

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

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

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 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

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

45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替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 各号炉の弁名称及び弁番号

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 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他の設備
- 48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他設備
- 49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計測制御系統図
- 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
- 50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

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
- 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ク孔の健全性について
- 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 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

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 アクセスルート図
- 55-8 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
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

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 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（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

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 アクセスルート図
- 58-8 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
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 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 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 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
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

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

1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は、「 $2n+\alpha$ 」、「 $n+\alpha$ 」、「 n 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所のいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建屋内の複数箇所に、分散配置することにより多重化、多様化を図る設計とする。

(1) 「 $2n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系については、必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し、荒浜側及び大湊側高台保管場所にそれぞれ分散配置する。

ただし、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる代替原子炉補機冷却系の予備は、その機能等を踏まえ、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）とする。

(2) 「 $n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

負荷に直接接続する、高圧窒素ガスボンベ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

(3) 「 n 」の可搬型重大事故等対処設備

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

また、「 n 」の屋外保管設備についても、共通要因による機能喪失を考慮し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。

<p>2 n + α</p>	<p style="text-align: center;">代替原子炉補機冷却系 (一部の予備は格納容器圧力逃がし装置)</p> <p style="text-align: center;">電源車 消防車 代替原子炉補機冷却系</p> 
<p>n + α</p>	<p style="text-align: center;">高圧窒素ガスボンベ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p> 
<p>n</p>	<p style="text-align: center;">その他</p>

図1 可搬型重大事故等対処設備の分類

2. 可搬型重大事故等対処設備の必要数の考え方について

1 基あたりの必要となる容量は、設置許可基準規則解釈 43 条 5(c)において「当該原子炉において**想定する重大事故等**において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量」と示されている。ここで「**想定する重大事故等**」とは、同解釈 43 条 1 において「**第 37 条において想定する事故シーケンスグループ**（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループ」と示されていることから、**重大事故等対策の有効性評価において想定しているプラント状態を考慮して必要となる容量を算出する必要がある。**

一方、可搬型重大事故等対処設備は、その特性上、重大事故等発生後早期に使用することはできないため、重大事故等に対する初期対応は常設設備によって行うことが**基本**となる。従って、可搬型重大事故等対処設備は、**重大事故等発生から一定時間経過後に常設設備に加えて使用する場合、もしくは更なる安全性向上のために常設設備のバックアップとして待機する場合に期待**することとなる。この特性も勘案して必要となる容量を算出する必要がある。**ただし、設備設計等の考慮により常設設備と同等程度の即応性を確保できる場合は、重大事故等発生後早期に使用できるものとして必要となる容量を算出することも可能である。**

また、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）においては、**可搬型重大事故等対処設備の設置を必須のものとして要求する条文と、必須ではないが当該設備の機能に期待することのできる設備の設置を要求する条文が存在する。**この要求の相違も踏まえて必要となる容量を算出する必要がある。



図 2 可搬型重大事故等対処設備の必要数算出における考慮事項

これらの点に着目して必要となる容量を算出した結果を以下に示す。

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、原子炉建屋の外側から電力を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う交流電源の代替機能を要求するのは、外部電源ならびに非常用ディーゼル発電機による給電に失敗している状態、もしくは建屋外の電動設備に給電する必要のある状態である。

前者の状態に対しては、早期の電源復旧が必須であることから、常設代替交流電源設備による給電によって対応する。従って、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給については、常設代替交流電源設備を期待し、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

後者の状態に対しては、可搬型代替交流電源設備（電源車）による給電を待つことが可能である。従って、代替原子炉補機冷却系への電源供給については、本設備を期待する。このとき、1基あたり2台が必要となる。

なお、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給と代替原子炉補機冷却系への電源供給を同時に行う状態として、格納容器過圧・過温破損シナリオにおける代替循環冷却の実施がある。このシナリオは初期対応における常設代替交流電源設備からの給電に成功して初めて成立するものであるため、前述の通り、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給は常設代替交流電源設備からの給電とし、代替原子炉補機冷却系への電源供給は可搬型代替交流電源設備（電源車）によって実施する。

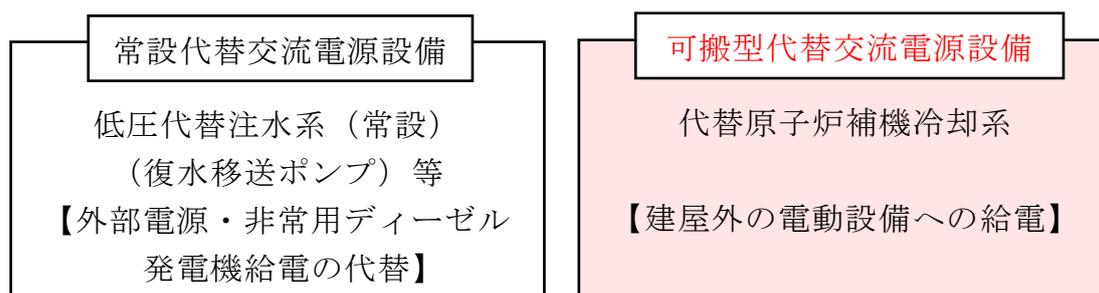


図3 重大事故等対策の有効性評価における給電対象

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替電源設備を要求しているのは表 1 に示す 14 条文である。

表 1 代替電源設備を要求している条文

条文	要求事項
45 条	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源設備（電源車）及び原子炉建屋内 AM 用直流 125V 充電器等にて構成される設備）
46 条	可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
47 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
48 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
49 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
51 条	代替電源設備（常設または可搬型）
52 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
53 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
54 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
57 条	可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
59 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
60 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
61 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
62 条	通信連絡設備の代替電源設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替交流電源設備を必須のものとして要求している条文は 45 条、46 条、57 条である。なお、45 条における要求は、人力による高圧代替注水系等の起動及び十分な期間の運転継続が容易に行えることから 6 号及び 7 号炉については除外されるが、ここでは容量算定の観点から、当該要求も加味する。

45 条及び 57 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、高圧代替注水系による原子炉注水を継続しつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

一方、46 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、減圧操作を行う場合であり、同時に 57 条の可搬型代替交流電源設備等に期待して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行いつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

これらは同時に発生することなく、いずれも 1 基あたり 2 台以下の可搬型代替交流電源設備（電源車）にて実施可能である。

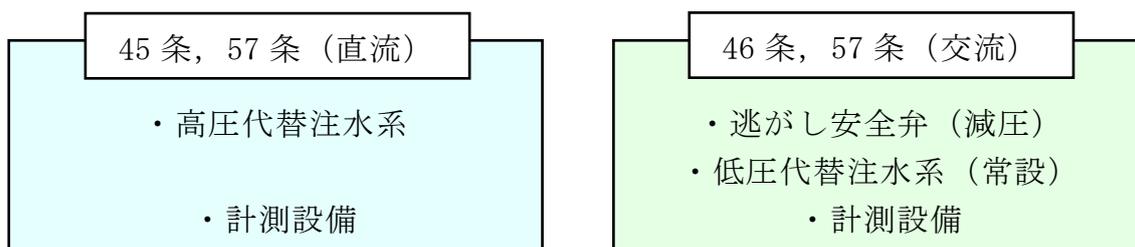


図 4 条文毎の給電対象

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり2台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり2台×2セット=4台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。

これらプラント側で必要となる可搬型代替交流電源設備（電源車）とは別に、6号及び7号炉の緊急時対策所である免震重要棟内緊急時対策所では、61条における要求である「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。」に対して、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機（必要数1台）と電源車（必要数2台）を配備する。従って、プラント側の必要数と合わせて、6号及び7号炉合計で10台が必要数となる。

なお、同緊急時対策所である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所では、可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用せず、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を使用する。

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態、設計基準対象施設が有していない注水機能が必要な状態、水源を補給する必要のある状態、もしくは重大事故等対処設備に給水する必要のある状態である。

炉心への注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては早期の機能回復が必須であることから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等の常設設備による注水によって対応する。従って、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

格納容器内への注水のうち設計基準対象施設が有していない機能である格納容器下部への注水が必要な状態に対しては、早期の対応が必要ではないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による注水を待つことが可能である。従って、格納容器下部への注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり3台が必要となる。

使用済燃料プールへの注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては、使用済燃料プールに貯蔵する燃料の崩壊熱と使用済燃料プール内の水量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能

である。従って、使用済燃料プールへの注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり1台が必要となる。

水源を補給する必要のある状態に対しては、設計基準対象施設である復水貯蔵槽が有する水量と各シナリオにおける水の使用量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、復水貯蔵槽への水源補給については、本設備を期待する。このとき、一時中断も可能ではあるが、1基あたり3台が必要となる。

重大事故等対処設備に給水する必要のある状態に対しては、早期の対応が必要となる設備がないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、格納容器圧力逃がし装置への給水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり1台が必要となる。

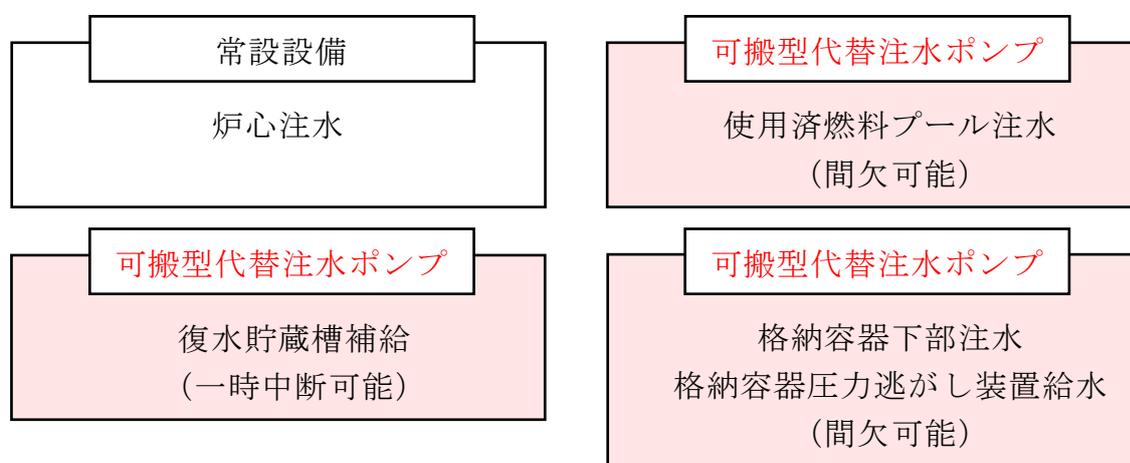
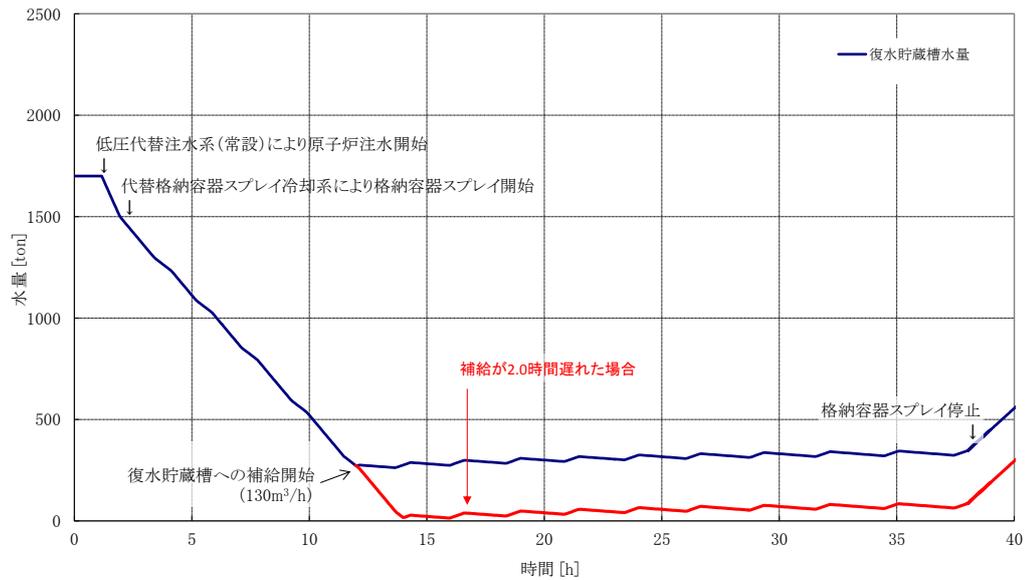


図5 重大事故等対策の有効性評価における給水対象

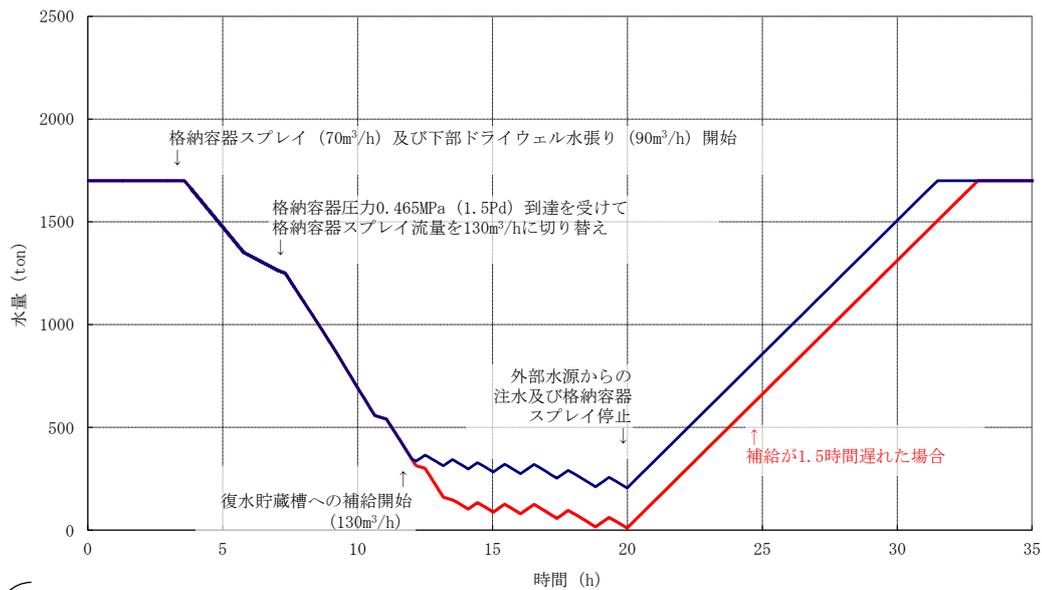
これらの可搬型代替注水ポンプによる給水は同時に実施する可能性もあるが、いずれも間欠使用による対応が可能なものであり、復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵できた段階で淡水補給を一時中断することで対応可能である。水使用の観点から厳しいシナリオとなる格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用しない場合）の復水貯蔵槽の水量変化を図6に示す。



- 水使用パターン
- ① 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
 事象発生 70 分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。
 冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で注水する(約 90m³/h)。
 - ② 代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
 原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で、代替格納容器スプレイを実施(140m³/h)。
 - ③ 淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送
 12 時間後から、淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。
 防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ 3 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水する。

図 6 復水貯蔵槽の水量変化
 (格納容器過圧・過温シナリオ(代替循環冷却を使用しない場合))

また、復水貯蔵槽の水量の観点から厳しいシナリオとなる高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)シナリオにおける復水貯蔵槽の水量変化を図 7 に示す。



水使用パターン

①格納容器下部注水

原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始(約 90m³/h で 2 時間)。

原子炉圧力容器破損後は崩壊熱相当で注水。

②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ

原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。

原子炉圧力容器破損以降, 465kPa [gage]に到達以降は 130m³/h 以上で注水。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

12 時間後から, 淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。

防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ 3 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水する。

図 7 復水貯蔵槽の水量変化 (DCH, FCI, MCCI シナリオ)

これらの復水貯蔵槽への補給に対して, 使用済燃料プールへの注水は, 仮に原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故 1 または 2 が発生したとしても, 燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも 3 日以上であり, 図 6 及び図 7 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。かつ, 7 日間合計でも最大で約 3,300m³ (45m³/h で注水した場合でも 3 日強で注水可能) と十分余裕のできる使用量である。

可搬型代替注水ポンプ (消防車) を用いた格納容器下部への注水, 格納容器圧力逃がし装置への給水はいずれも間欠使用による対応が可能なるものであり, かつ, いずれも数 100m³ 程度と十分余裕のできる使用量である。

従って, 前述の通り, 復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵できた段階で淡水補給を一時中断することでいずれも対応可能である。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替注水等設備を要求しているのは表 2 に示す 6 条文である。

表 2 代替注水等設備を要求している条文

条文	要求事項
47 条	可搬型低圧代替注水設備
49 条	代替格納容器スプレイ冷却設備（常設または可搬型）
50 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設または可搬型）
51 条	格納容器下部注水設備（常設または可搬型）
54 条	使用済燃料プールへの可搬型代替注水設備，可搬型スプレイ設備
56 条	水源からの移送設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替注水等設備を必須のものとして要求している条文は 47 条，54 条である。

47 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に失敗している状態であり、可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水を続けている状態である。重大事故等発生時点においては期待できないものであり、かつ初期の低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に成功しなければ基本的には燃料損傷防止・格納容器破損防止が成立しないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1 基あたり 3 台である。

一方、54 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、崩壊熱等によって徐々に減少する使用済燃料プール水位を維持するために間欠使用による対応も可能な状態である。このための必要数は1 基あたり 1 台であり、前述の通り復水貯蔵槽への補給等と同時に発生しても復水貯蔵槽への補給を一時中断することで対応可能である。

54 条の可搬型スプレイ設備に期待する場合は、重大事故等対策の有効性評価の範疇を超える使用済燃料プールの損傷が発生し、注水による水位維持が出来ず、スプレイによる可能な限りの影響緩和を行っている状態である。可搬型スプレイヘッドを使用できる場合は当該設備を設置してスプレイを行うが、使用済燃料プールの損傷の規模によっては可搬型スプレイヘッドの設置場所への据え付けが困難となるため、そのような状態においては更なる信頼性向上策である常設スプレイヘッドを用いてスプレイを行う。いずれの場合においても可搬型スプレイ設備の台数を増やすことで影響緩和の程度を拡大することも可能であるが、必要数としては1 基あたり最低 2 台で影響緩和が可能である。このような状態は、2. に記載の「第 3 7 条において想定する（中略）使用済燃料貯蔵槽内における想定事故」には該当しないことから、前述の通り、「想定する重大事故等」を超える状態であり、大規模損壊に繋がる状態の一種となる。従って、必要数 1 セットに加えて設備の信頼度等を考慮して 6 号及び 7 号炉合計で 1 台の予備を確保することとし、「2n+α」の対象施設としての必要数算出においては、総数として包含されることを確認する。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり3台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり3台×2セット=6台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で12台が必要数となる。この必要数は 54条の可搬型スプレイ設備の必要数及び予備の6号及び7号炉合計で5台を総数として包含するものである。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系(代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む)については、タービン建屋の外側もしくは建屋内に設置した接続口を通じて原子炉建屋内の残留熱除去系熱交換器との間で淡水を循環させるとともに、取水した海水を使用して車載熱交換器によって除熱を行うための可搬型重大事故等対処設備である。

格納容器内での重大事故の防止及び影響緩和の観点からは、格納容器ベントの前に使用する設備であり、仮に故障した場合には格納容器ベントによって除熱機能を維持することが可能である。また、除熱設備という特徴から、注水や電源供給のための設備と異なり、初期対応においては不要であるため、現場状況等を考慮した対応が可能である。従って、原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱設備全体として1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つべきと考える。

一方、使用済燃料プール内での重大事故の防止の観点からは、仮に故障した場合に 除熱機能を維持するための代替設備がないことから、本設備のみで1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数を持つこととする。

以上を踏まえた本設備の台数を表6(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。前述の通り初期対応においては不要であり、一定時間経過後の除熱機能復旧の段階において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1式(熱交換器ユニット1式、大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台)が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章(重大事故等対処施設)において、代替除熱設備を要求しているのは表3に示す2条文である。

表 3 代替除熱設備を要求している条文

条文	要求事項
48 条	炉心損傷前において、残留熱除去系が使用可能な場合、使用不可能な場合の代替除熱設備（所内車載代替最終ヒートシンクシステムなど）
50 条	炉心損傷後において、格納容器の圧力及び温度を低下させるための代替除熱設備（格納容器圧力逃がし装置など）

このうち、可搬型の代替除熱設備を必須のものとして要求している条文は 48 条である。

48 条の可搬型代替除熱設備に期待する場合は、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。このための必要数は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）である。ただし，上述の通り，一定時間経過後に期待するものであり，常設代替除熱設備である格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を用いても条文の要求である最終ヒートシンクへの熱輸送を達成することは可能である。

以上の有効性評価における必要数，ならびに条文毎の最大必要数から，必要となる容量は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）となる。上述の通り，原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つてよいと整理し，予備を格納容器圧力逃がし装置とすることで，本設備は 2 セット分を準備することが必要となる。

一方，使用済燃料プールの除熱に用いる本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから，2 セットを準備することが必要となる。

本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有することから，6 号及び 7 号炉合計で 4 式が必要数となる。

(4) 高圧窒素ガスポンベ

高圧窒素ガスポンベについては，負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり，1. (2) に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 6(3) に示す。

重大事故等対策の有効性評価において，本設備が担う機能を要求するのは，減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合，高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが，高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ，減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら，早期機能回復は困難であることから，減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従っ

て、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり5本が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替ボンベ等ガス供給設備を要求しているのは表4に示す2条文である。

表4 代替ボンベ等ガス供給設備を要求している条文

条文	要求事項
45条	弁操作の可搬型代替直流電源設備または代替ボンベ設備
46条	減圧弁操作の可搬型コンプレッサーまたは代替ボンベ設備

このうち、可搬型の代替ボンベ等ガス供給設備を必須のものとして要求している条文は46条である。

46条の可搬型代替ボンベ設備に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作のガスが喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1基あたり5本である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は1基あたり5本となる。上述の通り、本設備は「 $n+\alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで5本ずつが必要数となる。

(5) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1.(2)に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(3)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合、高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが、高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ、減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1個が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、逃がし安全弁用

可搬型蓄電池を要求しているのは表 5 に示す 46 条のみである。

表 5 逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求している条文

条文	要求事項
46 条	減圧弁操作用の可搬型代替直流電源設備

46 条の逃がし安全弁用可搬型蓄電池に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作の直流電源が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1 基あたり 1 個 である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1 基あたり 1 個 となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1 セットを準備することが必要であるため、6 号及び 7 号炉それぞれで 1 個ずつが必要数となる。

3. 可搬型重大事故等対処設備の予備数の考え方について

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、2. (1)の通り、必要となる容量は1基あたり2台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、免震重要棟内緊急時対策所の2台と合わせて、6号及び7号炉合計で10台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で11台保有する。

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、2. (2)の通り、必要となる容量は1基あたり3台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で12台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で13台保有する。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系については、2. (3)の通り、必要となる容量は1基あたり1式（熱交換器ユニット1式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台）である。本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有するものである。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つことから、本設備としては2セット分を準備することとしており、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。この場合の故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとしては、2. (3)の通り、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）が該当するものと整理しており、1基あた

り1式を確保する。

一方、使用済燃料プールの除熱に用いる本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。この場合の故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとしては、6号及び7号炉合計で1式を確保する。

以上から、代替原子炉補機冷却系は合計で5式保有し、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱における予備として格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を合計で2式配備する。

(4) 高圧窒素ガスポンペ

高圧窒素ガスポンペについては、2.(4)の通り、必要となる容量は1基あたり5本であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ5本ずつが必要数となる。

この5本ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1基あたり最大で5本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1基あたり5本以上を確保する。

以上から、合計で1基あたり10本以上を確保することとし、余裕を見て1基あたり25本保有する。

(5) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、2.(5)の通り、必要となる容量は1基あたり1個であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ1個ずつが必要数となる。

この1個ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で3個保有する。

4. その他の可搬型重大事故等対処設備の台数について

その他の設備については、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備でもないことから、1.(3)に示す「n」の対象施設と考える。本設備の台数及び必要となる容量を表6(4)に示す。

本設備は「n」の対象施設となることから、設置許可基準規則43条3項1号に定められる「十分に余裕のある容量を有する」ための予備台数を確保する。

また、がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備えて配備しているホイールローダの配備数を表7に示す。

表6 主要可搬型設備

(1) 「2n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替交流電源設備 (電源車) 【6号及び7号炉共用】	11台	【6号炉分】 2台 (2n=4) 【7号炉分】 2台 (2n=4) 【免震重要棟 内緊急時対策 所分】 2台 【合計】 10台	1台	5台	6台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数(1基あたり2台)の2セット, 2基で合計8台 免震重要棟内緊急時対策所の必要数2台(共用) 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用)
ケーブル(一式:40m)	11式	10式	1式	5式	6式	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級消防車) 【6号及び7号炉共用】	13台	【6号炉分】 3台 (2n=6) 【7号炉分】 3台 (2n=6) 【合計】 12台	1台	6台	7台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数(1基あたり3台)の2セット, 2基で合計12台 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用)
ホース(一式:75A 840m)	13式	12式	1式	6式	7式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(2) 一部機能において当該機能全体で「2n+α」を確保する可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
代替原子炉補機冷却系 (代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む) 【6号及び7号炉共用】 1式あたり ・熱交換器ユニット:1式 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用):1台	5式	【6号炉分】 1式 (2n=2) 【7号炉分】 1式 (2n=2) 【合計】 4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	<ul style="list-style-type: none"> 必要数(1基あたり1式)の2セット, 2基で合計4式 ①原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱についての故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは格納容器圧力逃がし装置(1基あたり1式)(代替除熱設備)にて確保 ②使用済燃料プールの除熱についての故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは1式(共用)
ホース(一式:約400m, 口径300A)	5式	4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3) 「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数5本(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ5本以上(1基あたり) 余裕を見て20本配備(1基あたり)
				25本 (10本・10本・5本で分散)	
7号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	7号炉原子炉建屋	
				25本 (10本・10本・5本で分散)	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3個	1個	1個	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数1個(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1個(共用)
				1個	
7号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1個			
				2個	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(4) 「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ （A-1 級消防車） 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している 1 プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（一式：720m） ・65A：560m，75A：160m	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	
6 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）	3 台	1 台	1 台 （共用）	1 台	1 台	号炉あたり 1 台で窒素供給が可能。
7 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）		1 台			1 台	
大容量送水車 （海水取水用） 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台で 6 号及び 7 号炉の注水等のための海水取水が可能。 なお、予備 1 台は使用済燃料プールの除熱に用いる 6 号炉及び 7 号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）1 台と兼用。
取水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） （1 箇所あたり）	約 200m	約 80m	約 120m	約 100m	約 100m	1 箇所あたり 80m で汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） 【6 号及び 7 号炉共用】	約 320m	約 140m	約 180m	約 160m	約 160m	1 箇所あたり 140m で汚濁防止膜を設置可能。
原子炉建屋放水設備 【6 号及び 7 号炉共用】 一式あたり ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1 台 ・放水砲：1 台 ・泡原液搬送車：1 台	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	申請プラント数の半数以上の 1 式。 ただし、泡原液搬送車は、1 台で 1 プラントの航空機火災発生時に対応が可能。
ホース ・送水側一式：950m、口径 300A ・吸込側一式：80m、口径 150A	2 式	1 式	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	1 式	
号炉間電力融通ケーブル 【6 号及び 7 号炉共用】	1 式	0 式 （常設）	1 式	1 式	0 式	号炉間電力融通ケーブル（常設）の予備。
タンクローリ 【発電所共用】	【4kL】 4 台 【16kL】 2 台 【合計】 6 台	【4kL】 3 台 【16kL】 1 台 【合計】 4 台	【4kL】 1 台 【16kL】 1 台 【合計】 2 台	【4kL】 2 台 【16kL】 1 台	【4kL】 2 台 【16kL】 1 台	4kL3 台及び 16kL1 台で 6 号及び 7 号炉が運転中かつ 1～5 号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
小型船舶 （海上モニタリング用） 【発電所共用】	2 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻で海上モニタリングを実施可能。
可搬型モニタリングポスト 【発電所共用】	16 台	15 台	1 台	8 台	7 台	モニタリングポストの陸側代替測定用で 9 台，海側測定用で 5 台，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断用で 1 台の合計 15 台で測定可能。
				5 号炉原子炉建屋		
				1 台		
可搬型気象観測装置 【発電所共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	気象観測は 1 台で測定可能。

※ 各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
<p>ホース</p> <p>【6号及び7号炉共用】 （淡水貯水池からの移送用、 口径 150A）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一送水ライン：約 940m ・第二送水ライン：約 690m 	2ライン	2ライン	100m	<p>第一送水ラインは No. 14, No. 15 防火水槽の両方に淡水を供給可能。</p> <p>第二送水ラインは No. 14 防火水槽に淡水を供給可能。</p> <p>荒浜側の送水ラインが約 2100mあるため、緊急時には活用可能。</p>
<p>中央制御室 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p> <p>一式あたり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタユニット：1台 ・ブロワユニット：2台 	3式	<p>【6号炉分】 1式</p> <p>【7号炉分】 1式</p> <p>【合計】 2式</p>	1式 (共用)	6号及び7号炉合計2式で中央制御室内を隣接区画+20Pa以上+40Pa未満の範囲内で陽圧化することが可能。
<p>中央制御室待避室 空気ポンベ陽圧化装置 (空気ポンベ)</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	194本	174本	20本	6号及び7号炉合計174本で中央制御室待避室を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
<p>免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】 (フィルタ, ブロワー体型)</p>	6台	3台	3台	3台で免震重要棟内緊急時対策所(待避室)を陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】 (フィルタ, ブロワー体型)</p>	2台	1台	1台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 空気ポンベ陽圧化装置 (空気ポンベ)</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	110本	95本	15本	95本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型電源設備</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	5台	2台	3台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。 ただし、燃料補給時に停止する必要があるため合計2台が必要。

※ 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

表7 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	4台	2台	2台	4台中2台は予備として配備。

※ 保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

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

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

1. 概要

重大事故等対処設備については、待機時・機能要求時に適切な設計条件を与える必要がある。重大事故等対処設備の待機時の外部事象に対する耐性を確保するにあたっては、共通要因故障（設置許可基準規則 第 43 条 2-三，第 43 条 3-七），接続箇所（同第 43 条 3-二），保管場所（同 第 43 条 3-五），アクセスルート（同 第 43 条 3-六）の各観点で，6 条外部事象説明資料にて網羅的に収集した事象に加え，重大事故等対処設備に特有の事象を考慮する。さらに各事象の発生可能性や影響度等を踏まえ重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象を選定する。

なお，機能要求時の外部事象は，環境条件において考慮する。

2. 重大事故等対処設備に対し設計上考慮する事象

重大事故等対処設備の多様性，位置的分散等の設計に際し考慮する外部事象は，6 条での設計基準事故対処設備への検討を踏まえ抽出する。

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し，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，森林火災等の事象を考慮する。

また，発電所敷地又はその周辺において想定される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。）（以下，「外部人為事象」という）は，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し，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，電磁的障害等の事象を考慮する。

以上に加えて，重大事故等対処設備による対応が期待される，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

3. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象の選定

「2.」に挙げた設計上考慮する事象のうち，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象の選定を行う。

6 条での検討と同様，発電所及びその周辺での発生の可能性，安全施設への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，自然現象（地震及び津波を除く。）

として風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、外部人為事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害を選定する。加えて以下の事象を選定する。

6条において航空機落下確率が十分低いと評価した標的面積の範囲外に設置・保管する重大事故等対処設備があることを踏まえ飛来物（航空機落下）について選定する。

また、重大事故等対処設備による対応が期待される、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについて、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する。

4. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象に対する評価

6条で選定した外部事象に加えて、新たに重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定された2事象に対する評価を以下に示す。

① 飛来物（航空機落下）

設計基準事故対処設備は、航空機落下確率が十分低いことから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失することはない。また、可搬型設備については、可能な限り分散配置して保管する。

② 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

可搬型重大事故等対処設備は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮して、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備に対して、同時に機能が失われないよう、100m以上の離隔を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また、可搬型設備については、可能な限り分散配置して保管する。

4. 重大事故等対処設備の共通要因故障に対する防護方針

設計基準事象に対して耐性を確保する必要があるのは設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備ではないが、第四十三条の要求を踏まえ、設計基準事象によって、設計基準事故対処設備の安全機能と重大事故等対処設備が同時にその機能が損なわれることがないことを確認するとともに、重大事故等対処設備の機能が喪失した場合においても、位置的分散又は頑健性のある外殻となる建屋による防護に期待できるといった観点から、代替手段により必要な機能を維持できることを確認する。

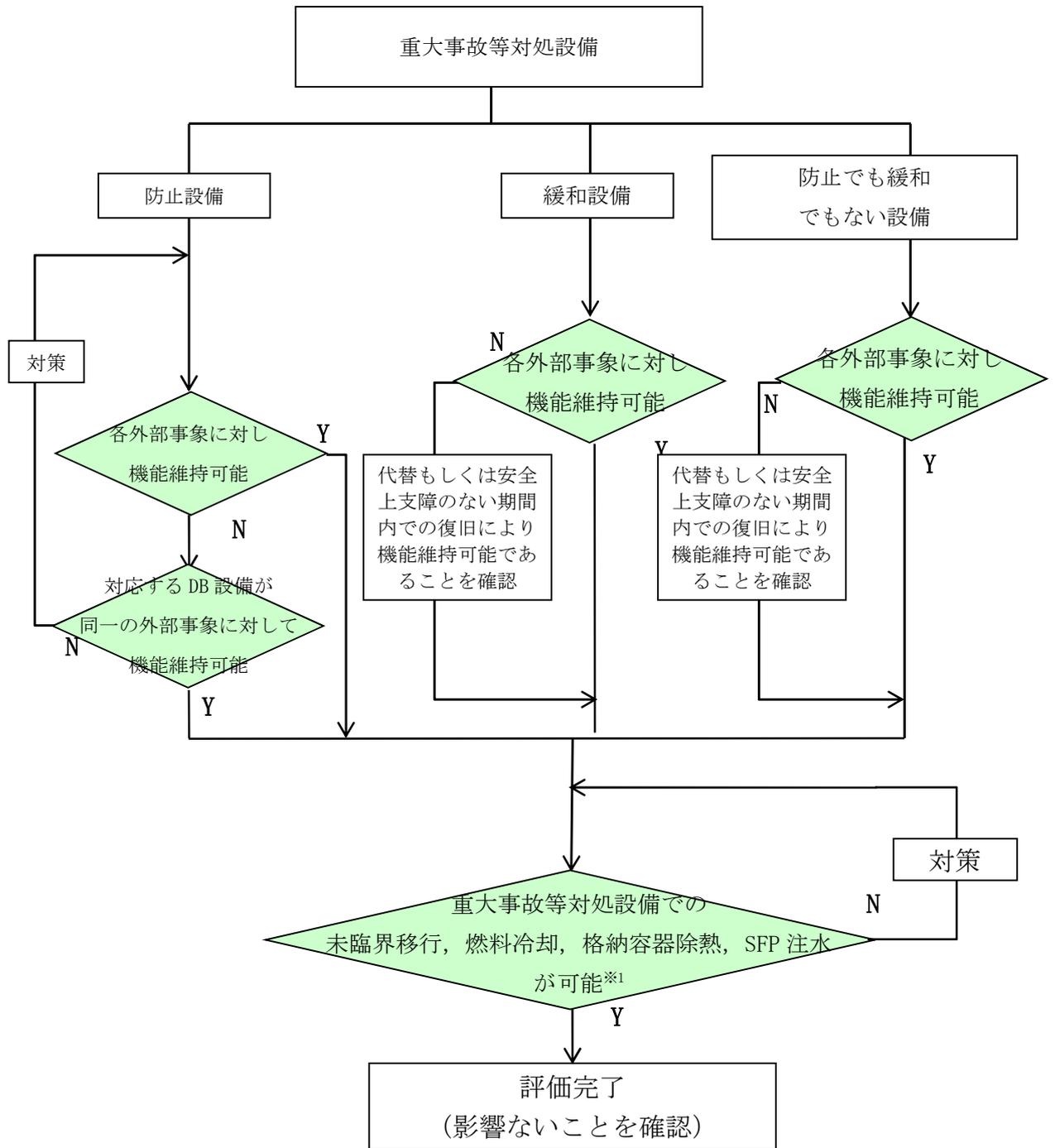
重大事故等対処設備の機能維持は、以下の方針に従い評価を実施する。

(1) 重大事故等防止設備は、外部事象によって設計基準設備の安全機能と同

時にその機能が損なわれるおそれのないこと

- (2) 重大事故等対処設備であって、重大事故防止設備でない設備は、代替設備もしくは安全上支障のない期間内での復旧により機能維持可能であること
- (3) 外部事象が発生した場合においても、重大事故等対処設備によりプラント安全性に関する主要な機能（未臨界移行機能，燃料冷却機能，格納容器除熱機能，使用済燃料プール注水機能）が維持できること（各外部事象により重大事故等対処設備と設計基準設備が同時に損なわれることはないが，安全上支障のない期間内での復旧により機能維持可能であることを確認する）

外部事象による重大事故等対処施設への評価フローおよび，評価結果について，図 1，表 1 に示す。



※1: 各外部事象により重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備が同時に損なわれることはないが、安全上支障ない期間内での復旧により機能維持可能であることを確認。

図 1 共通要因故障に対する評価フロー

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（1/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響																		人為事象による影響							
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害	
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
第37条(重大事故等の拡大の防止等)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第38条(重大事故等対処施設的地盤)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第39条(地震による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第40条(津波による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第41条(火災による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第42条(特定重大事故等対処施設)	特定重大事故等対処施設	—申請範囲外	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第43条(重大事故等対処設備)	ホイールローダ	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	分散配置	○	影響なし(脱機運転にて対応)	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	分散配置	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火荷内(輻射熱に対して影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
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)	代替制御挿入機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	ほう酸水注入系	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
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)	原子炉隔離時冷却系	(設計基準対象施設)	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	高圧代替注水系	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
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)	代替自動減圧機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	減圧制御[自動減圧系の起動阻止スイッチ]	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	高圧室兼ガスボンベ(供給系配管含む)	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
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)[MWCポンプ]	防止設備・緩和設備	Rw/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	低圧代替注水系(可搬型)(消防車)	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	影響なし(脱機運転にて対応)	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火荷内(輻射熱に対して影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	低圧代替注水系(可搬型)(常設箇所)(消防車接続口、配管等)	防止設備・緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火荷内(離隔距離により影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	低圧代替注水系(常設箇所)[原子炉压力容器(注入先)、配管等]	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし

○、各外部事象に対し安全機能を維持できる
 又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる(防止設備)
 又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能(緩和設備、防止でも緩和でもない設備)
 ー、他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（2/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響														人為事象による影響														
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害				
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法			
第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）	代替原子炉補機冷却系（可搬部）〔代替Hx設備一式〕	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（原子炉補機冷却系）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	影響なし	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			
	代替原子炉補機冷却系（常設箇所）〔代替Hx接続口、配管等〕	防止設備・緩和設備	屋外T/B廻り	○	代替設備（原子炉補機冷却系）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火帯内（距離距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			
	代替原子炉補機冷却系（常設箇所）〔原子炉補機冷却系配管、Hx等〕	防止設備・緩和設備	R/B T/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	真空破壊弁（S/C-D/W）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	耐圧強化ベント系（W/W及びD/W）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器圧力逃がし装置〔フィルタベント〕		→50条に記載（うち、防止設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
代替格納容器圧力逃がし装置〔地下式フィルタベント〕		→50条に記載（うち、防止設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
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ッド冷却系（MWC代替スプレッド）	防止設備・緩和設備	Rv/B R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
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	フィルタ装置、よう素フィルタ、配管等	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし	○	影響なし	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	建屋差への範囲内	○	斜面からの隔離の確保	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	影響なし	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
		フィルタベントライン計装〔水素濃度計、放射線モニタ等〕	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	R/B 屋外R/B廻り	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	影響なし	○	影響なし	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	斜面からの隔離の確保	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	開口部閉止	○	防火帯内（距離距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
		格納容器圧力逃がし装置スクラバ水ph制御設備（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
		窒素供給装置（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置、よう素フィルタ、配管等	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外（地下設置）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）
		代替フィルタベントライン計装〔水素濃度計、放射線モニタ等〕	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外（地下設置）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）
		代替格納容器圧力逃がし装置薬液タンク	緩和設備	屋外（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）
		窒素供給装置（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（距離距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替循環冷却	復水移送ポンプ		→47、49条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		代替Hx設備一式（可搬部）、配管等		→48条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		代替循環冷却用設備（常設）	緩和設備	R/B, T/B, Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内
		真空破壊弁（S/C-D/W）		→48条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
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）	緩和設備	Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器下部注水系（可搬型）（消防車）	緩和設備	屋外	○	代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
	格納容器下部注水系（可搬型）（消防車接続口、配管等）	緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	斜面からの隔離の確保	○	影響なし	○	影響なし	○	防火帯内（距離距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
	格納容器下部注水系（常設箇所）〔復水補給水系配管等〕	緩和設備	R/B Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器下部注水系（常設箇所）〔原子炉格納容器（注入先）〕		→49条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

○：各外部事象に対し安全機能を維持できる
 △：各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる（防止設備）
 ×：各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能（緩和設備、防止でも緩和でもない設備）
 -：他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（4/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響														人為事象による影響											
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害	
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
第57条（電源設備）	常設代替交流電源設備（GTG一式）	防止設備・緩和設備	ガスタービン発電機保管場所	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替交流電源設備（第二GTG一式）	防止設備・緩和設備	屋外T/B廻り	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替交流電源設備（非常用高圧母線C・D系）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	可搬型代替交流電源設備（電源車）（移動式変圧器含む）	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	代替設備（非常用D/G）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	可搬型代替交流電源設備（常設箇所）（電源車接続箇所）	防止設備・緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	常設代替直流電源設備（蓄電池A系、A-2系）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	可搬型代替直流電源設備（電源車）	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（直流電源設備）	○	分散配置及び代替設備（直流電源設備）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（直流電源設備）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	可搬型代替直流電源設備（免震棟保管バッテリー）	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備（直流電源設備）	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	代替所内電源盤	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	6-7号炉電力融通ケーブル	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	（燃料設備（D/G軽油タンク））	一設計基準対象施設における評価対象施設	-	-	-	-	-	-	-	○	影響なし	-	-	-	-	○	斜面からの離隔の確保	-	-	○	開口部閉止	-	-	-	-	-	-	-	-
（燃料設備（タンクローリー））	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（D/G軽油タンク）	○	分散配置及び代替設備（D/G軽油タンク）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（D/G軽油タンク）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
第58条（計装設備）	重大事故等発生時の計装（SA時計装一式） 【RPV温度・圧力・水位】 【格納容器への注水量】 【格納容器内の温度・圧力・水位・水素濃度・酸素濃度・放射線量率】 【未臨界監視】 【最終ヒートシンクによる冷却状態の確認】 【格納容器バイパス監視】 【水源の確認】 【原子炉建屋内水素濃度】	防止設備・緩和設備	C/B R/B Rw/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
第59条（原子炉制御室）	中央制御室及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし（居住性評価）	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室居住性（空調機）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室待避室及び生体遮へい	緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室待避室加圧用ポンプ	緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし

○：各外部事象に対し安全機能を維持できる
又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる（防止設備）
又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能（緩和設備、防止でも緩和でもない設備）
-：他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価 (5/5)

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響																人為事象による影響											
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害			
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法		
第60条 (監視測定設備)	可搬型モニタリング・ポスト	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
	放射線サーベイ機器 [可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI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、ZnSシンチレーションサーベイメータ]	防止でも緩和でもない設備	免震重要棟 R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	小型船舶	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
	可搬型気象観測装置	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(気象観測装置)	○	代替設備(気象観測装置)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(気象観測装置)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
	モニタリング・ポスト用発電機	防止でも緩和でもない設備	屋外	○	補修を実施	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
第61条 (緊急時対策所)	緊急時対策所 [KK3TSC]及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(居住性評価)	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	緊急時対策所 [KK3TSC]居住性(空調機)	防止設備・緩和設備	R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	代替設備(免震重要棟)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	防止設備・緩和設備	屋外	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	建屋内	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	建屋内	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	プラントのデータ表示システム [KK3TSCデータ伝送装置、SPDS表示装置等]	防止でも緩和でもない設備	R/B (3号炉)(屋外設備含む)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	代替設備(免震重要棟)にて機能維持可能(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
	緊急時対策所 [免震重要棟TSC]及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(居住性評価)	○	建屋内	○	影響なし		
	緊急時対策所 [免震重要棟TSC]居住性(空調機)	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内(はいりによる居住環境への影響がないことを確認)	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	免震重要棟ガスタービン発電機	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	プラントのデータ表示システム [免震重要棟TSCデータ伝送装置、SPDS表示装置等]	防止でも緩和でもない設備	免震重要棟(屋外設備含む)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	代替設備(3号炉緊急対策所)にて機能維持可能(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
(通信連絡設備)		—62条に記載	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第62条 (通信連絡を行うために必要な設備)	所内通信	携帯型音声呼出電話設備	防止設備・緩和設備	R/B, T/B, C/B, Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	分散配置された代替設備(他の有線系(復旧含む)により機能維持可能)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし	
	所内外通信	衛星電話設備、無線連絡設備(所内通信)	防止でも緩和でもない設備	C/B, 免震棟, R/B(3号炉)(屋外設備含む)	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は風荷重に対して影響のないことを確認。飛来物による損傷を考慮した場合でも、分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	建屋(C/B, R/B(3号炉))内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	衛星電話設備は影響なし。無線連絡設備については代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除雪するなどの対応により機能維持可能)	○	分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除灰するなどの対応により機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
	所外通信	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備	防止でも緩和でもない設備	C/B, 免震棟, R/B(3号炉)(屋外設備含む)	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は風荷重に対して影響のないことを確認。飛来物による損傷を考慮した場合でも、分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	建屋(C/B, R/B(3号炉))内設備は影響なし。屋外設備については代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除雪するなどの対応により機能維持可能)	○	分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系の通信連絡設備(復旧含む)により機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除灰するなどの対応により機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	

○:各外部事象に対し安全機能を維持できる
 又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる(防止設備)
 又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能(緩和設備、防止でも緩和でもない設備)
 -:他の項目にて整理

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

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

1. 概 要

「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」（以下，「設置許可基準規則」という。）第四十三条第2項第三号にて，常設重大事故防止設備は，共通要因によって当該設備に対応する設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また，同規則第四十三条第3項第七号にて，可搬式重大事故防止設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の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と同時にその機能が損なわれることがないことを要求している。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故防止設備が，単一の火災によっても上記の要求に適合していることを以下に示す。また，これを踏まえて，内部火災が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に示す。

2. 基本事項

[要求事項]

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
(重大事故等対処設備)

第四十三条

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

七 重大事故防止設備のうち可搬型ものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の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と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

2.1. 基本的な防護方針の整理

重大事故等対処施設に対する火災防護としては、設置許可基準規則第四十一条にしたがい、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、火災の発生防止対策及び火災感知・消火対策を実施する。

一方、設置許可基準規則第四十三条第2項第三号を火災の観点からみると、常設重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないことを要求している。また、設置許可基準規則第四十三条第3項第七号を火災の観点からみると、可搬型重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないこと、及び当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能とが同時喪失しないこと、さらには当該設備の機能と常設重大事故防止機能の重大事故対処に必要な機能とが同時喪失しないことを要求している。

これらを踏まえ、内部火災が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。この際、運転員等による各種対応操作^{*1}に関しても、火災による影響を考慮の上、期待することとする。

方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は、内部火災によって、対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれのないこと

方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって、重大事故防止設備でない設備は、修復性等も考慮の上、できる限り内部火災に対する頑健性を確保すること

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部火災が発生した場合においても、設計基準対象施設の機能に期待せずに、重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能^{*2}が損なわれるおそれのないこと

※1：火災の影響により電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に、現場の環境状況を考慮の上、運転員等が現場へアクセスし、消火活動後、手動にて弁操作を実施する、等

※2：「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能とする

2.2. 方針への適合性確認の流れ

2.1. に示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第三十七条以降の各条文に該当する重大事故等対処施設を抽出し、それらを「防止設備」「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

(1) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は「防止設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の「防止設備」が、単一の火災による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、単一の火災で当該防止設備に対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

(2) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」が、単一の火災による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

(3) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れで確認する。

- ①：火災による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

3. 火災による重大事故対処設備の独立性・修復性

3.1. 重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備等への影響（独立性）

設置許可基準規則第四十三条第2項第三号を火災の観点からみると、常設重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないことを要求している。また、設置許可基準規則第四十三条第3項第七号を火災の観点からみると、可搬型重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないこと、及び当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能とが同時喪失しないこと、さらには当該設備の機能と常設重大事故防止機能の重大事故対処に必要な機能とが同時喪失しないことを要求している。

このため、まずは単一の火災によって可搬型重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないこと、当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が同時に喪失しないこと、及び当該設備の機能と常設重大事故防止設備の重大事故対処に必要な機能が同時に機能喪失しないことを確認する。

次に、単一の火災によって常設重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを示す。

また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置していることを示す。

なお、上記の確認は、重大事故防止設備の各機能について、火災によって当該設備の機能と、当該設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを確認することによって、任意の単一火災によって、重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを示す。

3.1.1. 可搬型重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備等への影響
重大事故防止設備のうち可搬型のものを表1に示す。

表1：可搬型重大事故防止設備（1／2）

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源供給)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B
逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給)	高圧窒素ガスポンペ		(アキュムレータ)
低圧代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	47	残留熱除去系 (低圧注水モード)
	ホース[流路]		
代替原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	熱交換器ユニット	48	原子炉補機冷却系
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ		
	代替原子炉補機冷却海水ストレータ		
	ホース[流路]		
代替循環冷却系	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	50	—
燃料プール代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	54	残留熱除去系 (燃料プー ル水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系
	ホース[流路]		
	可搬型スプレイヘッド		
水の移送手段	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	56	—
	ホース[流路]		
	淡水貯水池から防火水槽への 移送ホース		
	海水取水ポンプ		
	海水ホース[流路]		
可搬型代替交流電源設備	電源車	48, 56, 57, 61	非常用ディーゼル発電機
	移動式変圧器	48, 56, 54, 57	
可搬型直流電源設備	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	45, 46, 54, 57	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2
号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通ケーブル	57	非常用所内電源設備
燃料設備	タンクローリー (4kL)		(軽油タンク)
	タンクローリー (16kL)	(燃料移送ポンプ)	
居住性の確保	中央制御室可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	59	中央制御室換気空調系
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロウユニット		

表 1 : 可搬型重大事故防止設備 (2 / 2)

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
居住性の確保 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機	61	—
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	無線連絡設備 (可搬型)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (5 号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備		外部電源
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機		—
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	無線連絡設備 (可搬型)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (免震重要棟内緊 急時対策所)	電源車		外部電源
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	62	送受話器, 電力保安通信用電話設備
	無線連絡設備 (可搬型)		

表1の設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット・代替原子炉補機冷却海水ポンプ・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ・移動式変圧器）、可搬型スプレイヘッダ、ホース〔流路〕、海水ホース〔流路〕、淡水貯水池から防火水槽への移送ホース、海水取水ポンプ、可搬型代替交流電源設備（電源車）、移動式変圧器、タンクローリー、号炉間電力融通ケーブルは、6号及び7号炉の原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋、常設代替交流電源設備等とは距離的に離れた場所に配備することとしており、これらの設備に火災が発生しても、各重大事故防止設備が代替する機能を有する設計基準事故対象設備、6号及び7号炉の使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能、又は常設重大事故防止設備に影響を及ぼすおそれはない。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（資料11 添付資料3）

高圧窒素ガスポンペは原子炉建屋 [] 及び []（6号炉）、又は [] 及び []（7号炉）に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は原子炉建屋 []（6号炉及び7号炉）それぞれ分散して設置されている。一方、当該ポンペが代替する機能を有する設計基準事故対処設備である自動減圧系の圧縮空気供給機能（駆動用窒素源）は原子炉格納容器内に設置されている。したがって、火災によって高圧窒素ガスポンペと圧縮空気供給機能（駆動用窒素源）が同時に機能喪失することはない。また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が代替する機能を有する設計基準対処設備である蓄電池A、A-2、Bはコントロール建屋 [] に設置されている。したがって、火災によって逃がし安全弁用可搬型蓄電池と蓄電池A、A-2、Bが同時に機能喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（図1）

中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット、ブローユニット）については、当該空調機が代替する機能を有する設計基準事故対処設備である中央制御室換気空調系を設置する火災区域とは別の火災区域に設置することから、火災によって中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室換気空調系が同時に機能喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（図2）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の空気ボンベ陽圧化装置及び可搬型陽圧化空調機については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当

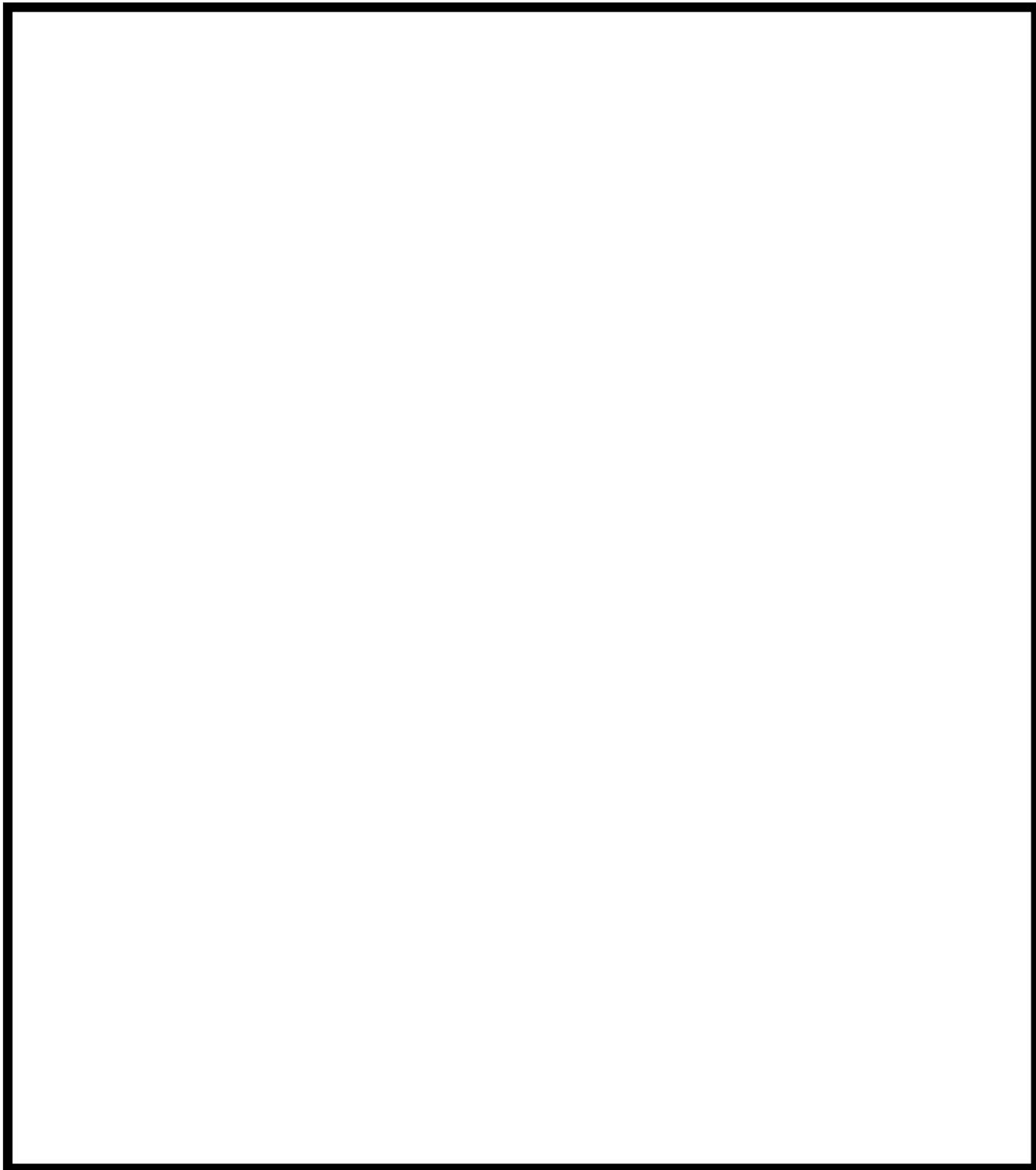
該空調機の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。なお、当該空調機の単一の火災によっても当該機能が代替する機能を有する中央制御室換気空調と位置的分散が図られていることから、火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(図3)

免震重要棟内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機については、免震重要棟内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置していることから、当該空調機の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。なお、当該空調機の単一の火災によっても、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である免震重要棟内の換気空調系とは、免震重要棟内の別のフロアに設置していることから、火災によって免震重要棟緊急時対策所の居住性を確保する機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(図4)

携帯型音声呼出電話設備は中央制御室内に設置しているが、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である送受話器(ページング)、電力保安通信用電話設備は廃棄物処理建屋・コントロール建屋に設置しており、位置的分散が図られていることから、火災によって発電所内の通信連絡機能が喪失することはない。また、無線連絡設備(可搬型)については、中央制御室と緊急時対策所にそれぞれ設置されているが、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である送受話器(ページング)、電力保安通信用電話設備は廃棄物処理建屋・コントロール建屋に設置しており、位置的分散が図られていることから、火災によって発電所内の通信連絡機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(図5)

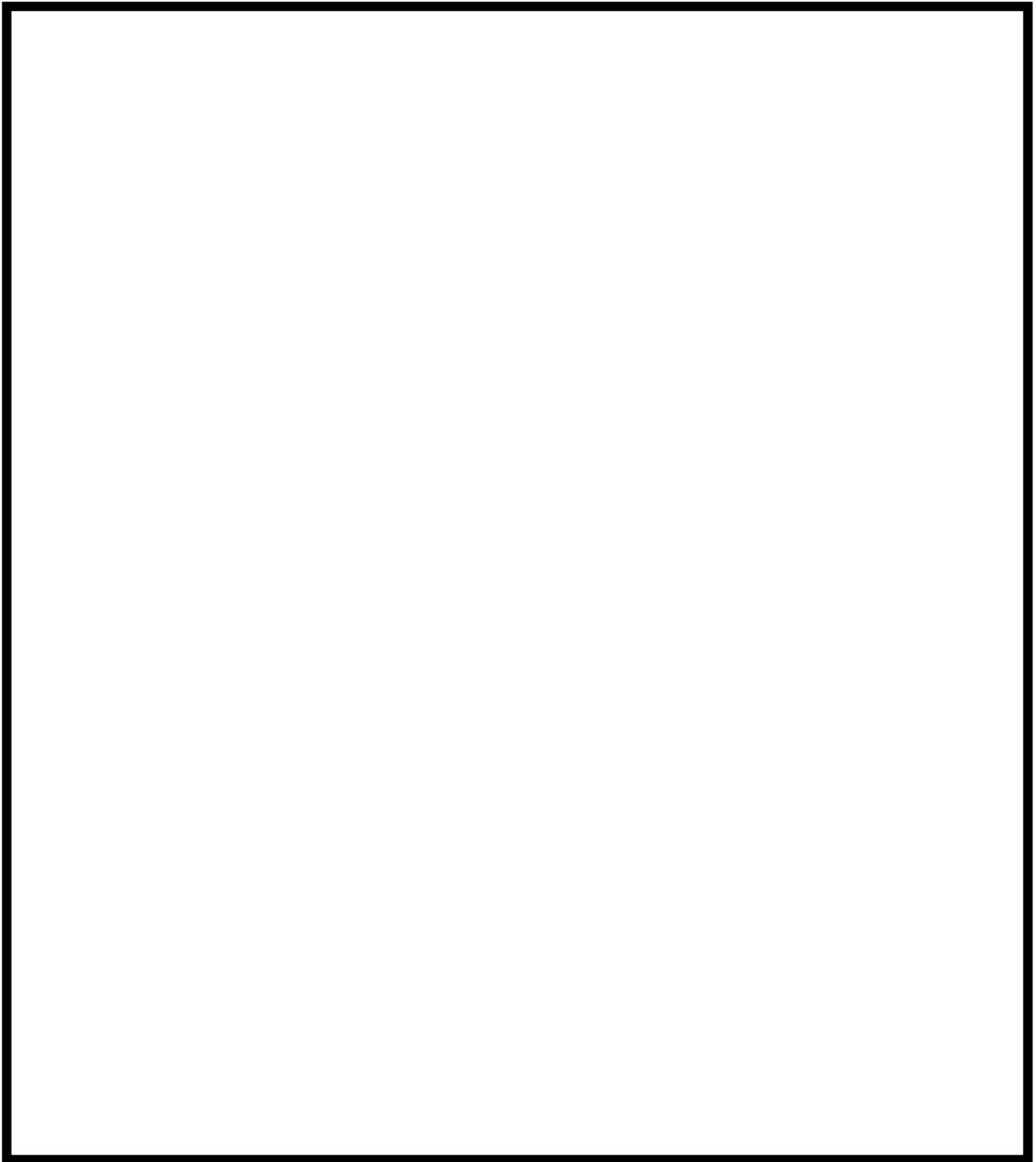
以上より、単一の火災によって、可搬型重大事故防止設備は、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれはない。

また、当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能も同時に喪失しない。さらに、当該設備の機能と常設重大事故防止設備の重大事故対処に必要な機能についても同時に機能喪失しない。



6号炉の配置

図 1-1 : 高圧窒素ガスポンベとアキュムレータの配置



7号炉の配置

図 1-2 : 高圧窒素ガスポンベとアキュムレータの配置

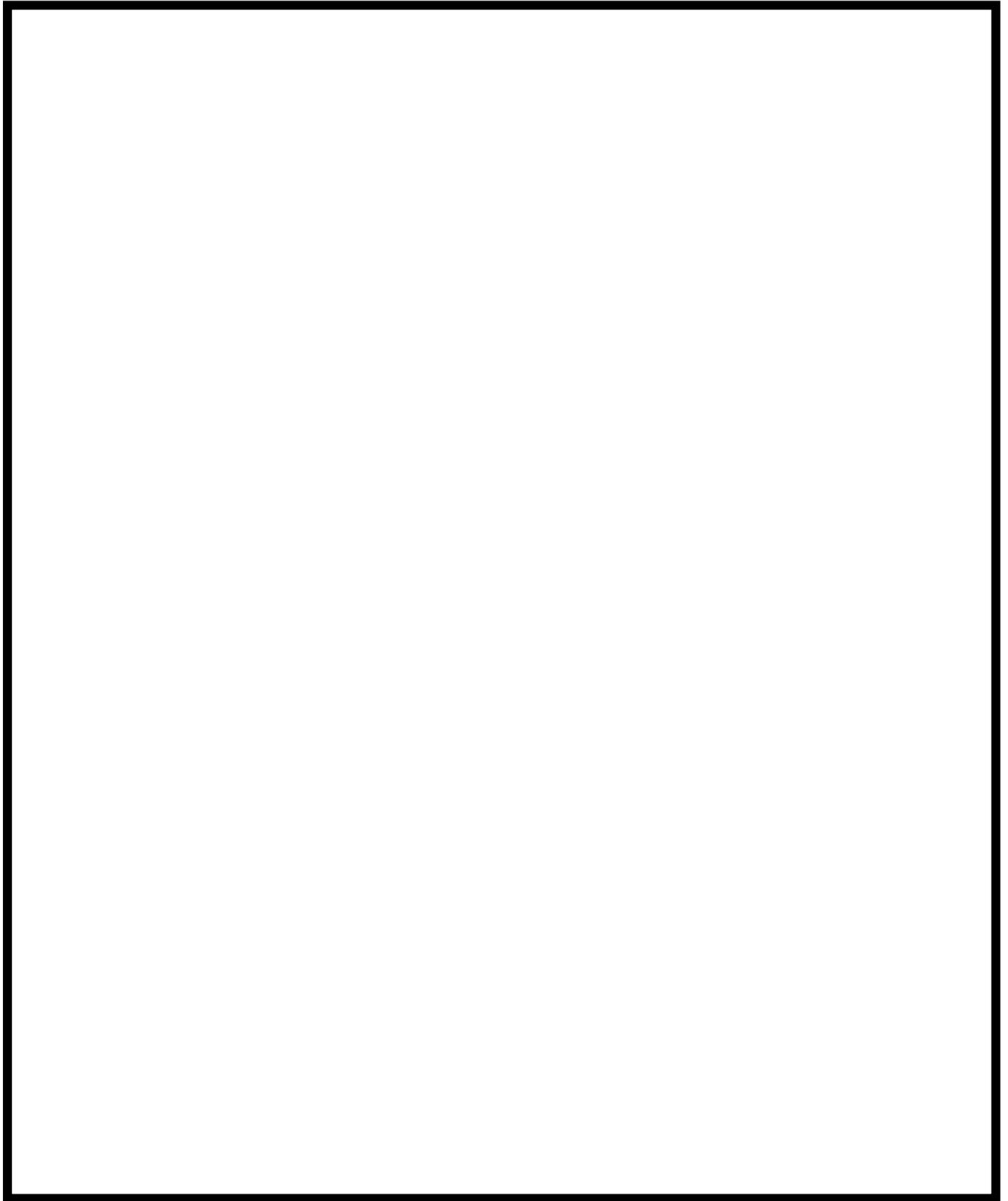
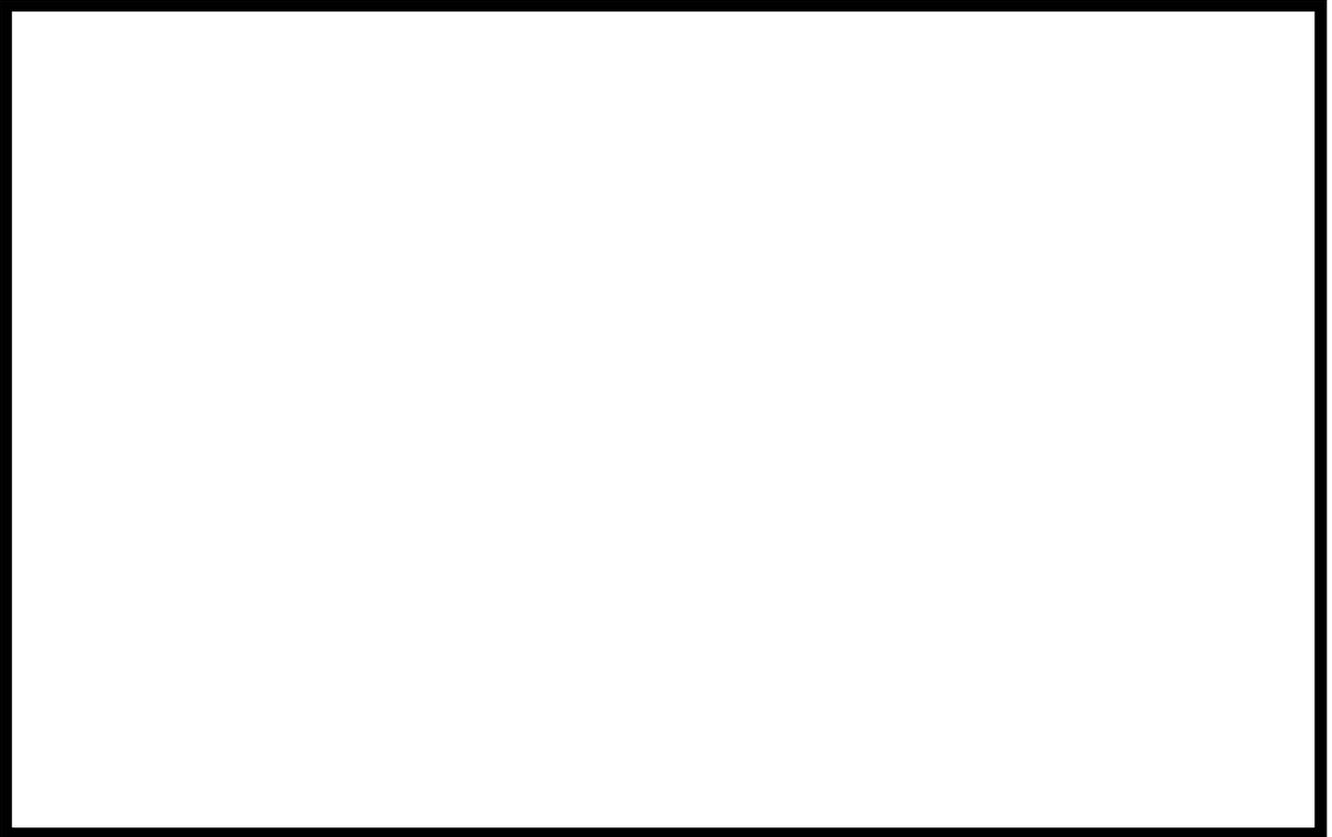


