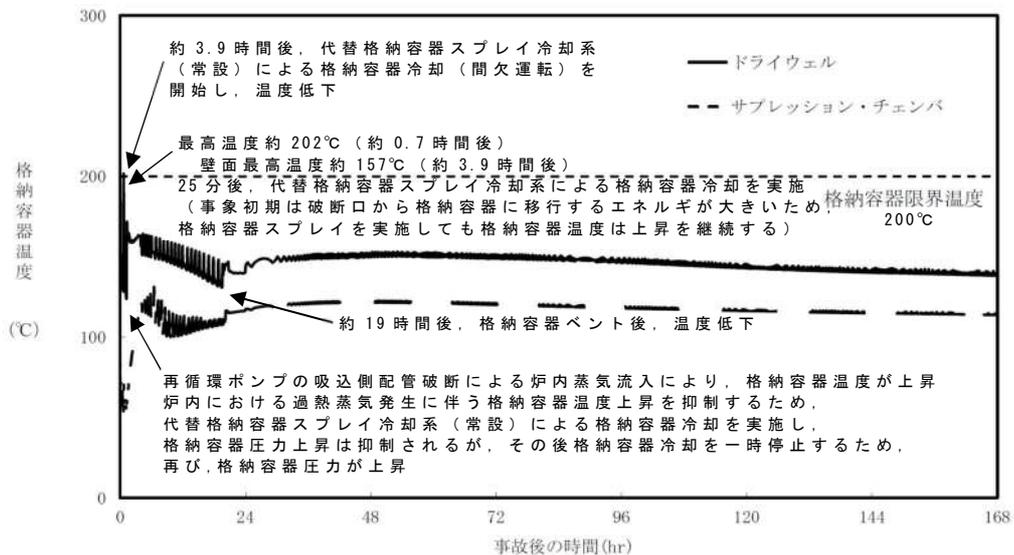
添付 8.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



添付 8.4 図 「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）」における格納容器温度（気相部）の推移



添付 8.5 図 「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しない場合）」における格納容器圧力の推移



添付 8.6 図 「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しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

(4) 重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について

前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

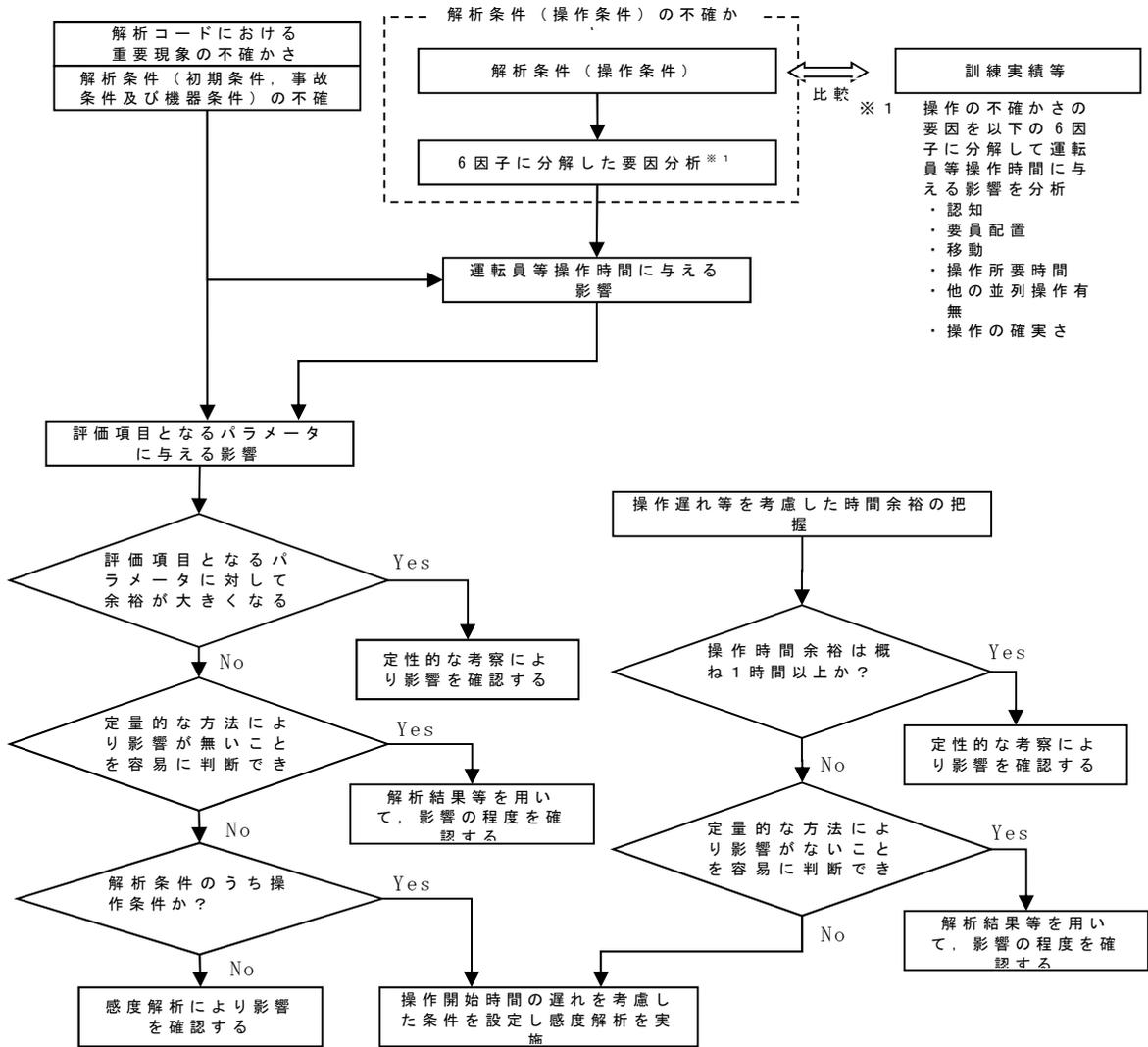
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付 8.3 表に示す。

添付 8.3 表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び

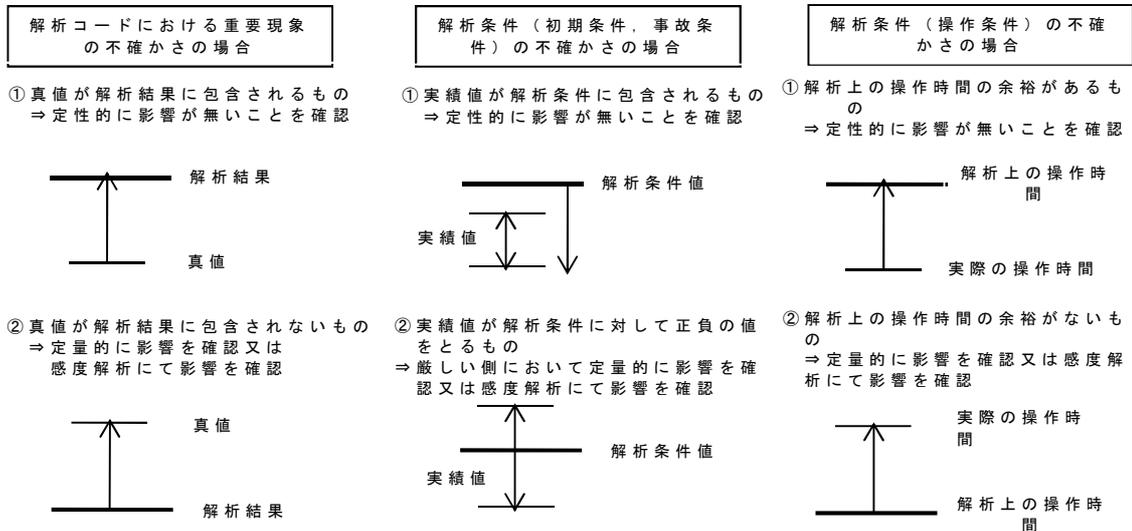
温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
R P V	圧力	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力，原子炉圧力，炉心流量，給水温度は，最確条件を使用するが，本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい，主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ（動的ボイド係数・動的ドップラ係数）を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。
	温度		
P C V	圧力	格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウェル雰囲気温度は設計値を使用し，サプレッション・プール水温（サプレッション・チェンバ気相部温度と同じ）及びサプレッション・プール水位はサプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については，保守的な条件として設定している。
	温度		

解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



## 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	プラント動特性 ： R E D Y	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）	通常運転時の原子炉水位を設定
	炉心流量	41,060 t / h (85%)	初期炉心流量が小さいほど、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による反応度抑制効果が小さくなり、また初期のボイド率が大きくなることで原子炉圧力上昇時にボイドが潰れることで印加される正の反応度が大きくなるため、原子炉出力の観点で厳しい設定となる このため、保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量を設定
	主蒸気流量	6,420 t / h	定格主蒸気流量を設定
	給水温度	216℃	初期給水温度が低い方が、印加反応度が大きくなり原子炉出力が高めに推移することで、格納容器圧力及び温度並びにサプレッション・プール水温度に対して厳しい設定となる。このため、通常運転時の状態を包含する低めの温度を設定 初期温度 216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失により一次遅れで低下し、電動給水ポンプ停止時点で約 84℃まで低下
	燃料及び炉心	9 × 9 燃料（A型） 単一炉心	9 × 9 燃料（A型）と 9 × 9 燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に 9 × 9 燃料（A型）を設定

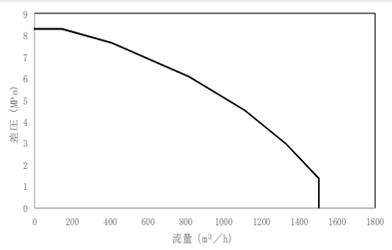
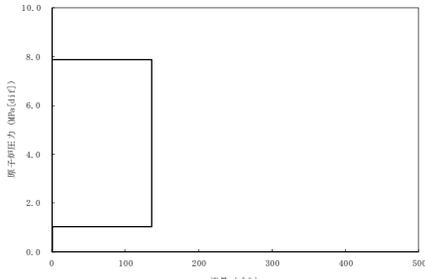
主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2/6）

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	核データ （動的ボイド係数）	平衡サイクル末期の値の 1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド減少により炉心に印加される正の反応度が大きくなり原子炉出力が高めに推移することで、格納容器圧力及び温度並びにサプレッション・プール水温度に対して厳しい保守的な評価となることから、サイクル末期を設定
	核データ （動的ドップラ係数）	平衡サイクル末期の値の 0.9倍	
	格納容器空間体積	9,800m <sup>3</sup>	設計値を設定
	サプレッション・プール水量	3,300m <sup>3</sup>	
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉圧力の上昇が大きく、反応度の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能（A R I）	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源あり	給復水系及び原子炉再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、反応度の観点で厳しい外部電源ありを設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
	主蒸気隔離弁の閉止時間	3 秒	原子炉圧力の上昇が早く，反応度の観点で厳しい条件である設計の下限値を設定
	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）にて再循環ポンプが2台トリップ（遅れ時間0.2秒）	設計値を設定
	ドライウエル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	設計値を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個，354.6t/h/個 7.44MPa[gage]×4個，357.8t/h/個 7.51MPa[gage]×4個，361.1t/h/個 7.58MPa[gage]×4個，364.3t/h/個 7.65MPa[gage]×4個，367.6t/h/個	逃がし弁機能による原子炉圧力制御に期待した方が，主蒸気隔離弁閉止後の原子炉圧力が低めに維持されることで，原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の原子炉注水流量が大きくなり，反応度の観点で厳しい設定となる。このため，設定圧力の低い逃がし弁機能の設計値を設定。
	ほう酸注入系	注入流量：163L/min ほう酸水濃度：13.4wt%	注入流量は，設計値を設定。ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定。
	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	熱交換器1基当たり約53MW（サブプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p>重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>高压炉心スプレイ系</p>	<p>ドライウェル圧力高                      (13.7kPa[gage])にて自動起動                      (遅れ時間：0秒)                      原子炉水位は原子炉水位異常低下                      (レベル1)設定点近傍に維持する。</p> <p>最大流量特性                      ・注水流量：145～1,506m<sup>3</sup>/h                      ・注水圧力：0～8.30MPa[dif]</p>	<p>高压炉心スプレイ系による原子炉注水開始タイミングが早く、注水流量が大きい方が、原子炉水位が高めに維持されることで、反応度の観点で厳しい設定となる。このため、自動起動遅れ時間を0秒とし、注水流量は実力ベースの定格流量特性を設定</p> 
<p>原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉水位異常低下 (レベル2)にて自動起動                      (遅れ時間：0秒)                      原子炉水位は原子炉水位異常低下                      (レベル1)設定点近傍に維持する。                      サプレッション・プール水温度が                      106℃に到達した時点で停止する。</p> <p>・注水流量：136.7m<sup>3</sup>/h                      ・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]</p>	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が、原子炉水位が高めに維持されることで、反応度の観点で厳しい設定となるため、自動起動遅れ時間を0秒と設定                      注水特性は、タービン回転数制御により一定流量に制御されることから、設計値を設定</p> 

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（5/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系等の作動阻止操作	事象発生から4分後	運転手順に基づき、原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の作動阻止に要する時間を考慮して設定
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生から6分後 (炉心部へのほう酸水注入開始は事象発生から9分30秒後)	運転手順に基づき、自動減圧系等の作動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の作動阻止操作が完了する事象発生の4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定 炉心部へのほう酸水注入開始は、ほう酸水注入系の起動後、注入配管及び原子炉圧力容器内での輸送遅れを考慮して設定
	残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却操作	事象発生から17分後	運転手順に基づき、状況判断及び操作に要する時間を考慮して設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（6／6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SCAT（ホットバンドル解析）	－
最小限界出力比（MCP R）	1.24	初期の最小限界出力比が小さい方が沸騰遷移までの余裕が小さくなることで、被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、9×9燃料（A型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限值を設定
燃料棒最大線出力密度（MLHGR）	44.0 kW/m	初期の燃料線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
B T 判定（時刻）	GEXL 関連式	－
B T 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	－
リウエット関連式	「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」における関連式 2	－

## 主要解析条件（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））（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M A A P	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）	通常水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した最大の運転期間に対応する燃焼度に基づき設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
	格納容器体積 （ウェットウエル）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	設計値を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用する場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m（通常水位-4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	ドライウエル雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	32℃	サプレッション・プール水温の設定値を設定
	真空破壊装置	3.45kPa （ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい水温が高い条件として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張り	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張り水は格納容器の熱容量寄与することから、格納容器の温度挙動を厳しく評価する設定として、事前水張りを考慮しない

主要解析条件（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））（3/5）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環ポンプの吸込側配管における両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	資源及びマネジメントの観点で厳しい想定として外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源有りの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（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））（4/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号 （応答時間：0秒）	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）にてスクラムするものとして設定。
	低圧代替注水系（常設）	230m <sup>3</sup> /h	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量として、運転手順に基づき設定
	代替循環冷却系	循環流量は全体で 250m <sup>3</sup> /h 原子炉へ 50m <sup>3</sup> /h, サプレッション・プール又は格納容器へ 200m <sup>3</sup> /h にて流量分配する	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び温度制御に必要な流量を考慮して設定

主要解析条件（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）（5/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後 （原子炉へ 50m <sup>3</sup> /h，サプレッション・プールへ 200m <sup>3</sup> /h にて流量分配）	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備に要する時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器スプレイ操作	格納容器圧力 465kPa[gage] （原子炉へ 50m <sup>3</sup> /h，格納容器へ 200m <sup>3</sup> /h にて流量分配）	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

## 主要解析条件（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しない場合））（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M A A P	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータス カート下端から+126cm）	通常水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほ ぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月） を考慮した最大の運転期間に対応する燃焼度に基づき設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
	格納容器体積 （ウェットウエル）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	設計値を設定

主要解析条件（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しない場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m（通常水位-4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	ドライウエル雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	真空破壊装置	3.45kPa （ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい水温が高い条件として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張り	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張り水は格納容器の熱容量寄与することから、格納容器の温度挙動を厳しく評価する設定として、事前水張りを考慮しない

主要解析条件（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しない場合）（3/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環ポンプの吸込側配管における両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	資源及びマネジメントの観点で厳しい想定として外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源有りの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（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しない場合）（4/5）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号 （応答時間：0秒）	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）にてスクラムするものとして設定。
	真空破壊装置	3.45kPa （ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	低压代替注水系（常設）	230m <sup>3</sup> /hで注水，その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m <sup>3</sup> /h	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量として、運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	ペDESTAL（ドライウェル部）への水張り水は格納容器内の熱容量に寄与するため、解析上は格納容器圧力及び温度上昇を保守的に評価する観点から、ペDESTAL（ドライウェル部）注水を実施しない
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力 0.31MPa[gage]において13.4kg/sの流量に対し、格納容器圧力逃がし装置第二弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保できる格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して設定

主要解析条件（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しない場合）（5/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器圧力制御操作	スプレイ開始条件： 格納容器圧力 465kPa[gage]  圧力制御範囲： 格納容器圧力 400～465kPa[gage]	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

## 9. 東海第二発電所における運転状態 V (LL) の適切性について

## (1) はじめに

S A 施設は、D B を超え、S A が発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I ～ IV に加え、S A の発生している状態として運転状態 V を新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (S) とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態 V (L)、V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (LL) として定義している。ここでは、東海第二発電所において新たに定義した運転状態 V (LL) の適切性について示す。

## (2) 東海第二発電所における格納容器除熱評価

添付 9.1 表に格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付 9.1 表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述（3）に示す M a r k II 型格納容器の特性により、海水温度を格納容器過圧・過温破損シナリオの解析条件である 32℃とした場合には、格納容器温度は D B 耐震条件 35℃（通常運転状態）まで低下しない。

添付 9.1 表 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力・温度の推移

項目	代替循環冷却 10 <sup>-2</sup> 年後 (3日後)	代替循環冷却 2×10 <sup>-1</sup> 年後 (73日後)	D B 耐震条件 (S s)
ドライウエル圧力	約 0.30MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サプレッション・ チェンバ圧力	約 0.30MPa[gage]	約 0.06MPa[gage]	
ドライウエル温度	約 112℃	約 45℃	57℃
サプレッション・ チェンバ気相温度	約 130℃	約 56℃	35℃
サプレッション・ プール水温度	約 149℃	約 68℃	
サプレッション・ プール水位	約 11.4m	約 10.9m	HWL (7.1m)

(海水温度は解析条件である 32℃を条件とする)

再評価中

(3) M a r k II 型の格納容器の特性について

(2)において，事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが，これはM a r k II 型格納容器の特性に起因するものである。以下にP W Rと比較した東海第二発電所の格納容器の特性を示す。

- ・ M a r k II 型では格納容器底部に熱の蓄積場所としてのサプレッション・プールが存在しており，その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないP W Rとは状況が異なる
- ・ 東海第二発電所において，E C C Sが機能喪失する前提では，原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(代替淡水貯槽)を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから，これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある

上記より，東海第二発電所ではその特徴を踏まえ，PWR（伊方3号）とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し，格納容器内の条件（温度，圧力，水位上昇）による影響を確認する必要がある。

なお，長期安定状態における東海第二発電所とPWR（伊方3号）の格納容器除熱手段は，添付9.2表であり，同等の除熱設備を有している。

添付9.2表 長期安定状態における東海第二発電所とPWR（伊方3号）の格納容器除熱手段

東海第二発電所	残留熱除去系 （残留熱除去系熱交換器）		残留熱除去系 （緊急用海水系） 代替循環冷却系 （緊急用海水系）	格納容器ベント （格納容器圧力逃がし装置）
PWR （伊方3）	余熱除去系 （余熱除去冷却器）	格納容器スプレイ再循環 （格納容器スプレイ冷却器）	仮設格納容器スプレイ再循環 （余熱除去冷却器，使用済燃料ピット冷却器）	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系

#### (4)まとめ

東海第二発電所はその格納容器の特徴を踏まえ，PWR（伊方3号）とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要がある，SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件（温度，圧力，水位上昇）による影響を確認することが適切であると考えられる。

(参考1) 設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>实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</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>第39条(地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>

(参考2) 設置許可基準規則第4条及び解釈

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止）</p> <p>別記2のとおりとする。</p>

(参考3) 設置許可基準規則第4条の別記2 (抜粋) (1 / 2)

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せて実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

(参考3) 設置許可基準規則第4条の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。
- ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。
- ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示す

(参考4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (1/3)

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

#### 4.2 荷重及び荷重の組合せ

##### 【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

##### 【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

##### (1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

##### (2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

#### 4.3 許容限界

##### 【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

(参考4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (2/3)

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

- (1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 $S_s$ による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601又は既往の研究等を参考に設定していること。

- ・ JEAG4601
- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

- (2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針による $A_s$ クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 $S_2$ 、 $S_1$ をそれぞれ基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

#### 4.4 地震応答解析

##### 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

- (1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に設定していること。

- (2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

- ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

- ② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化

(参考4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (3/3)

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2 荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

表 I - 3 - 1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度, 圧力の変動荷 重。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △	事象の継続時間 は時間のオーダー。	×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △	同 上	×	同 上
	出力運 転	通常出力運転中の 圧力, 温度, 機械 的荷重。	S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては, 上記と同じ 荷重。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △		×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	燃料交換		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △		×	運転状態 I の出力 運転における設計 条件で代表される。

昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考	
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無			説 明
運転状態-II A-2	外部電源喪失	これらの事象が 起これば, 原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が 作用する。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の閉鎖		S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。		○	
	給水制御系 の故障		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。
	圧力制御装 置の故障		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
	全給水流量 喪失 (給水ポン プ停止)		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
	タービン トリップ		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
逃がし安全 弁誤作動 (1個)	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			×	同 上		
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振動 が作用する。	S <sub>1</sub> × S <sub>2</sub> ×	この事象の継続時 間は1分以内。	×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪失 事 故		S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 <sup>-1</sup> 年以上)	×	長時間* 作用する 圧力, 温度は基準 地震動 S <sub>1</sub> と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力, 温度以外に, プール水揺動によ る衝撃力があるが, これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 <sup>-1</sup> 年以上)	

(参考5) JEAG4601(抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補 1984 P41)

	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考える。	$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	×	
運転状態-IV	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	×	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* $10^{-1}$ 年以上)	×	

(参考5) JEAG4601(抜粋) (3/7) (JEAG4601・補 1984 P48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種 別 <sup>(1)</sup> 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A <sub>S</sub>	D+P + M + S <sub>1</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D+P <sub>D</sub> +M <sub>D</sub> +S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
	D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>1</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>(2)</sup>	Ⅲ <sub>A</sub> S <sup>(3)</sup>	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D+P + M + S <sub>2</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D+P <sub>D</sub> +M <sub>D</sub> +S <sub>2</sub>	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
A	D+P <sub>D</sub> +M <sub>D</sub> +S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
B	D+P <sub>d</sub> +M <sub>d</sub> +S <sub>B</sub>	-	-	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S
C	D+P <sub>d</sub> +M <sub>d</sub> +S <sub>C</sub>	-	-	-	C <sub>A</sub> S	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S

注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。

告示で規定されない容器・管にあっては以下による。

- 1) 耐震A又はA<sub>S</sub>クラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
- 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
- 3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。

(2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ<sub>A</sub>Sとする。

(3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの荷重の組合せ(D+P<sub>L</sub>+M<sub>L</sub>+S<sub>1</sub>)のP<sub>L</sub>は、LOCA後10<sup>-1</sup>年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS<sub>1</sub>地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を用いて行う。

(参考5) JEAG4601(抜粋) (4 / 7) (JEAG4601・補 1984 P49)

[記号の説明]

- D : 死荷重
- P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重
- { 各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。 }
- $P_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- $M_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- $P_D$  : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む),又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_D$  : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む),又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $P_d$  : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_d$  : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $S_1$  : 基準地震動 $S_1$ により定まる地震力又は静的地震力
- $S_2$  : 基準地震動 $S_2$ により定まる地震力
- $S_B$  : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力
- { 耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動 $S_1$ に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。 }
- $S_C$  : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力
- $III_A S$  : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $IV_A S$  : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $B_A S$  : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態
- $C_A S$  : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態
- {  $III_A S$ ,  $IV_A S$ ,  $B_A S$ ,  $C_A S$ はJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。 }

(参考5) JEAG4601(抜粋)(5/7)(JEAG4601・補1984 P78, P79)

## 1.2 基本的考え方

### 1.2.1 耐震A<sub>S</sub>及びAクラス施設について

運転状態と地震動の組合せ，これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

#### (1) 基準地震動S<sub>1</sub>

基準地震動S<sub>1</sub>による荷重を運転状態Iと組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにECCS等のように運転状態IV(L)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動S<sub>1</sub>による荷重を運転状態I及び/又は運転状態IV(L)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち，運転状態Ⅲに対する許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sを限度とする。

(参考5) JEAG4601(抜粋)(6 / 7)(JEAG4601・補 1984 P377, P378)

(e) 熱応力の扱い

S<sub>1</sub>地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、<sup>(5.3.2-1)</sup>設計法、<sup>(5.3.2-2-7)</sup>関連実験及び<sup>(5.3.2-8)</sup>関連規準を参考とされたい。

また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか<sup>(5.3.2-9-11)</sup>ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

(参考5) JEAG4601(抜粋)(7 / 7)(JEAG4601・補 1984 P427)

表5.5.1-6 荷重の組合せ(基礎マット)

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D+O	長期
(2)	D+O+L*	
(3)	D+O+L	短期
(4)	D+O+S <sub>1</sub> *	
(5)	D+O+S <sub>2</sub>	機能維持の検討
(6)	D+O+L+S <sub>1</sub> *	

(5); (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

- D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等)
- O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等)
- L\* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重)
- L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重)
- S<sub>1</sub>\* : 基準地震動 S<sub>1</sub>又は静的地震力による地震荷重
- S<sub>2</sub> : 基準地震動 S<sub>2</sub>による地震荷重

## (参考 6) 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

### 1. 検討方針

評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。

### 2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が  $S_y$  を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が  $S_y$  以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図 1， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 $S_y$  を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図 1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図 1， $c \rightarrow b$ ）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図 2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約 19%）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見

[1]が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S）の一次応力の許容応力は，供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701，（1997）

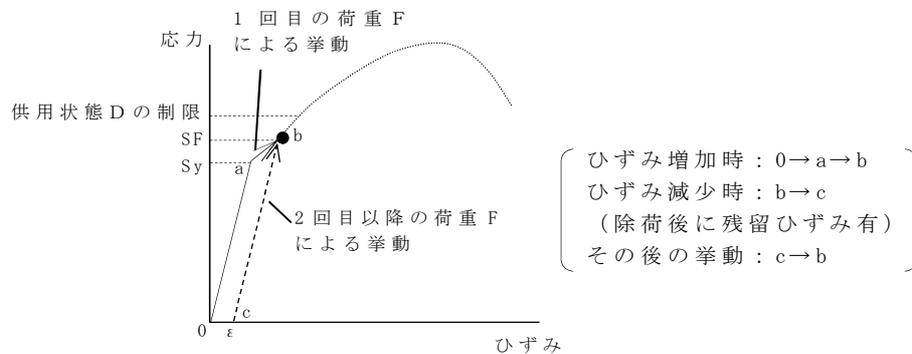


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

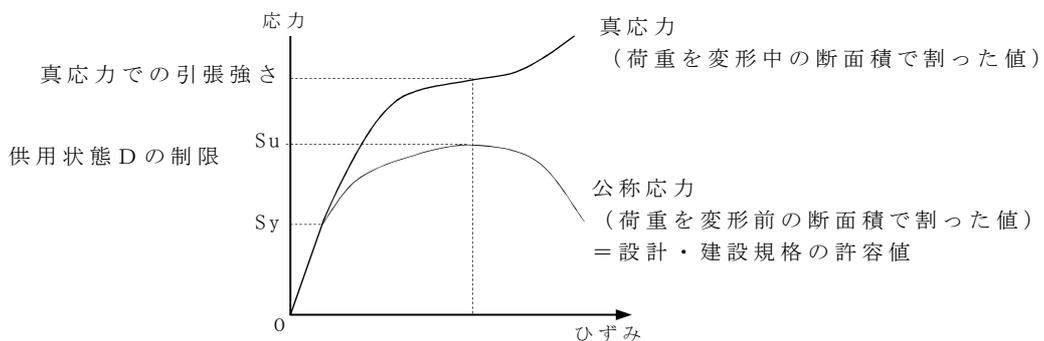


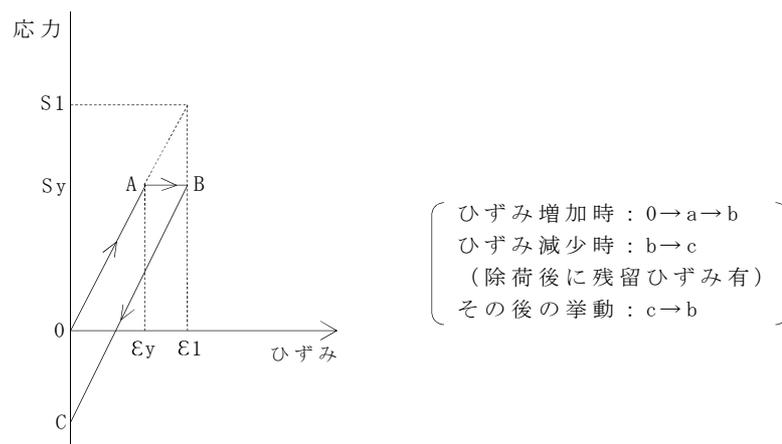
図2 公称効力と真応力について

次に，評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受ける

ため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力が  $S_y$  を超えると塑性域に入るが（図 3（解説 PVB-3112）,  $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）,  $2S_y$  以下の場合には除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図 3（解説 PVB-3112）,  $B \rightarrow C$ ）。また、その後の挙動は図 3 の B-C 上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震（許容応力状態  $IV_A S$ ）の一次＋二次応力の許容応力は、今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が  $S_y$  を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。



（応力  $S_1$  が  $2 S_y$  以下の場合）

図 3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

(参考7) DB施設を兼ねるSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較

施設名称	DB条件		SA条件		備考
	圧力(MPa)	温度(℃)	圧力(MPa)	温度(℃)	
原子炉圧力容器	Sd:8.37	Sd:299	Sd:0.93以下	Sd:182以下	
	Ss:8.37	Ss:299	Ss:0.93以下	Ss:182以下	
原子炉圧力容器支持スカート	—	Sd:171	Sd:—	Sd:164	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	Ss:57	Ss:—	Ss:74	
原子炉圧力容器基礎ボルト	—	Sd:171	Sd:—	Sd:164	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	Ss:57	Ss:—	Ss:74	
原子炉圧力容器スタビライザ	—	Sd:171	Sd:—	Sd:164	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	Ss:57	Ss:—	Ss:74	
原子炉格納容器	Sd:0.250 (D/W) 0.180(S/C) (LOCA条件)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (LOCA条件)	Sd:0.36	Sd:164	
	Ss:-0.014 (通常運転)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (通常運転)	Ss:0.15	Ss:74	
原子炉格納容器配管貫通部	Sd:0.250 (D/W) 0.180(S/C) (LOCA条件)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (LOCA条件)	Sd:0.36	Sd:164	
	Ss:-0.014 (通常運転)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (通常運転)	Ss:0.15	Ss:74	
原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd:0.250 (D/W) 0.180(S/C) (LOCA条件)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (LOCA条件)	Sd:0.36	Sd:164	
	Ss:-0.014 (通常運転)	Sd:171 (D/W) 104(S/C) (通常運転)	Ss:0.15	Ss:74	

施設名称	D B 条件		S A 条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (℃)	圧力 (MPa)	温度 (℃)	
高圧炉心注水系ポンプ	Sd: -	Sd:100 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Sd:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Sd: -	Sd: -	
	Ss: -	Ss:100 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Ss:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Ss: -	Ss:100 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Ss:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	
残留熱除去ポンプ	Sd: -	Sd:182 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Sd:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Sd: -	Sd: -	
	Ss: -	Ss:182 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Ss:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Ss: -	Ss:137 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) Ss:66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	

施設名称	D B 条件		S A 条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (℃)	圧力 (MPa)	温度 (℃)	
原子炉補機冷却水系ポンプ	Sd: -	Sd:70 (ポンプ取付ボルト) Sd:50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Sd: -	Sd: -	
	Ss: -	Ss:70 (ポンプ取付ボルト) Ss:50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Ss: -	Ss:70 (ポンプ取付ボルト) Ss:50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	
原子炉補機冷却水系熱交換器	Sd:1.37	Sd:70	Sd: -	Sd: -	
	Ss:1.37	Ss:70	Ss:1.37	Ss:70	
原子炉補機冷却海水ポンプ	Sd: -	Sd:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Sd: -	Sd: -	
	Ss: -	Ss:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	Ss: -	Ss:50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	

< 補足事項 >

- ・ 本表において耐震評価に用いる温度, 圧力を記載。ただし, SA 条件において原子炉格納容器雰囲気に記載している場合は, DB 条件においても原子炉格納容器雰囲気における条件を記載。
- ・ 原子炉圧力容器は, 胴板を代表として記載。

〔参考 8〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器（＝耐震 S クラス施設）がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設は S クラスに分類される。耐震 B，C クラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。

そのため耐震 B，C クラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなく DBA である。

S クラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

### 3. 耐震B，Cクラス施設の破損による影響について

#### (1) 地震PRAにおける耐震B，Cクラス施設損傷の考慮について

地震PRAでは、耐震B，Cクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。また、耐震B，Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており、問題のないことを確認している。

#### (2) 設計用荷重への影響

耐震B，Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、耐震B，Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、耐震BCクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。

B，Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B，Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて東海第二発電所として、「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認

している。

4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察

耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、耐震Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）は $S_s$ によって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」は $S_s$ との独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施設又は $S_s$ 機能維持である重大事故対処設備であっても、フラジリティという考え方に基けば、 $S_s$ 以下の地震により機能喪失に至る確率は少なからず存在する。この $S_s$ 以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、 $S_s$ 規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。

重大事故等対処施設の網羅的な整理について

1. 重大事故等対処設備について，以下に該当する設備を網羅的に抽出して，重大事故等対処設備の条文毎に整理したものを表 1 に示す。

■ 設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処設備

- ・ 第 43 条 アクセスルートを確保するための設備
- ・ 第 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 第 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 第 51 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 第 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 第 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・ 第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 第 55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 第 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- ・ 第 57 条 電源設備
- ・ 第 58 条 計装設備
- ・ 第 59 条 原子炉制御室

- ・ 第60 条 監視測定設備
- ・ 第61 条 緊急時対策所
- ・ 第62 条 通信連絡を行うために必要な設備

■ 設置許可基準規則第43 条から第62 条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで，流路を含む）及び間接支持構造物，直接支持構造物

■ 重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備

■ 技術的能力審査基準で設置を要求されている設備

2. 第39条本文「第2.1.2.2.2表重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」、及び補足説明資料39-4添付資料4「表1 SA 施設（建物・構築物）の施設分類」について、以下の図1のフローにて抽出する。

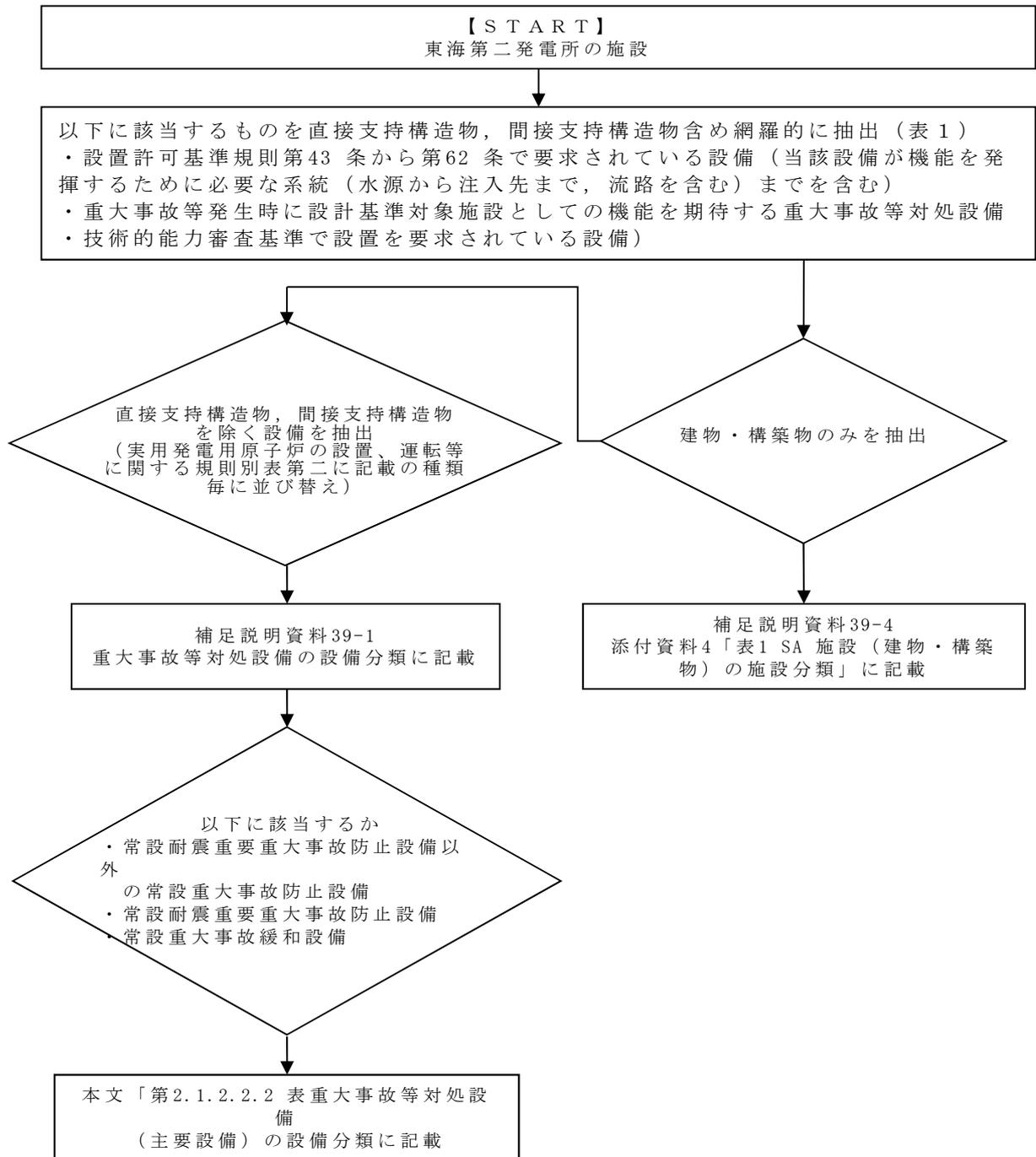


図1 重大事故等対処設備の抽出フロー

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
第43条 アクセサートを確保するための設備									
アクセサート確保	[主要設備]	ホイールローダ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	－	－	－	－		
第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備									
A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	[主要設備]	A T W S緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		制御棒	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		制御棒駆動機構	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
	[流路]	制御棒駆動系配管	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載						
	[計装設備]	平均出力領域計装	58条に記載						
		起動領域計装							
		原子炉圧力							
		原子炉圧力 (SA)							
A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	[主要設備]	A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載							
[計装設備]	平均出力領域計装	58条に記載							
	起動領域計装								
	原子炉圧力								
	原子炉圧力 (SA)								

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
ほう酸水注入系	[主要設備]	ほう酸水注入ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		ほう酸水貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
	[流路]	ほう酸水注入系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
	[注入先]	原子炉圧力容器	47条に記載					
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載					
	[計装設備]	平均出力領域計装	58条に記載					
		起動領域計装						
		サブプレッション・プール水温度						
		残留熱除去系系統流量						
		残留熱除去系熱交換器入口温度						
残留熱除去系熱交換器出口温度								
	残留熱除去系海水系系統流量							
原子炉出力急上昇の防止	[主要設備]	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載					

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備								
高圧代替注水系	[主要設備]	常設高圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		サブプレッション・プール	56条に記載					
	[流路]	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		主蒸気系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		高圧代替注水系（注水系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
	[注水先]	原子炉圧力容器	47条に記載					
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載					
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ						
		常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池						
		可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ						
	[計装設備]	高圧代替注水系系統流量	58条に記載					
		原子炉水位（広帯域）						
	原子炉水位（燃料域）							
	原子炉水位（SA広帯域）							
	原子炉水位（SA燃料域）							
	原子炉圧力							
	原子炉圧力（SA）							
	サブプレッション・プール水位							

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
原子炉隔離時冷却系	[主要設備]	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		サブプレッション・プール	56条に記載						
	[流路]	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		主蒸気系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	[注水先]	原子炉圧力容器	47条に記載						
	[電源設備](燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ							
		常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池							
		可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ							
	[計装設備]	原子炉水位(広帯域)	58条に記載						
		原子炉水位(燃料域)							
		原子炉水位(SA広帯域)							
原子炉水位(SA燃料域)									
原子炉圧力									
原子炉圧力(SA)									
原子炉隔離時冷却系系統流量									
サブプレッション・プール水位									
高压炉心スプレイ系	[主要設備]	高压炉心スプレイ系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		サブプレッション・プール	56条に記載						
	[流路]	高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	[注水先]	原子炉圧力容器	47条に記載						
[電源設備](燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機	57条に記載							

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考		
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
	[計装設備]	高压炉心スプレイ系系統流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		58条に記載						
ほう酸水注入系	[主要設備]	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク		44条に記載						
	[流路]	ほう酸水注入系配管・弁								
	[注入先]	原子炉圧力容器		47条に記載						
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		57条に記載						
	[計装設備]	平均出力領域計装 起動領域計装 サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量		58条に記載						
	第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備									
	逃がし安全弁	[主要設備]	逃がし安全弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
			自動減圧機能用アキュムレータ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		[流路]	主蒸気系配管・クエンチャ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	



SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
[計装設備]	適用範囲	原子炉圧力	58条に記載					
		原子炉圧力 (SA)						
		原子炉水位 (広帯域)						
		原子炉水位 (SA広帯域)						
		原子炉水位 (燃料域)						
		原子炉水位 (SA燃料域)						
		サブプレッション・プール水位						
		サブプレッション・プール水温度						
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)						
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)						
		原子炉圧力容器温度						
		高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力						
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力						
		常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力						
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力						
		低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力						
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力								
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力								
逃がし安全弁機能回復 (可搬型代替直流電源設備)	[主要設備]	可搬型代替交流電源設備	57条に記載					
		可搬型代替低圧電源車						
		可搬型設備用軽油タンク タンクローリ						
		可搬型代替直流電源設備						
		可搬型代替低圧電源車						
		可搬型整流器						
		可搬型設備用軽油タンク タンクローリ						
		可搬型蓄電池						
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-
逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給)	[主要設備]	高压窒素ガスポンプ	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-
	[流路]	高压窒素ガス供給系 (非常用) 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		自動減圧機能用アキュムレータ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
インターフェースシステム L O C A 隔離弁	[主要設備]	高压炉心スプレイ系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉隔離時冷却系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		低压炉心スプレイ系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系 A 系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系 B 系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系 C 系注入弁	常設重大事故防止設備 (設計基準耐震)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
	[計装設備]	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力			58条に記載				
第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備									
低圧代替注水系 (常設)	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
		代替淡水貯槽	56条に記載						
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
		残留熱除去系 (C) 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載						
	[計装設備]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			58条に記載				
低圧代替注水系 (可搬型)	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		代替淡水貯槽	56条に記載						

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
		低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーチャ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
		残留熱除去系(C)配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク	57条に記載						
		タンクローリ							
	[計装設備]	原子炉水位(広帯域)	58条に記載						
		原子炉水位(燃料域)							
		原子炉水位(SA広帯域)							
		原子炉水位(SA燃料域)							
		原子炉圧力							
		原子炉圧力(SA)							
	低圧代替注水系原子炉注水流量								
	代替淡水貯槽水位								
残留熱除去系(低圧注水系)	[主要設備]	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		残留熱除去系海水ポンプ	48条に記載						
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		サプレッション・プール	56条に記載						
	[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載						
	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ								

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考		
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
	[計装設備]	原子炉水位 (広帯域)	58条に記載							
		原子炉水位 (燃料域)								
		原子炉水位 (SA広帯域)								
		原子炉水位 (SA燃料域)								
		原子炉圧力								
		原子炉圧力 (SA)								
		残留熱除去系系統流量								
		サブプレッション・プール水位								
残留熱除去系ポンプ吐出圧力										
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	[主要設備]	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
		残留熱除去系海水ポンプ	48条に記載							
	[水源]	原子炉圧力容器	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
	[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
		再循環系配管	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載							
			[計装設備]	残留熱除去系系統流量	58条に記載					
				残留熱除去系熱交換器入口温度						
残留熱除去系熱交換器出口温度										
ドライウエル雰囲気温度										
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度										
ドライウエル圧力										
サブプレッション・チェンバ圧力										
低圧炉心スプレイ系	[主要設備]	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
		サブプレッション・プール	56条に記載							
	[流路]	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-			



S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考								
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動										
残留熱除去系海水系	[主要設備]	残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系熱交換器	48条に記載													
	[流路]	残留熱除去系海水系配管・弁・海水 ストレーナ														
非常用取水設備	[流路]	貯留堰 取水路 S A用海水ビット取水塔 海水引込み管 S A用海水ビット 緊急用海水取水管	48条に記載 (ただし、本条文においては、貯留堰、取水路は取水ビットに海水を供給するための流路)													
	第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備															
	緊急用海水系	[主要設備]							緊急用海水ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	地下格納槽	S s	－	
									緊急用海水ストレーナ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	地下格納槽	S s	－	
									残留熱除去系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		[流路]							緊急用海水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	－	
緊急用海水ポンプビット			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	－	－	－	○								
緊急用海水取水管			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	－	－	－	○								
S A用海水ビット			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	－	－	－	○								
海水引込み管			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	－	－	－	○								
S A用海水ビット取水塔			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－	－	－	－	○								
残留熱除去系海水系配管・弁			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	－								
[電源設備] (燃料補給設備含む)		常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ	57条に記載													
[計装設備]		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱 交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補 機) サブプレッション・プール水温度	58条に記載													
格納容器圧力逃がし装置		[主要設備]	フィルタ装置	50条に記載												
	圧力開放板															
	遠隔人力操作機構															
	可搬型窒素供給装置															
	フィルタ装置遮蔽															
	配管遮蔽															
	二次隔離弁操作室遮蔽															
	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニッ ト (空気ボンベ)															
	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニッ ト (配管・弁)															
	[付属設備]	移送ポンプ	56条に記載													
可搬型代替注水大型ポンプ																
[水源]	代替淡水貯槽															

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考									
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動											
	[流路]	不活性ガス系配管・弁	50条に記載														
		耐圧強化ベント系配管・弁															
		格納容器圧力逃がし装置配管・弁															
		格納容器															
		真空破壊弁(S/C→D/W)							48条に記載								
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載														
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ															
		常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池															
		可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ															
		[計装設備]								フィルタ装置水位	58条に記載						
										フィルタ装置圧力							
	フィルタ装置スクラビング水温度																
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)																
フィルタ装置入口水素濃度																	
ドライウエル雰囲気温度																	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度																	
ドライウエル圧力																	
サブプレッション・チェンバ圧力																	
耐圧強化ベント系	[付属設備]	遠隔人力操作機構	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－									
	[流路]	不活性ガス系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－									
		耐圧強化ベント系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－									
		原子炉建屋ガス処理系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－									
		格納容器	50条に記載														
		真空破壊弁(S/C→D/W)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－									

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 常設代替直交流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器			57条に記載			
	[計装設備]	ドライウエル雰囲気気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 耐圧強化ベント系放射線モニタ			58条に記載			
残留熱除去系		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)			47条に記載			
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)			49条に記載			
		残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)						
残留熱除去系海水系	[主要設備]	残留熱除去系海水ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
	[主要設備]	残留熱除去系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
	[付属設備]	海水ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	海水ポンプ室	S s	-
	[管路]	残留熱除去系海水系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	海水ポンプ室 原子炉建屋	S s	-
	[管路]							
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ			57条に記載			
	[計装設備]	残留熱除去系海水系系統流量			58条に記載			
非常用取水設備	[主要設備]	緊急用海水取水管	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		緊急用海水ポンプビット	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		S A用海水ビット取水塔	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		海水引込み管	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		S A用海水ビット	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		貯留堰	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
		取水路	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	○
第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備								
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-
		代替淡水貯槽			56条に記載			
	[管路]	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備 考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ			57条に記載			
	[計装設備]	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ドライウエル雰囲気気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位			58条に記載			
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	
	[流路]	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド ホース	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 －	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 －	原子炉建屋 原子炉建屋 －	S s S s －	－ － －
	[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ			57条に記載			
	[計装設備]	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウエル雰囲気気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度 サブプレッション・プール水温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位			58条に記載			
代替循環冷却系	[主要設備]	代替循環冷却系ポンプ 緊急用海水系 残留熱除去系熱交換器 (A)			50条に記載 48条に記載			
	[付属設備]	可搬型代替注水大型ポンプ			56条に記載			
	[水源]	サブプレッション・プール						

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	[流路]	代替循環冷却系配管・弁	50条に記載						
		残留熱除去系（A）配管・弁・ストレート							
		残留熱除去系海水系（A）配管・弁							
	[注水先]	原子炉圧力容器	47条に記載						
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載						
	[計装設備]	サブプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	58条に記載						
	[主要設備]	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
		残留熱除去系海水ポンプ	48条に記載						
		サブプレッション・プール	56条に記載						
[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレート・スプレイヘッド	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-		
[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
[電源設備]（燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載							

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プール水冷却系)	[計装設備]	残留熱除去系系統流量	58条に記載						
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力							
		ドライウエル雰囲気気温度							
		サブプレッショ・チェンバ雰囲気気温度							
		ドライウエル圧力							
		サブプレッショ・チェンバ圧力							
		サブプレッショ・プール水位							
	[主要設備]	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	－	
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	－	
		残留熱除去系海水ポンプ	48条に記載						
サブプレッショ・プール		56条に記載							
[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	－		
[注水先]	サブプレッショ・プール	56条に記載							
[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載							
	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ								
[計装設備]	残留熱除去系系統流量	58条に記載							
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力								
	サブプレッショ・プール水温度								
	残留熱除去系系統流量								
	サブプレッショ・プール水位								
緊急用海水系	[主要設備]	緊急用海水ポンプ	48条に記載						
		緊急用海水ストレーナ							
		残留熱除去系熱交換器							
	[流路]	緊急用海水系配管・弁							
		緊急用海水ポンプビット							
		緊急用海水取水管							
		S A用海水ビット							
		海水引込み管							
		S A用海水ビット取水塔							
		残留熱除去系海水系配管・弁							

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考		
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載							
	[計装設備]	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) サプレッション・プール水温度	58条に記載							
残留熱除去系海水系	[主要設備]	残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系熱交換器	48条に記載							
	[付属設備]	海水ストレータ								
	[流路]	残留熱除去系海水系配管・弁								
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載							
	[計装設備]	残留熱除去系海水系系統流量	58条に記載							
非常用取水設備	[流路]	緊急用海水取水管 緊急用海水ポンプビット S A用海水ビット取水塔 海水引込み管 S A用海水ビット 貯留堰 取水路	48条に記載							
	第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備									
	格納容器圧力逃がし装置	[主要設備]	フィルタ装置	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	フィルタ装置格納槽	S s	-	
			圧力開放板	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
			遠隔人力操作機構	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
			可搬型窒素供給装置	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		フィルタ装置遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	格納装置基礎	S s	○		
		配管遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 フィルタ装置格納槽	S s	-		
		二次隔離弁操作室遮蔽	常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	○		
		二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (空気ポンプ)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
		二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (配管・弁)	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-		
[付属設備]	移送ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	フィルタ装置格納槽	S s	-			
[水源]	代替淡水貯槽	56条に記載								

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考									
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動											
[流路]	不活性ガス系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-										
		耐圧強化ベント系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-									
		格納容器圧力逃がし装置配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 フィルタ装置格納槽	S s	-									
		格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-									
	真空破壊弁(S/C→D/W)		48条に記載														
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ	57条に記載														
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ															
		常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池															
		可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ															
		[計装設備]								58条に記載							
		フィルタ装置水位															
	フィルタ装置圧力																
	フィルタ装置スクラビング水温度																
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)																
	フィルタ装置入口水素濃度																
ドライウエル雰囲気温度																	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温 度																	
ドライウエル圧力																	
サブプレッション・チェンバ圧力																	

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
代替循環冷却系	[主要設備]	代替循環冷却系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	－	
		緊急用海水系	48条に記載						
		残留熱除去系熱交換器 (A)	48条に記載						
	[付属設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	56条に記載						
	[水源]	サブプレッション・プール	56条に記載						
	[流路]	代替循環冷却系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	－	
		残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレータ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	－	
		残留熱除去系海水系 (A) 配管・弁	48条に記載						
	[注入先]	原子炉圧力容器	47条に記載						
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載						
	[計装設備]	サブプレッション・プール水温度	58条に記載						
代替循環冷却系ポンプ入口温度		58条に記載							
代替循環冷却系原子炉注水流量		58条に記載							
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		58条に記載							
非常用取水設備	[主要設備]	緊急用海水取水管	48条に記載						
		緊急用海水ポンピット	48条に記載						
		S A用海水ピット取水塔	48条に記載						
		海水引込み管	48条に記載						
		S A用海水ピット	48条に記載						

SA機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備								
格納容器下部注水系（常設）	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	－
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	－
	[注入先]	格納容器	50条に記載					
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載					
	[計装設備]	ドライウエル雰囲気気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水位 低圧代替注水系格納容器下部注水量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替淡水貯槽水位	58条に記載					
	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－	－
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 ホース	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	－
[注水先]	格納容器	50条に記載						
[電源設備]（燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載						
[計装設備]	ドライウエル雰囲気気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水位 低圧代替注水系格納容器下部注水量 代替淡水貯槽水位	58条に記載						
溶融炉心の落下遅延及び防止		原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系	45条に記載					
		ほう酸水注入系	44条に記載					
		低圧代替注水系（常設） 低圧代替注水系（可搬型）	47条に記載					
		代替循環冷却系	50条に記載					

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
第52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備									
格納容器圧力逃がし装置	[主要設備]	フィルタ装置			50条に記載				
		圧力開放板							
		遠隔人力操作機構							
		可搬型窒素供給装置							
		フィルタ装置遮蔽							
		配管遮蔽							
		二次隔離弁操作室遮蔽							
		二次隔離弁操作室 空気ポンベユニット (空気ポンベ)							
	二次隔離弁操作室 空気ポンベユニット (配管・弁)								
	[付属設備]	移送ポンプ			56条に記載				
		可搬型代替注水大型ポンプ							
	[水源]	代替淡水貯槽							
	[流路]	不活性ガス系配管・弁			50条に記載				
		耐圧強化ベント系配管・弁							
		格納容器圧力逃がし装置配管・弁							
格納容器									
	真空破壊弁(S/C→D/W)			48条に記載					
[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備			57条に記載					
	常設代替高压電源装置								
	軽油貯蔵タンク								
	常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ								
	可搬型代替交流電源設備								
	可搬型代替低圧電源車								
	可搬型設備用軽油タンク								
	タンクローリ								
	常設代替直流電源設備								
	緊急用直流125V蓄電池								
可搬型代替直流電源設備			57条に記載						
可搬型代替低圧電源車									
可搬型整流器									
可搬型設備用軽油タンク									
	タンクローリ								

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	[計装設備]	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温 度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力					58条に記載	
水素濃度及び酸素濃度監視設 備	[主要設備]	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s	- -
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送 ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ					57条に記載	
第53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備								
静的触媒式水素再結合器及び 静的触媒式水素再結合器動作	[主要設備]	静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装 置	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s	- -
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送 ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ					57条に記載	

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
原子炉建屋水素濃度	[主要設備]	原子炉建屋水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低压電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ			57条に記載			
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備								
代替燃料プール注水系(注水ライン) (常設低圧代替注水系ポンプ使用時)	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-
		代替淡水貯槽			56条に記載			
	[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋	S s S s	- -
	[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ			57条に記載			
	[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ 代替淡水貯槽水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			58条に記載			
代替燃料プール注水系(注水ライン) (可搬型代替注水大型ポンプ使用時)	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		代替淡水貯槽			56条に記載			
	[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s	- -
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載						
	[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ 代替淡水貯槽水位	58条に記載						
	代替燃料プール注水系 (可搬型スプレインズル)	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレインズル 代替淡水貯槽	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		[管路]	ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○
[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載							
[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ 代替淡水貯槽水位	58条に記載							
代替燃料プール注水系常設スプレイヘッド (常設低圧代替注水系ポンプ使用時)	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ 常設スプレイヘッド 代替淡水貯槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
	[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	[管路]	低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
		代替燃料プール注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載						
	[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ 代替淡水貯槽水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条に記載						

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-		
		常設スプレイヘッド	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
		代替淡水貯槽	56条に記載						
	[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
		代替燃料プール注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○	
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク	57条に記載						
		タンクローリ							
	[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	58条に記載						
		使用済燃料プール温度（SA）							
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）							
		使用済燃料プール監視カメラ							
	代替淡水貯槽水位								
代替燃料プール冷却設備	[主要設備]	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
		代替燃料プール冷却系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
		使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○	
		緊急用海水ポンプ	48条に記載						
	[付属設備]	緊急用海水ストレーナ							
	[流路]	代替燃料プール冷却系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
		燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
		スキマサージタンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
		緊急用海水系配管・弁	48条に記載						
		残留熱除去系海水系配管・弁							
	[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○	
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載						
	[計装設備]	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	58条に記載						
		使用済燃料プール温度（SA）							
使用済燃料プール監視カメラ									
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）									
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）									
サプレッション・プール水温度									

S A 機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
非常用取水設備	[流路]	緊急用海水取水管 緊急用海水ポンプビット S A 用海水ビット取水塔 海水引込み管 S A 用海水ビット	48条に記載					
大気への放射性物質の拡散抑制	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲	55条に記載					
	[流路]	ホース						
使用済燃料プール監視設備	[主要設備]	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s S s S s	- - - -
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載					
第55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備								
工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		放水砲	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		放射性物質吸着材	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		汚濁防止膜	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[付属設備]	泡消火薬剤容器 (消防車用)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[水源]	S A 用海水ビット	48条に記載					
	[流路]	ホース	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載					

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第56条 重大事故等の取束に必要な水の供給設備								
水源の確保	[主要設備]	代替淡水貯槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	○
		サブプレッション・プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		淡水貯水池	(代替淡水源)					
		ほう酸水貯蔵タンク	44条に記載					
		使用済燃料プール	54条に記載					
	[計装設備]	代替淡水貯槽水位	58条に記載					
		サブプレッション・プール水位						
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)								
水の移送手段	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[流路]	S A用海水ビット取水塔	48条に記載					
		海水引込み管						
		S A用海水ビット						
		貯留堰						
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク	57条に記載					
		タンクローリ						
	[計装設備]	代替淡水貯槽水位	58条に記載					
	第57条 電源設備							
可搬型代替交流電源設備	[主要設備]	可搬型代替低圧電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		可搬型設備用軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	可搬型設備用軽油タンク基礎	S s	-
		タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	[交流電路]	可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤 (西側) 及び (東側) 電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
常設代替交流電源設備	[主要設備]	常設代替高圧電源装置	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-
		軽油貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	軽油貯蔵タンク基礎	S s	-
		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-
	[燃料流路]	常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-
	[交流電路]	常設代替高圧電源装置～緊急用断路器電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設代替高圧電源装置置場 地下ケーブルトンネル 原子炉建屋	S s	-
所内常設直流電源設備	[主要設備]	125V A系蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		125V B系蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		中性子モニタ用蓄電池A系	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		中性子モニタ用蓄電池B系	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		[直流電路]	125V A系蓄電池～直流125V主母線盤2 A電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s
	125V B系蓄電池～直流125V主母線盤2 B電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
	中性子モニタ用蓄電池A系～直流±24V中性子モニタ用分電盤2 A電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		中性子モニタ用蓄電池B系～直流±24V中性子モニタ用分電盤2 B電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考		
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
可搬型代替直流電源設備	[主要設備]	可搬型代替低圧電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
		可搬型整流器	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
		可搬型設備用軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	可搬型設備用軽油タンク基礎	S s	-		
		タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
	[交流電路]	可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)及び(東側)電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型整流器電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～可搬型整流器電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
	[直流電路]	可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)及び(東側)電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-		
	常設代替直流電源設備	[主要設備]	緊急用直流125V蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-	
		[直流電路]	緊急用直流125V蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-	
代替所内電気設備	[主要設備]	緊急用M/C	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-		
	[主要設備]	緊急用P/C	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-		
	[交流電路]	緊急用断路器～緊急用M/C電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場	S s	-		
		緊急用M/C～緊急用動力変圧器、M/C 2C及びD電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	常設代替高圧電圧装置置場 地下ケーブルトンネル 原子炉建屋	S s	-		
		緊急用動力変圧器～緊急用P/C電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場 原子炉建屋	S s	-		
		緊急用P/C～緊急用MCC電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場 原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～緊急用P/C、P/C 2C及びD電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	常設代替高圧電源装置置場 原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～緊急用P/C、P/C 2C及びD電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	常設代替高圧電源装置置場 原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型整流器用変圧器電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～可搬型整流器用変圧器電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用MCC～緊急用直流125V充電器及び緊急用電源切替電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型代替直流電源設備用電源切替電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建屋	S s	-		
	[直流電路]	可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～可搬型代替直流電源設備用電源切替電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建屋	S s	-		
		可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～緊急用直流125V主母線盤、直流125V充電器2A及びB電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用直流125V充電器～緊急用直流125V主母線盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用直流125V主母線盤～緊急用直流125V計装用分電盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用直流125V主母線盤～緊急用直流125VMCC電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用直流125V計装用分電盤～緊急用電源切替電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-		
		緊急用直流125VMCC～緊急用電源切替電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置置場 原子炉建屋	S s	-		
		燃料補給設備	[主要設備]	可搬型設備用軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	可搬型設備用軽油タンク基礎	S s	-
			[主要設備]	タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	-	-	-	-	-
			[燃料補給先]	可搬型代替注水大型ポンプ			56条に記載			
				ホイールローダ			43条に記載			
可搬型塗料供給装置						50条に記載				

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
非常用交流電源設備 (設計基準拡張)	[主要設備]	非常用ディーゼル発電機	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		燃料移送ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設代替高压電源装置置場	S s	-
		軽油貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設代替高压電源装置置場	S s	-
		燃料デイクンク	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	海水ポンプ室	S s	-
	[燃料流路]	非常用ディーゼル発電機用燃料供給系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設代替高压電装置置場 地下ケーブルトンネル 原子炉建屋	S s	-
	[海水流路]	非常用ディーゼル発電機用海水系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	海水ポンプ室 原子炉建屋	S s	-
[交流電路]	非常用ディーゼル発電機～M/C 2 C及び2 D電路	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
第58条 計装設備								
計装設備	[主要設備]	原子炉圧力容器温度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系熱交換器入口温度	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		原子炉圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉圧力 (SA)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉水位 (広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉水位 (燃料域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉水位 (SA広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉水位 (SA燃料域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		高压代替注水系系統流量	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		低压代替注水系原子炉注水流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		代替循環冷却系原子炉注水流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		原子炉隔離時冷却系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		高压炉心スプレイ系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		残留熱除去系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		低压炉心スプレイ系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		低压代替注水系格納容器下部注水流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		ドライウェル雰囲気温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		サブプレッション・プール水温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		ドライウェル圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		サブプレッション・チェンバ圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		サブプレッション・プール水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		格納容器下部水位	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		格納容器内水素濃度 (SA)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		起動領域計装	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		平均出力領域計装	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	フィルタ装置水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	フィルタ装置格納槽	S s	-	
	フィルタ装置圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	フィルタ装置格納槽	S s	-	
	フィルタ装置スクラビング水温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	フィルタ装置格納槽	S s	-	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	フィルタ装置入口水素濃度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	残留熱除去系海水系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	代替淡水貯槽水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	常設低圧代替注水系格納槽	S s	-	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	S s	-	
	原子炉建屋水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	格納容器内酸素濃度 (SA)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	使用済燃料プール水位・温度 (SA区域)	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	使用済燃料プール温度 (SA)	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-	
	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	S s	-	
	データ伝送装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	-	-	
	データ表示装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	-	-	
	緊急時対策支援システム伝送装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-	
	SPDSデータ表示装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-	
	可搬型計測器	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 非常用交流電源設備 D/G (H P C S D/Gを含む) 所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池 125V B系蓄電池 中性子モニタ用蓄電池A 中性子モニタ用蓄電池B 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低压電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 代替所内電気設備 緊急用M/C 緊急用P/C						57条に記載
第59条 原子炉制御室								
照明を確保するための設備	[主要設備]	可搬型照明 (S A)	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ						57条に記載

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
居住性を確保するための設備	[主要設備]	中央制御室遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	○
		中央制御室待避室遮蔽	常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	○
		中央制御室換気系空調調機ファン	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		中央制御室換気系フィルタ系ファン	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		中央制御室換気系チャコールフィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス再循環系排風機	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス処理系排風機	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		衛星電話設備（固定型）（待避室）	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	-	-
		データ表示装置（待避室）	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		酸素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		二酸化炭素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		差圧計	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	-	-
		[流路]	中央制御室換気系給・排気隔離弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s
		非常用ガス再循環系 配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		非常用ガス処理系 配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		中央制御室待避室空気ボンベユニット（配管・弁）	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S s	-
		衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）	62条に記載					
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載					

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考		
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
第60 条 監視測定設備										
監視測定設備	[主要設備]	可搬型モニタリング・ポスト	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-		
		可搬型放射能測定装置 (Na I シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ、Zn S シンチレーションサーベイ・メータ及び可搬型ダスト・よう素サンプラ)	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	-	
		電離箱サーベイ・メータ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	-	
		小型船舶	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	-	
		可搬型気象観測設備	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	-	
		[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ								
	第61 条 緊急時対策所									
	緊急時対策所における必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備	[主要設備]	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))		常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-
			携行型有線電話装置	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-	
衛星電話設備 (固定型)			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	-		
衛星電話設備 (携帯型)			可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
無線連絡設備 (携帯型)			可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX)			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		
データ伝送設備			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		
[流路] (伝送路)		無線通信装置	常設重大事故防止設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		
		無線通信用アンテナ	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		
		衛星電話設備 (屋外アンテナ)	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	-		
		衛星制御装置	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	-		
		衛星無線通信装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		
		通信機器	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-		

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考						
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動								
緊急時対策における代替電源設備からの給電設備	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備	57条に記載	-	-	-	-							
		常設代替高圧電源装置												
		軽油貯蔵タンク												
		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ												
		代替所内電気設備												
		M/C 2D												
		代替交流電源設備							-	-	-	-	-	-
		緊急時対策所用発電機							常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク							常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ							常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-
緊急時対策所用電気設備	-	-	-	-	-	-								
緊急時対策所用M/C	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-								
緊急時対策所における代替電源設備からの給電設備	[主要設備]	緊急時対策所用発電機	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
		緊急時対策所用M/C	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
		[付属設備]	緊急時対策所用M/C電圧計	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-					
			緊急時対策所用M/C電圧計	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-					
		[流路] (電路含む)	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-					
			緊急時対策所用発電機燃料移送配管・弁	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-					
		緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用M/C電路	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
		緊急時対策所における居住性を確保するための設備	[電源設備] (燃料補給設備含む)	緊急時対策所用発電機	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-				
緊急時対策所遮蔽	常設重大事故防止設備			建物・構築物棟の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	○						
緊急時対策所非常用送風機	常設重大事故防止設備			機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
緊急時対策所非常用フィルタ装置	常設重大事故防止設備			機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
緊急時対策所加圧設備	可搬型重大事故防止設備			機器・配管等の支持構造物	可搬型重大事故防止設備	-	-	-						
緊急時対策所用差圧計	常設重大事故防止設備			電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-						
酸素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)			-	-	-	-	-						
二酸化炭素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)			-	-	-	-	-						
可搬型モニタリング・ポスト	-			-	-	-	-	-						
緊急時対策所エリアモニタ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)			-	-	-	-	-						
[流路]	緊急時対策所給気・排気配管	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
	緊急時対策所給気・排気隔離弁	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
	緊急時対策所加圧設備 (配管・弁)	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
[電源設備] (燃料補給設備含む)	緊急時対策所用発電機	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							
	緊急時対策所用M/C	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	緊急時対策所	S s	-							

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第62条 通信連絡を行うために必要な設備								
通信連絡設備（発電所内の通信連絡）	[主要設備]	携帯型有線通話装置	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		無線連絡設備（携帯型）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		衛星電話設備（固定型）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策所	S s	-
		衛星電話設備（携帯型）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（S P D））	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋 緊急時対策所	-	-
	[流路]（伝送路）	専用接続箱～専用接続箱電路	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策所	S s	-
		衛星電話設備（屋外アンテナ）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策所	S s	-
		衛星制御装置	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策所	S s	-
		衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策所	S s	-
		無線通信装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋 緊急時対策所	-	-
		無線通信用アンテナ	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋 緊急時対策所	-	-
		必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（S P D））～無線通信用アンテナ電路	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋 緊急時対策所	-	-
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ					57条に記載	
		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ						
		代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ					61条に記載	
			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-
			可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	-
	通信連絡設備（発電所外の通信連絡）	[主要設備]	衛星電話設備（固定型）	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-
			衛星電話設備（携帯型）	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P電話、I P-F A X）	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-
		[流路]（伝送路）	データ伝送設備	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-
			衛星電話設備（屋外アンテナ）	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-
衛星制御装置			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	
衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	
衛星無線通信装置			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	
通信機器			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P電話、I P-F A X）～衛星無線通信装置電路			常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策所	-	
[電源設備]（燃料補給設備含む）	代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ					61条に記載		

60-1

SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60条:監視測定設備		可搬型モニタリング・ポスト		類型化区分	可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮するよう転倒防止措置を実施)	—	(人が携行して使用するため、有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図		
		第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作) (接続作業)	Bc Bd Bg	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能検査・特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査が可能) (外観検査が可能)	J	
		関連資料	60-4-1 試験及び検査		60-4-2 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
			その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外	
			関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	Aa	現場(設置場所)操作	Aa		
	関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は10台, 故障時又は保守点検時のバックアップとして2台の合計12台を配備)	C	その他設備 (発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は2台, 故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C	
			関連資料	60-5-1 容量設定根拠		60-5-2 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—	
			関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図		
		第3号	異なる複数の接続箇所への確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外	
			関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2, 3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	Ab	
			関連資料	60-6-1 保管場所図		60-6-2, 3 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	60-7-1 アクセスルート図		60-7-2 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (モニタリング・ポストと位置的分散)	B	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (放射線観測車と位置的分散)	B		
		サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外		
	関連資料	60-6-1 保管場所図		60-6-2, 3 保管場所図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60条:監視測定設備		可搬型放射能測定装置 (NaIシンチレーションサーベイ・メータ)		類型化 区分	可搬型放射能測定装置 (β線サーベイ・メータ)		類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J
			関連資料	60-4-3 試験及び検査		60-4-4 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図	
	第5号	悪影響 防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
			その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	Aa	現場(設置場所)操作	Aa	
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台, 故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	C	その他設備 (発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台, 故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	C
			関連資料	60-5-3 容量設定根拠		60-5-4 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所 の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—
関連資料			60-3-2, 3 配置図		60-3-2, 3 配置図		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Ab	
		関連資料	60-6-2, 3 保管場所図		60-6-2, 3 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	60-7-2 アクセスルート図		60-7-2 アクセスルート図		
第7号	共通 要因 故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	
		サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	
	関連資料	60-6-2, 3 保管場所図		60-6-2, 3 保管場所図			

東海第二発電所 S A設備基準適合性一覧表(可搬型)

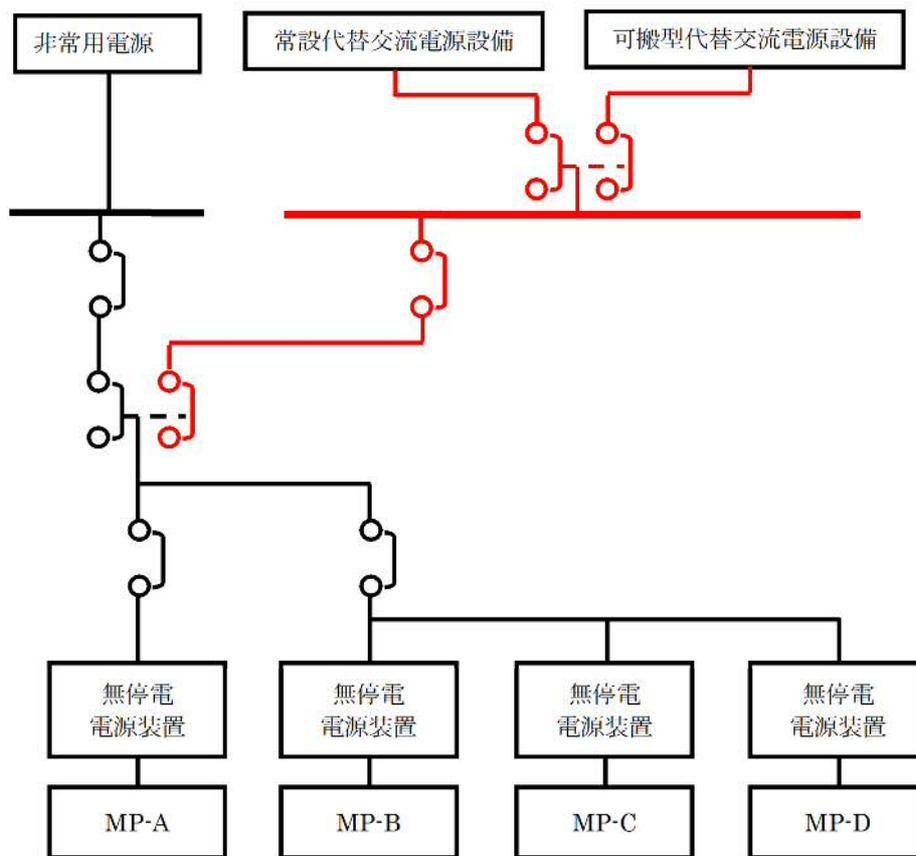
第60条:監視測定設備		可搬型放射能測定装置 (ZnSシンチレーションサーベイ・メータ)		類型化 区分	電離箱サーベイ・メータ	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	
		関連資料	60-4-5 試験及び検査		60-4-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図		
	第5号	悪影響 防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
			その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	Aa	現場(設置場所)操作	Aa	
		関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (発電用軽水型原子炉設備における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台, 故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	C	その他設備 (発電用軽水型原子炉設備における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は1台, 故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計2台を配 備)	C
			関連資料	60-5-5 容量設定根拠		60-5-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所 の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—
			関連資料	60-3-2, 3 配置図		60-3-3 配置図	
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Ab
関連資料			60-6-2, 3 保管場所図		60-6-3 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	60-7-2 アクセスルート図		60-7-2 アクセスルート図		
第7号		共通 要因 故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	防止・緩和以外 (代替するDB設備なし)	対象外
			サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
	関連資料	60-6-2, 3 保管場所図		60-6-3 保管場所図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60条:監視測定設備		小型船舶	類型化区分	可搬型気象観測設備	類型化区分		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—	
		海水	海水を通水又は海で使用	I	(海水を通水しない)	対象外	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作) (接続作業)	Bc Bd Bg	
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他設備 (起動試験が可能) (外観検査が可能)	M	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	
		関連資料	60-4-7 試験及び検査		60-4-8 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外	
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	Aa	現場(設置場所)操作	Aa	
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (海上モニタリングが可能な容量 設備数は1台、故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計2台を配 備)	C	その他設備 (発電用原子炉施設の安全解析に関す る気象指針の通常観測項目等を測定可 能な容量 配備数は1台、故障時及び保守点検時の バックアップとして1台の合計2台を配 備)	C
			関連資料	60-5-7 容量設定根拠		60-5-8 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—
関連資料			60-3-3 配置図		60-3-4 配置図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Bb	屋内(共通要因の考慮対象SA設備な し)	Ab	
		関連資料	60-6-3 保管場所図		60-6-4 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	60-7-2 アクセスルート図		60-7-3 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備なし)	対象外	防止・緩和以外 (代替するDBあり) (気象観測設備と位置的分散)	B
		サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	
		関連資料	60-6-3 保管場所図		60-6-4 保管場所図		

60-2

単線結線図



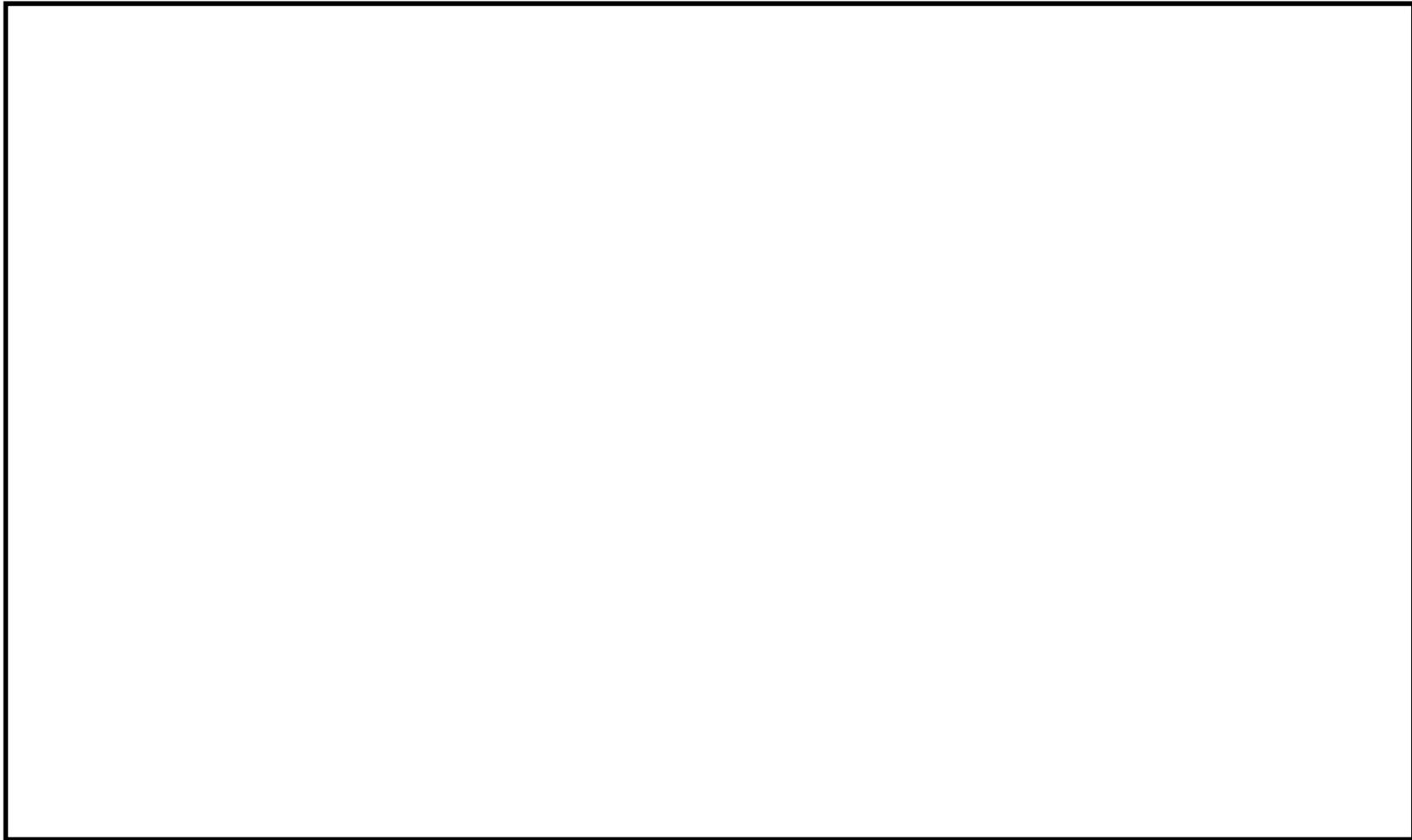
第60-2-1図 モニタリング・ポストの単線結線図

60-3

配置図

可搬型重大事故等対処設備 配置場所

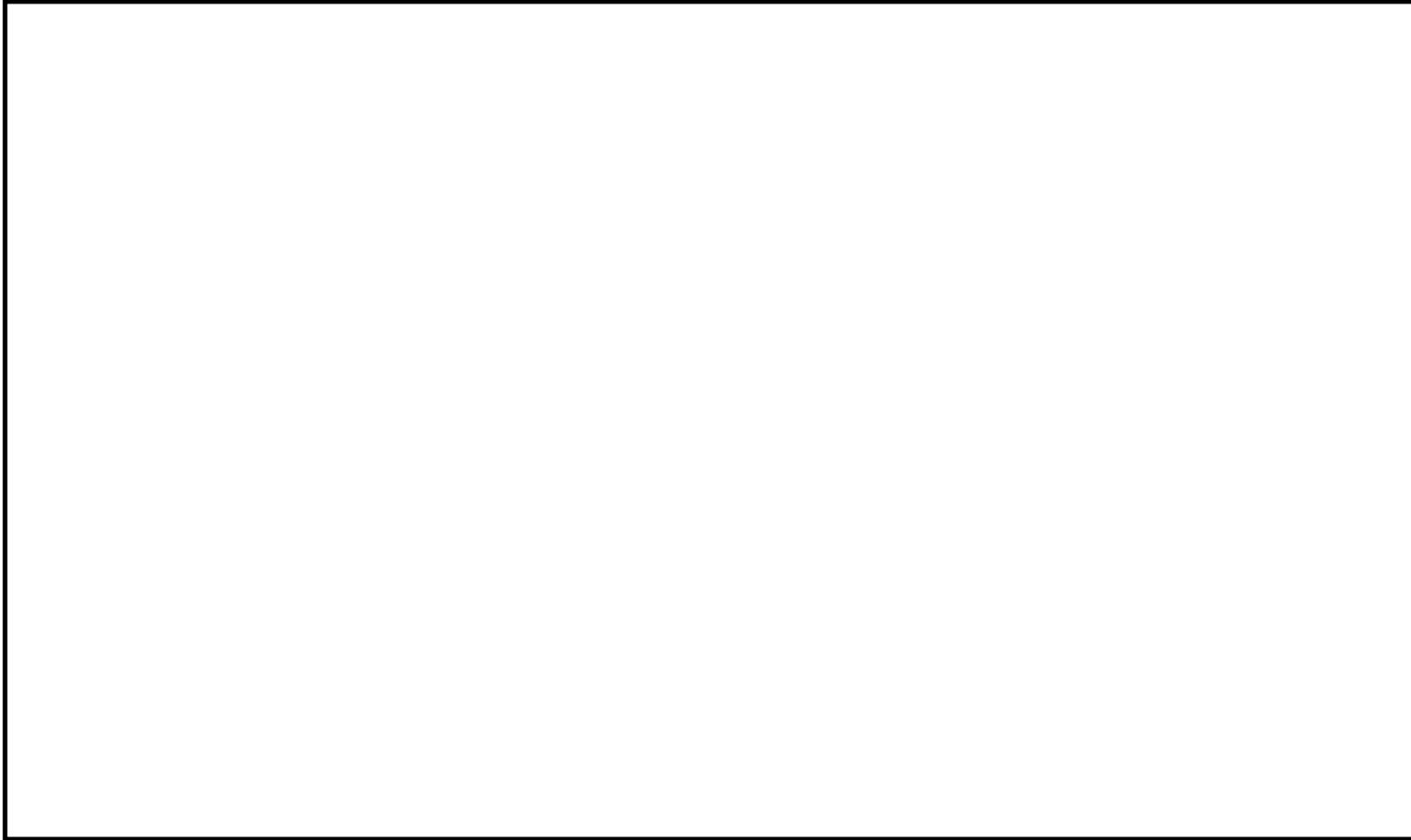
放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



60-3-1

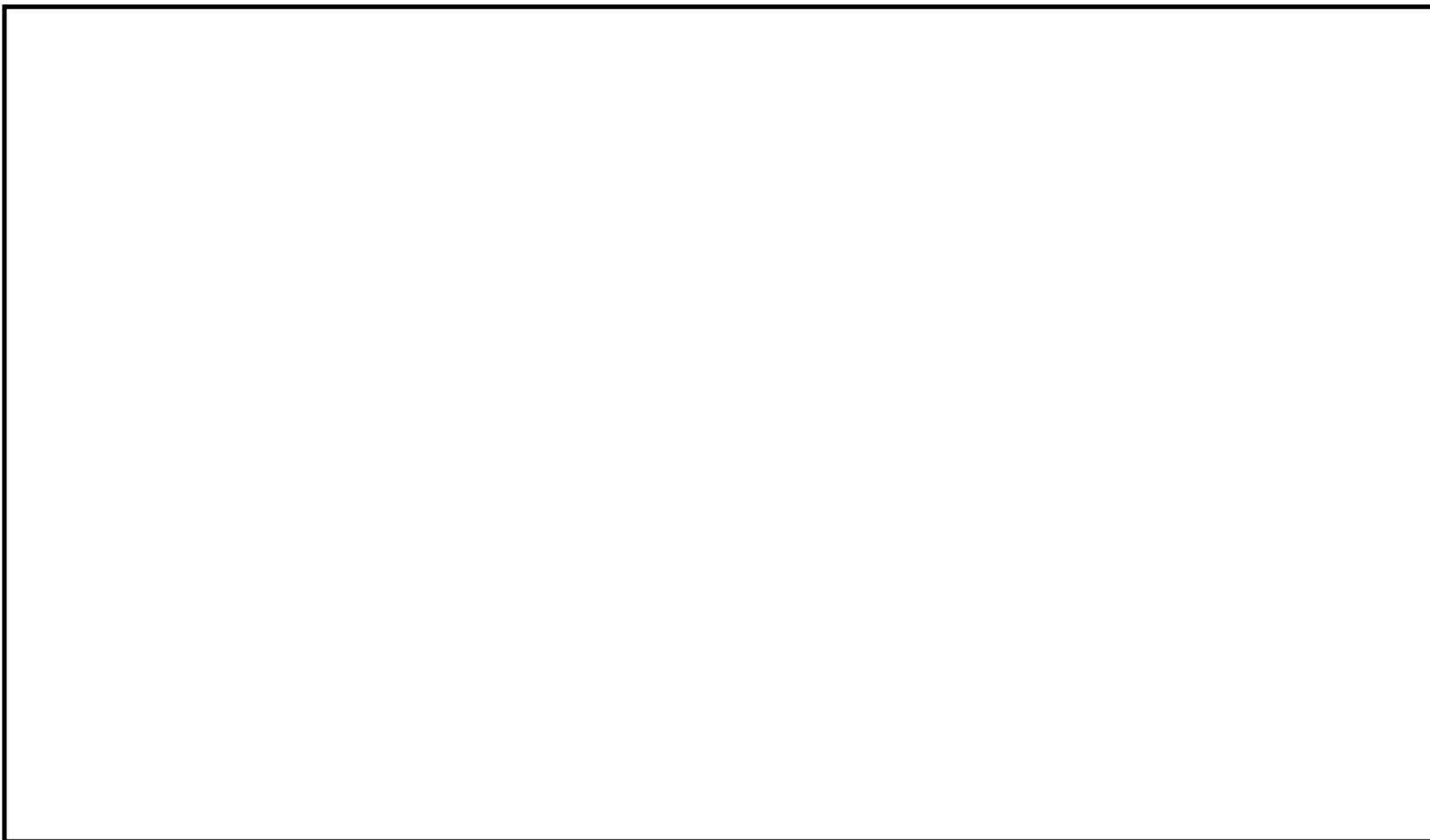
は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 使用場所  
放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



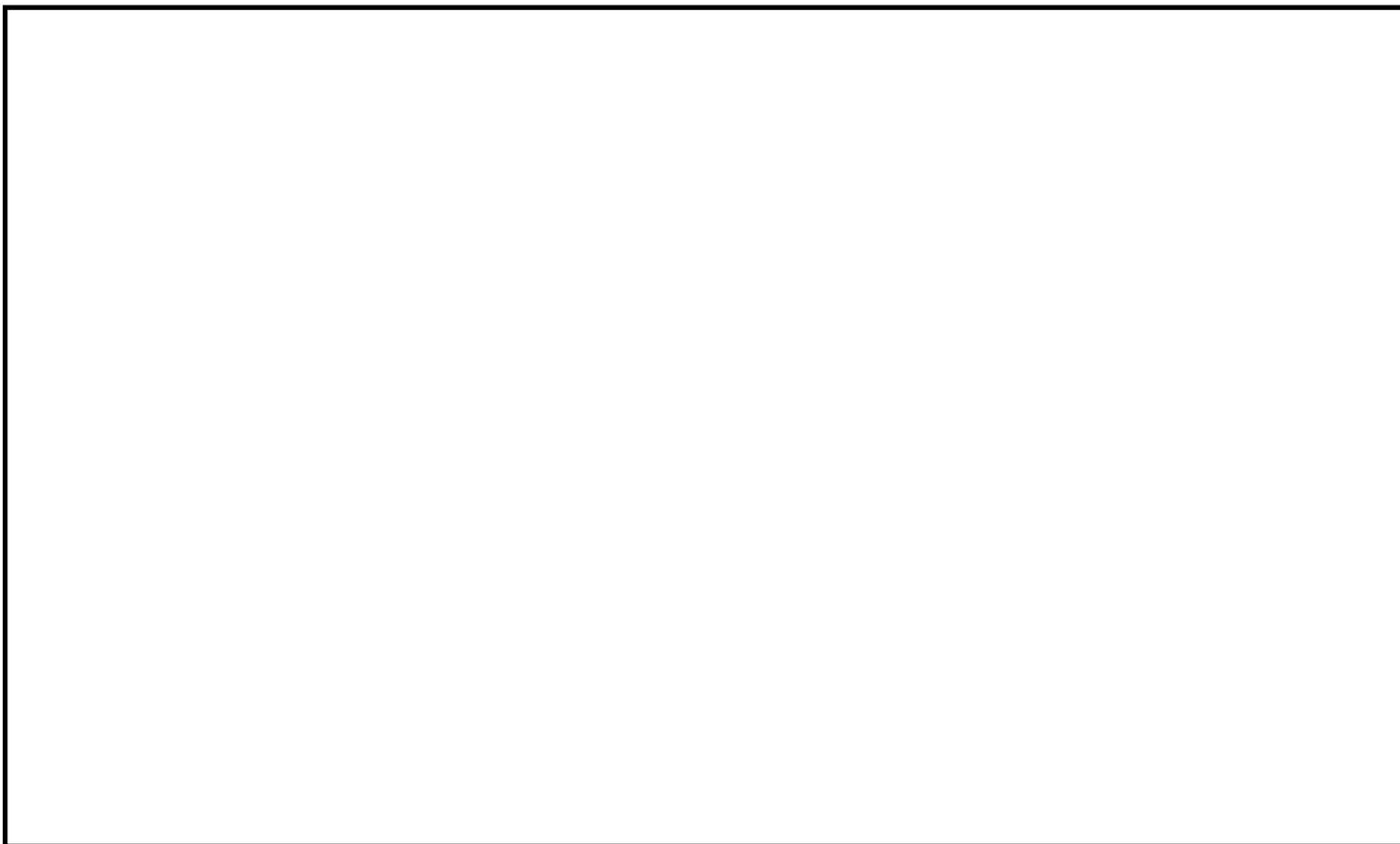
可搬型重大事故等対処設備 使用場所

海上モニタリング（可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



可搬型重大事故等対処設備 配置場所

風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）



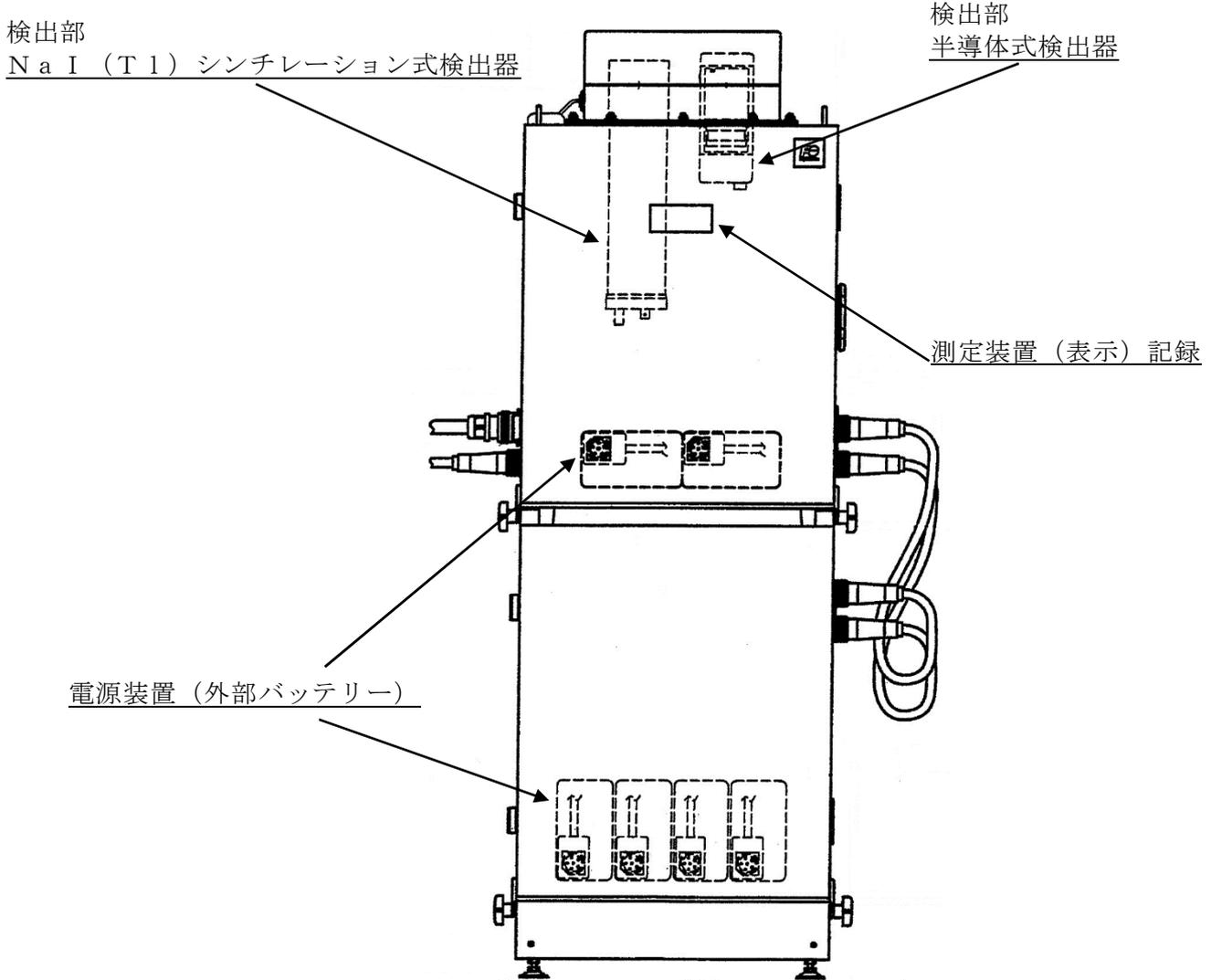
60-4

試験及び検査

定期事業者検査対象外の設備については、図面を添付している。

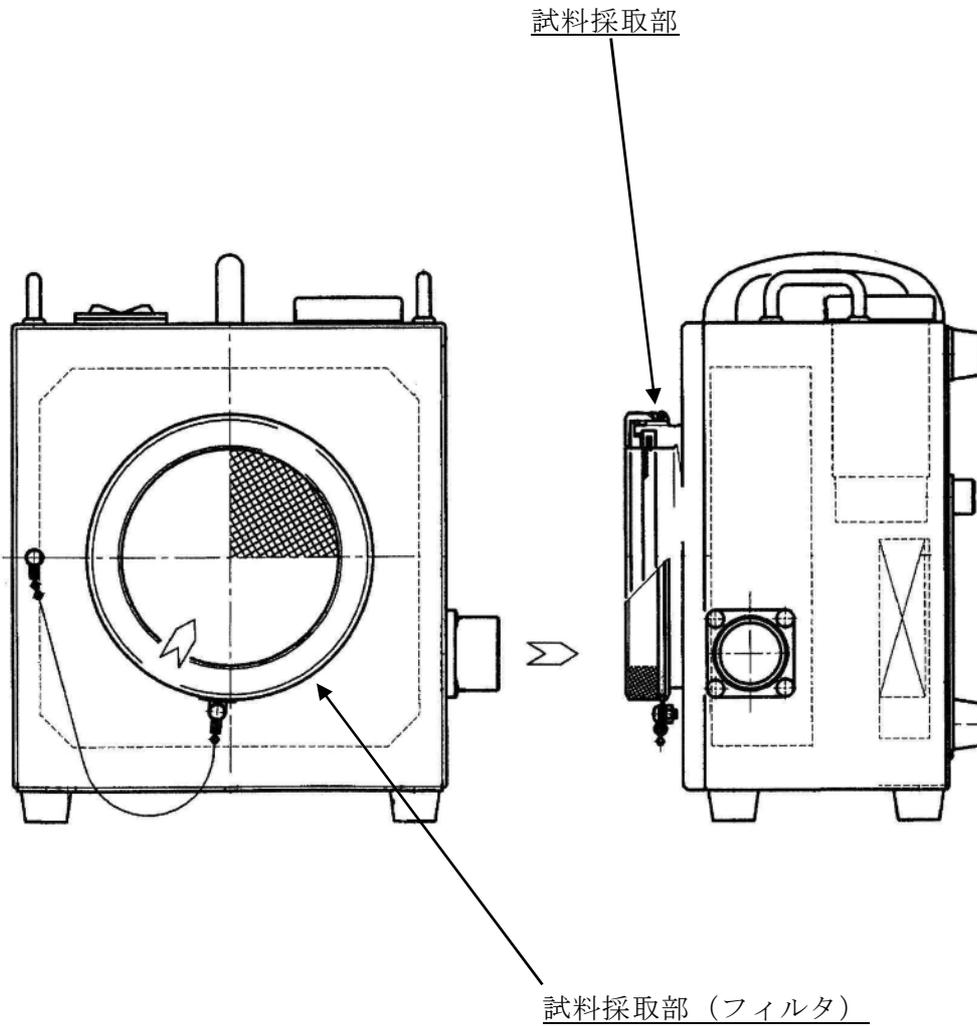
可搬型モニタリング・ポスト

1. 構造概略図



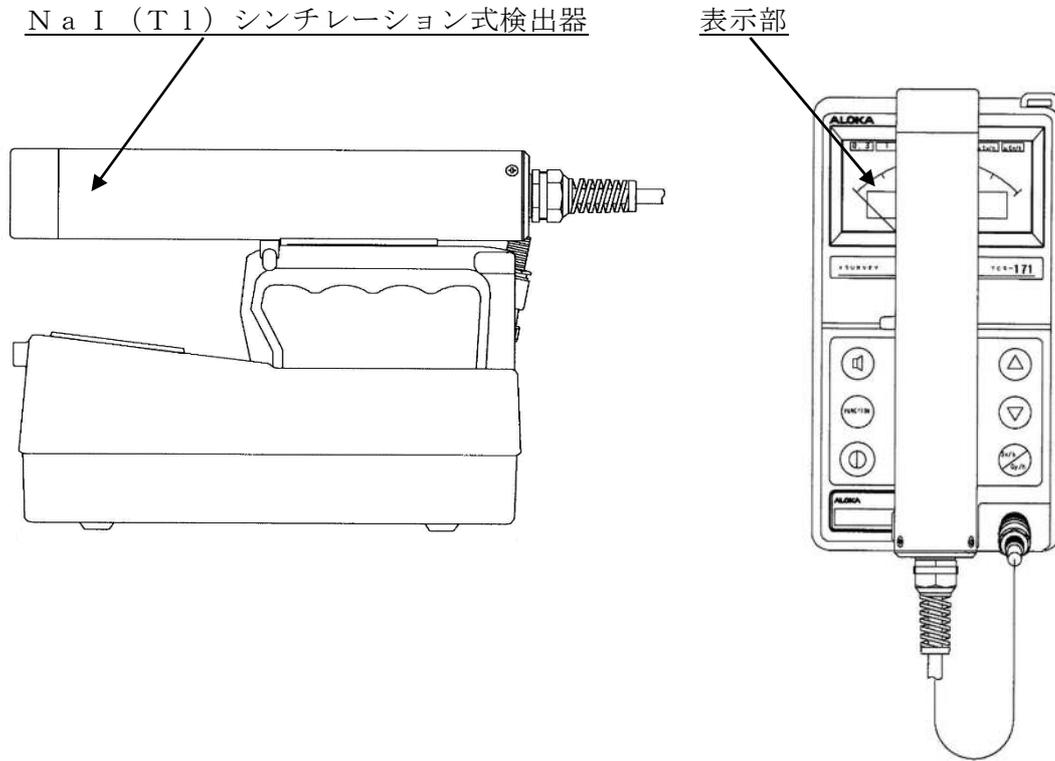
# 可搬型ダスト・よう素サンプラ

## 1. 構造概略図



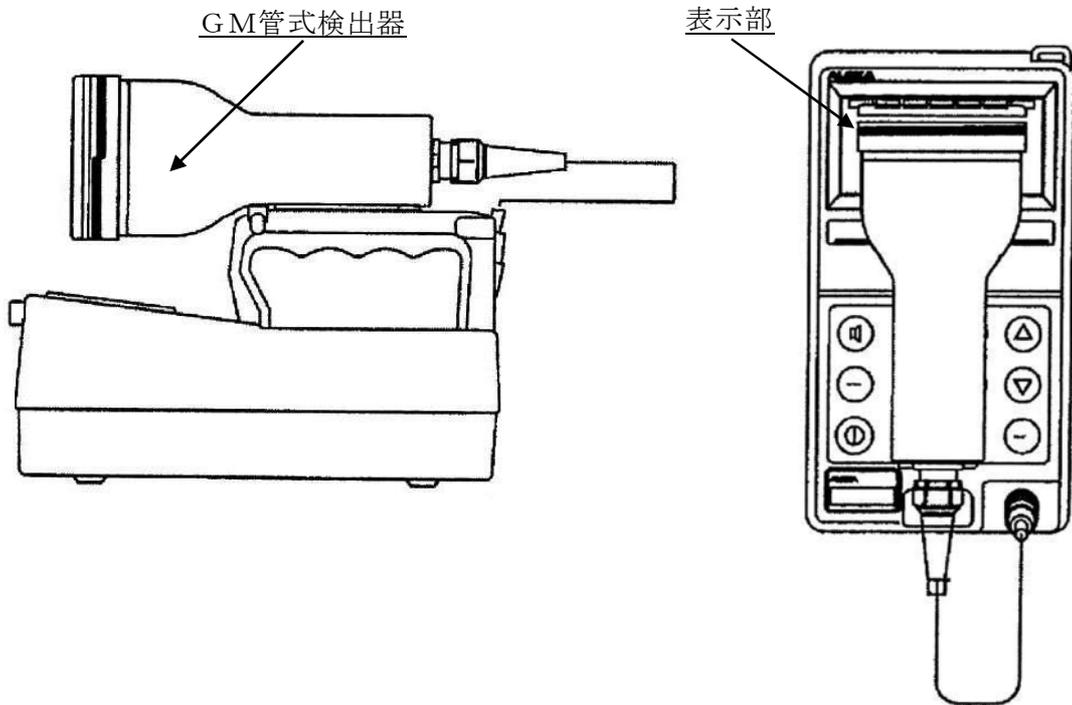
# Na I シンチレーションサーベイ・メータ

## 1. 構造概略図



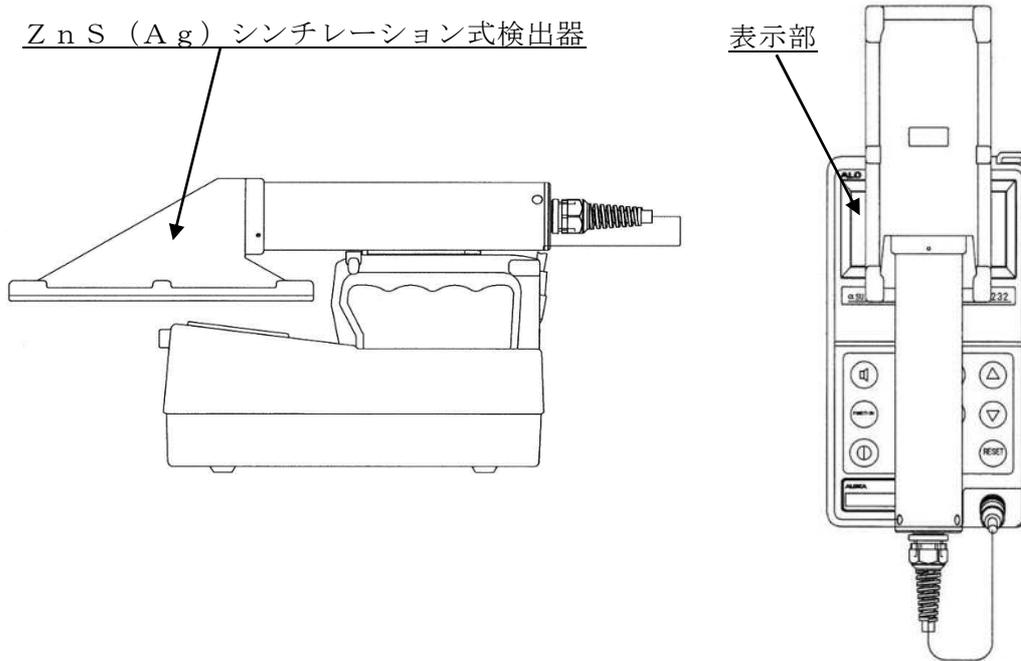
# β線サーベイ・メータ

## 1. 構造概略図



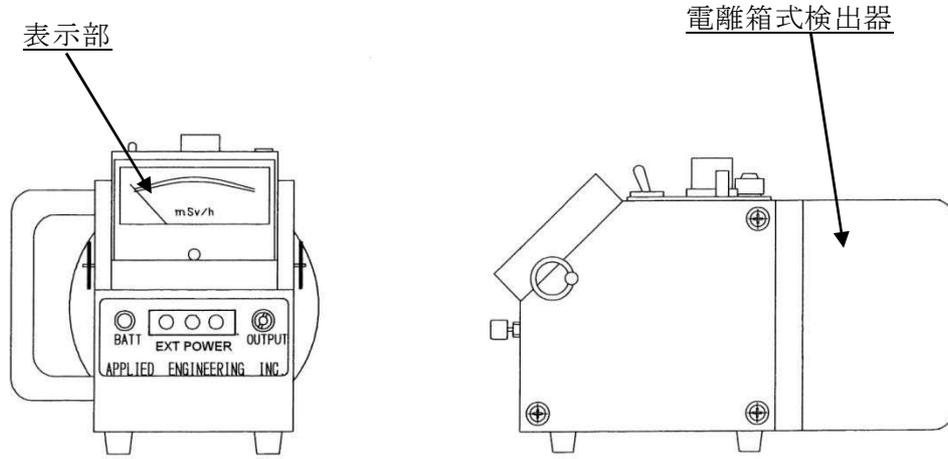
# ZnSシンチレーションサーベイ・メータ

## 1. 構造概略図



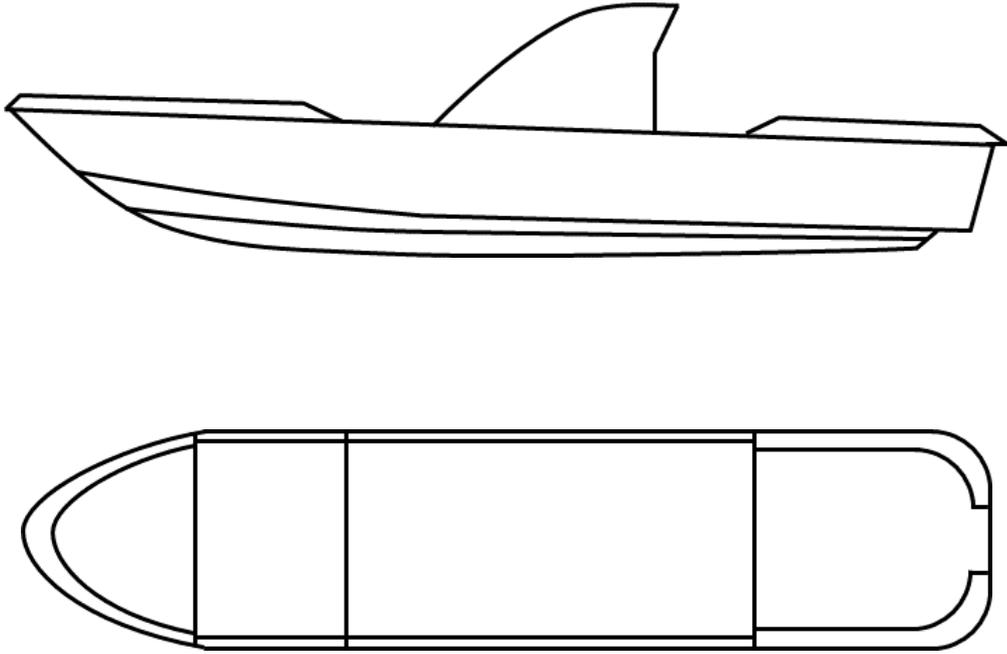
# 電離箱サーベイ・メータ

## 1. 構造概略図



## 小型船舶

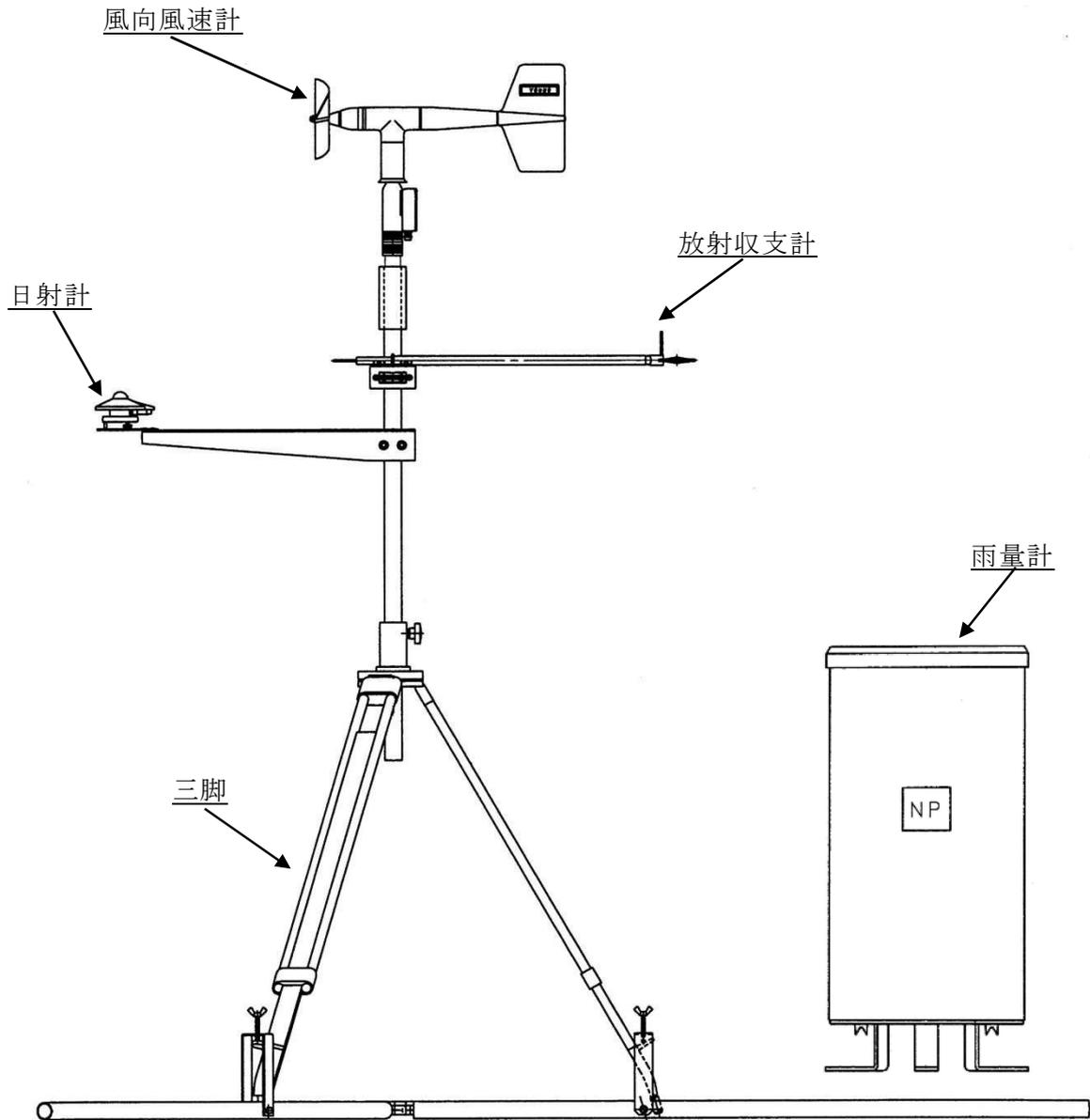
### 1. 構造概略図



注) イメージ図。船舶の型式は詳細設計で決定する。

# 可搬型気象観測設備

## 1. 構造概略図



60-5

容量設定根拠

名称		可搬型モニタリング・ポスト
計測範囲	nGy/h	B. G. $\sim 10^9$
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストの機能喪失時に、代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）において、放射線量を監視するために用いるものである。</p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストの代替測定としてモニタリング・ポストと同数の 4 台、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定として 5 台、緊急時対策所付近の測定として 1 台に予備 2 台を含めた合計 12 台を緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (<math>10^{-1}</math>Gy/h) を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、B. G. <math>\sim 1</math>Gy/h である。</p>		

