

東海第二発電所 設置変更許可申請の補正書（第 2 回）
及び審査資料における記載内容について**1. 経緯**

平成 30 年 5 月 31 日に設置変更許可申請の第 2 回の補正書（以下、「補正書」という。）を提出している。また、同日、審査資料（まとめ資料）を提出している。

平成 30 年 6 月 4 日及び 5 日に補正書の記載内容について、審査資料（まとめ資料）と記載の不整合があることを確認した。

2. 資料の記載に係わる確認結果

① 補正書「本文五号ロ(3)(i) a. (ab) 保安電源設備」

本来、記載すべき下記の内容が抜けていることを確認した。

【記載が抜けている内容】

- ・設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の 2 以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。
- ・設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

【添付書類 1】

② 補正書「添付書類五(2) 設計及び運転等の品質保証活動」

本来、記載すべき下記の内容が抜けていることを確認した。

【記載が抜けている内容】

- ・各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

【添付書類 2】

3. 資料の記載に係る経緯と原因

本事案における補正書の記載に係る経緯と原因は以下のとおり。

① 補正書「本文五号ロ(3)(i) a. (ab) 保安電源設備」

- ・DB 担当は、当該箇所はこれまでの審査内容を踏まえた記載となるよう追記が必要な箇所であることを認識して補正案、審査資料を作成している。
- ・DB 担当は、補正案の当該箇所が削除されていないことを確認している。（平成 30 年 5 月 11 日）
- ・社内上位者によるレビューにおいて、当該箇所は不要でないかとのコメントが出されている。

- ・ 補正案の電子ファイルは1元管理しているものの、複数 Gr にまたがり修正作業を実施しており、当該箇所についての修正作業が錯綜した際に誤って削除した可能性が否定できない。
- ・ 修正作業から DB 担当には記載要否の確認、連絡は受けておらず削除されていることは分からなかった。
- ・ 原因として、複数 Gr にまたがり作成している補正書の最終確認において、修正内容に係る情報共有が不十分であった。

② 補正書「添付書類五(2) 設計及び運転等の品質保証活動」

- ・ 担当 A は、当該箇所について、先行プラント記載例を参考にしつつ東海第二の既許可申請書に記載がないことから、記載を追加して審査資料、第 1 回の補正書を作成している。(平成 29 年 11 月 8 日)
- ・ 添付書類五とりまとめの担当 B は、その後のヒアリング及び第 2 回補正に向けて作業をした段階で当該箇所の記載が何らかの原因で削除されてしまっていることに気づかずに、添付書類五の審査資料等の修正を行った。(平成 29 年 12 月)
- ・ 添付書類五とりまとめ担当 B は、平成 30 年 5 月 31 日の第 2 回補正にあたり担当部分の QMS チェックを実施した。
- ・ 担当 A は、平成 30 年 5 月 31 日の第 2 回補正においても当該箇所は変更がないものと思い込み、担当部分の QMS チェックを実施した。
- ・ 添付書類五とりまとめ担当 B は、各々の分担毎で QMS チェックが実施されたことから全体としてのチェックが完了したものと判断した。
- ・ 原因として、補正書の最終確認において記載が抜けている箇所の確認ができなかった。補正書のみの確認ではなく、先行プラントとの比較表等を用いてこれまでの検討内容がもれなく補正書に反映されているかの確認が不十分であった。

4. 是正処置

平成 30 年 5 月 31 日の補正書の適正化が必要であることから、準備が整い次第すみやかに補正を実施する。

5. 水平展開（最終報告）

(1) 確認要領

全ての補正書及び審査資料（まとめ資料）について、資料間で整合がとれていることを、以下の観点で確認する。なお、確認にあたっては、各担当 Gr で補正書及び審査資料の作成物量が異なることから、網羅的な確認を確実にを行うために十分な確認体制となるよう体制を再度確立して実施した。

確認作業においては、これまでに確認された事例を周知し、再度、総チェックを実施した。

【確認対象とした資料】

- ・ 補正書 約 6,100 ページ
- ・ 全ての審査資料（まとめ資料）約 21,700 ページ（プラント・地震津波含む）

【確認の視点】

- ・ 補正書のみでの確認ではなく、審査資料（まとめ資料）、先行プラントとの比較表を用いて資料間の不整合について網羅的に確認を実施

- ・補正書及び審査資料（まとめ資料）の資料間で不整合が生じていた事例を周知して確認を実施
- ・S AとD Bの資料間，設備，技術的能力と有効性評価の資料間で整合が取れているか，複数 Gr にまたがり作成している資料で確認漏れがないか重点的に確認を実施

(2) 確認結果

- ① 本事案と同様に補正書の修正が必要な箇所は40件であった。

【添付書類 3-1】

＜主な内容＞

- ・段落抜け，図表等の抜け／最新でない，審査内容の反映漏れ（40件）
※基本設計として明確に記載すべき事項の抜け・漏れ等（17件／40件）

本来，基本設計として明確に記載すべき事項について，審査資料（まとめ資料）には記載があるが，補正書において記載が抜けたものも含まれており，これまでの審査内容を踏まえた記載となるよう補正を実施する。

- ② 本事案と同様に審査資料（まとめ資料）の修正が必要な箇所は17件であった。

【添付書類 3-2】

＜主な内容＞

- ・段落抜け，図表等の抜け／最新でない，審査内容の反映漏れ（17件）
※基本設計として明確に記載すべき事項の抜け・漏れ等（10件／17件）

- ③ 上記①②以外に記載の適正化及び単純誤記等があった。

審査資料（まとめ資料）について，記載を適正化したものを提出する。

(3) 確認結果に対する対応

上記(2)で確認した記載について修正する。

本事案の水平展開により，抽出された箇所の修正漏れを防ぐため，抽出箇所をチェックリストに整理したうえで，そのチェックリストを用いて確実に修正する。

6. 再発防止対策

今回の事象を踏まえ，水平展開の実施要領である「補正書及び審査資料（まとめ資料）について，資料間で整合がとれていることを確実に確認する」ことを社内規程とし，確認作業に取り組む。

また，「チェックリストを用いて確実に修正したことを確認する」ことについては，継続して実施するとともに，今回の事象を関係者に定期的に周知し，確認作業の重要性を改めて意識付ける。

以上

東海第二発電所 補正書 本文五号の記載の不備

(正)	(誤) 平成 30 年 5 月 31 日補正	備 考
(ab) 保安電源設備 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。 また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける設計とする。 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。 特に、重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置するとともに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。 また、変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。 非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。 7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。	(ab) 保安電源設備 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。 また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける設計とする。 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。 特に、重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置するとともに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。 また、変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。 非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。 7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。	・黄色ハッチング部分が削除されている。 ・黄色ハッチング部分が削除されている。

東海第二発電所 新規制基準適合性確認比較表（設計基準対象施設）【対象項目：添付書類五】

既許可申請書	先行プラント記載例（大飯 3 / 4 号機）	先行プラント記載例（柏崎刈羽 6 / 7 号機）	変更（案）	備考
項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。			なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的重要事項に関しては、本店にて保安規定第 6 条に基づく原子炉施設保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第 7 条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。	名称の違い 名称の違い
(2) 本変更に係る品質保証活動 本変更に係る品質保証活動は、発電部門の東海第二発電所品質マネジメントシステム組織で実施する。 設計及び工事を適確に遂行するため、要求事項を明確にし、必要な製品及び役務を調達する。また、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう調達に関する要求事項を明確にし、供給者に対する監査等により品質保証活動の実施状況の確認及び必要に応じ改善を図る。さらに、検査・試験等により、調達製品等が要求事項を満足していることを確認する。 運転及び保守を適確に遂行するため、放射性廃棄物管理、保守管理等において、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、必要に応じて改善を行う。 なお、不適合が発生した場合は、不適合の原因を明確にし、原因を除去する等の措置を行う。	(2) 本変更に係る設計及び運転等の品質保証活動 各業務を主管する組織の長は、本変更に係る設計及び工事を品質マニュアルにしたがい、その重要度に応じて実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、製品及び役務やその重要度に応じた管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、通常の調達要求事項に加え、特別な調達管理を行う。各業務を主管する組織の長は、検査及び試験等により調達製品が要求事項を満足していることを確認する。 各業務を主管する組織の長は、本変更に係る運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルにしたがい、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する	(2) 設計及び運転等の品質保証活動 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等を、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する	(2) 設計及び運転等の品質保証活動 各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアルに従い、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。 なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。 各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する	設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。 設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。

【凡例】 赤色：新規制基準に伴う見直し
 青色：記載適正化（先行プラント反映）
 緑色：記載適正化（その他）
 黒色：既許可分より変更なし

東海第二発電所 新規制基準適合性確認比較表（設計基準対象施設）【対象項目：添付書類五】

既許可申請書	先行プラント記載例（大飯 3／4 号機）	先行プラント記載例（柏崎刈羽 6／7 号機）	変更（案）	備考
	重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。	重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織はその実施状況を確認する。 (3) 品質保証活動の強化 当社は、福島第一原子力発電所事故の要因の一つとして安全意識の不足を認識しており、経営層自身の意識を高め、安全文化を組織全体へ確実に定着させるために、「福島原子力事故を決して忘れることなく、昨日よりも今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類無き安全を創造し続ける原子力事業者になる。」という決意を品質方針に示している。また、「経営層の安全意識の向上と組織全体への浸透」、「原子力安全を高めるためのガバナンス改善」、「原子力安全に係る各専門分野の強化・プロセスの改善」及び「国内外の運転経験情報の活用強化」などを通じて品質マネジメントシステムの強化に取り組んでいる。 上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。	重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。 (3) 品質保証活動の強化 当社は、福島第一原子力発電所事故のような極めて深刻な事故を二度と起こさないために、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意を品質方針に示している。 上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。	福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた記載の追加
5. 技術者に対する教育・訓練 技術系社員は、原則として入社後一定期間、当社の総合研修センター及び発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、及び機器配置、プラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。 さらに、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を、総合研修センターを中心に、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター等）において実施し、知識、技能の習得に努めている。	5. 教育・訓練 技術者は、原則として入社後一定期間、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力発電所等において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、各職能、目的に応じた基礎知識を習得する。 技術者の教育・訓練は、当社能力開発センター（原子力研修センター含む。）、原子力運転サポートセンターのほか、国内の原子力関係機関（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社原子力発電訓練センター等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教	5. 技術者に対する教育・訓練 技術者は、原則として入社後一定期間、当社原子力発電所において、原子力発電所の仕組み、発電所各系統の構成機器に関する知識、機器配置、放射線管理、安全管理、原子力安全等の基礎教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。 技術者の教育・訓練は、当社原子力発電所の訓練施設のほか、BWR 運転訓練センターや原子力安全推進協会における運転員の教育・訓練等、国内の原子力関係機関も活用し、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟	5. 教育・訓練 技術者は、原則として入社後一定期間、当社の東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び当社発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。 技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及	訓練設備の違い 表現の違い（既許可に準拠） 記載の適正化 既許可に比べて記載順序が異なる 訓練設備の違い 表現の違い（既許可に準拠）

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
1	補正書	本文五号口	(記載なし)	設計基準対象施設に接続する電線路は…	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
2	補正書	本文五号口	(記載なし)	設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する…	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
3	補正書	添付書類六	(第6. 2-23図 津波の伝播特性が記載なし)	第6. 2-23図 津波の伝播特性を追加 (本文は第6. 2-23図が入っているものとして作成しているため、変更なし)	①	まとめ資料の記載を反映した。
			(図番号がずれている)	図番号が1つずれる		
4	補正書	添付書類八	第1.6.1-1表 溢水から防護すべき系統設備(2/3) 中の機器名称が記載なし	(表中に「気体廃棄物処理系設備エリア、排気放射線モニタ」を追記)	①	まとめ資料の記載を反映した。
5	補正書	添付書類十 追補1	(記載なし)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段については、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段と同時並行で準備する。	①	まとめ資料の記載を反映した。 比較表にも同様の記載を反映した。
6	補正書 (審査資料)	添付書類五	(記載なし)	各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。	①	比較表の記載を反映した。 まとめ資料にも記載を反映した。
7	補正書	添付書類十 追補1 1.5	図が古い	図の最新化	①	まとめ資料の記載を反映した。 比較表にも同様の記載を反映した。
8	補正書	添付書類十 追補1 1.11	図が古い	最新図へ変更	①	まとめ資料の記載を反映した。 比較表にも同様の記載を反映した。

比較表差異理由

- ①提出した比較表及びまとめ資料の記載を反映することとしたもの
 ②3図書(補正書、比較表、まとめ資料)を提出した後に、当社にて修正が必要と判断したもの
 ③その他
 ・他の図書、当該図書の他箇所の記載を踏まえて修正を必要を判断したもの
 ・修正すべき箇所を誤って削除したもの 他

補正に係る記載について①

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
9	補正書	添付書類八	(第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(3/14)(4/14)中の原子炉圧力容器への注水量に係る主要パラメータに対する代替パラメータ及びその推定方法に関する記載なし。)	(左記表中に、代替パラメータ及びその推定方法を記載する。)	①	比較表及びまとめ資料を反映した。
10	補正書	添付書類八	(第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/14)中の格納容器下部水温の判断基準に係る温度計の設置高さ及び使用目的に関する記載なし。)	(左記表中に、温度計の設置高さ及び使用目的を記載する。)	①	比較表及びまとめ資料を反映した。
11	補正書	添付書類十	・・・要員の確保、応援計画案の作成・・・	・・・要員の確保、発電所の職場環境の整備、原子力事業者災害対策支援拠点の立ち上げ、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達・搬送、官庁への支援要請、他の原子力事業者からの支援受入れ調整、応援計画案の作成・・・	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
12	補正書	添付書類十	保健安全班は、緊急被ばく医療・・・	保健安全班は、 <u>現地医療体制整備の支援</u> 、緊急被ばく医療・・・	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
13	補正書	添付書類十 追補1 1.14	(第1.14.2.4-3図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電手順の概要図の添付なし)	(第1.14.2.4-3図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電手順の概要図を添付する)	③	前回補正書(平成29年11月提出)には添付していたが、比較表、今回補正書及びまとめ資料には添付漏れ。 HPCS D/Gから非常用所内電気設備に交流を給電するルートと、さらに直流にも給電する2パターンがあるが、図の名称が同一であったため、左記の概要図(単線結線図)及びタイムチャートを誤って削除した。
14	補正書	添付書類十 追補1 1.14	(第1.14.2.4-4図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電手順のタイムチャートの添付なし)	(第1.14.2.4-4図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤への給電手順のタイムチャートを添付する)	③	同上

補正に係る記載について①

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
15	補正書	本文五号 添付書類八	仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。	耐圧ベント系の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、 <u>原子炉格納容器が負圧とならない。</u> 仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。	②	これまでの審査内容を反映(下線部を追記)した。 耐圧ベント系の使用の際の格納容器スプレイを停止する運用を適切に記載した。
16	補正書	本文五号	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドレイウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、・・・	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドレイウェル内にスプレイすることで、・・・	②	他のまとめ資料の記載を反映(下線部を削除)した。 比較表及びまとめ資料にも左記を反映(下線部を削除)した。
17	補正書	本文五号 添付書類八	(記載なし)	<u>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とする。</u>	②	他のまとめ資料(技術的能力)の記載を反映(追記)した。 比較表及びまとめ資料にも左記の記載を反映(追記)した。
18	補正書	添付書類八	10.1-5表 (記載なし)	発電機 台数 2	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
19	補正書	添付書類八	それぞれ異なる区域	それぞれ異なる区画	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
20	補正書	添付書類八	再循環運転	閉回路循環運転	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。

補正に係る記載について①

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
21	補正書	添付書類八	屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。	可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。	②	これまでの審査内容を反映(下線部を削除)した。 まとめ資料の記載を反映した。
22	補正書	添付書類六	第1.6-7図(1) (図(凡例)が古い)	図の最新化	①	まとめ資料の記載を反映した。
23	補正書 (審査資料)	本文十号 添付書類十 (有効性評価)	(第7.2.1.2-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について(代替循環冷却系を使用する場合)(3/3)において、タンクローリによる燃料給油操作の記載なし)	(左記表中に、タンクローリによる可搬型窒素供給装置への燃料給油操作の記載を追加)	④	補正書の有効性評価の他シーケンスの記載の程度を踏まえて、当該記載を反映(追加)した。 同様の記載を、比較表及びまとめ資料にも反映(追加)した。
24	補正書	本文五号	(記載なし)	原子炉建屋外壁 個 数 一 式	④	補正書その他箇所(添付書類八 1.4 耐津波設計のうち敷地に遡上する津波)の記載を踏まえて、当該記載を反映(追加)した。
25	補正書	本文五号	(記載なし)	貯留堰 個 数 1	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。
26	補正書	添付書類八	(記載なし)	(7) 原子炉建屋外壁 種 類 津波防護壁 材 料 鉄筋コンクリート 個 数 一 式	④	補正書その他箇所(添付書類八 1.4 耐津波設計のうち敷地に遡上する津波)の記載を踏まえて、当該記載を反映(追加)した。

補正に係る記載について①

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
27	補正書	添付書類八	緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。保有数は、 <u>東海発電所及び東海第二発電所共用で1台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として1台の合計2台を設置する。</u>	緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。保有数は、 <u>多重性確保のための1台を加えた合計2台を設置する。</u> なお、 <u>東海発電所及び東海第二発電所で共用する。</u>	④	前回補正書(平成29年11月提出)の記載を反映した。 比較表及びまとめ資料にも同様の記載を反映した。
28	補正書	添付書類八	... 速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置...	... 速やかに起動し、緊急用メタルクラッド開閉装置を介してメタルクラッド開閉装置...	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。補正書(本文五号)には正しく記載したが、添付書類八への未反映
29	補正書	添付書類八	... 計測制御装置等で構成する。 <u>所内常設直流電源設備のうち、125V系蓄電池A系・B系は、全交流動力電源喪失...</u>	... 計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失...	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。補正書(本文五号)には正しく記載したが、添付書類八への未反映
30	補正書	添付書類八	... 可搬型整流器を経由し...	... 可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)又は(東側)を経由し...	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。補正書(本文五号)には正しく記載したが、添付書類八への未反映
31	補正書	添付書類八	... とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を用いる...	... 2C・2D非常用ディーゼル発電機を用いる...	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。補正書(本文五号)には正しく記載したが、添付書類八への未反映
32	補正書	添付書類八	... 2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる...	... 2C・2D非常用ディーゼル発電機と異なる...	①	比較表及びまとめ資料の記載を反映した。補正書(本文五号)には正しく記載したが、添付書類八への未反映
33	補正書	本文五号	代替燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急用海水系を用いて、...	代替燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び緊急用海水系を用いて、...	②	これまでの審査内容を反映(下線部を削除)した。 比較表及びまとめ資料にも反映(下線部を削除)した。
34	補正書	添付書類八	その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。	その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ含む)を重大事故等対処設備として使用する。	②	これまでの審査内容を反映(下線部を削除)した。 比較表及びまとめ資料にも反映(下線部を削除)した。

補正に係る記載について①

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
35	補正書	添付書類八	また、代替循環冷却系は、……残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。	また、代替循環冷却系は、……残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、 <u>原子炉注水及びサプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</u>	②	技術的能力のまとめ資料を反映(下線部を追記)した。 比較表及びまとめ資料にも左記を反映(下線部を追記)した。
36	補正書	添付書類八	代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	②	技術的能力のまとめ資料の記載を反映(左記項目を削除)した。 比較表及びまとめ資料にも記載を反映(左記項目を削除)した。
37	補正書	本文五号 添付書類八	<u>(a)常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復の記載項目</u>	(左記の項目を削除)	②	技術的能力のまとめ資料の記載を反映(左記項目を削除)した。 比較表及びまとめ資料にも記載を反映(左記項目を削除)した。
38	補正書	本文十号 添付書類十	「～原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。」	「～原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた(500℃以上)場合は、 <u>可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</u> 」	②	他の審査資料の記載を反映した。 比較表及びまとめ資料にも記載を反映する。
39	補正書	添付書類八 6章 添付書類十 追補1 1.15	(第6.4-3表、第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(8/14) 第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(13/20) におけるフィルタ装置圧力の代替パラメータの優先順位に係る記載がない。)	以下文を追記。 「推定は、同じ物理量であるドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力を優先する。」	①	比較表及びまとめ資料を反映した。
40	補正書	本文五号	ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保する設計とする。	ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに <u>燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</u>	④	他のまとめ資料の同等の記載を反映した。 比較表及びまとめ資料にも同様の記載を反映した。

No. 1

停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

特に，重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置するとともに，非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

また，変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で，故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は，それぞれ互いに独立したものであって，当該設計基準対象施設において受電可能なものであり，かつ，それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに，電線路のうち少なくとも1回線は，設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

非常用電源設備及びその付属設備は，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保し，その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対

設計基準対象施設に接続する電線路は，同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

(ac) 緊急時対策所

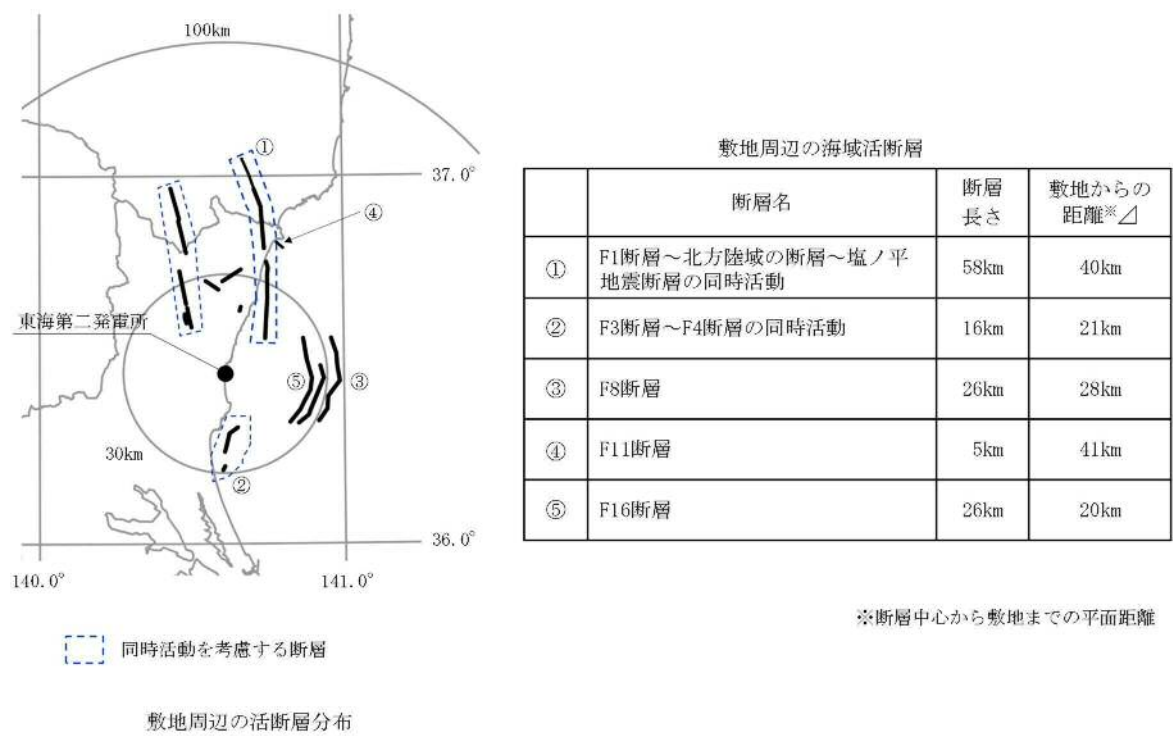
発電用原子炉施設には、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