図 1-3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池と蓄電池 A, A-2, B の配置



6号炉の配置



7号炉の配置

図2：中央制御室可搬型空調機と中央制御室換気空調系の配置

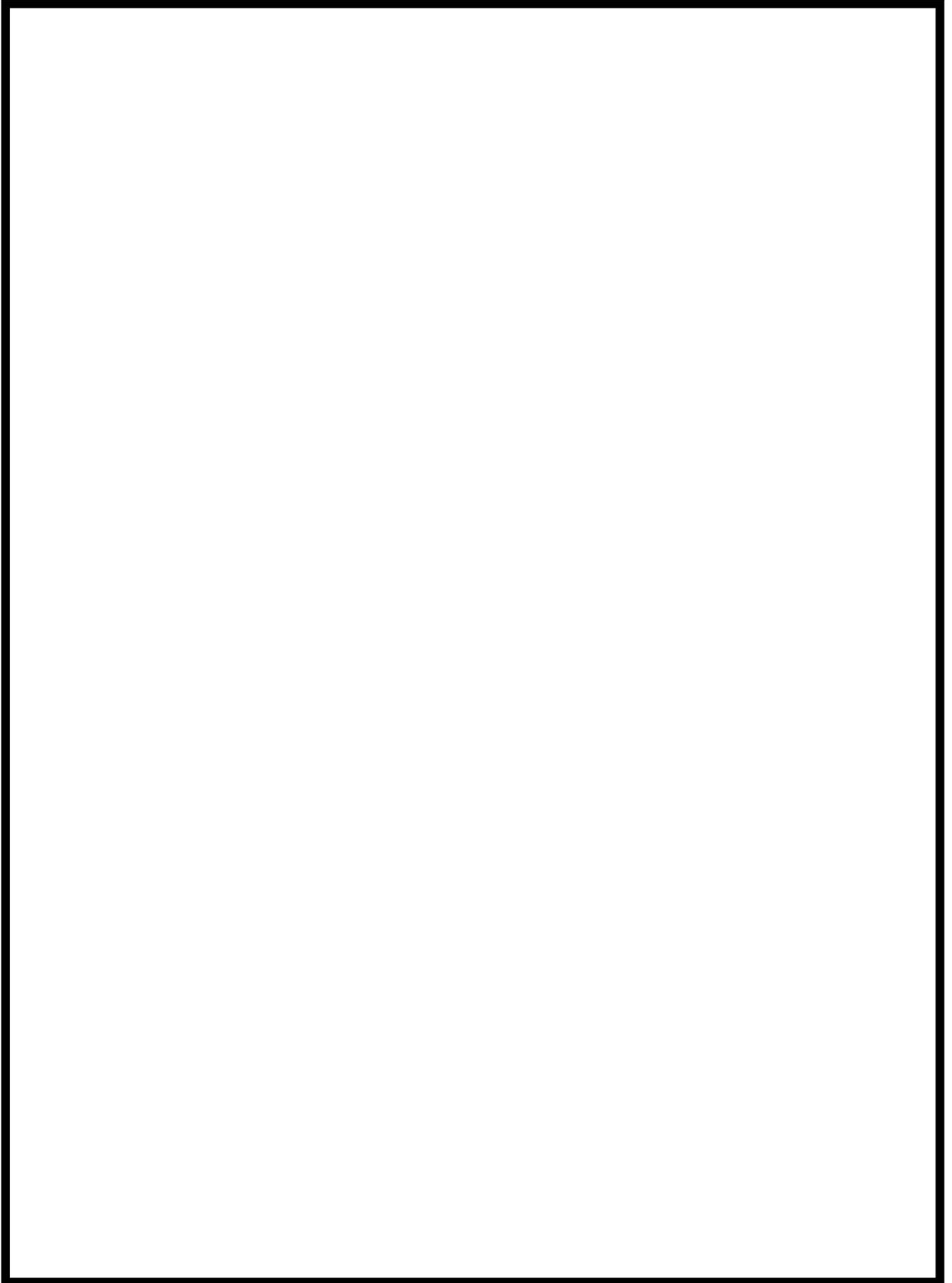


図 3 : 5号炉原子炉建屋緊急時対策所可搬型換気空調系の配置

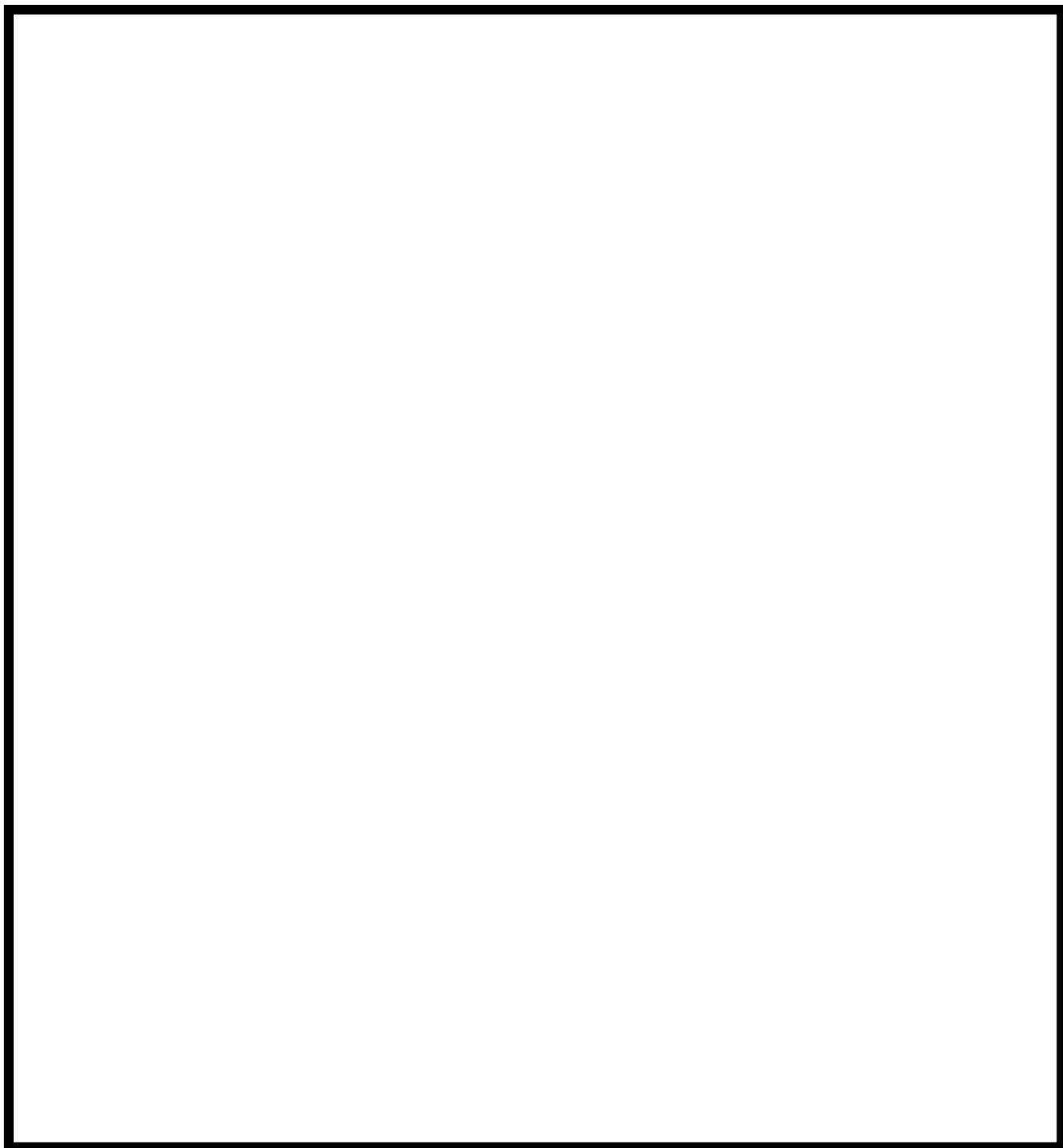


図 4 : 免震重要棟緊急時対策所可搬型換気空調系の配置



6 / 7 号

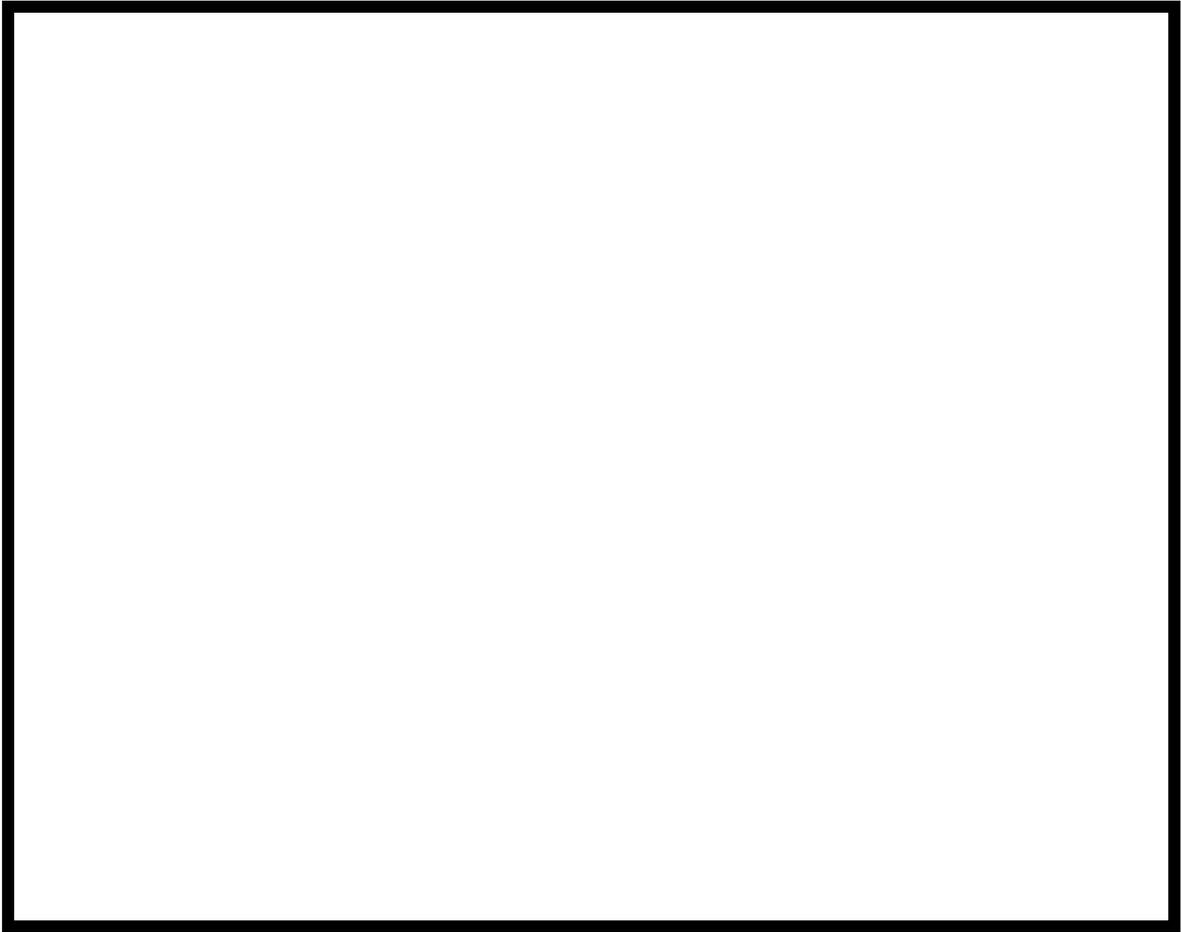
5 号



6 / 7 号

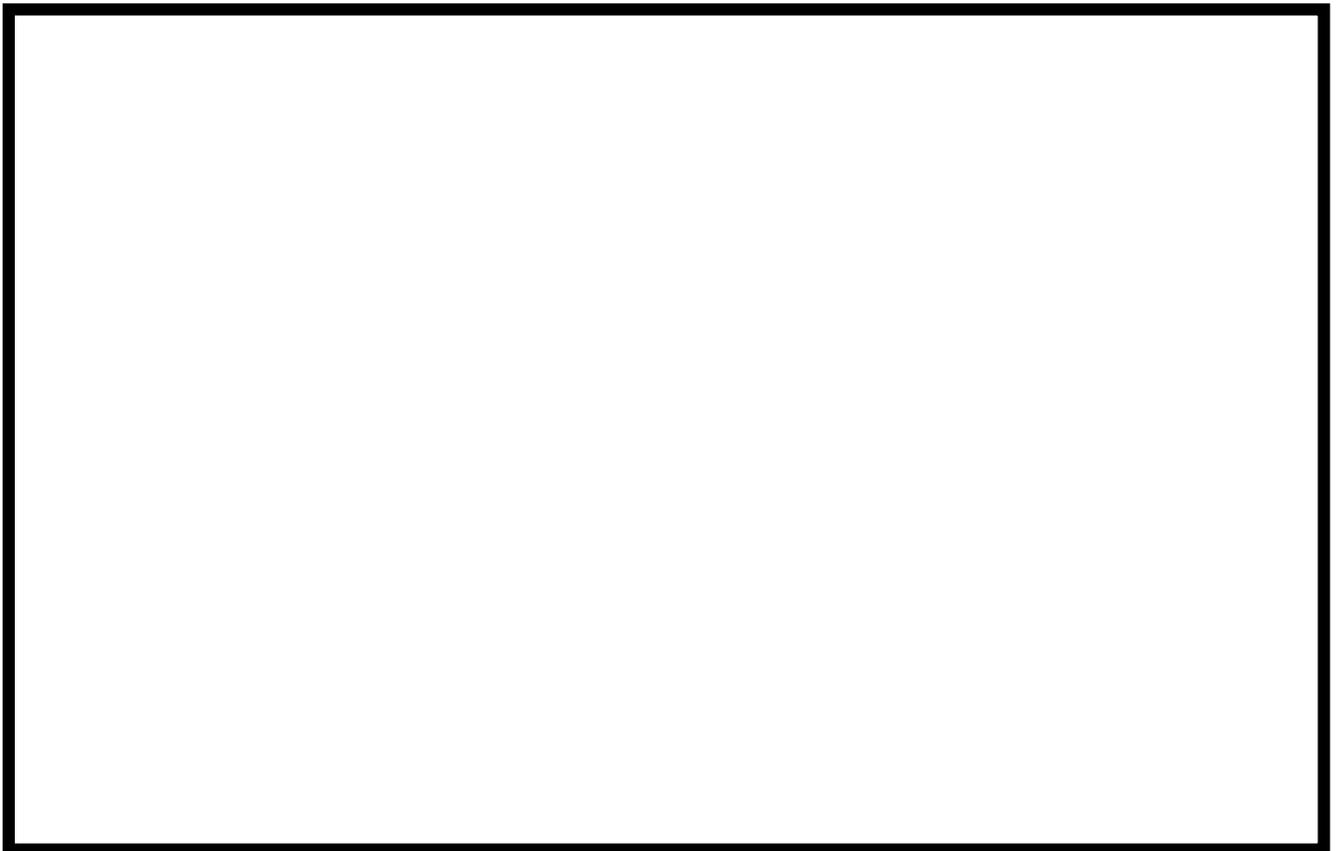
5 号

図 5-1 : 通信連絡設備の配置



7号

7号



6号

5号

図 5-2 : 通信連絡設備の配置

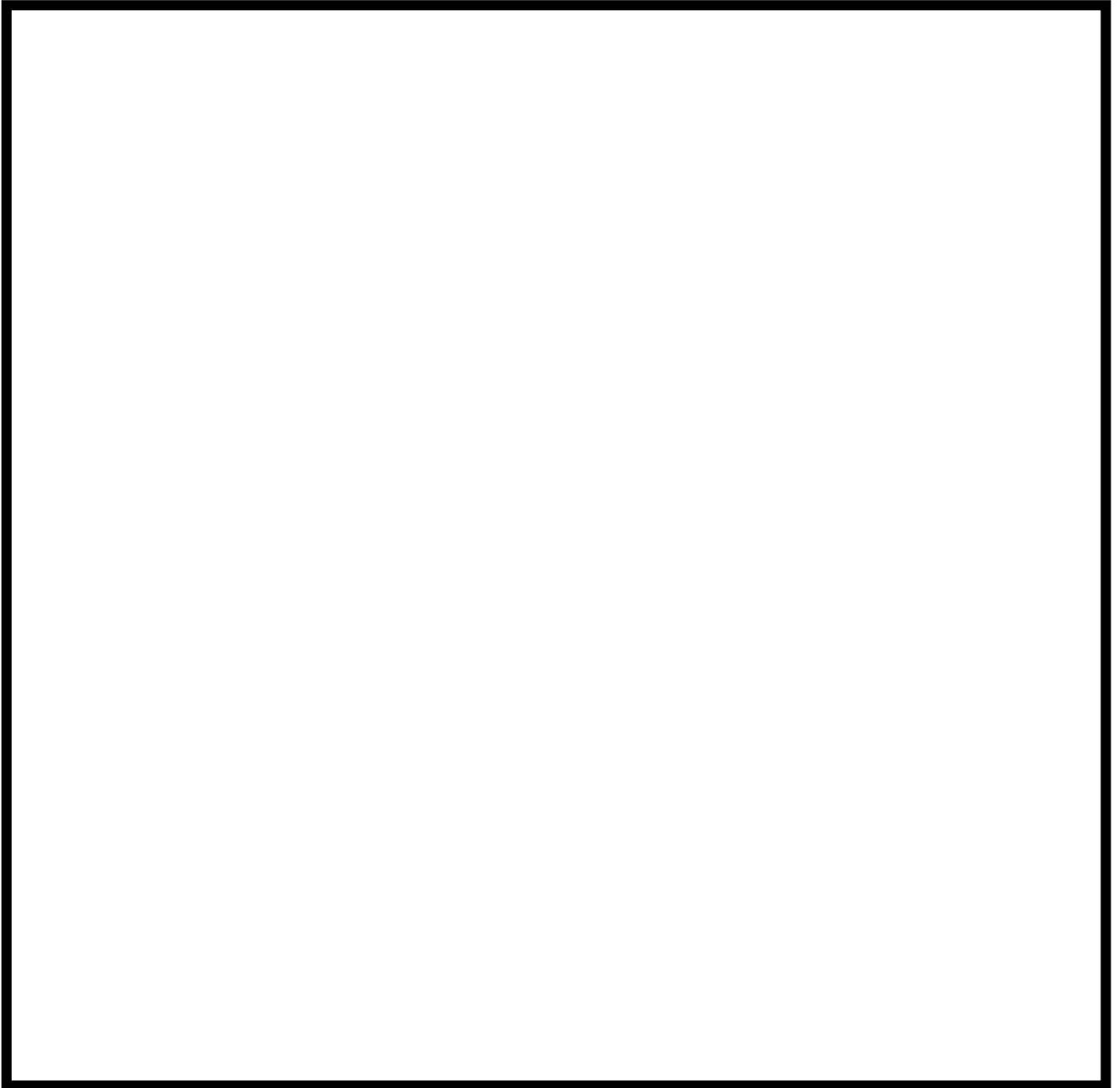


図 5-3 : 通信連絡設備の配置

3.1.2. 常設重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備への影響

重大事故防止設備のうち常設のものを表2に示す。

表2：常設重大事故防止設備（1／10）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
代替制御棒挿入機能	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	44	原子炉緊急停止系
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	44	原子炉緊急停止系, 制御棒, 制御棒駆動系水圧制御ユニット
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44, 45, 51, 56	
	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ [流路]	44, 45, 51	
高圧代替注水系	高圧代替注水系ポンプ	45	高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系 (蒸気系)・主蒸気系・原子炉隔離時冷却系配管・弁		高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系 (注水系)・復水補給水系・高圧炉心注水系 (7号炉は残留熱除去系を含む) 給水系配管・弁・スパージャ [流路]		高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ※	45	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系)・主蒸気系 配管・弁※		(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
	原子炉隔離時冷却系 (注水系)・復水補給水系・高圧炉心注水系・給水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※		(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ※	45	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系
	高圧炉心注水系・復水補給水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※		(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系
逃がし安全弁	逃がし安全弁 [操作対象弁]	46	(逃がし安全弁)
	逃がし弁機能用アキュムレータ		(アキュムレータ)
	自動減圧機能用アキュムレータ		(逃がし安全弁排気管)
	主蒸気配管・クエンチャ [流路]		(逃がし安全弁排気管)
代替自動減圧機能 ※自動減圧機能付き逃がし安全弁のみ	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	46	自動減圧系
	自動減圧系の起動阻止スイッチ		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (2 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源供給)	AM 用切替装置 (SRV)	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B
逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給)	逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 [流路]		(アキュムレータ)
低下代替注水系 (常設)	復水移送ポンプ 復水補給水系・残留熱除去系・給水系・高圧炉心注水系 配管・弁・スパージャ [流路] 原子炉圧力容器 [注入先]		47, 51 44, 45, 47, 51
低下代替注水系 (可搬型)	復水補給水系・残留熱除去系・給水系 配管・弁・スパージャ [流路] 原子炉圧力容器 [注入先]	47, 51 44, 45, 47, 51	
低下注水系	残留熱除去系 (低下注水モード) ポンプ※ 残留熱除去系・給水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※ 原子炉圧力容器 [注入先]	47	(残留熱除去系 (低下注水モード)) (残留熱除去系 (低下注水モード))
原子炉停止時冷却系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ※ 原子炉圧力容器 [水源]※ 残留熱除去系・給水系 配管・弁・熱交換器・スパージャ [流路]※ 原子炉圧力容器 [注入先]		(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))
非常用取水設備	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路※ 補機冷却用海水取水槽※	47, 48, 49, 50, 54, 56 47, 48, 49, 54	(海水貯留堰) (スクリーン室) (取水路) (補機冷却用海水取水路) (補機冷却用海水取水槽)
代替原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク, 残留熱除去系熱交換器 [流路]	48, 50	原子炉補機冷却系
S/P への蓄熱補助	真空破壊弁 (S/C→D/W)		(真空破壊弁 (S/C→D/W))
耐圧強化ベント系 (W/W)	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 [ベント元] 不活性ガス系・非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系

表 2 : 常設重大事故防止設備 (3 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
耐圧強化ベント系 (D/W)	耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備	48, 50	残留熱除去系 (格納容器 スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系, —
	原子炉格納容器 [ベント元]		
	不活性ガス系・非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]		
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置		
	よう素フィルタ		
	フィルタ装置出口放射線モニタ		
	ドレンポンプ設備		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	フィルタベント遮蔽壁		
	配管遮蔽		
	原子炉格納容器 [ベント元]		
	格納容器圧力逃がし装置・ 不活性ガス系・耐圧強化ベント系 配管・弁 [流路]		
代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置		
	よう素フィルタ		
	代替格納容器圧力逃がし装置室 空調		
	フィルタ装置出口放射線モニタ		
	ドレンポンプ設備		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	原子炉格納容器 [ベント元]		
	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁 [流路]		
原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ※	48, 54	(原子炉補機冷却系)
	原子炉補機冷却系 配管・弁・ 海水ストレーナ [流路]※		
	原子炉補機冷却系 サージタンク [流路]※		
	原子炉補機冷却系 熱交換器※		
	原子炉補機冷却系 海水ポンプ※		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (4 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設		
系統機能	主要設備				
代替格納容器スプレイ冷却系	復水移送ポンプ	49	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)		
	復水補給水系・残留熱除去系・高圧炉心注水系 配管・弁・スプレイヘッド [流路]				
	原子炉格納容器 [注入先]				
格納容器スプレイ冷却系	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ポンプ※		(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・熱交換器・スプレイヘッド [流路]※				
	原子炉格納容器 [注入先]				
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ポンプ※		(残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード))		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・熱交換器 [流路]※				
	原子炉格納容器 [注入先]				
燃料プール代替注水系 (可搬型)	燃料プール代替注水系 (常設) 配管・弁 [流路]	54	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)		
	常設スプレイヘッド				
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注入先]				
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ				
	使用済燃料プール [水源] [注入先]				
	燃料プール冷却浄化系 熱交換器				
	燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ				
使用済燃料プールの監視設備	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)				使用済燃料貯蔵プール水位
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)				FPC ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ			
水源の確保 ※水源としては海水も使用可能	復水貯蔵槽	45, 47, 49, 56	(サブプレッション・チェンバ) (復水貯蔵槽)		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (5 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
水の移送手段	CSP 外部補給配管・弁[流路]	56	-
	海水取水箇所 (取水路)		
常設代替交流電源	ガスタービン発電機 (第一ガスタービン発電機)	57	非常用ディーゼル発電機
	ガスタービン発電機用燃料タンク (第一ガスタービン発電機用燃料 タンク)		
	ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ (第一ガスタービン発電機 用燃料移送ポンプ)		
	ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁[流路] (第一ガスタービン発電機用燃料 移送系配管・弁)		
	ガスタービン発電機 (第二ガスタービン発電機)		
	ガスタービン発電機用燃料タンク (第二ガスタービン発電機用燃料 タンク)		
	ガスタービン発電機用燃料移送 ポンプ (第二ガスタービン発電機 用燃料移送ポンプ)		
	ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁[流路] (第二ガスタービン発電機用燃料 移送系配管・弁)		
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機※	(非常用ディーゼル発電 機)	
	非常用高圧母線 E 系※	(非常用高圧母線 E 系)	
所内蓄電式直流電源設備	直流 125V 蓄電池 A	直流 125V 蓄電池 B, 直流 125V 蓄電池 C, 直流 125V 蓄電池 D	
	直流 125V 蓄電池 A-2		
	AM 用直流 125V 蓄電池		
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 B※	(直流 125V 蓄電池 B)	
	直流 125V 蓄電池 C※	(直流 125V 蓄電池 C)	
可搬型直流電源設備	AM 用直流 125V 充電器	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2	

表 2 : 常設重大事故防止設備 (6 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
代替所内電気設備	緊急用高圧母線, 緊急用断路器, 緊急用電源切替箱断路器, 緊急用電源切替箱接続装置, AM 用動力変圧器, AM 用 MCC, AM 用切替盤, AM 用操作盤	57	非常用 MCC (C, D, E)
	非常用高圧母線 C 系		非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系
	非常用高圧母線 D 系		非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 E 系
号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通ケーブル		非常用所内電気設備
燃料補給設備	軽油タンク		(軽油タンク)
	燃料ディタンク※		(燃料ディタンク)
	燃料移送ポンプ※		(燃料移送ポンプ)
	非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁[流路]※	(非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁)	

表 2 : 常設重大事故防止設備 (7 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ ¹
系統機能	主要設備		
原子炉压力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度※	58	原子炉压力容器温度
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 原子炉水位 (SA)		原子炉隔離時冷却系 系統流量 高圧代替注水系 系統流量 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)
原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※		復水貯蔵槽水位 (SA)
	高圧炉心注水系系統流量※		
	高圧代替注水系系統流量		
	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)		
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※		サプレッション・チェン バ・プール水位 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	復水補給水流量 (原子炉格納容器)		復水貯蔵槽水位 (SA)
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度		格納容器内圧力 (D/W)
	サプレッション・チェンバ 気体温度		サプレッション・チェン バ・プール水温度
	サプレッション・チェンバ・プ ール水温度		サプレッション・チェン バ気体温度
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)		格納容器内圧力 (S/C)
	格納容器内圧力 (S/C)		格納容器内圧力 (D/W)
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プ ール水位	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W)	格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	
	格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	
未臨界の監視	起動領域モニタ	平均出力領域モニタ	
	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ	

※1 : 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

表 2 : 常設重大事故防止設備 (8 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ ¹
系統機能	主要設備		
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール 水温度 復水補給水系温度 (代替循環冷却) 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	58	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH		ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W)
	原子炉補機冷却水系系統流量※ 残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量※ 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※ 残留熱除去系系統流量※		原子炉压力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度 サプレッション・チェン バ・プール水温度
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58	ドライウエル雰囲気温度 格納容器圧力 (D/W)
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器圧力 (D/W)		原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
水源の確認	復水貯蔵槽水位 (SA)	58	原子炉隔離時冷却系系統 流量 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)
	サプレッション・チェンバ・プ ール水位		残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納用容器) 復水移送ポンプ吐出圧力

表 2 : 常設重大事故防止設備 (9 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA)	58	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)

※1 : 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

表 2 : 常設重大事故防止設備 (1 0 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
居住性の確保	中央制御室遮蔽	59	(中央制御室遮蔽)
	中央制御室換気空調系 給排気隔離弁		中央制御室換気空調系
居住性の確保 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 遮蔽	61	-
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 二酸化炭素吸収装置		-
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (5 号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	負荷変圧器		外部電源
	交流分電盤		
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所遮蔽		-
	免震重要棟内緊急時対策所 給排気隔離ダンパ		
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	無線連絡設備 (常設)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (免震重要棟内緊 急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機		外部電源
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 地下貯油タンク		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用受電盤		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機-電源車 切替断路器		
発電所内の通信連絡	無線連絡設備 (常設)	62	送受話器, 電力保安通信用電話設備

表2の設備のうち、配管、手動弁、逆止弁、海水ストレーナ、ストレーナ、スパージャ、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽、スプレイヘッダ、クエンチャ、サイフォンブレイク孔、熱交換器、発火性・引火性物質を内包しないタンク、復水貯蔵槽、サブレッション・チェンバ、海水取水箇所、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済燃料貯蔵プール、遮蔽、遠隔手動弁操作設備は金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。また、逃がし安全弁・真空破壊弁については、原子炉運転中は窒素封入された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の常設重大事故防止設備について、当該設備の機能と、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能が火災によって同時に喪失しないことを以下に示す。

(1) 代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系[44条]

代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は重大事故時に原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能を代替するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉緊急停止系」である。

原子炉緊急停止系の機器等のうち，制御棒，制御棒案内管，制御棒駆動機構，制御棒カップリング，制御棒駆動機構カップリング，制御棒駆動機構ラッチ機構，制御棒駆動機構，制御棒駆動機構ハウジングについては，原子炉圧力容器内又は格納容器内に設置されており，不燃性材料で構成されていることから，火災により本機能に影響が及ぶおそれはない。

また，水圧制御ユニットについては，フェイルセーフ設計となっており，火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合，あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合も，スクラム弁が「開」動作しスクラムすることから，火災により本機能に影響が及ぶおそれはない。さらに，万一火災によってケーブルが損傷し，すべての電磁弁が無励磁とならない場合においても，電磁弁の電源をOFFとすることによってスクラム弁を「開」動作しスクラムさせることができる。(図6)

一方，ほう酸水注入系については原子炉建屋  に設置されており，未臨界維持機能として同等の機能を有している制御棒駆動機構（水圧制御ユニットは原子炉建屋  に設置，制御棒駆動機構は原子炉格納容器内に設置）と位置的分散を図り，火災に対する影響軽減対策を実施している。

(図7，8)

加えて，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じているとともに，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，消防法に基づく消火器，消火栓を設置している。

以上より，原子炉の緊急停止機能，未臨界維持機能は火災によって影響を受けないことから，代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系のいずれかに単一の火災が発生した場合でも，原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能すなわち，原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系は同時にすべて喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)①②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

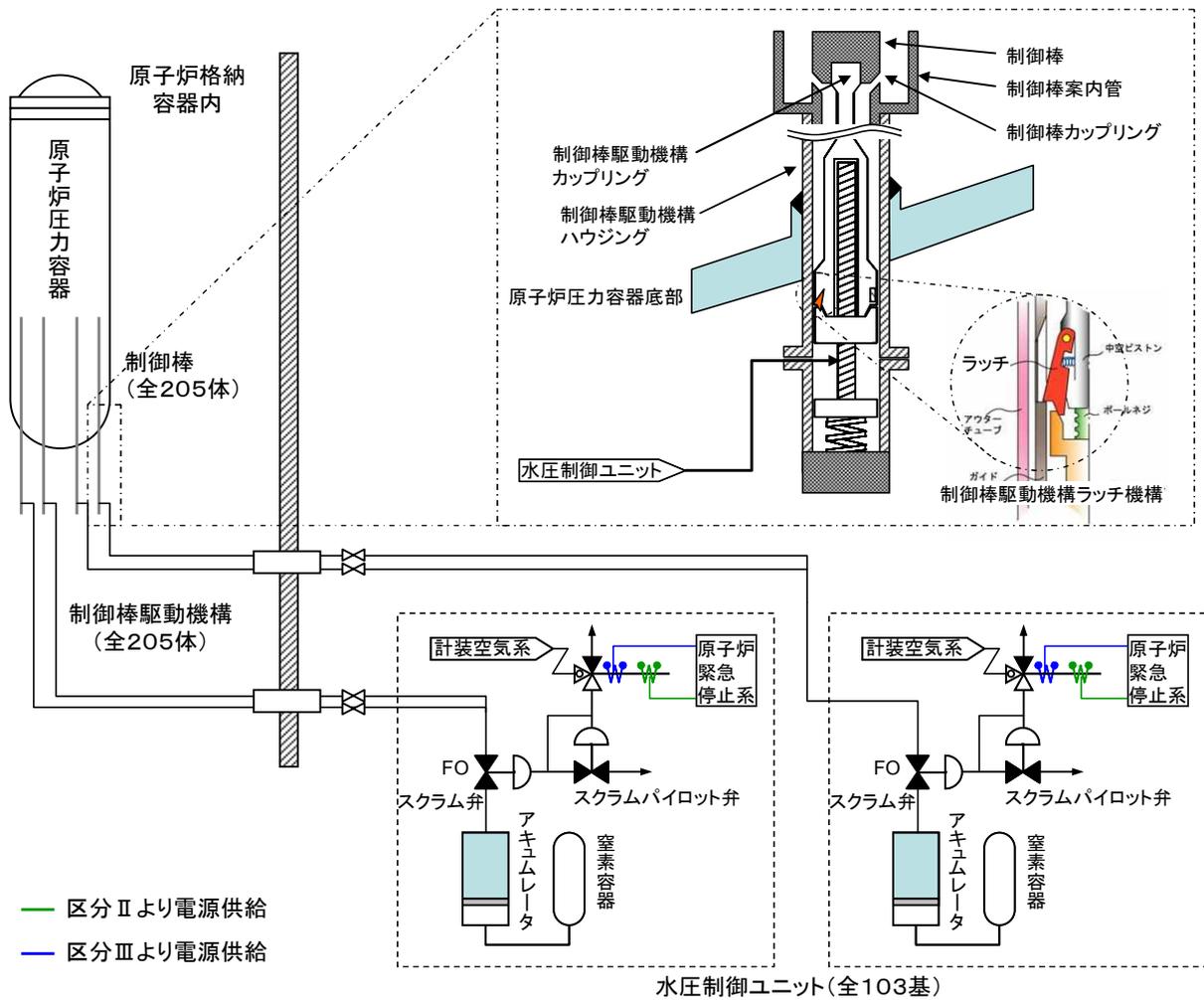


図6：制御棒駆動系，水圧制御ユニットの概要図

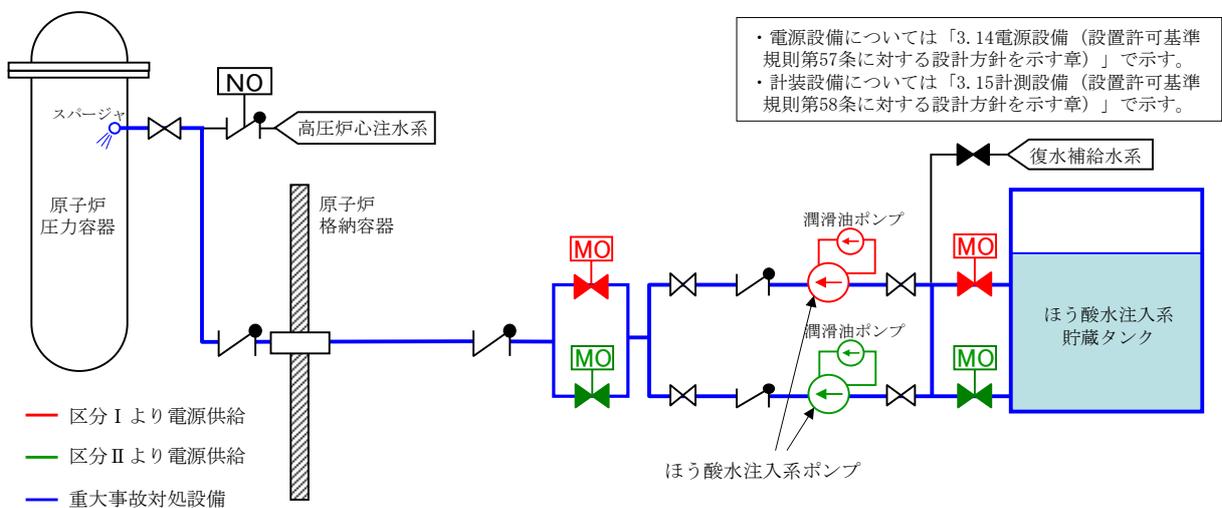


図7：ほう酸水注入系の概要図



6号炉の配置



7号炉の配置

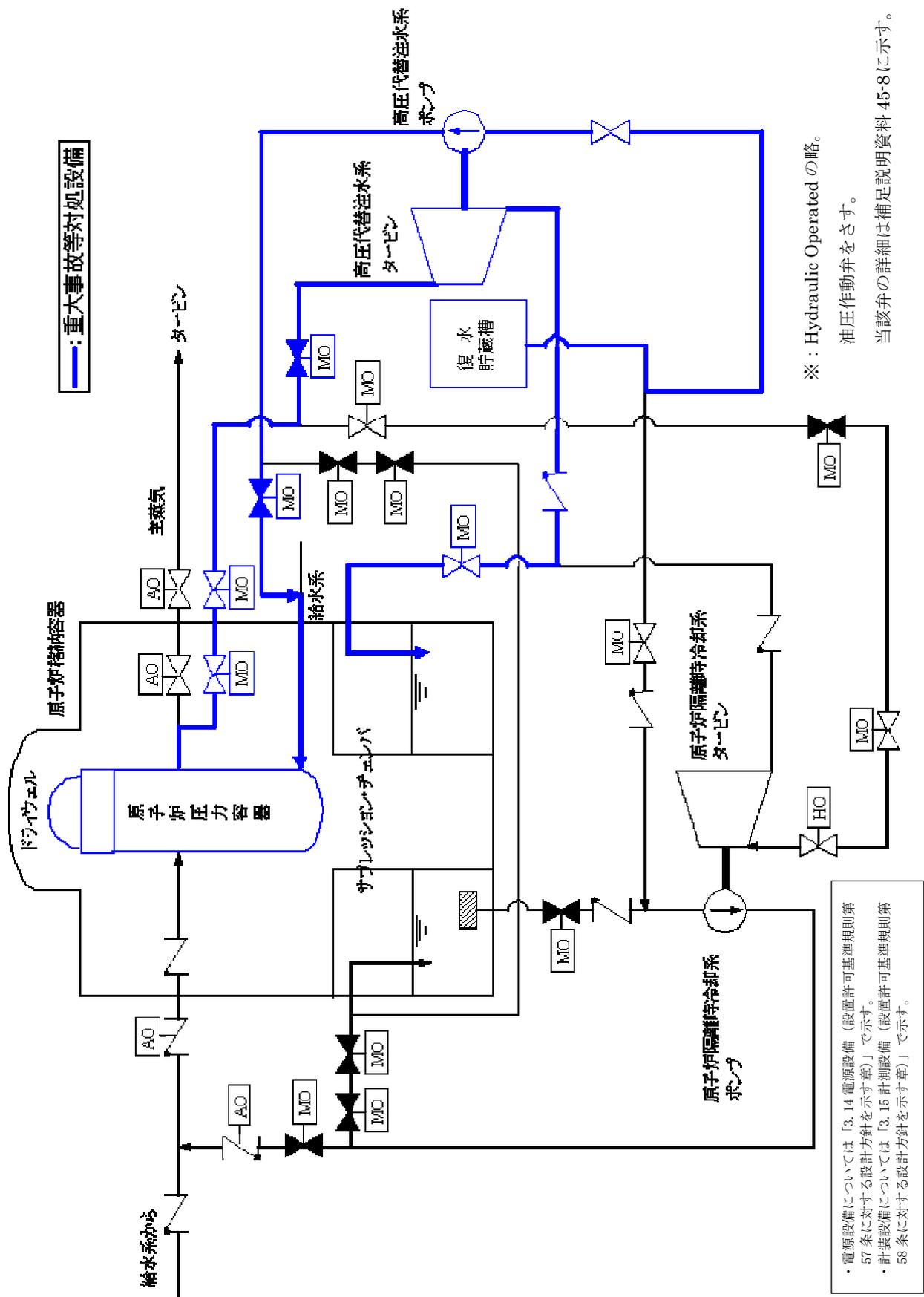
図8：ほう酸水注水系と水圧制御ユニットの配置

(2) 高圧代替注水系 [45 条]

高圧代替注水系は重大事故時に炉心に高圧注水するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「高圧炉心注水系」及び「原子炉隔離時冷却系」である。

高圧代替注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は異なる区分の火災区域に設置されている。加えて，高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系はそれぞれ異なる流路を使用する。(図 9，10)

以上より，単一の火災によって原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 9-1：高圧代替注水系 系統概略図

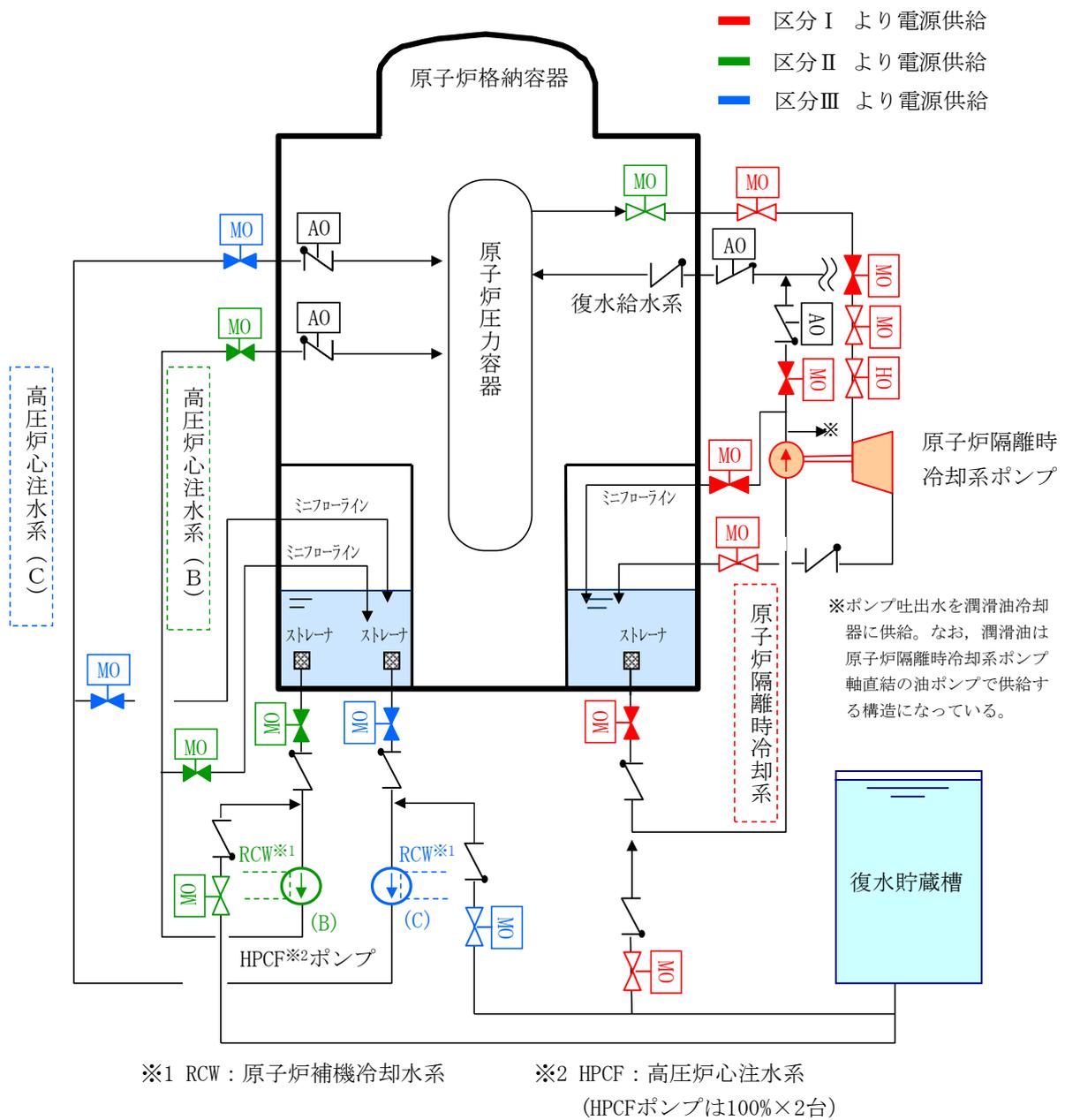


図 9-2 : 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系 系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

図 10： 高圧代替注水系・高圧炉心注水系・原子炉隔離時冷却系の配置

(3) 代替自動減圧機能・逃がし安全弁機能回復 [46 条]

代替自動減圧機能は重大事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「自動減圧系」である。

代替自動減圧機能，自動減圧系の起動阻止スイッチ，自動減圧系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。

さらに，代替自動減圧機能と自動減圧系は異なるインターロック回路としており，中央制御室の論理回路も異なる制御盤に設置している。加えて，両者はそれぞれ多重化しており，区分毎の伝送器はそれぞれ別の部屋に設置しているとともに，異なる区分のケーブル等については，IEEE384 に準じて，隔離，バリア又はケーブルトレイカバーあるいは電線管の使用等により分離している。(図 11～13)

逃がし安全弁機能回復のための AM 用切替装置 (SRV) は，重大事故時に逃がし安全弁駆動用の直流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「蓄電池 A, A-2, B」である。

AM 用切替装置 (SRV)，蓄電池 A, A-2, B とも，火災の発生防止対策として主要な構造材への不燃性材料の使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，AM 用切替装置 (SRV) と蓄電池 A, A-2, B は異なる区分の火災区域に設置されている。

以上より，単一の火災によって代替自動減圧機能，自動減圧系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。逃がし安全弁機能回復についても同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

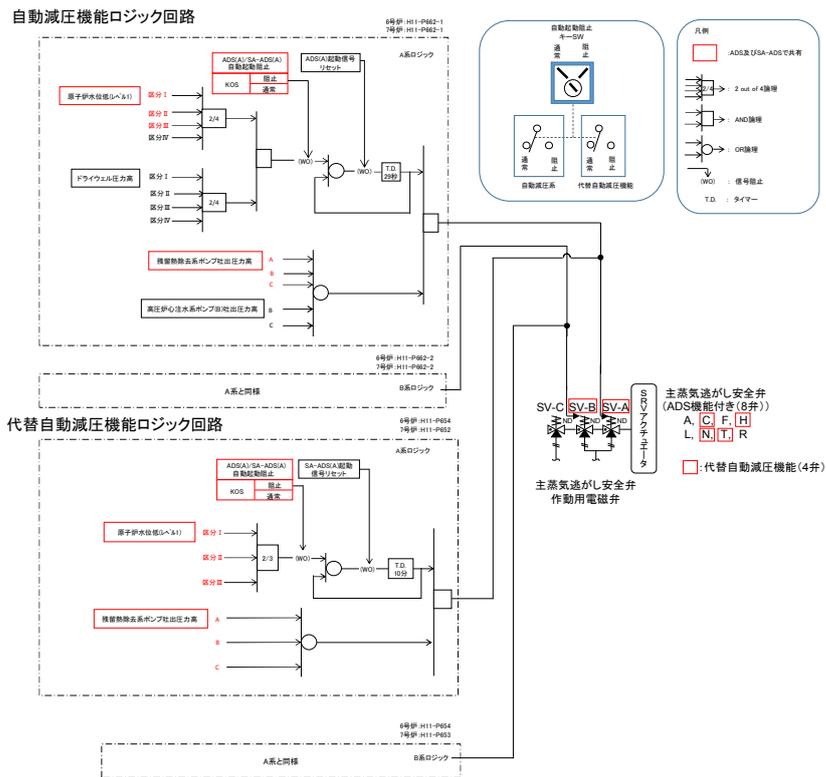


図 11-1：自動減圧系と代替自動減圧系のロジック概要図

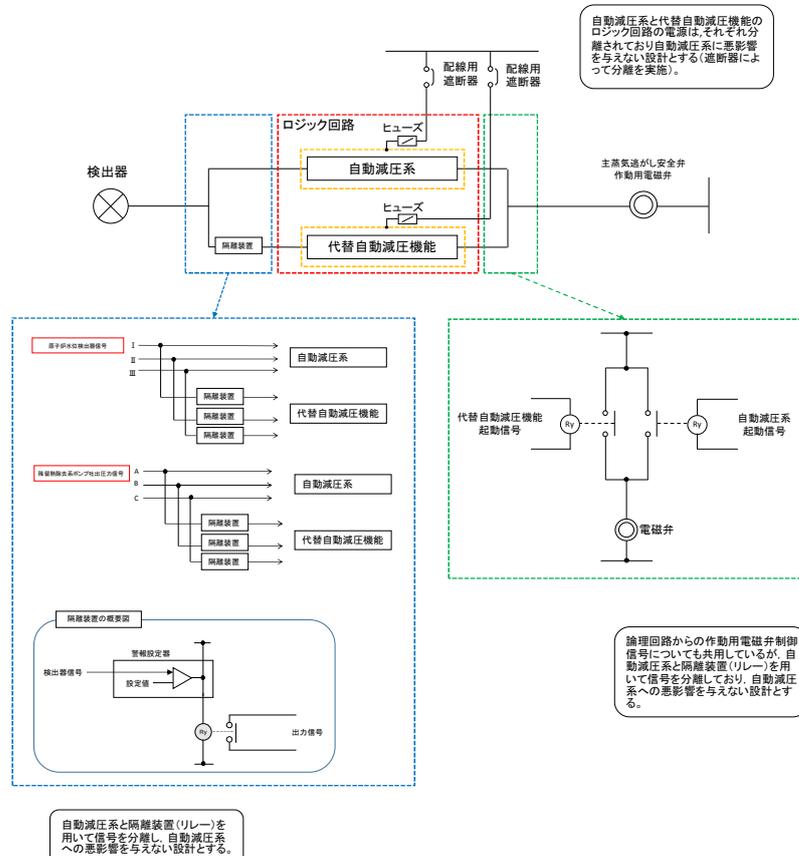


図 11-2：信号の分離について



6号炉 代替自動減圧系伝送器配置図



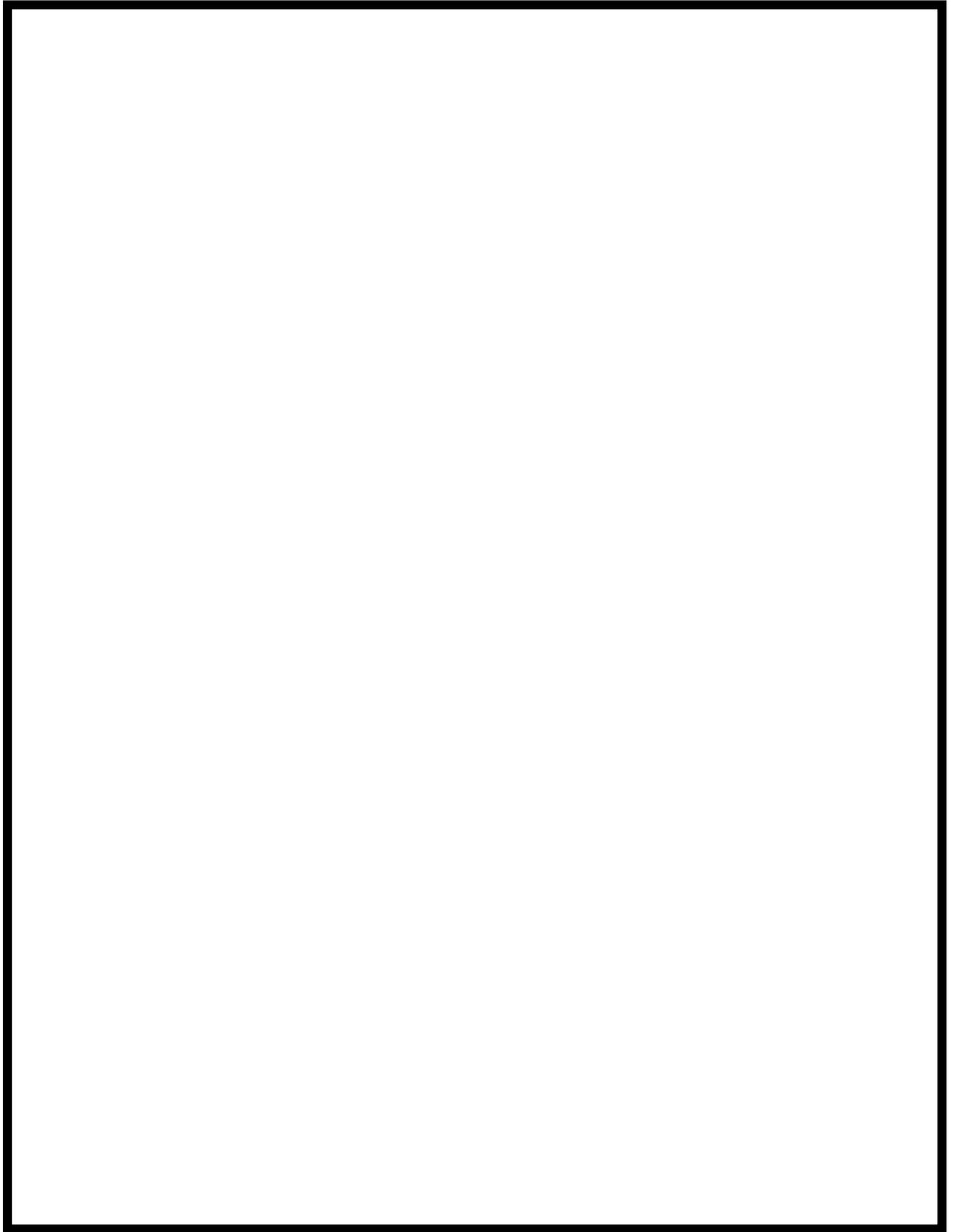
7号炉 代替自動減圧系伝送器配置図

図 12 : 代替自動減圧系の伝送器の配置



6 / 7 号炉 中央制御室配置図

図 13-1 : 代替自動減圧系・自動減圧系の中央制御室における配置



7号炉

図 13-2 蓄電池 A, A-2, B の配置

(4) 低圧代替注水系（常設） [47 条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード）」である。（図 14）

低圧代替注水系の主要設備を表 3 に示す。

表 3 低圧代替注水系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・低圧代替注水系（常設）	・残留熱除去系（低圧注水モード）
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	・残留熱除去系注入隔離弁 (例：E11-M0-F005B) ・復水補給水系タービン建屋 負荷遮断弁 (例：P13-M0-F029) ・残留熱除去系(B)注入ライン 洗浄水止め弁 (例：E11-M0-F032B)	・残留熱除去系注入隔離弁 (例：E11-M0-F005A)
監視計器	・復水補給水系流量計 ・復水移送ポンプ吐出圧力計 ・原子炉水位計	・残留熱除去系流量計 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力計

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置している。

低圧代替注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系のポンプ（残留熱除去系ポンプ）は原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（図 15）

低圧代替注水系（常設）は，図 16 のとおり屋外に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（低圧注水モード）は，図 16 のとおり原子炉建屋 に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内

電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。また、低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（図 16）

以上より、単一の火災によって低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（低圧注水モード）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

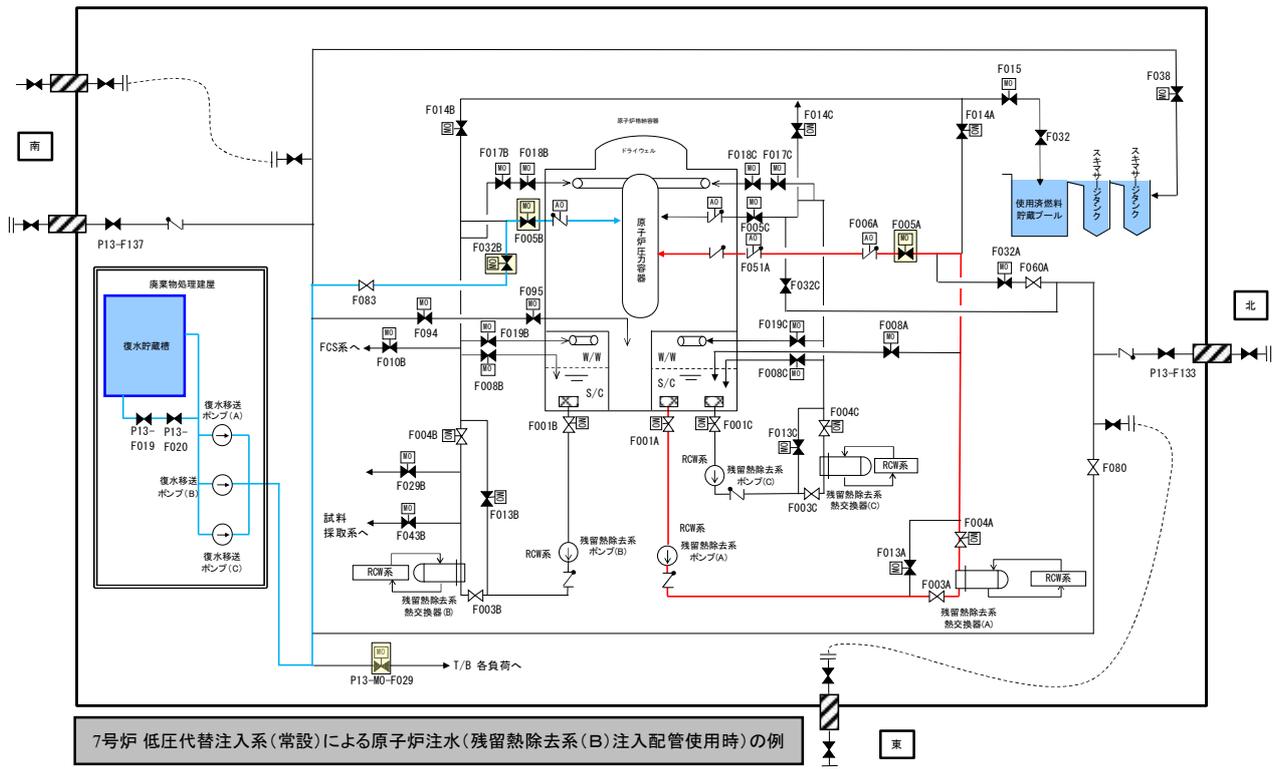
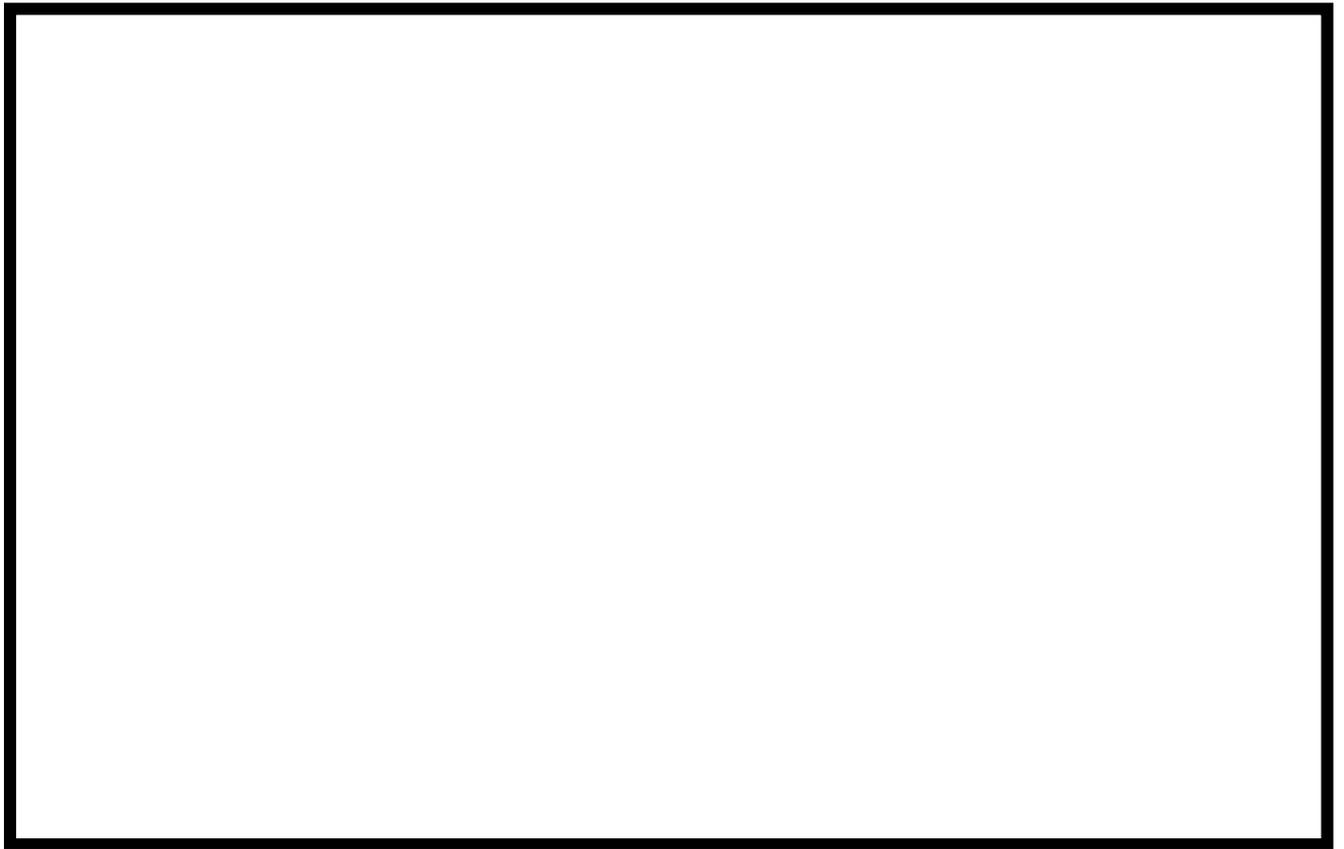


図 14： 低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

図 15 : 低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の配置

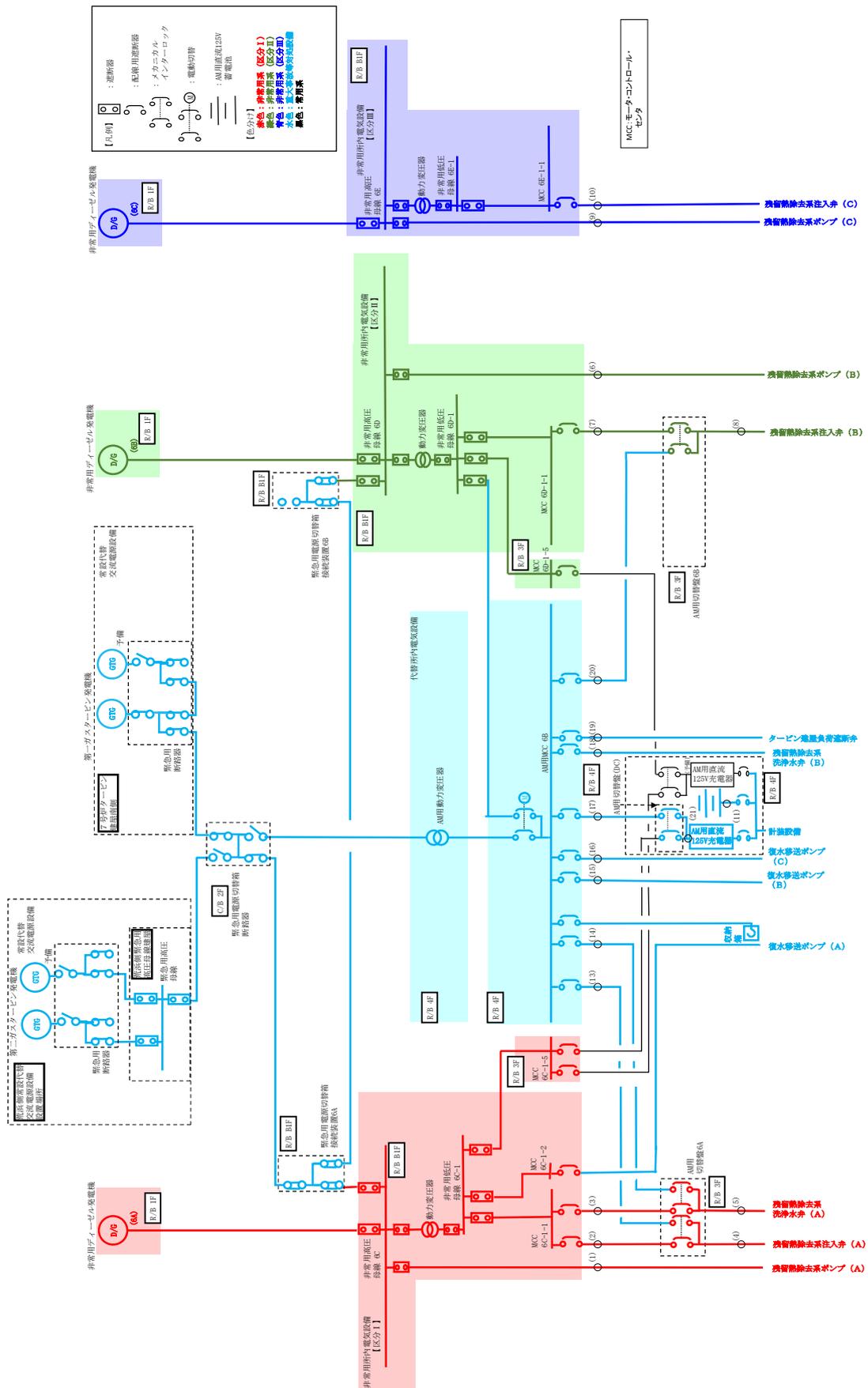


図 16-1 : 単線結線図 (6号炉)

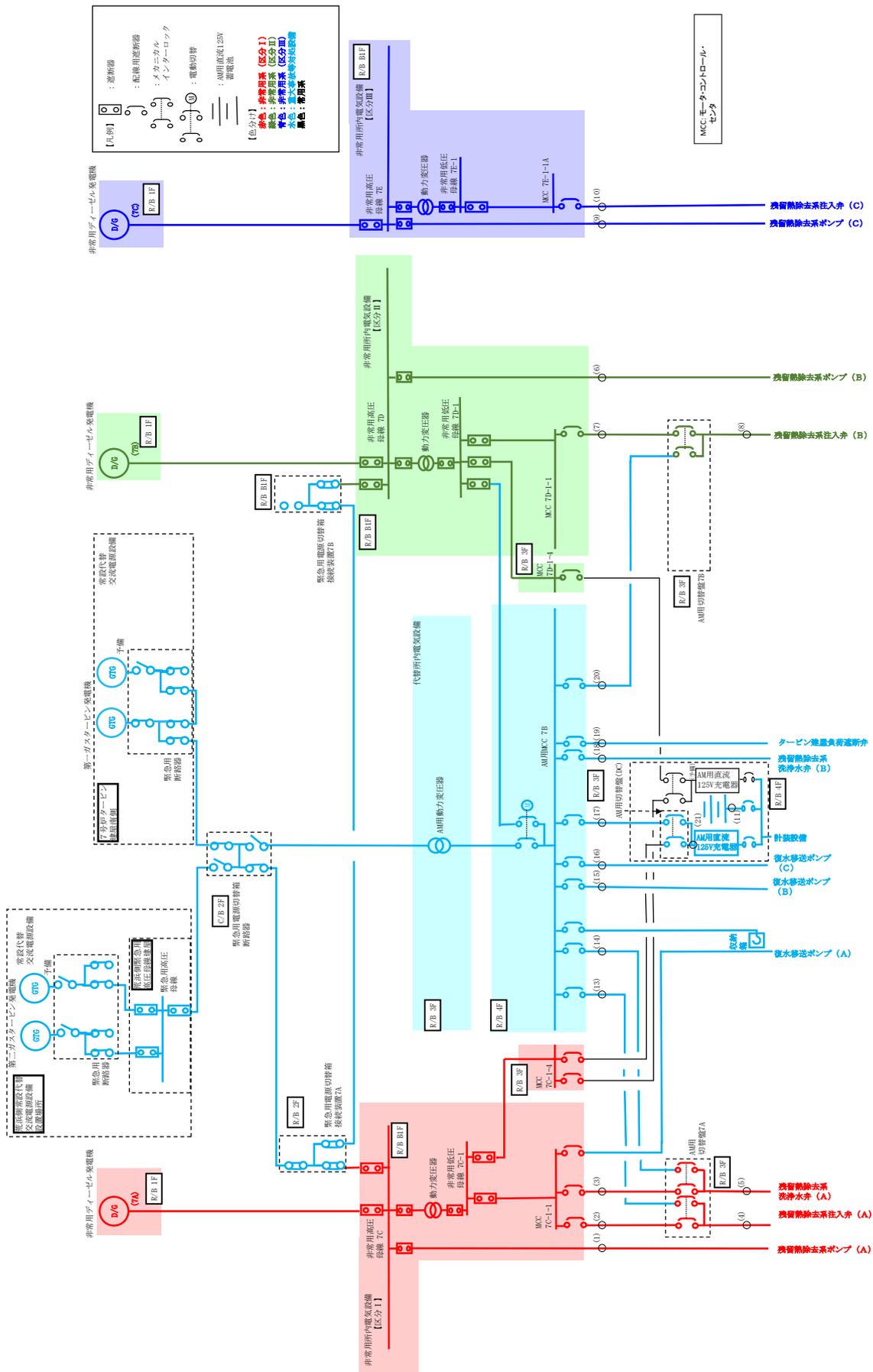


図 16-2 : 単線結線図 (7号炉)

(5) 代替原子炉補機冷却系[48条]

代替原子炉補機冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系」である。(図 17)

代替原子炉補機冷却系の主要設備を表 4 に示す。

表 4 代替原子炉補機冷却系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・代替原子炉補機冷却系	・原子炉補機冷却系， 原子炉補機冷却海水系
ポンプ	・代替原子炉補機冷却 海水ポンプ	・原子炉補機冷却系ポンプ ・原子炉補機冷却海水系ポンプ
熱交換器	・熱交換器ユニット	・原子炉補機冷却系熱交換器

代替原子炉補機冷却系の常設のもののうち，配管・手動弁・サージタンク，残留熱除去系熱交換器については，不燃性材料で構築されていることから，火災発生のおそれはない。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

代替原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系は 3 区分に分離して位置的分散を図っている。(図 18)

また，代替原子炉補機冷却系は，可搬型の熱交換器ユニット，代替原子炉補機冷却海水ポンプで構成しており，車輻で原子炉施設の近傍に運搬し，同時に運搬する電源車から電源を供給する設計としていることから，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の機器の電路へ影響を及ぼさない設計とする。

