

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5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5号ロ(3)(i)a.(ab)保安電源設備」
- ・DB担当は、当該箇所はヒアリングで規制庁より追記するように指示のあった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（実施中、途中経過）

(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する。以下、現段階での確認状況を報告する。

最終報告は、6 月 14 日を目途に確認作業を進める。なお、これまでに確認された事例を周知し、再度、総チェックを実施する。

【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（途中経過）

- ① 本事案と同様の要因による補正書の修正が必要な箇所は18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（18件）
※基本設計として明確に記載すべき事項の抜け・漏れ等（13件／18件）

- ② 本事案と同様の要因による審査資料（まとめ資料）の修正が必要な箇所は12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（12件）
※基本設計として明確に記載すべき事項の抜け・漏れ等（11件／12件）

いずれの記載も規準適合を判断するうえで十分な記載となっていないものの、補正書に記載した評価及び対策の有効性に影響しないことを確認した。

本事案の水平展開により、これまでに実施した水平展開において抽出された箇所の修正漏れを改めて抽出したことから、これ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。

- ③ 上記①②以外に記載の適正化及び単純誤記、等があった。

(3) 確認結果に対する対応

上記(2)①②③で確認した記載について修正する。

6. 再発防止対策（暫定）

今回の事象を踏まえ、今後、補正書提出時において、今回の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
<p>(ab) 保安電源設備</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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ィ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。</p> <p>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。</p>	<p>(ab) 保安電源設備</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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ィ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。</p>	<p>・黄色ハッチング部分が削除されている。</p> <p>・黄色ハッチング部分が削除されている。</p>

【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
<p>(2) 本変更に係る品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>(2) 本変更に係る設計及び運転等の品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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、本社にて保安規定第6条に基づく原子力発電保安委員会を、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条に基づく原子力発電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。</p> <p>(2) 設計及び運転等の品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) <u>設計及び運転等の品質保証活動</u></p> <p>各業務を主管する組織の長は、<u>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。</u>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。</p> <p>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。</p> <p>各業務を主管する組織の長は、<u>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。</u>また、製品及び役務を調達する場合は、<u>設計及び工事と同様に管理する。</u></p> <p>各業務を主管する組織の長は、<u>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</u></p>	<p>備考</p> <p>名称の違い</p> <p>名称の違い</p> <p>設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。</p> <p>設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。</p>

【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5】

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
	<p>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。</p> <p>上記のとおり、品質マニュアルを定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた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。</p>	<p>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。</p> <p>(3) 品質保証活動の強化</p> <p>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の強化」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。</p> <p>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。また、品質マネジメントシステムの強化に継続的に取り組んでいる。</p>	<p>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。</p> <p>(3) 品質保証活動の強化</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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</p>
<p>5. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>5. 教育・訓練</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>5. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>5. 教育・訓練</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>訓練設備の違い</p> <p>表現の違い（既許可に準拠）</p> <p>記載の適正化</p> <p>既許可に比べて記載順序が異なる</p> <p>訓練設備の違い</p> <p>表現の違い（既許可に準拠）</p>

No.	修正資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	備考
1	補正書	本文五号口(ab)	65	なし	設計基準対象施設に接続する電線路は…	審査資料が正しい。
2	補正書	本文五号口(ab)	66	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…	審査資料が正しい。
3	補正書	添付書類六	6-6-63	6-6-63 第6. 2-23図 津波の伝播特性が記載されていない	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)	古いデータが印刷されていた。
			6-6-64~74	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	8-1-416	系統・機器名抜け	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	審査資料が正しい。
5	補正書	添付書類十 追補1	1.11-62	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。	5/25NRAコメントにて追記した内容。審査資料は反映済。補正書未反映。
6	補正書 (審査資料)	添付書類五	5-10 (11)	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。	補正書、審査資料とも修正要。

補正に係る記載について ①

No.	修正資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	備考
7	補正書	添付書類十 追補1	1.5-96,98,100	図が古い	図の最新化	審査資料が正しい。
8	補正書	添付書類十 追補1	1.11-111,113	図が古い	最新図へ変更	審査資料が正しい。
9	補正書	添付書類八	8-6-100 8-6-101	「原子炉圧力容器への注水量」における、主要パラメータに対する、ポンプ吐出圧力の代替パラメータ及びその推定方法の記載なし。	「原子炉圧力容器への注水量」における、主要パラメータに対する、ポンプ吐出圧力の代替パラメータ及びその推定方法の記載あり。	審査資料が正しい。
10	補正書	添付書類八	8-6-102	「格納容器下部水温」の判断基準に用いる温度計の設置高さ及び使用目的の記載なし。	「格納容器下部水温」の判断基準に用いる温度計の設置高さ及び使用目的の記載あり。	審査資料が正しい。
11	補正書	添付書類八	8-6-176	記述なし	衛星電話設備(可搬型)(待避室)、データ表示装置(待避室)	審査資料が正しい。
12	補正書	添付書類十	10-5-37	・・・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け入れ調整、応援計画案の作成・・・	審査資料が正しい。
13	補正書	添付書類十	10-5-37	保健安全班は、緊急被ばく医療・・・	保健安全班は、現地医療体制整備の支援、緊急被ばく医療・・・	審査資料が正しい。
14	補正書	添付書類八	8-10-29	10.1-5表 記載なし	発電機 台数 2	審査資料が正しい。
15	補正書	添付書類八	8-1-658	それぞれ異なる区域	それぞれ異なる区画	審査資料が正しい。
16	補正書	添付書類八	8-1-501	再循環運転	閉回路循環運転	審査資料が正しい。

補正に係る記載について ①

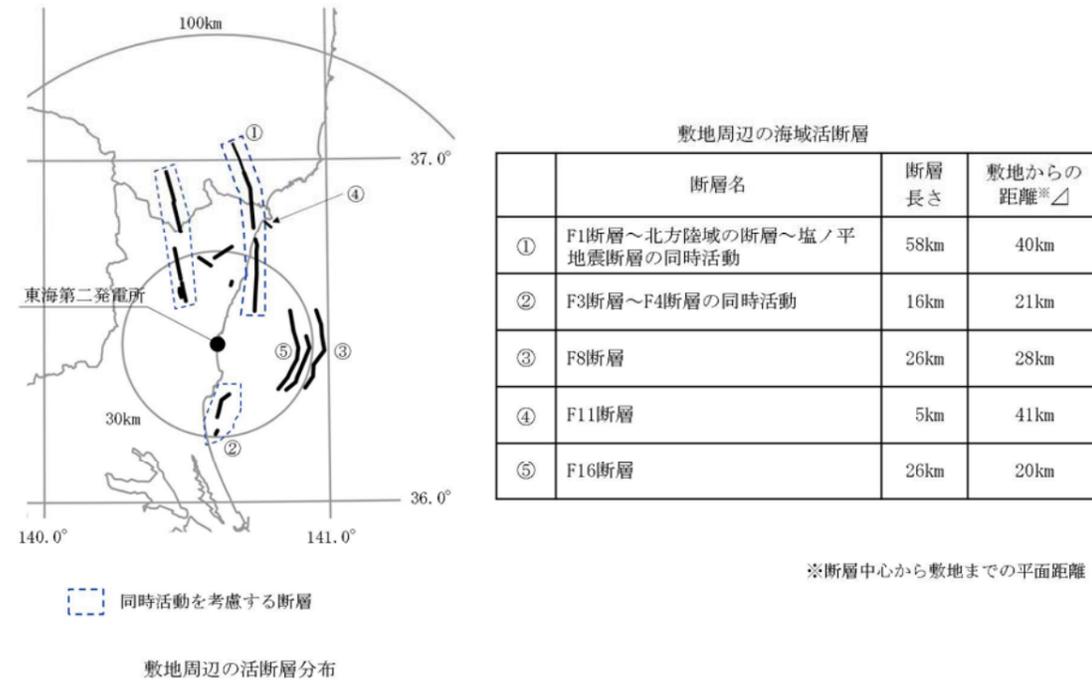
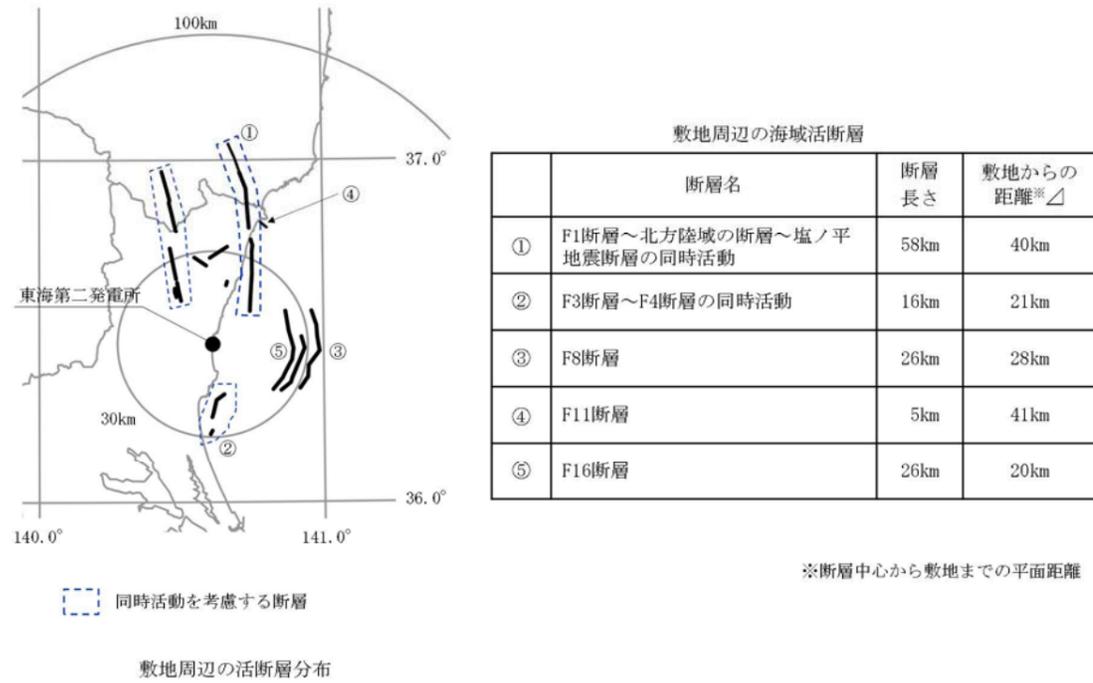
No.	修正資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	備考
17	補正書	添付書類八	8-1-30	屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型入内事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数個所に分散して保管する設計とする。	可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、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。	審査資料が正しい。
18	補正書	添付書類六	6-1-693	第1.6-7図(1) (図(凡例)が古い)	図の最新化	古いデータが印刷されていた。

