

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改35
提出年月日	平成29年9月13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9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

47-11 その他

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
- 49-11 その他

~~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DESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について
- 51-13 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 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 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イ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

54-14 その他

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

46-11 過渡時自動減圧機能について

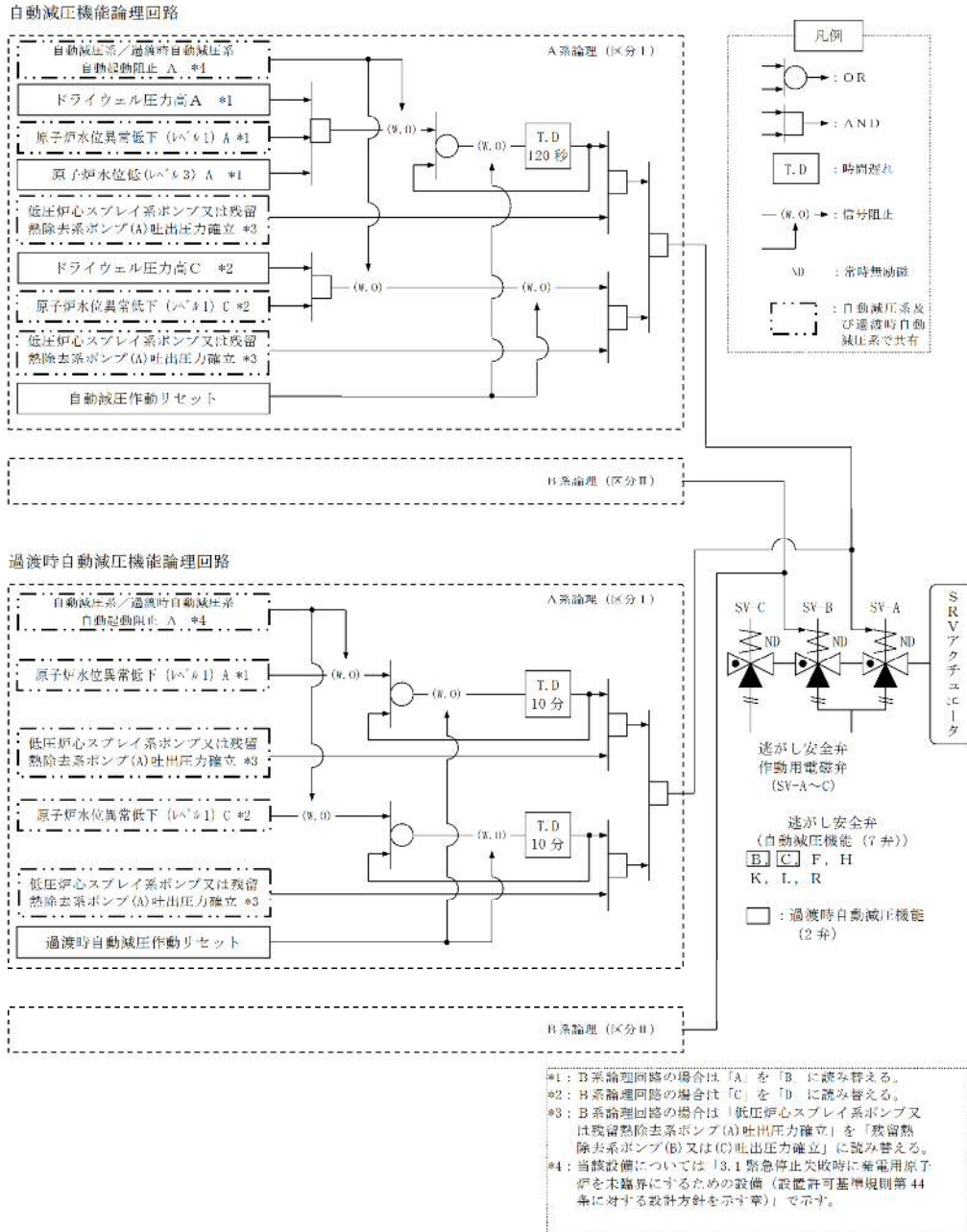
(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、原子炉水位異常低下（レベル1）で自動作動し、自動減圧機能とは多様性を有する過渡時自動減圧機能論理回路を設ける。

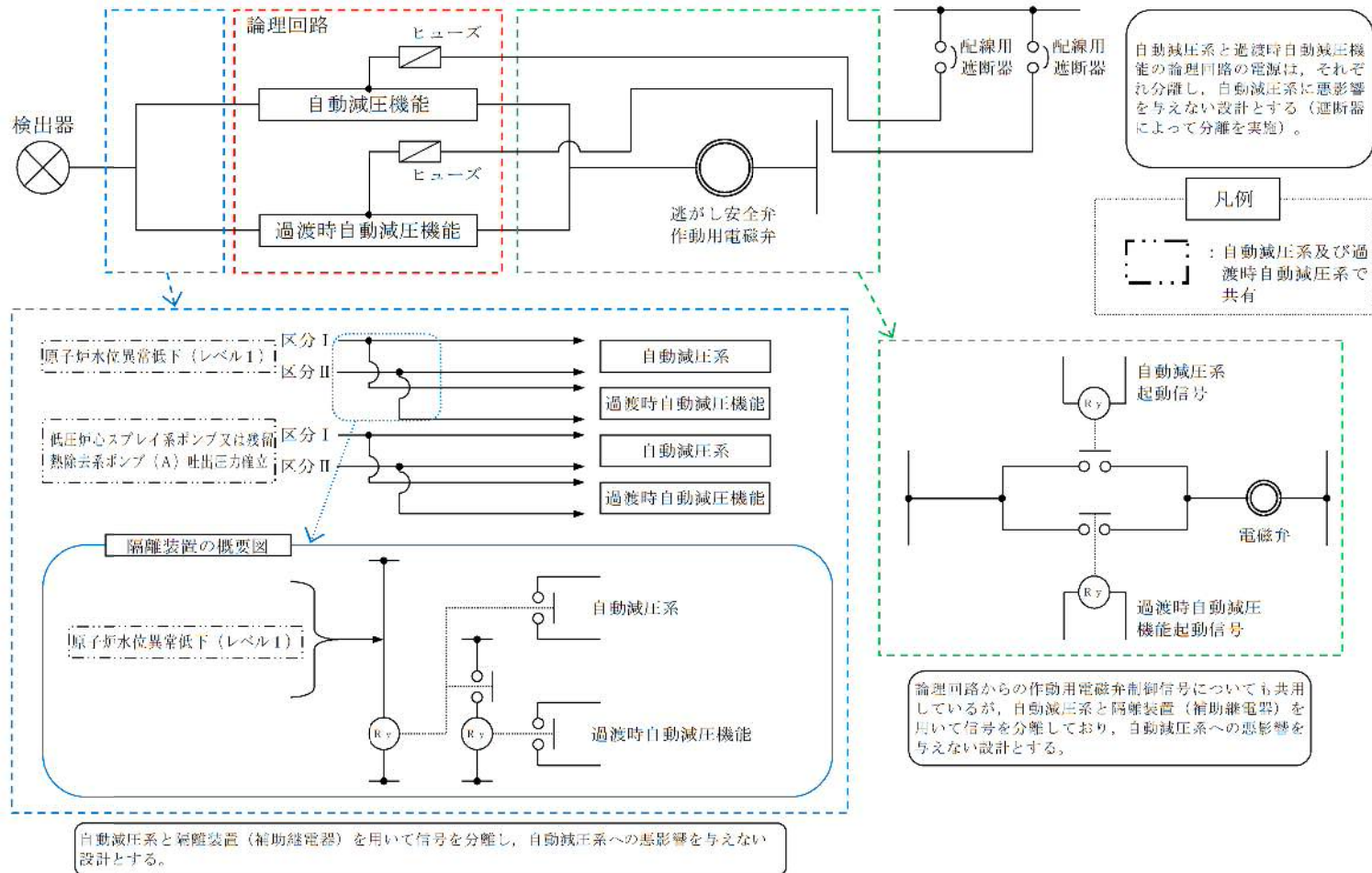
4. 共通要因による影響防止対策

過渡時自動減圧機能論理回路は、共通要因によって自動減圧機能と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