以上より，単一の火災によって代替原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

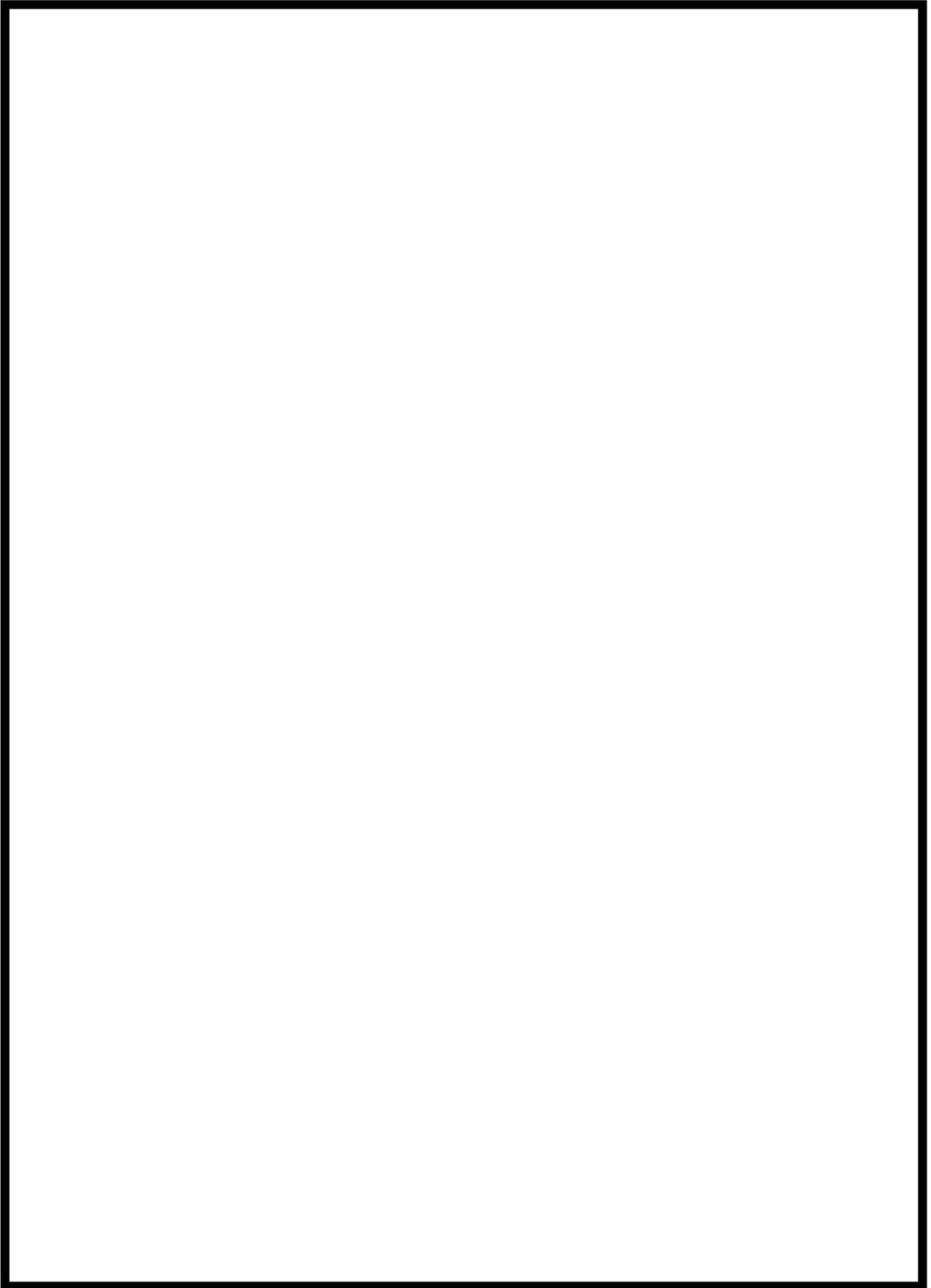


图 17 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

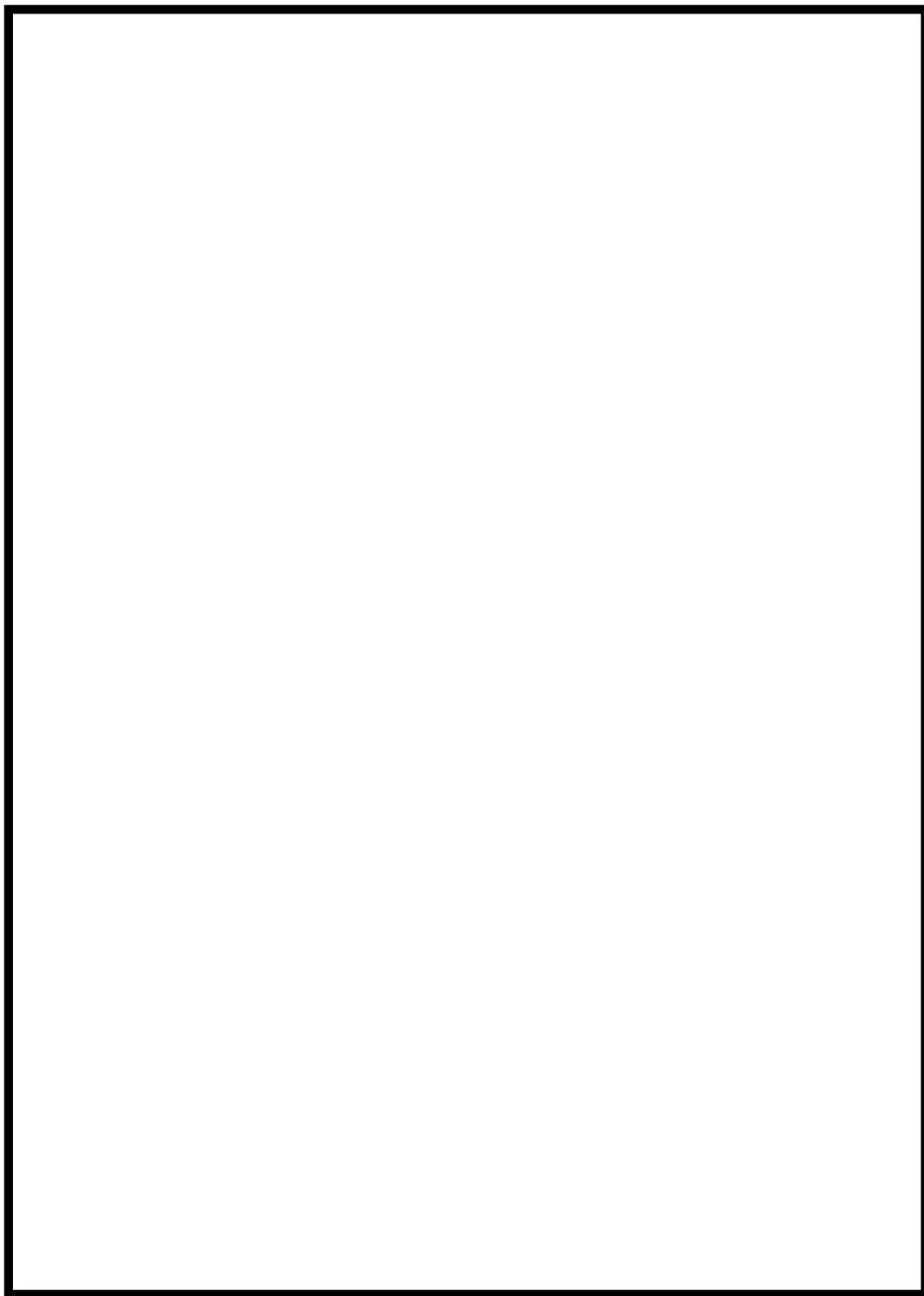


図 18-1 : 原子炉補機冷却系, 原子炉補機冷却海水系の配置 (6号炉)

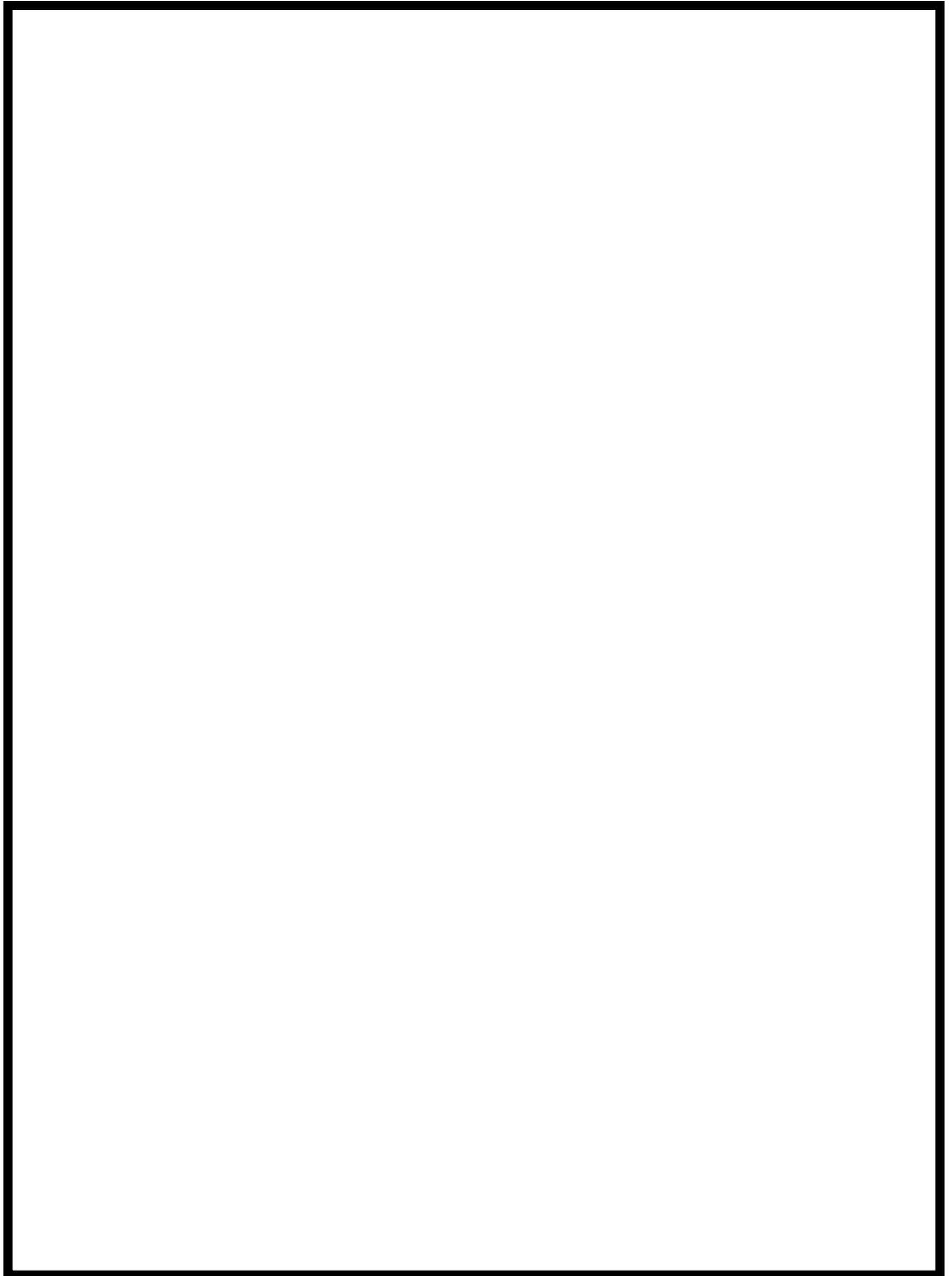


図 18-2 : 原子炉補機冷却系, 原子炉補機冷却海水系の配置 (7 号炉)

(6) 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条]

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）」である。

(図 19, 20, 21)

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備を表 5 に示す。

表 5 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替格納容器圧力逃がし装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系 ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード))
<p>電動弁 (状態表示を含む)</p>	—	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例：E11-M0-F017C) ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018C) ・残留熱除去系サプレッション ・チェンバースプレイ注入弁 (例：E11-M0-F019C)
<p>監視計器</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・金属フィルタ差圧 ・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 ・格納容器内圧力 (D/W) ・格納容器内圧計 (S/C) 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる２種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は原子炉建屋に設置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置は屋外に設置されており，位置的分散を図るとともに，格納容器圧力逃がし装置のケーブルは電線管に布設しており，他の系統のケーブルと分離している。（図 22, 23, 24）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁及び電磁弁は，ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由し電源を受電している。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置のドレンポンプ及び監視計器は，屋外に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，図 25 のとおり原子炉建屋  に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と格納容器スプレイ冷却系使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（図 25）

以上より，単一の火災によって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

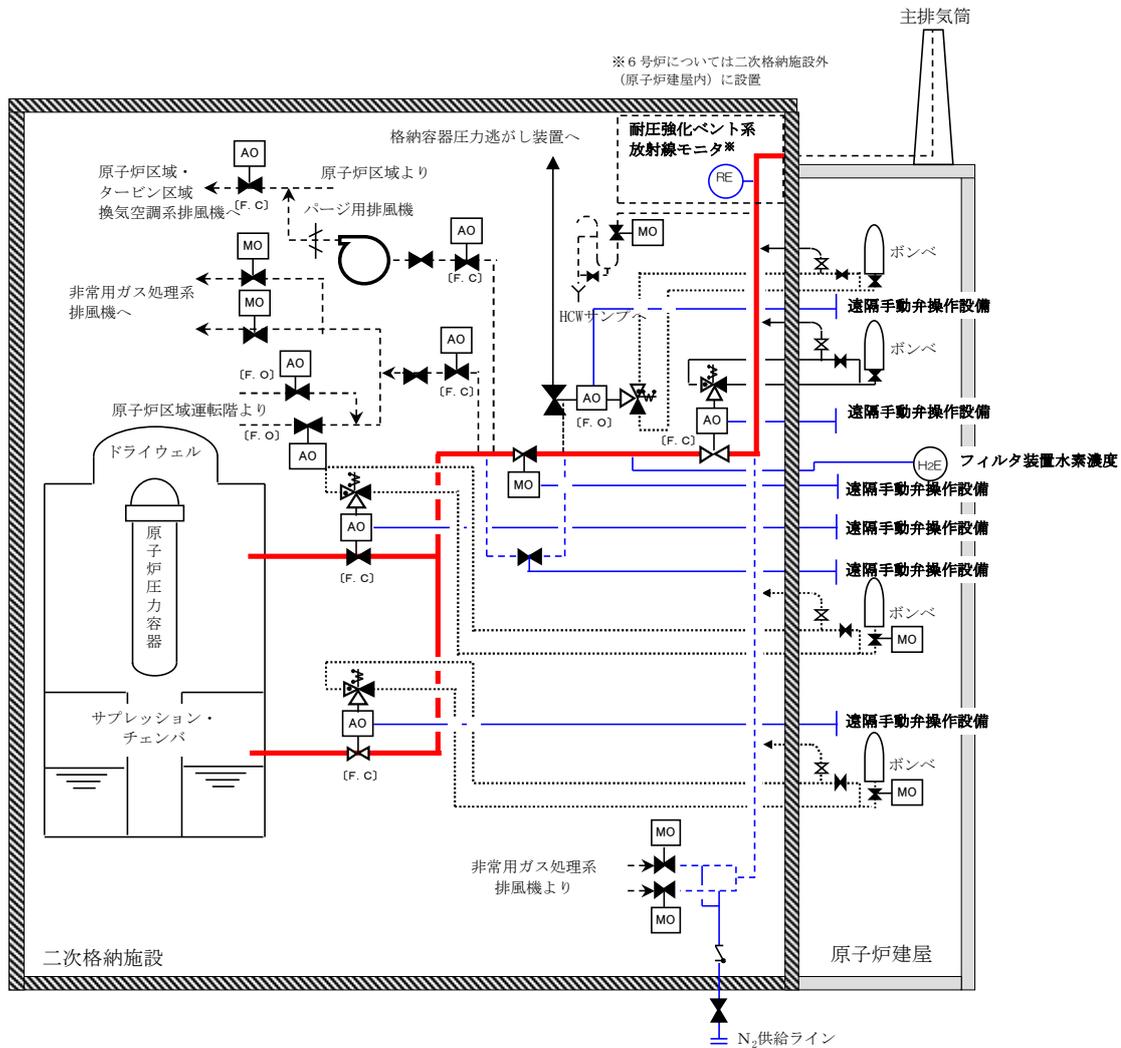


図 19 耐圧強化ベント系 系統概要図

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

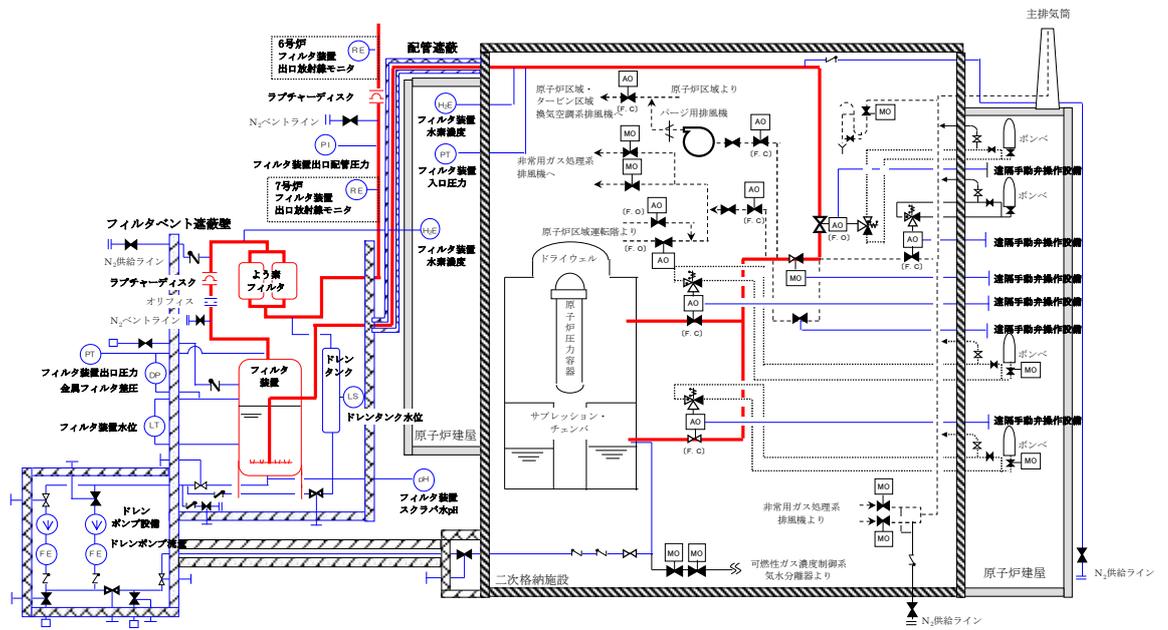


図 20 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

- : 重大事故等対処設備（主要設備）
- : 重大事故等対処設備（附属設備等）

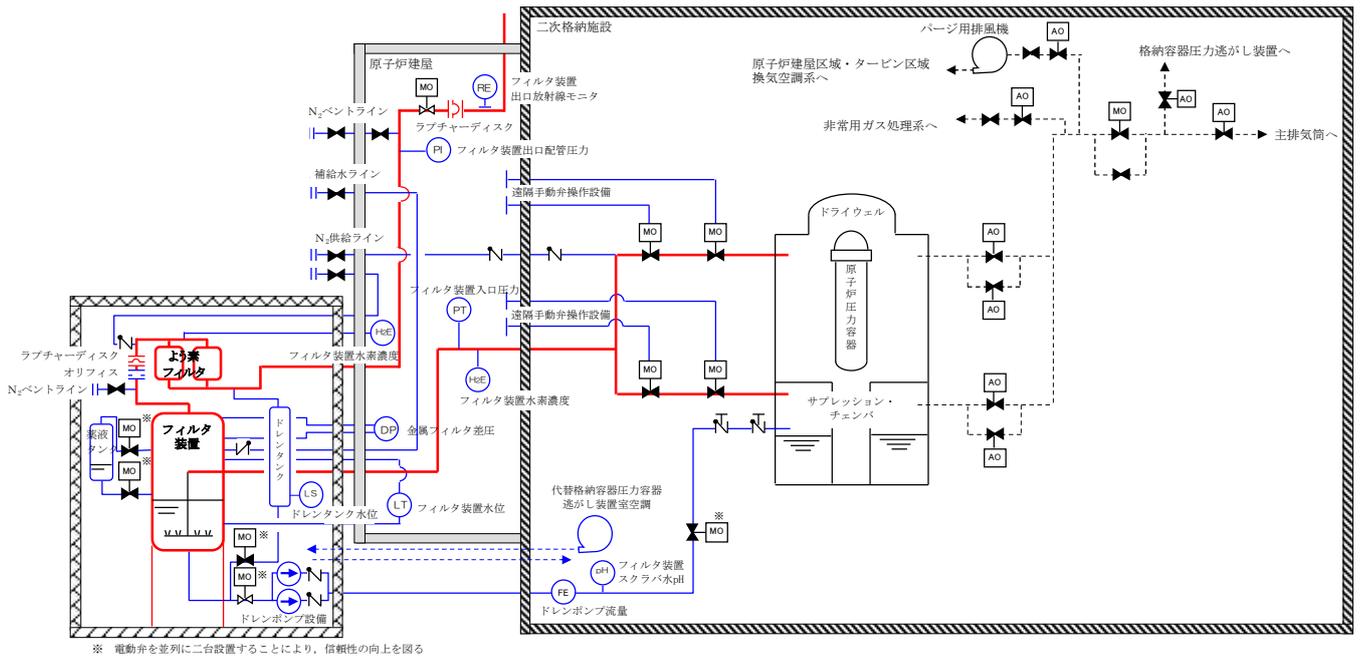


図 21 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

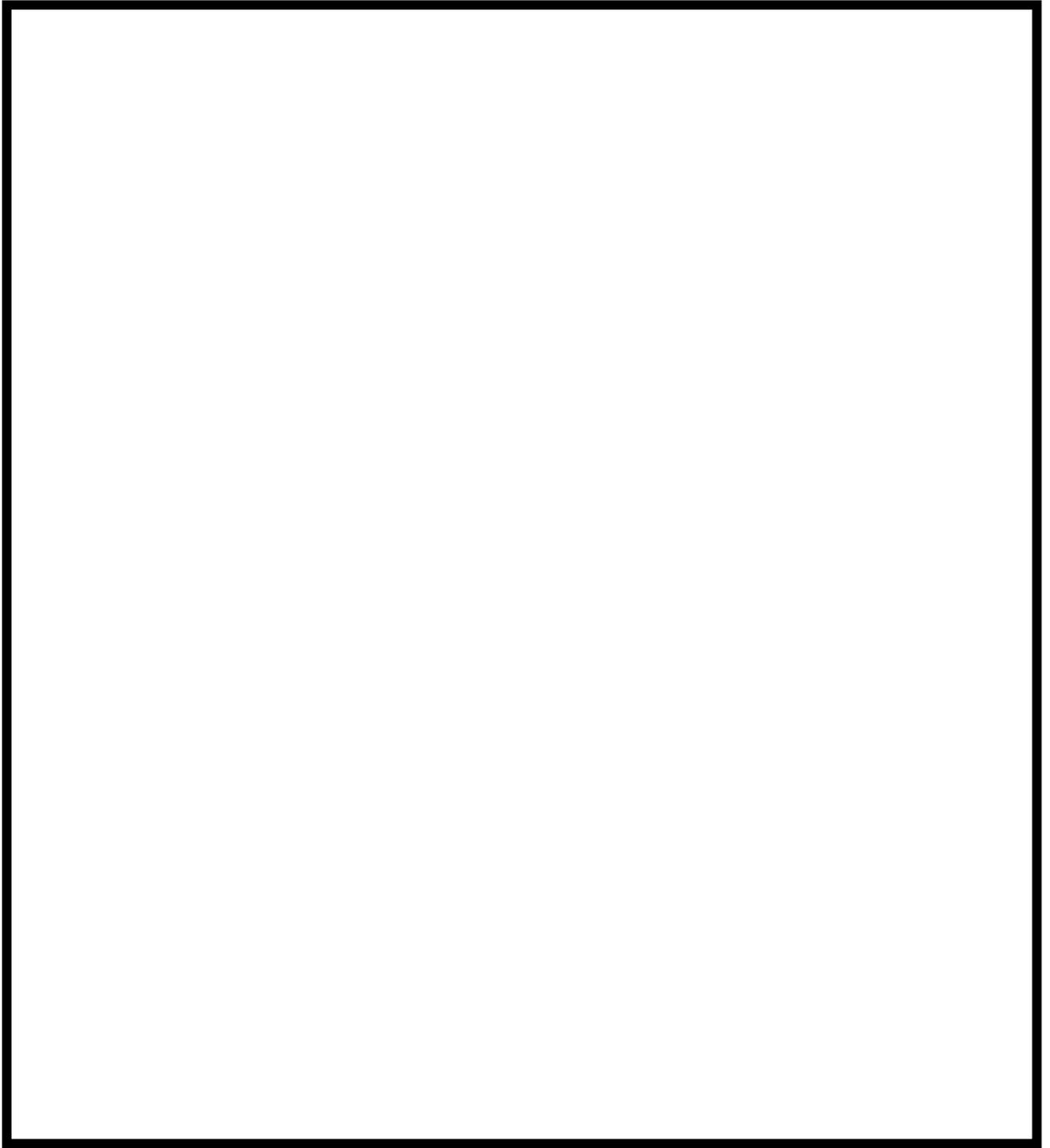


図 22-1 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（1 / 2）

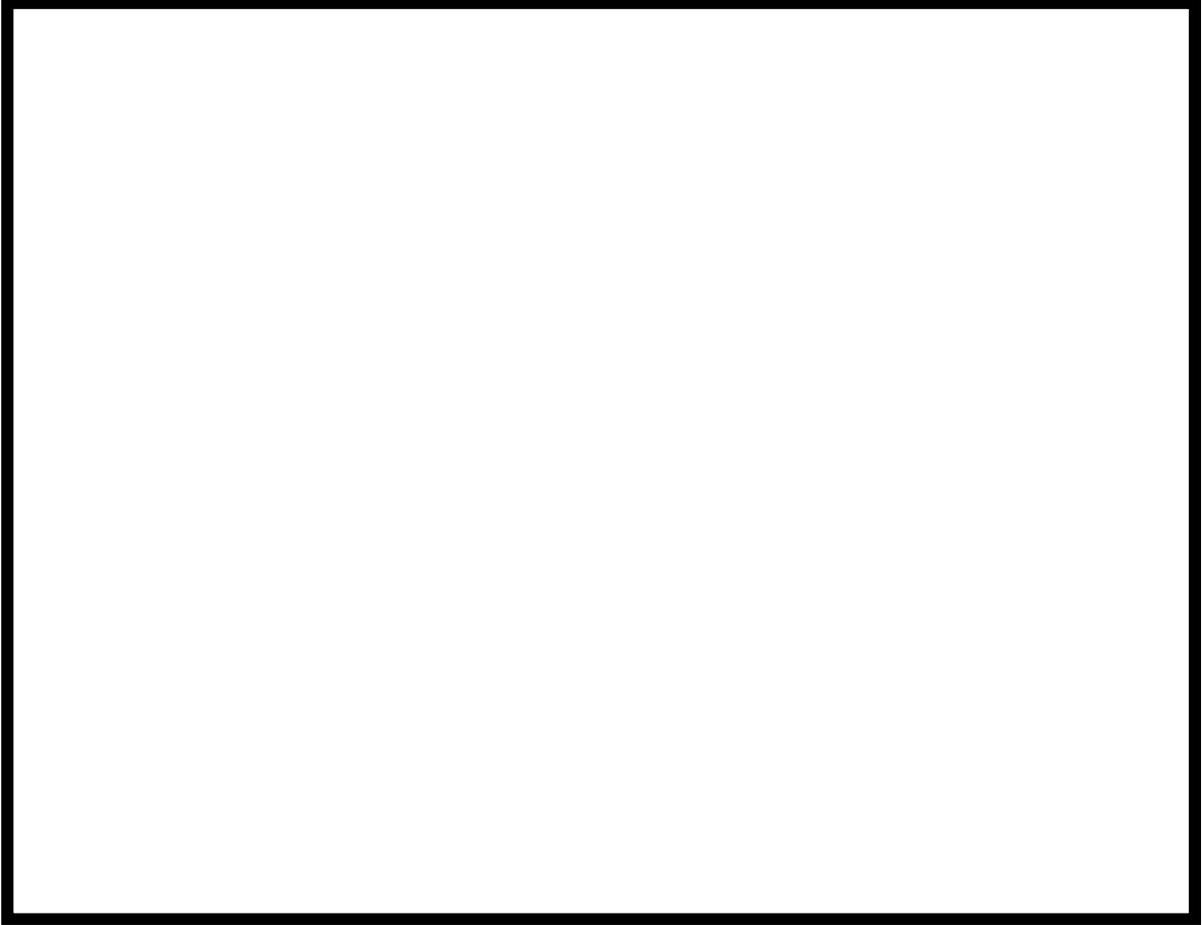


図 22-2 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）、
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（2 / 2）

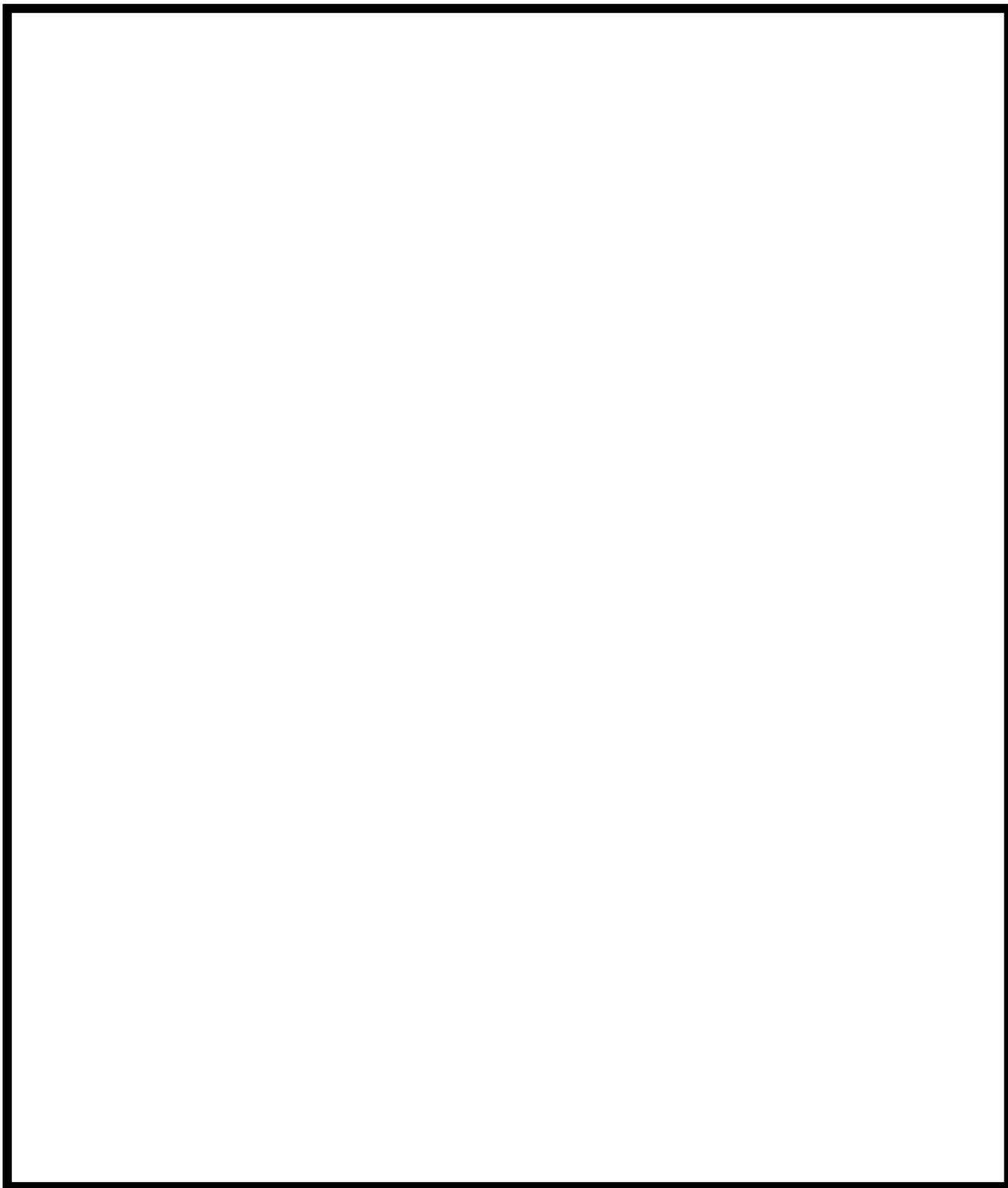


図 23-1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（1 / 2）

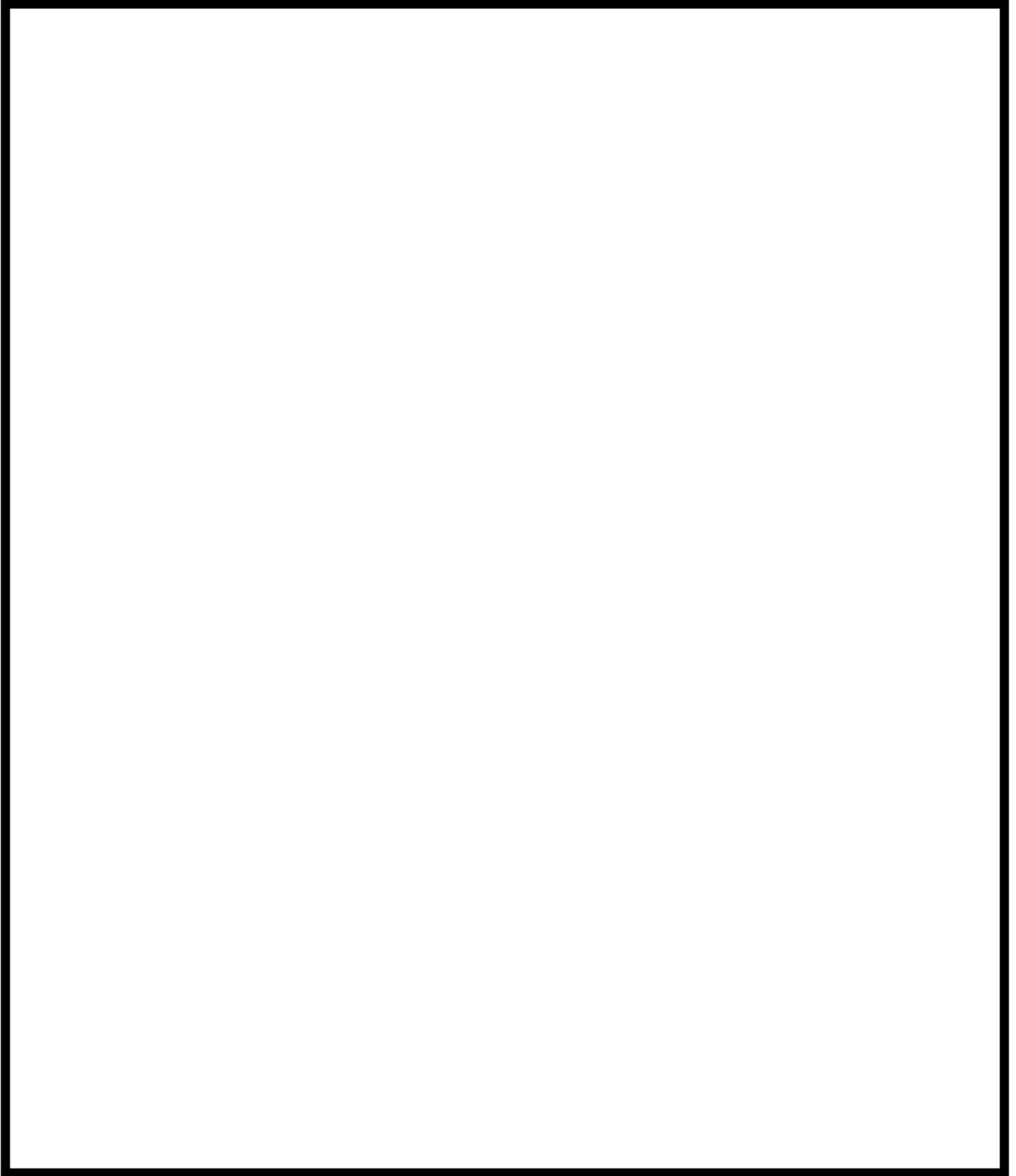


図 23-2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（2 / 2）



図 24：耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置

(7) 代替格納容器スプレイ冷却系 [49 条]

代替格納容器スプレイ冷却系は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「格納容器スプレイ冷却系」（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））である。（図 26）

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を表 6 に示す。

表 6 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（格納容器スプレイモード））
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例：E11-M0-F017B) 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018B) 残留熱除去系サブプレッション・チェンバースプレイ注入弁 (例：E11-M0-F019B) タービン建屋負荷遮断弁 (例：P13-M0-F029) 残留熱除去系洗浄水弁 (例：E11-M0-F032B) 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例：E11-M0-F017C) 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018C) 残留熱除去系サブプレッション・チェンバースプレイ注入弁 (例：E11-M0-F019C)
監視計器	<ul style="list-style-type: none"> 復水補給水系流量 復水移送ポンプ吐出圧力 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 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

代替格納容器スプレイ冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のポンプは原子炉建屋に設置しており，位置的分散を図る。（図 27）

代替格納容器スプレイ冷却系は，図 28 のとおり屋外に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，図 28 のとおり原子炉建屋  に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（図 28）

以上より，単一の火災によって代替格納容器スプレイ冷却系，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

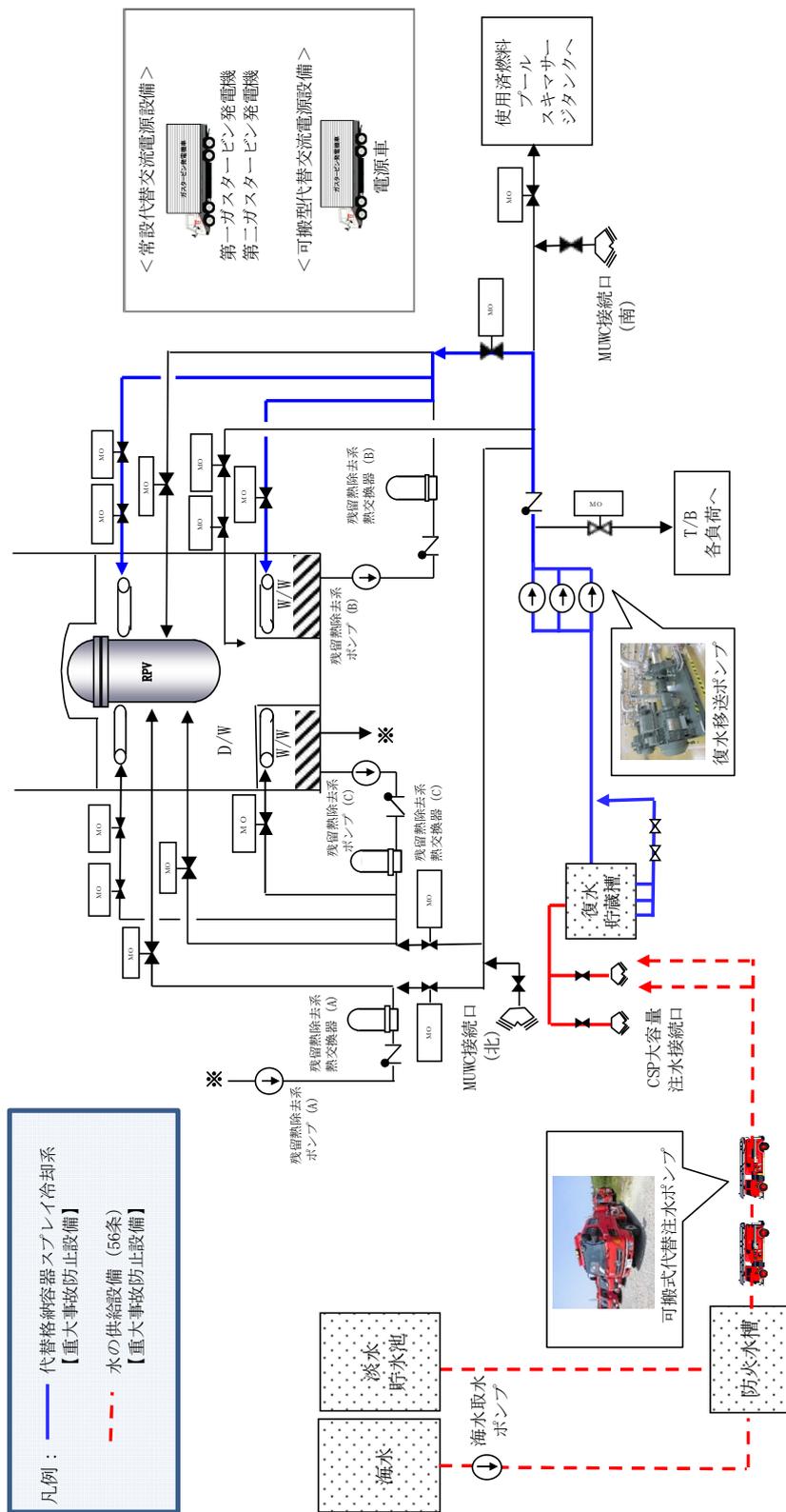


図 26 代替格納容器スプレー冷却系と残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却モード) の系統概略図

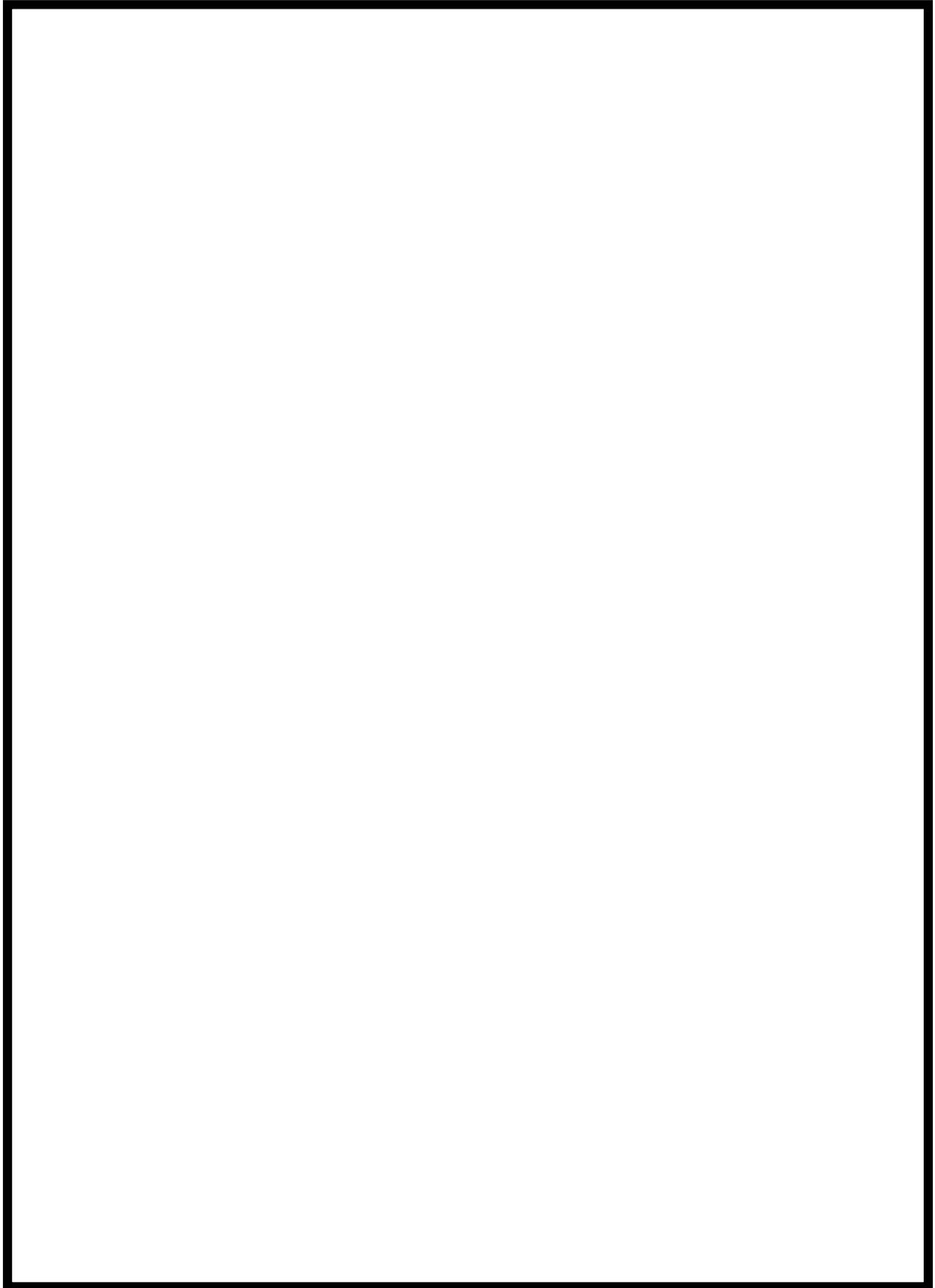


図 27-1：代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（6号炉）

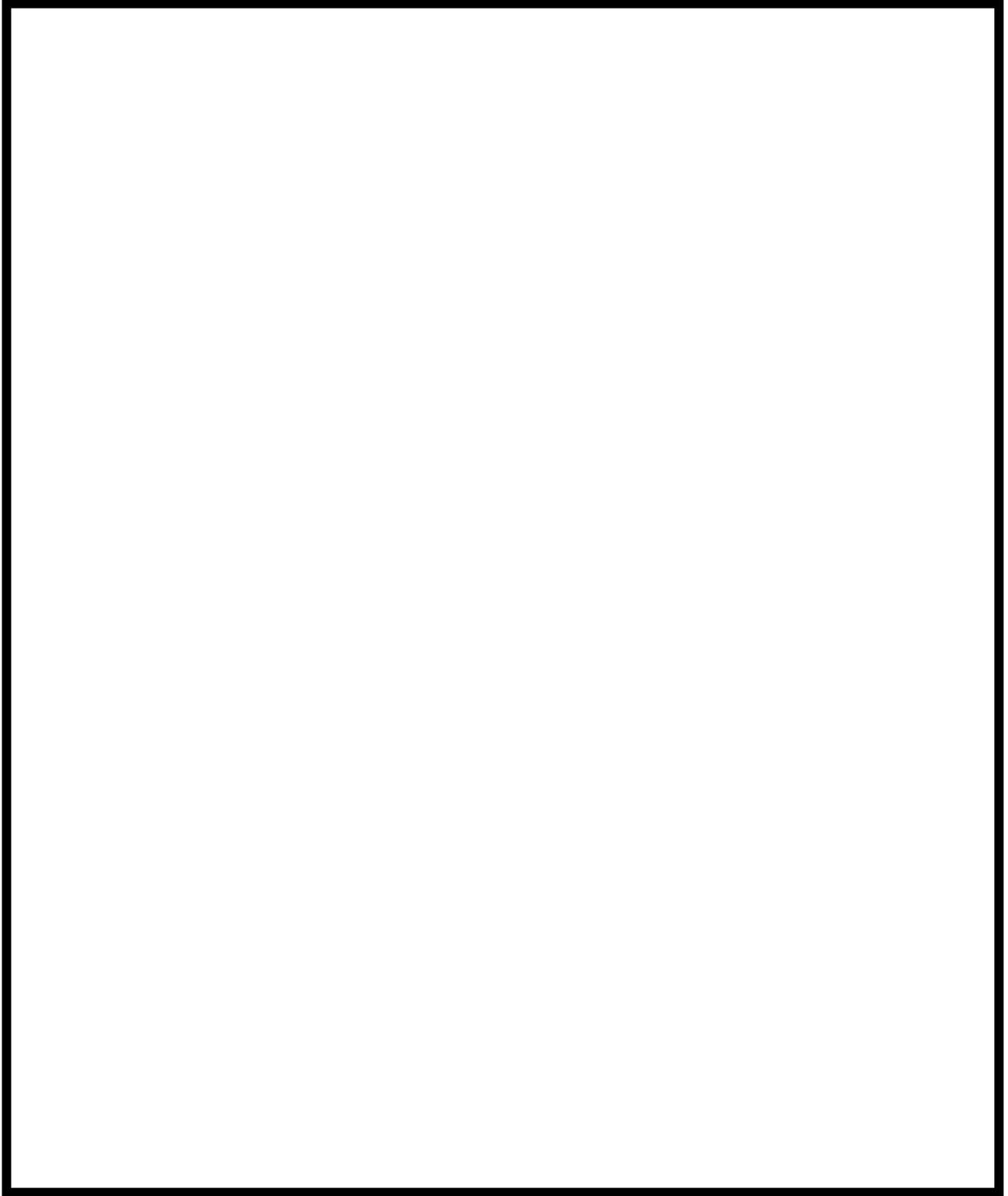


図 27-2：代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（7号炉）

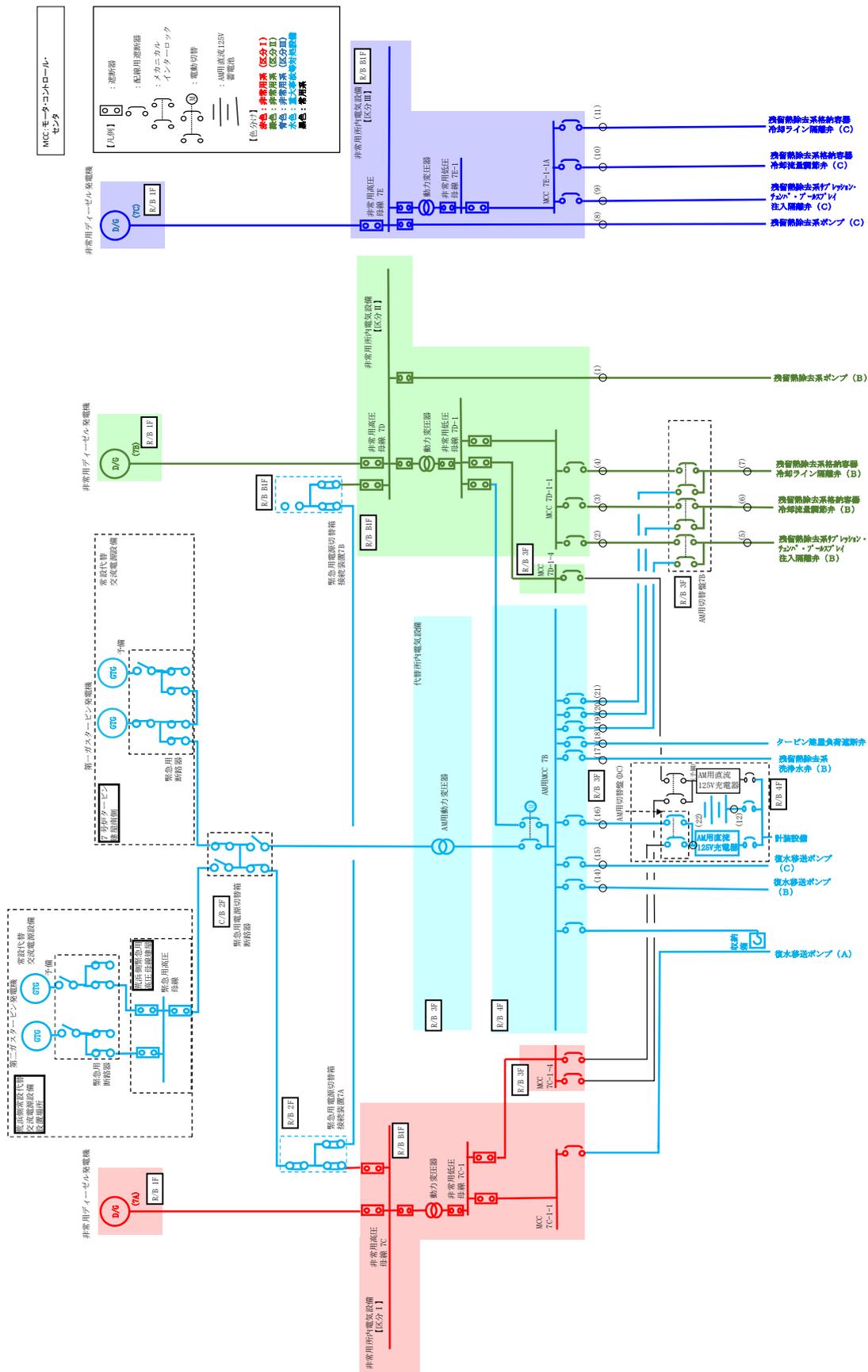


図 28-2 単線結線図 (7号炉)

(8) 燃料プール代替注水系 [54 条]

燃料プール代替注水系は重大事故時に使用済み燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）」及び「燃料プール冷却浄化系」である。

燃料プール代替注水系の常設のもののうち，配管・手動弁・スプレイヘッドについては，不燃性材料で構築されていることから，火災発生のおそれはない。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

燃料プール代替注水系及び残留熱除去系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，燃料プール代替注水系と残留熱除去系はそれぞれ異なる流路を使用する。(図 29)

以上より，単一の火災によって燃料プール代替注水系及び残留熱除去系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

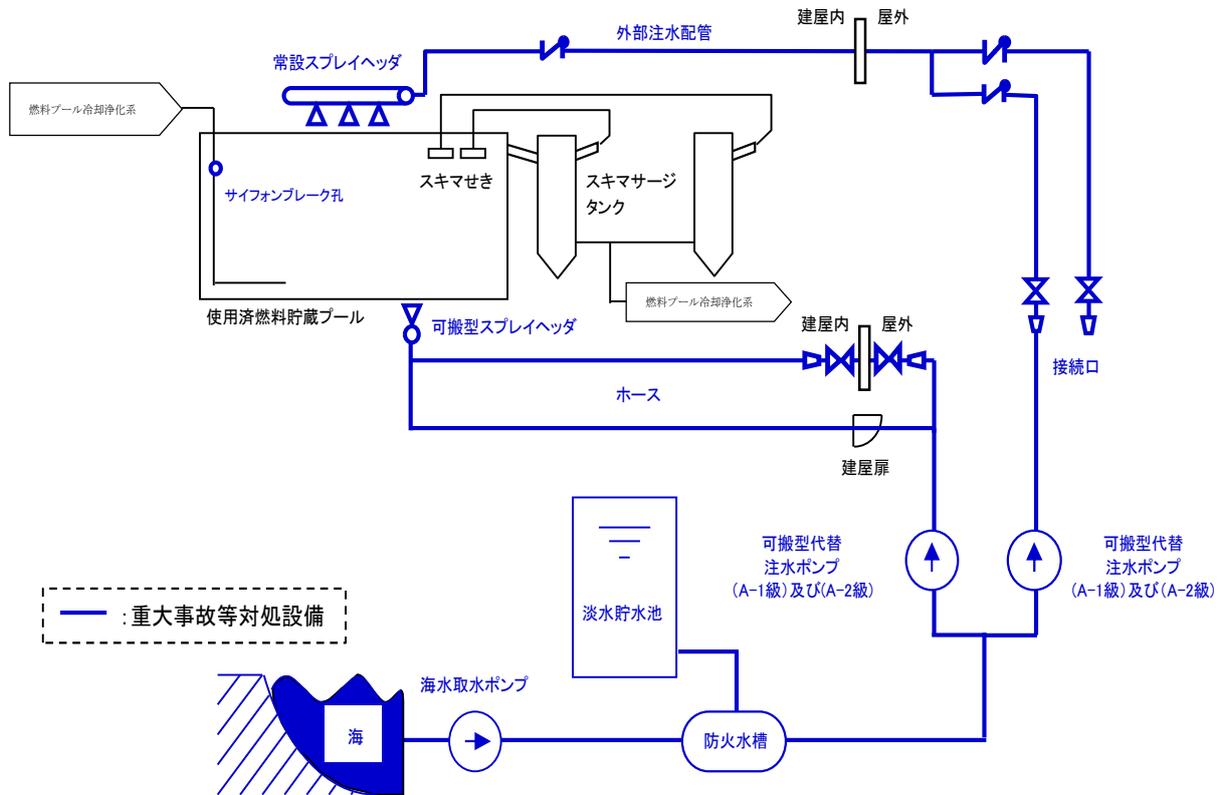


図 29：燃料プール代替注水系と残留熱除去系
 (燃料プール水の冷却及び補給) の系統概略図

(9) 燃料プール冷却浄化系 [54 条]

燃料プール冷却浄化系は重大事故時に使用済み燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）」である。（図 30）

燃料プール冷却浄化系の主要設備を表 7 に示す。

表 7 燃料プール冷却浄化系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・燃料プール冷却浄化系	・残留熱浄化系（燃料プール水の冷却及び補給）
ポンプ	・燃料プール冷却浄化系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
熱交換器	・燃料プール冷却浄化系熱交換器	・残留熱除去系熱交換器

燃料プール冷却浄化系のうち，熱交換器，配管・手動弁・タンク，ディフューザについては，不燃性材料で構築されていることから，火災発生のおそれはない。また，電動弁については，火災によって遠隔操作機能が喪失した場合においても，使用済み燃料プールの水位低下には時間的余裕があることから，手動操作等により機能を復旧することが可能である。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプと残留熱除去系ポンプは原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（図 31）

以上より，単一の火災によって燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

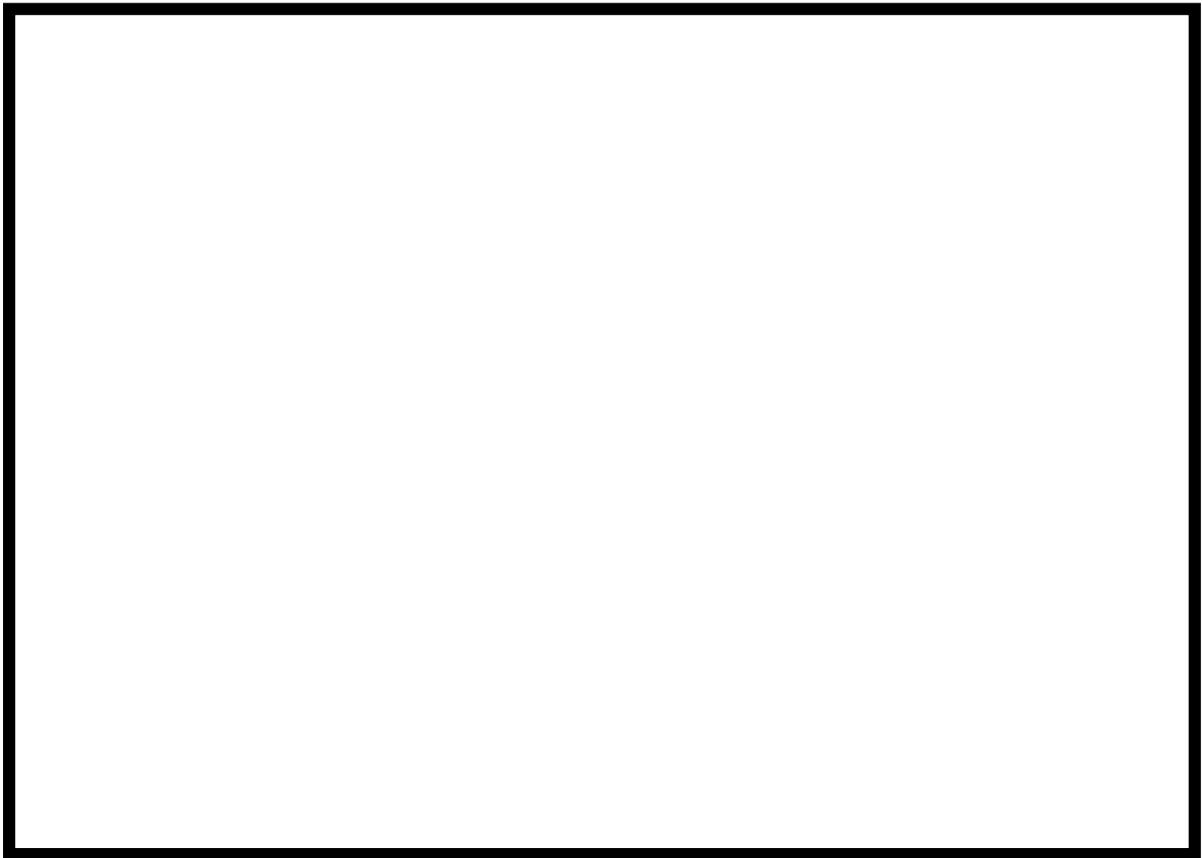


図 30 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系
(燃料プール水の冷却及び補給) の系統概略図



図 31-1 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系の配置 (6号炉)



図 31-2 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系の配置 (7 号炉)

(10) 使用済燃料貯蔵プールの監視設備[54条]

使用済燃料貯蔵プールの監視設備(使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ))は重大事故時に使用済燃料貯蔵プールの冷却等を監視するための常設設備であり, 当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「使用済燃料プール水位」, 「FPCポンプ入口温度」, 「使用済燃料貯蔵プール温度」, 「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ」, 「燃料取替エリア排気放射線モニタ」, 「原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ」である。

使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じる。また, 感知・消火対策として当該計器を設置する原子炉建屋オペレーティングフロアについては異なる2種類の感知器を設置するとともに, 消防法に基づく消火設備を設置している。さらに, これらの計器のケーブルは電線管に布設することによって他の系統のケーブルと分離している。加えて, 使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)の電源(AM用直流125V蓄電池)は原子炉建屋に設置, これらの設備が代替する設計基準対象施設である使用済燃料プール水位, FPCポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの電源はコントロール建屋(交流120V中央制御室計測用分電盤)に設置しており, 位置的分散を図る(図32~34)。また, 各監視パラメータは以下の通り位置的分散を図る。

監視パラメータ	評価
水位	・使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)と使用済燃料貯蔵プール水位(SA), 使用済燃料プール水位とは約12mの離隔距離。
水温	・使用済燃料貯蔵プール水温(SA広域)と使用済燃料貯蔵プール水温(SA), 使用済燃料貯蔵プール温度とは約12mの離隔距離。 ・上記の計器の設置場所が原子炉建屋地上[]に対して, FPCポンプ入口温度は原子炉建屋地上[]に設置。
放射線	・「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)」, 「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ」, 「燃料取替エリア排気放射線モニタ」の設置場所が原子炉建屋地上[]に対して, 「原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ」は原子炉建屋地上中[](6号炉), 原子炉建屋地上[](7号炉)に設置。

以上より, 単一の火災によって使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA)と使用済燃料プール水位, 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA)とFPC

ポンプ入口温度及び使用済燃料貯蔵プール温度，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)と燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタとは，それぞれ同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

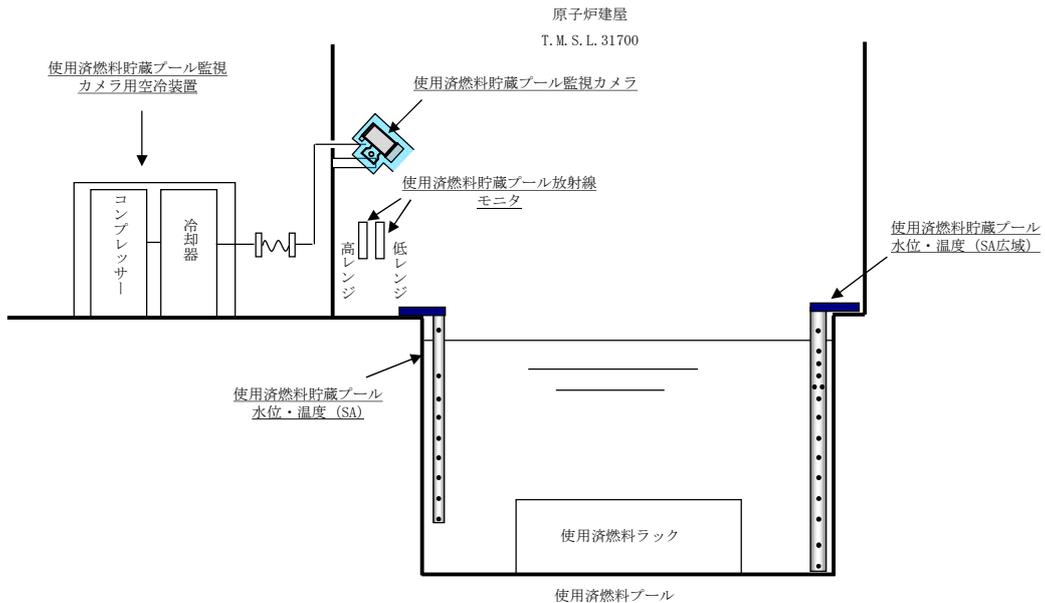


図 32-1 : 6 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

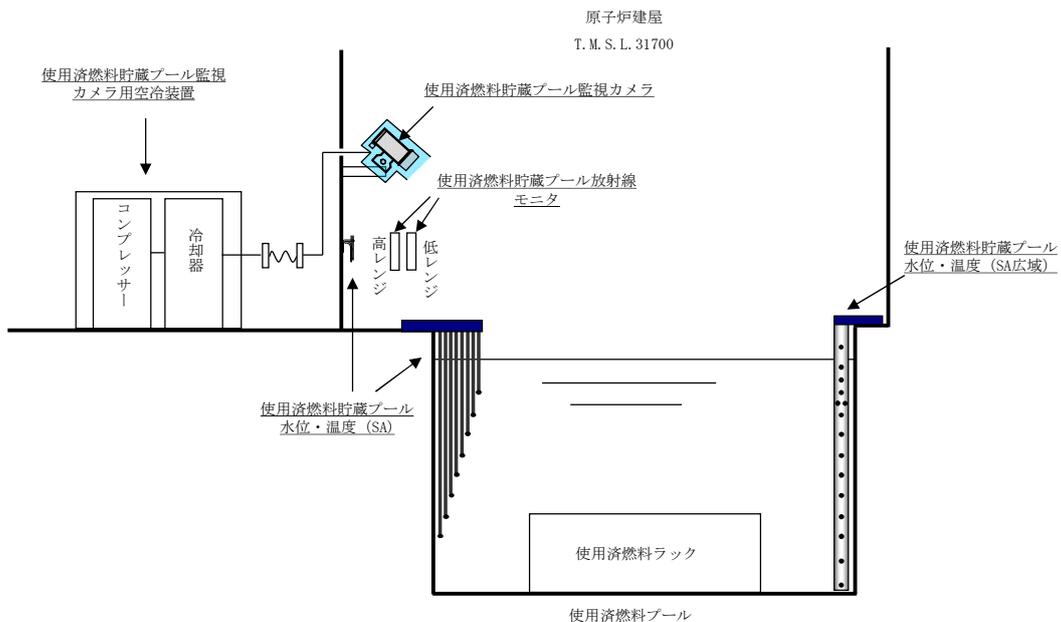


図 32-2 : 7 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

6号炉の配置

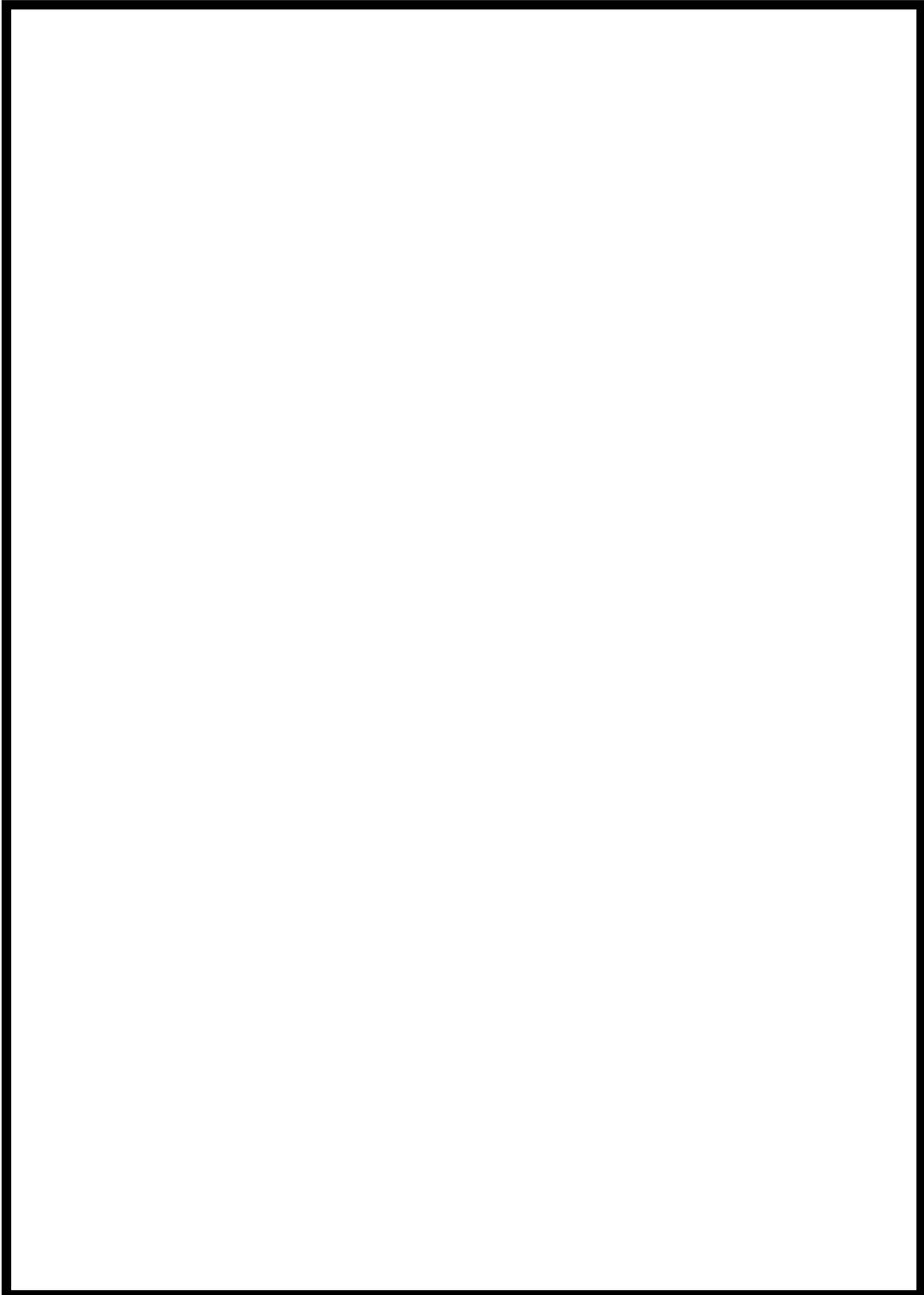


図 33-1 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

6号炉の配置



図 33-2 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

7号炉の配置

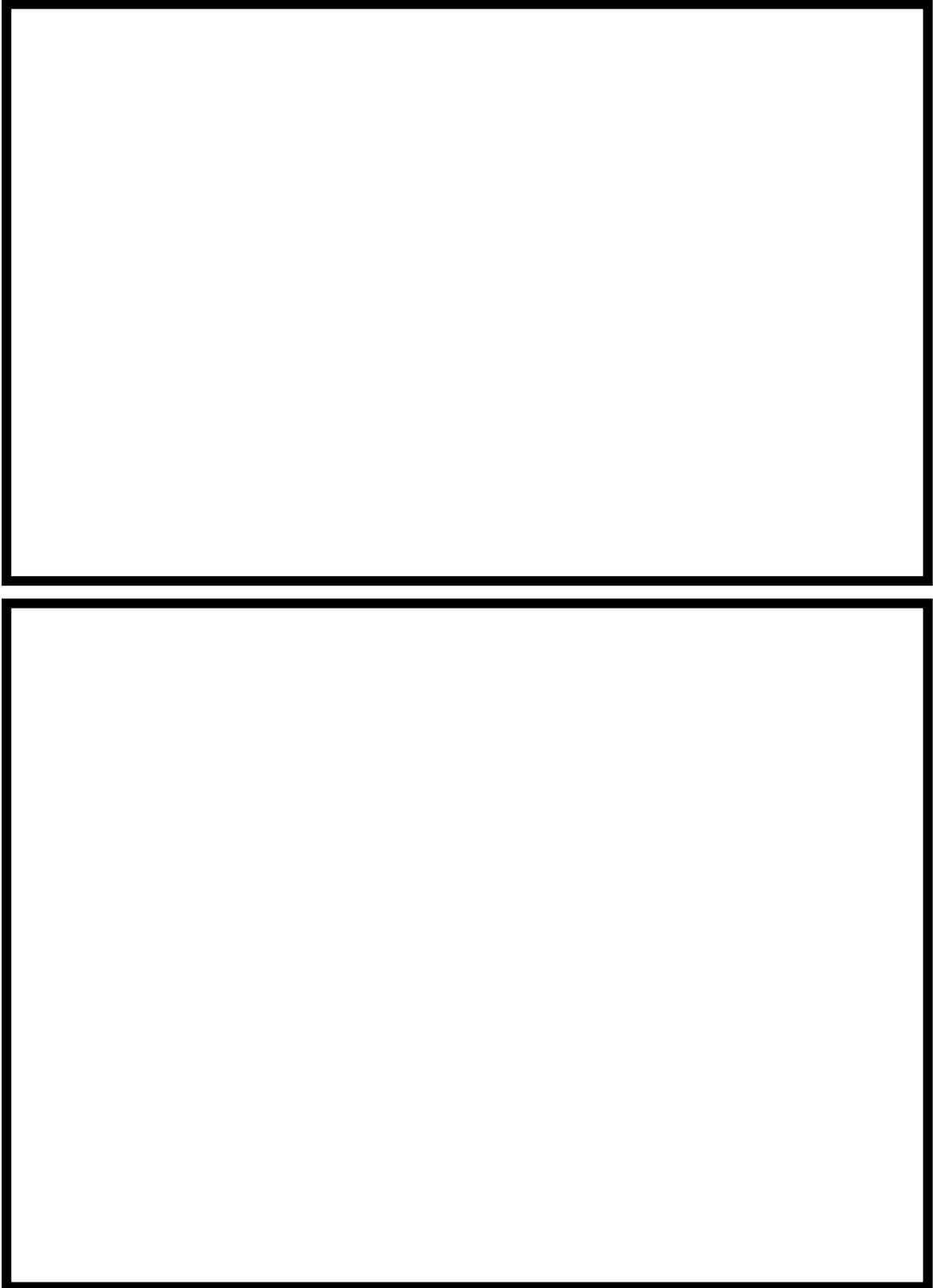


図 33-3 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

7号炉の配置



図 33-4 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

(10) 常設代替交流電源 [57 条]