名称		可搬型ダスト・よう素サンプラ
計測範囲	ℓ/min	0～50
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、空気中の放射性物質を採取するものである。</p> <p>なお、可搬型ダスト・よう素サンプラは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 流量範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（<math>3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3</math>）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、流量範囲は0～50L/minとする。</p>		

名称		NaIシンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	$\mu\text{Sv/h}$	B. G. ～30
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>NaIシンチレーションサーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>NaIシンチレーションサーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、NaIシンチレーションサーベイ・メータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値 (<math>3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3</math>) を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、<math>\text{B. G.} \sim 30 \mu\text{Gy/h}</math> である。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (<math>\text{Bq/cm}^3</math>)</p> <p>= 換算係数 (<math>\text{Bq}/\mu\text{Sv/h}</math>) <math>\times</math> 試料の NET 値 (<math>\mu\text{Gy/h}</math>) <math>/</math> サンプル量 (L) <math>\times 1000 (\text{cm}^3/\text{L})</math></p>		

名称		β線サーベイ・メータ
計測範囲	min <sup>-1</sup>	B. G. ～99.9k
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>β線サーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>β線サーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、β線サーベイ・メータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（<math>3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3</math>）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、B. G～99.9 kmin<sup>-1</sup>である。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min<sup>-1</sup>) × 試料の NET 値 (min<sup>-1</sup>) / サンプル量 (L)</p> <p>×1000 (cm<sup>3</sup>/L)</p>		

名称	Z n Sシンチレーションサーベイ・メータ	
計測範囲	min <sup>-1</sup>	B. G. ～99.9k
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>Z n Sシンチレーションサーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>Z n Sシンチレーションサーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、Z n Sシンチレーションサーベイ・メータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（<math>3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3</math>）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、<math>\text{B. G.} \sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}</math>である。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 空気中のよう素の放射性物質濃度の算出式</p> <p>空気中のよう素の放射性物質濃度 (<math>\text{Bq/cm}^3</math>)</p> <p>= 換算係数 (<math>\text{Bq/min}^{-1}</math>) × 試料の NET 値 (<math>\text{min}^{-1}</math>) / サンプル量 (L)</p> <p>× 1000 (<math>\text{cm}^3/\text{L}</math>)</p>		

名称		電離箱サーベイ・メータ
計測範囲	mSv/h	0.001~1000
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>電離箱サーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>電離箱サーベイ・メータは、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射線量率を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、電離箱サーベイ・メータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、緊急時対策所に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（<math>10^{-1}</math>Sv/h）を満足するように設計する。</p> <p>よって計測範囲としては、0.001~1000mSv/hである。</p>		

名称		小型船舶
最大積載重量	kg	350kg 以上
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できる設計とする。</p> <p>なお、小型船舶は、1台に予備1台を含めた合計2台を保管する。</p> <p>1. 積載重量範囲</p> <p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員の総重量約 350kg（測定装置等約 200kg，要員 150kg（75kg×2））を積載できる設計とする。</p>		

名称		可搬型気象観測設備	
計測範囲	風向風速計	m/s	風向 16方位 風速 0～60
	日射計	kW/m <sup>2</sup>	0～2.00
	放射収支計	kW/m <sup>2</sup>	-0.250～1.25
	雨量計	mm/h	0～100

**【設定根拠】**

可搬型気象観測設備は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬型気象観測設備は、気象観測設備の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

なお、可搬型気象観測設備は、1台に予備1台を含めた合計2台を保管する。

1. 計測範囲

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目、観測単位、測定値の最小位数を満足するように設計する。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目、観測単位及び測定値の最小位数を下表に示す。

観測項目	測定単位	測定値の最小位数
風向	16方位	1
風速	m/s	1/10
日射量	kW/m <sup>2</sup>	1/100
放射収支量	kW/m <sup>2</sup>	1/500

60-6

保管場所図



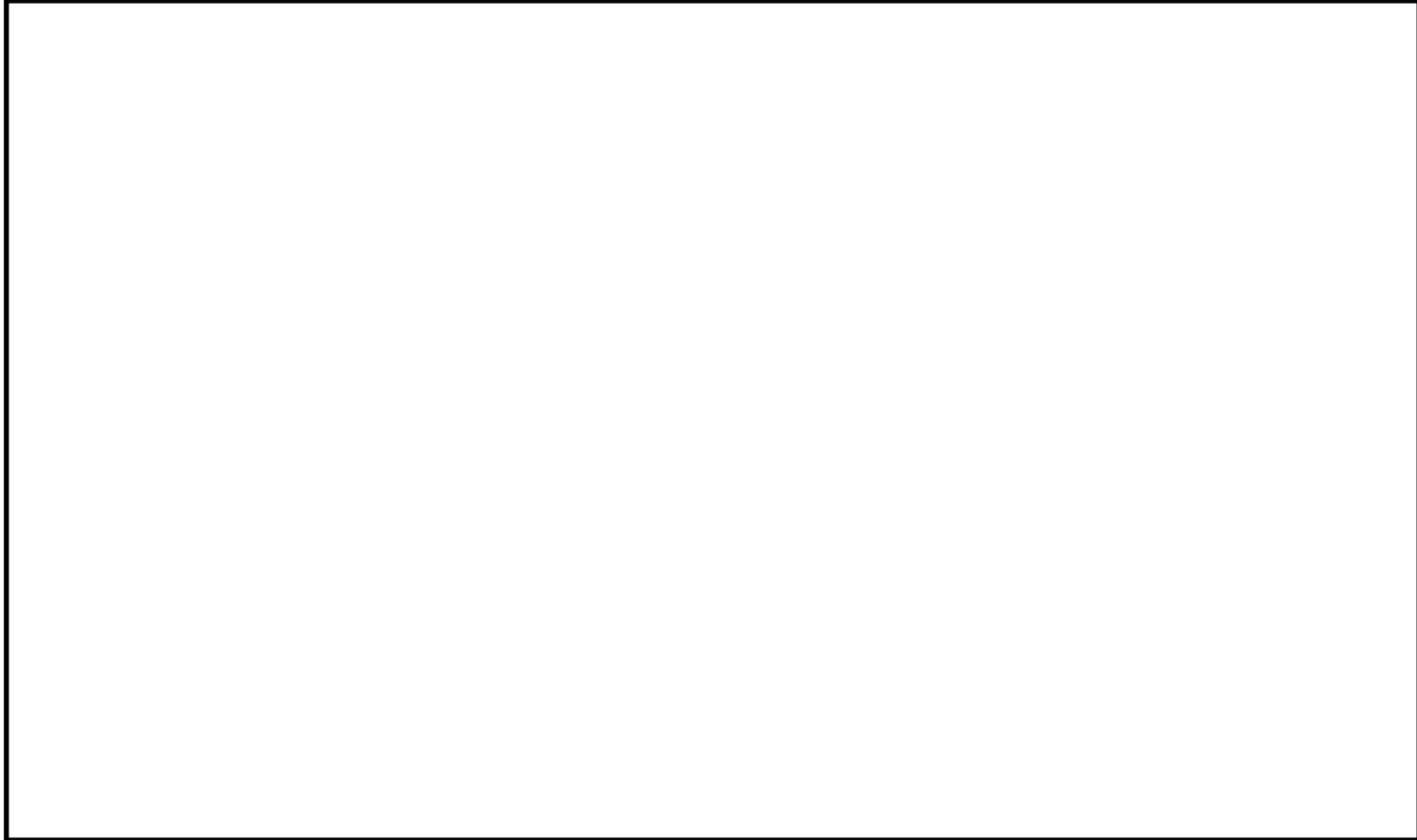
: 設計基準事故対処設備を示す。



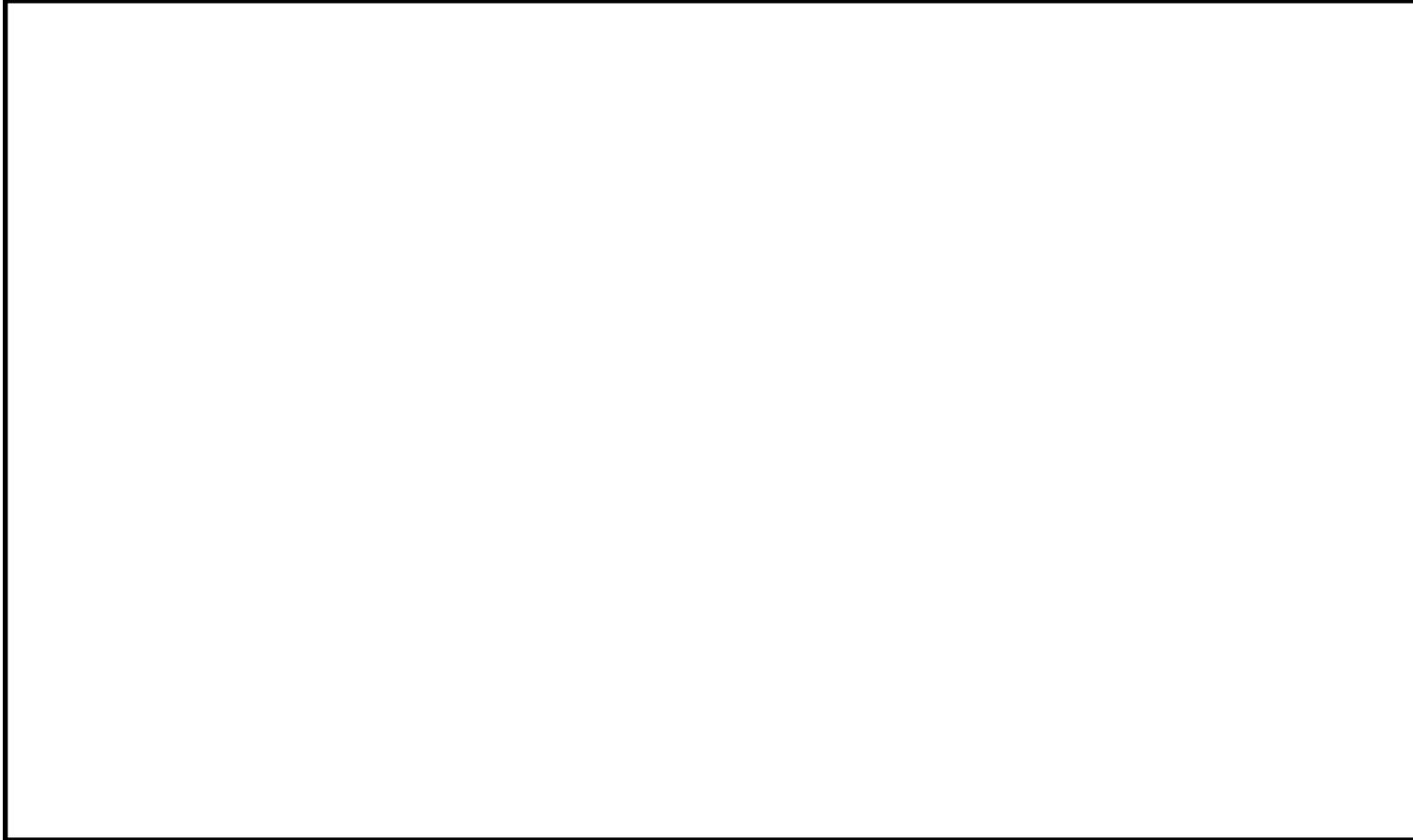
: 重大事故対処設備を示す。

可搬型重大事故等対処設備 保管場所

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）

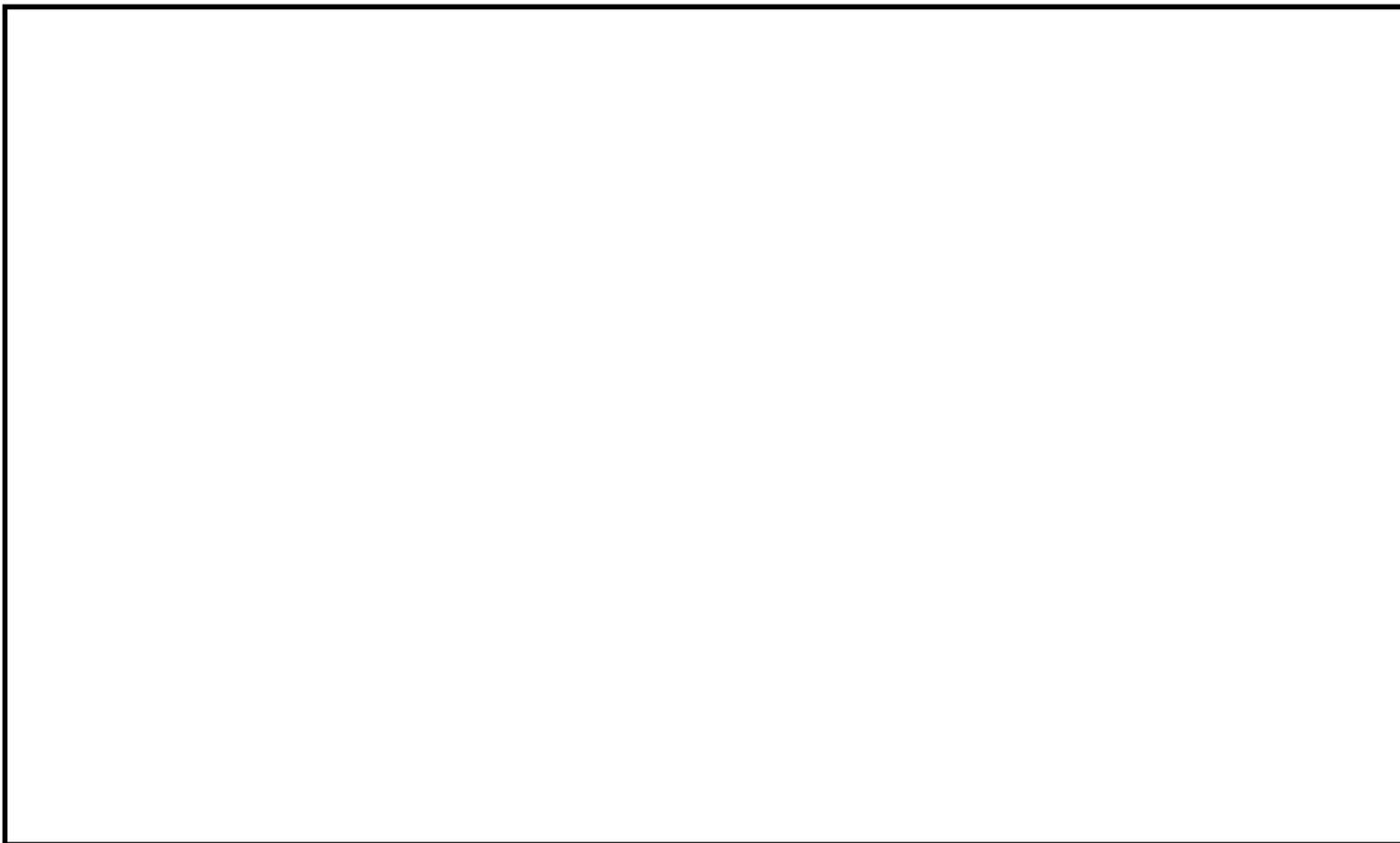


可搬型重大事故等対処設備 保管場所  
放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



可搬型重大事故等対処設備 保管場所

海上モニタリング（可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



可搬型重大事故等対処設備 保管場所

風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

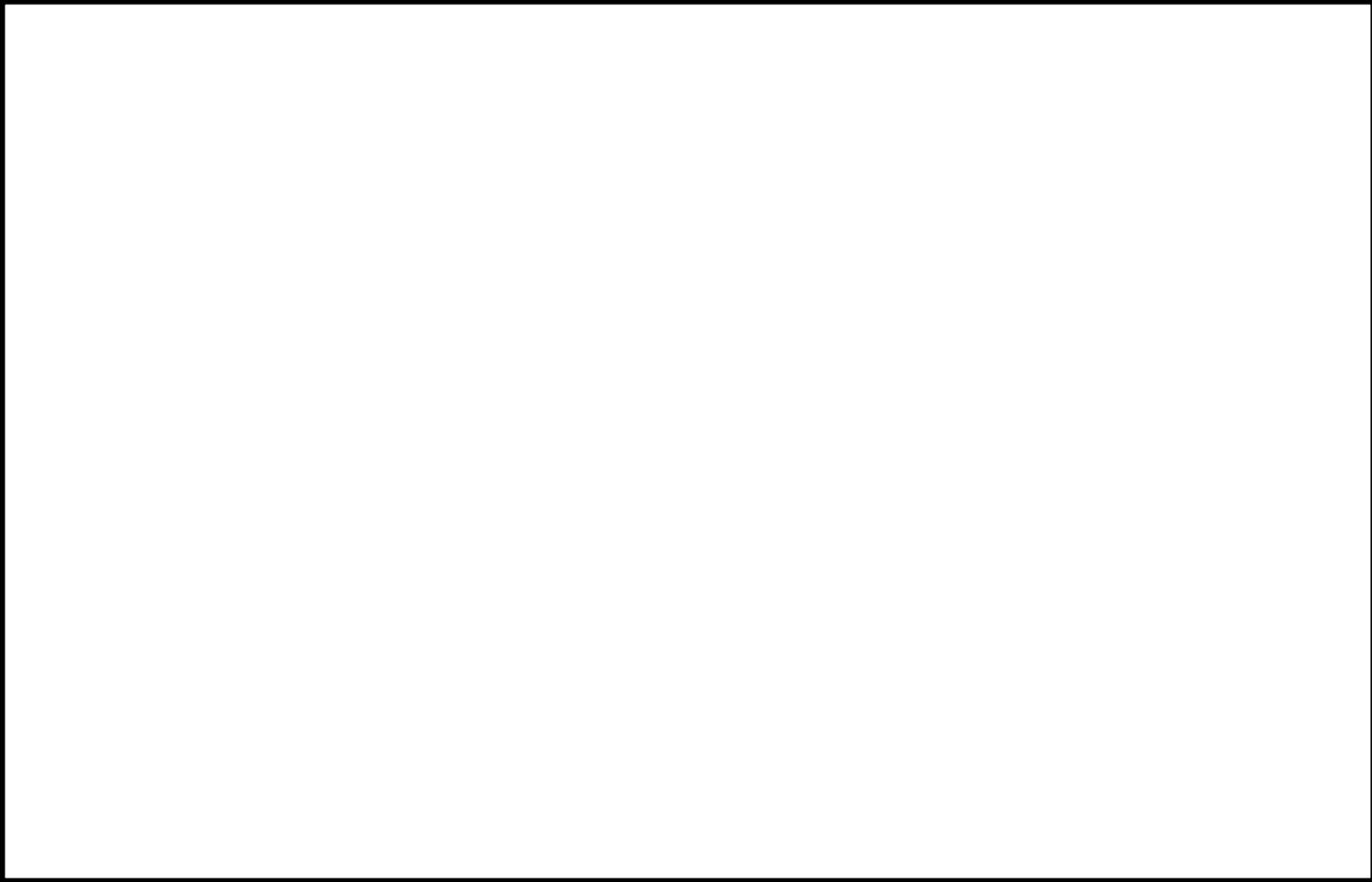


60-7

アクセスルート図

可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

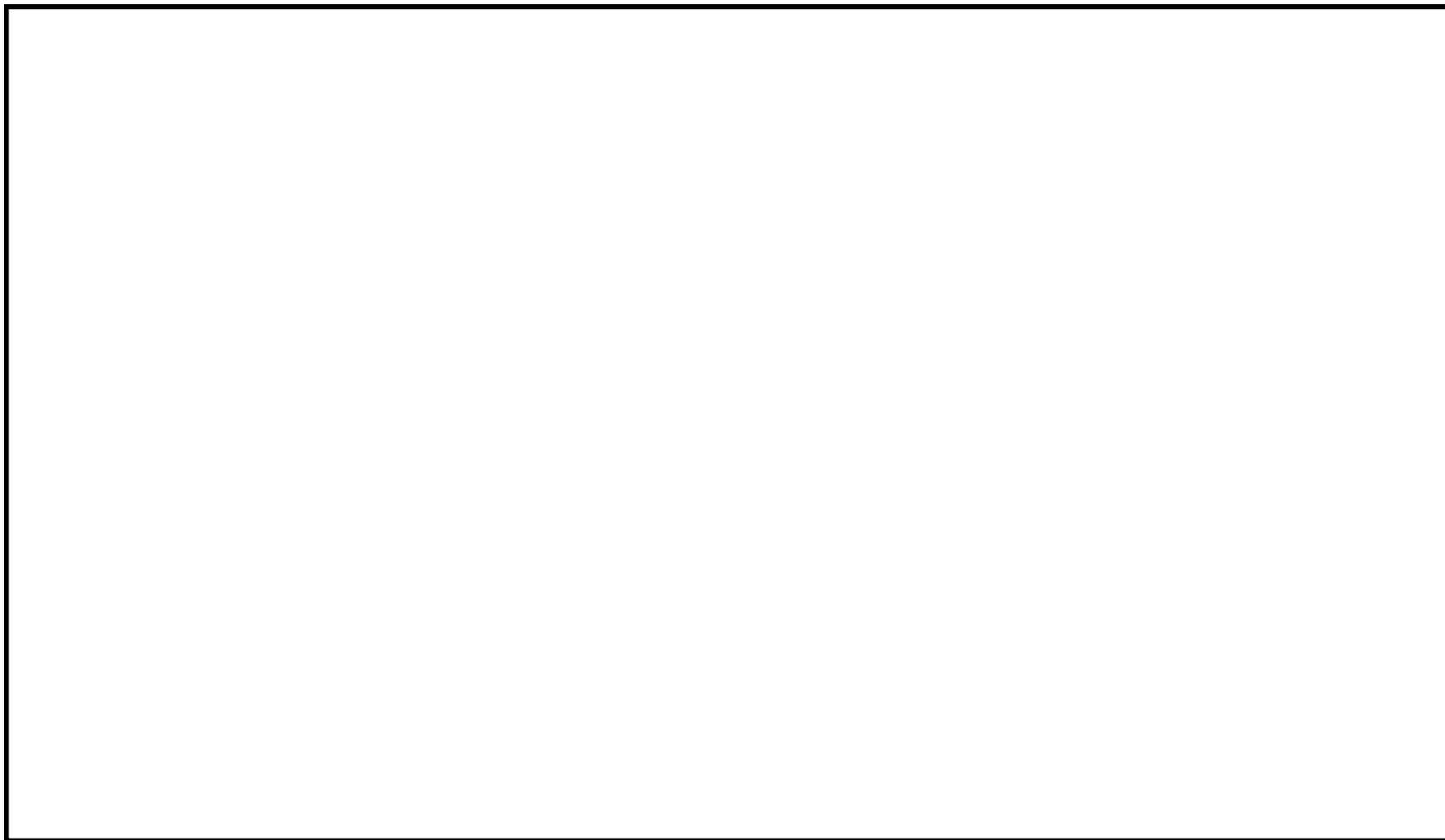
放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

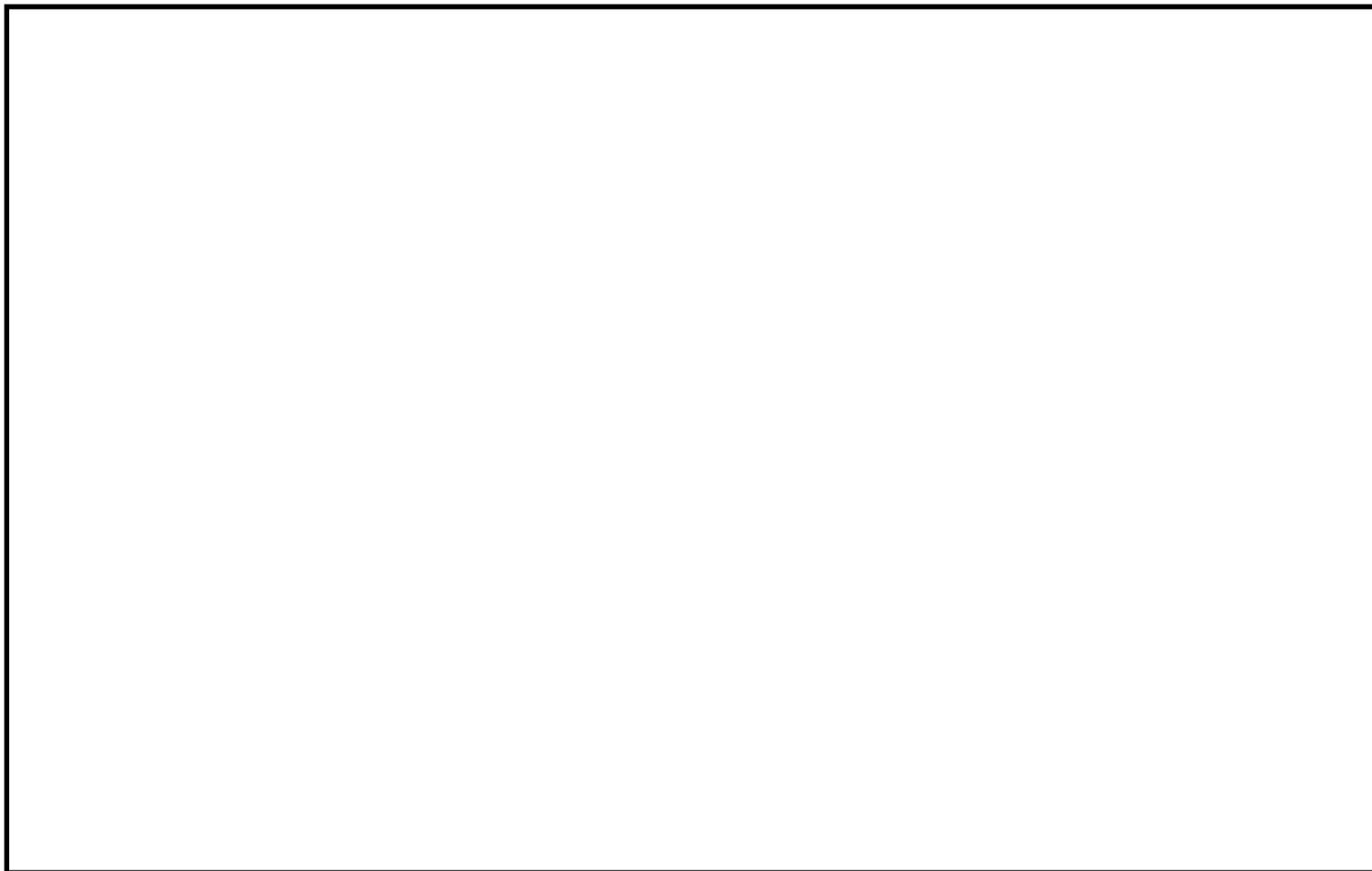
放射性物質の濃度の測定，海上モニタリング（可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



60-7-2

は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート  
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）



60-7-3

は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

60-8

監視測定設備について

## < 目 次 >

1. 環境モニタリング設備について
  - 1.1 モニタリング・ポスト
    - 1.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
    - 1.1.2 モニタリング・ポストの電源
    - 1.1.3 モニタリング・ポストの伝送
  - 1.2 放射能観測車
  - 1.3 代替測定
    - 1.3.1 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
    - 1.3.2 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定
  - 1.4 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
    - 1.4.1 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定
    - 1.4.2 海上モニタリング
2. 気象観測設備について
  - 2.1 気象観測設備
  - 2.2 可搬型気象観測設備
3. 参考 環境モニタリング設備等

## 1. 環境モニタリング設備について

### 1.1 モニタリング・ポスト

#### 1.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

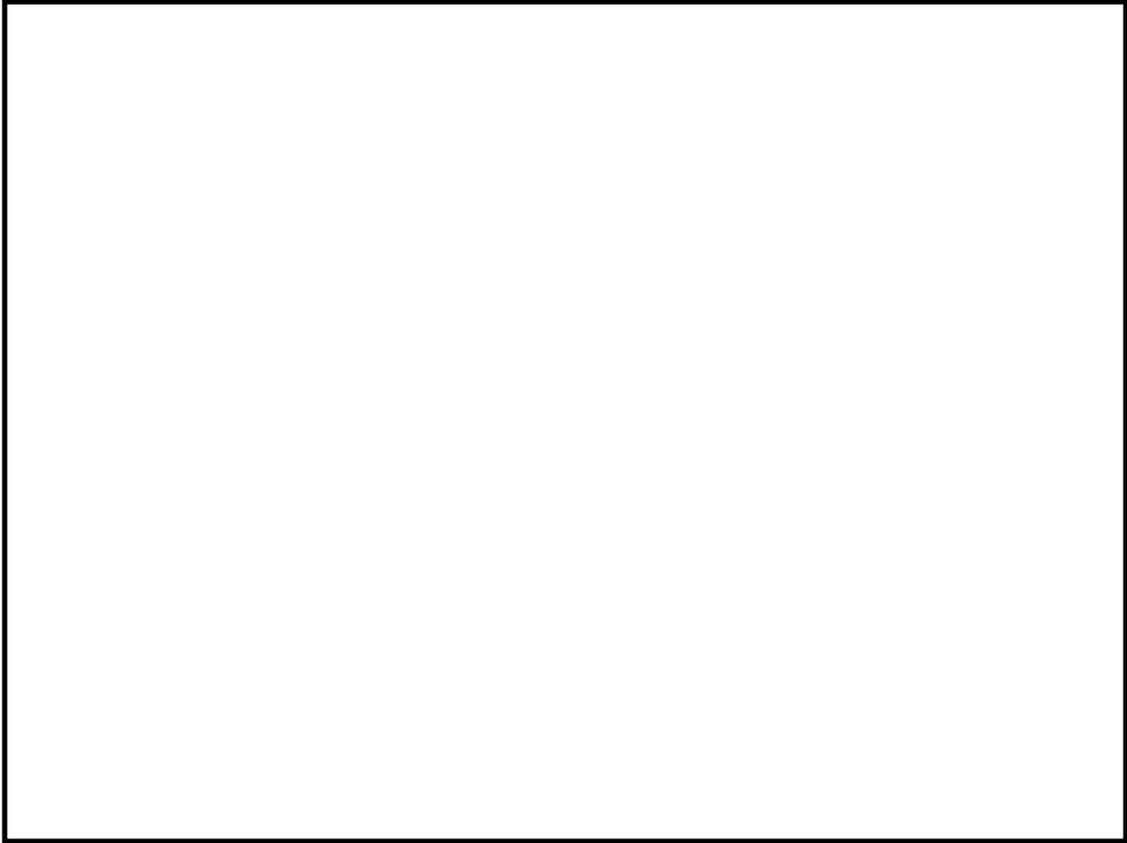
通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる。なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1.1.1表に，モニタリング・ポストの配置図及び写真を第1.1.1図に示す。

第1.1.1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

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

 : 設計基準事故対処設備



第 1.1.1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真



: 設計基準事故対処設備

### 1.1.2 モニタリング・ポストの電源

モニタリング・ポストの電源は、非常用電源に接続しており、電源喪失時は、専用の無停電電源装置からの給電も可能としており、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第 1.1.2 表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 1.1.2 図に示す。

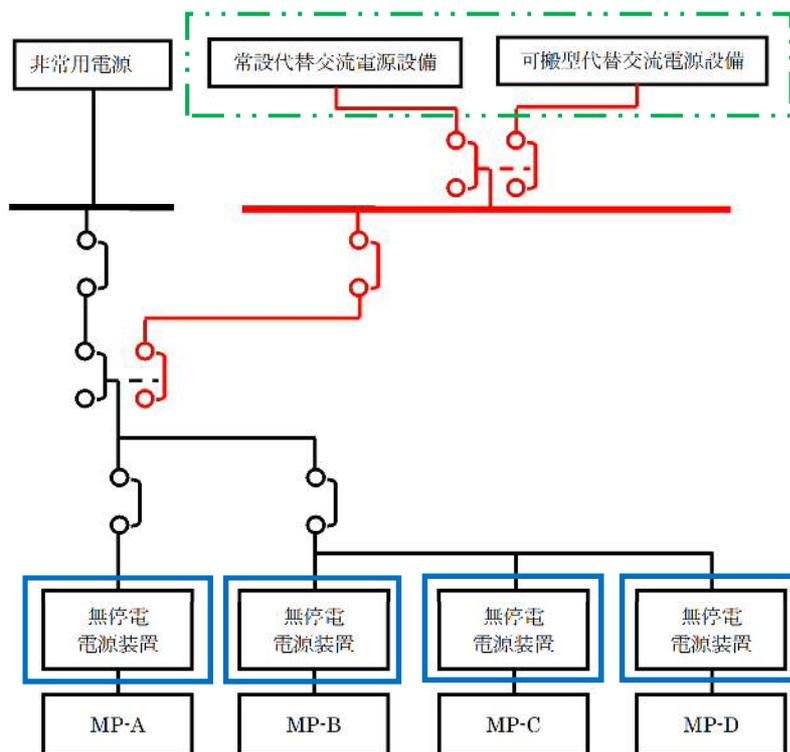
第 1.1.2 表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発 電 方 式	バックアップ 時間※ 1	備 考
無 停 電 電 源 装 置	局舎毎 に 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	非常用電源喪失時に 自動給電し、電源復 旧までの期間を担保 する。

※ 1 : バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出

 : 設計基準事故対処設備

 : 重大事故等対処設備



第 1.1.2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

- : 設計基準事故対処設備
- : 重大事故等対処設備

< 外観写真 >



無停電電源装置



常設代替交流電源装置



可搬型代替低圧電源車

第 1.1.2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

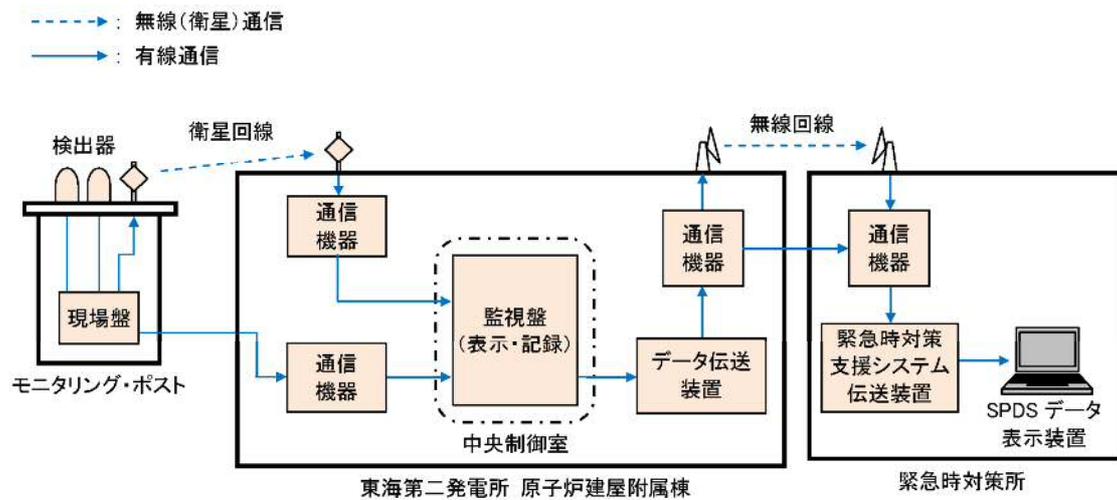
 : 設計基準事故対処設備

 : 重大事故等対処設備

### 1.1.3 モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送設備は、有線回線、無線回線又は衛星回線と多様性を有しており、伝送データは、中央制御室で監視、記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポスト設備の伝送概略図を第 1.1.3 図に示す。



第1.1.3図 モニタリング・ポスト設備の伝送概略図

: 設計基準事故対処設備

## 1.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力を受けることができる。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1.2表に、放射能観測車の保管場所を第1.2図に示す。

第1.2表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	N a I ( T l ) シンチレーション	BG $\sim$ 10 <sup>8</sup> nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	0 $\sim$ 10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1
Z n S ( A g ) シンチレーション					
	よう素 測定装置	N a I ( T l ) シンチレーション	0 $\sim$ 10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1

<p>(その他主な搭載機器) 個数：各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ダスト・よう素サンプラ</li> <li>・風向，風速計</li> <li>・無線通話装置</li> </ul>	 <p>(放射能観測車の写真)</p>
--	---

: 設計基準事故対処設備



 : 設計基準事故対処設備

### 1.3 代替測定

#### 1.3.1 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定

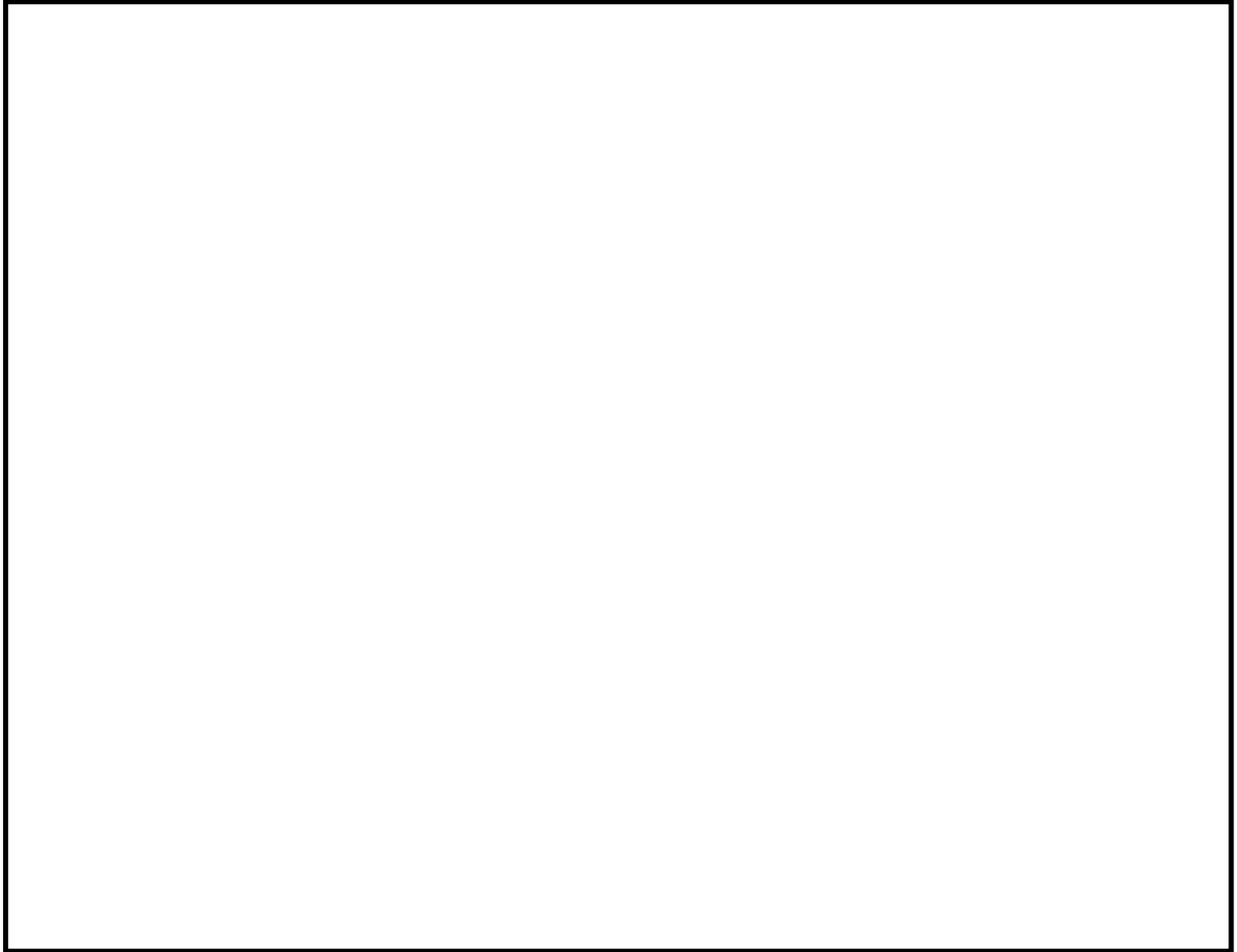
モニタリング・ポストが機能喪失した際の代替測定用，また重大事故等が発生した場合の発電用原子炉周囲（海側を含む。）の放射線量測定用，緊急時対策所付近の放射線量測定用の可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所に保管する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1.3.1-1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは，外部バッテリーにより6日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。測定したデータは，可搬型モニタリング・ポストの本体及び緊急時対策所で監視及び記録することができる。なお，緊急時対策所への伝送は，衛星回線により行う。

また，故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮した数量を確保する。

可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を第1.3.1-1表に，仕様を第1.3.1-2表に，伝送概略図を第1.3.1-2図に示す。

: 重大事故等対処設備



第1.3.1-1図 可搬型モニタリング・ポスト設置場所及び保管場所図

: 重大事故等対処設備

第 1.3.1-1 表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

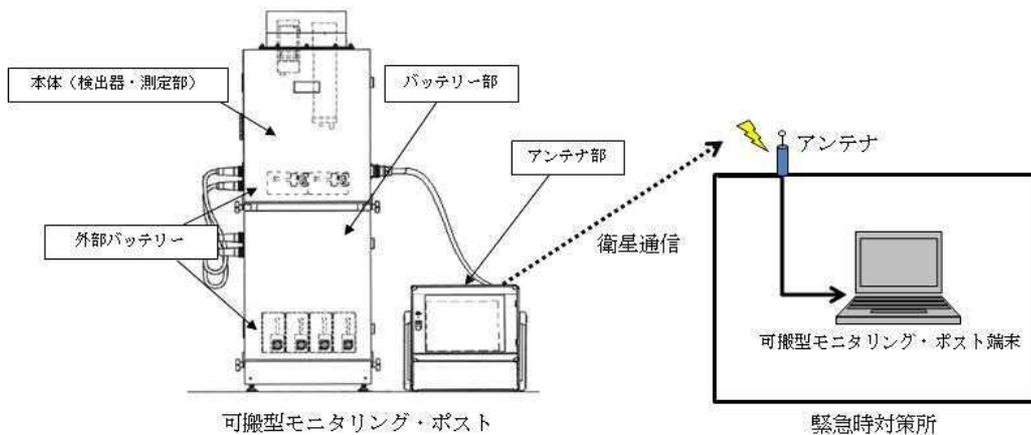
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数(予備)
可搬型モニタリング・ポスト	NaI(Tl) シンチレーション	BG $\sim$ 10 <sup>9</sup> nGy/h <sup>*</sup>	計測範囲 で可変	10 (予備2)
	半導体			

※「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10<sup>-1</sup>Gy/h)等を満足する設計とする。

第 1.3.1-2 表 可搬型モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー(6個)により6日間以上連続で稼働可能。 6日後からは、予備の外部バッテリー(4個ずつ)と交換することにより継続して計測可能 外部バッテリーは1個当たり約6時間で充電可能
記録	測定値は7日分以上電子メモリに記録
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にデータ伝送 なお、本体で指示値の確認が可能
概略寸法	本体(測定部): 約350(W)×240(D)×550(H)mm バッテリー部: 約350(W)×240(D)×505(H)mm
重量	本体(検出・測定部): 約15kg バッテリー部: 約17kg 外部バッテリー(6個): 約10.5kg アンテナ部: 約5kg 外線ケーブル: 約2kg 合計: 約49.5kg

※訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大約475分(2名でリヤカーを用いて10箇所)



第 1.3.1-2 図 可搬型モニタリング・ポストの伝送概略図

⌈ ⌋ : 重大事故等対処設備

### 1.3.2 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，ダストモニタ又はよう素モニタが機能喪失した際の代替測定設備として，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ，ZnSシンチレーションサーベイ・メータ及び可搬型ダスト・よう素サンプラ）を用いて，周辺監視区域境界付近における空気中の放射性物質の濃度を監視し，測定し，その結果を記録する。これらの装置は緊急時対策所に保管する。

また，故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮した数量を確保する。

可搬型放射能測定装置の仕様を表1.3.2表に，保管場所を第1.3.2図に示す。

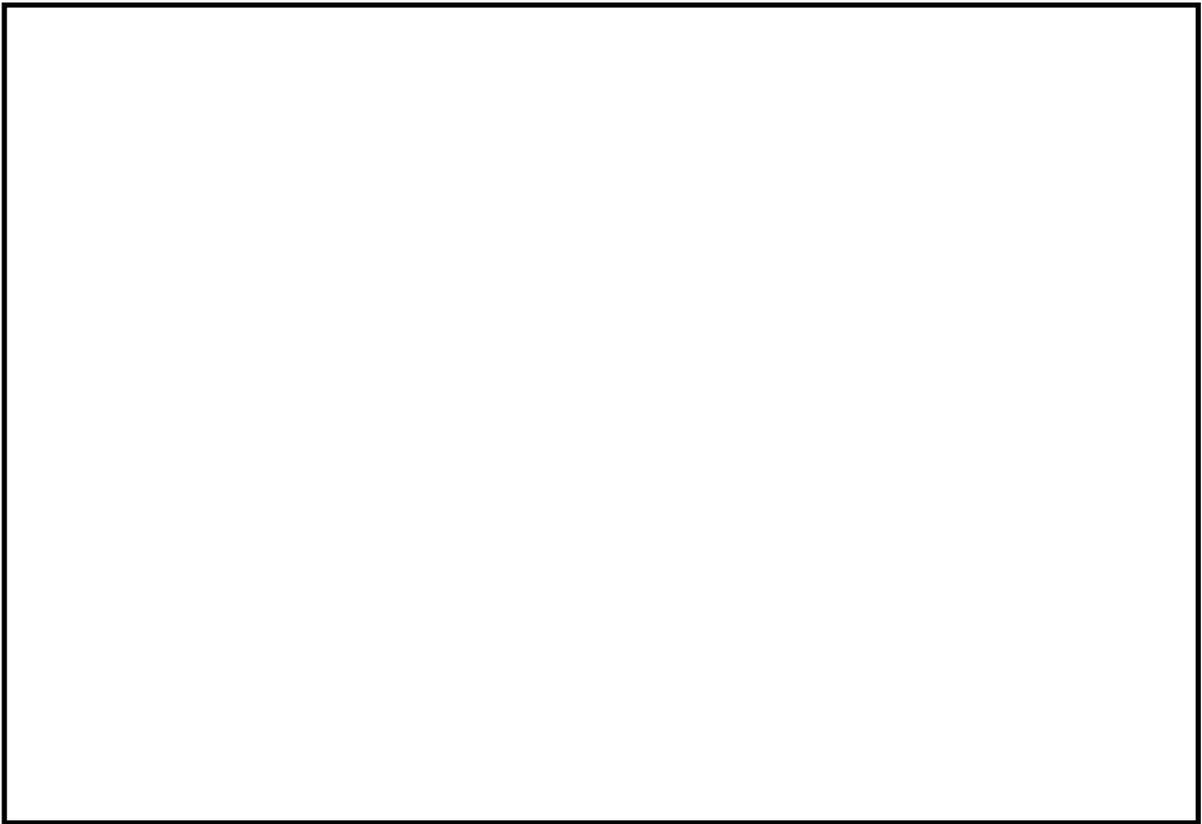
第1.3.2表 可搬型放射能測定装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	緊急時対策所	2 <sup>※2</sup> (予備)
NaIシンチレーションサーベイ・メータ	NaI (Tl) シンチレーション式検出器	B. G. ～ 30 $\mu$ Sv/h <sup>※1</sup>	サンプリング 記録	緊急時 対策所	2 <sup>※2</sup> (予備)
β線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ～99.9kmin <sup>-1</sup> ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所	2 <sup>※2</sup> (予備)
ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーション検出器	B. G. ～99.9kmin <sup>-1</sup> ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所	2 <sup>※2</sup> (予備)

※ 1 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の上限値を満たすように設計する。

※ 2 「第1.4.1表 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の仕様等」に記載の装置と共用

 : 重大事故等対処設備



(可搬型ダスト・よう素サンプラ)



(NaIシンチレーションサーベイ・メータ)



(β線サーベイ・メータ)



(ZnSシンチレーションサーベイ・メータ)

第1.3.2図 可搬型放射能測定装置の保管場所及び写真

 : 重大事故等対処設備

## 1.4 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

### 1.4.1 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定

重大事故等が発生した場合に、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を用いて、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における放射線量率及び放射性物質の濃度（空气中、海水及び土壌）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは緊急時対策所に、小型船舶は可搬型設備保管建屋に保管する。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮した数量を確保する。

発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の仕様等を第1.4.1表に、保管場所及び海水の試料採取場所を第1.4.1-1図に、写真を第1.4.1-2図に示す。

 : 重大事故等対処設備

第1.4.1表 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の仕様等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—※1	—	緊急時対策所	2※3 (予備1)
NaIシンチレーションサーベイ・メータ	NaI (Tl) シンチレーション式検出器	B. G. ~ 30 $\mu$ Gy/h※2	サンプリング記録	緊急時対策所	2※3 (予備1)
$\beta$ 線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ~99.9kmin <sup>-1</sup> ※2	サンプリング記録	緊急時対策所	2※3 (予備1)
ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーション検出器	B. G. ~99.9kmin <sup>-1</sup> ※2	サンプリング記録	緊急時対策所	2※3 (予備1)
電離箱サーベイ・メータ	電離箱式検出器	0.001~1000mSv/h※2	サンプリング記録	緊急時対策所	1 (予備1)
小型船舶	—	—	—	緊急時対策所	1 (予備1)
<b>【その他の測定装置※4】</b> ・Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ					

- ※ 1 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」別表第2 第四欄を満たすよう試料を採取する。
- ※ 2 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の上限値を満たすように設計する。
- ※ 3 「第1.3.3表 可搬型放射能測定装置の仕様」に記載の装置と共用
- ※ 4 技術基準上のすべての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

第1.4.1-1図 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の保管場所及び海水の試料採取場所

: 自主対策設備
  : 重大事故等対処設備



(可搬型ダスト・よう素サンプラ)



(Na I シンチレーションサーベイ・メータ)



(β線サーベイ・メータ)



(Zn S シンチレーションサーベイ・メータ)



(電離箱サーベイ・メータ)



(小型船舶 (イメージ))



(Ge γ線多重波高分析装置)



(ガスフロー式カウンタ)

第1.4.1-2図 発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)の測定に使用する計測器等の写真

 : 自主対策設備

 : 重大事故等対処設備

#### 1.4.2 海上モニタリング

周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合には、小型船舶により周辺海域の放射線量を電離箱サーベイ・メータで測定し、その結果を記録するとともに、可搬型ダスト・よう素サンプラで空気中の放射性物質のサンプリングを、海水サンプリング用具（容器等）で海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については、下船後、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータを用いて空気中及び海水の放射性物質の濃度を測定し、結果を記録する。なお、海上モニタリングは海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

小型船舶の仕様等を第1.4.2表に、運搬ルートを図1.4.2に示す。

第1.4.2表 小型船舶の仕様等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
最大積載重量	350kg以上
モニタリング時に持ち込む重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台 海水サンプリング用具（容器等）：1式
保管場所	可搬型設備保管場所（南側，西側）
移動方法	小型船舶を保管している可搬型設備保管場所から船舶運搬車両等を用いて岸壁まで運搬する。

: 重大事故等対処設備



第 1.4.2 図 小型船舶の運搬ルート

: 重大事故等対処設備

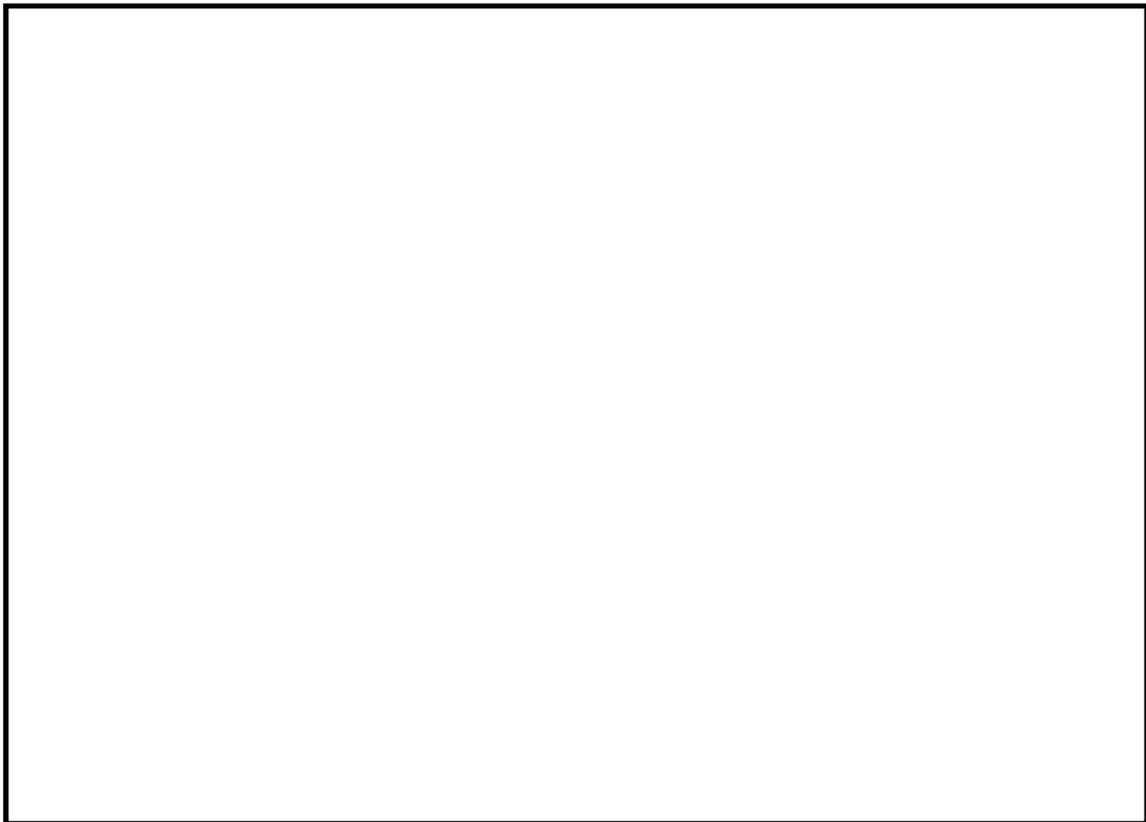
 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 2. 気象観測設備について

### 2.1 気象観測設備

気象観測設備は、気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、その他の気象条件を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示する。また、そのデータを記録し、保存することができる。

気象観測設備の配置図を第2.1-1図に、測定項目等を第2.1表に、伝送概略図を第2.1-2図に示す。



第2.1-1図 気象観測設備配置図

 : 設計基準事故対処設備

第2.1表 気象観測設備の測定項目等



【超音波風向風速計】  
(地上高さ)



【ドップラーソーダ (風向風速計)】  
(排気筒高さ)



【日射計(左),放射収支計(右)】



【温度計】

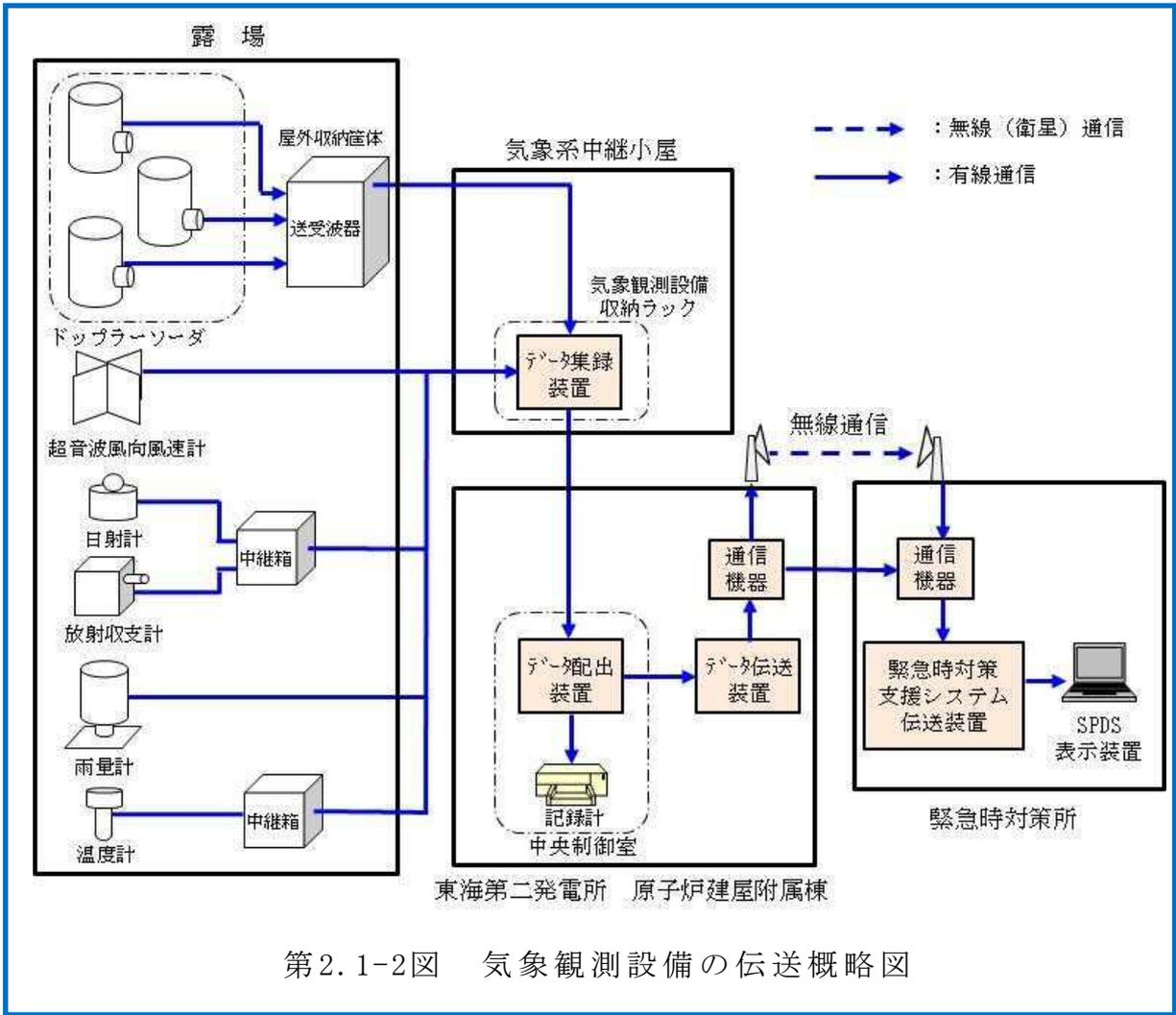


【雨量計】

<p>台数：1式</p> <p>(測定項目)</p> <p>風向<sup>*</sup>，風速<sup>*</sup>，日射量<sup>*</sup>， 放射収支量<sup>*</sup>，雨量，温度</p>	<p>(記録)</p> <p>有線回線及び無線回線にて，中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し，表示する。また，そのデータを記録し，保存する。</p>
--	---

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

: 設計基準事故対処設備



第2.1-2図 気象観測設備の伝送概略図

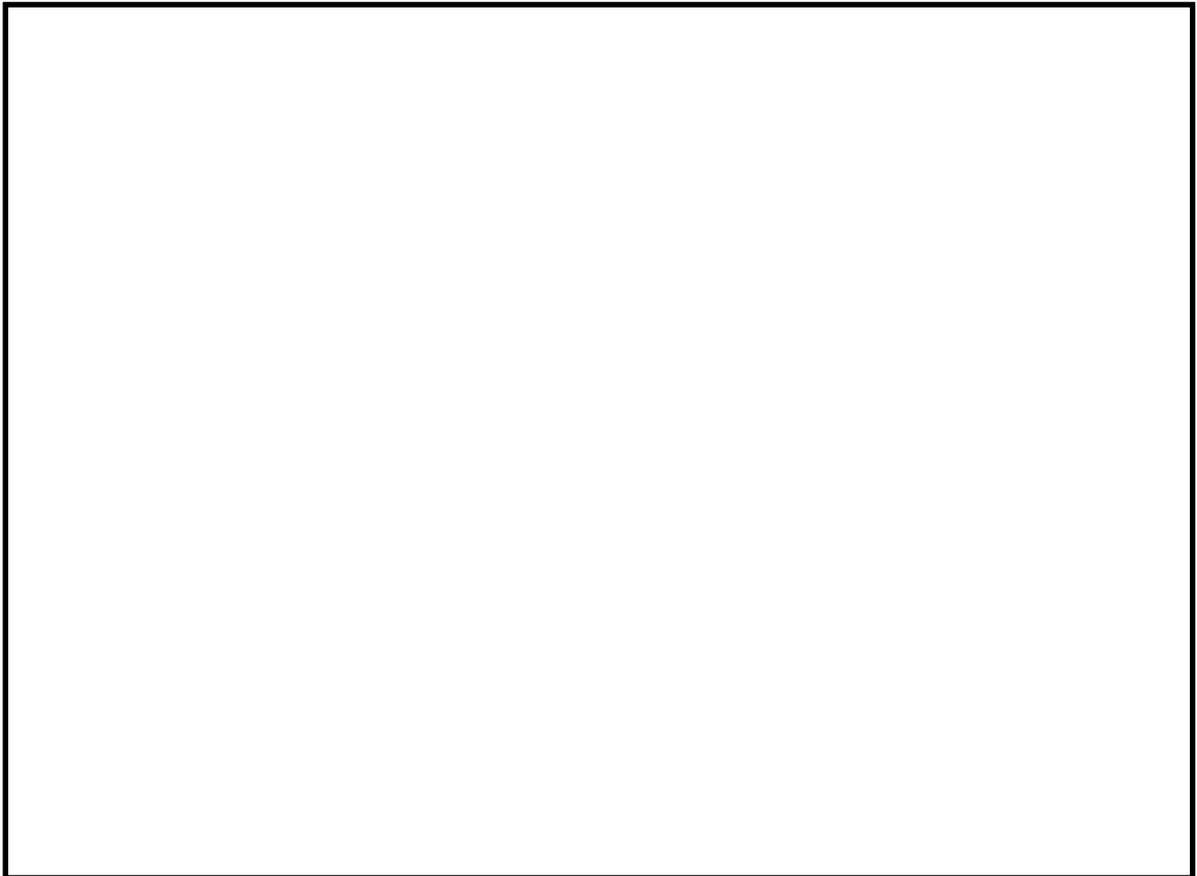
: 設計基準事故対処設備

## 2.2 可搬型気象観測設備について

気象観測設備が機能喪失した際の代替測定のために、可搬型気象観測設備を緊急時対策所に保管する。可搬型気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件を測定し、緊急時対策所に表示する。また、そのデータを記録し、保存することができる。設置場所は、気象観測設備の位置とする。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮した数量を確保する。

可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第2.2-1図、測定項目等を第2.2表に、伝送概略図を第2.2-2図に示す。



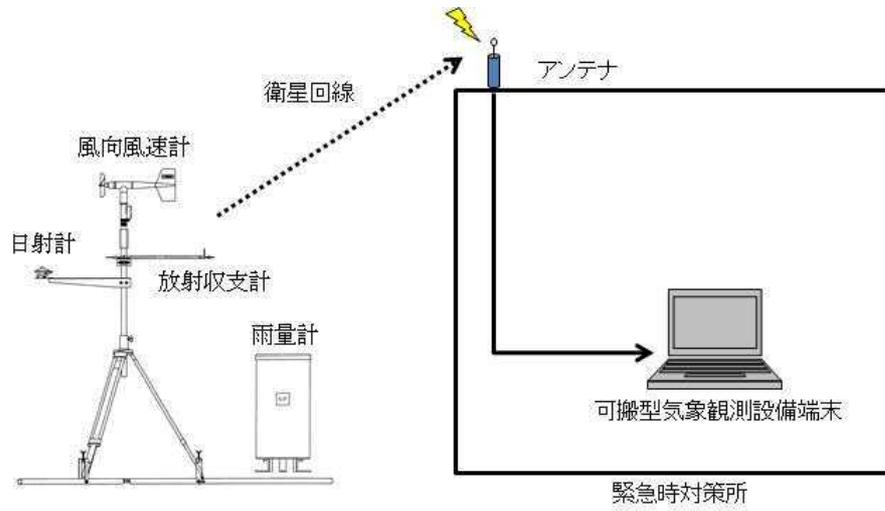
第2.2-1図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

: 重大事故等対処設備

第 2.2 表 可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
測定項目	風向 <sup>*</sup> 、風速 <sup>*</sup> 、日射量 <sup>*</sup> 、放射収支量 <sup>*</sup> 、雨量
台数	1台（予備1台）
電源	外部バッテリーを適宜交換することにより7日間以上連続で稼働可能。交換頻度は2日に1回程度
記録	電子メモリにて記録
伝送	データは衛星回線にて、緊急時対策所へ伝送可能
重量	本体（風向風速計等）：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目



第 2.2-2 図 可搬型気象観測設備の伝送概略図

[ ]: 重大事故等対処設備

### 3. 参考 環境モニタリング設備（補足説明資料）

#### 3.1 その他条文との基準適合性

##### 3.1.1 設置許可基準規則第六条

監視設備に関する要求事項のうち、設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

##### (1) 洪水

東海第二発電所敷地の北側に位置する久慈川が大雨により氾濫するとしても東海第二発電所に影響が及ばないこと、及び発電所敷地の南側の丘陵地を挟んだ反対側に位置する新川の浸水は丘陵地を遡上しないことから、東海第二発電所への影響はないことを確認しており、洪水による監視設備の損傷が生じることはない。

##### (2) 風（台風）

設計基準としての風速は、建築基準法施行令にて定められた東海村の基準風速である  $30\text{m/s}$ （地上高  $10\text{m}$ 、 $10$  分間平均）とする。なお、観測記録（気象庁の気象統計情報における観測記録。以下、本補足説明資料で同じ。）によると、水戸市の風速の観測記録史上1位の最大風速は  $28.3\text{m/s}$  であり、また、最大瞬間風速は  $44.2\text{m/s}$  である。

監視設備は風（台風）による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

##### (3) 竜巻

設計竜巻の最大風速は、東海第二発電所における竜巻規模 F3（風速  $70\sim 92\text{m/s}$ ）の上限値  $92\text{m/s}$  を安全側に切り上げて  $100\text{m/s}$  とする。

竜巻特性値（移動速度、最大接線風速、最大接線風速半径、最大気圧

低下量, 最大気圧低下率) については, 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に示される方法に基づき, 設計竜巻の最大風速  $100\text{m/s}$  での竜巻特性値を適切に設定する。

監視設備は竜巻及びその随件事象による損傷を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

#### (4) 凍結

観測記録によると, 水戸市の気温の観測記録史上 1 位の最低気温は  $-12.7^{\circ}\text{C}$  である。

監視設備は低温による凍結を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

#### (5) 降水

設計基準としての降水量は, 降水に対する排水施設の規格・基準として, 森林法に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「森林法に基づく林地開発許可の手びき」(平成 28 年 4 月茨城県)において, 東海村が適用範囲となる「水戸」における 10 年確率で想定される雨量強度  $127.5\text{mm/h}$  とする。

監視設備は降水による損傷を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

#### (6) 積雪

設計基準としての積雪深は, 建築基準法施行令にて定められた東海村の基準積雪深である  $30\text{cm}$  とする。なお, 観測記録によると, 水戸市の積雪の観測記録史上 1 位の日最深積雪は  $32\text{cm}$  である。

監視設備は積雪による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

(7) 落雷

落雷の基準電流値は、観測記録の統計処理による年超過確率  $10^{-4}$  / 年値である 220kA とする。

監視設備は落雷による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

(8) 地滑り

東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形が存在しないことを確認しており、地滑りによる監視設備の損傷が生じることはない。

(9) 火山の影響

考慮すべき火山事象は降下火砕物（火山灰）とし、文献調査、地質調査及び降下火砕物シミュレーション解析の結果を踏まえ、降下火砕物の層厚を 40cm、密度を  $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ （湿潤状態）、粒径を最大 8mm とする。

監視設備は降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

(10) 生物学的事象

考慮すべき生物学的事象は海生生物の襲来、小動物の侵入とする。

監視設備は生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

(11) 森林火災

監視設備のうちモニタリング・ポストは、森林火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。

監視設備のうち気象観測設備及び放射能観測車は、防火帯の内側に配置し、森林火災による損傷は生じない設計とする。

(12) 高潮

東海第二発電所の最寄りの港湾である茨城港日立港区で観測された潮位は、最高潮位が東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+1.46m、朔望平均満潮位が T.P. +0.61m である。

監視設備は高潮の影響を受けない敷地高さ以上（T.P. +3.3m）に配置し、高潮による損傷は生じない設計とする。

### 3.2 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減手段

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，バックグラウンド低減手段を以下のとおり整備する。

#### (1) モニタリング・ポスト

##### ・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により検出部カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出部カバーを備える。

##### ・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリング・ポストの検出部カバーの交換を行う。
- ③ 局舎屋上等の洗浄等を行う。
- ④ 除草，落ち葉の撤去，土壌の撤去等を行う。
- ⑤ NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

## (2) 可搬型モニタリング・ポスト

### ・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により可搬型モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリング・ポストの設置を行う際，予め養生を行う。

### ・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

## (3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安はモニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベルとする。ただし，汚染の状況により，平常時の空間放射線量率レベルまで低減することが困難な場合は，可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

### 3.3 放射能放出率の算出及び妥当性について

重大事故等が発生した場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設の周囲の放射線量を測定し、測定結果から放射能放出率を算出する。また、算出するにあたり、可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び計測範囲の妥当性について示す。

#### 3.3.1 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射能放出率を算出するために、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた放射線量のデータより、以下の(1)、(2)の計算式を用いる。(出典：「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会 平成22年4月))

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

a. 放射性希ガス放出率の算出

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率  
( $\mu\text{Gy/h}$ ) ※<sup>1</sup>

D<sub>0</sub> : 風下の空気カーマ率図のうち、地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 ( $\mu\text{Gy/h}$ ) ※<sup>2</sup>  
(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis)

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率の算出

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

$\chi$  : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度  
(Bq/cm<sup>3</sup>) ※<sup>1</sup>

$\chi_0$  : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表における大気中放射性よう素濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) ※<sup>2</sup>  
(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s)

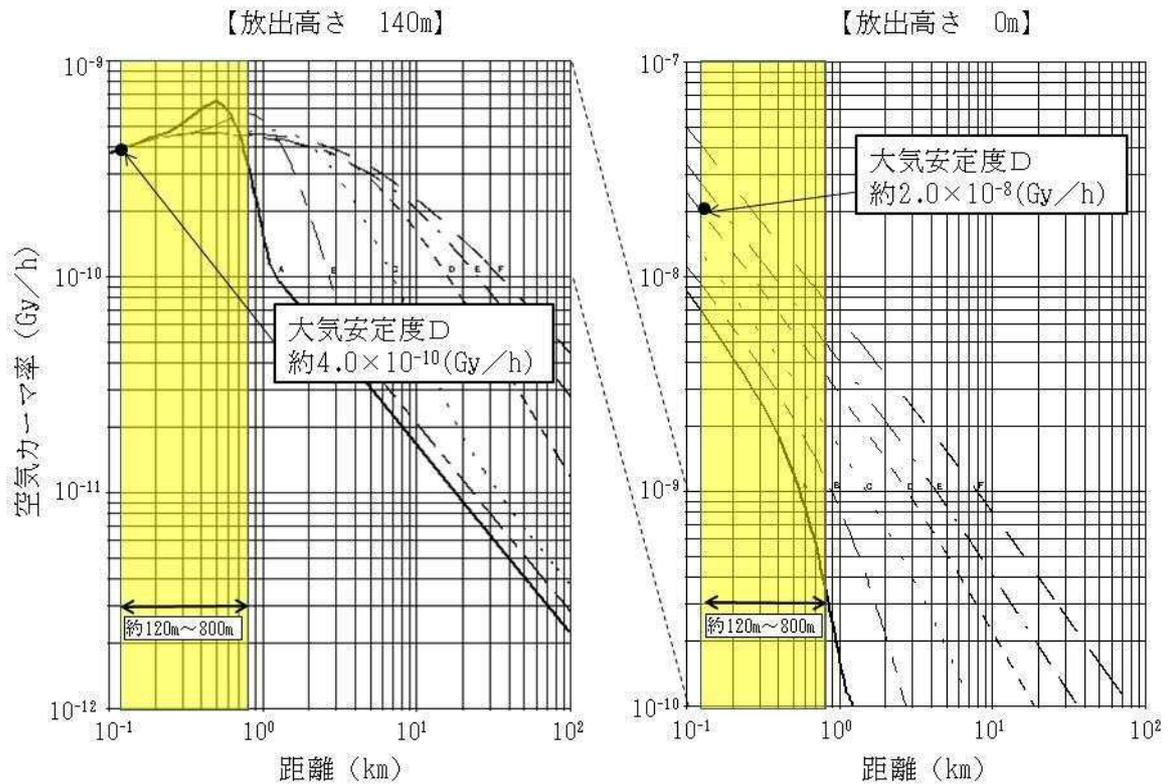
U : 平均風速 (m/s)

※<sup>1</sup> : モニタリングで得られたデータを使用

※<sup>2</sup> : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10)を使用

(2) 排気筒高さから放出された場合の測定について

可搬型モニタリング・ポストは、地上位置に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さと測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に計測が可能である。



- ・排気筒高さ 地上高 140m
- ・標高 8m
- ・可搬型モニタリング・ポスト設置場所  
(原子炉建屋から約 200m~800m)

出典:排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10)

第 3.3.1 図 各大気安定度における地表面での放射性雲からの  $\gamma$  線による空気カーマ率分布図

(3) 放出放射能の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 4.5 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 8.9 \times 10^8 \text{ (GBq/h)} = 8.9 \times 10^{17} \text{ (Bq/h)} \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空間放射線量率⇒  
50mGy/h (5.0×10<sup>4</sup>Gy/h)

(1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速 (1.0m/s)

D<sub>0</sub> : 4.5×10<sup>-4</sup> μGy/h\* (排気筒放出 (地上高 140m, 距離 200m))

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー  
—  
⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより  
採取，測定したデータから算出する。

### 3.3.2 可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

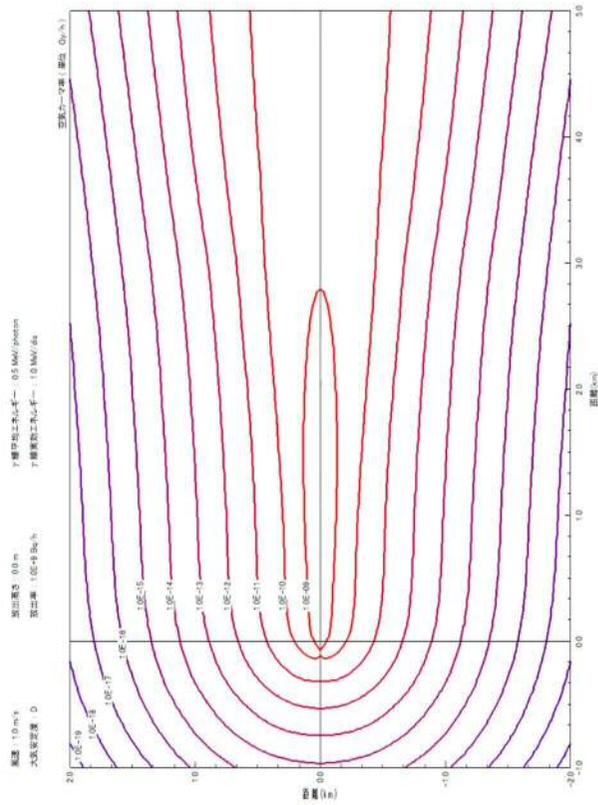
プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポストの設置場所を通過するわけではなく、隙間を通過するケースも考えられる。そのため、設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について、以下のとおり確認を行った。

#### (1) 評価条件

第3.3.2-1表の条件において、空間ガンマ線線量率の等値線図(第3.3.2-1図)及び風下軸上空間ガンマ線量率図(第3.3.2-2図)を用いて、各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

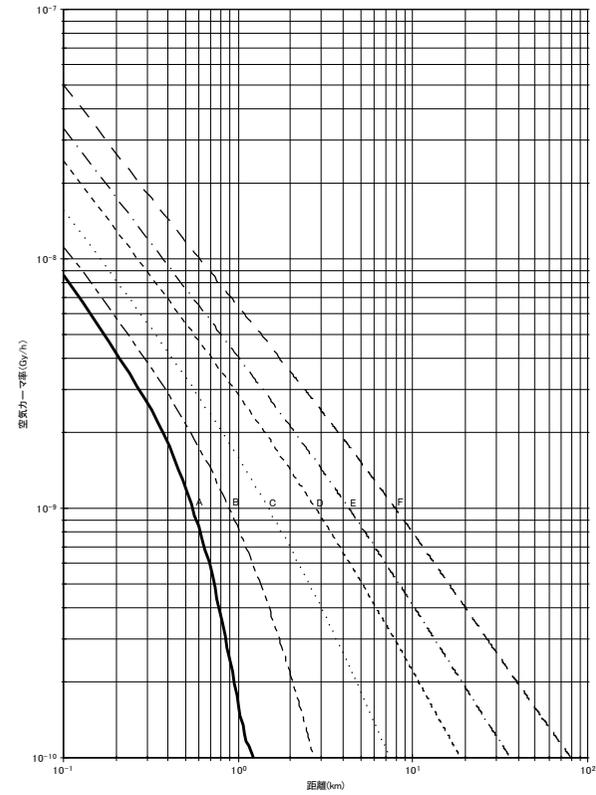
第3.3.2-1表 空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D(安定)	東海第二発電所構内において、最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため



第 3.3.2-1 図 空間ガンマ線量率の等値線図

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h  
 γ線平均エネルギー: 0.5 MeV/ photon γ線実効エネルギー: 1.0 MeV/ ds



第 3.3.2-2 図 風下軸上空間ガンマ線量率図

出典: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)  
 (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10)

(2) 評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第 3.3.2-3 図）、感度をまとめた結果を第 3.3.2-2 表に示す。ここでは風向による差を確認するために、風下方向の評価地点での線量率を 1 と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約 2 桁低くなるが、各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して最低でも 0.015 程度の感度を有しており、プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

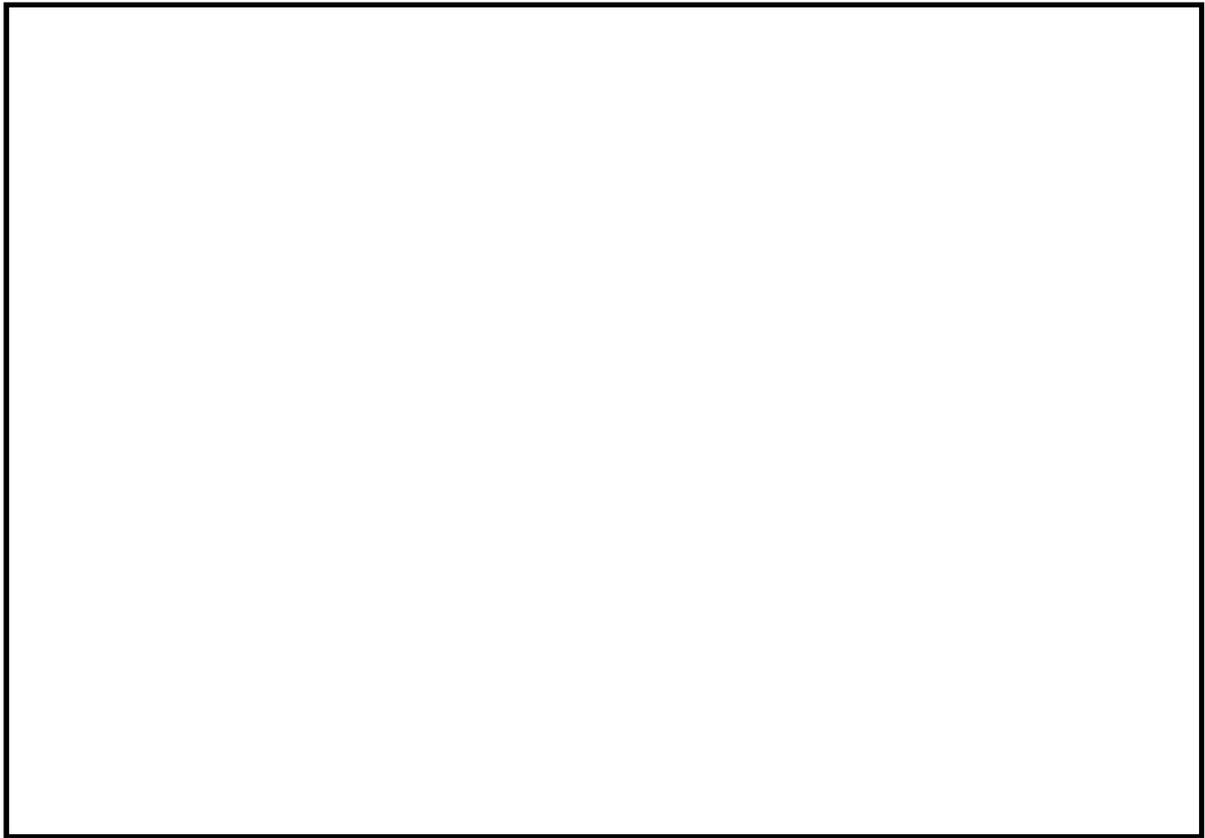
第 3.3.2-2 表 各風向による評価地点での線量の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
／ 可搬型 モニタリング ポスト	可搬型 M/P (NE)	1	<u>0.071</u>	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D (N)	0.001	1	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C (NW)	0.001	0.021	1	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	<u>0.250</u>	<u>0.167</u>	0.001	0.000	0.000	0.000
	MP-A (W)	0.000	0.001	0.025	1	0.001	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P (SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	1	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P (S)	0.008	0.014	0.075	0.022	<u>0.060</u>	1	<u>0.015</u>	0.002
	可搬型 M/P (SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	1	<u>0.015</u>
	可搬型 M/P (E)	<u>0.075</u>	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0.015</u>	1

※太字：風下方向の線量率の感度（1 と規格化した方位）

下線：それぞれの風向に対し、最も感度が高いもの

■：下線で示したもののうち、最も低い値となるもの



第 3.3.2-3 図 可搬型モニタリング・ポスト設置位置と線量率  
(風向 S W の例)

### 3.3.3 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲

#### (1) 重大事故等における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射能を推定するために周辺監視区域内で空間放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて150mSv/h程度(炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合)が必要と考えられる。

このため、1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、設置場所を変更する等の対応を実施する。

#### (2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/h(2011.3.15 9:00)であった。

これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると線量率は約13～150mSv/hとなる。

第3.3.3表 炉心からの距離と線量率の関係

炉心からの距離	線量率
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約200(m)	約13～150 (mSv/h)※
福島第一原子力発電所の正門付近 約900(m)	約11 (mSv/h)

※風速 1m/s, 放出高さ 30m, 大気安定度 A～F 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010) を用いて算出

### 3.3.4 可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリー（6個）により6日間以上連続で稼働可能であり、6日後からは予備の外部バッテリー（4個）と交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計とする。なお、外部バッテリーは、緊急時対策所に保管し、通常時から充電を行うことで、6日目に確実に交換できる設計とする。

また、10台全ての可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、移動時間含めて約310分である。ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

#### <被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：東海第二発電所
- ・ ソースターム：格納容器ベント実施
- ・ 評価点：スクラビング水補給作業場所  
(可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。)
- ・ 大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照

- ・ 評価時間：約270分<sup>※</sup>

※事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。

緊急時対策所及びモニタリング・ポスト代替の可搬型MPに係る作業：約175分

(移動合計時間約125分+作業時間10分×上記5か所)

発電用原子炉施設周囲(海側を含む。)の可搬型MPに係る作業：約95分

(移動合計時間約45分+作業時間10分×上記5か所)

- ・ 作業開始時間：事故発生後から6日後(144時間後)から作業開始
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50

- ・被ばく経路：以下を考慮

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外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく，

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャイン）

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	144
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 19

### 3.4 可搬型放射能測定装置等の数量の考え方

可搬型放射能測定装置等の数量の考え方を以下に示す。

第 3.4 表 可搬型放射能測定装置等の数量の考え方

名称	考え方	保管場所	台数
可搬型モニタリング・ポスト	モニタリング・ポストが機能喪失した際の代替測定用として 4 台，重大事故等が発生した場合の発電用原子炉周囲（海側を含む。）の放射線量測定用として 5 台，緊急時対策所付近の放射線量測定用として 1 台※ また，これらの予備として 2 台	緊急時対策所	12
可搬型ダスト・よう素サンプラ	陸側（放射能観測車の代替）測定用に 1 台，海側測定用に 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	3
NaI シンチレーションサーベイ・メータ	陸側（放射能観測車の代替）測定用に 1 台，海側測定用に 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	3
β線サーベイ・メータ	陸側（放射能観測車の代替）測定用に 1 台，海側測定用に 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	3
ZnS シンチレーションサーベイ・メータ	陸側（放射能観測車の代替）測定用に 1 台，海側測定用に 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	3
電離箱サーベイ・メータ	海上モニタリングのために 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	2
小型船舶	海上モニタリングのために 1 台及び予備 1 台	可搬型設備保管場所	2
可搬型気象観測設備	気象観測設備の代替として 1 台及び予備 1 台	緊急時対策所	2

※設置許可基準第 61 条「緊急時対策所」に対応する設備と共用

### 3.5 サーベイ車

サーベイ・メータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を1台配備しており、放射能観測車の保守点検時は、サーベイ車を使用する。

サーベイ車の仕様を第3.5表に、サーベイ車の写真を第3.5図に示す。

第3.5表 サーベイ車の仕様

項目	内容
台数	1台
主な搭載機器	電離箱サーベイ・メータ 計測範囲：0.001～1000mSv/h
	GM汚染サーベイ・メータ 計測範囲：B. G. ～99.9kmin <sup>-1</sup>
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ 計測範囲：B. G. ～3.0×10 <sup>4</sup> nGy/h
	可搬型ダスト・よう素サンプラ



第3.5図 サーベイ車の写真

### 3.6 放射性物質の濃度の測定に用いる設備（自主対策設備）

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため、以下の設備を使用する。なお、使用に当たっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

- ・ G e  $\gamma$  線多重波高分析装置



- ・ ガスフロー式カウンタ



### 3.7 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び周辺監視区域境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

#### (1) 放射線量の測定（モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト）

- a. 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト4台の稼働状況を確認する。
- b. 可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に1台設置する。
- c. モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、リヤカー等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し、放射線量の監視を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する場合がある。
- d. 可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に5台設置し、放射線量の監視強化を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する場合がある。

#### (2) 放射能観測車

- a. 放射能観測車の使用可否を確認する。
- b. 放射能観測車が使用可能な場合、放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- c. 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサー

ベイ・メータ)により、発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

(3) 空气中、海水、土壌の放射性物質の濃度及び海上モニタリング

- a. 大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合、可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- b. 周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合、取水口、放水口等で海水の採取を行い、可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 $\beta$ 線サーベイ・メータ、ZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により水中の放射性物質の濃度を測定する。
- c. 周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。なお、海上モニタリングは海洋の状況等を考慮し、安全上の問題がないと判断できた場合に行う。
- d. 大気中への放射性物質の放出が確認された場合、可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

(4) 気象観測

- a. 事象進展中の気象情報を的確に把握するため、気象観測設備の稼働状況を確認する。

- b. 気象観測設備が機能喪失した場合は、リヤカー等により可搬型気象観測設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

(5) 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

第 3.7 表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

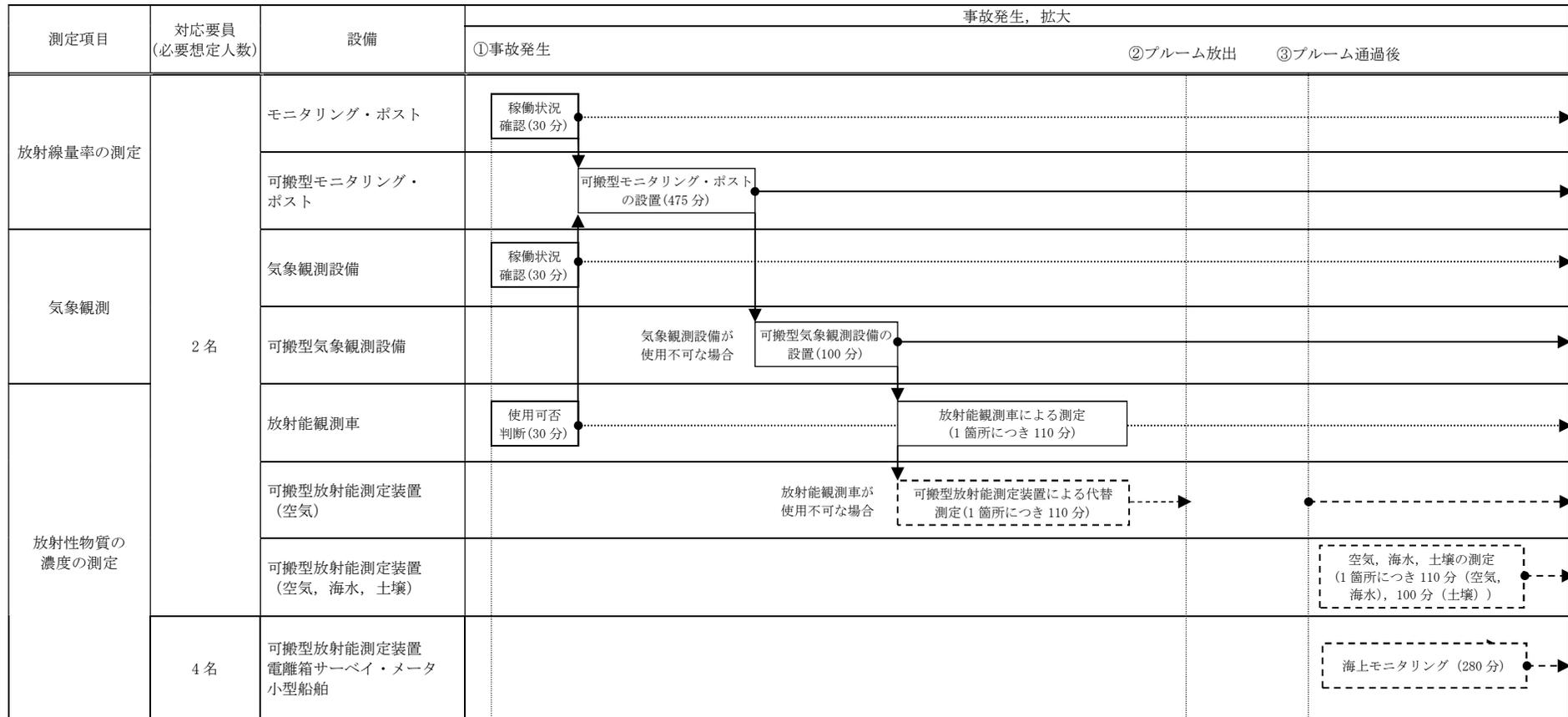
モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員※ (必要想定人数)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリング・ポストの設置及び放射線量の測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
発電用原子炉周囲（海側を含む。）及び緊急時対策所付近を含む発電用原子炉施設周辺の放射線量監視強化		原子力災害特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測設備の設置及び気象条件の測定	気象観測設備が機能喪失した場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射能測定装置による空気の測定	放射能観測車が機能喪失した場合	
空気のモニタリング	可搬型放射能測定装置による空気の測定	大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合	
水中のモニタリング	可搬型放射能測定装置による海水の測定	周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合	
土壌のモニタリング	可搬型放射能測定装置による土壌の測定	空気のモニタリングにより大気中への放射性物質の放出を確認した場合	
海上モニタリング	小型船舶等による放射線量及び放射性物質の濃度の測定	水中のモニタリングにより周辺海域への放射性物質の漏えいを確認した場合	