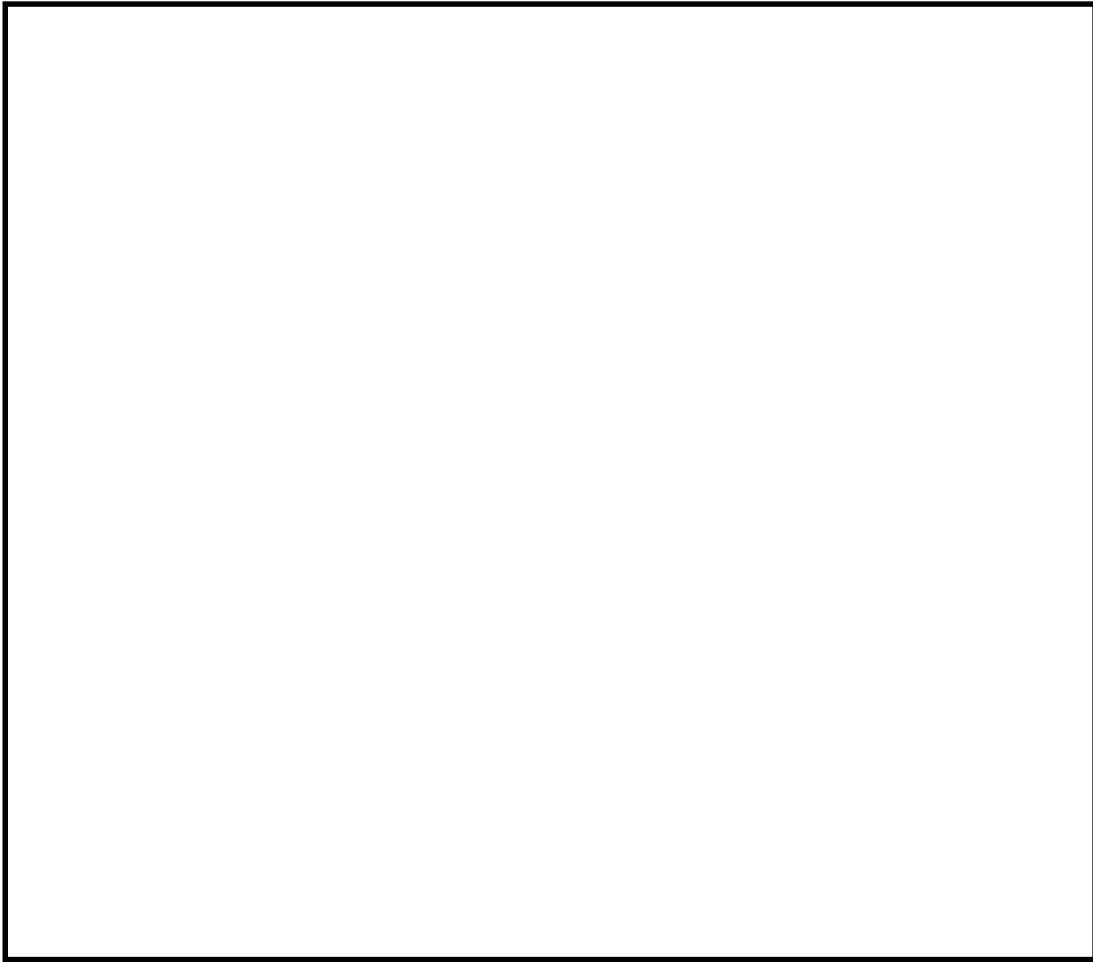
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。



第 46-11-1 図 自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の論理回路



第 46-11-2 図 信号の分離について



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

過渡時自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に過渡時自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、過渡時自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて過渡時自動減圧機能の誤動作率を評価する。過渡時自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第1図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第2図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第1表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第2表に示す。また、**論理回路のみの**誤動作確率を第3表に示す。その結果、第2表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率は $\boxed{\quad}$ /h ($\boxed{\quad}$ /炉年)、第3表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率 (**論理回路のみ**) は $\boxed{\quad}$ /h ($\boxed{\quad}$ /炉年) いう評価結果となった。

第1表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/h））※1
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第2表 誤動作確率評価結果一覧

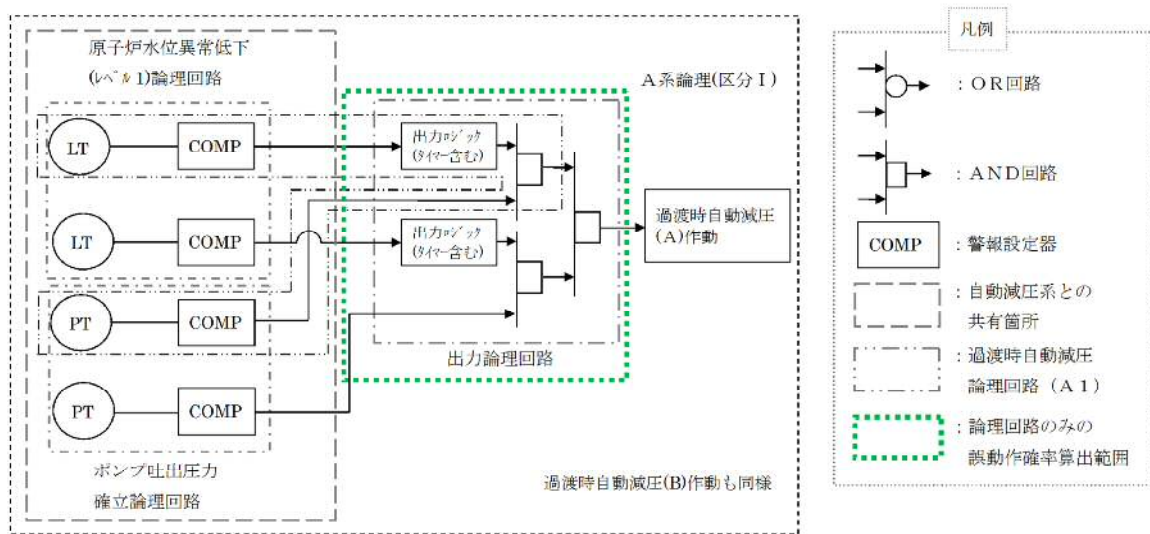
評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
出力ロジック（A1）回路	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧（A）	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧機能	<input type="text"/> / 炉年 <input type="text"/> / h※2

※2 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

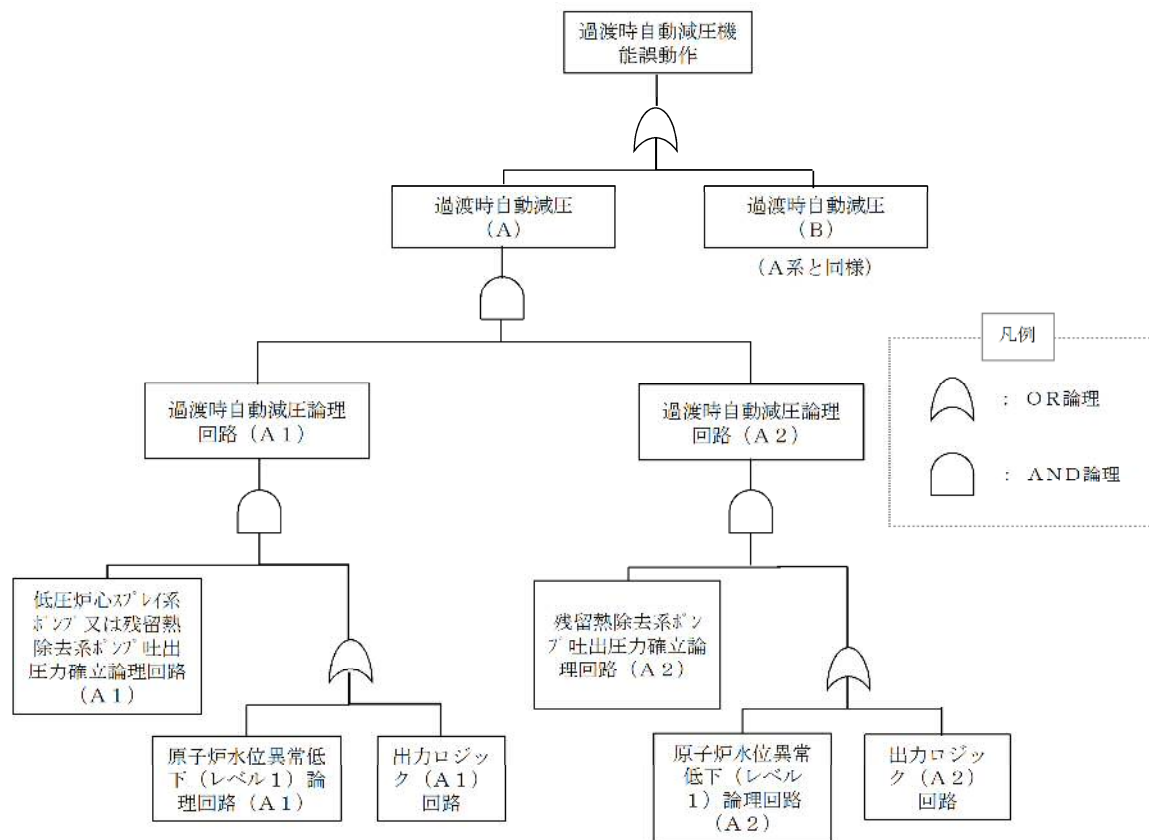
第3表 誤動作確率評価結果一覧（論理回路のみ）

評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
出力ロジック（A1）回路	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧（A）	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧機能	<input type="text"/> / 炉年 <input type="text"/> / h※3