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）は重大事故時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用ディーゼル発電機」である。

ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用燃料タンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急用断路器，緊急用高圧母線，非常用ディーゼル発電機，非常用高圧母線とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器，及び非常用ディーゼル発電機室には固定式ガス消火設備を設置している。さらに，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用燃料タンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急用断路器は屋外設置，緊急用高圧母線は原子炉建屋と異なる荒浜側緊急用電気品室内設置，非常用ディーゼル発電機は原子炉建屋内に設置しており，位置的分散を図る。加えて，緊急用高圧母線，及び非常用ディーゼル発電機に接続する非常用高圧母線には遮断器及び保護継電器を設置し，電氣的にも分離を図る。(図 35)

以上より，単一の火災によって常設代替交流電源，非常用ディーゼル発電機の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

※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

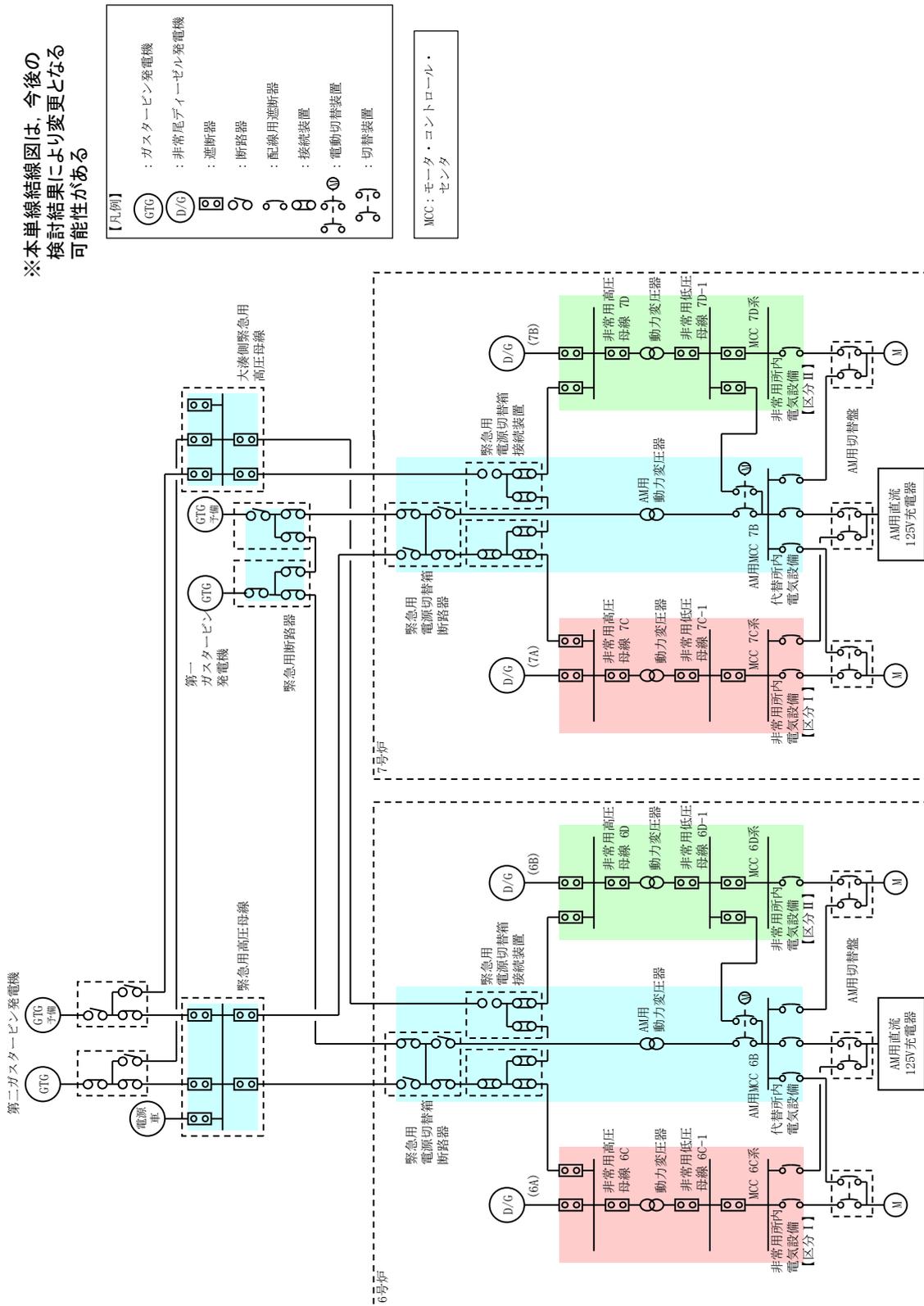


図 35 : 交流電源系統図

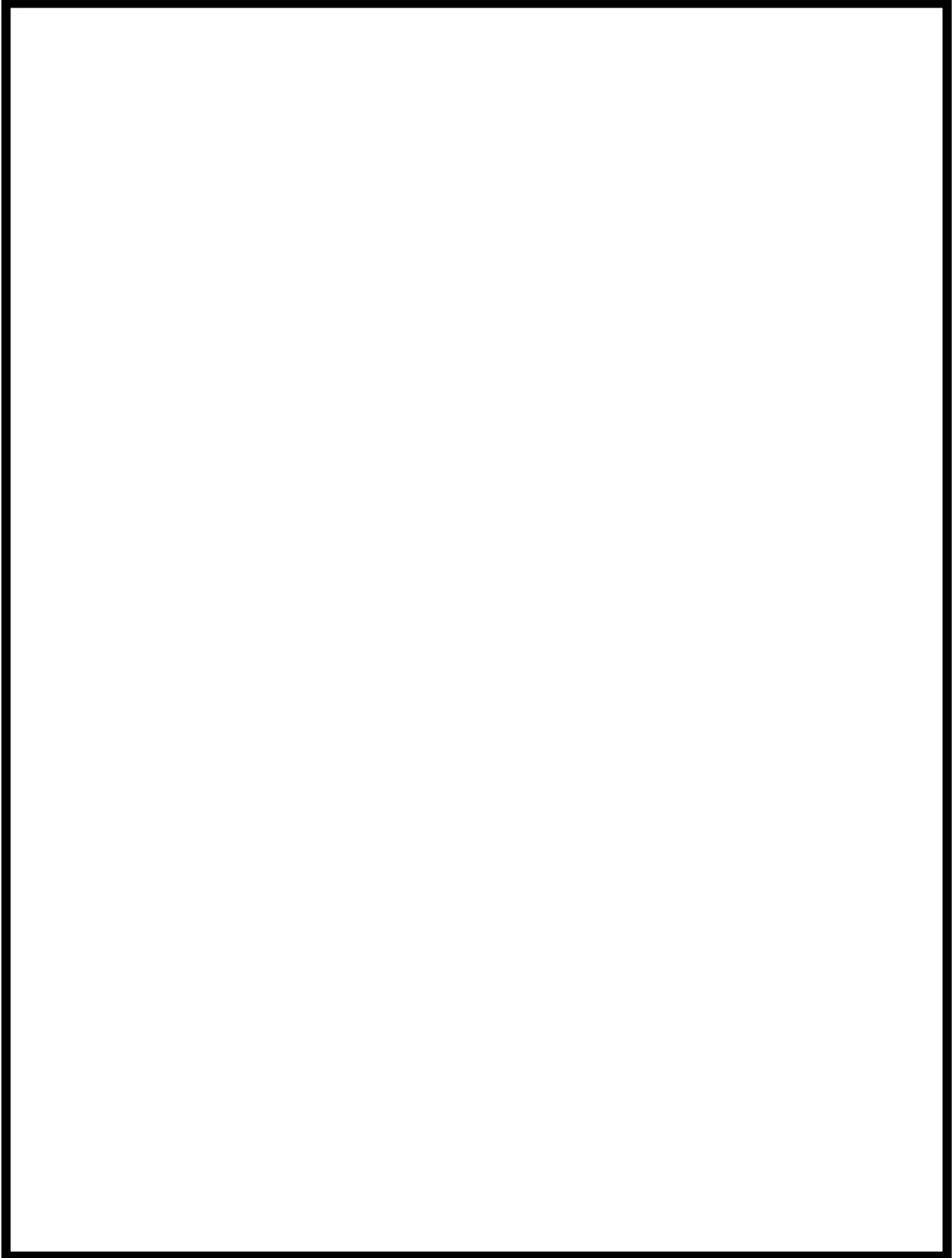
(11) 蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器 [57 条]

AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器は重大事故時に直流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は，「蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系，AM 用直流 125V 蓄電池」については「蓄電池 B 系，蓄電池 C 系，蓄電池 D 系」，「AM 用直流 125V 充電器」については「蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系」である。

AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器，蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系，蓄電池 B 系，蓄電池 C 系，蓄電池 D 系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器は原子炉建屋に設置，蓄電池 A 系，A-2 系，B 系，C 系，D 系はコントロール建屋内に設置，蓄電池 A 系・A-2 系と蓄電池 B 系，蓄電池 C 系，蓄電池 D 系はそれぞれ異なる火災区域に配置しており，位置的分散を図っている。加えて，AM 用直流 125V 充電器，及び各蓄電池に接続する充電器には遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。(図 36, 37)

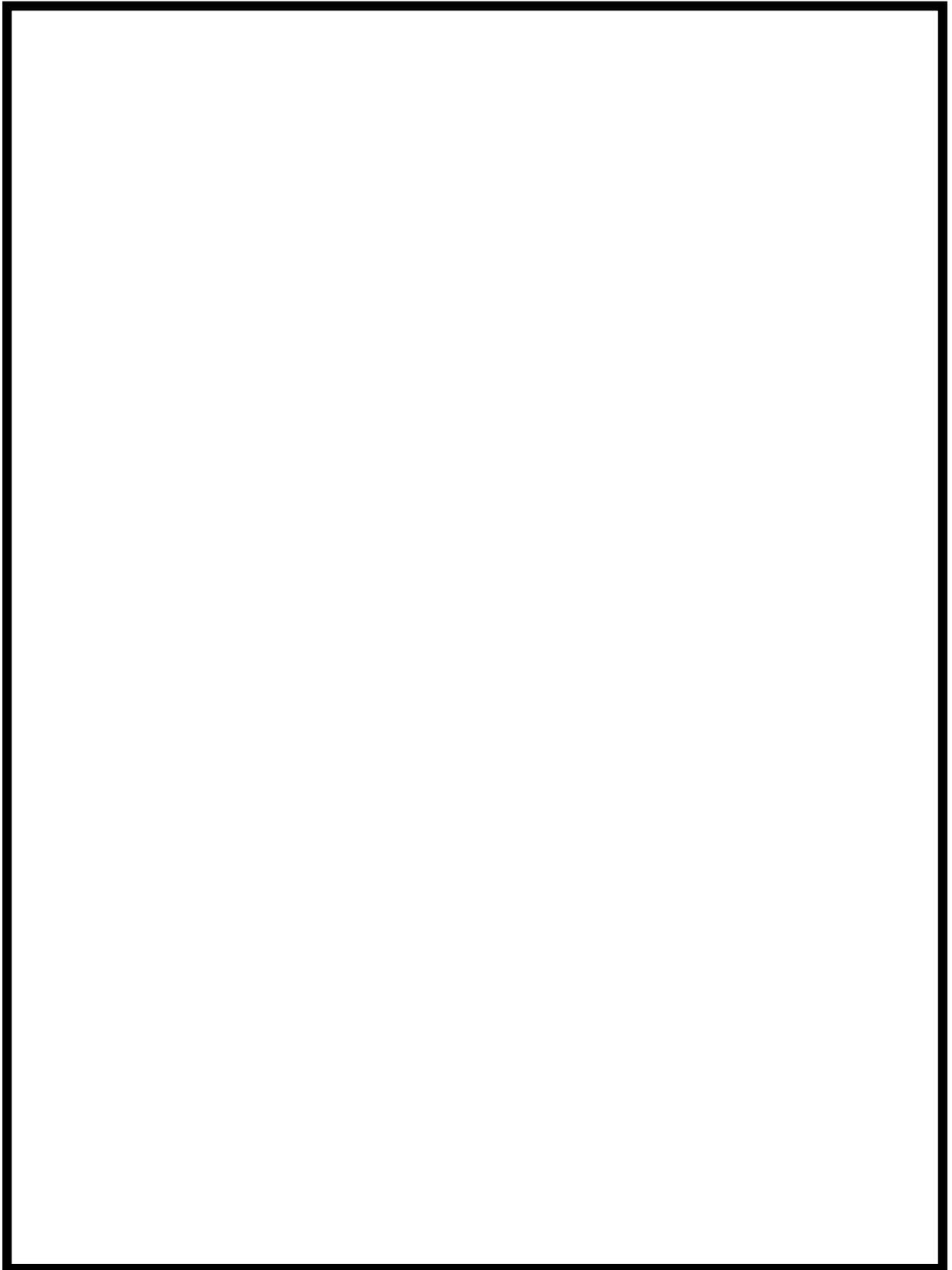
以上より，単一の火災によって AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器と蓄電池 A 系，A-2 系，B 系，C 系，D 系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散されて設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

なお，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所周辺の火災影響について，「参考」に示す。



6号炉の配置

図 36-1 : AM 用直流 125V 蓄電池・充電器と
蓄電池 A 系・A-2 系・B 系・C 系・D 系の配置 (1 / 2)



7号炉の配置

図 36-2 : AM 用直流 125V 蓄電池・充電器と
蓄電池 A 系・A-2 系・B 系・C 系・D 系の配置 (2 / 2)

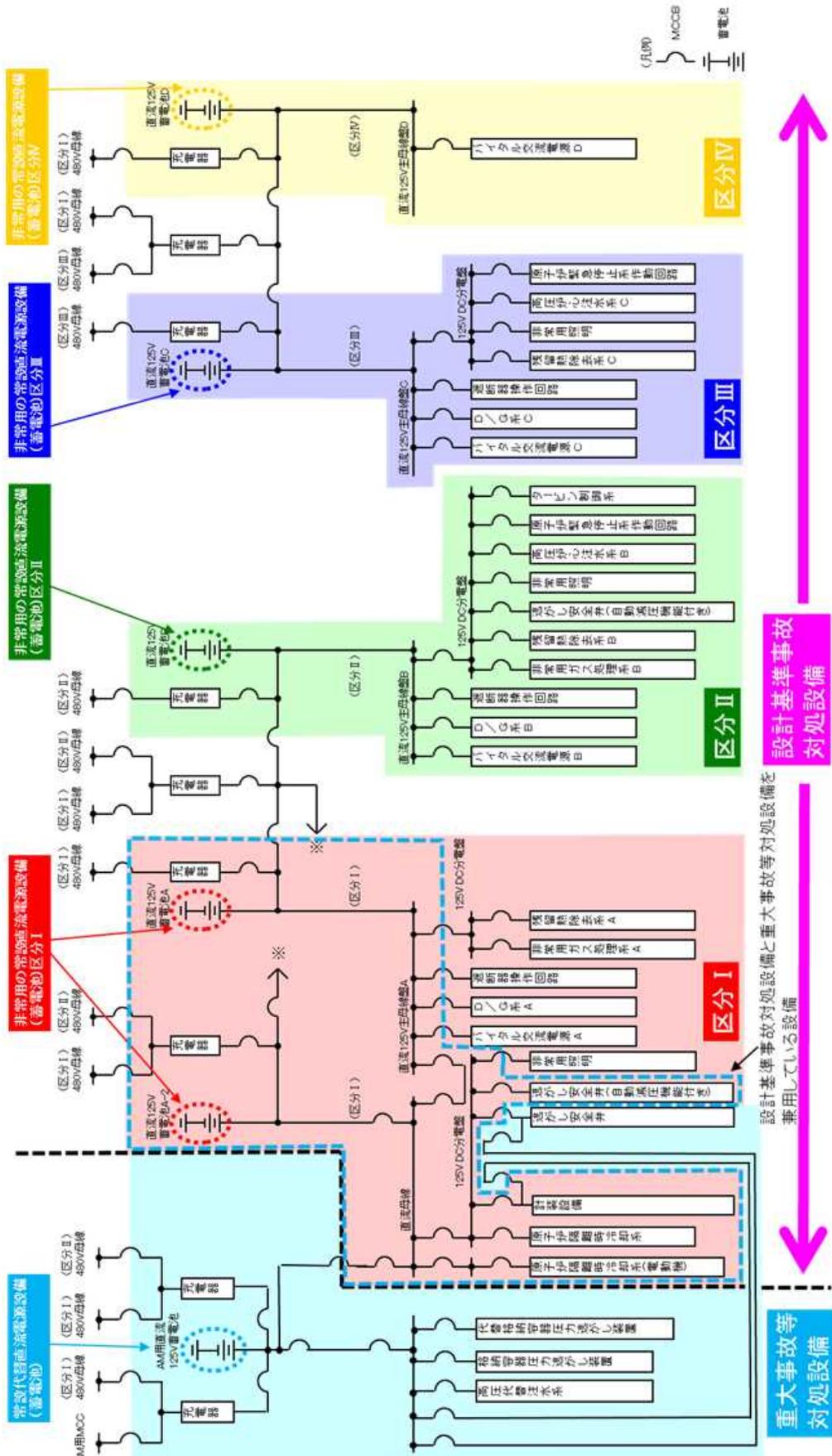


図 37 : 直流電源系統図

(12) 代替所内電気設備，号炉間電力融通ケーブル，燃料補給設備 [57 条]

代替所内電気設備（緊急用高圧母線，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM用動力変圧器，AM用MCC，AM用直流125V充電器電源切替盤，AM用切替盤，AM用操作盤，非常用高圧母線C系，D系），号炉間電力融通ケーブル，軽油タンクは重大事故時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用MCC(C,D,E)」，「軽油タンク」である。

代替所内電気設備，非常用MCC(C,D,E)とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じており，軽油タンクについては火災の発生防止対策として主要な構造材に不燃性材料を使用している。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，代替所内電気設備のうちAM用切替盤に給電するために必要な機器である緊急用断路器は屋外設置，代替所内電気設備のうち緊急用高圧母線は原子炉建屋と異なる荒浜側緊急用電気品室内設置，代替所内電気設備のうち緊急用電源切替箱断路器はコントロール建屋内に設置，代替所内電気設備のうちAM用動力変圧器，AM用切替盤，AM用操作盤は非常用MCC(C,D,E)と原子炉建屋内の別の火災区域に設置しており，位置的分散を図っている。号炉間電力融通ケーブルは，非常用所内電気設備とは別の火災区域であるコントロール建屋  に設置しており，位置的分散を図っている。(図38)

一方，非常用高圧母線についてはC,D,E系でそれぞれ分散されて布設している。加えて，代替所内電気設備，非常用MCCとも遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。軽油タンクについては2系統あるが，外部火災影響評価によると1系統の軽油タンクで火災が発生しても他方の軽油タンクでは火災が発生せず，単一の火災によって同時に機能喪失しないことが確認されている。

以上より，単一の火災によって代替所内電気設備，非常用MCCの安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



(代替所内電気設備)



(代替所内電気設備)

図 38-1 : 代替所内電気設備, 非常用 MCC (C, D, E) , 号炉間電力融通
ケーブルの配置 (1 / 2)



(代替所内電気設備，号炉間電力融通ケーブル)



(非常用 MCC)

図 38-2 : 代替所内電気設備，非常用 MCC (C, D, E) , 号炉間電力融通
ケーブルの配置 (2 / 2)

(13) 計装設備 [58 条]

重大事故等対処設備のうち計装設備は重大事故時に原子炉压力容器，原子炉格納容器の状態，最終ヒートシンクによる冷却状態等を把握するための常設設備であり，これらの設備による計測が困難となった場合の代替監視パラメータについては，表 7 に記載のとおりである。

重大事故等対処設備のうち，計装設備は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，各計器のケーブルは電線管に布設しており，他の系統のケーブルと分離しているとともに，重大事故等対処設備の計装設備の検出器・伝送器等は，当該設備の計測が困難となった場合の代替パラメータの検出器・伝送器とは位置的に分散して設置している。

(表 8-1～2，図 39-1～21，図 40-1～2)

以上より，単一の火災によって重大事故等対処設備の計装設備と設計基準対象施設の計装設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

表 8-1: 重大事故防止設備パラメータ一覧 (6号炉)

パラメータ名称	設置場所
ドライウエル雰囲気温度	
サプレッション・チェンバ気体温度	
サプレッション・チェンバ・プール水温度	
起動領域モニタ	
平均出力領域モニタ	
原子炉圧力	
原子炉圧力(SA)	
原子炉水位	
原子炉水位(SA)	
高圧代替注水系系統流量	
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	
格納容器内圧力(D/W)	
格納容器内圧力(S/C)	
サプレッション・チェンバ・プール水位	
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	
復水補給水系温度(代替循環冷却)	
復水移送ポンプ吐出圧力	
復水貯蔵槽水位(SA)	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水素濃度	
フィルタ装置金属フィルタ差圧	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	

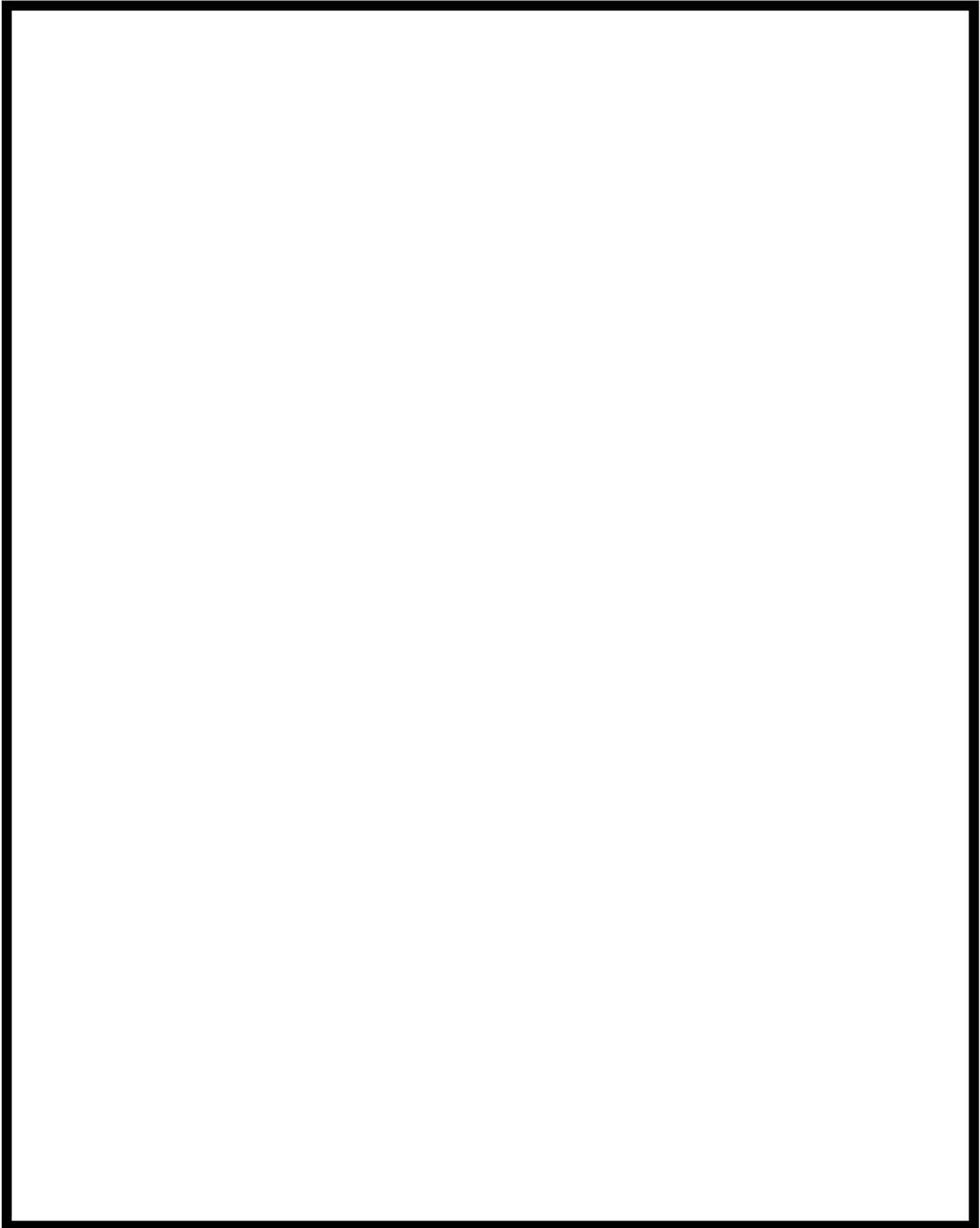


図 39-1 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (1/26)

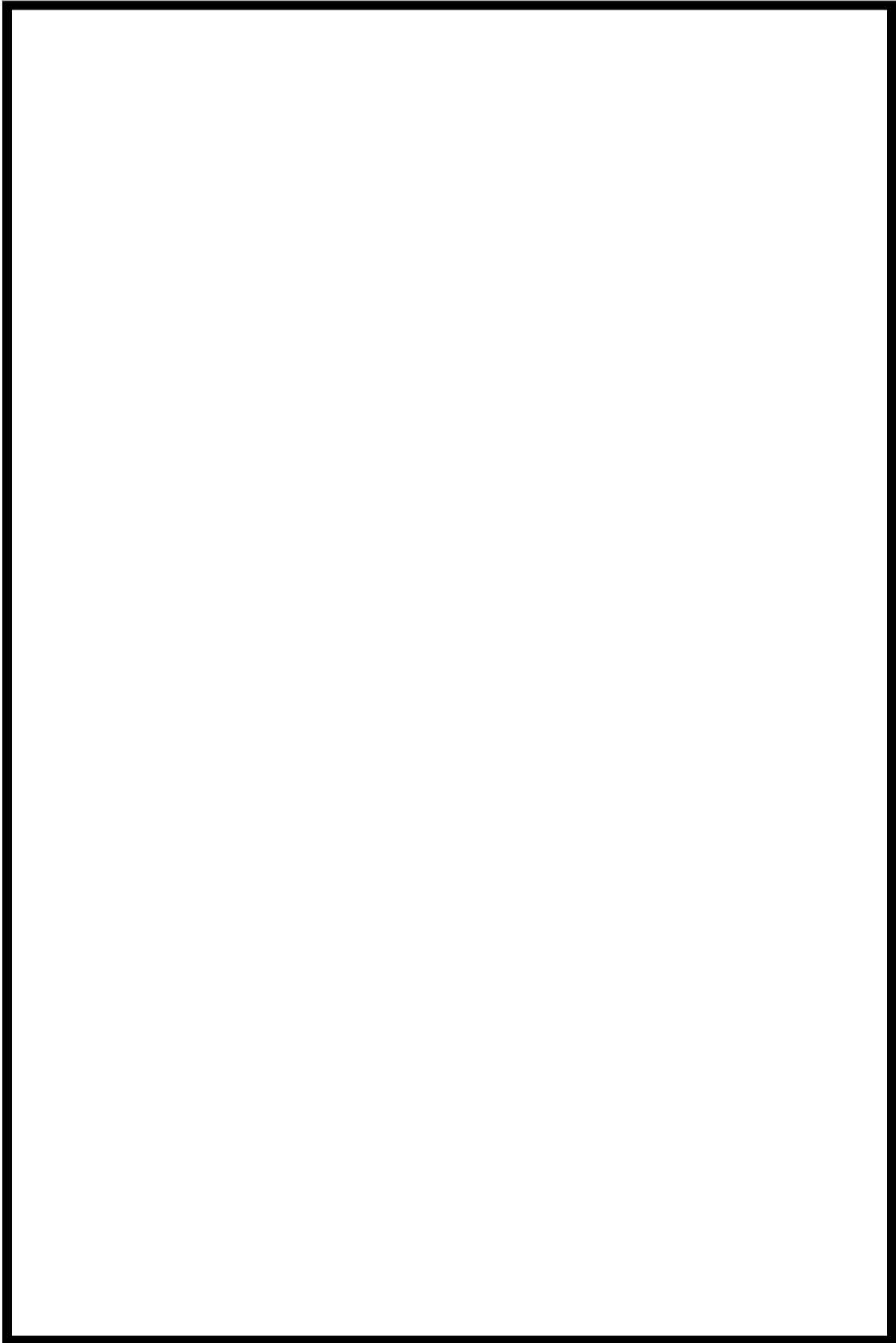


図 39-2 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (2/26)

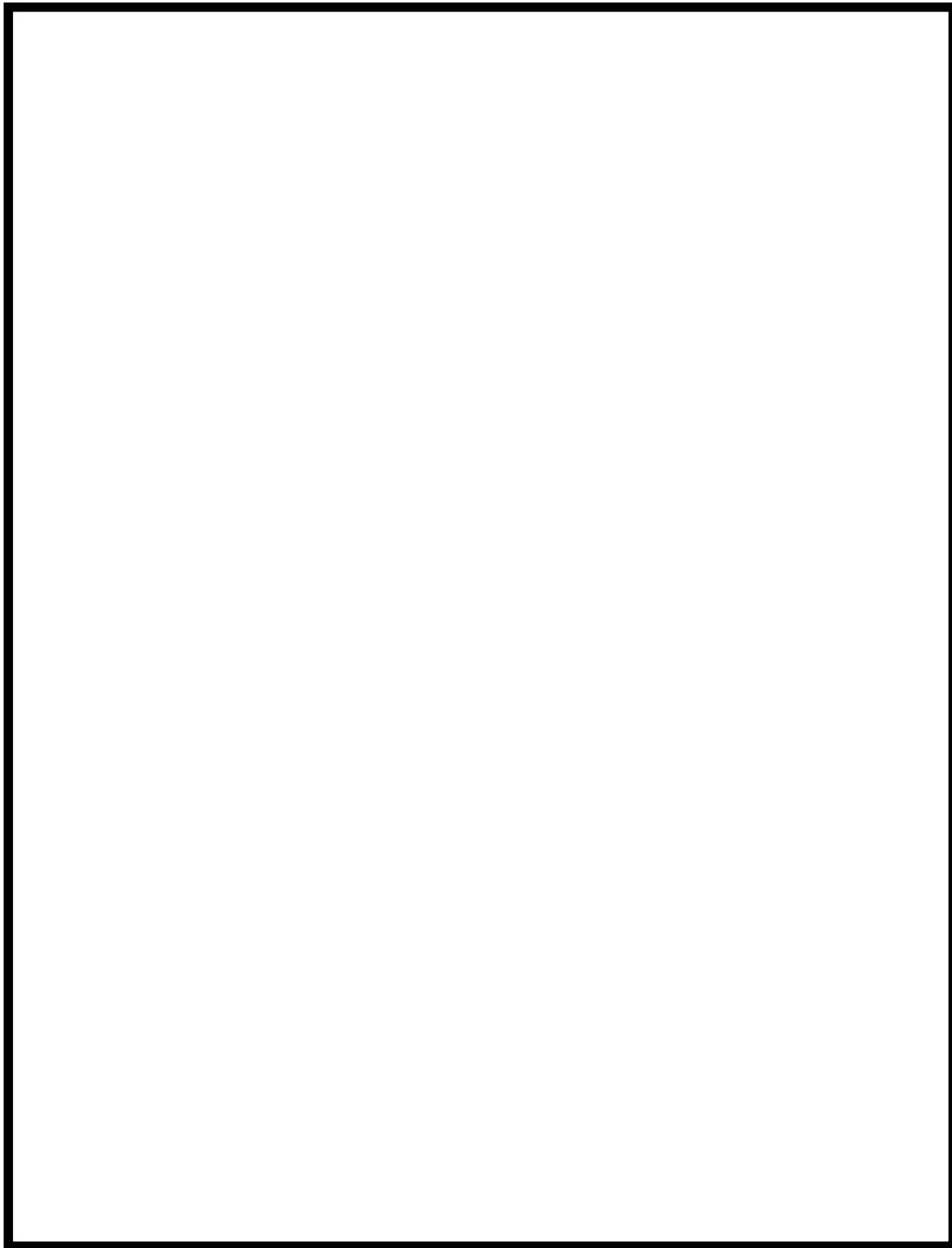


図 39-3 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (3/26)



図 39-4 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (4/26)

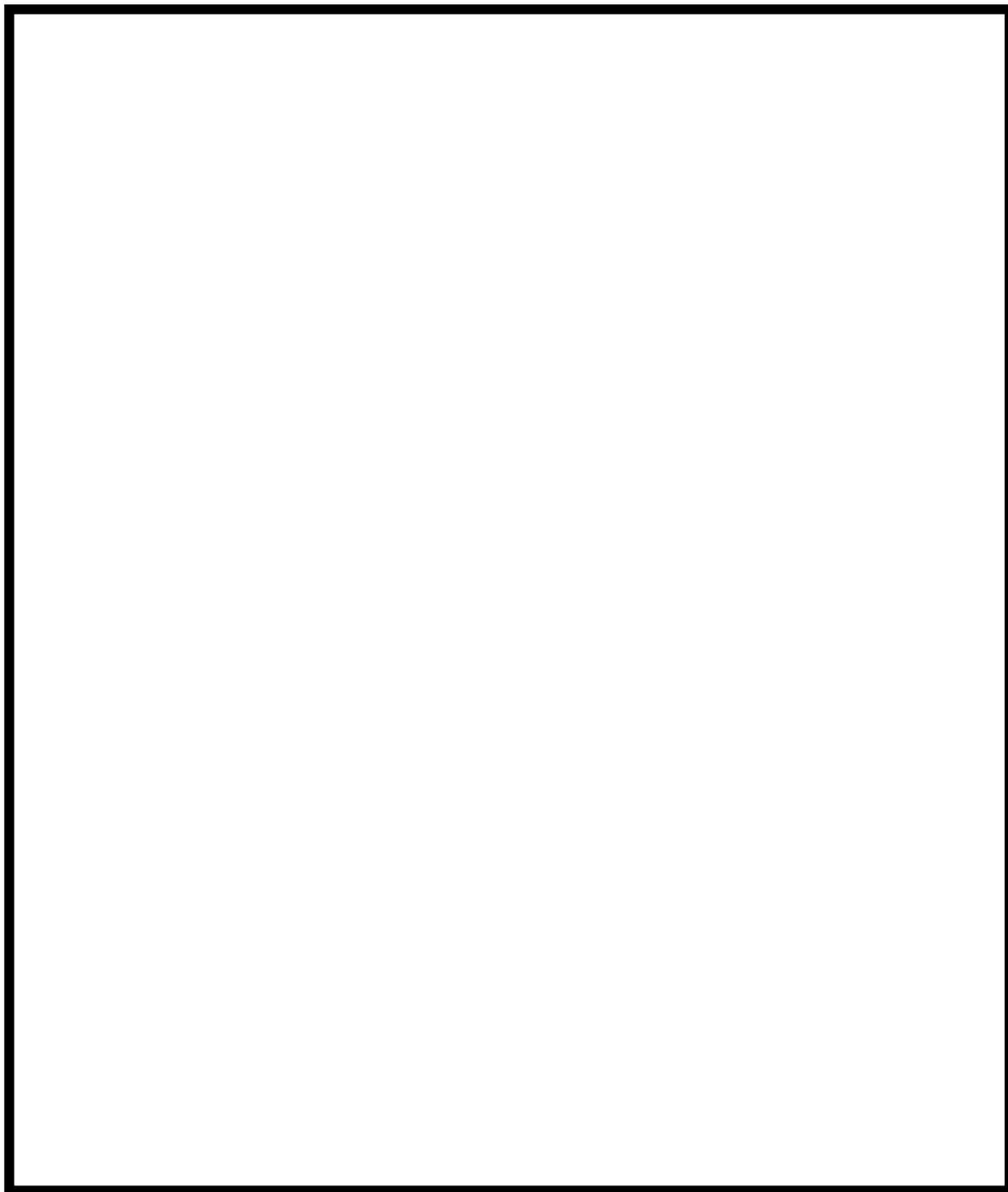


図 39-5 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (5/26)



図 39-6 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (6/26)

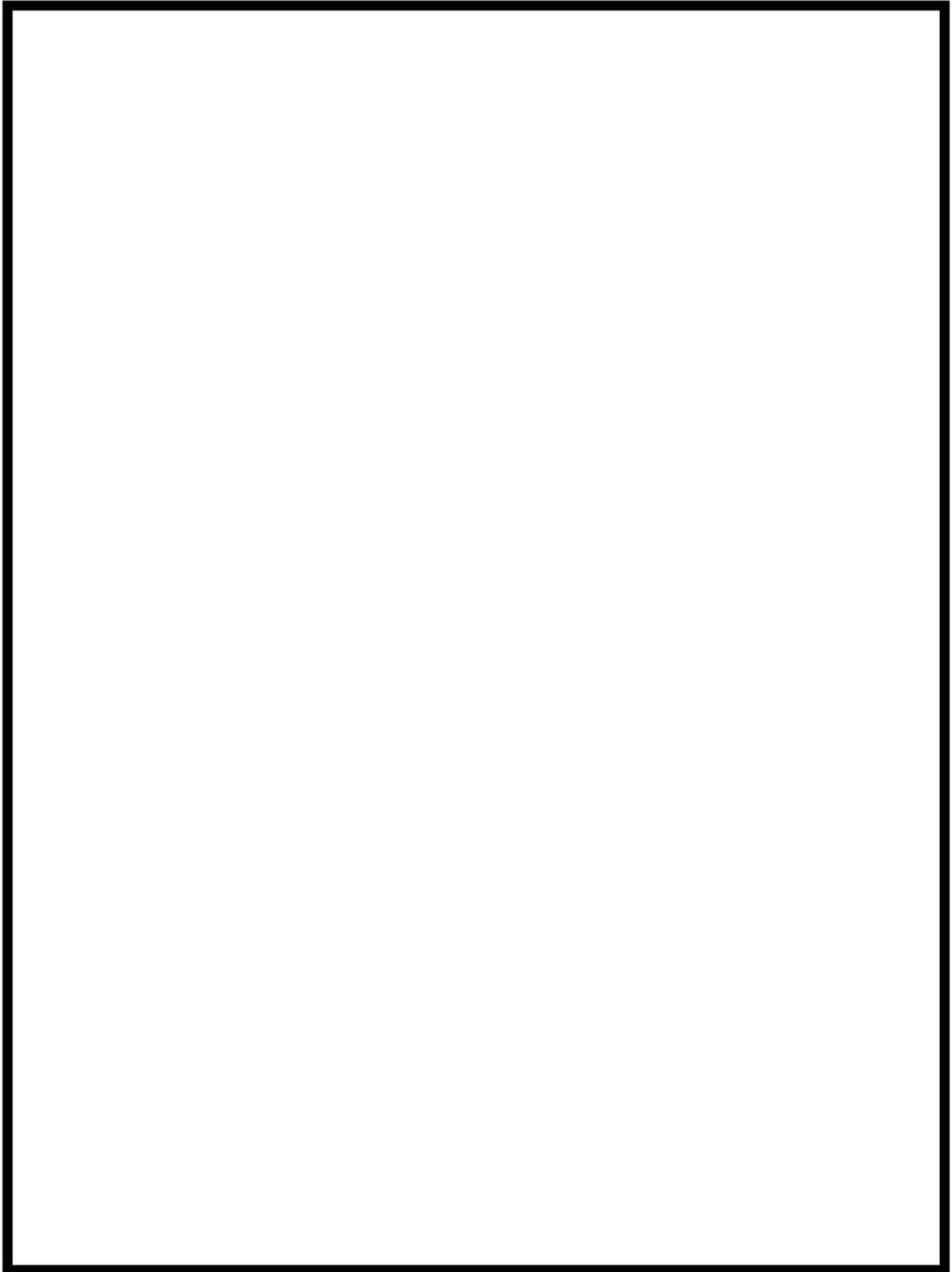


図 39-7 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (7/26)

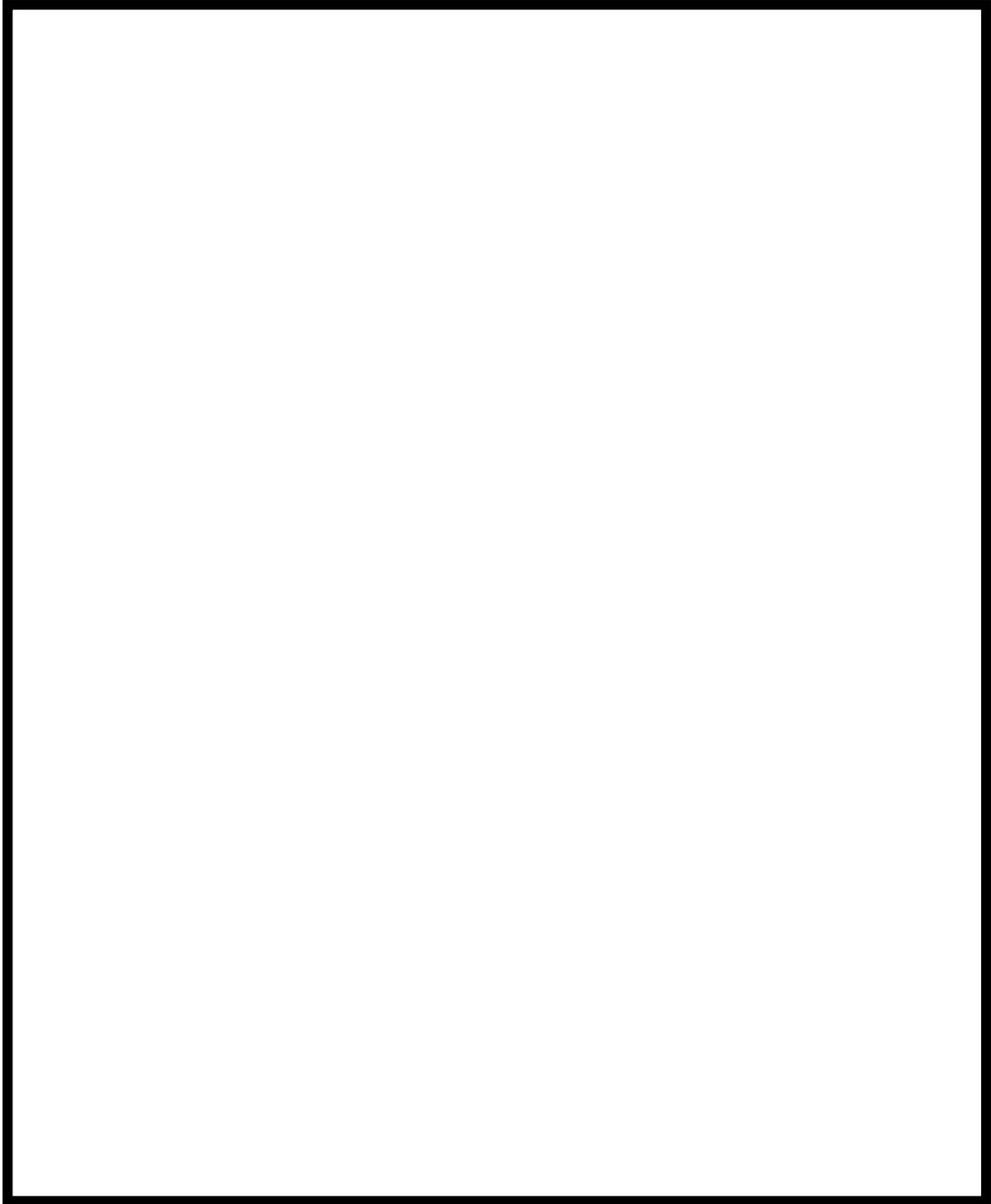


図 39-8 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (8/26)

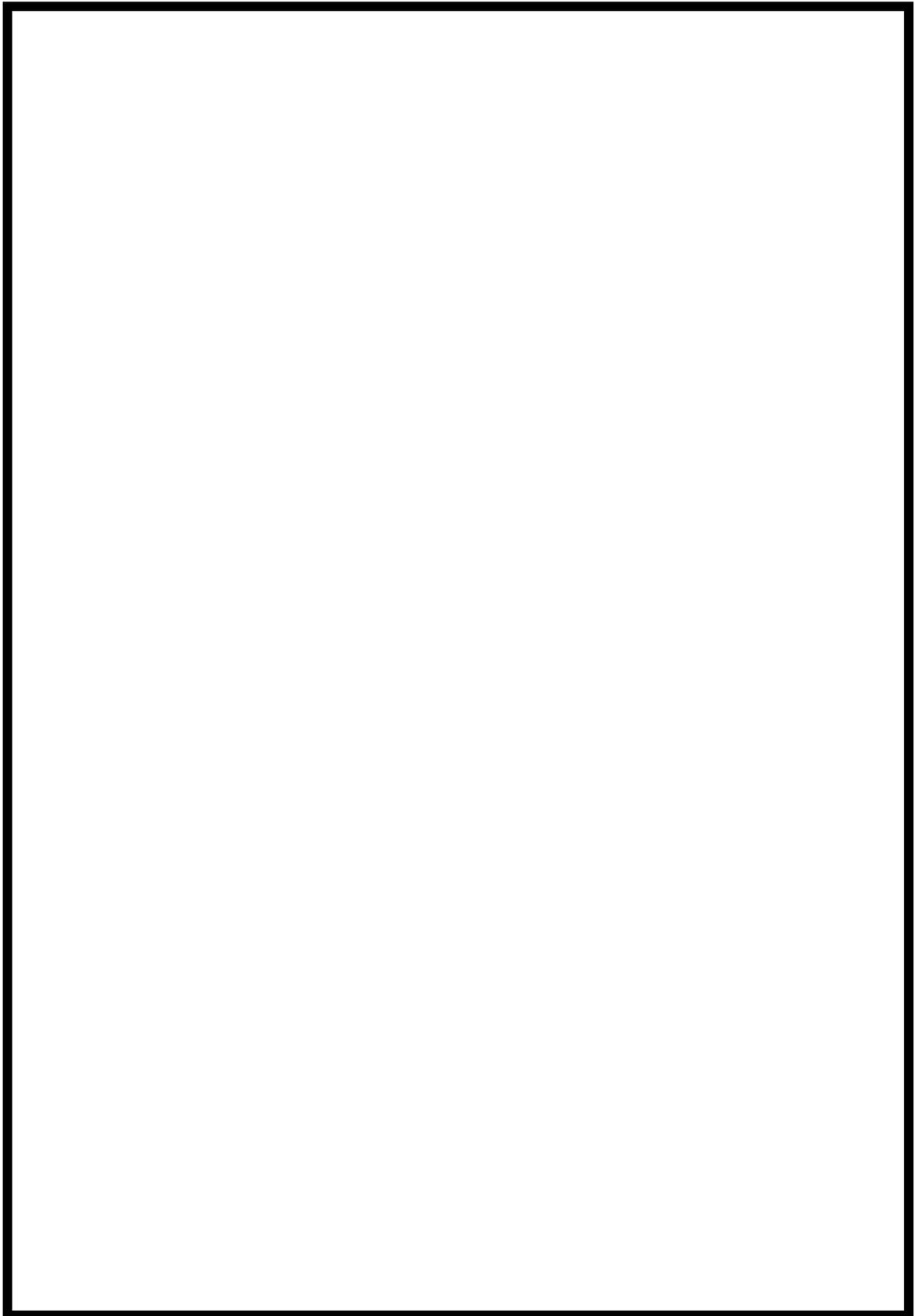


図 39-9 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (9/26)

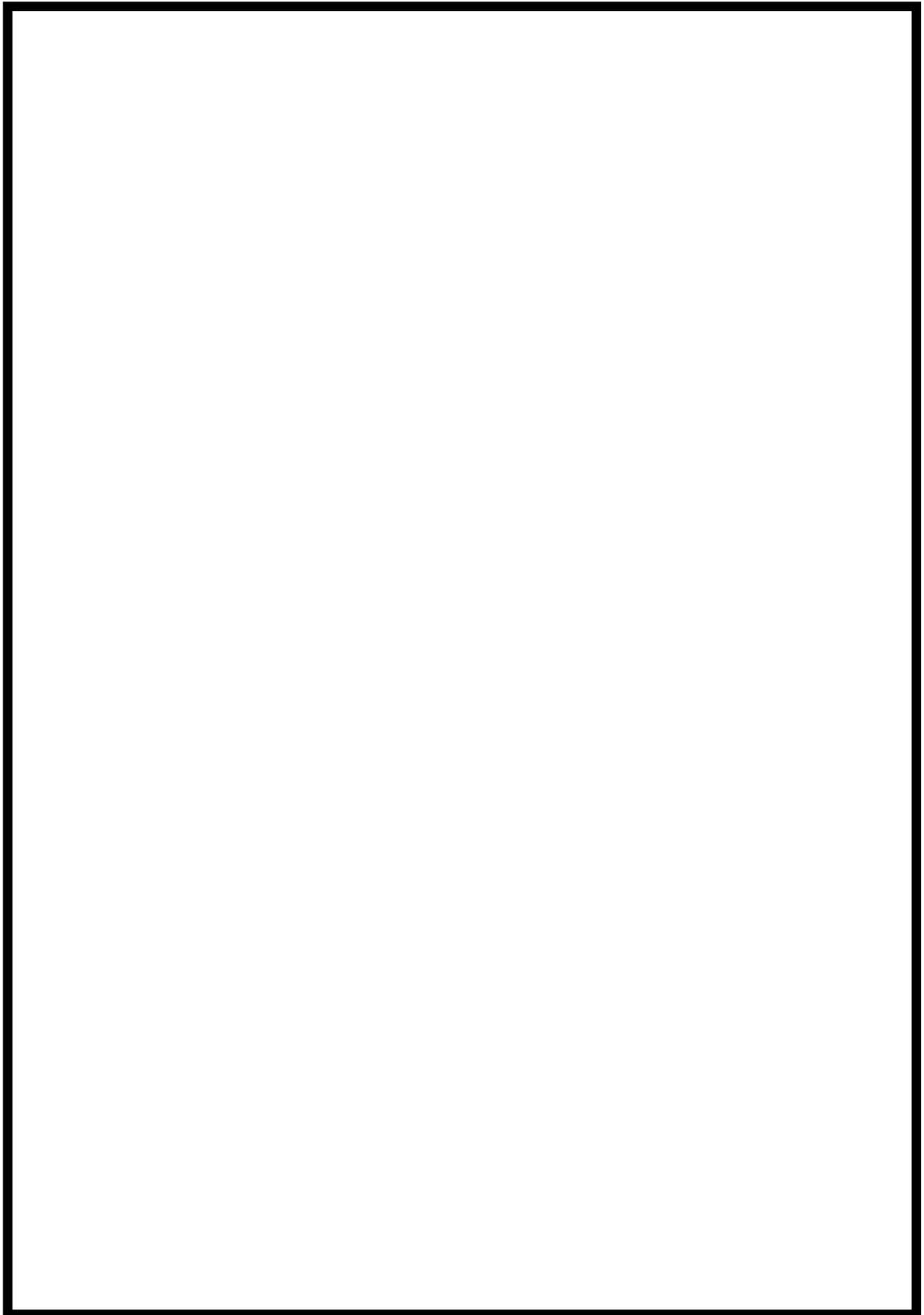


図 39-10 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (10/26)

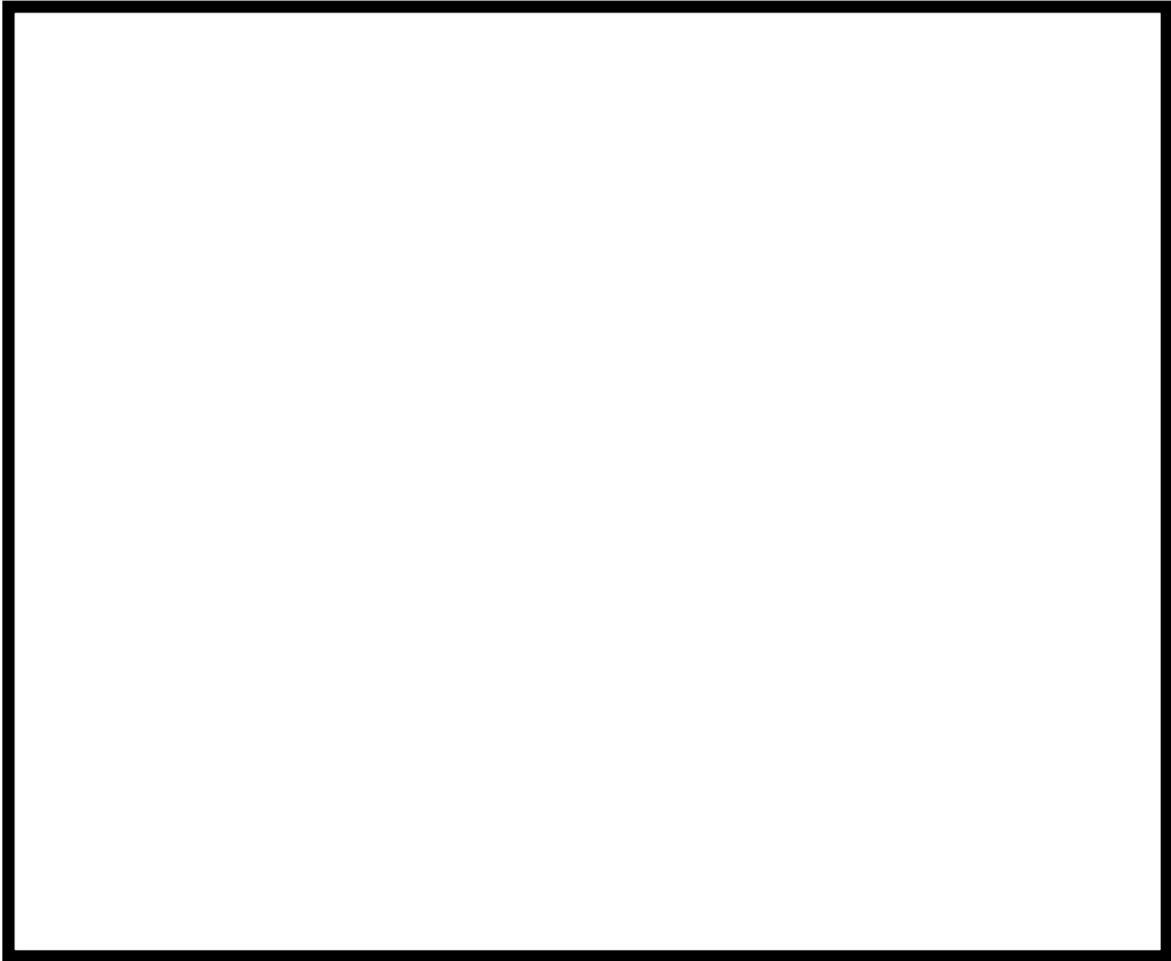


図 39-11 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (11/26)

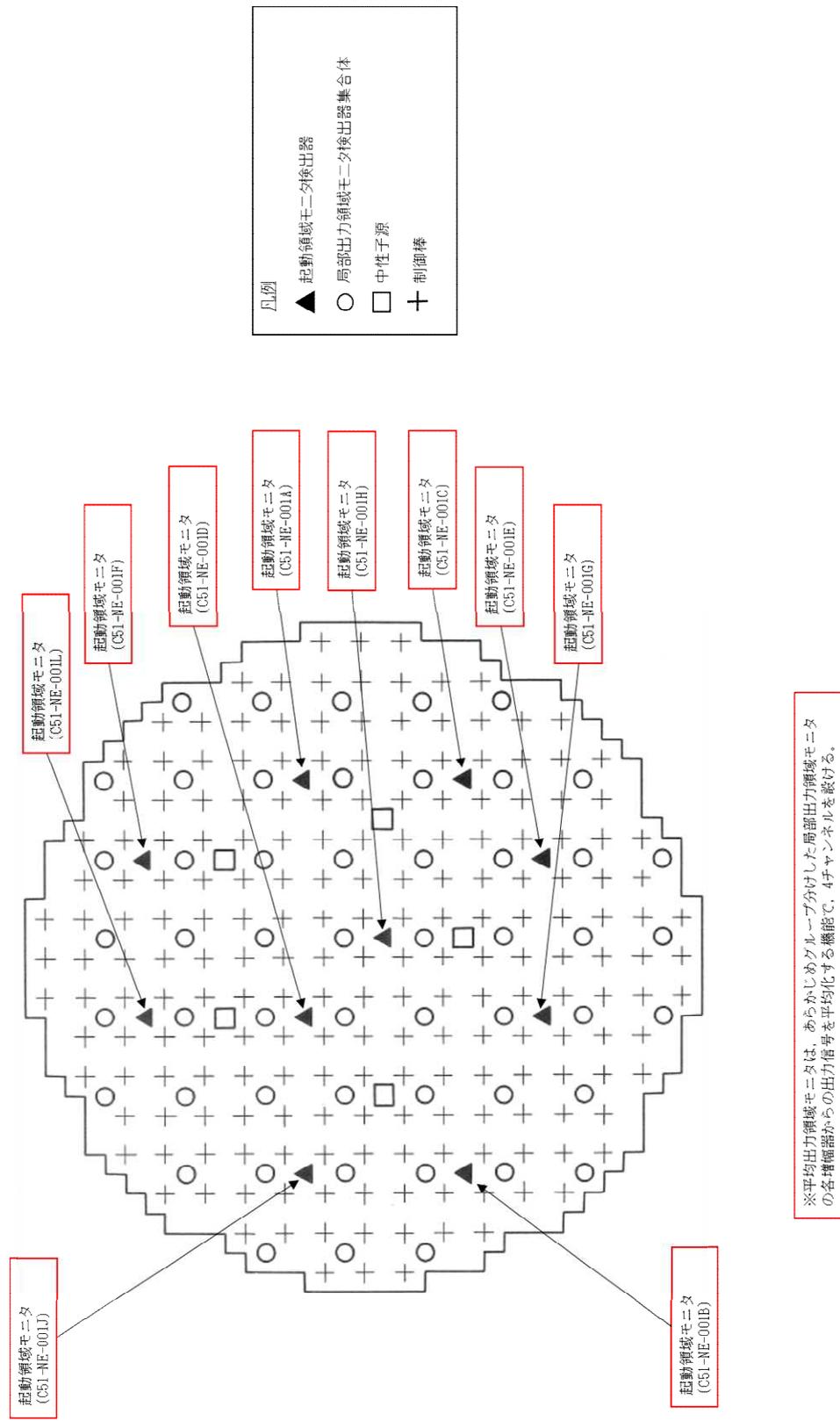


図 39-12 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (12/26)

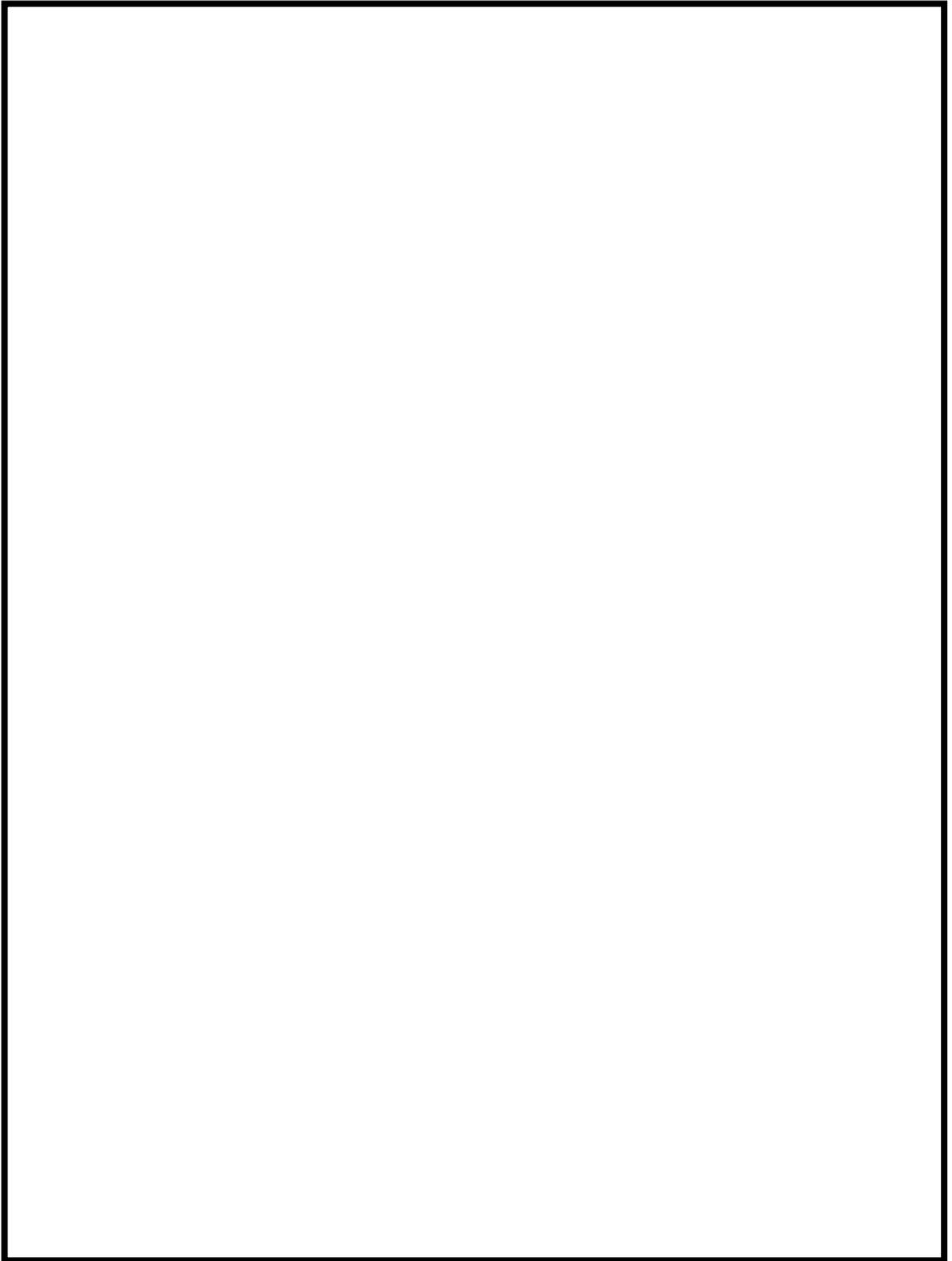


図 39-13 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (13/26)

表 8-2 : 重大事故防止設備パラメーター一覧 (7号炉)

パラメータ名称	設置場所
ドライウエル雰囲気温度	
サプレッション・チェンバ気体温度	
サプレッション・チェンバ・プール水温度	
起動領域モニタ	
平均出力領域モニタ	
原子炉圧力	
原子炉圧力 (SA)	
原子炉水位	
原子炉水位 (SA)	
高圧代替注水系系統流量	
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	
格納容器内圧力 (D/W)	
格納容器内圧力 (S/C)	
サプレッション・チェンバ・プール水位	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	
復水移送ポンプ吐出圧力	
復水貯蔵槽水位 (SA)	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水素濃度	
フィルタ装置金属フィルタ差圧	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	

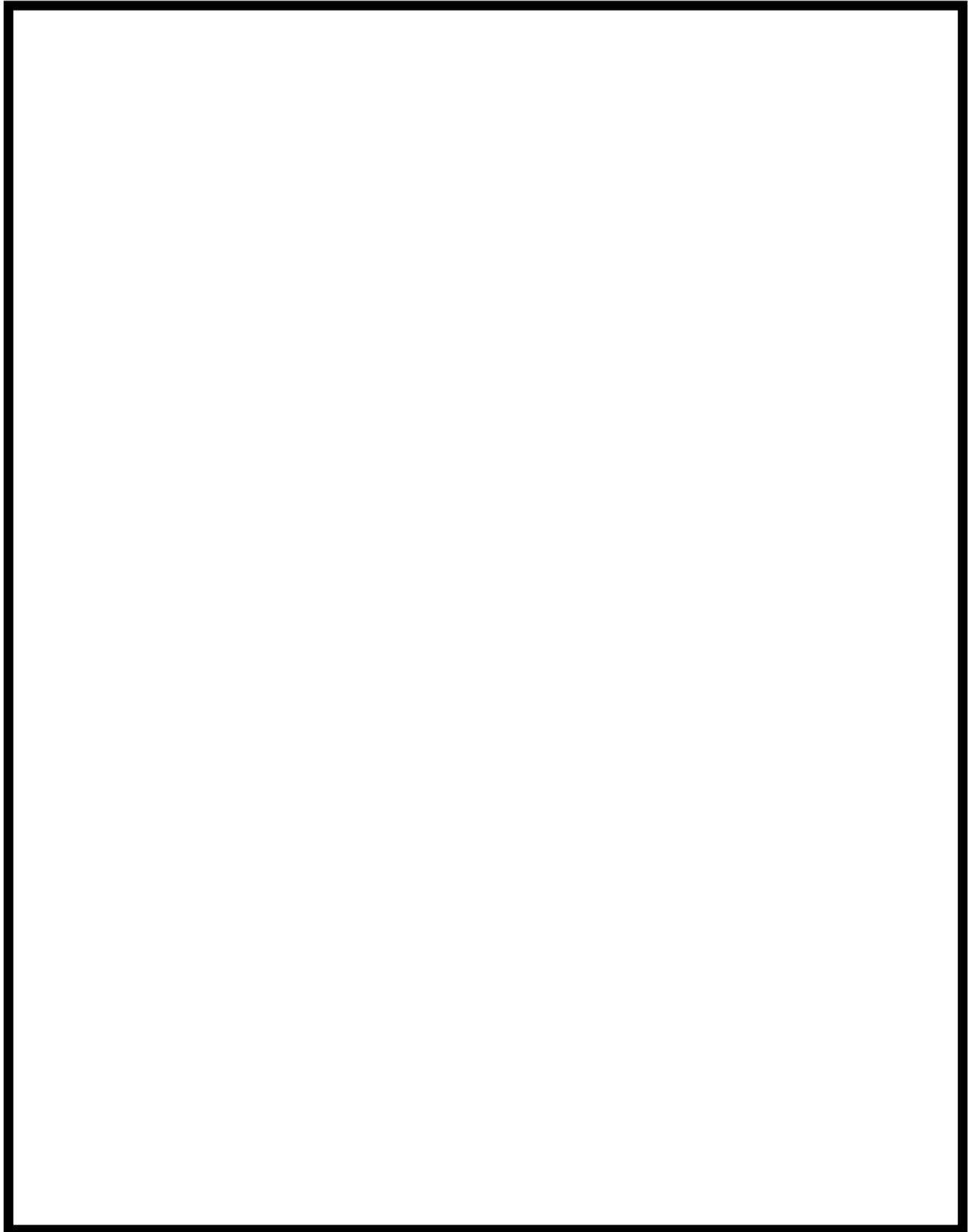


図 39-14 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (14/26)