(ad) 通信連絡設備

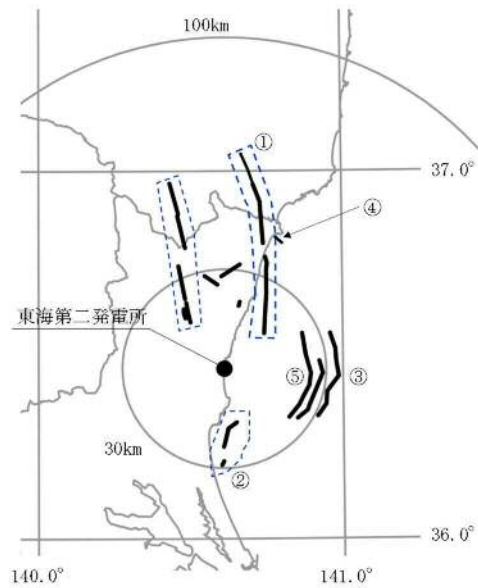
通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指



第 6.2－22 図 海域の活断層による地殻内地震
(津波波源の諸元)

次ページの第6.2－23図を追加



敷地周辺の海域活断層

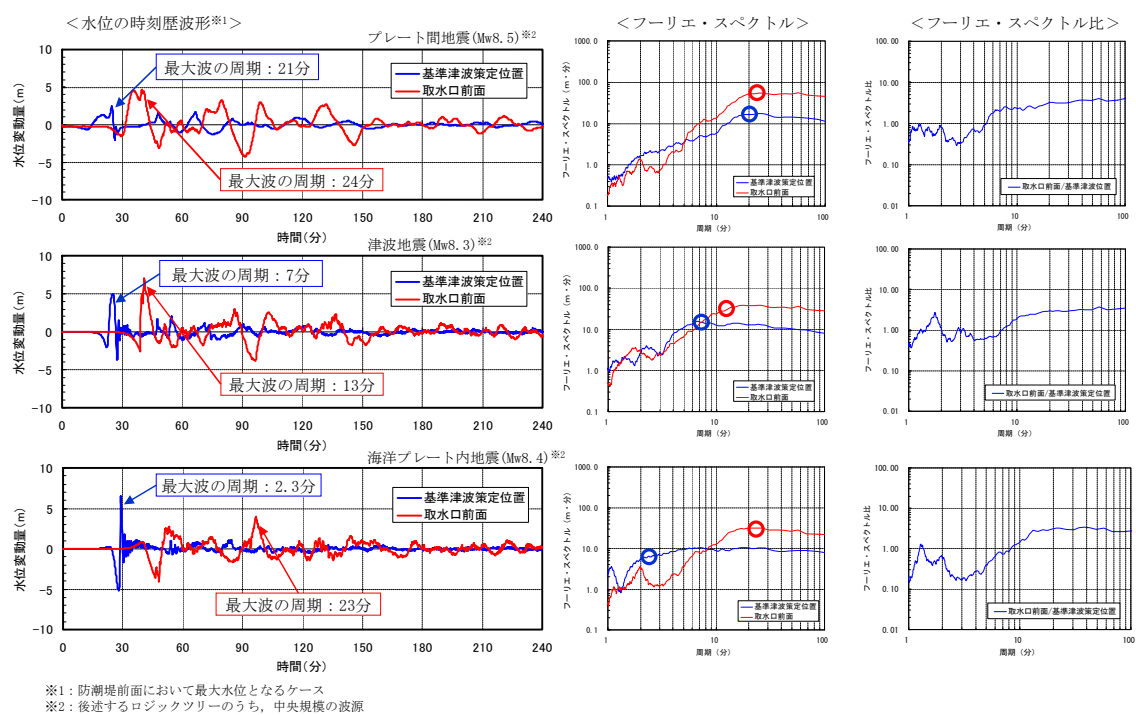
	断層名	断層長さ	敷地からの距離※△
①	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の同時活動	58km	40km
②	F3断層～F4断層の同時活動	16km	21km
③	F8断層	26km	28km
④	F11断層	5km	41km
⑤	F16断層	26km	20km

※断層中心から敷地までの平面距離

同時活動を考慮する断層

敷地周辺の活断層分布

第 6.2-22 図 海域の活断層による地殻内地震
(津波波源の諸元)



第 6.2-23 図 津波の伝播特性

前ページに追加する。

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (2/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアクチュエータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系（スクラム機能）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 ・中性子束（起動領域計装）	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉圧力及び原子炉水位 原子炉格納容器圧力	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温度	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	主排気筒放射線モニタ 気体廃棄物処理系設備エリア 排気放射線モニタ	MS-3

用済燃料プールへの注水を開始する。

なお、消火系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。

燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水ができない場合又は燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。

使用済燃料プール冷却機能の喪失により使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替

高圧
源
料
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段については、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手段と同時並行で準備する。

保及び燃料プール代替注水により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアルに従い、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

(3) 品質保証活動の強化

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。
また、製品及び役務を調達する場合、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社の東海総合研修センター、敦

まとめ資料

品質保証運営委員会では、東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。

なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本店にて保安規定第6条に基づく原子炉施設保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第7条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

b. 設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアルに従い、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。

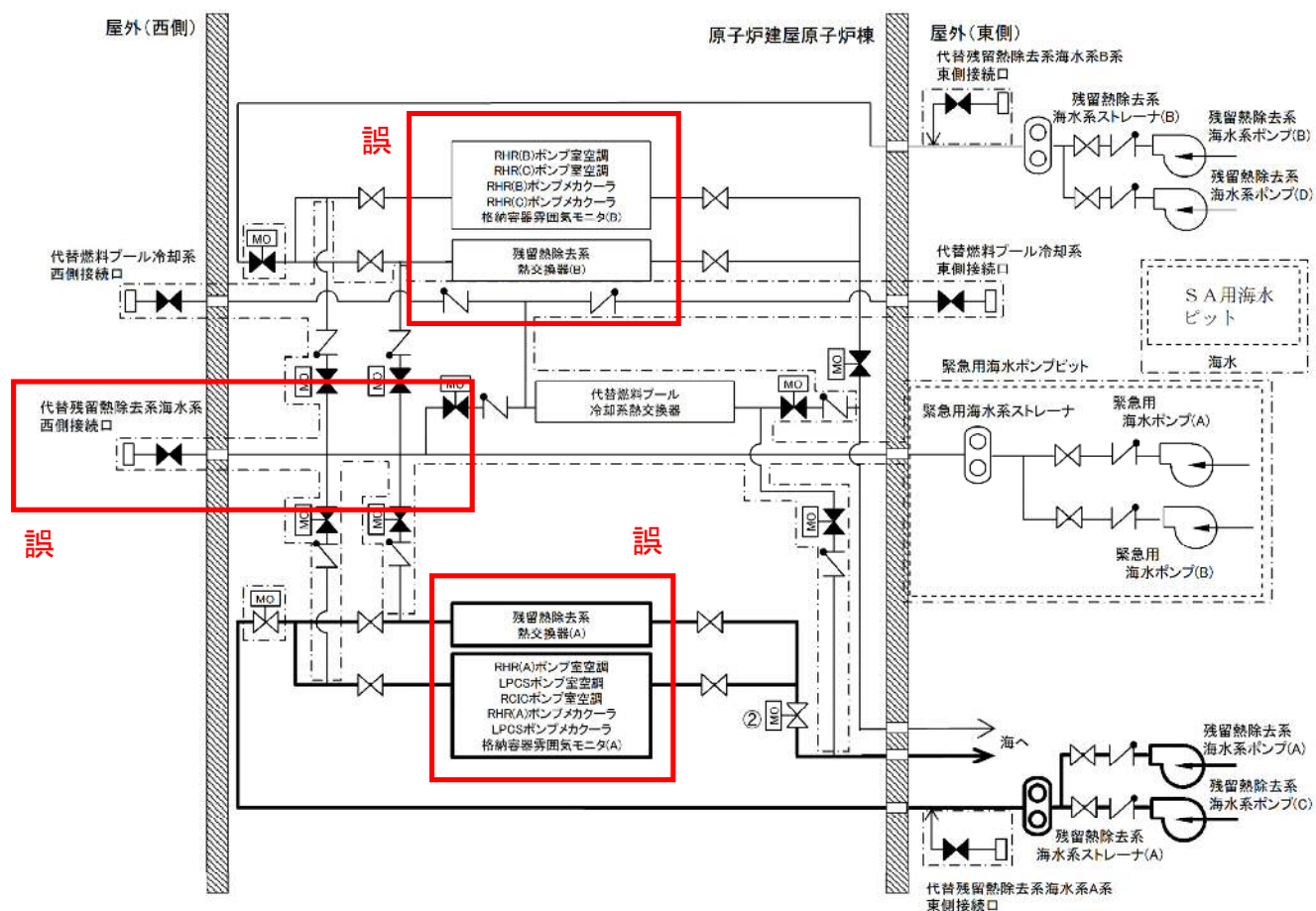
各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

する。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

c. 品質保証活動の強化

1.5-100



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

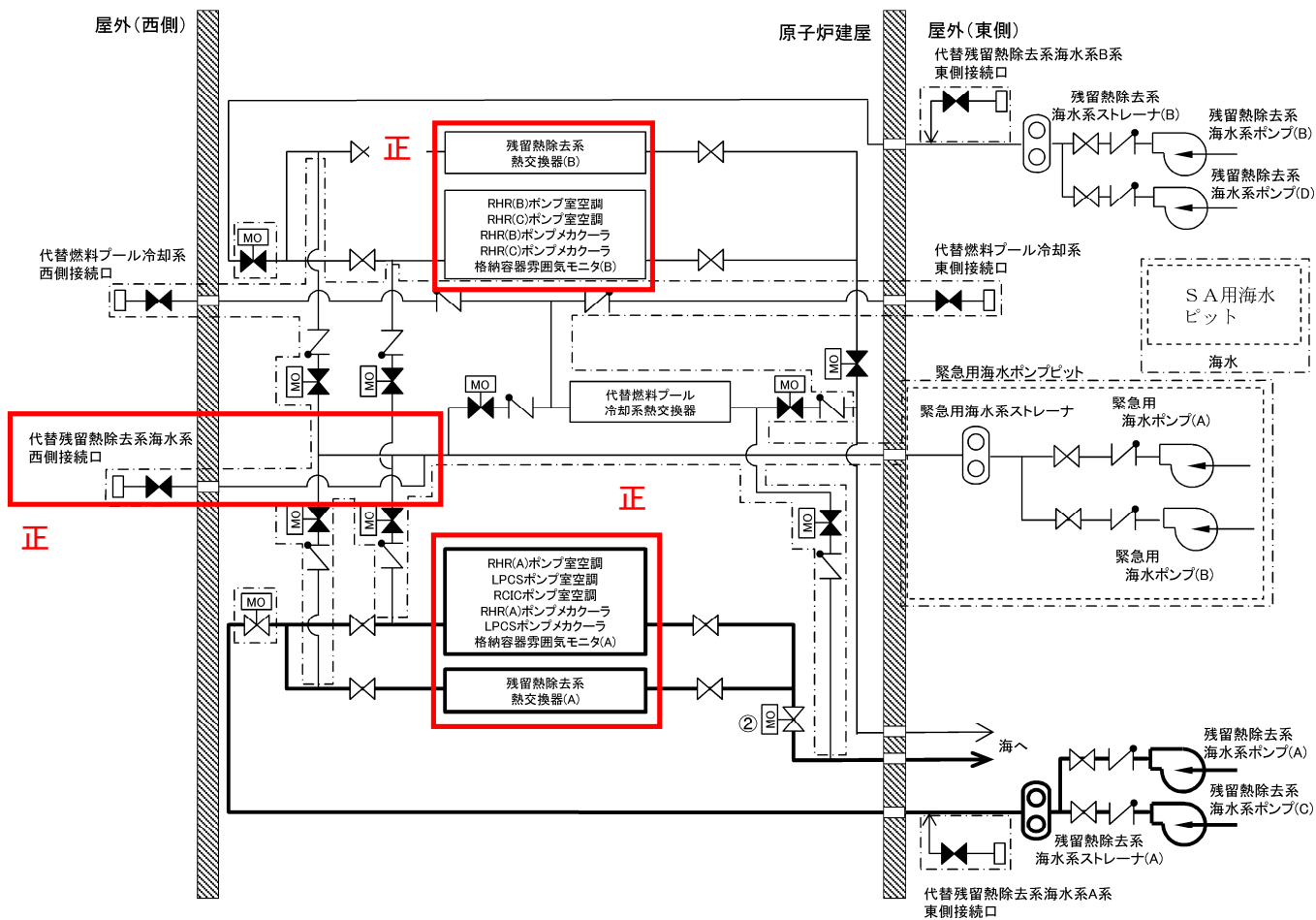
操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.5-24図 残留熱除去系海水系による冷却水確保 概要図

「補正書」「まとめ資料」（ページ番号同じ）

1.5-100



凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

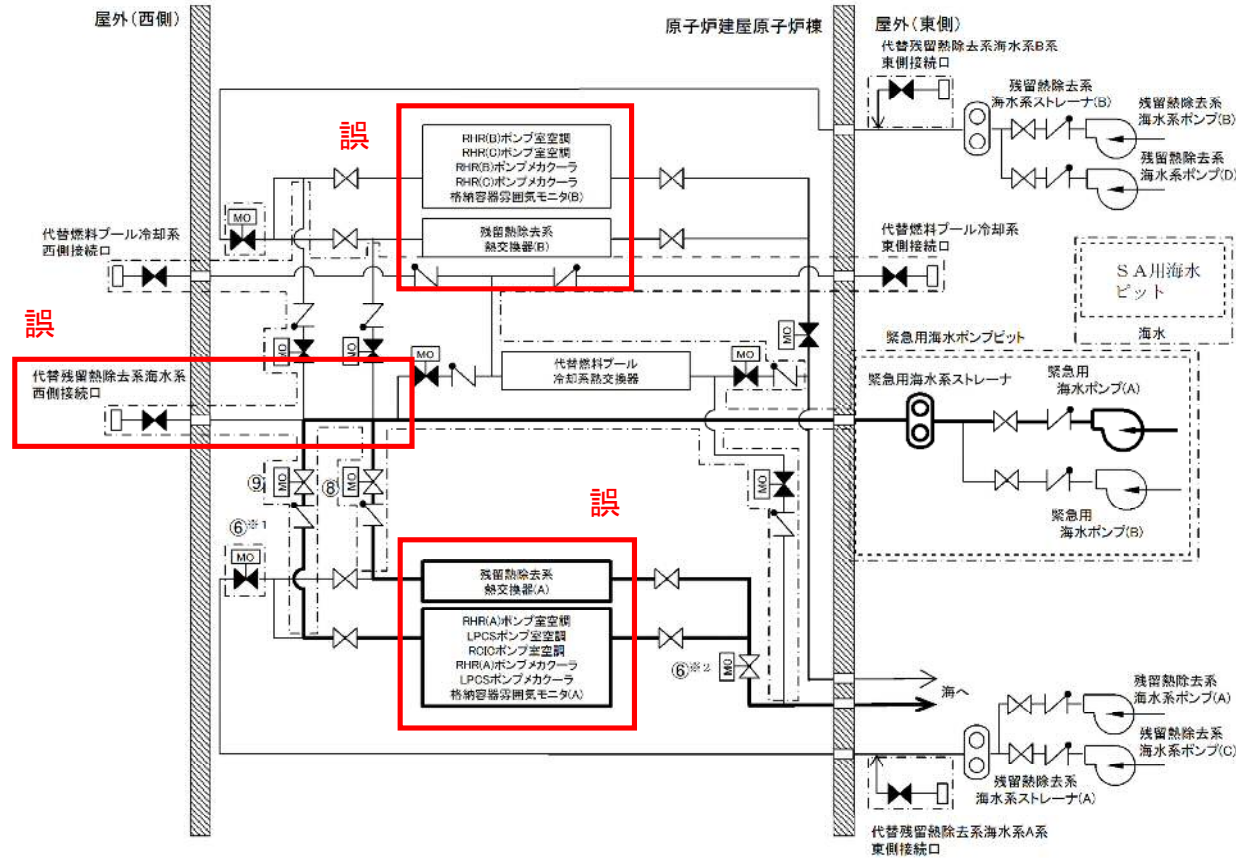
操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.5-24図 残留熱除去系海水系による冷却水確保 概要図

「補正書」「まとめ資料」（ページ番号同じ）

1.5-96

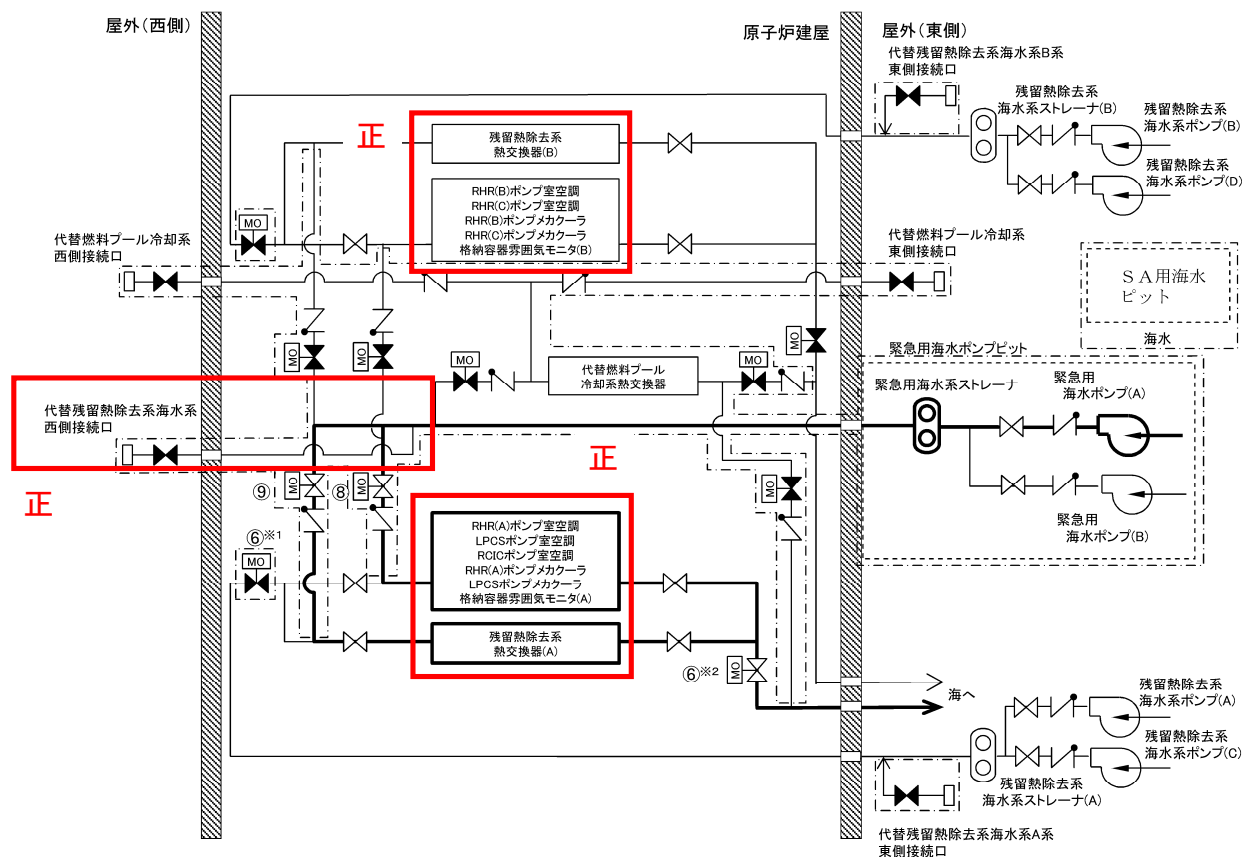


凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※ ¹	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）	⑧	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A）
⑥※ ²	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁	⑨	緊急用海水系RHR補機隔離弁（A）

記載例 ○：操作手順番号を示す。
○※¹～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-20図 緊急用海水系による冷却水確保 概要図



凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※ ¹	残留熱除去系一緊急用海水系系統分離弁（A）	⑧	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A）
⑥※ ²	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁	⑨	緊急用海水系RHR補機隔離弁（A）

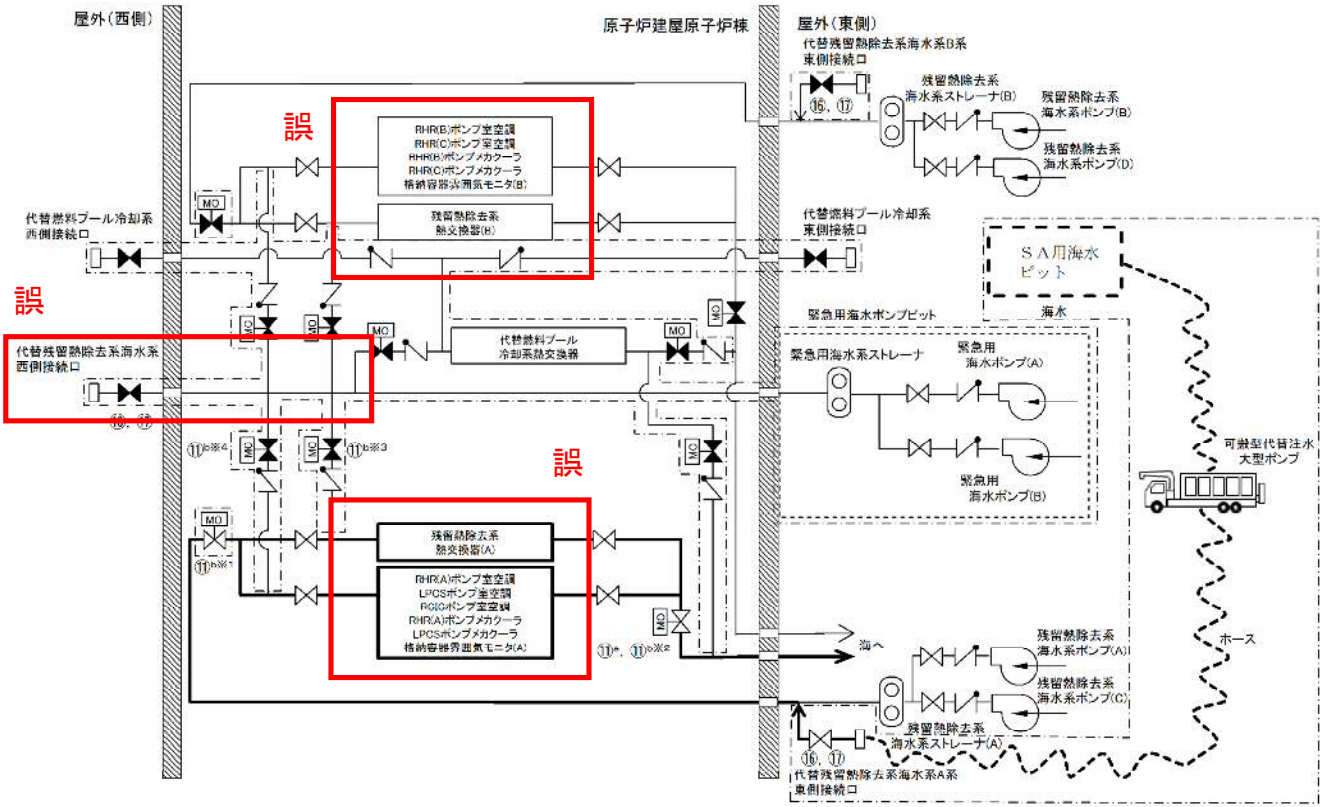
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※¹～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-20図 緊急用海水系による冷却水確保 概要図