※要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

### 3.8 緊急時モニタリングに関する要員の動き

「3.7 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」に示す対応要員について、事故発生からプルーム通過後までの動きを第 3.8 図に示す。なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

——— : 測定実施  
 - - - : 必要により実施  
 ..... : 設備が健全であれば測定実施



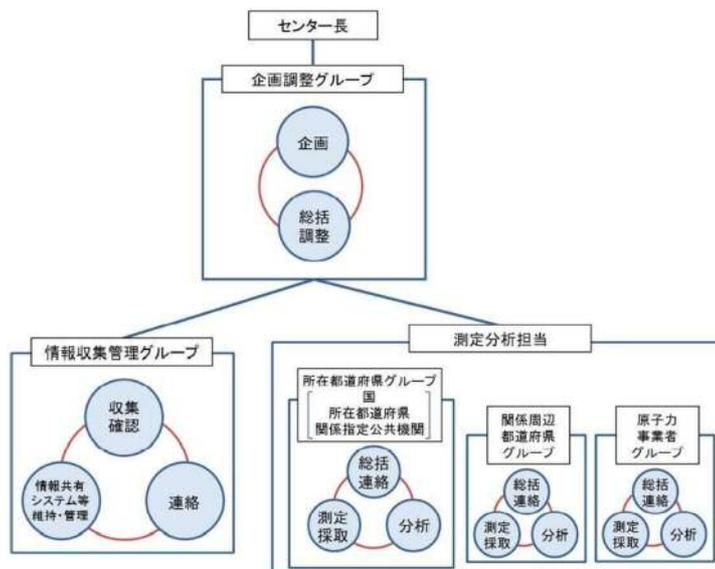
※稼働状況及び使用可否判断を行った要員は、その後上図に示すと通りの順番に従って作業を行う。

第 3.8 図 事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

### 3.9 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針(原子力規制委員会 平成29年3月22日 全部改正)

に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。



第3.9図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第3.9表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時モニタリングセンターの総括</li> <li>緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>対策官事務所長及び対策官事務所長代理を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置</li> <li>国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成</li> </ul>
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時モニタリングセンター内における情報の収集等</li> <li>緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等</li> <li>現地における緊急時モニタリング結果の情報共有システムの維持・異常対応等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成</li> </ul>
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> <li>企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置</li> </ul>

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第1版（平成26年10月29日）

- (2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

**【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】**

- ① 事故の発生時刻及び場所
- ② 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ 放射性物質影響範囲の推定結果
- ⑨ その他必要と認める事項

### 3.10 他の原子力事業者との協力体制

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）を締結している。

#### (1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

#### (2) 原子力事業者間協力協定（内容）

##### （目的）

原災法第 14 条<sup>\*</sup>の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

##### ※原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

(事業者)

電力9社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），日本原子力発電，電源開発，日本原燃

(協力の内容)

発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退避時検査及び除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。

61-1

SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

61条：緊急時対策所		緊急時対策所遮蔽		類型化区分	緊急時対策所非常用送風機	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	その他の建屋内（緊急時対策所）	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	（有効に機能を発揮する）	—	
			海水	（海水を通水しない）	対象外	（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第2号	操作性	（操作不要）	対象外	現場操作（緊急時対策所） （操作スイッチ操作）	B d		
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3				
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	遮蔽 （外観点検が可能）	K	ファン （機能・性能の確認が可能） （分解が可能）	A		
	関連資料	[本文] 3.18		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b		
	関連資料	—		—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c	他の設備から独立	A c	
			その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外	（考慮対象なし）	対象外	
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第6号	設置場所	（操作不要）	対象外	現場（遠隔）操作	A b		
	関連資料	—		[配置図] 61-3				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	その他設備	対象外	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		[容量根拠] 61-6		
		第2号	共用の禁止	共用しない	—	共用しない	—	
			関連資料	—		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外
関連資料	—		[配置図] 61-3					

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

61条：緊急時対策所		緊急時対策所非常用 フィルタ装置		類型化 区分	緊急時対策所用差圧計	類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・ 圧力／屋外の天候／ 放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
	第 2 号	操作性	現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作) *緊急時対策所非常用送風機と連 動	B d	(操作不要)	対象外	
		関連資料	[配置図] 61-3		—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外 部入力)	空調ユニット (機能・性能の確認が可能) (差圧確認が可能)	E	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能) (校正が可能)	J	
		関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	—		—		
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	他の設備から独立	A c	他の設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第 6 号	設置場所	現場(遠隔)操作	A b	操作が不要な設備	対象外	
		関連資料	[配置図] 61-3		—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	A	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	A
			関連資料	[容量根拠] 61-6		—	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない	—	共用しない	—
関連資料			—		—		
第 3 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現 象、外部人為事 象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

61条：緊急時対策所		緊急時対策所用発電機		類型化区分	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
	第2号	操作性	現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	(操作不要)	対象外	
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	原動機(ディーゼル)、発電機 (機能・性能の確認が可能) (分解が可能)	G H	容器(タンク類) (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (油量を確認できる設計)	C	
	関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	[単線結線図] 61-2		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[単線結線図] 61-2		—		
	第6号	設置場所	現場(遠隔)操作	A b	(操作不要)	対象外	
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	[容量根拠] 61-6		[容量設定根拠] 61-6	
		第2号	共用の禁止	共用しない	—	共用しない	—
関連資料			—		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

61条：緊急時対策所		緊急時対策所用発電機 給油ポンプ		類型化 区分	緊急時対策所用M/C	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内（緊急時対策所）	C	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
	第2号	操作性	現場操作（緊急時対策所） （操作スイッチ操作）	B d	現場操作（緊急時対策所） （操作スイッチ操作）	B d	
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ （機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能） （分解が可能）	A	その他の電源設備 （機能・性能の確認が可能） （分解が可能）	I	
		関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	—		[単線結線図] 61-2, [配置図] 61-3		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外	（考慮対象なし）	対象外
			関連資料	—		[単線結線図] 61-2	
	第6号	設置場所	現場（遠隔）操作	A b	現場（遠隔）操作	A b	
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	[容量設定根拠] 61-6		[容量設定根拠] 61-6	
		第2号	共用の禁止	共用しない	—	共用しない	—
関連資料			—		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外
	関連資料		[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61条：緊急時対策所		緊急時対策所加圧設備		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第2号	操作性	現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (規定圧力の確認及び外観の確認が可能)	C	
			関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	-		
		第6号	設置場所	現場(遠隔)操作	A b	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備(必要な台数を確保することに加え、自主的にバックアップを確保する)	C
	関連資料			[容量設定根拠] 61-6		
	第2号		可搬SAの接続性	(常設設備と接続なし)	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第4号		設置場所	(放射線量の高くなる恐れのない場所を選定)	-	
			関連資料	[配置図] 61-3		
	第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	[配置図] 61-3		
第6号	アクセスルート		対象外	対象外		
	関連資料		-			
第7号	共通要因故障防止		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		[配置図] 61-3			

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61条：緊急時対策所		酸素濃度計		類型化区分	二酸化炭素濃度計		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
		第2号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能) (校正が可能)	J	
			関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	-		-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	-		-		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作可能	A a	現場 (設置場所) 操作可能	A a		
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、自主的にバックアップを確保する)	C	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、自主的にバックアップを確保する)	C	
			関連資料	-		-		
		第2号	可搬 SA の接続性	(常設設備と接続なし)	対象外	(常設設備と接続なし)	対象外	
			関連資料	-		-		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	対象外	対象外	
			関連資料	-		-		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなる恐れのない場所を選定)	-	(放射線量の高くなる恐れのない場所を選定)	-	
関連資料			[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	[保管場所] 61-7		[保管場所] 61-7			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	[アクセスルート図] 61-8		[アクセスルート図] 61-8			
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外		
		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外		
		関連資料	-		-			

東海第二原子力発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61 条 : 緊急時対策所		緊急時対策所エリアモニタ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第 2 号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能) (校正が可能)	J	
			関連資料	[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	—		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	—		
		第 6 号	設置場所	現場 (設置場所) 操作可能	A a	
			関連資料	[配置図] 61-3		
		第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、自主的にバックアップを確保する)	C
	関連資料			—		
	第 2 号		可搬 SA の接続性	(常設設備と接続なし)	対象外	
			関連資料	[配置図] 61-3		
	第 3 号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第 4 号		設置場所	(放射線量の高くなる恐れのない場所を選定)	—	
			関連資料	[配置図] 61-3		
	第 5 号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	[保管場所] 61-7		
第 6 号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A		
	関連資料		[アクセスルート図] 61-8			
第 7 号	共通要因故障防止		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		—			

61-2

単線結線図

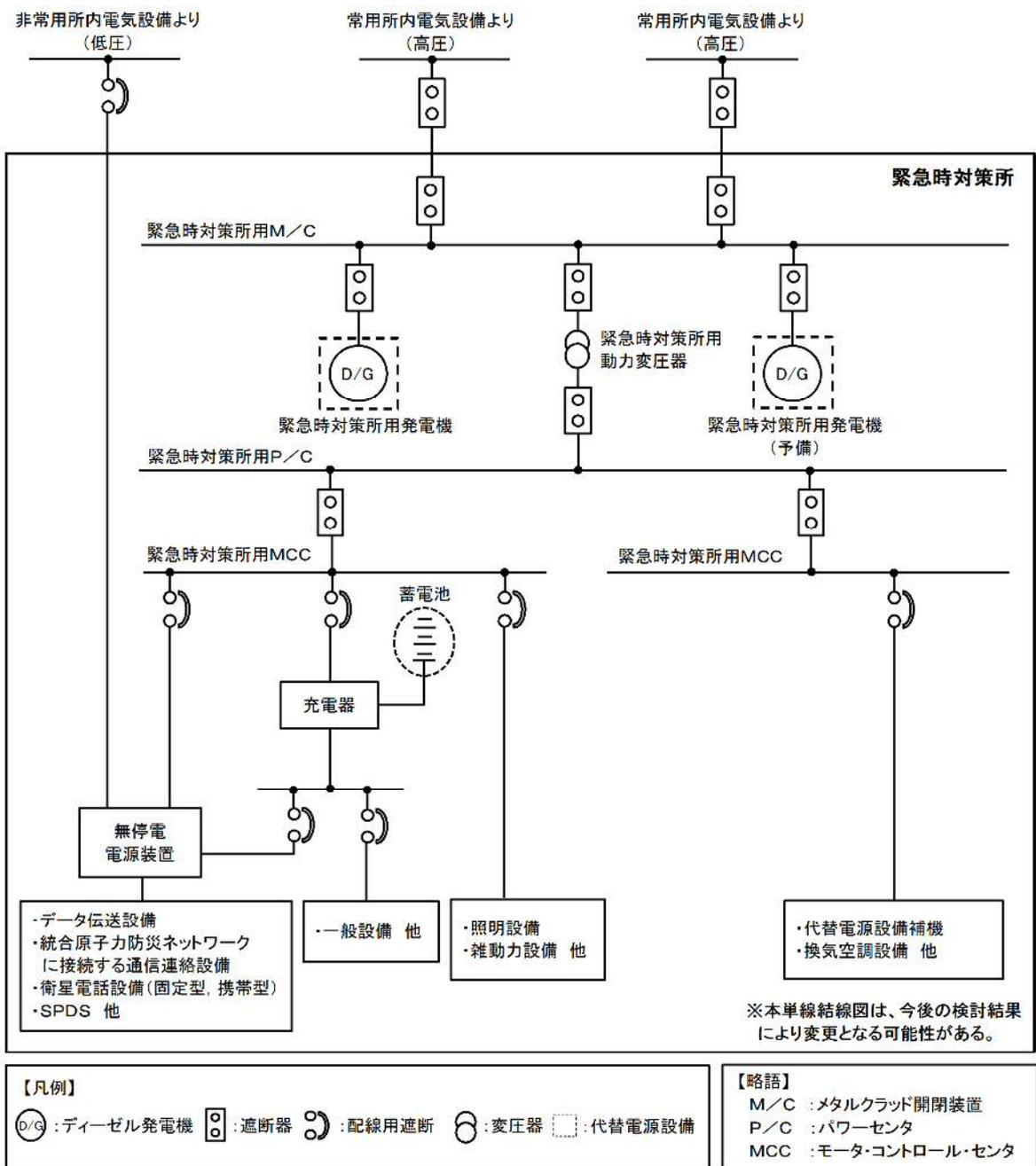
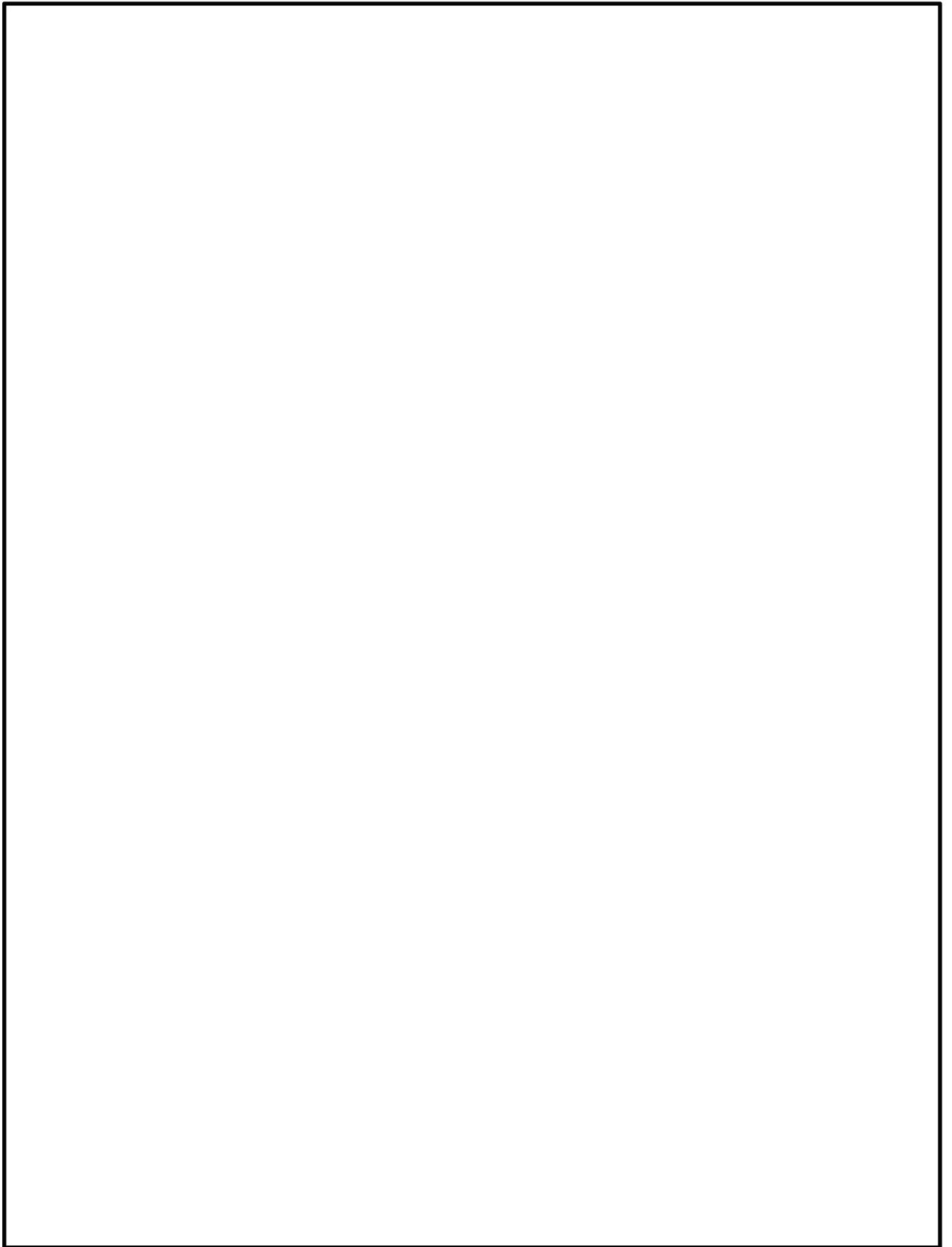


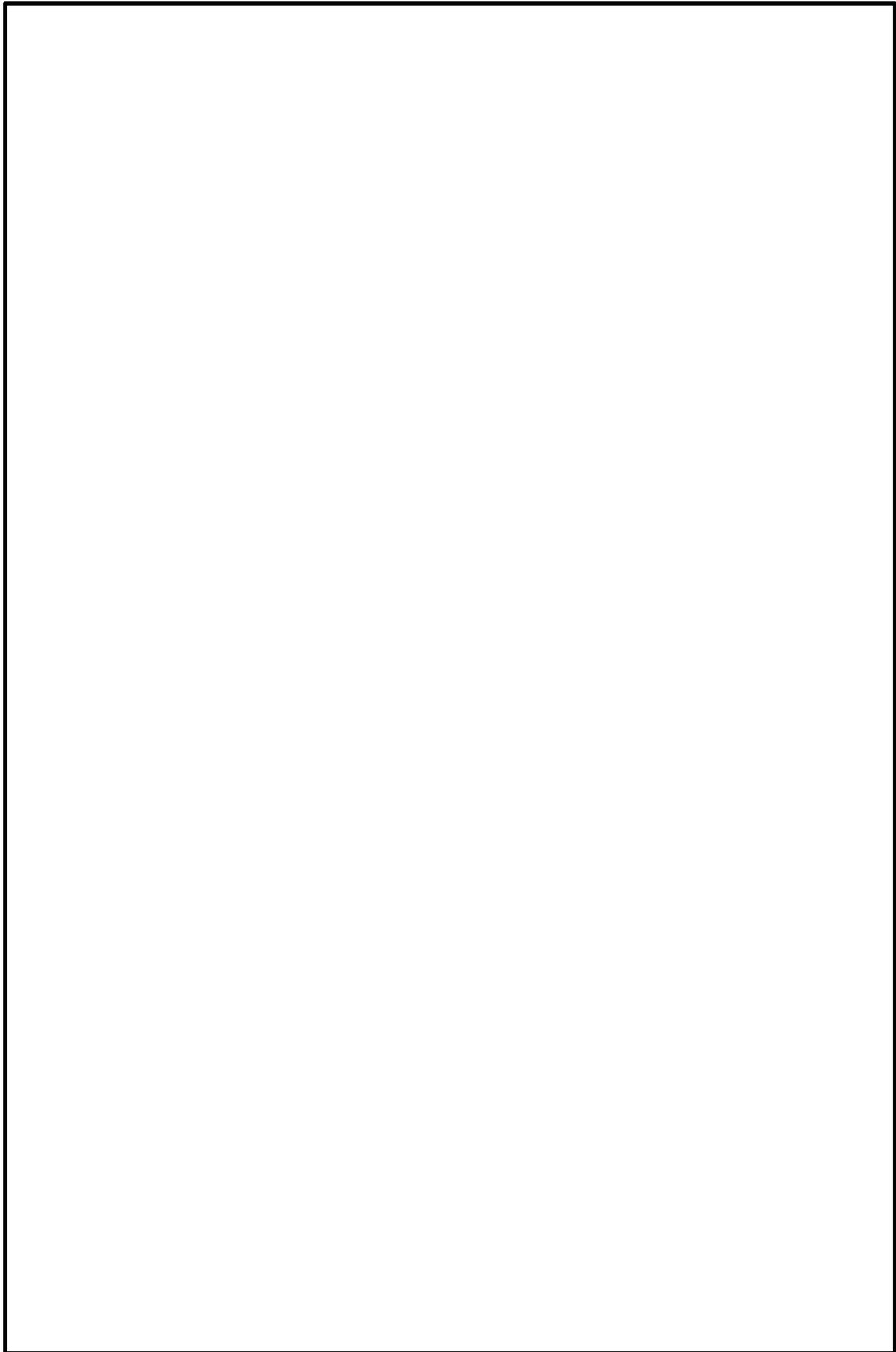
図 61-2-1 緊急時対策所 単線結線図

61-3

配置図



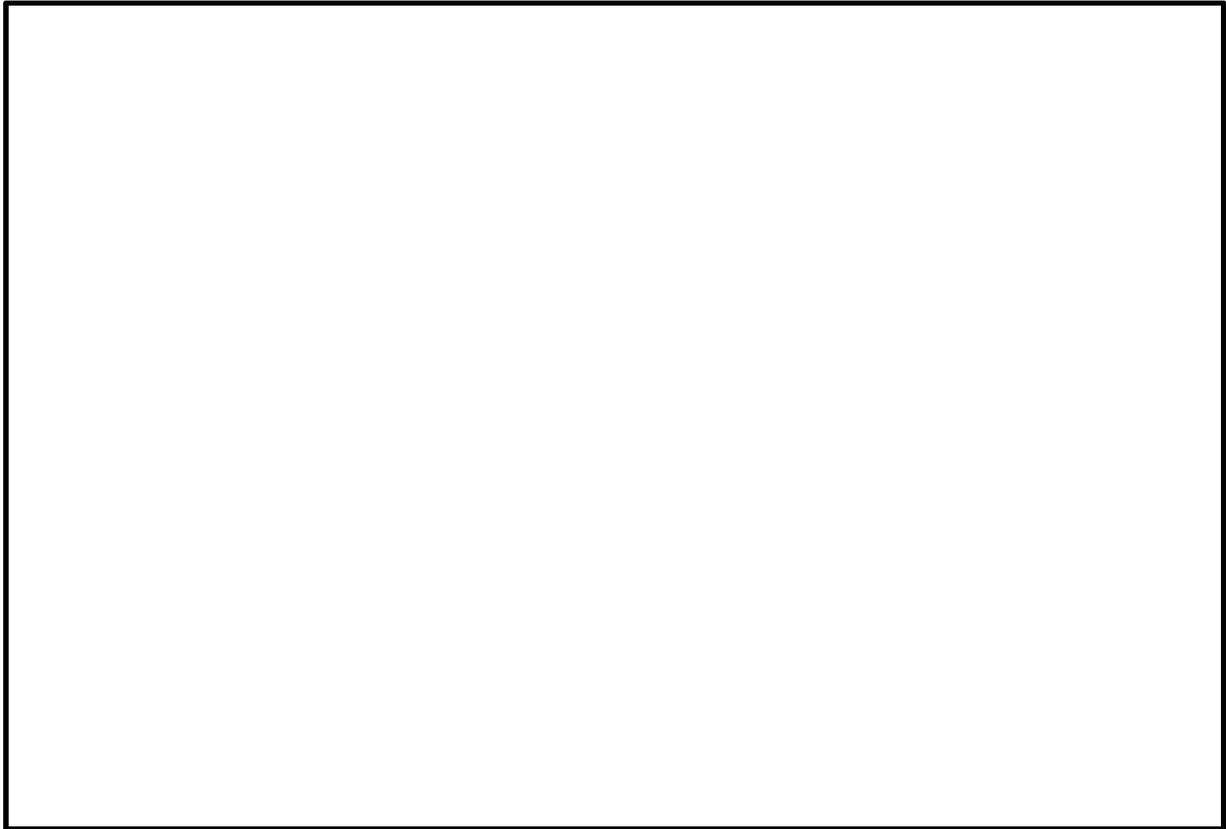
第 61-3-1 図 緊急時対策所 配置図



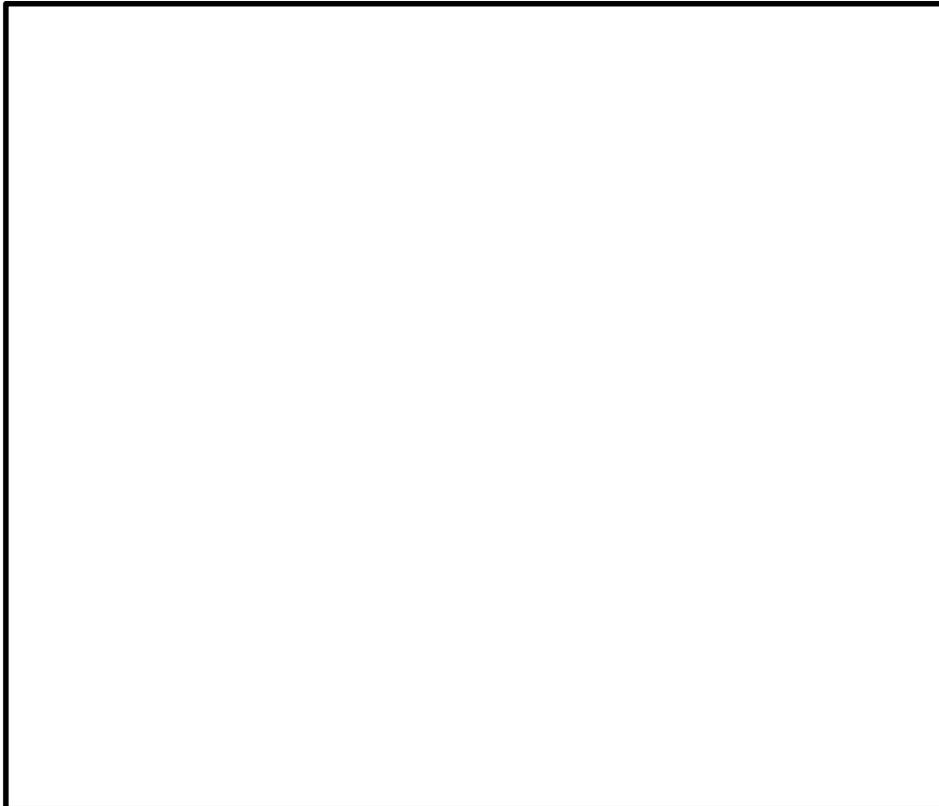
(緊急時対策所 2 階 平面図)

第 61-3-2 図 緊急時対策所(災害対策本部等) 配置図

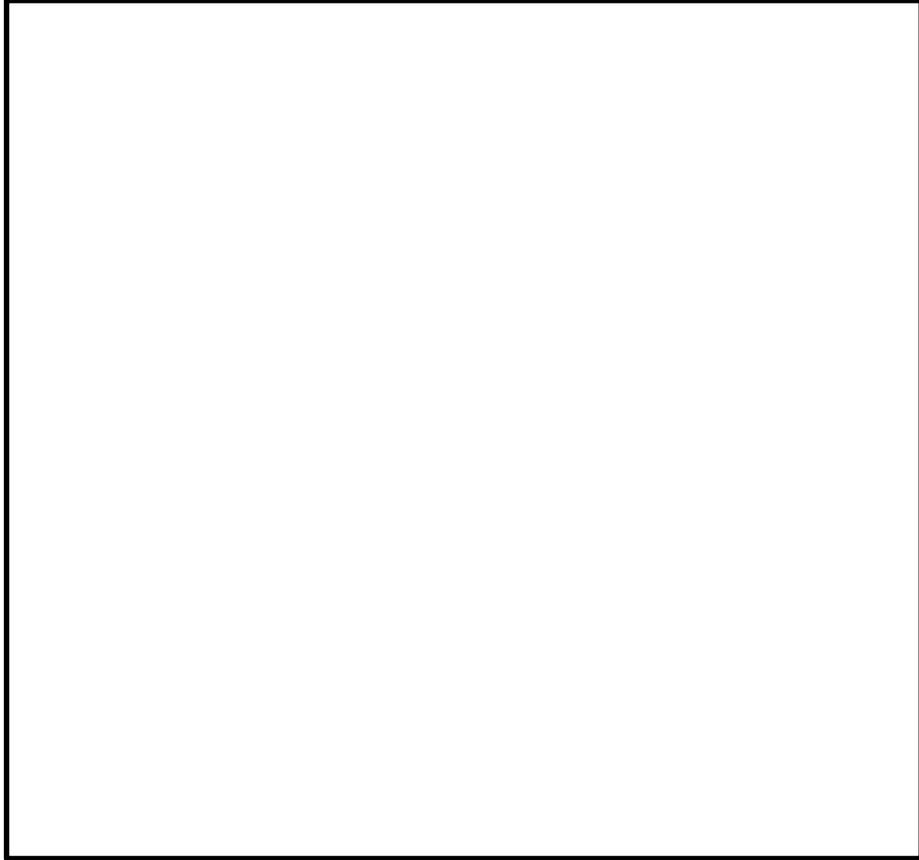




第 61-3-4 図 緊急時対策所内の代替電源設備 配置図  
\*今後の設計により変更になる場合あり

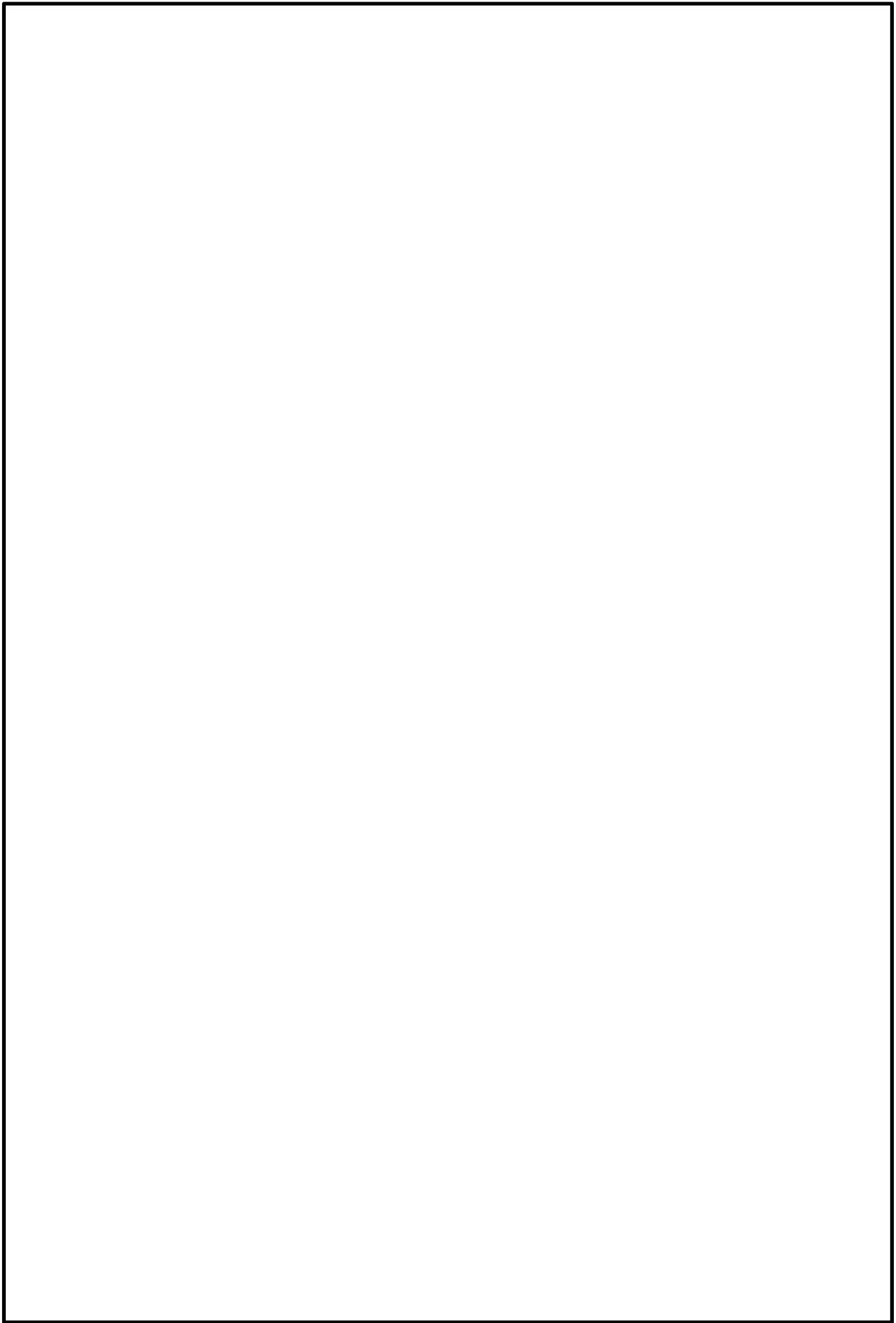


第 61-3-5 図 緊急時対策所用M/C 配置図  
\*今後の設計により変更になる場合あり

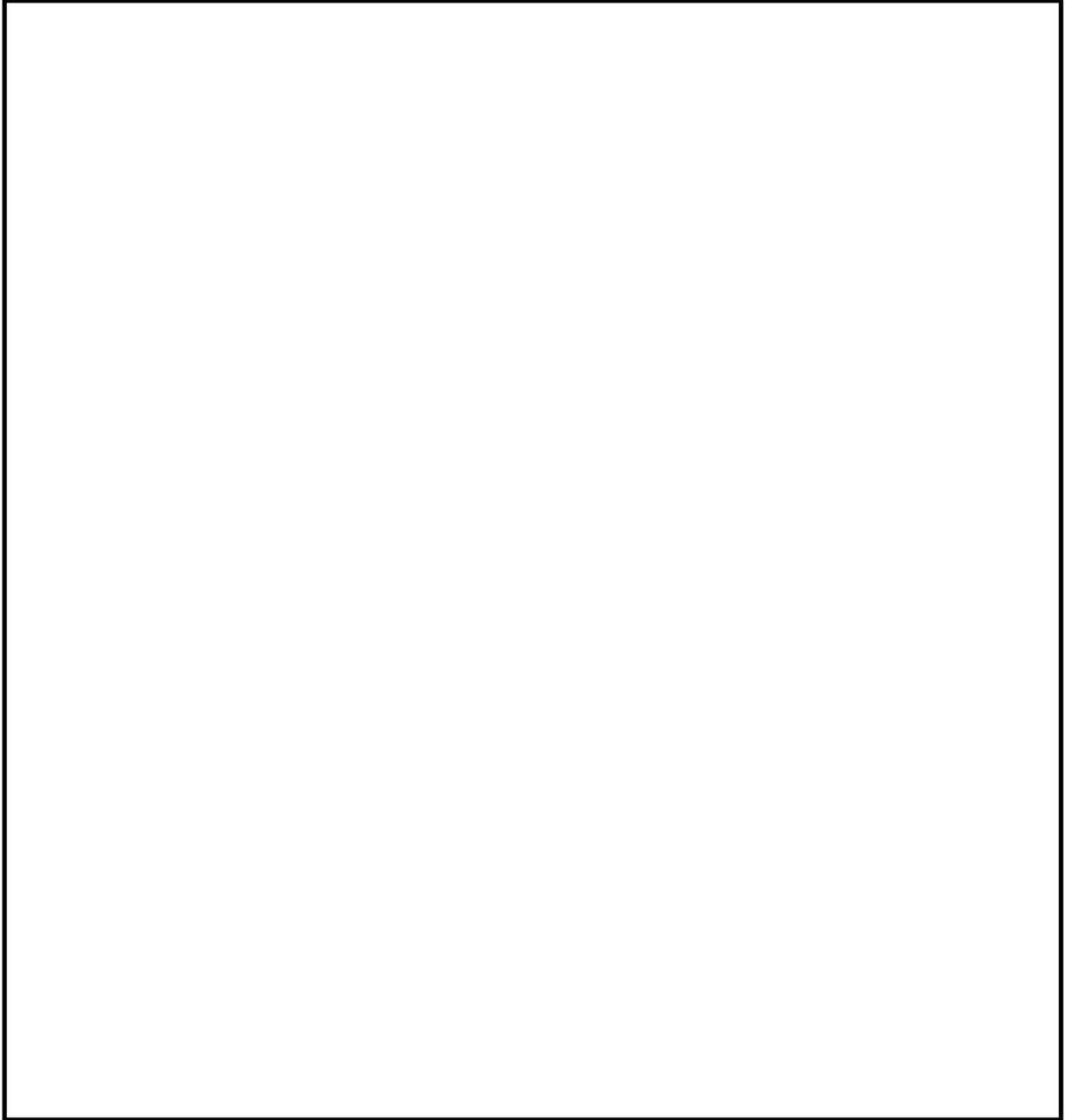


第 61-3-6 図 緊急時対策所用発電機の操作盤 配置図

\*今後の設計により変更になる場合あり

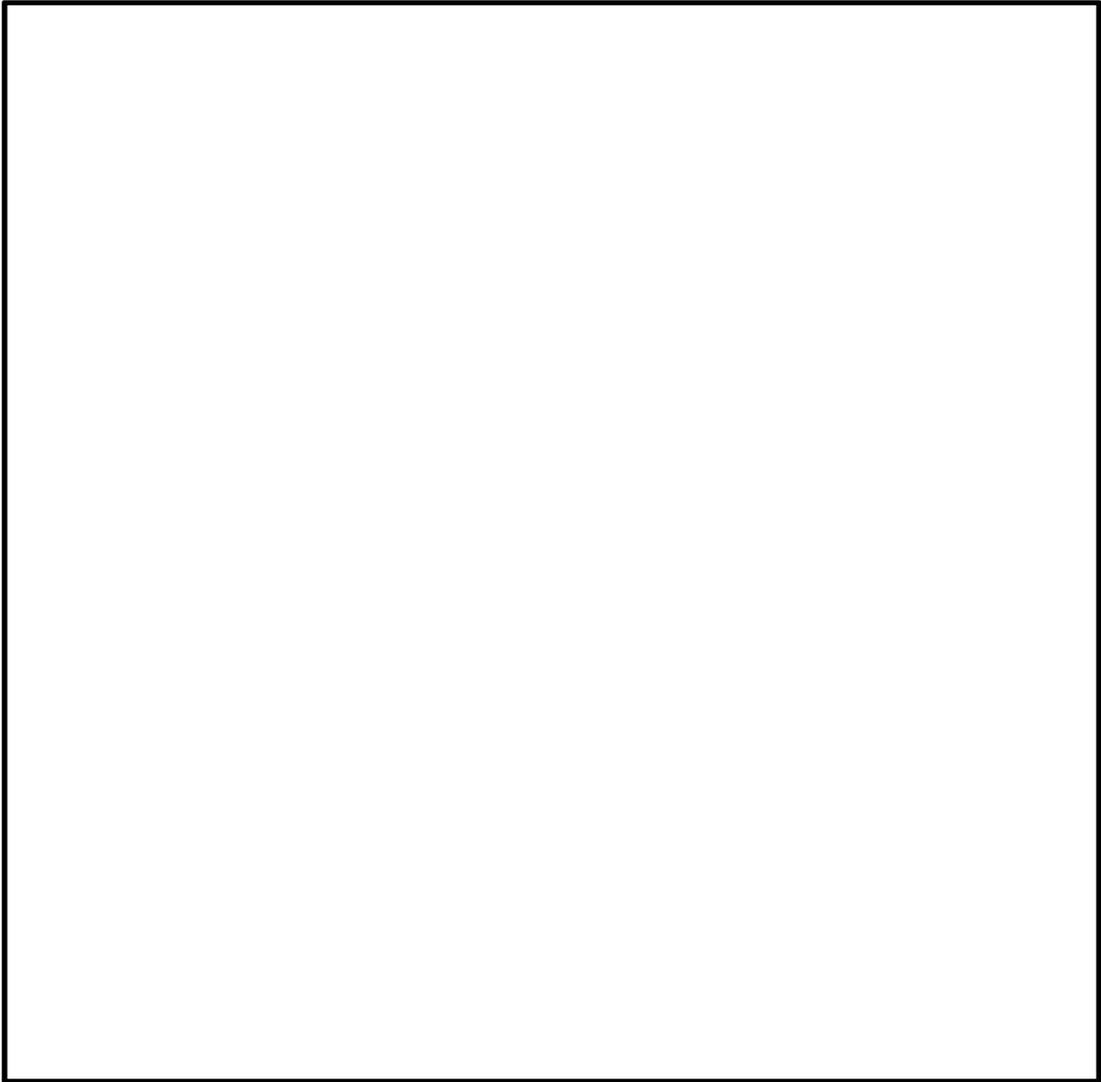


第 61-3-7 図 緊急時対策所建屋・災害対策本部等 遮蔽計画



第 61-3-8 図 緊急時対策所 非常用換気設備, 加圧設備,  
非常用換気設備操作盤 配置図

\*今後の設計により変更になる場合あり



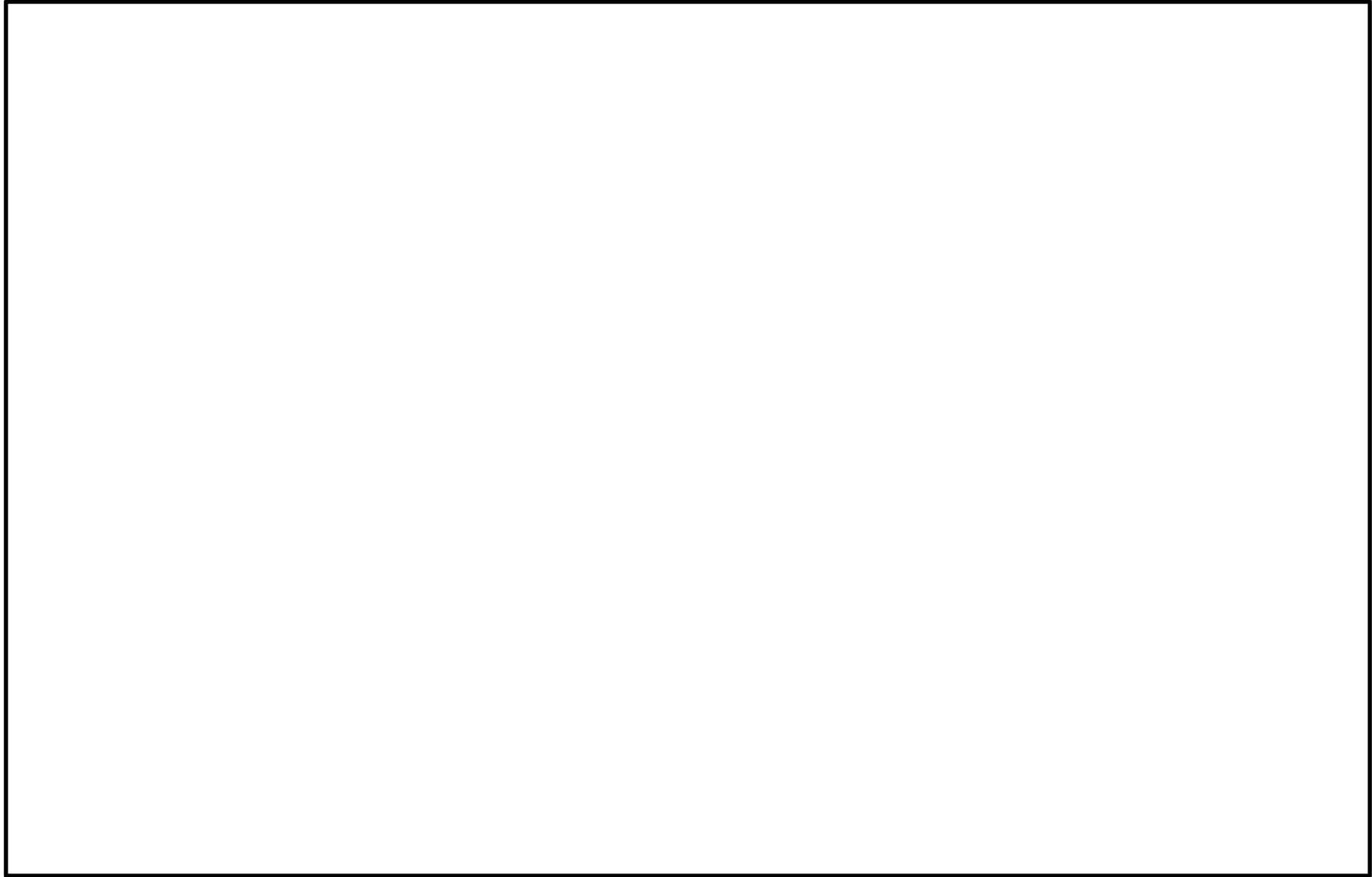
(緊急時対策所 2階 災害対策本部等)

第 61-3-9 図 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ 配置図

\*今後の設計により変更になる場合があります

61-4

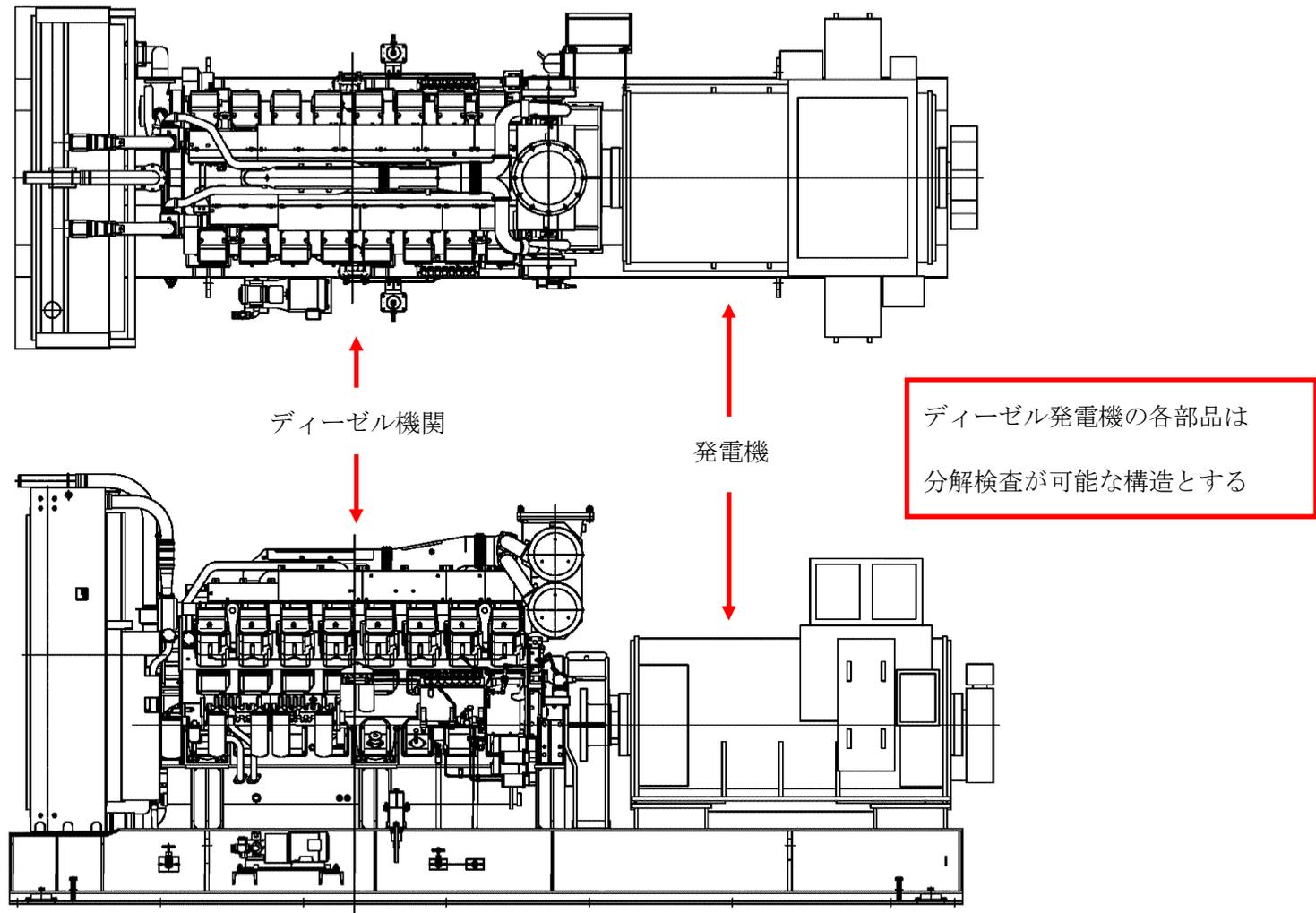
系統図



第 61-4-1 図 緊急時対策所換気設備等の概要図

61-5

試験及び検査



第 61-5-1 図 緊急時対策所用発電機 構造図

\*今後の設計により変更になる場合あり

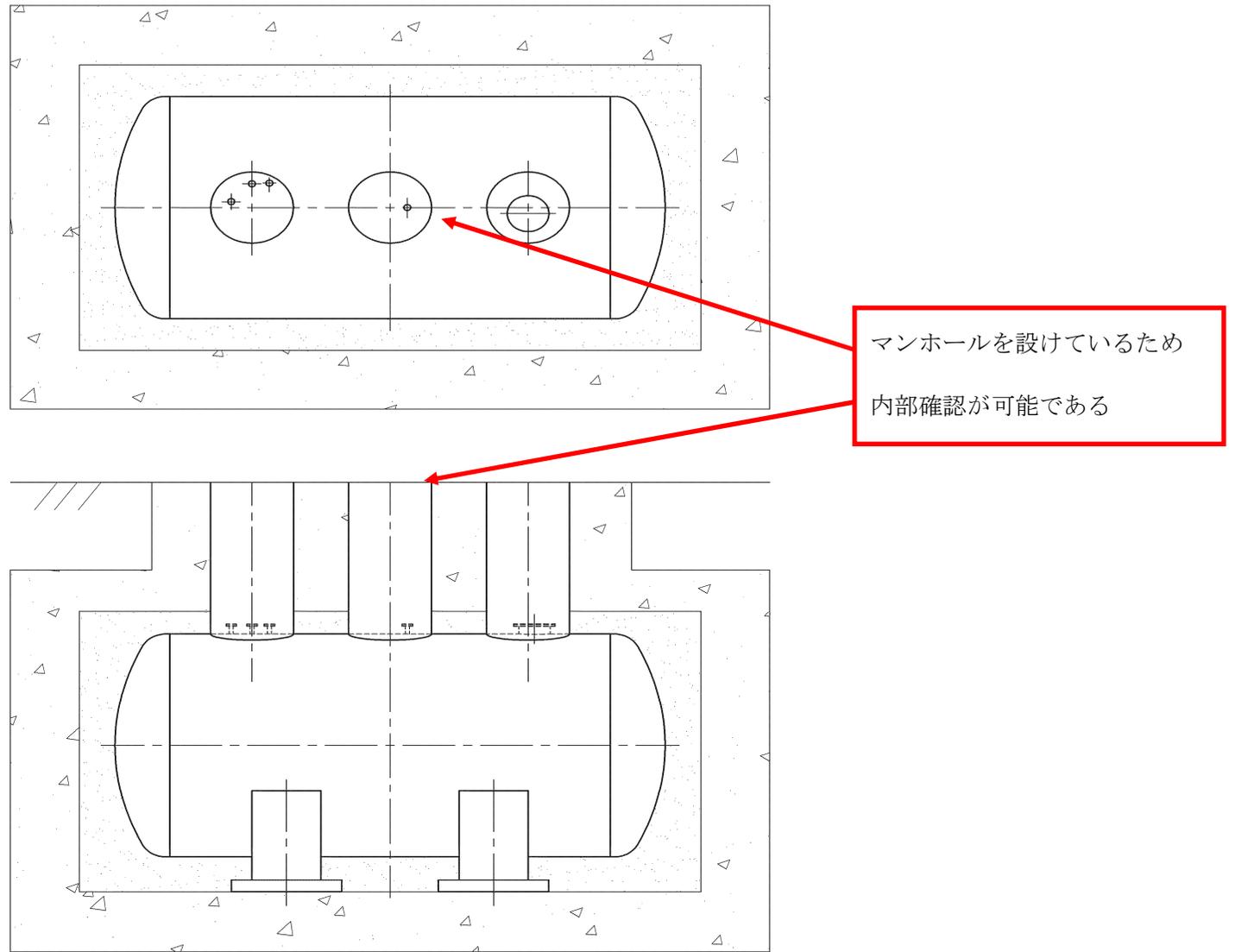
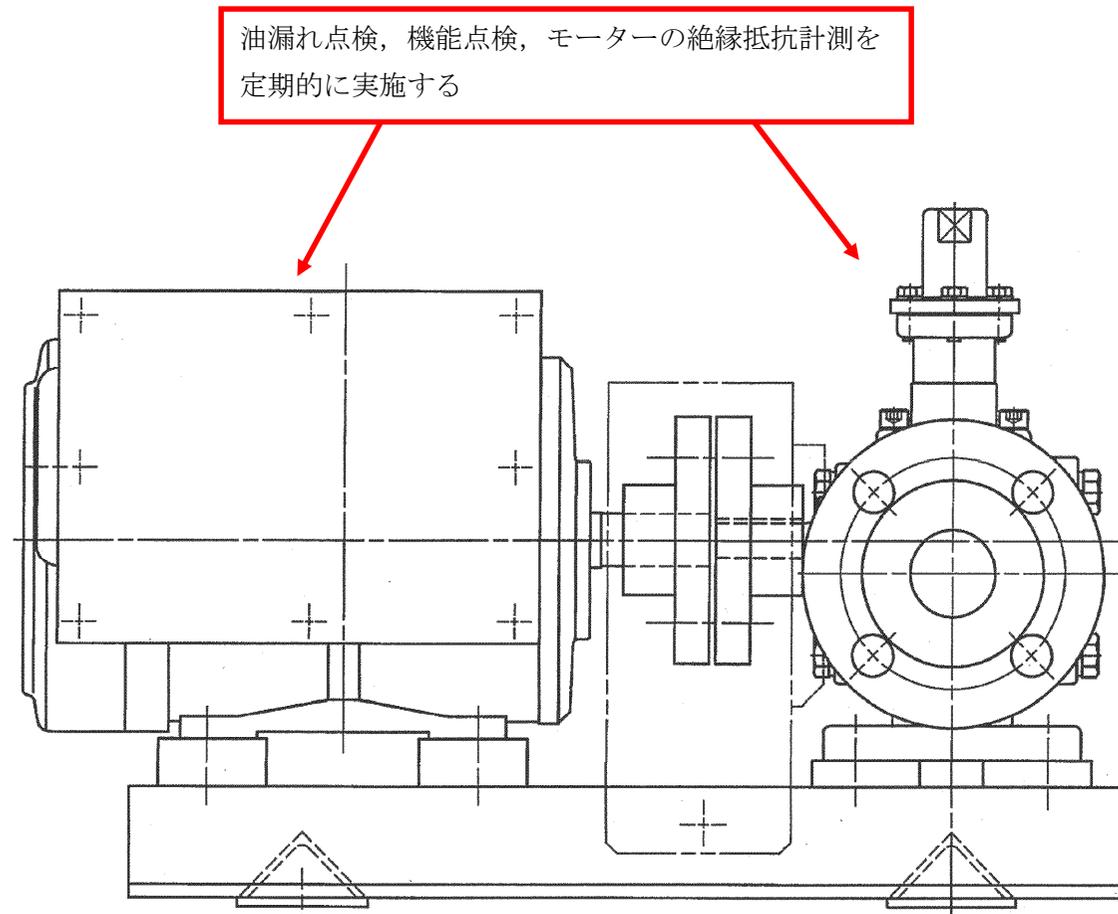


図 61-5-2 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 構造図

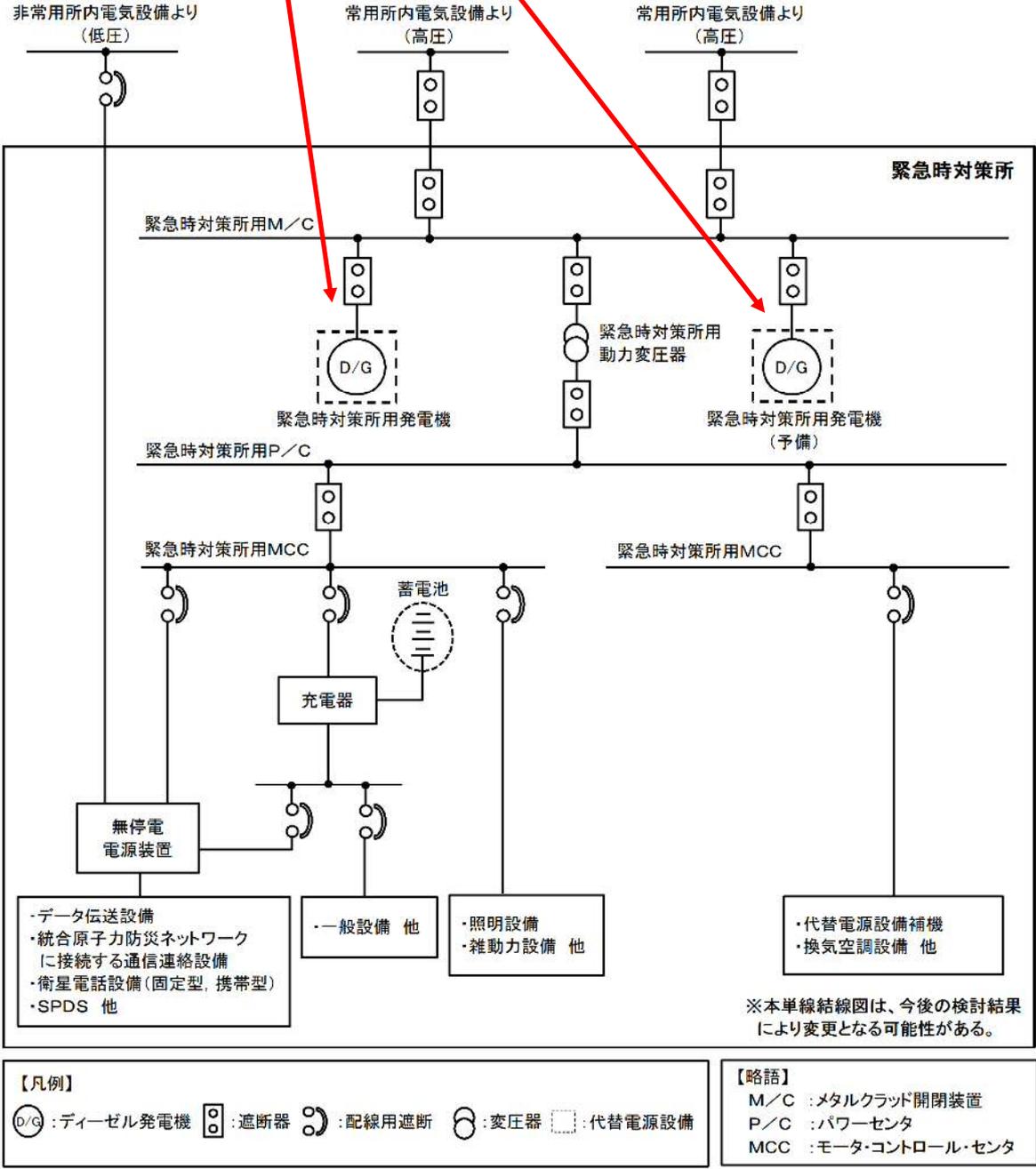
\*今後の設計により変更になる場合あり



第 61-5-3 図 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 構造図

\*今後の設計により変更になる場合あり

発電機及びケーブルは  
絶縁抵抗測定が可能である

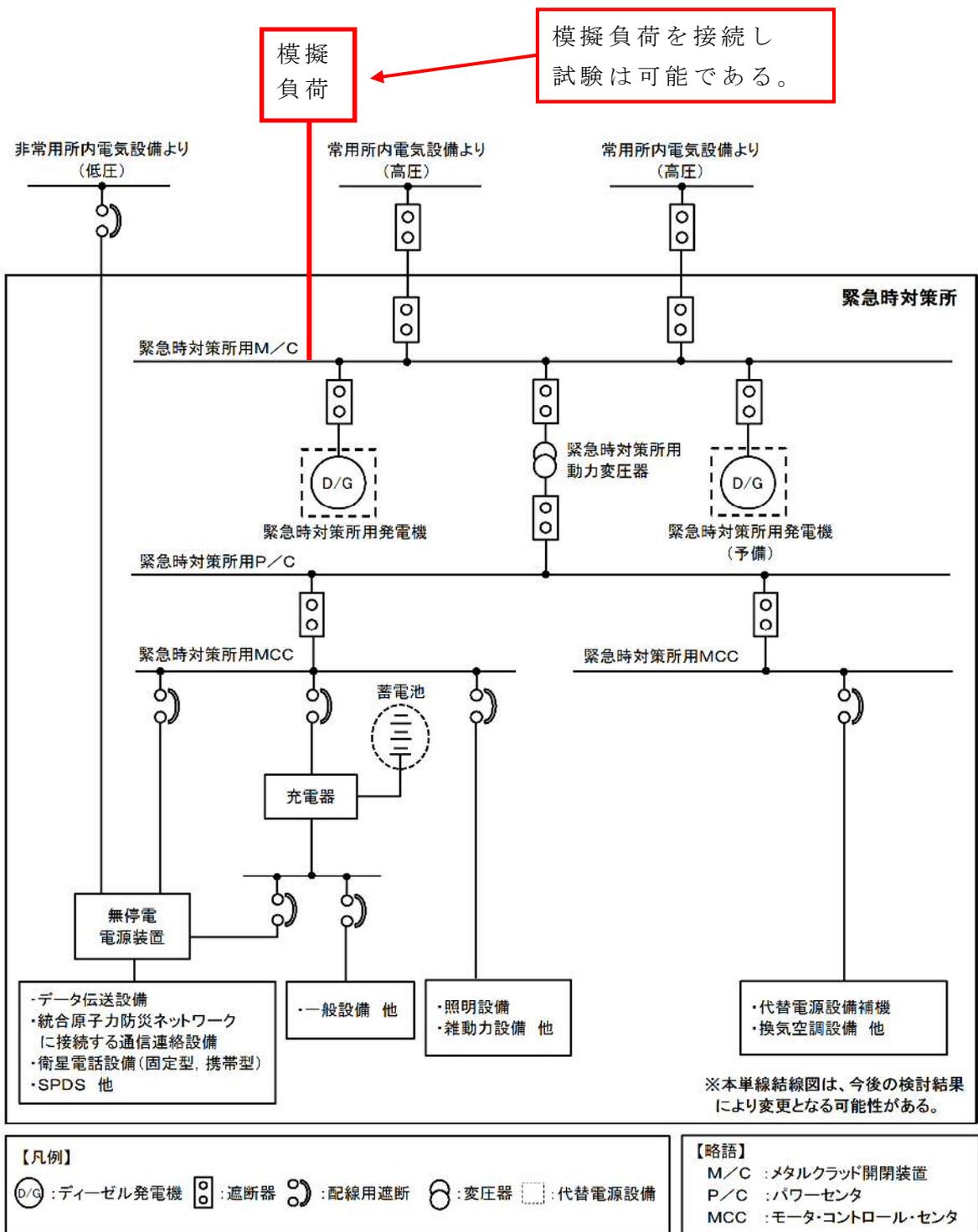


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある。

【凡例】  
 (D/G) : ディーゼル発電機    □ : 遮断器    ⌘ : 配線用遮断    Ⓢ : 変圧器    □ (点線) : 代替電源設備

【略語】  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モータ・コントロール・センタ

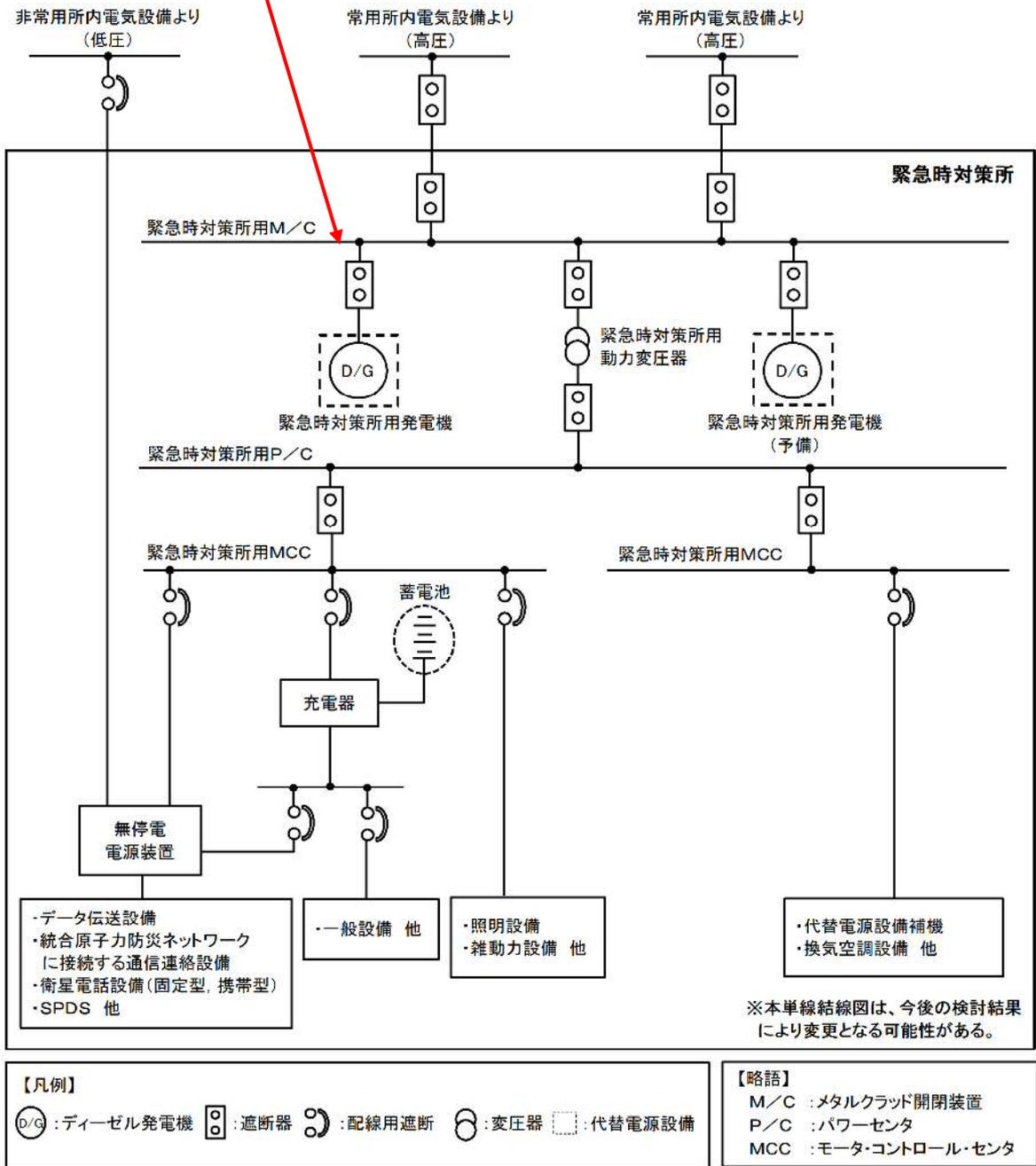
第61-5-4図 緊急時対策所用発電機 検査系統図



第61-5-5図 緊急時対策所用発電機 検査系統図

(模擬負荷による発電機の出力行性能確認)

緊急時対策所用M/Cは  
絶縁抵抗測定が可能である



第61-5-6図 緊急時対策所用M/C 検査系統図

○緊急時対策所非常時換気設備の機能・性能検査及び緊急時対策所（災害対策本部）の気密性，正圧化に関する検査性について

- ・緊急時対策所非常時換気設備の機能・性能検査（試運転による機能確認）は第61-5-7図のとおりである。
- ・緊急時対策所（災害対策本部）の気密性，正圧化に関する点検及び検査は第61-5-1表及び第61-5-8図の通りである。

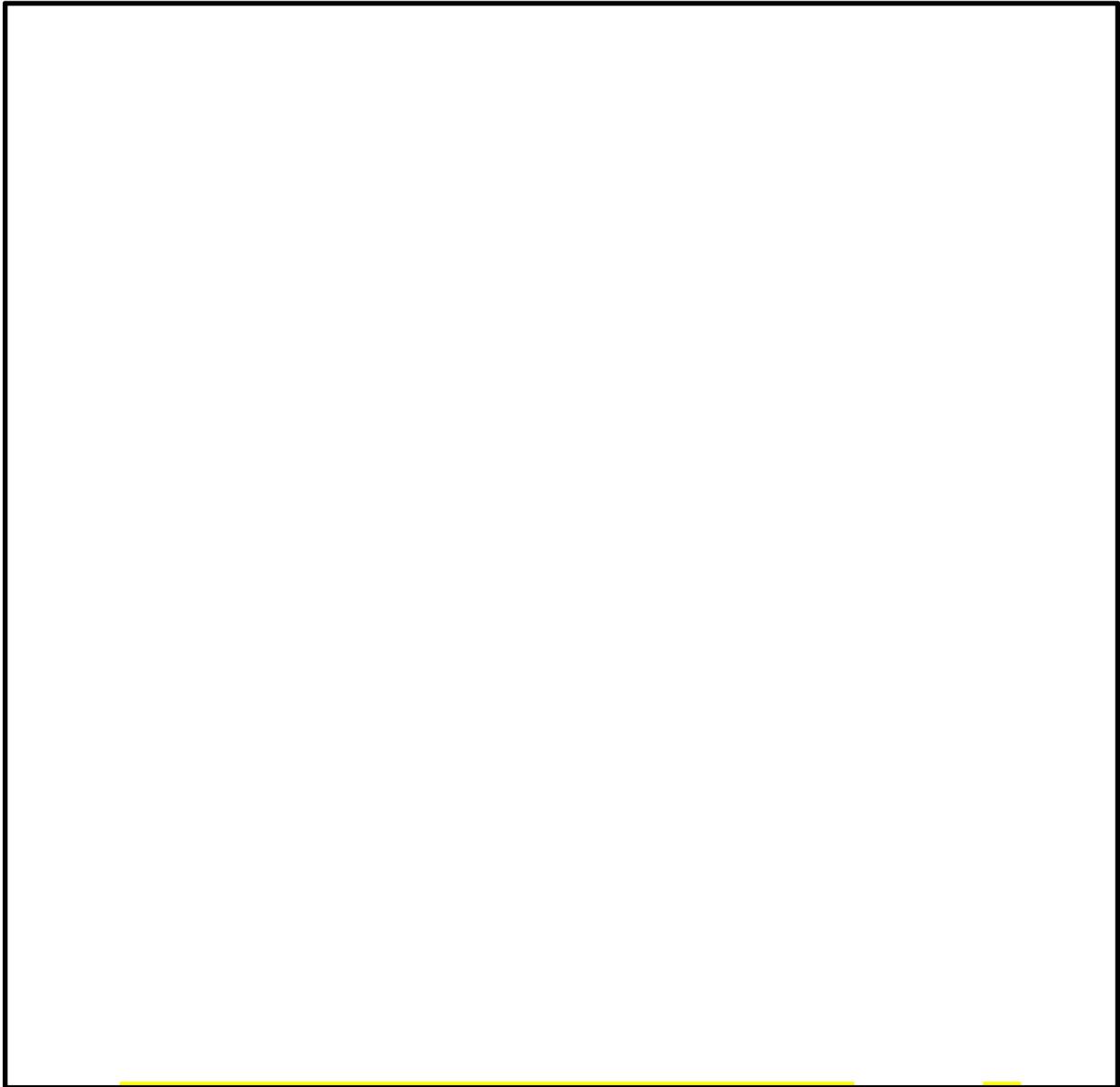
第61-5-1表 緊急時対策所（災害対策本部）の気密性，系統機能に関する検査性

プラント状態	項目	内容
停止中	外観検査	外観確認
	機能・性能検査	気密性，正圧化機能の確認 運転性能の確認

緊急時対策所非常時換気設備、緊急時対策所加圧設備の機能・性能検査（試運転による機能確認）を行う。

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所（災害対策本部）気密性，正圧化機能・性能が正常であることを確認する。

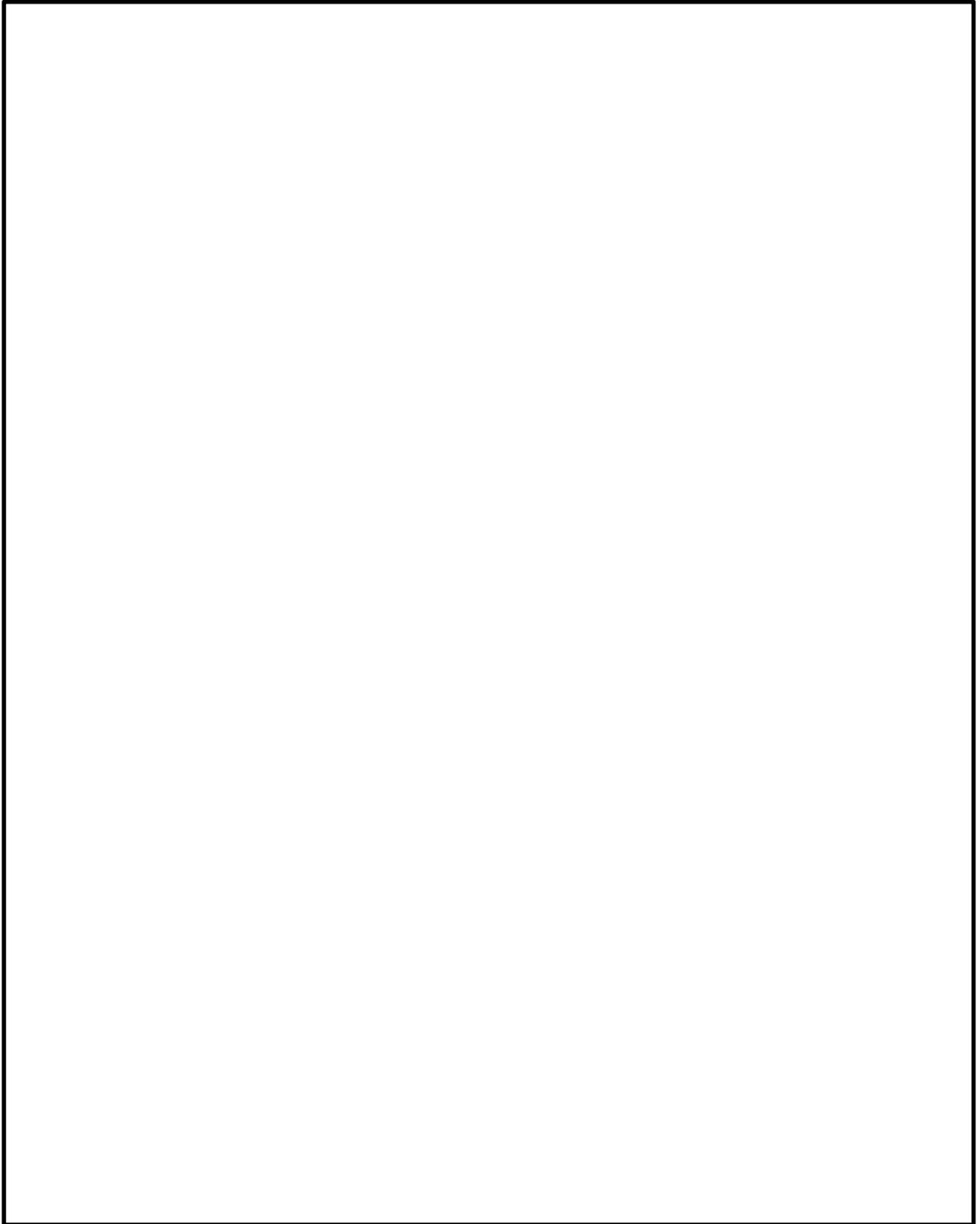
緊急時対策所（災害対策本部）の機能・性能検査は，緊急時対策所（災害対策本部）の出入口エアロック（二重扉構造の出入室）扉を閉止し，外気取り入れ・排気のための隔離ダンパを全閉し，緊急時対策所加圧設備の空気ポンベより規定流量の空気を緊急時対策所（災害対策本部）に供給し，緊急時対策所（災害対策本部）を規定差圧に正圧化できることを確認する。



第61-5-7図 非常用換気設備の系統に関する点検(検査性)

概略図

\*今後の設計により変更になる場合あり



(プルーム通過中：緊急時対策所加圧設備の系統)

第61-5-8図 緊急時対策所加圧設備の系統に関する点検（検査性）及び緊急時対策所（災害対策本部）の気密性，正圧化機能に関する検査性 概略図

\*今後の設計により変更になる場合あり

○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の検査性について

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は，運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。酸素濃度計概略図を第61-5-9図，二酸化炭素濃度計概略図を第61-5-10図 に示す。



第61-5-9図 酸素濃度計の概略図



第 61-5-10 図 二酸化炭素濃度計の概略図

○緊急時対策所エリアモニタの検査性について

緊急時対策所エリアモニタは，運転中又は停止中においても線源による校正により機能・性能試験を行うことが可能な設計とする。

緊急時対策所エリアモニタの概略図を第61-5-11図に示す。



第 61-5-11 図 緊急時対策所エリアモニタの概略図

61-6

容量設定根拠

名称		正圧化に必要な差圧
緊急時対策所（災害対策本部）／ 隣接区画の正圧化差圧	Pa	20 以上
機器仕様に関する注記		—
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急時対策所の正圧化バウンダリ（災害対策本部）は、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。</p> <p>重大事故等発生時の災害対策本部及び隣接区画の温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から 38.4℃，－12.7℃とする。災害対策本部の天井高さは約 5.7m であるため、以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、正圧を維持できる。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711 \text{ (kg / m}^2\text{)} \\ &= 12.426 \text{ (Pa)} \end{aligned}$ <p>このため、災害対策本部内の正圧化バウンダリの必要差圧は、設計裕度を考慮して隣接区画＋20Pa以上とする。</p>		

名称		緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）
本数	本	320以上
容量	L/本	47
充填圧力	MPa	約15(35℃)
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

1. 正圧維持に必要な空気供給量

災害対策本部はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって、災害対策本部のリークポテンシャルは、ドア開口の隙間、壁貫通部（配管、ケーブル、ダクト）である。

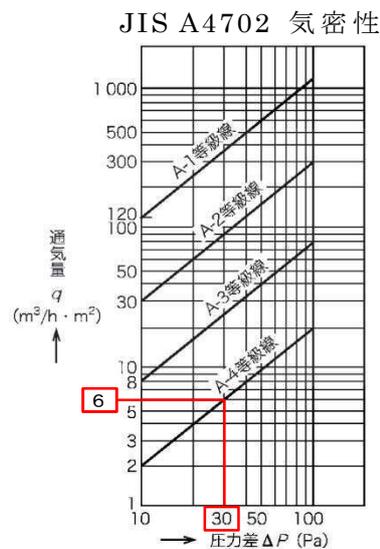
(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいては、圧力差30Paにおけるドア面積当たりのリーク量は約 $6\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$ であるため（図1参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$ ：ドアからのリーク量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

$S$ ：ドアの面積合計  $9.5\text{m}^2$ （災害対策本部）



(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率0.5回/dayを用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$$V : \text{室容積 } 2,994 \text{ m}^3$$

したがって、災害対策本部のリーク量は以下の式により $120 \text{ m}^3 / \text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3 / \text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3 / \text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3 / \text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回} / \text{day}] \div 24 [\text{day} / \text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$Q : \text{供給空気供給量 } [\text{m}^3 / \text{h}]$$

2. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は100名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は，以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$Ga$  : 酸素発生量  $-0.0218 \text{ m}^3 / \text{h} / \text{人}$

$P$  : 人員 100人

$K_0$  : 供給空气中酸素濃度 20.95vol%

$K$  : 許容最低酸素濃度 19.0vol%

### 3. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠）、空気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.022)} \times 100 \\ &= 227 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

また、加圧設備運転時間は12時間であることから、12時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%以下となる空気供給量は160m<sup>3</sup>/hとなる。（12時間後のCO<sub>2</sub>濃度は0.977%）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P / Q \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times P / Q\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 - G_a \times P / Q\right)$$

K<sub>t</sub> : t時間後のCO<sub>2</sub>濃度 [%]

K<sub>1</sub> : 室内初期CO<sub>2</sub>濃度 0.05%

K<sub>0</sub> : 供給空気のCO<sub>2</sub>濃度 0.03%

G<sub>a</sub> : CO<sub>2</sub>発生量 0.022m<sup>3</sup> / (h・人)

P : 滞滞在人員 100人

Q : 空気供給量 [m<sup>3</sup> / h]

V : 室容積 2,994m<sup>3</sup>

### 4. 空気ポンベの必要本数

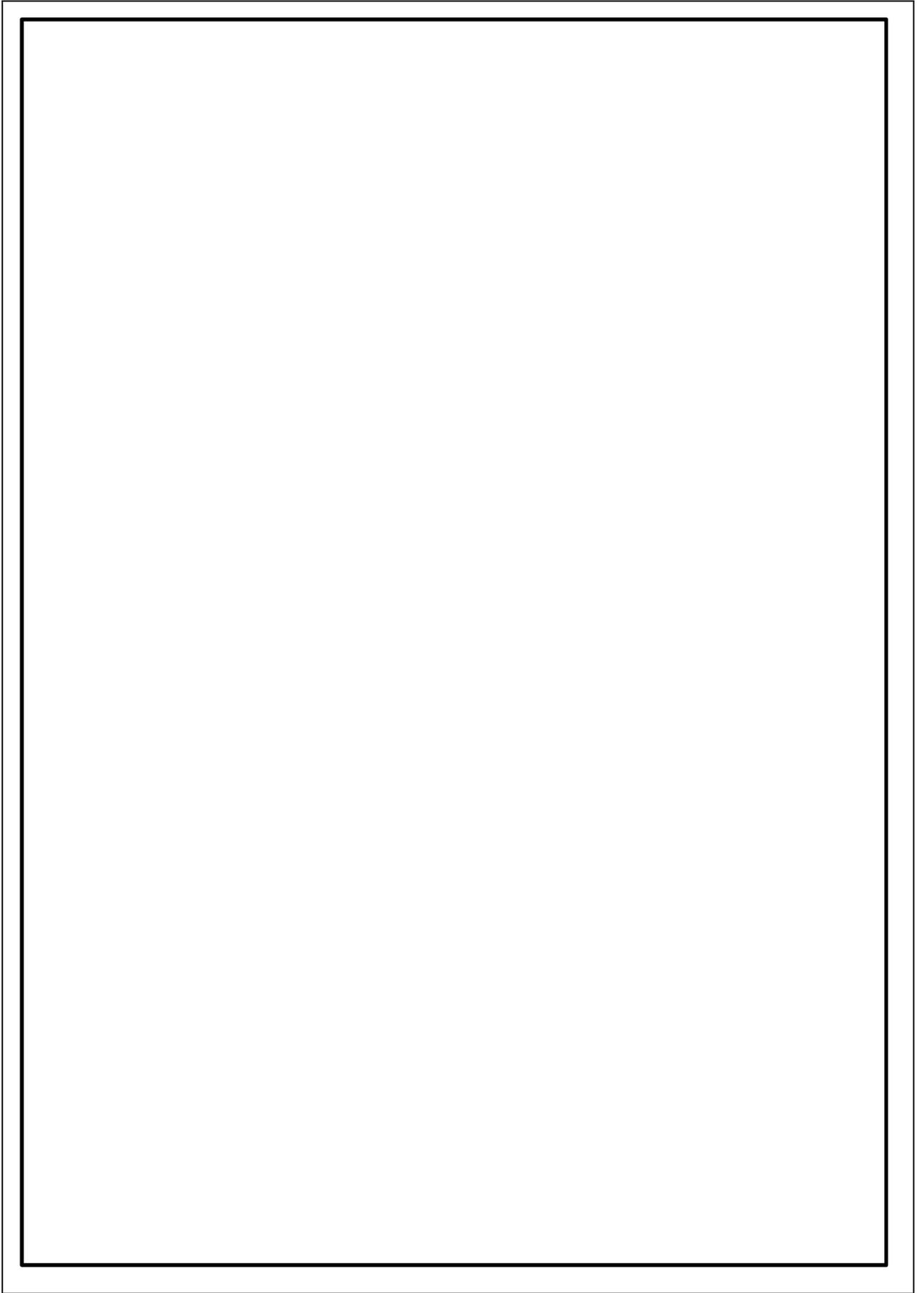
- (a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、ブルーム放出時間の10時間に、ブルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間にさらに余裕をもたせ14時間分とする。

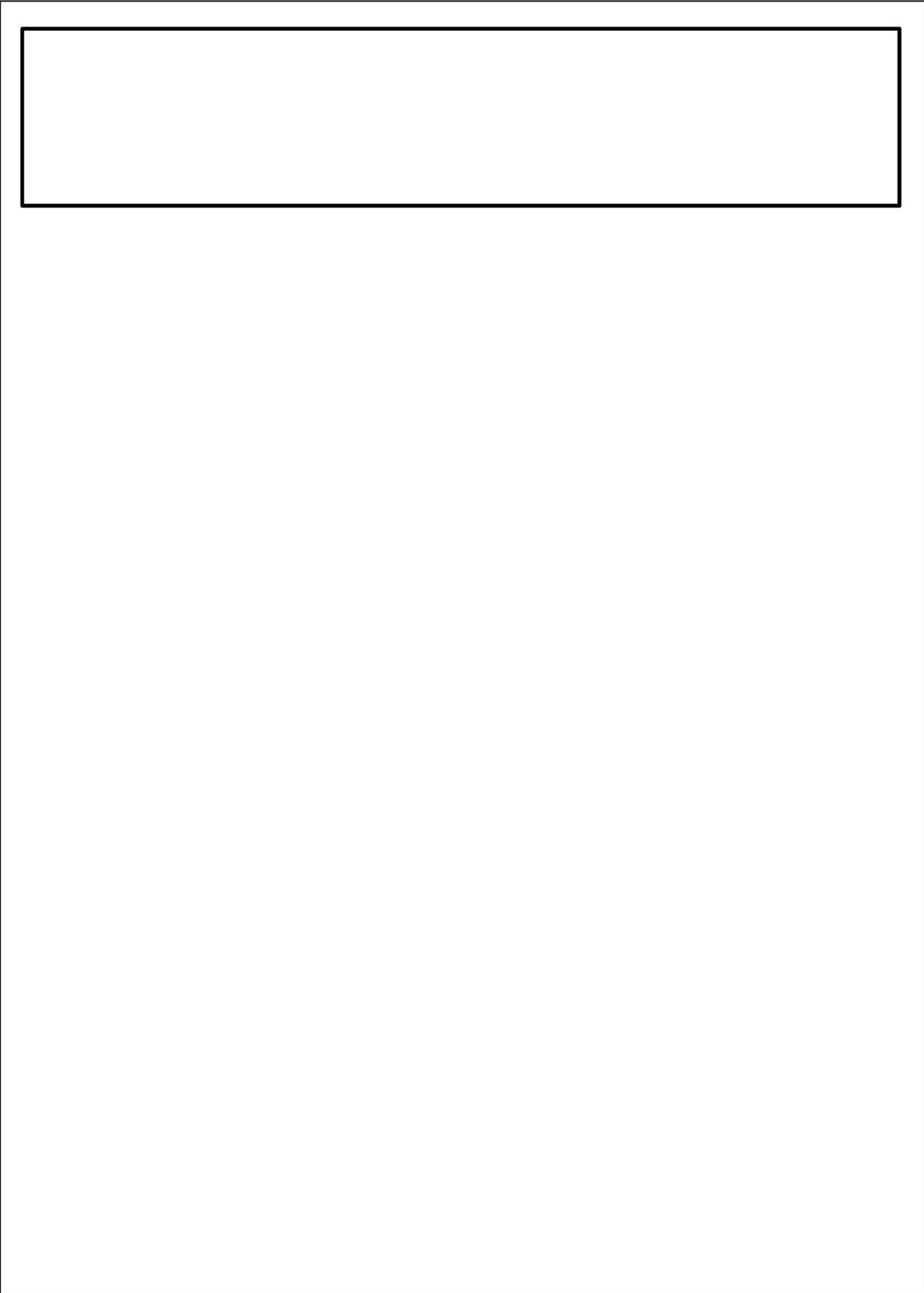
(b) ポンベ使用可能量は、 $7.162\text{m}^3$ ／本とする。

(c) 必要な空気供給量は、空気供給量のうち、供給量の最も多い許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量として、12時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%以下となる空気供給量 $160\text{m}^3$ ／hとする。以上から12時間を正圧維持する場合に必要な本数は、下記計算より、320本となる。

$$\text{計算式： } \frac{160 \times 14}{7.162} = 313$$

名称		緊急時対策所 換気設備 (非常用送風機)
緊急時対策所 非常用送風機 容量	m <sup>3</sup> /h/台	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		—
<p>【設定根拠】</p> <p>必要外気取入量算出における適用項目表</p> <div style="border: 1px solid black; height: 600px; width: 100%;"></div>		





名 称		緊急時対策所用発電機
台 数	台	2
容 量	kVA/台	約1,725

【設定根拠】

緊急時対策所は，常用所内電気設備からの受電が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として，緊急時対策所用発電機を設置する。緊急時対策所用発電機は，1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する設計とする。

○容量

緊急時対策所用発電機の容量は，以下（第61-6-1表）の緊急時の指揮命令に必要とされる負荷容量を基に設定。

第61-6-1表 緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量 (kVA)
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合 計	約870

したがって，発電機の出力は負荷である，870kVA に対し十分な余裕を有する容量 1,725kVA（連続定格：1,380kVA）とする。

名称		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
基数	基	2
容量	kL/基	約 75

**【設定根拠】**

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、重大事故等対処時に緊急時対策所用発電機への燃料補給を円滑に行うために設置する。

○容量

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は、緊急時対策所用発電機1基の定格出力運転時の燃料消費量を基に設定する。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（約75kl/基）は、緊急時対策所近傍の地下に設置し、重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合、緊急時対策所用発電機の100%負荷連続運転において必要となる7日間分の容量以上の燃料を貯蔵する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \approx 70$$

V：必要容量（kl）

H：運転時間（h）＝168（7日間）

c：100%負荷連続運転時の燃料消費率（kl/h）＝0.411

名称		緊急時対策所用発電機給油ポンプ
台数	台	2
容量	m <sup>3</sup> /h/台	約 1.4
原動機出力	kW	約 1.5

**【設定根拠】**

緊急時対策所用発電機給油ポンプは、重大事故時に緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、緊急時対策所用発電機給油ポンプは供給系統1 系列あたり、100%容量を1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所用発電機給油ポンプの容量は、発電機の単位時間あたりの燃料最大消費量約0.411kL/h を緊急時対策所用発電機に供給するため、それよりも容量の大きい 約1.4m<sup>3</sup>/h とする。

名称		緊急時対策所用M/C
母線電流容量	A	約 1,200

**【設定根拠】**

緊急時対策所用M/Cは、常設重大事故等対処設備として設置する。緊急時対策所用M/Cは、常用所内電気設備からの受電が喪失した際、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

○容量

緊急時対策所用M/Cの母線電流容量は、緊急時対策所用発電機が接続可能であることから、緊急時対策所用発電機用の定格電流以上に設定する。

緊急時対策所用発電機用の定格電流である約151A に対し、十分余裕を有する約1,200A とする。

緊急時対策所用発電機の定格電流： $1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.6\text{kV} \doteq 151\text{A}$

○酸素濃度計・二酸化濃度計の仕様

機器名称・外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 3000 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
台数	1 台（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）	
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約 12 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
台数	1 台（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）	

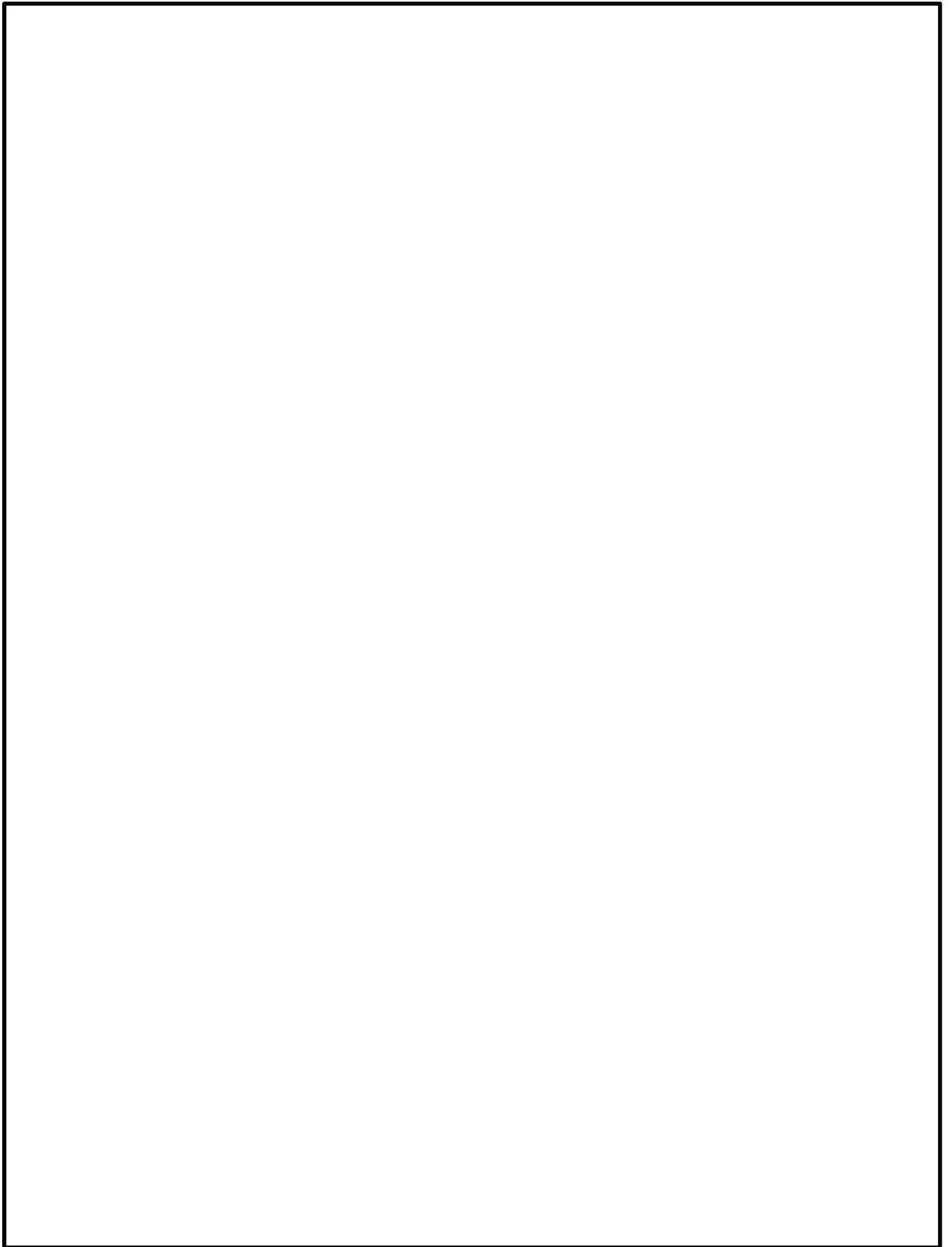
○緊急時対策所エリアモニタの仕様

機器名称・外観	検出器の種類	計測範囲	台数	電源
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体検出器	0.001～ 99.99mSv/h	1 (予備 1)	AC100V

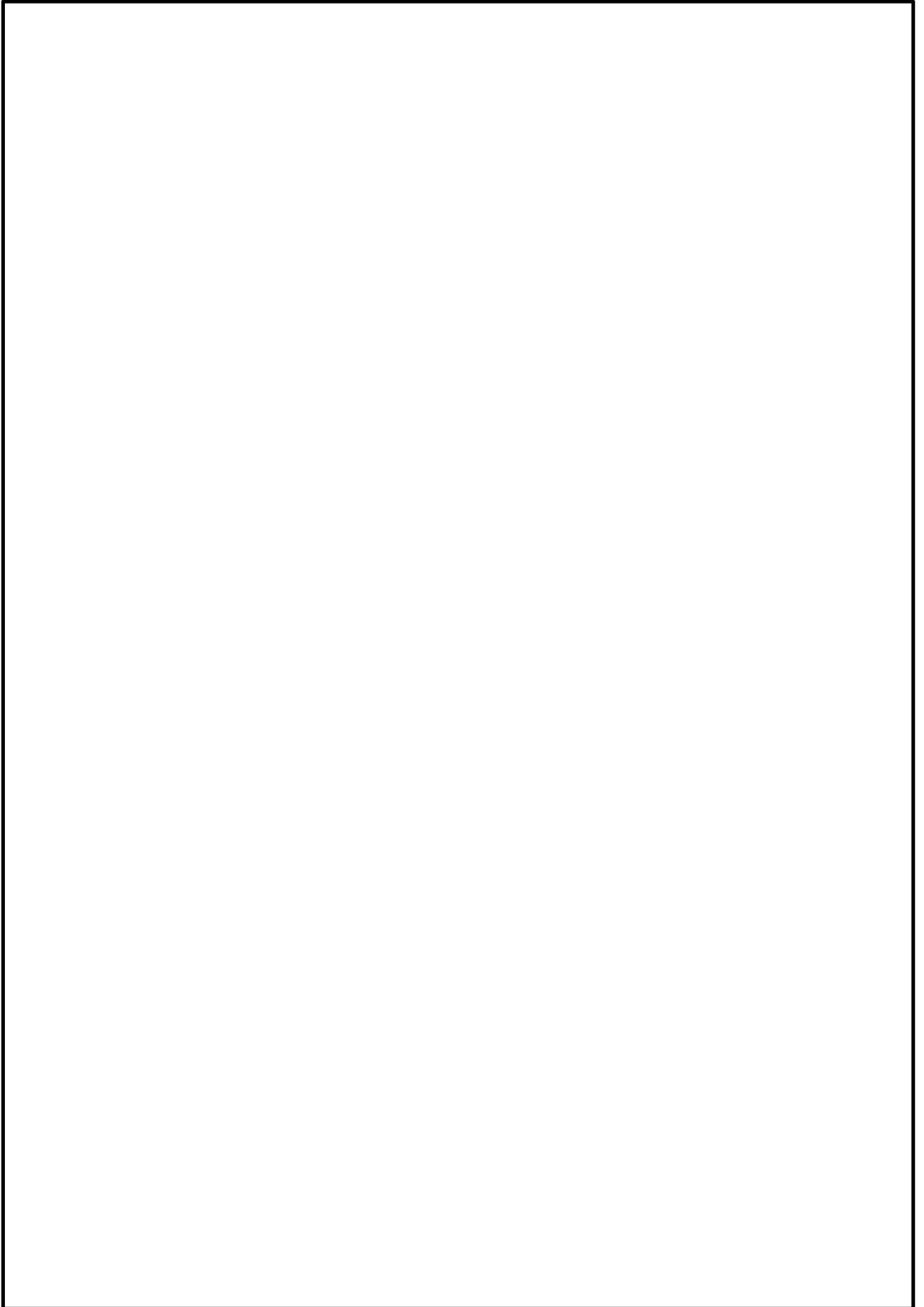
第 61-6-2 表 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所  
エリアモニタの仕様（設置台数等）

61-7

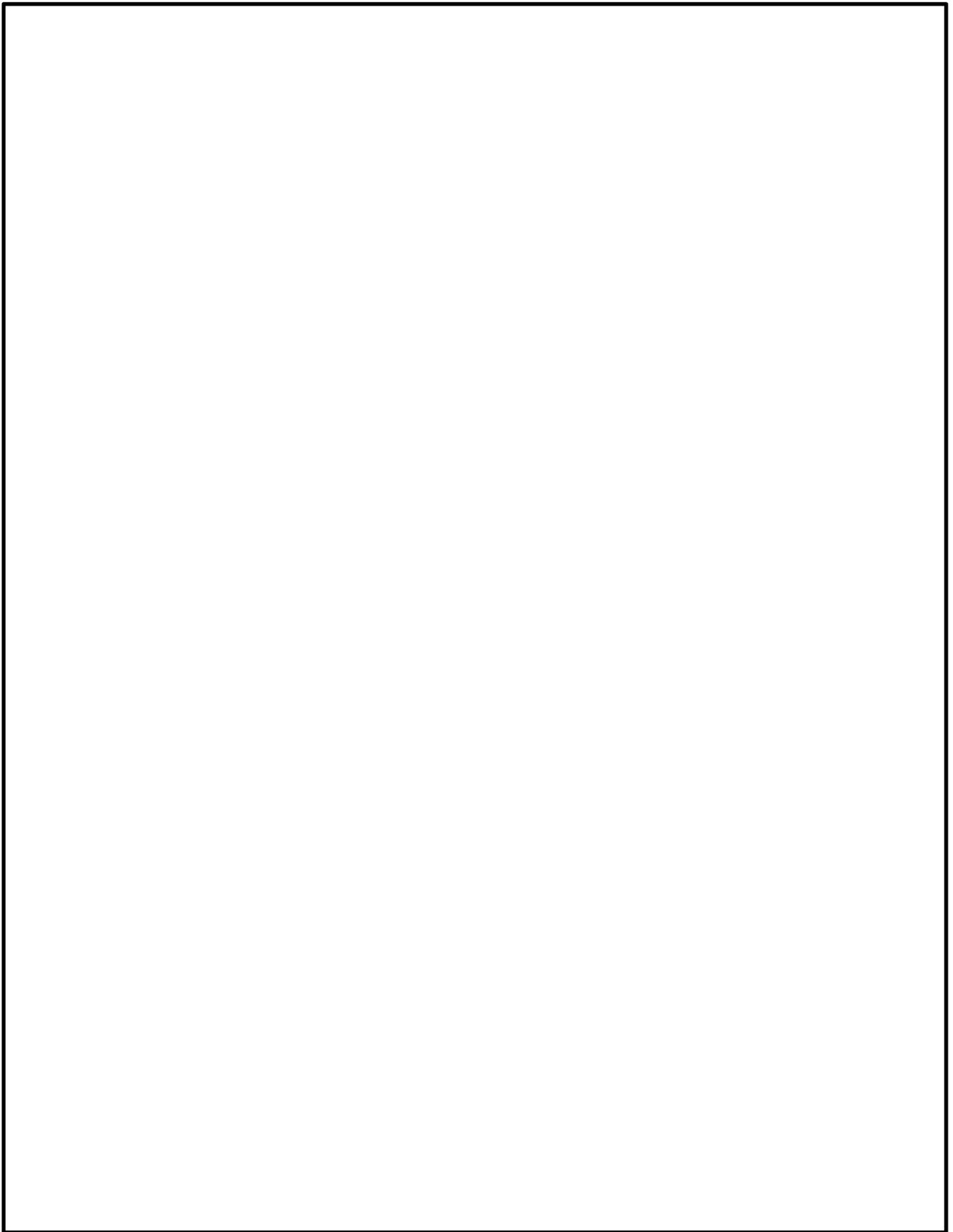
保管場所図



第 61-7-1 図 緊急時対策所 保管場所位置図



第 61-7-2 図 緊急時対策所 居住性（遮蔽）対策 位置図

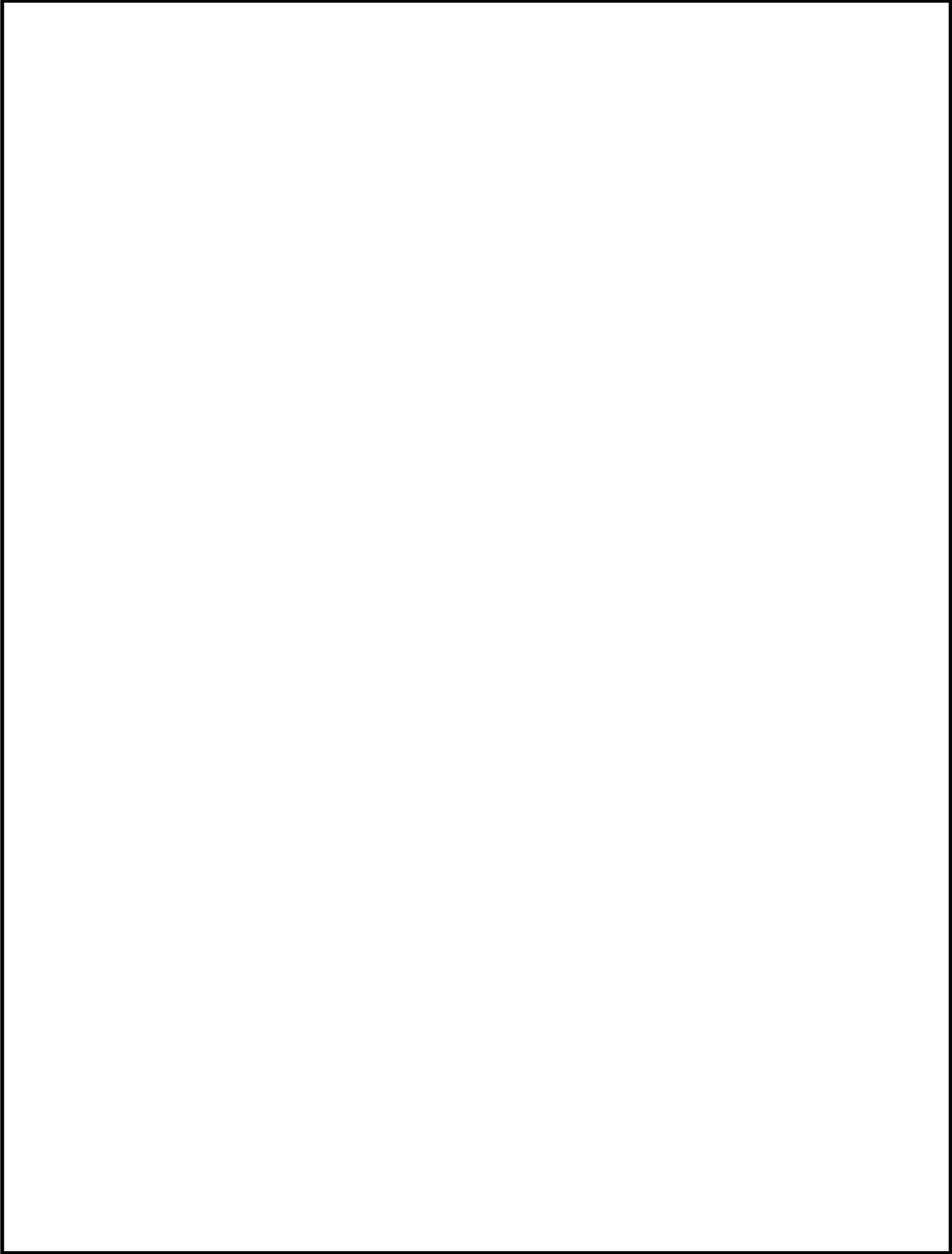


第 61-7-3 図 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ  
保管位置図

\*今後の設計により変更になる場合あり

61-8

アクセスルート図



第 61-8-1 図 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ  
建屋内移動ルート図

\*今後の設計により変更になる場合あり

61-9

緊急時対策所について

(被ばく評価除く)