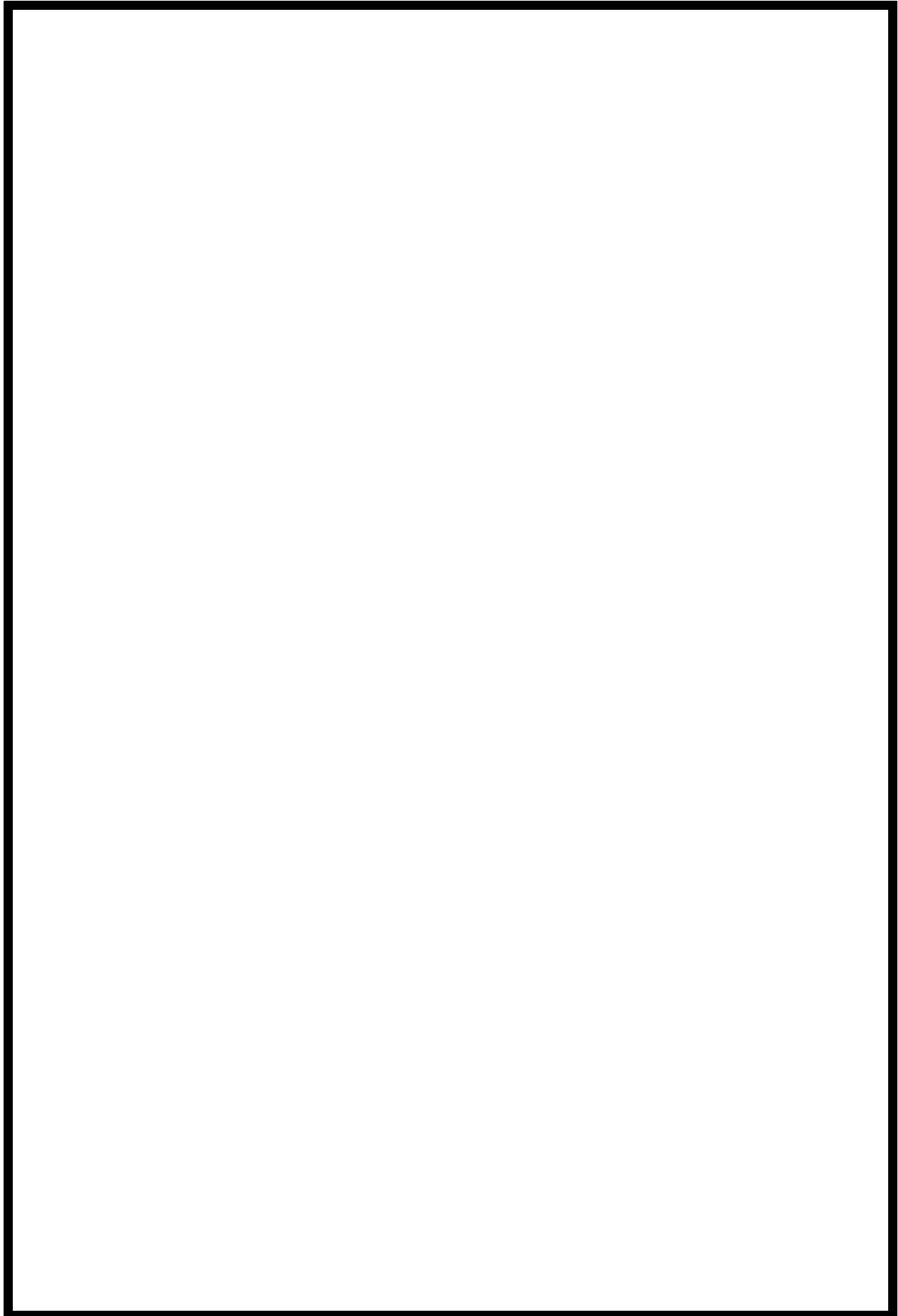


図 39-15 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (15/26)

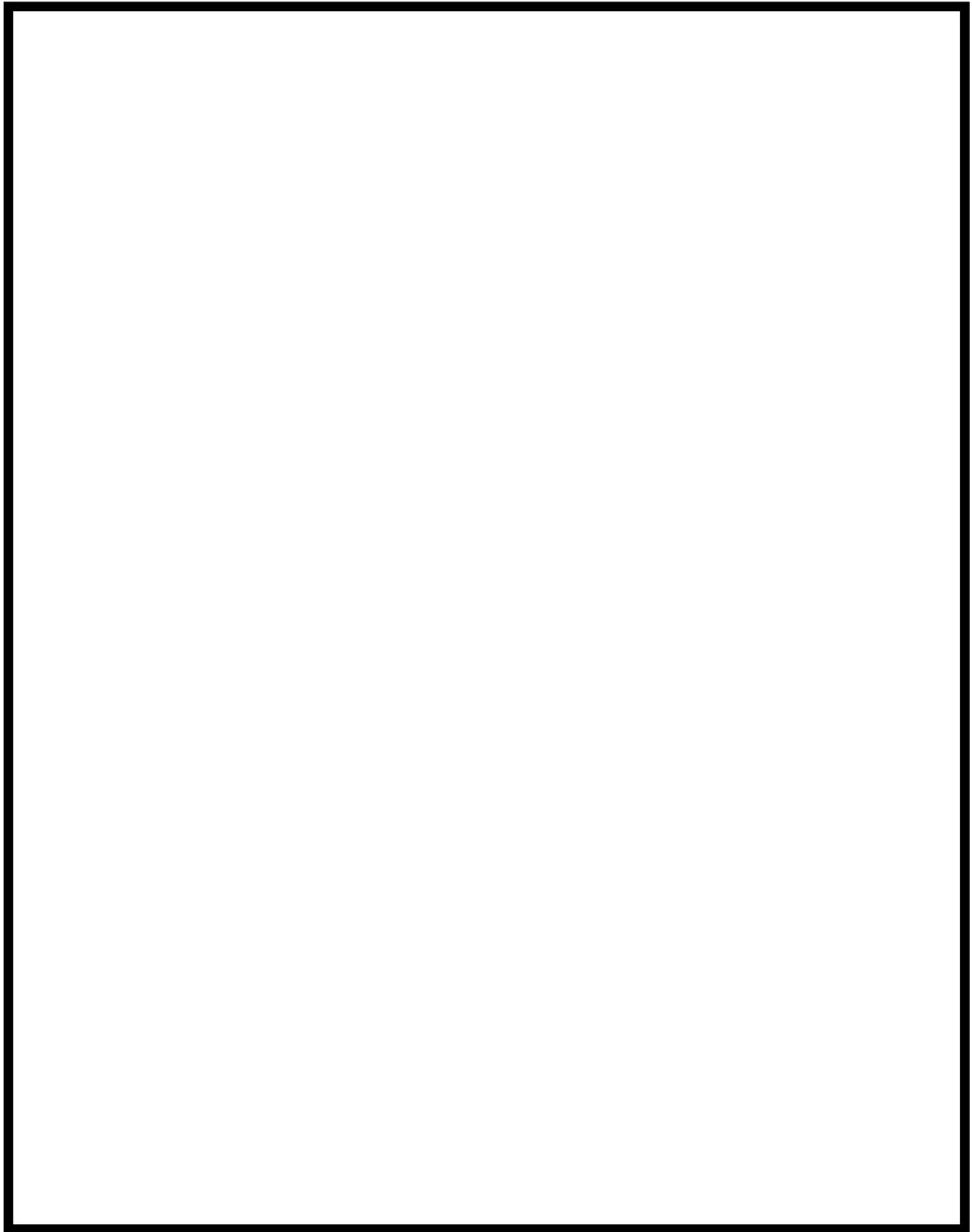


図 39-16 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (16/26)

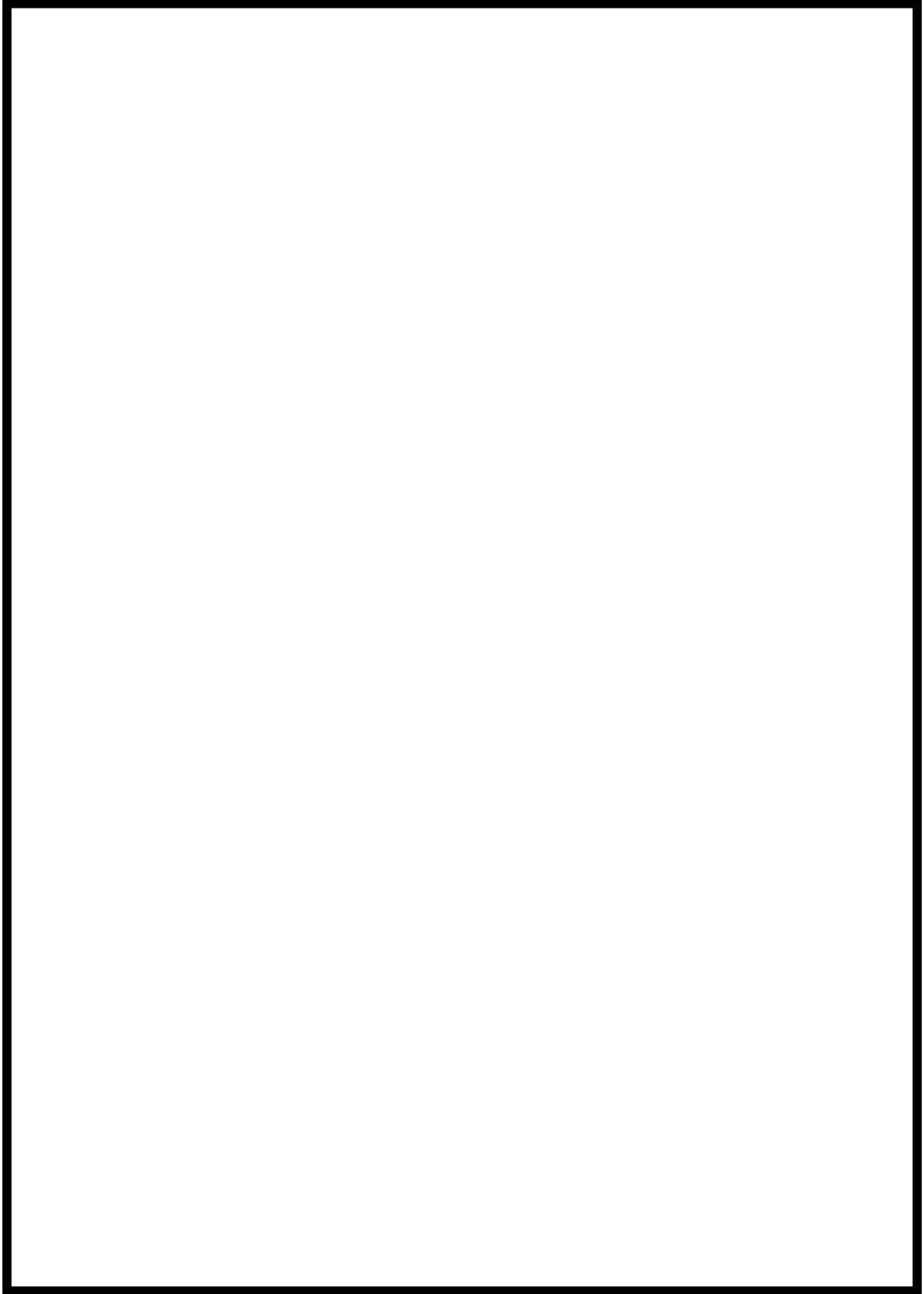


図 39-17 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (17/26)

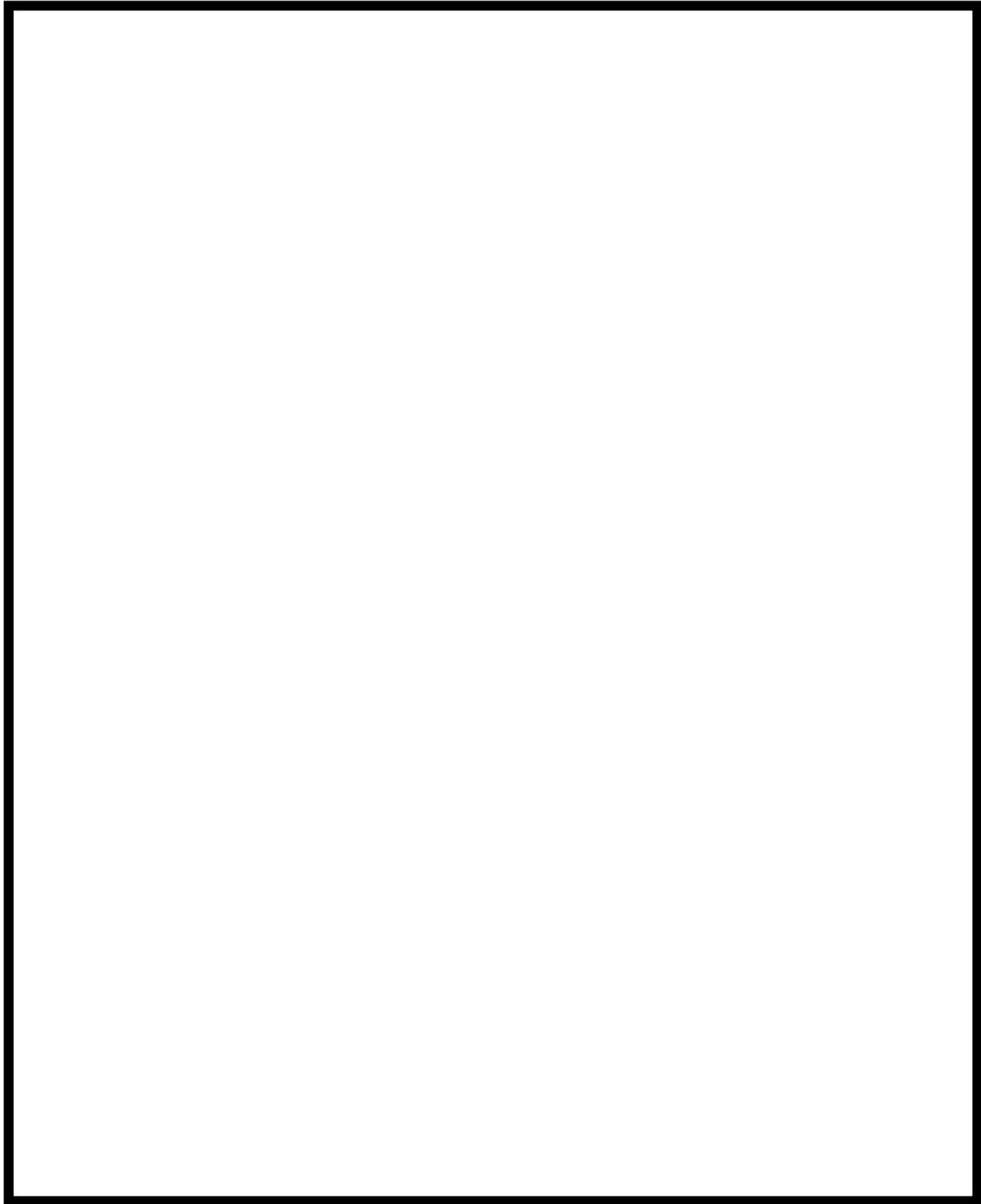


図 39-18 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (18/26)

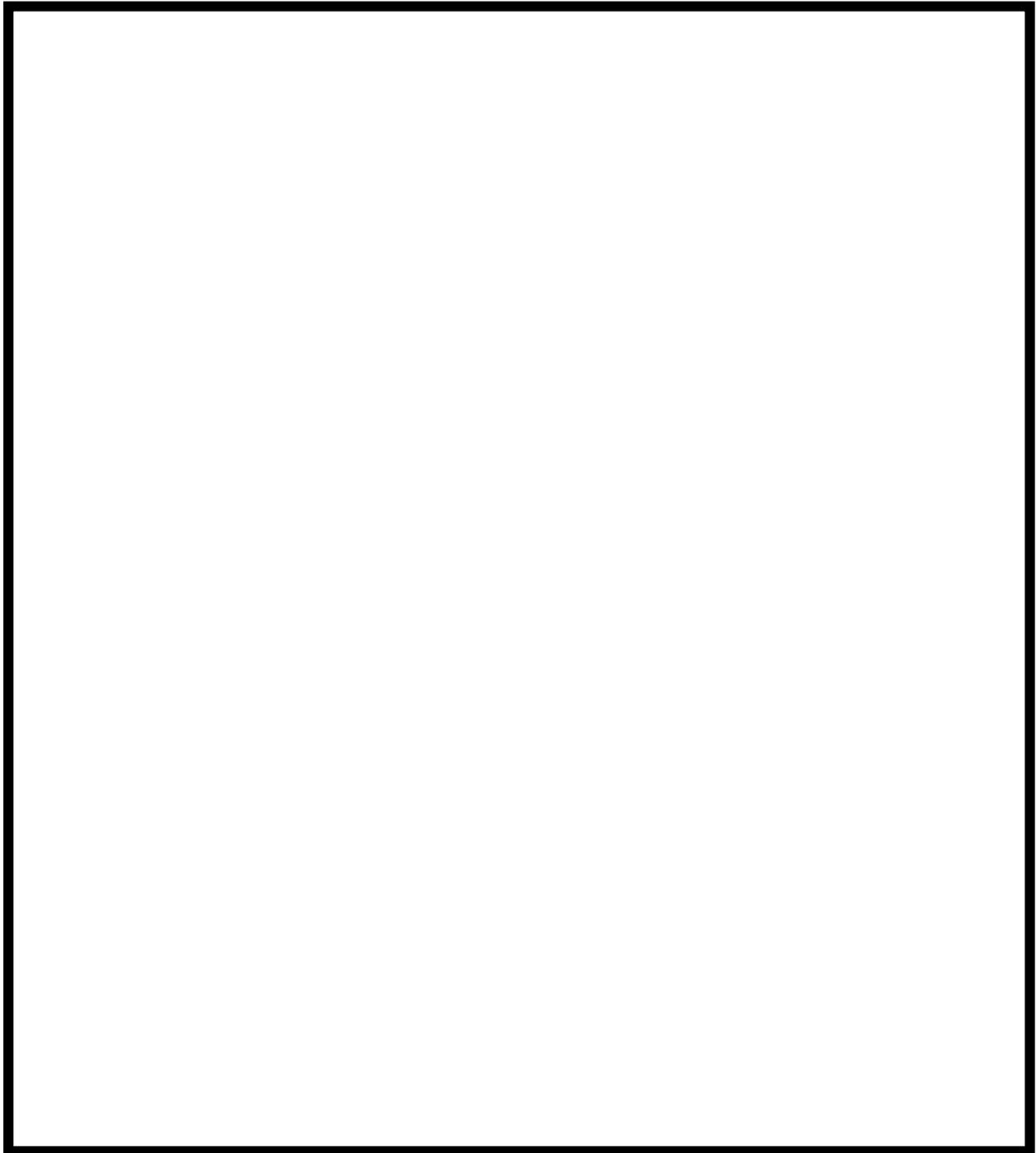


図 39-19 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (19/26)

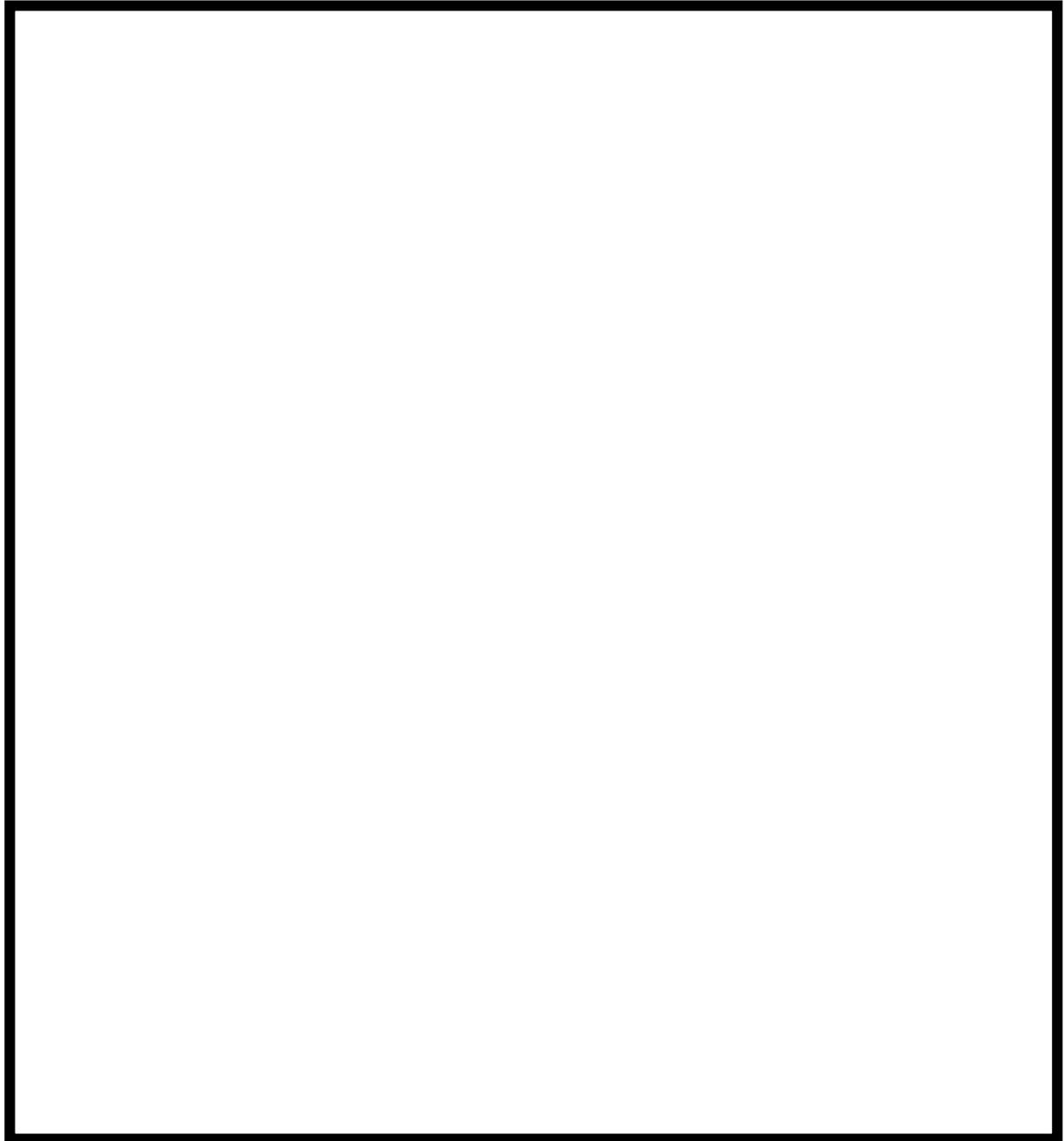


図 39-20 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (20/26)

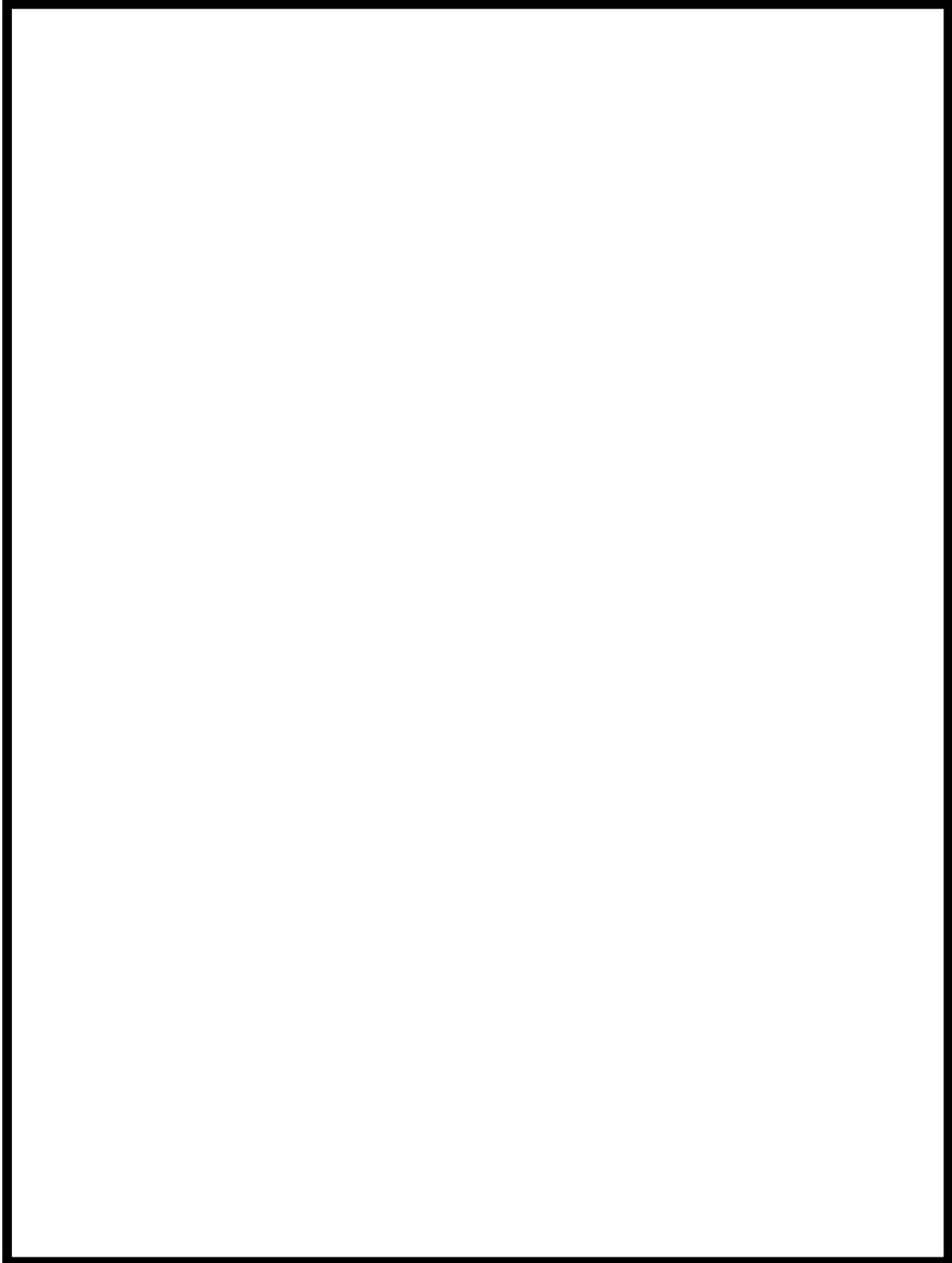


図 39-21 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (21/26)

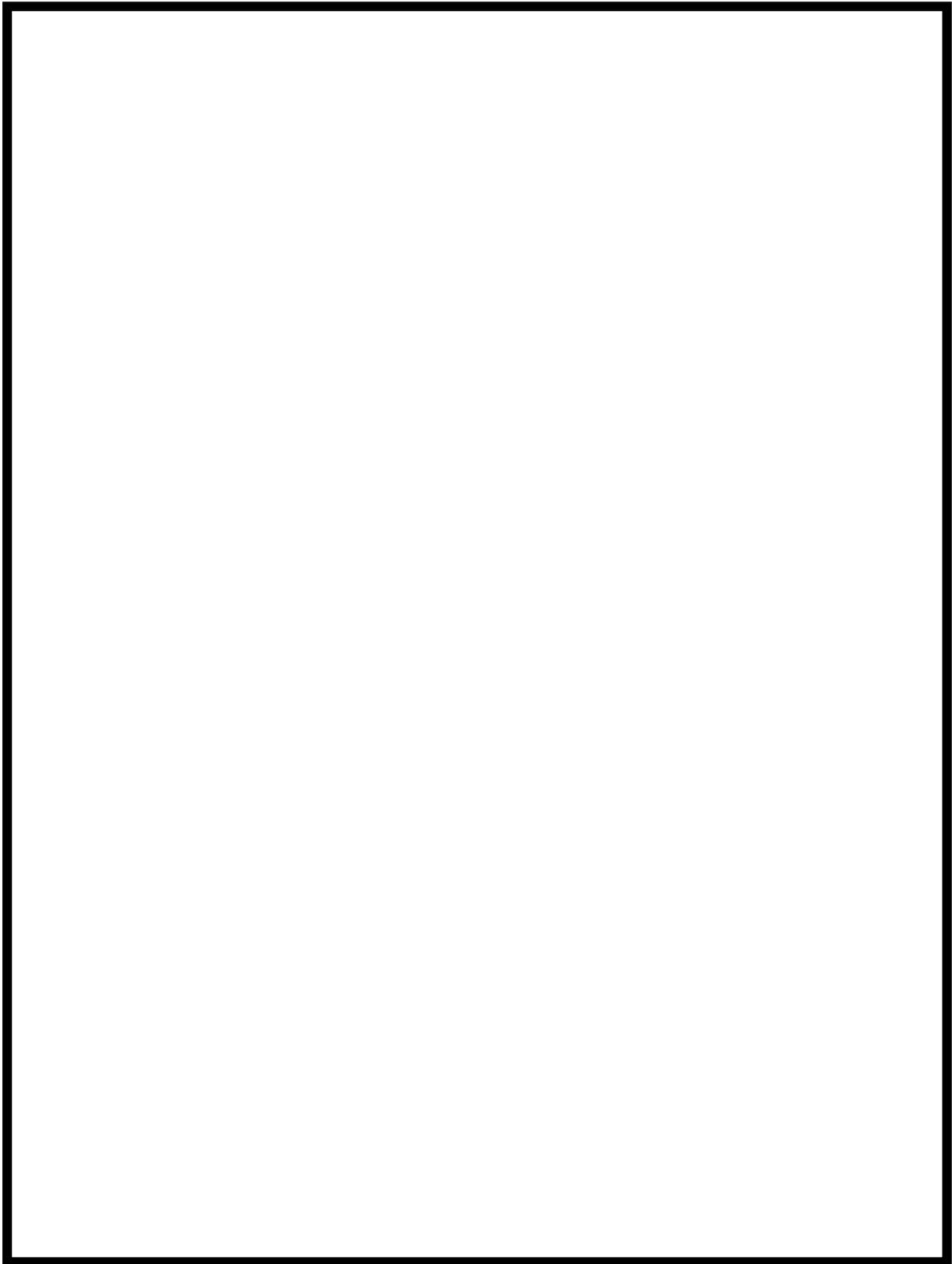


図 39-22 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (22/26)

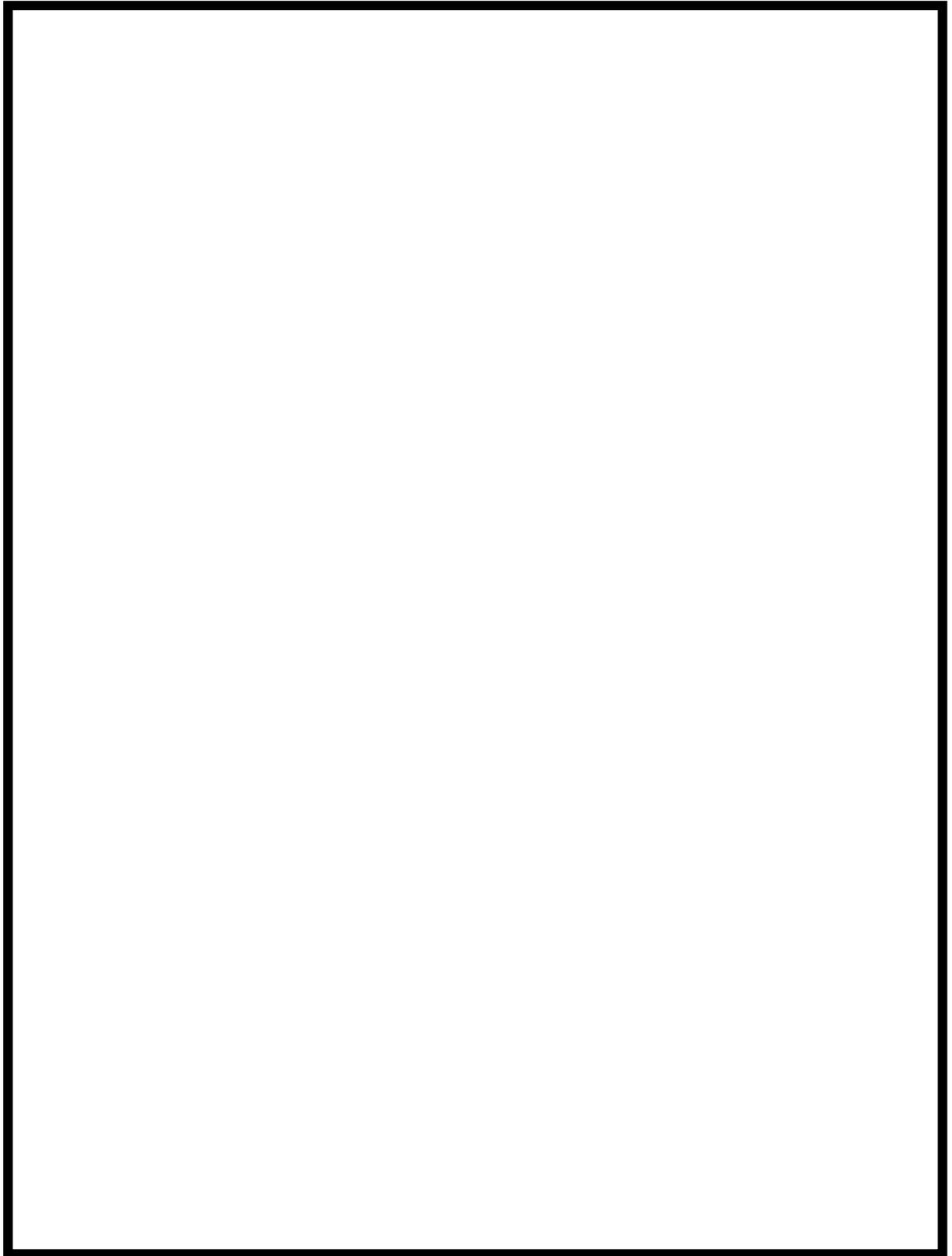


図 39-23 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (23/26)

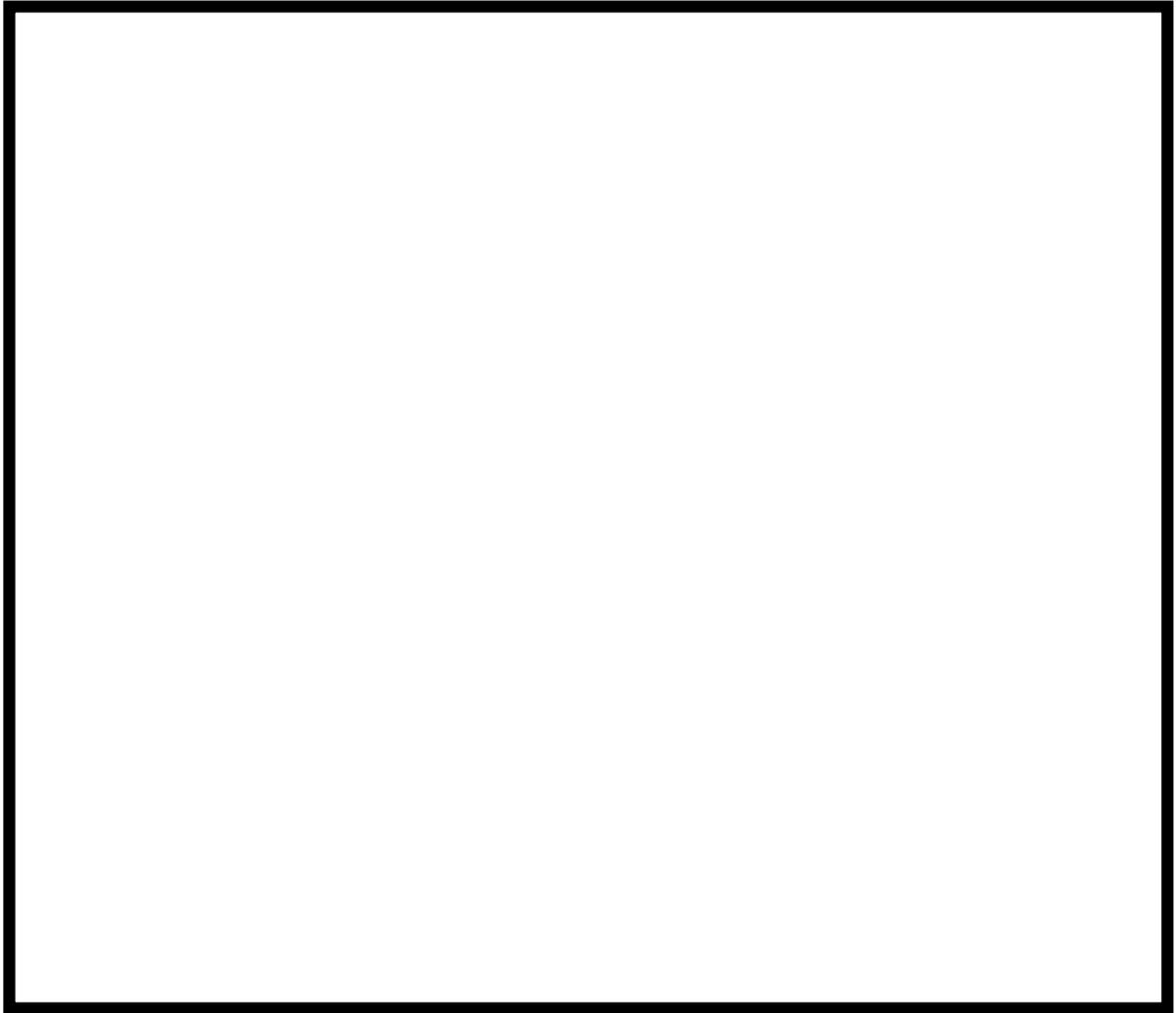
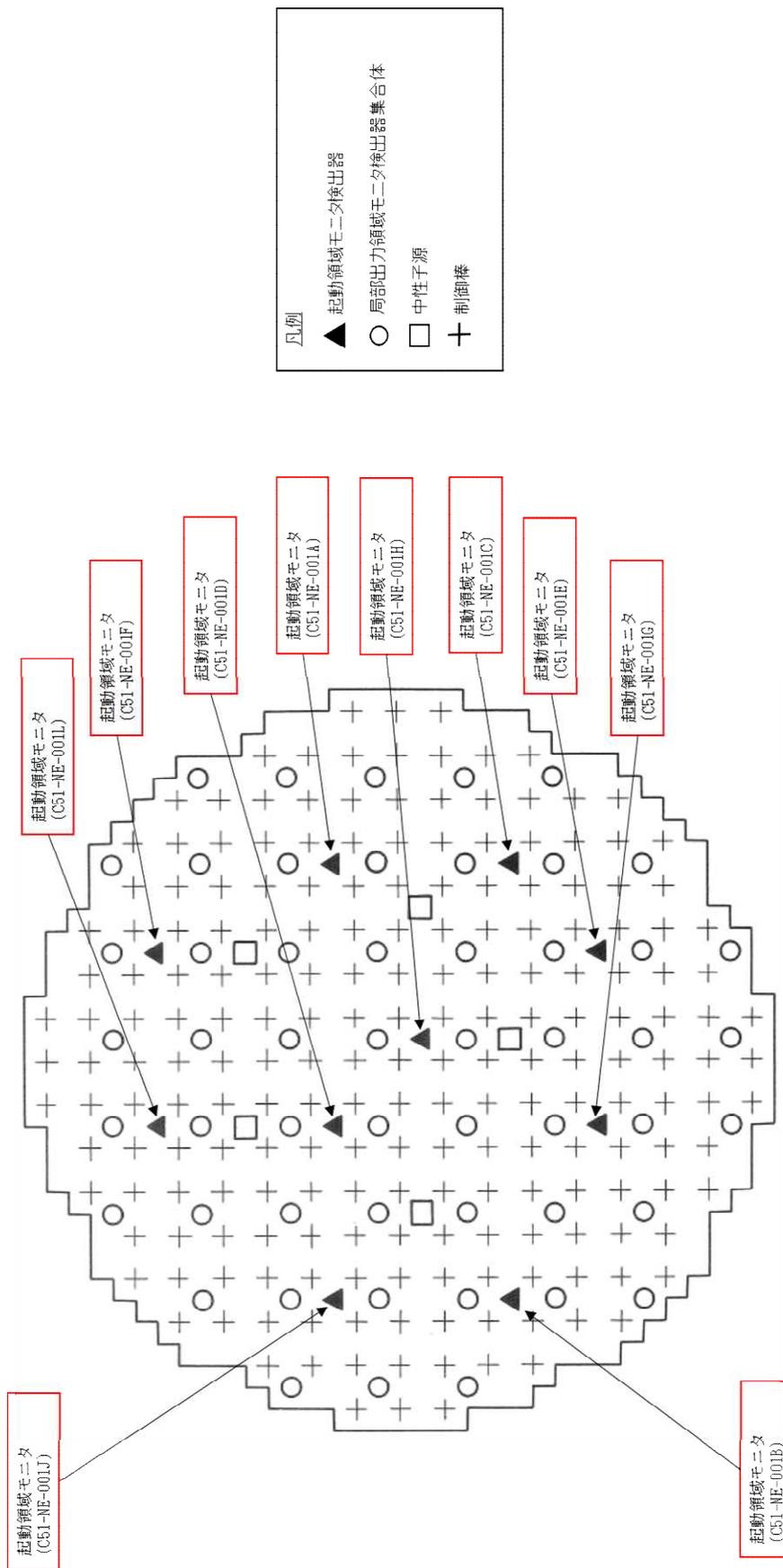


図 39-24 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (24/26)



※平均出力領域モニタは、あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、4チャンネルを設ける。

7号炉 核計装配置図

図 39-25 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (25/26)

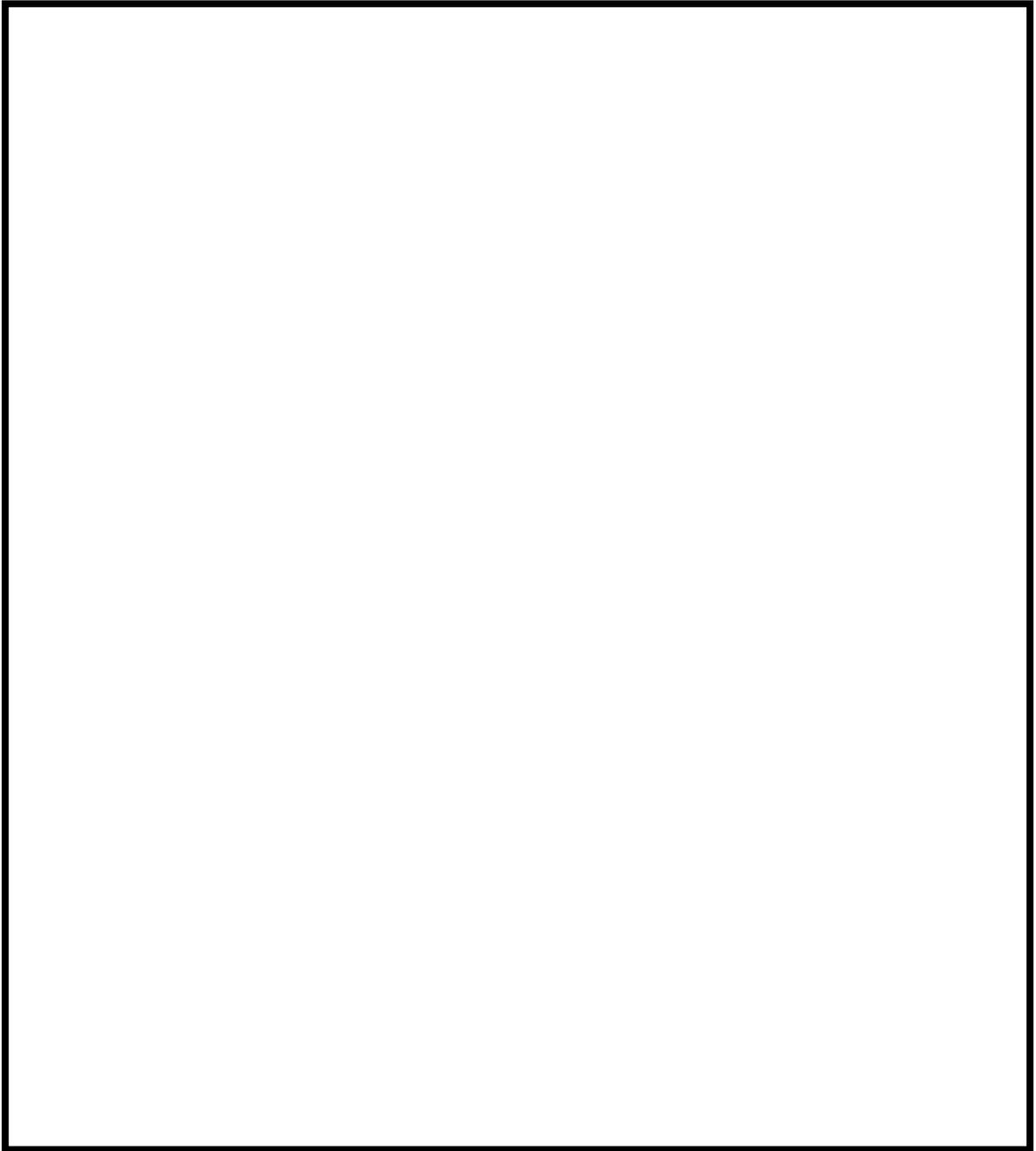


図 39-26 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (26/26)

(柏崎刈羽原子力発電所 6号炉)

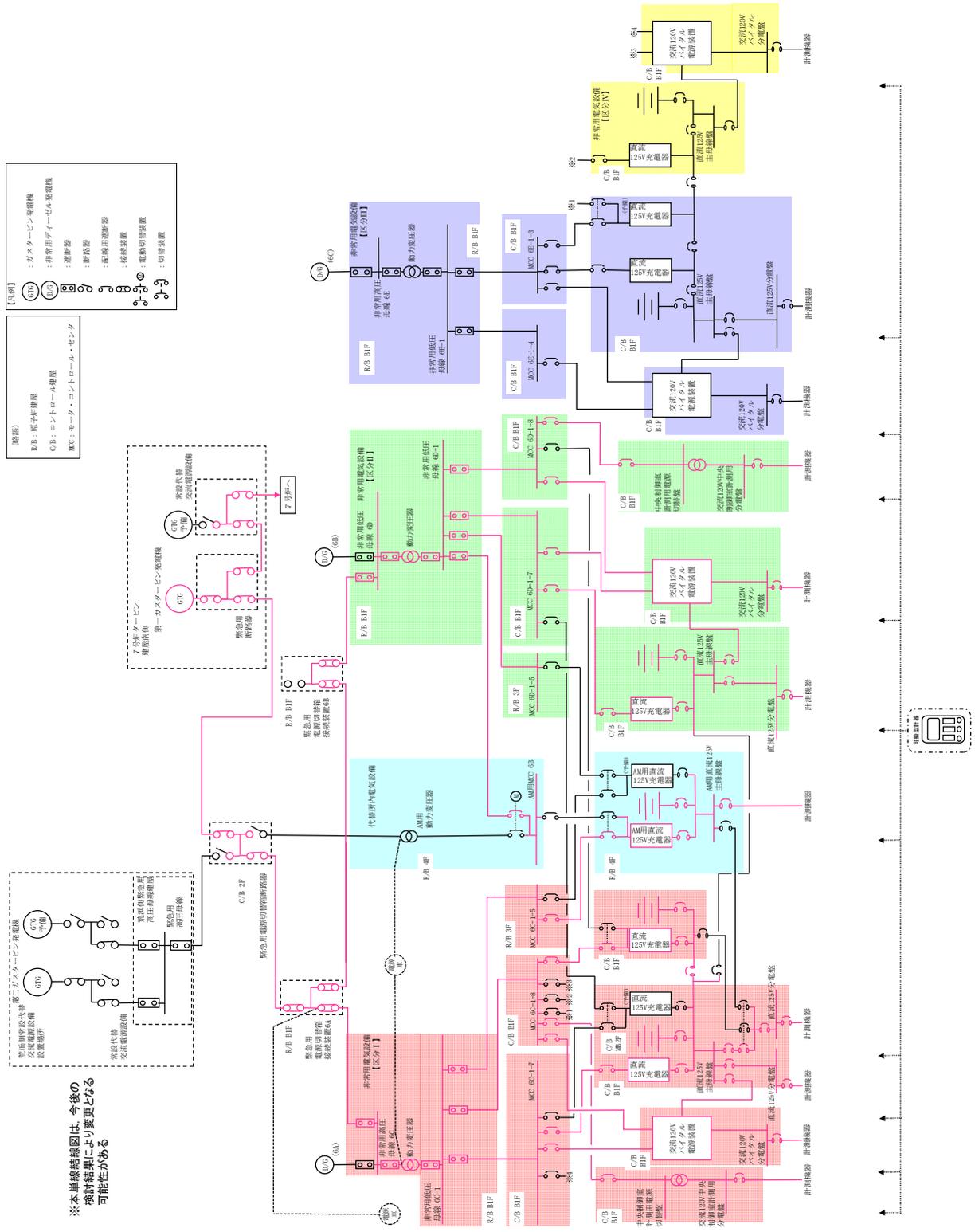


図 40-1 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (1/2)

(14) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 [61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）については，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから，当該対策所における単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，二酸化炭素消火器を配備している。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所については可燃物はいずれも金属筐体に納められ煙の充満は考えにくく，また運転員が近接した区域に常駐するため万一火災が発生した場合でも速やかな消火が可能であることから，単一の火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は機能喪失しない。すなわち，2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。（図41）



図41：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の配置

(15) 通信連絡設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所） [61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の無線連絡設備（常設）は重大事故時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において通信連絡を行うための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」、「電力保安通信用電話設備」である。

無線連絡設備（常設）は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（図42）

以上より、単一の火災によって通信連絡設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）、送受話器（ページング用）、電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

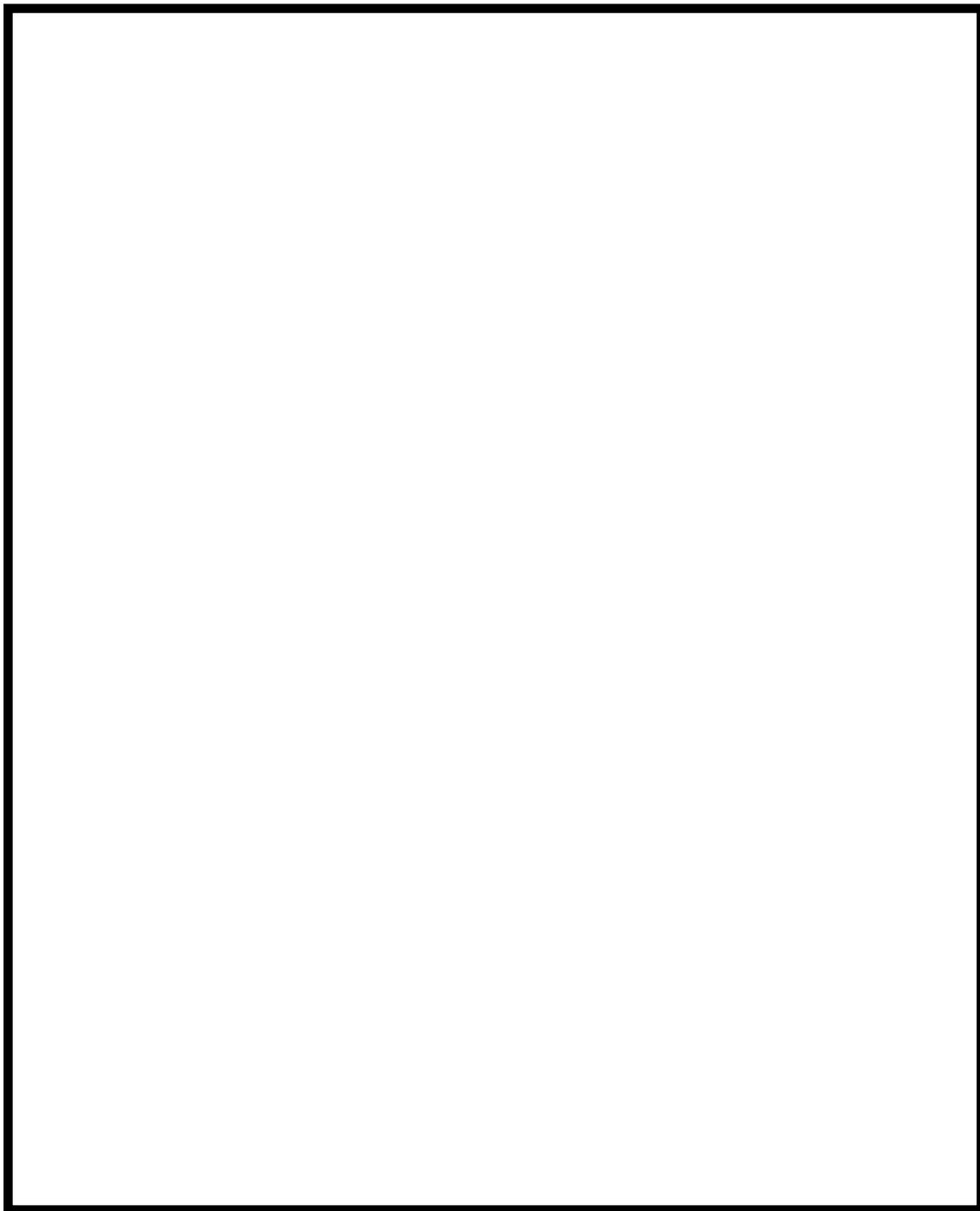


図 42-1 : 無線連絡設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所，
免震重要棟内緊急時対策所）と送受話器（ページング），
電力保安通信用電話設備の配置（1 / 3）

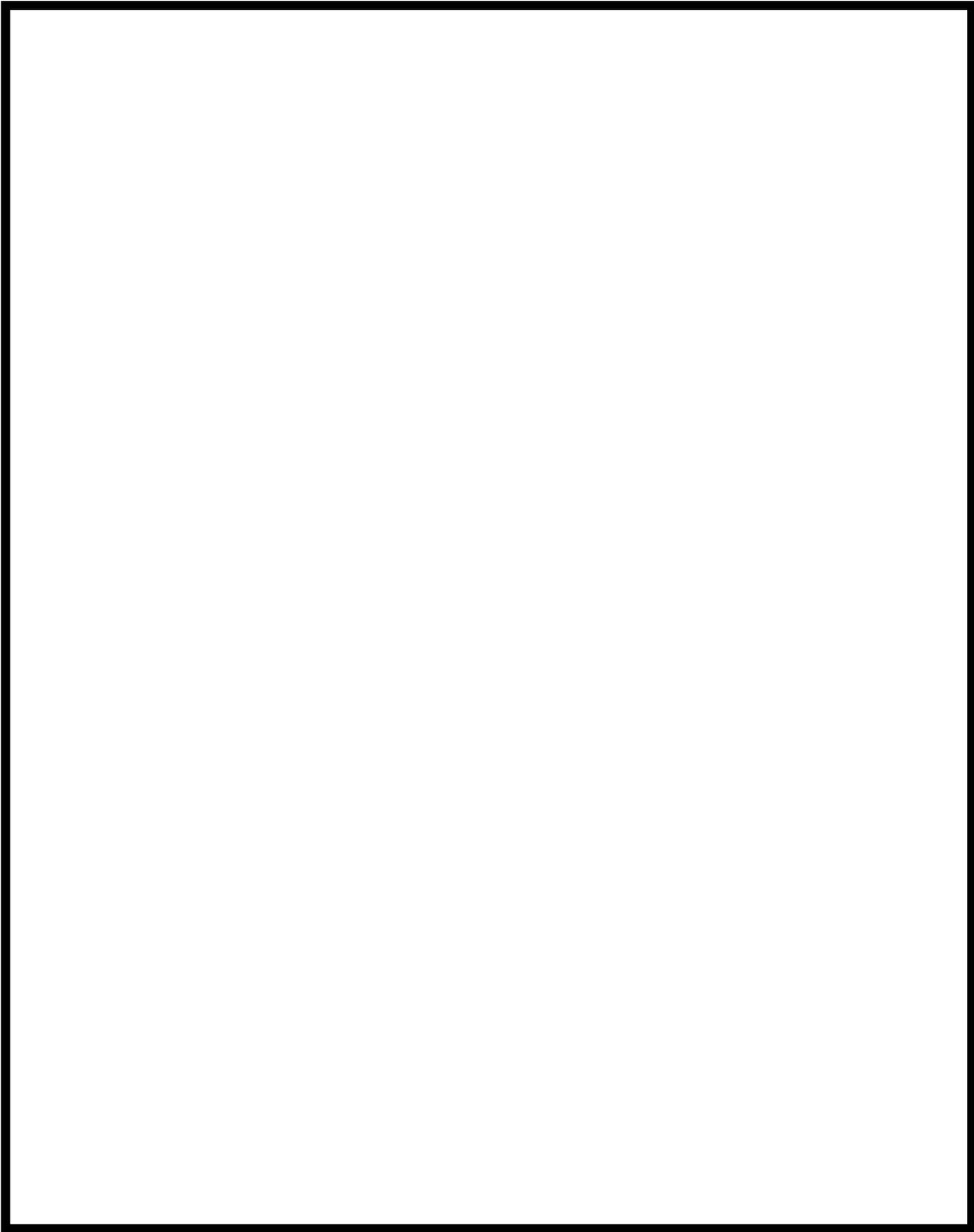


図 42-2 : 無線連絡設備 (常設) (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 免震重要棟内緊急時対策所) と送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備の配置 (2 / 3)



図 42-3 : 無線連絡設備 (常設) (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 免震重要棟内緊急時対策所) と送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備の配置 (3 / 3)

(16) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤

[61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤については, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから, 当該電源車の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源は重大事故時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり, 当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は6号及び7号炉非常用高圧母線である。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤については感知・消火対策として異なる2種類の感知器を設置している。さらに, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源は屋外に設置, 6号及び7号炉非常用高圧母線は, 6号及び7号炉原子炉建屋内に設置している非常用ディーゼル発電機から給電しており, 位置的分散を図っている。(図43)

以上より, 単一の火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源と, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の常設電源は同時に機能を喪失することなく確保できる。また, 消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち, 2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

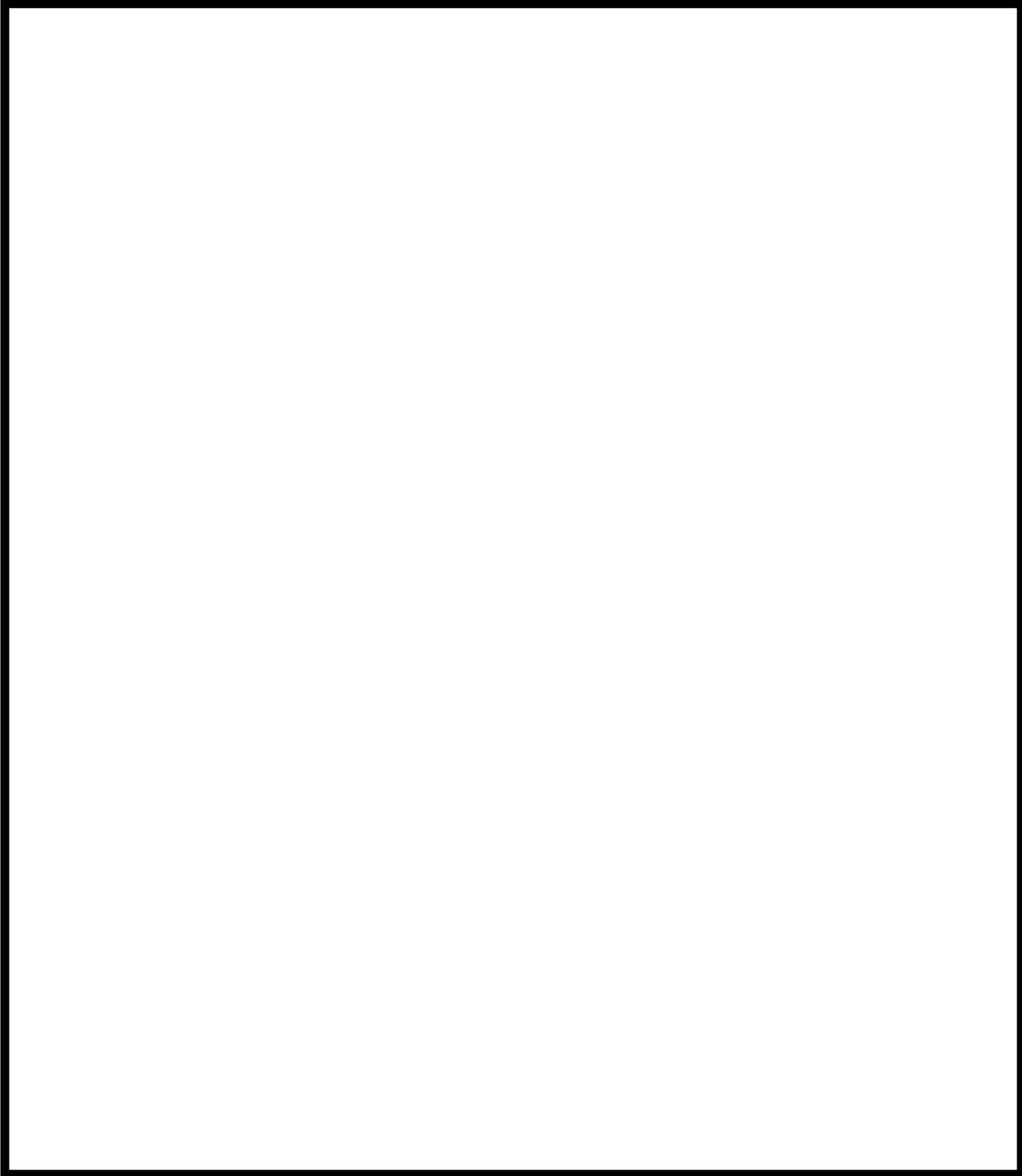


図 43-1 : 5 号炉緊急時対策所の電源の配置

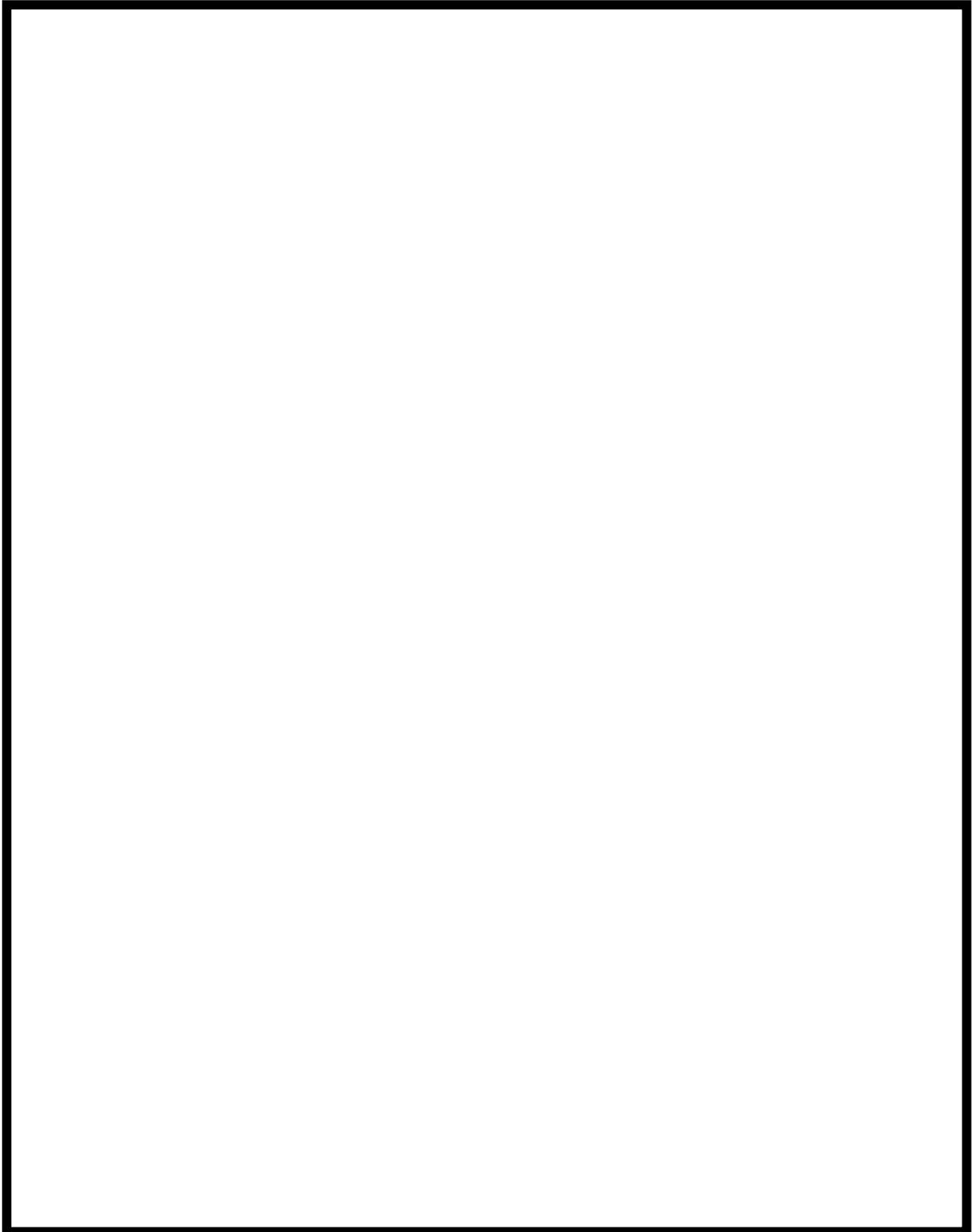


図 43-2 : 5 号炉緊急時対策所の電源の配置

(17) 免震重要棟内緊急時対策所 [61条]

免震重要棟内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）については，免震重要棟内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置していることから，当該対策所における単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお，免震重要棟内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）は，火災の発生防止対策として動力ケーブルに対して難燃ケーブルを使用する等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，二酸化炭素消火器を配備している。免震重要棟内緊急時対策所付近には職員が常駐しており，万一火災が発生した場合でも速やかな消火が可能であることから，単一の火災によって免震重要棟内緊急時対策所は機能喪失しない。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。(図44)



図 44 : 免震重要棟内緊急時対策所の配置

(18) 通信連絡設備（免震重要棟内緊急時対策所） [61条]

免震重要棟内緊急時対策所の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）については、免震重要棟内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお、免震重要棟内緊急時対策所の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）は重大事故時に免震重要棟内緊急時対策所において通信連絡を行うための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」、「電力保安通信用電話設備」である。

免震重要棟内緊急時対策所については、動力ケーブルについては実証試験により難燃性を確認したケーブルを使用するが、一部の制御ケーブル、計装ケーブルについて、実証試験により難燃性が確認されていないものを使用する。制御ケーブル、計装ケーブルは流れる電流が微弱であるためケーブルが発火するおそれは小さい。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（図42）

以上より、単一の火災によって通信連絡設備（免震重要棟内緊急時対策所）、送受話器（ページング用）、電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

- (19) 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器[61条]

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器については，免震重要棟が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから，当該設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない

なお，免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機は重大事故時に免震重要棟内緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「緊急時対策所（免震重要棟内緊急時対策所）」の常設電源である。

免震重要棟ガスタービン発電機は，火災の発生防止対策として動力ケーブルに難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤は感知・消火対策として異なる2種類の感知器を設置している。さらに，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は免震重要棟□□に設置，免震重要棟内緊急時対策所の外部電源は1号炉又は3号炉に設置されており，位置的分散を図っている。(図45)

以上より，単一の火災によって免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機と，免震重要棟内緊急時対策所の外部電源は同時に喪失することなく確保できる。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



(3号)

(1号)