「補正書」「まとめ資料」（ページ番号同じ）

1.5-98



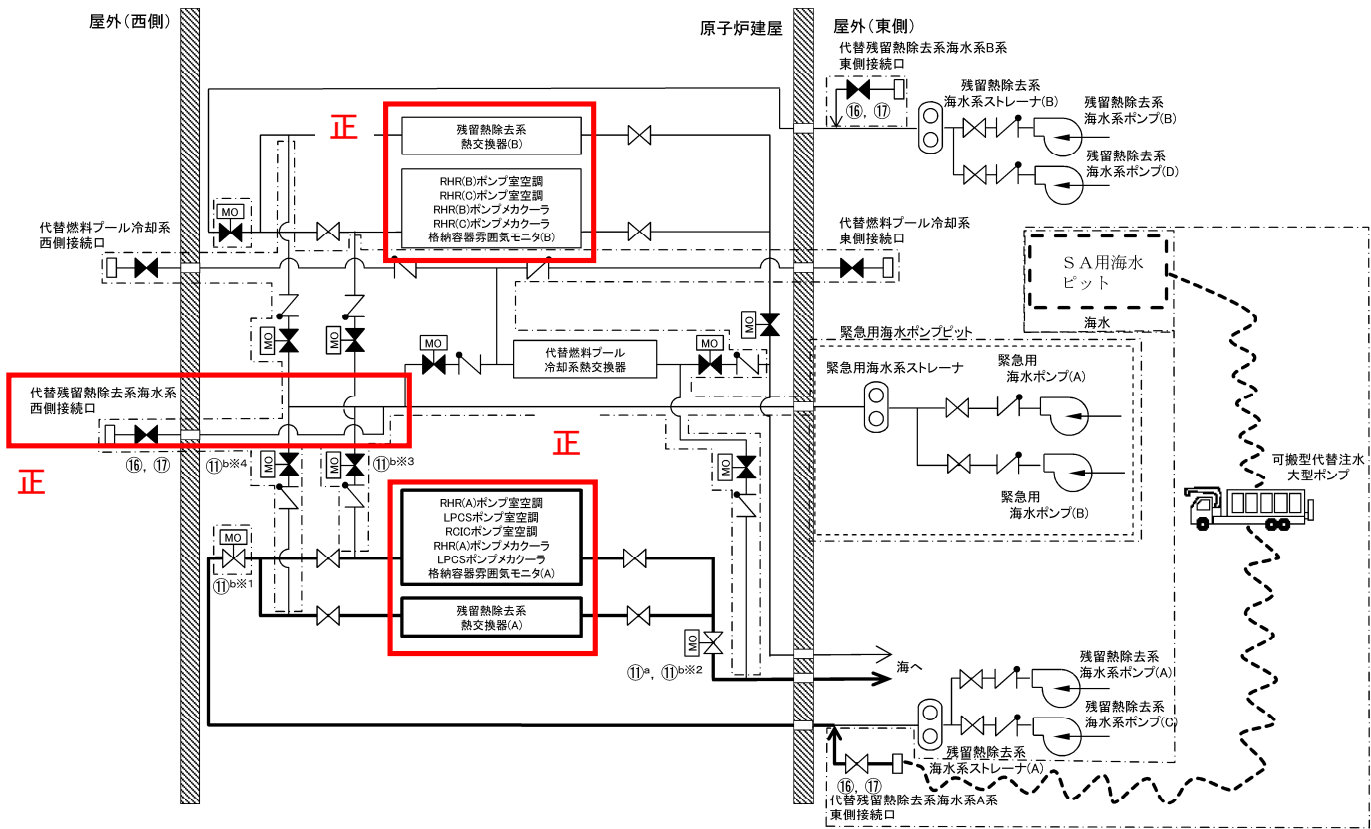
凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑪ ^a , ⑪ ^{b※2}	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁
⑪ ^{b※1}	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）
⑪ ^{b※3}	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A）
⑪ ^{b※4}	緊急用海水系RHR補機隔離弁（A）
⑬, ⑰	代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系A系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.5-22図 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 概要図

1.5-98



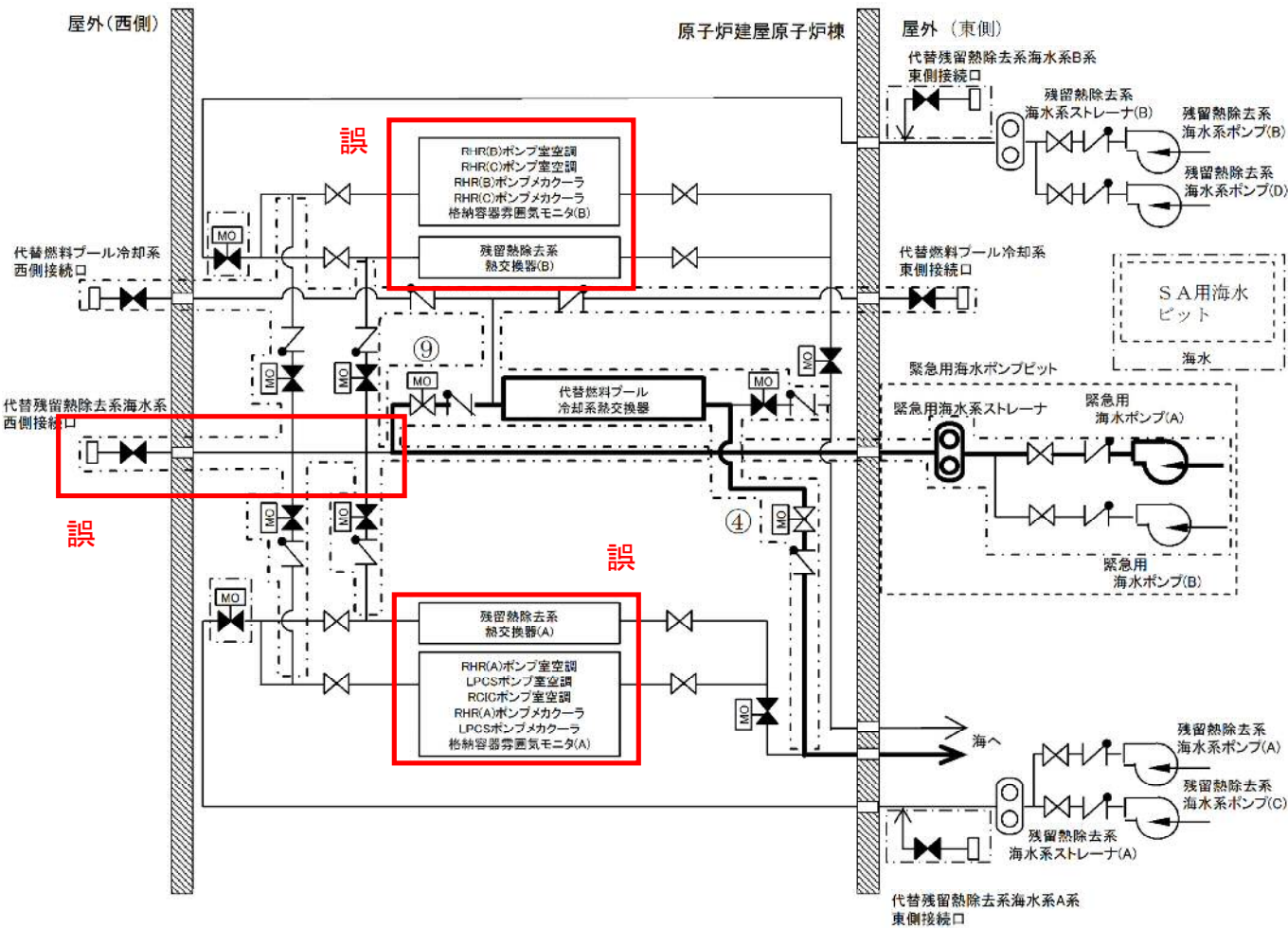
凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑪ ^a , ⑪ ^{b※2}	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁
⑪ ^{b※1}	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）
⑪ ^{b※3}	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A）
⑪ ^{b※4}	緊急用海水系RHR補機隔離弁（A）
⑯, ⑰	代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系A系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.5-22図 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 概要図

1.11-111



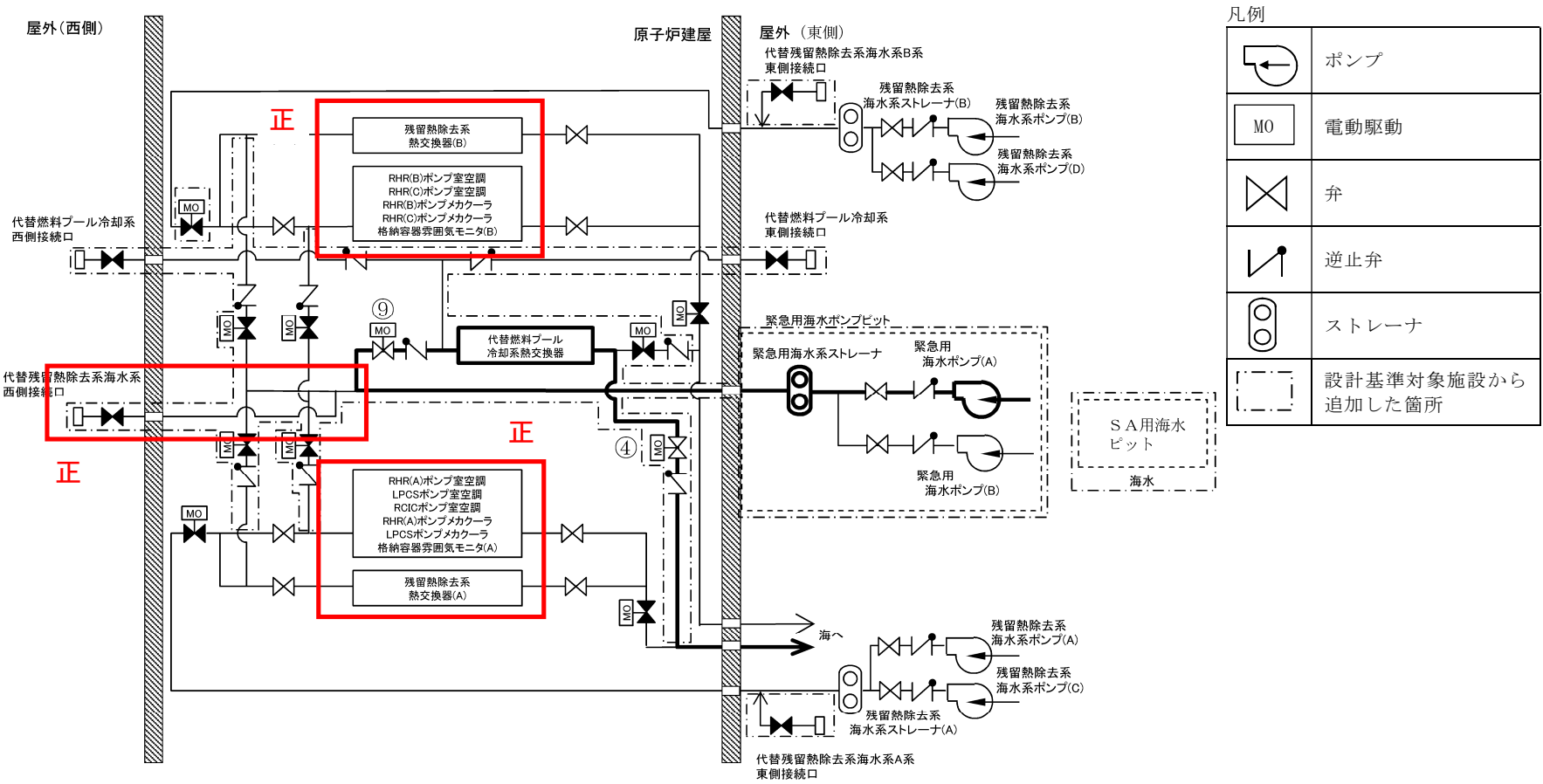
凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-20図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

1.11-111

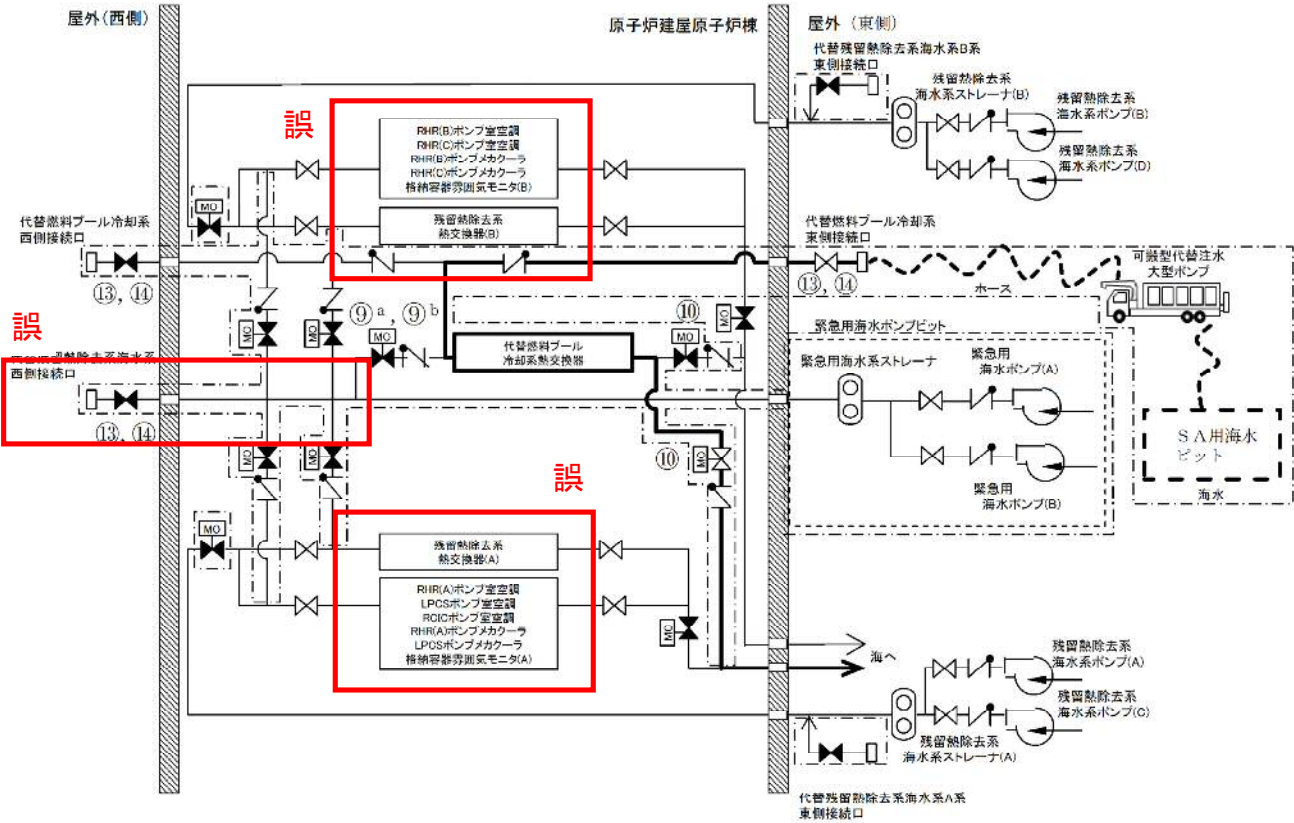


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-20図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

1.11-113



凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

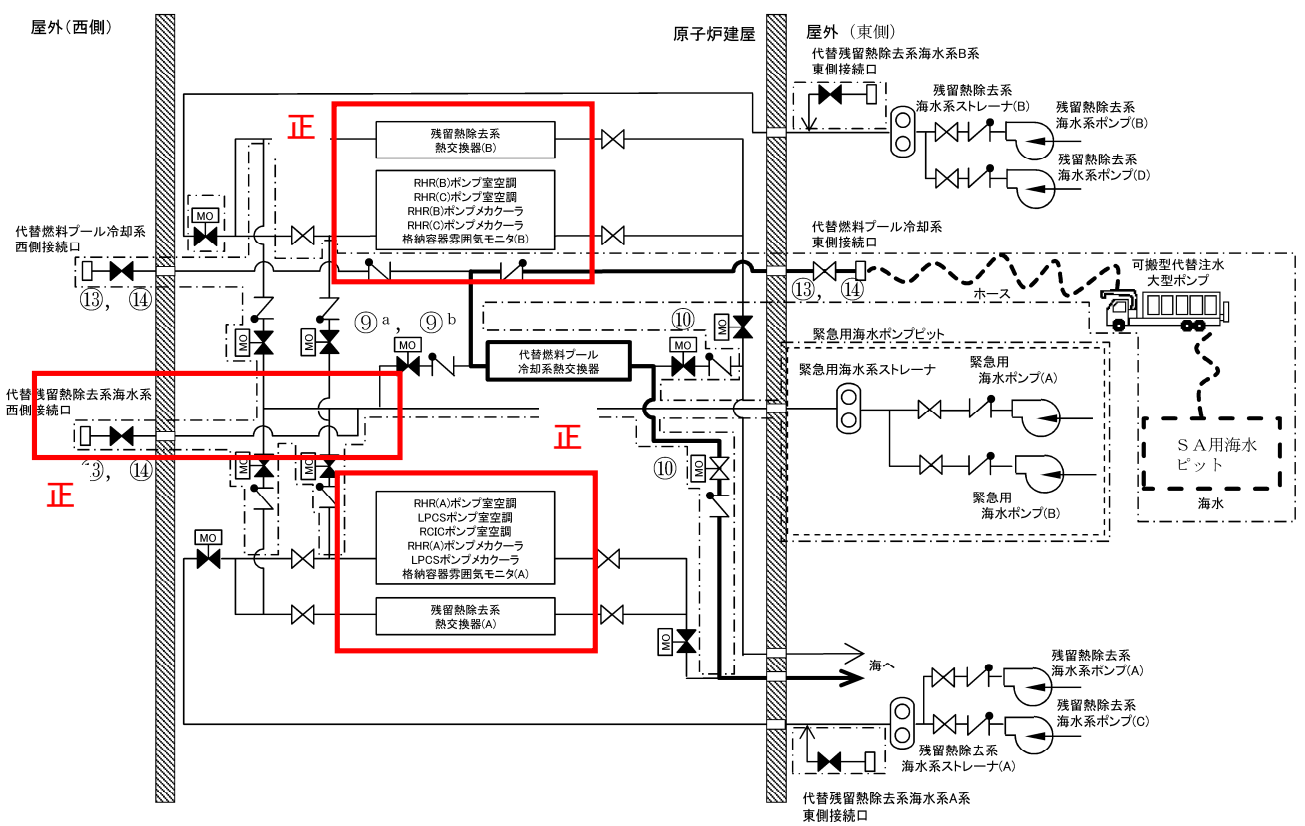
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ ^a , ⑨ ^b	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑬, ⑭	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○^a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.11-22図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図

「補正書」「まとめ資料」（ページ番号同じ）

1.11-113



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ ^a , ⑨ ^b	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑬, ⑭	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○^a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.11-22図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図

補正書添八 6. 4 章
(誤)

No. 9

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

58条まとめ資料 (正)

No. 9

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ③常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	①高压代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压代替注水系系統流量を推定する。 ③高压代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高压代替注水系ポンプの注水特性を用いて、高压代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	①低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）、低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低压代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

5 8 条まとめ資料 (正)

No. 9

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA 広帯域） ②原子炉水位（SA 燃料域） ③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、高圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA 広帯域） ②原子炉水位（SA 燃料域） ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA 広帯域） ②原子炉水位（SA 燃料域） ③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※ ¹	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ＜R P V 破損判断基準＞ デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に、R P V 破損を判断する。 ＜ペDESTAL 満水注水判断基準＞ デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に、ペDESTAL 満水までの注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③〔ドライウエル圧力〕※ ²	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③〔サブプレッション・チェンバ圧力〕※ ²	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 〔 〕は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

58条まとめ資料 (正)

No. 10

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ＜R P V 破損判断基準＞ ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V 破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に、R P V 破損を判断する。 ＜ペDESTAL滴水注水判断基準＞ ペDESTAL底面から 0.2m の高さに温度計を設置し、0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し、ペDESTAL滴水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V 破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に、ペDESTAL滴水までの注水を判断する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本店対策本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本店対策本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、全社での体制とし、発電所の災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように支援する。

本店対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本店対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。

情報班は、事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整、社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告等を行う。

庶務班は、通信施設の確保、要員の確保、 応援計画案の作成及び各班応援計画の取りまとめ等を行う。

広報班は、報道機関等との対応、広報関係資料の作成、応援計画案の作成等を行う。

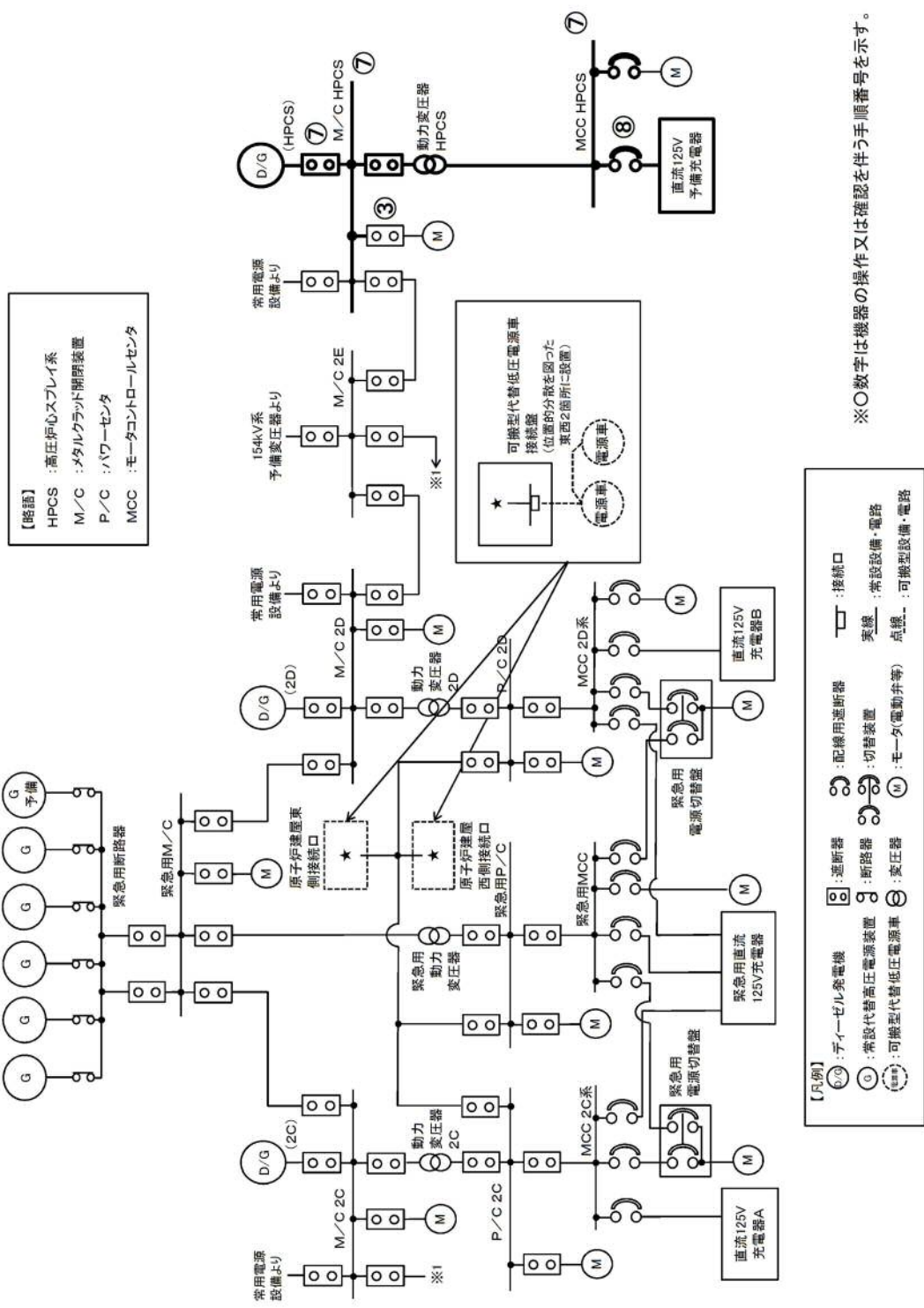
発電所の職場環境の整備、原子力事業者災害対策支援拠点の立ち上げ、
発電所の復旧活動に必要な資機材の調達・搬送、官庁への支援要請、
他の原子力事業者からの支援受入調整、