東海第二発電所 設置変更許可申請書 次回補正案 新旧比較表 【対象項目: 6. 津波】

第二回補正 (平成 30 年 5 月 31 日)

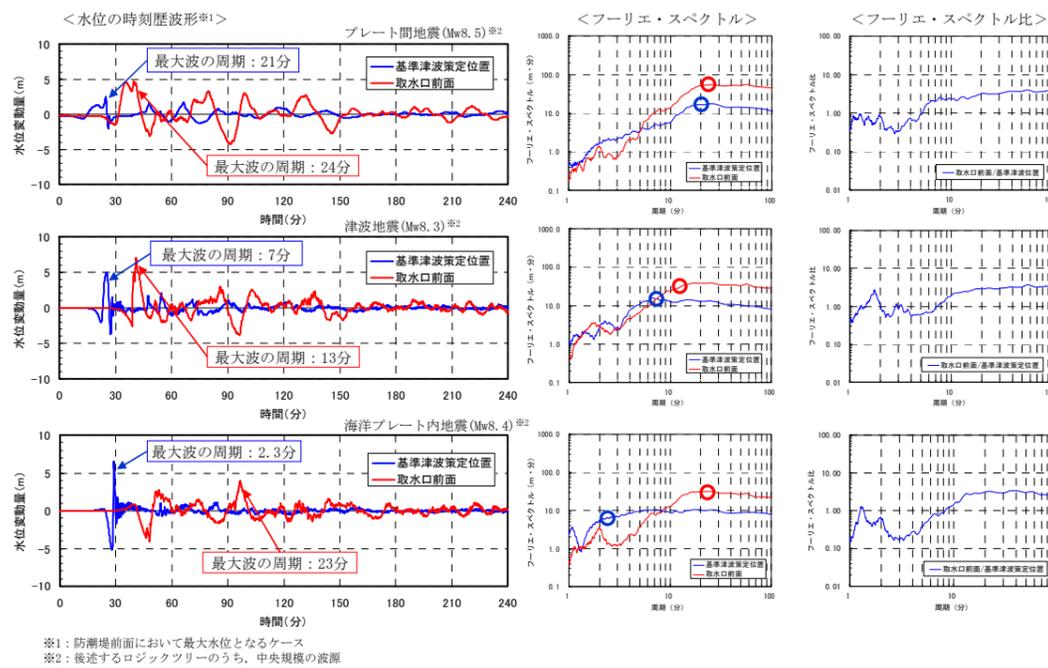
次回補正 (案)

次回補正理由



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 6.2-22 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

・図の追記
(以下、図番号が1つずれる)

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 ムレータ	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

No. 60

記載抜け

「補正書」

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電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系又は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り冷却水の確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

記載なし

「まとめ資料」

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。

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。

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電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系又は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り冷却水の確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を実施する。

補正書に記載なし

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。 ※不適合に関する記載がなし

(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。

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

【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
<p>(2) 本変更に係る品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>(2) 本変更に係る設計及び運転等の品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的重要な事項に関しては、本社にて保安規定第6条に基づく原子力発電保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要な事項に関しては、発電所にて保安規定第7条に基づく原子力発電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。</p> <p>(2) 設計及び運転等の品質保証活動</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p><u>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。</u></p> <p>なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的重要な事項に関しては、<u>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な事項に関しては、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。</u></p> <p>(2) 設計及び運転等の品質保証活動</p> <p>各業務を主管する組織の長は、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p style="text-align: center;">補正書に記載がない箇所</p> <p>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</p>	<p>名称の違い</p> <p>名称の違い</p> <p>設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。</p> <p>設計及び工事と運転及び保守に記載内容を分割した。</p>

【凡例】 赤色：新規基準に伴う見直し
 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
	<p>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。</p> <p>上記のとおり、品質マニュアルを定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた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。</p>	<p>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。</p> <p>(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の強化」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。</p> <p>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。また、品質マネジメントシステムの強化に継続的に取り組んでいる。</p>	<p>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。</p> <p>補正書に記載がない箇所</p> <p>(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。</p> <p>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。</p>	<p>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</p>
<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>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</p>	<p>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）</p>

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。

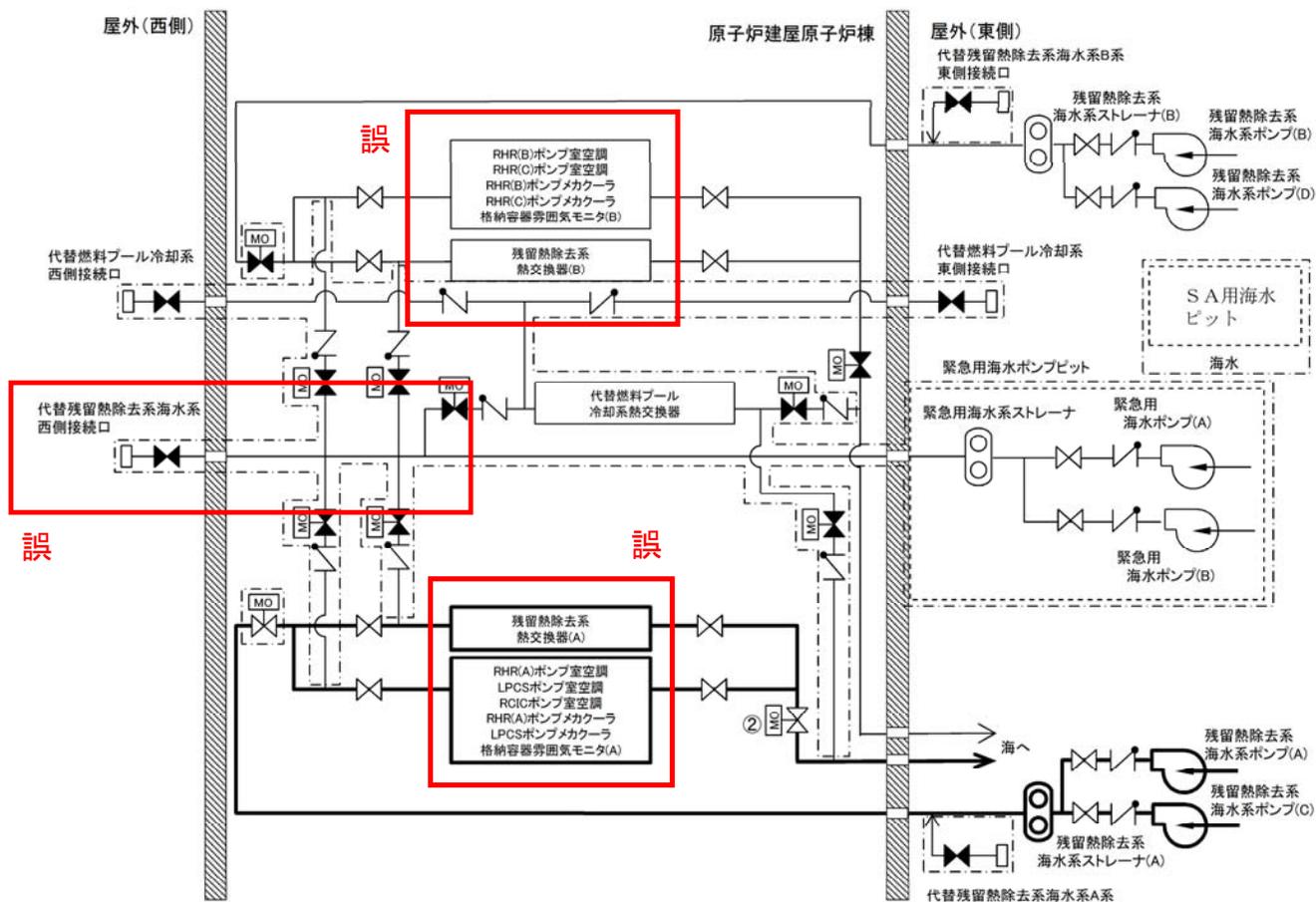
なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