※3 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



第1図 誤動作率評価モデル



第2図 誤動作率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

過渡時自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。過渡時自動減圧機能の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第3図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第4図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第3表に示す。
- ・共通要因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた
- ・故障確率 P は $P=1/2\lambda T$ で評価した。（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は8760hとした。

また，この非信頼性と，内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度^{※1}の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，自動減圧機能による原子炉の減圧機能が喪失し，かつ過渡時自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまり，過渡時自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第5表に示す。また，論理回路のみの非信頼度を第6表に示す。その結果，第5表より，過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は ，第6表より，過渡時自動減圧機能の非

信頼度（誤不動作確率）（論理回路のみ）は [] という評価結果となった。

過渡時自動減圧機能の非信頼性度（誤不動作確率）に，内部事象 P R A において過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度（ 2.0×10^{-8} / 炉年）を乗算することにより，過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作の発生頻度） [] / 炉年，論理回路のみの非信頼度（誤不動作の発生頻度） [] [] / 炉年 が求められる。

- ※1 過渡時自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は，重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは T Q U X（ 2.0×10^{-8} / 炉年）であることから，これらの C D F の和が当該状況の発生頻度となる。なお，他の重大事故等対処設備（高圧代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

第4表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（/h））※1
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

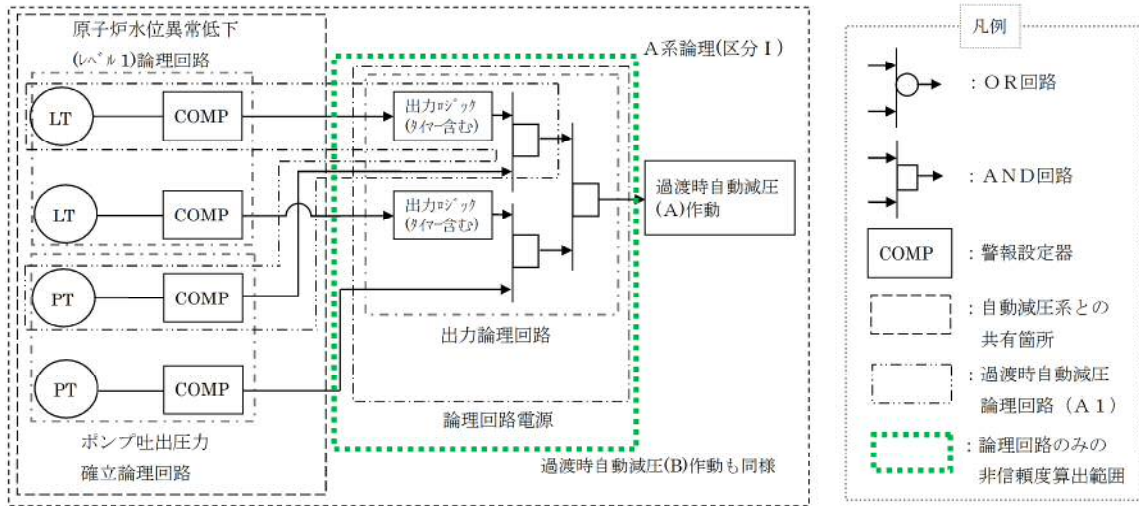
第5表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）	
出力ロジック（A1）回路	
過渡時自動減圧論理回路（A1）	
過渡時自動減圧（A）	
過渡時自動減圧（A）（B）	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能	

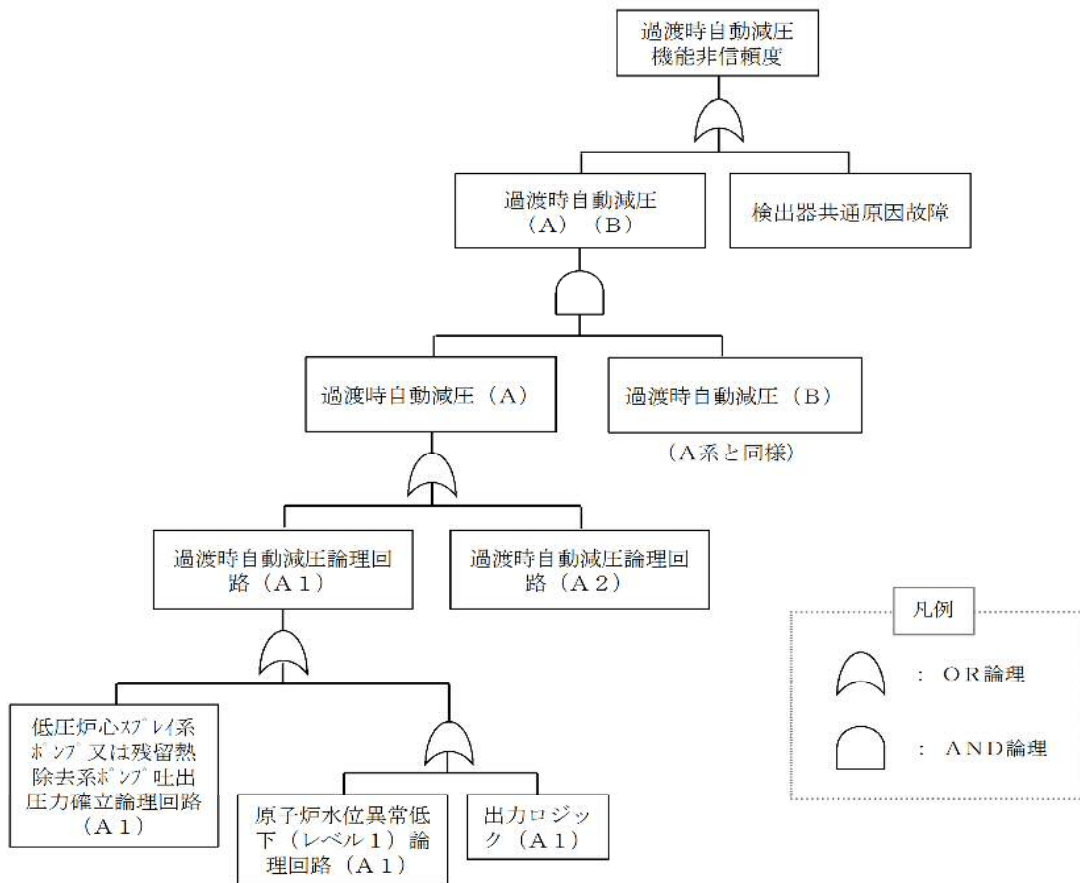
※2 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度（ 2.0×10^{-8} / 炉年）を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第6表 非信頼度の評価結果一覧（論理回路のみ）

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレション [°] 又は残留熱除去系ホ [°] ン [°] プ吐出圧力確立論理回路（A1）	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）	
出力ロジック（A1）回路	
過渡時自動減圧論理回路（A1）	
過渡時自動減圧（A）	
過渡時自動減圧（A）（B）	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能	



第3図 非信頼度評価モデル



第4図 非信頼度評価フォールトツリー

54-6 容量設定根拠

54-6-1

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
個数	個	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注1）／約2.31（注2）
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 0.98 / 海水側 0.98
最高使用温度	℃	淡水側 80 / 海水側 66
伝熱面積	m ²	51.1m ² 以上
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】 (概要) 代替燃料プール冷却系熱交換器は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能を喪失した場合でも、使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし、2.31MWとする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 2.1 一次側 代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側の最高使用圧力は、系統内の最大静水頭（燃料プールと系統最低レベルとの水頭差）とポンプ締切揚程に余裕を考慮し、0.98MPa[gage]とする。 2.2 二次側 代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用圧力は、緊急用海水系主配管の最高使用圧力に合わせて0.98MPa[gage]とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 3.1 一次側 代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用温度は、既設設備の最高使用温度は66℃であり、保守的に有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できない場合を想定しても使用済燃料プールの温度は約78℃までの上昇に留まるため、80℃とする。 3.2 二次側 代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用温度は、運転温度に余裕を考慮し、66℃とする。</p>		