技術班は、原子炉・燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設・環境調査施設の健全性確認、災害対策本部が行う応急活動の検討、応援計画案の作成等を行う。

放射線管理班は、放射線管理に係る事項の検討、個人被ばくに係る事項の検討、応援計画の作成等を行う。

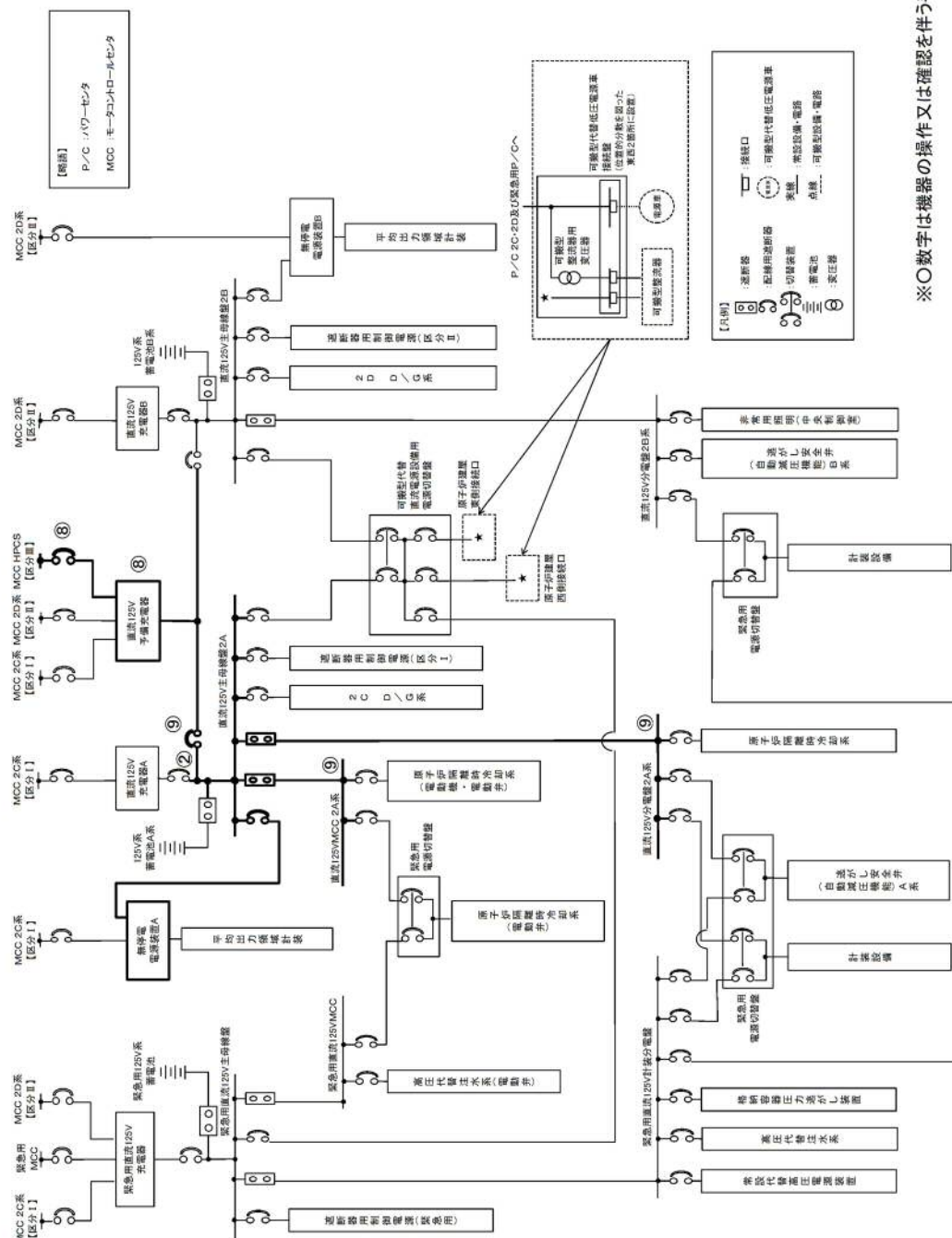
保健安全班は、 緊急被ばく医療に係る事項の検討、応援計画案の作成等を行う。

現地医療体制整備の支援、



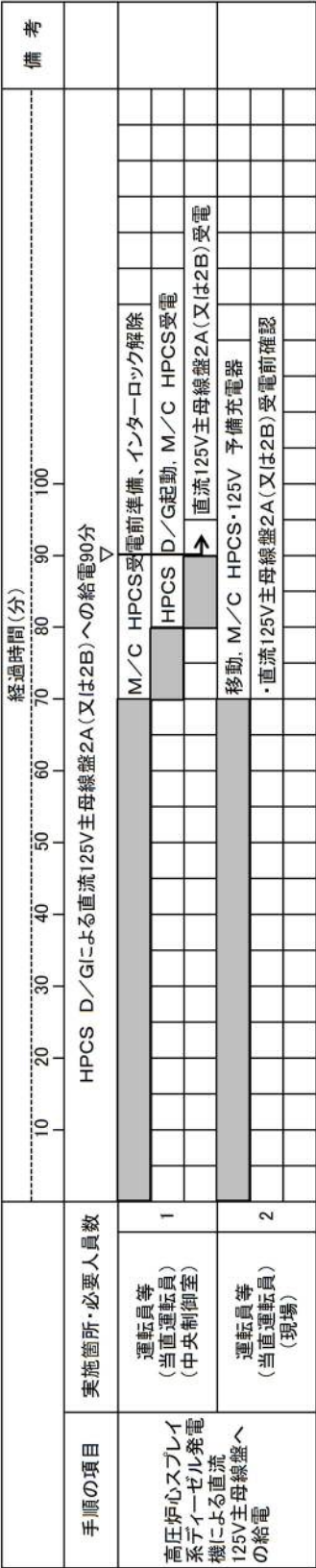
第 1.14.2.4-3 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電手順の概要図 (1 / 2)

本来貼り付けるべき給電手順の概要図 (1 / 2)



第 1.14.2.4-3 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主
母線盤への給電手順の概要図 (2 / 2)

本来貼り付けるべき給電手順の概要図（2／2）



第 1. 14. 2. 4－4 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電手順のタイムチャート

本来貼り付けるべき給電手順のタイムチャート
1. 14－144

耐圧ベント系の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。

含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。□仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。このうち、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、手動操作ハンドルを設けることで、現場での手動操作が可能な設計とする。

本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ペデスタル（ドライウェル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放

耐圧ベント系の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。

性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。

このうち、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからでも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ペデスタル（ドライウエル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

エンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

(b) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウェル内^{削除}及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)a.(a-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とする。

し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 非常用ガス処理系排風機
- ・ 非常用ガス再循環系排風機
- ・ 非常用ガス処理系フィルタトレイン
- ・ 非常用ガス再循環系フィルタトレイン
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

b. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。

静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反

発電機		台 数	2
型 式	単相同期発電機		
定 格 容 量	約18.75kVA（1台当たり）		
電 圧	120V		
周 波 数	50Hz		

c . 計装用交流母線

個 数	4
電 圧	120V／240V（2個）
	120V（2個）

275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線とで構成する。

これらの送電線は 1 回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの 2 回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、275kV 送電線 2 回線は起動変圧器を介して接続するとともに、154kV 送電線 1 回線は予備変圧器を介して接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。

さらに、防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV 送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

第 7 項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に 3 台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。 **区画**

蓄電池は、非常用 3 系統をそれぞれ異なる**区域**に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装

粒子については、フィルタにより侵入しにくい設計とすることにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。閉回路循環運転

なお、外気取入ダンパが設置されており再循環運転が可能である中央制御室の換気空調設備については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、それ以外の換気空調設備については、空調ファンを停止し、外気取入れを遮断することで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

b. 計測制御設備（安全保護系）

計測制御設備（安全保護系）は、中央制御室、原子炉建屋及び電気室に設置してある。この室内へ外気を取り入れる換気空調設備の外気取入口には、フィルタを設置することにより、粒径 $2\mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とする。

フィルタにより侵入を阻止できなかったばい煙がこの室内に侵入する可能性がある場合においても、空調ファンを停止すること等でばい煙の侵入を阻止することが可能である。また、計測制御設備（安全保護系）は粒径 $2\mu\text{m}$ 以下のばい煙粒子に対し、短絡が生じないようにすることにより、計測制御設備（安全保護系）の安全機能を損なわない設計とする。

c. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機を含む。）の吸気系統に付属するフィルタを設置し、粒径 $5\mu\text{m}$ 以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とする。フィルタを通過したばい煙粒子（数 μm ～10 数 μm ）が過給機、空気冷却器に侵入するものの、機器の隙間

れがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

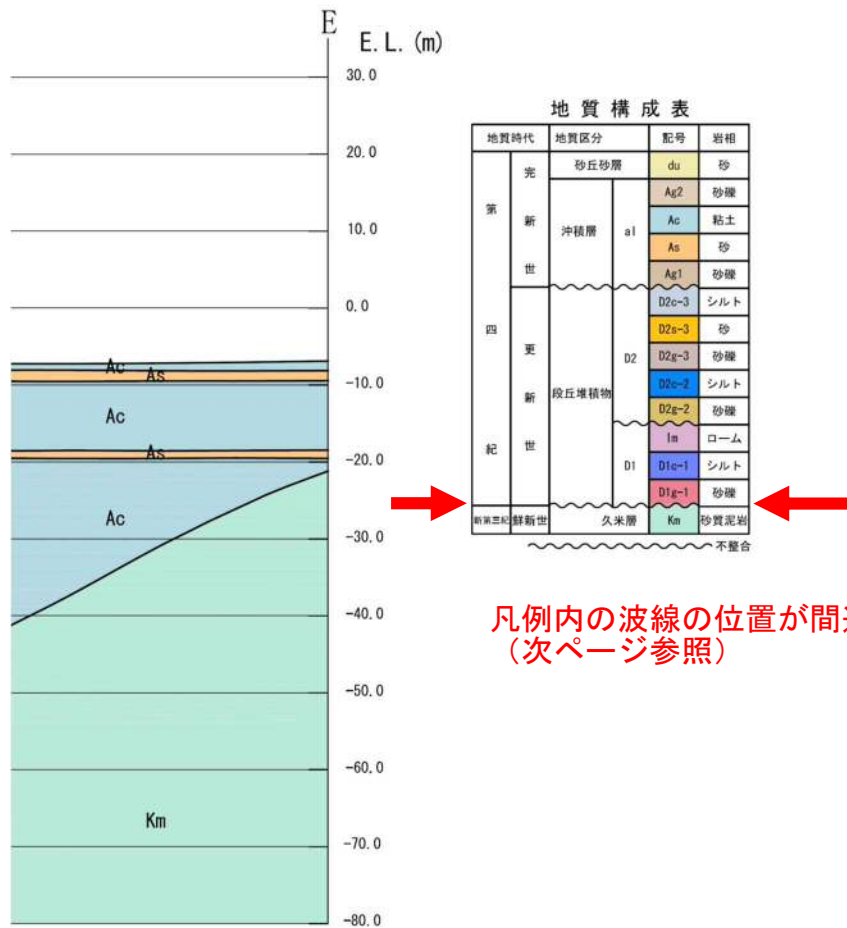
屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

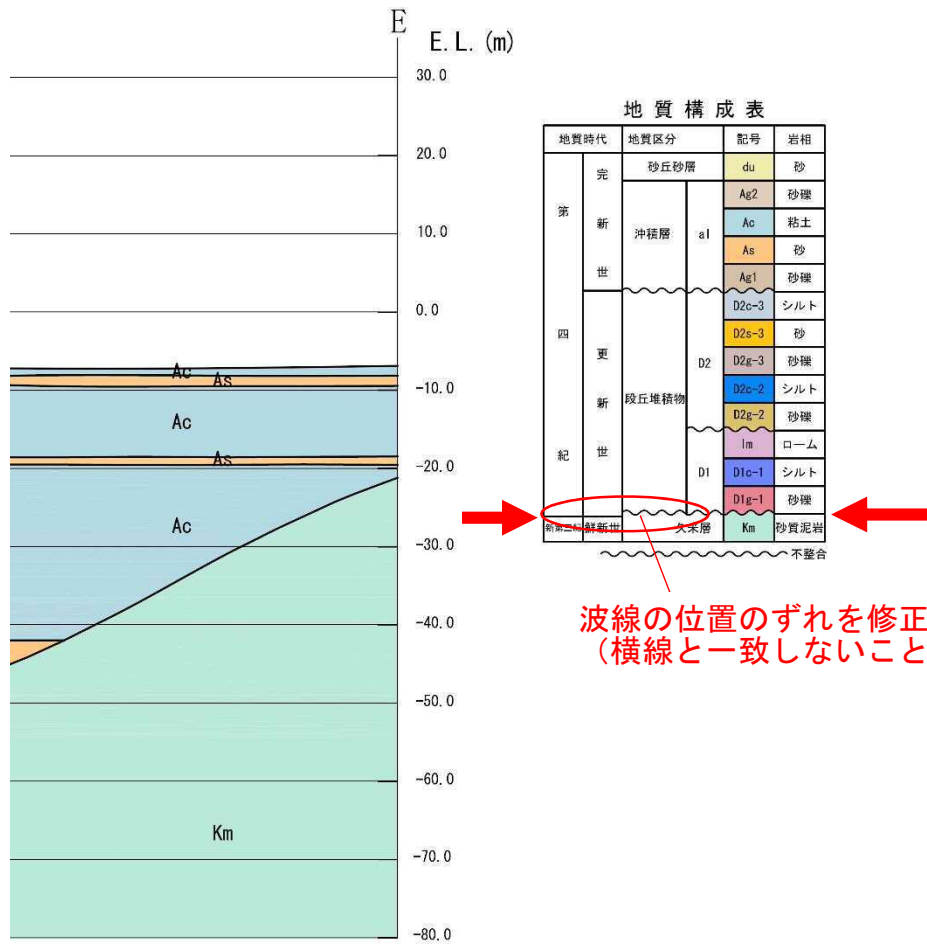
削除

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。ま

誤：第二回補正（平成 30 年 5 月 31 日）





第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」

（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

タンクローリによる燃料給油操作	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—
-----------------	-------------	--------	---

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉圧力容器破損確認	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
溶融炉心への注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水温度
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（S A）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

タンクローリによる燃料
給油操作可搬型設備用
軽油タンク

タンクローリ

—

注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力、サプレッション・プール水温度等である。

h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（S A）等である。

i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（S A）である。

7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

- j. **タンクローリによる燃料給油操作**
タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。

第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

タンクローリによる燃料給油操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。

可搬型設備用軽油タンク

タンクローリ

—

代替循環冷却系原子炉注水流量であり，格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・プール水温度等である。

- o. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）

代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。

格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合，中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を再開し，格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。

- p. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合，可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は，格納容器内酸素濃度（SA）である。

- q. **タンクローリによる燃料給油操作**
タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。
 - (1) 有効性評価の方法

第 7.2.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (5/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。ただし、格納容器圧力が上昇し、0.465MPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始し、格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 到達により格納容器冷却を停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）

タンクローリによる燃料給油操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。

可搬型設備用軽油タンク

タンクローリ

—

防潮扉

個	数	2
---	---	---

放水路ゲート

個	数	3
---	---	---

構内排水路逆流防止設備

個	数	9	原子炉建屋外壁 一式 1
貯留堰（「ヌ(3)(v) 非常用取水設備」と兼用） 取水路点検用開口部浸水防止蓋			

個	数	10
---	---	----

海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁

個	数	2
---	---	---

取水ピット空気抜き配管逆止弁

個	数	3
---	---	---

放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋

個	数	3
---	---	---

S A用海水ピット開口部浸水防止蓋

個	数	6
---	---	---

緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋

個	数	1
---	---	---

緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁

個	数	1
---	---	---

緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

個	数	1
---	---	---

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部
 溢水に対する防護設備」と兼用）

(5) 放水路ゲート

種 類	逆流防止設備（ゲート，フラップゲート）
材 料	炭素鋼
個 数	3（各放水路に1か所）

(6) 構内排水路逆流防止設備

種 類	逆流防止設備（フラップゲート）
材 料	ステンレス鋼
個 数	9



~~(7)~~
(8) 貯留堰（非常用取水設備と兼用）

(7) 原子炉建屋外壁

種 類 津波防護壁
材 料 鉄筋コンクリート
個 数 一式

種 類	鋼管矢板式堰
材 料	炭素鋼
個 数	1

~~(8)~~
(9) 取水路点検用開口部浸水防止蓋

種 類	浸水防止蓋
材 料	ステンレス鋼
個 数	10

~~(9)~~
(10) 海水ポンプグラントドレン排出口逆止弁

種 類	逆流防止設備（逆止弁）
材 料	ステンレス鋼
個 数	2

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

緊急時対策所加圧設備は、重大事故時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、東海発電所及び東海第二発電所共用で、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個（東海発電所及び東海第二発電所共用）のそれぞれ合計2個を保管する。

緊急時対策所用差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、1台使用する。保有数は東海発電所及び東海第二発電所共用で1台を設置する。

緊急時対策所エリアモニタは、重大事故時において、緊急時対策所の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを、1台使用する。保有数は1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

記載変更

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。保有数は、東海発電所及び東海第二発電所共用で1台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として1

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。保有数は、多重性確保のための1台を加えた合計2台を設置する。なお、東海発電所及び東海第二発電所で共用する。

台の合計 2 台を設置する。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、外部からの支援がなくとも、緊急時対策所用発電機の 7 日分の連続運転に必要なタンク容量を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機給油ポンプは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を給油できるポンプ容量を有する設計とする。

10.9.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所建屋と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ及び緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所建屋内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの操作は、緊急時対策所内で可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

(1) 代替交流電源設備による給電

a. 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。

緊急用メタルクラッド開閉装置を介して

常設代替交流電源設備は、常設代替高圧電源装置、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替高圧電源装置を中央制御室での操作にて速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置 2 C 又はメタルクラッド開閉装置 2 D へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

b. 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、可搬型代替低圧電源車、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設直流電源設備を使用する。

所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系、電路、計測制

御装置等で構成する。

削除

所内常設直流電源設備のうち、125V 系蓄電池 A 系・B 系は、全交流動力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、125V 系蓄電池 A 系・B 系から電力を供給できる設計とする。

b. 可搬型代替直流電源設備による給電

は可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）で直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器を経由し、直流 125V 主母線盤 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(3) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤、緊急用 125V 系蓄電池、緊急用 125V 主母線盤、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備

ことで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(6) 燃料給油設備による給油

a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）等は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等時に常設代替高圧電源装置に軽油を補給する設備として、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用する。

常設代替高圧電源装置は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機
削除 及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は、原子炉建屋付属棟から離れた屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機と共通要因によっ

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備である 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機^{削除}及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設

使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

代替燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備^{削除}又は可搬型代替交流電源設備^{又は可搬型代替交流電源設備}及び緊急用海水系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。

代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで、代替燃料プール冷却系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

常設代替交流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

代替燃料プール注水系

常設低圧代替注水ポンプ

(「ホ(3)(ii) b. (c) 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」他と兼用)

常設スプレイヘッダ

個 数 1

使用済燃料プール監視設備

使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)

(「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(サプレッション・チェンバ含む)

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、緊急用海水系を使用する。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、残留熱除去系の熱交換器を重大事故等対処設備

9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

9.7.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.7-1 図から第 9.7-4 図に示す。

9.7.2 設計方針

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、M a r k - II 型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とする。また、代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレーすること、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉格納容器内へスプレーされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。とともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行う

削除

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却できる設計とする。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管、S A用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 代替循環冷却系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ サプレッション・チェンバ（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として、残留熱除去系の配管、弁、ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッドを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉压力容器及び原子炉格納容器を

備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

削除

(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備を使用する。

常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 緊急用電源切替盤（10.2 代替電源設備）

(b) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な電源を供給できる

上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

(b-1-2) 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

削除

(b-2-1-1) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

1. 15 事故時の計装に関する手順等				
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	- 原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度と水位である。 これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 - 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 - 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。
			可搬型計測器による計測	原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。

原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度；計測範囲を超えた（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。

1. 15 事故時の計装に関する手順等				
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	- 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。 これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 - 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 - 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。
			可搬型計測器による計測	原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。

原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度 ②代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替循環冷却系原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル ①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力 ①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル ①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA） ①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

補正書 追補1

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/20)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度	ケース 1	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	ケース 1	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替循環冷却系原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	ケース 1	①フィルタ装置水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
			②フィルタ装置スクラビング水温度	
		フィルタ装置スクラビング水温度	ケース 6	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ケース 1	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（S A）	①フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度（S A）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

水系により冷却できる設計とする。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備である S A 用海水ピット、海水引込み管、S A 用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保する設計とする。