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。

※不適合に関する記載がない

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

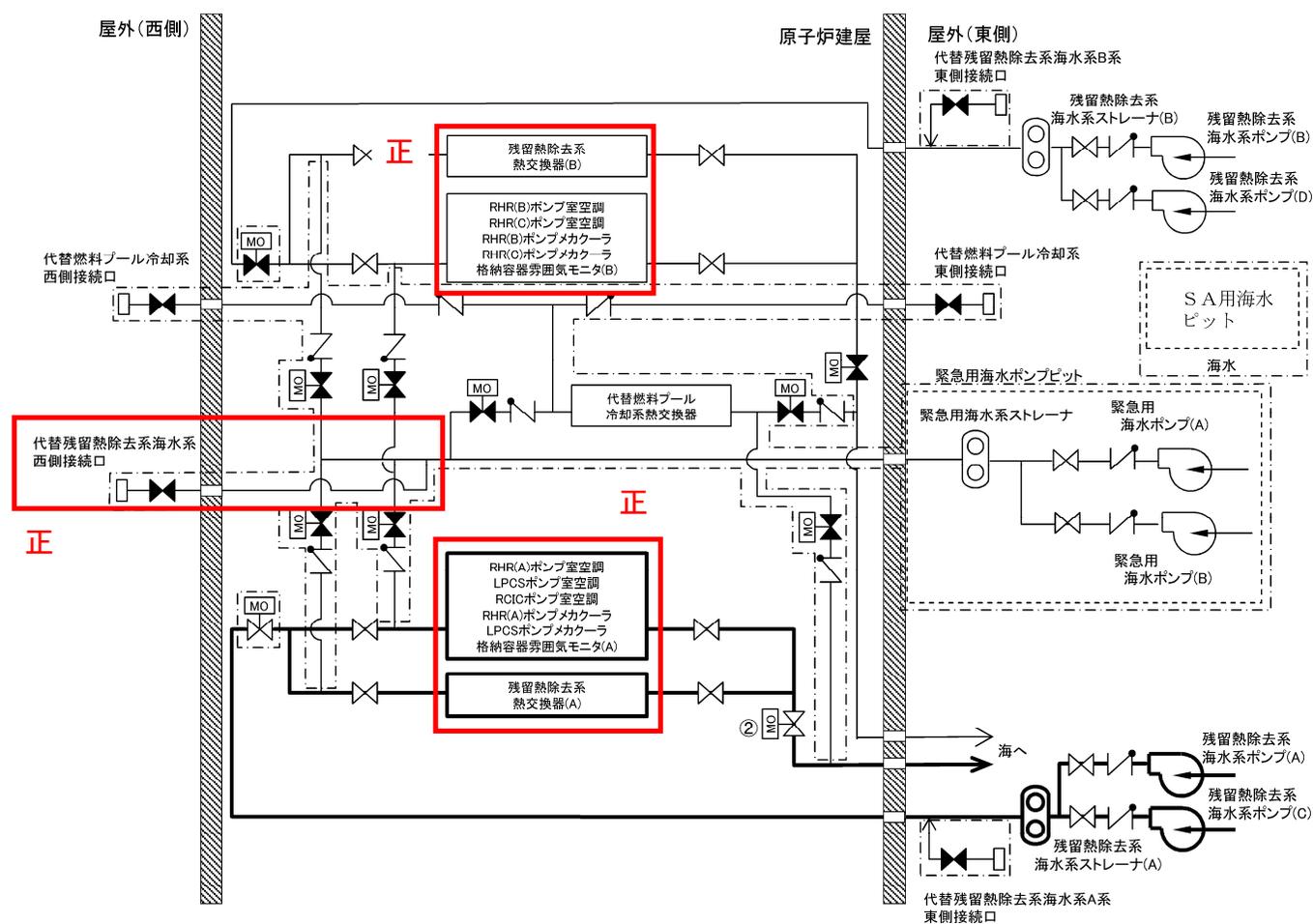
操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁

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

「まとめ資料」

1.5-100



凡例

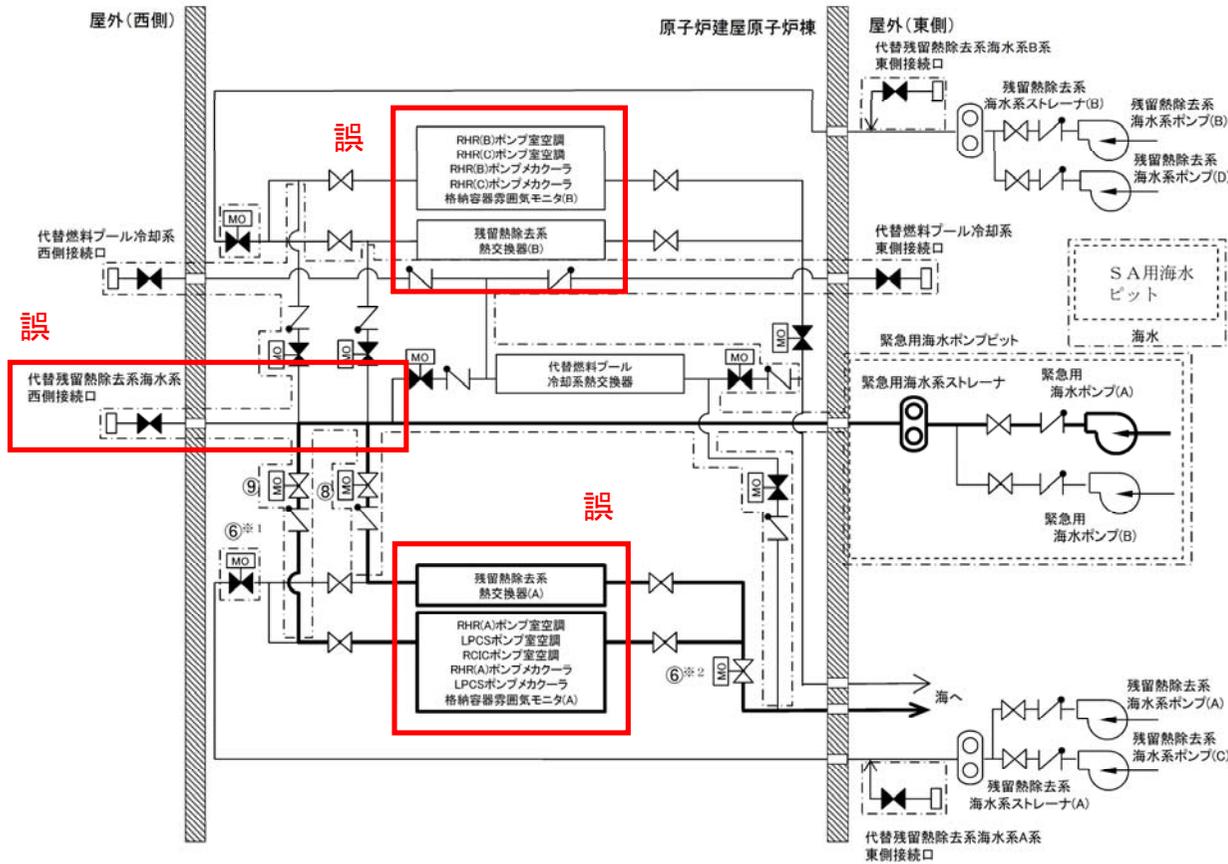
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

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

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)

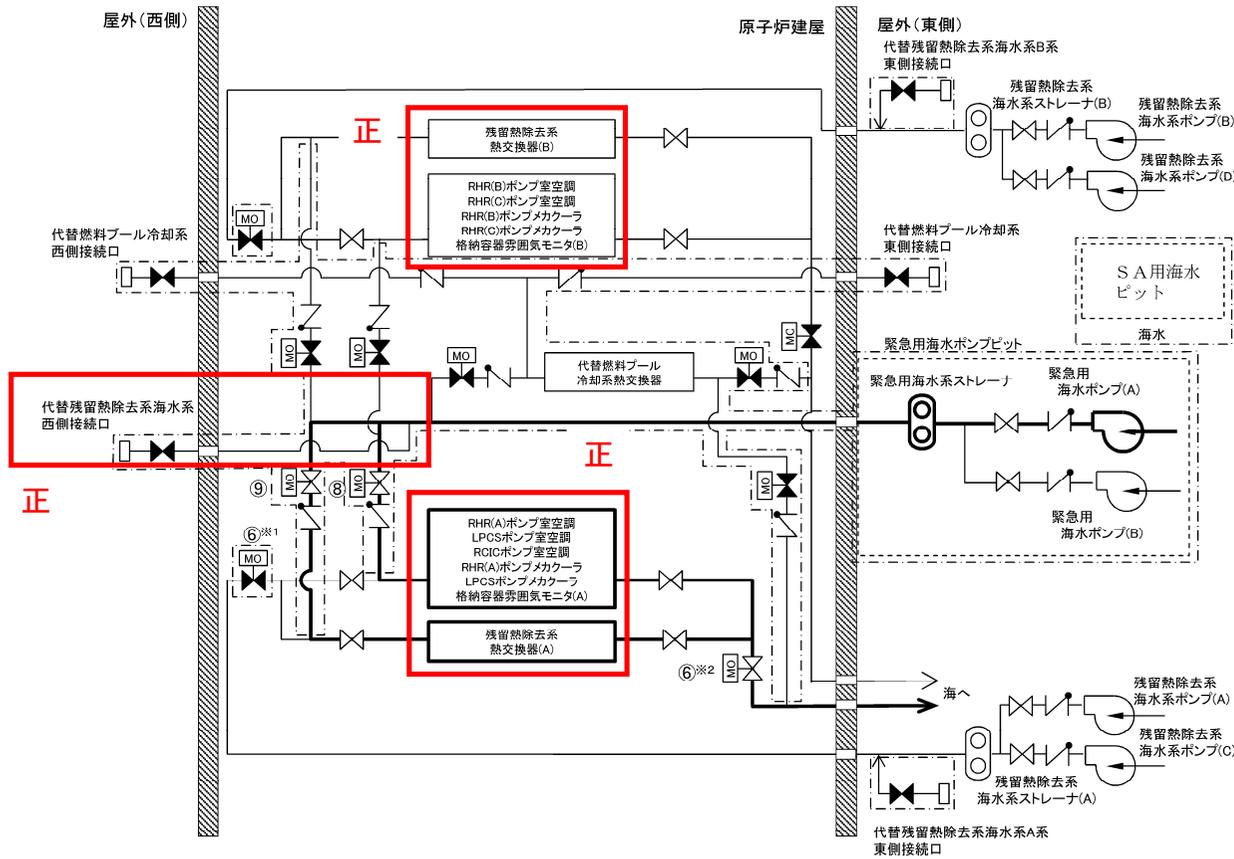
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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