## 目 次

1. 概要
  - 1.1 設置の目的
  - 1.2 拠点配置
  - 1.3 新規制基準への適合方針
2. 設計方針
  - 2.1 建物及び収容人数について
  - 2.2 電源設備について
  - 2.3 遮蔽設計について
  - 2.4 換気空調系設備について
  - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
  - 2.6 通信連絡設備について
3. 運用
  - 3.1 必要要員の構成，配置について
  - 3.2 事象発生後の要員の動きについて
  - 3.3 汚染持ち込み防止について
  - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について
4. 耐震設計方針について
5. 添付資料
  - 5.1 チェンジングエリアについて
  - 5.2 配備資機材等の数量等について
  - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
  - 5.4 SPDS のデータ伝送概要とパラメータについて
  - 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

- 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について
- 5.7 災害対策本部内における各機能班との情報共有について
- 5.8 設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について

## 1. 概要

### 1.1 設置の目的

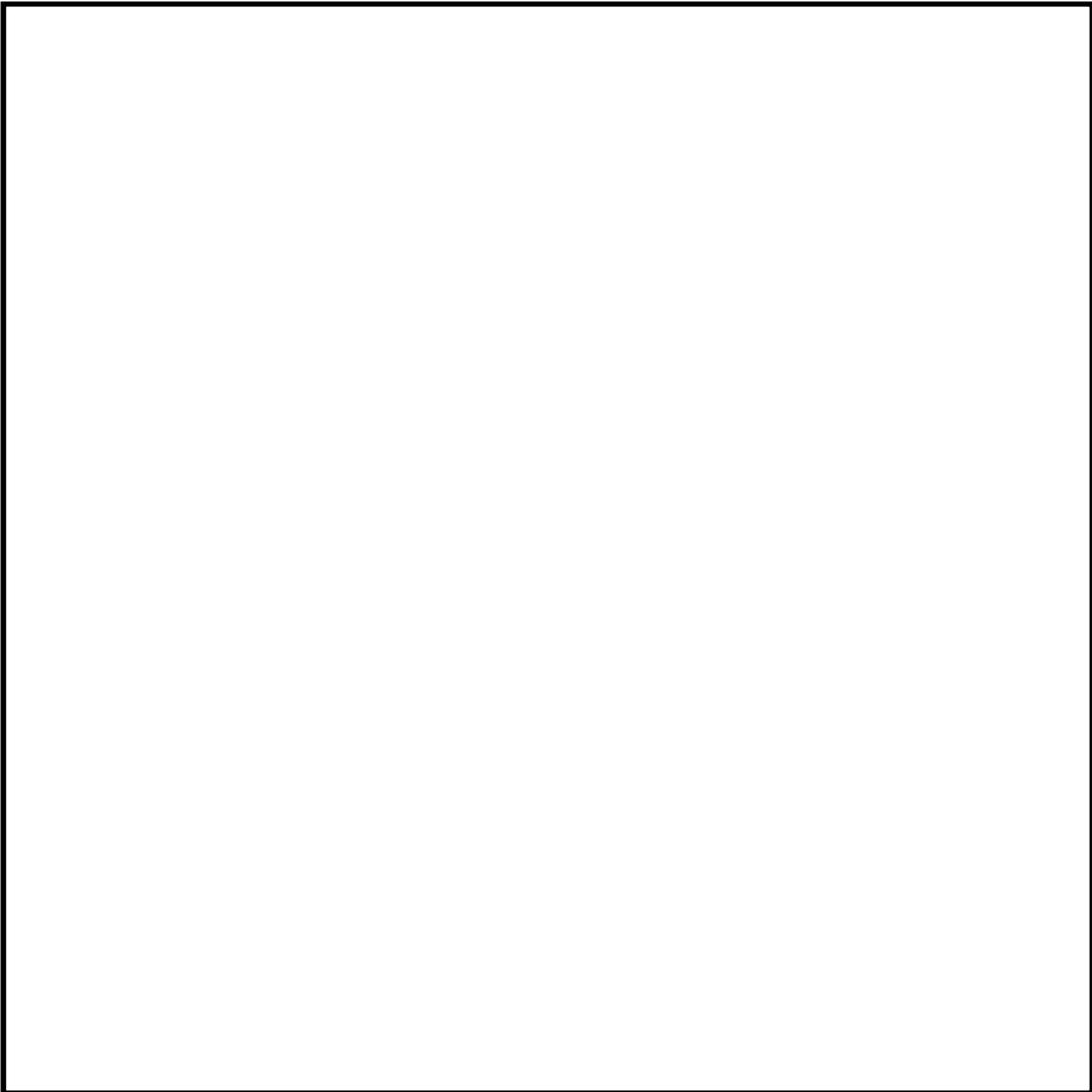
緊急時対策所は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合、並びに重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の必要な機能等について、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 緊急時対策所の基本仕様等について

	項 目	基 本 仕 様
1	建屋構造	・鉄筋コンクリート造（耐震構造）
2	階層	・4階建
3	建屋延床面積／緊急時対策所床面積（有効面積）	・建屋：約 4,000m <sup>2</sup> ／緊急時対策所：約 350m <sup>2</sup> 待機スペース：約 70m <sup>2</sup>
4	耐震強度	・基準地震動で機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側，発電所構内高台（T.P. + 約 23m）に設置
6	中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室と独立した機能 （電源設備及び換気設備は独立した専用設備）
7	電源設備	・通常電源設備：常用所内電気設備 ・代替電源設備：緊急時対策所用発電機（2台）
8	遮蔽，放射線管理	・壁厚の確保等遮蔽設計 ・よう素フィルタ付換気装置による換気設備 ・プルーム通過時に室内正圧維持のための加圧設備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェン징ングエリアの設置
9	原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	・発電所内・外の必要箇所と連絡をとるための通信連絡設備を配備
11	食料，飲料水等	・7日間必要とされる食料，飲料水等を配備

緊急時対策所建屋の各階における主な配置について、第 1.1-1 図に示す。



第 1.1-1 図 緊急時対策所の各階配置図

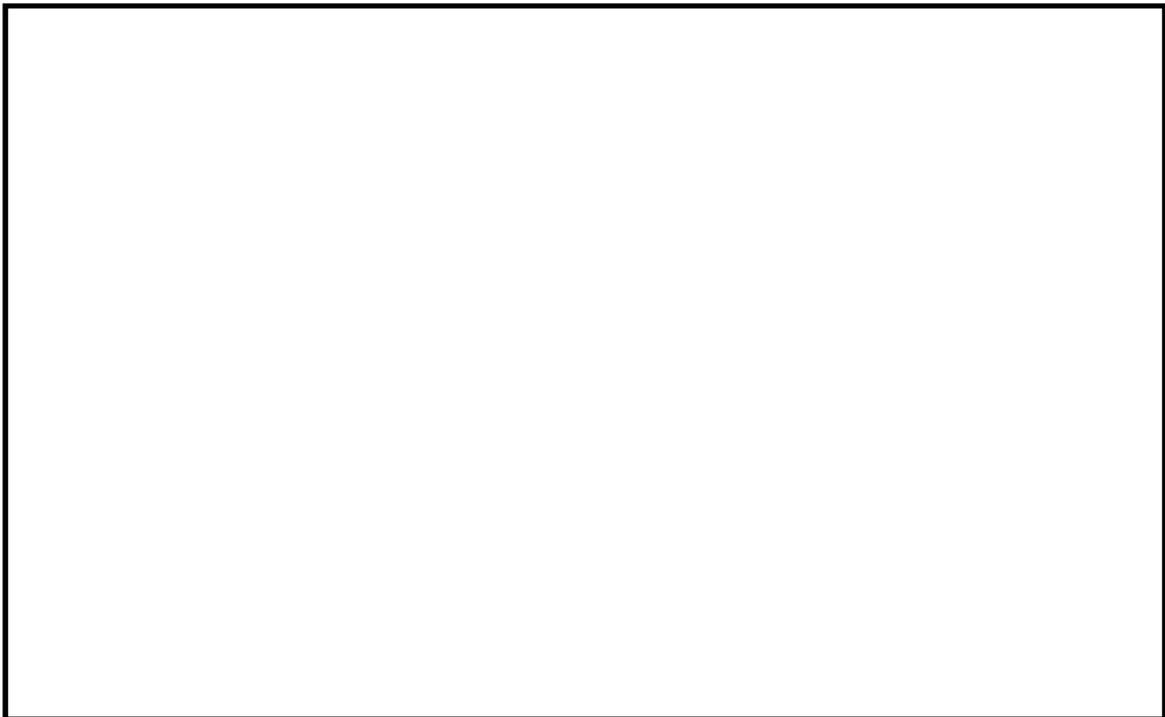
## 1.2 拠点配置

緊急時対策所は、十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩（久米層）上に設置する。

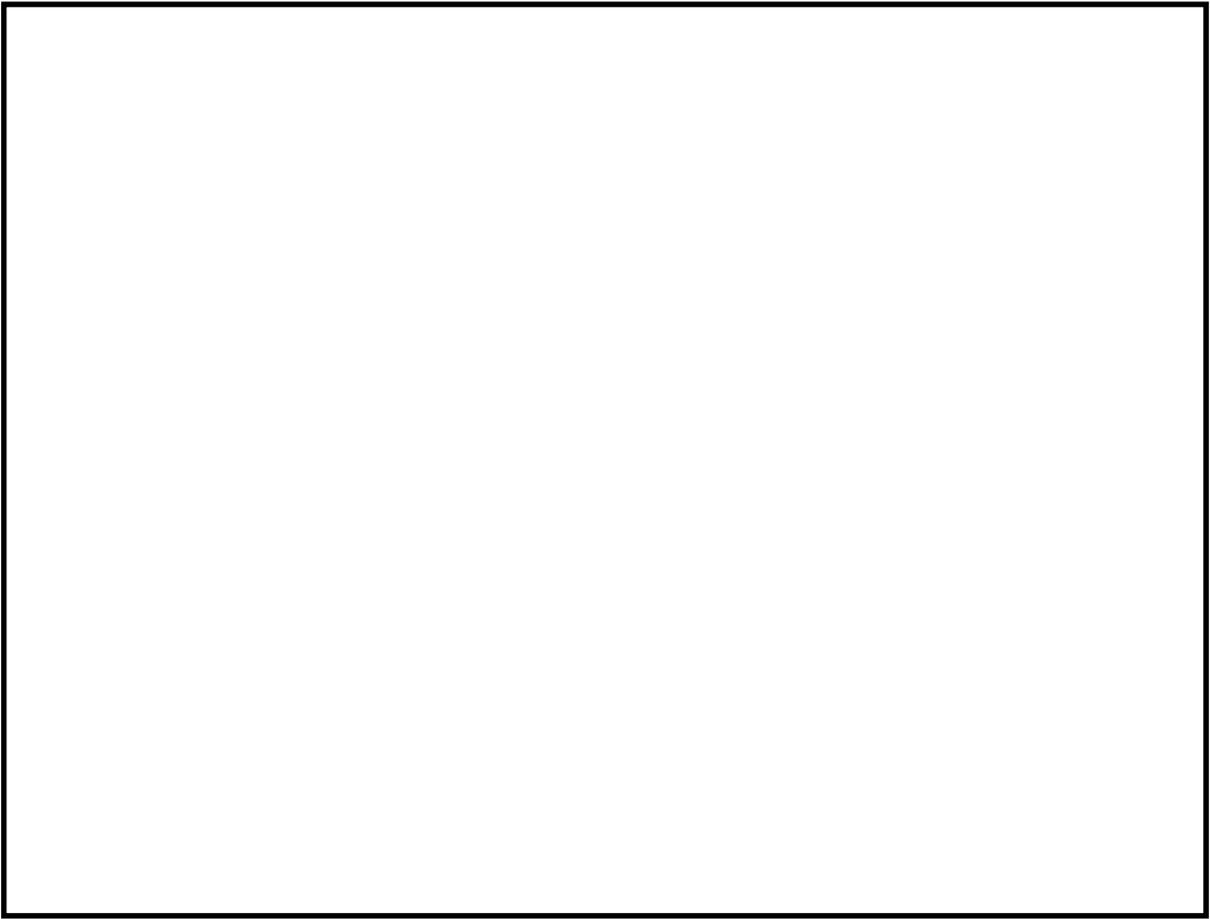
緊急時対策所は、新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地（T.P. +約 23.0m）に設置し、基準津波（防潮堤位置における最高水位 T.P. +17.1m）さらには、基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を受けない設計とする。

また、中央制御室から約 320m 離れた場所に設置すること、換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから、中央制御室との共通要因（火災、内部溢水等）により、同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第 1.2-1 図、第 1.2-2 図に示す。



第 1.2-1 図 緊急時対策所 配置図



第 1.2-2 図 緊急時対策所 周辺図

### 1.3 新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針は、以下の第 1.3-1 表から第 1.3-2 表のとおりである。

第 1.3-1 表 「設置許可基準規則」第三十四条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第四十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p> <p><b>【解釈】</b> 第 46 条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置する。</p> <p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置し、災害時において必要な要員最大約 100 名を収容できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内の運転員を介さずプラントの状態を把握するために必要な安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する設計とし、発電所内外と必要な連絡を行うための専用かつ多様性を有した通信連絡設備を設置する。</p>

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
	<p>さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>可搬型の酸素濃度計を配備し、室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても、室内の酸素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できる設計とする。</p>

\* 設置許可基準規則第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）、第 8 条及び第 4 1 条（火災による損傷の防止）への適合方針については、添付資料 5.8 で後述する。

第 1.3-2 表 「設置許可基準規則」 第六十一条（緊急時対策所）

「技術基準規則」 第七十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、以下の設計とする。</p> <p>緊急時対策所は耐震構造とし、基準地震動による地震力に対し、機能（遮へい性、機密性等）を喪失しない設計とする。</p> <p>緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要なデータを把握する設備（データ表示端末等）、通信連絡設備等については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動に対し機能を喪失しない設計とする。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>また、緊急時対策所は基準津波 (T.P. +17.1m) 及び基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない、防潮堤内側の発電所高台用地 (T.P. +約 23m) に設置する。</p> <p>緊急時対策所は、中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置し、十分な離隔 (約 320m) を設けること、換気設備及び電源設備を独立させ、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、通常時、発電所内の電気設備より受電する設計とする。所内電気設備からの受電喪失時は、緊急時対策所専用の発電機より受電可能な設計とし、また、専用の発電機は多重性を有した設計とする。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等の対策要員の居住性が確保されるように、建屋に適切な遮蔽設計及び換気設計等を行う。</p> <p>緊急時対策所災害対策本部は重大事故等において必要な対策活動が行え、またブルーム通過中においても必要な要員を収容可能な設計とする。</p> <p>(1) 遮蔽設計</p> <p>重大事故等において、対策要員が事故後 7 日間とどまっても換気設備等の機能とあいまって、実効線量が 100mSv を超えないよう天井、壁及び床には十分な厚さの遮蔽(コンクリート)設計とする。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>(2) 換気設計等</p> <p>重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、対策要員の居住性を確保するために、空気浄化をする設備を配備する。</p> <p>また、希ガスの放出を考慮し、プルーム通過中は空気ポンベにより緊急時対策所内を加圧する設備を配備し、希ガス等の流入を防止する。</p> <p>遮蔽設計及び換気設計等により緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故等の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価を行った結果、マスク着用等の付加条件なしで実効線量は約37mSv*であり、判断基準である「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を確認している。</p> <p>※評価値は現在の最新値</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること</p>	<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p>	<p>重大事故等時に緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を、緊急時対策所出入口付近に設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等において、プラントの状態並びに環境放射線量等を把握するために必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))を設置する設計とする。</p> <p>なお、SPDS情報伝達手段は有線及び無線で多重化した設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するため、発電所内の中央制御室、屋内外の関係要員に対して必要な指示が出来る通信連絡設備を設置する。また、発電所外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備を設置する。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p><b>【解釈】</b> 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p> <p><b>【解釈】</b> 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め約100名を収容できる設計とする。</p>

また、緊急時対策所に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を、以下の第1.3-3表に示す。

第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (1/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急対策所非常用送風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急対策所非常用フィルタ装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給気・排気配管	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給気・排気隔離弁	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所加圧設備	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用差圧計	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	酸素濃度計 <sup>※1</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	二酸化炭素濃度計 <sup>※1</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	緊急時対策所エリアモニタ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用)	60条に記載					
必要な情報の把握	必要な情報を把握できる設備 (安全 パラメータ表示システム (SPDS))	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	無線通信装置 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

重大事故対処設備に関する概要 (61条 緊急時対策所) (2/3)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
必要な情報の把握	無線通信通信用アンテナ [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	必要な情報を把握できる設備 (安全パ ラメータ表示システム(S P D S)) [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
通信連絡	無線連絡設備 (携帯型)	送受信器 (ページン グ), 電力保安通信用 電話設備 (固定電話 機, PHS 端末) —	C	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (固定型)		—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (携帯型)		—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	携行型有線通話装置	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ伝送装置	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	衛星制御装置 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (固定型) ~ 衛星電話設 備 (屋外アンテナ) 電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	専用接続箱 ~ 専用接続箱電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星無線通信装置 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

重大事故対処設備に関する概要 (61条 緊急時対策所) (3/3)

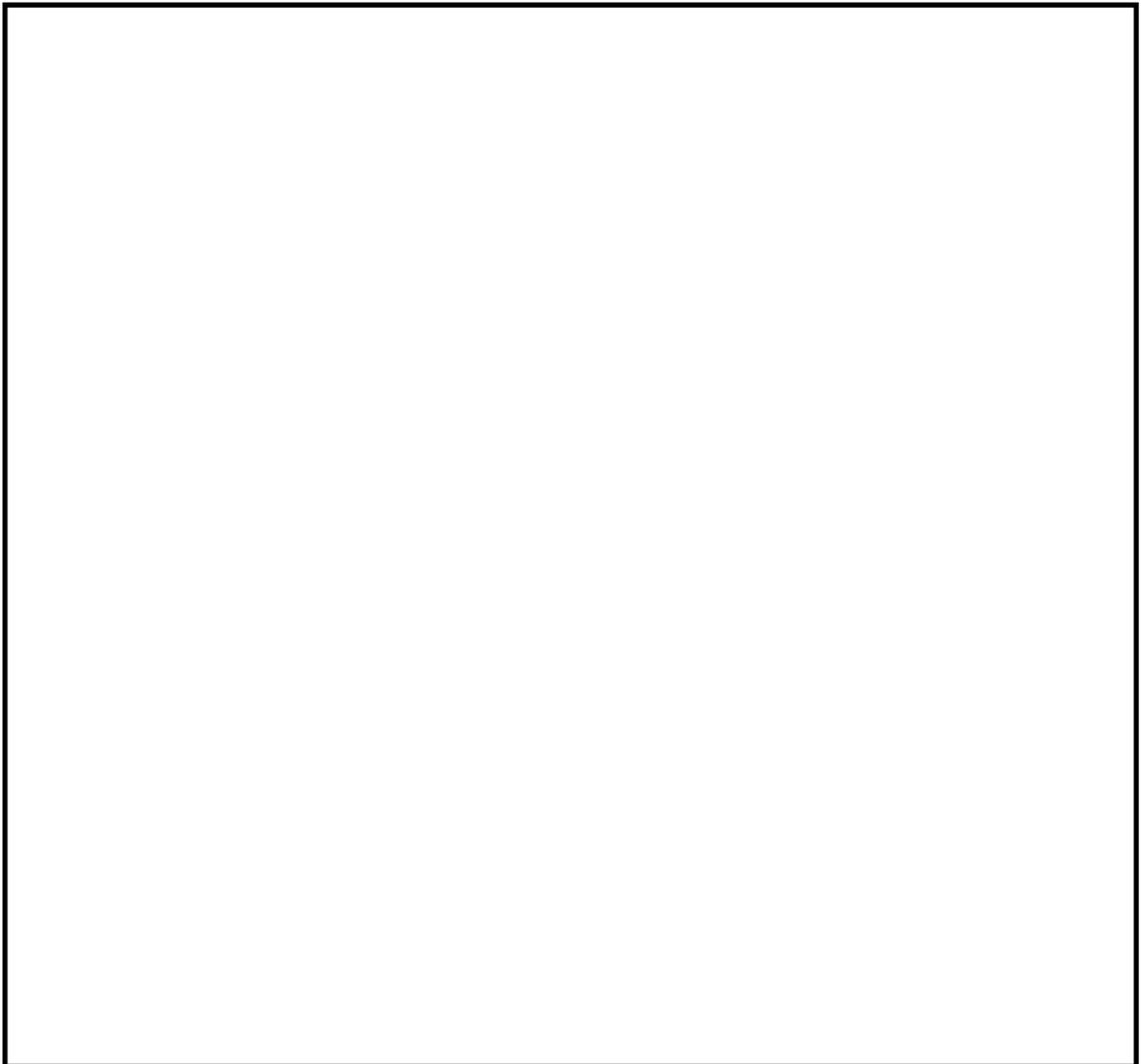
系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
通信連絡	通信機器 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X) ~ 衛星無線通信装置 電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
電源の確保	緊急時対策所用発電機	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機 給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用M/C			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用M/C電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機 燃料移送配管・弁			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機~ 緊急時対策所用M/C電路			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

## 2. 設計方針

### 2.1 建物及び収容人数について

緊急時対策所は、鉄筋コンクリート造（地上4階建て）の建屋であり、基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であること並びに波及的影響の評価として、天井スラブ及び中間床が基準地震動による地震力に対し、落下等により緊急時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに、遮蔽機能等について機能喪失しないよう設計する。

建屋の概要を第2.1-1図に示す。

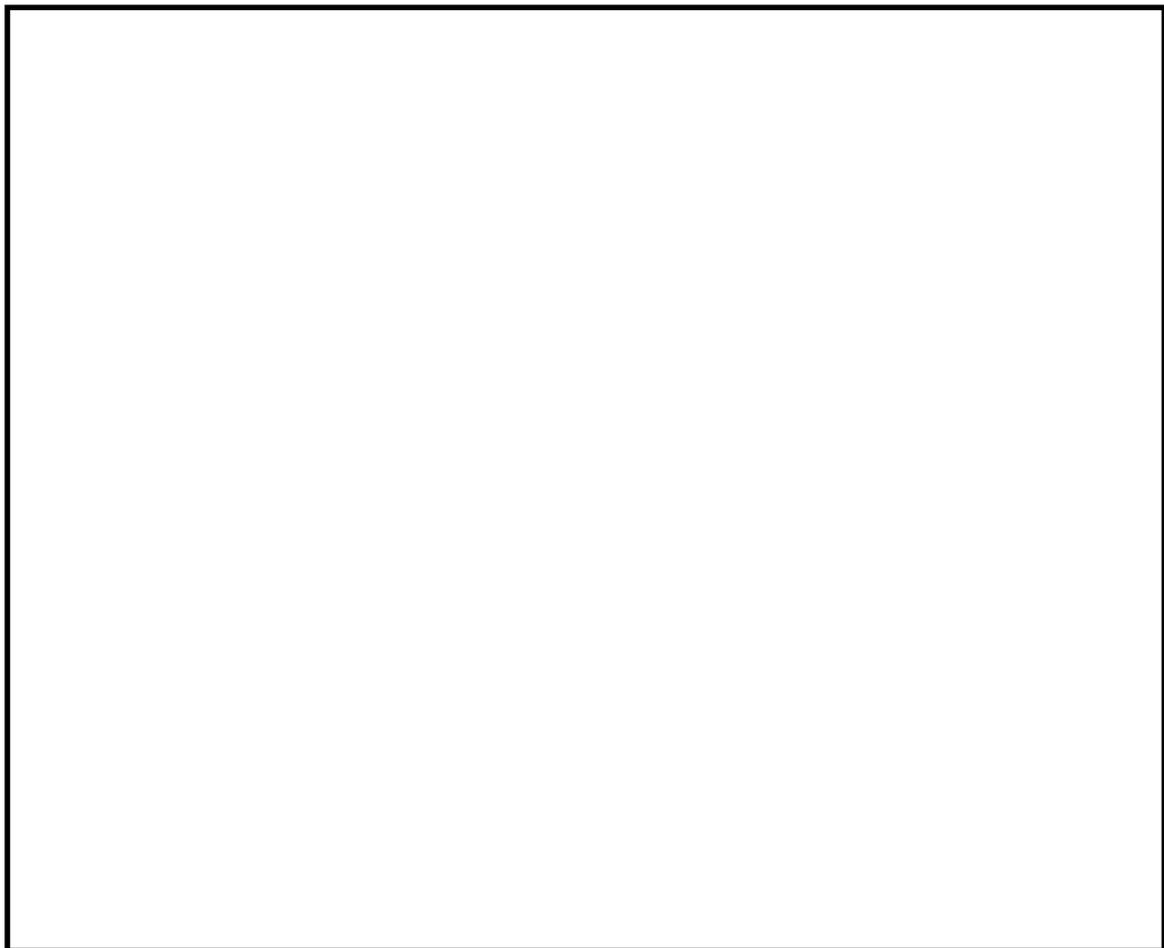


第2.1-1図 建屋の概要（断面図）

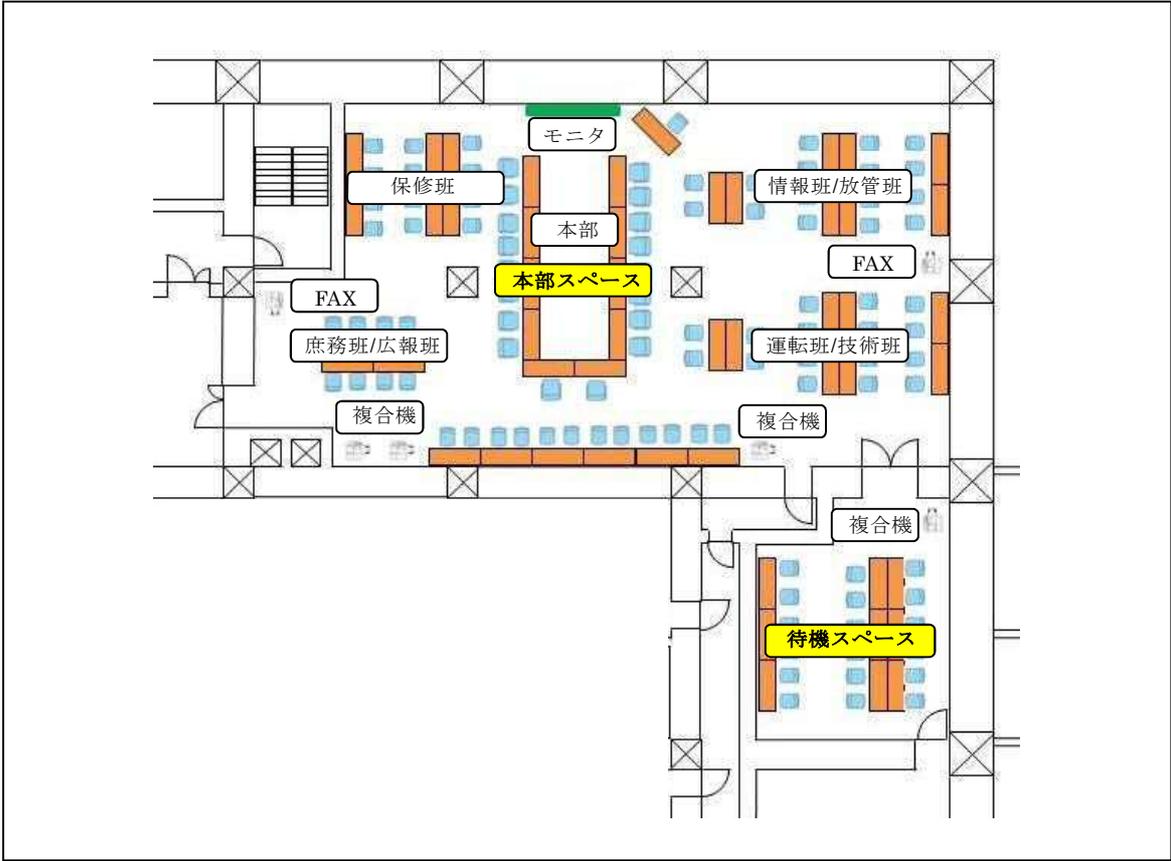
緊急時対策所は、地上 4 階建て、延べ床面積約 4,000m<sup>2</sup>を有する建屋としており、指揮、作業をする本部スペース（約 350m<sup>2</sup>）と待機スペース（約 70m<sup>2</sup>）の 2 つのエリアを配置し、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（46 名）及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員（18 名）を含め、最大約 100 名が活動することを想定している。

また、プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても、必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと、機能を有した設計としている。

緊急時対策所建屋内の配置を第 2.1-2 図に、災害対策本部のレイアウトを第 2.1-3 図に示す。



第 2.1-2 図 緊急時対策所内の配置



(注) レイアウトについては訓練等において有効性を確認し適宜見直していく

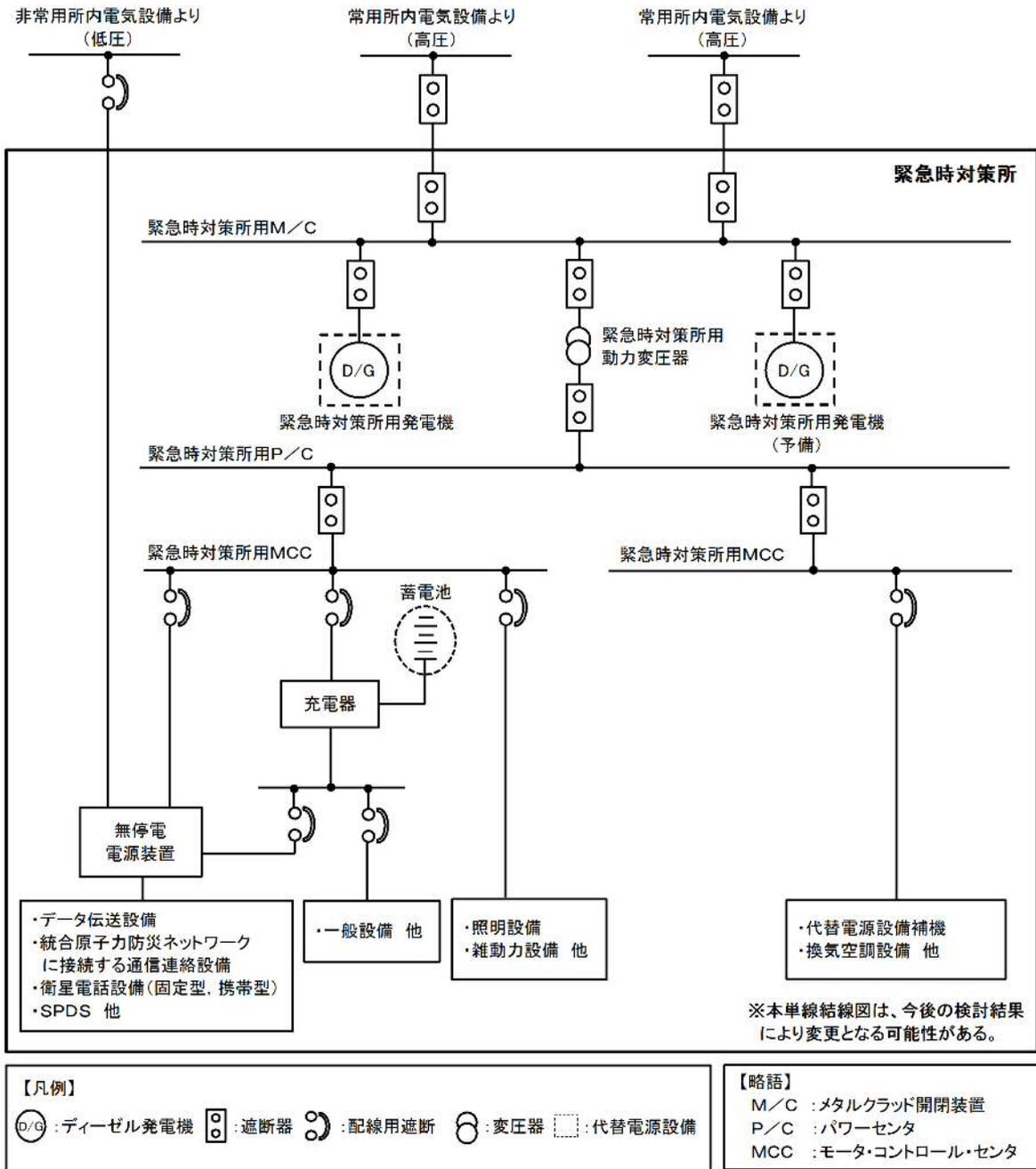
第 2.1-3 図 災害対策本部のレイアウト (建屋 2 階)

## 2.2 電源設備について

緊急時対策所の必要な負荷は、東海第二発電所の常用所内電気設備から受電する。また、緊急時対策所に設置する通信設備は、東海第二発電所の非常用所内電気設備から受電し、無停電電源装置を介することにより、停電なく切り替え可能とする。

緊急時対策所の代替電源設備として、緊急時対策所用発電機2台を緊急時対策所内に設置することにより多重性を確保し、プラント設備から独立した専用の電源設備を有する設計とする。

電源構成を第2.2-1図に示す。



第 2.2-1 図 緊急時対策所 単線結線図

(1) 常用電源と代替電源設備

① 常用電源

通常電源は、東海第二発電所の常用所内電気設備から受電する。なお、点検時等のバックアップ電源として別系統の常用所内電気設備から受電可能とする。

また、緊急時対策所に設置する通信設備は、東海第二発電所の非常用所内電気設備から受電し、無停電電源装置を介することにより、停電なく切り替え可能とする。

② 代替電源設備

緊急時対策所の代替電源設備は、緊急時対策所内に設置しているプラント設備とは独立した専用の緊急時対策所用発電機により給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時の指揮命令の継続に必要な電源容量を有し、また、1台で7日間連続運転できる燃料を確保する設計とする。

(2) 緊急時対策所の負荷及び給電容量

緊急時の指揮命令に必要とされる負荷容量は、約 870kVA（第 2.2-1 表参照）であり、緊急時対策所用発電機（定格容量：1,725kVA（連続定格：1,380kVA））1台で給電が可能な設計とする。

第 2.2-1 表 緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量 (kVA)
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合計	約870

(3) 緊急時対策所用発電機

緊急時対策所用発電機の燃料系統は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク約 75k1 (2 系列) , 緊急時対策所用発電機給油ポンプ及び配管等で構成する。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所近傍の地下に設置し、重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合、緊急時対策所用発電機の 100%負荷連続運転において必要となる 7 日間分の容量以上の燃料を貯蔵する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \cong 70$$

V : 必要容量 (k1)

H : 運転時間 (h) = 168 (7 日間)

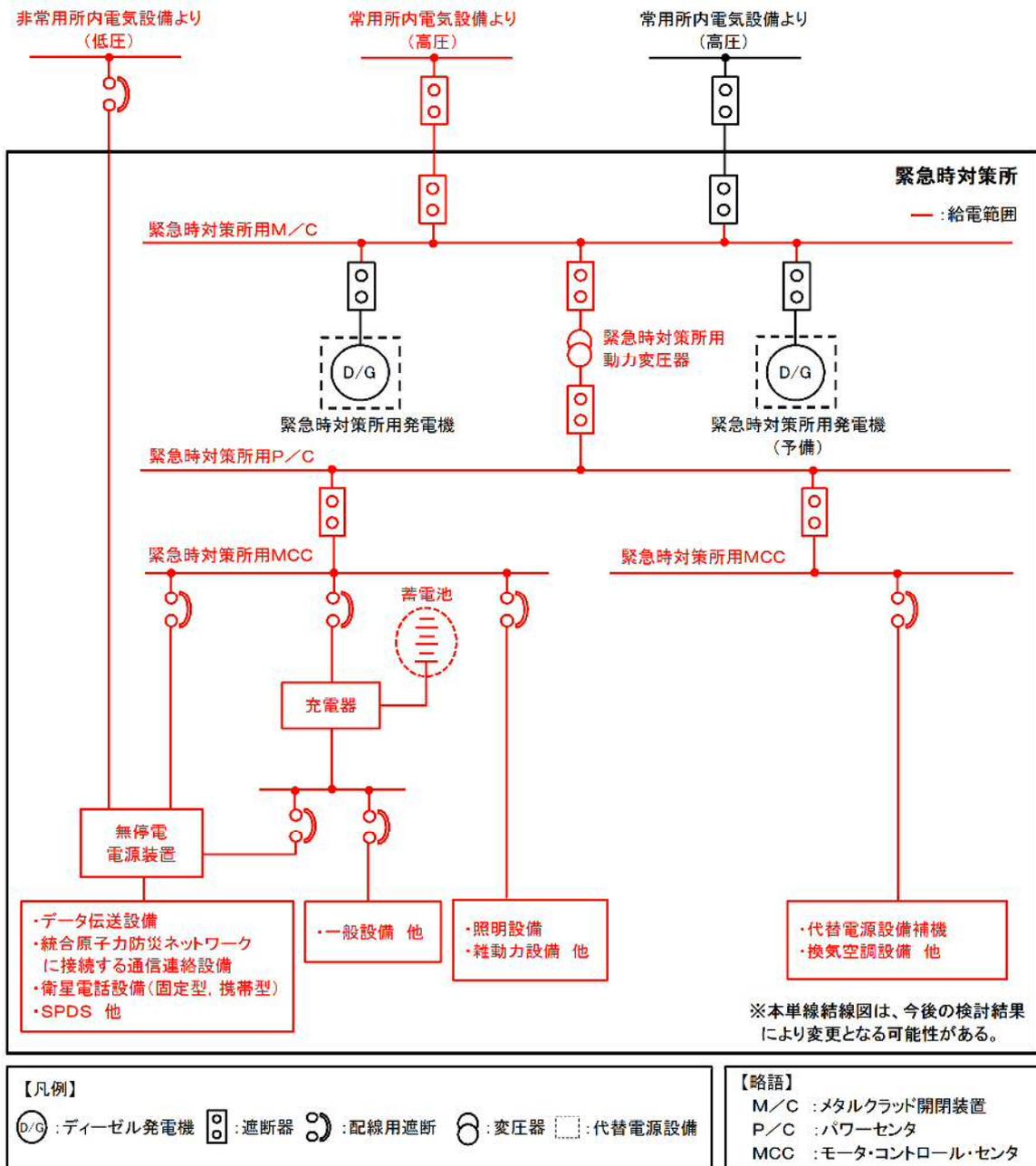
c : 100%負荷連続運転時の燃料消費率 (k1/h) = 0.411

(4) 緊急時対策所負荷への給電方法

緊急時対策所の給電は、多様な電源から下記の受電経路で実施する。

① 通常時の給電

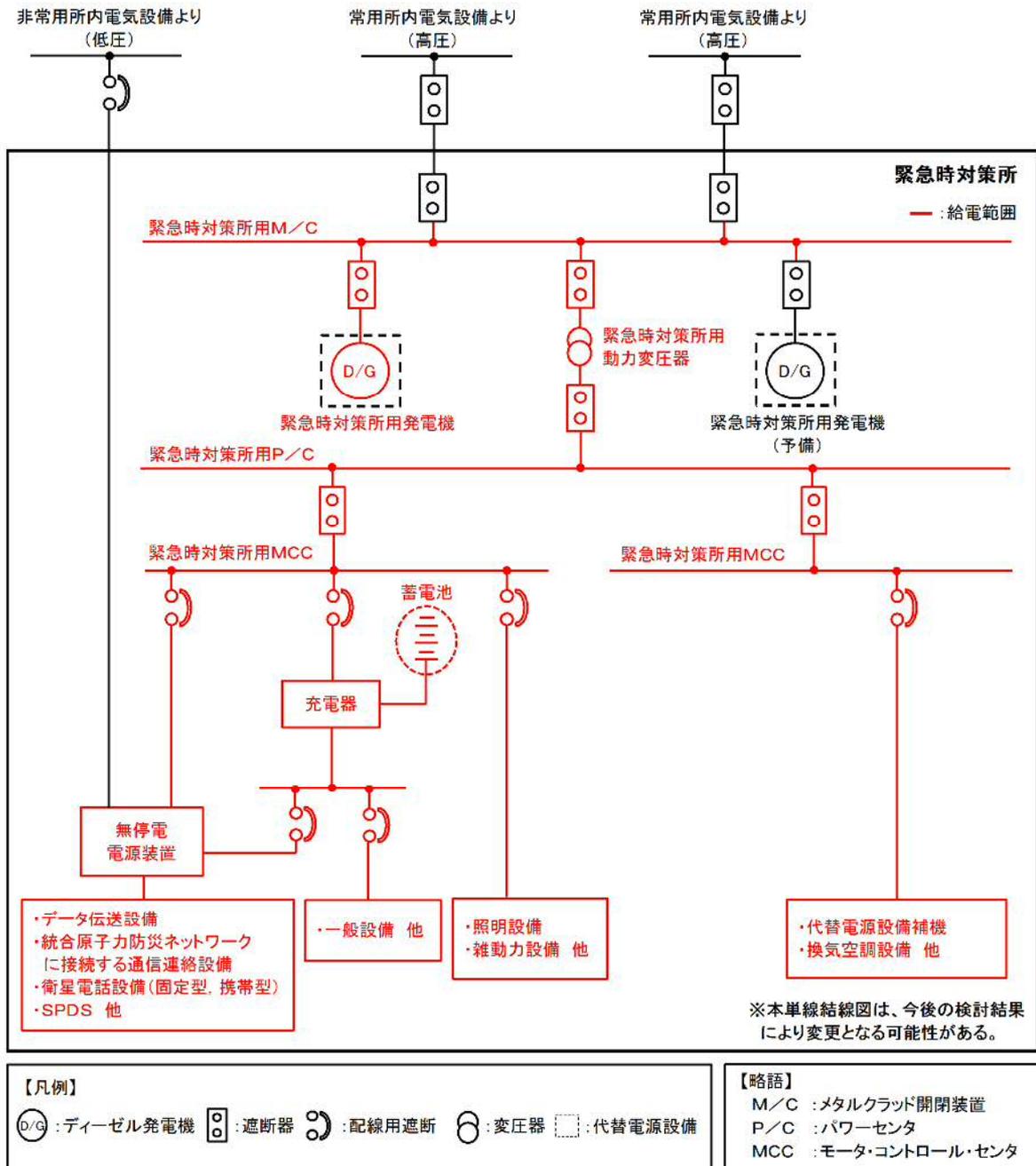
通常時の受電経路であり、緊急時対策所全体に給電する。給電範囲を第2.2-2図に示す。



第 2.2-2 図 緊急時対策所 通常時の給電図

② 代替電源設備

外部電源喪失等により常用所内電気設備から受電できない場合，代替電源設備である緊急時対策所用発電機を起動し緊急時対策所全体に給電する。給電範囲を第 2.2-3 図に示す。



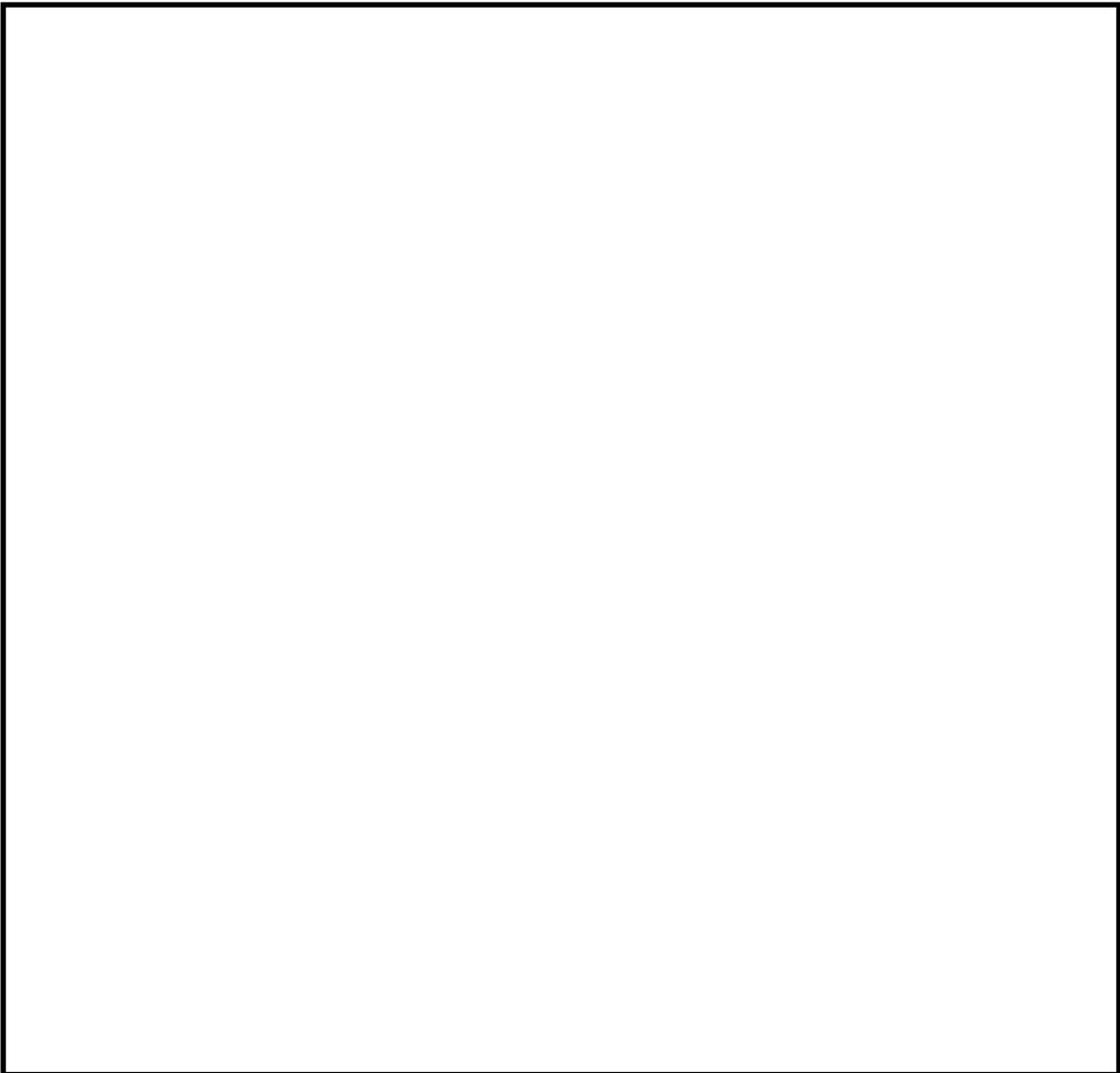
第 2.2-3 図 緊急時対策所 代替電源設備設備からの給電図

### 2.3 遮蔽設計について

重大事故等において、対策要員が事故後7日間とどまっても、換気設備等の機能とあいまって、実効線量が100mSvを超えないよう、天井、壁及び床は十分な厚さの遮蔽（鉄筋コンクリート）を設ける。

また、外部扉又は配管その他の貫通部があるものについては、遮蔽扉又は迷路構造等により、外部の放射線源を直接取り込まないように考慮した設計とする。

遮蔽設計を第2.3-1図に示す。



第2.3-1図 緊急時対策所 遮蔽設計（断面図）

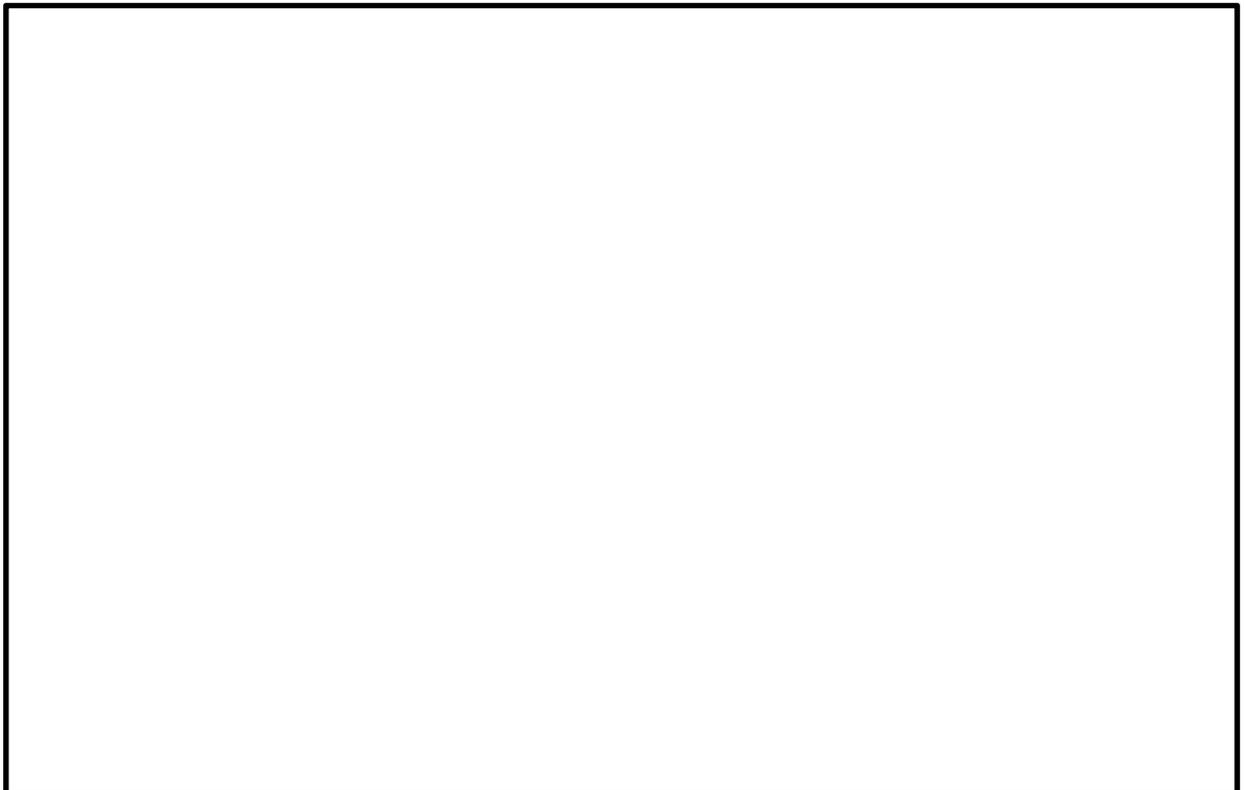
## 2.4 換気空調系設備について

重大事故等の発生により，大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため，「緊急時対策所非常用送風機」，「緊急時対策所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所に設置する。

また，プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として，「緊急時対策所加圧設備」により災害対策本部を加圧することにより，災害対策本部内への放射性物質の流入を防止する。

なお，災害対策本部は，隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，居住性が維持されていることを確認する。

換気設備等の概略系統図を第 2.4-1 図に示す。



第 2.4-1 図 緊急時対策所 換気設備等の概略系統図

(1) 換気設備等の設置概要

緊急時対策所の換気設備等は、重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし、以下の設備で構成する。

また、換気設備等の概略系統図を第 2.4-2 図に示す。

a. 緊急時対策所送風機

台数 : 1 台 (予備 1)

容量 :

b. 緊急時対策所非常用送風機

台数 : 1 台 (予備 1)

容量 :

c. 緊急時対策所排風機

台数 : 1 台 (予備 1)

容量 :

d. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

台数 : 1 基 (予備 1)

よう素除去効率 : 99%以上 (相対湿度 70%以下において)

粒子除去効率 : 99.9%以上

e. 緊急時対策所加圧設備

型式 : 空気ボンベ

本数 : 320 本 (予備 80 本)

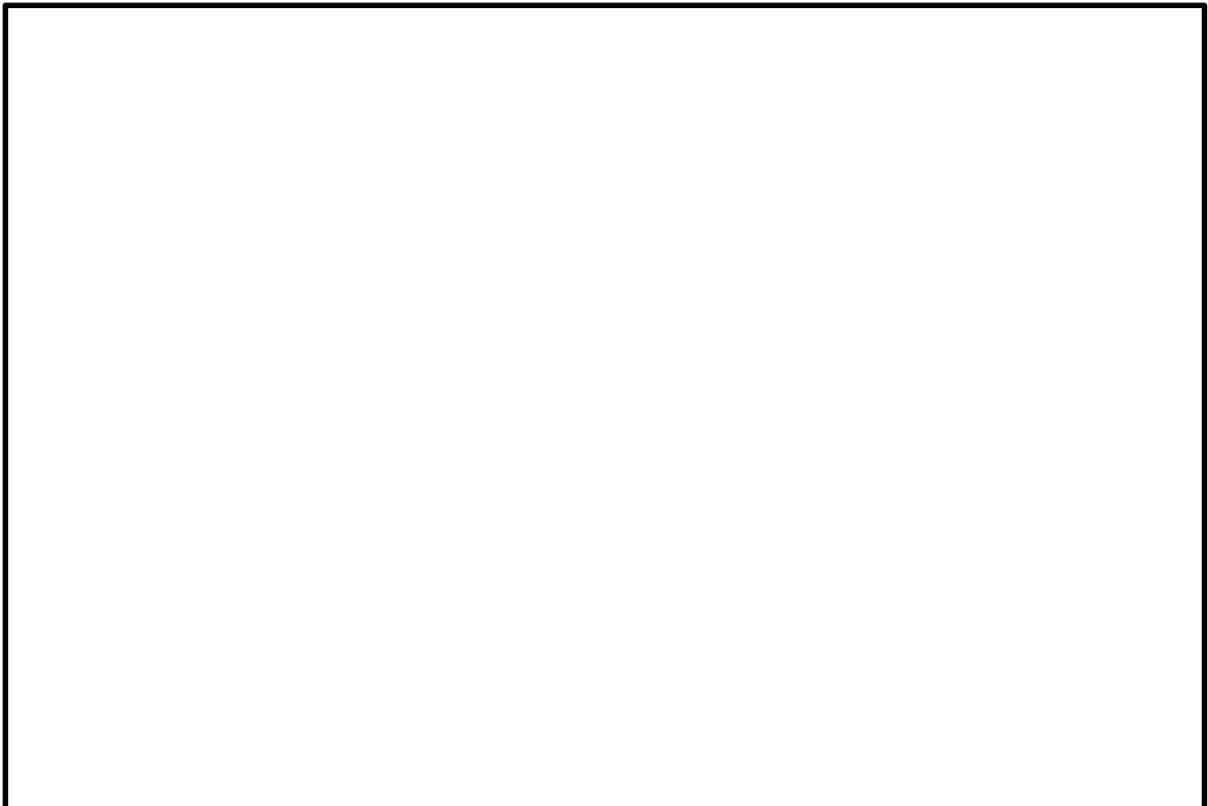
f. 緊急時対策所用差圧計

台数 : 1 台

測定範囲 : 0.0～20.0 Pa以上

緊急時対策所送風機，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置の各風量は，災害対策本部の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量及び他エリアの換気回数等から設定している。

また，緊急時対策所加圧設備の空気ポンペの本数は，プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間に，さらに余裕をもたせ14時間分とし，災害対策本部等を14時間正圧維持できる空気容量から設定している。また，緊急時対策所災害対策本部内の非常用換気設備操作盤に差圧計を設置し，災害対策本部内が正圧化されていることを確認、把握可能な設計とする。



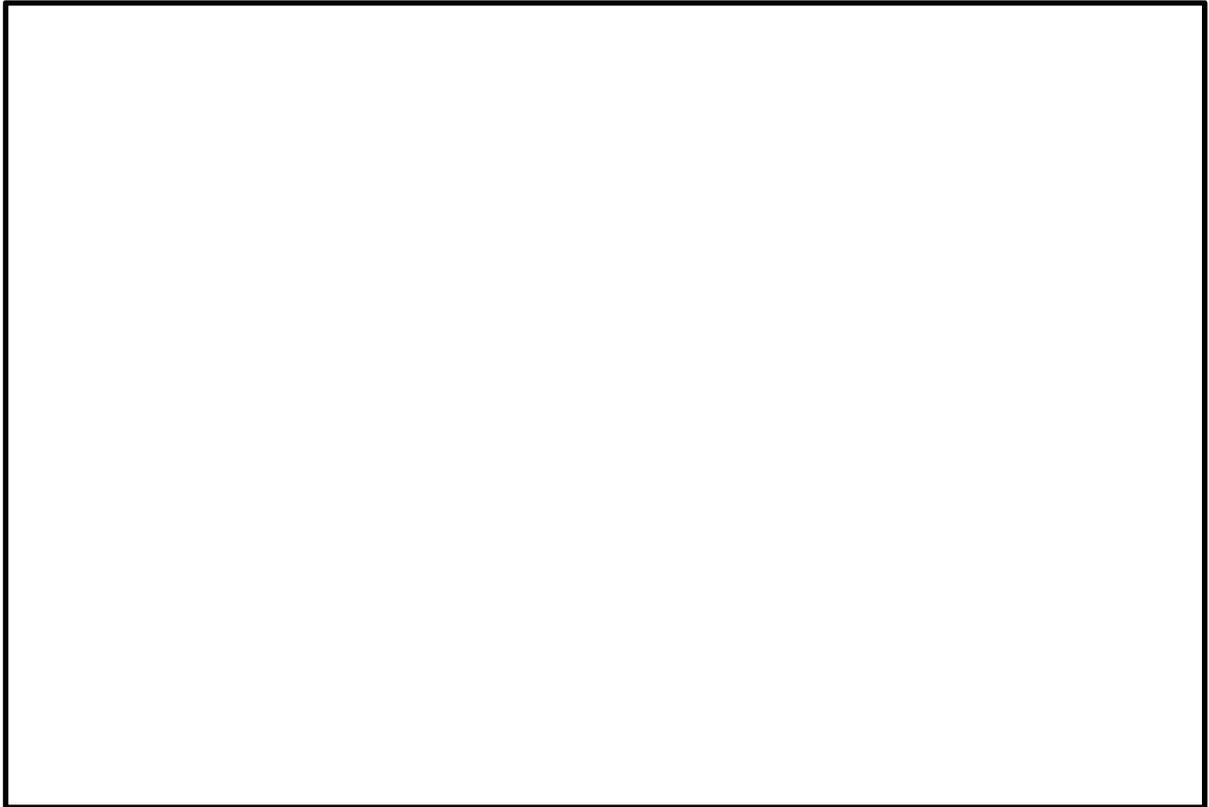
第 2.4-2 図 換気設備等の概略系統図

(2) 換気設備の目的等

名称	目的等
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所送風機</li> <li>・ 緊急時対策所非常用送風機</li> <li>・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置</li> <li>・ 災害対策本部隔離弁（電動）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保</li> <li>・ 緊急時対策所送風機，緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置については，100%×2台を緊急時対策所内に設置</li> <li>・ プルーム通過時に災害対策本部隔離弁（電動）を閉止し，災害対策本部内への希ガス等の流入を防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所加圧設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 災害対策本部内を，空気ポンベを用いて加圧することによって，プルーム通過時の災害対策本部への希ガス等の流入を防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所用差圧計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 災害対策本部内が正圧化（20Pa以上）されていることを確認、把握する</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～40.0vol%）</li> <li>・ 二酸化炭素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～5.0vol%）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋内の空気取り込みを一時的に停止した場合でも，建屋内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲（酸素濃度：19.0vol%以上，二酸化炭素濃度：1.0vol%以下）であることを把握</li> </ul>

(3) 換気設備等の運用

原子炉格納容器破損によるプルームへの対応は，災害対策本部隔離弁（電動）（以下「隔離弁」という。）を閉とし，災害対策本部外との空気の流れを遮断し，災害対策本部内を災害対策本部加圧設備（以下「加圧設備」という。）により加圧することによって，災害対策本部内への放射性物質の流入を防止する。プルーム通過時の対応の概要図を第2.4-3図に示す。



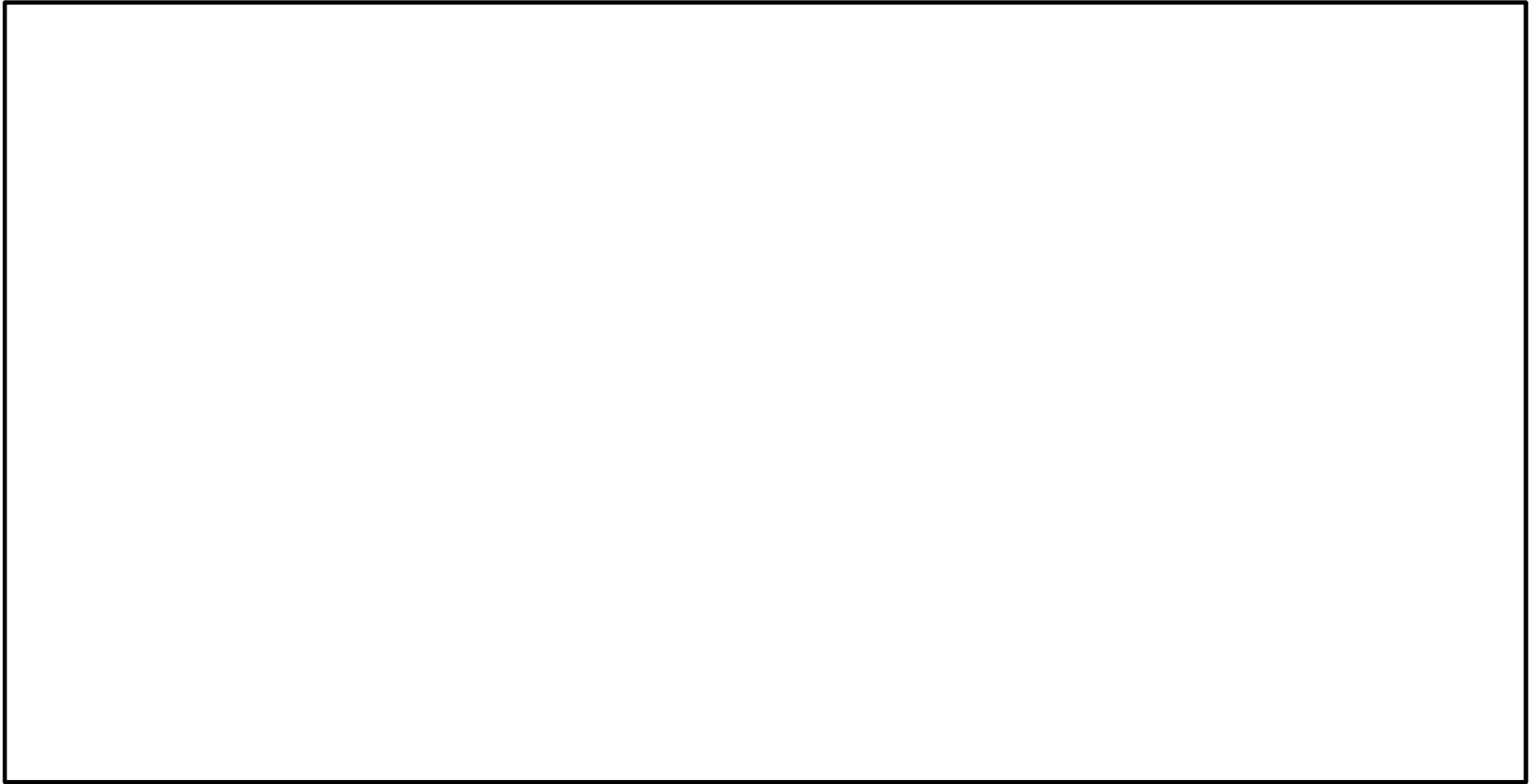
第 2.4-3 図 プルーム通過時の対応の概要図

可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）でプルームの放出を確認した場合には、隔離弁を閉止する。

更に、緊急時対策所エリアモニタの指示上昇を確認した場合には、加圧設備（空気ボンベ加圧）により災害対策本部を加圧し、災害対策本部内への放射性物質の流入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し、緊急時対策所エリアモニタの指示値がプルーム通過後安定した段階で、隔離弁を開とする。換気設備の運用イメージを第 2.4-4 図に示す。

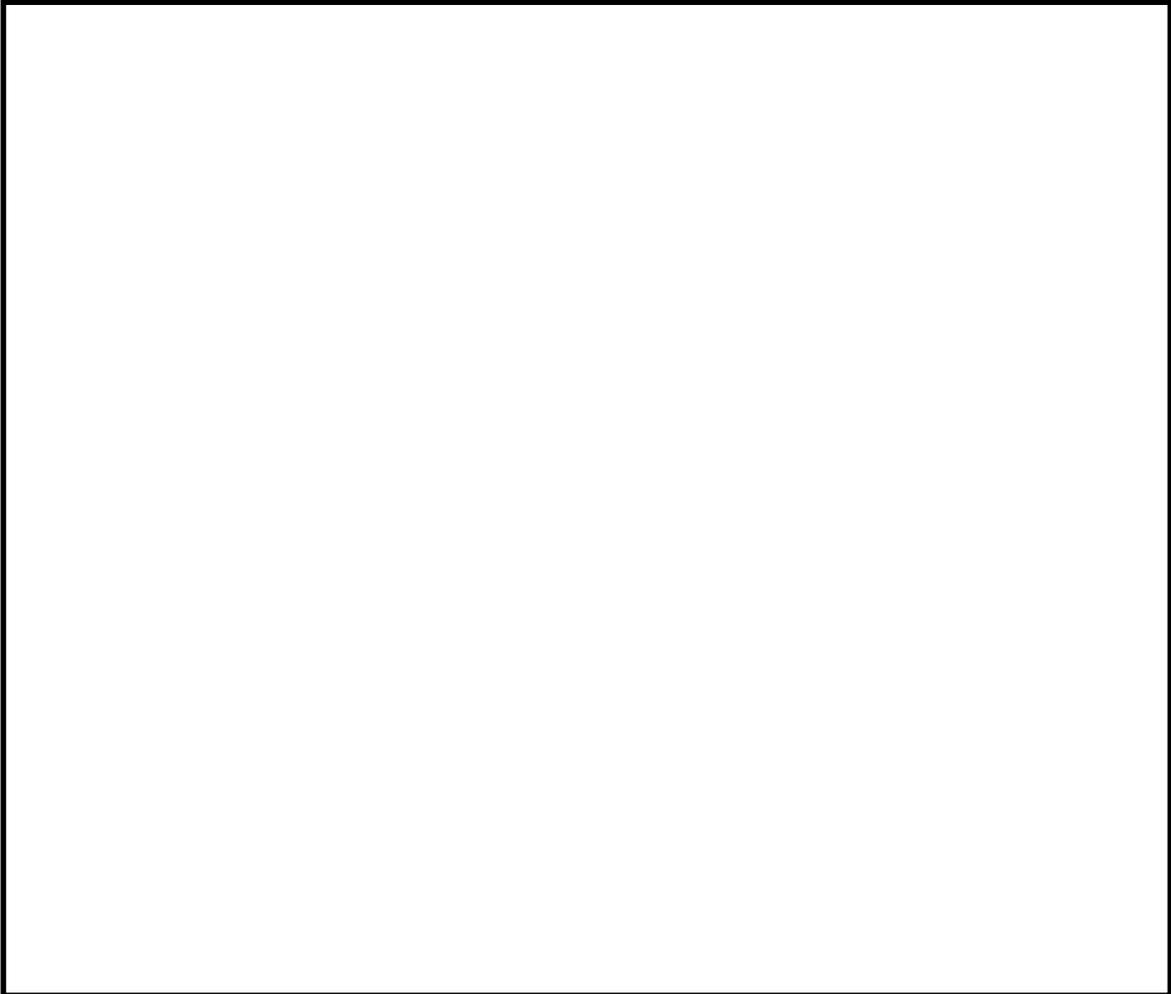
なお、「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日）に基づき、事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。



第 2.4-4 図 換気設備等の運用イメージ

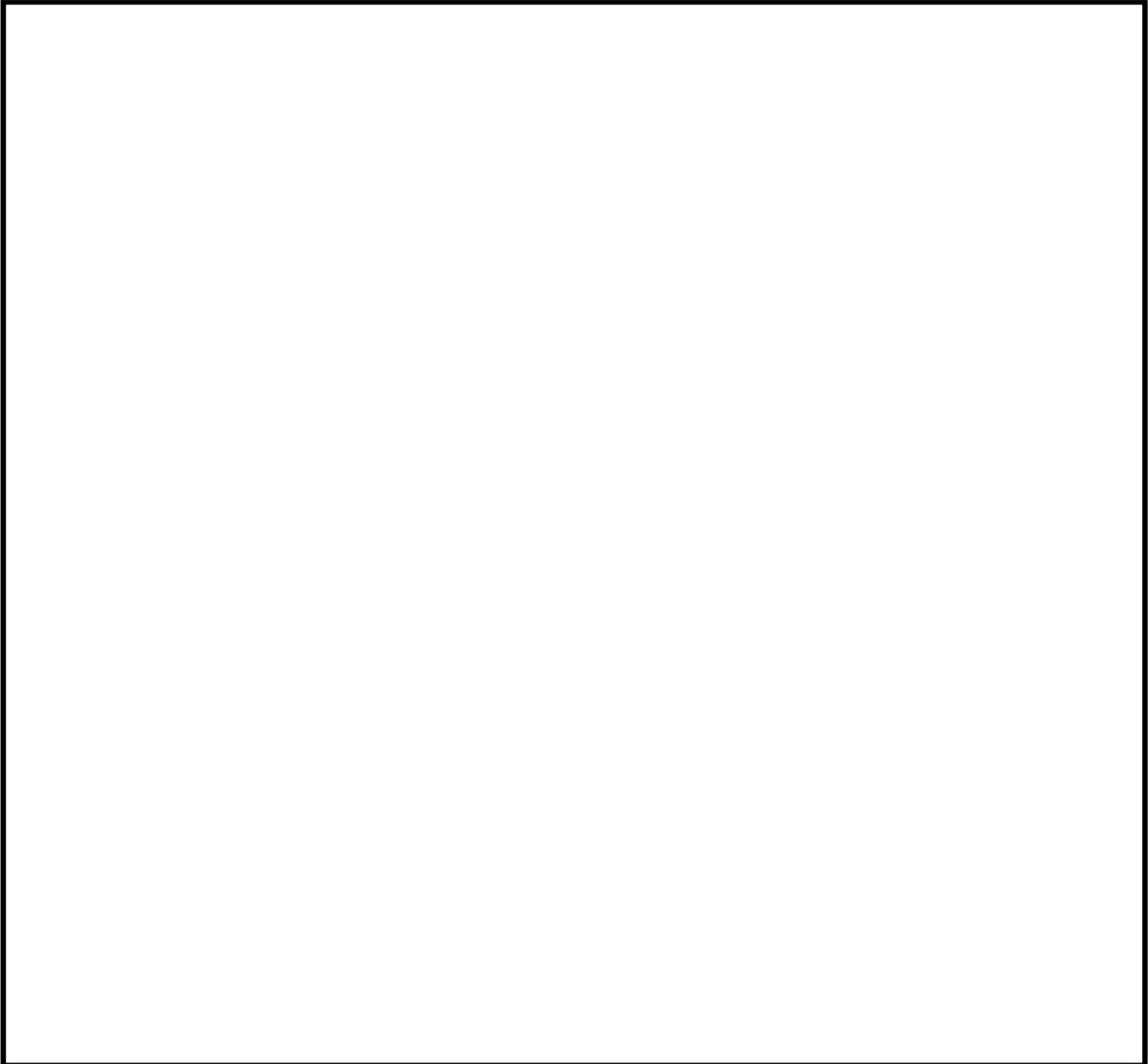
(4) 換気設備等の運転状態

① 通常運転



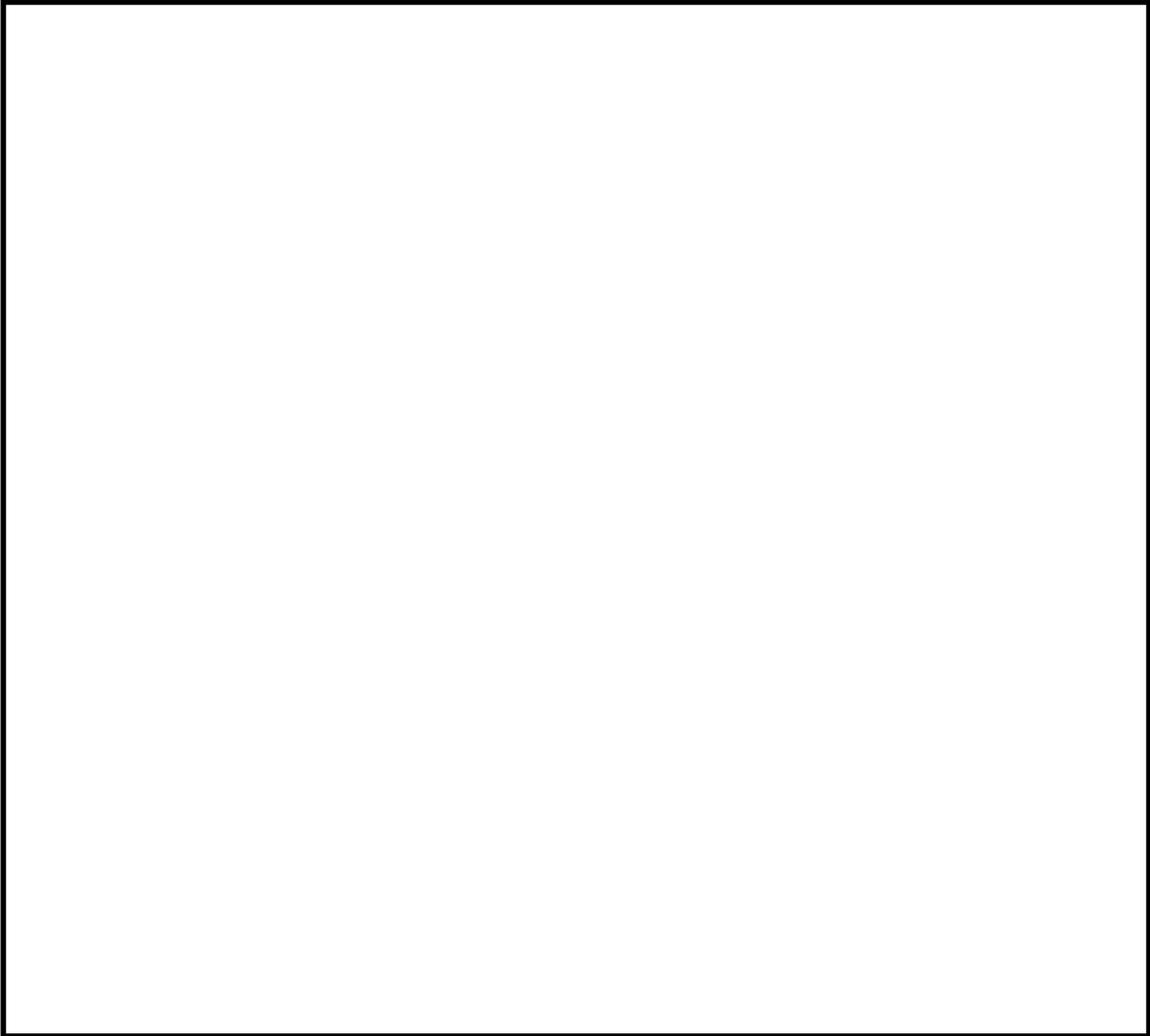
第 2.4-5 図 換気設備等の概要系統図 (通常運転)

② 非常時運転



第 2.4-6 図 換気設備等の概要系統図 (非常時運転)

③ プルーフ通過時加圧運転



第2.4-7図 換気設備等の概要系統図（プルーフ通過時加圧運転）

(5) 加圧設備の概要

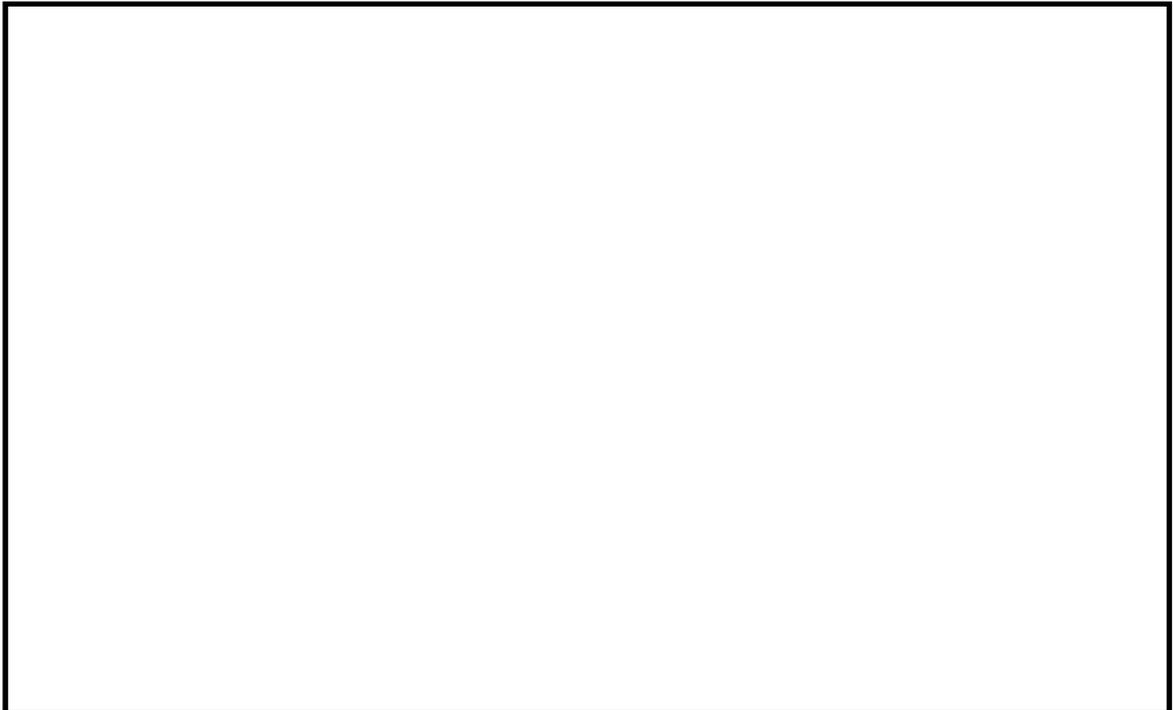
プルーム通過時の 10 時間は、加圧設備を運転し災害対策本部を正圧維持することで放射性物質の流入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ本数は、プルーム通過時、災害対策本部に収容する対策要員 100 名が滞在するために必要な本数以上を設置する。

a. 系統構成

緊急時対策所内に設置した空気ボンベから減圧ユニットを介し、流量制御ユニットで一定流量を災害対策本部へ供給する。災害対策本部内は排気側の排気調節弁によって正圧を維持するよう自動調整される。加圧設備の概略系統図を第 2.4-8 図に示す。

なお、排気調節弁は手動操作も可能であり、災害対策本部内の圧力を手動で調整する場合は、排気調節弁を手動で操作し、操作盤の差圧計を監視しながら上流側の手動弁により正圧維持するよう調整する。



第 2.4-8 図 加圧設備の概略系統図

b. 加圧設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

換気設備の停止後，災害対策本部を隔離して加圧設備により正圧とした際に，災害対策本部内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を可搬型濃度計の監視により，正常範囲内にあることを確認する。

(6) 災害対策本部の正圧維持

屋内に設置する災害対策本部のインリークは，隣接区画との温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため，災害対策本部を周囲の隣接区画より高い圧力に加圧する。

災害対策本部内の加圧は，以下に示すとおり約 12.4Pa が必要であるため，災害対策本部の加圧目標は余裕を考慮して隣接区画より +20Pa 以上とする。

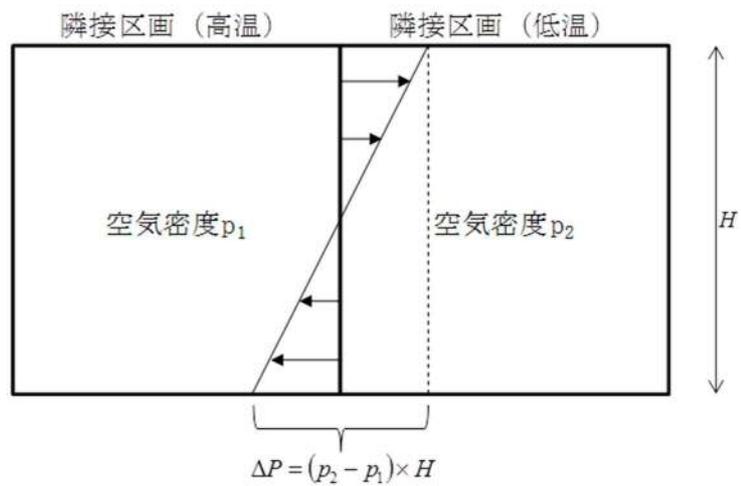
a. 温度差を考慮した加圧値

災害対策本部と隣接区画との境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると第 2.4-9 図に示すように空気の密度差に起因し，高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計  $\Delta P$  は次の式で表される。

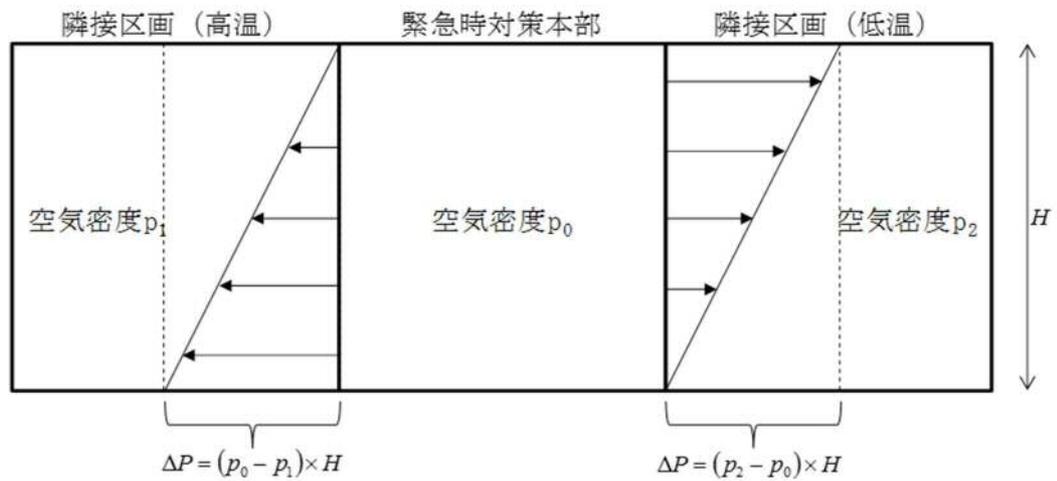
$$\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$$

$p$  : 空気密度，  $H$  : 災害対策本部の階層高さ



第 2.4-9 図 温度差のある区画の圧力分布

したがって、災害対策本部を  $\Delta P$  だけ加圧することによって、隣接区画との温度差が生じても第 2.4-10 図に示すように災害対策本部へのインリークを防ぐことができる。



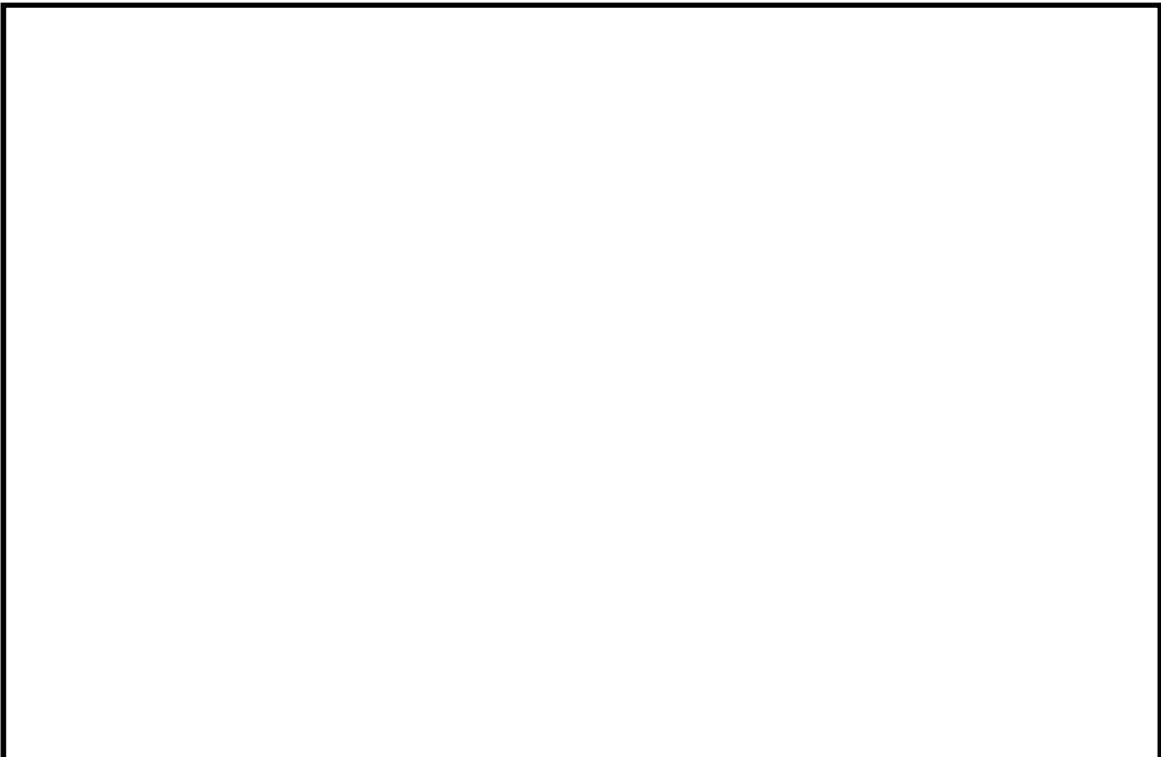
第 2.4-10 図 温度差のある区画の圧力分布

重大事故等発生時の災害対策本部及び隣接区画の温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から 38.4℃，-12.7℃とする。災害対策本部の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711(\text{kg} / \text{m}^3) \\ &= 12.426(\text{Pa})\end{aligned}$$

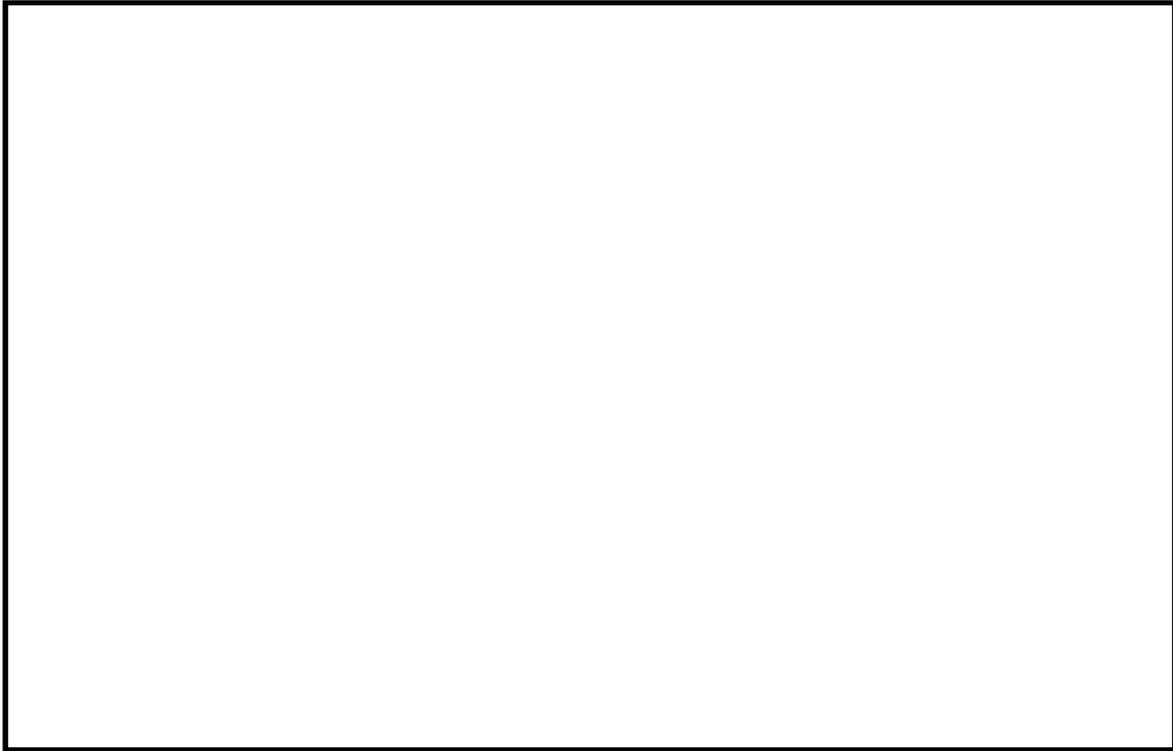
b. 災害対策本部への空気供給量

(a) 非常時運転



第 2.4-11 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

(b) プルーフ通過時加圧運転



第 2.4-12 図 換気設備等の概要系統図（プルーフ通過時加圧運転）

(7) 加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第 2.4-1 表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす  $160\text{m}^3/\text{h}$  に設定する。

第 2.4-1 表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に、各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

災害対策本部はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって、災害対策本部のリークポテンシャルは、ドア開口の隙間、壁貫通部（配管、ケーブル、ダクト）である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいては、圧力差30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約 $6\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$ であるため（図1参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$ ：ドアからのリーク量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

$S$ ：ドアの面積合計  $9.5\text{m}^2$ （災害対策本部）

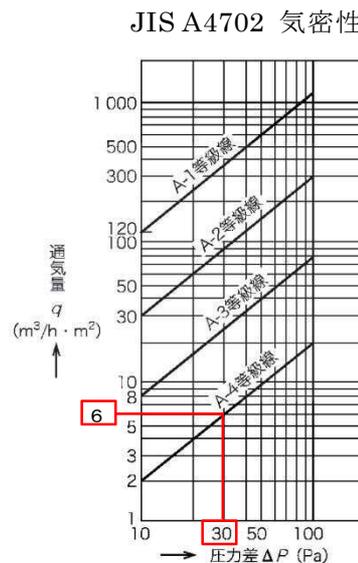


図1—気密等級線

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5回/dayを用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$$V : \text{室容積 } 2,994\text{m}^3$$

したがって、災害対策本部のリーク量は以下の式により $120\text{m}^3/\text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3/\text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3/\text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回}/\text{day}] \div 24 [\text{day}/\text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$Q : \text{供給空気供給量 } [\text{m}^3/\text{h}]$$

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$Ga : \text{酸素発生量 } -0.0218\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$$

$$P : \text{人員 } 100\text{人}$$

$$K_0 : \text{供給空气中酸素濃度 } 20.95\text{vol}\%$$

$$K : \text{許容最低酸素濃度 } 19.0\text{vol}\%$$

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠）、空気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\
 &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.022)} \times 100 \\
 &= 227 \text{ m}^3 / \text{h}
 \end{aligned}$$

また、加圧設備運転時間はプルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間に、さらに余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%以下となる空気供給量は160m<sup>3</sup>/hとなる。（14時間後のCO<sub>2</sub>濃度は0.977%）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P / Q \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times P / Q\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 - G_a \times P / Q\right)$$

K<sub>t</sub> : t時間後のCO<sub>2</sub>濃度 [%]

K<sub>1</sub> : 室内初期CO<sub>2</sub>濃度 0.05%

K<sub>0</sub> : 供給空気のCO<sub>2</sub>濃度 0.03%

G<sub>a</sub> : CO<sub>2</sub>発生量 0.022m<sup>3</sup> / (h・人)

P : 滞人员在人員 100人

Q : 空気供給量 [m<sup>3</sup>/h]

V : 室容積 2,994m<sup>3</sup>

【参考】加圧設備運転時の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

1. 酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容酸素濃度に使用）

第十六条 1

鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

（平成 16 年 9 月 27 日 経済産業省令第 96 号，最終改正平成 26 年 6 月 24 日 経済産業省令第 32 号）

○成人の呼吸量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作業	呼吸数 (回/min)	呼吸数 (cm <sup>3</sup> /回)	呼吸数 (L/min)
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行 (150m/min)	40	1,600	64
歩行 (300m/min)	45	2,290	100

○成人呼吸気の酸素量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

	吸気 (%)	呼気 (%)	乾燥空気換算 (%)
酸素量	20.95	15.39	16.40

## 2. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容二酸化炭素濃度に使用）

### 第十六条 1

鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

（平成 16 年 9 月 27 日 経済産業省令第 96 号，最終改正平成 26 年 6 月 24 日 経済産業省令第 32 号）

○各種作業に対するエネルギー代謝率(「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

RMR 区分	作業	RMR	作業	RMR
0～1	キーパンチ	0.6	—	—
	計器監視 (立)	0.6	運転 (乗用車)	0.6～1.0
1～2	れんが積み	1.2	バルブ操作	1.0～2.0
	工事監督	1.8	徒歩	1.5～2.2
2～3	馬車	2.2	塗装 (はけ, ローラ)	
	測量	2.6	自転車	2.0～2.5
3～4	やすりかけ	3.5	電柱立て	3.0～3.5
4～5	ボルト締め	4.5	土掘り	4.0～5.0
5以上	かけ足	5.0		5.0～6.0
	はしごのぼり	10.0	—	—

○労働強度別二酸化炭素吐出し量 (「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

RMR	作業程度	二酸化炭素吐出し量 ( $\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$ )	計算採用二酸化炭素 吐出し量 ( $\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$ )
0	安静時	0.0132	0.013
0～1	極軽作業	0.0132～0.0242	0.022
1～2	軽作業	0.0242～0.0352	0.030
2～4	中等作業	0.0352～0.0572	0.046
4～7	重作業	0.0572～0.0902	0.074

○「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」（平成 8 年 9 月 20 日  
 付け消防予第 193 号，消防危第 117 号）

・表 1 二酸化炭素の濃度と人体への影響

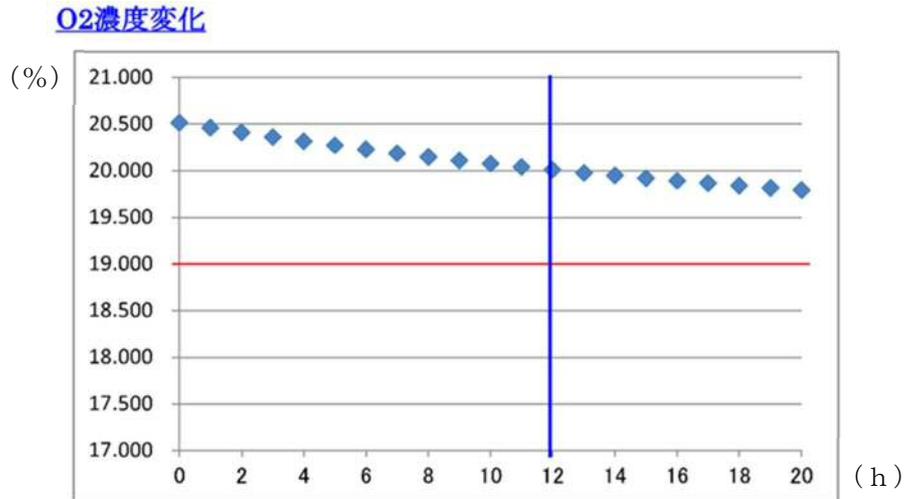
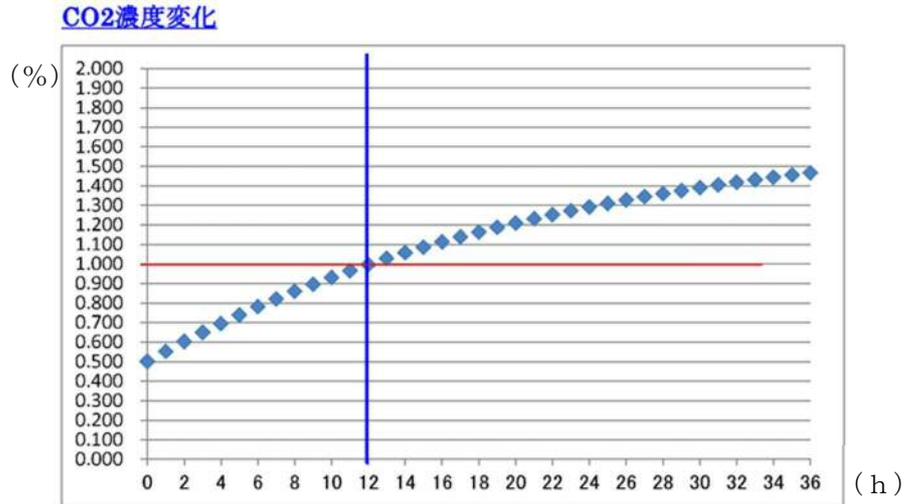
- < 2 % : はっきりした影響は認められない
- 2 ~ 3 % : 5~10 分呼吸深度の増加，呼吸数の増加
- 3 ~ 4 % : 10~30 分頭痛，めまい，悪心，知覚低下
- 4 ~ 6 % : 5~10 分上記症状，過呼吸による不快感
- 6 ~ 8 % : 10~60 分意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

○二酸化炭素の生理作用が現れる濃度（許容二酸化炭素濃度の目安）（「空気  
 調和・衛生工学便覧」の記載より）（単位：ppm）

分類	単純窒息性
ガス	二酸化炭素
作用	吸気中酸素分圧を低下させ，酸素欠乏症を誘引，呼吸困難，弱い刺激，窒息
1日8時間，1週間40時間の 労働環境における許容濃度	5,000
のどの刺激	40,000
目の刺激	40,000
数時間ばく露で安全	11,000~17,000
1時間ばく露で安全	30,000~40,000

(8) 災害対策本部の使用期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

災害対策本部の使用期間中において，災害対策本部内への空気供給量と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は第 2.4-13 図に示すとおり，酸素濃度及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。