4. 伝熱面積の設定根拠

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積は、下記を考慮して決定する。

(1) 必要最小伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量 2.31MW を満足するための性能計算で求められる 44.4 m²/個 とする。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K \times \Delta T} = \frac{2.31 \times 10^6}{2924 \times 17.8} \\ &= 44.38 \approx 44.4 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$Q \quad : \text{設計熱交換量 (W)} \quad = 2.31 \times 10^6 \quad (= 2.31 \text{ MW})$$

$$K \quad : \text{熱通過率 (W/m}^2 \cdot \text{K)} \quad = 2924$$

$$\Delta T \quad : \text{対数平均温度差 (K)} \quad = 17.8$$

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

(2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A_1 &= N \times A_p \\ &= 223 \times 0.255 = 56.86 \approx 56.8 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)}$$

$$N \quad : \text{伝熱板有効枚数 (枚)} \quad = 223$$

$$A_p \quad : \text{伝熱板1枚当たりの有効伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 0.255$$

(3) 伝熱面積の設計確認値

代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積の設計確認値は、汚れによる性能低下を見込み、公称伝熱面積に10%の余裕を考慮した伝熱面積として設定する。この設計確認値 51.1m²/個は、必要最小伝熱面積を上回っており、設計熱交換量 2.31MW/個を確保できるものである。

なお、伝熱面積の設計確認値は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A' &= (1-0.1) \times A_1 = 0.9 \times 56.8 \\ &= 51.12 \approx 51.1 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A' \quad : \text{伝熱面積の設計確認値 (m}^2\text{)}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 56.8$$

59-9 原子炉制御室について

(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ

2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料

- 3.1 中央制御室待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
- 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の概略図を、第 2.4-2 図に示す。

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

事故時は、外気取入口を遮断して、フィルタ系ファンによりフィルタ（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系の給気隔離弁 4 台、排気隔離弁 2 台の合計 6 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また、中央制御室排煙装置との隔離は隔離弁 3 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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

なお、中央制御室換気系については常設代替交流電源設備から受電するまでの間起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、2時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されることを確認している。

【設備仕様】

- ・ 空気調和機ファン

台数：1(予備1)

容量：約42,500 m³/h/台

- ・ フィルタ系ファン

台数：1(予備1)

容量：約5,100 m³/h/台

・チャコールフィルタ

基数：1(予備1)

 : S A 範囲

処理容量：5,100 m³/h/基

よう素除去効率：97%以上

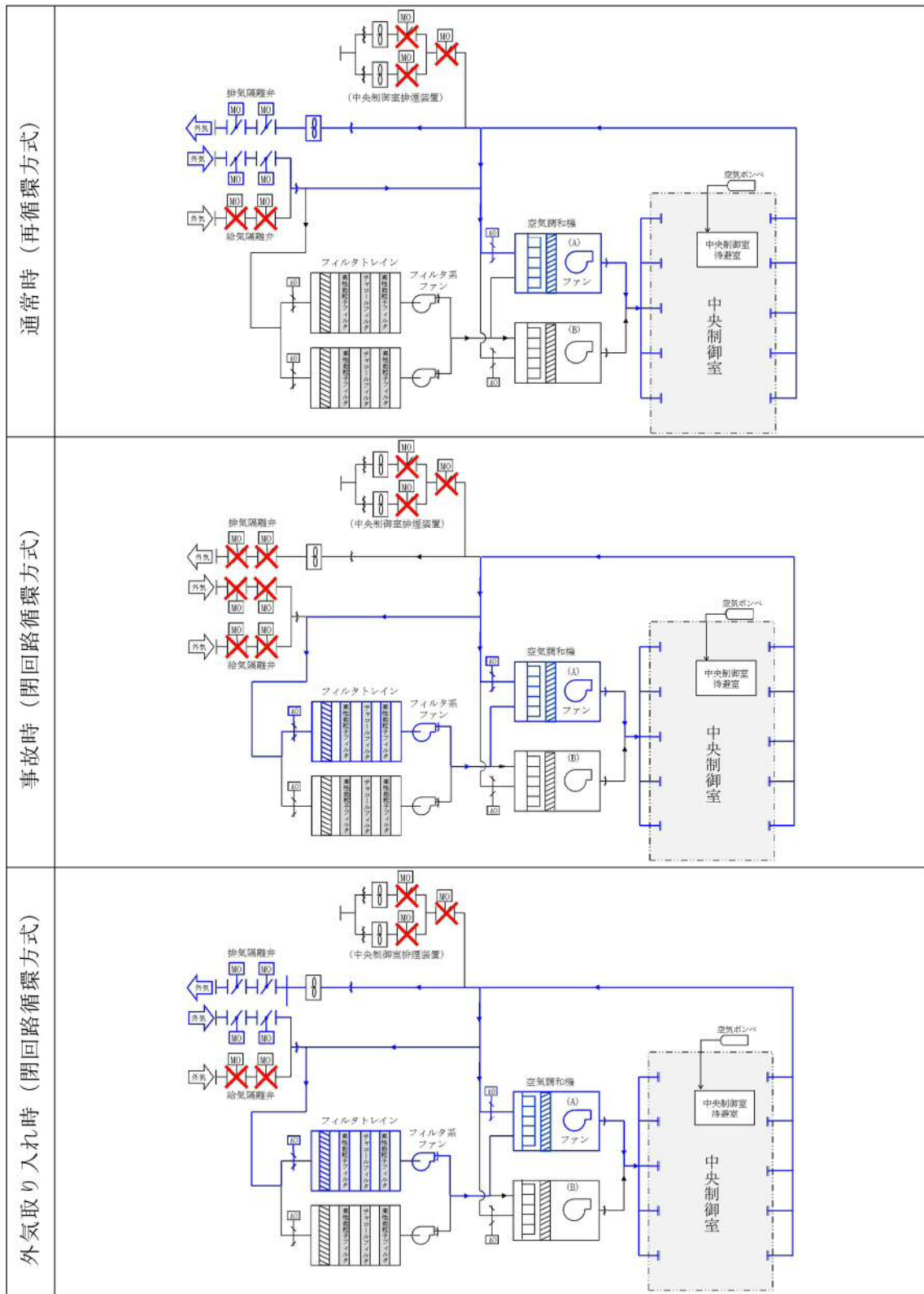
・高性能粒子フィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

粒子除去効率：99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子に対して）

 : S A 範囲



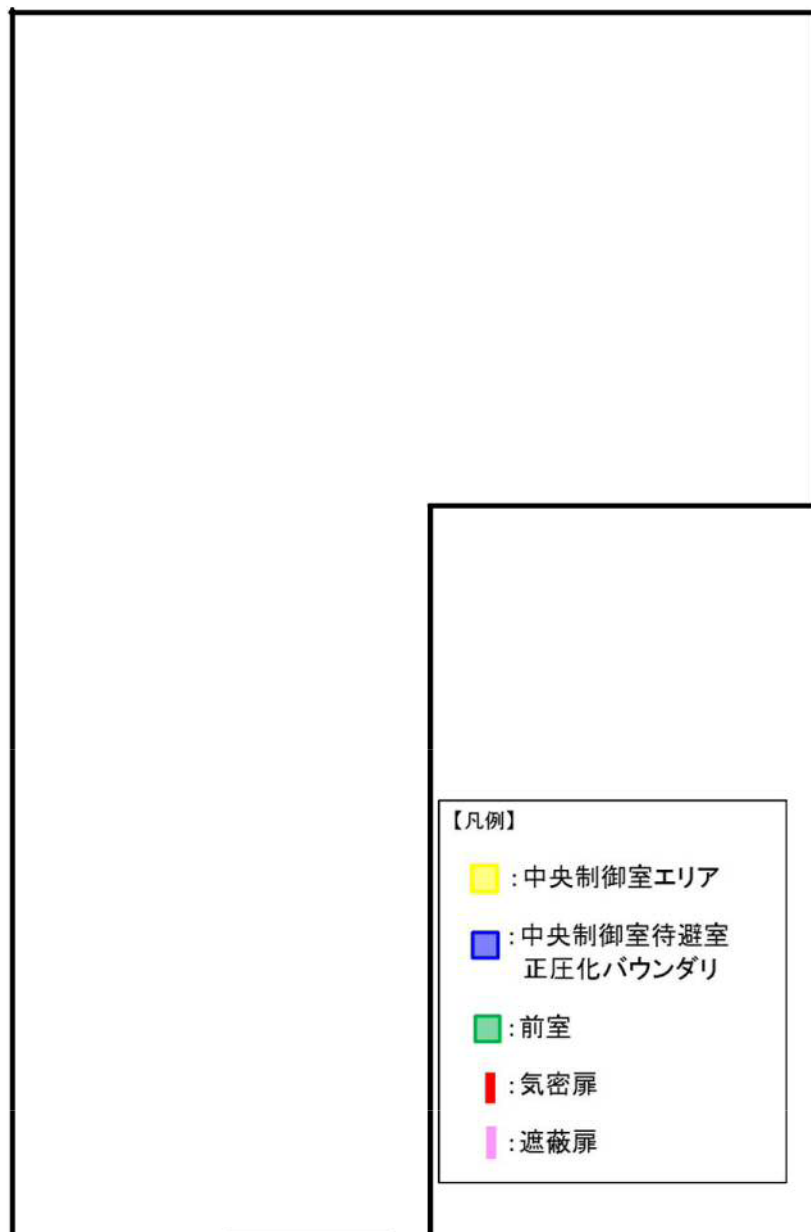
第 2.4-2 図 中央制御室換気系の概略図

— : S A 範囲

d. 空気ポンベの設置エリア

空気ポンベは中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。空気ポンベの配置を第 2.4-6 図に示す。