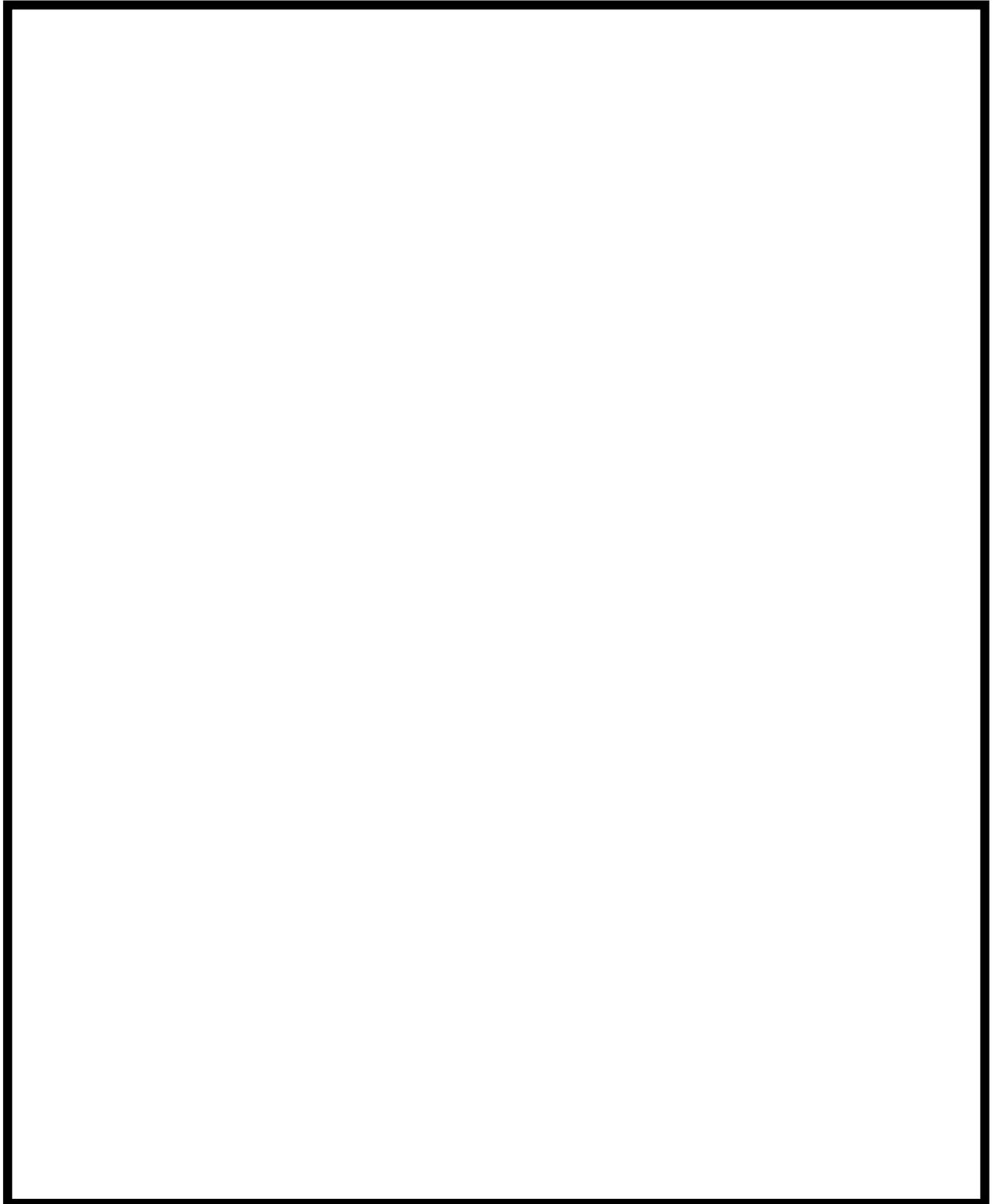
図 45 : 免震重要棟内緊急時対策所の電源の配置

(20) 発電所内の通信連絡設備 [62 条]

発電所内の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）は重大事故時に通信連絡を行うための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」，「電力保安通信用電話設備非常用所内電源系」である。

無線連絡設備（常設）は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており，位置的分散を図っている。（図 46）

以上より，単一の火災によって無線連絡設備（常設），送受話器（ページング用），電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



(6号)

図 46-1 : 無線連絡設備 (常設) と送受信器 (ページング),
電力保安通信用電話設備の配置 (1 / 2)



(7号)

図 46-2 : 無線連絡設備 (常設) と送受信器 (ページング),
通信用電話設備の配置 (2 / 2)

3.2. 重大事故防止設備でない重大事故等対処設備の火災による影響（修復性）

重大事故防止設備でない重大事故等対処設備には，常設重大事故緩和設備，常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備，可搬型重大事故緩和設備，可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備に分類される。これらの火災による影響について，以下に示す。

3.2.1. 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備の火災による影響

重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備を表 9 に示す。

表 9：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（1 / 4）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	48, 50, 52	防止でも緩和でもない
	フィルタ装置入口圧力		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		
	フィルタ装置水素濃度		
	フィルタ装置スクラバ水 pH		
	ラプチャーディスク		緩和

表 9 : 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (2 / 4)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	48, 50, 52	防止でも緩和でもない
	フィルタ装置入口圧力		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		
	フィルタ装置水素濃度		
	フィルタ装置スクラバ水 pH		
	薬液タンク		緩和
	ラプチャーディスク		
代替循環冷却系	復水移送ポンプ	50	緩和
	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク, 残留熱除去系熱交換器 [流路]		
	代替循環冷却系 配管・弁 [流路]		
	残留熱除去系・高圧炉心注水系・復水補給水系・給水系・格納容器下部注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ・スプレイヘッド [流路]		
	原子炉圧力容器 [注入先]		
	原子炉格納容器 [注入先]	50, 51	
S/P への蓄熱補助	真空破壊弁 (S/C→D/W)	50	緩和
格納容器下部注水系 (常設)	復水移送ポンプ	51	緩和
	復水補給水系・格納容器下部注水系・高圧炉心注水系 配管・弁 [流路]		
格納容器下部注水系 (可搬型)	復水補給水系・格納容器下部注水系 配管・弁 [流路]	51	緩和

表9：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（3／4）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類		
系統機能	主要設備				
格納容器内の水素濃度 監視設備	格納容器内水素濃度（SA）	52	緩和		
	格納容器内水素濃度				
	格納容器内酸素濃度				
耐圧強化ベント系（W/W） （代替循環冷却実施時の格 納容器内の可燃性ガスの排 出）	耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁				
	遠隔手動弁操作設備				
	原子炉格納容器〔ベント元〕				
耐圧強化ベント系	不活性ガス系・非常用ガス処理系 配管・弁〔流路〕				
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度計				
静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器			53	緩和
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置				
	原子炉建屋水素濃度				
使用済燃料プールの 監視設備	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ用空冷装置含む）	54, 58	防止でも緩和でもない		
水源の確保 ※水源としては海水も使用 可能	サプレッション・チェンバ	56	緩和		
	防火水槽	50, 56	-（代替淡水源） 〔常設重大事故等対処設 備ではなく代替淡水源 （措置）であるが、本条 文において必要なため記 載〕		
	淡水貯水池		-（代替淡水源） 〔常設重大事故等対処設 備ではなく代替淡水源 （措置）であるが、本条 文において必要なため記 載〕		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	58	緩和		
格納容器内の水位	格納容器下部水位				
格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA）				
	格納容器内水素濃度				
格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度				
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度				
最終ヒートシンクによる冷 却状態の確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ				
	フィルタ装置水素濃度				
発電所内の通信連絡	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））		緩和		

表 9 : 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (4 / 4)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
居住性の確保	中央制御室	59	(重大事故等対処施設)
	中央制御室待避室		
	中央制御室待避室遮蔽		緩和
	中央制御室待避室空気ボンベ 陽圧化装置 (配管・弁)		防止でも緩和でもない
	無線連絡設備 (常設) (待避室)		
	衛星電話設備 (常設) (待避室)		
	データ表示装置 (待避室)		
電源の確保	モニタリング・ポスト用発電機	60	防止でも緩和でもない
居住性の確保 (5号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	緊急時対策所 (5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	61	(重大事故等対処施設)
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 空気ボンベ陽圧化装置 (配管・弁)		緩和
必要な情報の把握 (5号炉 原子炉建屋内緊急時対策所)	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))		防止でも緩和でもない
通信連絡 (5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	衛星電話設備 (常設)		防止でも緩和でもない
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	緊急時対策所 (免震重要棟内緊急 時対策所)		(重大事故等対処施設)
	免震重要棟内緊急時対策所 (待避 室) 遮蔽		緩和
	地震観測装置	防止でも緩和でもない	
必要な情報の把握 (免震重要 棟内緊急時対策所)	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))	緩和	
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	衛星電話設備 (常設)	防止でも緩和でもない	
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
発電所内の通信連絡	衛星電話設備 (常設)	62	緩和
	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))		
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (常設)	防止でも緩和でもない	
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送装置		

表9の設備のうち、圧力開放板、配管、手動弁、サージタンク、熱交換器、スプレーヘッダ、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、中央制御室待避室室陽圧化装置（配管・弁）、原子炉ウェル、サブプレッション・チェンバについては、金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の常設重大事故緩和設備及び常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもないものについては、火災防護に係る審査基準にしたがい、火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。（資料10）

すなわち、これらの設備については、火災防護対策の実施によって、2.2.(2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

3.2.2. 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備の火災による影響
 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備を表10に示す。

表10：重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備（1／2）

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
アクセスルート確保	ホイールローダ	43	防止でも緩和でもない
格納容器圧力逃がし装置	スクラバ水 pH 制御設備	48, 50, 52	緩和
	可搬型窒素供給装置		
代替格納容器 圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置		
代替循環冷却系	熱交換器ユニット	50	緩和
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ		
	代替原子炉補機冷却 海水ストレーナ		
	ホース〔流路〕		
	移動式変圧器		
格納容器下部注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	51	緩和
	ホース〔流路〕		
燃料プール代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	54, 56	緩和
大気への放射性物質の拡散 抑制 ※水源は海水を使用	大容量送水車	55	緩和
	ホース〔流路〕		
	放水砲		
海洋への放射性物質の拡散 抑制	汚濁防止膜	55	緩和
	汚濁防止膜装置のための小型船舶		
	放射性物質吸着材		
航空機燃料火災への泡消火	泡原液搬送車	58	防止でも緩和でもない
	泡原液混合装置		
温度、圧力、水位、注水量の 計測・監視	可搬型計測器	58	防止でも緩和でもない
居住性の確保	中央制御室待避室空気ボンベ陽圧 化装置 (空気ボンベ)	59	緩和
	可搬型蓄電池内蔵型照明		防止でも緩和でもない
	差圧計		
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計		
汚染の持ち込み防止	乾電池内蔵型照明 (チェンジングエリア)	59	防止でも緩和でもない

表 10 : 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備 (2 / 2)

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	60	防止でも緩和でもない
放射能観測車の代替測定装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
	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		
海上モニタリングのための小型船舶			
風向・風速その他気象条件の測定	可搬型気象観測装置		
居住性の確保 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	酸素濃度計	61	防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
	差圧計		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所空気ポンプ陽圧化装置 (空気ポンプ)		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタ		
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	衛星電話設備 (可搬型)		
居住性の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	酸素濃度計	61	防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
	差圧計		
通信連絡 (免震重要棟内緊急時対策所)	衛星電話設備 (可搬型)		
発電所内の通信連絡	衛星電話設備 (可搬型)	62	防止でも緩和でもない
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (可搬型)		

表10の設備のうち、中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置（空気ボンベ）は金属等の不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。また、ホイールローダ、可搬型窒素供給装置、可搬型代替注水ポンプ、大容量放水車、放水砲、汚濁防止膜、放射性物質吸着材、泡原液搬送車、泡原液混合装置、可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、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、海上モニタリングのための小型船舶、可搬型気象観測装置については、荒浜側、大湊側の双方に保管することから、単一の火災によっても同時にすべての機能を喪失するおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備については、火災防護計画にしたがって火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。すなわち、2.2.(2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

4. 火災による重大事故対処設備の機能維持

内部火災が発生した場合、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるかについて、以下に示す。

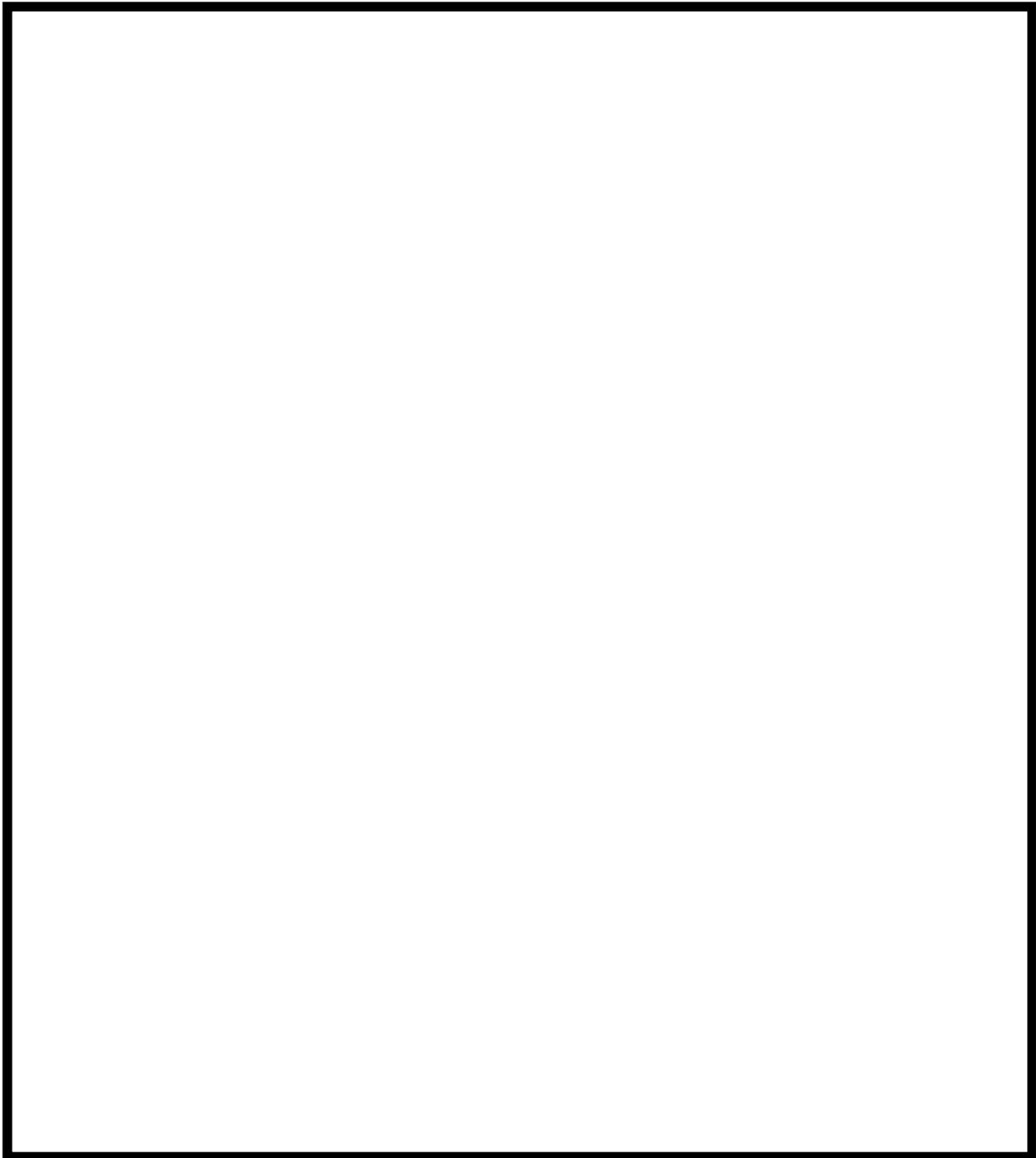
4.1. 火災による未臨界移行機能の維持について

未臨界移行機能を有する設計基準対象施設である原子炉緊急停止系が機能喪失した場合で、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための常設重大事故防止設備である代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって、原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。

ここで、火災によって代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の制御電源がすべて喪失した場合は、ほう酸水注入系によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。また、火災によってほう酸水注入系が機能喪失した場合、代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。なお、代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の制御盤は中央制御室に設置、制御電源はコントロール建屋に設置しているが、ほう酸水注入系は原子炉建屋  に設置しており、位置的分散を図っている。

(図 47)

さらに、これら常設重大事故防止設備がすべて機能喪失した場合でも、スクラムソレノイドヒューズを引き抜くことによって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。



(6号)

(7号)

図 47-1 : 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
機能制御盤とほう酸水注水系の配置 (1 / 2)



図 47-2 : 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
機能制御盤とほう酸水注水系の配置 (2 / 2)

4.2. 火災による燃料冷却機能の維持について

燃料冷却機能を有する設計基準対象施設のうち、高圧炉心冷却機能である高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧代替注水系ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって高圧代替注水系が機能喪失した場合、原子炉を減圧し低圧で冷却することによって燃料冷却機能を維持する。設計基準対象施設のうち、原子炉を減圧する機能である自動減圧系、及び低圧炉心冷却機能である残留熱除去系が機能喪失した場合でも、原子炉冷却材バウンダリを減圧するための常設重大事故防止設備である代替自動減圧機能、及び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常設重大事故防止設備である復水移送ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって代替自動減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備、及び可搬型重大事故防止設備である高圧窒素ガスポンプを使用して逃がし安全弁を開操作することにより、原子炉を減圧することが可能である。また、火災によって復水移送ポンプが機能喪失した場合、可搬型代替注水ポンプによって低圧で炉心を冷却する機能を維持できる。以上より、火災によっても燃料冷却器を維持することが可能である。(図 48)

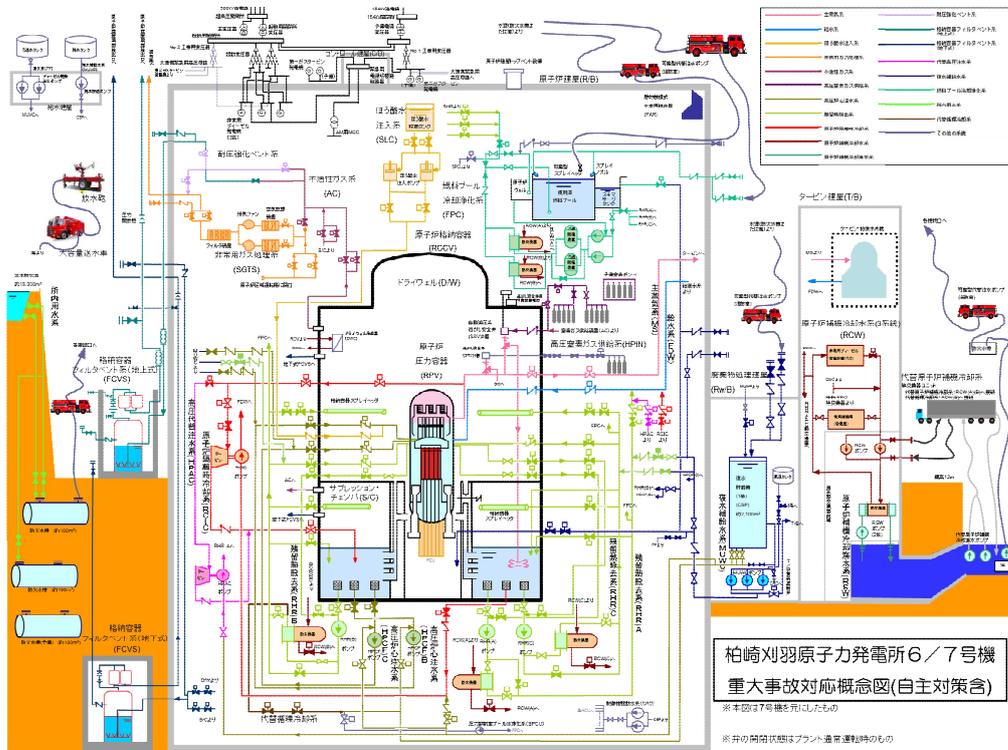


図 48 : 燃料冷却機能の系統概略図

4.3. 火災による格納容器除熱機能の維持について

格納容器除熱機能を有する設計基準対象施設である原子炉格納容器スプレイ冷却系が機能喪失した場合，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための常設重大事故防止設備である耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で格納容器除熱機能を維持することが可能である。

ここで，火災によって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁等が機能喪失した場合，遠隔手動弁操作設備を使用することによって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を動作させることが可能であり，格納容器除熱機能を維持することができる。(図 49～51)

- : 重大事故等対処設備（主要設備）
- : 重大事故等対処設備（附属設備等）

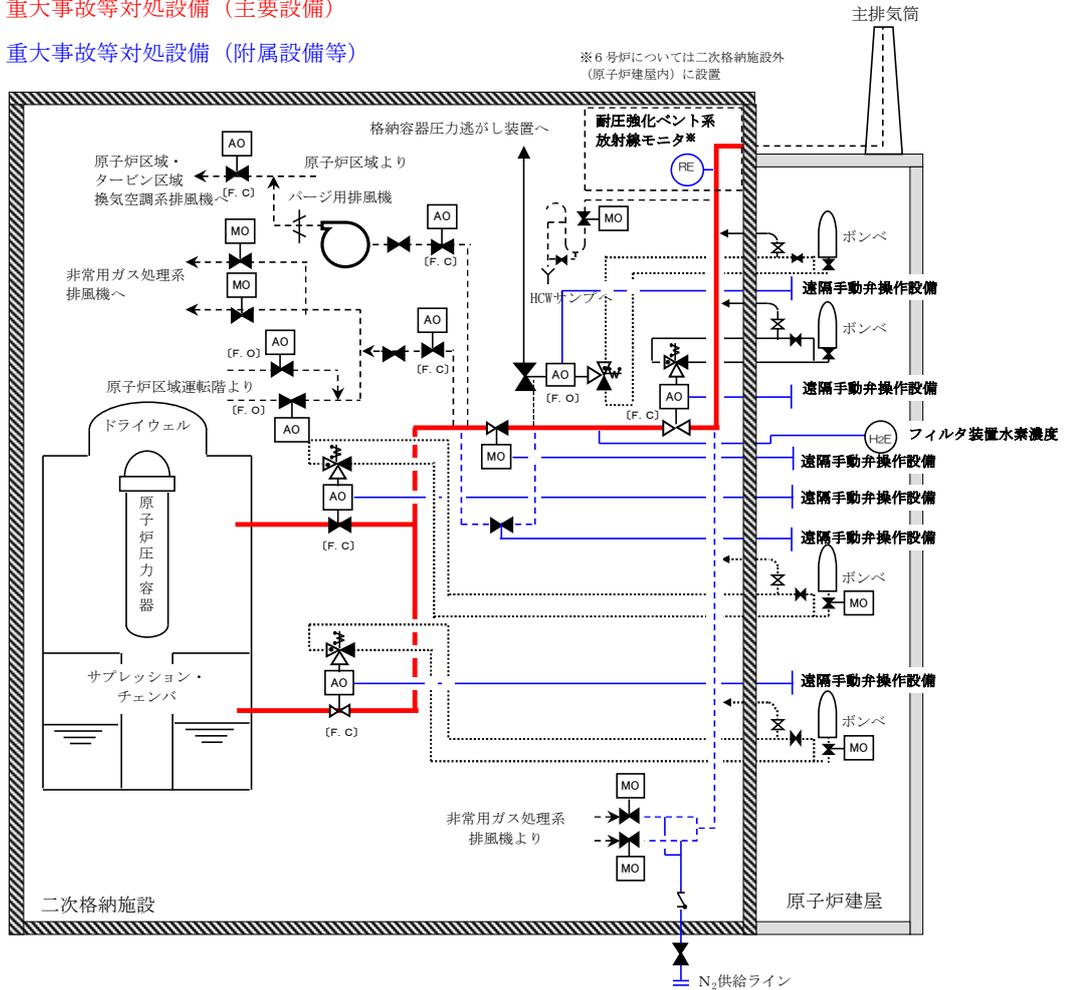


図 49 : 耐圧強化ベント系 系統概略図

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

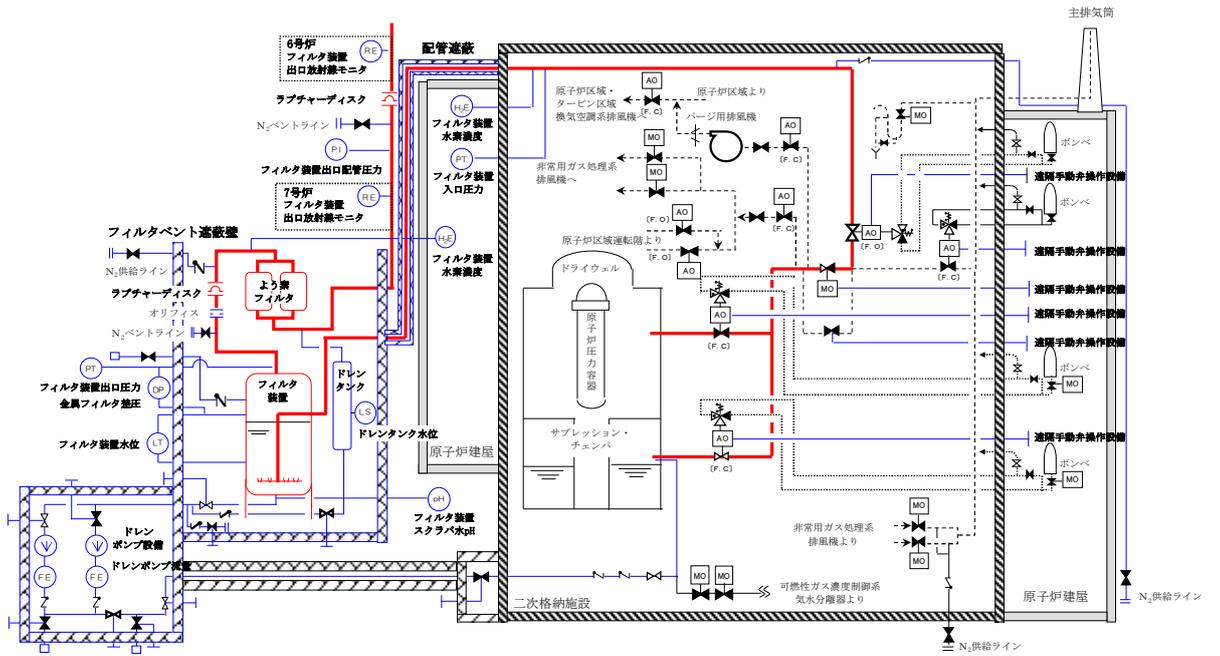


図 50 : 格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

- : 重大事故等対処設備（主要設備）
- : 重大事故等対処設備（附属設備等）

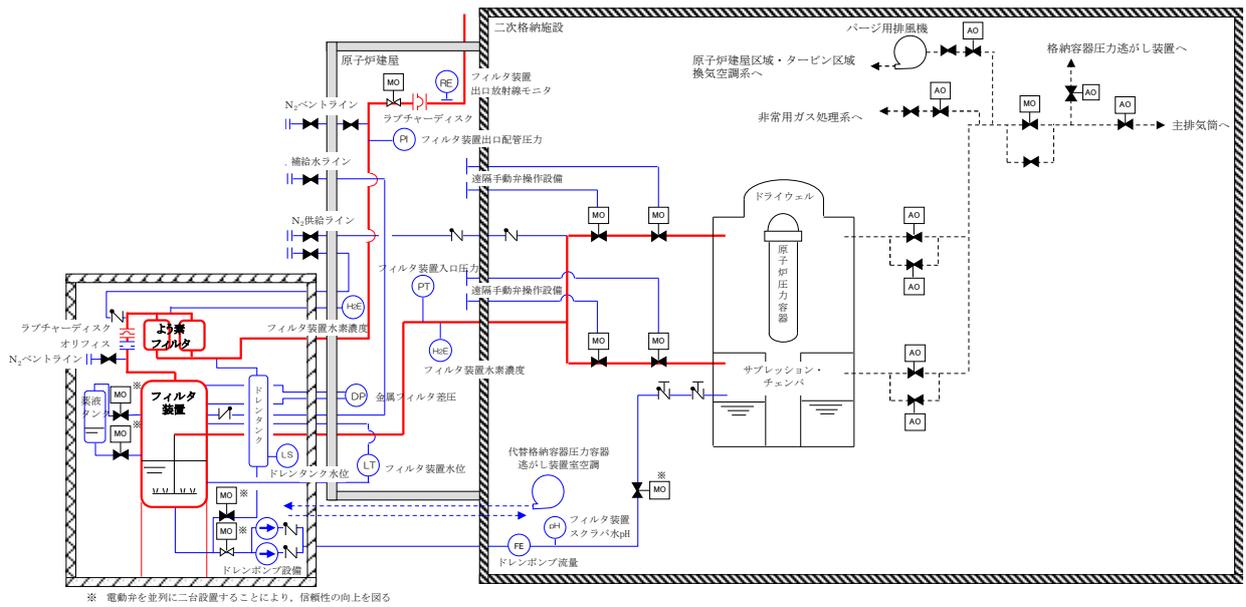


図 51 : 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概略図

4.4. 火災による使用済燃料プール注水機能の維持について

使用済燃料プール注水機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）が機能喪失した場合，使用済燃料プールの冷却等のための可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水ポンプによって使用済燃料プール注水機能を維持することが可能である。

ここで，可搬型代替注水ポンプに火災が発生した場合，当該ポンプは荒浜型，大湊側にそれぞれ位置的に分散して設置していることから，すべての可搬型代替注水ポンプが火災によって機能喪失することはなく，使用済燃料プール注水機能を維持することができる。（図 52）

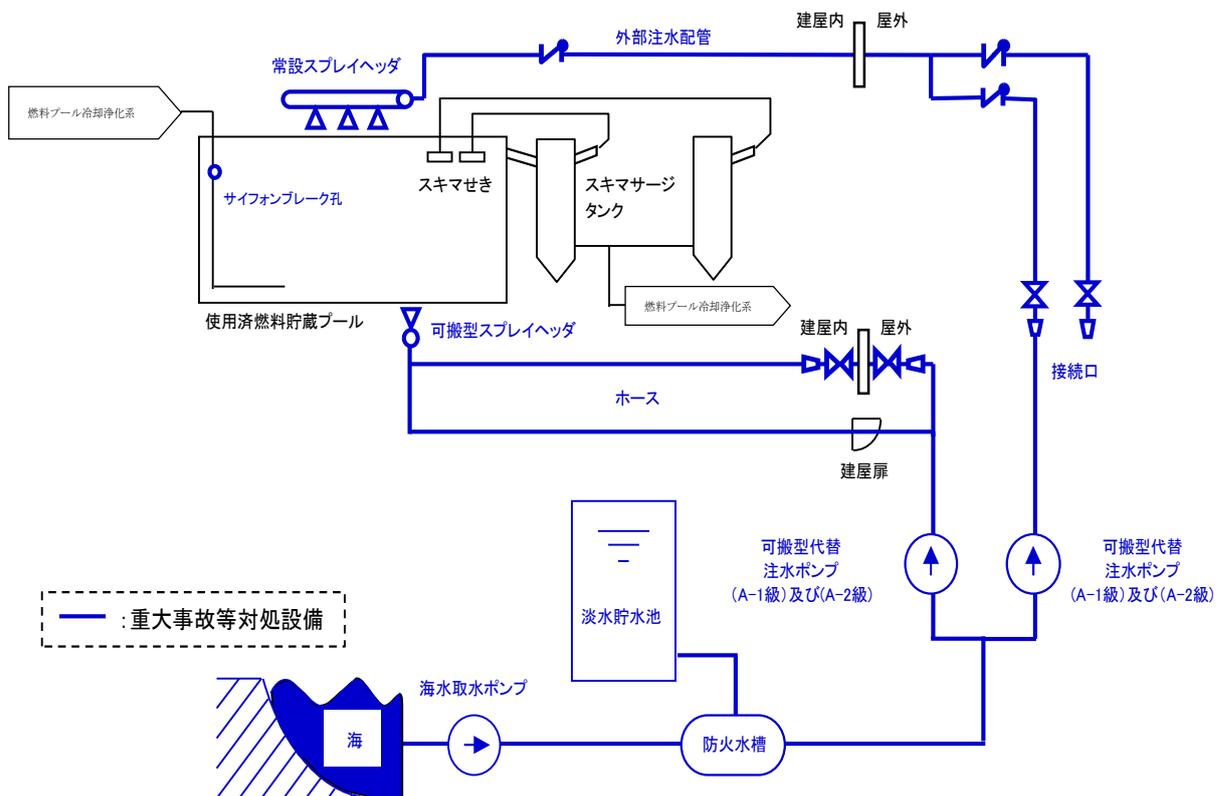


図 52：使用済燃料プール注水機能の系統概略図

AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所周辺の火災影響について

AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線の各ケーブルの、火災に対する影響について、上記の各ケーブルが発火源となる火災については、原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水系が同時に機能喪失することがない設計とする。また、以下の通り、当該ケーブルの周辺にある可燃物から延焼することのない設計とする。

1. 原子炉建屋地上 

図53の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、FMCRD制御盤があるが、FMCRD制御盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイとFMCRD制御盤は水平約1.0mの離隔距離を確保していること、及び万一FMCRD制御盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、FMCRD制御盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

2. 原子炉建屋地上 

図54の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、作業用分電盤があるが、作業用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと作業用分電盤は水平約4.5mの離隔距離を確保していること、及び万一作業用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、作業用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

3. 原子炉建屋地上

図 55 の通り、AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所は、3 時間以上の耐火能力を有するコンクリート製の障壁にて隔離する設計とする。なお、コンクリート製の障壁内にはケーブルトレイのみを設置する設計とする。

4. 原子炉建屋地上

図 56 の通り、AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、常用照明用分電盤があるが、常用照明用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと常用照明用分電盤は水平約 2.5m の離隔距離を確保していること、及び万一常用照明用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、常用照明用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

なお、持込み可燃物管理に関する、火災の発生防止・延焼防止に関する遵守事項は以下の通りとする。（第 8 条-別添 1-資料 1 を参照）

- ・ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止する。
- ・火災区域（区画）で周囲に火災防護対象機器が無い場所に可燃物を仮置きする場合には、不燃シートで覆う又は金属箱の中に収納するとともに、その近傍に消火器を準備する。
- ・火災区域（区画）での作業に伴い、火災防護対象機器近傍に作業上必要な可燃物を持ち込む際には作業員の近くに置くとともに、休憩時や作業終了時には火災防護対象機器近傍から移動する。
- ・火災発生時の煙の充満等により、消火活動が困難とならない火災区域（区画）は、可燃物の仮置きを禁止する。

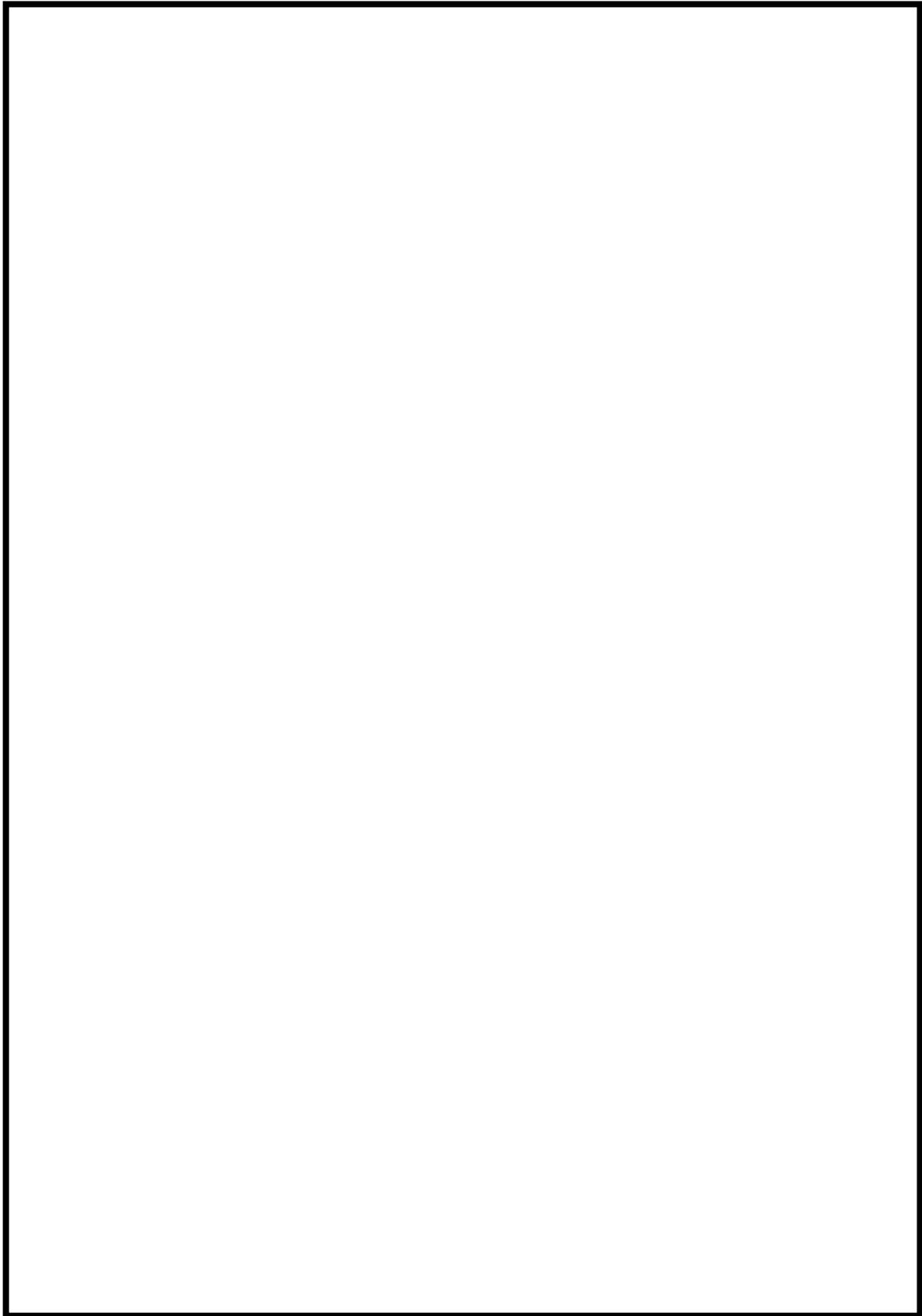


図 53 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 [redacted])
T. M. S. L. 27200)

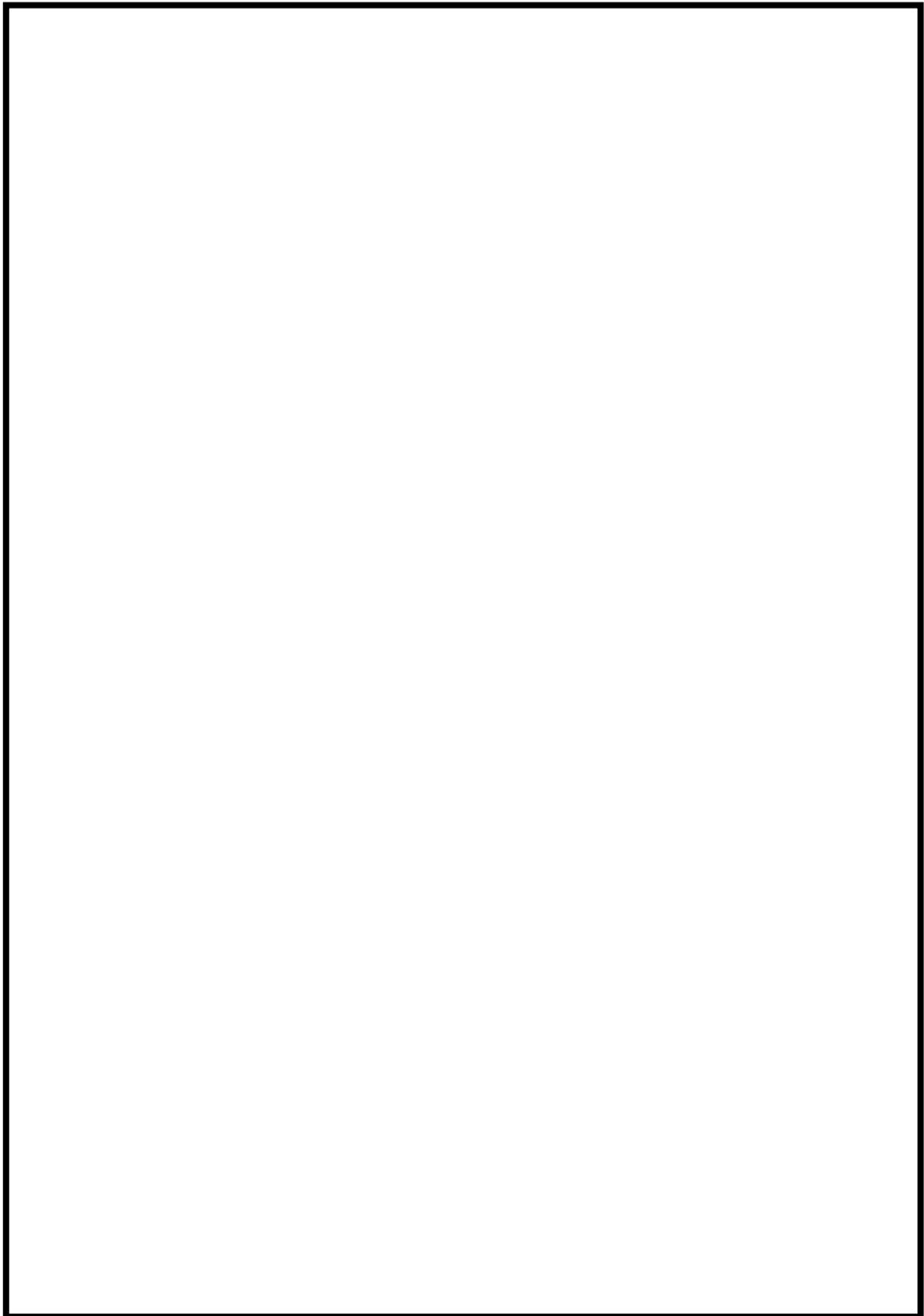


図 54 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

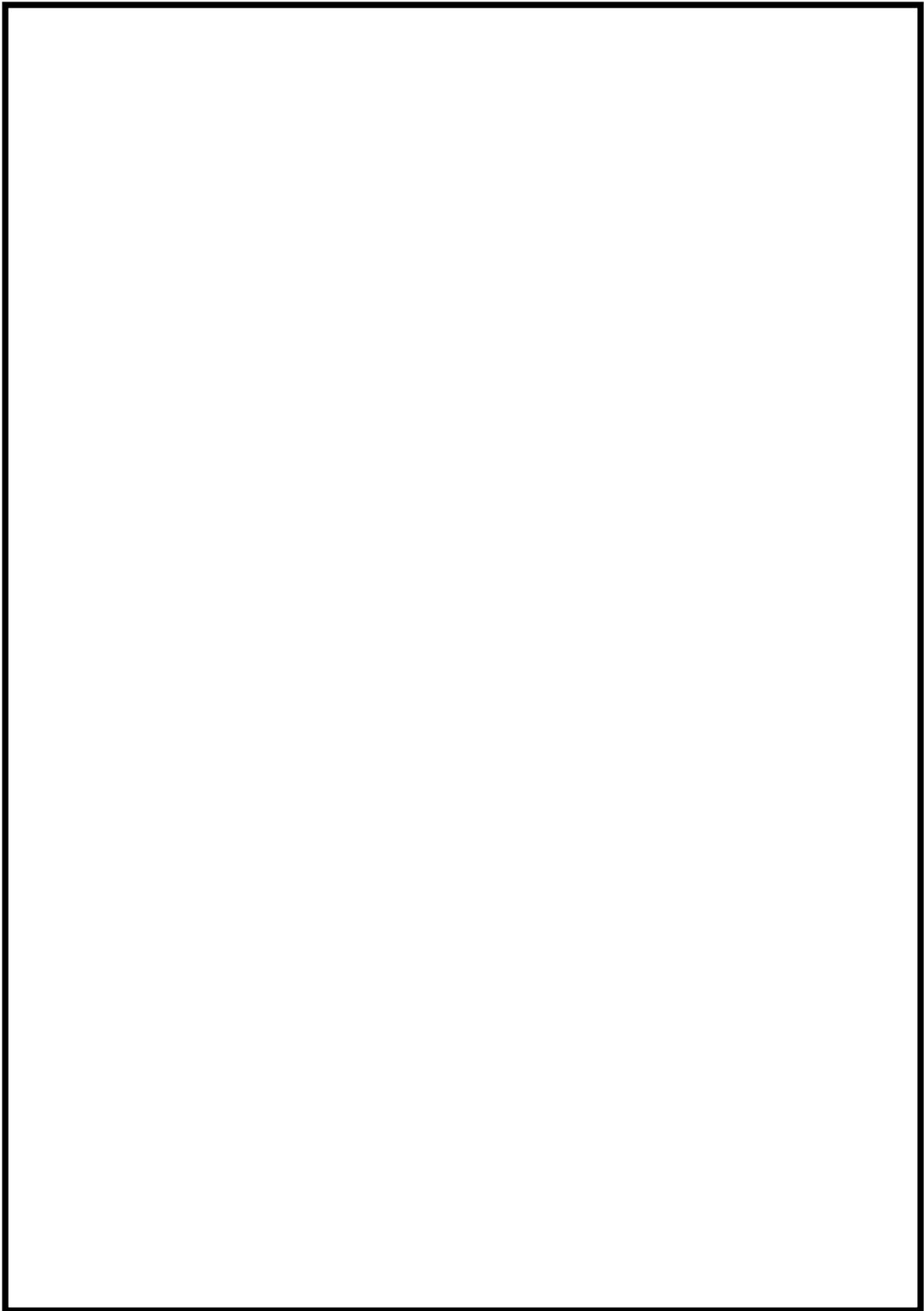


図 55 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

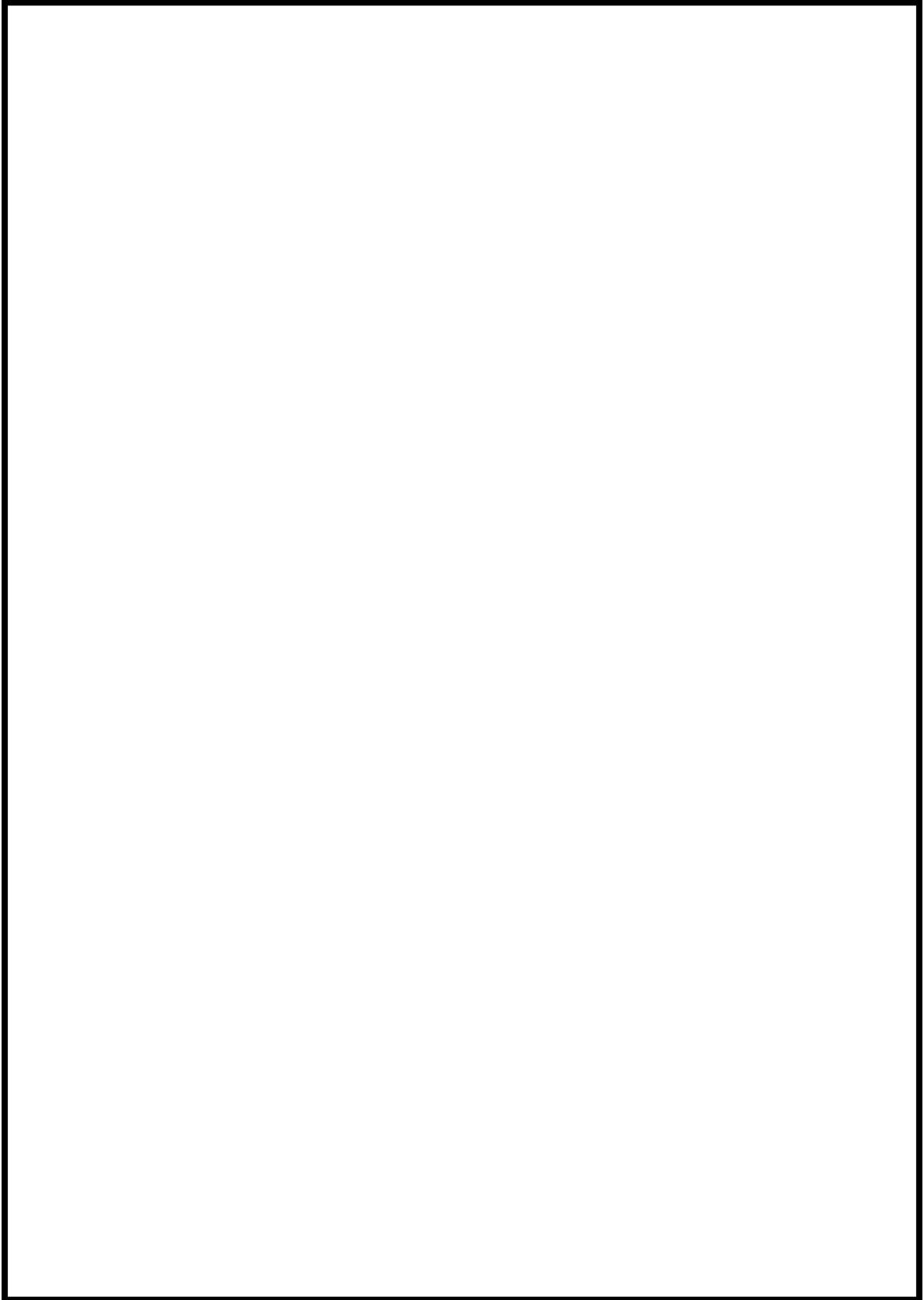


図 56 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における，重大事故等対処設備を対象とした内部溢水についての基本的な防護方針を以下に示す。

1 溢水防護の基本方針

1.1 基本的な防護方針の整理

内部溢水が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。なお想定する内部溢水は，設置許可基準規則第九条，及び内部溢水影響評価ガイドにて定められる内部溢水と同等とする。さらに，運転員等による各種対応操作^{※1}に関しても，溢水による影響を考慮の上，期待することとする。またスロッシングに伴う溢水の影響に関しては，以下の方針とは独立に重大事故等対処設備の安全機能を損なわない方針とする。

方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は，内部溢水によって対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれる恐れのないこと

方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって，重大事故防止設備でない設備は，修復性等も考慮の上，できる限り内部溢水に対する頑健性を確保すること

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部溢水が発生した場合においても，設計基準対象施設の機能に期待せずに，重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能^{※2}が損なわれる恐れのないこと

※1 対応操作例：溢水の影響により一時的に電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に，現場の環境状況を考慮の上，運転員等が現場へアクセスし，手動にて弁操作を実施する，等

※2 主要な機能：“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能とする

1.2 方針への適合性確認の流れ

1.1 にて示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第四十三条～六十二条の各条文に該当する重大事故等対処設備を抽出し、それらを“防止設備”，“緩和設備”，及び“防止でも緩和でもない設備”に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

(a) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は，“防止設備”に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の防止設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、同一の溢水により対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

(b) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は，“緩和設備”及び“防止でも緩和でもない設備”に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の緩和設備又は防止でも緩和でもない設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

(c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：溢水による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備，それらの分類，及び対応する設計基準対象施設を第 1.3-1 表に整理する。なお本表には，重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ，方針への適合性確認フローを第 1.4-1 図に示す。

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
43	アクセスルート確保	※2	なし	なし
44	代替制御棒挿入機能	防止	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能			
	ほう酸水注入系			
45	高圧代替注水系	防止	炉心冷却機能（高圧注水）	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系の機能回復			
	ほう酸水注入系			
46	逃がし安全弁	防止	炉心冷却機能（自動減圧）	自動減圧系
	代替自動減圧機能			
	逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源供給）			
	逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）			
47	低圧代替注水系（常設）	防止	炉心冷却機能（低圧注水）	残留熱除去系（低圧注水モード）
	低圧代替注水系（可搬型）			
	非常用取水設備			
48	代替原子炉補機冷却系	防止	原子炉停止後の除熱機能	原子炉補機冷却系 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	S/P への蓄熱補助			
	耐圧強化ベント系（W/W）			
	耐圧強化ベント系（D/W）			
	格納容器圧力逃がし装置			
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	非常用取水設備			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
49	代替格納容器スプレイ冷却系	防止	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	非常用取水設備			
50	格納容器圧力逃がし装置	緩和	なし	なし
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	代替循環冷却系			
	S/P への蓄熱補助			
	非常用取水設備			
51	格納容器下部注水系（常設）	緩和	なし	なし
	格納容器下部注水系（可搬型）			
	溶融炉心の落下遅延及び防止			
52	格納容器内の水素濃度監視設備	緩和	事故時のプラント状態の把握機能	格納容器内水素濃度 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	格納容器圧力逃がし装置			
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	耐圧強化ベント系（W/W）			
	耐圧強化ベント系			
53	静的触媒式水素再結合器	緩和	なし	なし

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
54	燃料プール代替注水系（可搬型）	防止	燃料プール水の補給機能	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系、使用済燃料貯蔵プール水位、FPCポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ
	燃料プール冷却浄化系			
	代替原子炉補機冷却系			
	非常用取水設備			
	大気への放射性物質の拡散抑制			
	使用済燃料プールの監視設備			
55	大気への放射性物質の拡散抑制	緩和	なし	なし
	海洋への放射性物質の拡散抑制			
	航空機燃料火災への泡消火			
56	水源の確保	防止	必要な水の供給機能	（サブレーション・チェンハ） （復水貯蔵槽）
	水の移送手段			
57	常設代替交流電源設備	防止	安全上特に重要な関連機能（非常用所内電源系）（直流電源系）	非常用ディーゼル発電機 非常用高圧母線 C 系, D 系, E 系 蓄電池 A, A-2, B, C, D 非常用 MCC (C, D, E) 非常用所内電源設備
	可搬型代替交流電源設備			
	所内蓄電式直流電源設備			
	可搬型直流電源設備			
	代替所内電気設備			
	号炉間電力融通電気設備			
	燃料補給設備			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
58	原子炉圧力容器内の温度	防止	事故時のプラント状態の把握機能)	原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位
	原子炉圧力容器への注水量			原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器への注水量			原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度			残留熱除去系系等流量
	原子炉格納容器内の圧力			原子炉隔離時冷却系系統流量
	原子炉格納容器内の水位			高圧代替注水系系統流量
	原子炉格納容器内の水素濃度			復水補給水系流量
				復水貯蔵槽水位 (SA)
				復水移送ポンプ吐出圧力
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力
				サブレーション・チェンバ・プール水温度
				サブレーション・チェンバ・プール水位
				サブレーション・チェンバ 気体温度
				格納容器内圧力 (S/C)
				格納容器内圧力 (D/W)
				格納容器内水素濃度
				格納容器内水素濃度 (SA)

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
	原子炉格納容器内の酸素濃度			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
	原子炉格納容器内の放射線量率			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
	未臨界の監視			平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認			ドライウエル雰囲気温度 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
	格納容器バイパスの監視			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
	水源の確認			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
	原子炉建屋内の水素濃度			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ)
	使用済燃料プールの監視			
	発電所内の通信連絡			
	温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視			

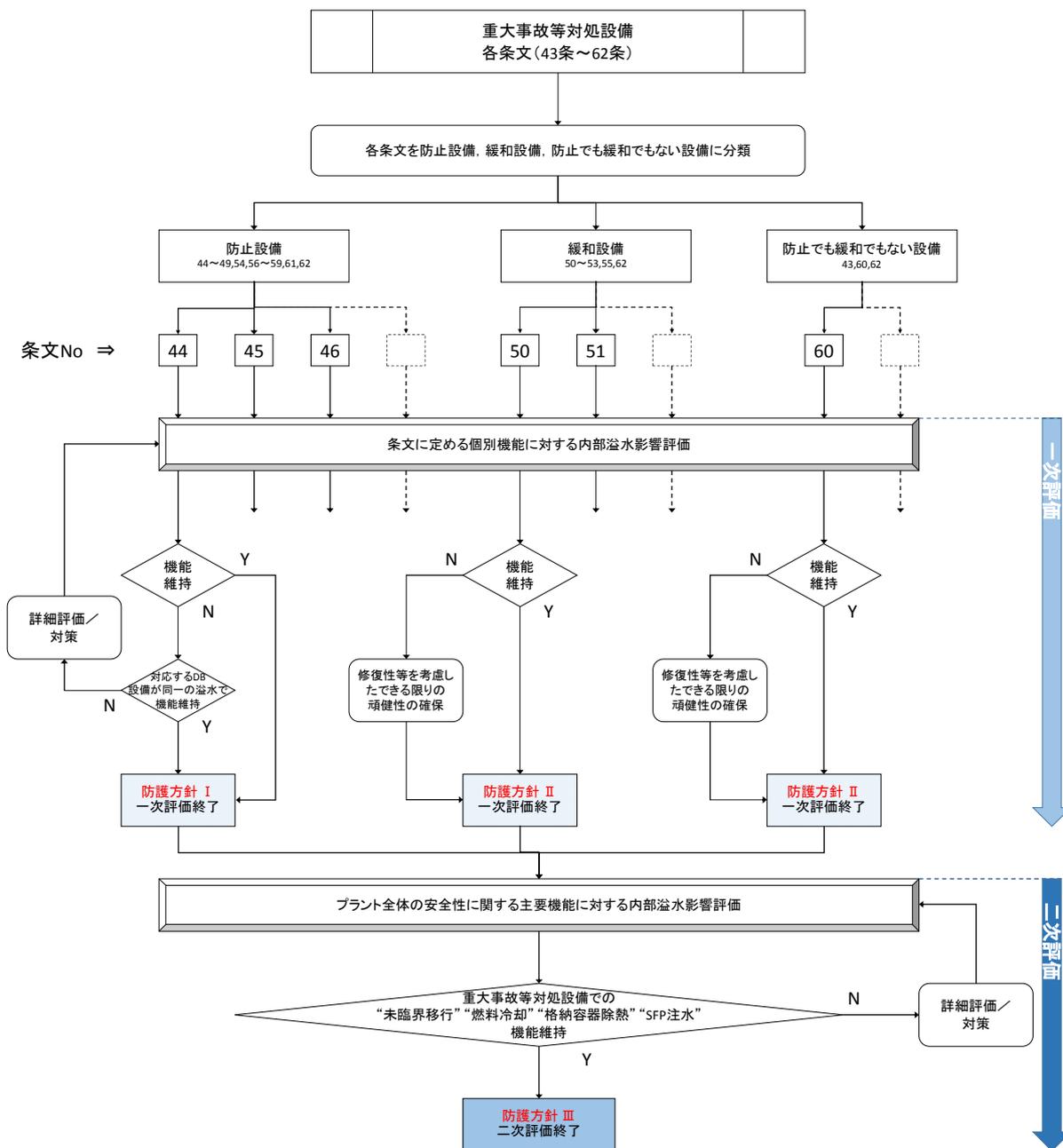
第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
59	居住性の確保	防止	安全上特に重要な関連機能	中央制御室換気空調系 中央制御室照明
60	放射線量の測定	※2	なし	モニタリング・ポスト 放射能観測車 気象観測設備
	放射能観測車の代替測定装置			
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器			
	風向・風速その他気象条件の測定			
	電源の確保			
61	居住性の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	防止	緊急時対策上重要なもの 及び異常状態の把握機能	送受話器 電力保安通信用電話設備 外部電源
	必要な情報の把握 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	通信連絡 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	電源の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	居住性の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
	必要な情報の把握 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
	通信連絡 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
	電源の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
62	発電所内の通信連絡	※2	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能	送受話器
	発電所外の通信連絡			電力保安通信用電話設備

※1 防止：重大事故防止設備 緩和：重大事故緩和設備 ※2 防止でも緩和でもない設備



1.4-1 図 方針への適合性確認フロー

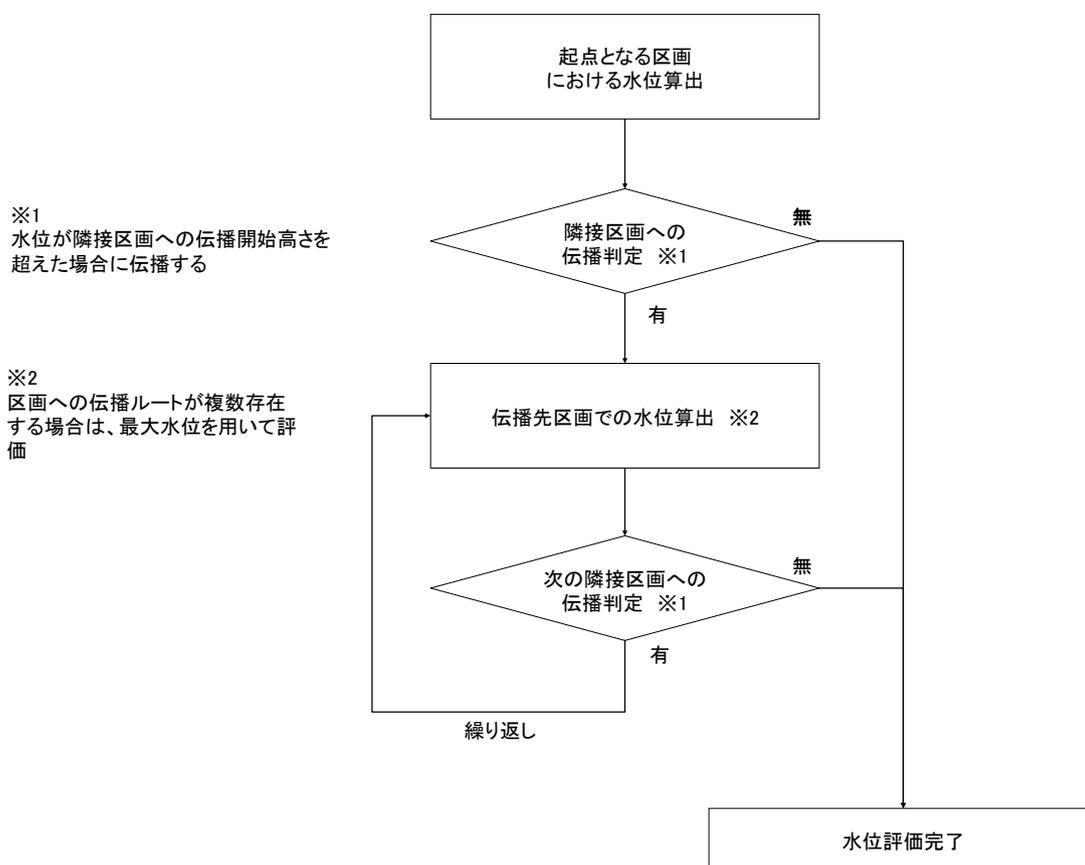
2.1 重大事故等対処設備を対象とした溢水評価結果について

重大事故等対処設備について、先行して実施した評価結果の一例を示す。

2.2 想定破損による没水影響評価

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を經由して最終的な滞留箇所へ到達するまでを一つの評価ケースと定め、溢水経路に位置する全ての溢水防護区画における溢水水位を算定した。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより、当該設備の機能への影響を評価し、1の溢水防護の方針が確保されるかを判定した。

第2.2-1図に溢水伝播における水位の算定フローを示す。



第2.2-1図 溢水伝播における水位の算定フロー

2.2.1 評価ケースの設定

以下に柏崎刈羽 6 号炉における評価結果の一例を示す。

○溢水発生区画

：原子炉建屋地上 2 階 FPC 弁室 (R-2F-1)

○溢水源

：R-2F-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

存在する溢水源	溢水量 (m ³)	代表溢水源
燃料プール冷却浄化系	115	
サブプレッションプール浄化系	93	
残留熱除去系	258	○
原子炉補機冷却水系	57	
純水補給水系	34	
復水補給水系	89	

2.2.2 溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて 2.2.1 の評価ケースにおける最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水区画を起点（一次）とし、隣接する区画への伝播を段階的に二次、三次と進め、それを最終滞留区画まで実施する。

2.2.3 重大事故等対処設備の防護対象設備の機能喪失判定

2.2.2. で実施した溢水伝播評価の結果を基に、各防護対象設備の機能喪失判定を実施し、補足第 23.2.2.3-1 表に示す。

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 ^{※1}
R-2F-1	残留熱除去系弁 (E11-M0-F015)	0.35	1.70	○	-
	サブレーションプール浄化系弁 (G51-F015)		1.67	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F029A)		0.66	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030A)		※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030B)		※2	×	-
R-2F-2共2	現場制御盤 (H21-P320B)	0.22	0.14	×	-
	現場制御盤 (H21-P320D)		0.14	×	-
	計装ラック (H22-P732)		0.92	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F032A)		※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F032B)		※2	×	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F036B)		0.42	○	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F037B)		0.87	○	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F038B)		0.87	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030B)		※2	×	-
R-2F-3	不活性ガス系弁 (T31-A0-F019)	0.15	※2	×	-
	不活性ガス系弁 (T31-S0-F795)		1.60	○	-
	不活性ガス系弁 (T31-S0-F797)		0.32	○	-
R-2F-4	原子炉補機冷却系弁 (P21-F116A)	0.14	※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F116B)		※2	×	-

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 ^{※1}
R-1F-2共	多重伝送盤 (H23-P103-1)	0.35	0.00	×	○
	現場操作箱 (H25-P011)		1.26	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F199)		※2	×	×
	復水補給水系弁 (P13-F190)		1.14	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F193)		0.74	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F196)		1.26	○	×
	復水補給水系弁 (P13-F199)		0.12	×	○
R-B1-2	復水補給水系弁 (P13-M0-F028)	0.35	0.77	○	○
	復水補給水系弁 (P13-M0-F031)		0.92	○	○
R-B2-2	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F013A)	0.23	1.71	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F013B)		1.74	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F074A)		2.46	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F074B)		1.19	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F082A)		1.42	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F082B)		1.16	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F007A)		3.67	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F007B)		4.17	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F008A)		3.67	○	○
可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F008B)	4.17	○	○		
R-B2-3	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-M0-F004)	0.17	4.18	○	-
R-B2-5	残留熱除去系弁 (E11-M0-F012B)	0.17	1.08	○	○
R-B3-4	計装ラック (H22-P701)	0.43	0.92	○	○

※1：上階からの溢水伝播がある場合は被水による影響も評価する。（無い場合は評価不要とし、「-」で示す。）

※2：設置高さが未調査の機器のため、設置区画に浸水した時点で機能喪失として評価している。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.4 判定

2.2.1にて示した評価ケースが23.1にて定めた方針を踏まえ、重大事故等対処施設の没水影響評価結果の判定を実施する。設置許可基準規則第43条～第62条の条文ごとに溢水による影響でその安全機能が維持できるか、また維持できない場合の対応について以下のとおり判定する。(第2.2.4-1表参照)

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-17

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
43	アクセスルート確保	○	○	※3	なし					○
44	代替制御棒挿入機能	○	○	防止	原子炉緊急停止系	○	○			○
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	○			原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット	○				
	ほう酸水注入系	○								
45	高压代替注水系	○	○	防止	高压炉心注水系	○	○			○
	高压代替注水系の機能回復	○			原子炉隔離時冷却系 (蓄電池 A, 蓄電池 A-2)	○				
	ほう酸水注入系	○			なし					
46	逃がし安全弁	○	○	防止	(逃がし安全弁) (アキュムレータ) (逃がし安全弁排気管)	○	○			○
	代替自動減圧機能	○			自動減圧系	○				
	逃がし安全弁機能回復(可搬型直流電源供給)	○			(蓄電池 A, 蓄電池 A-2, 蓄電池 B)	○				
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○			(アキュムレータ)	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-18

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
47	低圧代替注水系 (常設)	○	○	防止	残留熱除去系 (低圧注水モード)	○	○			○
	低圧代替注水系 (可搬型)	○			残留熱除去系 (低圧注水モード)	○				
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
	○	(補機冷却用海水取水層)	○							
48	代替原子炉補機冷却系	×	○	防止	原子炉補機冷却系	○	○			○
	S/P への蓄熱補助	○			(真空破壊弁 (S/C→D/W))	○				
	耐圧強化ベント系 (W/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
	耐圧強化ベント系 (D/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-19

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
48	代替格納容器圧力逃がし装置	※2	○	防止	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○	○			○
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
49	代替格納容器スプレィ冷却系	×	×	防止	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	○	○			○
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○	緩和	なし		○	・溢水による影響なし	○	○
	代替格納容器圧力逃がし装置	※2			なし					
	代替循環冷却系	×			なし					
	S/P への蓄熱補助	○			(真空破壊弁 (S/C→D/W))	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-20

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
50	非常用取水設備	○	○	緩和	(海水貯留堰)	○	○		○	○
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
51	格納容器下部注水系 (常設)	○	○	緩和	なし		○	・溢水による影響なし	○	○
	格納容器下部注水系 (可搬型)	○			なし					
	溶融炉心の落下遅延及び防止	○			(高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系)	○				
		○			なし					
		○			(残留熱除去系 (低圧注水モード))	○				
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○	緩和	格納容器内水素濃度	○	○	・溢水による影響なし	○	○
					(格納容器内酸素濃度)	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			なし					
	代替格納容器圧力逃がし装置	※2			なし					
	耐圧強化ベント系 (W/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
耐圧強化ベント系	○	なし								
53	静的触媒式水素再結合器	○	○	緩和	なし			・溢水による影響なし	○	○

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
54	燃料プール代替注水系 (可搬型)	○	○	防止	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	○	○			○
					燃料プール冷却浄化系	×				
	燃料プール冷却浄化系	×			残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	○				
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
		○								
	大気への放射性物質の拡散抑制	○								
	使用済燃料プールの監視設備	○			なし					
					使用済燃料貯蔵プール水位	○				
					FPC ポンプ入口温度	×				
使用済燃料貯蔵プール温度			○							
燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ			○							
燃料取替エリア排気放射線モニタ			○							
原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	○									
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○	緩和	なし			溢水による影響なし	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○								
	航空機燃料火災への泡消火	○								

※1 条文毎の重大事故等対処設備の分類 (防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故等対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
56	水源の確保	○	○	防止	(サブプレッション・プール)	○	○			○
	水の移送手段	○			(復水貯蔵槽)	○				
					なし					
57	常設代替交流電源設備	○	○	防止	非常用ディーゼル発電機	○	○			○
	可搬型代替交流電源設備	○			非常用ディーゼル発電機	○				
	所内蓄電式直流電源設備	○			蓄電池 B	○				
					蓄電池 C	○				
					蓄電池 D	○				
					蓄電池 A	○				
	可搬型直流電源設備	○			蓄電池 A-2	○				
	代替所内電気設備	○			非常用 MCC (C, D, E)	○				
					非常用高圧母線 C 系, D 系, E 系	○				
号炉間電力融通電気設備	※2	非常用所内電源設備	○							
燃料補給設備	○	(軽油タンク) (燃料移送ポンプ)	○							

共 8-22

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○	防止	原子炉圧力	○	○	■		○
					原子炉圧力 (SA)	○				
	原子炉圧力容器内の圧力	○			原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉圧力容器内の水位	○			原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉圧力容器への注水量	○			原子炉圧力容器温度	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉格納容器への注水量	○			サプレッション・チェンバ・プール水位	○				
					復水貯蔵槽水位 (SA)	○				

共 8-23

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）
 ※2 設備建設中等により評価未完了
 ※3 重大事故防止でも緩和でもない設備
 ■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	原子炉格納容器内の温度	○	○	防止	格納容器内圧力 (D/W)	○	○	■		○
	原子炉格納容器内の圧力	○			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	○				
					サブプレッション・チェンバ気体温度	○				
	原子炉格納容器内の水位	○			格納容器内圧力 (S/C)	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
	原子炉格納容器内の水素濃度	○			復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○				
					格納容器内水素濃度	○				
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○			格納容器内水素濃度 (SA)	○				
					格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	○				
	原子炉格納容器内の放射線量率	○			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	○				
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)			○							
未臨界の監視	○	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	○							
		平均出力領域モニタ	○							
				起動領域モニタ	○					