「まとめ資料」

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

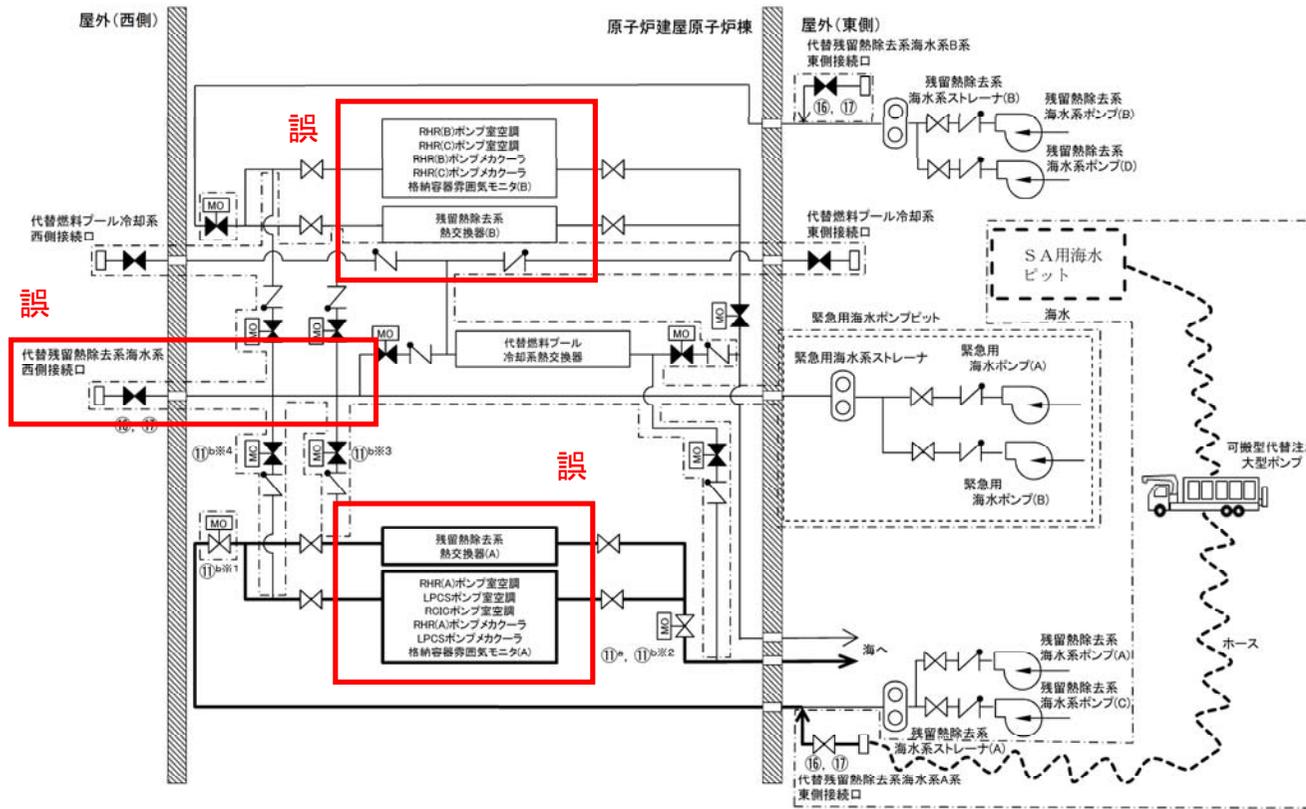
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥ ^{*1}	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)	⑧	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A)
⑥ ^{*2}	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁	⑨	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A)

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

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

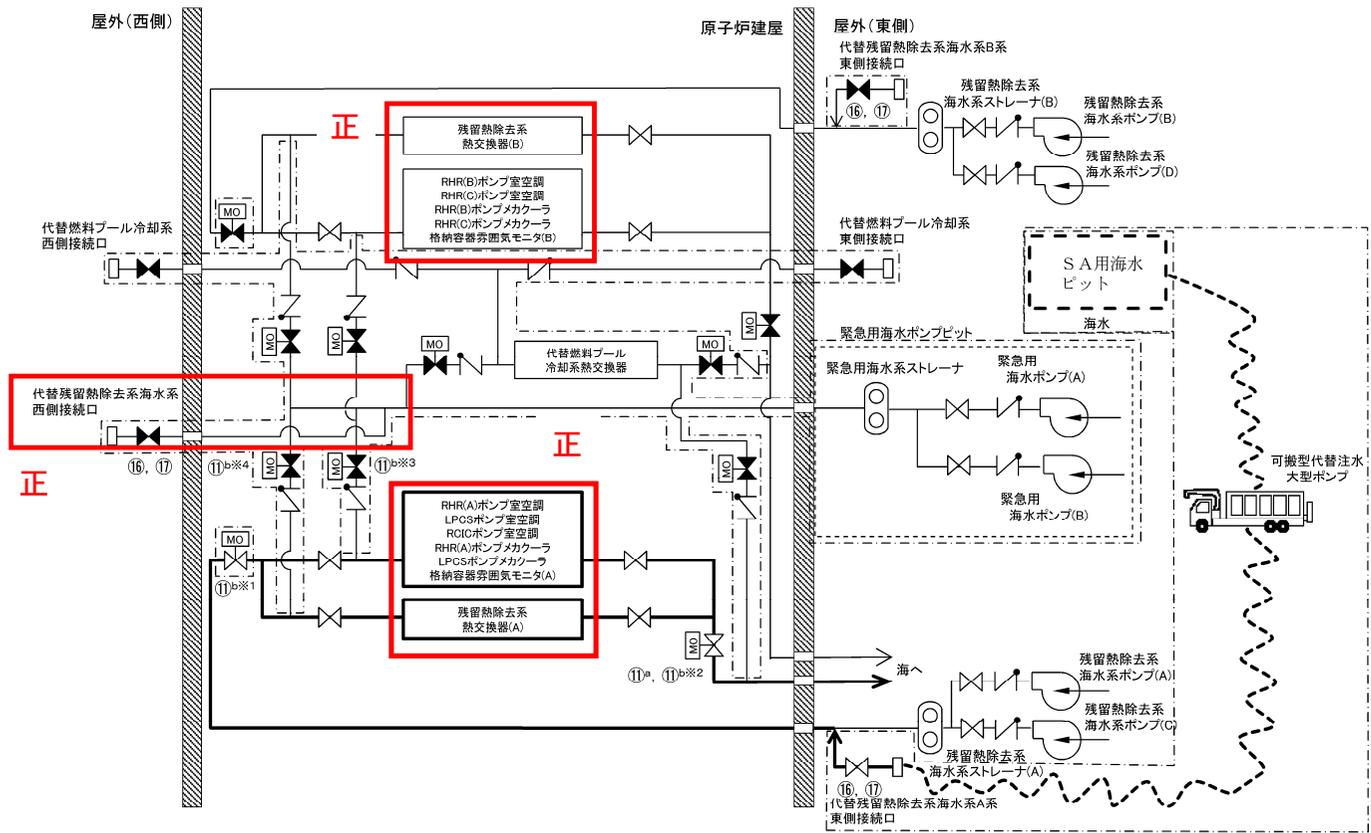
操作手順	弁名称
① ^a , ① ^b * ²	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁
① ^b * ¹	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)
① ^b * ³	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A)
① ^b * ⁴	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A)
①⑥, ①⑦	代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系A系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁

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

「まとめ資料」

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

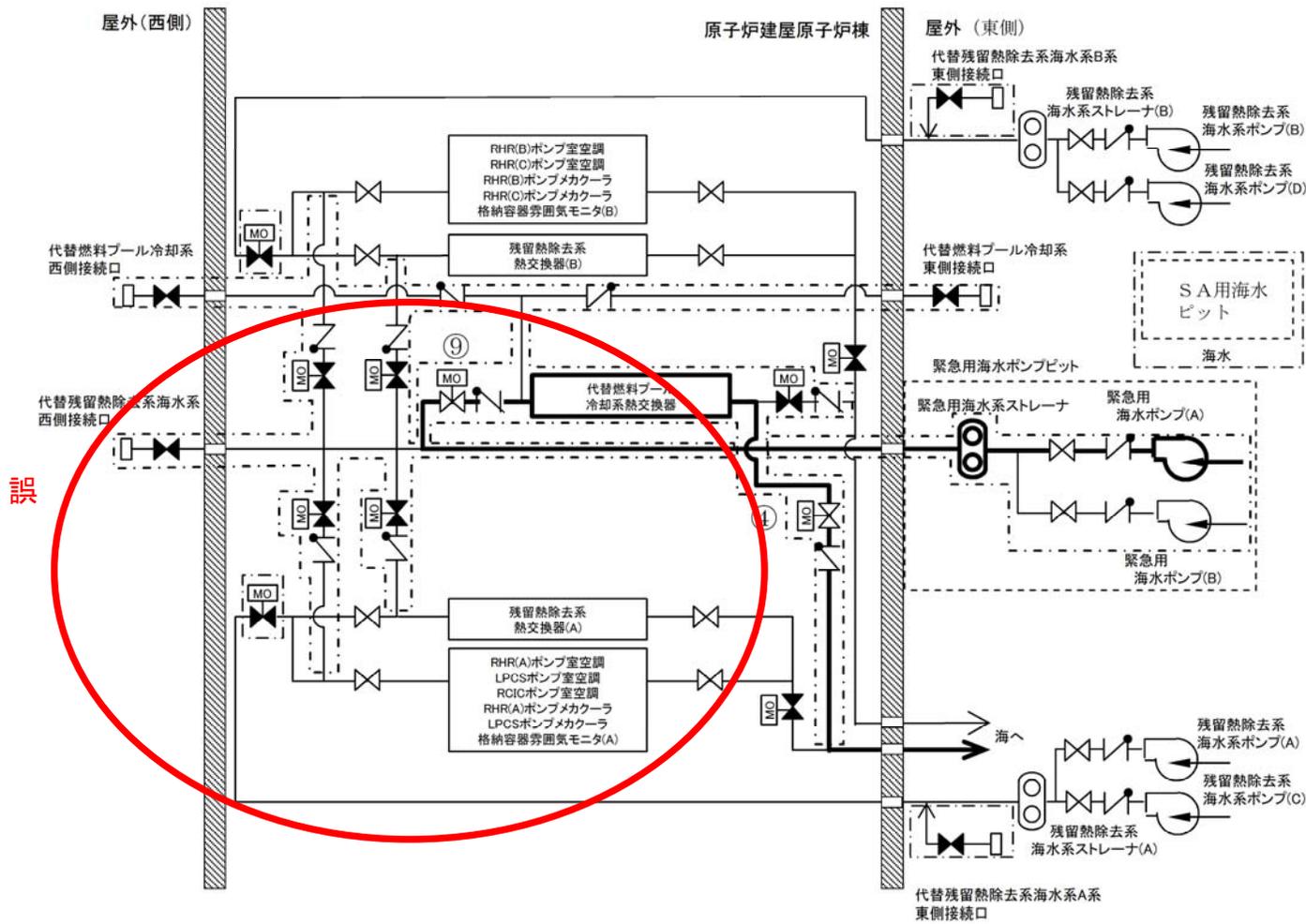
操作手順	弁名称
① ^a , ① ^b * ²	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁
① ^b * ¹	残留熱除去系-緊急用海水系システム分離弁 (A)
① ^b * ³	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A)
① ^b * ⁴	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A)
① ⁶ , ① ⁷	代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系A系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁

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

補正書

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

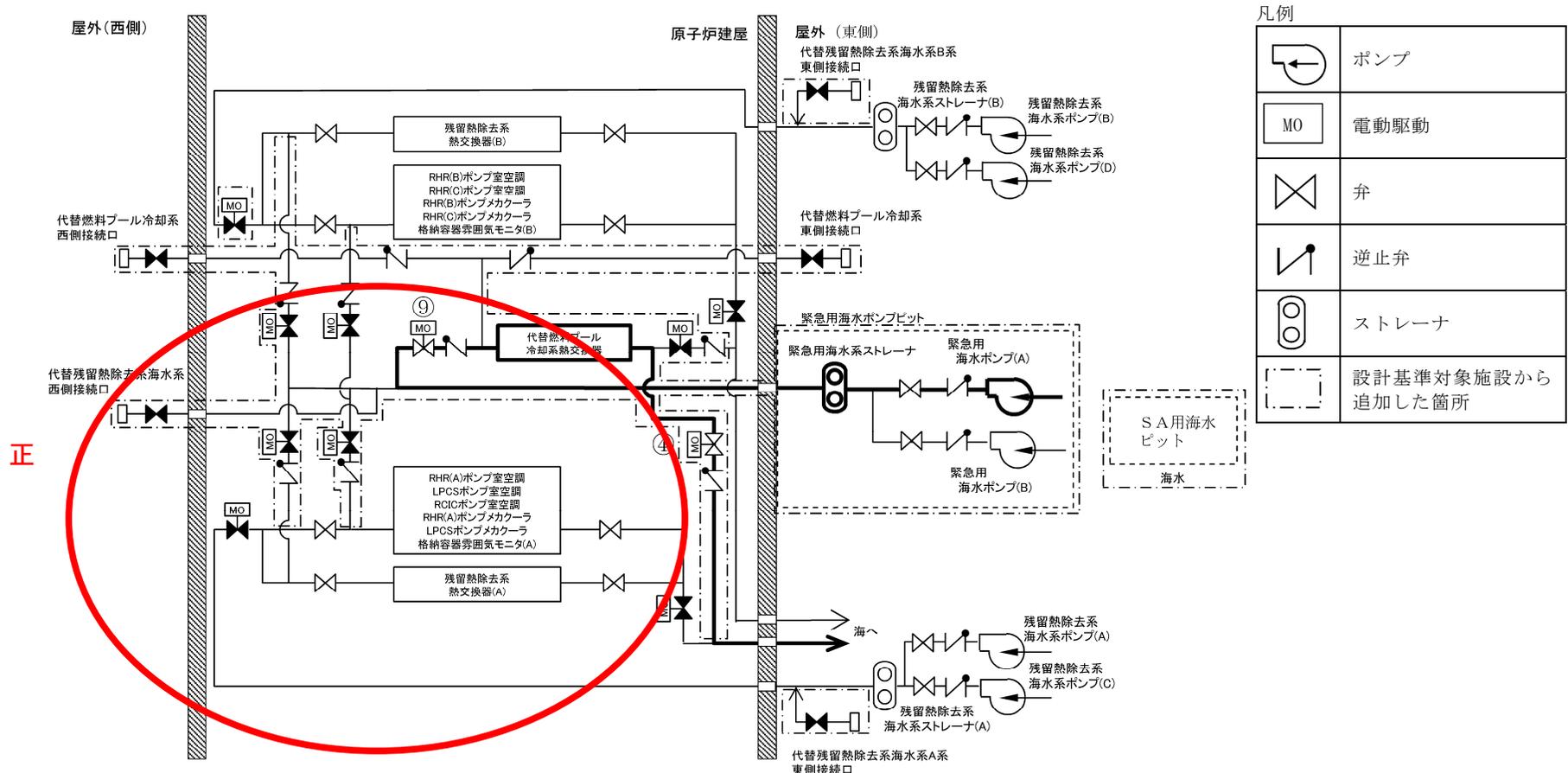
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A)	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

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

まとめ資料

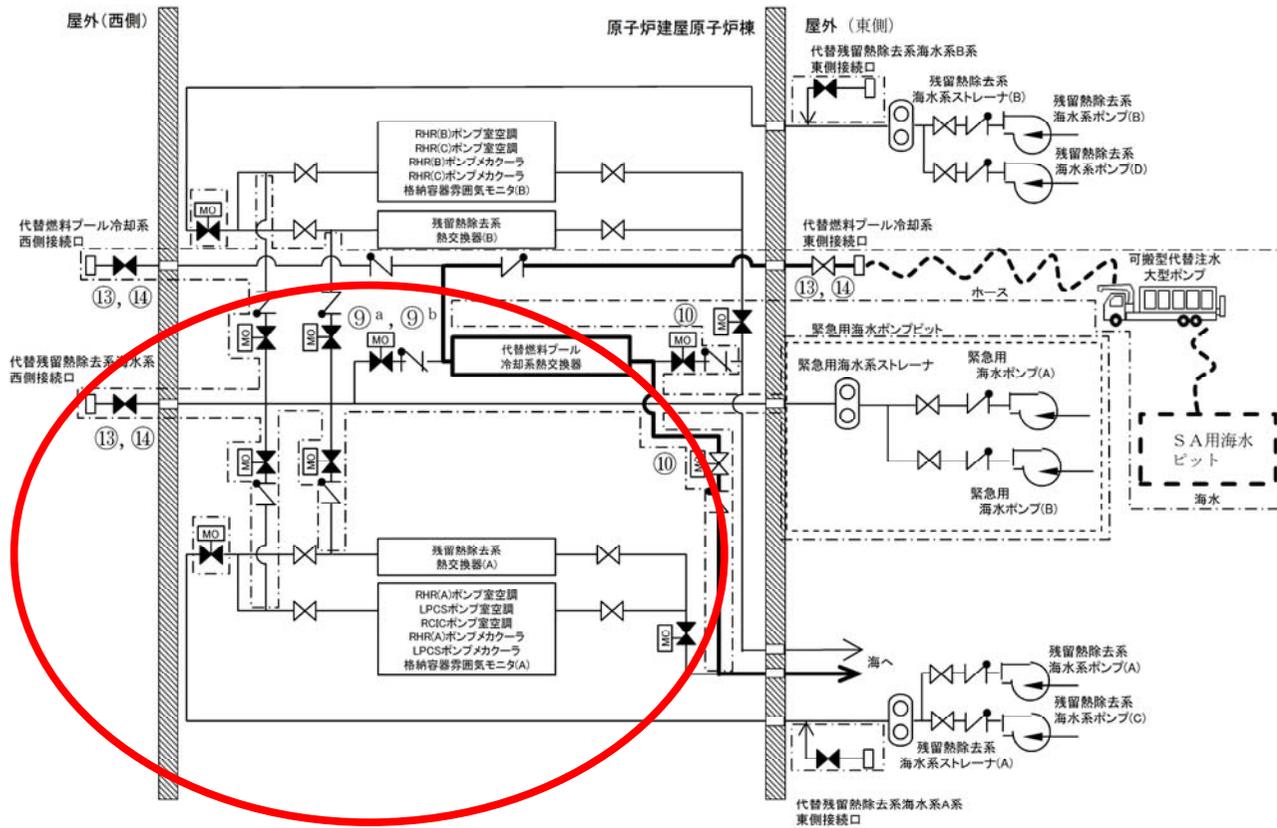
1.11-111



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

誤



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)		