あわせて，中央制御室待避室の正圧化バウンダリを示す。



第 2.4-6 図 空気ポンベ配置図

： S A 範囲

e. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 1.5 秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

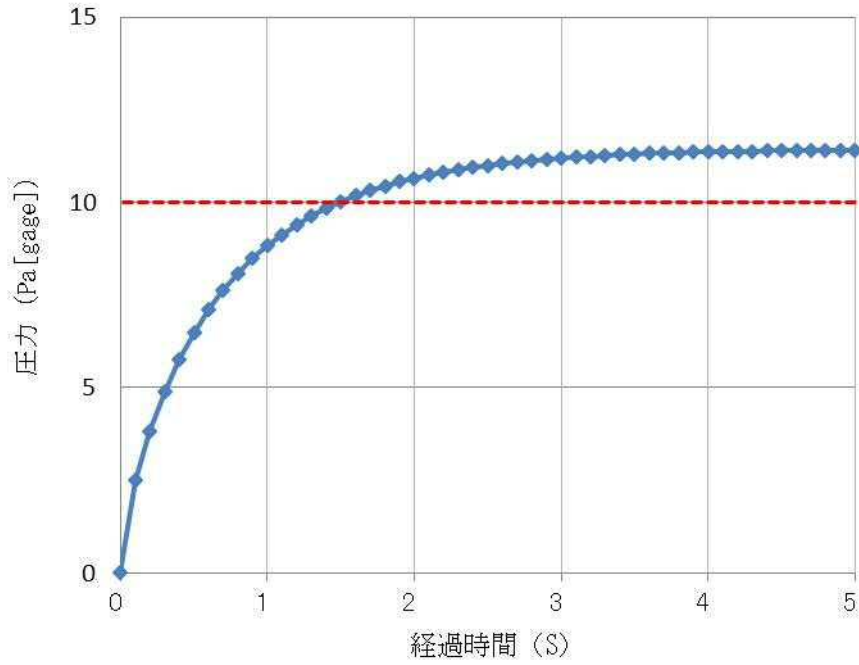
上記基礎式を展開し，単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間 Δt 後の室圧 $P^{t+\Delta t}$ を繰り返し計算することで，室圧 P の経時変化を求める。

(b) 評価条件

項目	記号	単位	中央制御室待避室	備考
大気圧力	P_0	Pa(abr)	101,325	
容積	V	m^3	16	
温度	T	K	293.15	
流入量	$N1$	m^3/h	14.2	
		mol/sec	0.164	
リーク面積	A	m^2	9.06E-04	流入量と室圧基準より算出（評価用暫定値）
正圧（10Pa）達成時間	t	sec	1.5	

： S A 範囲

(c) 圧力の時間変化



中央制御室待避室内圧力の時間変化

 : S A 範囲

3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には3名の運転員が待避することとしている。この要員数を設定した考え方を以下に示す。

① 待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

➤ 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整，格納容器ベント操作を，SA操作盤において，指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A）1名で実施する。

➤ 待避室の正圧化操作を操作者（運転員B）1名で実施する。

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

② 中央制御室待避室に待避中は，運転員による運転操作を実施する必要はない。

③ 原子炉施設保安規定の定めにより中央制御室には3名の運転員が常駐する必要がある。

以上の条件から，中央制御室待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A，B）2名の計3名に設定した。

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室に待避する運転員は3名であることから，中央制御室待避室は3名の運転員が5時間に亘って待避するために必要なスペースを確保することを条件とする。

中央制御室待避室内で行う作業はデータ表示装置によるプラントパラメータの監視，衛星電話等による通信連絡のみであり，広い作業スペースは

不要であることから、以下の条件を考慮して中央制御室待避室の内部寸法を設定した。

- ▶ 運転員 3 名が着席して待機するために必要なスペース
- ▶ データ表示装置と衛星電話を置くためのスペース
- ▶ 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- ▶ 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

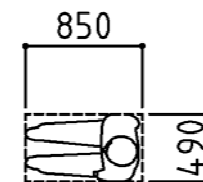
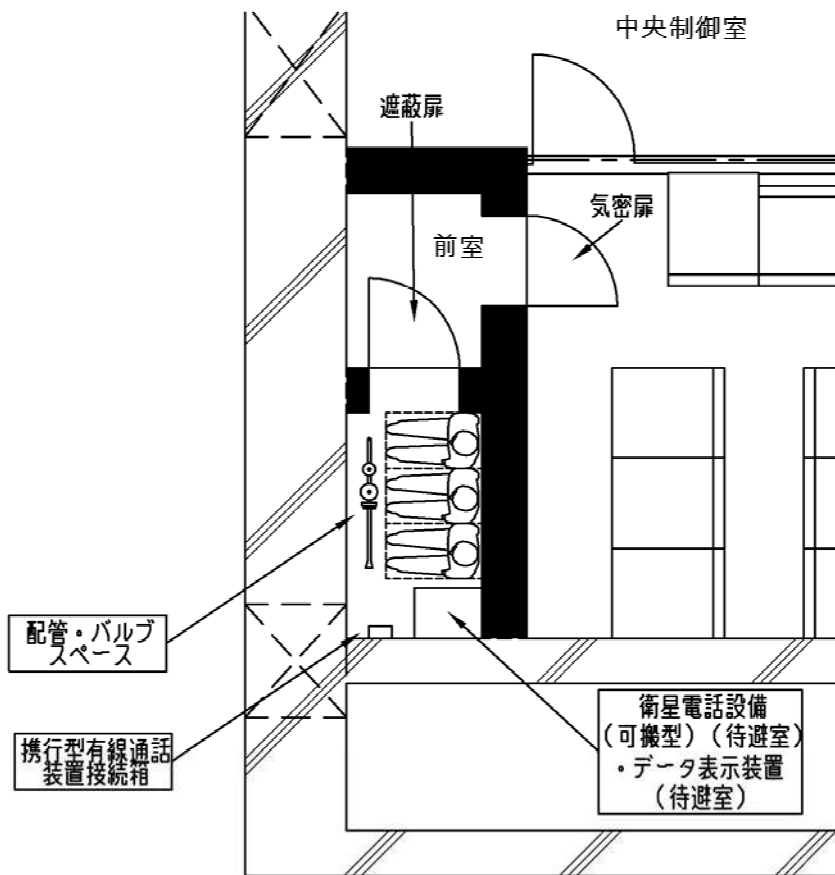
これらの条件を踏まえ、待避室内部のレイアウト図を作成し、待避室の内部寸法を検討した。

(3) 待避室内部のレイアウト

第 3.6-1 図に中央制御室待避室のレイアウト図を示す。要員 3 名が椅子に座った姿勢で待機するために十分なスペースを確保しており、室内空間の広さとして妥当なものと判断できる。

待避室内は可搬型照明（SA）により十分な照度を確保することで、居住性を確保することとした。

待避室に窓を設置することで、居住性のさらなる向上を図ることとした。



人体寸法
(日本建築学会 建築設計仕様集成より)

作業姿勢 		12 足先点・体幹部 850 突出距離 (800)
軽休息姿勢 		12 足先点・体幹部 1010 突出距離 (980)
休息姿勢 		12 足先点・頭部突 1135 突出距離 (1080)

第 3.6-1 図 中央制御室待避室レイアウト図

59-10

原子炉制御室の居住性（重大事故）
に係る被ばく評価について

目 次

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について.....	59-10-1
1. 評価事象.....	59-10-1
2. 大気中への放出量の評価.....	59-10-2
3. 大気拡散の評価.....	59-10-2
4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価.....	59-10-2
5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	59-10-3
5.1 中央制御室内での被ばく.....	59-10-3
5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）.....	59-10-3
5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）	59-10-4
5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく （経路③）.....	59-10-4
5.2 入退域時の被ばく.....	59-10-6
5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）.....	59-10-6
5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）... ..	59-10-6
6. 評価結果のまとめ.....	59-10-10