共 8-24

- ※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備)
- ※2 設備建設中等により評価未完了
- ※3 重大事故防止でも緩和でもない設備
- 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○	○	■		○
					サブプレッション・チェンバ 気体温度	○				
					格納容器内圧力 (S/C)	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
					原子炉圧力容器温度	○				
					サブプレッション・チェンバ・プール水温度	○				
	格納容器バイパスの監視	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
					原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
					原子炉圧力	○				
					原子炉圧力 (SA)	○				
水源の確認	○	○	防止	原子炉隔離時冷却系系統流量	○					
				高圧代替注水系系統流量	○					
				復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	○					

共 8-25

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-26

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	水源の確認	○	○	防止	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○	○			○
					残留熱除去系系等流量	○				
					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○				
					復水移送ポンプ吐出圧力	○				
	原子炉建屋内の水素濃度	○			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	○				
	使用済燃料プールの監視	○			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	○				
					使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	○				
発電所内の通信連絡	○		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ)	○						
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	○		なし							
59	居住性の確保	○	○	防止	(中央制御室)	○	○			○
					(中央制御室生体遮蔽)	○				
					中央制御室換気空調系	○				
					中央制御室照明	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
60	放射線量の測定	○	○	※3	モニタリング・ポスト	○	○	溢水による影響なし	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○			放射能観測車	○				
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○			なし					
	風向・風速 その他気象条件の測定	○			気象観測設備	○				
	電源の確保	○			なし					
61	居住性の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	○	○	防止	なし		○		○	○
	必要な情報の把握 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			なし					
	通信連絡 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			送受話器	○				
	電源の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			電力保安通信用電話設備	○				
	居住性の確保 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			外部電源	※2				
	必要な情報の把握 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			なし					
	通信連絡 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			送受話器	○				
	電源の確保 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			電力保安通信用電話設備	○				
		外部電源	※2							

共 8-27

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
62	発電所内の通信連絡	○	○	※3	送受話器	○	○			○
					電力保安通信用電話設備	○				
	発電所外の通信連絡	○			なし					
未臨界移行			○	-	-	-	-	-	○	
燃料冷却			○	-	-	-	-	-	○	
格納容器除熱			○	-	-	-	-	-	○	
使用済燃料プール注水			○	-	-	-	-	-	○	

共 8-28

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

2.2.4.1 重大事故防止設備の独立性について

2.2.1 のケースでは、重大事故防止設備のうち第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）の代替格納容器スプレイ冷却系の設備が機能喪失する。しかし、同様の機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能維持できている。

従って、設計基準対象施設と重大事故防止設備が同時に機能喪失しないことが確認でき、重大事故防止設備は 1 の方針Ⅰ「独立性」に適合していることが確認できる。

2.2.4.2 重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備の修復性について

2.2.1 の評価例では“緩和設備”及び“防止でも緩和でもない設備”は、第 50 条（原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備）の代替循環冷却系の設備など、一部が機能喪失するものの、修復等による対応により復旧可能であり、修復性等を考慮した頑健性は確保されている。なお本ケースでは、同等の機能を持つ格納容器圧力逃がし装置も機能維持しており、修復性に頼らずとも頑健性は確保されている。

以上より、重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備は 1 の方針Ⅱ「修復性」に適合していることを確認できる。

2.2.4.3 重大事故等対処設備による安全機能の確保について

1 の方針Ⅲの観点から、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか判断し、内部溢水事象が発生した場合でも、主要な安全機能が重大事故等対処設備によって確保されることを確認する。

未臨界移行機能：第 44 条の設備（代替制御棒挿入，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系）により当該機能が維持される

燃料冷却機能：第 46 条の設備（代替自動減圧機能，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給））による原子炉減圧，及び第 47 条の設備（低圧代替注水系（可搬型））による注水機能が確保されるため当該機能は維持される

格納容器除熱機能：上記の燃料冷却機能と第 48 条の設備（耐圧強化ベント系（W/W, D/W），格納容器圧力逃がし装置）により格納容器に対する除熱機能が確保されるため，当該機能は維持される

使用済燃料プール注水機能：第 54 条の設備（燃料プール代替注水系（可搬型））

により使用済燃料プールへの注水機能が確保されるため、当該機能は維持される。

以上より主要安全機能が重大事故等対処設備によって維持されていることから、1 方針Ⅲに適合していることが確認できる。

2.3 例示評価以外の影響評価プロセスについて

2.2 にて示した想定破損による没水評価以外のケースについても同様の評価プロセスで1 の方針に適合していることを今後確認していく。

3 スロッシングに伴う溢水による重大事故等対処設備への影響について
スロッシングが発生した場合の重大事故等対処設備への影響について評価し、
安全機能に影響のないことを確認する。(第 3-1 表参照)

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
43	アクセスルート確保	○	○
44	代替制御棒挿入機能	○	○
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	○	
	ほう酸水注入系	○	
45	高压代替注水系	○	○
	高压代替注水系の機能回復	○	
	ほう酸水注入系	○	
46	逃がし安全弁	○	○
	代替自動減圧機能	○	
	逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源供給）	○	
	逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）	○	
47	低压代替注水系（常設）	○	○
	低压代替注水系（可搬型）	○	
	非常用取水設備	○	
48	代替原子炉補機冷却系	○	○
	S/P への蓄熱補助	○	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系（D/W）	○	
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	非常用取水設備	○	
49	代替格納容器スプレイ冷却系	○	○
	非常用取水設備	○	
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	代替循環冷却系	○	
	S/P への蓄熱補助	○	
	非常用取水設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
51	格納容器下部注水系（常設）	○	○
	格納容器下部注水系（可搬型）	○	
	熔融炉心の落下遅延及び防止	○	
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系	○	
53	静的触媒式水素再結合器	○	○
54	燃料プール代替注水系（可搬型）	○	○
	燃料プール冷却浄化系	○	
	非常用取水設備	○	
	大気への放射性物質の拡散抑制	○	
	使用済燃料プールの監視設備	○	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○	
	航空機燃料火災への泡消火	○	
56	水源の確保	○	○
	水の移送手段	○	
57	常設代替交流電源設備	○	○
	可搬型代替交流電源設備	○	
	所内蓄電式直流電源設備	○	
	可搬型直流電源設備	○	
	代替所内電気設備	○	
	号炉間電力融通電気設備	(○)	
	燃料補給設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○
	原子炉圧力容器内の圧力	○	
	原子炉圧力容器内の水位	○	
	原子炉圧力容器への注水量	○	
	原子炉格納容器への注水量	○	
	原子炉格納容器内の温度	○	
	原子炉格納容器内の圧力	○	
	原子炉格納容器内の水位	○	
	原子炉格納容器内の水素濃度	○	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○	
	原子炉格納容器内の放射線量率	○	
	未臨界の監視	○	
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	○	
	格納容器バイパスの監視	○	
	水源の確認	○	
	原子炉建屋内の水素濃度	○	
	59	居住性の確保	
60	放射線量の測定	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○	
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○	
	風向・風速その他気象条件の測定	○	
	電源の確保	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
61	居住性の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	○
	必要な情報の把握 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	通信連絡 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	電源の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	居住性の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	必要な情報の把握 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	通信連絡 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	電源の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
62	発電所内の通信連絡	○	○
	発電所外の通信連絡	○	
未臨界移行			○
燃料冷却			○
格納容器除熱			○
使用済燃料プール注水			○

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

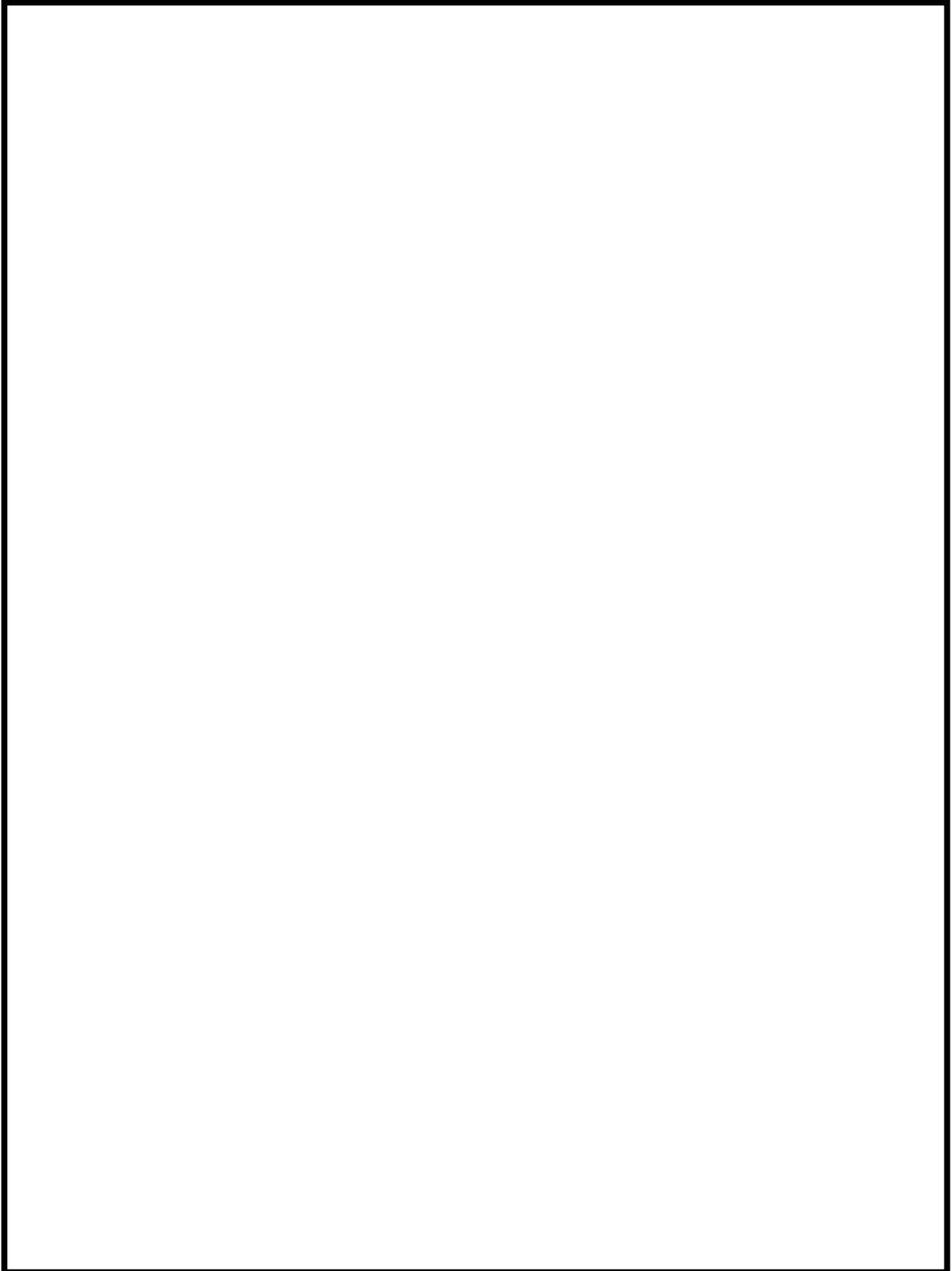


図 1 配置図 (6/7 号炉 中央制御室(コントロール建屋地上 2 階))

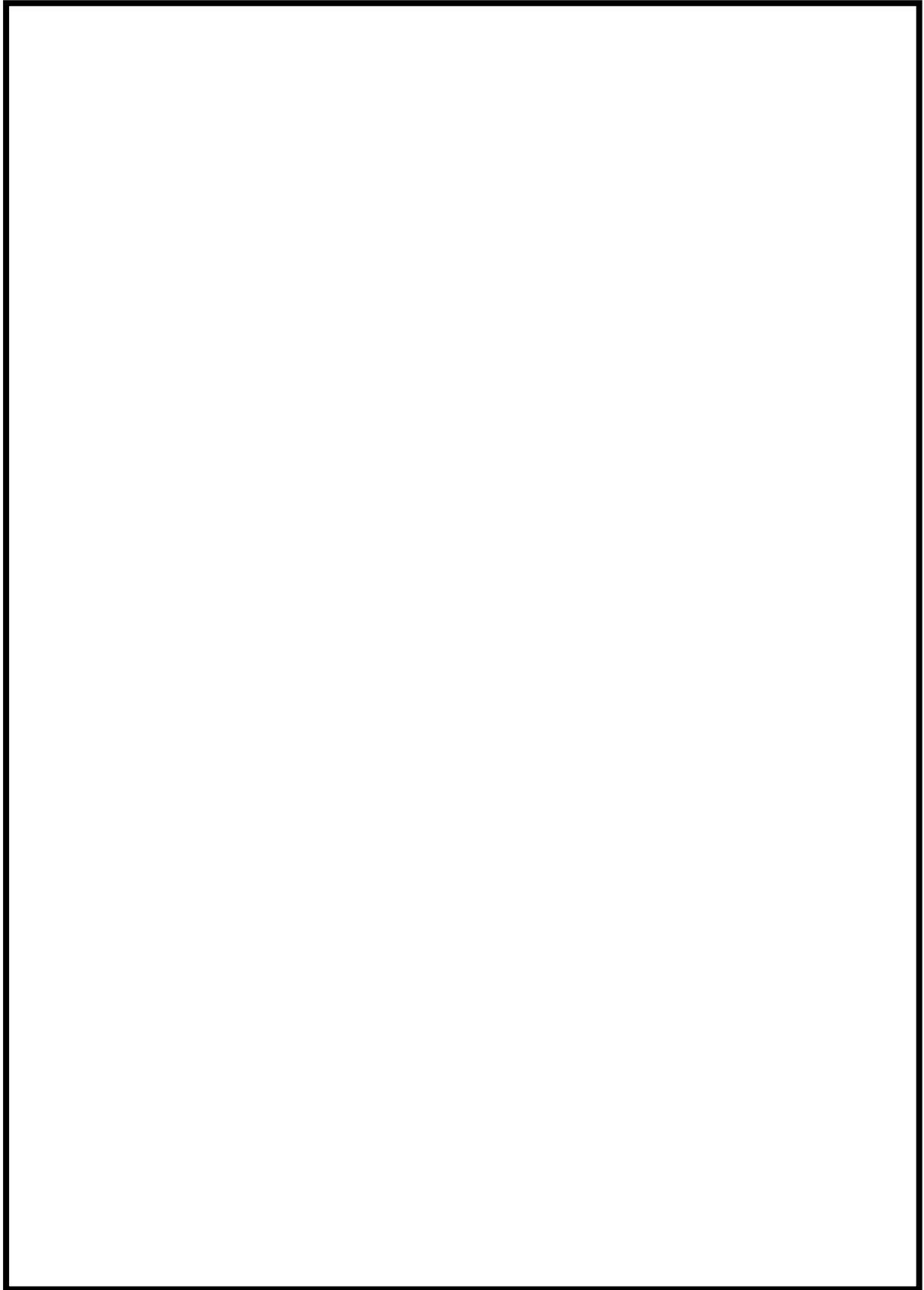


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

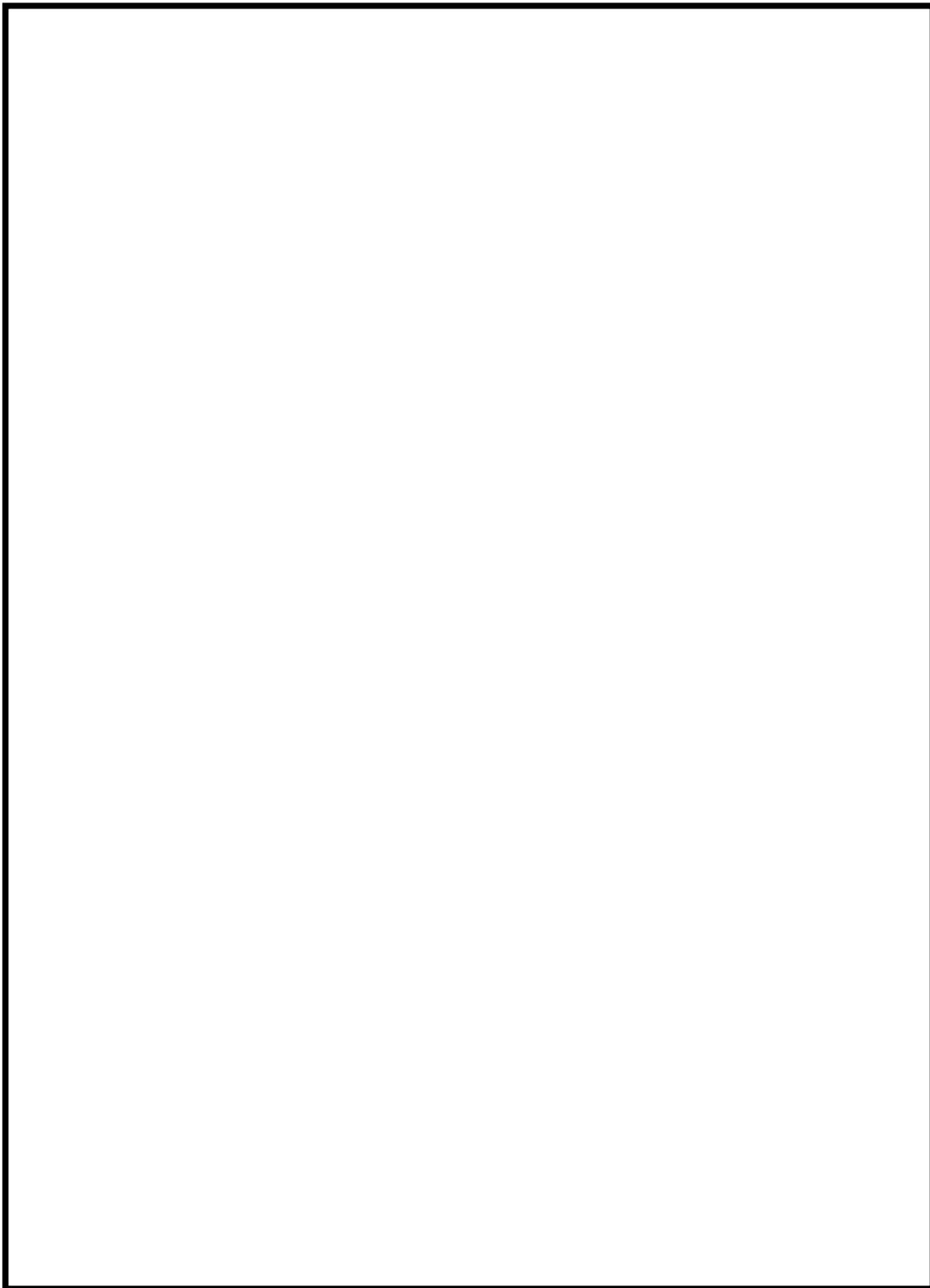


图 3 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

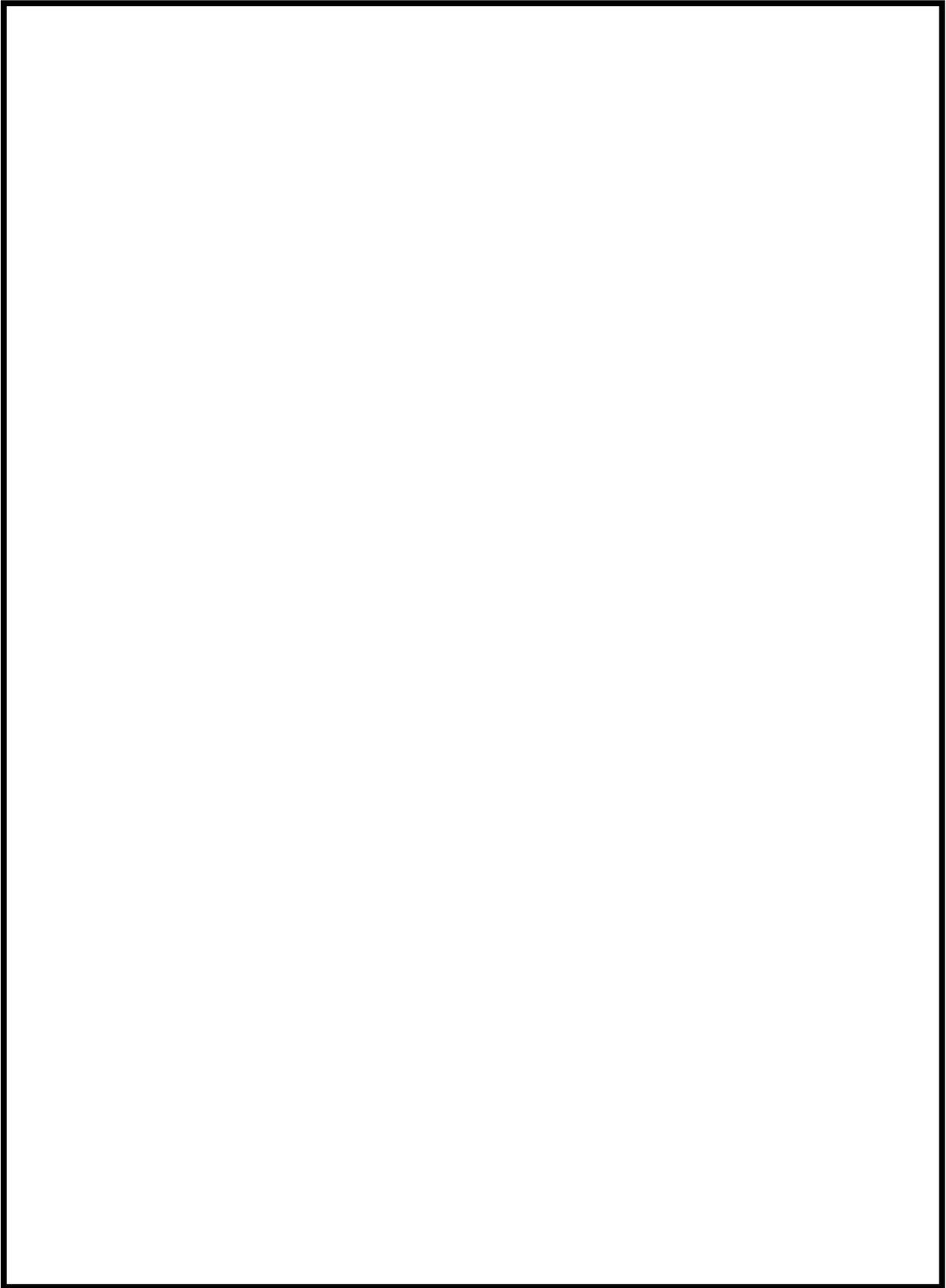


图 4 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

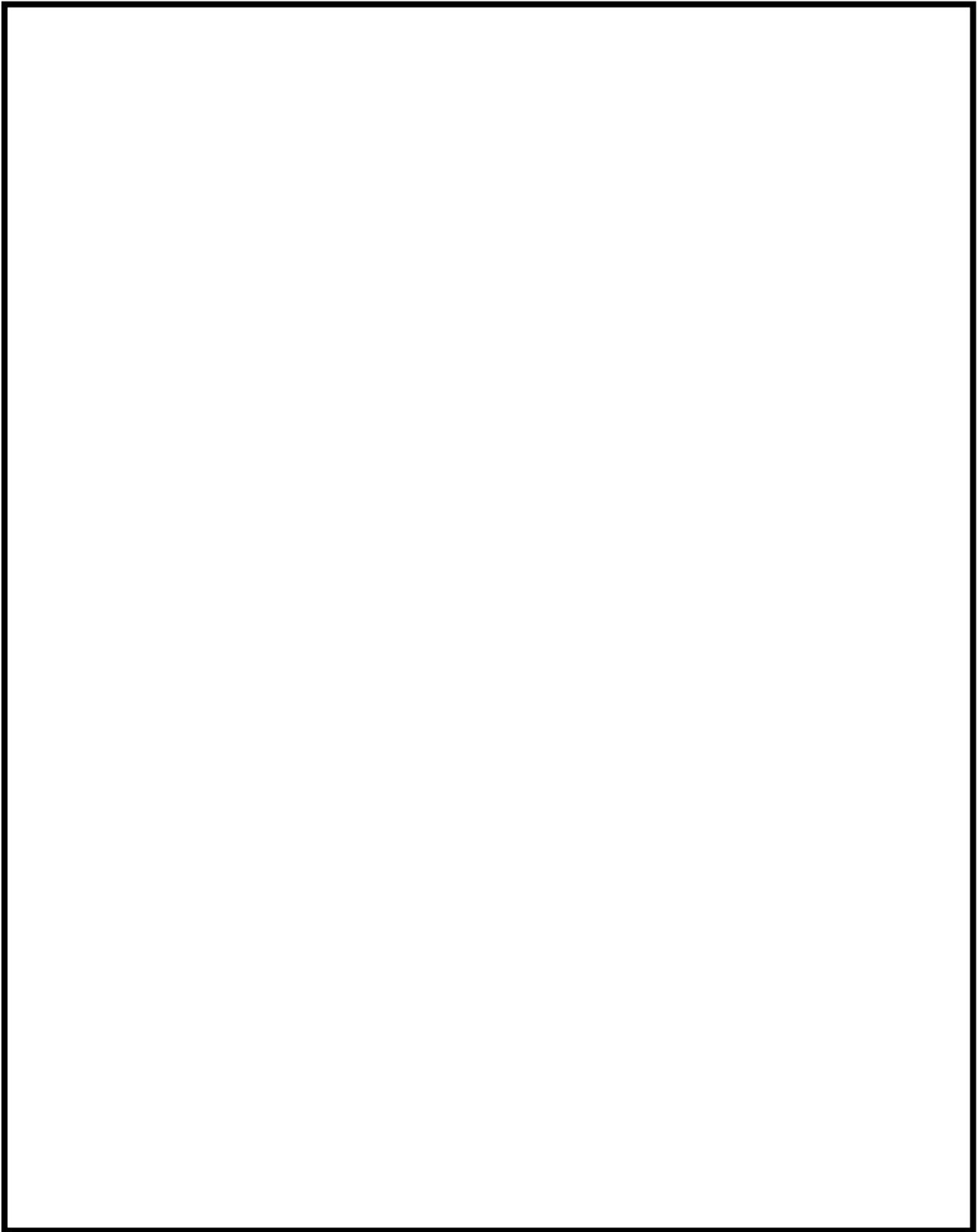


図 5 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

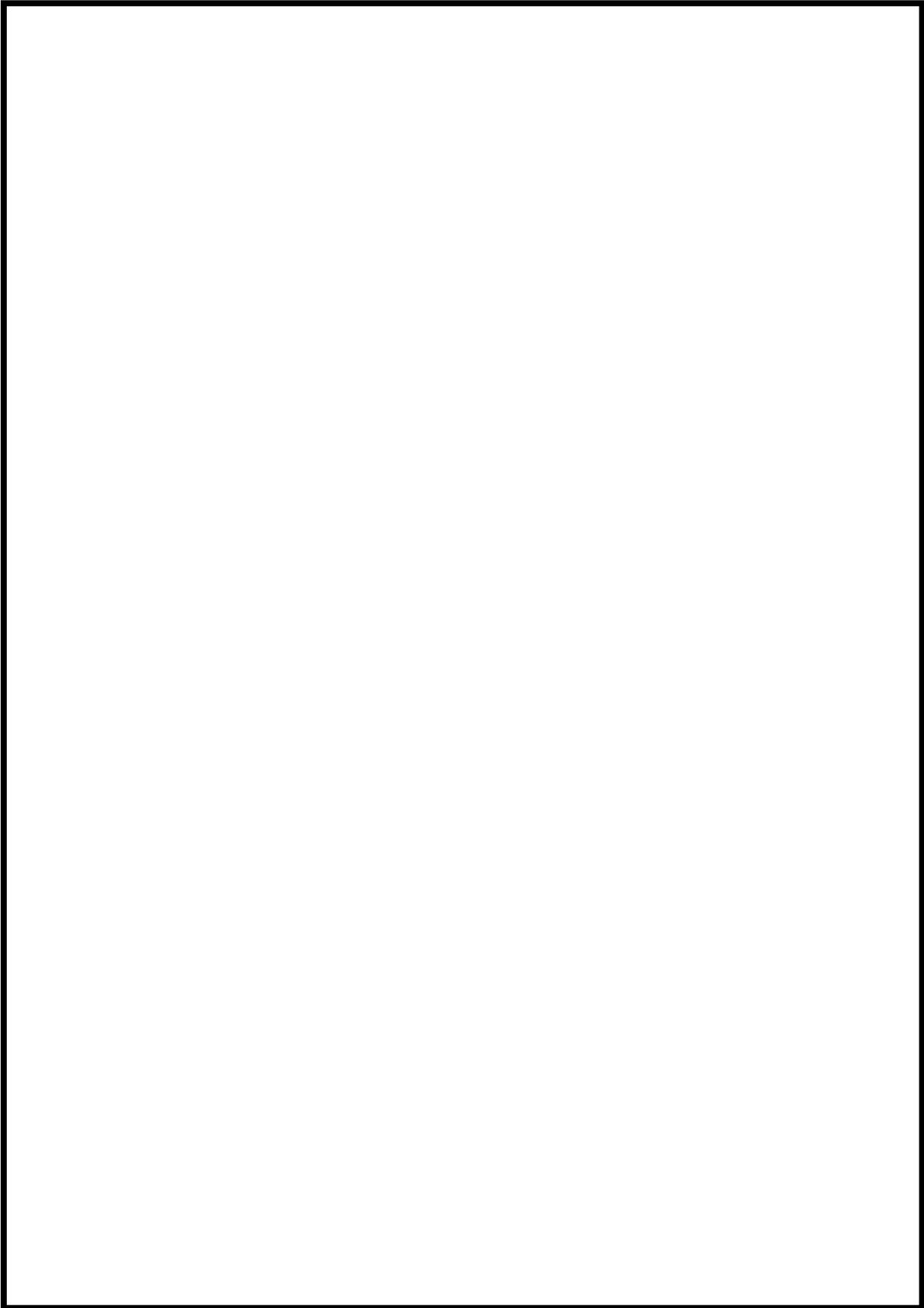


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

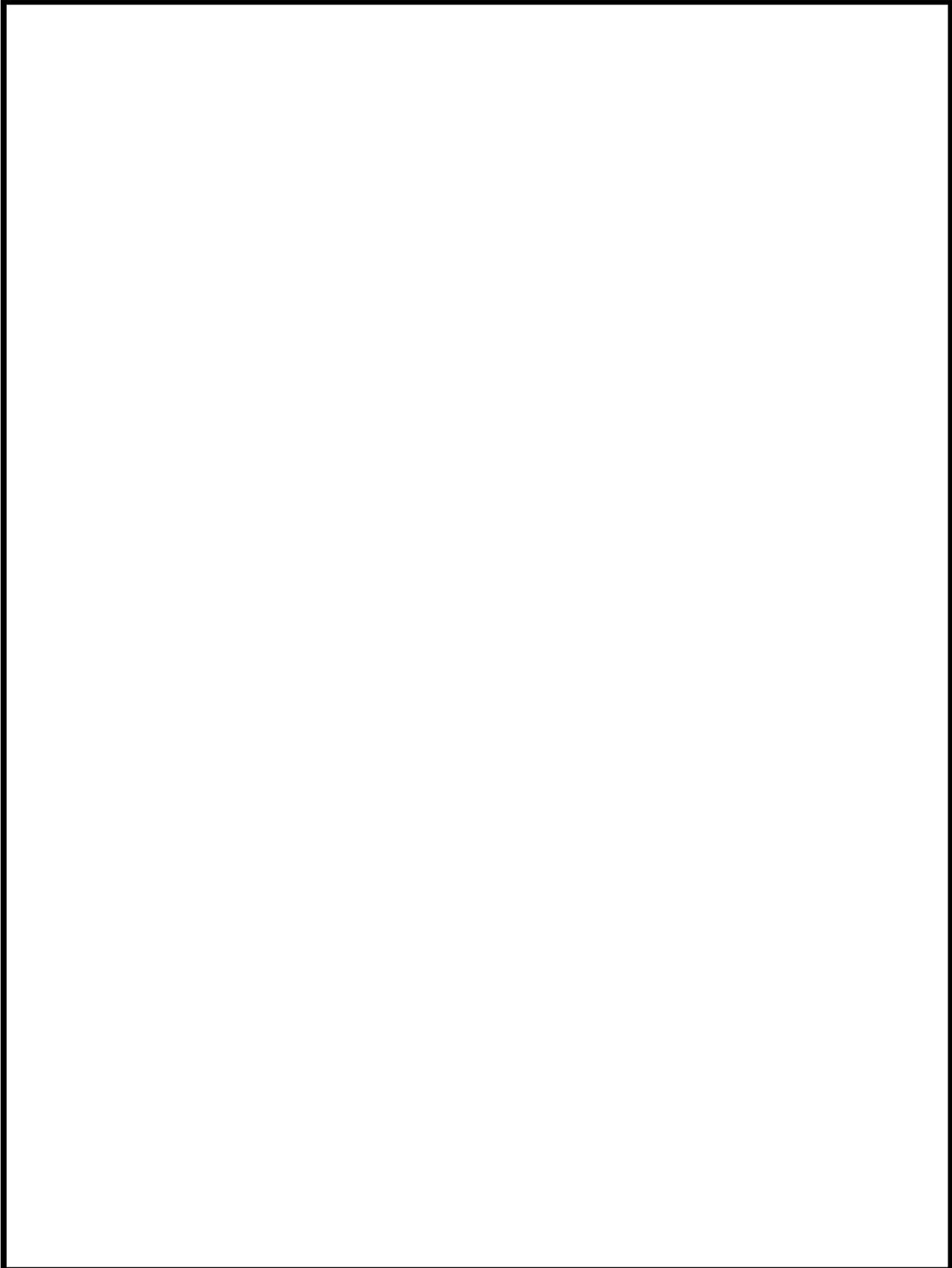


図 7 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

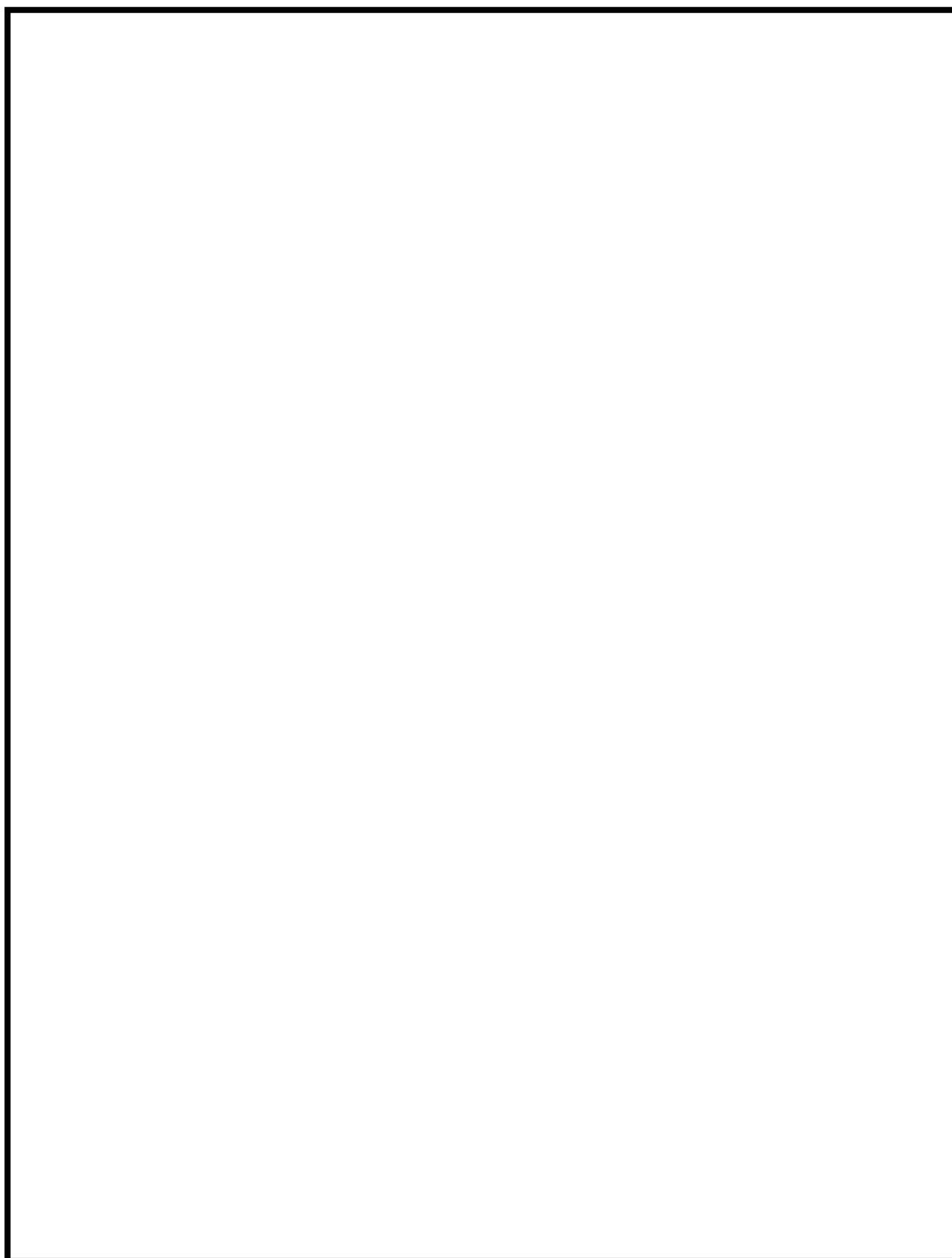


図 8 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

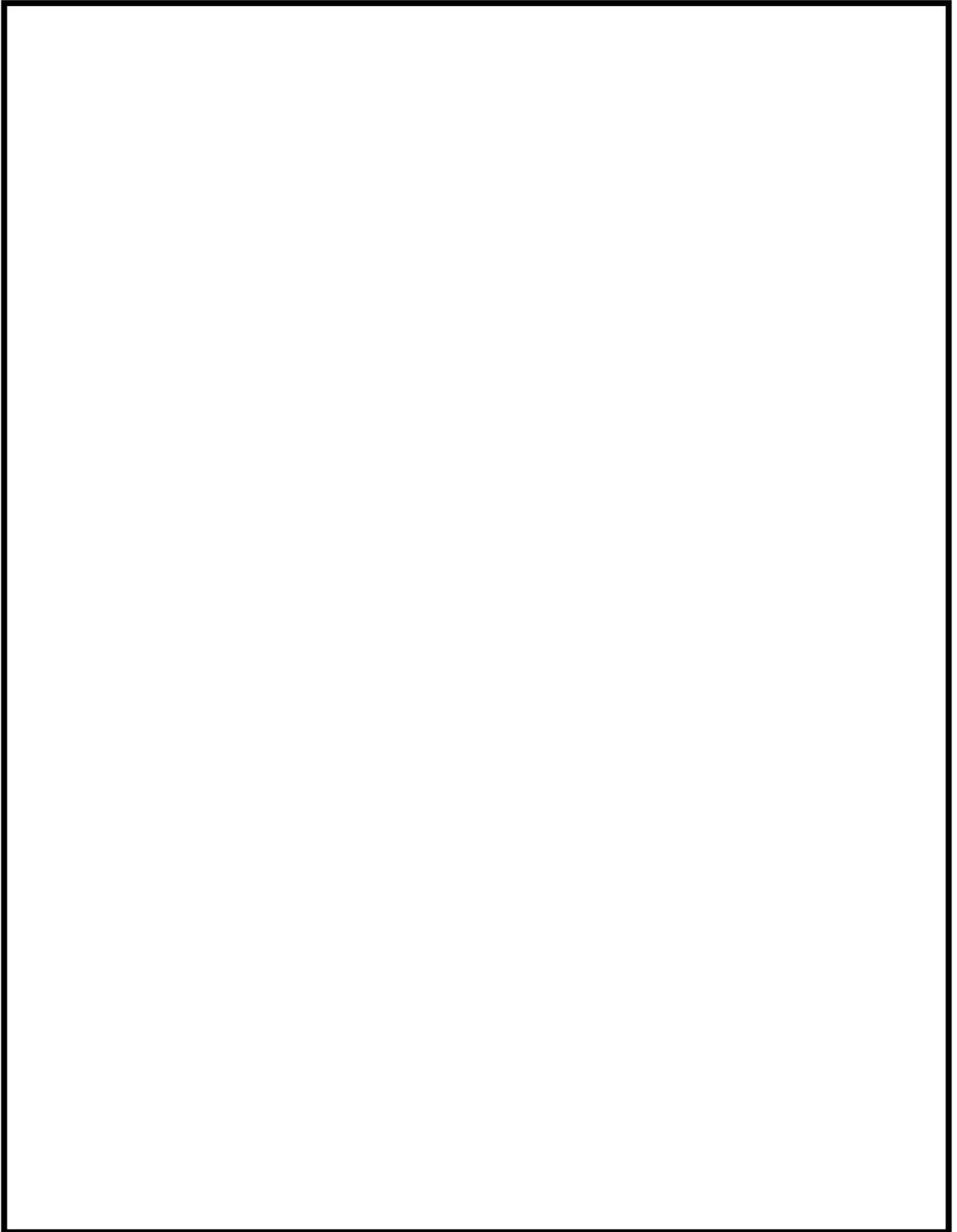


図 9 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

59-11

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

目 次

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5
2. 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	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-2
2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	59-11-2-2
2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	59-11-2-2
2.5.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-3
2.5.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-11-2-3
2.5.1.2 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②，③）	59-11-2-3
2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-11-2-4
2.5.2 入退域時の被ばく	59-11-2-10
2.5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-11-2-10
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）	59-11-2-10
2.6 評価結果まとめ	59-11-2-11

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表・・・	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{*1} との整合性について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-5-1
添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について	59-11-添 2-1-1
2-1 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表・・・	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について・・・・・・・・	59-11-添 2-3-1
2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-4-1
2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・	59-11-添 2-5-1
2-6 地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-6-1
2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-7-1
2-8 グランドシャイン線評価モデルについて・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-8-1
2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルにつ いて・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-9-1
2-10 運転員の勤務形態について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-10-1
2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について	59-11-添 2-11-1
2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について・・	59-11-添 2-12-1
2-13 格納容器内pH制御の効果に期待することによる影響について・・・	59-11-添 2-13-1
2-14 マスクによる防護係数について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-14-1
2-15 格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-15-1
2-16 格納容器ベントを同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-16-1
2-17 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数 について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-17-1
2-18 審査ガイド ^{*2} への適合状況について・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-18-1

(※1) 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）

(※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

: 今回ご説明・ご回答
する対象範囲

2-17 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について

原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出割合は、MAAP コードを用いて評価を行っている。本評価における放射性物質の放出割合は、希ガス等の気体に対するものであり、エアロゾル粒子が漏えい孔^{※1}で捕集される効果は考慮されていない。これにより、MAAP コードでの評価におけるエアロゾル粒子の漏えい量については、実現象より大きく評価されていると考えられる。

中央制御室の居住性及び有効性評価の放射性物質漏えい量の評価^{※2}において、原子炉格納容器のシール機能は健全であり、その場合の漏えい（シール機能健全時の設計漏えい率に応じた漏えい）に対するエアロゾル粒子の捕集係数(DF)が必要である。ただし、シール機能が健全な場合に対する捕集係数(DF)の実験等の知見は確認されていない。

このため、上記の評価においては、保守的にシール部が損傷し設計を超える漏えいが発生した場合におけるエアロゾル粒子の捕集効果についての実験が行われている公開文献^{※3}より、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数 DF=450 を採用し、評価を行っている。

ここでは、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数の考え方について纏める。

※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい経路（リークパス）について、MAAP では、相当する漏えい面積を持つ漏えい孔としてモデル化している

※2 有効性評価における原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について（添付資料 3.1.2.5, 添付資料 3.1.3.4, 添付資料 3.2.3）

※3 「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果（Ⅱ）貫通部での除染係数と実機への適用」（渡部氏（Japan Nuclear Energy Safety Organization）、山田氏、大崎氏（Toshiba Corporation） 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, p. 332-343 2009 年）（出典 1）

1. 漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数に関する実験

原子炉格納容器から原子炉建屋へのエアロゾル粒子の漏えいは、格納容器フランジのシール部や電気配線貫通部のシール部においてシビアアクシデント条件下で漏えい孔が生じ、これを主たる経路として発生すると考えられる。漏えい孔は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子がシール部を通過する際に捕集する効果が期待される。本事象は、下記に示す実験結果により実際に確認されている。

(1) 実験概要

格納容器の漏えい経路におけるエアロゾル粒子の捕集係数については、[上記の文献（出典1）](#)に実験結果が纏められている。

この実験では、シビアアクシデント条件下での格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するために、試験体（電気配線貫通部（以下、電気ペネという）及びフランジガasket）に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで捕集特性を確認している。実験条件は表 2-17-1 に示すとおりである。実験装置の概略図を図 2-17-1 に示す。

表 2-17-1 文献（出典1）における実験条件

	文献（出典1）における実験条件
試験を実施した対象	電気配線貫通部 フランジガasket
シール材の材質	・電気配線貫通部：エチレンプロピレン樹脂及びエポキシ樹脂 ・フランジガasket：シリコンゴム
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)
エアロゾル粒径	1～2 μm (CsI)
環境条件	温度：100～200℃※1 圧力：0.11～0.60MPa (ドライ条件) ※2

※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため、試験体を最大約 270～350℃の環境で約 20～40 時間暴露し、リークを発生させた後で温度を低下させて実験を実施している

※2 参考にした文献（出典1）での実験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

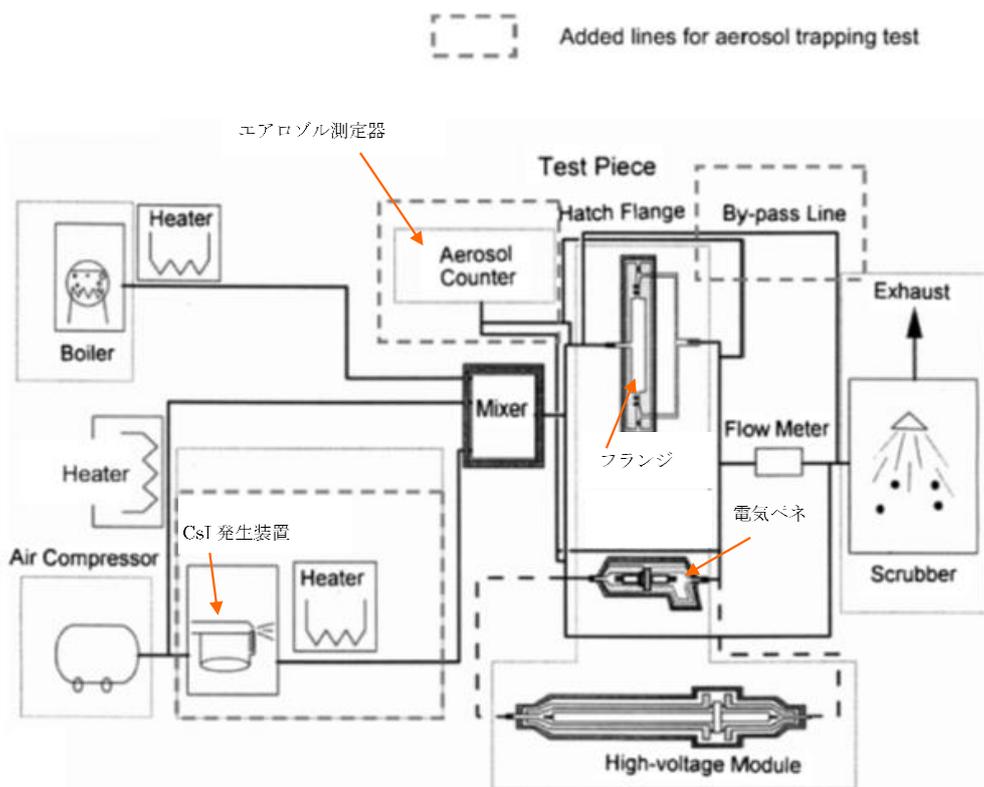


図 2-17-1 試験装置概略図 (出典 1)

(2) 実験結果

電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジガスケットにおける，入口及び出口のエアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，入口及び出口のエアロゾルの粒径分布の一例を図 2-17-2, 2-17-3 に示す。

これらの結果から捕集係数（入口と出口におけるエアロゾルの質量濃度の比）を算出したところ表 2-17-2 に示すとおりとなった。電気配線貫通部を試験体とした場合の平均の DF は 740，フランジガスケットを試験体とした場合の平均の DF は 14 であった。

また，当該文献において，代表的な実機プラント（BWR）における格納容器貫通部の全リーク面積の評価値，電気ペネとフランジガスケットでの DF を考慮した捕集係数を評価しており，格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 DF（等価面積※に応じて重み付けした DF 値）は 450 程度もしくはそれ以上を期待できるとしている。

※ 漏えい経路を流れる流量と圧力の測定データを基に理想気体の流量公式を適用して求めた漏えい面積（等価面積）

○代表プラント（BWR）における格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数（DF）

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S_1 + S_2} + DF_2 \times \frac{S_2}{S_1 + S_2} \quad \doteq \quad 450$$

ここで， DF_1 ：電気ペネの DF[-] (740)

DF_2 ：フランジガスケットの DF[-] (14)

S_1 ：電気ペネの全等価面積[mm²] (1.5×10³)

S_2 ：フランジガスケットの全等価面積[mm²] (1.0×10³)

出典 1 では代表プラントの電気ペネ（低電圧モジュール）の Unit 数を 250，フランジガスケットの総周長を 70m としており，各全等価面積は以下のとおりである。

$$S_1 = 6 \text{ [mm}^2/\text{unit}] \times 250 \text{ [unit]} = 1.5\text{E}+03 \text{ [mm}^2\text{]}$$

$$S_2 = 13 \text{ [mm}^2/\text{m}] \times 70 \text{ [m]} \quad \doteq \quad 1.0\text{E}+03 \text{ [mm}^2\text{]}$$

なお， S_1 及び S_2 の評価に用いた電気ペネ（低電圧モジュール）1 unit あたりの等価面積 (6 [mm²/unit])，フランジガスケットの周長さ 1 m あたりの等価面積は出典 2 の実験において以下の結果より参照して設定している。

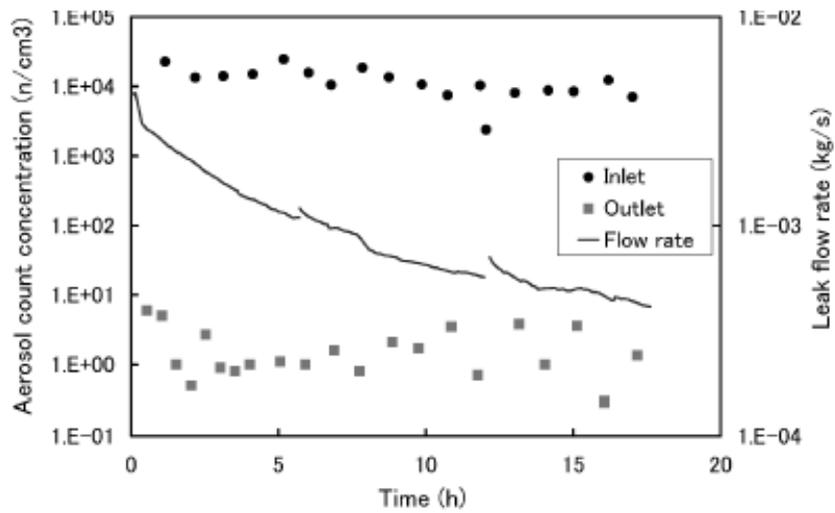
・電気ペネ（低電圧モジュール）1 unit あたりの等価面積 (6 [mm²/unit])

：代表的な BWR プラントでの各モジュールタイプの個数より重み付けした環境温度 100℃※の時の等価面積の平均値

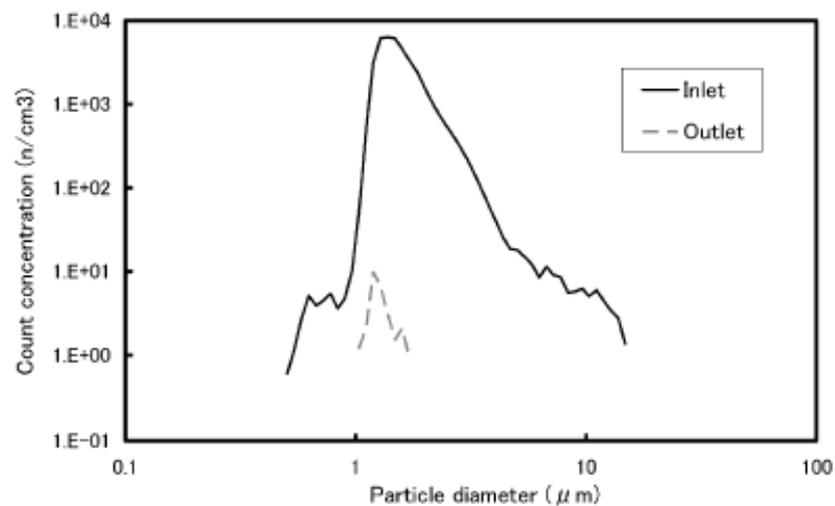
・フランジガスケットの周長さ 1 m あたりの等価面積 (13 [mm²/m])

：100℃※の時の等価面積の平均値

※実験では 200℃において電気ペネの等価面積が減少したため（シール材の熱膨張によるものと考えられる），保守的に 100℃での値を採用

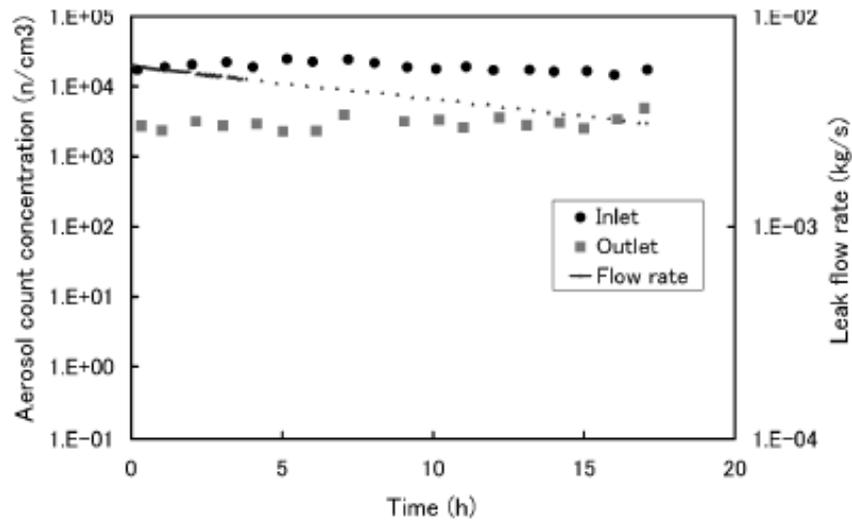


(a) エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化の例

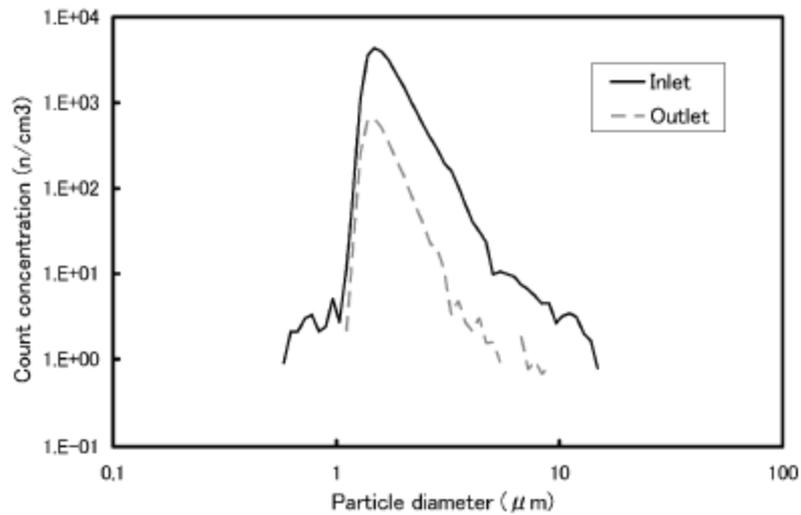


(b) 入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布の例

図 2-17-2 エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，
入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布(電気ペネの一例) (出典 1)



(a) エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化の例



(b) 入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布の例

図 2-17-3 エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，
入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布(フランジガasketの一例) (出典 1)

表 2-17-2 実験により得られた除去効率 (DF) (出典 1)

Test piece	Overall DF (-) (0.5~5 μm)
Low voltage module	
0.9 mm ² (a)	36,000*
0.9 mm ² (b)	1,300
0.9 mm ² (c)	700
0.9 mm ² (d)	2,100
0.9 mm ² (T/C) (a)	260
0.9 mm ² (T/C) (b)	160
Coaxial cable	340
100 mm ²	340
2 mm ²	26**

Average	4,500
Average ^{a)}	740

Flange gasket	
Semi-round gasket (a)	14
Semi-round gasket (c)	10
Semi-round gasket (d)	14
Semi-round gasket (e)	12
Groove & tongue gasket	18

Average	14

^{a)} Except for both maximum value (*) and minimum value (**).

2. エアロゾル粒子の捕集係数に「DF=450」を用いることの妥当性

文献（出典1）での試験条件と、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のプラント条件、重大事故等時条件を比較し、文献のエアロゾル粒子の捕集係数を用いることの妥当性について確認した。

条件比較の結果を表2-17-3にまとめ、詳細の考察を実施する必要がある条件（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒径、シール材の材質、環境条件（シール材の劣化状態）、格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数（DF））については2.1～2.5にて検討した。

なお、シール材の材質については福島事故の知見を反映し、従来のシリコンゴムから事故時の環境条件での耐性に優れた改良EPDMへの変更を行うものとしており、検討においては材質の変更についても考慮した。

表2-17-3 参考にした文献（出典1）での試験条件及び柏崎刈羽原子力発電所のプラント条件、重大事故等時条件の比較（1/2）

	文献（出典1）における実験条件	柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉の重大事故等時条件	比較結果・考察
漏えいを想定する対象	電気配線貫通部 フランジガスケット	PCV バウンダリとして 電気配線貫通部 フランジガスケット 隔離弁等がある	PCV バウンダリは実験で対象としているシール部以外にも存在するため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.1 原子炉格納容器バウンダリとエアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い】
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	約 100 mg/m ³	重大事故等で想定する条件は文献における実験条件での範囲に含まれる
エアロゾル粒径	1～2 μm (CsI)	約 1～8 μm (空気動力的直径のエアロゾル重量濃度に対する粒径分布の最頻値(MAAP 評価値))	実験で用いた粒径分布と重大事故等で想定する粒径分布が異なるため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.2 エアロゾル粒径に対する考察】にて説明
シール材の材質	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部： エチレンプロピレン樹脂及びエポキシ樹脂 フランジガスケット： シリコンゴム 	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部： エチレンプロピレン樹脂、エポキシ樹脂、メタルOリング等^{※1※2} フランジガスケット： 改良EPDM（内側、外側）（バックアップシール材の追加）^{※1} 	実験で用いたシール材と柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉で用いているシール材は異なるため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.3 シール材に対する考察】にて説明

※1 詳細については「有効性評価 付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果」を参照

※2 金属であるため、長時間の放射線、高温環境の暴露によってシール機能（バウンダリ機能）が劣化するものではない

表 2-17-3 参考にした文献（出典 1）での試験条件及び柏崎刈羽原子力発電所のプラント条件、重大事故等時条件の比較（2 / 2）

	文献（出典 1）における実験条件	柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉の重大事故等時の条件	比較結果・考察
環境条件	温度：100～200℃ <small>※3</small> 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） <small>※4</small>	温度：200℃以下 圧力：0.62 MPa 以下 （2Pd） （ウェット条件） <small>※4</small>	重大事故等で想定する温度・圧力について文献における測定時の条件とほぼ同等である 但し、実験に用いたシール材は最大約 270～350℃の環境で暴露し、漏えいが発生したものをを用いているため、この暴露環境等の差による劣化状態の比較を下記の記載箇所にて考察する ・【2.4 シール材の劣化状態の考察】 蒸気環境について、重大事故等で想定するウェット条件では水蒸気による劣化（加水分解）の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、実験条件（ドライ条件）に比べて重大事故等で想定する条件（ウェット条件）の方がエアロゾル粒子の捕集係数が大きくなると考えられる
格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数（DF）	450 程度 （代表的な BWR 実機プラント想定）	約 455 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における想定）	文献にて用いている代表的な BWR 実機プラント想定のパラメータと柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉でのパラメータは同一ではないため、その影響を下記の記載箇所にて確認する ・【2.5 格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数（DF）】にて説明

※3 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため、試験体を最大約 270～350℃の環境で約 20～40 時間暴露し、リークを発生させた後で温度を低下させて実験を実施している

※4 参考にした文献（出典 1）での実験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

2.1 原子炉格納容器バウンダリとエアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い

原子炉格納容器バウンダリを漏えい経路となる可能性の観点で整理した結果は表 2-17-4 に示す通りであり、バウンダリの健全性が維持出来なければ漏えい経路となりうる。本文献の試験・分析の対象は電気ペネ（低電圧モジュール）及びフランジガスケットであり、それ以外の原子炉格納容器バウンダリの取り扱いについて文献内ですべて整理されているものではない。そのため、エアロゾル粒子の捕集係数を検討する上で試験・分析を行う対象が電気ペネ（低電圧モジュール）及びフランジガスケットのみで十分か考察を加え、表中で整理した。

その結果、電気ペネ（低電圧モジュール）及びフランジガスケット以外の対象について、重大事故等時の環境での暴露によってもシール機能が劣化するものではない等の整理がされるため、漏えいを想定する対象を電気ペネ（低電圧モジュール）及びフランジガスケットとすることが妥当であることを確認した。

表 2-17-4 原子炉格納容器バウンダリとエアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い

対象	エアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い	本文献での評価対象
ライナ部	金属であるため、長時間の放射線、高温環境の暴露によってもシール機能（バウンダリ機能）が劣化するものではなく、評価の対象外	
トップヘッドフランジ	福島事故等の知見及び出典 2 の実験結果 ^{※2} を踏まえ、評価対象	○
ハッチ類, エアロック	トップヘッドフランジと同様の整理	△ ^{※1}
プロセス配管貫通部及び計装用配管貫通部	プロセス配管及び計装用配管貫はライナ部に溶接されており、ライナ部と同様の整理で評価の対象外	
電気ペネ（低電圧モジュール）	出典 2 の実験結果 ^{※2} を踏まえ、評価対象	○
電気ペネ（高電圧モジュール）	出典 2 の実験結果 ^{※3} を踏まえ、評価対象外	
計装用ケーブル貫通部	電気ペネ（高電圧モジュール）と同様の気密要求、遮蔽要求、環境条件設定に基づいた構造としているため、電気ペネ（高電圧モジュール）と同様の整理	
隔離弁	隔離弁は内側と外側の 2 弁あり、仮に内側隔離弁で漏えいが生じた場合も外側隔離弁により漏えいは止められる。 また、漏えいした放射性物質は直接原子炉建屋内、環境中に放出されないため、有意な漏えい経路とならず、評価対象外	

※1 ハッチ類, エアロックはトップヘッドフランジと同等として、代表的な捕集係数 DF の算出において考慮されている

※2 230℃～280℃の高温条件下で暴露した際、漏えいが発生

※3 実験において 400℃の高温条件下で暴露した場合においても漏えいは発生しなかった

2.2 エアロゾル粒径に対する考察

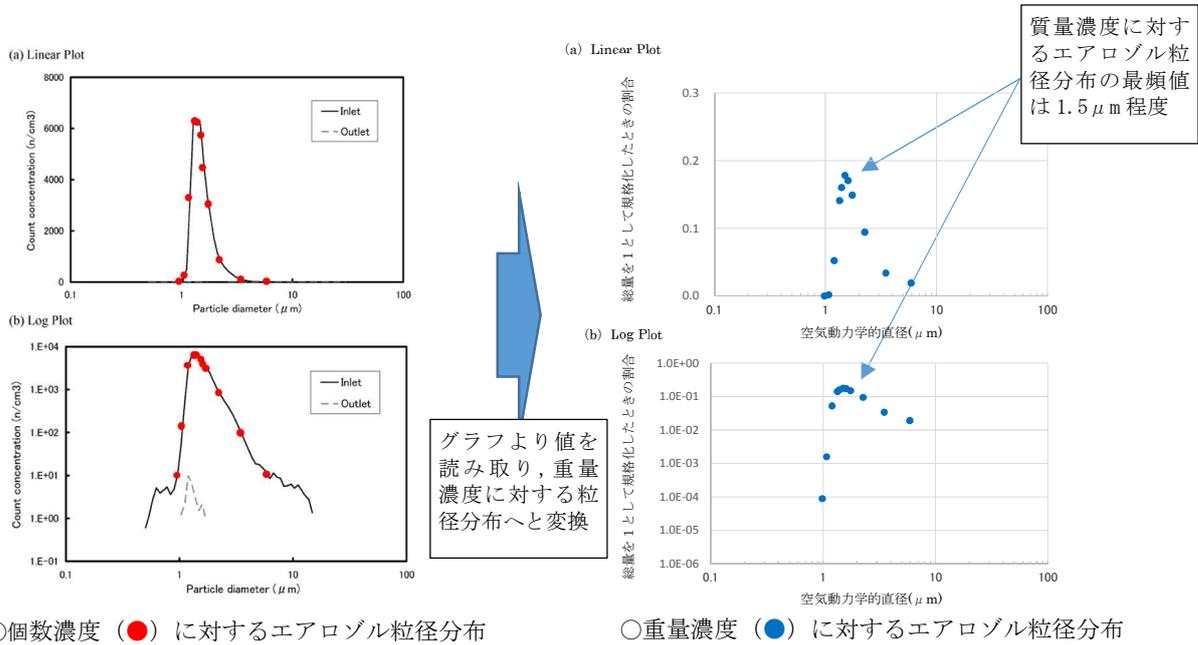
本実験の結果（図 2-17-2(b), 図 2-17-3(b)）の各粒子径に対する入口及び出口のエアロゾルの粒径分布の傾向より、粒径が小さい場合は捕集係数 DF がより小さく、粒径が大きい場合はより捕集係数 DF が大きくなると考えられる。

エアロゾルの粒径分布は事故の状態, 事象進展によっても変化していくものである。MAAP にて評価された格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）を一例として重量濃度^{*}に対する粒径分布を確認すると、格納容器スプレイを実施する前の事象発生約 1 時間後の結果は図 2-17-4(b), 長期間格納容器スプレイを実施した後である事象発生約 38 時間後の結果は図 2-17-4(c)に示すようになる。実験で用いた CsI 発生装置の重量濃度に対する粒径分布は図 2-17-4(a) に示すようになり、その最頻値(約 1.5 μm)と MAAP にて評価された格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）の粒径分布と比較すると、同程度か、MAAP にて評価した格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）の粒径分布の方が最頻値が大きくなる（事象発生約 1 時間後：約 3 μm , 事象発生約 38 時間後：約 1.8 μm ）。

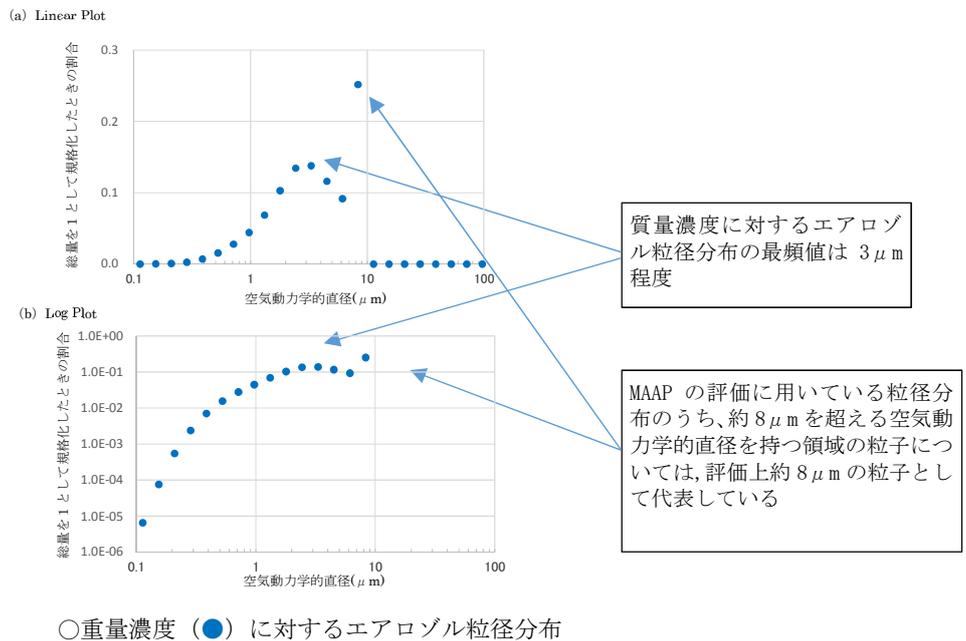
また、格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）のような重大事故等を想定した場合、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質（CsI, CsOH）の炉内内蔵量に対する割合は図 2-17-5 に示すようになり、粒径が大きなエアロゾル状の放射性物質が多く存在した事象初期が支配的であることが分る。以上より、粒径分布の不確かさの影響はあると考えられるものの、重量濃度に対する粒径分布の最頻値が実験で用いたものより重大事故等での想定の方が大きなことから、その影響に包絡されるものと考えられる。

なお、MAAP コードでの粒径分布については、重大事故等対処設備 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】の資料である「別紙 1 3.2.2.1.1 粒子状放射性物質（エアロゾル）」にて、エアロゾル粒径に関する既往研究と MAAP コードで求めた粒径分布を比較することでその妥当性を確認している。

※ 文献ではエアロゾルの粒径分布を個数濃度で表示しているが、線量率評価では重量濃度が重要であり、捕集係数 DF もシール材の入口と出口のエアロゾル質量濃度の比で評価されるため、粒径分布の比較には重量濃度を用いた。そのため、実験で用いた粒径分布の比較はエアロゾル粒子を球状と仮定して個数濃度から質量濃度へと換算を実施した。