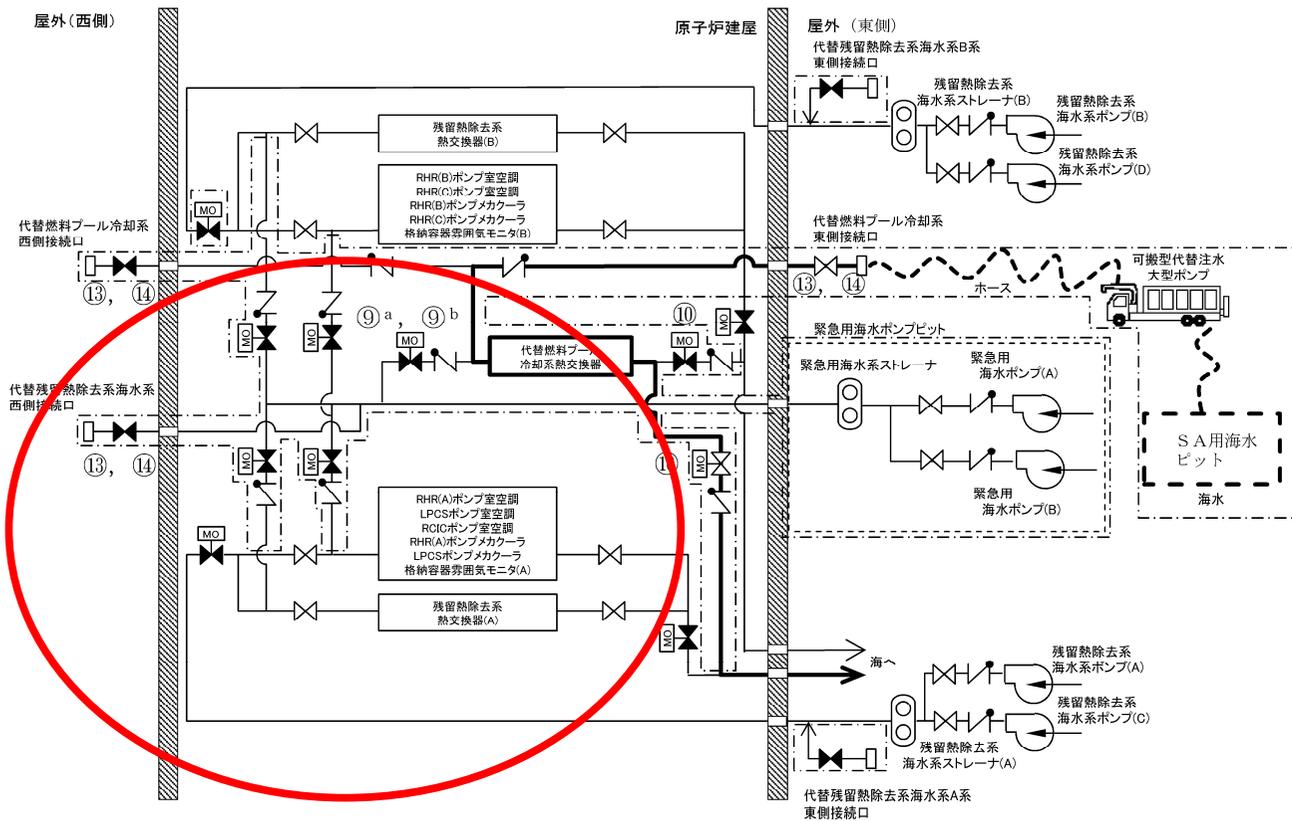
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

まとめ資料

1.11-113

正



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

(誤)

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 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 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 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 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 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 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 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 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 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 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。

8-6-100

(誤)

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 (SΛ広帯域) ②原子炉水位 (SΛ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。 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 (SΛ広帯域) ②原子炉水位 (SΛ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。 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 (3/15)

(正)

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)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位	①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。
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	
	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	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。

(正)

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	高压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高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高压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压炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高压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、高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高压炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、高压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。
	低压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低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①低压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压炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低压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、低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低压炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、低压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	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低压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低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低压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压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低压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。
	低压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低压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压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。

(誤)

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。 <div style="border: 2px solid red; padding: 2px;"> <RPV破損判断基準> デブリの落下、堆積拳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、RPV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、RPV破損を判断する。 </div> <div style="border: 2px solid red; padding: 2px; margin-top: 5px;"> <ペDESTAL満水注水判断基準> デブリの落下、堆積拳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個以上がオーパースケール(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。 </div>
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。

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)

(正)

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。 <RPV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RPV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、RPV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、RPV破損を判断する。 <ペDESTAL満水注水判断基準> 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満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、RPV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満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。

び遮蔽を考慮した設計としている。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概要

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどま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。

中央制御室の系統概要図を第 6.10-1 図から第 6.10-4 図に示す。

6.10.2.2 設計方針

(1) 居住性を確保するための設備

衛星電話設備（可搬型）（待避室）、**データ伝送装置（待避室）**

を低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）、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、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

a. 換気空調設備及び遮蔽設備

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員を過度の放射線被ばくから防護するために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を使用する。

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。

まとめ資料の記載「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、」
まとめ資料が正

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。

まとめ資料の記載「現地医療体制整備の支援」まとめ資料が正

発電機

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。

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

No. 17

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。

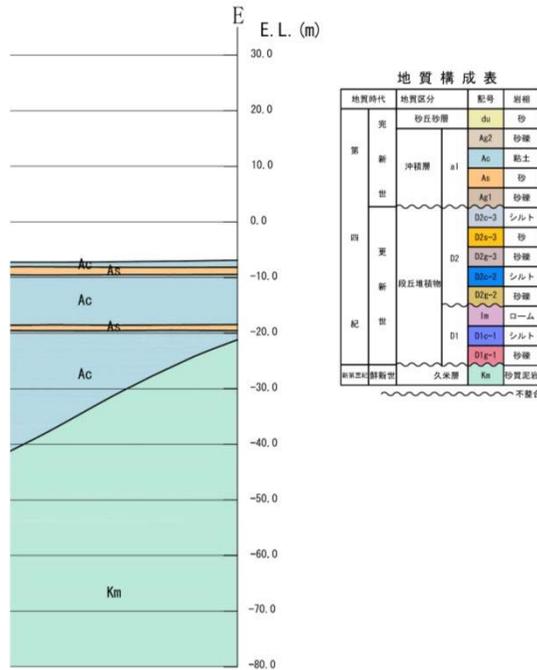
屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所分散して保管する設計とする。

削除

なお、洪水及びダム崩壊については、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。

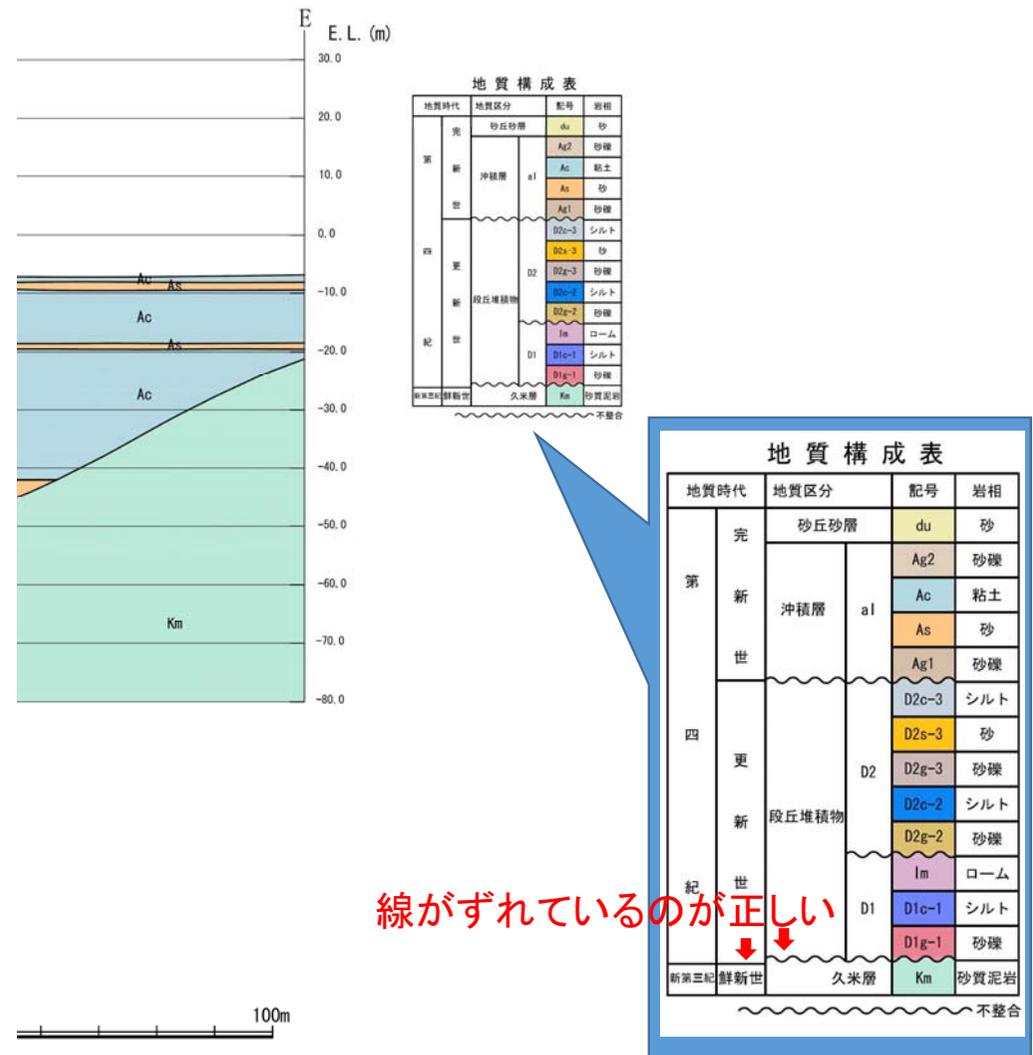
サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。ま