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
1	審査資料	第34条 緊急時対策所	(記載なし)	データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)(以下「安全パラメータ表示システム(SPDS)」という。)を設置する。	①	補正書の記載を反映した。
2	審査資料	6条 外部火災	火災発生時の発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、連絡責任者、運転員及び消防要員が常駐するとともに、所員により編成する自衛消防を設置する。	火災発生時の発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、通報連絡責任者、消火担当等が常駐するとともに、所員により編成する自衛消防組織を設置する。	①	比較表及び補正書の記載を反映した。
3	審査資料	技術的能力1.14	(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備に給電する時の単線結線図)	(左記の単線結線図の経路の記載を修正する。低圧電源車を水処理建屋MCCと屋内開閉所に接続し、非常用所内電気設備に給電するルートとする。)	⑥	比較表と補正書の記載は正しい。 まとめ資料への未反映
4	審査資料	26条 中央制御室	(第2.4-8図 データ表示装置(退避室)に関するデータ伝送の概要)	(安全パラメータ表示システム(SPDS)伝送経路をわかりやすく図示した)	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
5	審査資料	26条 中央制御室	(第2.2-3表 二酸化炭素濃度の人体への影響について)	(表中の数字を修正した。)	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
6	審査資料	26条 中央制御室	第2.5-3図 中央制御室 給電系統概要図(重大事故等時)(単線結線図と給電対象とする設備))	(左記図中の単線結線図と給電対象とする設備の記載を修正した。)	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
7	審査資料	26条 中央制御室	(第3.5-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ表中の各伝送装置が確認できるパラメータの記載なし)	左記のパラメータを記載した。	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
8	審査資料	26条 中央制御室	(記載なし)	また、ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。

比較表差異理由

- ①提出した比較表及びまとめ資料の記載を反映することとしたもの
 ②3図書(補正書、比較表、まとめ資料)を提出した後に、当社にて修正が必要と判断したもの
 ③その他
 ・他の図書、当該図書の他箇所の記載を踏まえて修正を必要を判断したもの
 ・修正すべき箇所を誤って削除したもの 他

補正に係る記載について②

No.	修正資料名(該当資料)		資料記載	正しい記載	比較表差異理由	備 考
9	審査資料	26条 中央制御室	(記載なし)	非常用ガス処理系フィルタトレイン(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
10	審査資料	26条 中央制御室	第2.4-4-1図及び第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所 第2.4-6図 空気ポンペ配置図	左記図を最新版に変更	②	他のまとめ資料(59条)の記載を反映した。
11	審査資料	大規模損壊	原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより	①	比較表及び補正書の記載を反映した。
12	審査資料	26条 中央制御室	(記載なし)	ブローアウトパネル閉止装置 (「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用) 個数 10	①	他のまとめ資料と同様に、仕様の記載を合わせた。("台数"を追加)
13	審査資料	26条 中央制御室	(記載なし)	充填圧力 約15MPa[gage]	①	他のまとめ資料と同様に、仕様の記載を合わせた。("充填圧力"を追加)
14	審査資料	5条 耐津波設計 第1部	(記載なし)	原子炉建屋外壁 個数 一式	④	補正書(添付書類ハ 1.4 耐津波設計のうち敷地に遡上する津波)の記載を踏まえて、当該記載を反映(追加)した。
15	審査資料	34条 緊急時対策所 61条 緊急時対策所 補足説明資料 61条補足 61-9	換気設備等の概要系統図(プルーム通過後加圧運転) 図中の緊急時対策所送風機2台のうち1台は運転状態	(左記を"停止中"の表記とする)	①	補正書の記載を反映した。
16	審査資料	61条 緊急時対策所 補足説明資料 61-3, 61-7, 61-9	緊急時対策所	緊急時対策所建屋	②	これまでの審査内容を反映(下線部を追加)した。
17	審査資料	61条 緊急時対策所 3.18	(1)緊急時対策所 (3)通信連絡設備	(1)緊急時対策所(東海発電所及び東海第二発電所共用) (3)通信連絡設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)	①	補正書の記載を反映した。

い範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

1.3 設備等

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.9 緊急時対策所

10.9.1 通常運転時等

10.9.1.1 概 要

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は，異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また，異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置，テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

追記

緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）を設置する。

む。) 用海水ポンプ電動機は、外扇から吸引した外気をファンカバーから下向きに本体放熱フィンに沿って流し、電動機本体を冷却する構造であり、ばい煙が電動機内部に侵入することはない。

また、ばい煙の粒径は、冷却流路出口幅に比べて十分に小さく、閉塞を防止することにより非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）用海水ポンプ電動機の安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料 1(2.4 : 41～47)】

f. 火災時の有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響評価

有毒ガスの発生については、中央制御室換気系における外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、居住空間へ影響を及ぼさない設計とする。

なお、外気取入ダンパが設置されており閉回路循環運転が可能である中央制御室換気系については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行う。また、それ以外の換気空調設備については、空調ファンを停止し、外気取入れを遮断する。

【別添資料 1(2.4 : 41～47)】

1.7.9.2 体制

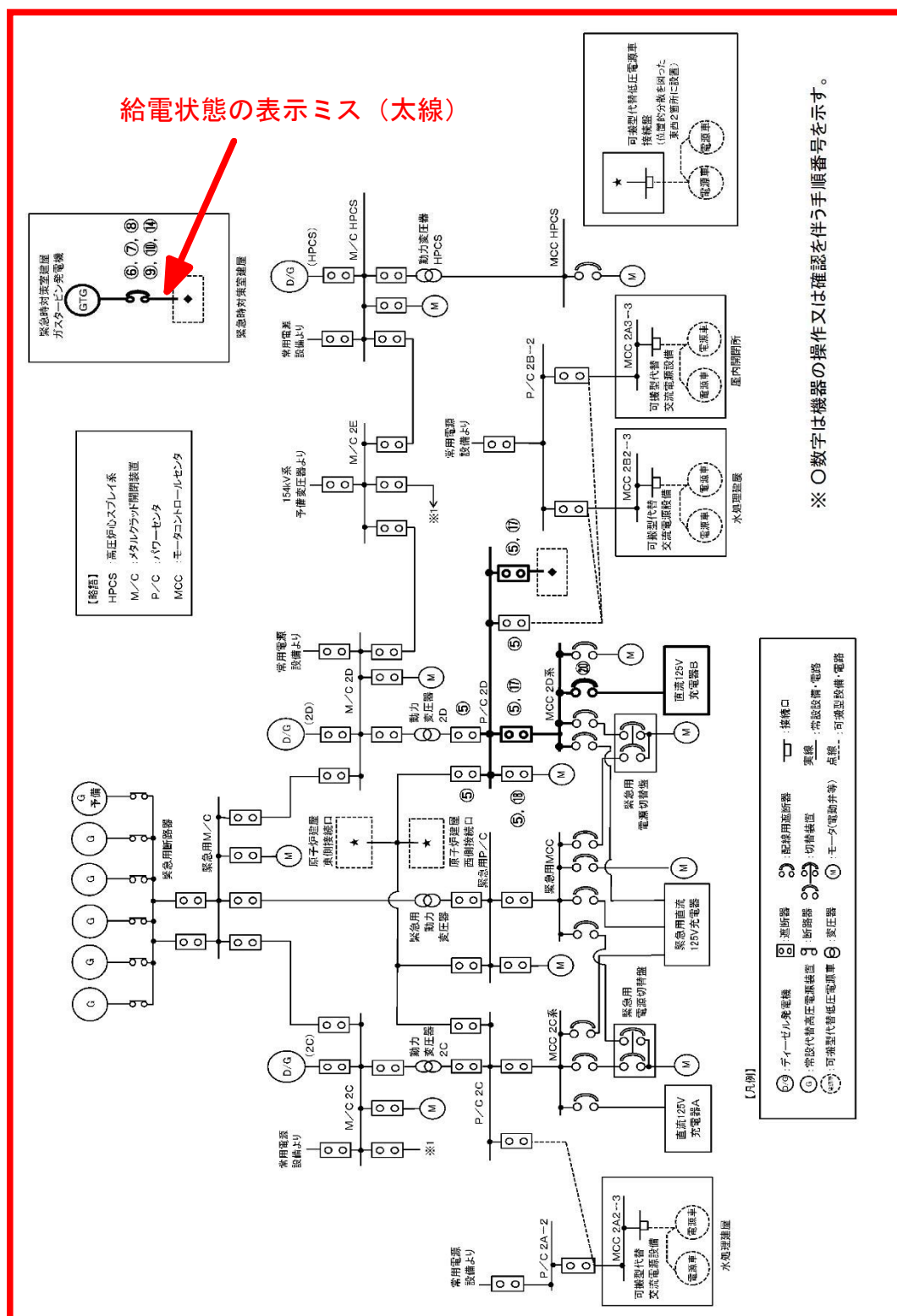
通報連絡責任者、消火担当等

火災発生時の発電用原子炉施設の保全のための活動を行うため、連絡責任者、運転員及び消防要員が常駐するとともに、所員により編成する自衛消防組織を設置する。

自衛消防のための要員を、第 1.7.9－8 表に示す。

1.7.9.3 手順

外部火災における手順については、火災発生時の対応、防火帯の維持・管

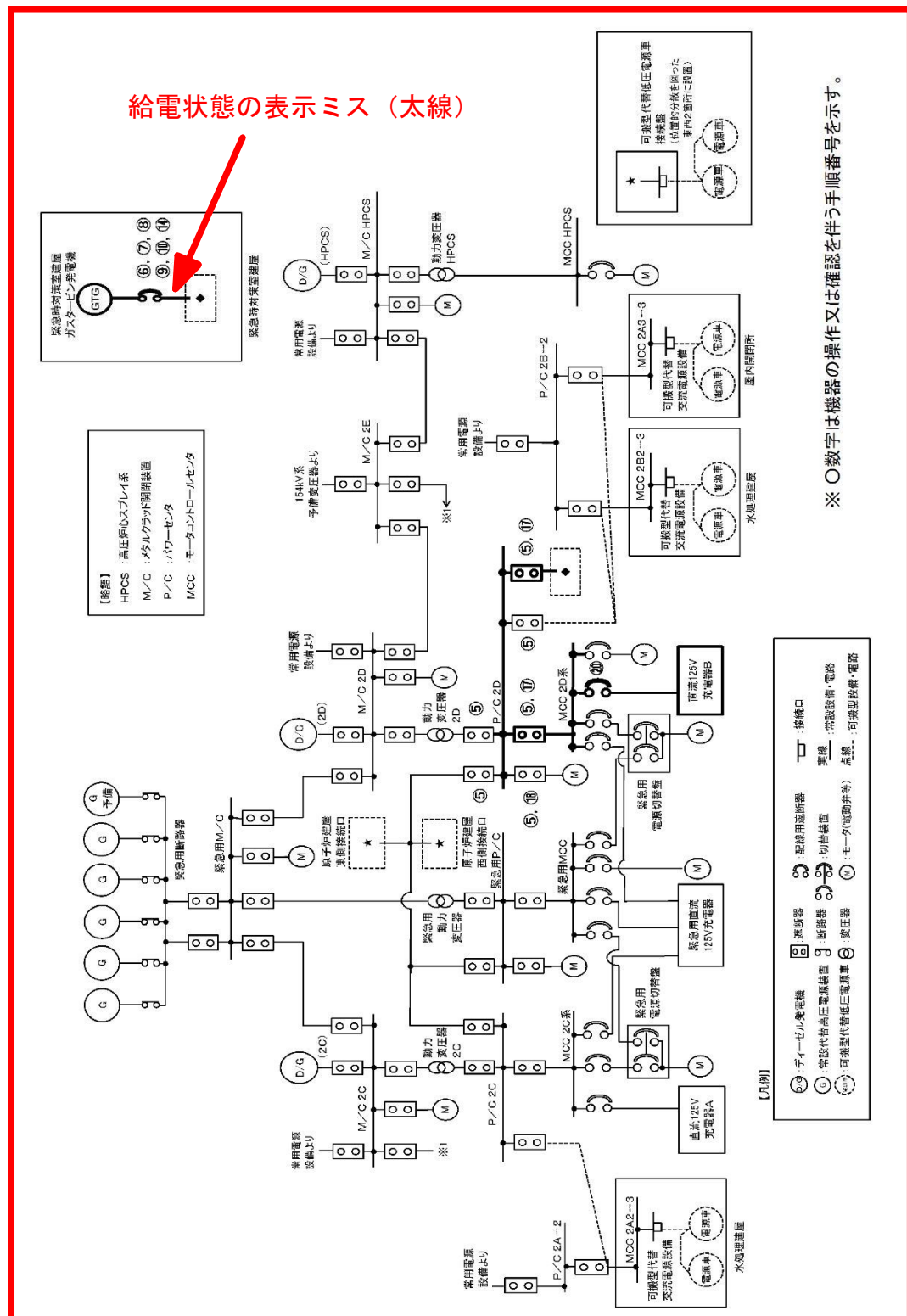


(水処理建屋での接続)

第 1.14.2.1-9 図 可搬型代替交流電源設備（常用 M C C への接続）の起動並びに P / C 2 C 及び P / C 2 D 受電の概要図（1 / 2）

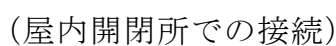


第 1.14.2.1-9 図 可搬型代替交流電源設備（常用 M C C への接続）の起動並びに P / C 2 C 及び P / C 2 D 受電の概要図（1 / 2）

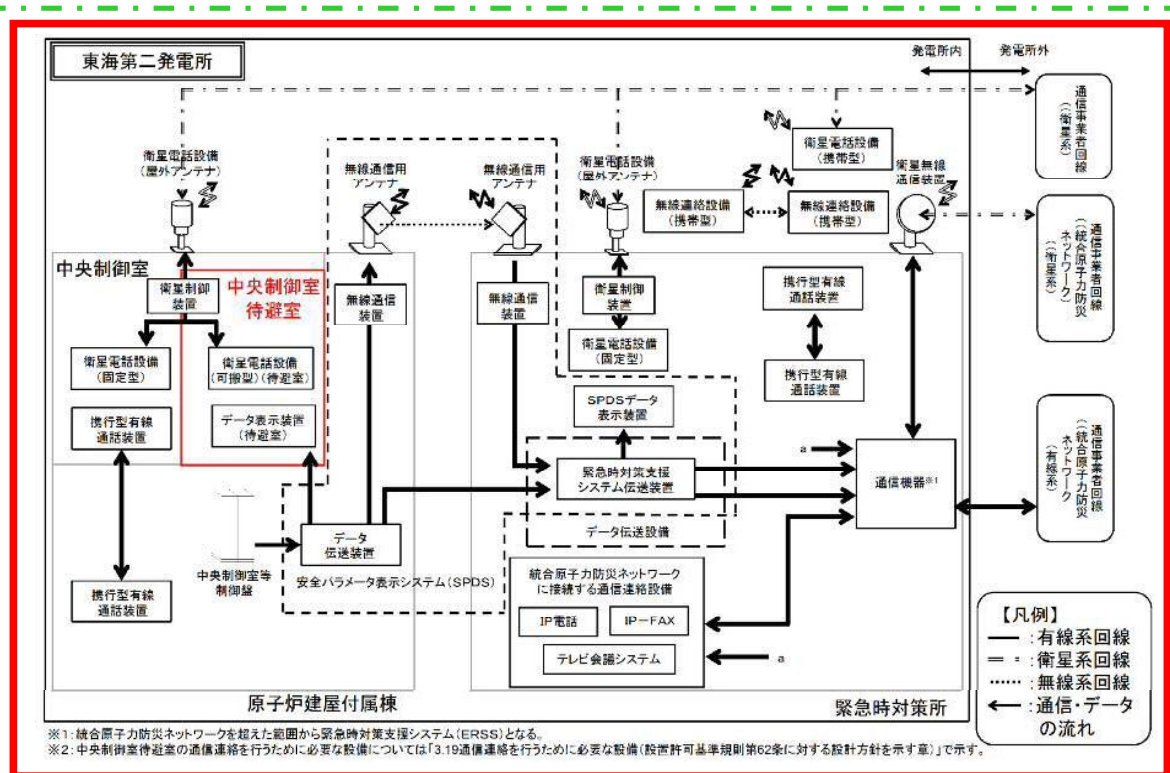


(屋内開閉所での接続)

第 1. 14. 2. 1－9 図 可搬型代替交流電源設備（常用MCCへの接続）の起動並びにP/C 2C及びP/C 2D受電の概要図（2／2）

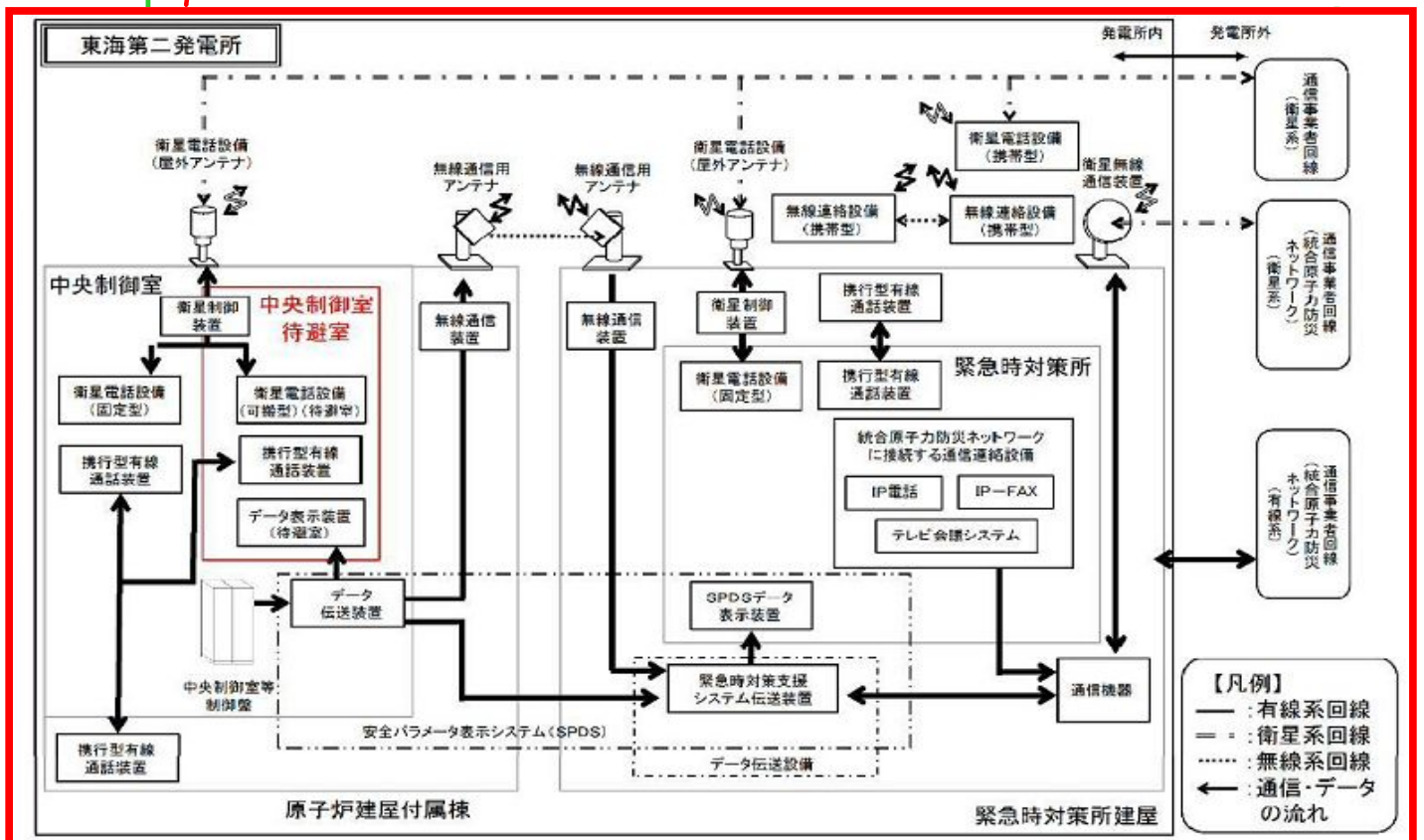


1. 14—125



入替

第 2.4-8 図 データ表示装置 (待避室) に関するデータ伝送の概要



59条と同じ表

第59-4-5図 データ表示装置 (待避室) システム概要図

(2) 二酸化炭素濃度

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO₂ 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容 CO₂ 濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により、事務室内の CO₂ 濃度は 100 万分の 5000 (0.5%) 以下と定められており、中央制御室の CO₂ 濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。

第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について
（〔出典〕消防庁 二酸化炭素設備の安全対策
について（通知）H8.9.20）

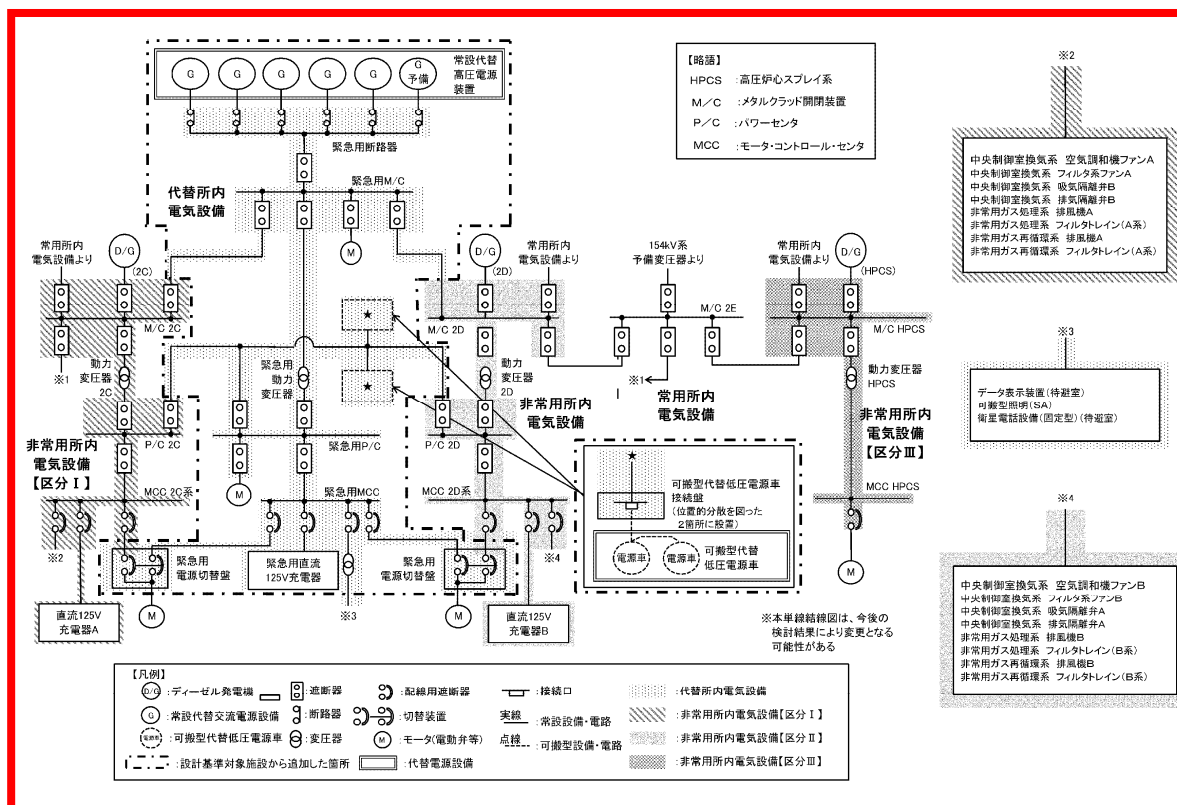
二酸化炭素濃度	人体への影響
<2%	はっきりした影響は認められない
2%～3%	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3%～4%	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4%～6%	上記症状，過呼吸による不快感
6%～8%	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの付随運動を伴うこともある
8%～10%	同上
10%<	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり

入替

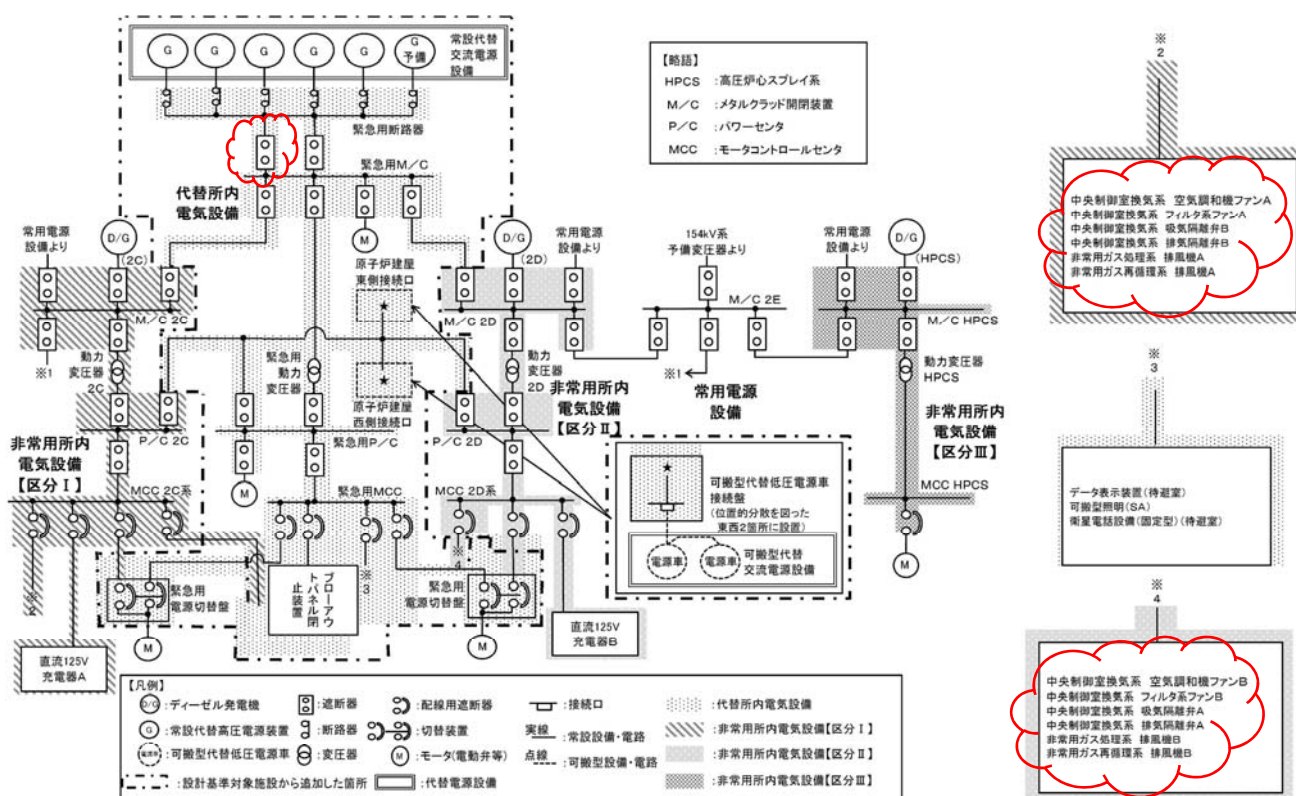
第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について（〔出典〕消防庁「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」平成 8 年 9 月 20 日）

二酸化炭素濃度	症状発現までの暴露時間	人体への影響
< 2%		はっきりした影響は認められない
2%～3%	5～10 分	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3%～4%	10～30 分	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4%～6%	5～10 分	上記症状，過呼吸による不快感
6%～8%	10～60 分	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
8%～10%	1～10 分	同上
10% <	< 数分	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり
30%	8～12 呼吸	同上

第2.5-3 図 中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)



入替



59条と同じ図

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 修正前

(1/6)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均
	平均出力領域計装 A
	平均出力領域計装 B
	平均出力領域計装 C
	平均出力領域計装 D
	平均出力領域計装 E
	平均出力領域計装 F
	起動領域計装 A
	起動領域計装 B
	起動領域計装 C
	起動領域計装 D
	起動領域計装 E
	起動領域計装 F
	起動領域計装 G
	起動領域計装 H
炉心冷却の状態確認	原子炉水位 (狭帯域)
	原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (燃料域)
	原子炉水位 (SA 広帯域)
	原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉圧力
	原子炉圧力 (SA)
	高压炉心スプレイ系系統流量
	低压炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量 A
	残留熱除去系系統流量 B
	残留熱除去系系統流量 C
	逃がし安全弁出口温度

: S A 範囲

(2/6)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高圧代替注水系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2A-1 電圧
	6.9kV 母線 2A-2 電圧
	6.9kV 母線 2B-1 電圧
	6.9kV 母線 2B-2 電圧
	6.9kV 母線 2C 電圧
	6.9kV 母線 2D 電圧
	6.9kV 母線 HPCS 電圧
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉
	圧力容器フランジ温度
	125VDC 2A 母線電圧
	125VDC 2A 母線電圧
	6.9kV 緊急用母線電圧
	480V 緊急用母線電圧

: S A 範囲

(3/6)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)
	ドライウエル圧力 (広帯域)
	ドライウエル圧力 (狭帯域)
	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・プール水温度 (平均値)
	サプレッション・プール水温度
	サプレッション・プール雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)
	格納容器内水素濃度 (SA)
	格納容器内酸素濃度 (SA)
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
	格納容器下部水位
	格納容器下部水温
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

: S A 範囲

(4/6)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ入口温度
	残留熱除去系熱交換器出口温度
	残留熱除去系海水系系統流量
	残留熱除去系 A 注入弁全開
	残留熱除去系 B 注入弁全開
	残留熱除去系 C 注入弁全開
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタ A
	主排気筒放射線モニタ B
	主排気筒モニタ (高レンジ)
	主蒸気管放射線モニタ A
	主蒸気管放射線モニタ B
	主蒸気管放射線モニタ C
	主蒸気管放射線モニタ D
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B
	NS4 内側隔離
	NS4 外側隔離
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉
環境の情報確認	SGTS A 作動
	SGTS B 作動

: S A 範囲

(5/6)

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	SGTS モニタ (高レンジ) A
	SGTS モニタ (高レンジ) B
	SGTS モニタ (低レンジ) A
	SGTS モニタ (低レンジ) B
	耐圧強化ベント系放射線モニタ
	放水口モニタ (T-2)
	モニタリングポスト (A)
	モニタリングポスト (B)
	モニタリングポスト (C)
	モニタリングポスト (D)
	モニタリングポスト (A) 広域レンジ
	モニタリングポスト (B) 広域レンジ
	モニタリングポスト (C) 広域レンジ
	モニタリングポスト (D) 広域レンジ
	大気安定度 10 分値
	18m ベクトル平均風向 10 分値
	71m ベクトル平均風向 10 分値
	140m ベクトル平均風向 10 分値
	18m ベクトル平均風速 10 分値
	71m ベクトル平均風速 10 分値
	140m ベクトル平均風速 10 分値
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA)
	使用済燃料プール温度
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置スクラビング水温度
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置

 : S A 範囲

(6/6)

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動
	自動減圧系 B 作動
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開
	残留熱除去系ポンプ A 起動
	残留熱除去系ポンプ B 起動
	残留熱除去系ポンプ C 起動
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

 : S A 範囲

まとめ資料 59条 (正) 1 / 6

26条の表を59条の表に修正する。

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ 修正後

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ (1/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
炉 心 反 応 度 の 状 態 確 認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(S A)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

: S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2/6）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝 送パラメータ(※1)	バックアップ 対象パラメータ
炉心冷却 の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M/C 2A-1 電圧	○	○	—
	M/C 2A-2 電圧	○	○	—
	M/C 2B-1 電圧	○	○	—
	M/C 2B-2 電圧	○	○	—
	M/C 2C 電圧	○	○	○
	M/C 2D 電圧	○	○	○
	M/C HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器(660)閉	○	○	—
	D/G 2D 遮断器(670)閉	○	○	—
	HPCS D/G 遮断器(680)閉	○	○	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 HPCS 系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用 M/C 電圧	○	○	○
	緊急用 P/C 電圧	○	○	○
格納容器 内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウエル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウエル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウエル圧力	○	○	○

※1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

: SA 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ (3/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パ ラメータ	ERSS 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

：SA 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（4/6）

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
格 納 容 器 内 の 状 態 確認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 A（全開）	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 B（全開）	○	○	—
放 射 能 隔 離 の 状 態 確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	—
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	—
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	—
	主蒸気管放射線モニタ(A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(D)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ） A	○	○	—
	排ガス放射能（プレホールドアップ） B	○	○	—
	N S 4 内側隔離	○	○	—
	N S 4 外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	—
環 境 の 情 報 確認	S G T S A 作動	○	○	—
	S G T S B 作動	○	○	—
	S G T S モニタ（高レンジ） A	○	○	—
	S G T S モニタ（高レンジ） B	○	○	—
	S G T S モニタ（低レンジ） A	○	○	—
	S G T S モニタ（低レンジ） B	○	○	—

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5 / 6）

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
環 境 の 情 報 確 認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（6 / 6）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラメータ (※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	—
	自動減圧系 B 作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	—
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※ 1 : ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : SA 範囲

ス処理系を起動する際に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、「チ（１）（iv）遮蔽設備」に記載する。また、ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系、中央制御室待避室空気ポンプユニット及び差圧計は、「チ（１）（v）換気空調設備」に記載する。

常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車については、「ヌ（２）（iv）代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

（「遮蔽設備」と兼用）

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

（「遮蔽設備」と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

（「換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタユニット

（「換気空調設備」と兼用）

非常用ガス処理系排風機

（「原子炉建屋ガス処理系」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台 数 1（予備1）

容 量 約3,570 m³/h（1台当たり）

非常用ガス再循環系排風機

（「原子炉建屋ガス処理系」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台 数 1（予備1）

容 量 約17,000 m³/h（1台当たり）

非常用ガス処理系フィルタトレイン
（「リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

差圧計

（「換気空調設備」と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

（「換気空調設備」と兼用）

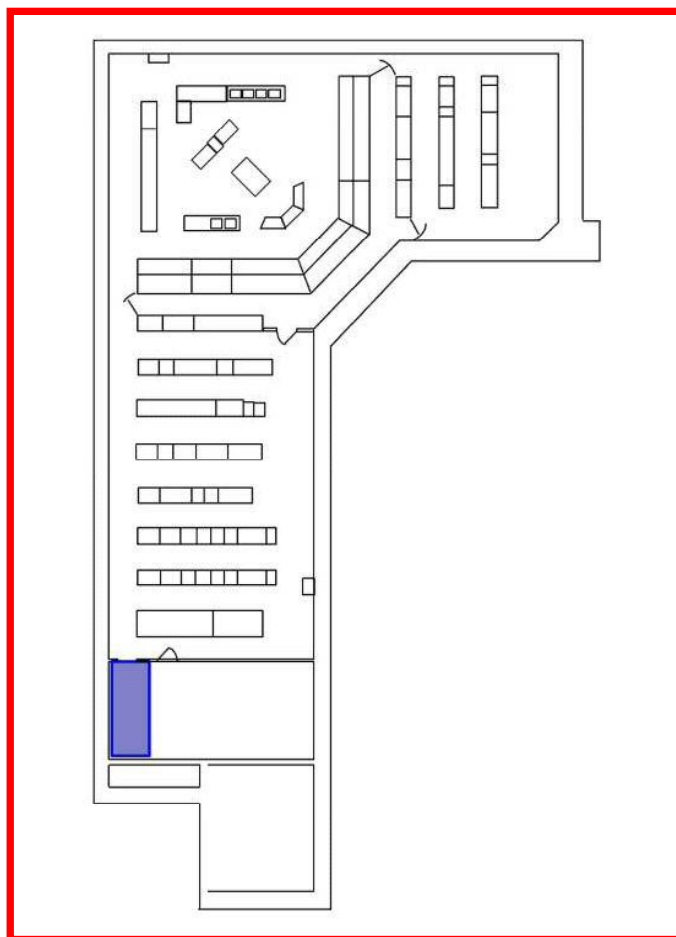
可搬型照明（S A）

個 数 7（予備2）

(2) 収容人数及び設置場所

格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室には3名を収容できる設計とする。

発電長等が中央制御室待避室に待避している間，プラントの運転操作は行わないことを基本とするが，操作が必要な事象が発生した場合に即座に対応できるよう，中央制御室内に設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4-1図に，中央制御室待避室の寸法を第2.4-4-2図に示す。



第2.4-4-1図 中央制御室待避室 設置場所

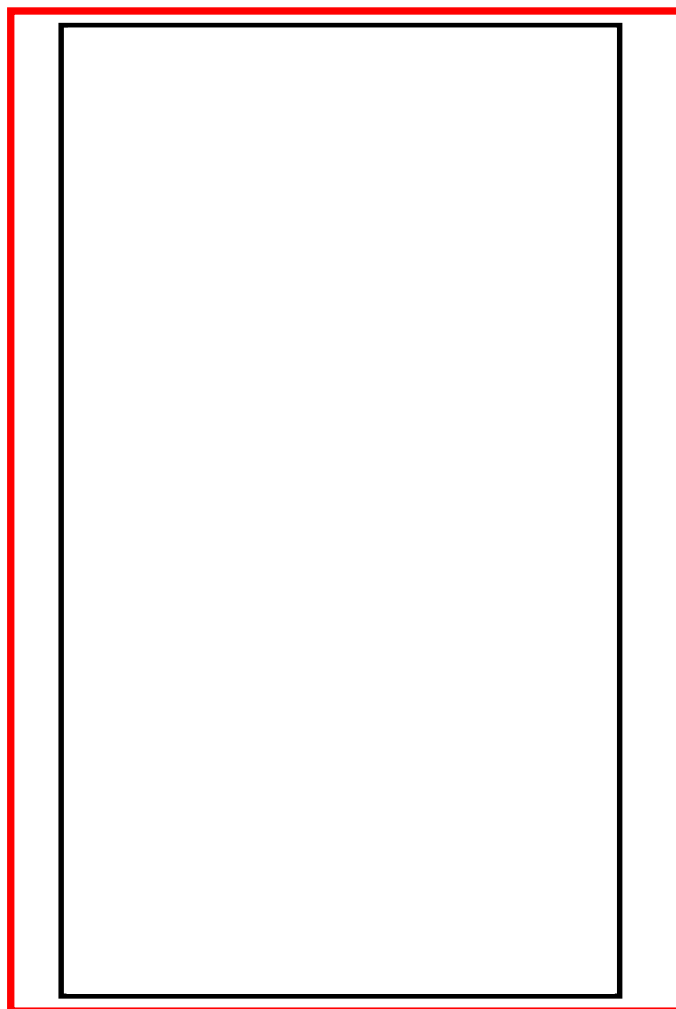
次ページ第2.4-4図と入替（次頁参照）

：S A範囲

(2) 収容人数及び設置場所

格納容器圧力逃がし装置作動中は、中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており、中央制御室待避室は3名を収容できる設計とする。

運転員が中央制御室待避室に待避している間、プラントの運転操作は行わないことを基本とするが、操作が必要な事象が発生した場合には即座に対応できるように、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4図に、中央制御室待避室の概要図を第2.4-5図に示す。



第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所

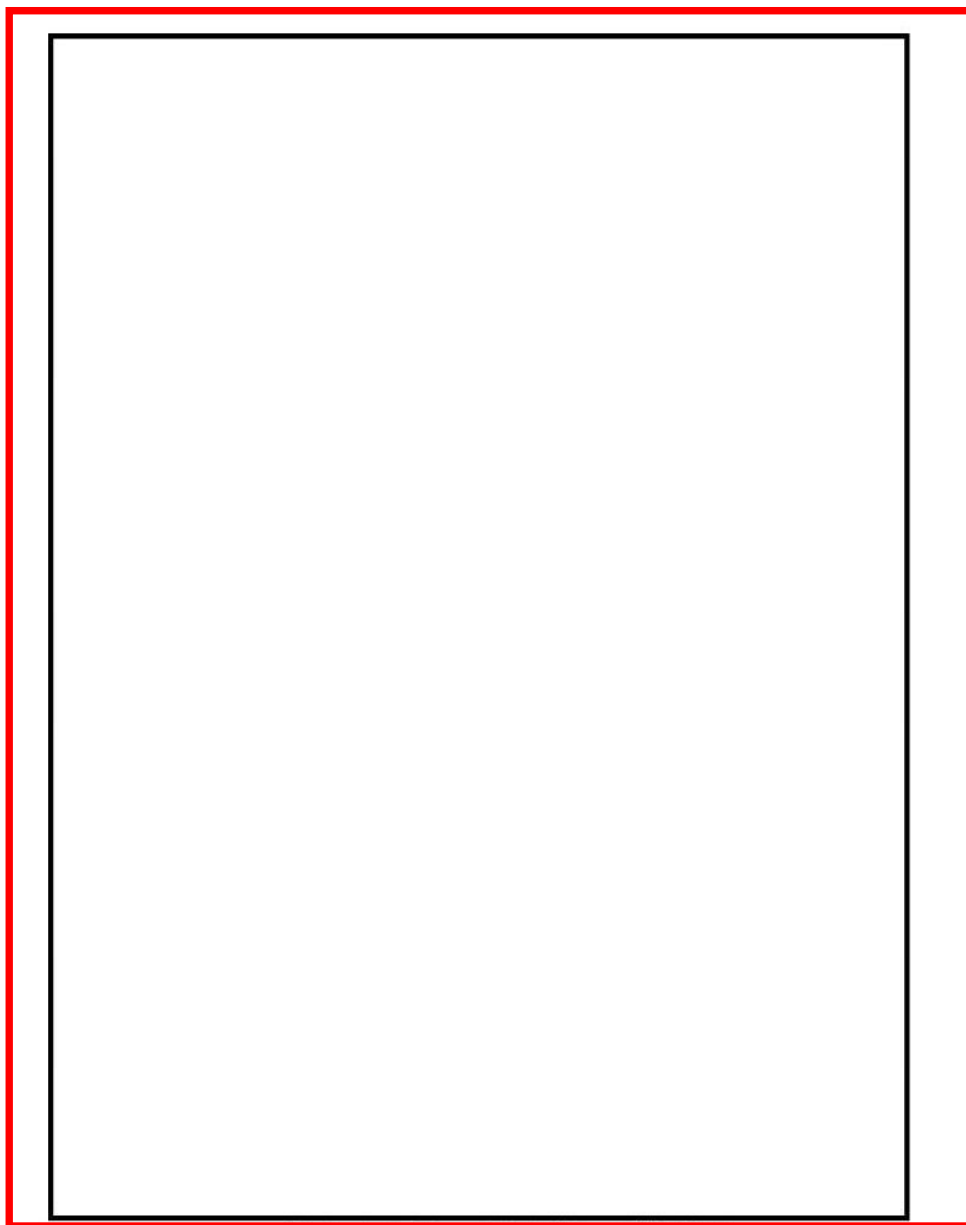
前ページ第2.4-4-1図と入替（前頁参照）

 : S A範囲

d. 空気ポンベの設置エリア

空気ポンベは中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。空気ポンベの配置を第 2. 4-6 図に示す。

あわせて，中央制御室待避室の正圧化バウンダリを示す。



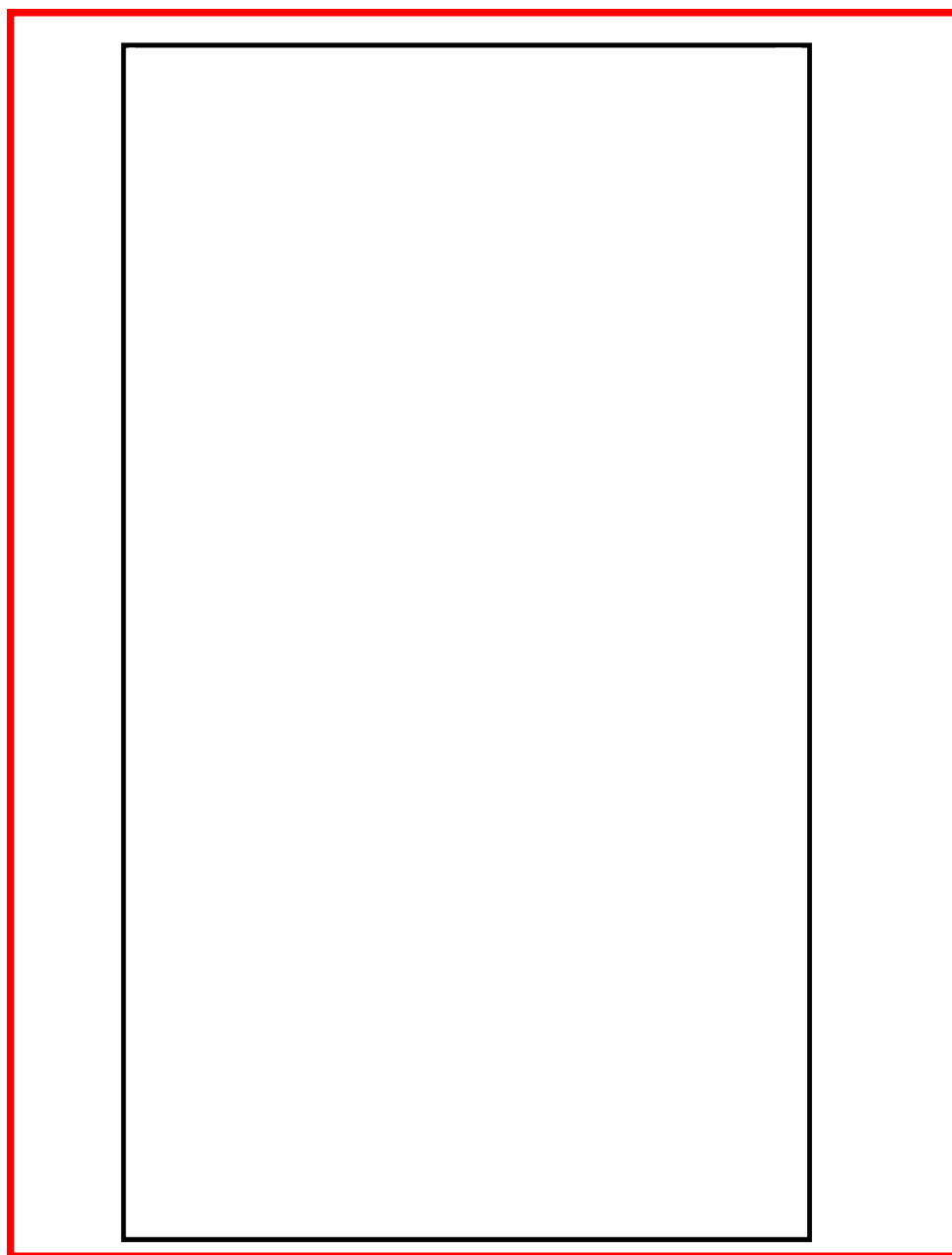
第 2. 4-6 図 空気ポンベ配置図

次ページ第2. 4-7図と入替（次頁参照）

 : S A 範囲

d. 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の設置エリア

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し、中央制御室待避室に空気を供給する。中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の配置図を第 2.4-7 図に示す。



第 2.4-7 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 配置図

前ページ第2.4-6図と入替（前頁参照）

 : S A 範囲

へ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。

の開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部

衛星電話設備（可搬型）（待避室）

式 数 一式

データ表示装置（待避室）

式 数 一式

酸素濃度計

個 数 1（予備1）

ブローアウトパネル閉止装置
（「リ（4）（iv）原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）
個数 10