第 2.4-13 図 災害対策本部の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

【備考】

換気設備運転時の労働強度

…酸素消費量「歩行」，二酸化炭素吐し出量「中等作業」

加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」，二酸化炭素吐し出量「極軽作業」

(9) 空気ポンベの必要本数及び圧力監視

- (a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間にさらに余裕をもたせ14時間分とする。
- (b) ポンベ使用可能量は、7.162m<sup>3</sup>/本とする。
- (c) 二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量として、12時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%以下となる空気供給量160m<sup>3</sup>/hとする。以上から12時間を正圧維持する場合に必要な本数は、下記計算より、320本となる。

$$\text{計算式: } \frac{160 \times 14}{7.162} = 313$$

\*空気ポンベの圧力監視

日常点検にて、空気ポンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ポンベの交換を行う。

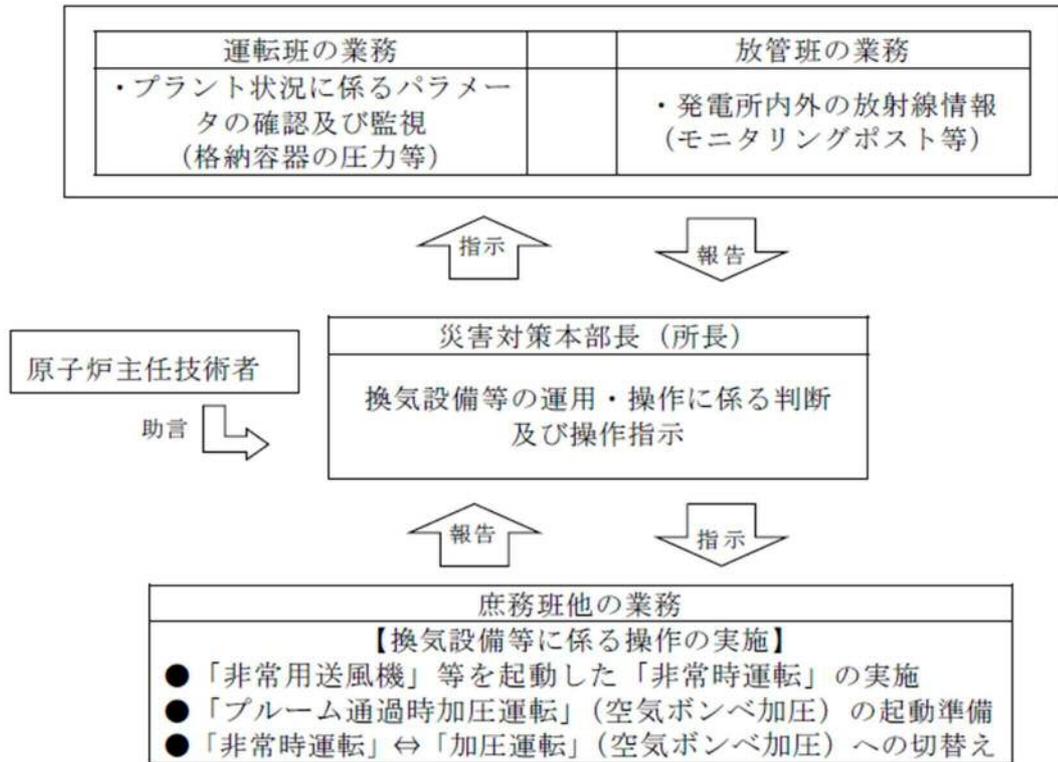
なお、圧力低下によるポンベの交換基準は、ポンベ運用本数から災害対策本部を11時間加圧可能な残圧を算出し、適切な交換基準を定めるものとする。

(10) 換気設備等の操作に係る判断等

① 換気設備の運用について

時 期	内 容
災害対策本部立上げ時 (「警戒事態」事象等発生)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・通常運転（外気取り込み空調運転）の実施</li> <li>・非常時運転のための「非常用送風機」等空気浄化設備の起動確認、準備</li> <li>・「加圧設備（空気ボンベ）」の機器系統確認</li> <li>・「緊急時対策所エリアモニタ」を設置起動</li> <li>・「可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）」を設置起動</li> </ul>
炉心損傷が発生し，放射性物質が大気中に放出（プルーム放出）される可能性がある場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器最高圧力の上昇継続</li> <li>・格納容器内線量急上昇</li> <li>・炉心温度の上昇</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・通常運転系統の外気取り込み隔離弁を閉じ，緊急時対策所内を循環運転</li> <li>・非常時運転として，「非常用送風機」等を起動し，微粒子フィルタ，よう素フィルタで浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常時運転実施（流量自動調整により正圧維持）</li> <li>・パラメータの監視強化及び「空気ボンベ」加圧操作の準備</li> </ul>
プルーム放出，接近時 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント実施時</li> <li>・格納容器圧力の急低下</li> <li>・可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）の線量率の急上昇</li> <li>・緊急時対策所エリアモニタの線量率の急上昇</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所の周辺に希ガスを含むプルームが流れてきた場合には，災害対策本部内の換気・浄化を停止（隔離弁を閉止）し「非常時運転」から「プルーム通過時加圧運転」（空気ボンベ加圧）へ切り替え</li> <li>・緊急時対策所内を正圧に維持できるように流量自動調整</li> <li>・酸素濃度計等を使用して緊急時対策所内の環境を管理・維持</li> </ul>
原子炉格納容器からの希ガス等の放出が収束した等と判断した場合 <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力の急低下後にほぼ安定</li> <li>・可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）等の線量率が低下して安定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・災害対策本部内は引き続き「加圧運転」を継続</li> <li>・災害対策本部以外の建屋内については，ダクト内のパージを目的に，少量外気取込による「非常時運転」の外気取り込み量を増加させた運転に切り替え</li> <li>・「非常時運転」の外気取り込み量を増加させた運転に切り替えした1時間後に「空気ボンベ」による加圧を停止</li> <li>・流量，圧力自動調整により正圧維持</li> <li>*この際，極少量の希ガス等が緊急時対策所に流入するため，緊急時対策所エリアモニタにて線量率の監視を強化する</li> </ul>

② 換気設備等の操作判断に係る体制



③ 換気設備等に係る操作等の判断基準

	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準
1	換気設備の運転切り替え（操作要員配置やパラメータの監視強化）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・災害対策本部立ち上げ時</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原災法第10条事故発生</li> </ul>
2	「非常時運転」の運転切り替え（少量外気取り込み）及び空気ポンベ加圧に係る準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷が発生し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合</li> </ul>	原子炉格納容器損傷に係る監視 <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの連絡</li> <li>プラント状況</li> <li>炉心温度の上昇</li> <li>格納容器内線量急上昇</li> <li>・緊急時対策所におけるプラント状態監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質放出のおそれがあると判断した場合</li> </ul>
3	災害対策本部の換気を「非常時運転」から「空気ポンベによる加圧運転」に切り替え	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所の周辺にプルームが到達</li> </ul>	① 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・30mSv/h*以上</li> <li>※評価値は現在の最新値</li> </ul>
			② 緊急時対策所エリアモニタ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・0.5mSv/h以上</li> </ul>
			—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント実施時</li> </ul>
4	「非常時運転」の運転切り替え（外気取り込み量を増加させた運転）、「非常時運転」の運転切換えから1時間後に「空気ポンベによる加圧運転」を停止、緊急時対策所を出て、屋外活動を再開する準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プルーム放出が終息</li> <li>・原子炉格納容器の圧力が低下して安定し、モニタリング・ポスト等の線量率が屋外作業可能なレベルまで低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）</li> <li>・緊急時対策所エリアモニタ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低下後安定、指示値安定</li> </ul>

(11) 空気ボンベ加圧に係る判断基準の検討について

① 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気浄化設備の切替え，空気ボンベ加圧等の希ガス侵入防止対応は，要員の被ばくに大きく影響するため，素早い判断と操作が必要となる。

加圧に係る判断は，様々な指標を確認し，検討する時間的猶予がないことから，計測可能であり，シンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

これらを踏まえ，加圧判断基準の主たるパラメータを「緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）」，「緊急時対策所エリアモニタ」とする。

② 判断に係わる各パラメータ

可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用)	緊急時対策所付近に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができるため，緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標として最も効果的である。（加圧判断に係る主たるパラメータと位置付ける）
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所内に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができるため，緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標として最も効果的なものである。（加圧判断に係る主たるパラメータと位置付ける）
モニタリング・ポスト，可搬型 モニタリング・ポスト (加圧判断用以外)	緊急時対策所付近に設置しないが，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができるため，補助的な扱いとする。
気象観測装置 (風向等)	プルームを検出する指標としては効果的ではないが，プルームの進行方向を推定する指標として効果的であるため，補助的な扱いとする。
格納容器圧力	格納容器スプレイや炉心冷却など，災害対策に伴う効果により，値の変動が予想されるため，明確な判断基準値を設定することは困難。また，判断に迷う可能性がある。

③ 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

以下のパラメータを監視し、緊急時対策所外の状況及び緊急時対策所における各種操作を判断する。

状況フロー	SPDS			可搬型モニタリング・ポスト		緊急時対策所 エリアモニタ
	プラント状況 (C/V 圧力等)	気象情報 (風向・風速等)	モニタリング ポスト	加圧判断用	その他	
炉心状況確認	○ 状況把握	△ 状況把握	△ BG 把握	△ BG 把握		△ BG 把握
発電所構内放射線量率上昇	△ 状況把握	△ 状況把握	△ 指示値上昇	△ 指示値上昇	△ 指示値上昇	△ 指示値上昇
その他要員 一時退避	—	○ 避難ルートの検討・判断				—
ブルーム放出	○ C/V 圧力急減等	△ 監視強化	○ 指示値上昇	○ 指示値上昇		○ 指示値上昇
ベント 実施 ベント未実施 可搬型モニタリング・ポスト 又は 緊急時対策所エリアモニタ にて検知	—	—	△ 指示値上昇	○ 30mSv/h* ※評価値は現在の 最新値	△ 指示値上昇	○ 0.5mSv/h
入口ダンパ閉止・ファン停止 空気ポンペ加圧	—	—	—	—	—	○ 監視強化
ブルーム通過	△ C/V 圧力安定	△ 状況確認	○ 指示値低下	○ 指示値低下	○ 指示値低下	○ 指示値低下
空気ポンペ加圧停止 ファン起動	—	—	—	—	—	○ 監視強化

○：判断の主たるパラメータ，△：判断のための補助的なパラメータ

④ 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用)	30mSv/h* ※評価値は現在の最新値	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 空気ポンベ加圧による加圧を開始するための指標として設定する。</li> <li>• 炉心損傷直後の最大線量率約 20mSv/h*よりも高い値とすることで、誤判断を防止する。</li> <li>• 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）におけるプルーム放出前（炉心損傷後，原子炉格納容器破損前）の直接線・スカイシャイン線量を評価した結果，約 2mSv/h*程度であり，確実に判断できる。</li> </ul>
緊急時対策所エリアモニタ	0.5mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）による検知や判断が遅れた場合等，空気ポンベ加圧による加圧を開始するための指標として設定する。</li> <li>• 対策要員の被ばく線量が7日間で100mSvを満足する基準として設定する。</li> <li>• 緊急時対策所エリアモニタにおける直接線・スカイシャイン線量を評価した結果，<math>3.7 \times 10^{-4}</math>mSv/h程度であるため無視できる。</li> <li>• 被ばく防護上は希ガス侵入量を少なくする（判断基準値を低めに設定する）ことも考慮する。</li> </ul>

## 2.5 必要な情報を把握できる設備について

重大事故時等に対処するために、緊急時対策所へデータを伝送する必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））（以下「SPDS」という。）を設置する設計とする。

緊急時対策所へデータを伝送するSPDSとして、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

データ伝送装置は原子炉建屋附属棟に設置する設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

SPDSデータ表示装置で把握できる主なパラメータを第2.5-1表に示す。

第2.5-1表に示す通り、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるような可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また、今後の監視パラメータ追加等を考慮した設計とする。

なお、周辺的环境放射線状況を把握するため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを伝送し、確認できる設計とする。

第 2.5-1 表 S P D S データ表示装置で確認できる主なパラメータ

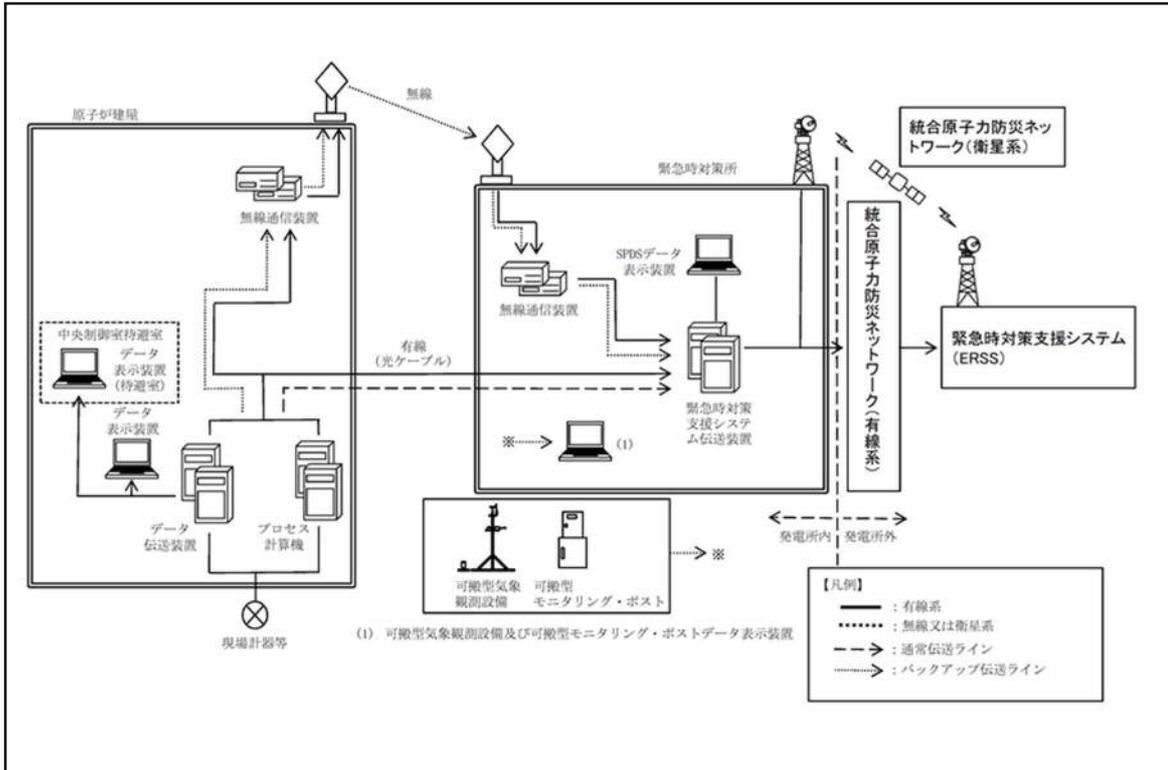
目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心の冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
残留熱除去系系統流量	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
フィルタ装置金属フィルタ差圧	
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては、原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置を含め、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋と緊急時対策所間のデータ伝送については、有線及び無線による伝送を行い、多様性を確保した設計とする。

また、周辺の環境線量状況を把握するため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策所内にて確認できるように設置する。

必要な情報を把握できる設備の概略を第 2.5-1 図に示す。



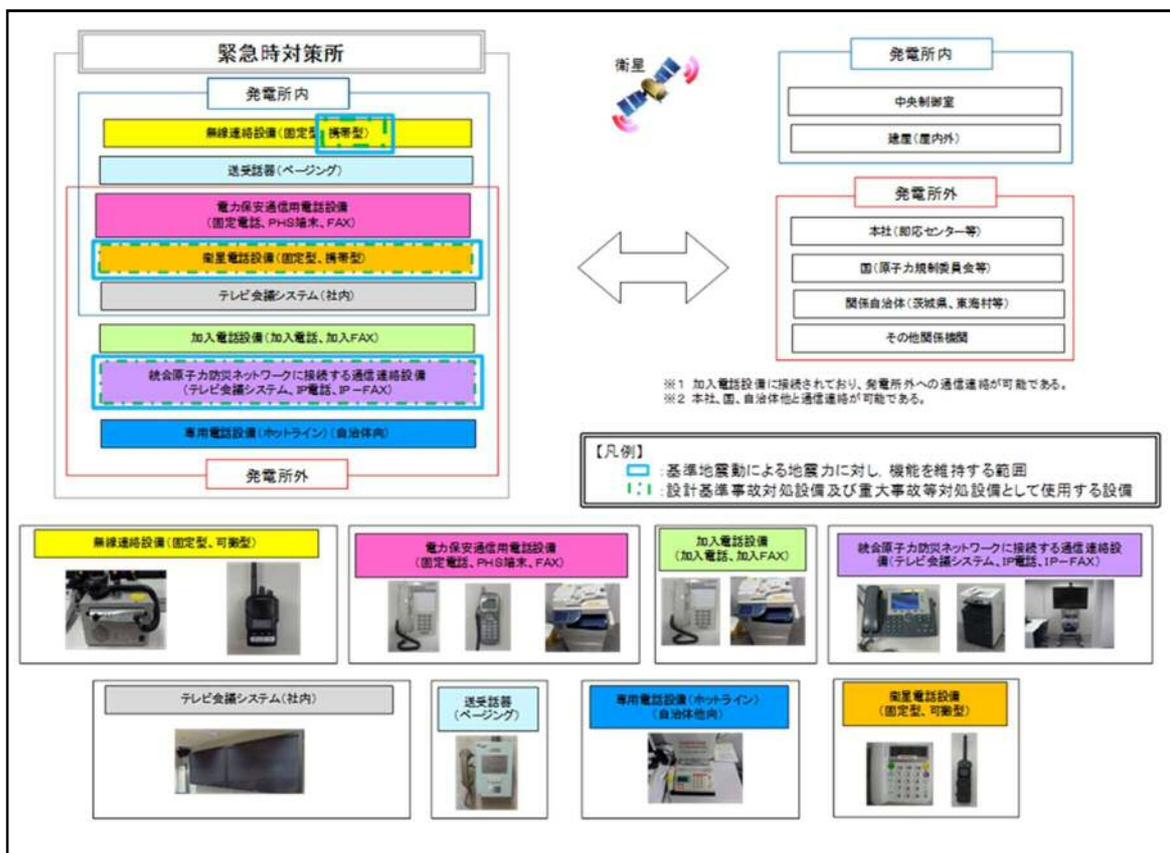
第 2.5-1 図 必要な情報を把握できる設備の概要

## 2.6 通信連絡設備について

発電所内の関係要員に対して必要な指示を行うための通信連絡設備（発電所内用）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また、発電所外の関係箇所へ連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）を緊急時対策所に設置し、多様性を確保した設計とする。

通信連絡設備の概略を第 2.6-1 図に示す。



第 2.6-1 図 緊急時対策所 通信連絡設備の概略

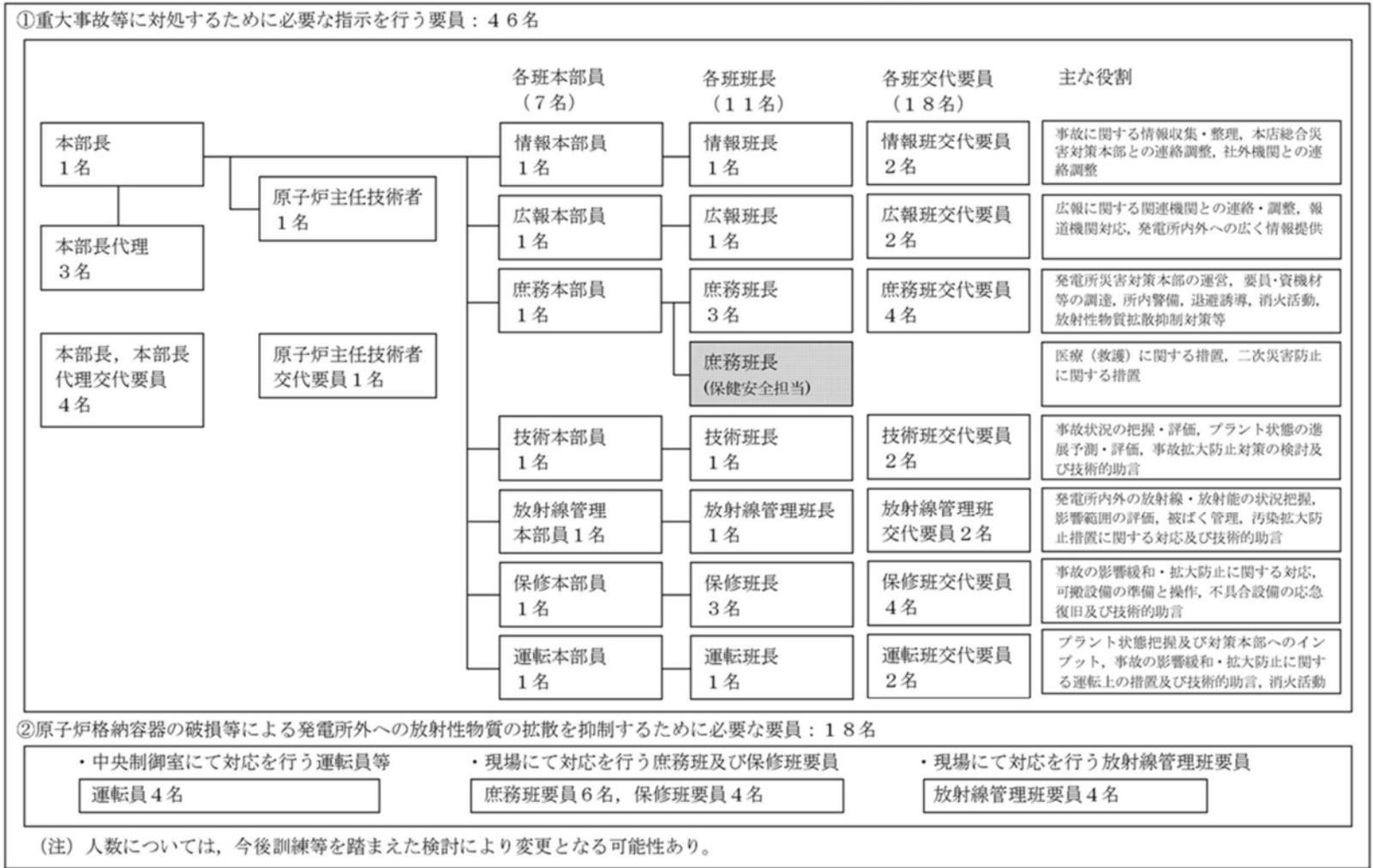
### 3. 運用

#### 3.1 必要要員の構成，配置について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩・仮眠をとるための交代要員を考慮して，第 3.1-1 図，第 3.1-2 図及び第 3.1-1 表のとおり重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計 64 名と想定している。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

凡例：   ブルーム通過時は庶務本部員又は班長が兼務



第 3.1-1 図 緊急時対策所 必要要員の考え方

		事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	格納容器破損 (ブルーム通過時：10時間)	格納容器破損 (ブルーム通過後)
「居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間		24時間			34時間
防災対策		▽災害対策本部体制による事故収束活動		▽ブルーム通過直前	▽ブルーム通過直後
中央制御室（現場対応含む）	事故拡大防止、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)		
	当直運転員（7）		【中央制御室待避室】当直運転員（3）		
	重大事故等対応要員 (運転班要員)（3）	退避(3)	重大事故等対応要員 (運転班要員)（3）		
	情報班要員（1）	退避(1)	情報班要員（1）		
現場	招集要員	構内瓦礫撤去、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応	
		退避(19)		【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員（運転班要員）（3）	
	モニタリング要員	構内モニタリング、可搬型モニタ設置		ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	
	重大事故等対応要員 (庶務班要員（15）、保修班要員（14）)	緊急時対策所(10)		重大事故等対応要員 (庶務班要員)（6） (保修班要員)（3）	
	重大事故等対応要員 (放射線管理班要員（4）)	緊急時対策所(4)		モニタリング等	
	重大事故等対応要員 (放射線管理班要員（4）)	緊急時対策所(4)		重大事故等対応要員 (放射線管理班要員（4）)	
緊急時対策所（本部）		退避(1)		【緊急時対策所】 本部要員（23）、本部交替要員（23）、 現場要員（庶務班要員、保修班要員）（10）、 運転要員（当直運転員）（4）、 モニタリング要員（4） 《計(64)》	
	本部要員（47）	本部要員 (46)		本部要員（47）	
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが、ブルーム通過後は発電所に常駐する。  
 また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。  
 ※要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 3.1-2 図 緊急時対策所 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

第 3.1-1 表 重大事故発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

	体制	要員数 (最低必要人数)		緊急時 対策所		その 他 建屋	中央 制御 室	現場	合計
①	事象発生	運転員 (当直)	7	—	0	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	—		3	1	—	
		重大事故等 対応要員*	26	—		11	—	15	
		モニタリング 要員	2	—		2	—	—	
②	初動態勢 (警戒態勢)	運転員 (当直)	7	—	3~ 10	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	3		—	1	—	
		重大事故等 対応要員*	26	0~10		—	1~3	15~ 23	
		モニタリング 要員	2	0~2		—	—	0~2	
③	要員招集 (非常招集 から 2 時間 後)	運転員 (当直)	7	—	47~ 78	—	7	—	102
		災害対策 本部要員	48	47		—	1	—	
		重大事故等 対応要員*	43	0~27		—	1~3	15~ 40	
		モニタリング 要員	4	0~4		—	—	0~4	
④	プルーム通 過直前及び 通過時	運転員 (当直)	7	4	64	—	3	—	70
		災害対策 本部要員	46	46		—	—	—	
		重大事故等 対応要員	13	10		—	—	3	
		モニタリング 要員	4	4		—	—	—	
⑤	プルーム 通過後	運転員 (当直)	7	—	47~ 64	—	7	—	72
		災害対策 本部要員	48	47		—	1	—	
		重大事故等 対応要員	13	0~12		—	1~3	0~10	
		モニタリング 要員	4	0~4		—	—	0~4	

(注) ※重大事故等対応要員には、初期消火要員(11名)を含む。  
原子力オフサイトセンター派遣者(8名)を除く。  
要員数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

### 3.2 事象発生後の要員の動きについて

#### (1) 災害対策要員の招集

平日勤務時間中に、重大事故等が発生した場合、電話、所内放送、ページング等にて、発電所内の緊急時対策要員に対して招集連絡を行う。

また、夜間及び休日に、重大事故等が発生した場合、一斉通報システムを活用し、発電所外にいる緊急時対策要員への情報提供及び非常招集を速やかに行う。

発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

発電所外にいる緊急時対策要員の招集に関する概要は以下のとおりである。重大事故等が発生した場合、一斉通報システムによる連絡により、発電所緊急時対策所もしくは発電所外集合場所である第三滝坂寮へ参集する。

第三滝坂寮は、面積約 53,000m<sup>2</sup>の厚生施設敷地内に建てられた、延床面積 2,000m<sup>2</sup>、建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の構築物であり、東日本大震災でも大きな被害を受けておらず、十分な耐震性を有している。

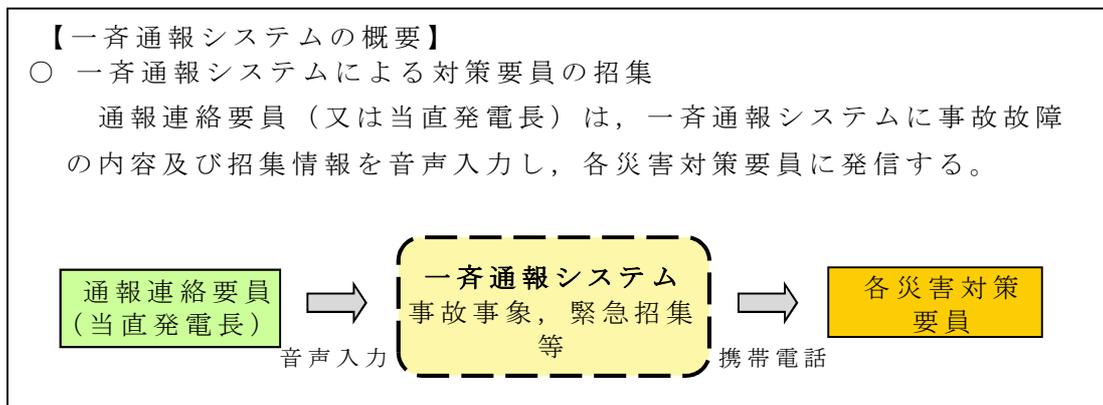
なお、地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

招集する災害対策要員のうち、あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は、直接発電所緊急時対策所へ参集する。また、あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は、発電所外集合場所となる第三滝坂寮に参集し、災

害対策本部と参集に係る以下①～⑤の情報確認及び調整を行い、災害対策本部からの要員派遣の要請に従い、集団で発電所に移動する。

- ① 発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ② 参集した要員の確認（人数，体調等）
- ③ 重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）
- ④ 発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）
- ⑤ 気象及び災害情報等

一斉通報システムの概要を第 3.2-1 図に、夜間及び休日における災害対策要員の招集について第 3.2-1 表に示す。



※ 発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

第 3.2-1 図 一斉通報システムの概要

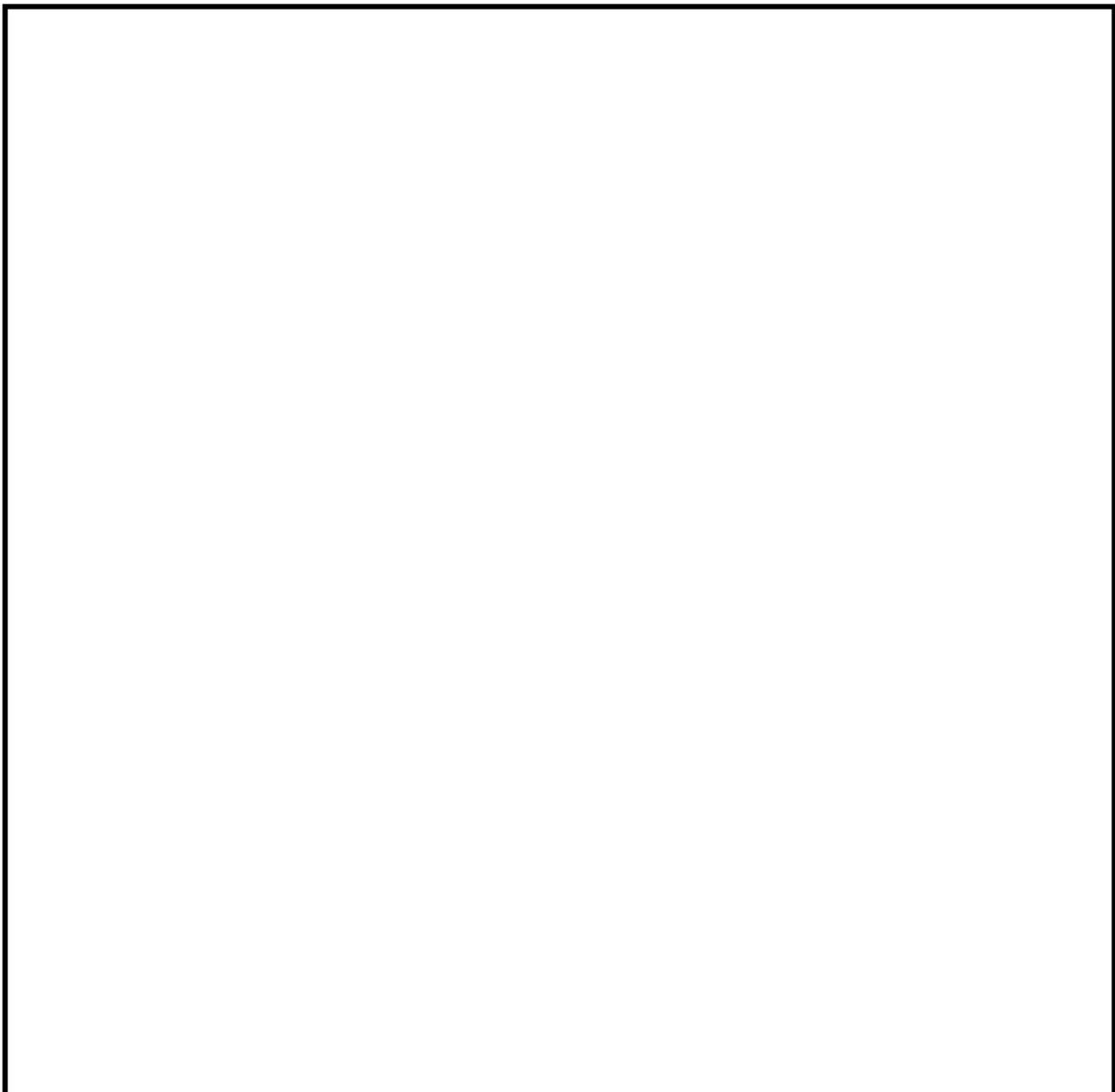
第 3.2-1 表 夜間及び休日における災害対策要員の招集

非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
<p>○重大事故等が発生した場合、一斉通報システム等により招集の連絡を行う。</p> <p>[初動対応要員（発電所構内及び発電所近傍に常駐）] 《事象発生，招集連絡》</p> <p>当直発電長(連絡責任者) ↔ 通報連絡要員※</p> <p style="text-align: center;">↑ ↓ ※中央制御室常駐1名</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 統括待機当番(本部長代理)：1名</li> <li>・ 現場統括当番(本部長代理又は本部員)：1名</li> <li>・ 情報班要員：1名</li> <li>・ 重大事故等対応要員(現場要員)：15名※ ※放射線管理要員を除く</li> <li>・ 消火活動要員：11名※ ※火災時現場出勤</li> <li>・ 放射線管理要員：2名</li> </ul> </div> <p>-----</p> <p>[参集要員（自宅，寮等からの参集）] 《非常招集連絡》</p> <p style="text-align: center;">通報連絡要員（又は当直発電長）</p> <p style="text-align: center;">↓ (一斉通報システム)</p> <p style="text-align: center;">災害対策要員※</p> <p>※発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所(第三滝坂寮)に参集する。</p> <p>発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は、災害対策要員は自主的に参集する。</p>	<p>○参集する災害対策要員の指名と参集場所指定</p> <p>①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：発電所緊急時対策所（災害対策本部）</p> <p>②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※</p> <p>※災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う。</p> <p>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名《発電所参集時の確認項目》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所の状況（設備及び所員の被災等）</li> <li>・ 参集した要員の確認（人数，体調等）</li> <li>・ 防護具（汚染防護服，マスク，線量計等）</li> <li>・ 持参品（通信連絡設備，照明機器等）</li> <li>・ 気象，災害情報等</li> </ul> <p>○発電所参集ルートを選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ あらかじめ定めた参集ルートの中から，気象，災害情報等を踏まえ，最適なルートを選定する。</li> </ul> <p>○発電所参集手段の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車，自転車，徒歩等）を選定する。</li> </ul>	<p>○非常招集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所構内及び発電所近傍に常駐する初動対応要員は，発電所緊急時対策所に参集，又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。</li> <li>・ あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及び各班の要員）は，直接発電所に向け参集を開始する。</li> <li>・ あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は，発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集し，災害対策本部と参集に係る情報確認を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。</li> </ul> <p>○非常招集中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所長（本部長）は，無線連絡設備，携帯電話等により，災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。</li> </ul> <p>○緊急時対策所への参集</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及びその他必要な要員）は，発電所の緊急時対策所に参集し，本部長又は本部長代理の指揮のもとに活動を開始する。</li> </ul>

(2) 災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり、発電所員の約 5 割が居住している。さらに、東海村周辺のひたちなか市、那珂市など東海第二発電所から半径 5～10km 圏内には、発電所員の約 2 割が居住しており、概ね東海第二発電所から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居住している。

東海第二発電所とその周辺の図を第 3.2-2 図に、居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）を第 3.2-2 表に示す。



第 3.2-2 図 東海第二発電所とその周辺

第 3.2-2 表 居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）

居住地	半径 5km 圏内	半径 5～10km 圏内	半径 10km 圏外
居住者数	133 名 (52%)	58 名 (23%)	64 名 (25%)

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、第 3.2-3 図に示すとおりである。

要員の参集ルートは比較的に平坦な土地であることから、参集に係る障害要因として、土砂災害の影響は少なく、地震による橋梁の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

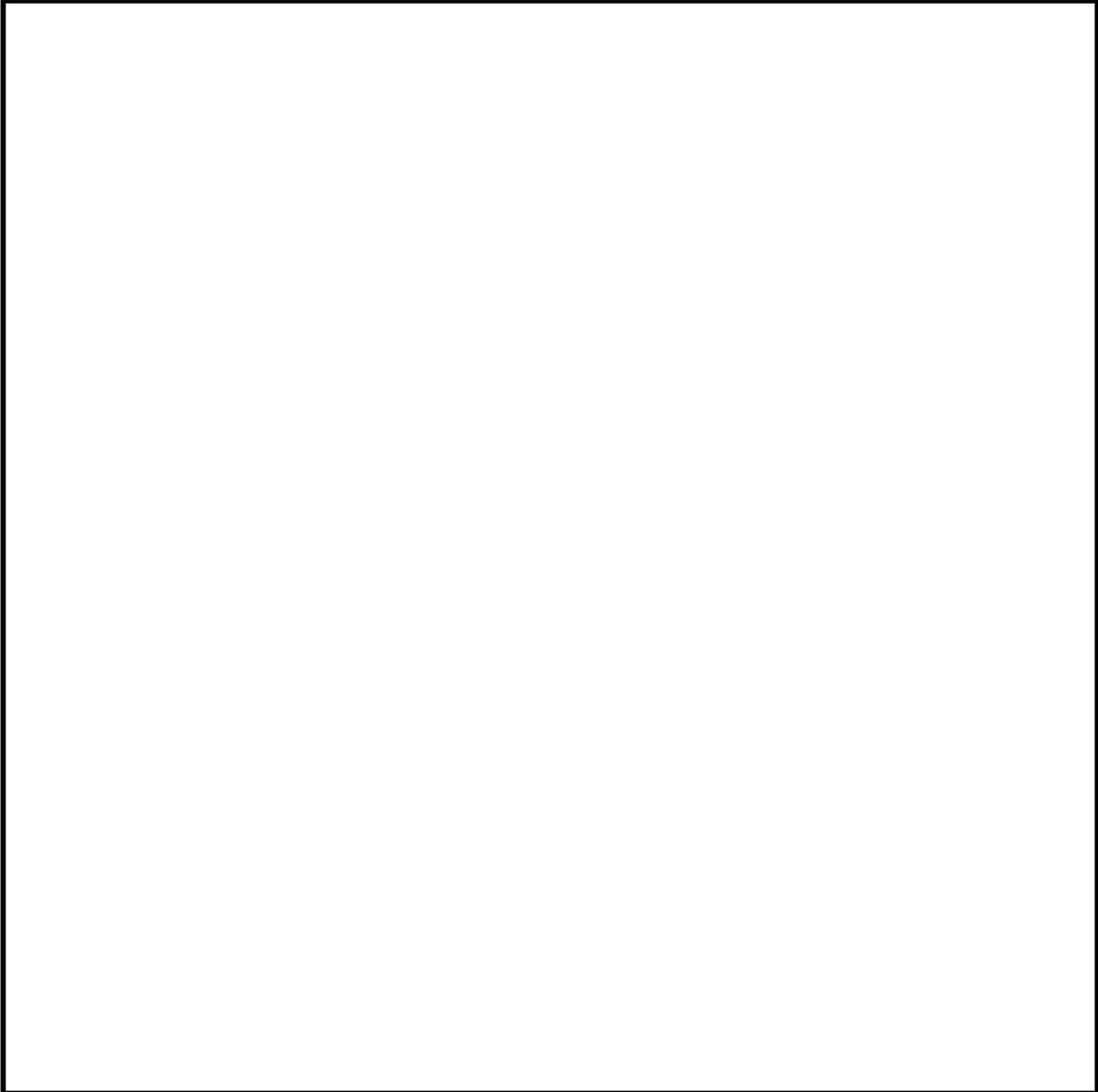
地震による橋梁の崩壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成 23 年東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

また、津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には、基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第 3.2-4 図に示した、ひたちなか（那珂湊方面）及び日立の比較的海に近いルート）は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

津波の浸水について、東海村津波ハザードマップ（第 3.2-4 図参照）

によると、東海村中心部から発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



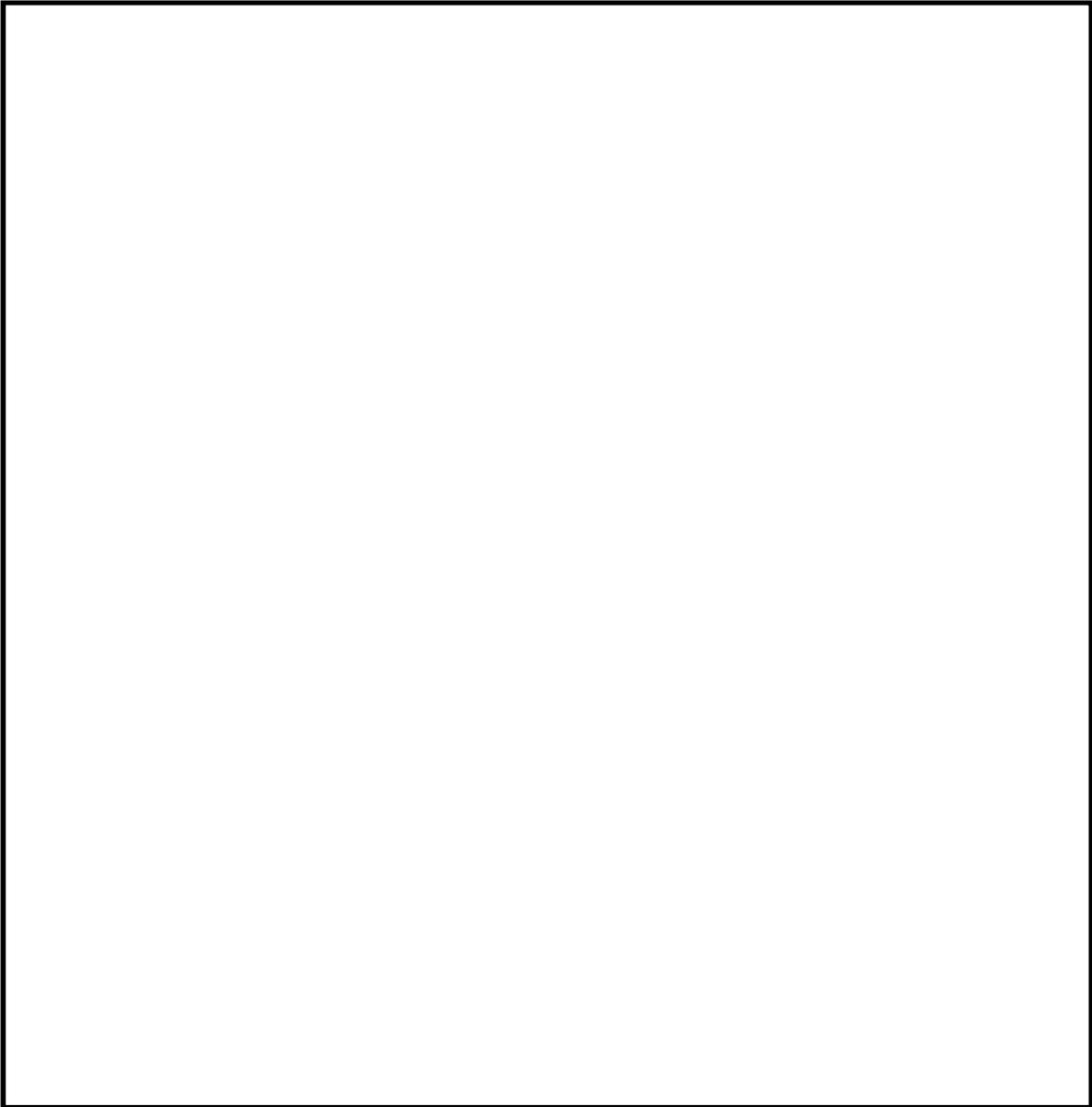
第 3.2-3 図 主要な参集ルート



第 3.2-4 図 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また，東海第二発電所では，津波 P R A の結果を踏まえ，基準津波を超え敷地に遡上する津波に対し影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（第 3.2-5 図参照）から，発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが，東海村中心部から発電所までの参

集ルートに津波の影響がない範囲も確認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第 3.2-5 図 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

(3) 災害対策要員の参集時間等について

参集要員（参集する災害対策要員）が、事象発生後に招集連絡及び要員受信を受けて自宅を出発し、発電所に参集するまでの所要時間を第3.2-3表に示す。

第3.2-3表 参集時間と参集要員数（平成28年7月時点）

参集に係る所要時間 (発災30分後に自宅出発)	徒 歩 (4.0km/h)	参 考	
		徒 歩 (4.8km/h)	自 転 車 (12km/h)
60分以内	4名	12名	126名
90分以内	100名	112名	176名
120分以内	128名	132名	200名

\* 参集時間等は参集訓練の実績値を基に算定

重大事故等時に災害対策本部の体制が機能するために必要な参集する要員（71名）は、保守的に評価しても、発災後120分以内で参集可能である。また、アクセスルート状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参集が可能となる。

(4) 緊急時対策所の立ち上げについて

緊急時対策所は、常用系2系統、非常用系1系統の電源から受電可能となっており、加えてこれらの電源が喪失した場合でも、緊急時対策所に設置された専用非常用発電機により、緊急時対策所全体に給電が可能な設計となっている。また、通信連絡設備も常設され、常時充電されているため、電源設備の立ち上げ等の作業は伴わない。参集後は、10分程度で緊急時対策所の立ち上げることができる。

(5) 発電所からの一時退避

緊急時対策所周辺に、大量のプルームが放出されるような事態においては、緊急時対策所に収容する要員以外は、以下の要領にて発電所から構外へ一時退避させる。

なお、プルーム通過の判断については、可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により行う。発電所災害対策本部長は、プルームの影響により可搬型モニタリング・ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が下降に転じ、更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断する。

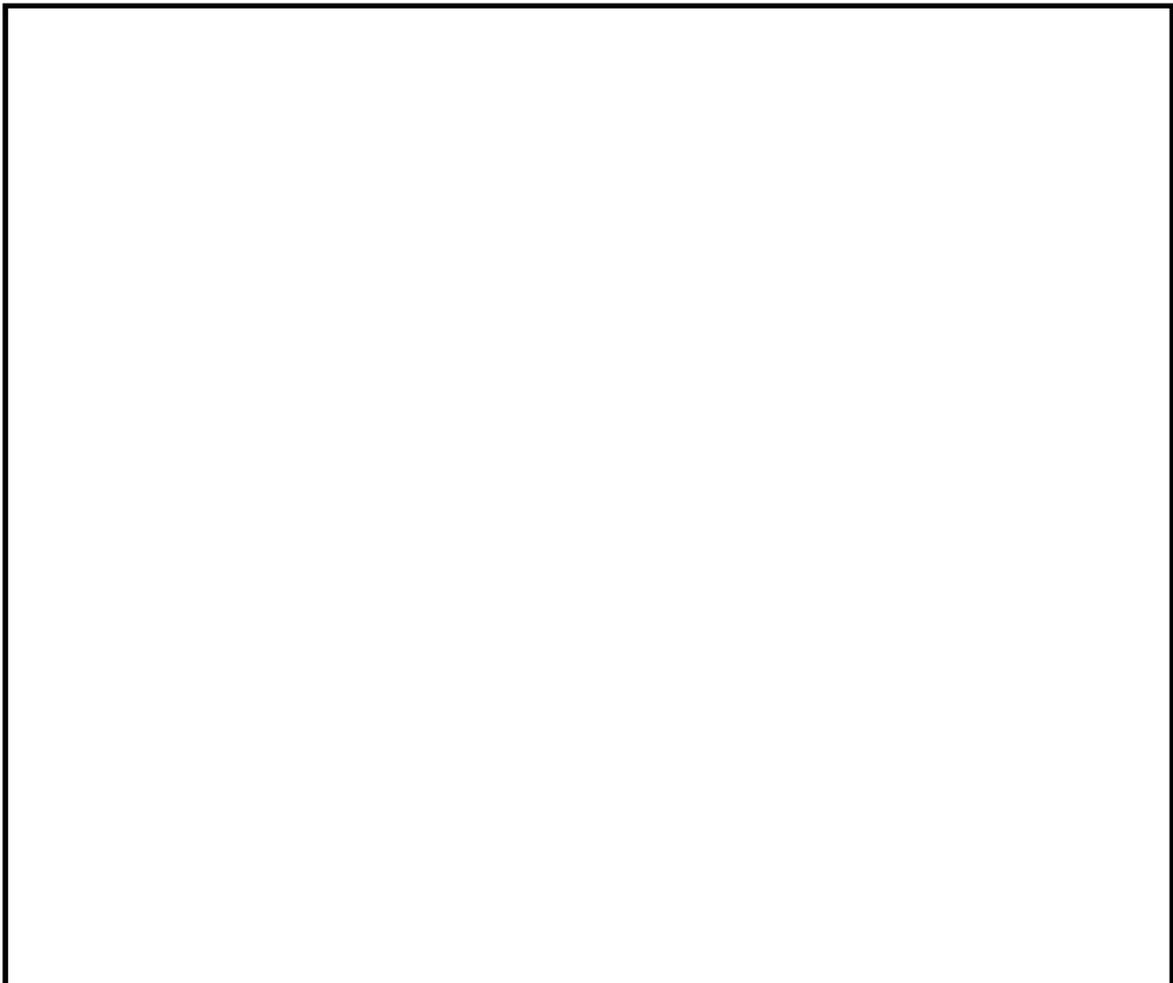
- a. 発電所災害対策本部長は、要員の退避に係る判断を行う。また、必要に応じて、原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- b. 発電所災害対策本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- c. 発電所から一時退避する要員は、退避に係る体制を確立するとともに、通信連絡手段、移動手段を確保する。
- d. 対策本部の指示に従い、放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

### 3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には、プルーム通過後など緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止することを目的として、防護具の脱衣、身体の汚染検査及び除染を行うための区画として、チェンジングエリアを設ける。

屋外にて作業を行った現場作業員等が緊急時対策所に入室する際に利用する。

チェンジングエリアの設置場所及び概略図を第 3.3-1 図に示す。



第 3.3-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び概略図

### 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所内には、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするため、資機材等を配備する。

配備する資機材等及び保管場所（放射線管理用資機材保管スペース（1階）、建屋2階食糧等保管スペース（2階））を第3.4-1表に示す。

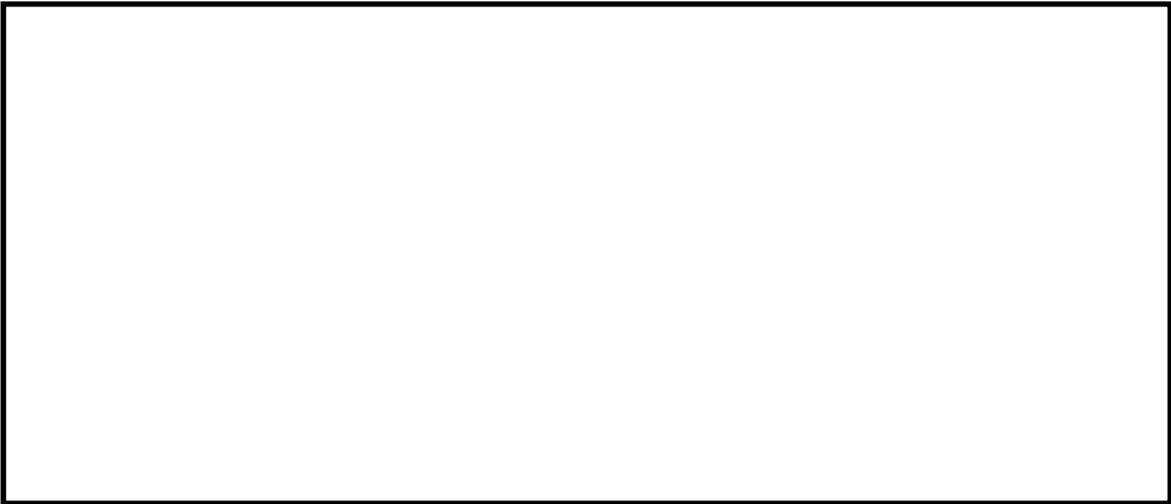
第3.4-1表 配備する主な資機材等及び保管場所

（注）今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

区分	品名	数量	単位	備考
放射線 管理用 資機材	タイベック	1,155	着	110名×7日×1.5
	アノラック	330	個	110名×2日 <sup>*1</sup> ×1.5
	全面マスク	2,310	個	110名×2個×7日×1.5
	チャコールフィルタ	220	台	110名×2
	個人線量計	5	台	予備含む
	GM汚染サーベイメータ	5	台	
	電離箱サーベイメータ	2	台	
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	
		可搬型モニタリング・ポスト <sup>*2</sup>	1	式
資料	発電所周辺地図	1	式	
	発電所周辺人口関連データ	1	式	
	主要系統模式図	1	式	
	系統図及びプラント配置図	1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	
食糧等	食糧	2,310	食	110名×3食×7日
	飲料水（1.5ℓ/本）	1,540	L	110名×2本×7日

※1：3日目以降は除染で対応する。

※2：「監視測定設備」と兼用

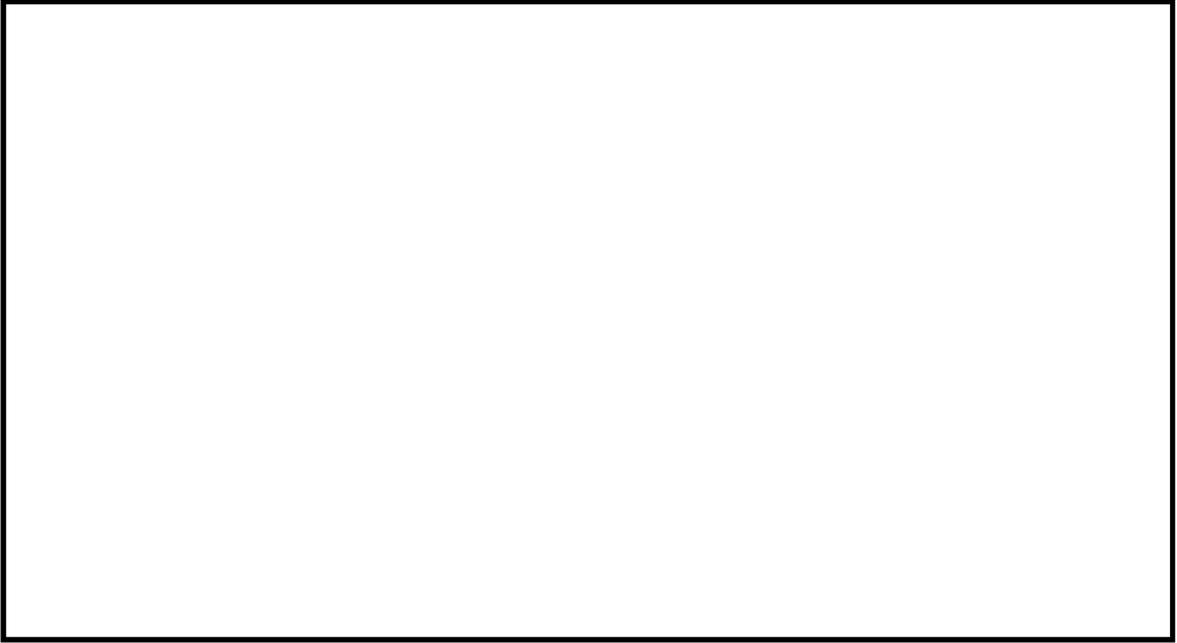


緊急時対策所には緊急時対策所エリアモニタ（可搬型）を配備し，重大事故等発生時に緊急時対策所本部室内に設置し，緊急時対策所本部室内の線量率を監視，測定する。また，当該緊急時対策所エリアモニタは，プルーム放出後の緊急時対策所への到達及び通過の時期を把握して，換気設備の運転変更や加圧設備への切り替えの判断に使用する。

緊急時対策所エリアモニタの仕様を第 3.4-2 表，配置を第 3.4-1 図に示す。

第 3.4-2 表 緊急時対策所エリアモニタの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体検出器	0.001～ 99.99mSv/h	緊急時対策所	1 (予備 1)



※設置場所については今後の訓練等により変更となる可能性あり

第 3.4-1 図 緊急時対策所エリアモニタの測定場所

#### 4. 耐震設計方針について

緊急時対策所に必要な機能として、第4-1表に示す設備がある。

これら必要な機能に対して、基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する、又は適切に固縛、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しない設計とする。

第4-1表 緊急時対策所の必要な機能及び主な設備

必要な機能	主な設備
代替電源設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 緊急時対策所用M/C 緊急時対策所用M/C電圧計
非常用換気設備	非常用送風機， 非常用フィルタ装置 緊急時対策所用差圧計 給気・排気隔離弁，給気・排気配管
加圧設備	空気ボンベラック，配管，弁
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備 発電所内外用 衛星電話設備 発電所外用 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備	S P D S
居住性の確保、放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 緊急時対策所エリアモニタ

(1) 緊急時対策所に設置する代替電源設備設備について

代替電源設備設備について以下のとおり耐震評価を行い、機能が喪失しないことを確認する。

第4-2表 代替電源設備に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
緊急時対策所用発電機	ディーゼル発電機	耐震計算
	ケーブルトレイ	耐震計算
	分電盤	耐震計算
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	耐震計算
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	耐震計算
	燃料配管	耐震計算
緊急時対策所用M/C	緊急時対策所用M/C 緊急時対策所用M/C電圧計	耐震計算

(2) 緊急時対策所に設置する換気設備等について

換気設備等について以下のとおり耐震評価を行い、機能が喪失しないことを確認する。

第4-3表 換気設備等に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
非常用換気設備	非常用送風機	震計算
	非常用フィルタ装置	耐震計算
	緊急時対策所用差圧計	耐震計算
	給気・排気隔離弁, 給気・排気配管	耐震計算
加圧設備	空気ボンベラック	耐震計算
	配管, 弁	耐震計算

(3) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備等について

① 通信連絡設備について

重大事故等発生時に使用する通信連絡設備については、基準地震動の地震力に対して機能を維持するよう、以下の措置を講じる。

第4-4表 通信連絡設備に係る耐震性評価

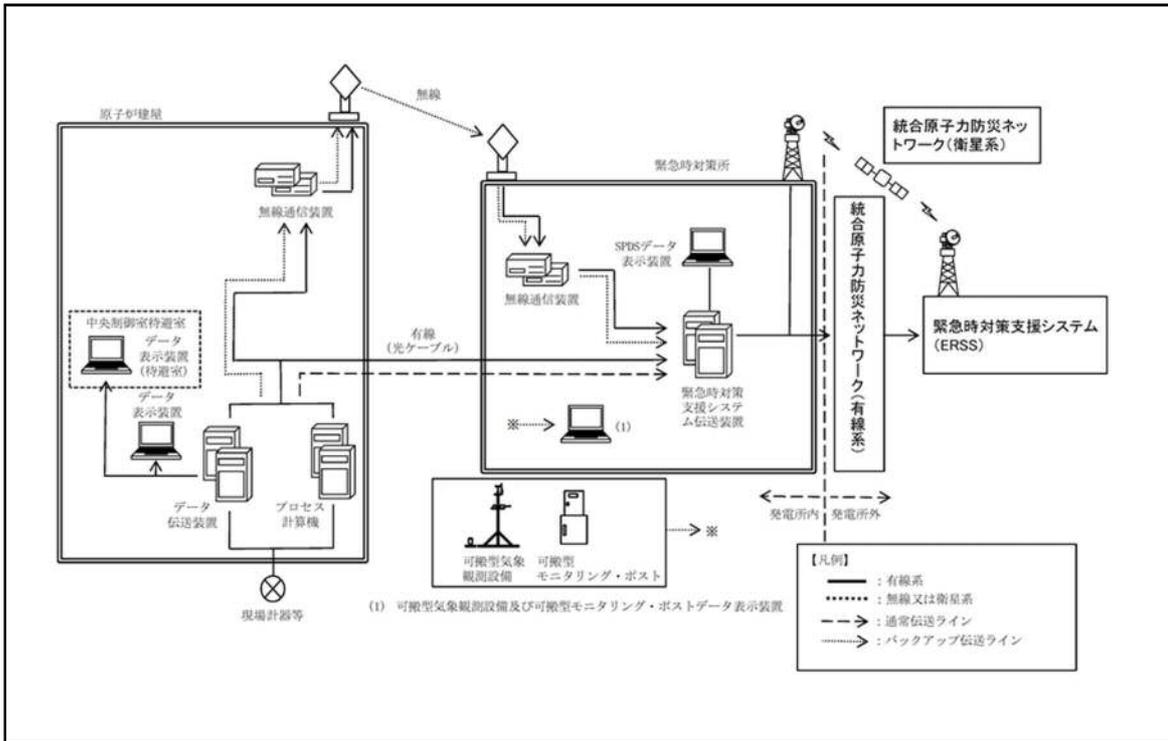
通信種別	主要設備		耐震措置
発電所内用	無線連絡設備	携帯型	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により、基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所内外用	衛星電話設備	固定型	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（固定型）の衛星電話用アンテナ、常設の端末装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>衛星電話設備（固定型）の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		携帯型	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所外用	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> <li>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
		IP電話	
		IP-FAX	

② S P D S について

緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては、基準地震動による地震力に対して機能を維持するよう、以下の措置を講じる。

第 4-5 表 S P D S に係る耐震性評価

場所	主要設備		耐震措置
原子炉建屋	S P D S 本体関係	S P D S データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有する原子炉建屋附属棟に設置する</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>信号、電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> </ul>
	建屋間伝送設備	通信機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>通信機器を設置する盤は、耐震性を有する原子炉建屋に設置する。</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>建屋内の信号、電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> </ul>
建屋間	建屋間伝送ルート		<ul style="list-style-type: none"> <li>伝送ルートは、無線系及び有線系回線を確保する。</li> <li>無線アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋屋上、緊急時対策所屋上に設置して固定等の措置を実施する。</li> <li>無線アンテナは、加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
緊急時対策所建屋	建屋間伝送設備	通信機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>通信機器を設置する盤は、耐震性を有する緊急時対策所に設置する。</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>建屋内の信号、電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> </ul>
	S P D S 本体関係	緊急時対策支援システム伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>サーバを設置する盤は、耐震性を有する緊急時対策所に設置する。</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>信号、電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> </ul>
	S P D S データ表示装置		<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛等の転倒防止の措置を実施する。</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>



第 4-1 図 SPDS の概要

(4) 居住性の確保、放射線量の測定する設備について

緊急時対策所遮蔽，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタについては，基準地震動の地震力に対して機能を維持するよう，以下の措置を講じる。

第 4-6 表 居住性の確保、放射線量の測定する設備に係る耐震性評価

設備	機器	耐震措置
居住性の確保、放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有する緊急時対策所に設置し，転倒防止の措置を実施する。</li> <li>加振試験等により基準地震動による地震力に対し，機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	酸素濃度計	
	二酸化炭素濃度計	
	緊急時対策所エリアモニタ	

## 5. 添付資料

### 5.1 チェンジングエリアについて

#### 5.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

### 5.1.2 チェンジングエリアの概要

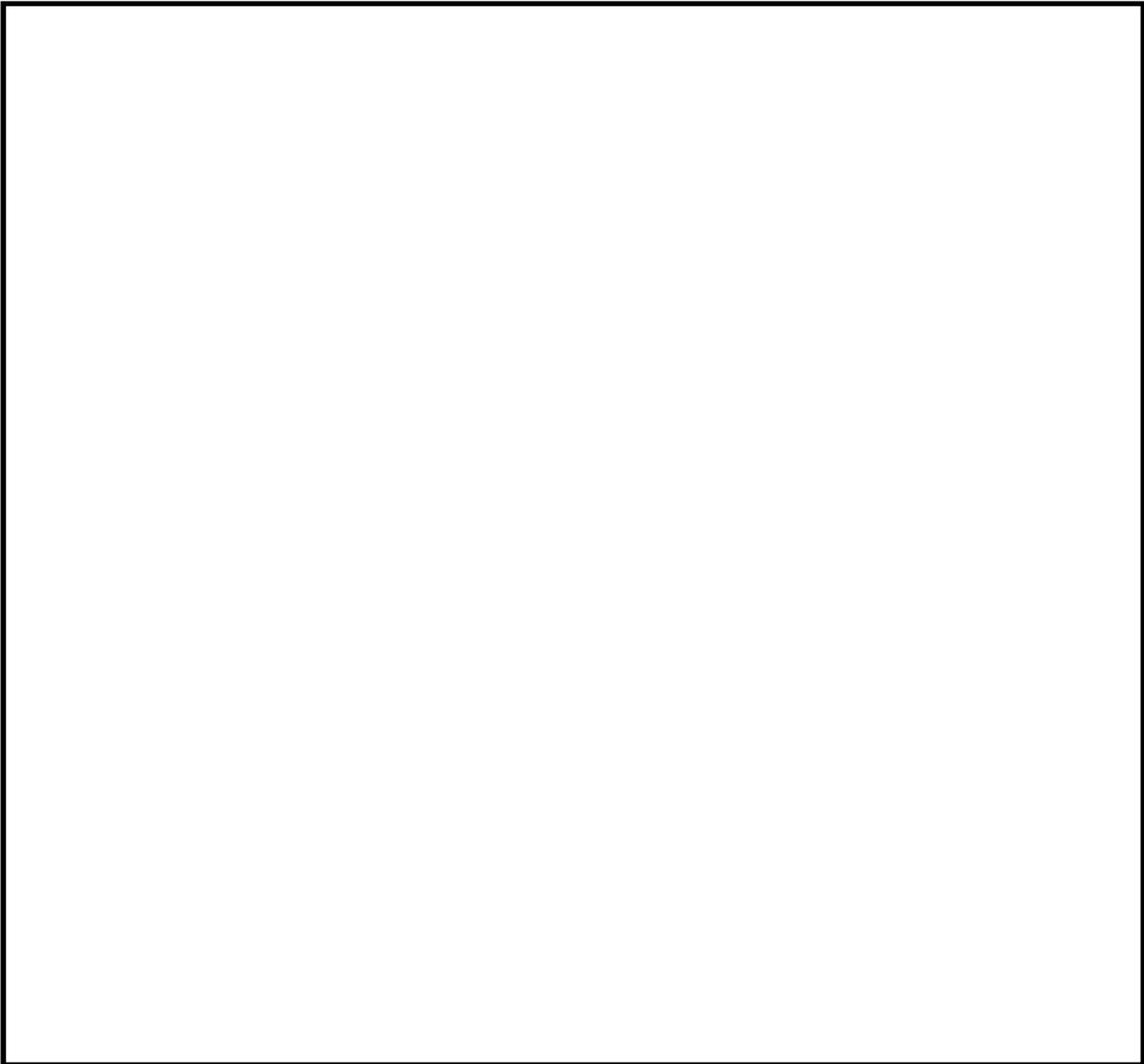
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所入口に設置する。概要は第 5.1-1 表のとおり。

第 5.1-1 表 チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所 1階入口	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形式	シート区画化 (緊急時対策所)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
判断基準 手順書の	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

### 5.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第 5.1-1 図のとおり。



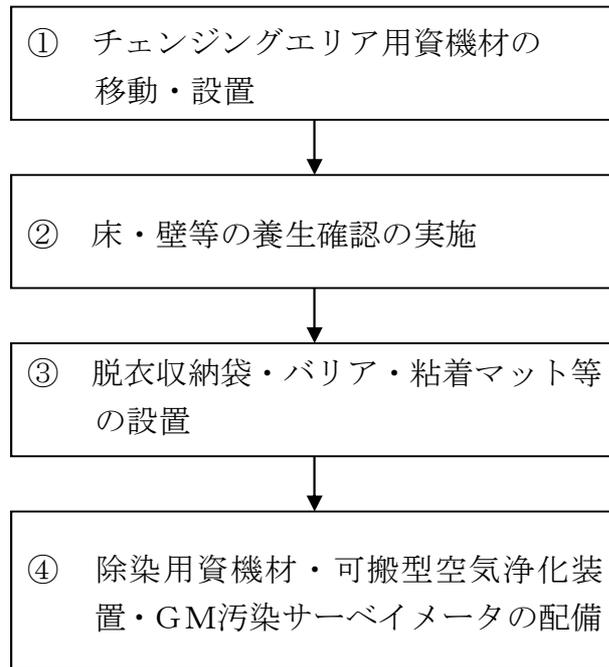
第 5.1-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の  
アクセスルート

#### 5.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

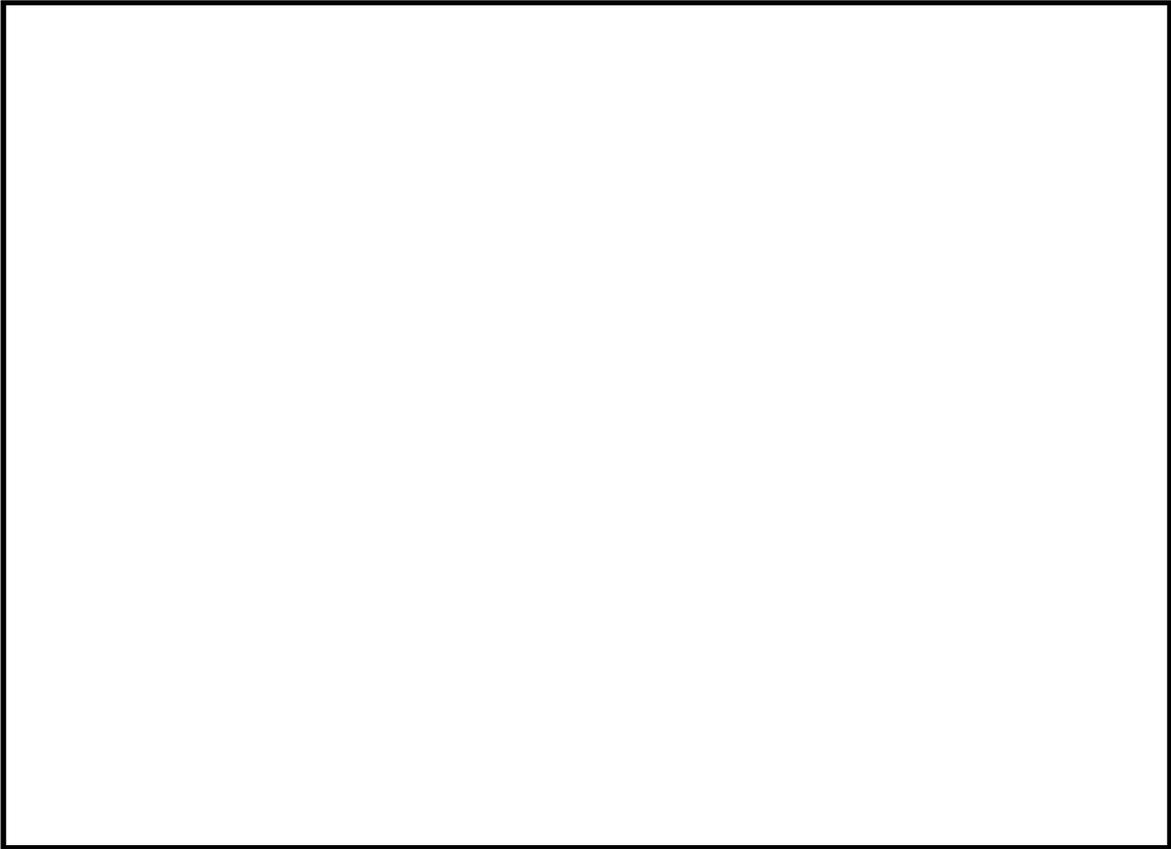
##### (1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 5.1-2 図の設営フローに従い，第 5.1-3 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 20 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班 7 名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し、速やかに実施する。



第 5.1-2 図 チェンジングエリア設営フロー



※今後，訓練等で見直しを行う。

第 5.1-3 図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，以下のとおりとする。

名称	数量※	根拠
養生シート	10 巻	チェンジングエリア設営に必要な数量
バリア	4 個	
粘着マット	6 枚	
脱衣収納袋	8 個	
難燃袋	80 枚	
難燃テープ	20 巻	
クリーンウエス	10 缶	
はさみ, カッター	各 3 本	
筆記用具	2 式	
簡易シャワー	1 式	
簡易水槽	1 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	1 式	
可搬型空気浄化装置	4 台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

#### 5.1.5 チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

##### (1) 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第 5.1-3 図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で、安全靴、ヘルメット、ゴム手袋（外側）、タイベック、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、帽子、綿手袋、靴下を脱衣する。なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、防護具着衣エリアへ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

#### (4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

#### (5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。

放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

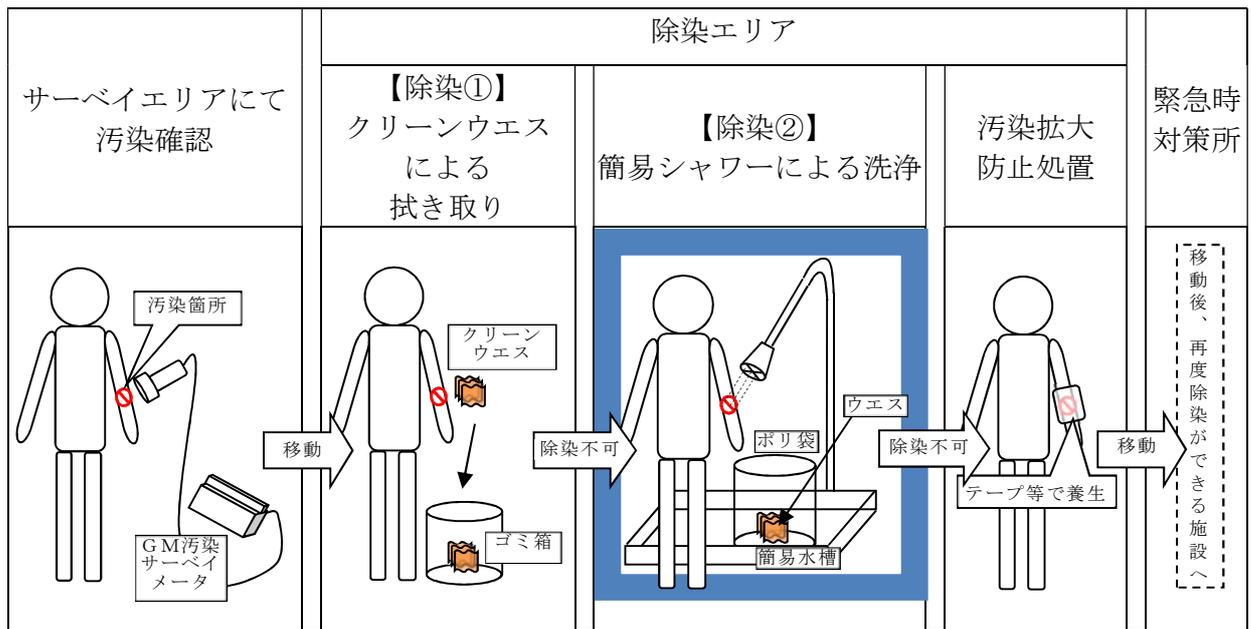
#### (6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 5.1-4 図のとおり必要に応じて

ウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 5.1-4 図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1 回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

#### 5.1.6 チェンジングエリアに係る補足事項

##### (1) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5.1-5図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保管する。

	○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m <sup>3</sup> /min (540m <sup>3</sup> /h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ (除去効率 99%以上) よう素フィルタ (除去効率 97%以上)
	<u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタの材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気が濾材を通過する際に、微粒子が捕集される。 <u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通過することにより吸着・除去される。

第 5.1-5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

## (2) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が分けられており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

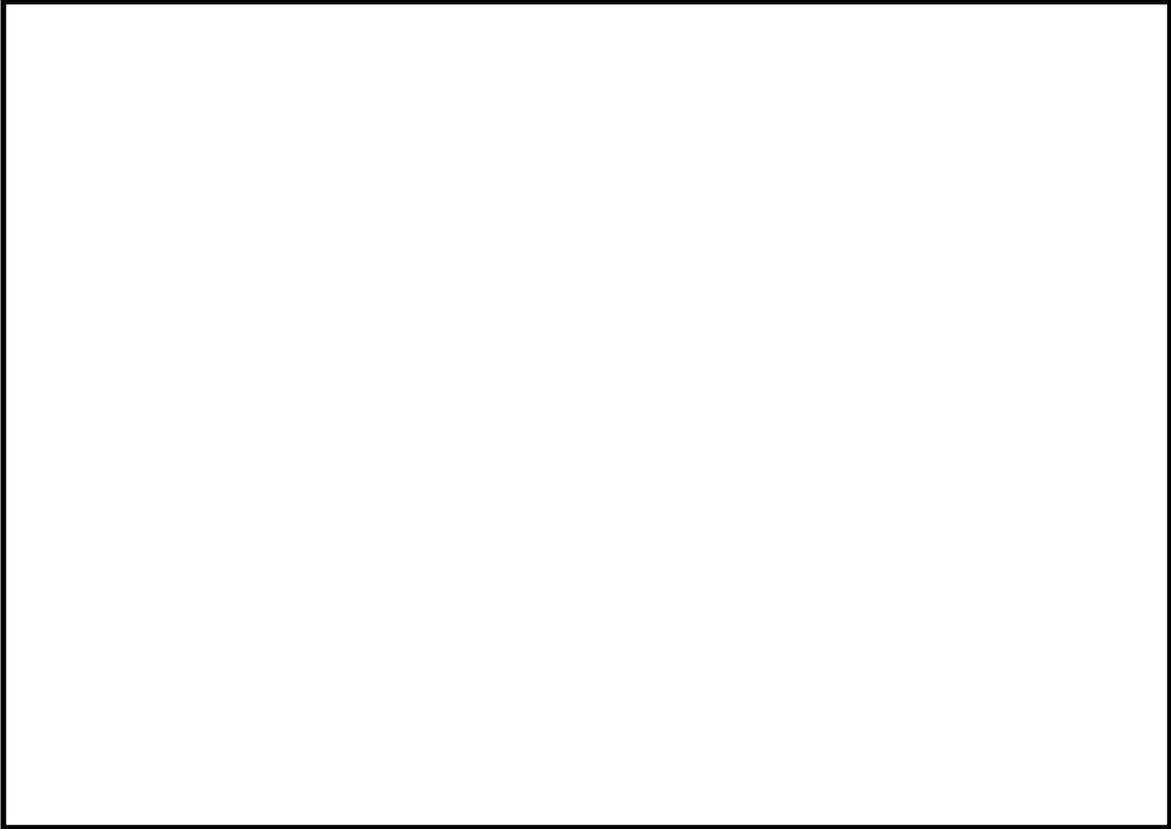
また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

## (3) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所内の 1 階に専用で設置し、第 5.1-6 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。

1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し、もう 1 台は、脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第 5.1-6 図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第 5.1-6 図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(4) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱

衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

#### 5.1.7 汚染の管理基準

第 5.1-2 表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第 6-2 表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第 5.1-2 表 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq/cm <sup>2</sup> の 1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4 【1ヶ月後の値】に準拠

#### 5.1.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し、同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 18 名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約 42 分であり、全ての要員が汚染している場合でも約 78 分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

## 5.2 配備資機材等の数量等について

### (1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数、電源設備

通信種別	主要設備		台数 <sup>※2</sup>	電源設備（代替電源含む）
発電所内用	無線連絡設備	固定型	2台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 緊急時対策所用発電機
	無線連絡設備	携帯型	20台	充電池 <sup>※2</sup> 緊急時対策所用発電機
	送受信機	ハンドセット, スピーカ	3台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 常設代替高圧電源装置
	携行型有線通話装置	携行型有線通信装置	4台	乾電池 <sup>※2</sup>
発電所内外用	電力保安通信用電話設備 <sup>※1</sup>	固定型	4台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 常設代替高圧電源装置
		携帯型	40台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 常設代替高圧電源装置
		F A X	1台	非常用所内電源 緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	固定型	7台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 緊急時対策所用発電機
		携帯型	12台	充電池 <sup>※2</sup> 緊急時対策所用発電機
	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2台	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 緊急時対策所用発電機
発電所外用	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	1式	非常用所内電源 充電器（蓄電池） 緊急時対策所用発電機
		I P 電話	7台	
		I P - F A X	3台	
	専用電話設備	専用電話	1台	

※1：通信事業者回線に接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む。台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2) 放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 <sup>※2</sup>	17着 <sup>※10</sup>
靴下	1,155足 <sup>※2</sup>	17足 <sup>※10</sup>
帽子	1,155個 <sup>※2</sup>	17個 <sup>※10</sup>
綿手袋	1,155双 <sup>※2</sup>	17双 <sup>※10</sup>
ゴム手袋	2,310双 <sup>※3</sup>	34双 <sup>※11</sup>
全面マスク	330個 <sup>※4</sup>	17個 <sup>※10</sup>
チャコールフィルタ	2,310個 <sup>※5</sup>	34個 <sup>※12</sup>
アノラック	462着 <sup>※6</sup>	17着 <sup>※10</sup>
長靴	132足 <sup>※7</sup>	9足 <sup>※13</sup>
胴長靴	5足 <sup>※8</sup>	9足 <sup>※13</sup>
遮蔽ベスト	15着 <sup>※9</sup>	—
自給式呼吸用保護具	5式 <sup>※8</sup>	9式 <sup>※13</sup>

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍＝33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍＝9

- ・ 配備数の妥当性の確認について

### 【緊急時対策所】

初動体制時（1日目）、東海第二発電所の緊急時対策要員数は110名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員47名、現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、緊急時対策所の災害対策本部員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要はないが、全要員は12時間に1回交代するため、2回の交代分を考慮する。また、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に4回現場に行くことを想定する。

ブルーム通過以降（2日目以降）、東海第二の緊急時対策要員数は110名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員47名、現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要はないが、全要員は7日目以降に1回交代するため、1回の交代分を考慮し、その後の交代に要する防護具類は外部からの支援が期待できるため考慮しない。また、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は1日に2回現場に行くことを想定する。

よって、以下のとおりタイベック等（靴下、帽子、綿手袋、及びアノラック）の配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$110 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 44 \text{ 名} \times 4 \text{ 回} + 110 \text{ 名} + 44 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,034 \text{ 着} < 1,155 \text{ 着}$$

チャコールフィルタは2個装着して使用し、ゴム手袋は綿手袋の上に二重にして使用するため、以下のとおり配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$(110 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 44 \text{ 名} \times 4 \text{ 回} + 110 \text{ 名} + 44 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日}) \times 2$$

$$= 2,068 \text{ 個} < 2,310$$

全面マスクは、再使用するため、交替を考慮して必要数は220個（要員数分×2）であり、配備数は必要数を上回っており妥当である。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 <sup>※3</sup>	33台 <sup>※8</sup>
GM汚染サーベイメータ	5台 <sup>※4</sup>	3台 <sup>※9</sup>
電離箱サーベイメータ	5台 <sup>※5</sup>	3台 <sup>※10</sup>
緊急時対策所エリアモニタ	2台 <sup>※6</sup>	—
可搬型モニタリング・ポスト <sup>※2</sup>	2台 <sup>※6</sup>	—
ダストサンプラ	2台 <sup>※7</sup>	2台 <sup>※7</sup>

※1：予備含む。今後、訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

○チェンジングエリア用資機材

名 称	数 量 <sup>※</sup>	根 拠
養生シート	10巻	チェンジングエリア 設営に必要な数量
バリア	4個	
粘着マット	6枚	
脱衣収納袋	8個	
難燃袋	80枚	
難燃テープ	20巻	
クリーンウェス	10缶	
はさみ、カッター	各3本	
筆記用具	2式	
簡易シャワー	1式	
簡易水槽	1個	
バケツ	2個	
排水タンク	1式	
可搬型空気浄化装置	4台	

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3) 測定計器

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0~40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 3000 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1 台（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0~5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約 12 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1 台（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

(4) 情報共有設備等

資機材名	仕様等
社内パソコン (回線, 端末)	緊急時対策所本部内での情報共有や必要な資料や書類等を作成するために配備する。
大型メインモニタ	緊急時対策所本部内の要員が必要な情報の共有を行いやすいよう、資料等を表示する大型のモニタを配備する。

(5) 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	<p>(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料</p> <p>①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書</p> <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <p>①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領</p>
2. 放射能影響推定に関する資料	<p>(1) 気象観測関係資料</p> <p>①気象観測データ</p> <p>(2) 環境モニタリング資料</p> <p>①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ</p> <p>(3) 発電所設備資料</p> <p>①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表</p> <p>(4) 周辺人口関連データ</p> <p>①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表</p> <p>(5) 周辺環境資料</p> <p>①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の1） ③周辺地図（5万分の1） ④市町村市街図</p>
3. 事業所外運搬に関する資料	<p>(1) 全国道路地図 (2) 海図（日本領海部分） (3) N F T - 3 2 B型核燃料輸送物設計承認書</p>

(6) その他資機材等

品名	保管数	考え方
食料	2,310食	110名×7日×3食
飲料水	1,540本	110名×7日×2本(1.5ℓ/本)※ <sup>1</sup>
ヨウ素剤	1,760錠	110名×(初日2錠+2日目以降1錠×6日)×2倍
簡易トイレ※ <sup>2</sup>	一式	—

※<sup>1</sup>: 飲料水1.5ℓ容器での保管の場合(要員1名あたり1日3ℓを目安に配備)

※<sup>2</sup>: プルーフ通過中に対策本部から退出する必要がないように、連続使用可能なトイレを配備する。

(7) 放射線計測器について

① 緊急時対策所エリアモニタ

a. 使用目的

緊急時対策所内の放射線量率の監視、測定及び緊急時対策所内の加圧判断に用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め2台配備する。

c. 測定範囲: 0.001~99.99mSv/h

d. 電源: AC100V



第5.2-1 図 可搬型エリアモニタ

② GM汚染サーベイメータ

a. 使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認する。

b. 配備台数

放射線管理班員2名で汚染検査を実施することを想定しているため、最低2台必要となるが、故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め5台配備する。

c. 測定範囲：0 ～  $1 \times 10^2$  kcpm

d. 電源：乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-2 図 GM汚染サーベイメータ

③ 電離箱サーベイメータ

a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現場等の放射線量の測定に使用する。

b. 配備台数

複数の作業現場等での同時使用及び故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め5台配備する。

c. 測定範囲：0.001 ～ 1000mSv/h

d. 電源：乾電池 4 本[連続 100 時間以上]



第 5.2-3 図 電離箱サーベイメータ

### 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される

必要な容量は第 5.3-1 表のとおりである。

第 5.3-1 表 緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 <sup>※2, 4</sup>			回線容量
				主要設備	その他 <sup>※3</sup>		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備 <sup>※1</sup> (固定電話, P H S 端末, F A X)		384kbps	5616kbps	[6Mbps]	6Mbps
通信事業者回 線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	10 回線	—	[10 回 線]	10 回線
			加入 F A X	2 回線	—	[2 回 線]	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続 <sup>※1</sup>	98 回線	—	[98 回 線]	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	9 回線	—	9 回線	9 回線
			衛星電話 (携帯型)	13 回線	—	13 回線	13 回線
有線系回線	専用電話 (ホットライン) (自治体向)		2 回線	—	[2 回 線]	2 回線	
通信事業者回 線 (統合原子 力防災ネット ワーク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			I P 電話	(640kbps)			
			I P - F A X	(256kbps)			
			テレビ会議システム	(2Mbps)			
	データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装 置)			(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			I P 電話	(16kbps)			
			I P - F A X	(50kbps)			
テレビ会議システム			(128kbps)				
データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装 置)			(32kbps)				

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

※2：() は内訳を示す。

※3：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

※4：[] 内は設計基準事故対処設備であり、参考として多様性も考慮した十分な容量を記載している。

#### 5.4 S P D S のデータ伝送概要とパラメータについて

通常、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（E R S S）への伝送については、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常の方法が使用できない場合、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2 週間分（1 分周期）のデータが保存され、S P D S データ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

S P D S パラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

「炉心反応度の状態」、 「炉心冷却の状態」、 「格納容器内の状態」 「放射能隔離の状態」、 「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」の確認に加え、「使用済燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」が把握できる設計とする。

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」「津波監視」に必要なパラメータを収集し、緊急時対策所に設置する S P D S データ表示装置において確認できる設計とすると共に、今後の監視パラメータ追加や機能拡張等を考慮した設計とする。

S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを第 5.4-1 表に示す。

第 5.4-1 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ一覧

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	APRM レベル平均	○	○	○
	APRM レベル A	○	—	○
	APRM レベル B	○	—	○
	APRM レベル C	○	—	○
	APRM レベル D	○	—	○
	APRM レベル E	○	—	○
	APRM レベル F	○	—	○
	SRNM 計数率 CH. A	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. B	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. C	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. D	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. E	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. F	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. G	○	○	○
SRNM 計数率 CH. H	○	○	○	
炉心冷却の 状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA 広帯域)	○	—	○
	原子炉水位(SA 燃料域)	○	—	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	—	○
	高圧炉心スプレー系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレー系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○
原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○	
原子炉給水流量	○	○	○	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力容器表面温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	高圧代替注水系系統流量	○	—	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	—	○
	代替淡水貯槽水位	○	—	○
	6.9kV 母線 2A-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2A-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2C 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2D 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉	○	○	○
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉	○	○	○
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉	○	○	○
	圧力容器フランジ温度	○	—	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	6.9kV 緊急用母線電圧	○	○	○
480V 緊急用母線電圧	○	○	○	
格納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (狭帯域)	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○
	サプレッション・チェンバ圧力	○	—	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度 (平均 値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (SA)	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	格納容器下部水位	○	—	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	—	○

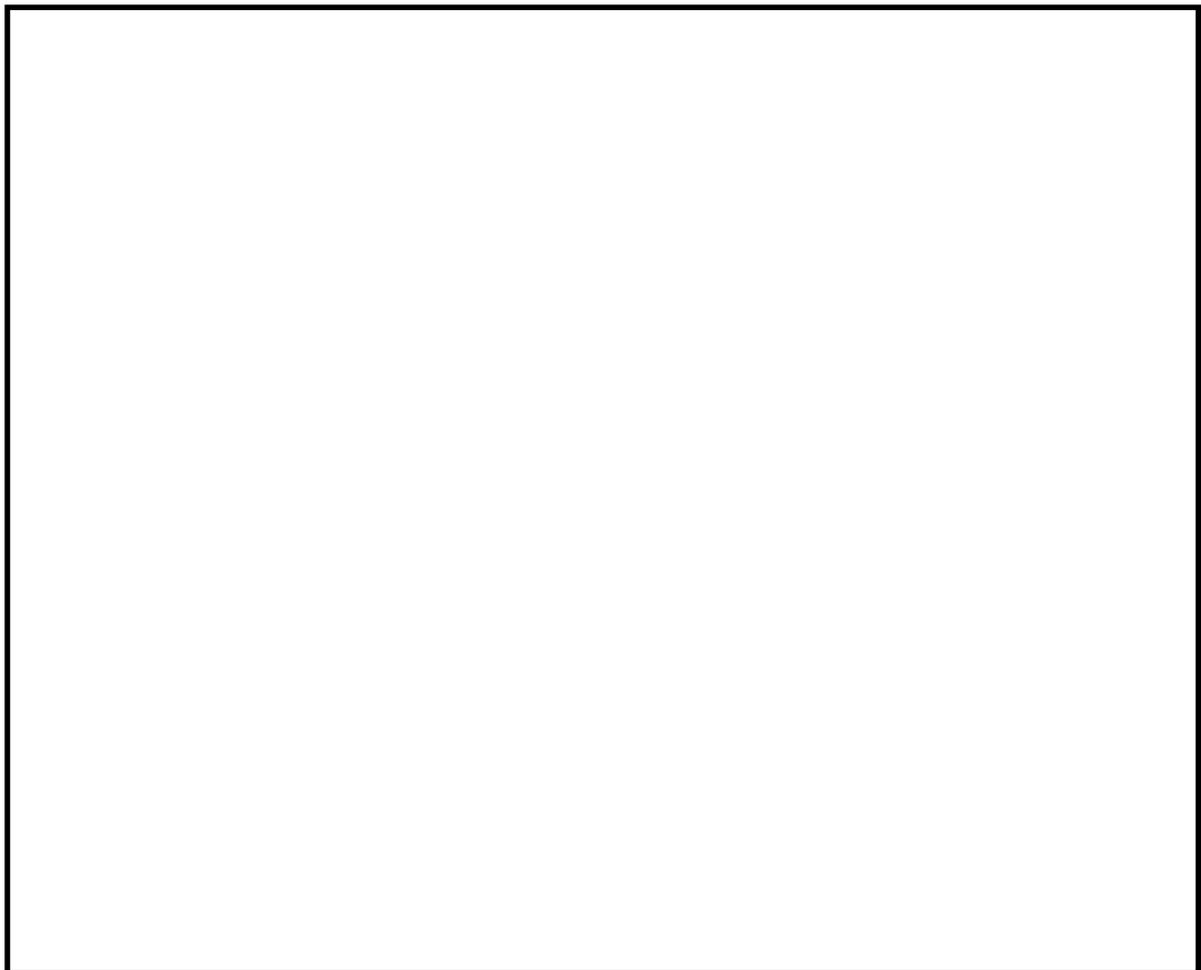
目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
放射能隔離 の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	○
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	○
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ A	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ B	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ C	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ D	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	○
	NS4 内側隔離	○	○	○
	NS4 外側隔離	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	○	
環境の情報 確認	SGTS A 作動	○	○	○
	SGTS B 作動	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) A	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) B	○	○	○
	SGTS モニタ (低レンジ) A	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	SGTS モニタ (低レンジ) B	○	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	○
	放水口モニタ (T-2)	○	○	○
	モニタリング・ポスト (A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト (B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト (C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト (D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト (A) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト (B) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト (C) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト (D) 広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時 対策所)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	—	—
	風向 (可搬型)	○	—	—
	風速 (可搬型)	○	—	—
大気安定度 (可搬型)	○	—	—	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	○	—	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	—	○
	使用済燃料プール温度	○	—	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	—	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	—	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	—	○
	フィルタ装置圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位	○	—	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	—	○
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	○
	自動減圧系 B 作動	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	○
	高压炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	高压炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	低压炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	低压炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
全制御棒全挿入	○	○	○	
津波監視	取水ピット水位計	○	—	○
	潮位計	○	—	○

### 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

収容場所・収容可能人数		収容する要員	収容場所の対策
災害対策本部 (約350m <sup>2</sup> )	約100名	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等に対処するために必要な指示をする要員</li> <li>・事故の抑制に必要な要員等</li> </ul>	プルーム通過時の希ガス対策（空気ボンベによる正圧維持）実施
休憩・待機スペース (約70m <sup>2</sup> )		<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の対処，抑制をするための交代要員，待機要員</li> </ul>	



(建屋2階平面図)

プルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最低限必要な要員は，休憩・仮眠をとるための交代要員

を考慮して、(1)重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、(2)原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計の 64 名としている。

なお、この要員数を目安として、発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(1) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

プルーム通過中の状況監視及び通過後においても継続して発電所災害対策本部機能を維持し、必要な指揮・対応を行うために必要な要員数を確保する。

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	5 名	46 名
各班本部員、班長	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、各本部員及び各班長がとどまる。	18 名	
交代要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交代要員 5 名、及び各班の本部員、班長の交代要員 18 名を確保する。	23 名	

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

(2) 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員

放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置として、プルーム通過後の放水砲による放水の再開実施に必要な要員及びその他重大事故等に対して柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。

要員	考え方		人数	合計
運転員 (当直員)	プルーム通過時には、3名が待避室、4名が緊急時対策所に退避する。		7名	24名
庶務班要員	放射性物質拡散抑制対応	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲設備の運転、監視	4名	
	燃料確保	ポンプ車等の可搬型設備への燃料給油	2名	
保修班要員	水源確保	使用済燃料ピットへの補給等	2名	
	電源確保	電源車の運転操作、監視	2名	
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの現場対応(弁操作室に退避)	3名	
放射線管理 班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	4名	

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定し、訓練実施することにより必要な力量を習得・維持する。

(注)人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

## 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大の防止，その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，第 5.6-1 表に定める異常・緊急時の情勢に応じて防災体制を区分する。

第 5.6-1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
警戒事態	警戒事態	<p>○原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。</p> <p>○原子力規制委員会より、警戒事態とする旨の連絡があったとき。</p>	<p>その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがあ</p> <p>る状態が発生</p>	<p>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ                      (AL21)原子炉冷却材の漏えい                      (AL22)原子炉給水機能の喪失                      (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失                      (AL25)全交流電源喪失のおそれ                      (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失                      (AL30)使用済燃料貯貯槽の冷却機能喪失のおそれ                      (AL42)単一障壁の喪失又は喪失可能性                      (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ                      (AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失</p>	<p>(AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ</p> <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生</li> </ul> <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合</li> </ul> <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等</li> </ul>
非常事態	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	<p>○原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。</p>	<p>原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生</p>	<p>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇                      (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出                      (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出                      (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出                      (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出                      (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ                      (SE21)原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動                      (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ                      (SE23)残留熱除去機能の喪失                      (SE25)全交流電源の30分以上喪失                      (SE27)直流電源の部分喪失</p>	<p>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失                      (SE30)使用済燃料貯貯槽の冷却機能喪失                      (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ                      (SE42)2つの障壁の喪失又は喪失可能性                      (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用                      (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失                      (SE52)所内外通信連絡機能のすべての喪失                      (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失                      (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象の発生</p>

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
非常事態	全面緊急事態 (原災法第15条事象)	○原子力防災管理者(所長)が、原災法第15条第1項に該当する事象(右の事象の種類参照)の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき、若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内(原子炉外)での臨界事故 (GE11)原子炉停止機能の異常 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	(GE25)全交流電源の1時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL: Emergency Action Level AL: Alert SE: Site area Emergency GE: General Emergency

## 5.7 災害対策本部内における各機能班との情報共有について

災害対策本部内における各機能班，本店対策本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。（第5.7-1図参照）

今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

### a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

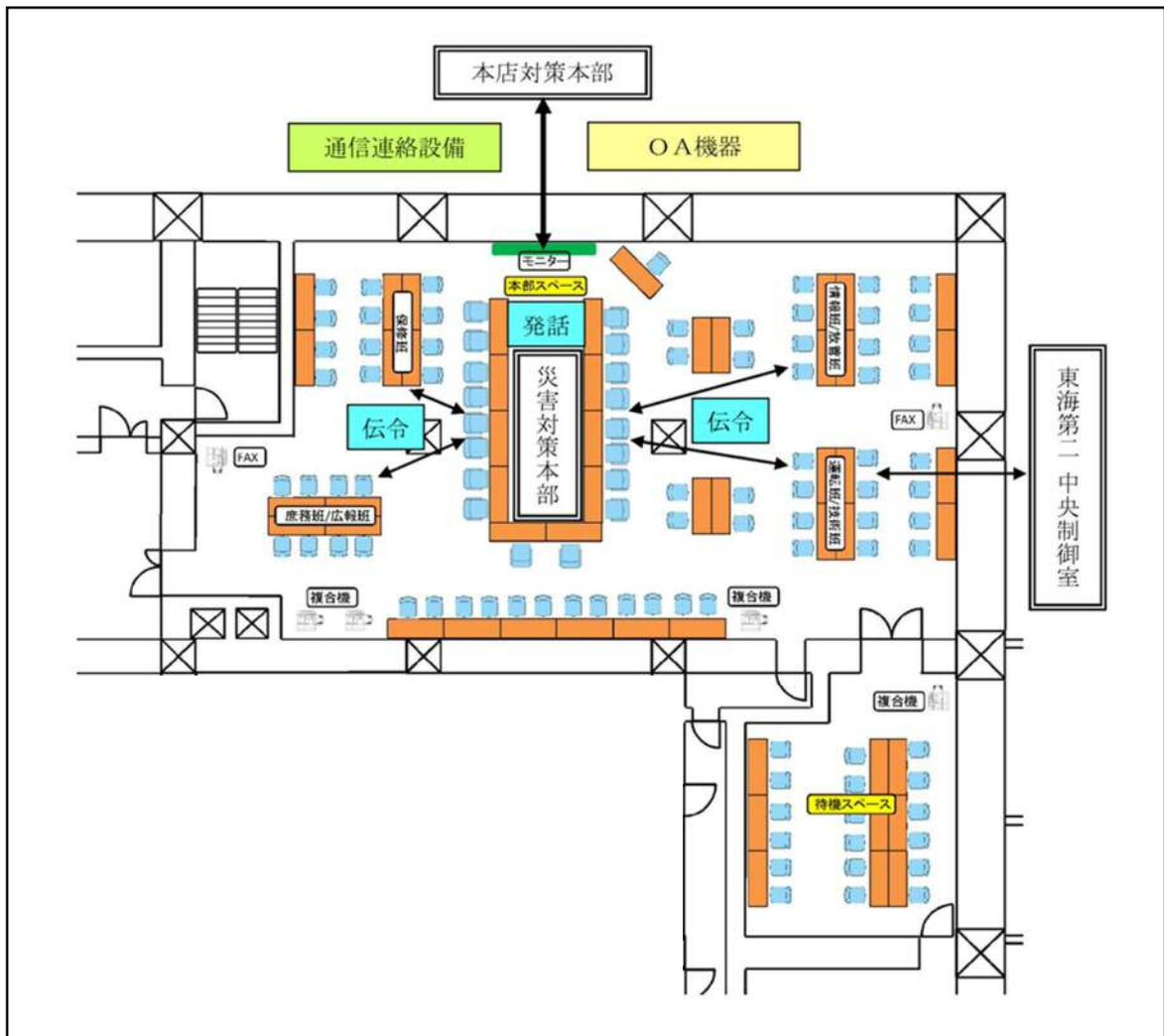
- ① 情報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報については災害対策本部に報告する。
- ② 技術班は，SPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③ 各作業班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。
- ④ 災害対策本部長は，本部と各機能班の発話，情報共有記録をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めると共に，プラント状況，今後の対応方針について災害対策本部内に説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。
- ⑤ 災害対策本部長は，定期的に対外対応を含む対応戦略等を災害対策本部要員と協議し，その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を記録・保存し，情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ① 災害対策本部内において，指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。
- ② 災害対策本部長は，各本部員からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- ③ 各本部員は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について適宜発話・報告することで情報共有する。
- ④ 各作業班長は，各班員に対応の指示を行うとともに，班員の対応状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ連携する。
- ⑤ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の指示・命令，報告，発話内容をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。

c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は，テレビ会議システム，通信連絡設備，OA機器内の共通様式を用いて行う。



(注) 緊急時対策所災害対策本部内の配置については、今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.7-1 図 緊急時対策所災害対策本部における各機能班，本店対策本部との情報共有イメージ

5.8 設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について

- (1) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち，設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

第5.8-1表 設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）  
要求事項

設置許可基準規則 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>安全施設は，想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>1 第6条は，設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して，安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは，敷地の自然環境を基に，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは，設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において，自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において，その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p>