誤 (5/31第2回補正書)



第1.6-7図 (1) E W方向地質鉛直断面図

正



第1.6-7図 (1) E W方向地質鉛直断面図

補正に係る記載について ②

No.	修正資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	備考
1	審査資料	第34条 緊急時対策所	34条-5	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。)	補正書が正しい。
2	審査資料	6条(外部火災)	43	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。	補正書が正しい。
3	審査資料	1.14	1.14-124	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	低圧電源車を水処理建屋MCCに接続し、非常用所内電気設備に給電する単線結線図	補正書が正しい。
4	審査資料	1.14	1.14-125	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	低圧電源車を屋内開閉所MCCに接続し、非常用所内電気設備に給電する単線結線図	補正書が正しい。
5	審査資料	26条	26条-別添1-49	第2.4-8図 (図が古い)	図の最新化	59条審査資料が正しい。
6	審査資料	26条	26条-別添1-23	第2.2-3表二酸化炭素濃度の人体への影響について (表が古い)	表の最新化	59条審査資料が正しい。
7	審査資料	26条	26条-別添1-57	第2.5-3図 中央制御室 給電系統概要図(重大事故等時) (単結が古い)	単結の最新化	59条審査資料が正しい。
8	審査資料	26条	26条-別添1-111~116	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 (表が古い)	表の最新化	59条審査資料が正しい。
9	審査資料	26条	26条-12	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。	補正書が正しい。
10	審査資料	26条	26条-13	記載なし	非常用ガス処理系フィルタレイ ン (「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)	補正書が正しい。
11	審査資料	26条	26条-別添1-42, 46	第2.4-1図, 第2.4-6図 (図が古い)	図の最新化	59条審査資料が正しい。

補正に係る記載について ②

No.	修正資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	備考
12	審査資料	大規模損壊	2.1-128	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	補正書が正しい。

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 ↑ 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。）（追記）
電力保安通信

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 F A X），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。

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。

No. 2

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)】

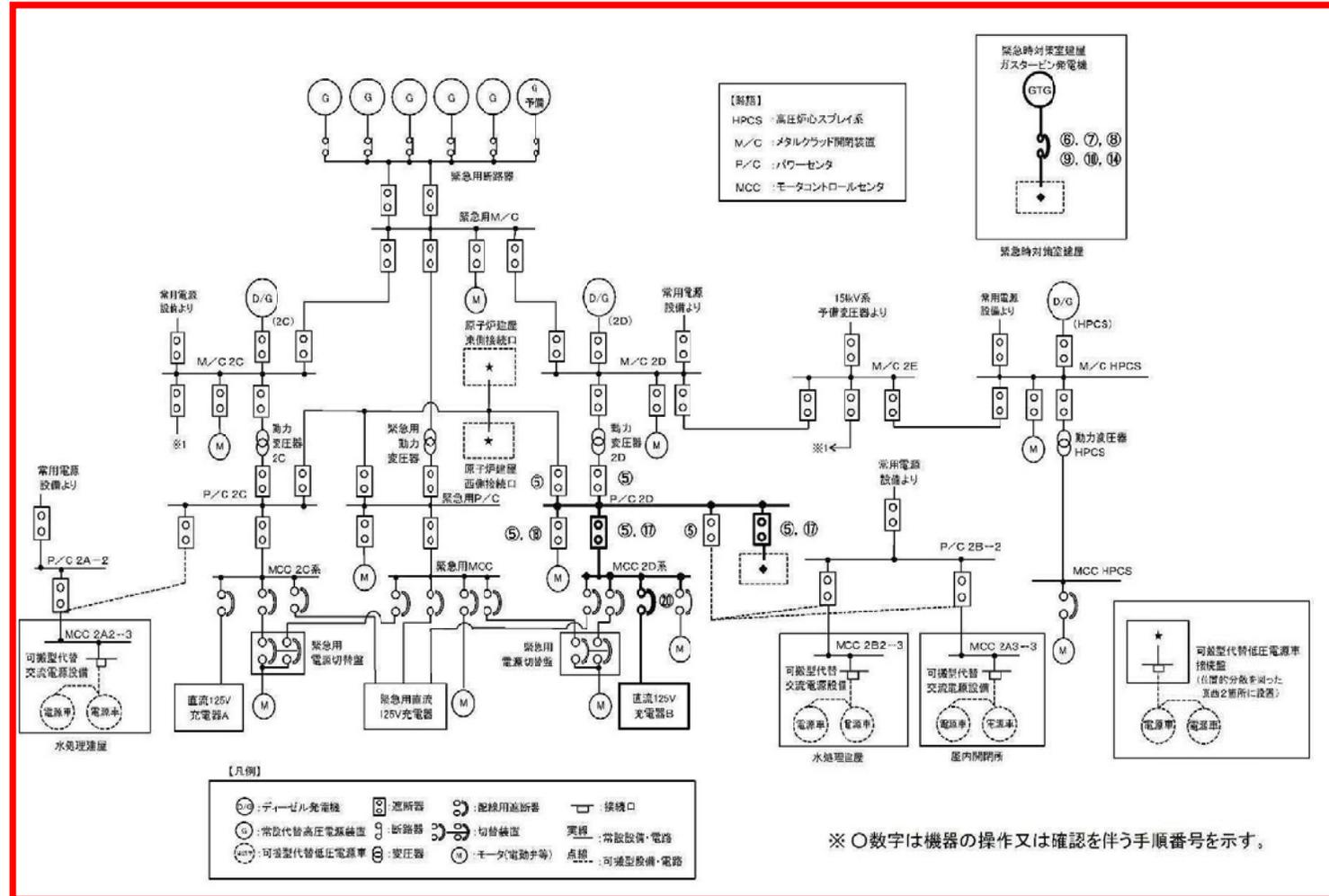
1.7.9.2 体制

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

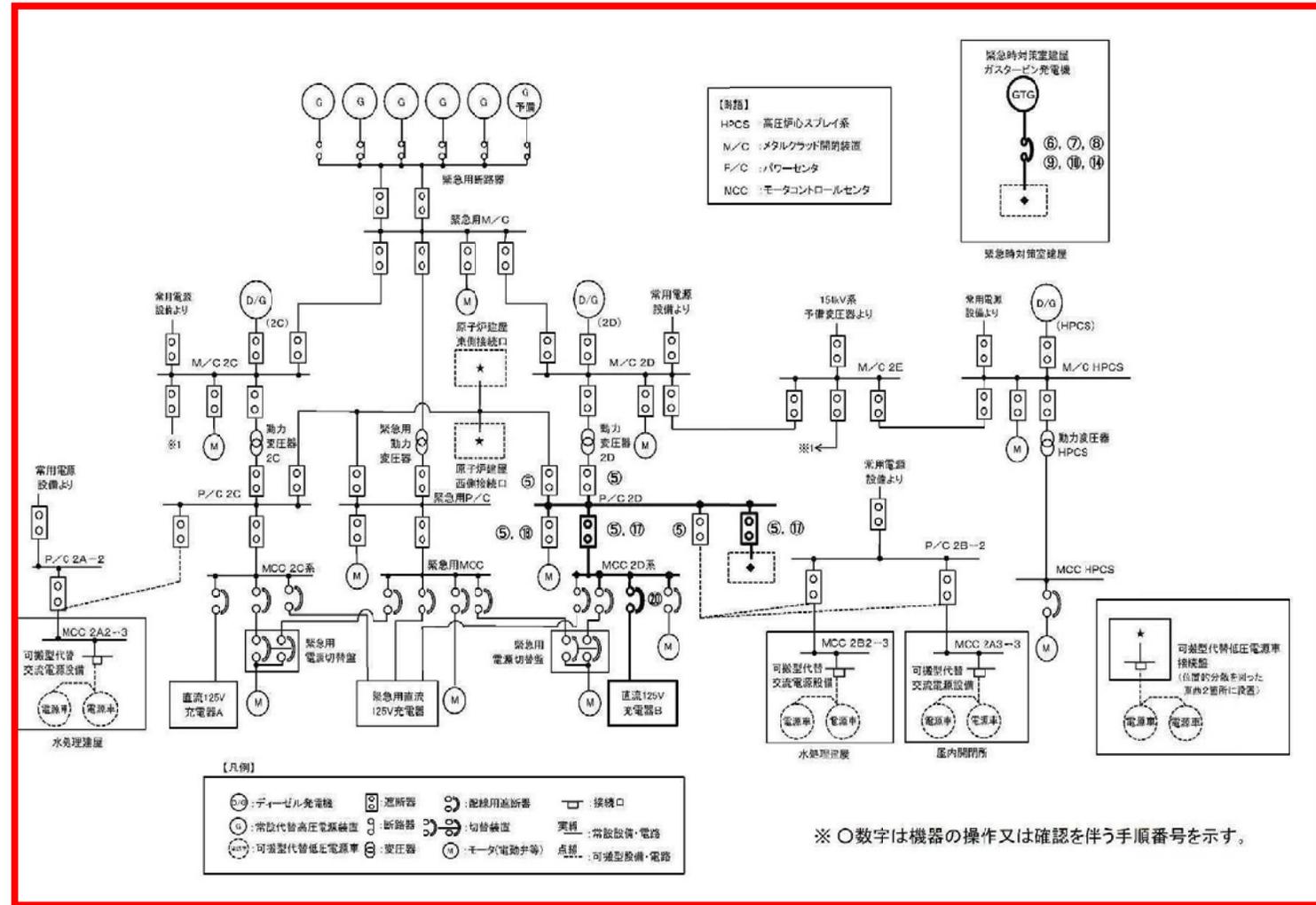


(水処理建屋での接続)

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 (1/2)