二酸化炭素濃度計

個 数 1（予備1）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時とも使用する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

チ 放射線管理施設の構造及び設備

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(iv) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系フィルタユニットは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b. 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室待避室を正圧化し，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）を設ける。また，中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため，差圧計を設置する。

[常設重大事故等対処設備]

差圧計

（「中央制御室」と兼用）

個	数	1
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

（「中央制御室」と兼用）

本	数	13（予備7）
---	---	---------

容	量	約47L（1本当たり）
---	---	-------------

充 填 圧 力	約15MPa[gage]
---------	--------------

(2) 安全設計方針

該当なし

防潮扉

個	数	2
---	---	---

放水路ゲート

個	数	3
---	---	---

構内排水路逆流防止設備

個	数	9
---	---	---

貯留堰（「ヌ（3）（v）非常用取水設備」と兼用）

個	数	1
---	---	---

取水路点検用開口部浸水防止蓋

個	数	10
---	---	----

海水ポンプグランド dren 排出口逆止弁

個	数	2
---	---	---

取水ピット空気抜き配管逆止弁

個	数	3
---	---	---

放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋

個	数	3
---	---	---

S A用海水ピット開口部浸水防止蓋

個	数	6
---	---	---

緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋

個	数	1
---	---	---

緊急用海水ポンプグランド dren 排出口逆止弁

個	数	1
---	---	---

緊急用海水ポンプ室床 dren 排出口逆止弁

個	数	1
---	---	---

原子炉建屋外壁
個 数

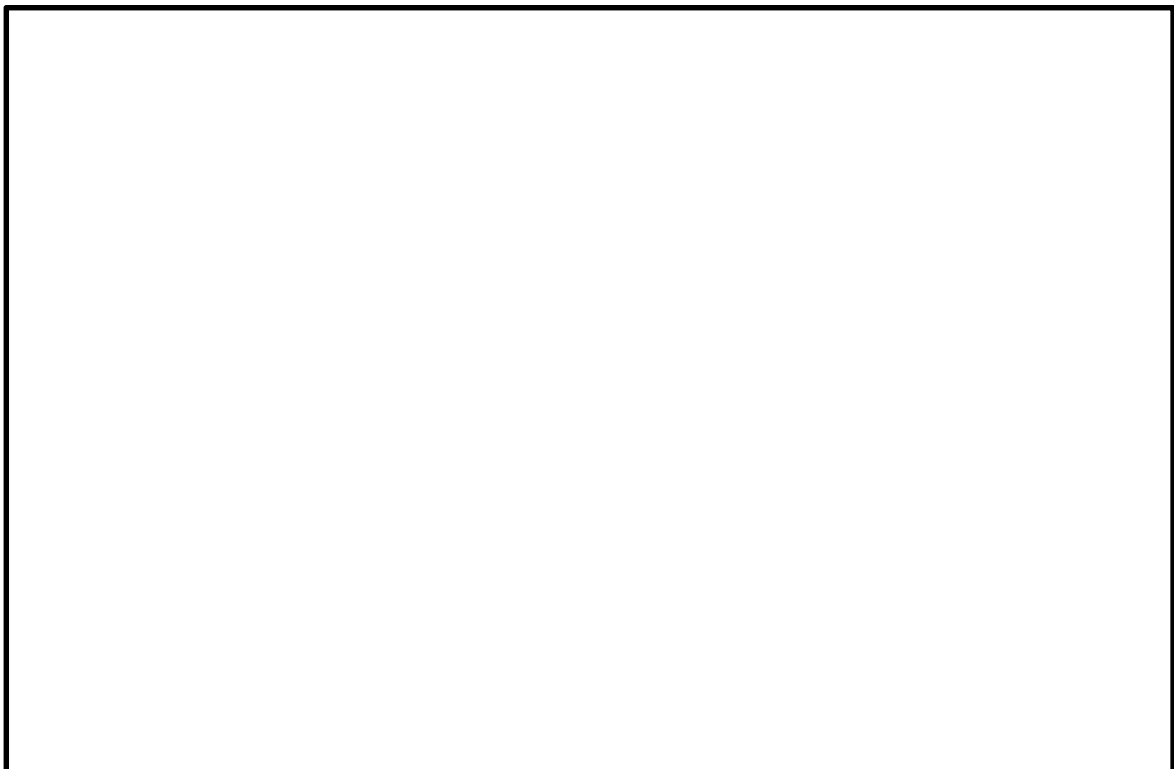
一式

重大事故等発生時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から 38.4℃，－12.7℃とする。緊急時対策所の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711(\text{kg} / \text{m}^3) \\ &= 12.426(\text{Pa})\end{aligned}$$

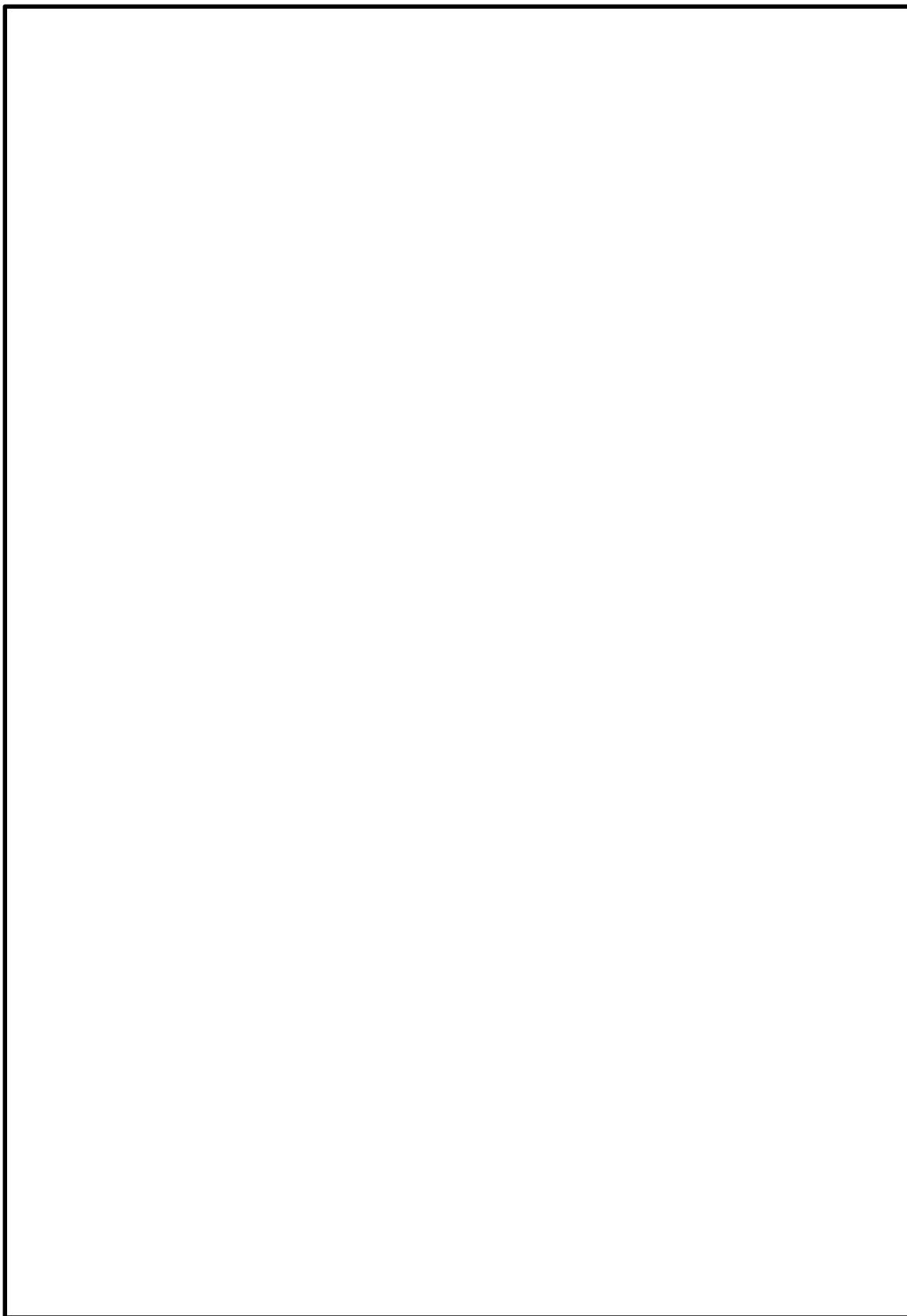
b. 緊急時対策所への空気供給量

(a) 非常時運転



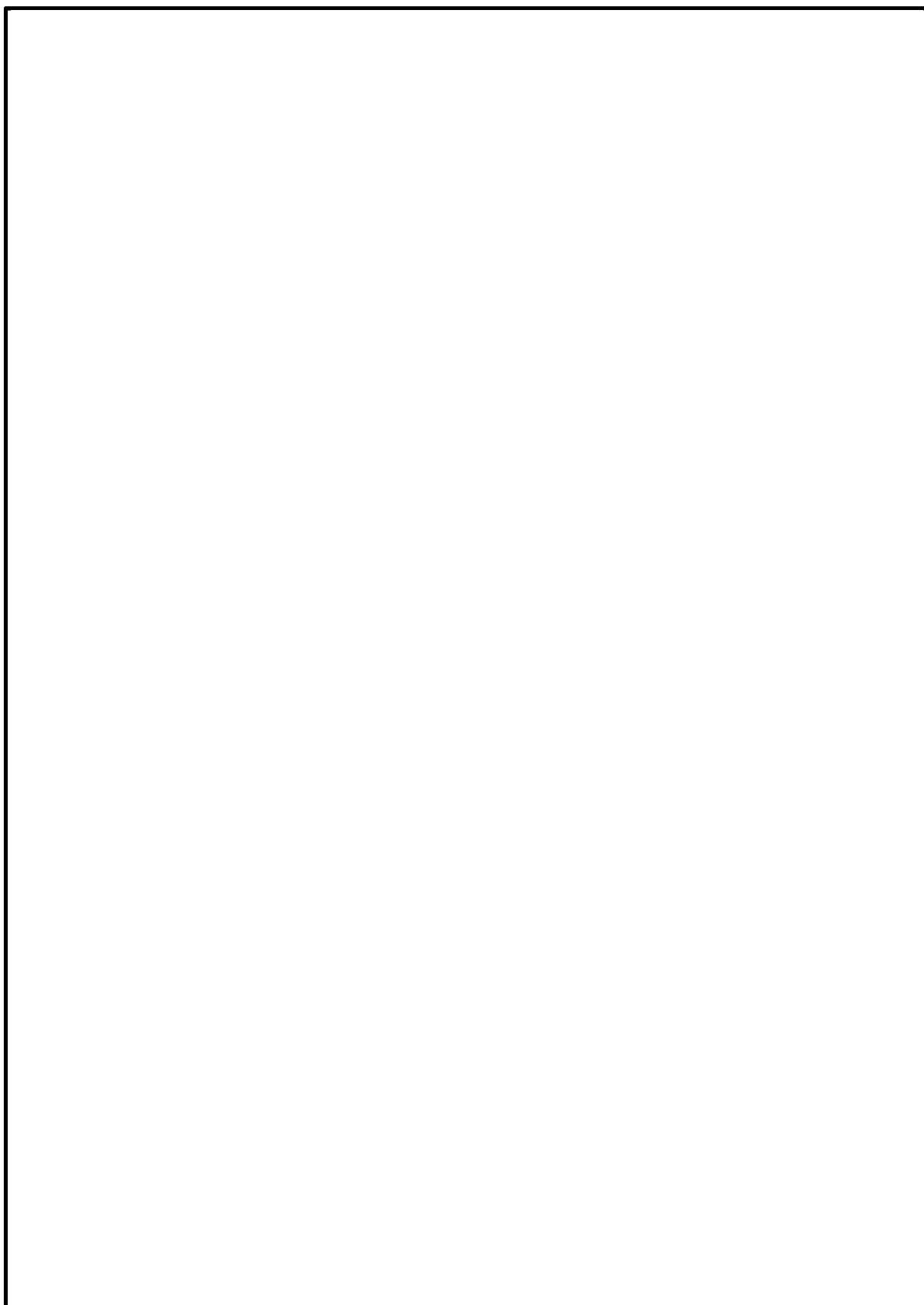
第 2.4－13 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

(b) プルーム通過時・通過後加圧運転

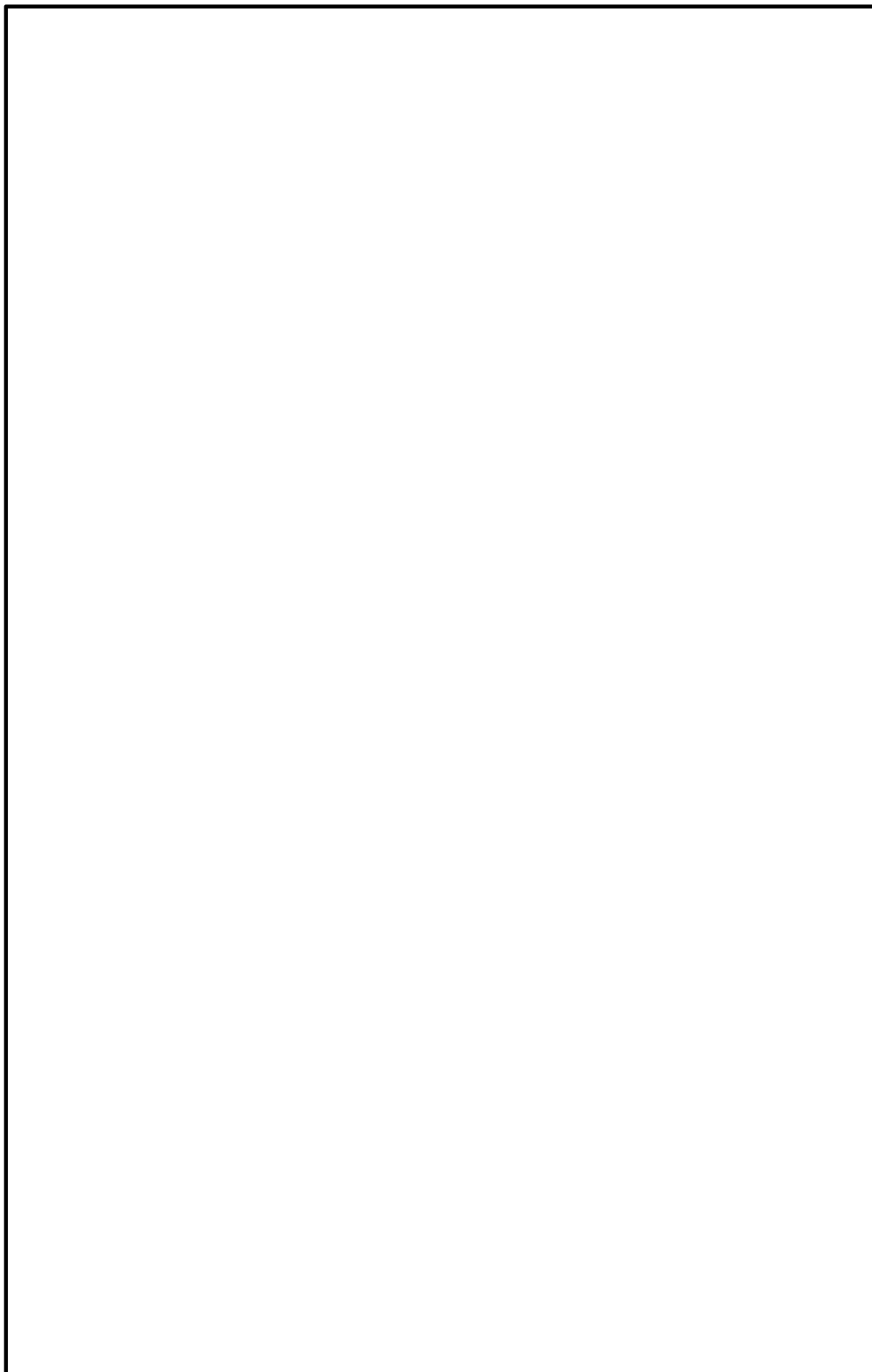


第 2.4-14 図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過時・通過後加圧運転）

④ プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）

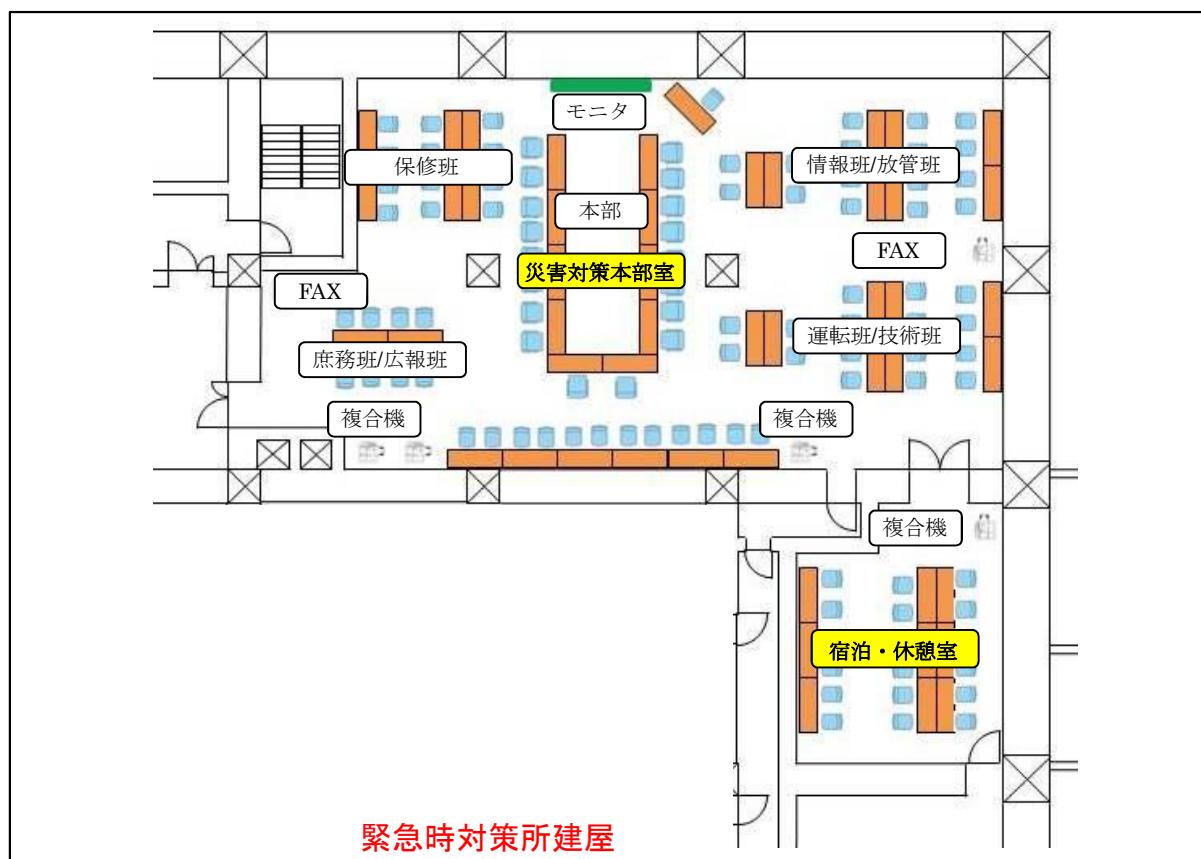


第2.4-9図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過後加圧運転）



第 61-3-2 図 緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）配置図

61-3-3



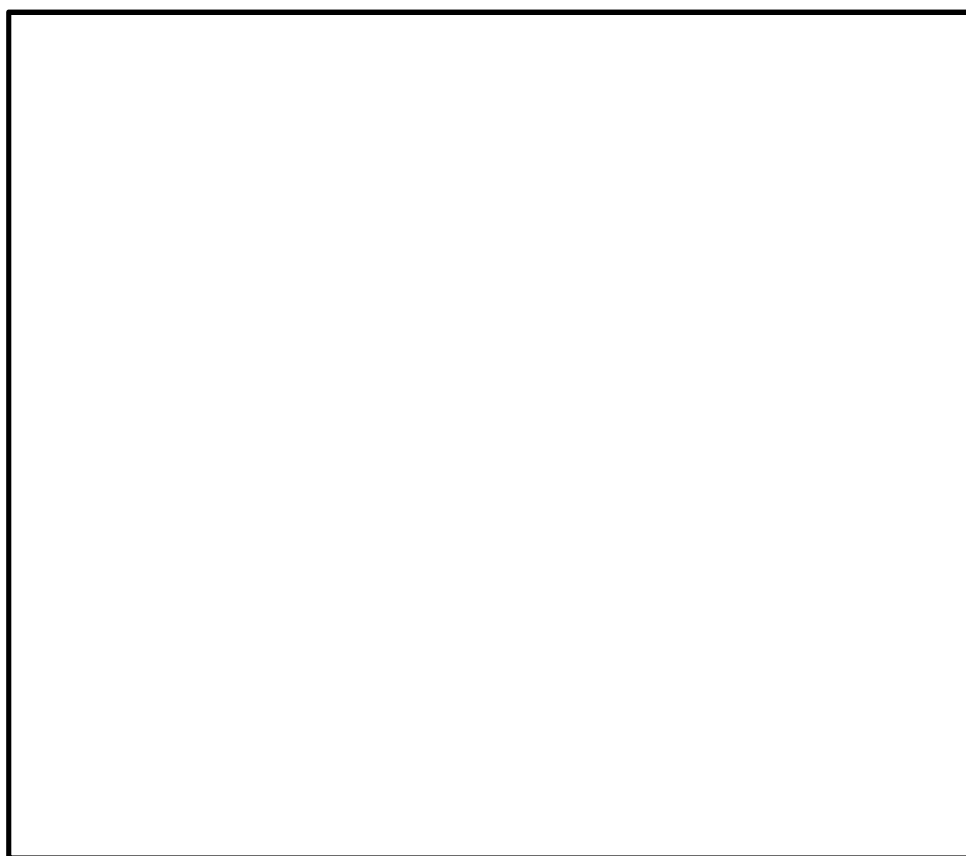
(緊急時対策所 2 階 緊急時対策所等)