設置許可基準規則 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>

第 5.8-2 表 想定される自然現象への適合方針

自然現象	適合方針（方策・評価等）
洪水	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害が生じることはない。</li> </ul>
風（台風）	<ul style="list-style-type: none"> <li>建築基準法施行令に定められた東海村の基準風速は 30m/s である。緊急時対策所は、この基準風速を考慮し、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> <li>風（台風）の発生による飛来物の影響は、竜巻影響評価にて想定している設計飛来物の影響に包絡されている。</li> </ul>
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、最大風速 100m/s の竜巻による設計荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃及びその他組合せ荷重）を考慮し、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>
凍結	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要設備類は換気空調設備により環境温度を維持した建屋内に配備する設計としている事から影響は生じない。また、屋外設備については保温等の凍結防止対策を行うことにより、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>
降水	<ul style="list-style-type: none"> <li>構内排水路による排水等により影響を受けない。</li> </ul>
積雪	<ul style="list-style-type: none"> <li>建築基準法施行令に定められた東海村の基準積雪深は 30cm である。緊急時対策所は、この基準積雪深を考慮し、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。さらに、適切に除雪を行うことで、荷重の低減が可能である。</li> </ul>
落雷	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、避雷設備を設置するとともに、構内接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>
地滑り	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、地滑りによる被害は生じることはない。</li> </ul>
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電所で想定される降下火砕物の堆積厚さは 40cm である。緊急時対策所は、降下火砕物と積雪及び風荷重を考慮し、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。さらに、適切に降下火砕物の除去を行うことで、荷重の低減が可能である。</li> </ul>
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、ネズミ等の小動物に対して侵入防止対策を施すことで、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、飛び火及び輻射熱の影響に対して、防火帯内側に設置及び森林との間に適切な離隔距離を確保することで、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> <li>ばい煙等の二次的影響に対して、外気取込の給気口を森林帯とは反対の建屋側面に敷設することで、緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>
高潮	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</li> </ul>

第 5.8-3 表 想定される外部人為事象への適合方針

外部人為事象	適合方針（方策・評価等）
航空機落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については考慮する必要がない。</li> </ul>
ダム崩壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電所から北西約 30km にある竜神ダムが崩壊した場合、流出水は、久慈川を増水させ流域に拡がり太平洋へ流下するが、敷地勾配により敷地まで遡上しないため、ダムの崩壊により被害が生じることはない。</li> </ul>
爆発	<ul style="list-style-type: none"> <li>石油コンビナート、近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。</li> <li>発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物によって損傷が確認された場合は必要に応じてプラントを停止し、補修を行う。</li> </ul>
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>石油コンビナート、近隣工場、発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両、発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。</li> <li>航空機墜落による火災に対して、損傷が確認された場合は必要に応じてプラントを停止し、補修を行う。</li> </ul>
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> <li>固定施設（石油コンビナート等）及び可動施設（陸上輸送、海上輸送）において流出する有毒ガスに対して、離隔距離が確保されている。</li> </ul>
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置する。</li> </ul>
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> <li>日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。</li> </ul>

- (2) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち、設置許可基準規則第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

第5.8-4表 設置許可基準規則第8条（火災による損傷の防止）要求事項

設置許可基準規則 第8条（火災による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第8条（火災による損傷の防止）
<p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合すること。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>

第 5.8-5 表 設置許可基準規則第 4 1 条(火災による損傷の防止) 要求事項

設置許可基準規則 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)
<p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>1 第 4 1 条の適用に当たっては、第 8 条第 1 項の解釈に準ずるものとする。</p>

第 5.8-6 表 火災による損傷の防止への適合方針

事象	適合方針 (方策・評価等)
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災の発生防止並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護対策（不燃性・難燃性内装材料，耐火壁等）を講じ，緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。</li> <li>・火災の早期感知については、火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるよう、異なる 2 種類の感知器（熱感知器と煙感知器）を組み合わせ設置する設計とする。感知器は、外部電源が喪失場合においても電源を確保する設計とし、中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。</li> <li>・消火設備については、各種消火器を適切に設置するとともに、火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある屋内には、固定式消火設備を配備する設計とする。</li> </ul>

61-10

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について※

※評価値は現在の最新値

## 目次

1. 新規制基準への適合状況	61-10-1
2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について	61-10-3
・添付資料 1 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件	61-10-12
・添付資料 2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性	61-10-37
・添付資料 3 線量評価に用いる大気拡散評価	61-10-41
・添付資料 4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-43
・添付資料 5 エアロゾルの乾性沈着速度について	61-10-46
・添付資料 6 グランドシャインガンマ線の評価方法	61-10-51
・添付資料 7 審査ガイド <sup>※1</sup> への適合状況について	61-10-57

※1 実用発電用原子炉に係る重大事故等の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

1. 新規制基準への適合状況

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所），実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所により，当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。</p>
2	<p>緊急時対策所は，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所），実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1, 2	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>緊急時対策所の居住性については，実用発電用原子炉に係る重大事故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に基づき評価した。結果，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している（約37mSv／7日間）。なお，想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し，マスクの着用なし，交替要員体制なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>

## 2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性評価に当たっては、「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。

緊急時対策所災害対策本部の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約37mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

### (1) 想定する事象

想定する事象については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

### (2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、東海第二発電所が発災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射エネルギーを第1-1表に示す。

第1-1表 大気中への放出量 (gross 値)

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 $8.4 \times 10^{18}$
よう素類	約 $2.9 \times 10^{17}$
C s 類	約 $2.4 \times 10^{16}$
T e 類	約 $7.1 \times 10^{16}$
B a 類	約 $2.6 \times 10^{15}$
R u 類	約 $1.3 \times 10^{10}$
C e 類	約 $8.7 \times 10^{13}$
L a 類	約 $1.2 \times 10^{13}$

(3) 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を、年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。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。

相対濃度及び相対線量の評価結果は、第 1-2 表に示すとおりである。

第 1-2 表 相対濃度及び相対線量

評価対象	相対濃度 $\chi / Q$ ( $s / m^3$ )	相対線量 $D / Q$ ( $Gy / Bq$ )
災害対策本部	$1.1 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-19}$

(4) 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線評価

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線による対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線は点減衰核積分コード QAD-CGGP2R、スカイシャインガンマ線は次元輸送計算コード ANISN 及び 1 回散乱計算コード G33-GP2R を用いて評価した。

(5) 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後 24 時間から 34 時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから 7 日間災害対策本部に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、第 1-1 図に示す①～④のとおりである。被ばく経路のイメージ図を第 1-2 図に示す。また、緊急時対策所の居住性に係る被ばく

評価の主要条件を第 1-4 表に示す。

- a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接及びスカイシャインガンマ線）による災害対策本部での外部被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋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災害対策本部での対策要員の外部被ばくは、前述(4)の方法で実効線量を評価した。

- b. 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャイン線）による災害対策本部での外部被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からの、ガンマ線による災害対策本部での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と緊急時対策所の建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

- c. 外気から取り込まれた放射性物質による災害対策本部での被ばく（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、外気から緊急時対策所に取り込まれる。災害対策本部及び浄化エリア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緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

災害対策本部及び浄化エリアの放射性物質濃度の計算に当たっては、空気ポンベにより災害対策本部を陽圧化することで、プルーム通過中及びプルーム通過後の 1 時間は、災害対策本部への放射性物質の侵入を防

止する効果を考慮した。また、隣接室区画は、換気設備により陽圧化することで、フィルタを通らない外気の侵入を防止する効果を考慮した。なお、マスクの着用なしとして評価した。

d. 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャイン線）による災害対策本部での外部被ばく（経路④）

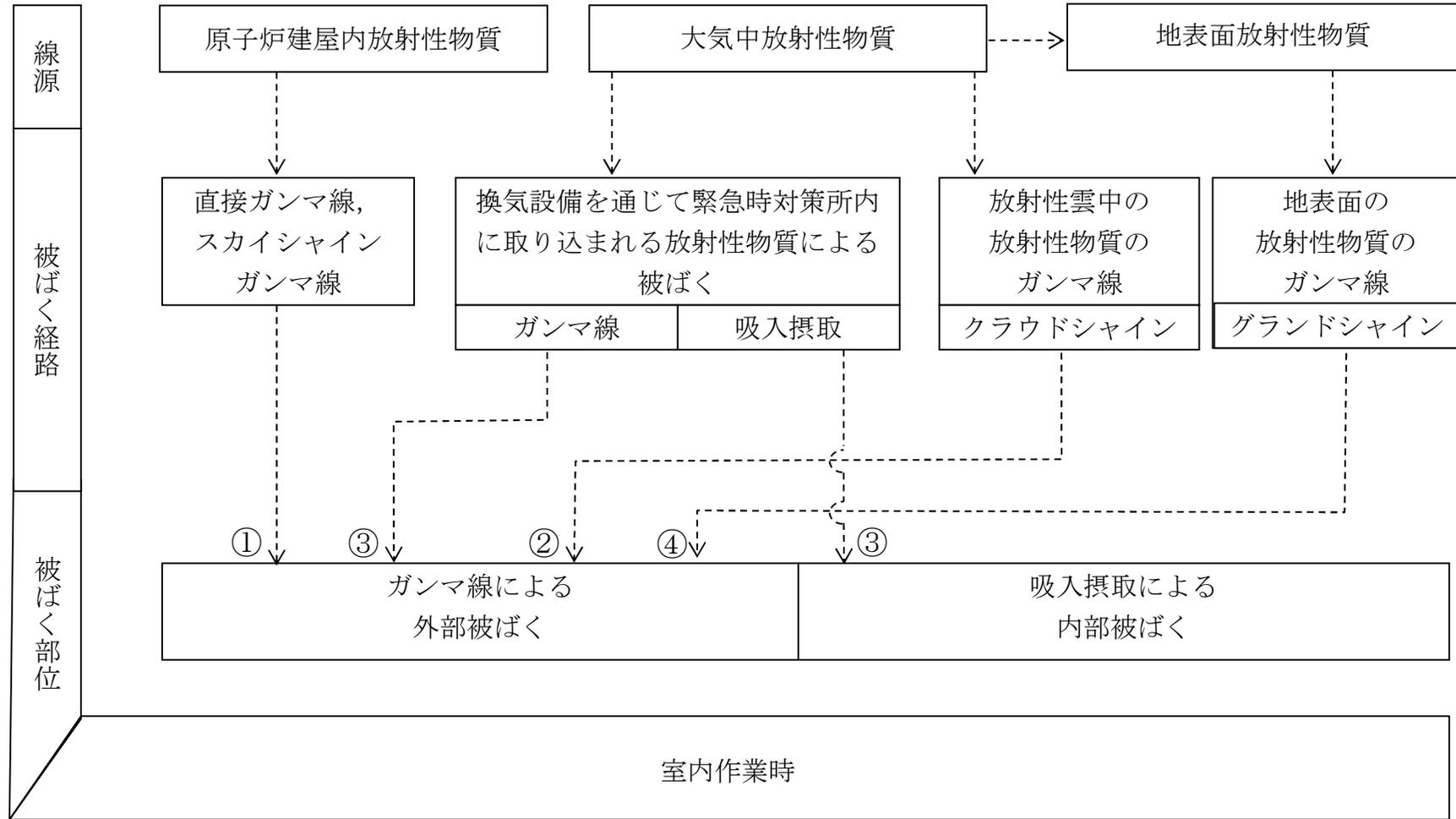
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による災害対策本部での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

(6) 被ばく評価結果

災害対策本部の対策要員の被ばく評価結果は、第1-3表に示すとおり、実効線量で約37mSvであり、実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

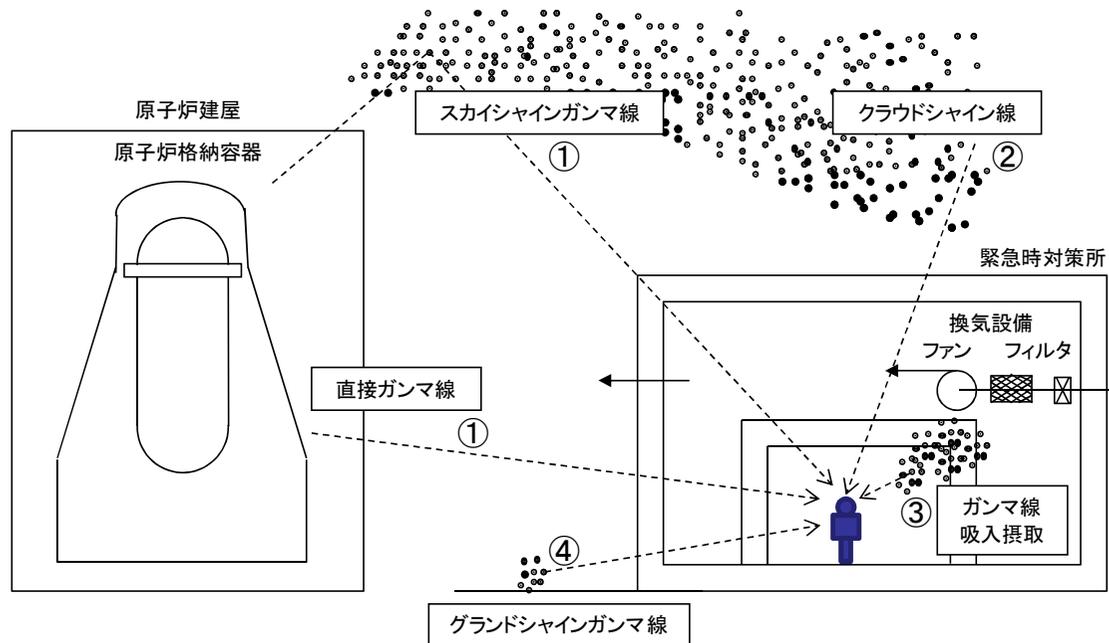
第1-3表 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路	実効線量 (mSv)
① 原子炉建屋の放射性物質からのガンマ線 (直接及びスカイシャインガンマ線) による災害対策本部での被ばく	約 $6.3 \times 10^{-2}$
② 射性雲中の放射性物質からのガンマ線 (クラウドシャイン線) による災害対策本部での外部被ばく	約 $4.4 \times 10^{-2}$
③ 外気から取り込まれた放射性物質による災害対策本部での被ばく	約 $3.5 \times 10^1$
(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 $1.1 \times 10^1$ ) (約 $2.3 \times 10^1$ )
④ 気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線 (グランドシャイン線) による災害対策本部での外部被ばく	約 $2.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)	約 37



第1-1図 被ばく経路

災害対策本部での被ばく	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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン線による外部被ばく）
	③ 外気から緊急時対策所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）
	④ 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（グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく）



第1-2図 災害対策本部の対策要員の被ばく経路イメージ図

第1-4表 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件

項目		災害対策本部			
放出量評価	発災プラント	東海第二発電所			
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等			
大気拡散 条件	放出継続時間	10時間			
	放出源高さ	地上放出			
	気象	2005年4月から1年間			
	着目方位	WSW, W方位			
	建屋巻き込み	巻き込み考慮			
	累積出現頻度	小さい方から97%相当			
防護措置	時間[h]	0~24	24~34	34~35	35~168
	換気設備による外 気取り込み[m <sup>3</sup> /h]	5,000	900	5,000	
	空気ポンベ	—	加圧		—
	マスク	着用なし			
	要員交代, よう素剤	考慮しない			
結果	合計線量 (7日間)	約37mSv			

## 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件

第 1-1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
炉心熱出力	3,293MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10,000h (約 416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月 (約 395 日) を考慮して設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

第 1-1-1 表 大気中への放出放射能量評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}$ % Ce類： $1.51 \times 10^{-4}$ % La類： $3.87 \times 10^{-5}$ %	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (Cs I：95%，無機ヨウ素：4.85%，有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}$ % Ce類： $1.51 \times 10^{-4}$ % La類： $3.87 \times 10^{-5}$ %
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上	同上
放出開始時刻	24 時間後	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する。
放出継続時間	10 時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する。
事故の評価期間	7 日	同上	3. 判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

第 1-1-2 表 大気拡散条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルーム モデル	審査ガイドに示され たとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質 の空气中濃度は、放出 源高さ及び気象条件 に応じて、空間濃度分 布が水平方向及び鉛 直方向ともに正規分 布になると仮定した ガウスプルームモデ ルを適用して計算す る。
気象データ	東海第二発電所にお ける1年間の気象デ ータ(2005年4月～ 2006年3月)	建屋影響を受ける大 気拡散評価を行うた め地上風(地上約10m) の気象データを使用 審査ガイドに示され たとおり発電所にお いて観測された1年間 の気象データを使用 (添付資料2参照)	4.2(2)a. 風向、風速、 大気安定度及び降雨 の観測項目を、現地 において少なくとも1 年間観測して得られ た気象資料を大気拡 散計算に用いる。
実効放出継続時間	10時間	審査ガイドに示され た放出継続時間に基 づき設定	4.2(2)c. 相対濃度 は、短時間放出又は長 時間放出に応じて、毎 時刻の気象項目と実 効的な放出継続時間 を基に評価点ごとに 計算する。
放出源及び 放出源高さ	放出源：原子炉建屋 放出源高さ：地上0m	審査ガイドに示され たとおり設定 ただし、放出エネルギー による影響は未考慮	4.4(4)b. 放出源高さ は、地上放出を仮定す る。放出エネルギー は、保守的な結果とな るように考慮しないと 仮定する。

第 1-1-2 表 大気拡散条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源であり、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉建屋、タービン建屋等原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	原子炉建屋から緊急時対策所への最近接点	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。

第 1-1-2 表 大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	2 方位 (WSW, W)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	3,000m <sup>2</sup>	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。

第 1-1-3 表 クラウドシャイン線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に，屋外の放射性物質を考慮し，緊急時対策所外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて，放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
評価点	第 1-1-1 図のとおり	災害対策本部中心点	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。
遮蔽厚さ	第 1-1-1 図のとおり		4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。

第 1-1-4 表 緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による  
被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質を考慮し、緊急時対策所の内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
評価点	第 1-1-2 図のとおり	災害対策本部中心点	—
遮蔽厚さ	第 1-1-2 図のとおり		4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。

第 1-1-5 表 グランドシャインガンマ線の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、緊急時対策所の屋上面及び屋外の地表面に沈着した放射性物質を考慮し、緊急時対策所外壁及び内壁に設置した遮蔽壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。(添付資料 6 参照)</p>			
評価点	第 1-1-3 図のとおり	沈着した線源の影響が大きくなる点を選定（高さ：災害対策本部の天井レベル（EL36m）にて評価）	—
遮蔽厚さ	第 1-1-3 図のとおり		4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
計算コード	QAD-CGGP2R	許認可解析にて実績のあるコード	—

第 1-1-6 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

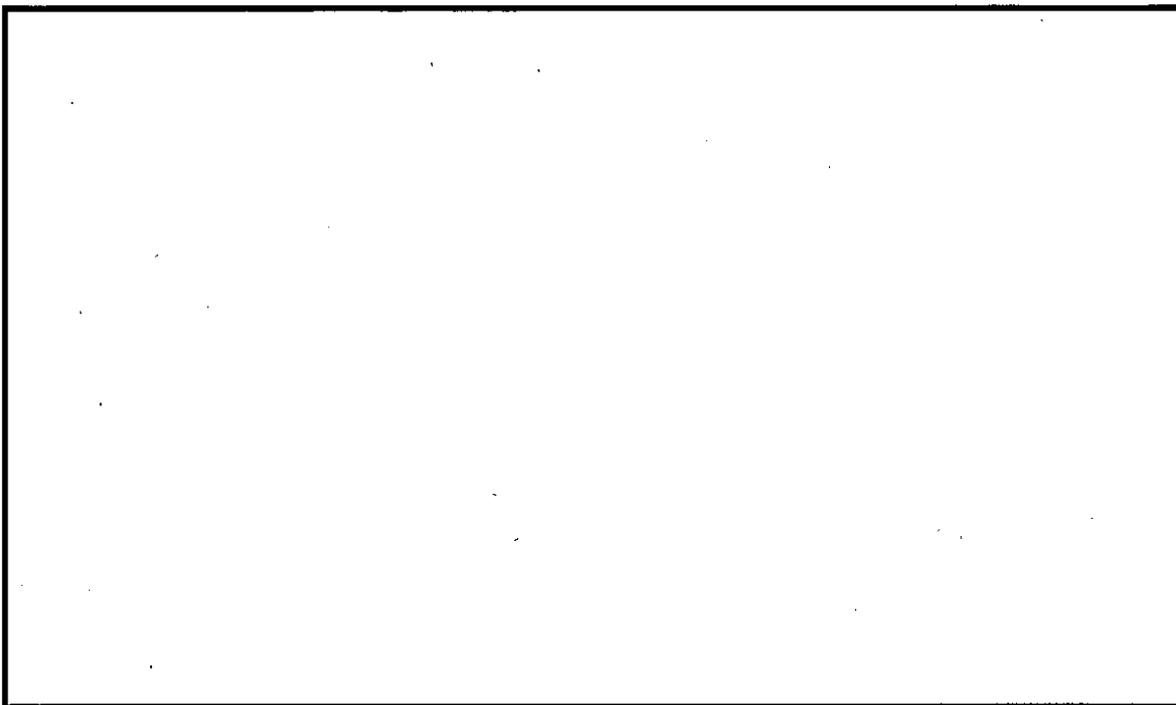
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
緊急時対策所外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて、原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による対策要員の被ばくを評価する。				
線源強度	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	同上	同上
評価点	第1-1-5図、第1-1-6図のとおり	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定（高さ：災害対策本部の天井面にて評価）	—	—
遮蔽厚さ	第1-1-4図、第1-1-5図、第1-1-6図のとおり	原子炉建屋、緊急時対策所の躯体厚さを参照	—	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線の線量評価： QAD-CGGP2R  スカイシャインガンマ線の線量評価： ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いるQAD-CGGP2Rは三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いるANISN及びG33-GP2Rはそれぞれ一次元、三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源形状、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R、ANISN及びG33-GP2Rはそれぞれ許認可での使用実績がある。	—	—

第 1-1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる

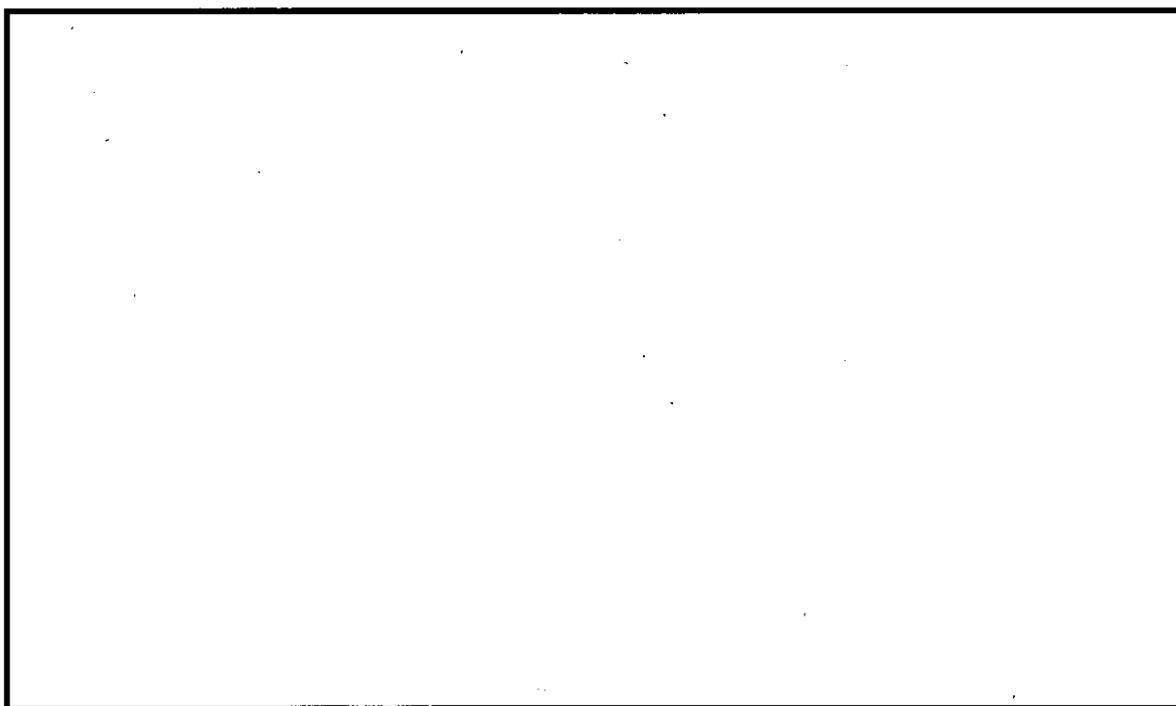
原子炉建屋内の積算線源強度※<sup>1</sup>

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (Photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	$1.00 \times 10^{-2}$	$1.92 \times 10^{22}$
$1.00 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-2}$	$2.13 \times 10^{22}$
$2.00 \times 10^{-2}$	$3.00 \times 10^{-2}$	$9.88 \times 10^{22}$
$3.00 \times 10^{-2}$	$4.50 \times 10^{-2}$	$5.05 \times 10^{22}$
$4.50 \times 10^{-2}$	$6.00 \times 10^{-2}$	$1.00 \times 10^{22}$
$6.00 \times 10^{-2}$	$7.00 \times 10^{-2}$	$6.68 \times 10^{21}$
$7.00 \times 10^{-2}$	$7.50 \times 10^{-2}$	$5.86 \times 10^{21}$
$7.50 \times 10^{-2}$	$1.00 \times 10^{-1}$	$2.93 \times 10^{22}$
$1.00 \times 10^{-1}$	$1.50 \times 10^{-1}$	$1.73 \times 10^{22}$
$1.50 \times 10^{-1}$	$2.00 \times 10^{-1}$	$4.42 \times 10^{22}$
$2.00 \times 10^{-1}$	$3.00 \times 10^{-1}$	$8.84 \times 10^{22}$
$3.00 \times 10^{-1}$	$4.00 \times 10^{-1}$	$1.30 \times 10^{23}$
$4.00 \times 10^{-1}$	$4.50 \times 10^{-1}$	$6.51 \times 10^{22}$
$4.50 \times 10^{-1}$	$5.10 \times 10^{-1}$	$9.25 \times 10^{22}$
$5.10 \times 10^{-1}$	$5.12 \times 10^{-1}$	$3.08 \times 10^{21}$
$5.12 \times 10^{-1}$	$6.00 \times 10^{-1}$	$1.36 \times 10^{23}$
$6.00 \times 10^{-1}$	$7.00 \times 10^{-1}$	$1.54 \times 10^{23}$
$7.00 \times 10^{-1}$	$8.00 \times 10^{-1}$	$6.65 \times 10^{22}$
$8.00 \times 10^{-1}$	$1.00 \times 10^0$	$1.33 \times 10^{23}$
$1.00 \times 10^0$	$1.33 \times 10^0$	$3.03 \times 10^{22}$
$1.33 \times 10^0$	$1.34 \times 10^0$	$9.12 \times 10^{20}$
$1.34 \times 10^0$	$1.50 \times 10^0$	$1.47 \times 10^{22}$
$1.50 \times 10^0$	$1.66 \times 10^0$	$1.57 \times 10^{21}$
$1.66 \times 10^0$	$2.00 \times 10^0$	$3.33 \times 10^{21}$
$2.00 \times 10^0$	$2.50 \times 10^0$	$2.15 \times 10^{21}$
$2.50 \times 10^0$	$3.00 \times 10^0$	$1.05 \times 10^{20}$
$3.00 \times 10^0$	$3.50 \times 10^0$	$2.44 \times 10^{17}$
$3.50 \times 10^0$	$4.00 \times 10^0$	$2.44 \times 10^{17}$
$4.00 \times 10^0$	$4.50 \times 10^0$	$6.40 \times 10^{11}$
$4.50 \times 10^0$	$5.00 \times 10^0$	$6.40 \times 10^{11}$
$5.00 \times 10^0$	$5.50 \times 10^0$	$6.40 \times 10^{11}$
$5.50 \times 10^0$	$6.00 \times 10^0$	$6.40 \times 10^{11}$
$6.00 \times 10^0$	$6.50 \times 10^0$	$7.37 \times 10^{10}$
$6.50 \times 10^0$	$7.00 \times 10^0$	$7.37 \times 10^{10}$
$7.00 \times 10^0$	$7.50 \times 10^0$	$7.37 \times 10^{10}$
$7.50 \times 10^0$	$8.00 \times 10^0$	$7.37 \times 10^{10}$
$8.00 \times 10^0$	$1.00 \times 10^1$	$2.26 \times 10^{10}$
$1.00 \times 10^1$	$1.20 \times 10^1$	$1.13 \times 10^{10}$
$1.20 \times 10^1$	$1.40 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$1.40 \times 10^1$	$2.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$2.00 \times 10^1$	$3.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$3.00 \times 10^1$	$5.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$

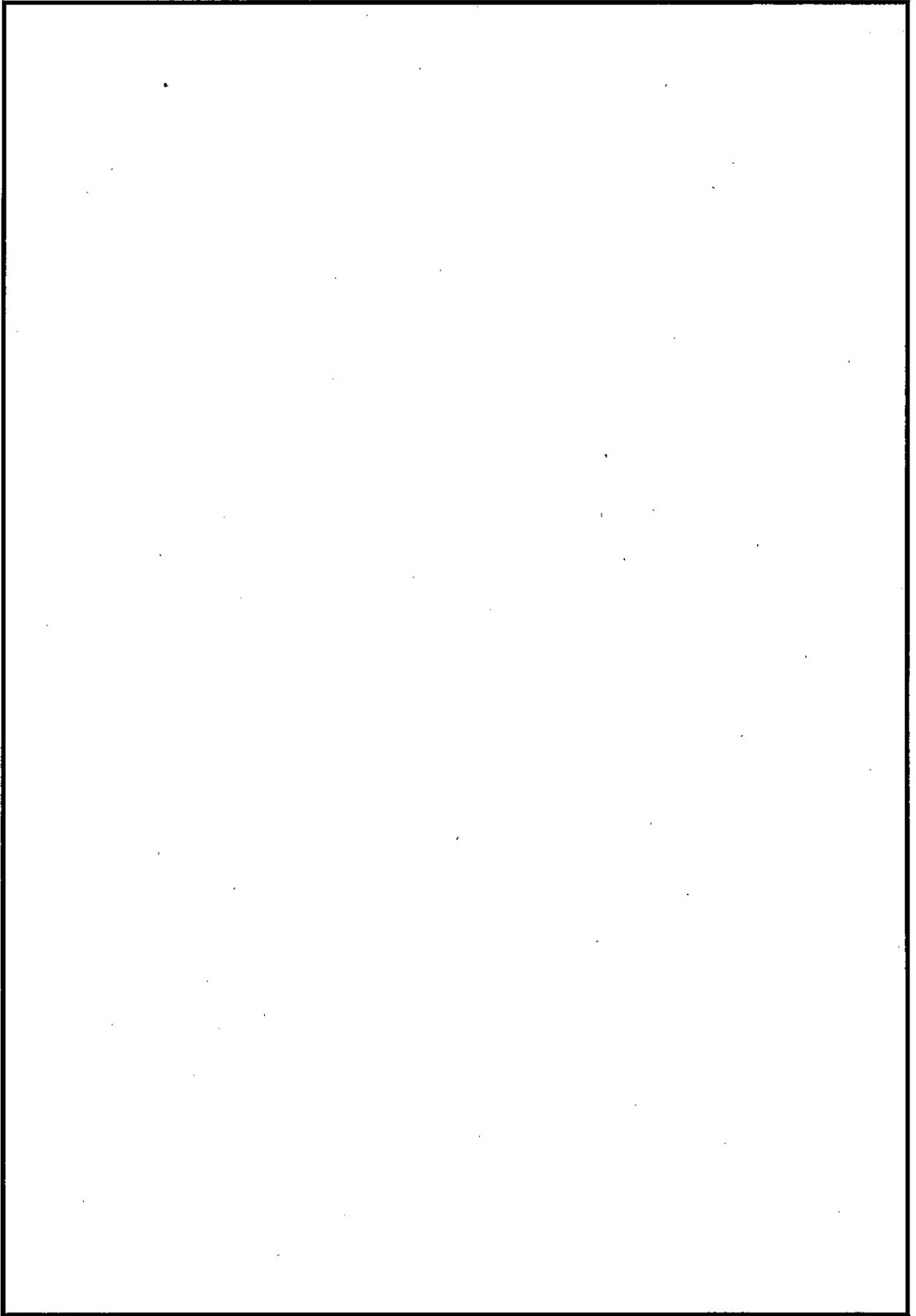
※<sup>1</sup> ビルドアップ係数等については、代表エネルギー毎に評価している



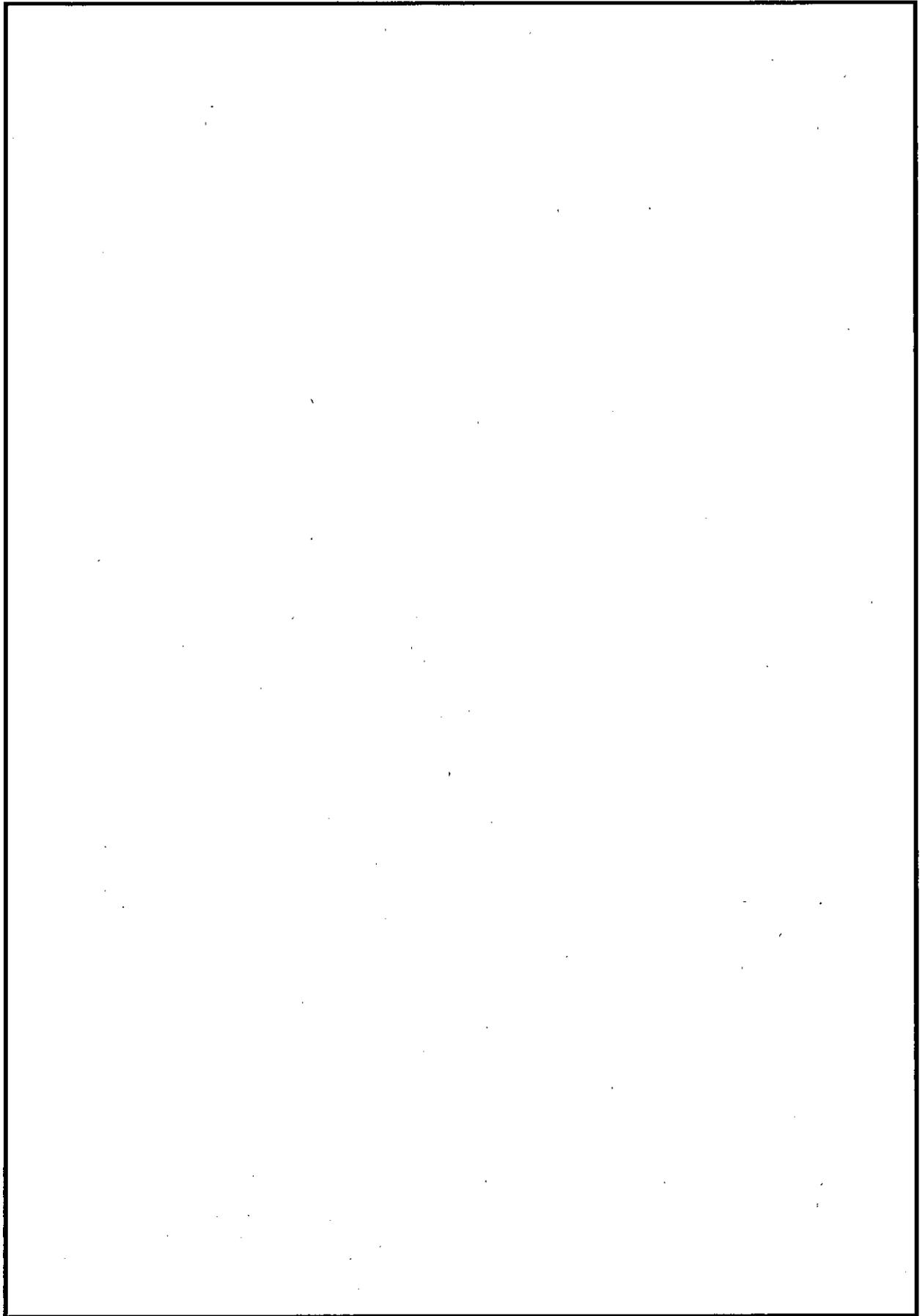
第 1-1-1 図 クラウドシャイン線による被ばくの計算モデル



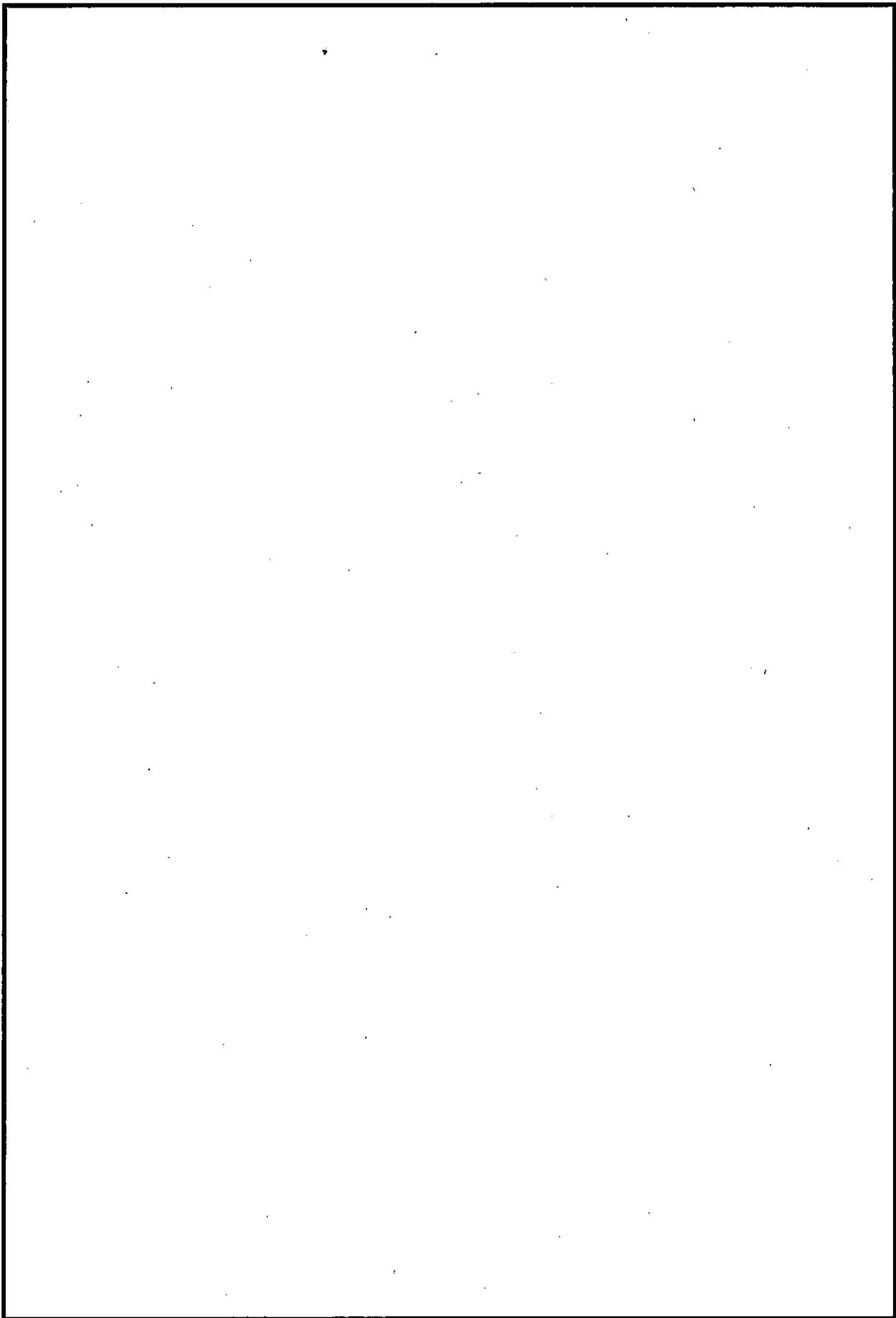
第 1-1-2 図 緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による  
被ばくの計算モデル



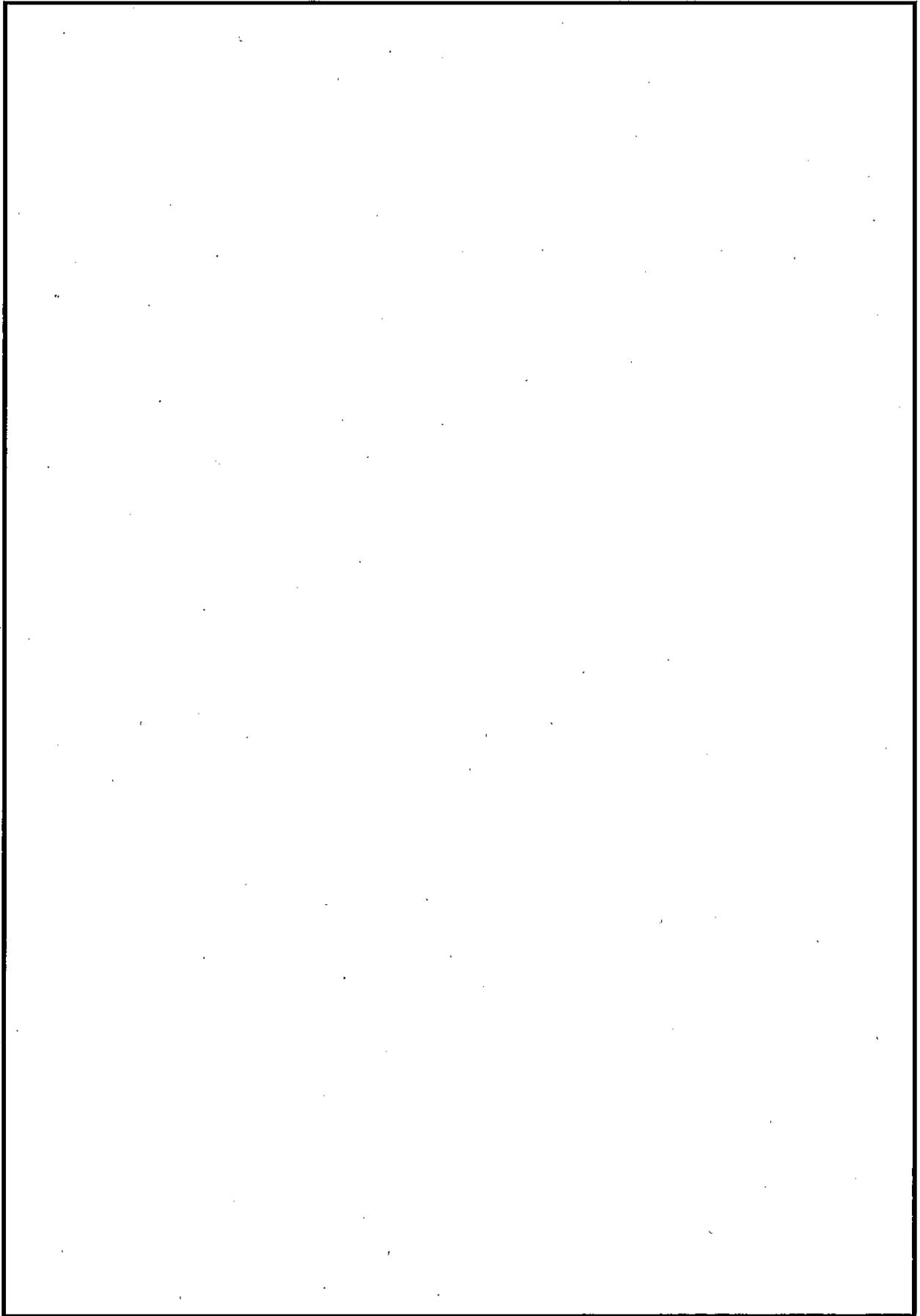
第 1-1-3 図 グランドシャイン線による被ばくの計算モデル (1/2)



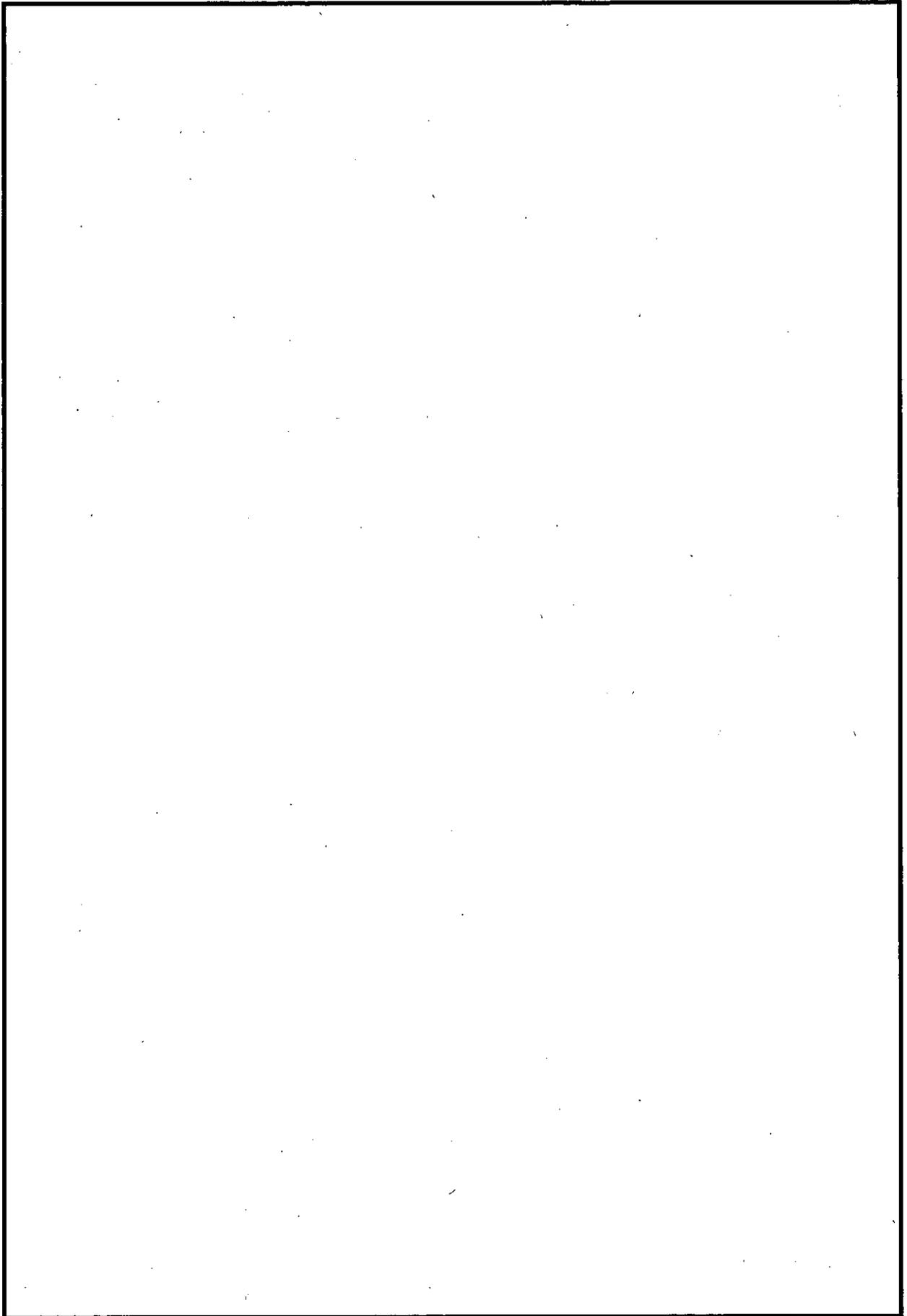
第 1-1-3 図 グランドシャイン線による被ばくの計算モデル (2/2)



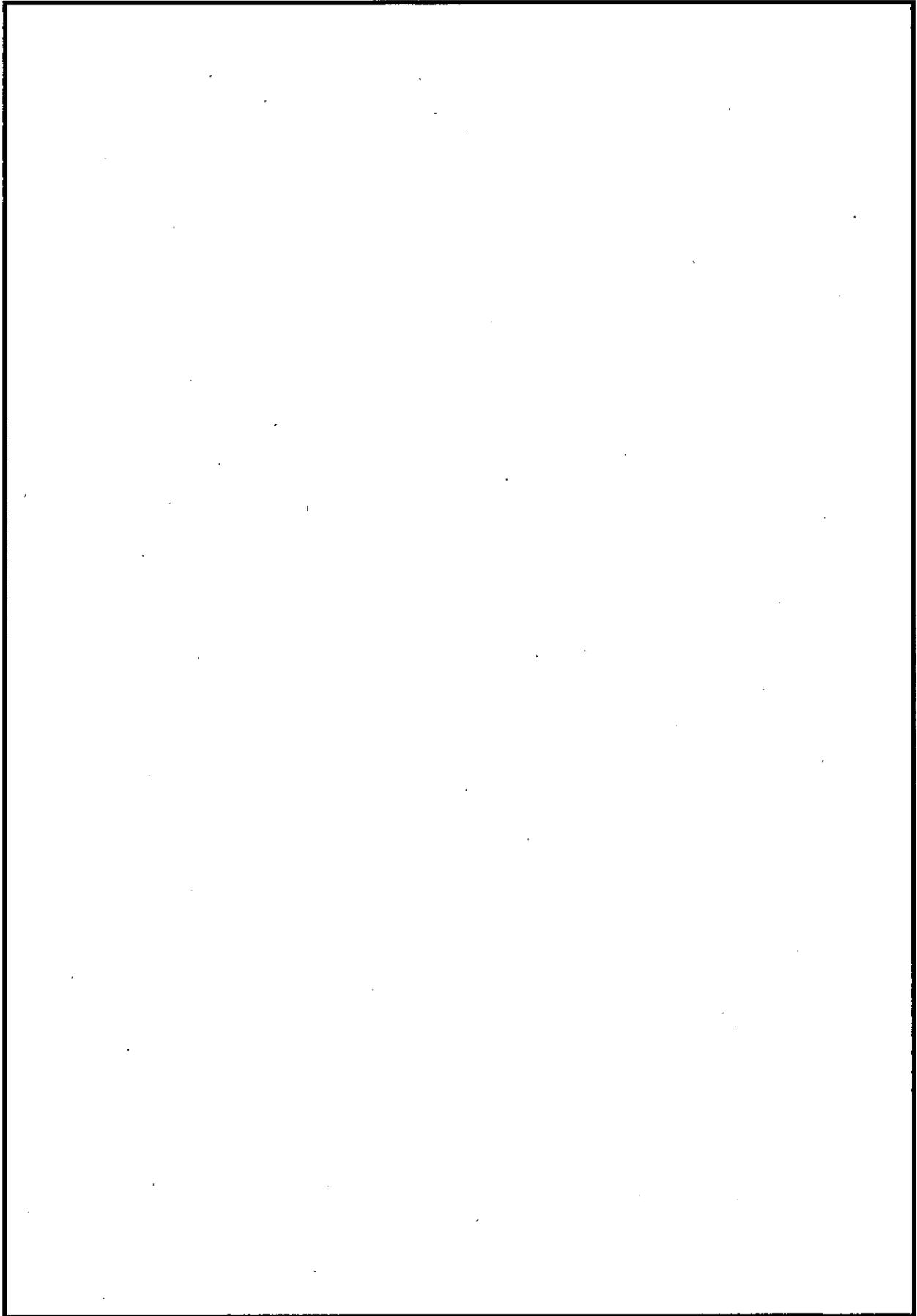
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (原子炉建屋幾何形状) (1/5)



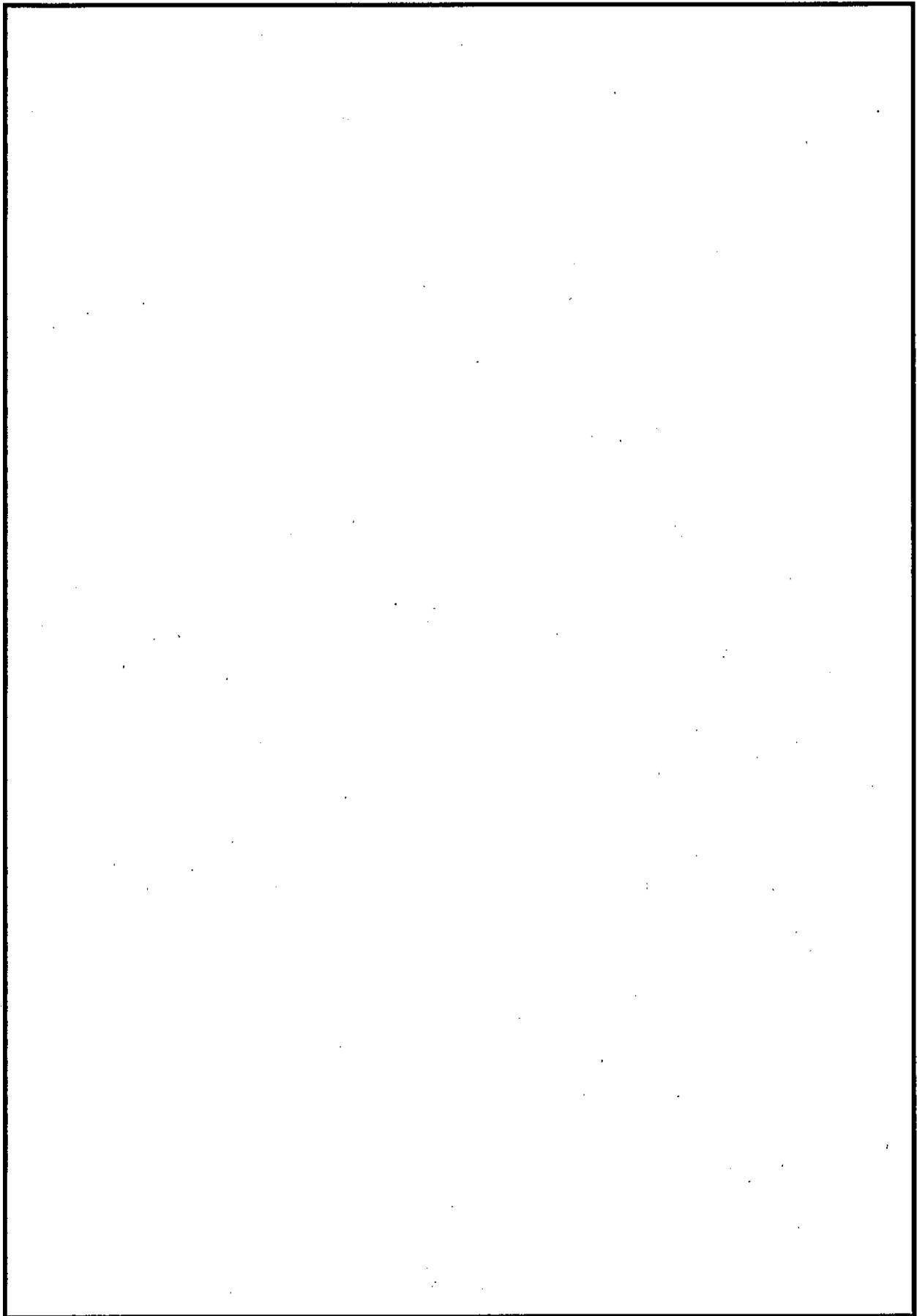
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (原子炉建屋幾何形状) (2/5)



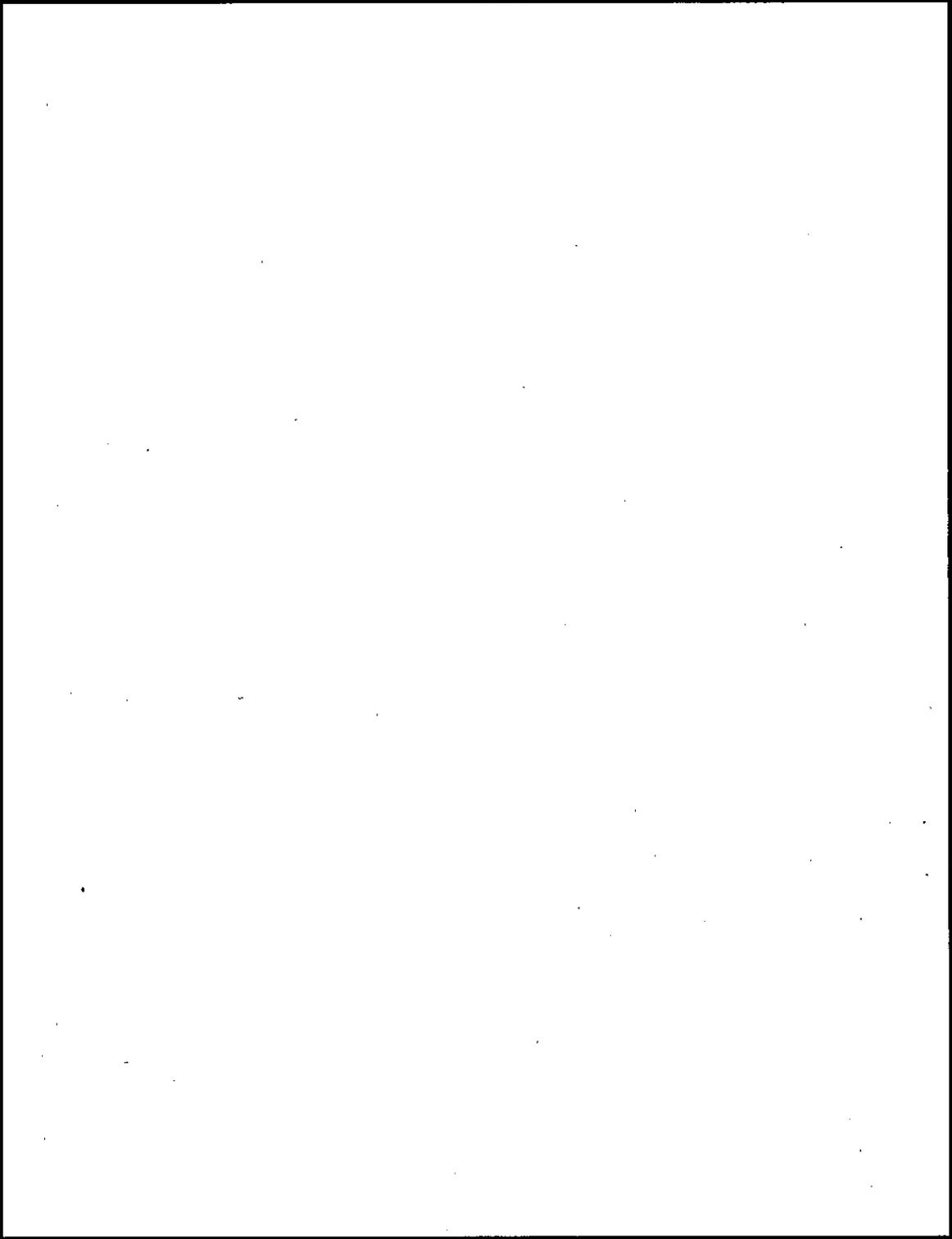
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (原子炉建屋幾何形状) (3/5)



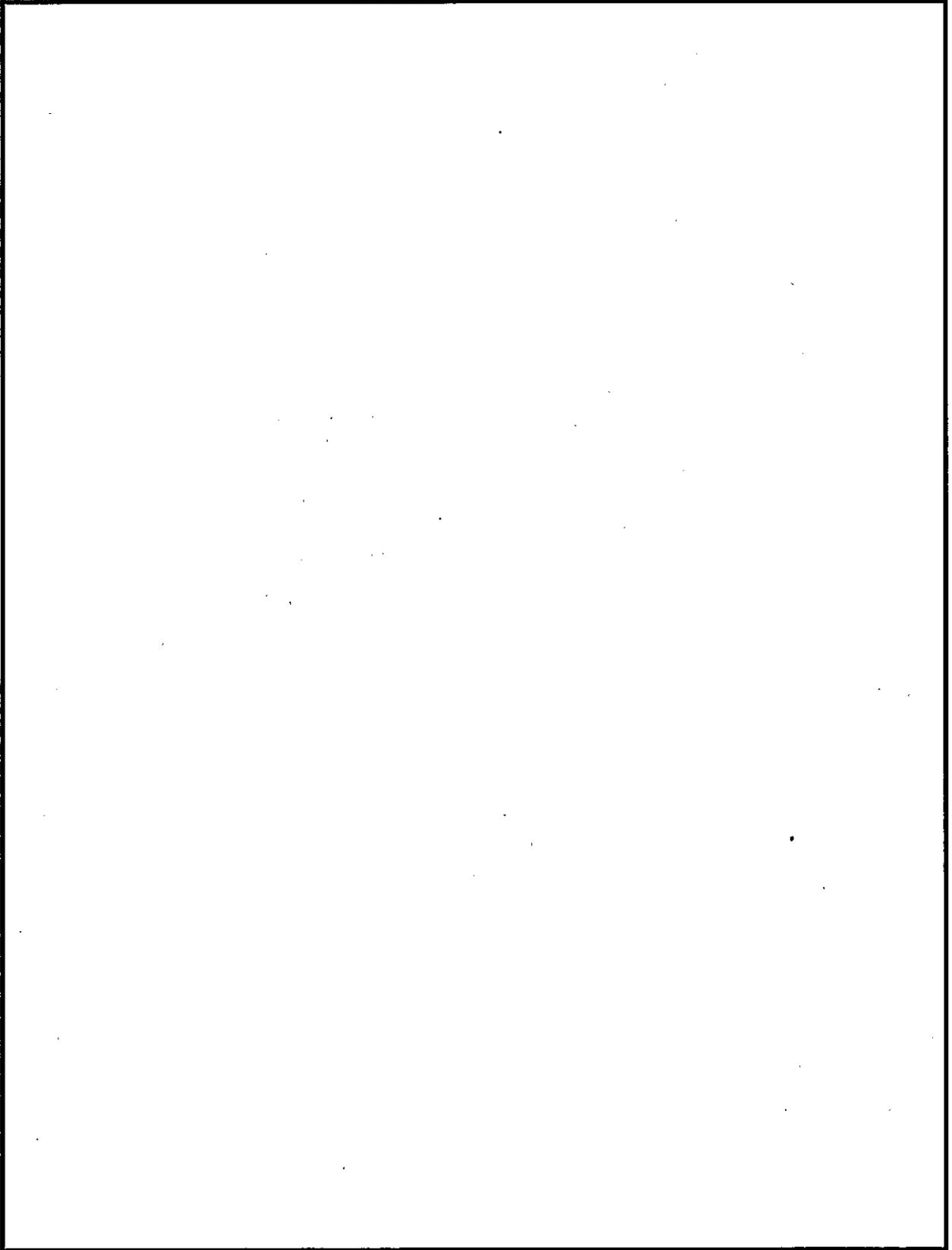
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル（原子炉建屋幾何形状）（4/5）



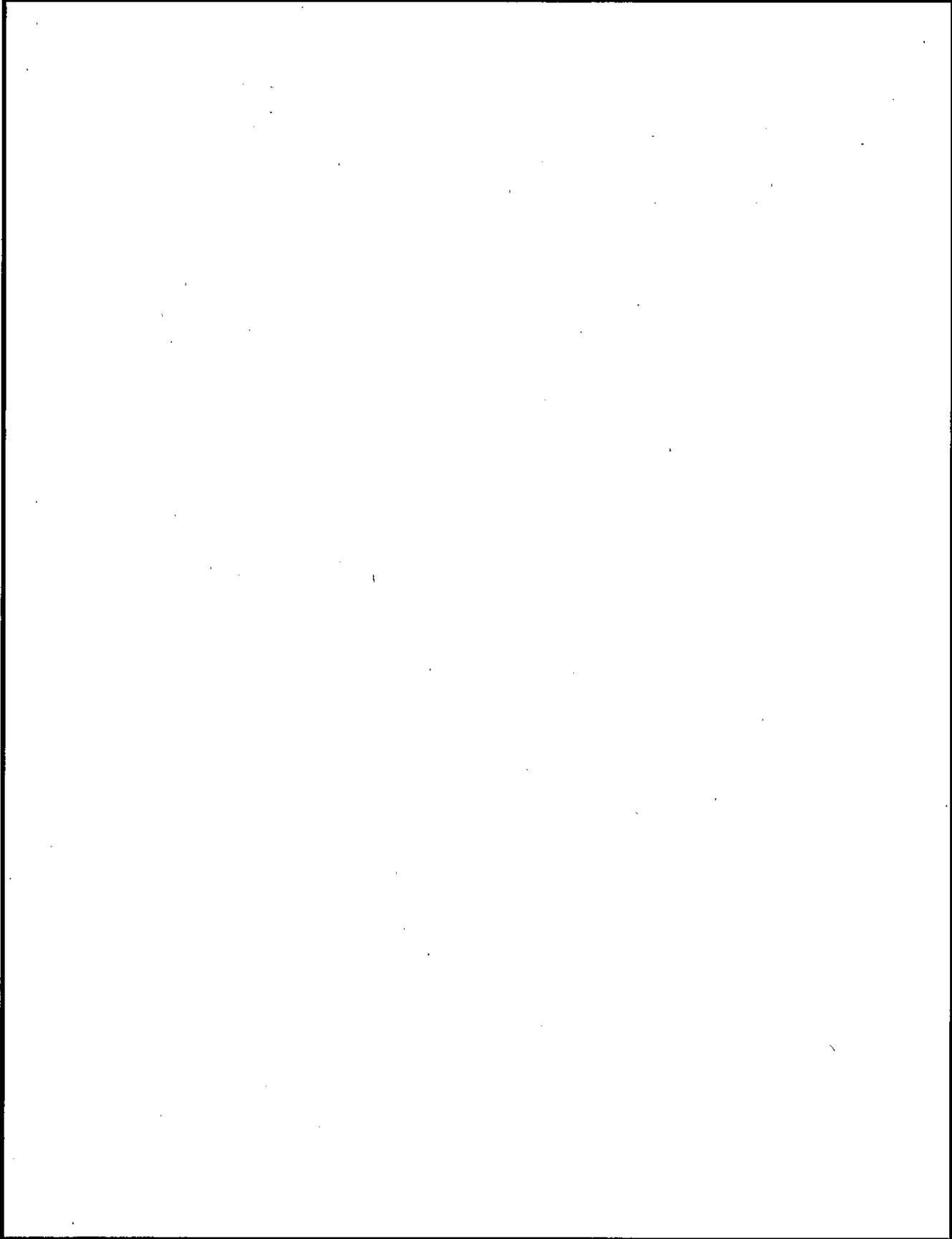
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (原子炉建屋幾何形状) (5/5)



第1-1-5 図 直接ガンマ線の計算モデル (緊急時対策所-原子炉建屋)



第 1-1-6 図 スカイシャインガンマ線の計算モデル (1/2)



第 1-1-6 図 スカイシャインガンマ線の計算モデル (2/2)

第 1-1-8 表 緊急時対策所換気設備条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
緊急時対策所換気設備運転モード	事故後 0～24 時間： 非常用外気取入運転 事故後 24～34 時間： 非常用外気少量取入運転 事故後 34～168 時間： 非常用外気取入運転	事故後 24 時間から 34 時間は、外気少量取入運転で建屋内への放射性物質の流入を低減する。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
ボンベ加圧	事故後 24～35 時間 (11 時間)	ボンベ加圧設計容量より設定	4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。
事故時における外気取り込み	考慮する	災害対策本部は、ボンベ加圧時は浄化エリアよりも加圧されているため外気取り込みはないが、ボンベ加圧時以外は、外気取り込みを行う。	4.2.(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること (外気取入)
緊急時対策所バウンダリ体積 (容積)	加圧エリア：3,000m <sup>3</sup> 浄化エリア：12,800m <sup>3</sup>	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。

第 1-1-8 表 緊急時対策所換気設備条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	事故後 24～35 時間： 浄化エリアの容積 12,800m <sup>3</sup> 事故後 35～168 時間： 加圧エリア及び浄化 エリアの容積 15,800 m <sup>3</sup>	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
緊急時対策所換気設備ファン流量	事象発生～24時間： 5,000m <sup>3</sup> /h 24～34時間： 900m <sup>3</sup> /h 34～168時間： 5,000m <sup>3</sup> /h	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する
緊急時対策所換気設備よう素フィルタ, 微粒子フィルタによる除去効率	有機よう素：99.0% 無機よう素：99.0% 粒子状物質：99.9%	設計上期待できる値を設定 無機/有機フィルタ除去効率： 99.75% 粒子状物質： 99.99%	4.2(1)a. ヨウ素及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
緊急時対策所の空気流入率	0 回/h	空気ポンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた外気を取り入れによる緊急時対策所内の加圧が行われるため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。	4.2(1)b. 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。 (なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)

第 1-1-8 表 緊急時対策所換気設備条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクによる除染係数	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価においては着用しないこととした。	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
安定よう素剤服用	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価においては服用しないこととした。	3. 交代要員体制、安定よう素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
交代要員の考慮	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価においては交代を考慮しないこととした。	同上

第 1-1-9 表 線量換算係数，呼吸率及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	線量換算係数について，記載なし
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	呼吸率について，記載なし
地表面への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定（添付資料 5, 6 参照） 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2* <sup>1</sup> より設定	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※ 1 : NUREG/CR 4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”

## 被ばく評価に用いた気象資料の代表性

敷地内において観測した 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、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た。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

### 1. 検定方法

#### (1) 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 148m の観測データに加え、参考として標高 18m の観測データを用いて検定を行った。

#### (2) データ統計期間

統計年：1994 年 4 月～2005 年 3 月（10 年間（欠測率の高い 1999 年度を除く。））

検定年：2005 年 4 月～2006 年 3 月（1 年間）

#### (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

### 2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 148m の観測データについては、有意水準 5% で棄却されたのは 2 項目（風向：E S E，風速階級：2.5～3.4m/s）であった。

なお、標高 18m の観測データについては、有意水準 5% で棄却されたのは 1 項目（風速階級：1.5～2.4m/s）であり、代表性は確認できていることから、当該データの使用には問題がないものと判断した。

検定結果を第 1-2-1 表から第 1-2-4 表に示す。

第 1-2-1 表 棄却検定表（風向出現頻度）（EL148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界(5%)			判定 ○採択 ×棄却
	F <sub>0</sub>	上限	下限														
N	4.72	3.55	3.40	3.27	3.35	4.74	3.96	5.85	3.78	3.40	4.00	0.80	3.52	0.30	6.01	2.00	○
NNE	9.16	5.98	7.32	5.93	6.74	8.76	8.89	8.15	6.91	6.22	7.41	1.18	6.67	0.32	10.36	4.45	○
NE	18.82	17.44	20.91	18.86	20.29	17.45	19.71	24.49	23.29	18.45	19.97	2.24	18.41	0.40	25.57	14.37	○
ENE	5.92	5.65	7.08	12.77	10.84	8.05	8.31	8.38	10.04	8.97	8.60	2.08	9.80	0.27	13.80	3.40	○
E	2.78	4.05	3.76	5.32	4.90	5.44	4.39	3.76	4.56	4.42	4.34	0.76	5.55	2.11	6.23	2.44	○
ESE	2.94	2.47	3.02	3.24	2.95	2.96	2.79	2.86	2.93	2.99	2.91	0.19	3.66	12.99	3.38	2.45	×
SE	4.04	3.95	2.63	3.10	3.10	2.64	2.90	2.61	2.95	2.66	3.06	0.50	3.09	0.00	4.31	1.81	○
SSE	6.43	6.00	3.41	3.93	2.99	3.48	3.35	3.34	3.74	3.54	4.02	1.13	3.32	0.31	6.84	1.20	○
S	6.58	5.81	5.74	4.43	4.01	5.27	5.00	4.13	5.02	6.63	5.26	0.88	4.99	0.08	7.47	3.05	○
SSW	2.26	2.77	2.64	3.24	3.35	4.30	3.79	3.56	4.35	5.02	3.53	0.82	3.13	0.20	5.57	1.49	○
SW	4.00	3.87	3.70	3.93	4.28	4.20	4.32	4.90	4.93	5.16	4.33	0.48	3.67	1.59	5.52	3.14	○
WSW	4.08	5.15	4.83	4.44	3.83	4.05	4.38	4.09	3.53	4.31	4.27	0.44	4.25	0.00	5.38	3.16	○
W	4.73	8.42	6.32	5.51	5.32	4.47	5.44	4.16	4.23	4.65	5.33	1.21	5.13	0.02	8.36	2.29	○
WNW	9.01	12.46	9.31	8.36	8.66	5.27	5.95	5.05	6.19	6.71	7.70	2.18	7.65	0.00	13.15	2.24	○
NW	10.51	8.06	10.82	8.58	9.96	8.69	7.95	7.42	7.60	9.12	8.87	1.14	9.54	0.28	11.73	6.01	○
NNW	3.51	3.44	4.85	4.60	4.86	9.07	7.63	6.60	5.19	6.97	5.67	1.74	6.53	0.20	10.02	1.32	○
CALM	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	0.29	1.10	1.36	1.45	0.02	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

第 1-2-2 表 棄却検定表（風速出現頻度）（EL148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界(5%)			判定 ○採択 ×棄却
	F <sub>0</sub>	上限	下限														
0.0~0.4	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	0.29	1.10	1.36	1.45	0.02	○
0.5~1.4	4.05	5.66	4.04	4.42	5.53	7.40	6.70	5.19	5.56	6.43	5.50	1.07	6.99	1.59	8.18	2.82	○
1.5~2.4	8.34	9.43	7.83	7.85	8.73	11.19	10.58	8.92	9.61	11.42	9.39	1.24	11.28	1.90	12.49	6.29	○
2.5~3.4	11.95	13.17	12.10	11.41	11.73	12.07	12.17	11.15	12.55	13.72	12.20	0.73	14.10	5.43	14.04	10.36	×
3.5~4.4	12.58	13.80	13.44	13.93	12.62	13.02	12.57	12.25	12.80	13.58	13.06	0.56	13.85	1.66	14.45	11.66	○
4.5~5.4	12.85	13.67	13.66	13.12	12.10	12.10	11.54	10.97	11.30	12.07	12.34	0.90	12.03	0.10	14.60	10.08	○
5.5~6.4	11.48	10.99	11.22	10.99	11.36	11.19	10.66	9.62	10.10	9.68	10.73	0.66	9.92	1.24	12.37	9.09	○
6.5~7.4	9.59	8.16	9.61	9.45	8.60	8.16	7.67	8.18	8.82	7.95	8.62	0.68	7.40	2.62	10.32	6.92	○
7.5~8.4	7.20	6.85	7.04	7.77	7.84	6.65	6.17	7.68	7.35	5.34	6.99	0.74	5.51	3.26	8.85	5.13	○
8.5~9.4	6.04	4.76	5.39	5.51	6.12	4.67	5.14	6.84	6.01	5.03	5.55	0.66	4.82	1.03	7.19	3.91	○
9.5以上	15.41	12.58	15.38	15.05	14.80	12.39	15.56	18.54	15.15	14.02	14.89	1.64	13.00	1.09	18.98	10.80	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

第 1-2-3 表 棄却検定表（風向出現頻度）（EL18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界(5%)			判定 ○採択 ×棄却
														F <sub>o</sub>	上限	下限	
N	2.80	2.04	2.65	2.88	3.25	3.03	3.29	3.24	2.85	2.50	2.85	0.37	2.15	3.00	3.78	1.93	○
NNE	3.82	3.87	9.48	13.51	14.77	11.30	12.39	12.29	12.11	10.30	10.38	3.56	9.93	0.01	19.29	1.47	○
NE	11.81	9.86	11.94	13.06	15.15	12.20	12.70	15.12	17.57	13.28	13.27	2.06	15.15	0.69	18.42	8.12	○
ENE	10.03	8.11	4.33	3.83	3.22	4.07	3.27	3.57	3.90	3.74	4.81	2.20	4.49	0.02	10.30	0.00	○
E	4.07	3.69	2.80	1.79	1.92	3.12	2.51	2.86	2.84	2.62	2.82	0.66	2.60	0.10	4.49	1.16	○
ESE	2.46	3.15	3.47	3.18	2.56	3.32	3.04	3.68	3.30	3.81	3.20	0.41	3.49	0.42	4.22	2.17	○
SE	3.82	4.45	3.88	5.06	4.14	5.48	5.14	5.79	5.80	5.63	4.92	0.74	5.73	0.97	6.78	3.06	○
SSE	4.89	4.86	4.86	5.11	4.54	5.09	4.00	3.66	3.99	5.62	4.66	0.58	4.59	0.01	6.10	3.22	○
S	6.48	5.21	3.65	3.33	2.86	2.69	2.41	2.22	2.63	3.85	3.53	1.29	2.31	0.73	6.76	0.30	○
SSW	3.53	2.81	2.13	2.69	2.97	2.95	3.52	3.26	3.07	3.20	3.01	0.40	2.36	2.24	4.01	2.02	○
SW	2.05	1.66	1.17	1.22	1.18	1.05	1.37	0.79	1.35	1.08	1.29	0.33	1.22	0.03	2.12	0.46	○
WSW	0.83	2.21	2.38	2.85	2.24	2.49	2.94	2.70	2.48	2.15	2.33	0.56	2.40	0.01	3.72	0.93	○
W	2.64	7.38	11.75	12.50	13.25	9.15	12.93	11.05	10.01	11.71	10.24	3.06	10.13	0.00	17.90	2.58	○
WNW	21.57	24.11	22.91	18.58	17.42	21.07	19.82	18.95	18.46	19.53	20.24	2.02	21.68	0.42	25.29	15.19	○
NW	12.68	11.28	8.25	6.75	6.40	8.39	6.86	6.86	6.03	6.52	8.00	2.14	7.42	0.06	13.35	2.66	○
NNW	5.68	4.15	3.45	2.91	2.69	3.35	2.97	2.92	2.33	2.61	3.31	0.93	2.65	0.40	5.63	0.98	○
CALM	0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	0.32	1.69	2.46	1.94	0.32	○

注) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し、1994年度を追加した。

第 1-2-4 表 棄却検定表（風速出現頻度）（EL18m）

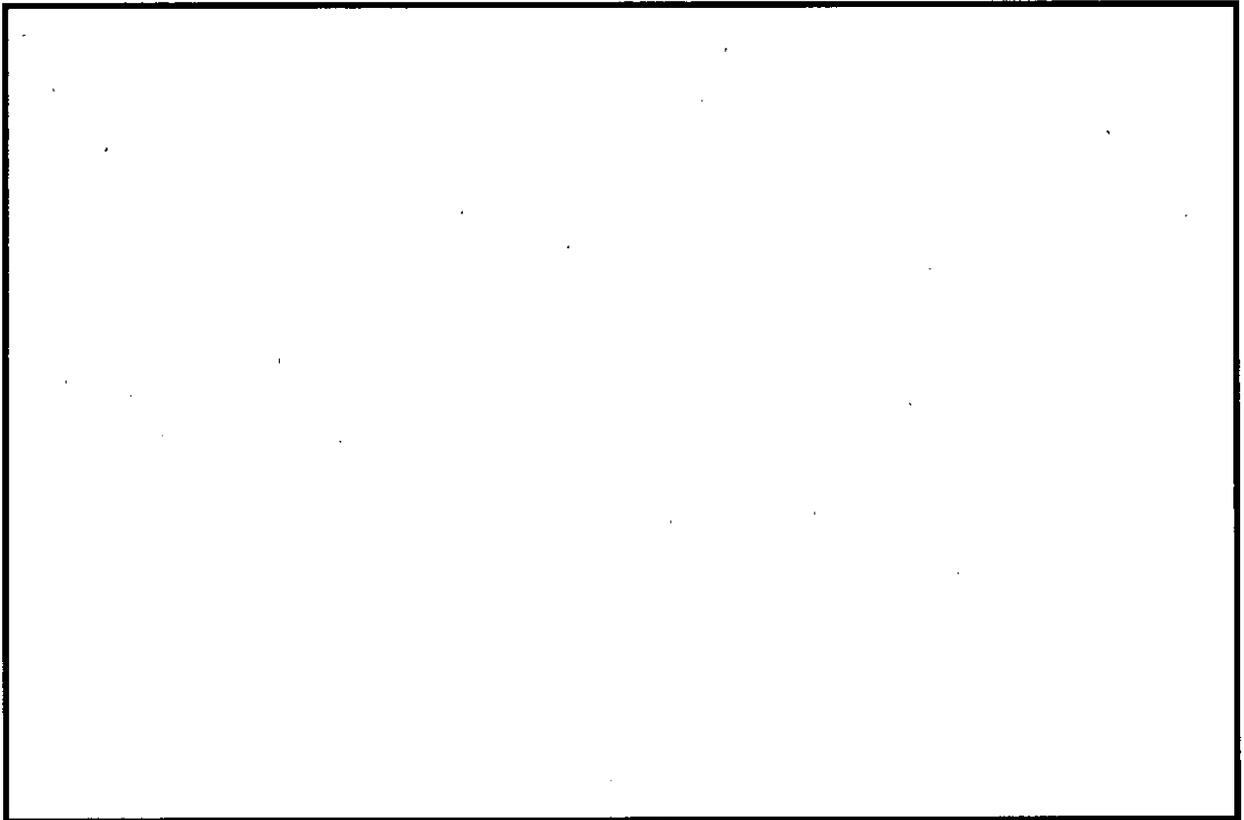
観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界(5%)			判定 ○採択 ×棄却
														F <sub>o</sub>	上限	下限	
0.0~0.4	0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	0.32	1.69	2.46	1.94	0.32	○
0.5~1.4	11.45	13.48	10.91	12.02	14.69	13.31	12.24	12.79	13.24	14.96	12.91	1.24	15.14	2.65	16.01	9.81	○
1.5~2.4	30.55	31.16	30.74	29.95	30.27	31.60	30.43	30.39	28.56	31.22	30.49	0.80	32.77	6.66	32.48	28.49	×
2.5~3.4	24.99	24.79	26.47	23.62	21.82	23.30	22.23	21.48	21.80	22.97	23.35	1.56	20.88	2.05	27.24	19.46	○
3.5~4.4	12.16	12.58	12.03	10.81	10.87	10.88	10.85	10.91	11.31	9.77	11.22	0.78	10.16	1.51	13.17	9.26	○
4.5~5.4	7.35	6.99	7.12	7.91	7.30	7.77	7.69	8.16	9.27	6.25	7.58	0.76	7.09	0.34	9.49	5.67	○
5.5~6.4	5.02	4.36	4.73	5.67	5.40	4.52	5.21	6.40	6.23	4.34	5.19	0.70	4.79	0.26	6.94	3.43	○
6.5~7.4	3.25	2.24	2.79	4.05	3.69	2.95	4.20	4.07	3.92	3.30	3.44	0.62	3.01	0.41	4.99	1.90	○
7.5~8.4	2.38	1.51	2.07	2.56	2.21	1.89	2.84	2.51	2.18	2.34	2.25	0.36	2.29	0.01	3.14	1.36	○
8.5~9.4	1.29	1.12	1.18	1.43	1.22	1.22	1.77	1.12	1.07	1.33	1.28	0.19	1.09	0.78	1.76	0.79	○
9.5以上	0.75	0.63	1.05	1.23	1.10	1.29	1.70	1.13	1.13	1.67	1.17	0.32	1.10	0.04	1.98	0.36	○

注) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し、1994年度を追加した。

## 線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、注目方位は、第 1-3-1 図に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮している。評価対象方位を第 1-3-1 表に示す。本評価では着目方位は 2 方位となる。



第 1-3-1 図 評価対象方位

第 1-3-1 表 評価対象方位

評価点	緊急時対策所外壁
放出源	原子炉建屋外壁
評価方位	WSW, W
距離	310m

相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の評価にあたっては、年間を通じて 1 年間ごとの気象条件に対して相対濃度を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第 1-3-2 表に示す。累積出現頻度 97% にあたる相対濃度は約  $1.1 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$  となった。

第 1-3-2 表 相対濃度の値 (実効放出継続時間 10 時間)

累積出現頻度 (%)	相対濃度 ( $\text{s/m}^3$ )
.....	.....
97.00	約 $1.1 \times 10^{-4}$
97.01	約 $1.1 \times 10^{-4}$
97.03	約 $1.1 \times 10^{-4}$
.....	.....

## 地表面への沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}$  の 4 倍である  $1.2\text{cm/s}$  を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するとき、「降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。

以下では、湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性を検討した。

## 1. 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値の比が 4 倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

## (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは内規【解説 5.3】①に従い、居住性評価を保守的に評価するために放出点

高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$  : 時刻 i での乾性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,z)_i$  : 時刻 i での相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

$V_d$  : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vo1.2 より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]

(=  $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$  学会標準より)

$P_{Ti}$  : 時刻 i での降水強度[mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]

$h$  : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値

$$= \frac{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\left( V_d \cdot \chi / Q(x,y,z)_i + \chi / Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \sum z_i} \exp\left[ \frac{h^2}{2\sum z_i} \right] \right)_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

## 2. 検討結果

第 1-4-1 表に緊急時対策所の評価点についての検討結果を示す。乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.3 程度となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

第 1-4-1 表 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	①乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	③比 (②/①)
緊急時対策所本部	原子炉建屋	1.1×10 <sup>-4</sup>	3.2×10 <sup>-7</sup>	4.2×10 <sup>-7</sup>	1.3

## エアロゾルの乾性沈着速度について

(第 1-5-1 図参照)

エアロゾルの乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}$  は NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建屋屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$  の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（参考資料参照）及び、緊急時対策所の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される 24 時間までに、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、24 時間後の放出においては、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は  $0.3\text{cm/s}$  程度である。以上のことから、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を適用できると判断した。

なお、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）における解説（葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となるとしている）を踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度として、保守的に乾性沈着の 4 倍の  $1.2\text{cm/s}$  を使用している。

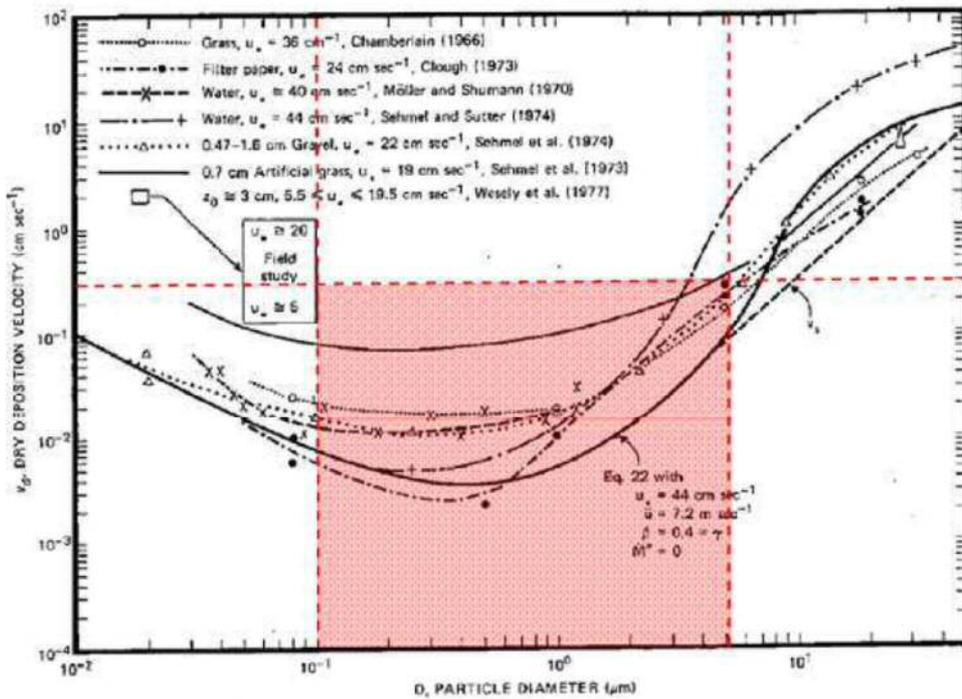


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>17-24</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 1-5-1 図 様々な粒径における地表沈着速度

(Nuclear Safety Vol.19<sup>\*2</sup>)

※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

参考資料 シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の範囲として、本評価で設定している  $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  は、シビアアクシデント時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に1次系から放出されるエアロゾルやMCCI発生時に格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究の調査から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を第1-5-1表に示す。

第1-5-1表 エアロゾル粒径に関する既往研究の調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	AECLが実施した試験	0.1~3.0	・CANDU炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した1次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD <sup>※1</sup>	0.29~0.56	・米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データはフィルタサンプルのSEM分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP <sup>※1</sup>	0.1~0.5	・仏国カダラッシュ原子力研究センターのPHEBUS研究炉で実施された。シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データは1次系内フィルタサンプルのSEM分析による凝集物を構成する粒子径

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
④	NUREG/CR-5901 ※ <sup>2</sup>	0.25～2.5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビングDFモデル（相関式）を開発したレポート</li> <li>・粒径データは、MCCI時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲</li> </ul>
⑤	LACE LA2※ <sup>3</sup>	0.25～2.5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビングDFモデル（相関式）を開発したレポート</li> <li>・粒径データは、MCCI時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲</li> </ul>
⑥	PHEBUS-FP※ <sup>1</sup>	2.4～4.0	<ul style="list-style-type: none"> <li>・粒径データは、PHEBUS-FP模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気力学的直径の範囲</li> </ul>

第 1-5-1 表において、炉心損傷時の 1 次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI 時の発生エアロゾルについては④、さらに、格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲（1 次系、格納容器）に違いはあるものの、エアロゾル粒径はサブ  $\mu\text{m}$  から数  $\mu\text{m}$  までの範囲にあり、格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている粒径範囲を包絡する値として、 $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$  のエアロゾルを推定することは妥当である。

※1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code

Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2,  
ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE  
COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

## グランドシャインガンマ線の評価方法

グランドシャインガンマ線の評価は以下の通り行った。

## 1. 線源

緊急時対策所居住性評価に係るグランドシャイン評価に適用する線源は、重大事故により大気中に放出された放射性物質が地表面と緊急時対策所の天井上面に均一に沈着した面線源とする。

## 2. ガンマ線線源強度

ガンマ線線源強度は、核種毎の地表面沈着濃度（7日間の積算値，沈着速度 1.2cm/s，残存割合 1.0）から計算コード入力用にガンマ線エネルギーと放出割合を加味したエネルギー群構造（42群）に換算した値とする（ベータ線を放出する核種については，制動X線を考慮する）。なお，ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ JENDL-3.3<sup>\*1</sup>から作成した輸送計算用ライブラリ MATXSLIB-J33<sup>\*2</sup>の 42群とし，各群の上限エネルギーを使用する。換算後のエネルギー群別ガンマ線積算線源強度を第 1-6-1 表に示す。なお，線源の地中及び緊急時対策所天井コンクリート中への浸透は考慮しない。

## 3. 幾何条件

グランドシャイン評価における緊急時対策所の評価モデルを第 1-6-1 図に示す。緊急時対策所は鉄筋コンクリート製であるが，評価上コンクリートのみとし，以下に示す密度を適用する。評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（5mm）を引いた値とする。建屋上に沈着する放

放射性物質の範囲は、保守的に3階床レベル（EL37m）に設定する。地表面に沈着した放射性物質の線源の高さは、法面や木々に付着する放射性物質からの寄与があることを考慮して、災害対策本部の天井レベル（EL36m）と同じ高さに設定する。なお、線源の地中、コンクリートへの浸透は考慮しない。線源範囲は、緊急時対策所中心より400mまでの範囲とする<sup>注1</sup>。

上記以外は、直接線・スカイシャイン線評価の計算モデルと同様とする。

注1：※4より400m以上離れた位置からの線量寄与が全体の1%以下であることが示されているため、緊急時対策所中心から周囲400mまでをモデル化する。

#### 4. 評価点

評価点は、作業エリアを想定して災害対策本部内の天井レベル（EL36m）で線量が最大となる点をサーベイし設定する。

#### 5. 計算に使用する物性値

計算に使用する物性値は以下とする。

- |                      |   |
|----------------------|---|
| (1) 緊急時対策所遮蔽（コンクリート） | 2.1g/cm <sup>3</sup>                      |
| (2) 屋外（空気）           | 1.2049×10 <sup>-3</sup> g/cm <sup>3</sup> |
|                      | （20℃，1atm（1013hpa）における密度） <sup>注2</sup>   |
| (3) 屋内（Void）         | 0g/cm <sup>3</sup>                        |

注2：各元素の密度は※3に記載の原子数密度から算出した。ただし、※3の重量比合計は98.7%であるため、密度の合計は1.1895×10<sup>-3</sup>g/cm<sup>3</sup>となり、計算にはこの密度を使用した。

## 6. 計算コード

計算コードは QAD-CGGP2R<sup>※5</sup> コードを適用する。

※1 : K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J.Nucl.Sci.Technol., 39, 1125 (2002)

※2 : K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Date/Code 2003-011 (2003)

※3 : JAERI-M 6928 「遮蔽材料の群定数-中性子 100 群・ガンマ線 20 群・P5 近似-」 1977.2 日本原子力研究所

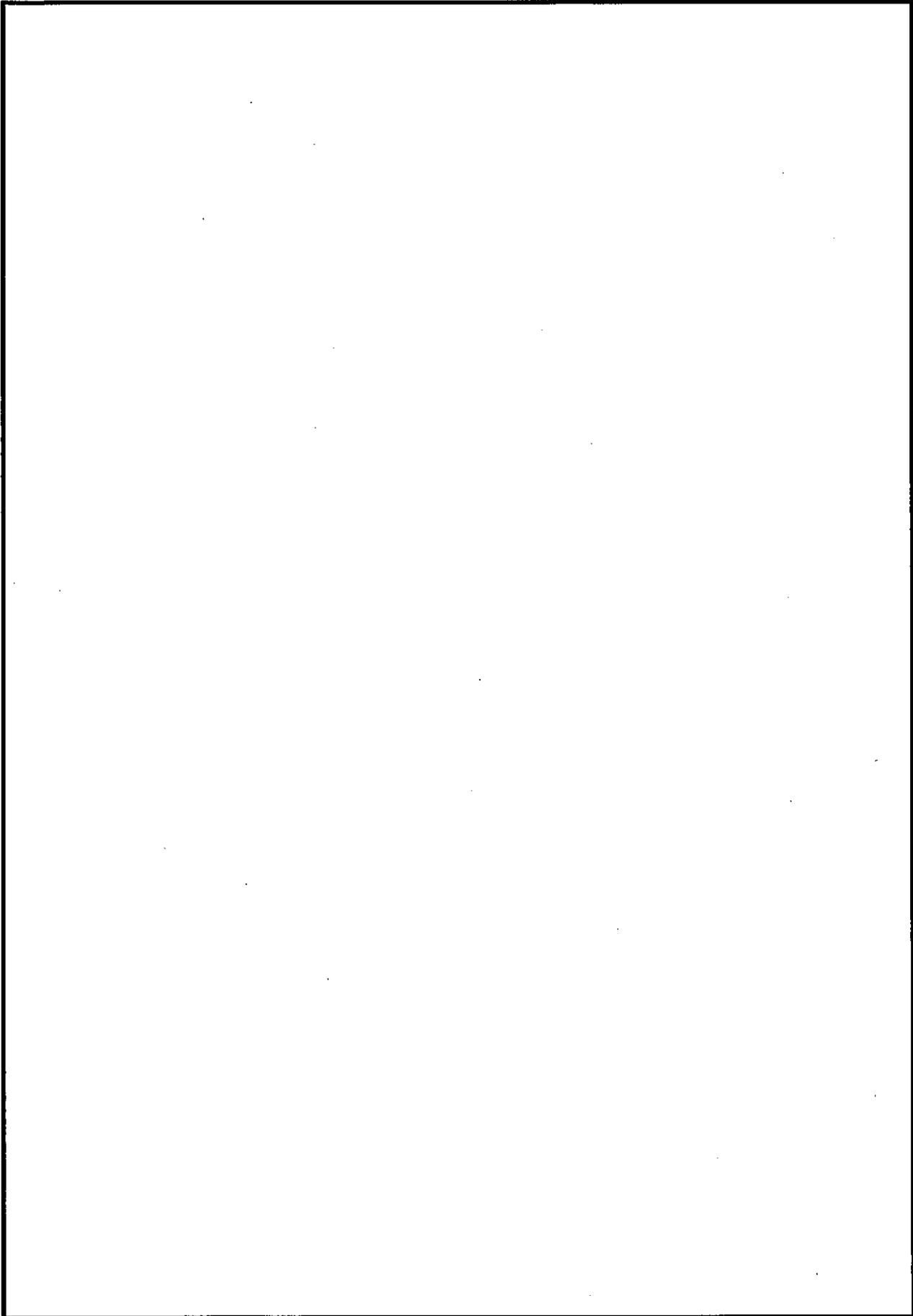
※4 : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」

※5 : RIST NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」 2002. 3. 31, 高度情報科学技術研究機構

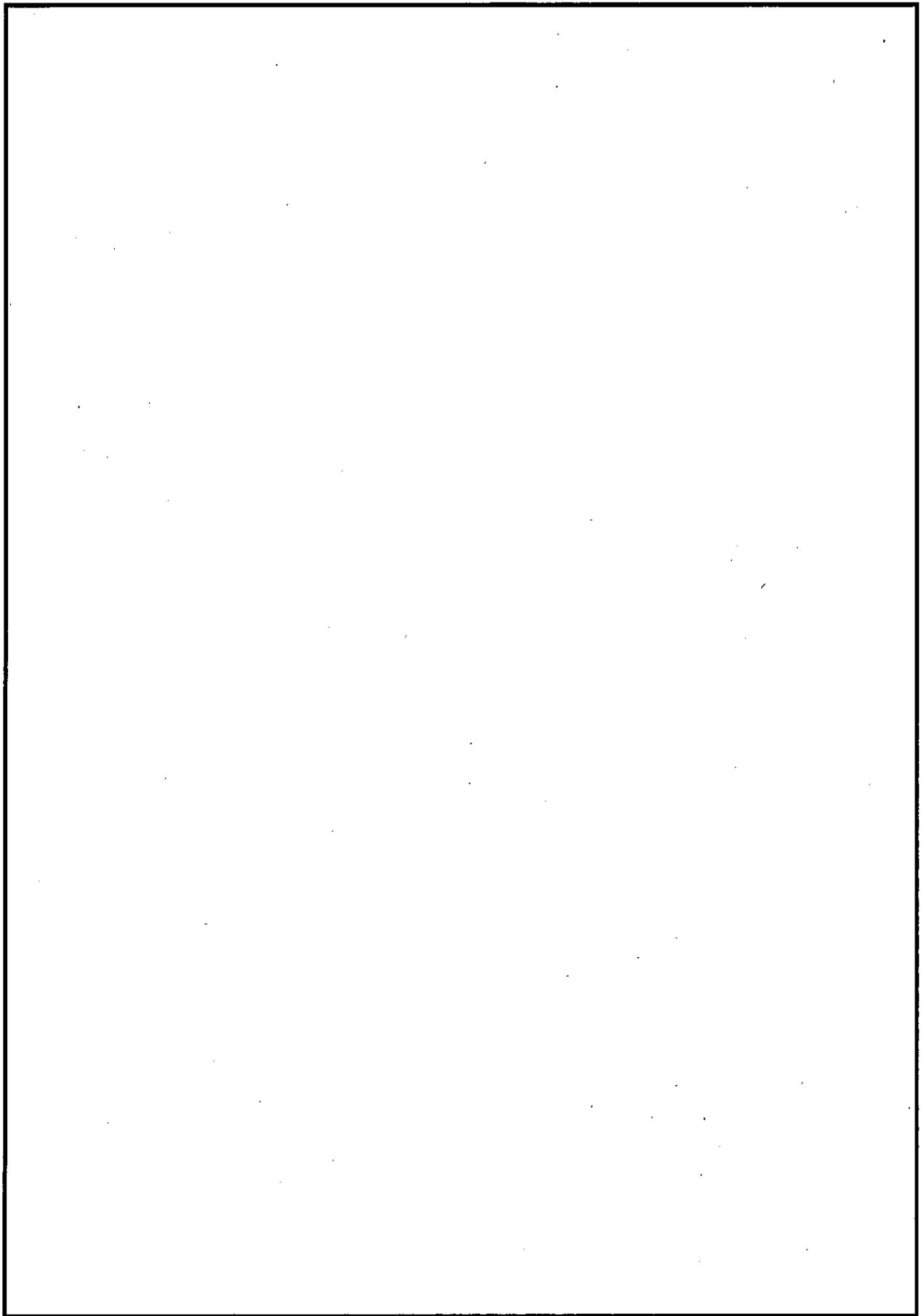
第 1-6-1 表 グランドシャインガンマ線の評価に用いる  
線源強度 (7 日積算) ※1

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (Photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	$1.00 \times 10^{-2}$	$1.12 \times 10^{11}$
$1.00 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-2}$	$1.25 \times 10^{11}$
$2.00 \times 10^{-2}$	$3.00 \times 10^{-2}$	$1.68 \times 10^{12}$
$3.00 \times 10^{-2}$	$4.50 \times 10^{-2}$	$3.72 \times 10^{11}$
$4.50 \times 10^{-2}$	$6.00 \times 10^{-2}$	$1.87 \times 10^{11}$
$6.00 \times 10^{-2}$	$7.00 \times 10^{-2}$	$1.24 \times 10^{11}$
$7.00 \times 10^{-2}$	$7.50 \times 10^{-2}$	$2.33 \times 10^{10}$
$7.50 \times 10^{-2}$	$1.00 \times 10^{-1}$	$1.17 \times 10^{11}$
$1.00 \times 10^{-1}$	$1.50 \times 10^{-1}$	$1.09 \times 10^{11}$
$1.50 \times 10^{-1}$	$2.00 \times 10^{-1}$	$8.05 \times 10^{11}$
$2.00 \times 10^{-1}$	$3.00 \times 10^{-1}$	$1.61 \times 10^{12}$
$3.00 \times 10^{-1}$	$4.00 \times 10^{-1}$	$2.46 \times 10^{12}$
$4.00 \times 10^{-1}$	$4.50 \times 10^{-1}$	$1.23 \times 10^{12}$
$4.50 \times 10^{-1}$	$5.10 \times 10^{-1}$	$1.65 \times 10^{12}$
$5.10 \times 10^{-1}$	$5.12 \times 10^{-1}$	$5.50 \times 10^{10}$
$5.12 \times 10^{-1}$	$6.00 \times 10^{-1}$	$2.42 \times 10^{12}$
$6.00 \times 10^{-1}$	$7.00 \times 10^{-1}$	$2.75 \times 10^{12}$
$7.00 \times 10^{-1}$	$8.00 \times 10^{-1}$	$1.20 \times 10^{12}$
$8.00 \times 10^{-1}$	$1.00 \times 10^0$	$2.40 \times 10^{12}$
$1.00 \times 10^0$	$1.33 \times 10^0$	$5.66 \times 10^{11}$
$1.33 \times 10^0$	$1.34 \times 10^0$	$1.71 \times 10^{10}$
$1.34 \times 10^0$	$1.50 \times 10^0$	$2.74 \times 10^{11}$
$1.50 \times 10^0$	$1.66 \times 10^0$	$2.17 \times 10^{10}$
$1.66 \times 10^0$	$2.00 \times 10^0$	$4.60 \times 10^{10}$
$2.00 \times 10^0$	$2.50 \times 10^0$	$4.36 \times 10^{10}$
$2.50 \times 10^0$	$3.00 \times 10^0$	$9.45 \times 10^8$
$3.00 \times 10^0$	$3.50 \times 10^0$	$7.87 \times 10^3$
$3.50 \times 10^0$	$4.00 \times 10^0$	$7.87 \times 10^3$
$4.00 \times 10^0$	$4.50 \times 10^0$	$2.08 \times 10^{-2}$
$4.50 \times 10^0$	$5.00 \times 10^0$	$2.08 \times 10^{-2}$
$5.00 \times 10^0$	$5.50 \times 10^0$	$2.08 \times 10^{-2}$
$5.50 \times 10^0$	$6.00 \times 10^0$	$2.08 \times 10^{-2}$
$6.00 \times 10^0$	$6.50 \times 10^0$	$2.40 \times 10^{-3}$
$6.50 \times 10^0$	$7.00 \times 10^0$	$2.40 \times 10^{-3}$
$7.00 \times 10^0$	$7.50 \times 10^0$	$2.40 \times 10^{-3}$
$7.50 \times 10^0$	$8.00 \times 10^0$	$2.40 \times 10^{-3}$
$8.00 \times 10^0$	$1.00 \times 10^1$	$7.36 \times 10^{-4}$
$1.00 \times 10^1$	$1.20 \times 10^1$	$3.68 \times 10^{-4}$
$1.20 \times 10^1$	$1.40 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$1.40 \times 10^1$	$2.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$2.00 \times 10^1$	$3.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$
$3.00 \times 10^1$	$5.00 \times 10^1$	$0.00 \times 00^0$