添付資料 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件	59-10-添 1-1
2 事象の選定の考え方について.....	59-10-添 2-1
3 格納容器漏えい率の設定について.....	59-10-添 3-1
4 格納容器内での除去効果について.....	59-10-添 4-1
5 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について.....	59-10-添 5-1
6 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素） について.....	59-10-添 6-1
7 格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について.....	59-10-添 7-1
8 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について	59-10-添 8-1
9 フィルタの除去性能について.....	59-10-添 9-1
10 中央制御室換気系バイパスフィルタ内放射性物質からの被ばくについて	59-10-添 10-1
11 空気流入率試験結果について.....	59-10-添 11-1
12 全面マスクによる防護係数について.....	59-10-添 12-1
13 運転員の勤務体系について.....	59-10-添 13-1
14 グランドシャイン線評価モデルについて.....	59-10-添 14-1
15 エアロゾルの乾性沈着速度について.....	59-10-添 15-1

16 地表面への沈着速度の設定について	59-10-添 16-1
17 有機よう素の乾性沈着速度について	59-10-添 17-1
18 実効放出継続時間の設定について	59-10-添 18-1
19 待避時間の設定根拠について	59-10-添 19-1
20 審査ガイド ^{※1} への適合状況	59-10-添 20-1

※1 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

13 運転員の勤務体系について

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、勤務形態として5直2交替を仮定して以下のように設定した。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

中央制御室居住性評価で想定する勤務形態は、評価で想定する事故シナリオにおける放射性物質の放出を考慮し以下のとおり設定する。

① 事象発生～約 18 時間後

格納容器ベント実施（事象発生後約 19 時間）の 1 時間前までは直交替を行うものと想定。

② 約 18 時間後～約 30 時間後

格納容器ベント実施中（格納容器ベント実施 1 時間前から 12 時間）は、直交替を行わないものとし、常時、中央制御室内に滞在すると想定。

③ 約 30 時間後～168 時間後

格納容器ベント後（格納容器ベント実施から 12 時間後）は、直交替を行うと想定。

運転員の直交代サイクルを第 13-1 表に、想定する勤務体系の第 13-2 表に示す。

第 13-1 表 直交代サイクル

	勤務時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15

第 13-2 表 想定する勤務体系

事象発生からの時間	①事象発生～ 約 18 時間後	②約 18 時間後～ 30 時間後	③30 時間後～ 168 時間後
勤務形態	5 直 2 交替	中央制御室 常時滞在	5 直 2 交替

(2) 中央制御室滞在時及び入退域時の線量評価について

a. 中央制御室滞在時の考慮

直交替を考慮した場合の中央制御室滞在時の実効線量は、中央制御室内に連続滞在した場合の線量を求め、その値に制御室の滞在時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の滞在時間割合は、1 直当たりの中央制御室滞在時間を 12 時間*とし以下のように求める。なお、常時滞在する場合は滞在時間割合を 1 とする。

$$\text{滞在時間割合} = (12\text{h} / \text{直} \times 2 \text{直} / \text{日} / 5 \text{直}) / 24\text{h} / \text{日} = 0.2$$

b. 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は、入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = (0.5\text{h} / \text{直} \times 2 \text{直} / \text{日} / 5 \text{直}) / 24\text{h} / \text{日} \doteq 0.00833$$

*1 直と 2 直の平均勤務時間は 12 時間 15 分であり、そのうち片道 15 分、

往復 30 分を入退域時間と見込んでいる。評価においては 1 直当たりの中央制御室滞在時間を 12 時間とした。

(3) 中央制御室におけるサイクル毎の被ばく線量について

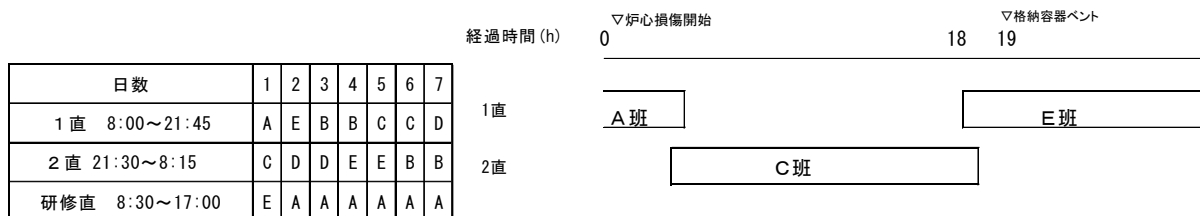
本評価においては通常の勤務体系における滞在時間割合を用いて評価を行っているが重大事故等発生時の勤務スケジュール(格納容器ベントの影響と炉心損傷の影響を最大とする2つのケース)を想定し、サイクル毎の被ばく線量の評価結果(単位 mSv)を第13-3表から第13-4表に示す。また想定した勤務スケジュールを第13-1図から第13-2図に示す。事故直後に勤務しているA班の被ばく線量が大きくなることから被ばくの平準化のため2日目以降はA班の代わりに研修直であるE班が中央制御室に滞在することとした。

最も被ばく線量が大きくなる班の被ばく線量は第13-4表に示すA班の59mSvとなり、本評価の57mSv/7日間と同等の評価結果となった。

第13-3表 サイクル毎の被ばく線量の評価結果

(格納容器ベントの影響を最大とするケース)

	1日目		2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 57								約 57
B班				約 8.6	約 8.0		約 7.8	約 7.8	約 32
C班	約 21					約 8.0	約 8.0		約 37
D班			約 8.9	約 7.8				約 8.0	約 25
E班			約 36		約 7.8	約 7.8			約 51



第13-1図 想定した勤務スケジュール

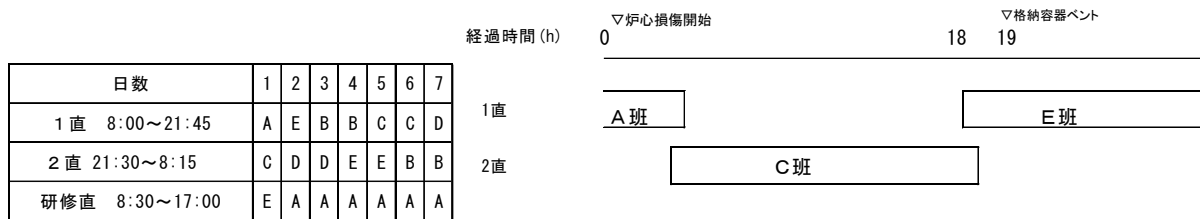
(格納容器ベントの影響を最大とするケース)

第 13-4 表 サイクル毎の被ばく線量の評価結果

(炉心損傷の影響を最大とするケース)

(mSv)

	1 日目		2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 59							約 59	約 59
B 班			約 8.0	約 8.0		約 7.8	約 7.8	約 32	
C 班	約 36				約 8.0	約 8.0		約 52	約 36
D 班		約 7.8	約 7.8				約 8.0	約 24	
E 班		約 8.3		約 7.8	約 7.8			約 24	



第 13-2 図 想定した勤務スケジュール

(炉心損傷の影響を最大とするケース)

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 S P D S 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

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※ ²	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
	無線連絡設備（携帯型）		20台	充電電池
	送受信機（ページング）		3台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	携行型有線通話装置		4台	乾電池
発電所内外用	電力保安通信用 電話設備※ ¹	固定型	4台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		携帯型	40台	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 可搬型代替低圧電源車
		F A X	1台	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	固定型	7台	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
		携帯型	12台	充電電池
	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
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	6台	
		I P - F A X	3台	
	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	1台	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：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 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,155着 ^{※3}	17着 ^{※12}
靴下	2,310足 ^{※4}	34足 ^{※13}
帽子	1,155個 ^{※3}	17個 ^{※12}
綿手袋	1,155双 ^{※3}	17双 ^{※12}
ゴム手袋	2,310双 ^{※4}	34双 ^{※14}
全面マスク	330個 ^{※5}	17個 ^{※12}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※6}	34個 ^{※15}
アノラック	462着 ^{※7}	17着 ^{※12}
長靴	132足 ^{※8}	9足 ^{※16}
胴長靴	11足 ^{※9}	9足 ^{※16}
遮蔽ベスト	15着 ^{※10}	—
自給式呼吸用保護具	2式 ^{※11}	9式 ^{※16}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所より防護具類を持参する。

※3 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155$

※4 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (二重にして着用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310$

※5 $110 \text{名 (要員数)} \times 2 \text{日 (3日目以降は除染にて対応)} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{個}$

※6 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{個} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{個 (2個を1セットで使用)}$

※7 $44 \text{名 (現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 462 \text{着}$

※8 $44 \text{名 (現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)} \times 2 \text{ (現場での交替を考慮)} \times 1.5 \text{倍 (基本再使用, 必要により除染)} = 132 \text{足}$

※9 $7 \text{名 (重大事故等対応要員7名)} \times 1.5 \text{倍 (基本再使用, 必要により除染)} = 10.5 \rightarrow 11 \text{足}$