第 61-3-3 図 緊急時対策所の対策要員 配置図

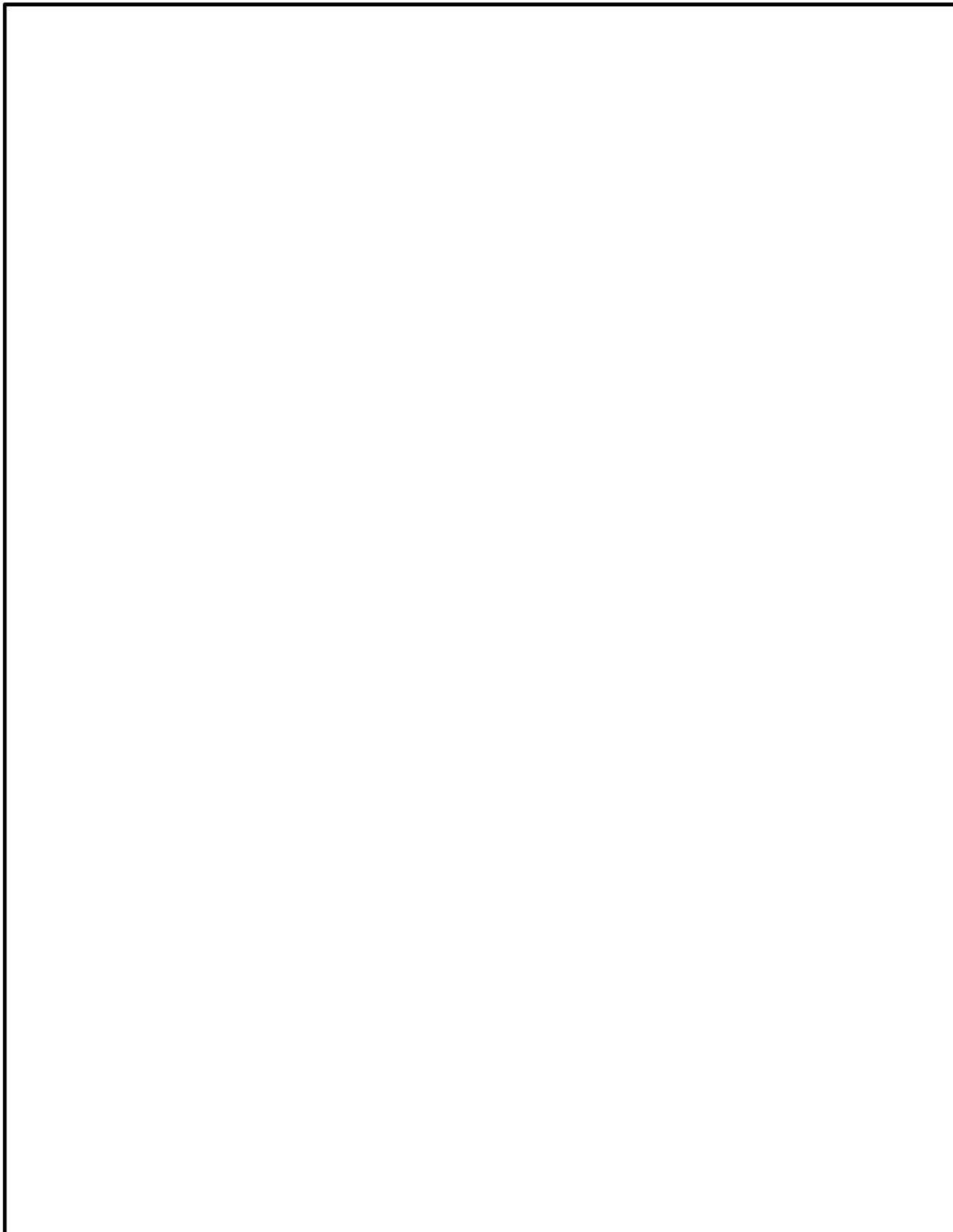
* 今後の訓練実績により変更になる場合あり



第 61－3－4 図 緊急時対策所建屋内の代替電源設備 配置図

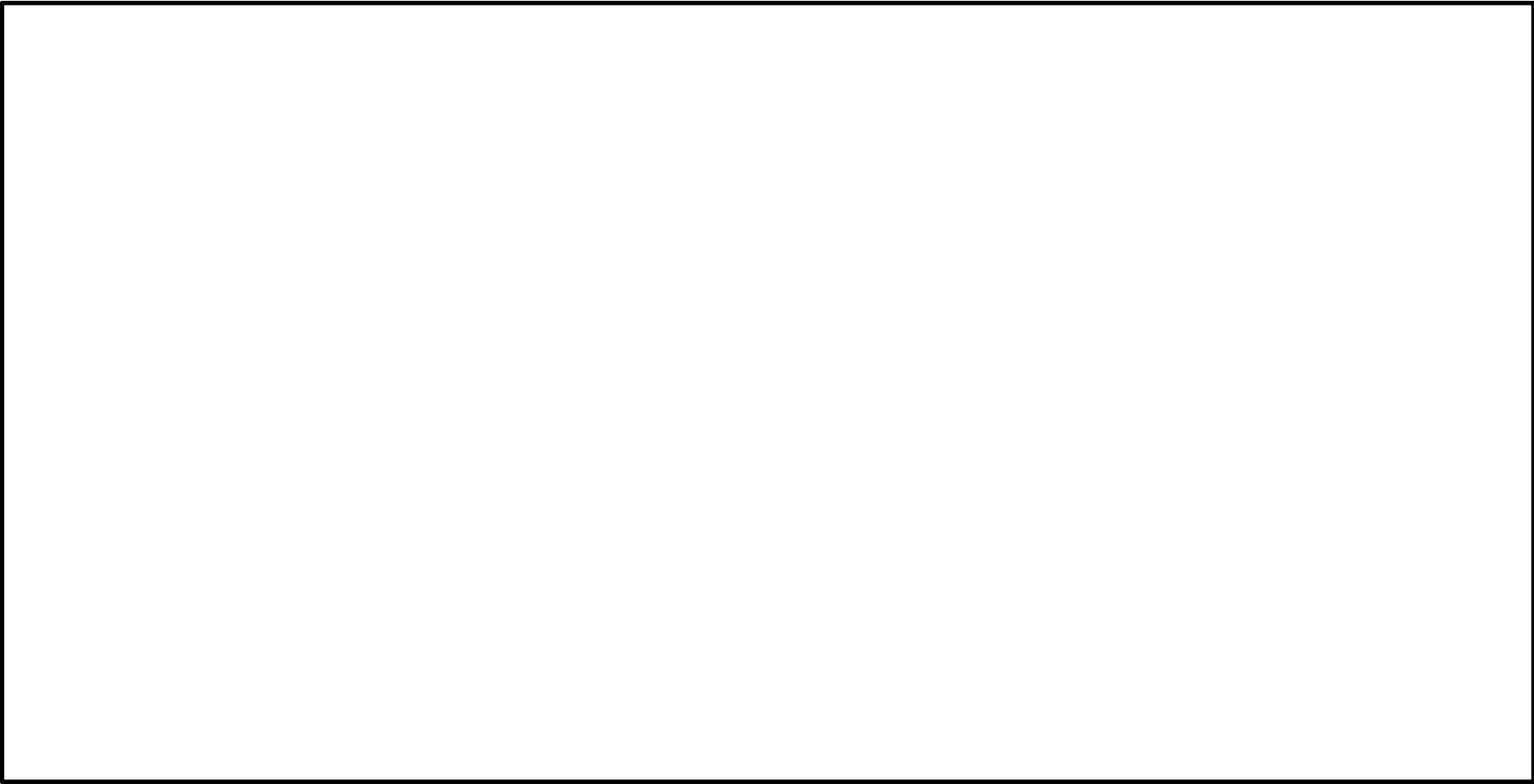


第 61－3－5 図 緊急時対策所用発電機の操作盤 配置図



第 61-7-3 図 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ
保管位置図

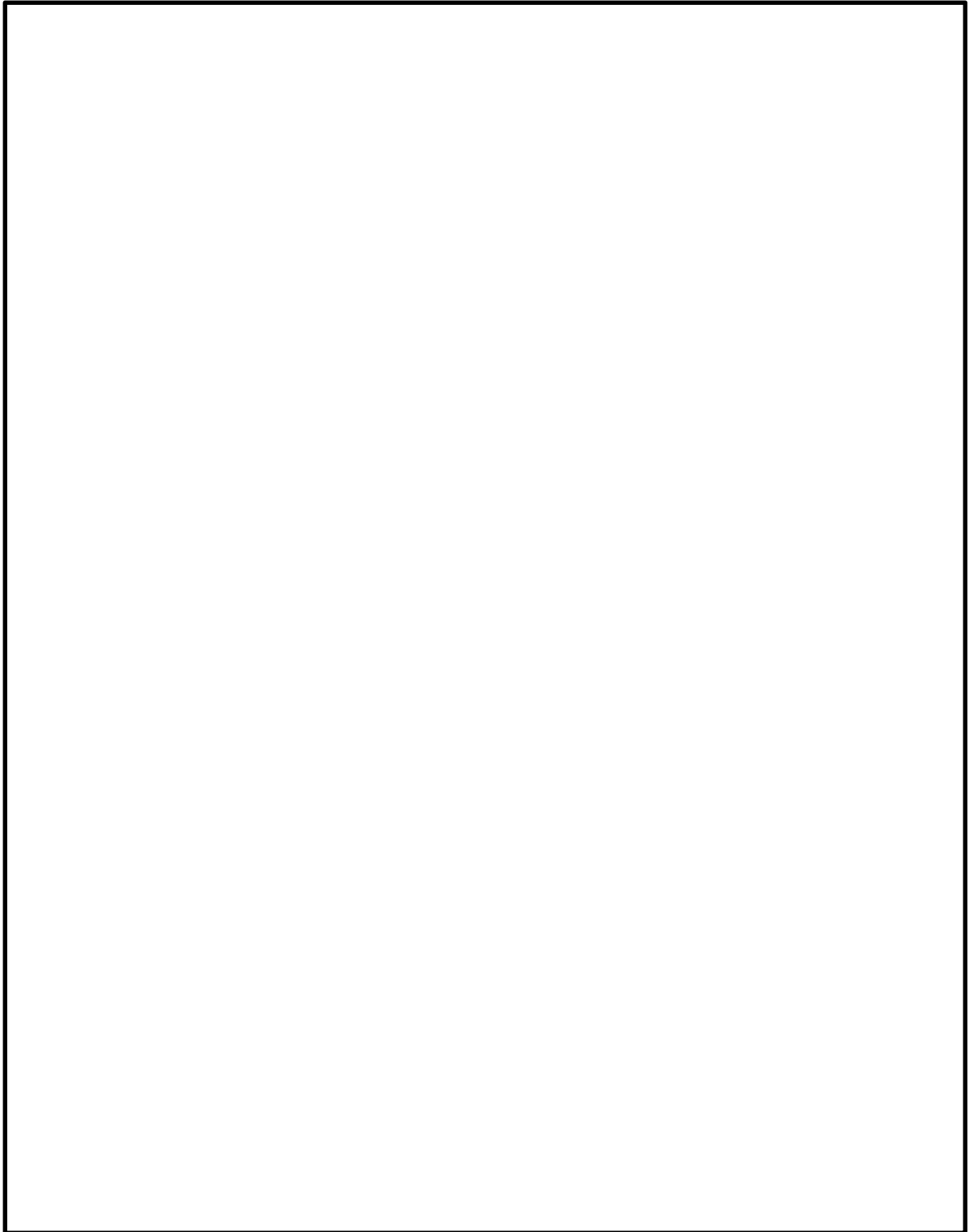
＊今後の設計により変更になる場合あり



第 2.4-5 図 換気設備等の運用イメージ

(5) 換気設備等の運転状態

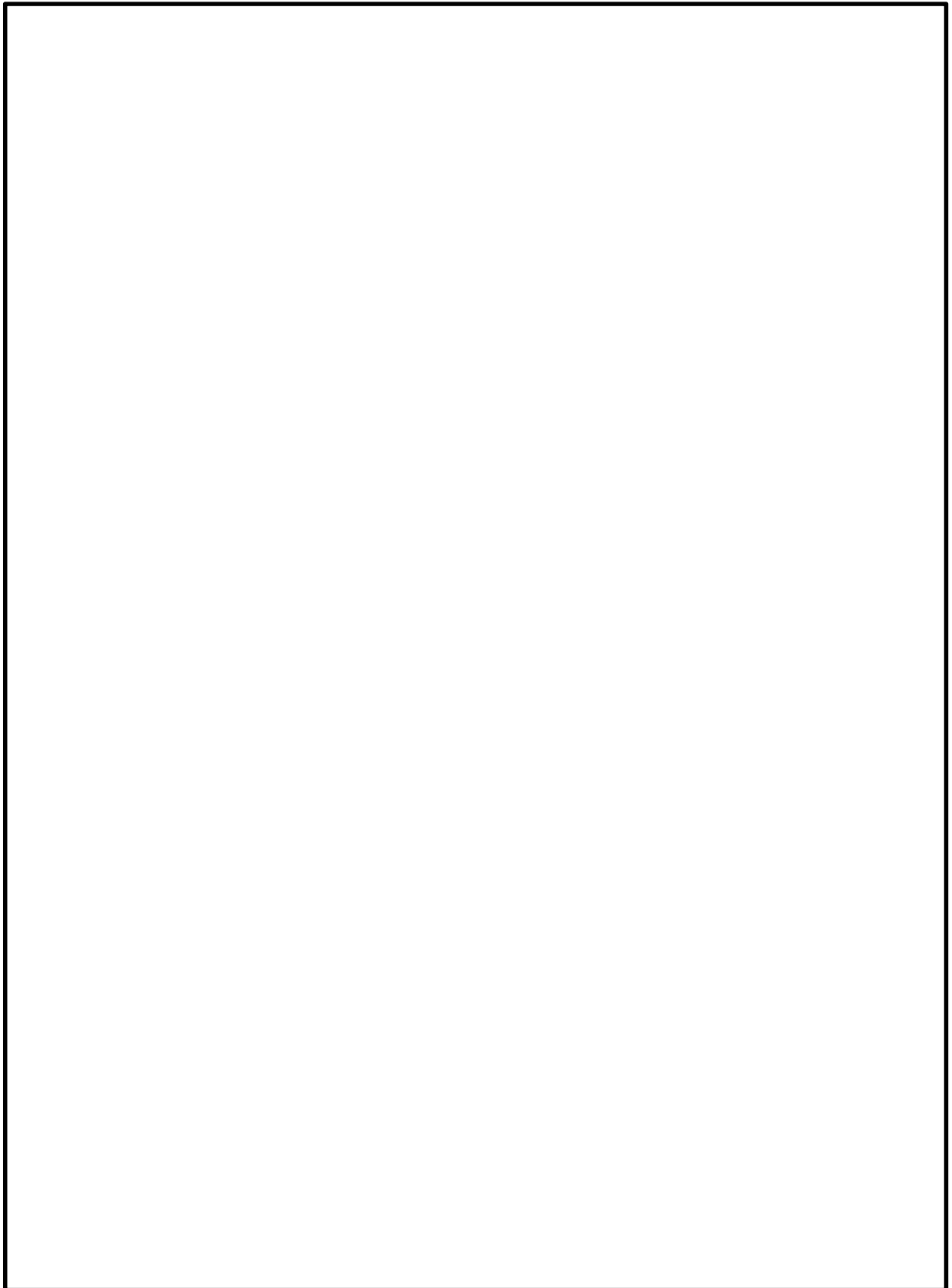
① 通常運転



第 2.4-6 図 換気設備等の概要系統図（通常運転）

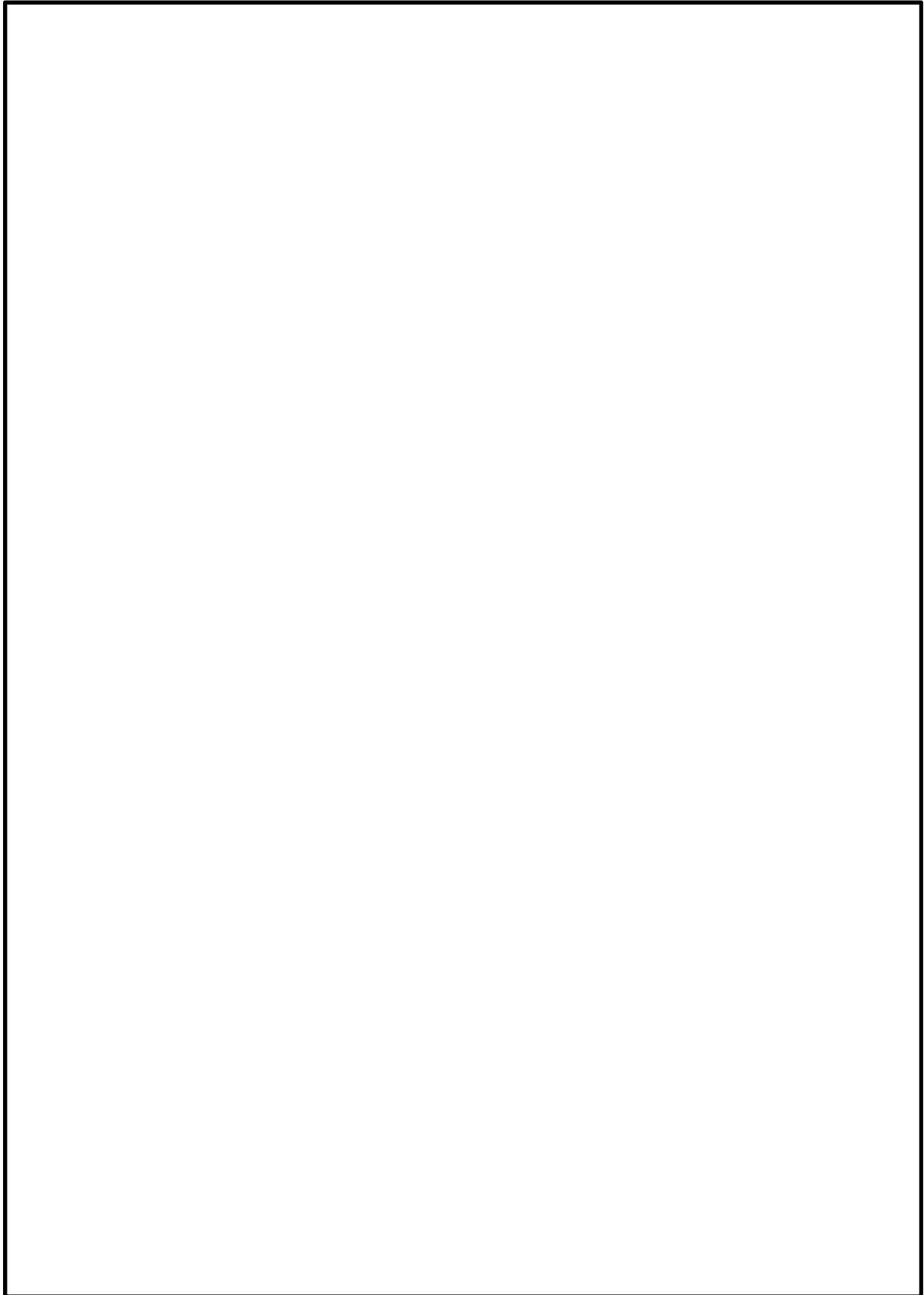
② 非常時運転（緊急建屋加圧モード）

緑線：重大事故等対処設備（流路）



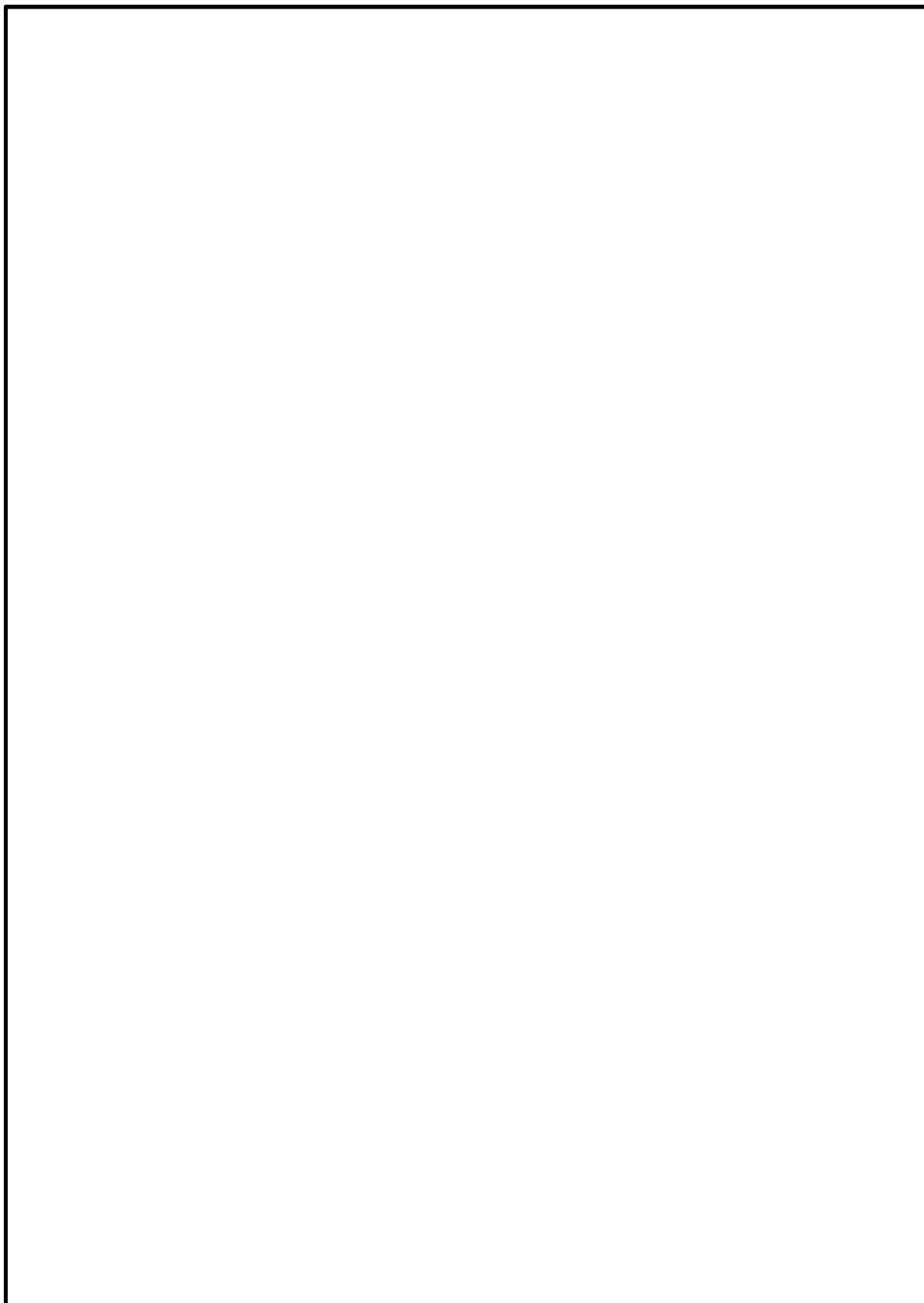
第 2.4-7 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

③ プルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）



第2.4-8図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過時加圧運転）

④ プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）



第2.4-9図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過後加圧運転）

5.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 5.1-1 表のとおり。

第 5.1-1 表 チェンジングエリアの概要

設 営 場 所	緊急時対策所建屋 1 階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形 式 設 営	シート区画化 (緊急時対策所建屋)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法 第 10 条特定事象が発生し、 災害対策本部長の指示があ った場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

5.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

緊急時対策所建屋

チェンジングエリアは、**緊急時対策所**入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第 5.1-1 図のとおり。

めに必要な指示ができるよう、異常等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設置する設計とする。

- (3) 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。
- (4) 緊急時対策所は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

10.9.1.3 主要設備の仕様

緊急時対策所の主要機器仕様を第 10.9-1 表に示す。

10.9.1.4 主要設備

緊急時対策所の主要設備は以下のとおりとする。

- (1) 緊急時対策所 **(東海発電所及び東海第二発電所共用)**

異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるよう、緊急時対策所を設置する。

- (2) 必要な情報を把握できる設備

中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

- (3) 通信連絡設備 **(東海発電所及び東海第二発電所共用)**

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係個所との通信連絡を行うことができる通信連絡設備を設置又は保管する。

- (4) 酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所は、酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計を保管する。