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギー毎に評価している。



第 1-6-1 図 緊急時対策所グランドシャイン線の評価モデル (1/2)



第 1-6-1 図 緊急時対策所グランドシャイン線の評価モデル (2/2)

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋) (緊急時対策所)</p> <p>1 e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 e)→審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>①東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放出を仮定。 放射性物質の放出割合は4.4(1)の通り。</p> <p>②マスク着用はなしとして評価している。</p> <p>③交代要員体制:評価期間中の交代は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用:考慮しない。 仮設設備:加圧用空気ポンペを考慮する。</p> <p>④対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋(二次格納施設(BWR 型原子炉施設)又は原子炉格納容器及びアニュラス部(PWR 型原子炉施設))内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つ</p>	<p>4.1 →審査ガイド通り</p> <p>①最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4.1 (1)→ 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所居住性に係る被ばく経路は図 2 の通り、①～③の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ①→審査ガイド通り</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>の経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>4.1(1)②→審査ガイド通り</p> <p>大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所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緊急時対策所の壁によるガンマ線遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4.1(1)③→審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は、緊急時対策所内に沈着せず浮遊しているものとして評価している。</p> <p>事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から緊急時対策所内に取り込まれる。緊急時対策所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ている。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.1(1)⑤→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> <li>緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。</li> </ul> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2)→審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所居住性に係る被ばくは、図3の手順に基づいて評価している。ただし、評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。</p> <p>4.1(2)a.→審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。</p> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定している。</p> <p>4.1(2)b.→審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（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）を計算する。</li> </ul> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかど</p>	<p>従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について、小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4.1(2)c. →審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイド通り</p> <p>上記 c. の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>上記 a. 及び b. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>上記 a. 及び b. の結果を用いて、緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。</p> <p>4.1(2)e. →審査ガイド通り</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>うかを確認する。</p> <p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <p>・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定し</p>	<p>上記 d. で計算した線量の合計値が、判断基準(対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと)を満足することを確認している。</p> <p>4. 2(1)a. →審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所換気設備のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、有機よう素及び無機よう素は99.0%、粒子状物質は99.9%として評価している。</p> <p>4. 2(1)b. →審査ガイド通り</p> <p>設計に基づき、空気ポンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた外気取入れによる緊急時対策所内の加圧が可能であるため、フィルタを通らない空気の流入はないものとする。</p> <p>4. 2(2)a. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p> <p>東海第二発電所内で観測して得られた2005年4月1日から2006</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>たガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針（参3）における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係については、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</li> </ul> <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響</p>	<p>年3月31日の1年間の気象データを大気拡散計算に用いている。</p> <p>水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針の相関式を用いて計算している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三の全ての条件に該当するため、建屋巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点が原子炉建屋の屋上にあるため、建屋の高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（緊急時対策所）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</li> <li>・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・巻き込みを生じる代表建屋</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質濃度の評価点</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表</li> </ol>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位（評価方位2方位）を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>評価期間のうち、放出開始後10時間（事故後24時間から25時間</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>まで)は加圧用ポンベにより緊急時対策所内を加圧するため、直接流入はないとしている。</p> <p>その後(事故後 35 時間以降)は、緊急時対策所の換気設備により外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するものとしている。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であ</p>	<p>緊急時対策所の換気設備の給気口として、原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点における濃度を評価している。</p> <p>緊急時対策所の換気設備の給気口として、原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点とし、その間の水平直線距離に基づき拡散パラメータを算出している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性がある複数の方位(評価方位は2方位)を対象としている。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> <p>この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7</p>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、風向の方位は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は2方位)を評価方位として選定している。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p>	<p>「・着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</li> <li>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定</li> </ul>	<p>原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。</p> <p>4.2(2)c. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線計算モデルに適用し、計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて、小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)d. →審査ガイド通り</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>4.2(2)e. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>プルーム通過中は空気ポンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた空気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>施することを前提としているため、一の経路で放射性物質がフィルタを通じて外気から取り込まれると仮定している。</p> <p>緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし、室内で放射性物質は沈着せず、浮遊していると仮定している。</p> <p>外気取入れによる放射性物質の取り込みについては、緊急時対策所の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。</p> <p>空気ポンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた空気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実施することを前提としているため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。</p> <p>4.2(3)a. →審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を合算して計算している。</p> <p>緊急時対策所内の対策要員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せず浮遊しているものと仮定する。</p>	<p>4.2(3)b. →審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所内の対策要員のグランドシャインによる外部被ばくについては、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)c. →審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所における内部被ばくについては、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を合算して計算している。</p> <p>緊急時対策所では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクは着用しないとして評価している。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換</p>	<p>4.2(3)d. →審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>緊急時対策所で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>算係数の積で計算する。</p> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul>	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →複数の原子炉施設は設置されていないため考慮しない</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <p>・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する<sup>(参5)</sup>。</p> <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%，無機ヨウ素：4.85%，有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465<sup>(参6)</sup>を参考に設定)</p> <p>Cs 類：2.13%</p> <p>Te 類：1.47%</p> <p>Ba 類：0.0264%</p> <p>Ru 類：7.53×10<sup>-8</sup>%</p> <p>Ce 類：1.51×10<sup>-4</sup>%</p> <p>La 類：3.87×10<sup>-5</sup>%</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要す</p>	<p>4.4(1)→審査ガイド通り</p> <p>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合に、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、放出開始までの24時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。</p> <p>4.4(2)→審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事象発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧していると仮定する。</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>る余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する<sup>(参5)</sup>（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。</li> <li>・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する<sup>(参5)</sup>（福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定）</li> </ul> <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する<sup>(参5)</sup>。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する<sup>(参5)</sup>。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。</li> </ul>	<p>4.4(3)→審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生 24 時間後と仮定する。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、希ガス類、よう素及びその他の核種とも 10 時間とした。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイド通り</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する。</p> <p>4.4(5)→審査ガイド通り</p> <p>福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉心内臓量に対する原子炉格納容器への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布してい</p>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>																											
<p>NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出）<sup>(参6)</sup> を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">PWR</td> <td style="text-align: center;">BWR</td> </tr> <tr> <td>希ガス類：</td> <td style="text-align: center;">100%</td> <td style="text-align: center;">100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類：</td> <td style="text-align: center;">66%</td> <td style="text-align: center;">61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類：</td> <td style="text-align: center;">66%</td> <td style="text-align: center;">61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類：</td> <td style="text-align: center;">31%</td> <td style="text-align: center;">31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類：</td> <td style="text-align: center;">12%</td> <td style="text-align: center;">12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類：</td> <td style="text-align: center;">0.5%</td> <td style="text-align: center;">0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類：</td> <td style="text-align: center;">0.55%</td> <td style="text-align: center;">0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類：</td> <td style="text-align: center;">0.52%</td> <td style="text-align: center;">0.52%</td> </tr> </table> <p>BWR については、MELCOR 解析結果<sup>(参7)</sup> から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <p>電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接</li> </ul>		PWR	BWR	希ガス類：	100%	100%	ヨウ素類：	66%	61%	Cs 類：	66%	61%	Te 類：	31%	31%	Ba 類：	12%	12%	Ru 類：	0.5%	0.5%	Ce 類：	0.55%	0.55%	La 類：	0.52%	0.52%	<p>るものとして計算している。</p>
	PWR	BWR																										
希ガス類：	100%	100%																										
ヨウ素類：	66%	61%																										
Cs 類：	66%	61%																										
Te 類：	31%	31%																										
Ba 類：	12%	12%																										
Ru 類：	0.5%	0.5%																										
Ce 類：	0.55%	0.55%																										
La 類：	0.52%	0.52%																										

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ガンマ線の線源とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</li> </ul> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li> <li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。</li> </ul>	<p>4. 4(5)b. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路	
緊急時制御室又は緊急時対策所内での被ばく	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、グランディシャインによる内部被ばく)
入退域での被ばく	③外気から緊急時制御室又は緊急時対策所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(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
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(クラウドシャインによる外部被ばく、グランディシャインによる内部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

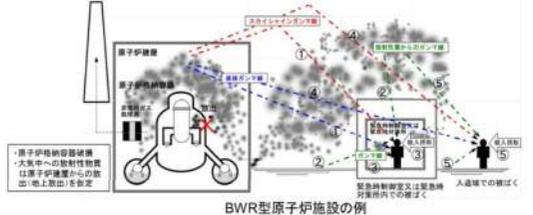


図2 緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価における被ばく経路

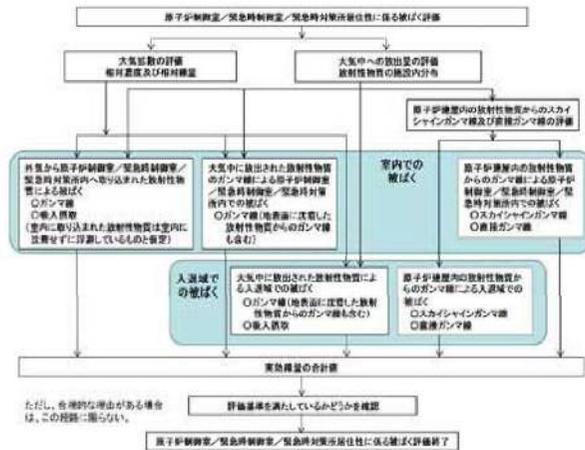
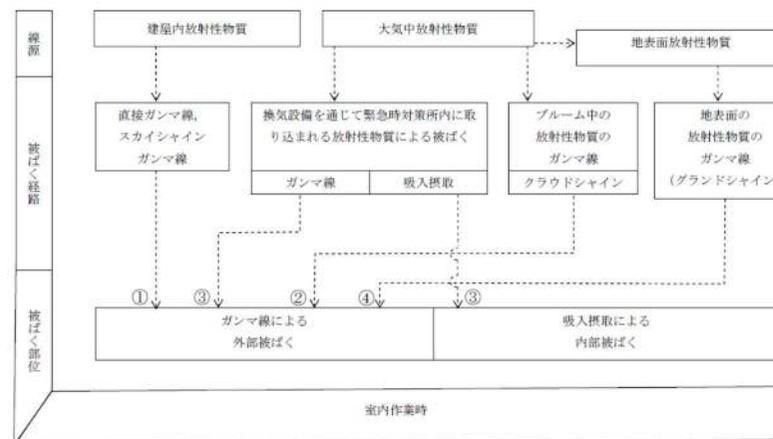


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

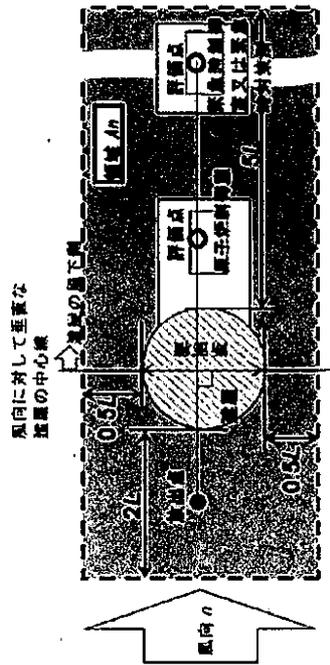
図2, 3→審査ガイドの趣旨に基づき評価

評価期間中の対策要員の交代は考慮しないため、被ばく経路④, ⑤の評価は実施しない。



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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注し、建屋又は施設群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

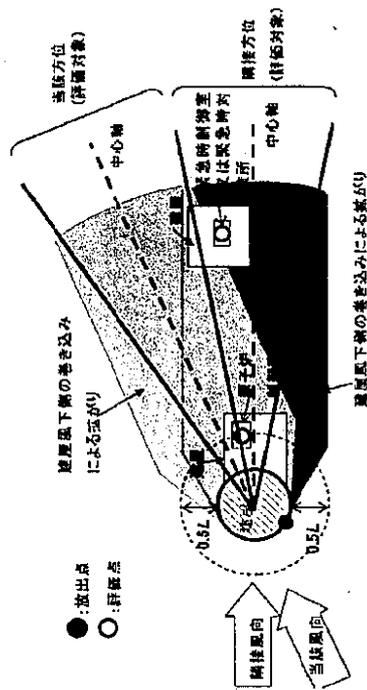
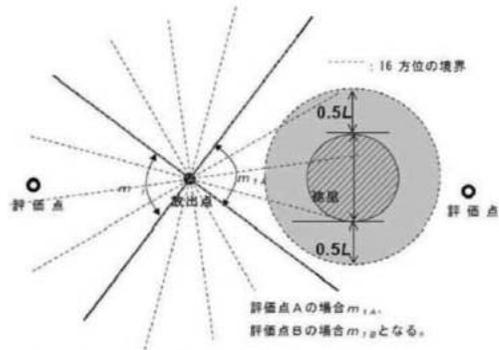


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図4, 図5→審査ガイド通り

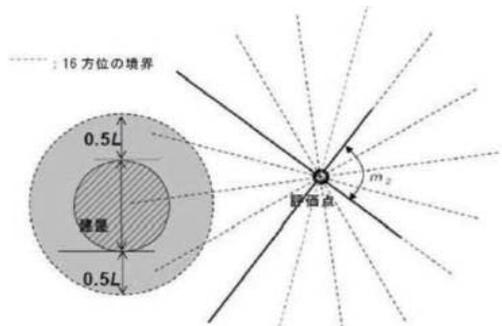
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の選定方法 (水平断面での位置関係)



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位  $m_2$  の選定方法 (水平断面での位置関係)

図 6, 7→審査ガイド通り

<p>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</p>	<pre> graph TD     A[建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)] --&gt; B[1) 放出点が評価点の風上となる方位を選択]     B --&gt; C[2) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)]     C --&gt; D[3) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)]     D --&gt; E[1～3の重なる方位を選定]     E --&gt; F[方位選定終了]           </pre>
<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>図8→審査ガイド通り</p>

図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

美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に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

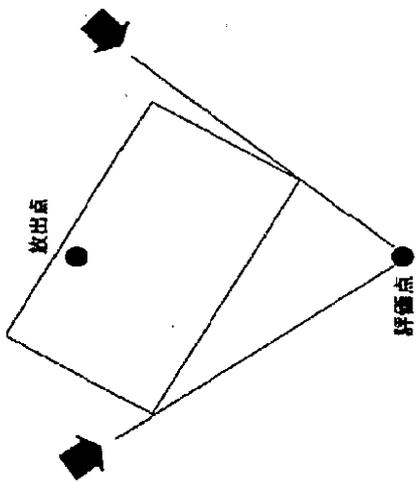


図9 評価対象方位の決定

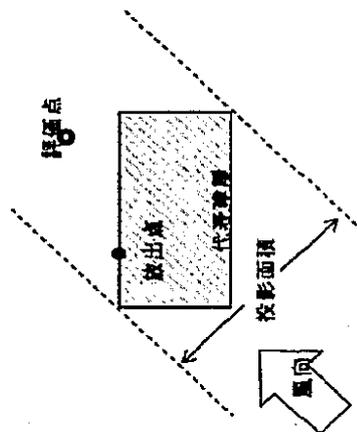
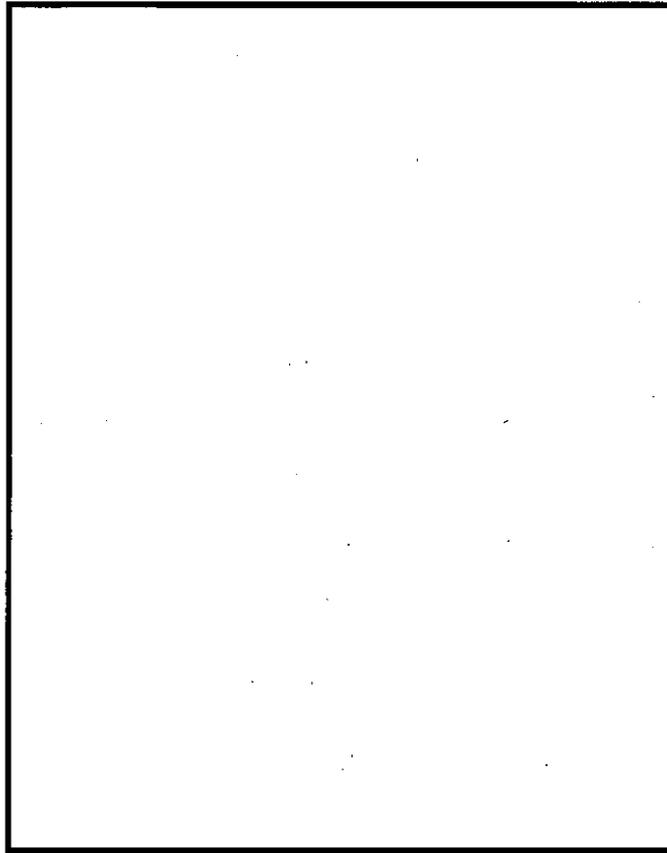


図10 風向に垂直な投影面積の考え方

図9, 10→審査ガイド通り



62-1

SA 設備基準適合性一覽表

62-1-1

東海第二発電所  
SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備		衛星電話設備 (固定型)		類型化区分	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (中央制御室及び緊急時対策所)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (緊急時対策所)	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	[配置図]6-3-2, 3, 13		[配置図]6-3-2, 5	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作、現場操作 (緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	現場操作 (緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d
		関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-3		[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-5		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L
		関連資料	[試験及び検査]62-5-2, 5, 6		[試験及び検査]62-5-8~11		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B a	
	関連資料	[系統図]62-4-2, 62-8-3		[系統図]62-4-6 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-5			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	D B 施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[系統図]62-4-4-2~5		[系統図]62-4-6		
	第 6 号	設置場所	現場操作 (緊急時対策所) 中央制御室操作	A a B	現場操作 (緊急時対策所)	A	
	関連資料	[配置図]62-3-2, 3, 13 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-3		[配置図]62-3-2, 5 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-5			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	D B 施設と同じ系統及び機器容量が十分	B	D B 施設と同じ系統及び機器容量が十分	B
			関連資料	[容量設定根拠]62-6-4		[容量設定根拠]62-6-4	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	(共用しない設備)	対象外
関連資料			-		-		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備有り) - 屋内	A a	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の S A 設備あり)	B
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	[単線結線図]62-2-2, 3 [配置図]62-3-2, 3, 13 [系統図]62-4-3~5		[単線結線図]62-2-2 [配置図]62-3-2, 5 [系統図]62-4-6		

東海第二発電所  
SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備		S P D S		類型化区分	データ伝送設備	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (中央制御室及び緊急時対策所)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (緊急時対策所)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[配置図]6-3-2, 62-3-4		[配置図]6-3-2, 3, 13	
		第 2 号	操作性	操作不要 (S P D S 表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所) (S P D S データ表示装置) (操作スイッチ操作)	対象外 B d	操作不要	対象外	
				関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-5		—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	
				関連資料	[試験及び検査]62-5-12, 13		[試験及び検査]62-5-12, 13	
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b		
			関連資料	[系統図]62-4-7		[系統図]62-4-7		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[系統図]62-4-7		[系統図]62-4-7		
	第 6 号	設置場所	操作不要 (S P D S 表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所) (S P D S データ表示装置)	対象外 A	操作不要	対象外		
			関連資料	[配置図]62-3-2, 4		[配置図]62-3-2, 4		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	D B 施設と同じ系統及び機器容量が十分	B	D B 施設と同じ系統及び機器容量が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]62-6-10~17		[容量設定根拠]62-6-10~17		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は緩和でも防止でもない設備—対象外 (同一機能の設備なし又は代替対象 D B 設備なし)	対象外	緩和設備又は緩和でも防止でもない設備—対象外 (同一機能の設備なし又は代替対象 D B 設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a	対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	[単線結線図]62-2, 3 [配置図]62-3-2, 4 [系統図]62-4-7		[単線結線図]62-2-2, 3 [配置図]62-3-2, 13 [系統図]62-4-7	

東海第二発電所  
SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備		携行型有線通話装置		類型化区分	無線連絡設備 (携帯型)		類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	原子炉建屋原子炉区域内 (設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (中央制御室及び緊急時対策所) (保管場所)	B C	屋外 (設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (緊急時対策所) (保管場所)	D C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[配置図]62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~10		[配置図]62-3-2, 12, 13	
		第 2 号	操作性	現場操作 (原子炉建屋、中央制御室、緊急時対策所操作) (設備の運搬・設置、接続作業、操作スイッチ操作)	A B c B d B g	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
				関連資料	[配置図]62-3-3, 62-3-5~10 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-2		[配置図]62-3-13 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-4	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	
				関連資料	[試験及び検査]62-5-2, 62-5-3		[試験及び検査]62-5-2, 62-5-4	
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
				関連資料	[系統図]62-4-2		[系統図]62-4-2	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[系統図]62-4-2		[系統図]62-4-2		
	第 6 号	設置場所	現場操作 (放射線量が高くなるおそれが少ない場所) 中央制御室操作	B A	現場操作 (放射線量が高くなるおそれが少ない場所)	A		
			関連資料	[配置図]62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~10		[配置図]62-3-2, 3, 13		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、余裕のある台数を保管)	C	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、余裕のある台数を保管)	C	
				関連資料	[容量設定根拠]62-6-8		[容量設定根拠]62-6-9	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続規格等による接続	C	(対象外)	対象外	
				関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-2		—	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	(対象外)	対象外	
				関連資料	—		—	
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
関連資料				[配置図]62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~10		[配置図]62-3-2, 13		
第 5 号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
			関連資料	[配置図]62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~10		[配置図]62-3-2, 13		
第 6 号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	A	屋内外アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	B		
			関連資料	[アクセスルート図]62-7-3~8		[アクセスルート図]62-7-2		
第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象 (代替対象 D B 設備有り) - 屋内	A a	防止設備-対象 (代替対象 D B 設備有り) - 屋内	A a		
		サポート系要因	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
		関連資料	[単線結線図]62-2-2, 3 [配置図]62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~10 [系統図]62-4-2		[単線結線図]62-2-3 [配置図]62-3-2, 13 [系統図]62-4-2			

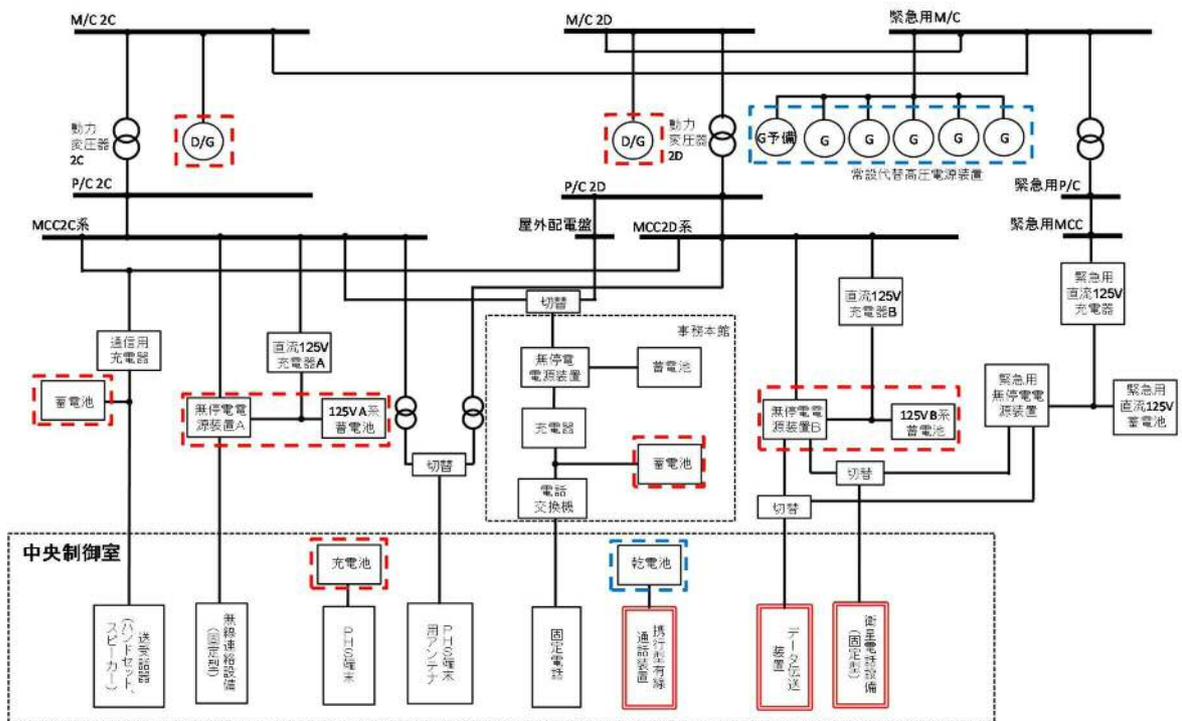
東海第二発電所  
SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備		衛星電話設備 (携帯型)		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線 屋外 (設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (緊急時対策所) (保管場所)	D C
			荷重	(有効に機能を發揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を損なうおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	[配置図]62-3-2, 13	
	第 2 号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
		関連資料	[配置図]62-3-13 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-4		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観検査)	L	
		関連資料	[試験及び検査]62-5-2, 6, 7		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	[系統図]62-4-2, 3		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[系統図]62-4-2, 3		
	第 6 号	設置場所	現場操作 (放射線量が高くなるおそれが少ない場所)	A	
		関連資料	[配置図]62-3-2, 13		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え、余裕のある台数を保管)	C
			関連資料	[容量設定根拠]62-6-9	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
第 4 号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれが少ない場所を選定)	—	
		関連資料	[配置図]62-3-2, 13		
第 5 号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	[配置図]62-3-2, 13		
第 6 号		アクセスルート	屋内外アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	B	
		関連資料	[アクセスルート図]62-7-2		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備有り) - 屋内	A a
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	[単線結線図]62-2-3 [配置図]62-3-2, 13 [系統図]62-4-2, 3		

62-2

単線結線図

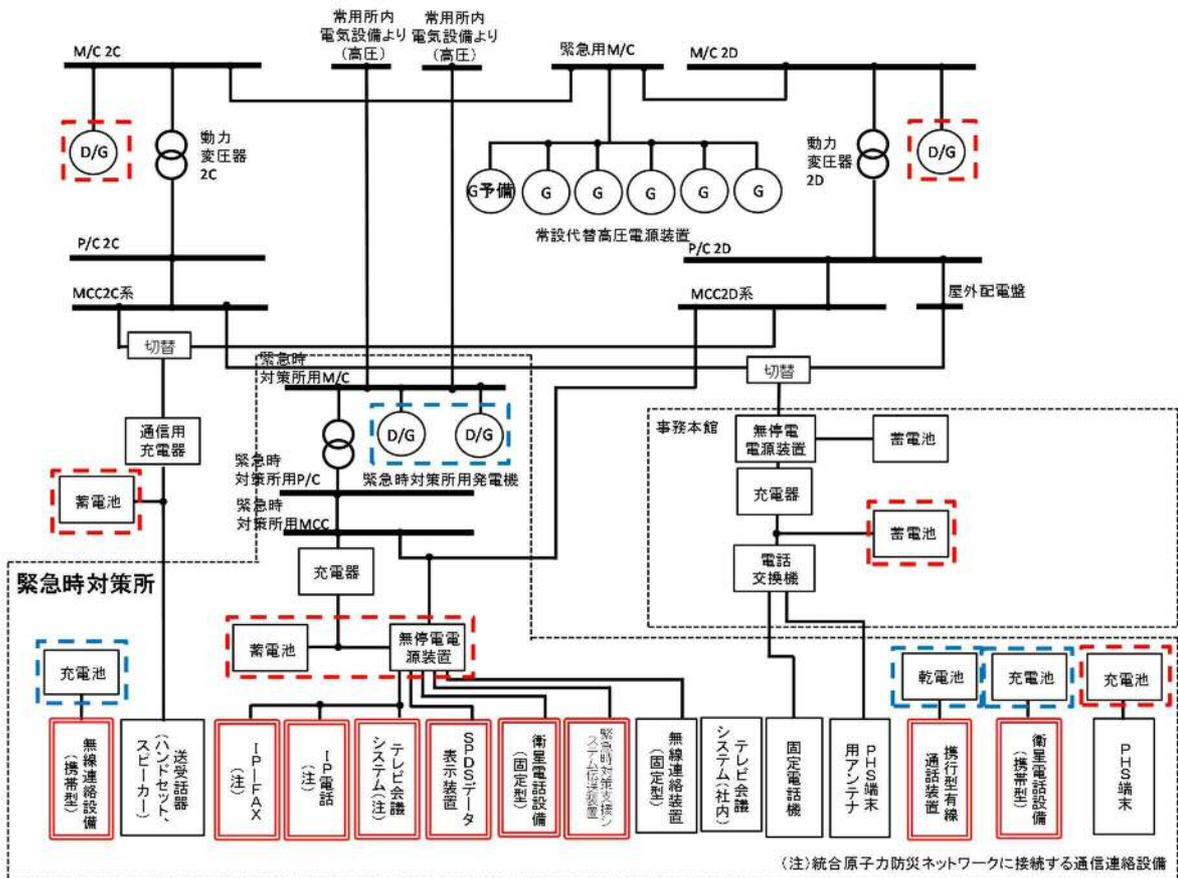
62-2-1



【凡例】

- : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
- : 重大事故等対処設備
- : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

第 62-2-1 図 中央制御室における通信連絡設備の電源構成



- 【凡例】**
- : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
  - : 重大事故等対処設備
  - : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

第 62-2-2 図 緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成

第 62-2-1 表 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備	
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※ <sup>1</sup>	乾電池（予備）
	送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ <sup>2</sup>	充電池
	SPDS	データ伝送装置	原子炉建屋付 属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
		緊急時対策支援システム 伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		SPDSデータ表示装 置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※1：乾電池により約12時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2：充電池により約14時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

第 62-2-2 表 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備		
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置	
			緊急時対策所			
		PHS 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電電池		常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電電池		常設代替高圧電源装置 充電電池
		F A X	中央制御室	非常用ディーゼル発電機		常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置		緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置	
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機	
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池 <sup>※1</sup>	充電池	
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機	

※1：充電池により約4時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

第 62-2-3 表 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P 電話 (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P - F A X (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電	- (通信事業者回線からの給電)
		加入 F A X	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 (ホットライン) (自治体向)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

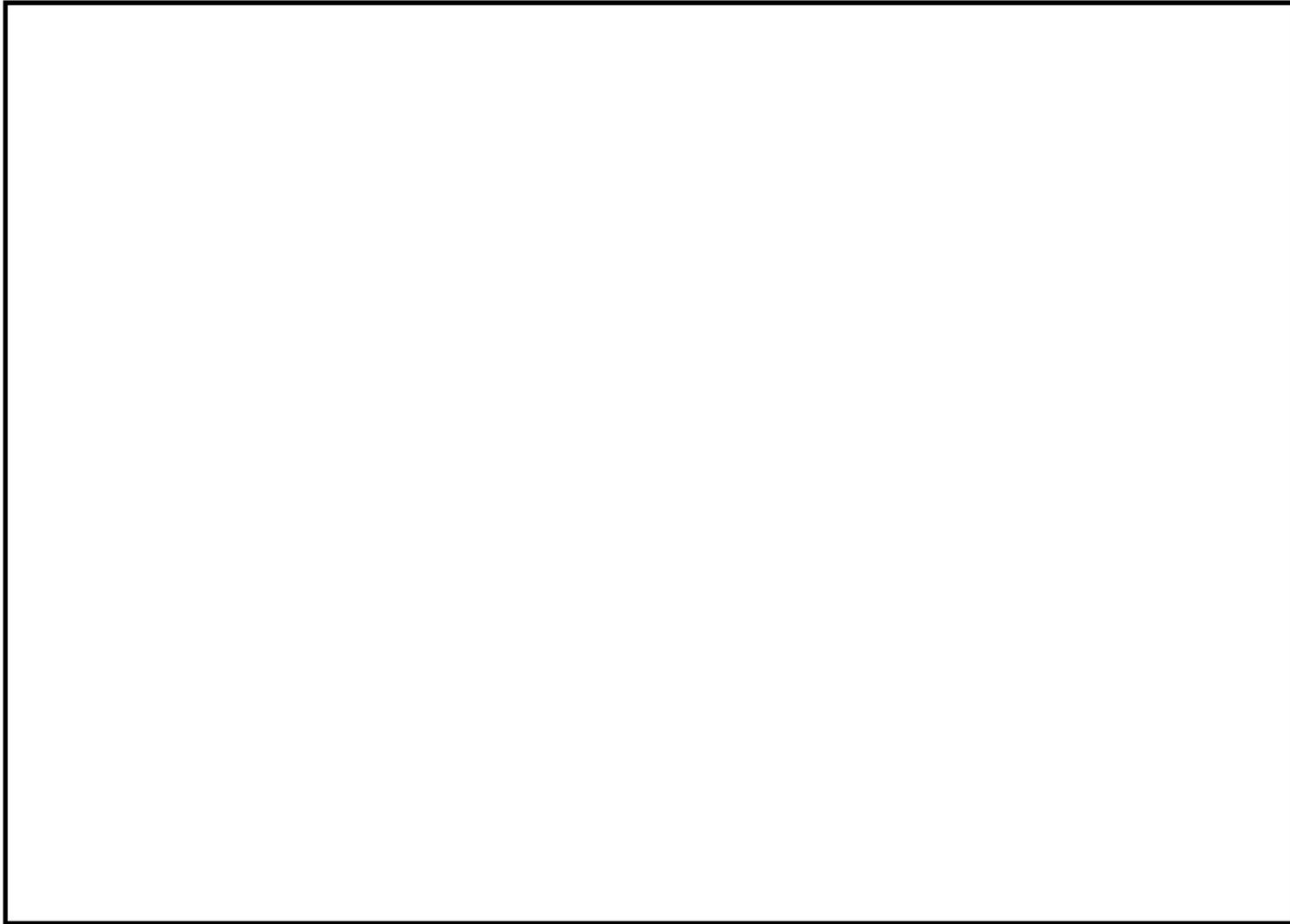
 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

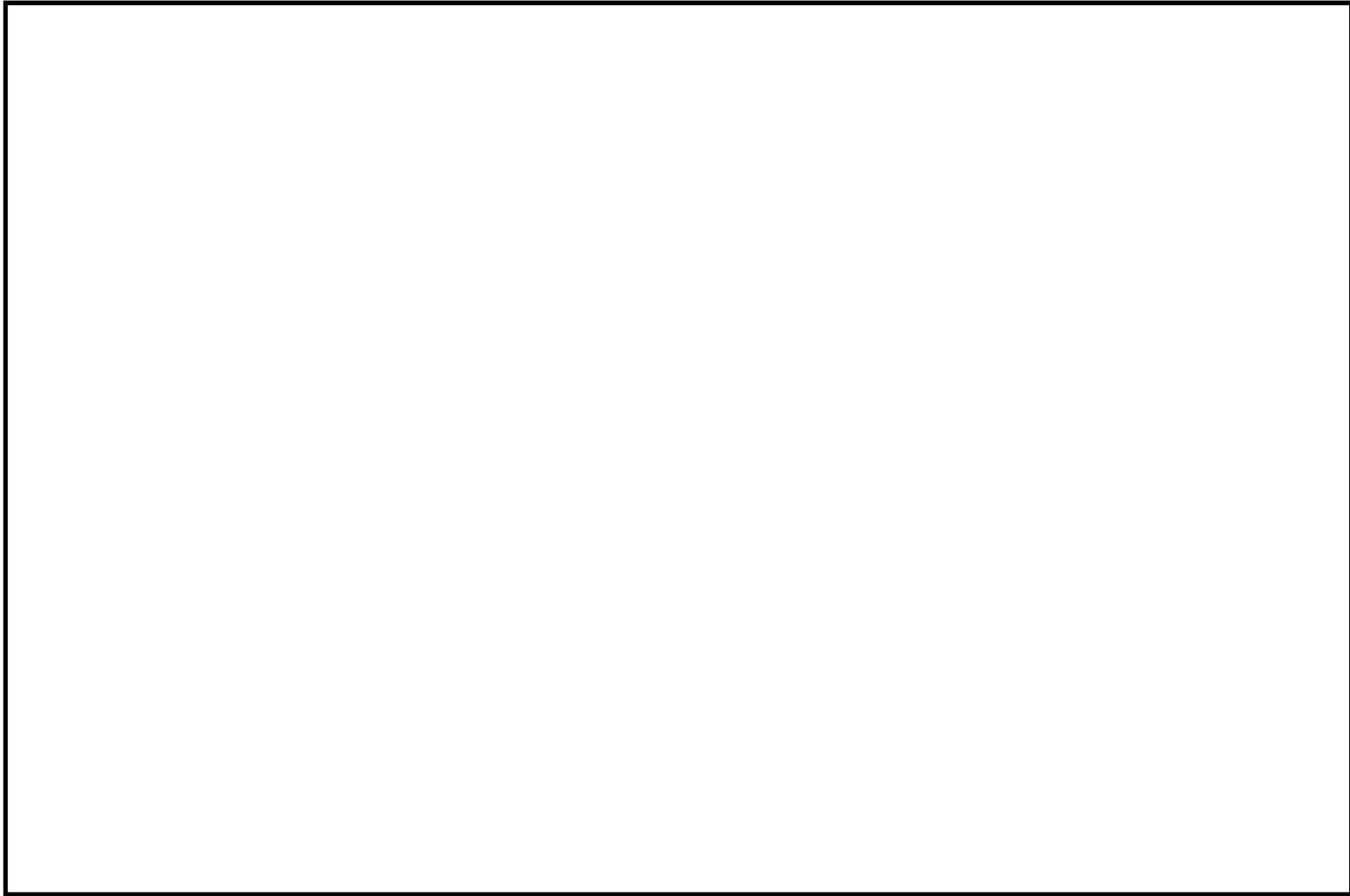
62-3

配置図

62-3-1

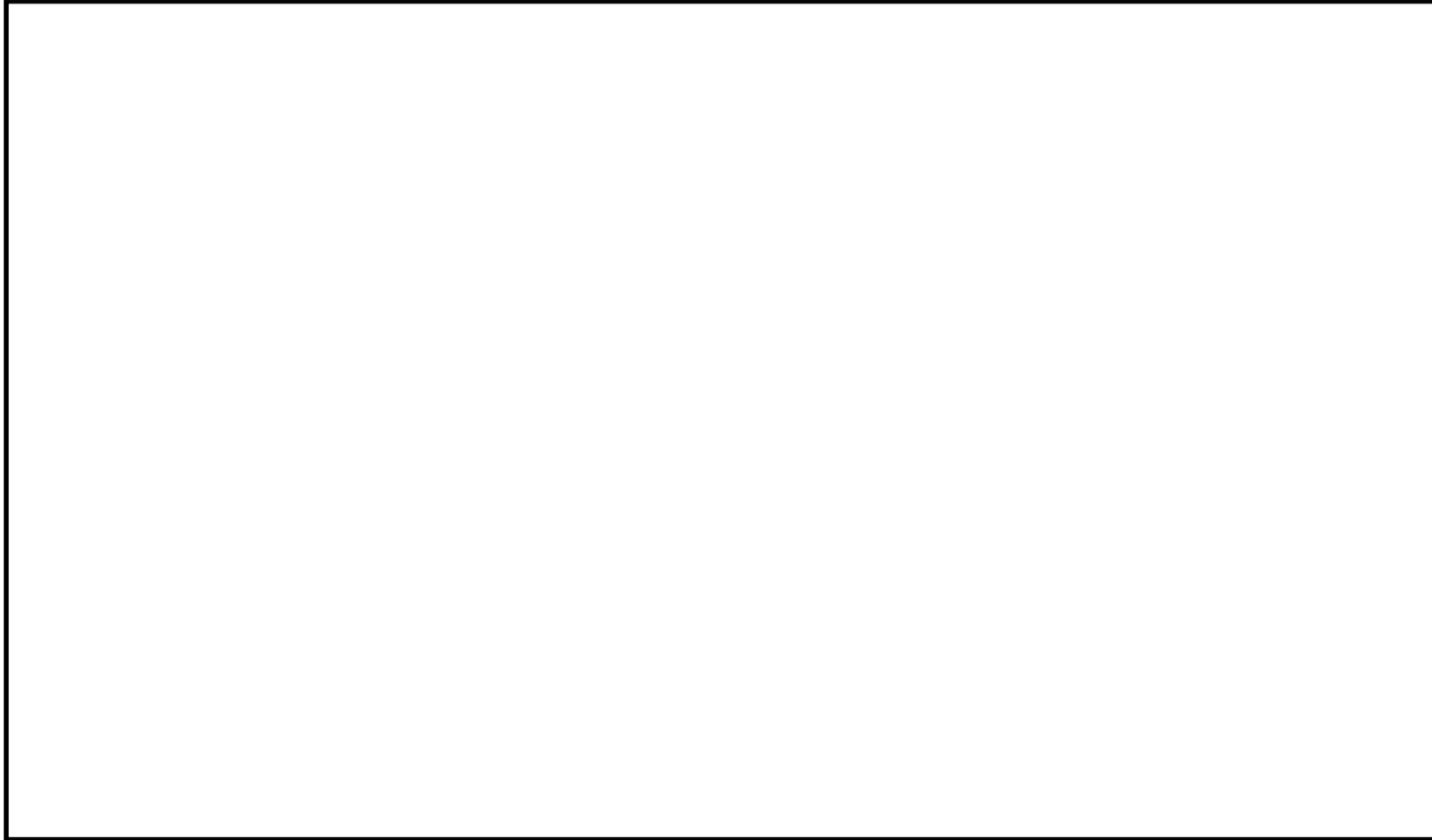


第 62-3-1 図 中央制御室及び緊急時対策所



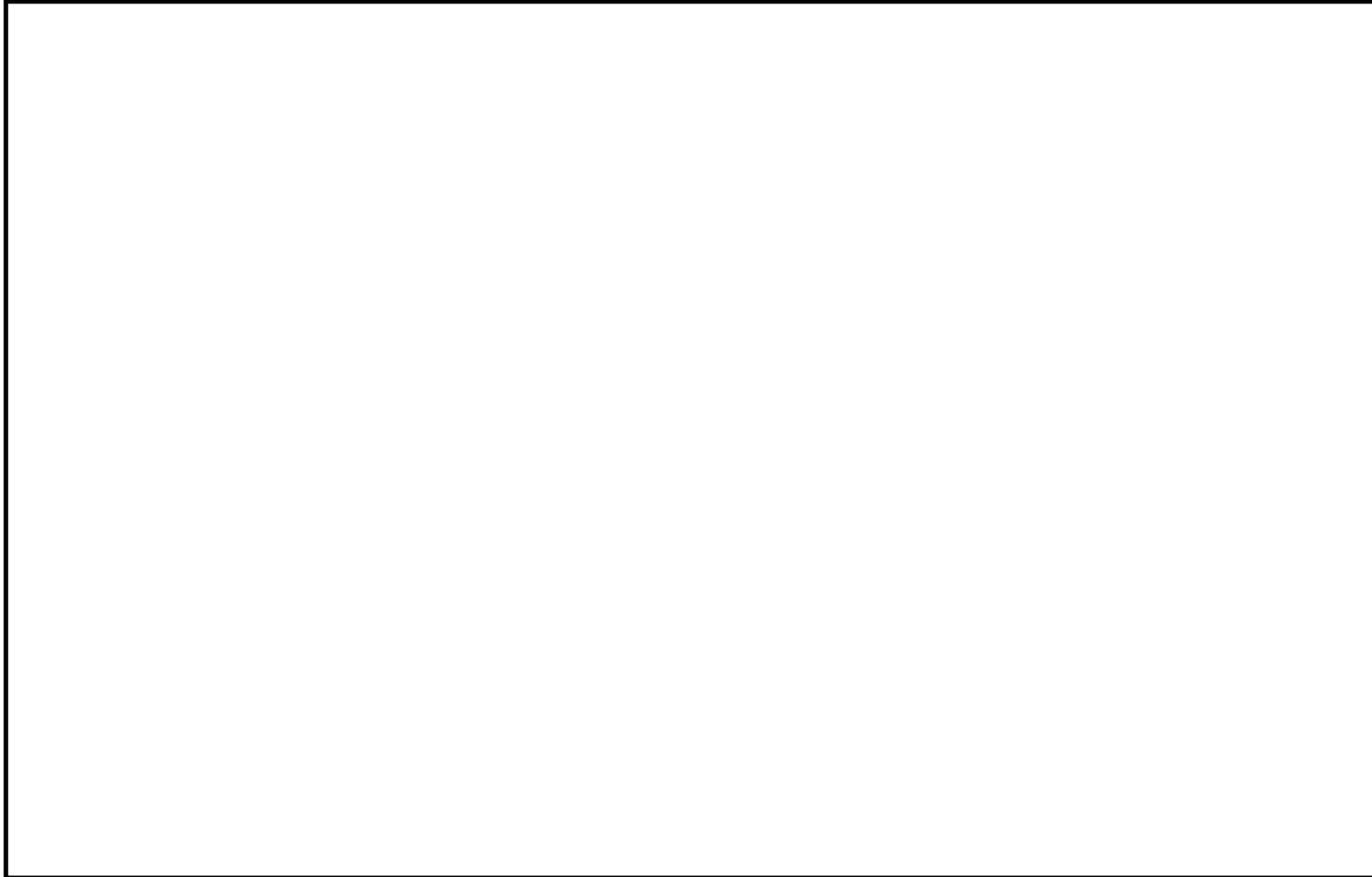
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-2 図 原子炉建屋附属棟 3 階 中央制御室



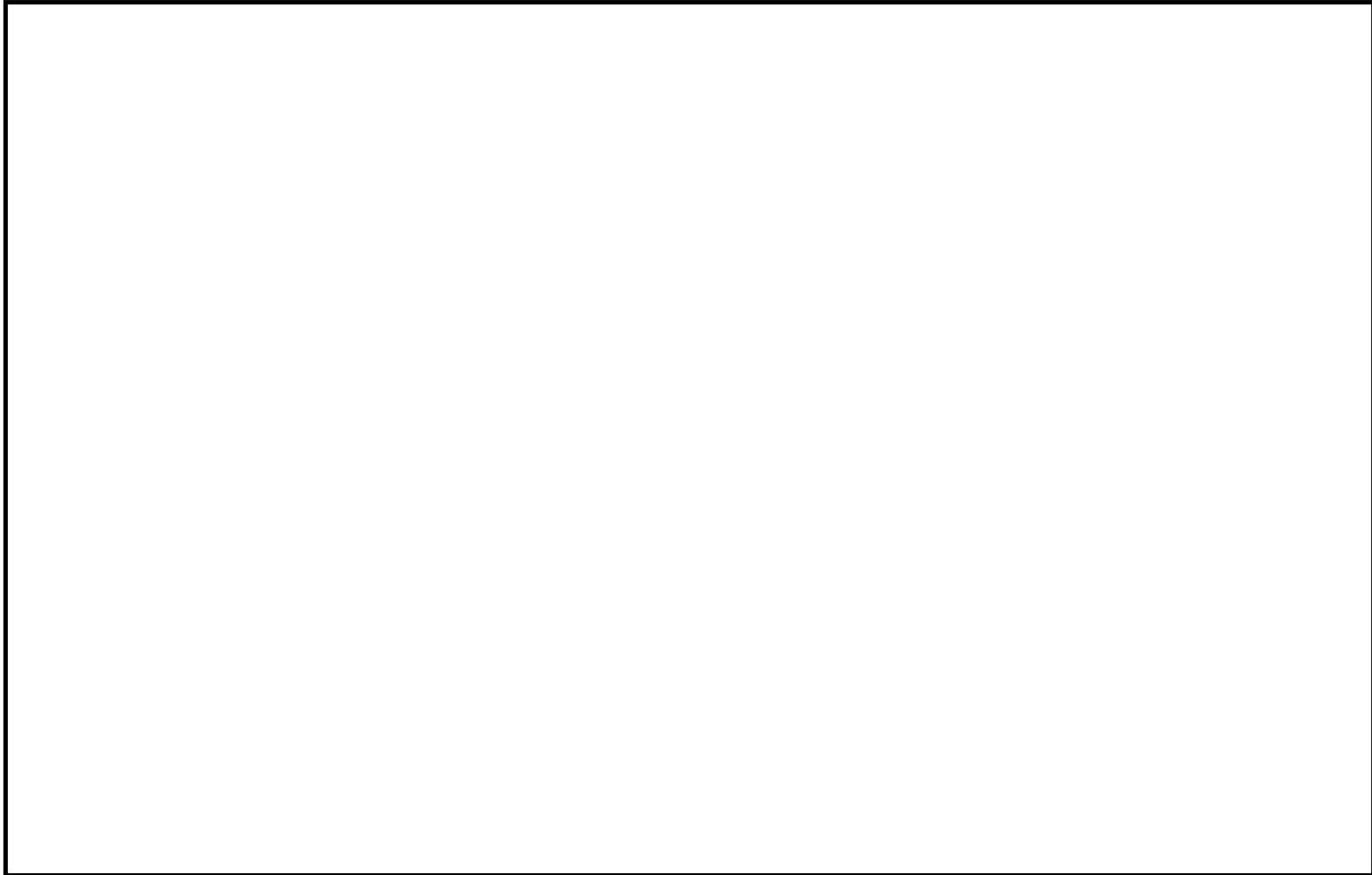
・ 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-3 図 原子炉建屋附属棟 4 階



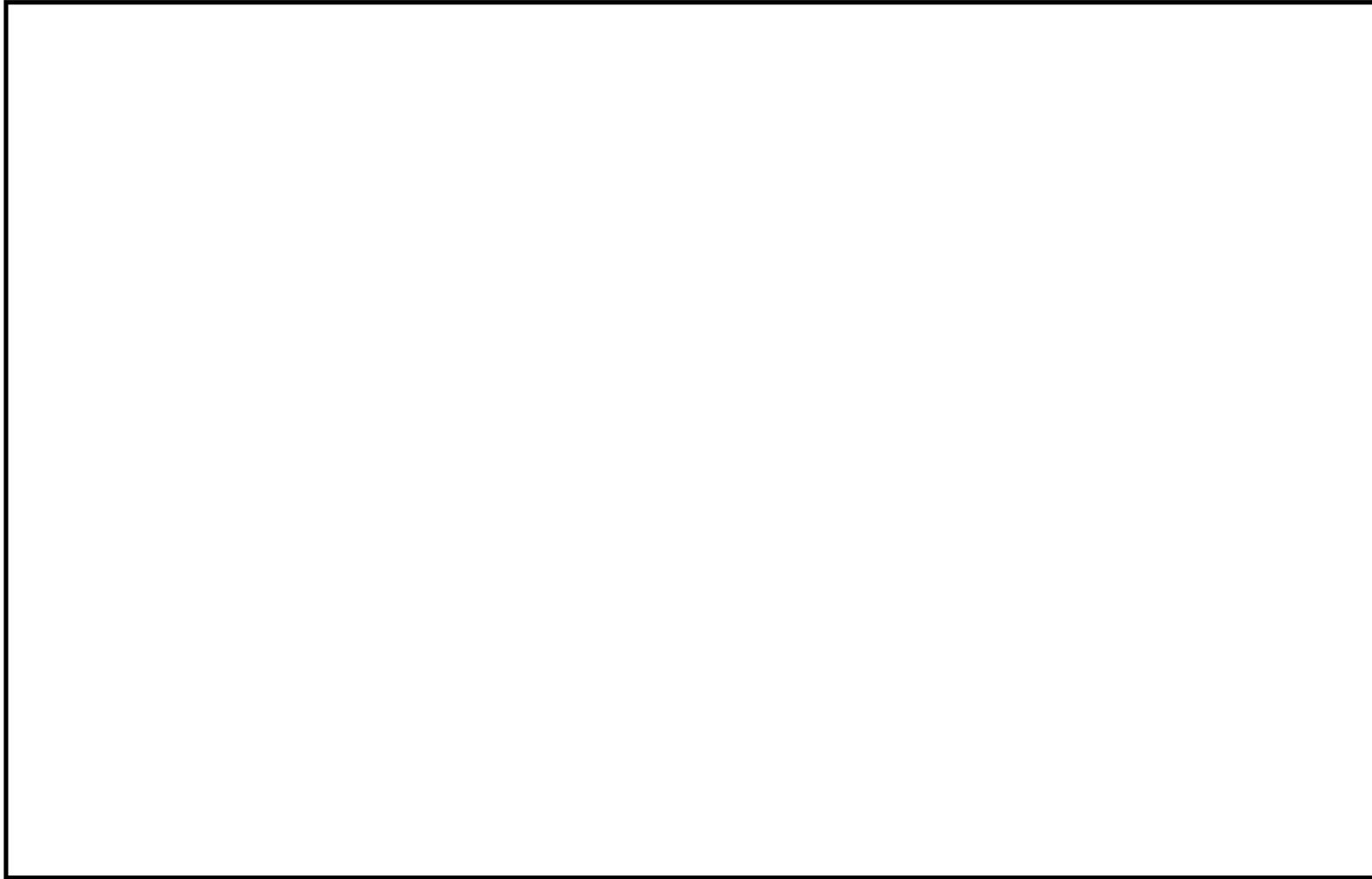
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-4 図 原子炉建屋地下 2 階



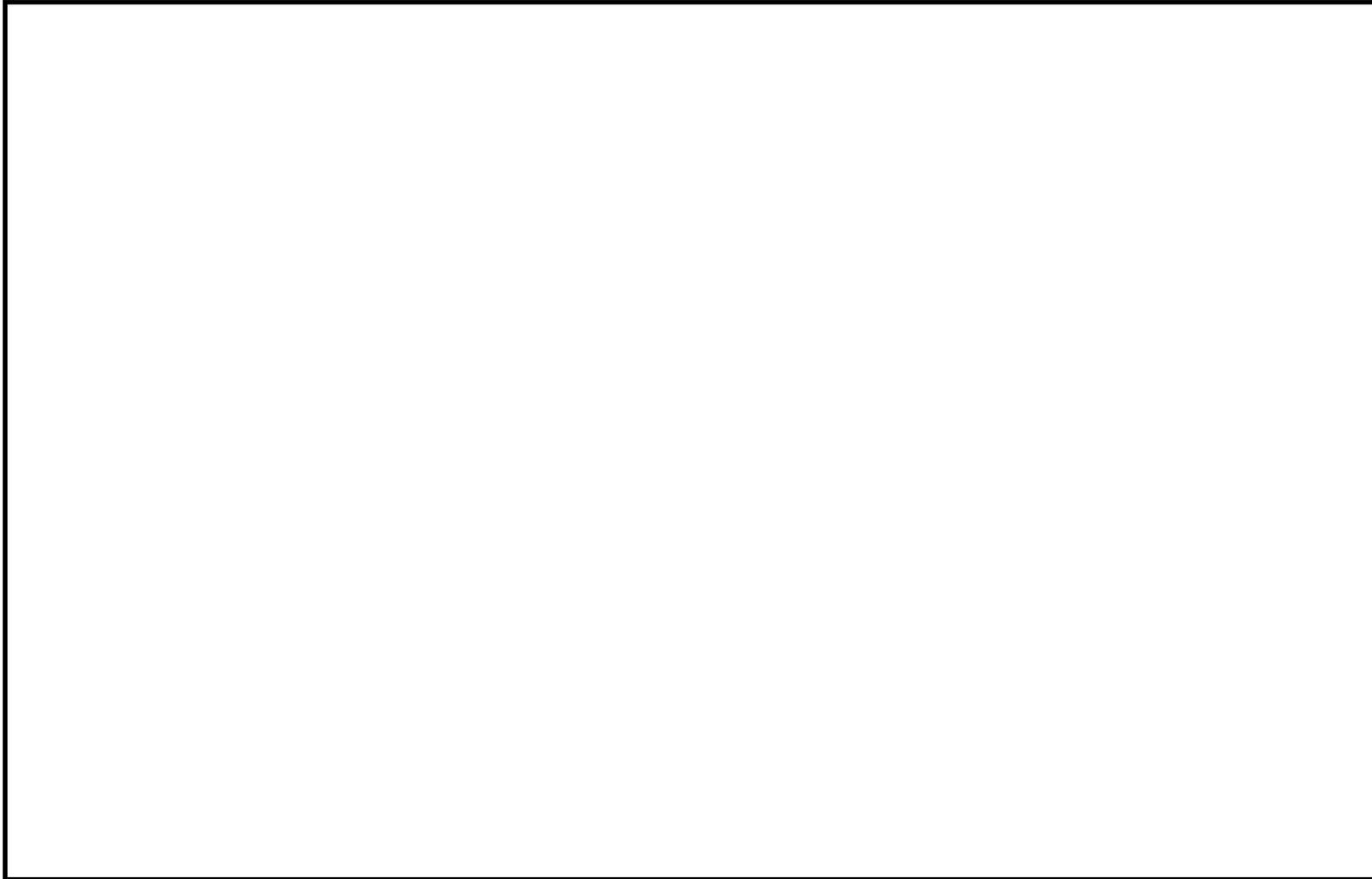
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-5 図 原子炉建屋地下 1 階



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-6 図 原子炉建屋 1 階



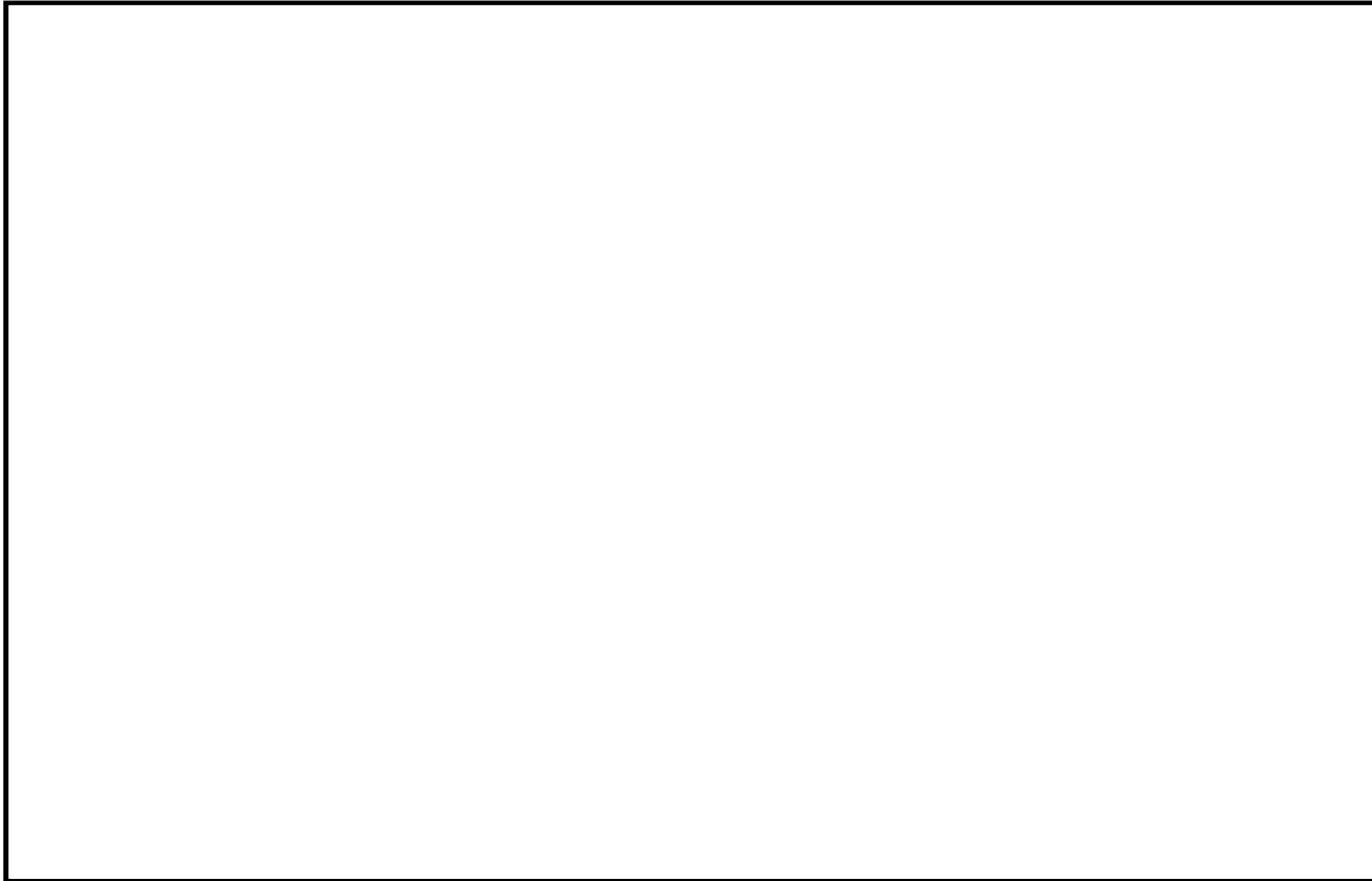
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-7 図 原子炉建屋 2 階



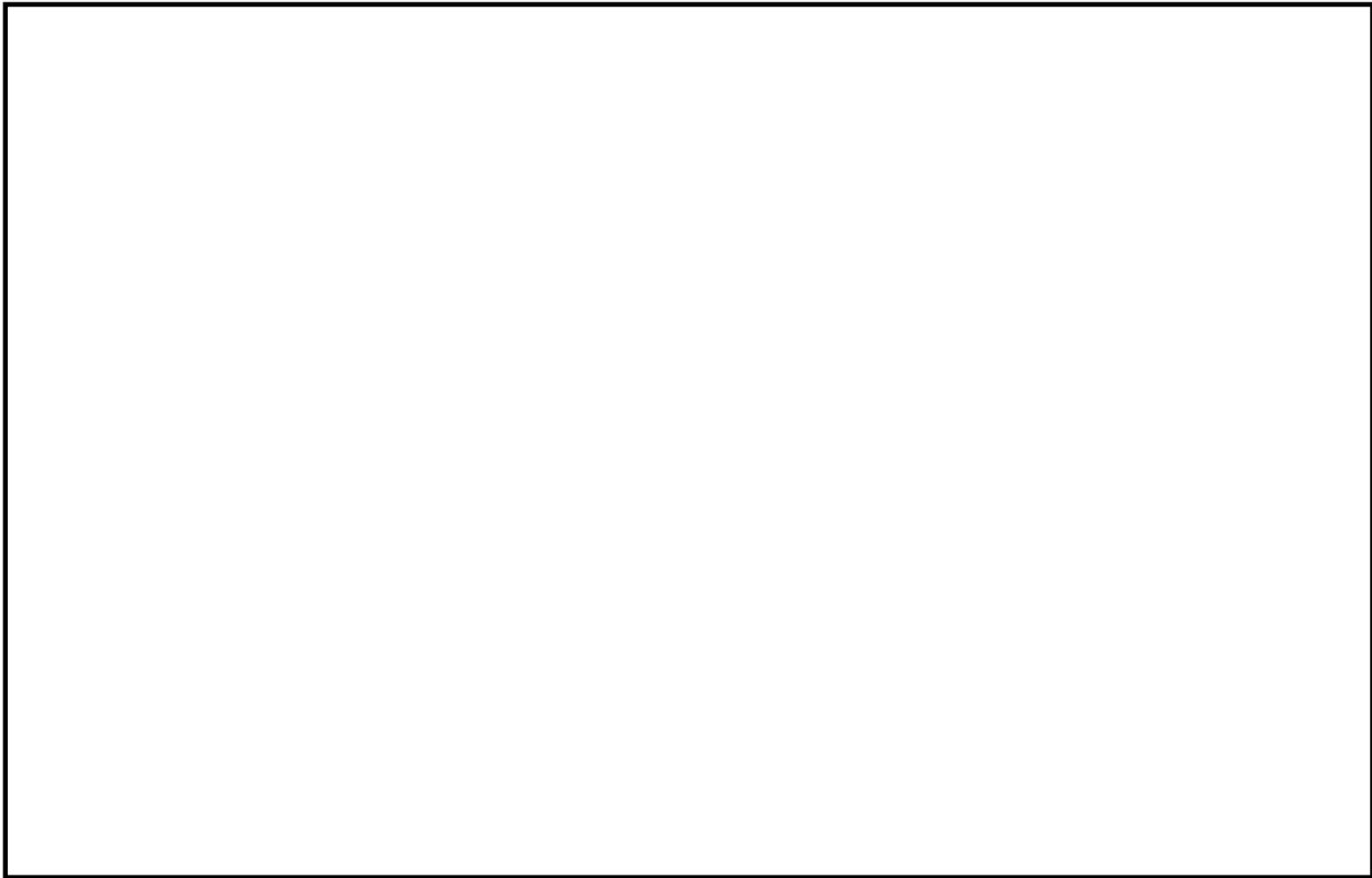
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-8 図 原子炉建屋 3 階



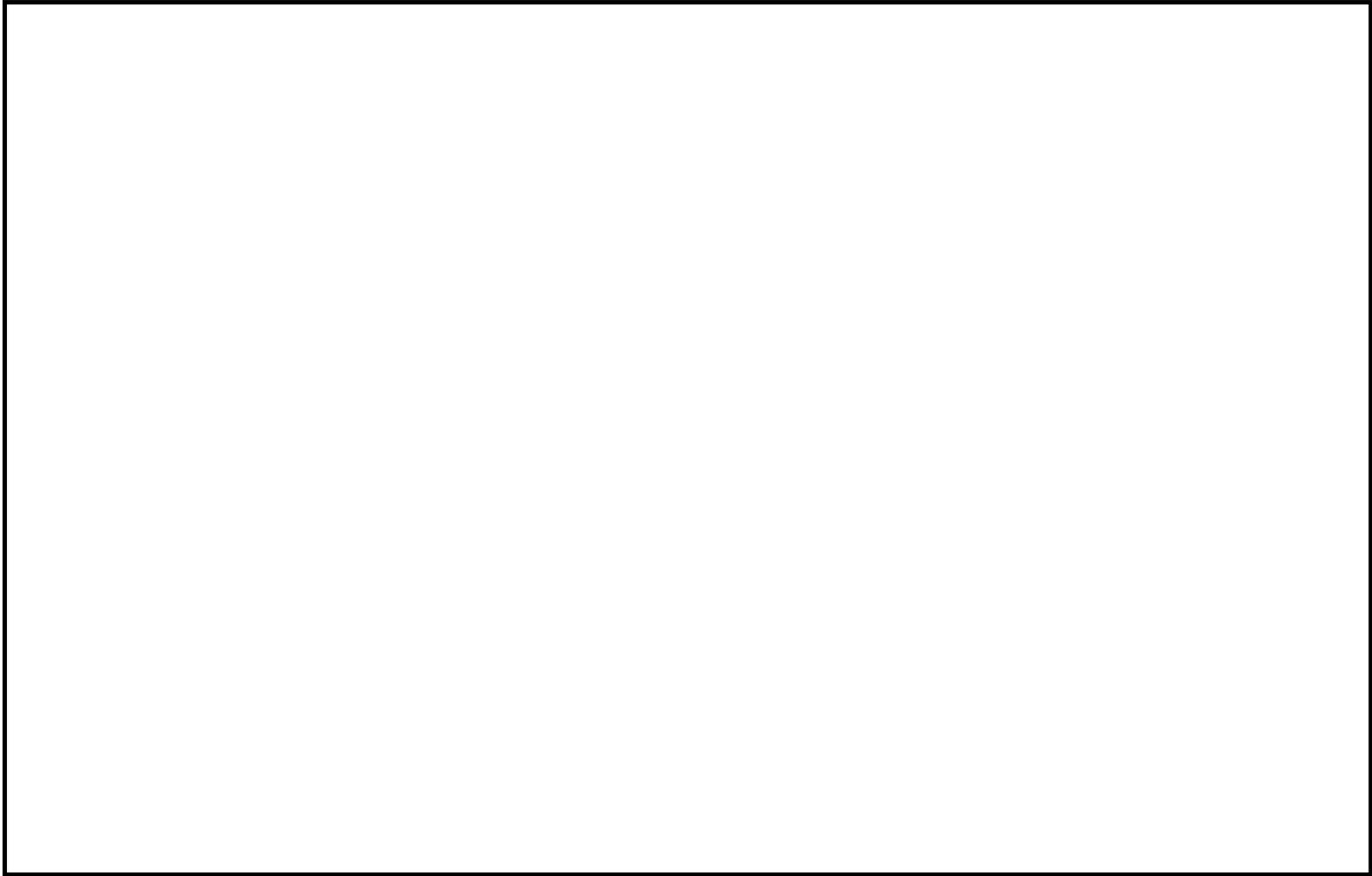
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-9 図 原子炉建屋 4 階



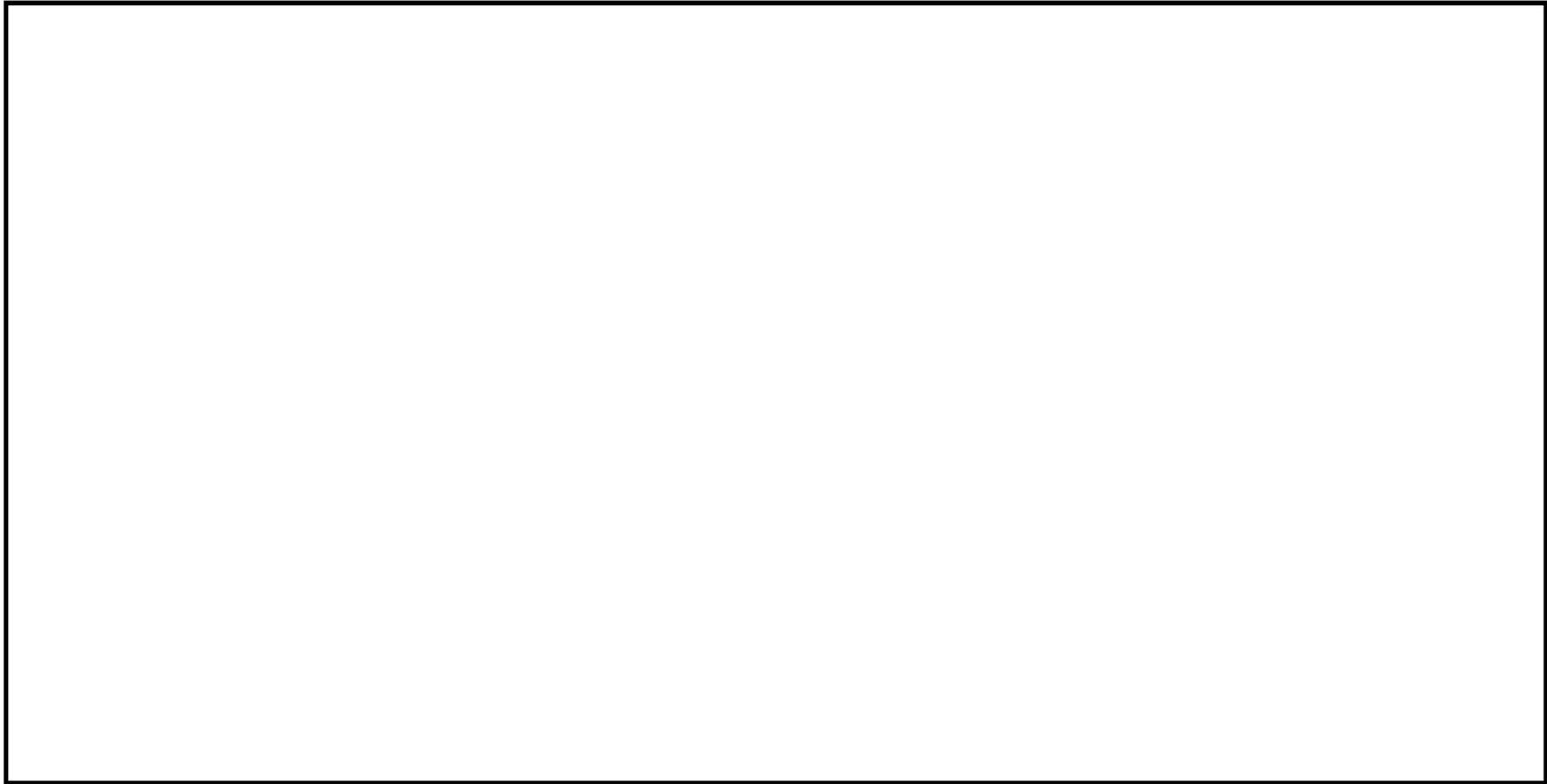
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-10 図 サービス建屋 3 階



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-11 図 事務本館 3 階



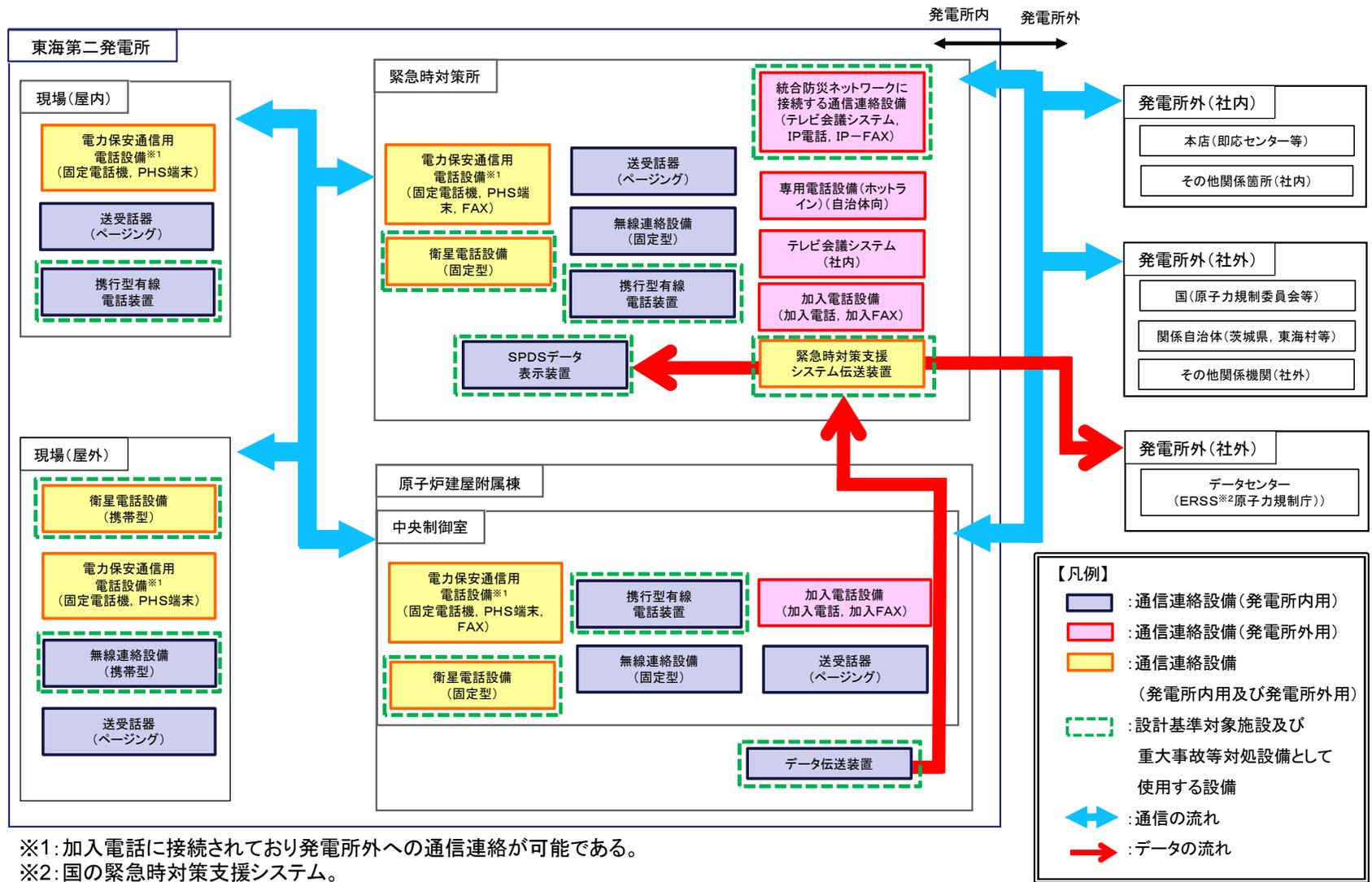
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-3-12 図 緊急時対策所 2 階

62-4

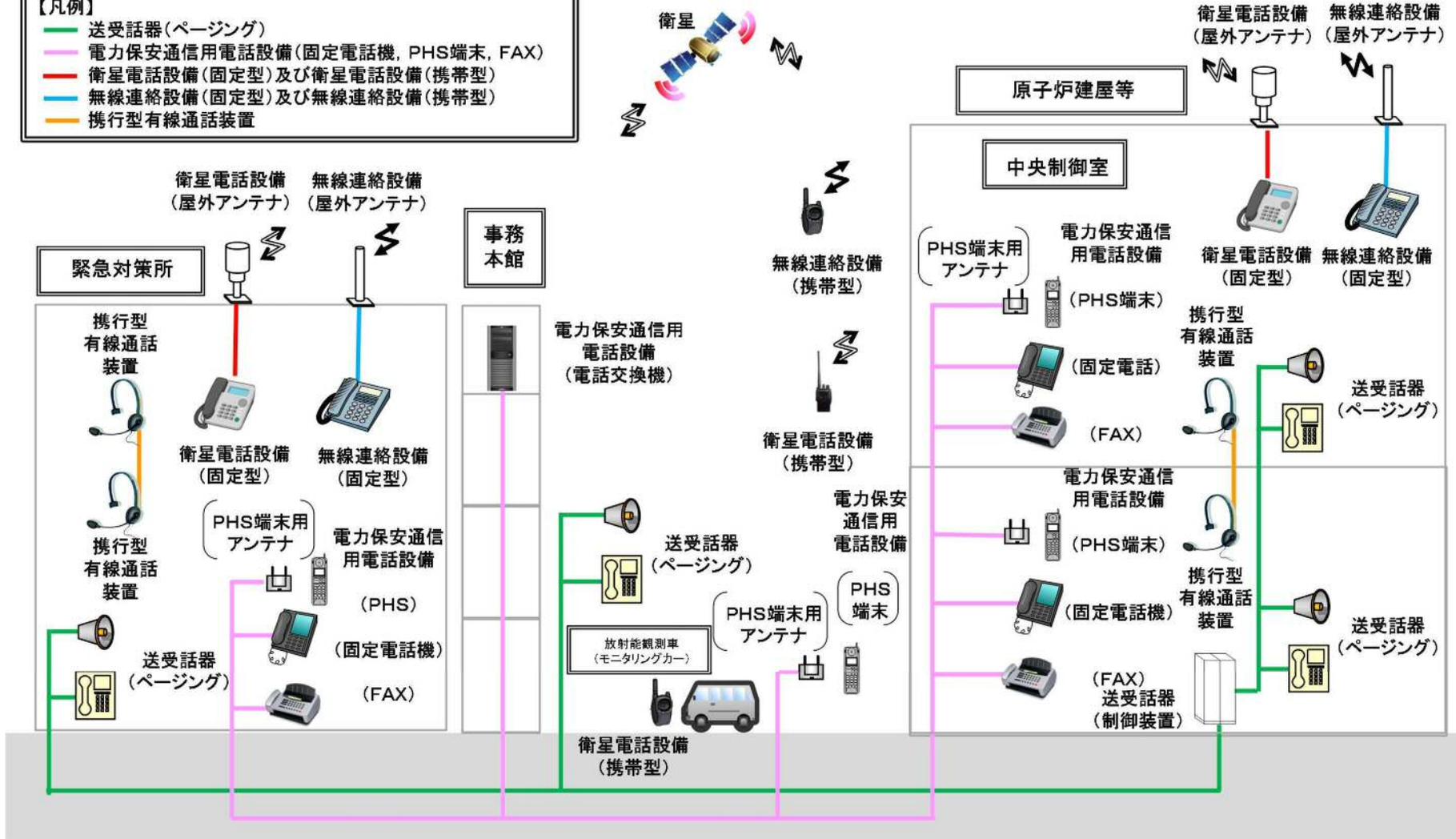
系統図

62-4-1

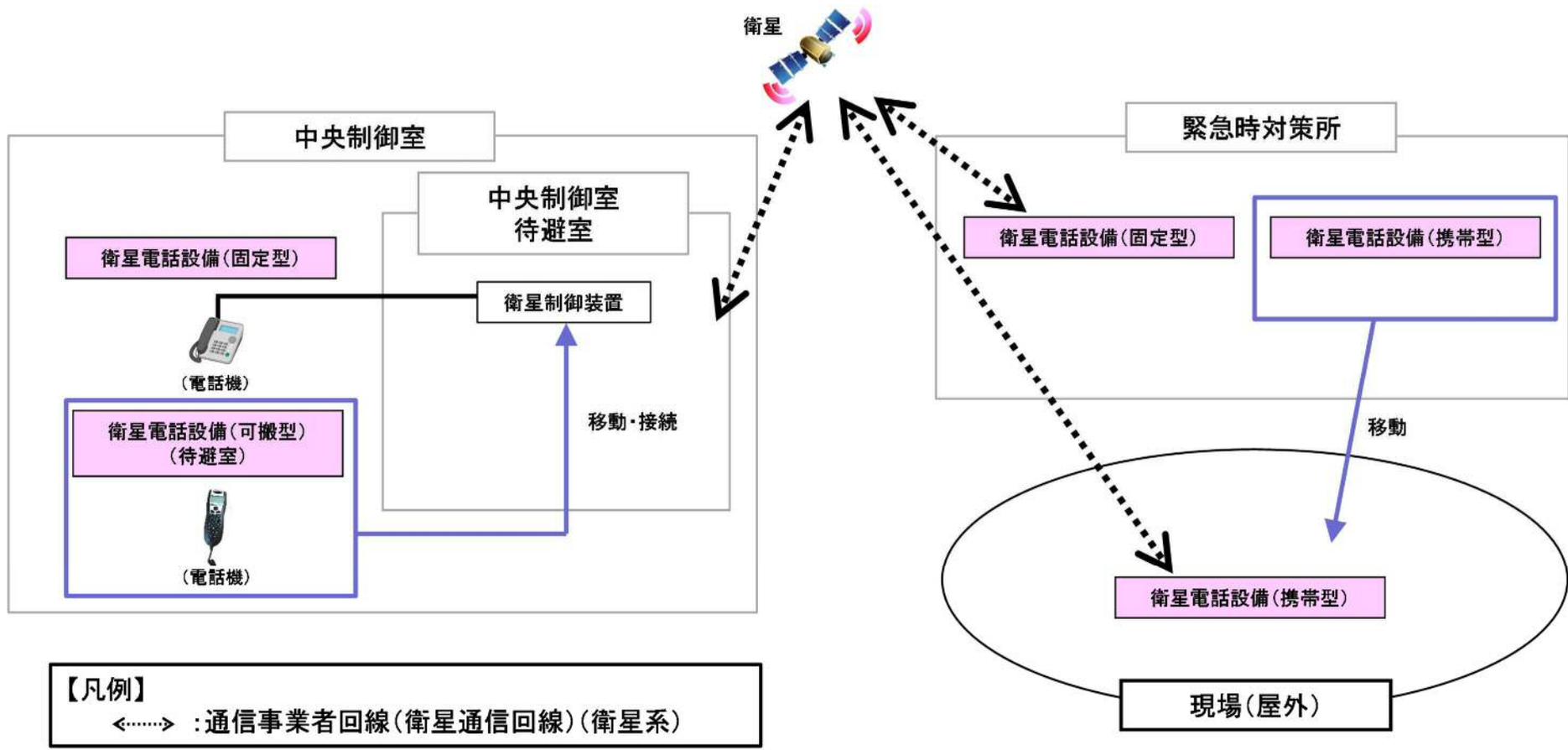


第 62-4-1 図 通信連絡設備の概要

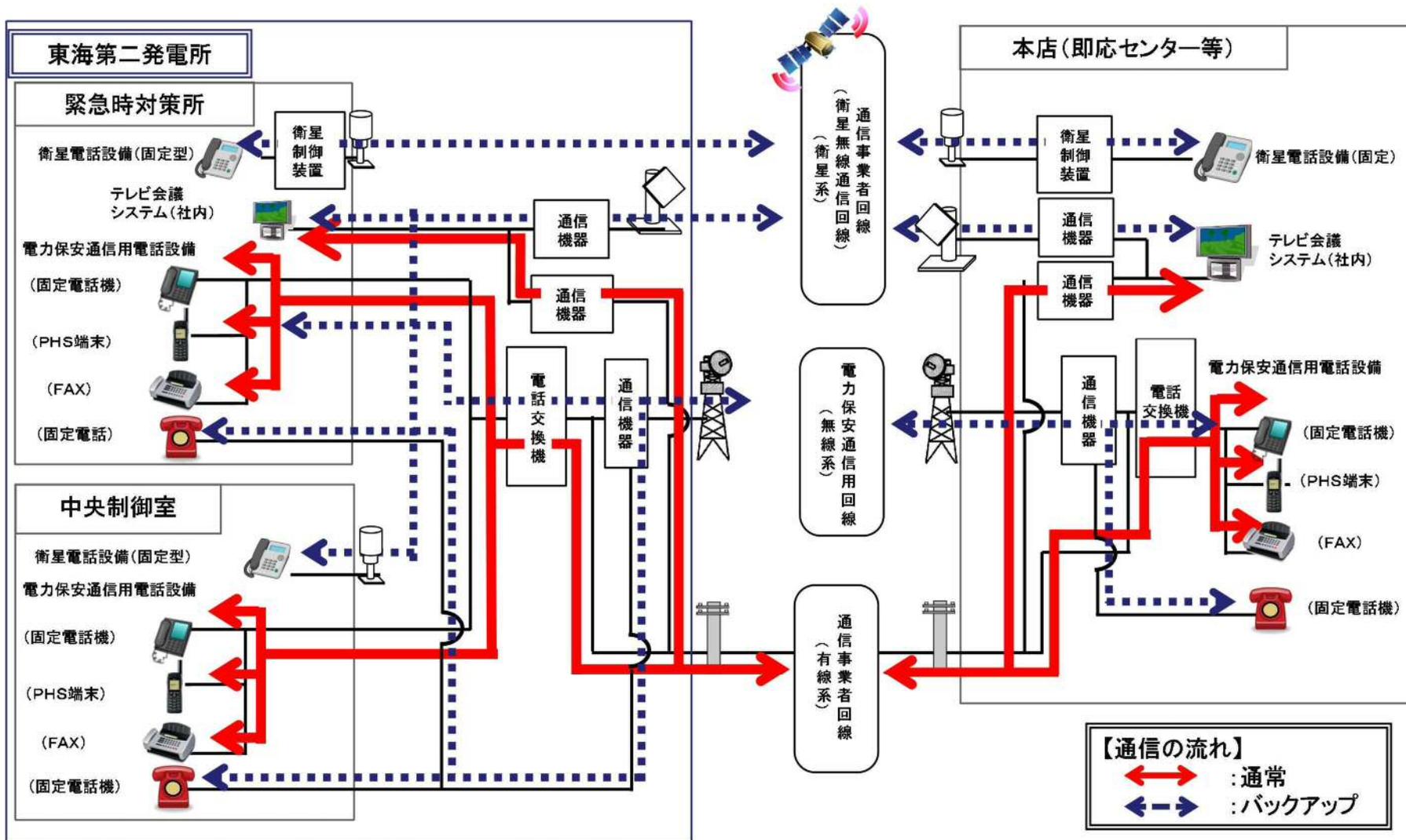
- 【凡例】
- 送受信器（ページング）
  - 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）
  - 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）
  - 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）
  - 携行型有線通話装置



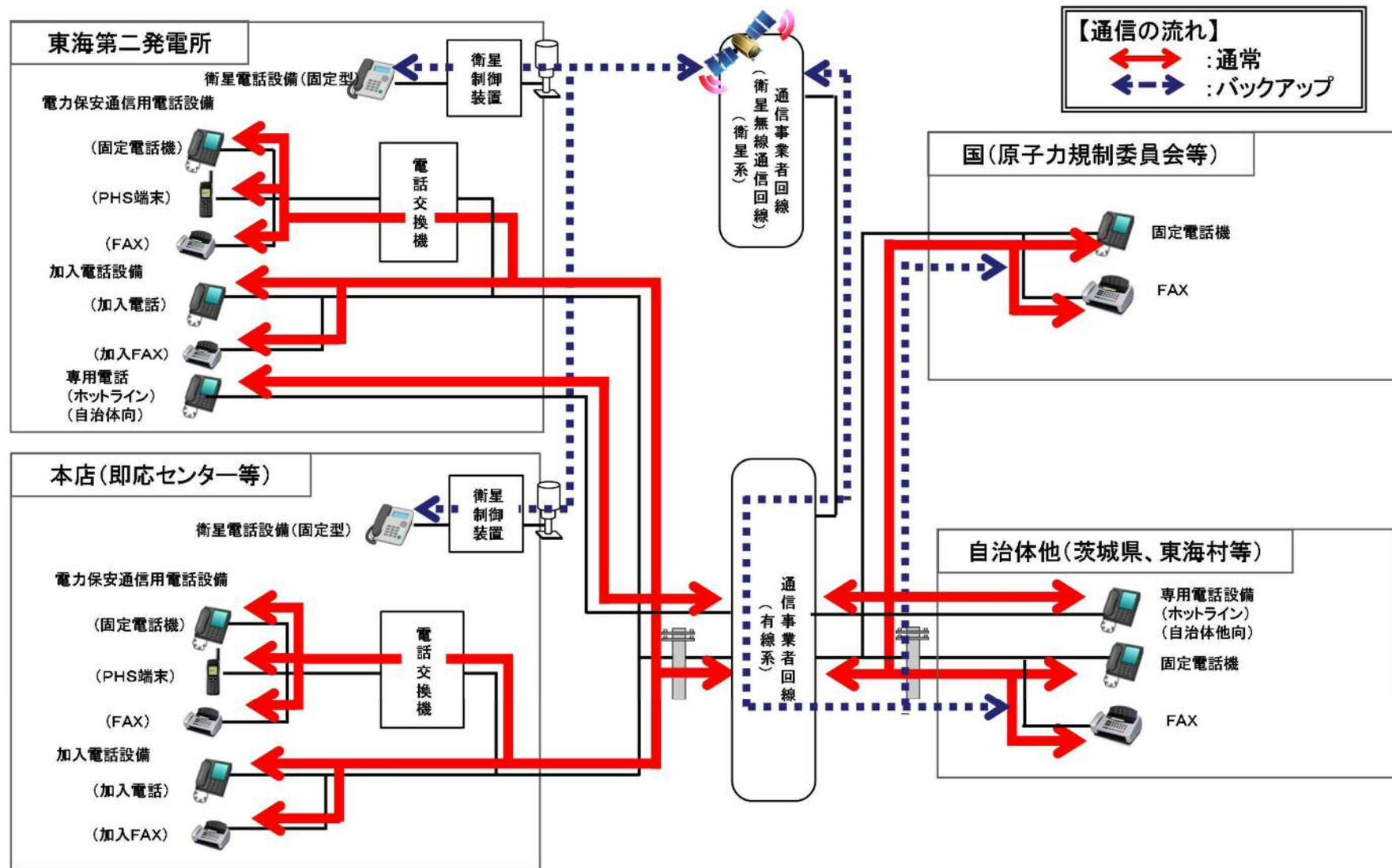
第 62-4-2 図 通信連絡設備（発電所内）の概要



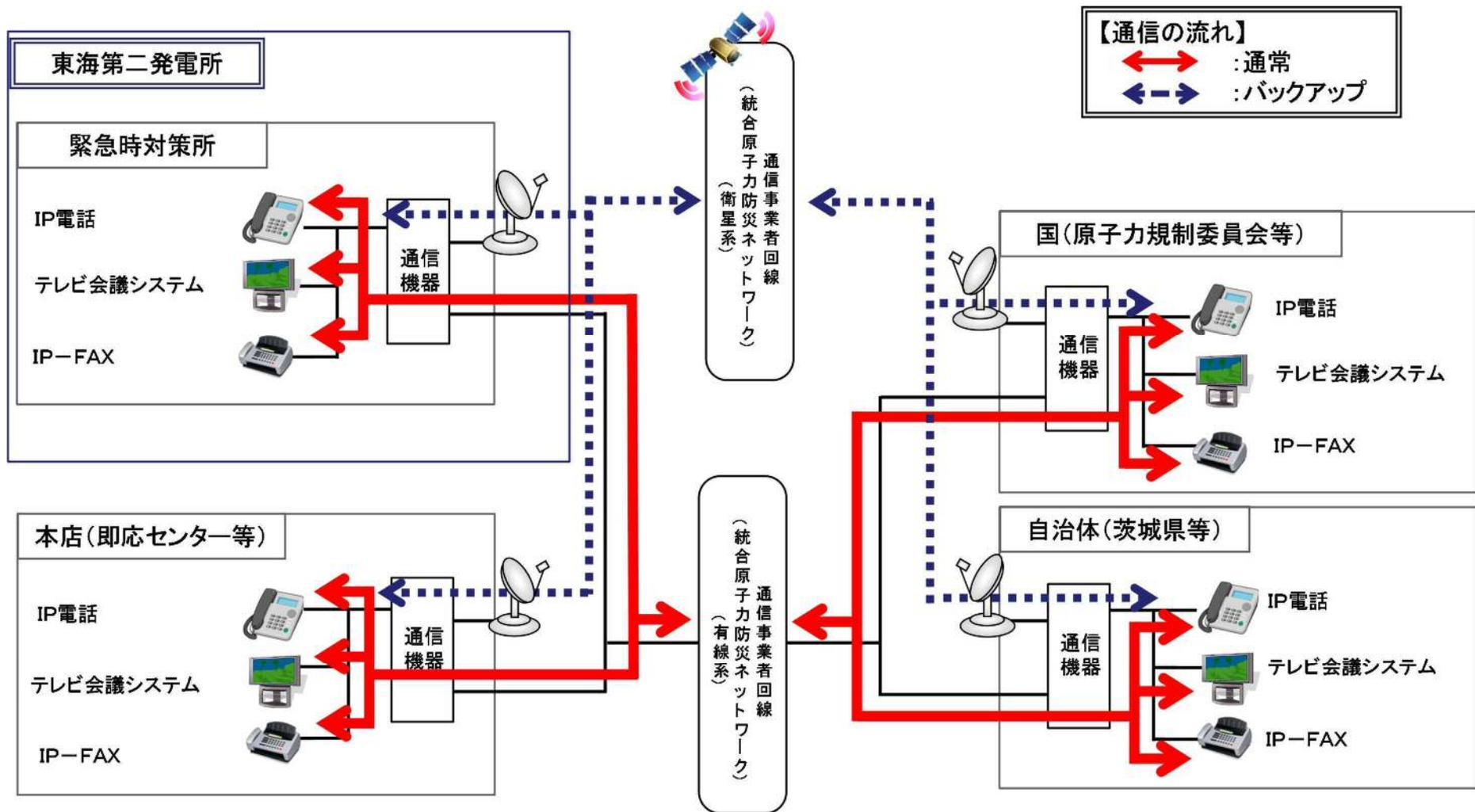
第 62-4-3 図 中央制御室及び中央制御室待避室における衛星電話設備の概要



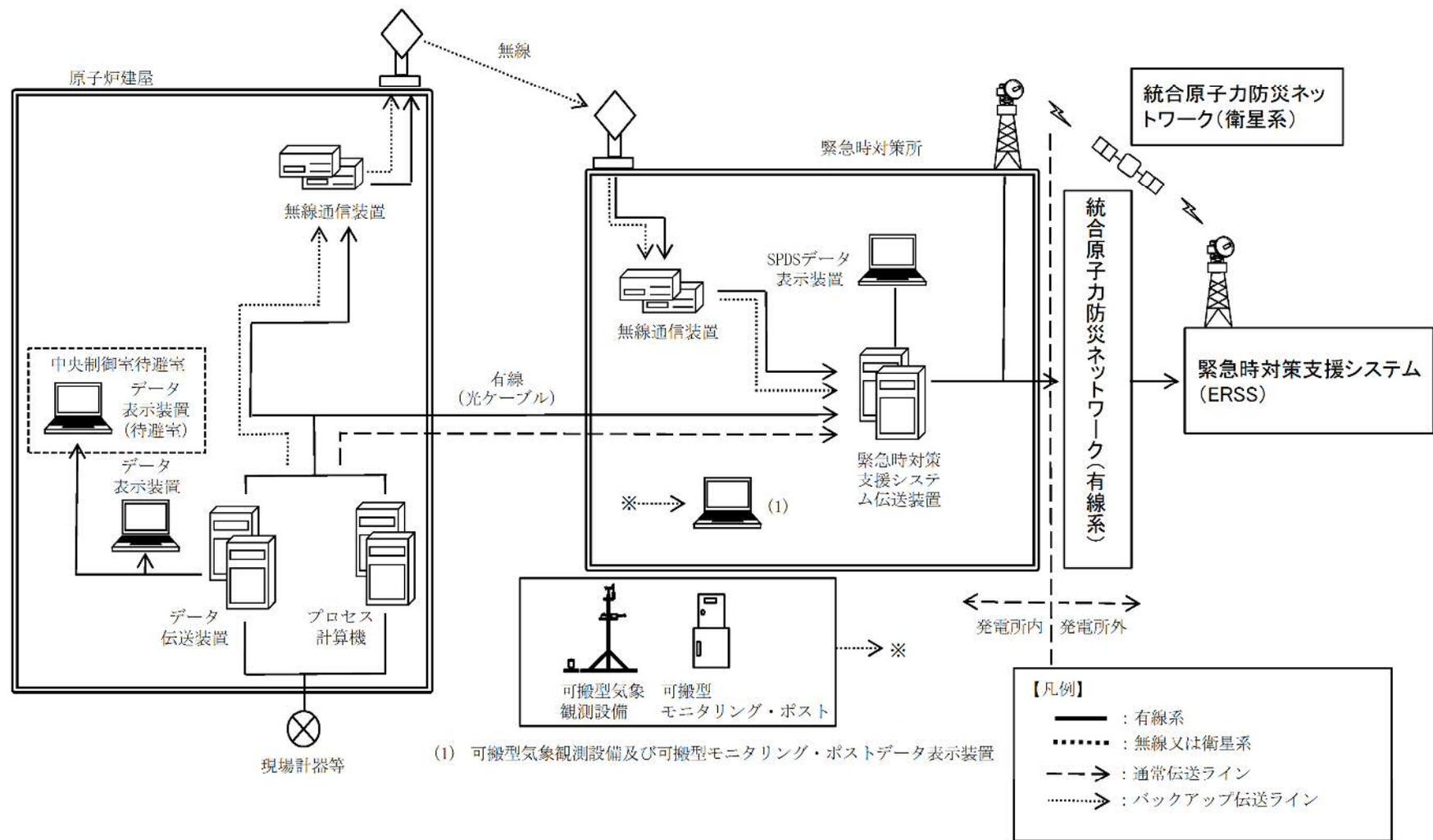
第 62-4-4 図 通信連絡設備 (発電所外 [社内関係箇所]) の概要



第 62-4-5 図 通信連絡設備（発電所外 [社外関係箇所]）の概要（その 1）



第 62-4-6 図 通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その 2）



第 62-4-7 図 必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) 及びデータ伝送設備の概要

62-5

試験及び検査

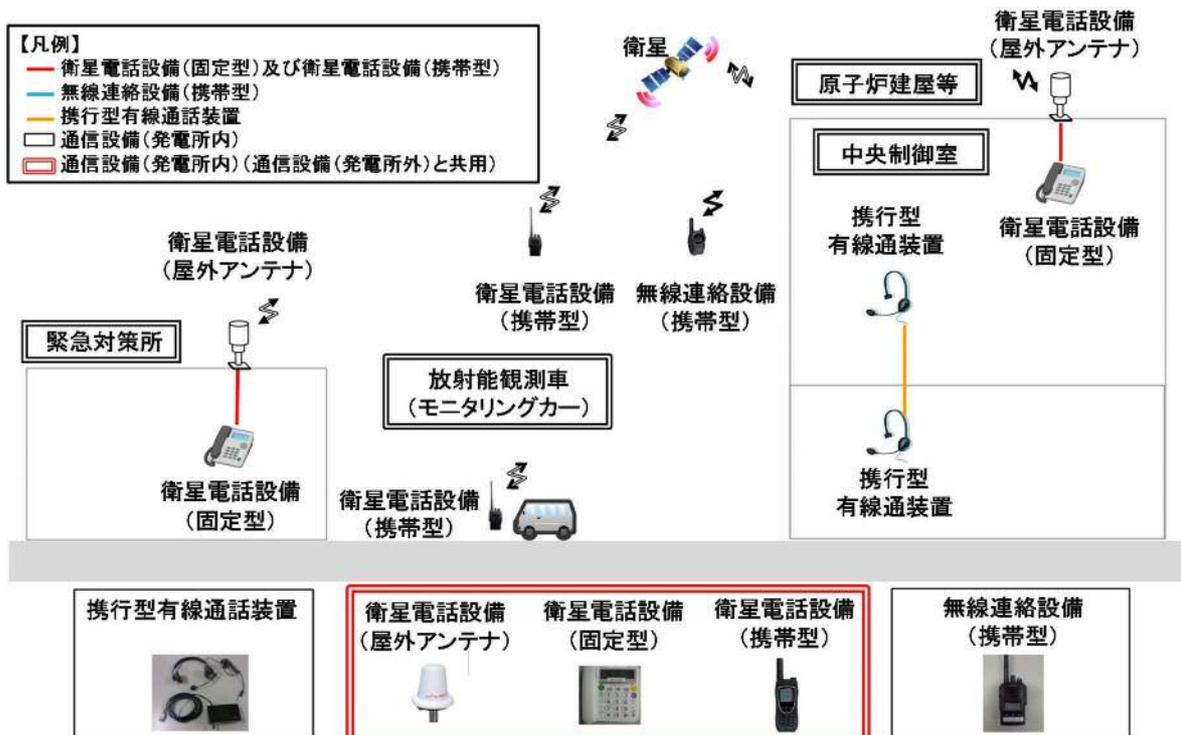
62-5-1

○通信設備（発電所内）の試験・検査性について

通信設備（発電所内）における試験及び検査は、第 62-5-1 表の通りである。  
通信設備（発電所内）の概要を第 62-5-1 図に示す。

第62-5-1表 通信設備（発電所内）における試験及び検査

対応設備	試験・検査項目
携行型有線通話装置	機能・性能検査，外観検査
無線連絡設備（携帯型）	機能・性能検査，外観検査
衛星電話設備（固定型）	機能・性能検査，外観検査
衛星電話設備（携帯型）	機能・性能検査，外観検査