ガスタービン発電機で受電する単線結線図になっているので、
 低圧電源車で水処理建屋から給電する単線結線図にする
 必要がある。

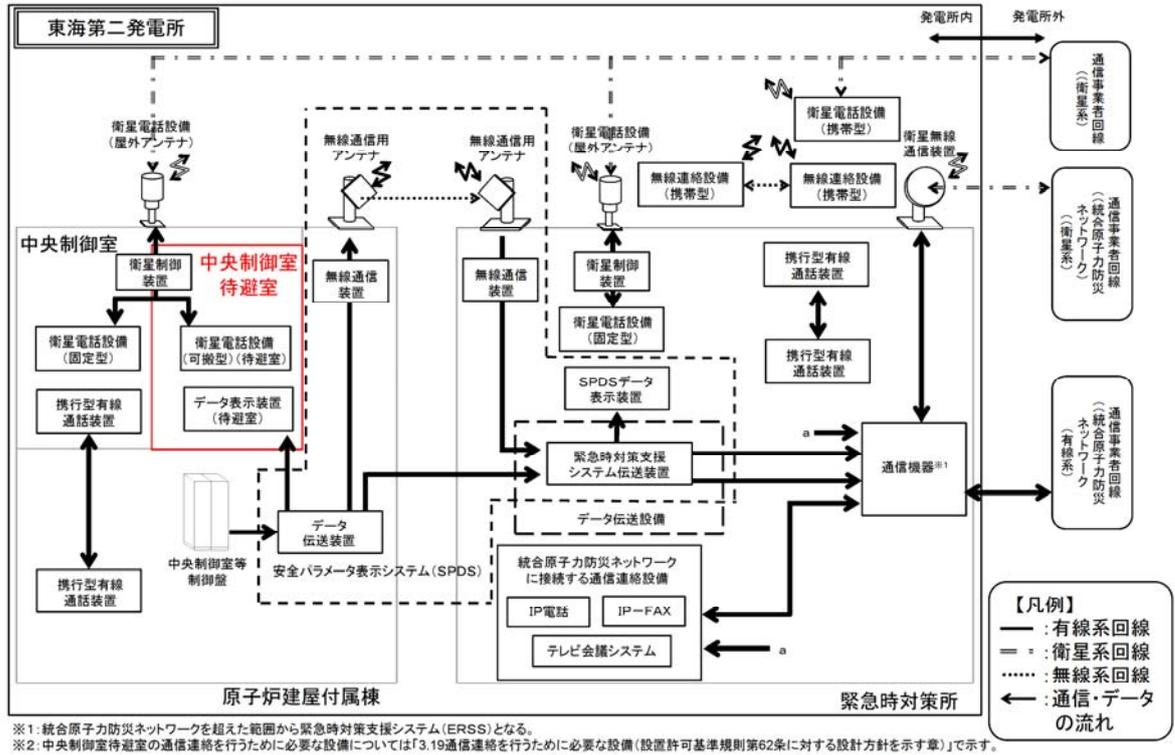


(屋内開閉所での接続)

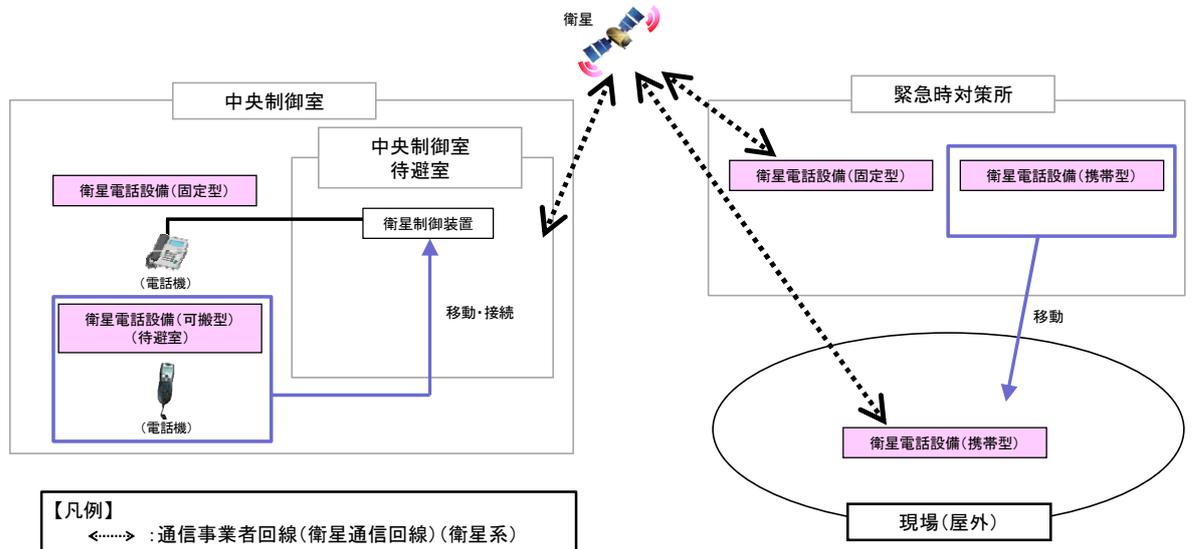
第 1.14.2.1-9 図 可搬型代替交流電源設備 (常用MCCへの接続) の起動並

びに P/C 2C 及び P/C 2D 受電の概要図 (2/2)

ガスタービン発電機で受電する単線結線図になっているので、
 低圧電源車で屋内開閉所から給電する単線結線図にする
 必要がある。



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



第 2.4-9 図 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

： S A 範囲

(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

誤

： D B 範囲

： S A 範囲

(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当たっては、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

正



: DB 範囲



: SA 範囲

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

(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

 : S A 範囲

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

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

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	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
	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 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

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

 : SA 範囲

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

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ボンベ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

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）

（「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）

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）

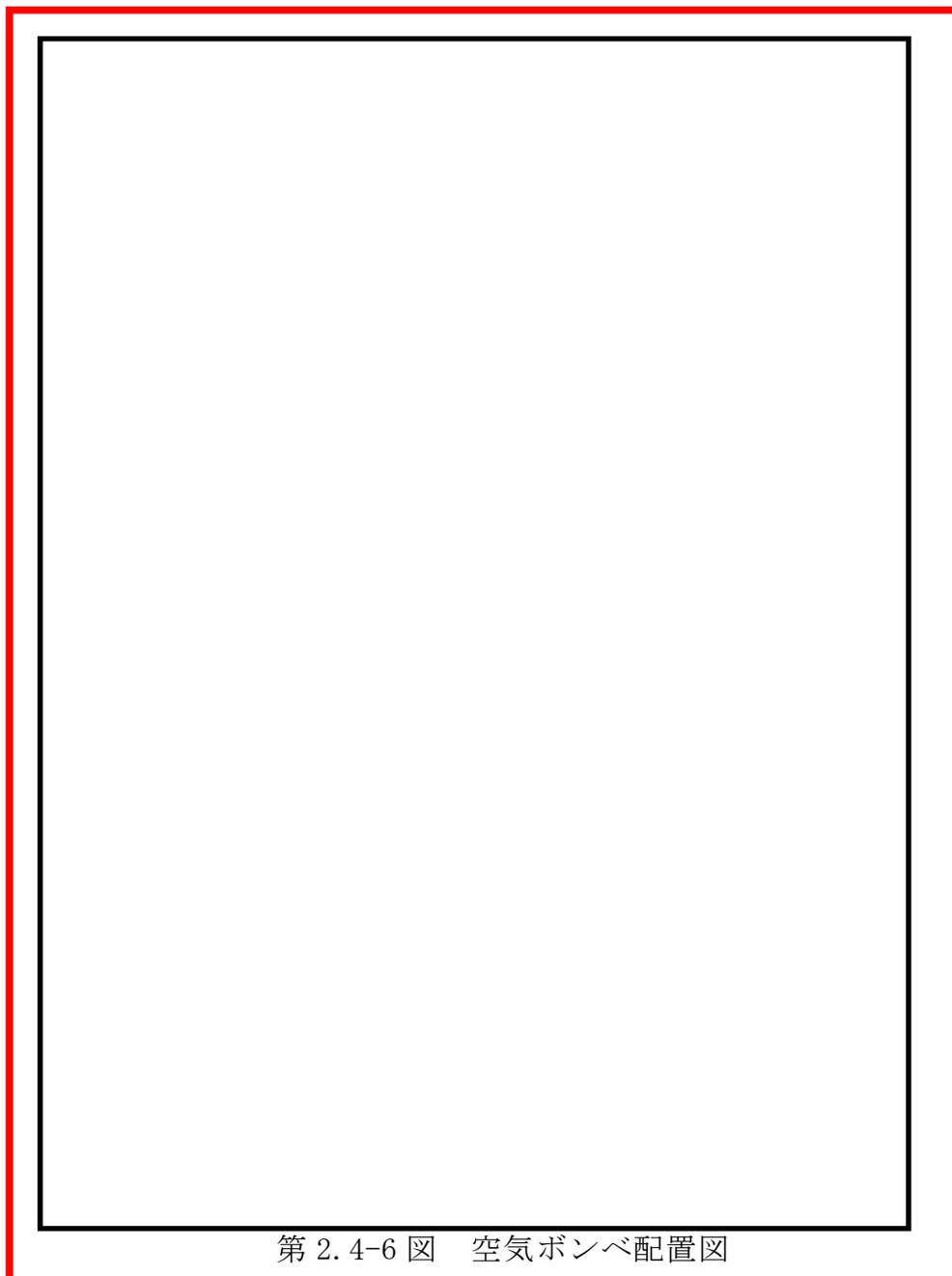
可搬型照明（S A）

個 数 7（予備2）

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。



 : 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。

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェル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，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。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順