※10 $10 \text{名 (重大事故等対応要員 (庶務班) 6名 + (保修班) 4名)} \times 1.5 \text{倍 (基本再使用, 必要により除染)} = 15 \text{着}$

※11 $1 \text{名 (重大事故等対応要員1名)} \times 1.5 \text{倍} = 1.5 \rightarrow 2 \text{式}$

※12 $11 \text{名 (中央制御室要員数)} \times 1.5 \text{倍} = 16.5 \rightarrow 17$

※13 $11 \text{名 (中央制御室要員数)} \times 2 \text{倍 (二重にして着用)} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{足} \rightarrow 34 \text{足 (2足をセットで使用)}$

※14 $11 \text{名 (中央制御室要員数)} \times 2 \text{倍 (二重にして着用)} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{双} \rightarrow 34 \text{双 (2双をセットで使用)}$

※15 $11 \text{名 (中央制御室要員数)} \times 2 \text{個} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{個} \rightarrow 34 \text{個 (2個を1セットで使用)}$

※16 $3 \text{名 (運転員 (現場))} \times 2 \text{ (現場での交替を考慮)} \times 1.5 \text{倍} = 9$

放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制（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回交替するため、2回の交替分を考慮する。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回交替するため、1回の交替分を考慮し、その後の交替に要する防護具類は外部からの支援を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バック等（靴下、帽子、綿手袋）の表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$110名 \times 2交替 + 44名 \times 4回 + 110名 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 1,034着 < 1,155着$$

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、以下のとおり表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$(110名 \times 2交替 + 44名 \times 4回 + 110名 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 2,068個 < 2,310$$

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 $\times 2$ ）であり、表に示す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 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリング・ポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 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） \times 2台（交替時用） \times 1.5倍=330台

※4 身体汚染検査用に3台+2台（予備）=5台

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8 11名（中央制御室要員数） \times 2台（交替時用） \times 1.5倍=33台

※9 身体汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 ^{※1}
エリア 設営用	バリア	8個 ^{※2}
	簡易シャワー	1式 ^{※3}
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式 ^{※3}
	可搬型空気浄化装置	3台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	31缶 ^{※12}
	吸水シート	924枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個

※3 エリアの設営に必要な数量

※4 2台×1.5倍=3台

※5 設置作業用, 脱衣用, 除染用の3本

※6 サーベイエリア用、除染エリア用の2式

※7 105.5 m^2 (床、壁の養生面積) × 2 (補修張替え等) ÷ 90 m^2 / 巻 × 1.5倍 = 4巻

※8 2枚(設置箇所数) × 1.5倍 = 3枚

※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)

※10 50枚 / 日 × 7日 × 1.5倍 = 525枚

※11 57.54 m (養生エリアの外周距離) × 2 (シートの継ぎ接ぎ対応) × 2 (補修張替え等) ÷ 30m / 巻 × 1.5倍 = 11.5 → 12巻

※12 110名 (要員数) × 7日 × 8枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭き取りに各2枚) ÷ 300 (枚 / 缶) × 1.5倍 = 30.8 → 31缶

※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
110名 (要員数) × 7日 × 4ℓ (1回除染する際の排水量) ÷ 5ℓ (シート1枚の給水量) × 1.5倍 = 924枚

(3) 測定計器

機器名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	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。）
	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
二酸化炭素濃度計	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	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)	災害対策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	災害対策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)※1
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※2	一式	—

※1：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）

※2：プルーム通過中に災害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

災害対策本部内の放射線量率の監視，測定及び緊急時対策所内加圧エリア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 ～ 1×10^2 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

線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用 3 台^{*}、緊急時対策所内の環境測定用 1 台及び故障等により使用できない場合

のバックアップ用 1 台の計 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

○電離箱サーベイメータの根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋外作業現場等の放射線測定を行い、現場作業を行う要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用3台、緊急時対策所内の環境測定用1台及び故障点検時のバックアップ用1台の計5台を配備する。

電離箱サーベイメータを携行する作業

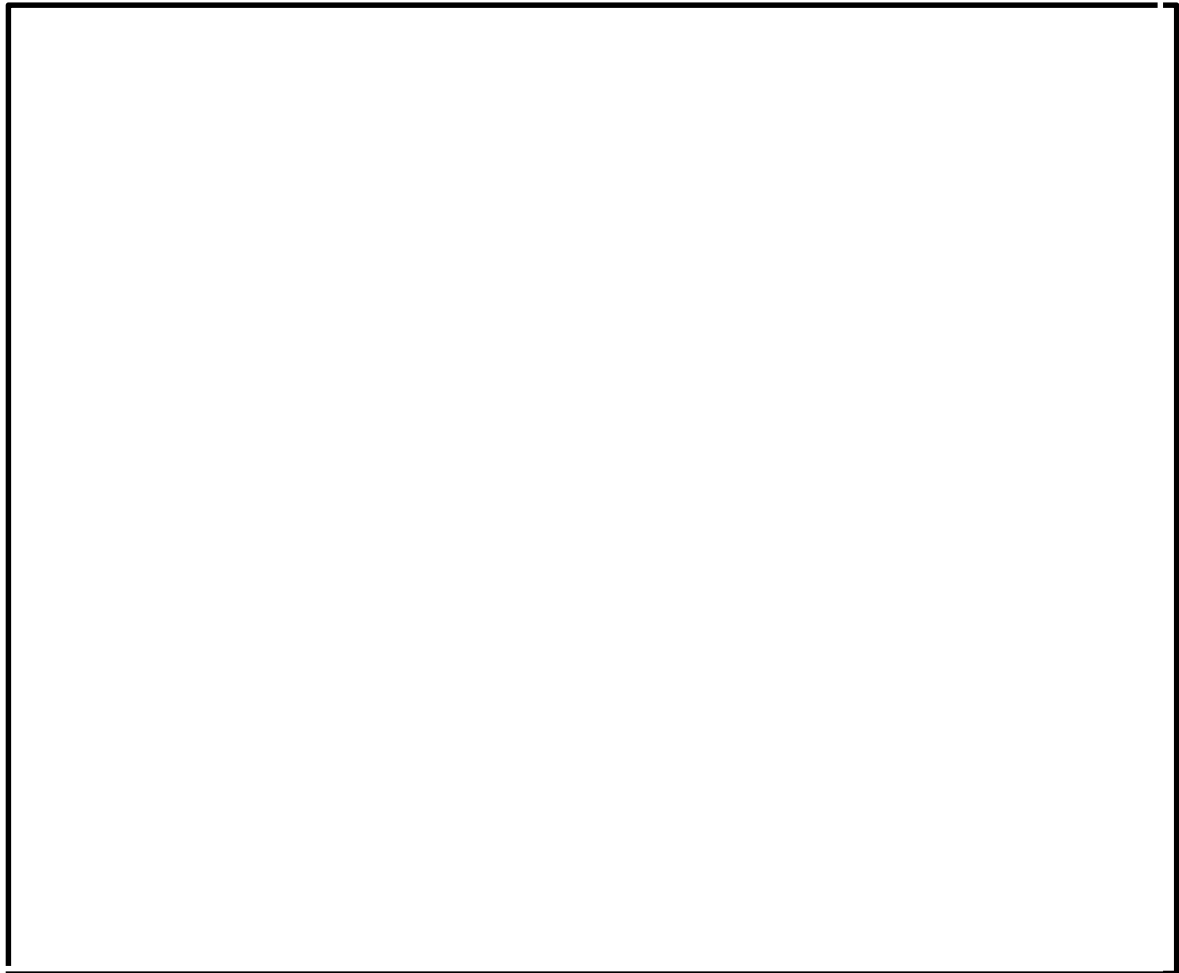
作 業	備 考
(1) 放水泡による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉建屋近傍で行う作業
(2) 格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍（フィルターベント実施に伴い高線量化することを想定）の作業
(3) 可搬型代替注水大型ポンプへの給油作業	原子炉建屋近傍を通過する作業
(4) 緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	緊急時対策所内の環境測定（居住性確保）

○GM汚染サーベイメータの根拠について

- ・GM汚染サーベイメータは、屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。
- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台、除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また、緊急時対策所内の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備2台の計5台を配備する。

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 ²)	約100名	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等に対処するために必要な指示をする要員 ・事故の抑制に必要な要員等 	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
宿泊・休憩室 (約70m ²)		<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等の対処，抑制をするための交代要員，待機要員 	