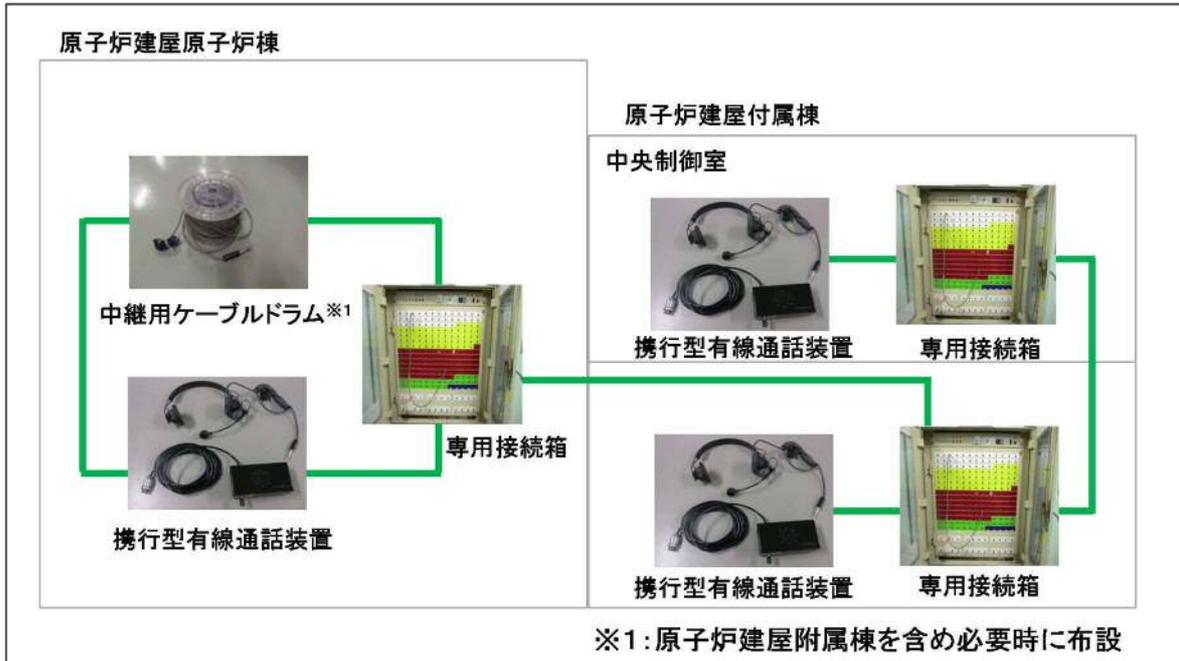


第 62-5-1 図 通信設備（発電所内）の概要  
（通信設備（発電所外）と共用を含む）

携行型有線通話装置 試験・検査内容

【試験構成】

【発電所】

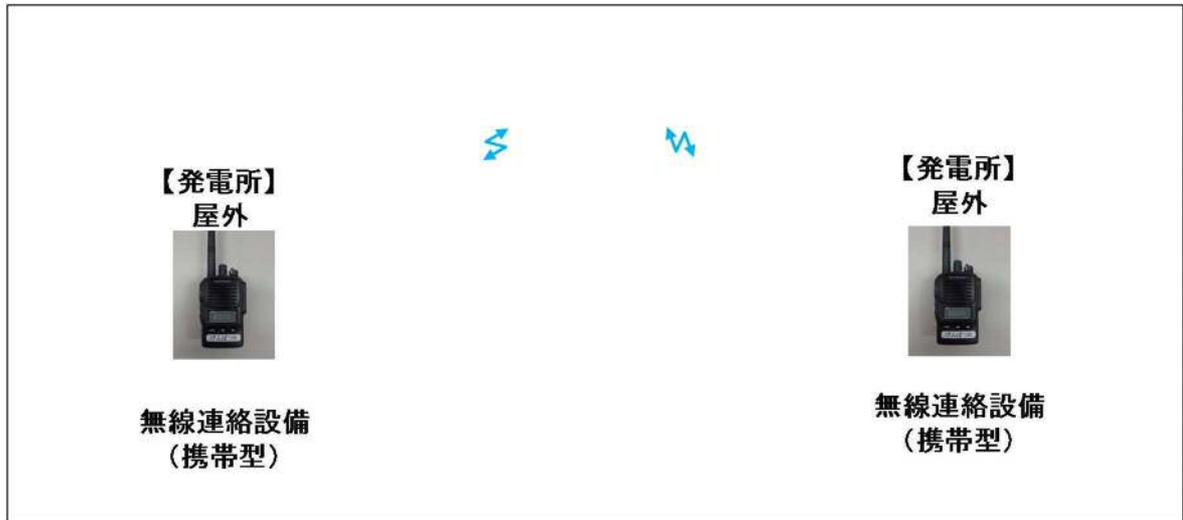


・写真については，一部イメージを含む。

第62-5-2図 携行型有線通話設備 試験・検査構成

無線連絡設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】



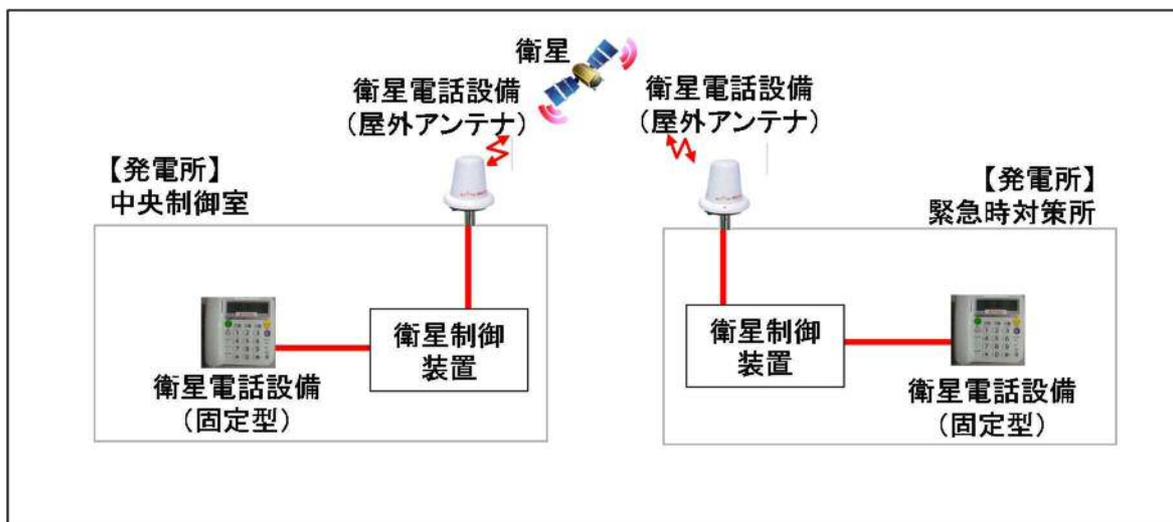
※試験区間：屋外（携帯型）～屋外（携帯型）

・写真については，一部イメージを含む。

第62-5-3図 無線連絡設備（携帯型） 試験・検査構成

衛星電話設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

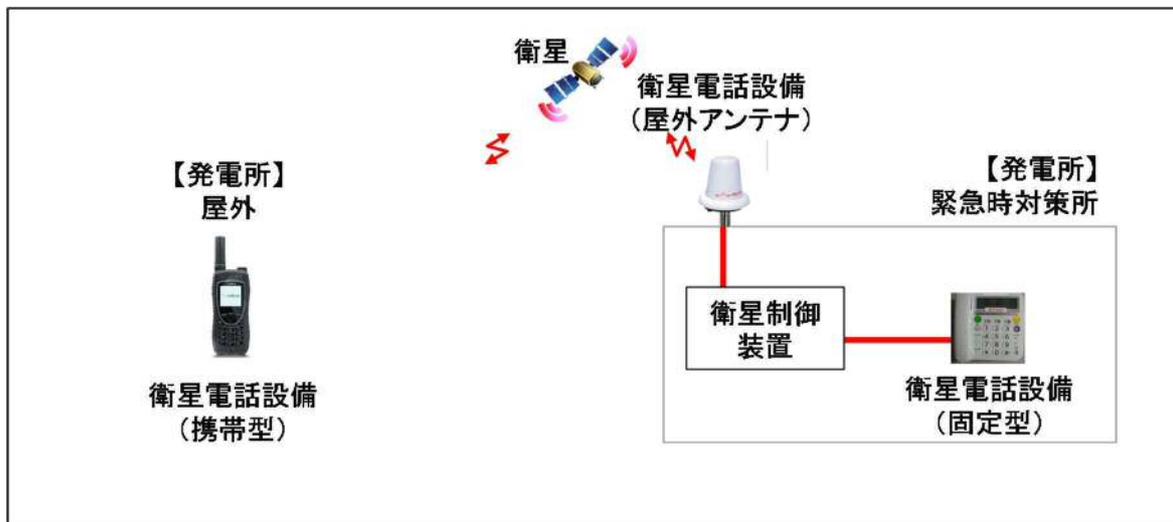


※試験区間：中央制御室～緊急時対策所

・写真については，一部イメージを含む。

第62-5-4図 衛星電話設備（固定型） 試験・検査構成

【試験構成】



※試験区間：屋外（携帯型）～緊急所対策所（固定型）

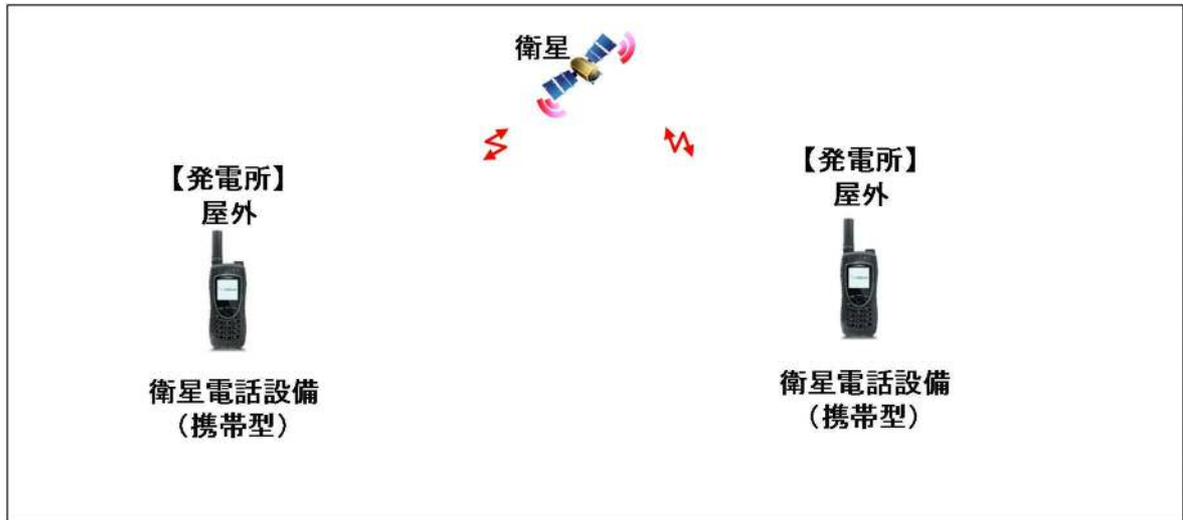
・写真については，一部イメージを含む。

第 62-5-5 図 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

試験・検査構成

衛星電話設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】



※試験区間：屋外（携帯型）～屋外（携帯型）

・写真については，一部イメージを含む。

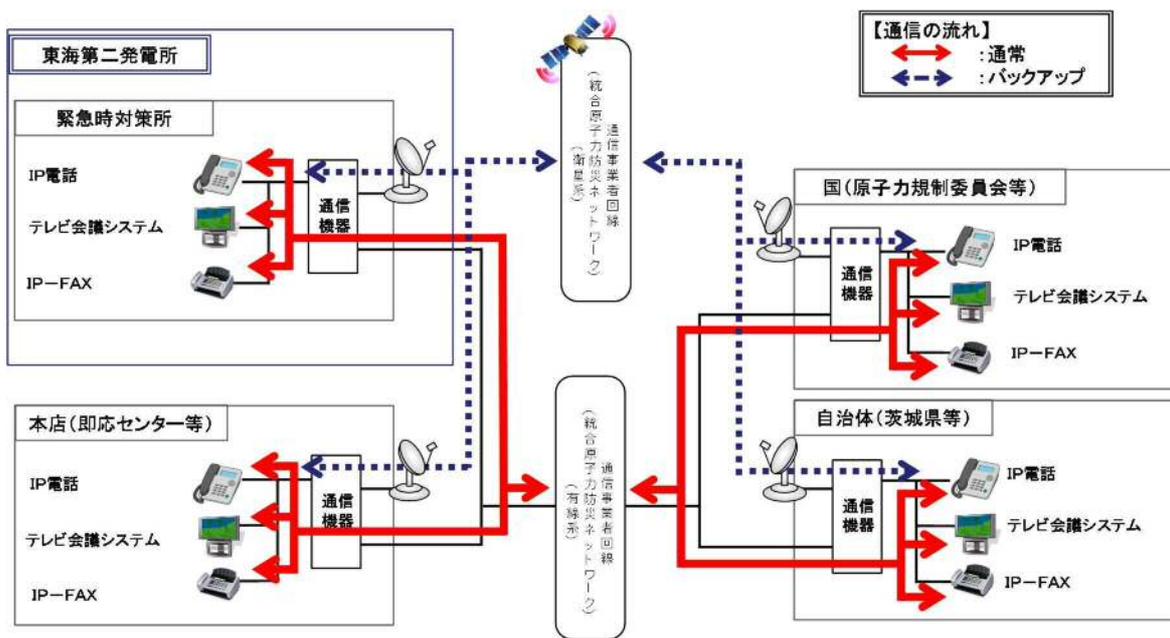
第 62-5-6 図 衛星電話設備（携帯型） 試験・検査構成

○通信設備（発電所外）の試験・検査性について

通信設備（発電所外）における試験及び検査は、第62-5-2表の通りである。  
通信設備（発電所外）の概要を第62-5-8図に示す。

第62-5-2表 通信設備（発電所外用）における試験及び検査

対応設備	試験・検査項目
衛星電話設備（固定型）	機能・性能検査，外観検査
衛星電話設備（携帯型）	機能・性能検査，外観検査
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 （テレビ会議システム，I P 電話，I P - F A X）	機能・性能検査，外観検査

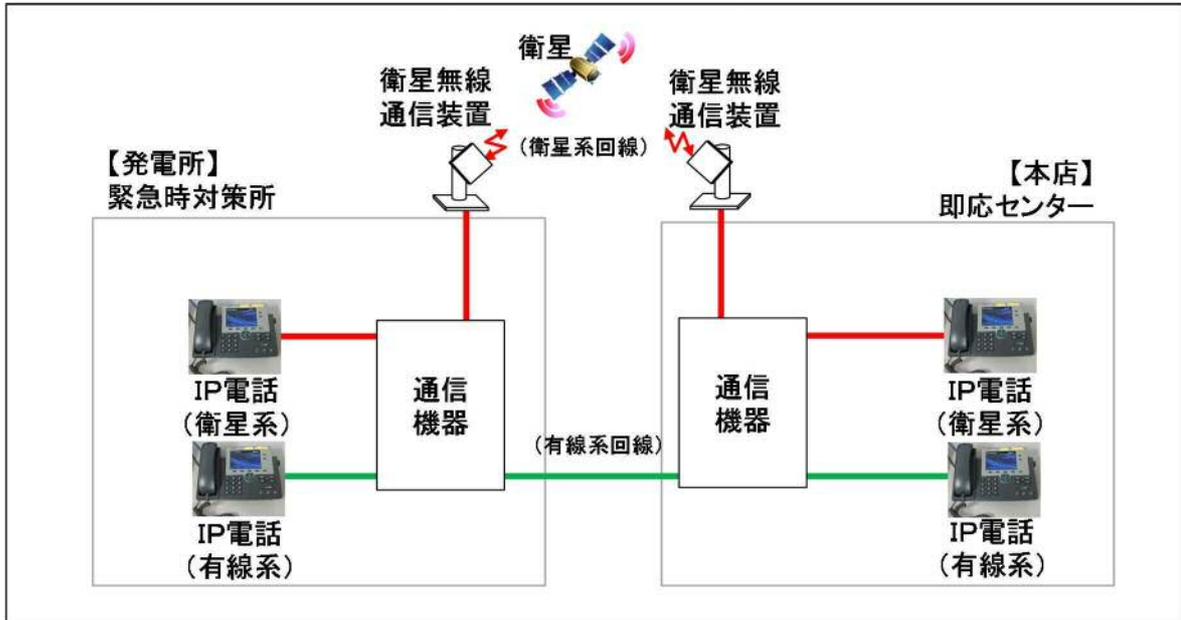


第62-5-7図 通信設備（発電所外）の概要

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（IP電話）

試験・検査内容

【試験構成】



※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・写真については、一部イメージを含む。

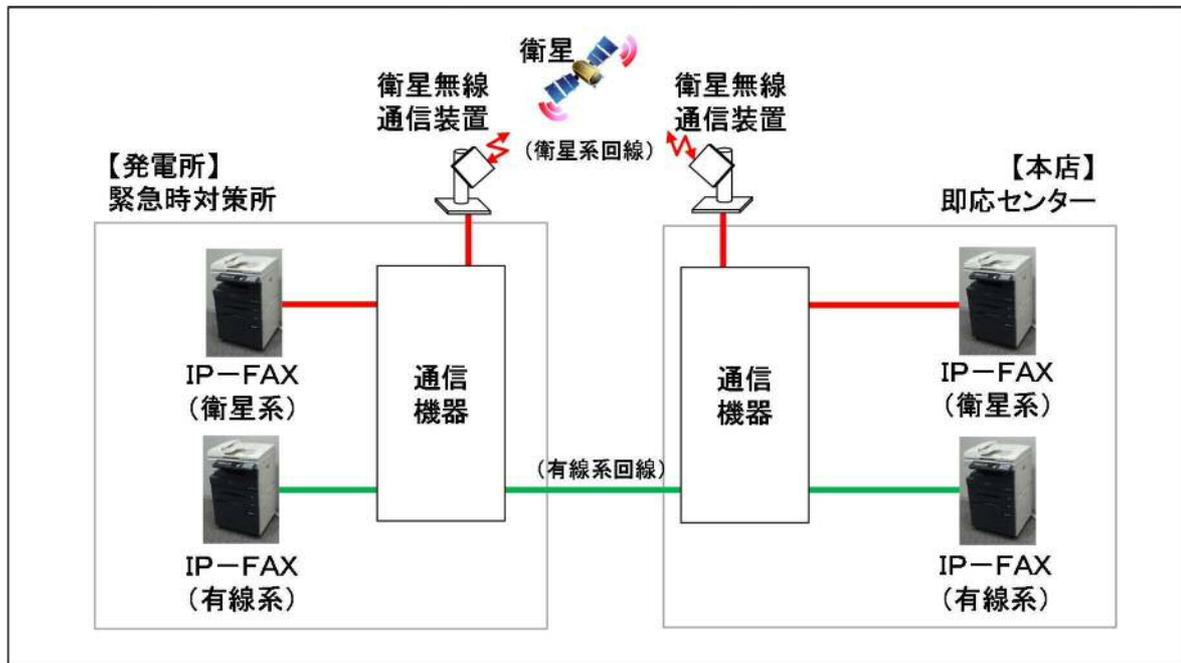
第62-5-8図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（IP電話） 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（I P - F A X）

試験・検査内容

【試験構成】



※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・写真については，一部イメージを含む。

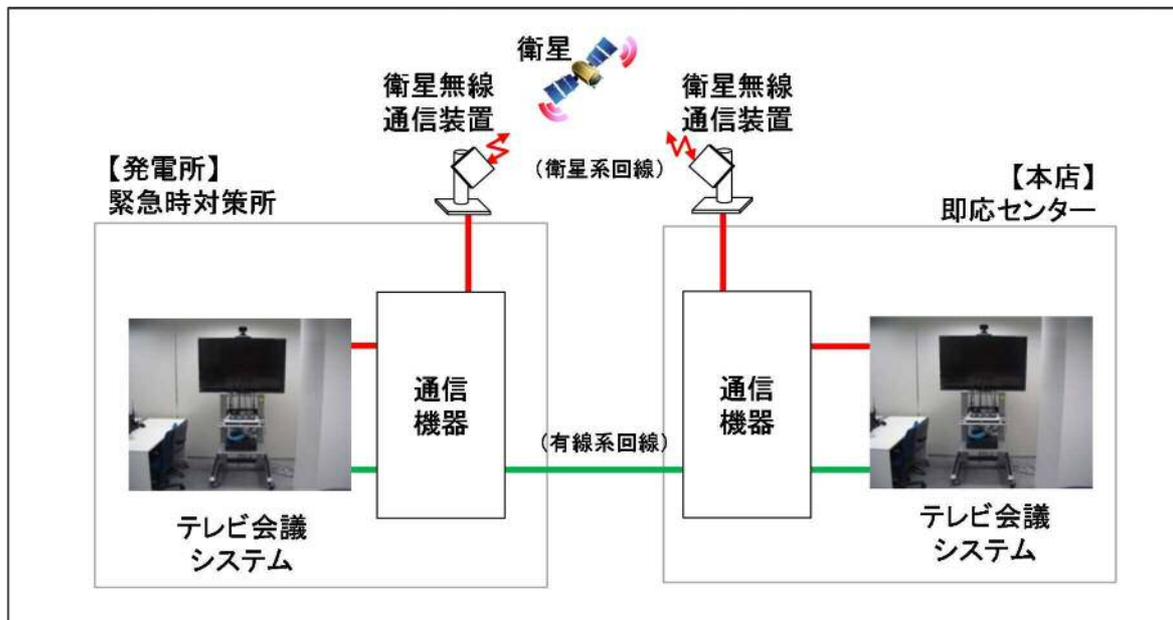
第 62-5-9 図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（I P - F A X） 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム）

試験・検査内容

【試験構成】



※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・写真については、一部イメージを含む。

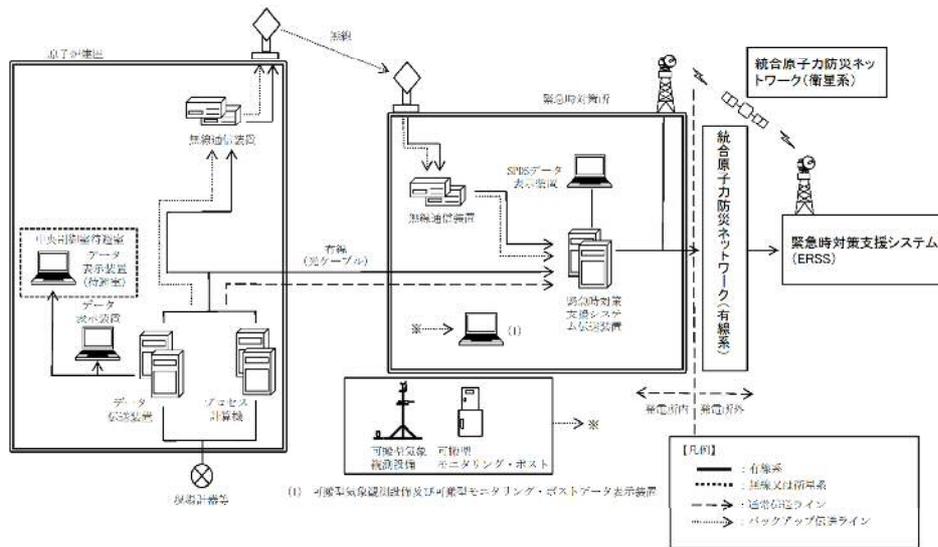
第 62-5-10 図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備  
(テレビ会議システム) 試験・検査構成

○SPDS及びデータ伝送設備の試験・検査性について

SPDS及びデータ伝送設備における試験及び検査は、第62-5-3表の通りである。SPDS及びデータ伝送設備の概要を第62-5-11図に示す。

第62-5-3表 SPDS及びデータ伝送設備における試験及び検査

対応設備	試験・検査項目
SPDS (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDSデータ表示装置)	機能・性能検査, 外観検査
データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)	機能・性能検査, 外観検査

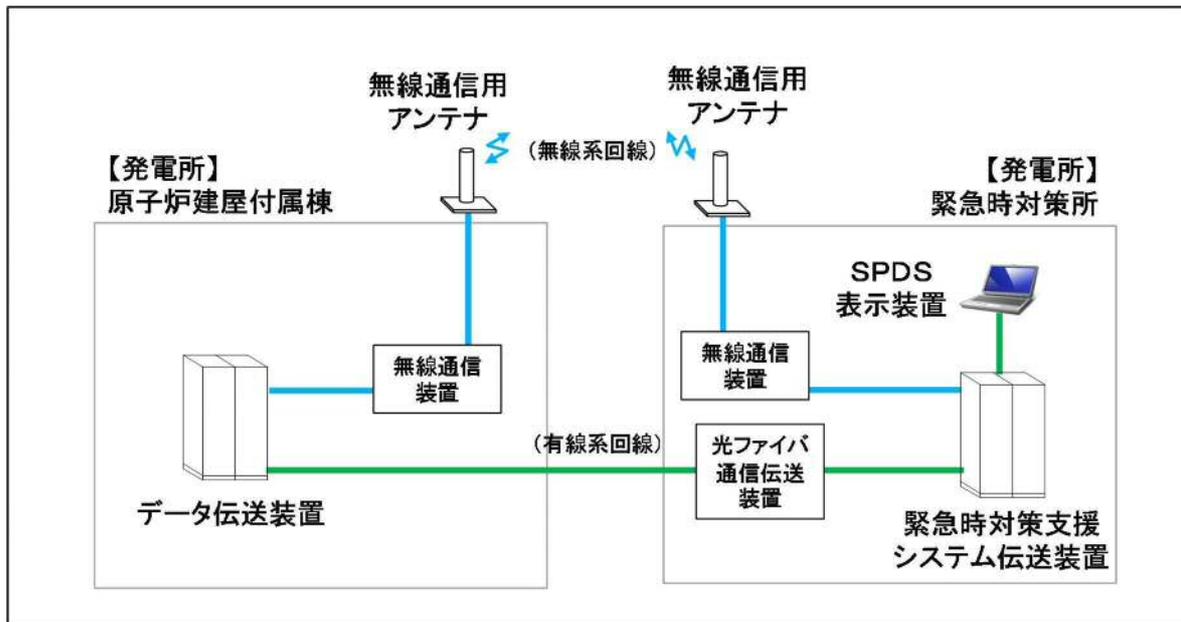


第62-5-11図 SPDS及びデータ伝送設備の概要

# S P D S

## 試験・検査内容

### 【試験構成】



※試験区間：原子炉建屋附属棟～緊急時対策所

・写真については，一部イメージを含む。

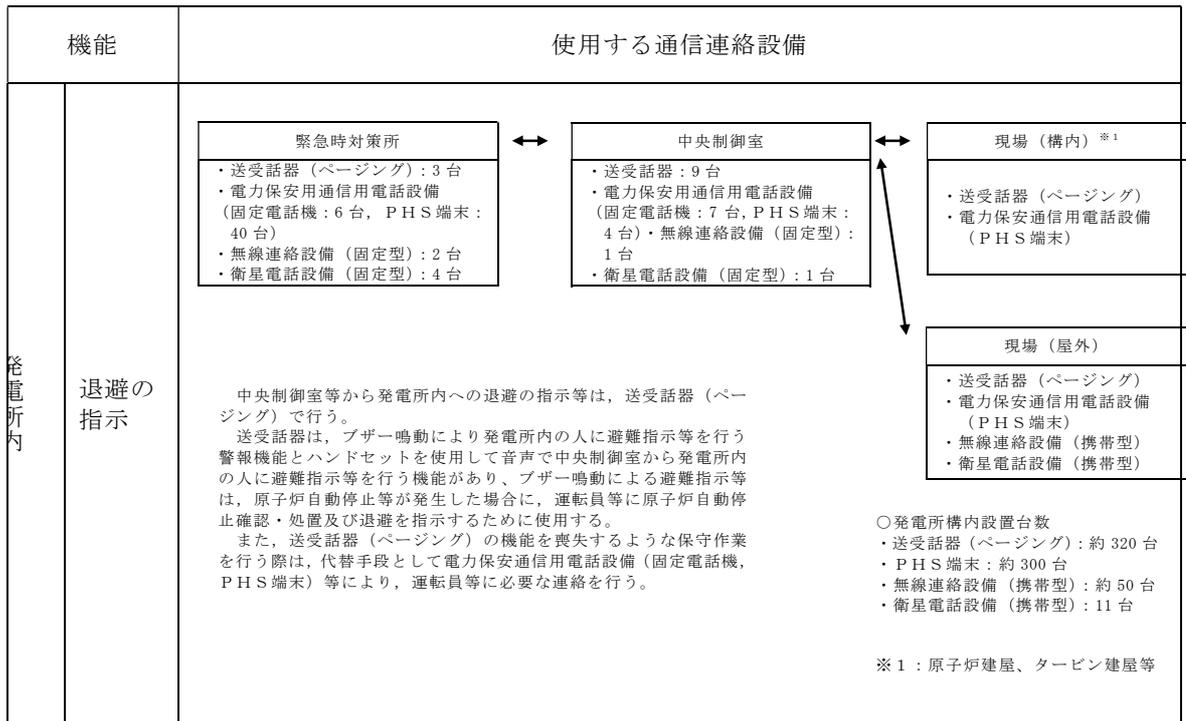
第62-5-12図 S P D S 試験・検査構成

62-6

容量設定根拠

62-6-1

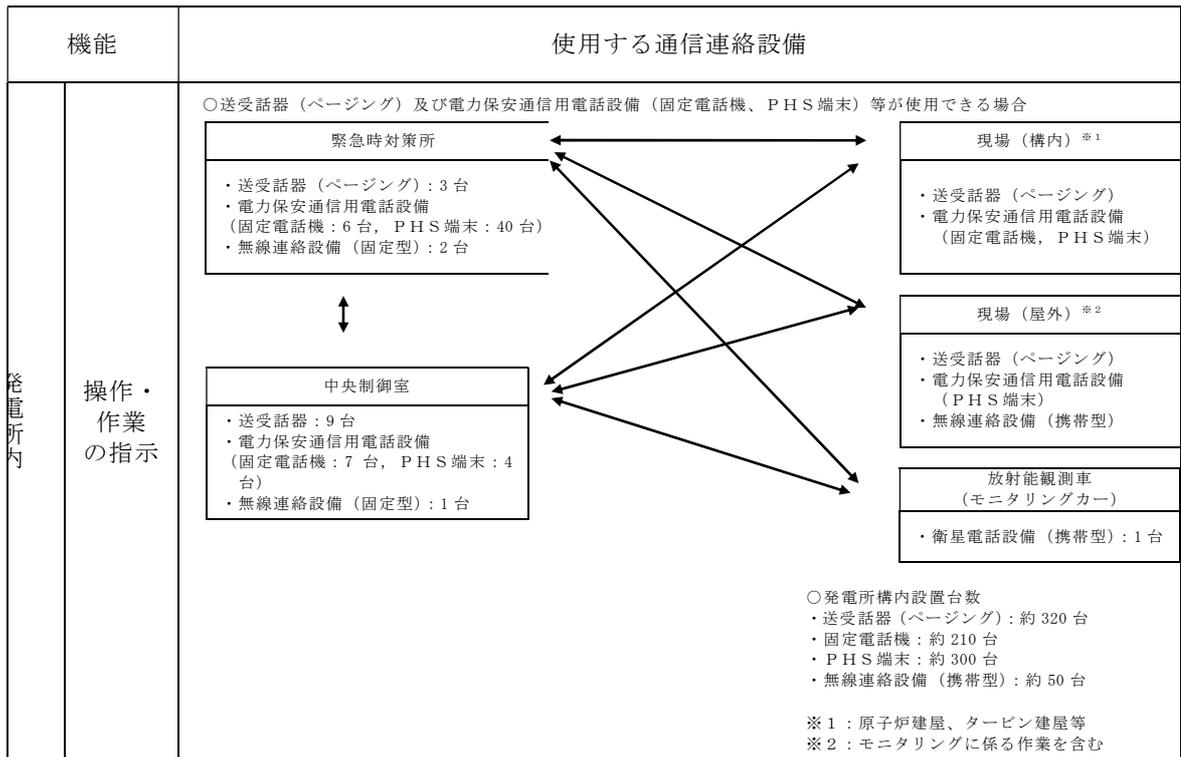
機能毎に必要な通信設備（発電所内）



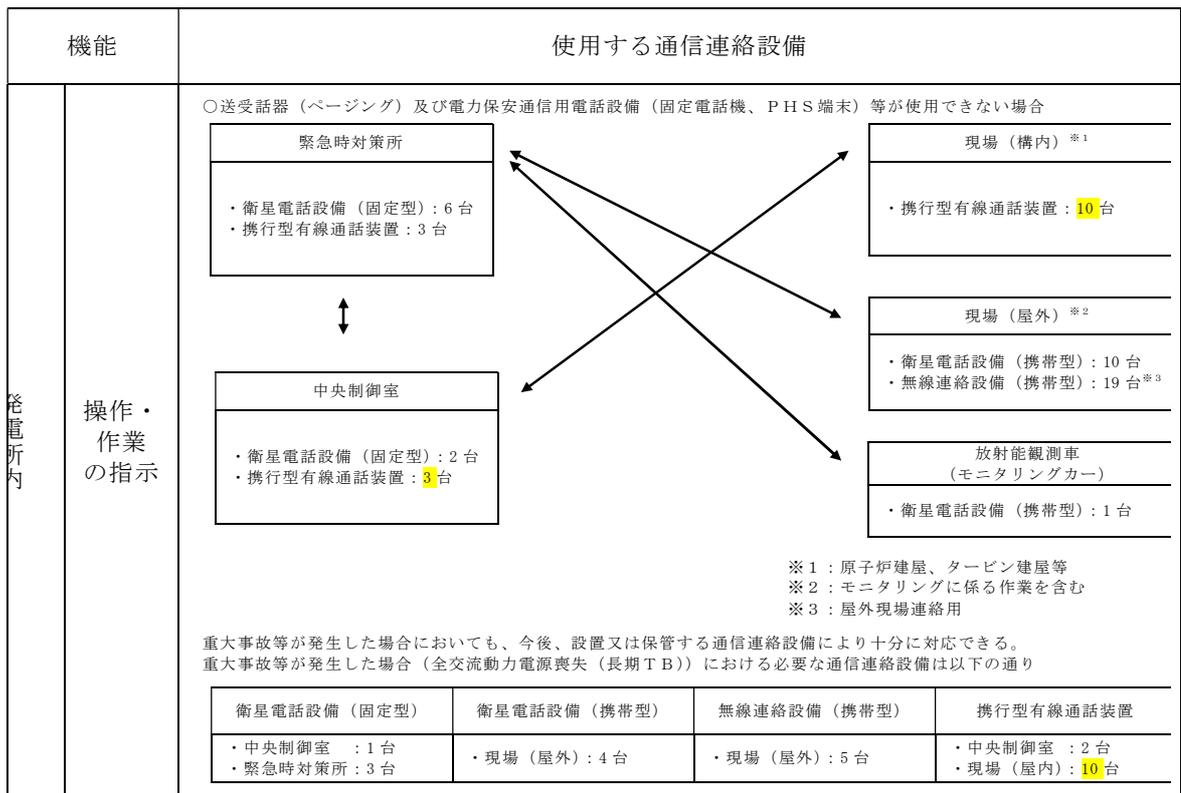
・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-6-1 図 機能毎に必要な通信設備（発電所内）（1 / 2）

○「退避の指示」における通信連絡の指揮系統図



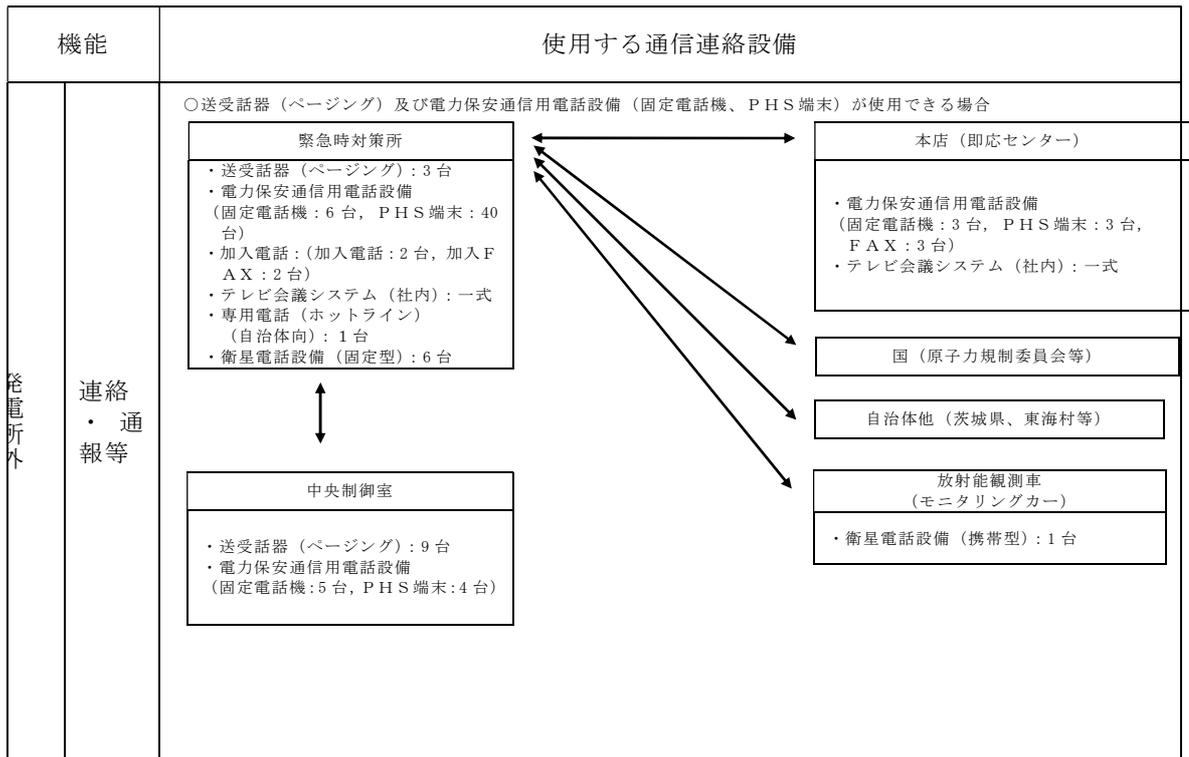
・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。



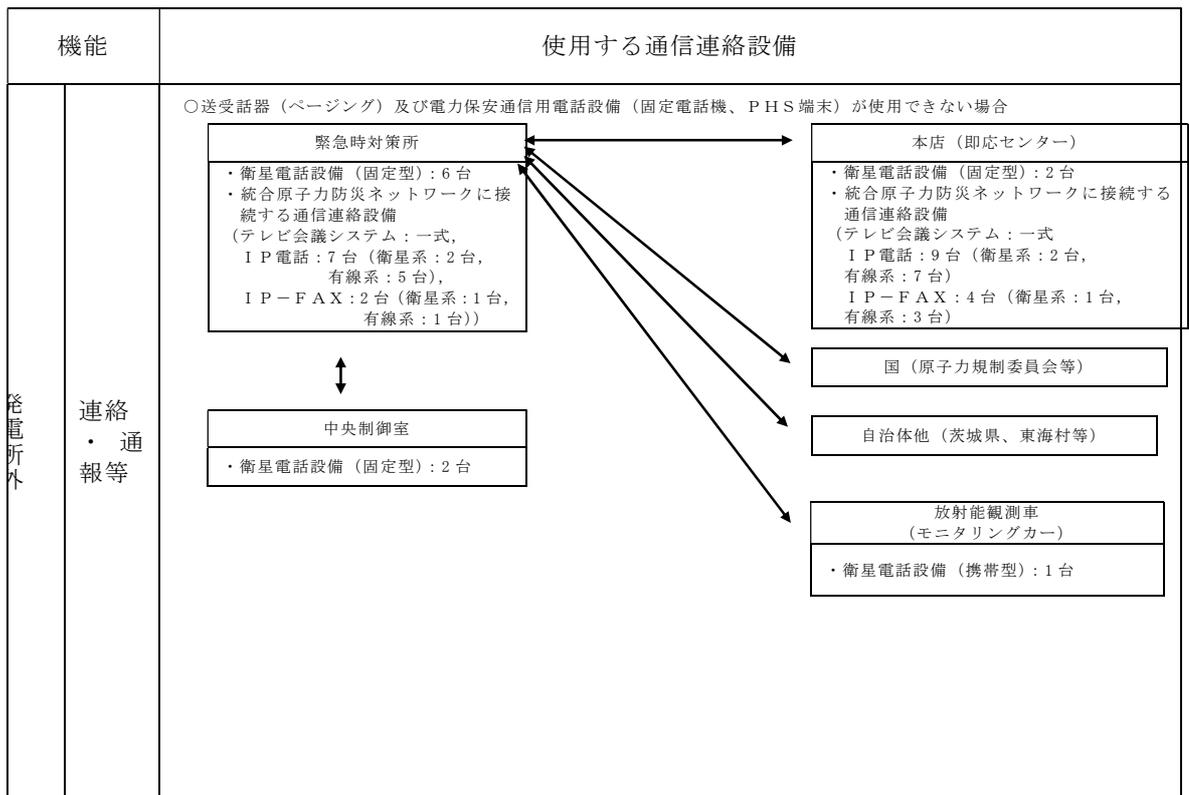
・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

## 第 62-6-2 図 機能毎に必要な通信設備（発電所内）（2 / 2）

○「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

### 第 62-6-3 図 機能毎に必要なとなる通信設備（発電所外）

○「連絡・通報等」における通信連絡の指揮系統図

## 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

携行型有線通話装置は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間に敷設してある専用通信線に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルドラムを布設することにより必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

携行型有線通話装置を用いた中央制御室と現場間との通信連絡の概要について第 62-6-4 図に示す。

また、携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を第 62-6-1 表、各重大事故シーケンスで使用する携行型有線通話装置並びに無線連絡設備等の台数を第 62-6-2 表及び第 62-6-3 表に示す。

第 62-6-1 表 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例  
 (重大事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (長期 T B) の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋附属棟 地下 1 階	C / S 電気室
受電前準備	原子炉建屋附属棟 地下 2, 3 階	C / S 電気室
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 4 階	南西通路
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	MS I V 保守室
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 1 階	南側通路

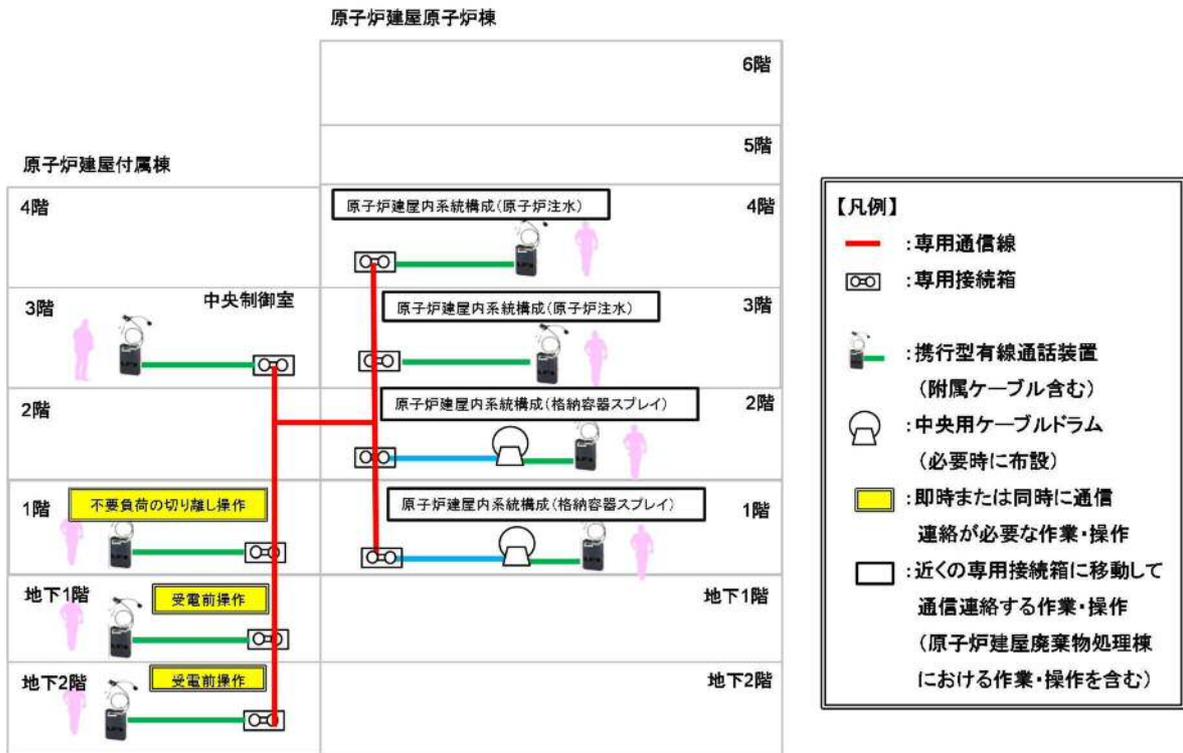


携行型有線通話装置



中継用ケーブルドラム

・写真については、一部イメージを含む。



・使用方法等は今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-6-4 図 携行有線通話装置を用いた通信連絡の概要  
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失 (長期 T B) の例)

第 62-6-2 表 各重大事故シーケンスで使用する携行型有線通話設備の台数

各重大事故シーケンス		使用場所		原子炉建屋 原子炉棟	原子炉建屋 廃棄物処理棟	計 (注1)	
		中央制御室	原子炉建屋 付属棟				
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	—	—	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	2	2	8	—	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	2	2	8	—	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失 (T B P)	2	2	8	—	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	2	2	—	—	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能 (残留熱除去系が故障した場合)	2	—	—	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	2	—	—	3	5
①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	2	—	4	—	6	
①-8	津波浸水による注水機能喪失	2	2	—	—	4	
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)	2	2	—	—	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	2	2	—	3	7
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	2	2	—	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	2	2	—	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	—	3	7
②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	—	3	7	
使用済燃料プールにおける重大碎事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	—	—	—	—	—
	③-2	想定事故 2	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	2	2	—	—	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	—	—	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入	—	—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

(注1)：中央制御室へ現場用 (中央制御室必要分含め) として 13 台 (予備 1 台含む) を保管するため、重大事故等においても対応できる。

第 62-6-3 表 各重大事故シーケンスで使用する衛星電話設備等の台数

各重大事故シーケンス	設備		使用場所			
			屋内 (中央制御室)	屋内 (緊急時対策所)	屋外	
			衛星電話設備 (固定型) <sup>(注1)</sup>	衛星電話設備 (固定型) <sup>(注1)</sup>	衛星電話設備 (携帯型) <sup>(注2)</sup>	無線連絡設備 (携帯型) <sup>(注3)</sup>
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失(長期T B)	1	3	4	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	1	3	4	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失(T B P)	1	3	4	5
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	—	—	—	—
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合)	1	3	2	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—
	①-6	L O C A 時注水機能喪失	1	3	2	5
	①-7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムL O C A)	—	—	—	—
①-8	津波浸水による注水機能喪失	—	—	—	—	
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)	—	—	—	—
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)	1	3	2	5
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	—	—	—
	②-4	水素燃焼	—	—	—	—
②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	—	—	
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	1	3	2	5
	③-2	想定事故 2	1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	—	—	—	—
	④-2	全交流動力電源喪失	—	—	—	—
	④-3	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入	—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

(注1) : 中央制御室へ2台、緊急時対策所へ7台(予備1台含む)を設置するため、重大事故等においても対応できる。

(注2) : 緊急時対策所へ12台(予備1台含む)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

(注3) : 緊急時対策所へ20台(予備1台含む)を保管するため、重大事故等においても対応できる

○過去のプラントパラメータの閲覧について

緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ（SPDSパラメータ）は、2週間分（1分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては、緊急時対策所から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には、緊急時対策所において、プラントパラメータ（SPDSパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより、SPDSデータ表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

また、SPDSデータ表示装置にてプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の監視も可能な設計とする。

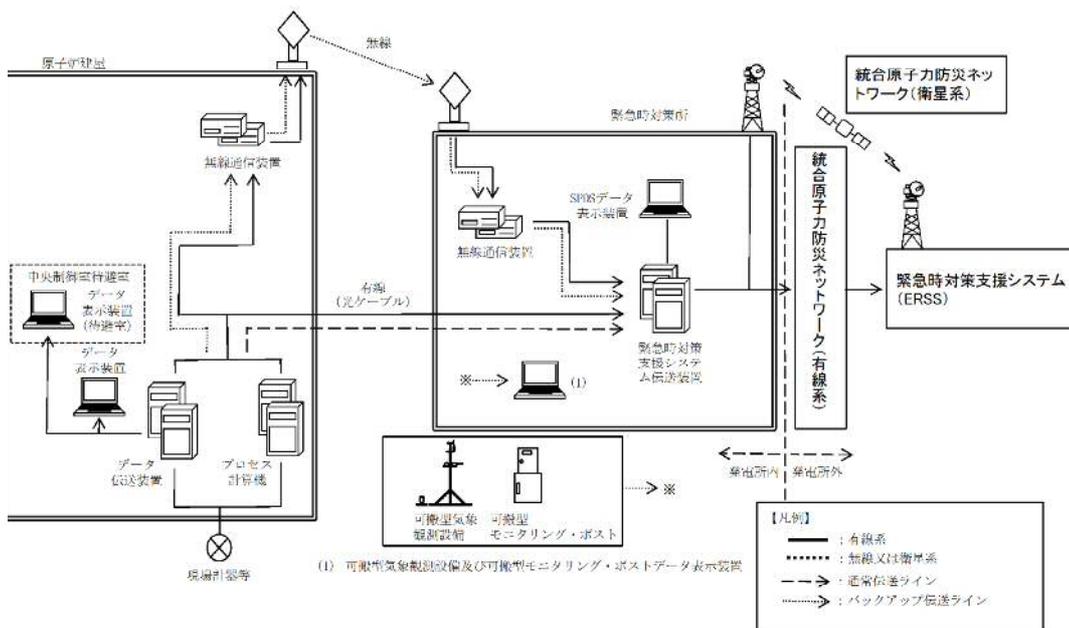


図 62-6-5 過去のプラントパラメータ閲覧の概要

第 62-6-4 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の 状態確認	APRM レベル平均	○	○	○
	APRM レベル A	○	—	○
	APRM レベル B	○	—	○
	APRM レベル C	○	—	○
	APRM レベル D	○	—	○
	APRM レベル E	○	—	○
	APRM レベル F	○	—	○
	SRNM 計数率 CH. A	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. B	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. C	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. D	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. E	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. F	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. G	○	○	○
SRNM 計数率 CH. H	○	○	○	
炉心冷却の状 態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA 広帯域)	○	—	○
	原子炉水位(SA 燃料域)	○	—	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○
原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○	
原子炉給水流量	○	○	○	

第 62-6-5 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(2/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器表面温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	高圧代替注水系系統流量	○	—	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	—	○
	代替淡水貯槽水位	○	—	○
	6.9kV 母線 2A-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2A-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2C 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2D 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉	○	○	○
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉	○	○	○
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉	○	○	○
	圧力容器フランジ温度	○	—	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	6.9kV 緊急用母線電圧	○	○	○
480V 緊急用母線電圧	○	○	○	
格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (狭帯域)	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ圧力	○	—	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	○

第 62-6-6 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(3/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度 (平均 値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (SA)	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	格納容器下部水位	○	—	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	—	○

第 62-6-7 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(4/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の 状態確認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
放射能隔離の 状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	○
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	○
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ A	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ B	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ C	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ D	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	○
	NS4 内側隔離	○	○	○
	NS4 外側隔離	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	環境の情報確認	SGTS A 作動	○	○
SGTS B 作動		○	○	○
SGTS モニタ (高レンジ) A		○	○	○
SGTS モニタ (高レンジ) B		○	○	○
SGTS モニタ (低レンジ) A		○	○	○

第 62-6-8 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(5/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	SGTS モニタ (低レンジ) B	○	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	○
	放水口モニタ (T-2)	○	○	○
	モニタリングポスト (A)	○	○	—
	モニタリングポスト (B)	○	○	—
	モニタリングポスト (C)	○	○	—
	モニタリングポスト (D)	○	○	—
	モニタリングポスト (A) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリングポスト (B) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリングポスト (C) 広域レンジ	○	○	—
	モニタリングポスト (D) 広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	—	—
	風向 (可搬型)	○	—	—
	風速 (可搬型)	○	—	—
	大気安定度 (可搬型)	○	—	—

第 62-6-9 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ

(6/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	○	—	○
	使用済燃料プール温度 (SA)	○	—	○
	使用済燃料プール温度	○	—	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	—	○
	フィルタ装置圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位	○	—	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	—	○
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	○
	自動減圧系 B 作動	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	○
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	○
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
全制御棒全挿入	○	○	○	
津波監視	取水ビット水位計	○	—	○
	潮位計	○	—	○

## ○SPDSの容量について

SPDSのデータ伝送容量は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し、第 62-6-6 表に示すとおり、回線容量は必要回線容量に対し余裕を持った設計とする。

また、SPDSのデータ表示機能は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し第 62-6-7 表に示すとおり、表示可能なプラントパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕の持った設計とするとともに、緊急時対策支援システム伝送装置のソフトウェアを改造することにより拡張可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において使用する通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線は、必要回線容量を確保した回線容量を有する設計とする。

第 62-6-6 表 SPDS の回線容量

通信回線種別	建屋間におけるデータ伝送路	必要回線容量 <sup>※1</sup>			回線容量 <sup>※1</sup>
		主要設備	その他		
有線系回線	原子炉建屋付属棟～緊急時対策所	19.2kbps	30.0Mbps	30.02Mbps	1Gbps
無線系回線	原子炉建屋付属棟～緊急時対策所	1.95Mbps	—	1.95Mbps	6Mbps

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

第 62-6-7 表 SPDS のデータ表示に係る容量

	必要となるプラントパラメータ数 <sup>※1</sup>		表示可能なプラントパラメータ数 <sup>※1</sup>	
	アナログ信号	デジタル信号	アナログ信号	デジタル信号
データ伝送設備	148 点	34 点	256 点	256 点
緊急時対策支援システム伝送装置	86 点	34 点	256 点	256 点

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

重大事故等が発生した場合において使用する通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線は、第 62-6-8 表に示すとおり、必要回線容量を確保した回線容量を有する設計とする。

第 62-6-8 表 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線の回線容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 <sup>※2</sup>			回線容量
				主要設備	その他 <sup>※3</sup>		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備 <sup>※1</sup> (固定電話機, PHS 端末, FAX)		384kbps	5616kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話 設備	加入電話	10 回線	—	10 回線	10 回線
			加入 FAX	2 回線	—	2 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続 <sup>※1</sup>	98 回線	—	98 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話 設備	衛星電話設備 (固定型)	9 回線	—	9 回線	9 回線
			衛星電話設備 (携帯型)	13 回線	—	13 回線	13 回線
有線系回線	専用電話（ホットライン） (自治体向)		2 回線	—	2 回線	2 回線	
通信事業者 回線（統合 原子力防災 ネットワー ク）	有線系回線	統合原子力 防災ネット ワークに接 続する通信 連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議シス テム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支 援システム伝 送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力 防災ネット ワークに接 続する通信 連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
テレビ会議シス テム			(128kbps)				
	データ伝送設備 (緊急時対策支 援システム伝 送装置)		(32kbps)				

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

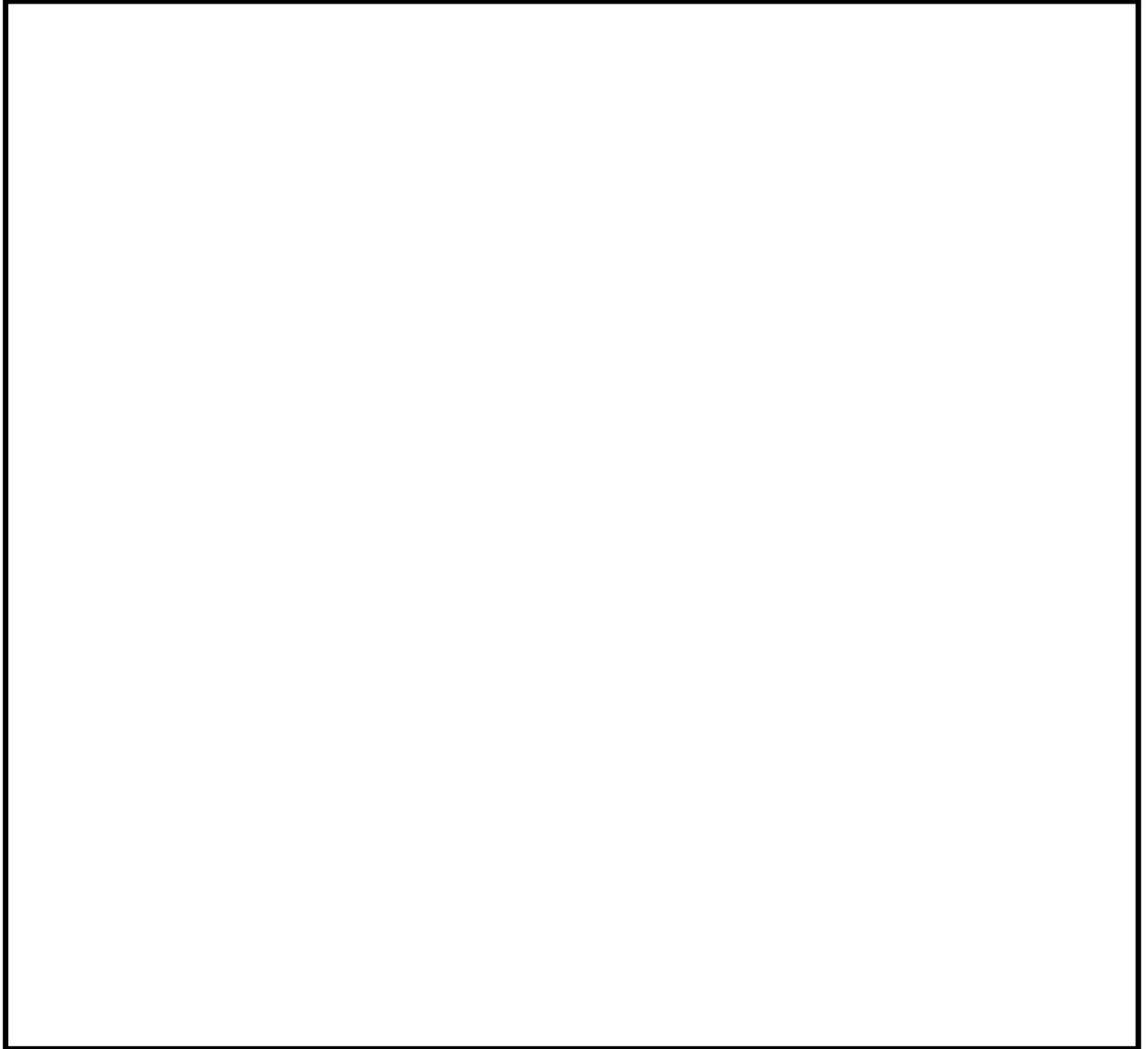
※2：() は内訳を示す。

※3：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

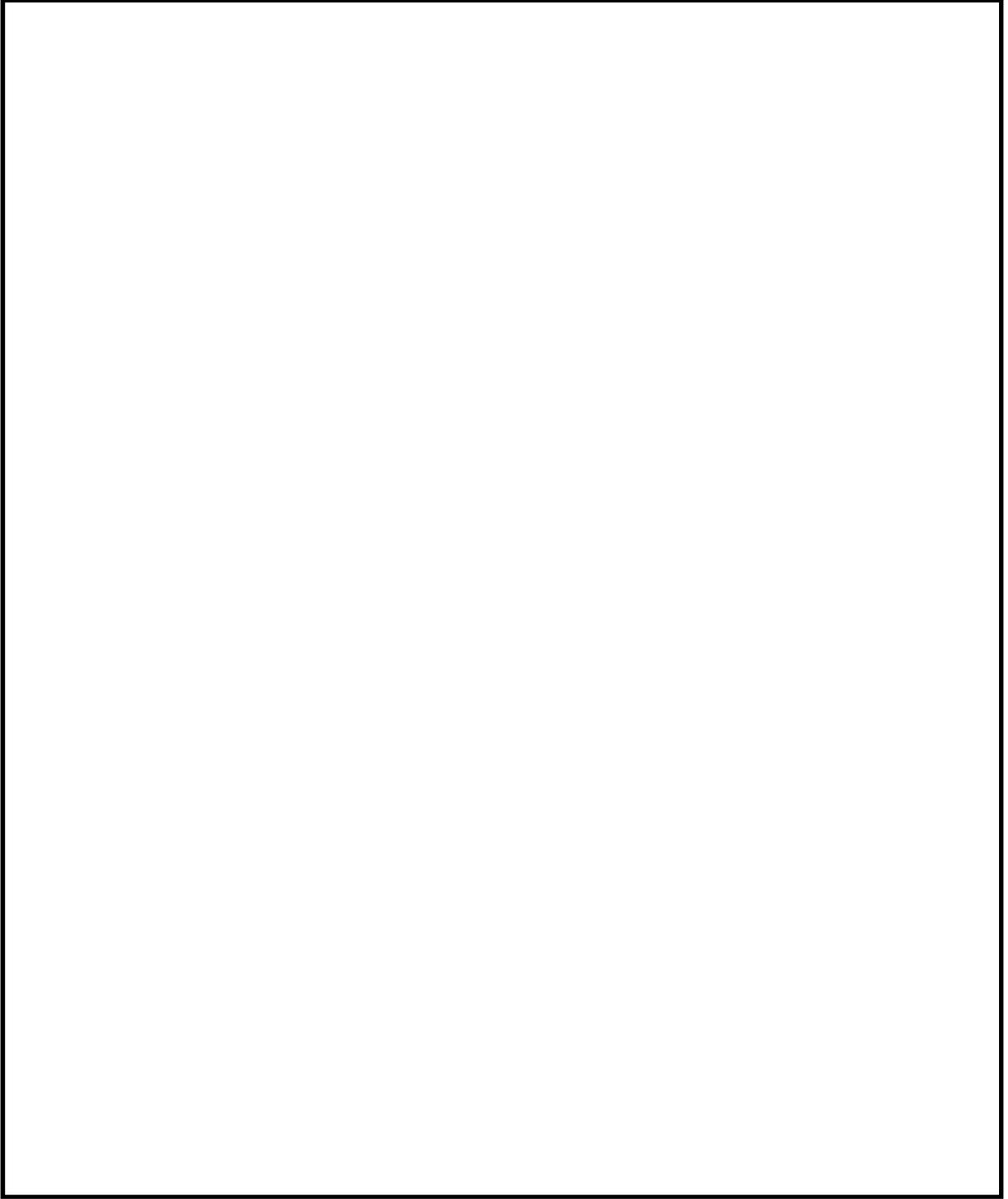
62-7

アクセスルート図

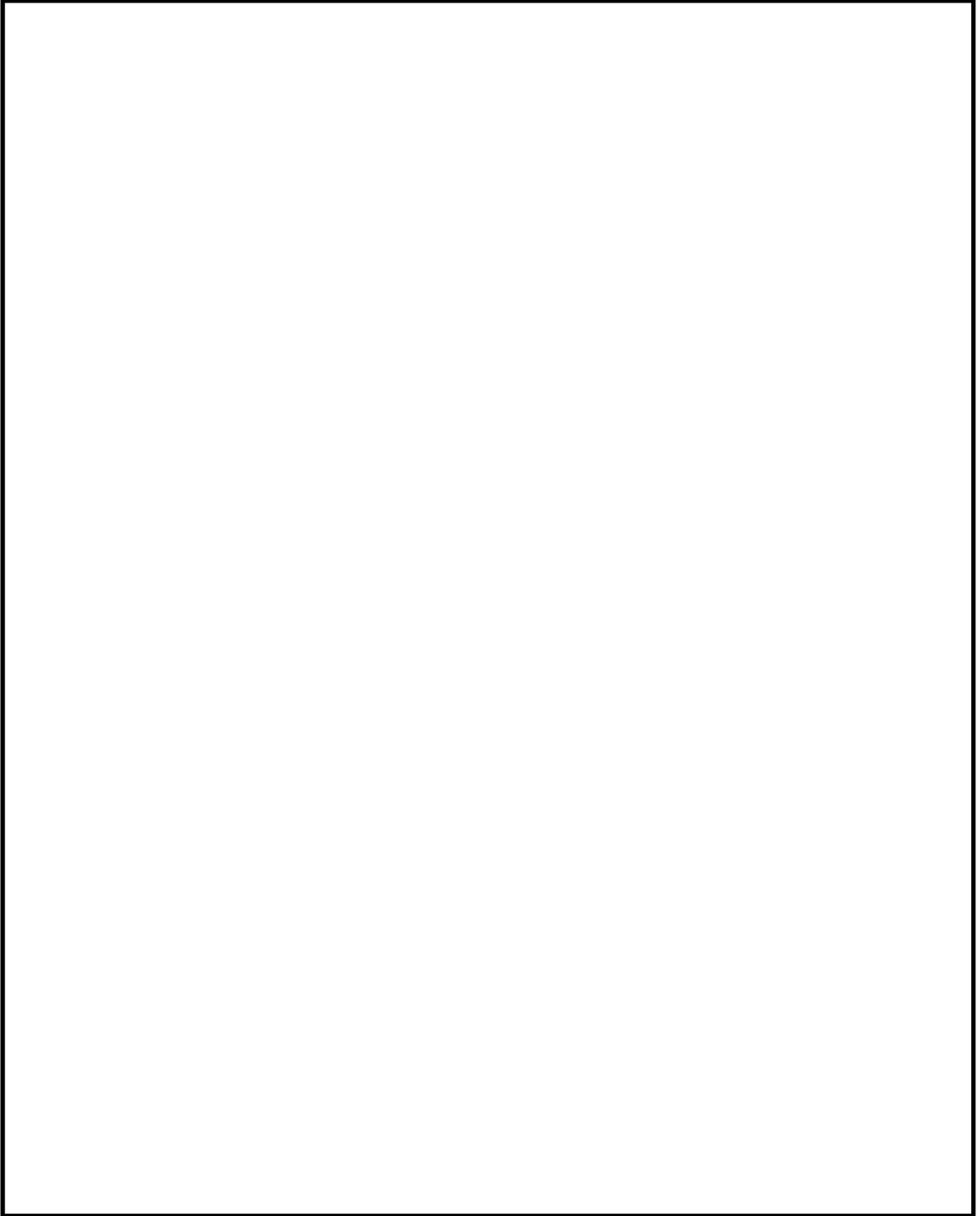
62-7-1



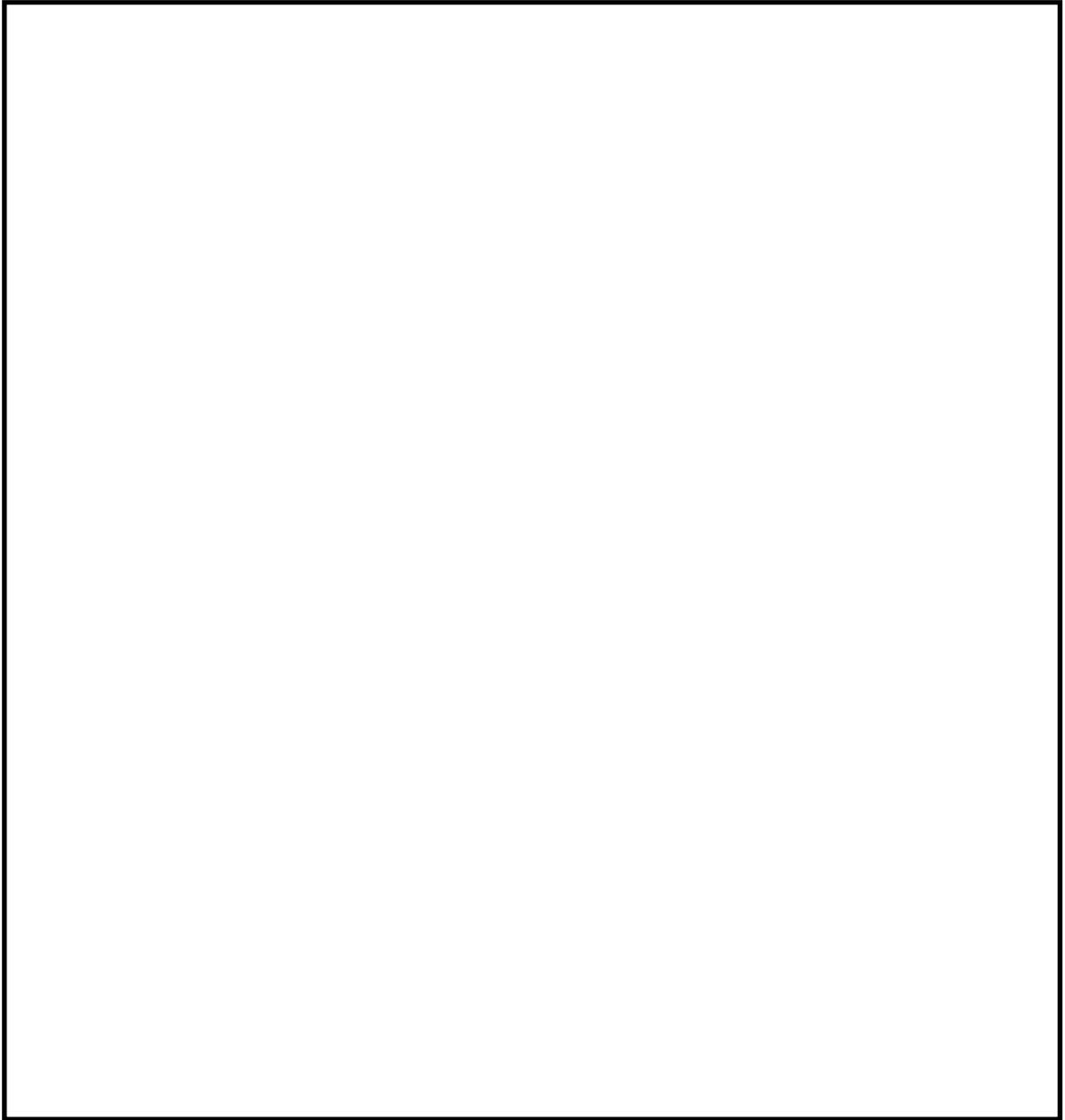
第 62-7-1 図 屋外アクセスルート図



第 62-7-2 図 重大事故等発生時 屋内アクセスルート



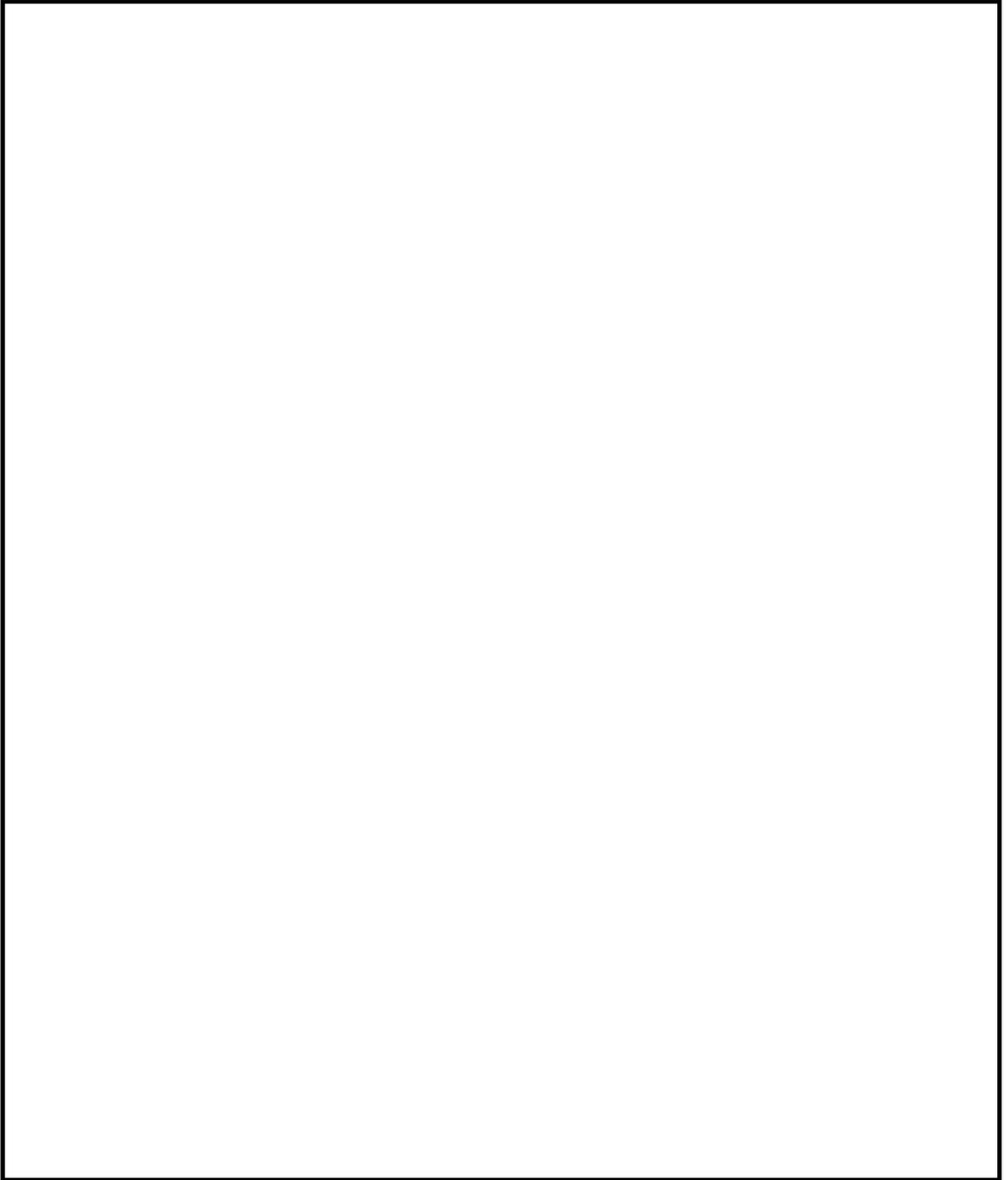
第 62-7-3 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



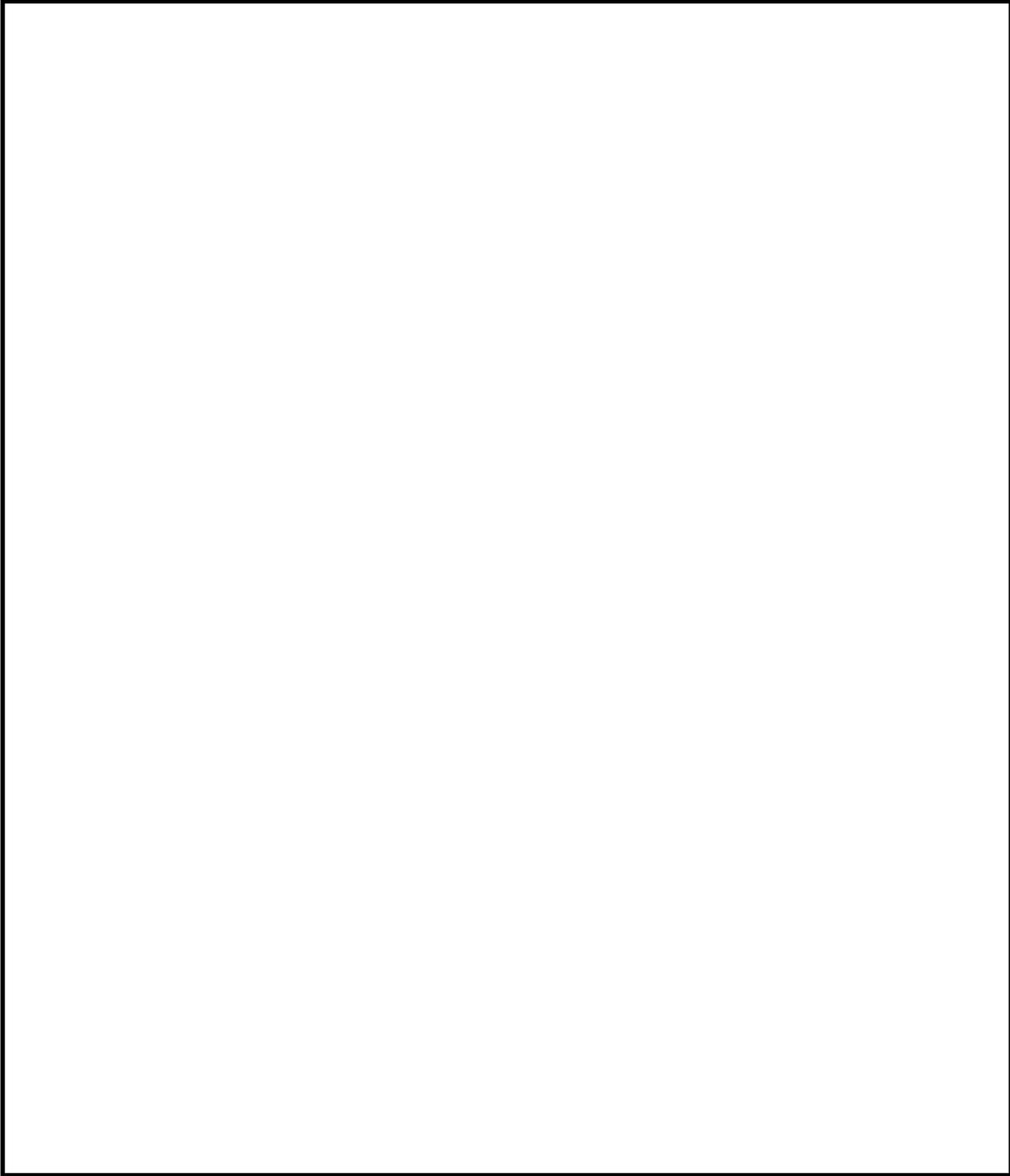
第 62-7-4 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



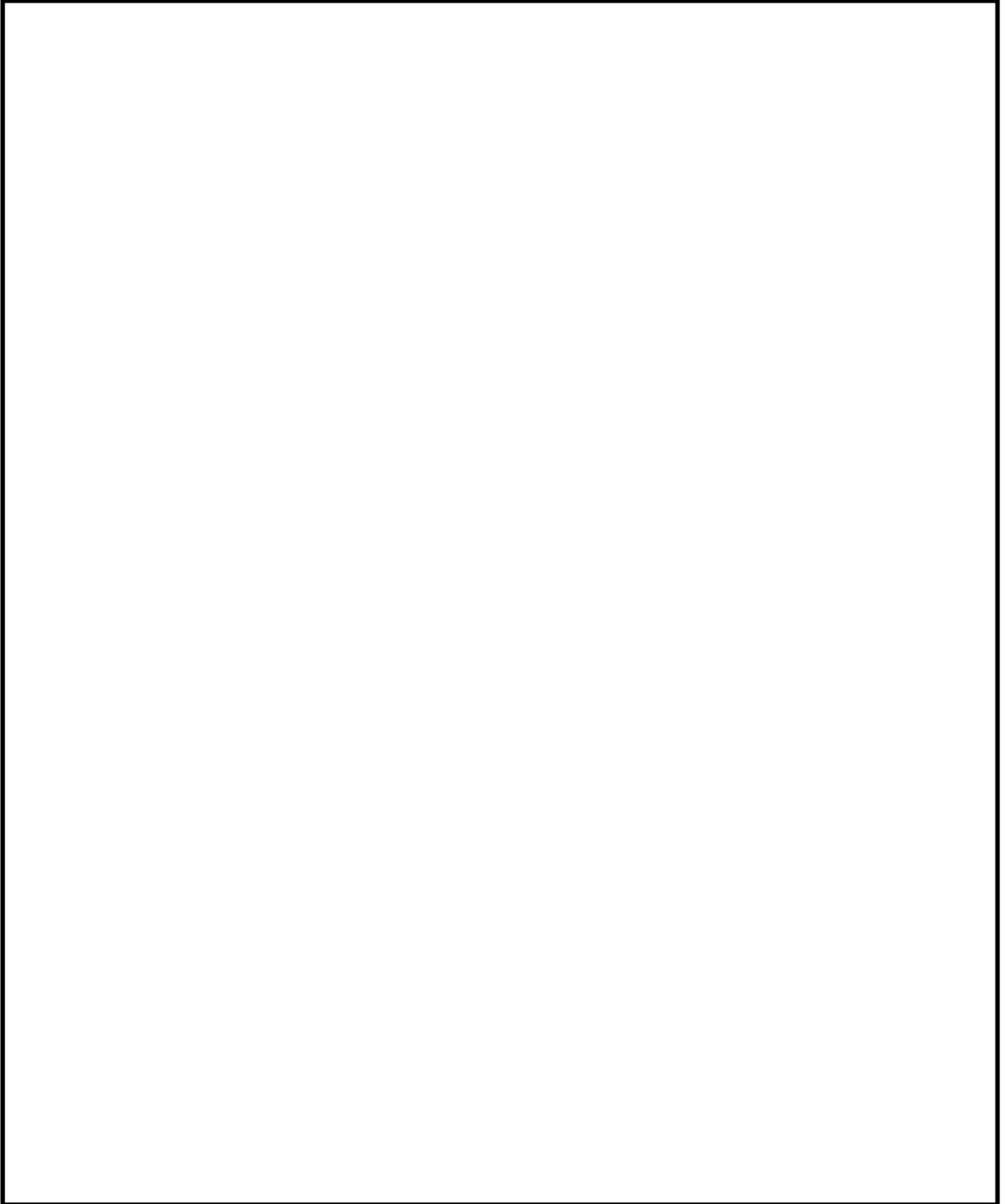
第 62-7-5 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



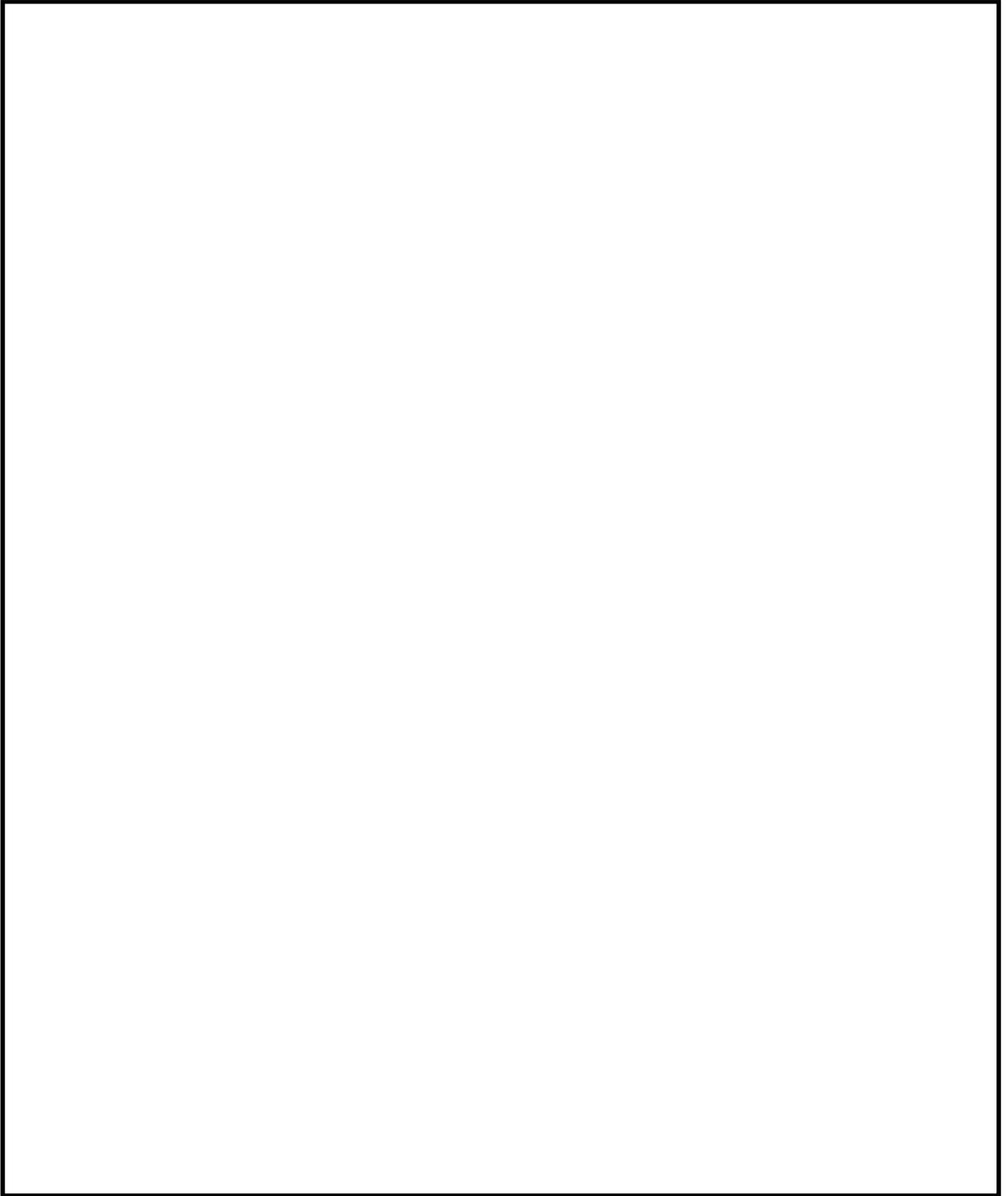
第 62-7-6 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



第 62-7-7 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



第 62-7-8 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

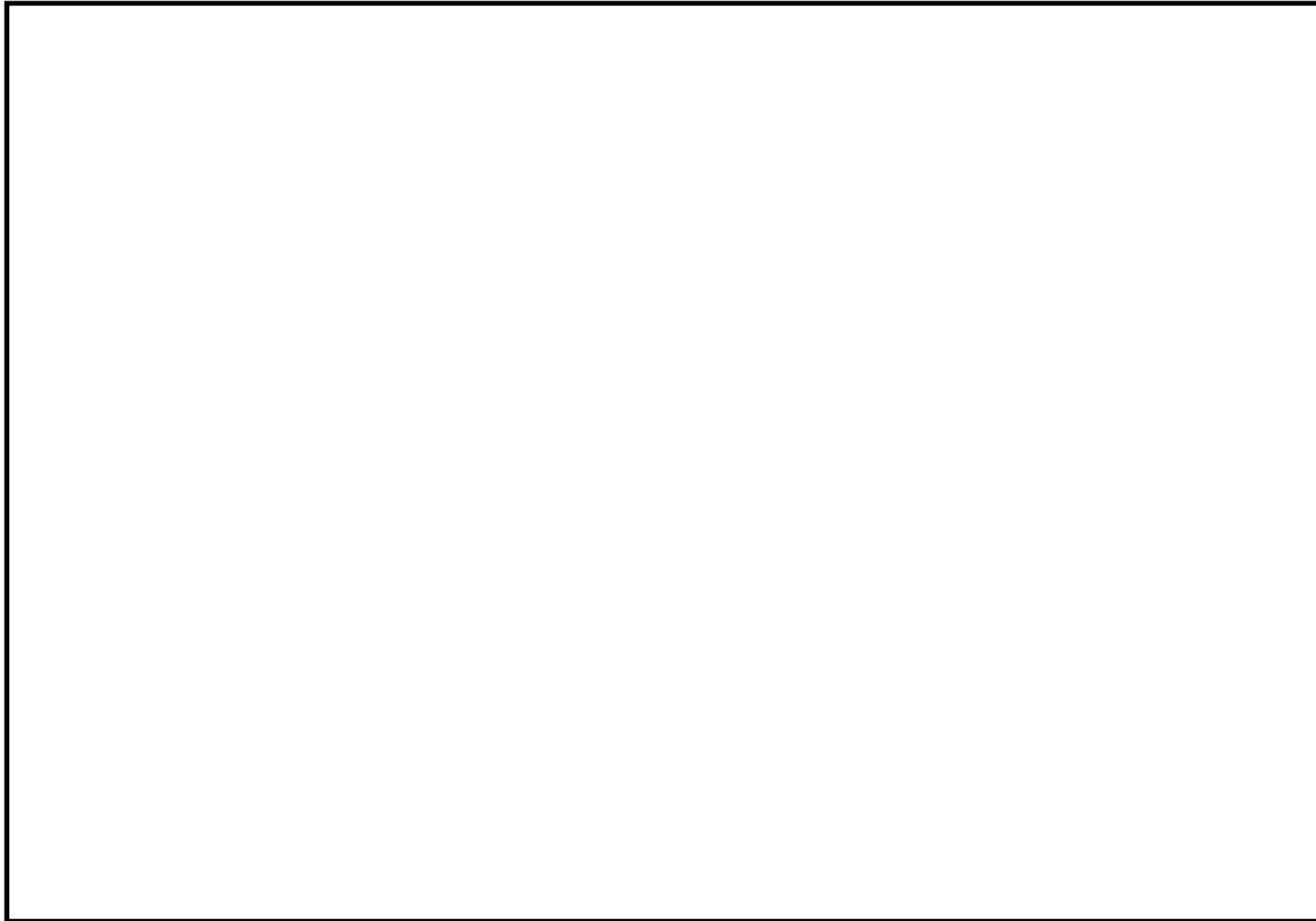


第 62-7-9 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

62-8

設備操作及び切替に関する説明書

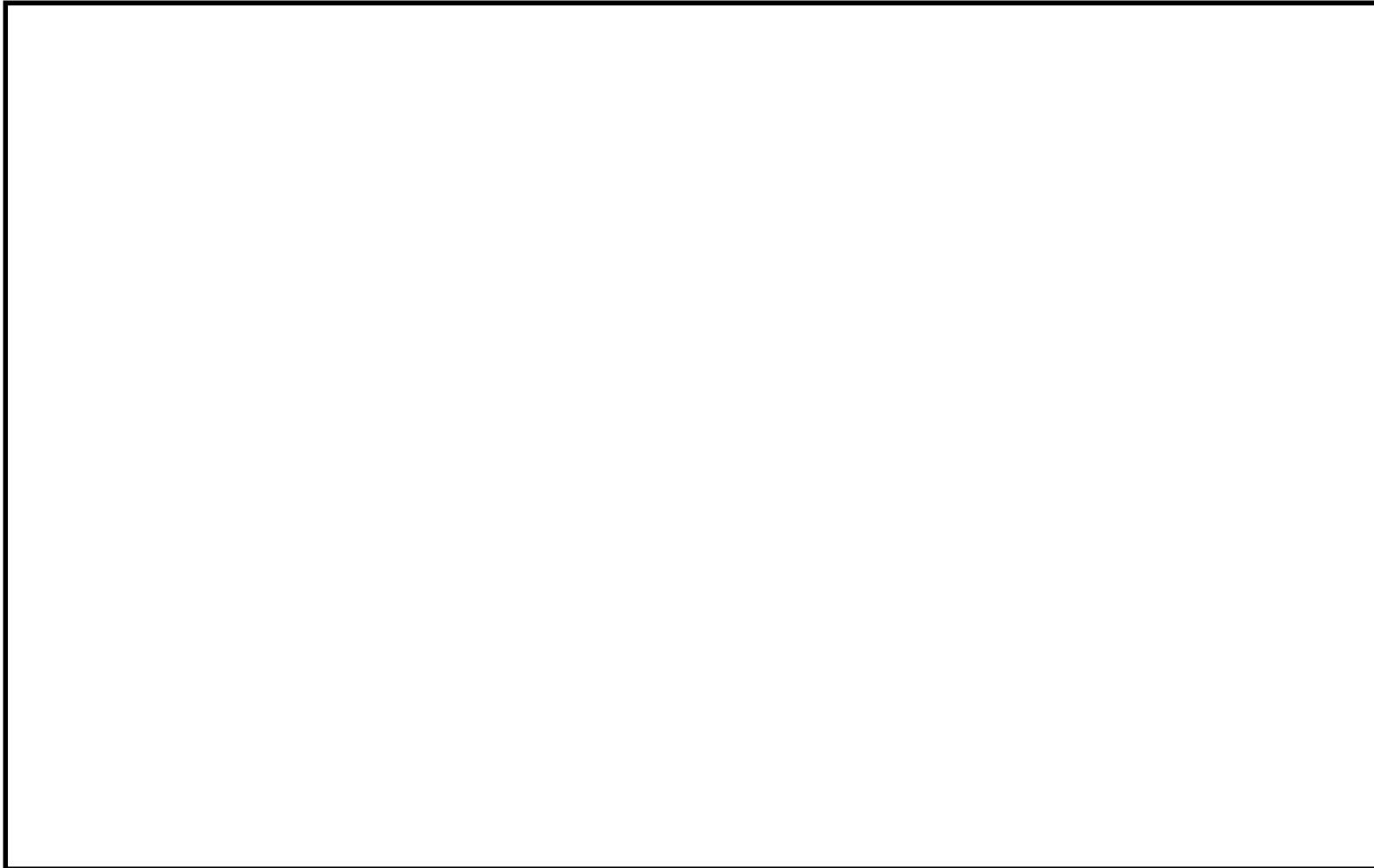
62-8-1



- 写真については、一部イメージを含む。
- 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

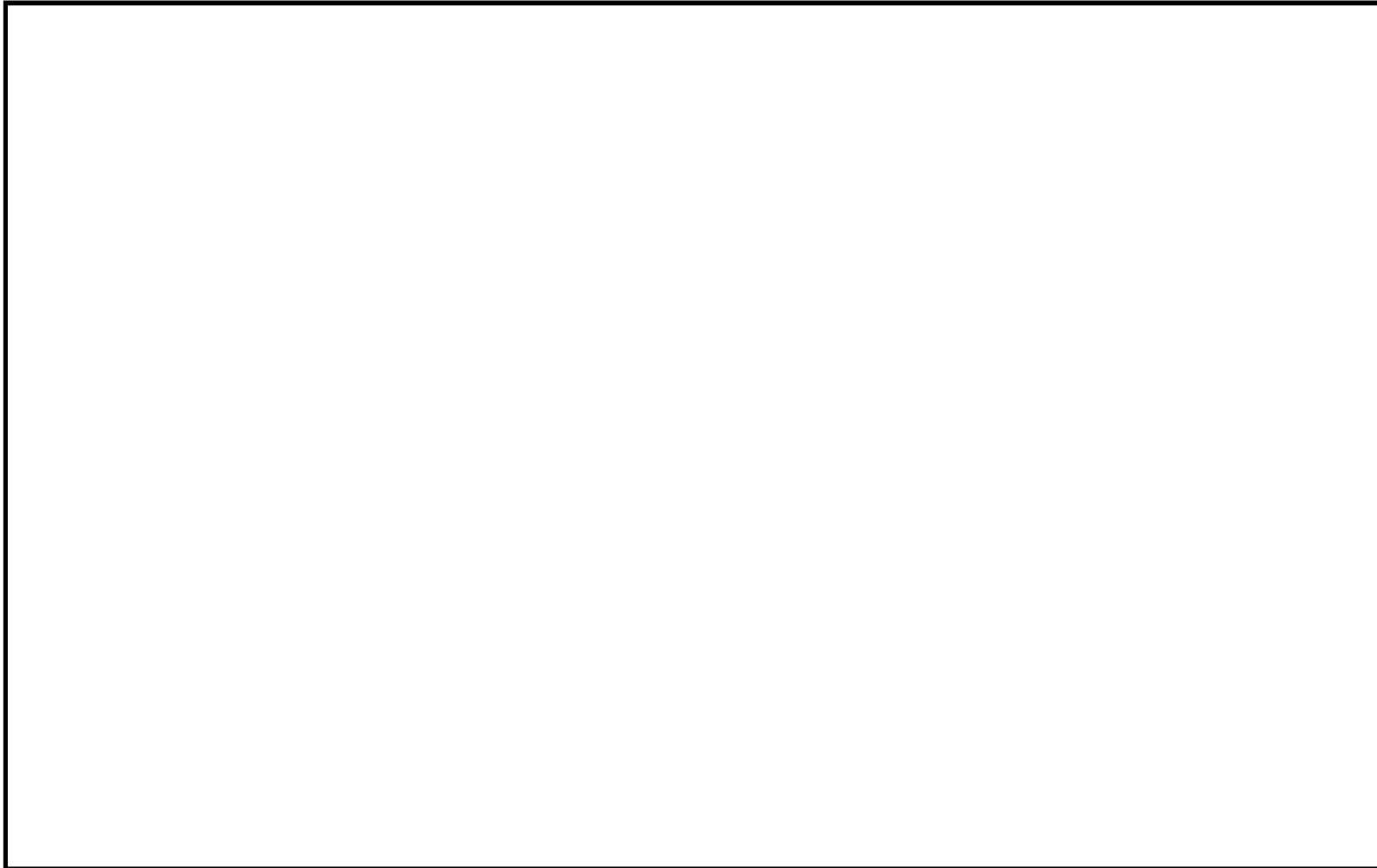
第 62-8-1 図 操作概要図 携行型有線通話装置  
(原子炉建屋附属棟 3 階 中央制御室)

62-8-2



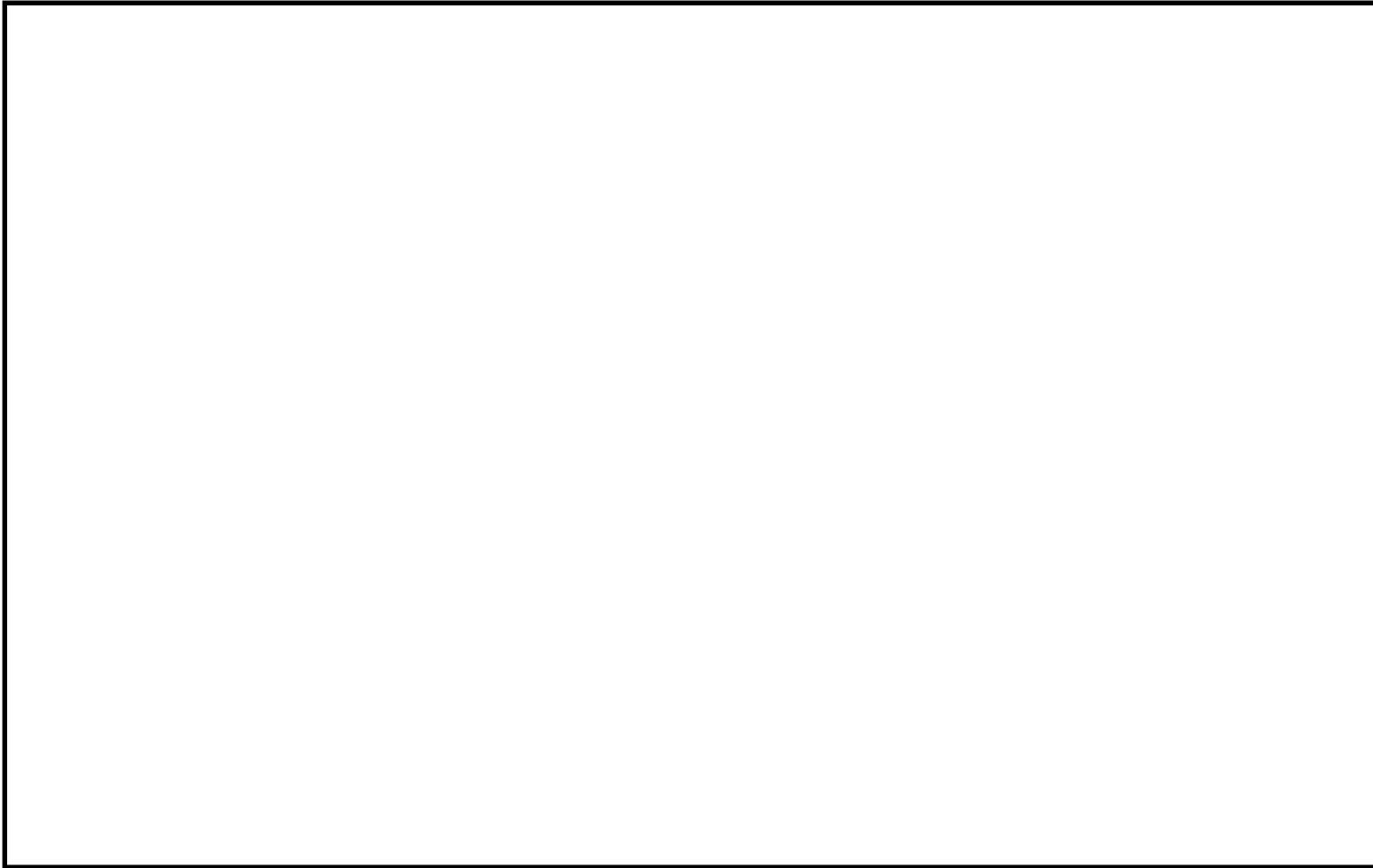
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-8-2 図 操作概要図 衛星電話設備（固定型）  
（原子炉建屋付属棟 3 階 中央制御室）



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-8-3 図 操作概要図 無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）  
（緊急時対策所 2 階）



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第 62-8-4 図 操作概要図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備  
(テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X) (緊急時対策所 2 階)