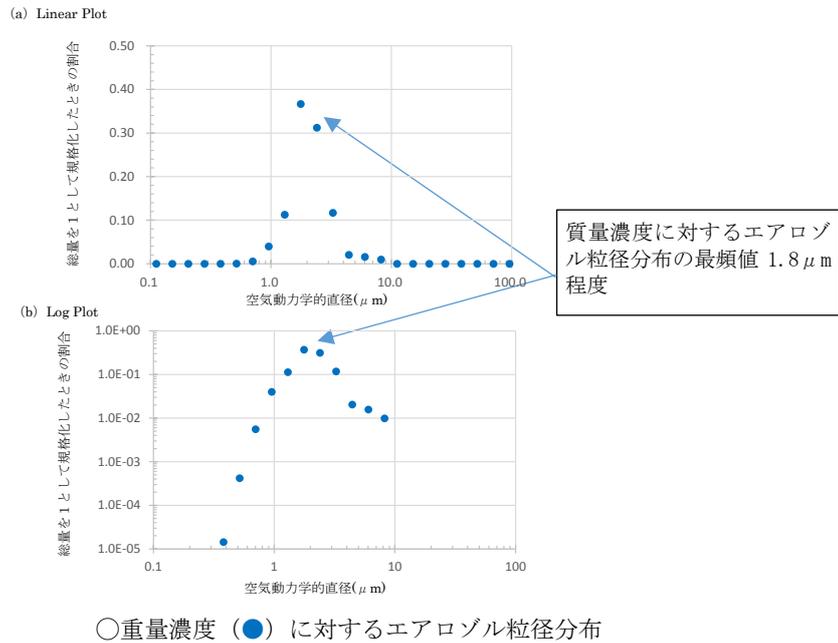


(a) 実験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒径分布



(b) 有効性評価にて想定する MAAP にて評価された粒径分布
「格納容器過圧過温破損 (代替循環冷却を使用しない場合)」における事象発生約 1 時間後
(炉心損傷後で格納容器スプレィ実施前)

図 2-17-4 実験で用いたエアロゾル粒径分布と MAAP 評価 (有効性評価で事故条件) にて求めたエアロゾル粒径分布との比較 (1 / 2)



(c) 有効性評価にて想定する MAAP にて評価された粒径分布

「格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）」における事象発生約 38 時間後（ベント時（格納容器スプレィを長期間（事象発生 1~38 時間（間欠運転）実施した後）

図 2-17-4 実験で用いたエアロゾル粒径分布と MAAP 評価（有効性評価で事故条件）にて求めたエアロゾル粒径分布との比較（2 / 2）

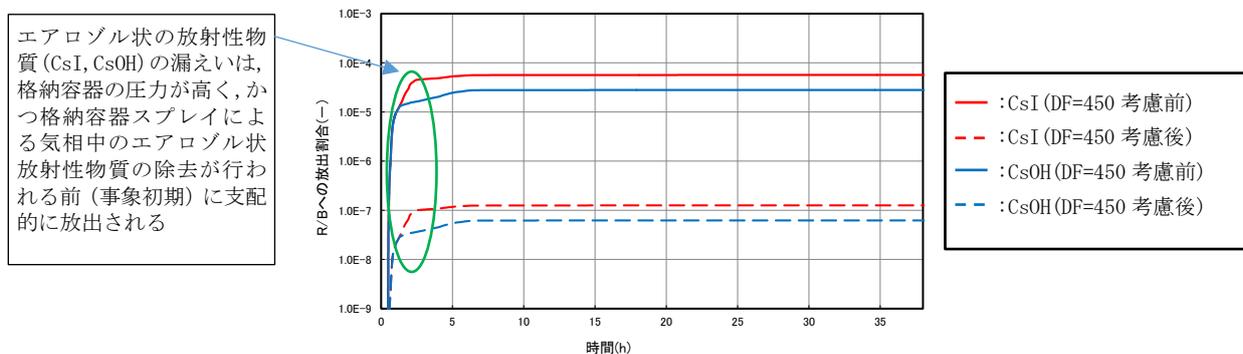


図 2-17-5 MAAP コードにより求めた原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質 (CsI, CsOH) の炉内内蔵量に対する割合（格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）

2.3 シール材の劣化状態の考察

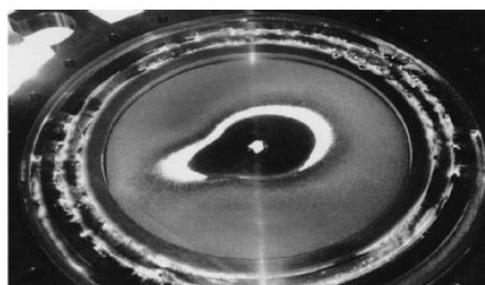
○フランジガスケット

文献では 200°Cを超える環境下で貫通部の漏えいが発生した際のエアロゾルの捕集係数 DF について試験を行っており、そのシール材の損傷状態は図 2-17-6 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。

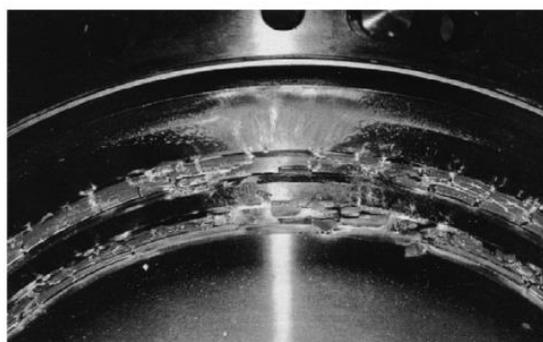
一方、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の重大事故等時の条件は 200°C以下であり、その環境下でのシール材の劣化は図 2-17-7 に示すようになる。シール材の内側の部分に一部劣化が見られるものの、シール材のひびは外側へと貫通しておらず、シール機能が健全であることを確認している。そのため、エアロゾル粒子の漏えいはほぼ生じないと考えられる。



Inlet of test piece
(White powder is CsI aerosol)



Outlet of test piece
(White powder is CsI aerosol)



A part of gasket
(White powder is CsI aerosol)

図 2-17-6 実験で用いたフランジガスケットの損傷状態
(200°Cを超過して約 0.5°C/h の昇温速度で過熱、漏えい発生後、温度を低下させ、出展 1
の実験を実施した後の状態)



6号炉

7号炉

図 2-17-7 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に設置しているフランジガスケット
の状態(乾熱 200℃, 168 時間暴露後※)

※重大事故等時における格納容器内の環境として、大部分はウェット状態であると想定されるが、フランジガスケットに使用している改良 EPDM 材は一般的に酸素により引き起こされることから、試験雰囲気の状態はより空気中の酸素量が多い高温空気(乾熱)を用いた

○電気ペネ

文献では電気ペネについても 200℃を超える環境下で暴露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 2-17-8 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の重大事故等時の環境下は 200℃以下であり、この条件を模擬した電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験※を実施している。

表 2-17-5、図 2-17-9、図 2-17-10 に示す試験結果から、一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度(400℃程度)よりも十分低く、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいが無いことが確認された。

※ 昭和 62 年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」

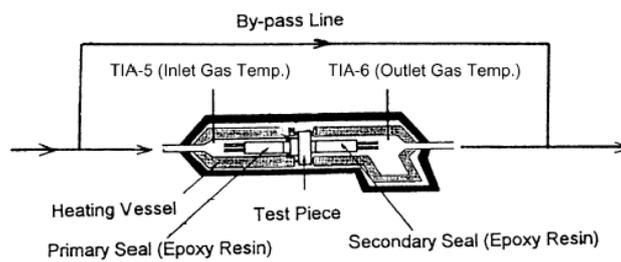
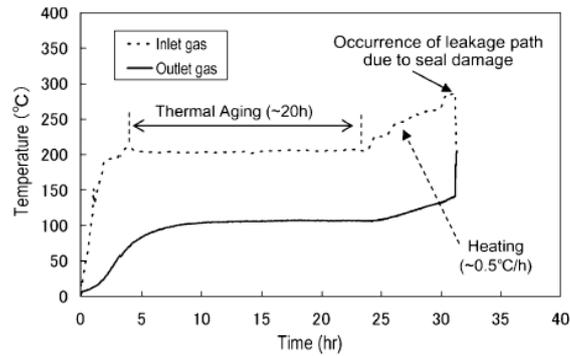


図 2-17-8 電気ペネでの漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果
(出展 2, 200°Cを超える環境下)

表 2-17-5 試験結果 (2Pd, 200°C以内の環境下の想定)

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件			一次シール部 温度(°C)	二次シール部 温度(°C)	漏えい有無
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)			
低電圧モジュール	200 (230)	(0.60~ 0.81)	62.0	137	68	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し

注：()は、記録グラフからの読み取り値

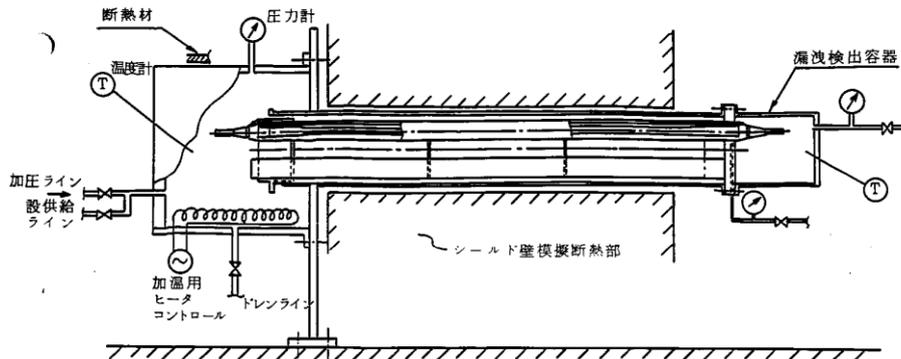
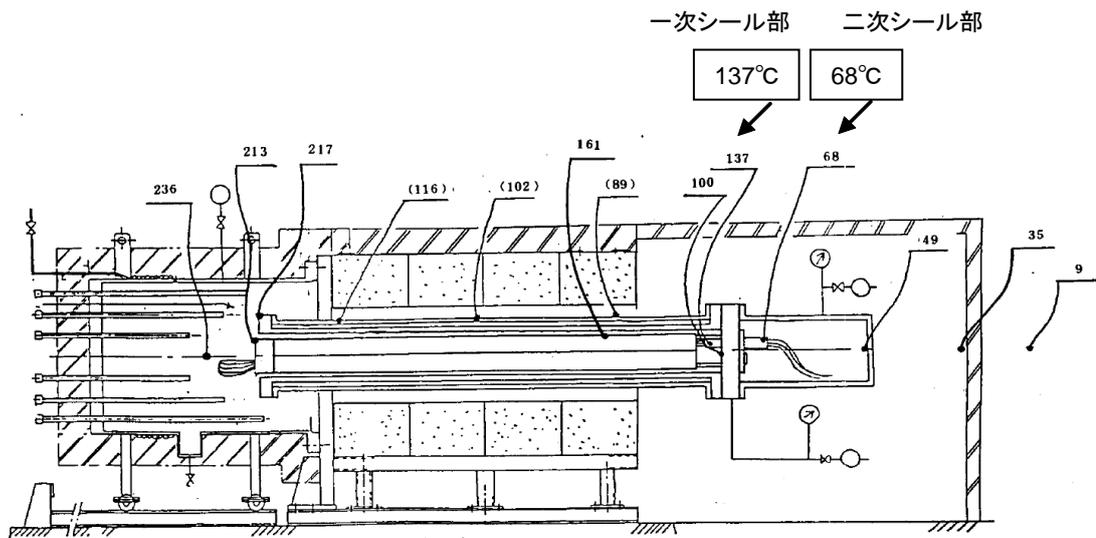


図 2-17-9 試験装置概要

(7号炉高電圧モジュール試験体の例)



()内の温度は 18B 模擬スリーブの表面温度を示す。

図 2-17-10 低圧用モジュール試験体 温度分布図

以上より、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の重大事故等時のエアロゾルの捕集係数 DF を考える上で、本文献での値を適用することは保守的と考えられる。

2.4 シール材の差異に対する考察

文献ではフランジガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では、従前は文献で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、福島事故の知見を踏まえ、トップヘッドフランジ、上部及び下部ドライウェル機器搬出入口等のハッチ類等について改良 EPDM を使用したシール材への交換、バックアップシール材の追加を実施することとしている。

以上より、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉のフランジシール部については、文献で使用している従来のシール材よりも長期に亘り、高温条件下においてシール性能を維持することができると考えられる。

一方、シール材の変更等を行わない電気配線貫通部については、実験で使用したシール材と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉は同様である。

なお、格納容器のフランジシール部の健全性については、格納容器限界温度・限界圧力の環境下におけるバウンダリ機能の健全性評価において、模擬フランジに改良 EPDM シール材を設置した場合の耐漏えい試験結果を実施している。この中で、200°C・2Pd の条件下において、7 日間の耐漏えい性能の確認を行い、漏えいが生じないことを確認している。

(重大事故等対策の有効性評価について 付録2「原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」別紙-4 参照)。

また、電気配線貫通部について上記と同様に格納容器限界温度・限界圧力における健全性評価において、事故条件を模擬した試験の結果、電気配線貫通部の二次シール部の温度が、樹脂の変質を生じさせるような温度環境にならず、シール性能を維持できることを確認している(重大事故等対策の有効性評価について 付録2「原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」7. 電気配線貫通部 参照)。

2.5 格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数(DF)

文献では1.(2) 代表プラント(BWR)における格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数(DF)に示す通り、BWRの代表プラントの電気ペネ(低電圧モジュール)のUnit数及びフランジガスケットの総周長よりDF=450を求めている。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉において、上記実験における評価手法と同様に、電気配線貫通部やフランジガスケットの数量、周長を用いてDFを求めたところ、以下のとおりとなった。

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S_1 + S_2} + DF_2 \times \frac{S_2}{S_1 + S_2} = 455$$

ここで、 DF_1 : 電気ペネのDF[-] (740)

DF_2 : フランジガスケットのDF[-] (14)

S_1 : 電気ペネの全等価面積

S_2 : フランジガスケットの全等価面積

※ S_1 及び S_2 は [] より求めた。

なお、電気ペネの各モジュールタイプの個数の割合は柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においても大きく変わるものではないことから、1unitあたりの等価面積は文献で用いた値と同様(6 [mm²/unit])に設定している。

以上より、柏崎刈羽原子力発電所7号炉の代表的な捕集係数(DF)は文献にあるBWRの代表プラントの代表的な捕集係数(DF)とほぼ同等であった。

2.6 捕集係数「DF-450」の妥当性

表 2-17-3 及び 2.1～2.5 に示すとおり、実験条件と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉での評価条件を比較したところ、エアロゾルの粒径分布、シール材の損傷状態、フランジガasketのシール材においては柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等時の条件に対して実験条件が保守的であり、その他の条件は柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等時の条件と実験条件がほぼ同等であることを確認した。

格納容器から原子炉建屋への漏えい経路において、フランジシール部のガasketに期待される捕集効率 $DF=14$ であり、従来の条件においては、高い捕集効率を見込むことはできない。しかし、前述の通り柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では、福島事故の知見を踏まえ、トップヘッドフランジ、上部及び下部ドライウェル機器搬出入口等のハッチ類等について改良 EPDM を使用したシール材への交換、バックアップシール材の追加を実施することとしている。このため、これらのフランジシール部については、従来よりも長期に亘り、高温条件下においてシール性能を維持することができると考えられる。また、重大事故等時において、フランジシール部を含む全ての格納容器シール部は 200°C 、 2Pd の環境下で機能を維持できることを確認している。このため、格納容器シール部はシール機能を喪失することなく、出典 1 での実験で確認するような漏えい経路の発生及びエアロゾル粒子の漏えいには至らないことが考えられる。

仮にシール材の変更等を行わない電気配線貫通部から漏えいが生じた場合には、捕集効率としては $DF=740$ 程度を期待することができる。このため、万が一、電気配線貫通部からの漏えいを想定しても、格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 DF である 450 程度を考慮することは、十分な妥当性があるものと考えられる。

4. まとめ

これらのことから、中央制御室の居住性評価及び有効性評価の放射性物質漏えい量の評価において、MAAP コードでモデル化した格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数を 450 としていることは、妥当であると評価できる。

<参考文献>

- 出典 1：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果
(II) 貫通部での除染係数と実機への適用」(渡部氏 (Japan Nuclear Energy Safety Organization), 山田氏, 大崎氏 (Toshiba Corporation) 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, p. 332-343 2009 年)
- 出典 2：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果
(I) 貫通部の損傷クライテリア (渡部氏 (Japan Nuclear Energy Safety

Organization), 山田氏, 大崎氏 (Toshiba Corporation) 日本原子力学会和
文論文誌, Vol. 8, No. 3, p. 254-263 2009 年)

出典 3: “Leakage of aerosols from containment buildings, ” H. A. Morewitz, Health
Phys., 42[2], 195 207 (1982).

<補足>

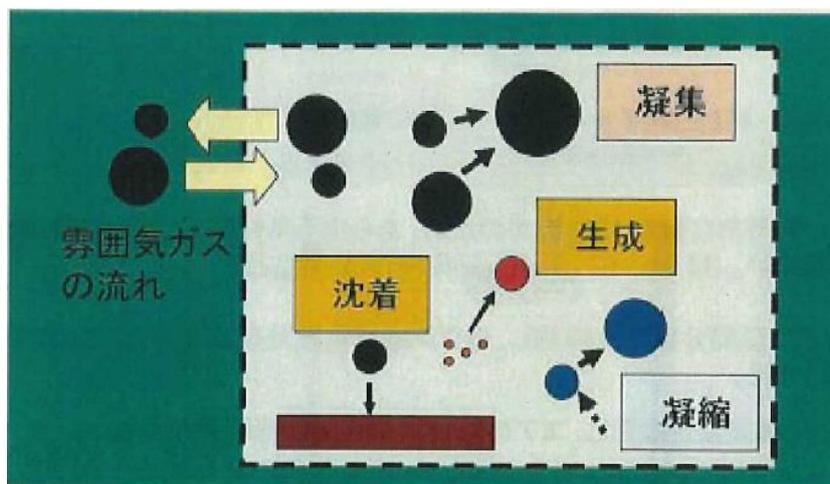
①MAAP コードにおける D/W 内でのエアロゾル粒径分布の評価モデルについて

○MAAP コードにおけるエアロゾル粒子の粒子分布の評価モデル

エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図①-1 に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等が考慮される。エアロゾル粒径分布の経時変化は、エアロゾル粒子同士の凝集と壁面等への沈着の効果に着目して、下式の形で表される。ここで、右辺の第1項と第2項は拡散と重力沈降による凝集を表し、第3項は重力沈降による除去項、第4項は発生項を表す。

$$\frac{\partial n(v, t)}{\partial t} = \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} - \frac{n(v, t) u(v)}{h} + \dot{n}_p(v)$$

- ここで、
- $n(v, t)$: 時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数
 - $K(v, \bar{v})$: 粒子が凝集する頻度
 - $u(v)$: 体積(v)の粒子に対する重力沈降速度
 - $\dot{n}_p(v)$: 体積(v)の粒子の発生率
 - v : 粒子体積
 - h : 実効高さ (= 空間容積 / 沈着面積)



図①-1 エアロゾル粒径分布変化の機構

・凝集現象

エアロゾル粒子同士が衝突・合体して大きな粒子になる場合には、粒子数が減ると共に粒径分布が直接変化する。凝集はブラウン運動による熱凝集と重力や流れの場における粒径の違いによる速度差に起因する運動凝集に大別される。ブラウン運動以外のメカニズムによる粒子の相対的な速度差に起因する運動凝集には種々のものがあるが、シビアアクシデント時の原子炉圧力容器内や原子炉格納容器内では、重力による沈降速度の粒径による違いにもとづく運動凝集が支配的である。このため、MAAP ではブラウン運動による凝集と重力による運動凝集が考慮される。

・沈着現象

MAAP では沈着現象として、拡散泳動・Stefan 流、熱泳動、慣性沈着及び重力沈降が考慮される。この中で、エアロゾル粒子の直径に直接依存する沈着現象は慣性沈着と重力沈降である。なお、MAAP において、実機条件に対する慣性沈着の寄与を検証しており、BWR の評価条件においては慣性沈着の寄与が小さい傾向が示されている。

重力沈降は、エアロゾルが重力により落下し格納容器等の中の床や機器等の水平面上に沈着する現象である。MAAP では、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求められる。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

・エアロゾルの発生

エアロゾルは、過熱された炉心から FP がガス状として原子炉圧力容器内に放出され、その雰囲気温度に依存して凝縮すること等により発生する。

なお、MAAP の FP 挙動モデルについては、有効性評価 付録 3「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 MAAP 3.3.7 核分裂生成物 (FP) 挙動モデル」にて、その挙動を説明している。

○凝集及び沈着のエアロゾル粒子の粒径分布への影響

- ・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突，小粒径のエアロゾル粒子が集まり，より粒径の大きい粒子がつくられ，粒径分布はより大きい方向にシフトする。
- ・沈着：重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着，粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため，大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され，粒径分布はより小さい方向にシフトする。

○希ガス等の漏えいについて

シール材の劣化等による微少な漏えいを想定した場合も、発生する漏えい経路は非常に狭いものとなるため、水蒸気、希ガス等の気体の分子（nm オーダー※）に比べ粒径が大きなエアロゾル粒子（ μm オーダー）はほぼ漏えいしないと考えられる。

○漏えい経路の大きさと除去効率について

実験の結果から、時間の経過とともに漏えいガス（空気）流量が低下することが確認できる（この閉塞の効果は出典 3 でも確認されている）。これに対してエアロゾル粒子の捕集係数（DF）は時間に依存せず、ほぼ一定であった。また、粒径の分布において径が大きな粒子は小さな粒子に比べて選択的に捕集されていることが分かる。

また、漏えい経路の大きさと除去効率の関係を図 2-17-補 1 に示す。横軸は試験体の等価リーク面積、縦軸は除去効率である。ここで、等価リーク面積は、試験体に空気を供給したときの流量と圧力の測定結果から以下の式（出典 2）にて得られる面積であり、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失の効果が含まれている。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$$

m : 質量流量 (kg/s) Ae : 等価リーク面積(m^2)
 P_0 : 1 次側圧力(Pa) P_b : 2 次側圧力 (大気圧) (Pa)
 γ : 比熱比(-) T_0 : 1 次側温度(K)
 R : 空気のガス定数(287J/kgK)

図 2-17-補 1 より、等価リーク面積と除去効率の間には顕著な相関関係が得られていないため、当該文献中では、実機の適用に当たっては、各貫通部に前述の平均の除去効率を採用するものとしている。

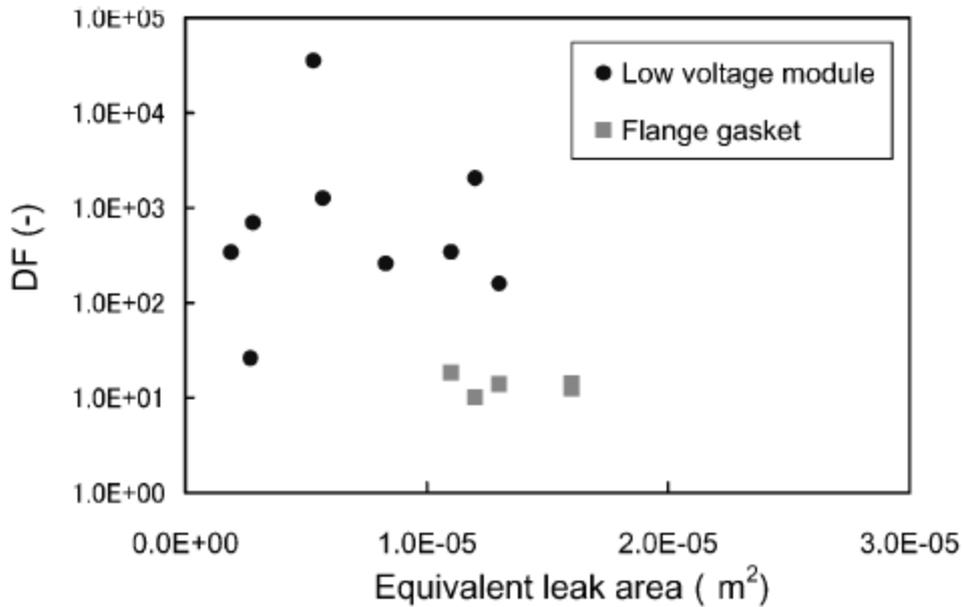


図 2-17-補 1 漏えい経路の大きさと除去効率の関係 (出典 1)

○試験条件について

参考にした文献 (出典 1) での実験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている。一方、重大事故等の環境としてはウェット条件を想定しており、この差異の影響は、下記のとおり非常に小さいと考えられる。

・エアロゾル粒子の成長等：

ウェット条件下ではエアロゾルの粒子の成長過程の内、凝集・凝縮効果が促進される。この効果により高い捕集効果が期待できると考えられる。

・有機シール材の劣化：

ウェット条件下では水蒸気酸化による劣化が考えられ、ドライ条件下よりシール材の水蒸気酸化が進むことが懸念される。ただし、「有効性評価 付録 2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果」に示すように蒸気暴露含め、過酷な重大事故等時の環境条件下においても必要な期間、必要なシール性能を維持できることを確認しており、高温での改良 EPDM 材の劣化は一般的に酸素により引き起こされるという知見もあるため、この影響がエアロゾル粒子の捕集効果に与える影響は小さいと考えられる。

61-10

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

61-10-i

目次

1. 免震重要棟内緊急時対策所	61-10-1-1
1.1 新規制基準への適合状況	61-10-1-1
1.2 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価について	61-10-1-3
・添付資料 1 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価条件	61-10-1-10
・添付資料 2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性	61-10-1-33
・添付資料 3 線量評価に用いる大気拡散評価	61-10-1-39
・添付資料 4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-1-41
・添付資料 5 エアロゾルの乾性沈着速度について	61-10-1-43
・添付資料 6 グランドシャインガンマ線の評価方法	61-10-1-47
・添付資料 7 使用済燃料プール等の燃料等による影響について	61-10-1-53
・添付資料 8 審査ガイド*1 への適合状況について	61-10-1-63
2. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
2.1 新規制基準への適合状況	61-10-2-1
2.2 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に係る被ばく評価について	61-10-2-3
・添付資料 1 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に係る被ばく評価条件	61-10-2-11
・添付資料 2 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	61-10-2-25
・添付資料 3 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に係る被ばく評価に用いる大気拡散評価について	61-10-2-30
・添付資料 4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-2-34
・添付資料 5 エアロゾルの乾性沈着速度について	61-10-2-37
・添付資料 6 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の評価方法について	61-10-2-45
・添付資料 7 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	61-10-2-50
・添付資料 8 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の評価方法について	61-10-2-54
・添付資料 9 外気から取り込まれた放射性物質による被ばくについて	61-10-2-62
・添付資料 10 空気ボンベ陽圧化装置による陽圧化開始が遅延することによる影響について	61-10-2-63
・添付資料 11 可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率の設定について	61-10-2-72

- | | |
|---|------------|
| ・添付資料 12 使用済燃料プール等の燃料等による影響について | 61-10-2-76 |
| ・添付資料 13 施工誤差の影響について | 61-10-2-84 |
| ・添付資料 14 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に係る被ばく
評価の審査ガイド ^{※1} への適合状況 | 61-10-2-88 |

(※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

 : 今回ご説明・ご回答する対象範囲

 : 第426回審査会合ご説明内容を掲載

使用済燃料プール等の燃料等による影響について

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」の事故が発生した場合を想定している。

一方、1 号炉から 5 号炉については停止状態にあるものの、使用済燃料プール（以下、SFP という）には使用済燃料や制御棒等を貯蔵している。また、蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下、DSP という）には、蒸気乾燥器及び気水分離器等を保管している。

これらの燃料等からの放射線については、SFP の水位が十分確保されている場合は水の遮蔽効果により免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に与える影響は無視できると考えられるが、ここでは、仮に水位を十分確保できない場合を想定して、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に与える影響について評価した。なお、5 号炉から 7 号炉については、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）と各 SFP 等との距離が 1km 以上離れていることから、その影響は十分に小さいと考えられる。また、6 号及び 7 号炉については、SFP の重大事故時における注水手段を整備していることから、水位の低下による影響は考えないものとした。

本評価の結果、1 号炉から 4 号炉の SFP の燃料等からのガンマ線による対策要員の実効線量は 7 日間で約 2.5mSv となり、6 号及び 7 号炉の炉心内燃料からの寄与（7 日間で約 86mSv）と合算しても、対策要員の実効線量は 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

1. SFP について

SFP 内の燃料等はプール水により遮蔽されているため、SFP の水位を十分確保できている場合は、燃料等に起因する放射線が免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に与える影響は無視できると考えられる。また、SFP は耐震重要度 S クラスの設備であり SFP 水の補給も可能であることから、スロッシング等の要因による水位低下は長期間にわたることはないと考えられる。

ここでは、SFP の水位が一時的に低下した場合を想定し、燃料等が免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に与える影響を評価した。

(1) 評価条件

a. 線源

線源として SFP 内の使用済燃料，燃料上部構造物，制御棒を考慮する。なお，制御棒については原子炉出力運転時において高さ方向の照射条件及び構造材質が異なるため，高さ方向に 3 領域に分割してそれぞれについて線源強度を設定した。線源強度を表添 1-7-1 から表添 1-7-2 に，線源強度の主要な評価条件を表添 1-7-3 に示す。また，線源モデルを図添 1-7-1 から図添 1-7-4 に示す。

表添 1-7-1 線源強度(使用済燃料及び制御棒)

エネルギー[MeV]			使用済燃料 線源強度※1	制御棒上部 線源強度※1	制御棒中間部 線源強度※1	制御棒下部 線源強度※1
下限	上限	平均				
0.00×10^0	2.00×10^{-2}	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{10}	約 6.2×10^7	約 2.9×10^7	約 1.4×10^8
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	2.50×10^{-2}	約 2.8×10^9	約 6.9×10^6	約 2.5×10^6	約 1.5×10^7
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	3.75×10^{-2}	約 2.9×10^9	約 3.9×10^6	約 1.6×10^6	約 8.7×10^6
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	5.75×10^{-2}	約 2.4×10^9	約 4.4×10^6	約 2.3×10^7	約 9.7×10^6
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	8.50×10^{-2}	約 1.7×10^9	約 1.7×10^6	約 2.6×10^6	約 3.8×10^6
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.25×10^{-1}	約 1.8×10^9	約 6.6×10^5	約 4.6×10^6	約 1.5×10^6
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.25×10^{-1}	約 1.4×10^9	約 2.2×10^5	約 6.4×10^6	約 4.9×10^5
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	3.75×10^{-1}	約 8.2×10^8	約 6.1×10^4	約 3.9×10^4	約 1.4×10^5
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	5.75×10^{-1}	約 1.7×10^{10}	約 5.0×10^4	約 5.9×10^4	約 1.1×10^5
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	8.50×10^{-1}	約 6.2×10^9	約 1.6×10^8	約 6.9×10^7	約 3.7×10^8
1.00×10^0	1.50×10^0	1.25×10^0	約 9.4×10^8	約 1.5×10^9	約 4.8×10^8	約 3.3×10^9
1.50×10^0	2.00×10^0	1.75×10^0	約 4.2×10^7	約 8.5×10^2	約 4.0×10^2	約 1.9×10^3
2.00×10^0	2.50×10^0	2.25×10^0	約 3.7×10^7	約 7.9×10^3	約 2.5×10^3	約 1.7×10^4
2.50×10^0	3.00×10^0	2.75×10^0	約 1.0×10^6	約 2.4×10^1	約 9.0×10^0	約 5.4×10^1
3.00×10^0	4.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^5	約 8.3×10^{-12}	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-11}
4.00×10^0	6.00×10^0	5.00×10^0	約 1.0×10^2	約 0.0×10^0	約 1.2×10^{-5}	約 0.0×10^0
6.00×10^0	8.00×10^0	7.00×10^0	約 1.2×10^1	約 0.0×10^0	約 1.4×10^{-6}	約 0.0×10^0
8.00×10^0	1.10×10^1	9.50×10^0	約 1.4×10^0	約 0.0×10^0	約 1.6×10^{-7}	約 0.0×10^0

※1 単位 : photons \cdot cm⁻³ \cdot s⁻¹

表添 1-7-2 線源強度(燃料上部構造物)

ガンマ線エネルギー[MeV]	燃料上部構造物[photons \cdot s ⁻¹]
1.17×10^0	約 2.8×10^{16}
1.33×10^0	約 2.8×10^{16}

表添 1-7-3 線源強度の主要な評価条件 (1/2)

線源	項目	評価条件	選定理由
使用済燃料	燃料タイプ	9×9 燃料 (A 型)	—
	燃料体数	3444 体	1～7 号炉の使用済燃料プールの最大貯蔵体数
	燃焼度	50GWd/tU	燃料の管理値
	冷却期間	1000 日	1～5 号炉の使用済燃料プールにおいて、現在保管されている使用済燃料の冷却期間を包絡する冷却期間
	線源形状	直方体として線源分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない
制御棒	制御棒タイプ	フラットチューブ型ハフニウム制御棒	ボロンカーバイト型とハフニウム型のうち、総合的な線源強度が大きなハフニウム型を採用
	制御棒体数	580 体	1 本当たりの各領域の大きさ及び線源強度を算出し、保守的に制御棒貯蔵ハンガ／ラックの収納エリアの全てに制御棒が満たされた状態を仮定
	冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様
	線源形状	直方体として、高さ方向に 3 領域に分割	原子炉の出力運転時において高さ方向の照射条件が異なるため、線源強度が高さ方向で異なることを考慮

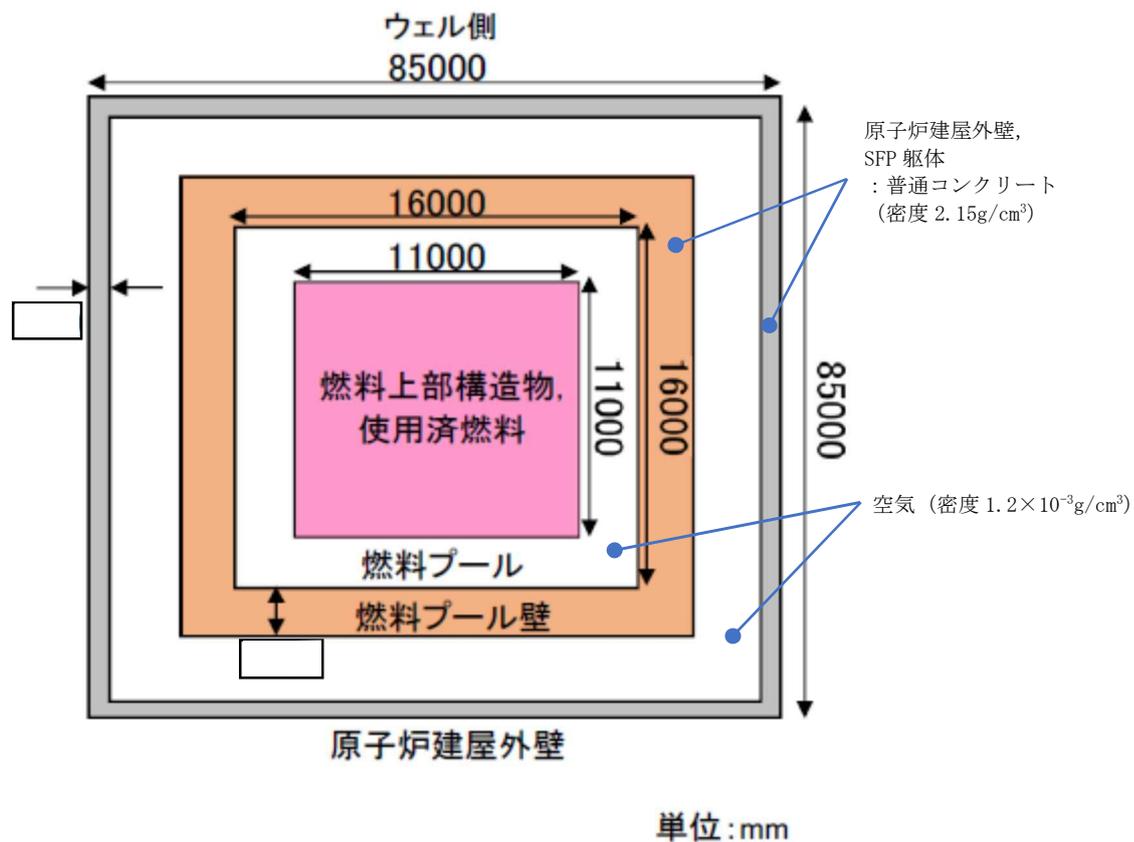
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表添 1-7-3 線源強度の主要な評価条件 (2/2)

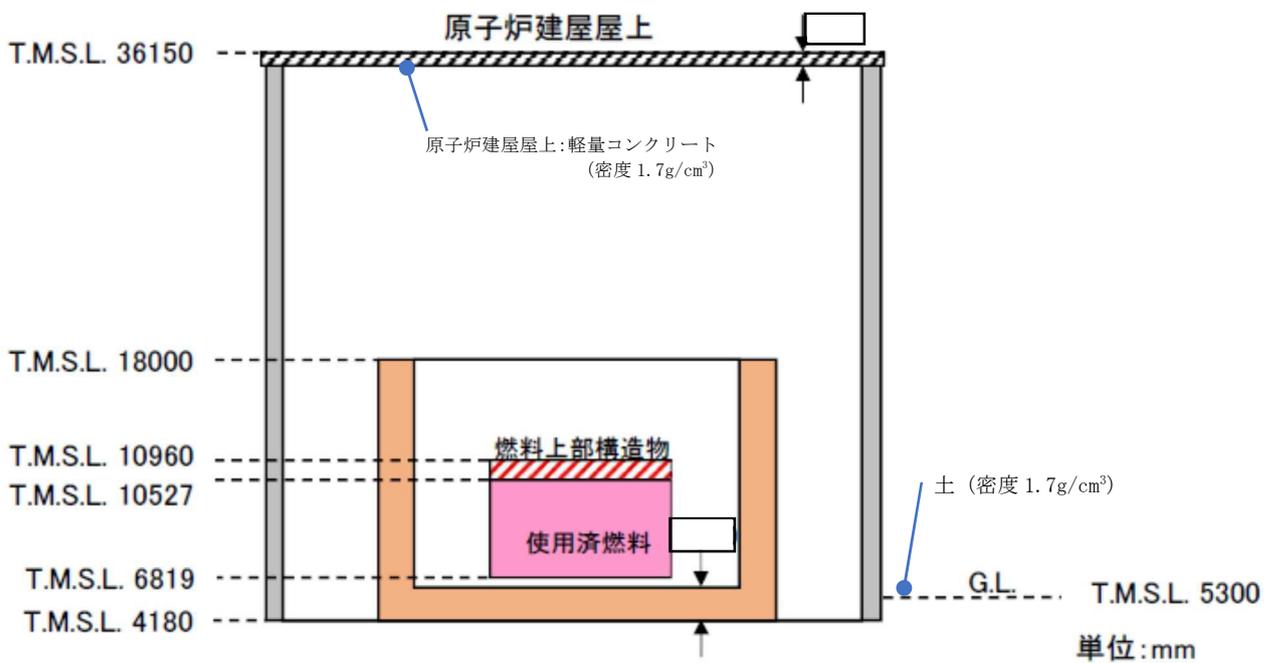
線源	項目	評価条件	選定理由
燃料上部 構造物 ^{※1}	材料の重量	SUS []	燃料集合体構造を考慮し設定
		Inc []	
		Zr []	
	材料中の コバルト割合	SUS []	同上
		Inc []	
		Zr []	
照射期間	1915 日 (50Gwd/tU 相当)	燃料の管理値	
冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様	
線源形状	直方体として線源 分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない	

※1 グリッド, 上部端栓等

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

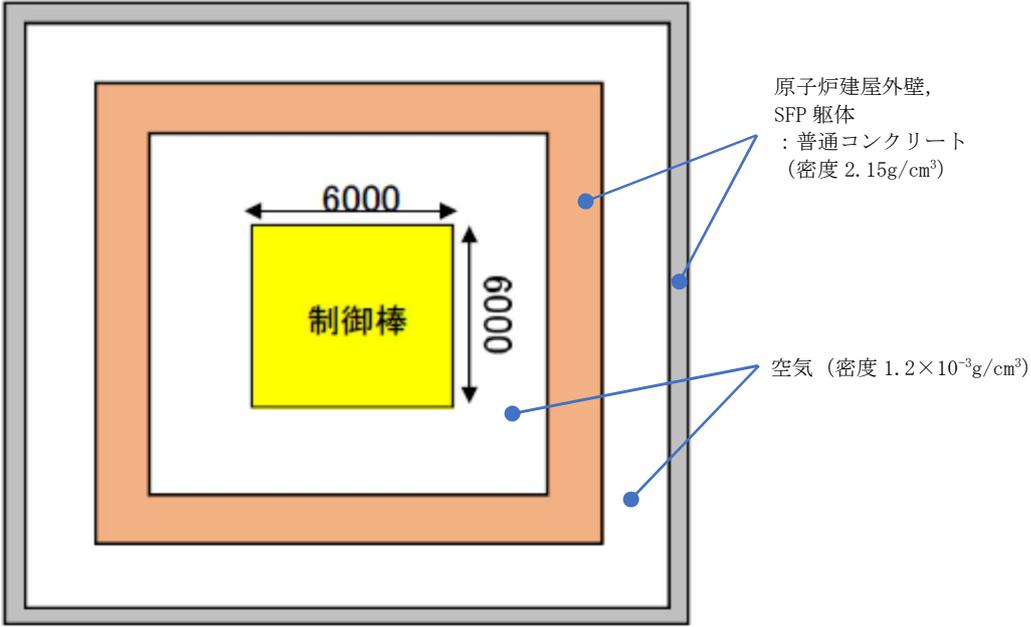


図添 1-7-1 線源モデル (使用済燃料・燃料上部構造物) (平面図)



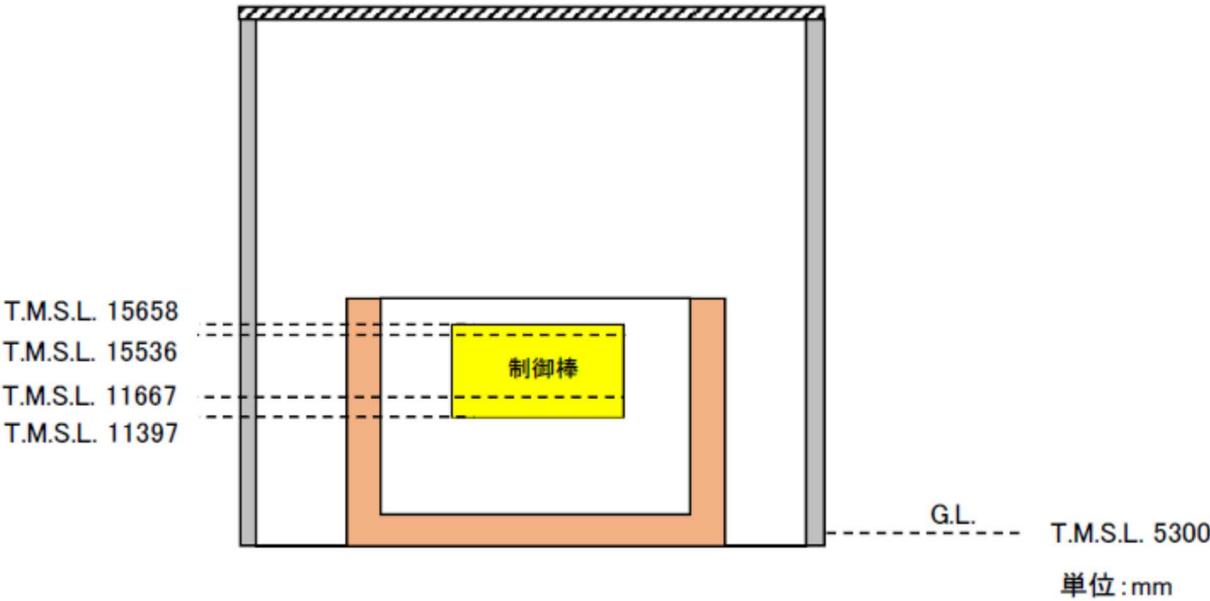
図添 1-7-2 線源モデル (使用済燃料・燃料上部構造物) (断面図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



単位:mm

図添 1-7-3 線源モデル (制御棒) (平面図)



図添 1-7-4 線源モデル (制御棒) (断面図)

b. 遮蔽

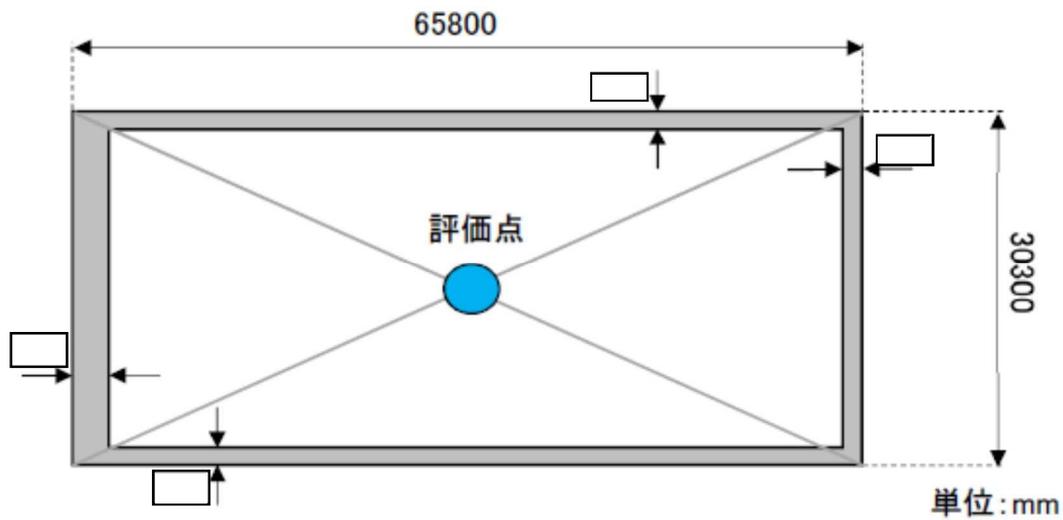
(a) 線源周りの遮蔽

線源周りの遮蔽としては、原子炉建屋外壁及び原子炉建屋屋上並びに SFP 躯体を考慮した。線源周りの遮蔽モデルを図添 1-7-1 から図添 1-7-4 に示す。

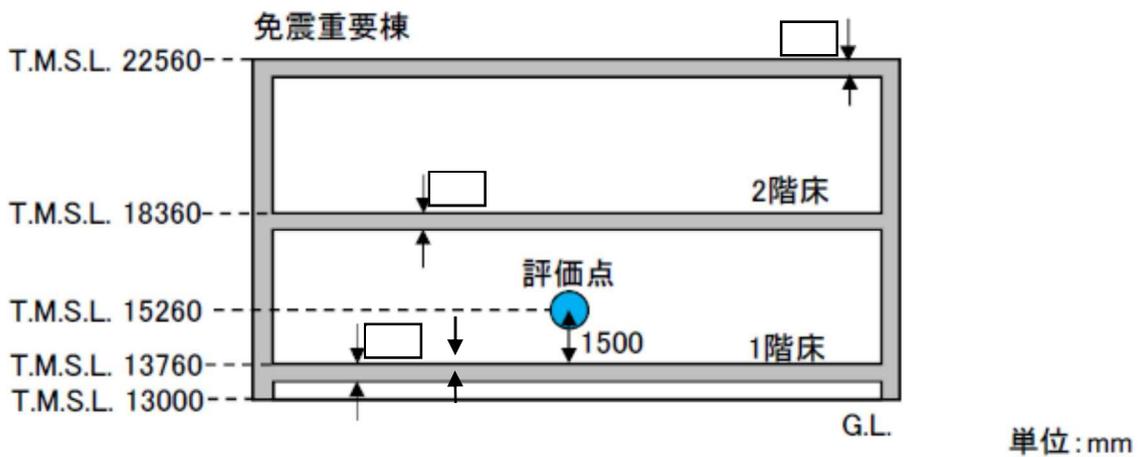
なお、本評価では SFP の水位が十分確保できない場合の影響を評価するため、保守的にプール水による遮蔽効果には期待しないものとした。

(b) 評価点周りの遮蔽

評価点周りの遮蔽としては、免震重要棟の外壁、1階床面、2階床面、屋上面を考慮した。評価点周りの遮蔽の評価モデルを図添 1-7-5 及び図添 1-7-6 に示す。



図添 1-7-5 評価点周りの遮蔽（平面図）



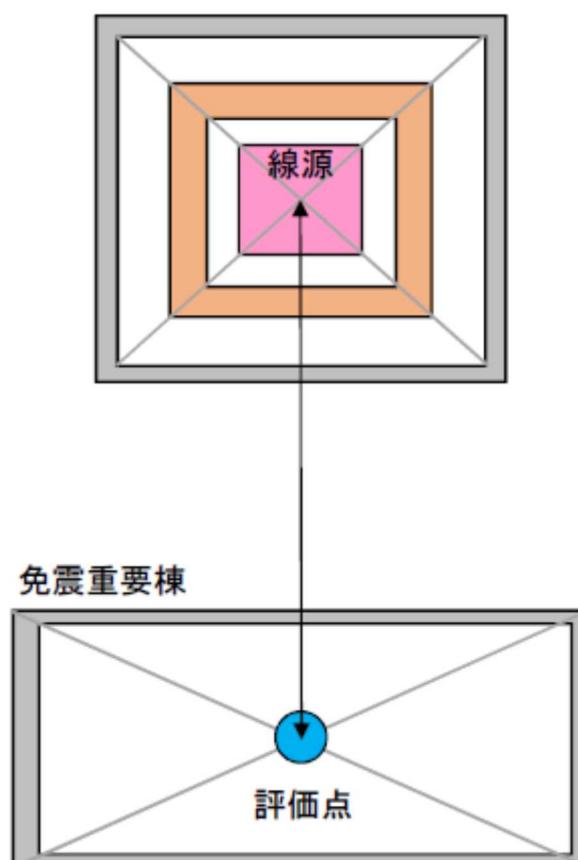
図添 1-7-6 評価点周りの遮蔽（断面図）

c. 線源と評価点との位置関係

線源と評価点との離隔距離を表添 1-7-4 に示す。また、評価上想定した位置関係を図添 1-7-7 に示す。

表添 1-7-4 線源と評価点との水平方向の離隔距離

評価点	線源			
	1号炉 SFP内の 燃料等	2号炉 SFP内の 燃料等	3号炉 SFP内の 燃料等	4号炉 SFP内の 燃料等
免震重要棟内 緊急時対策所 1階（待避室）	320m	440m	600m	800m



図添 1-7-7 線源と評価点の位置関係

(2) 評価コード

a. MCNP5 コード

MCNP5 コードでは、評価点周りに遮蔽がない場合の、評価点におけるガンマ線量及びそのエネルギースペクトルを評価した。なお、本コードによる評価では、地表面は平坦であるとし、地表面や各遮蔽壁による散乱の効果を考慮している。

また、検出器には点検出器を用い、統計誤差の判断基準は5%未満とした。

b. QAD-CGGP2R コード

QAD-CGGP2R コードでは、MCNP5 コードにて評価したガンマ線量率及びそのエネルギースペクトルを用いて、本コードにより評価点周りの遮蔽体の遮蔽効果を評価した。

(3) 評価結果

評価結果を表添 1-7-5 に示す。1号炉から4号炉のSFP内の燃料等からのガンマ線による対策要員の実効線量は7日間で約2.5mSvとなり、6号及び7号炉の炉心内燃料からの寄与(7日間で約86mSv)と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないことを確認した。

表添 1-7-5 各号炉のSFP内の燃料等からの影響[mSv/7日間]

	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	合計
対策要員の実効線量	約 1.9×10^0	約 5.3×10^{-1}	約 1.0×10^{-1}	約 1.5×10^{-2}	約 2.5

2. DSP について

DSP 内に保管される蒸気乾燥器及び気水分離器も, SFP 内の制御棒や燃料上部構造物同様, 放射化することにより線源となるが, 以下の①②より, 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) の居住性に与える影響は, SFP 内の線源による影響に比べ小さく無視できるものと考えられる。

- ① DSP 内の線源の強さは, SFP 内の線源 (使用済燃料を含む) の強さに比べて小さいと考えられること
- ② DSP 内の線源からのガンマ線に対しては, SFP 内の線源からのガンマ線に対する遮蔽 (原子炉建屋外壁, 原子炉建屋屋上, SFP 躯体) と同程度の遮蔽 (原子炉建屋外壁, 原子炉建屋屋上, DSP 躯体) が確保されていること

使用済燃料プール等の燃料等による影響について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に係る被ばく評価に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」の事故が発生した場合を想定している。

一方、5号炉については停止状態にあるものの、使用済燃料プール（以下、SFPという）には使用済燃料や制御棒等を貯蔵している。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に隣接する5号炉蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下、DSPという）には、蒸気乾燥器及び気水分離器等を保管している。

これらの燃料等からの放射線については、SFP等の水位が十分確保されている場合は水の遮蔽効果により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響は無視できると考えられるが、ここでは、仮に水位を十分確保できない場合を想定して、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響について評価した。なお、1号炉から4号炉については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）と各SFP等との距離が1km以上離れていることから、その影響は十分に小さいと考えられる。また、6号及び7号炉については、SFPの重大事故時における注水手段を整備していることから、水位の低下による影響は考えないものとした。

本評価の結果、5号炉のSFP等の燃料等からのガンマ線による対策要員の実効線量は7日間で0.1mSv以下となり、6号及び7号炉の炉心内燃料からの寄与（7日間で約56mSv）に比べ、十分小さいことを確認した。

このことから、SFP等の水位が十分確保されない場合を想定しても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の対策要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないと考えられる。

1. SFPについて

SFP内の燃料等はプール水により遮蔽されているため、SFPの水位を十分確保できている場合は、燃料等に起因する放射線が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響は無視できると考えられる。また、SFPは耐震重要度Sクラスの設備でありSFP水の補給も可能であることから、スロッシング等の要因による水位低下は長期間にわたることは無いと考えられる。

ここでは、SFPの水位が一時的に低下した場合を想定し、燃料等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響を評価した。

(1) 評価条件

a. 線源

線源として SFP 内の使用済燃料，燃料上部構造物，制御棒を考慮する。なお，制御棒については原子炉出力運転時において高さ方向の照射条件及び構造材質が異なるため，高さ方向に 3 領域に分割してそれぞれについて線源強度を設定した。線源強度を表添 2-12-1 から表添 2-12-2 に，線源強度の主要な評価条件を表添 2-12-3 に示す。また，線源モデルを図添 2-12-1 から図添 2-12-4 に示す。

表添 2-12-1 線源強度(使用済燃料及び制御棒)

エネルギー[MeV]			使用済燃料 線源強度※1	制御棒上部 線源強度※1	制御棒中間 部線源強度※1	制御棒下部 線源強度※1
下限	上限	平均				
0.00×10^0	2.00×10^{-2}	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{10}	約 6.2×10^7	約 2.9×10^7	約 1.4×10^8
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	2.50×10^{-2}	約 2.8×10^9	約 6.9×10^6	約 2.5×10^6	約 1.5×10^7
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	3.75×10^{-2}	約 2.9×10^9	約 3.9×10^6	約 1.6×10^6	約 8.7×10^6
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	5.75×10^{-2}	約 2.4×10^9	約 4.4×10^6	約 2.3×10^7	約 9.7×10^6
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	8.50×10^{-2}	約 1.7×10^9	約 1.7×10^6	約 2.6×10^6	約 3.8×10^6
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.25×10^{-1}	約 1.8×10^9	約 6.6×10^5	約 4.6×10^6	約 1.5×10^6
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.25×10^{-1}	約 1.4×10^9	約 2.2×10^5	約 6.4×10^6	約 4.9×10^5
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	3.75×10^{-1}	約 8.2×10^8	約 6.1×10^4	約 3.9×10^4	約 1.4×10^5
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	5.75×10^{-1}	約 1.7×10^{10}	約 5.0×10^4	約 5.9×10^4	約 1.1×10^5
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	8.50×10^{-1}	約 6.2×10^9	約 1.6×10^8	約 6.9×10^7	約 3.7×10^8
1.00×10^0	1.50×10^0	1.25×10^0	約 9.4×10^8	約 1.5×10^9	約 4.8×10^8	約 3.3×10^9
1.50×10^0	2.00×10^0	1.75×10^0	約 4.2×10^7	約 8.5×10^2	約 4.0×10^2	約 1.9×10^3
2.00×10^0	2.50×10^0	2.25×10^0	約 3.7×10^7	約 7.9×10^3	約 2.5×10^3	約 1.7×10^4
2.50×10^0	3.00×10^0	2.75×10^0	約 1.0×10^6	約 2.4×10^1	約 9.0×10^0	約 5.4×10^1
3.00×10^0	4.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^5	約 8.3×10^{-12}	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-11}
4.00×10^0	6.00×10^0	5.00×10^0	約 1.0×10^2	約 0.0×10^0	約 1.2×10^{-5}	約 0.0×10^0
6.00×10^0	8.00×10^0	7.00×10^0	約 1.2×10^1	約 0.0×10^0	約 1.4×10^{-6}	約 0.0×10^0
8.00×10^0	1.10×10^1	9.50×10^0	約 1.4×10^0	約 0.0×10^0	約 1.6×10^{-7}	約 0.0×10^0

※1 単位 : photons \cdot cm⁻³ \cdot s⁻¹

表添 2-12-2 線源強度(燃料上部構造物)

ガンマ線エネルギー[MeV]	燃料上部構造物[photons \cdot s ⁻¹]
1.17×10^0	約 2.8×10^{16}
1.33×10^0	約 2.8×10^{16}

表添 2-12-3 線源強度の主要な評価条件 (1/2)

線源	項目	評価条件	選定理由
使用済燃料	燃料タイプ	9×9 燃料 (A 型)	—
	燃料体数	3444 体	1～7 号炉の使用済燃料プールの最大貯蔵体数
	燃焼度	50Gwd/tU	燃料の管理値
	冷却期間	1000 日	1～5 号炉の使用済燃料プールにおいて、現在保管されている使用済燃料の冷却期間を包絡する冷却期間
	線源形状	直方体として線源分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない
制御棒	制御棒タイプ	フラットチューブ型ハフニウム制御棒	ボロンカーバイト型とハフニウム型の内、総合的な線源強度が大きなハフニウム型を採用
	制御棒体数	580 体	1 本あたりの各領域の大きさ及び線源強度を算出し、保守的に制御棒貯蔵ハンガ／ラックの収納エリアの全てに制御棒が満たされた状態を仮定
	冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様
	線源形状	直方体として、高さ方向に 3 領域に分割	原子炉の出力運転時において高さ方向の照射条件が異なるため、線源強度が高さ方向で異なることを考慮

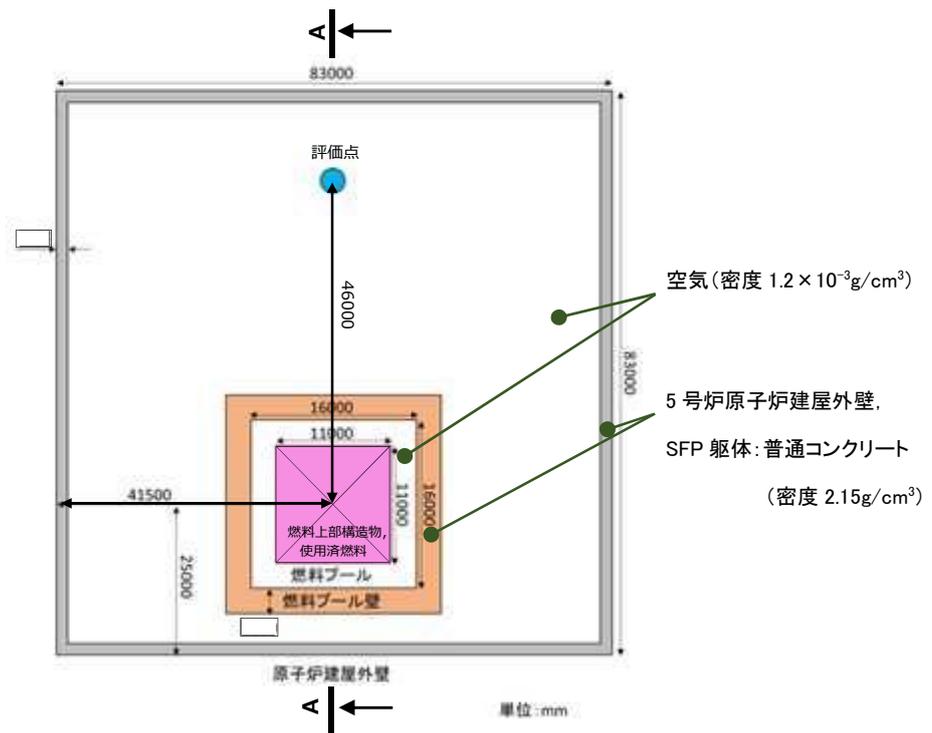
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-12-3 線源強度の主要な評価条件 (2/2)

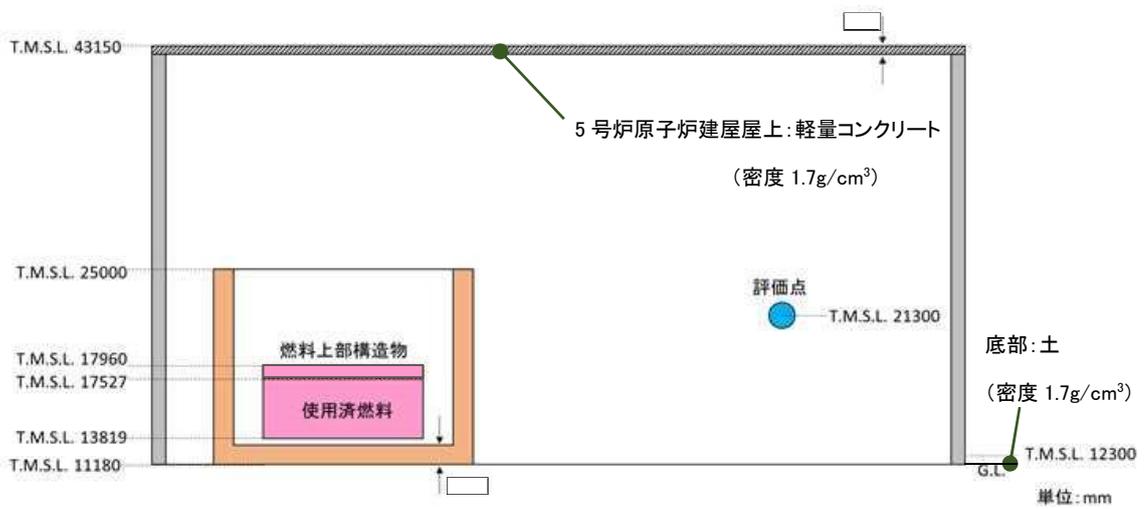
線源	項目	評価条件	選定理由
燃料上 部構造 物※1	材料の重量	SUS []	燃料集合体構造を考慮し設定
		Inc []	
		Zr []	
	材料中の コバルト割合	SUS []	同上
		Inc [] Zr []	
照射期間	1915 日 (50GWd/tU 相当)	燃料の管理値	
冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様	
線源形状	直方体として線源 分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない	

※1 グリッド, 上部端栓等

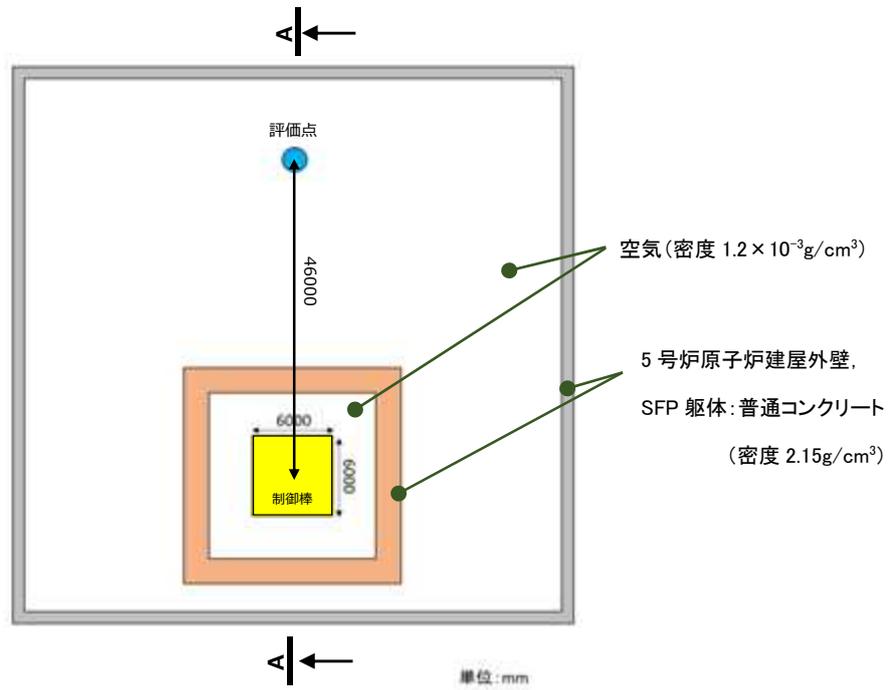
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



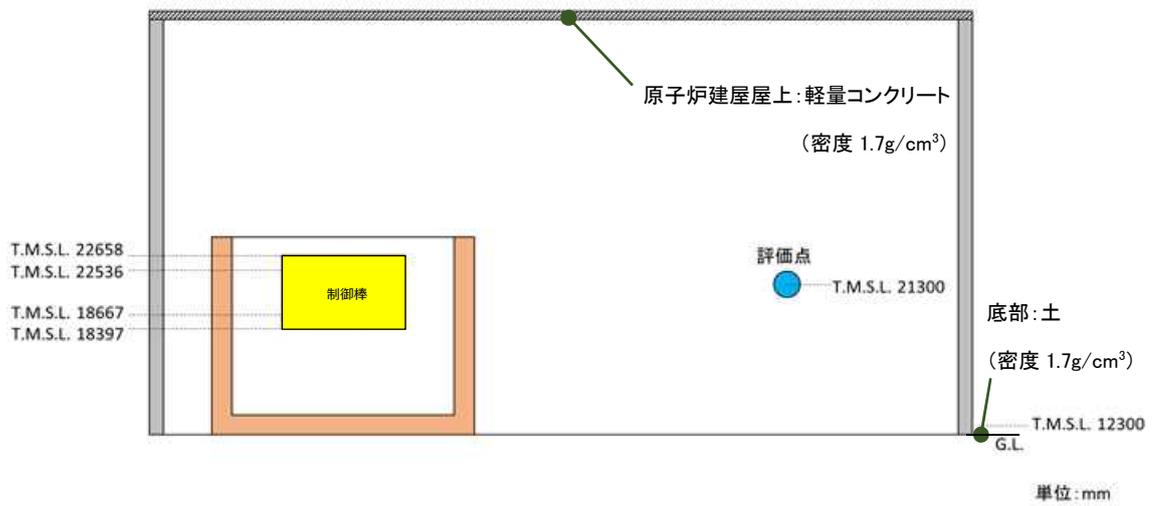
図添 2-12-1 線源モデル（使用済燃料・燃料上部構造物）（平面図）



図添 2-12-2 線源モデル（使用済燃料・燃料上部構造物）（A-A 断面図）



図添 2-12-3 線源モデル (制御棒) (平面図)



図添 2-12-4 線源モデル (制御棒) (A-A 断面図)

b. 遮蔽

(a) 線源周りの遮蔽

線源周りの遮蔽としては、原子炉建屋外壁及び原子炉建屋屋上並びに SFP 躯体を考慮した。線源周りの遮蔽モデルを図添 2-12-1 から図添 2-12-4 に示す。

なお、本評価では SFP の水位が十分確保できない場合の影響を評価するため、保守的にプール水による遮蔽効果には期待しないものとした。

(b) 評価点周りの遮蔽

評価点周りの遮蔽としては、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の躯体を考慮し、評価点が厚さ の普通コンクリート（密度 2.15g/cm³）に覆われているものとした。

c. 線源と評価点との位置関係

線源と評価点との位置関係を図添 2-12-1 から図添 2-12-4 に示す。

水平方向については、線源周りの遮蔽厚が最も小さくなるよう、線源の平面中心位置を通る直線において、線源から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）までの最短水平距離として 46000mm を用いた。

垂直方向については、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内でスカイシャインガンマ線が最も高くなると考えられる天井高さ（SFP 上端から 3700mm 低い位置）とした。

(2) 評価コード

a. MCNP5 コード

MCNP5 コードでは、評価点周りに遮蔽がない場合の、評価点におけるガンマ線量及びそのエネルギースペクトルを評価した。なお、本コードによる評価では、底面は平坦であるとし、底面による散乱の効果を考慮している。

また、検出器には点検出器を用い、統計誤差の判断基準は 5%未満とした。

b. QAD-CGGP2R コード

QAD-CGGP2R コードでは、MCNP5 コードにて評価したガンマ線量率及びそのエネルギースペクトルを用いて、本コードにより評価点周りの遮蔽体の遮蔽効果を評価した。

(3) 評価結果

単位時間当たりの実効線量は 2.0×10^{-4} mSv/h 以下となり、7 日間の積算線量に換算した場合 0.1 mSv 以下となった。

2. DSP について

DSP 内に保管される蒸気乾燥器及び気水分離器については、他号炉を含め、これまでの点検実績を踏まえると、当該構造物の表面におけるガンマ線量率は最大でも [] 程度である。このため、蒸気乾燥器及び気水分離器が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に最も近接するよう DSP 内に保管された場合でも、直接ガンマ線は DSP 躯体及び原子炉建屋内壁（合計で普通コンクリート [] 以上）により遮蔽されるため、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性に与える影響は無視できる程度であると考えられる。