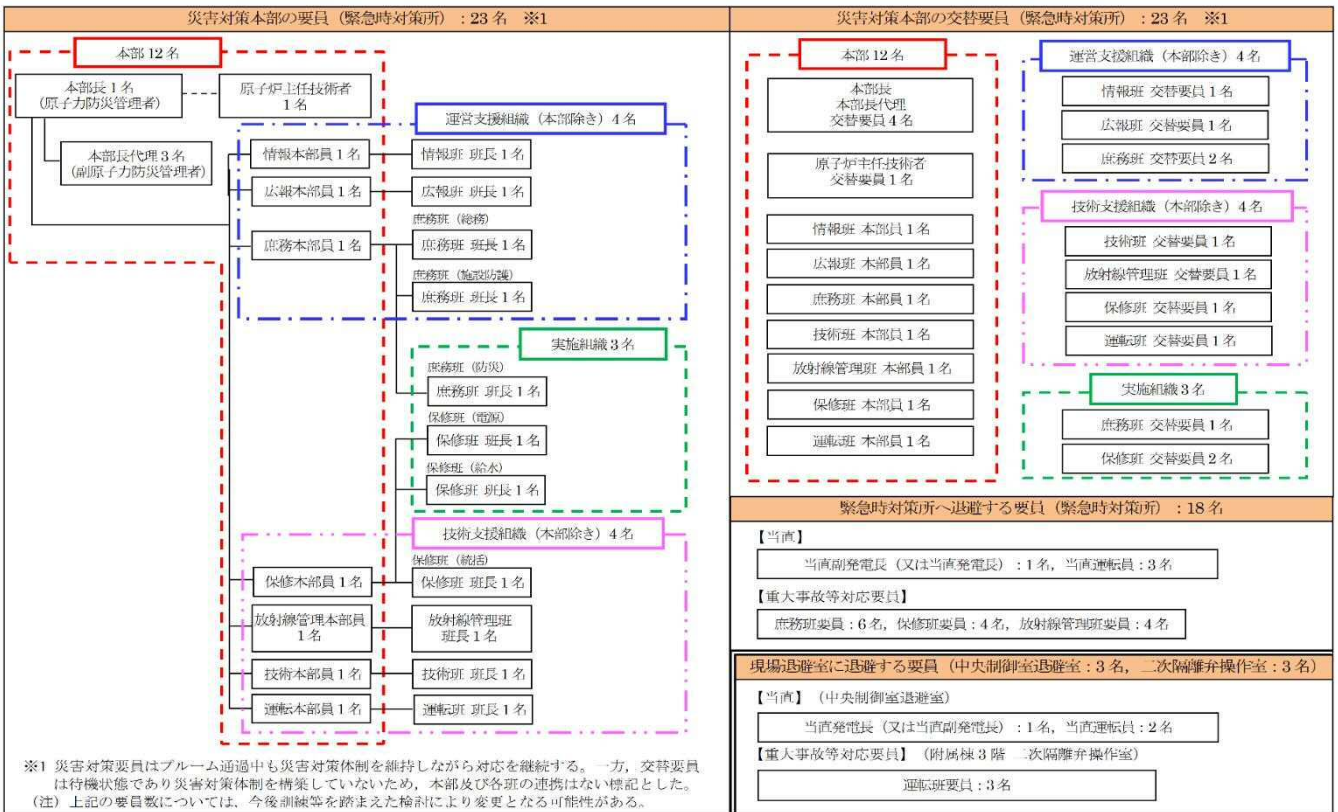


（建屋 2 階平面図）

*今後の設計により変更になる場合あり

プルーム通過に伴い緊急時対策所にとどまる要員については，プルーム通過中の被ばくを極力抑える観点から最小要員にて対応する及びプルーム通過中及び通過後に必要な業務に対応できるようにする。との考え方から，第 5.5-1 表に基づく要員数を確保する。

災害対策本部の要員（ブルーム通過時）：70名



第 5.5-1 表 プルーム通過に伴い発電所内（緊急時対策所他）にとどまる要員

ブ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

ブ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、緊急時対策所におい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。必要な要員数については第 5.5-2 表に示す。

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として、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	各作業班の要員については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するために、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名及び各作業班の本部員、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。

第 5.5-2 表 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

- (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

重大事故等に対して、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、その他重大事故等に対する対応として、柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5-3 表に示す。

対応班	必要な現場作業	プルーム通過に伴う要員及び現場作業の内容	人数		合計
			緊対所	待避室	
運転員 (当直運転員)	運転状態の監視	プルームの通過に伴い、3名が中央制御室の待避室へ、4名が緊急時対策所に退避する。	4名	3名	24名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として、弁操作室（附属棟3階）に待避する。	—	3名	
庶務班要員	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車（放水用）のポンプ操作・監視（2名） ・放水砲設備の操作，管理（2名）	4名	—	
	燃料の給油	ポンプ車，電源車等の可搬型設備への燃料給油（タンクローリーの運転操作）	2名	—	
保修班要員	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作，水源確保	2名	—	
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2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の実施	4名	—	
合計			18名	6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。

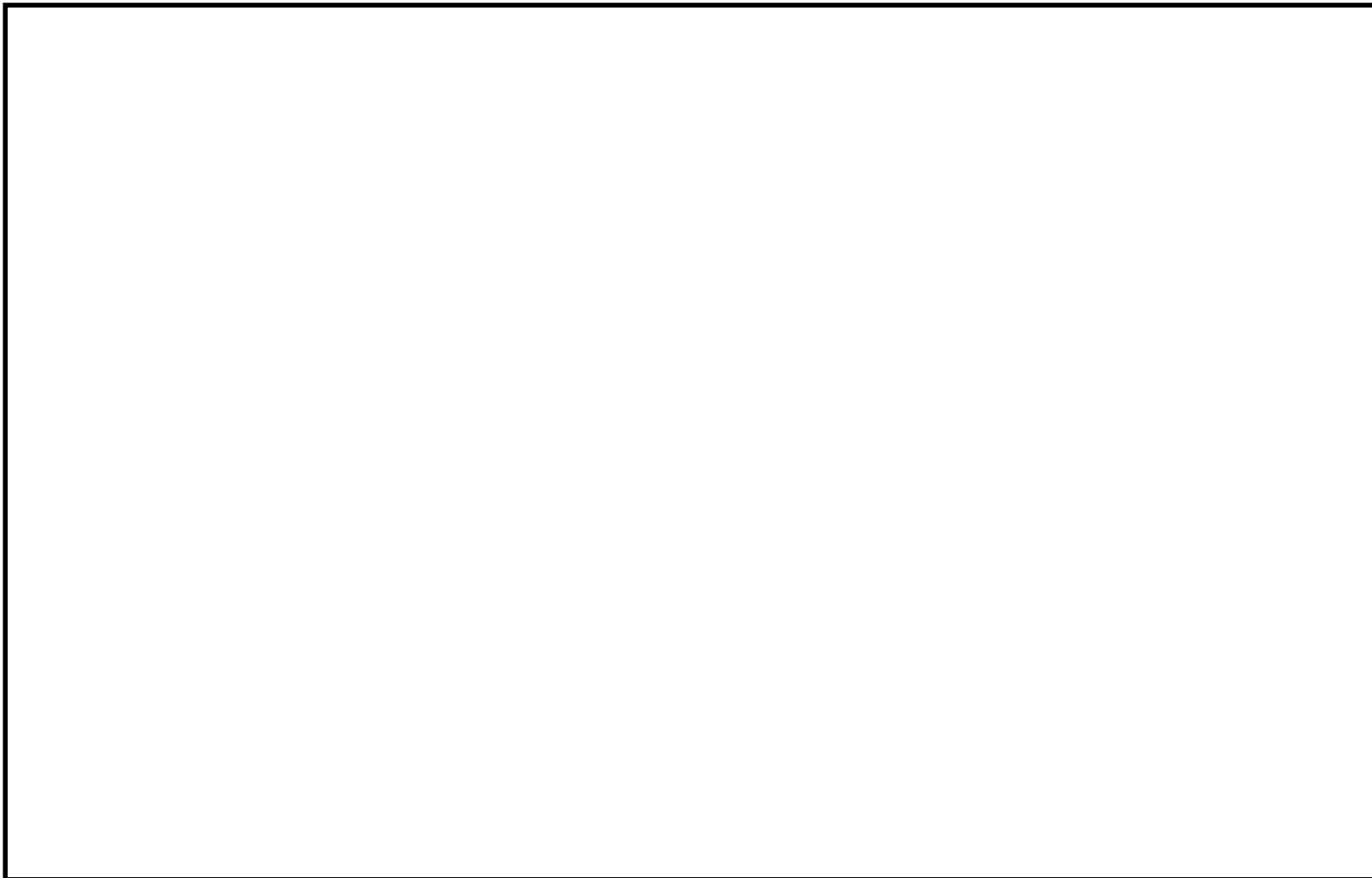
（注）人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.5-3 表 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
(緊急時対策所及び現場待避室に退避する要員)

62-3

配置図

62-3-1



- ・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 62-3-8 図 原子炉建屋 3 階

62-3-9