

及び緊急時対策所待機所用に2台の合計4台が、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの必要負荷に対して7日間（168時間）以上連続運転が可能ないようにディーゼル発電機燃料油貯油槽又は燃料タンク（SA）から可搬型タンクローリー（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時を含む。）により定期的又はプルーム通過前に燃料を補給する手順を整備することで、プルーム通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。

緊急時対策所用発電機を予備も含めて8台保管することにより緊急時対策所の電源は多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽より、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて、又は燃料タンク（SA）より、可搬型タンクローリーを用いて、燃料を補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・緊急時対策所用発電機
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・燃料タンク（SA）（10.2 代替電源設備）

ディーゼル発電機燃料油貯油槽，ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ，燃料タンク（SA）及び可搬型タンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」に記載する。

安全パラメータ表示システム（SPDS），衛星電話設備，無線連絡設備，インターフォン，テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備につ

いては、「10.12 通信連絡設備」に記載する。

10.9.2.2.1 多様性，多重性，独立性及び位置的分散

基本方針については、「1.1.10.1多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所は，中央制御室から独立した建屋と一体の遮蔽及び換気空調設備として，可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，空気供給装置（空気ポンベ），圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタを有し，換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。

緊急時対策所，緊急時対策所指揮所遮へい，緊急時対策所待機所遮へい，圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは，中央制御室とは離れた緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に保管又は設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

緊急時対策所用発電機は，中央制御室とは離れた位置の屋外に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置（空気ポンベ）

は、中央制御室とは離れた位置の空調上屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所をそれぞれ換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを各1台、予備も含めて合計4台保管することで多重性を有する設計とする。

データ収集計算機，ERSS伝送サーバ及びデータ表示端末は，異なる通信方式を使用し，多様性を持つ設計とする。

緊急時対策所の電源設備は，ディーゼル発電機建屋内に設置する非常用交流電源設備とは100m以上離れた緊急時対策所の屋外に緊急時対策所用代替交流電源設備として緊急時対策所用発電機を保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

緊急時対策所の電源設備は，中央制御室の電源である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，ディーゼル発電機の水冷式に対し，緊急時対策所用発電機の冷却方式を空冷式とし，サポート系を不要とする設計とすることで，代替電源設備を含めて多様性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに，重大事故等発生時に電源供給するために必要な容量を有するものを緊急時対策所指揮所用に1台及び緊急時対策所待機所用に1台，さらに故障による機能喪失の防止及び燃料給油のために停止する際にも給電を継続するため緊急時対策所

指揮所用に1台及び緊急事対策所待機所用に1台の合計4台を緊急時対策所に接続することで多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、各2台で緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて8台保管することで多重性を図る設計とする。

衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、「10.12.2.2.1 多様性，位置的分散」に示す。

10.9.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の遮蔽は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，空気供給装置（空気ポンプ）及び緊急時対策所用発電機は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の空気供給

装置（空気ボンベ）は，固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用発電機は，通常時はケーブルを切離し，固縛及び輪留めを実施することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

データ収集計算機，ERSS伝送サーバ及びデータ表示端末は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備，テレビ会議システム（指揮所・待機所間），インターフォン，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については，「10.12.2.2.2 悪影響防止」に示す。

10.9.2.2.3 容量等

基本方針については「1.1.10.2 容量等」に示す。

緊急時対策所は，想定される重大事故等時において，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として，緊急時対策所に最大120名（緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各60名）を収容できる設計とする。また，対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の可搬型新設緊急

時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内の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換気容量を有する設計とし、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン各1台及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット各1基で合計2セット使用する。

保有数は、多重性確保のための予備2セットを加えた合計4セットを設置する設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、身体サーベイ、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。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の空気供給装置（空気ポンペ）は、重大事故等時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所を正圧化し、緊急時対策所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用を考慮し、十分な容量を保管する。

データ収集計算機、ERSS伝送サーバ及びデータ表示端末は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内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緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれで1個使用する。

保有数は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検のバックアップ用として2個の合計4個を保管する。

圧力計は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の正圧化された室内と屋外との差圧範囲を監視できるものを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに1台使用する。保有数は2台を設置する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに1台使用する。

保有数は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれ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2台の合計4台を保管する。

緊急時対策所用発電機は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに、重大事故等発生時に電源供給するために必要な容量を有するものを緊急時対策所指揮所用に1台及び緊急時対策所待機所用に1台、さらに故障による機能喪失の防止及び燃料給油のために停止する際にも給電を継続するため緊急時対策所指揮所用に1台及び緊急事対策所待機所用に1台の合計4台を保管する設計とする。

保有数は、必要台数4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4台の合計8台を保管する。

無線連絡設備，テレビ会議システム（指揮所・待機所間），インターフォン，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、「10.12.2.2.4 容量等」に示す。

10.9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3環境条件等」に示す。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の遮蔽は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所と一体設置した設備であり，重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所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。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタの操作は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内で可能な設計とする。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置（空気ポンベ）は，空調上屋内に保管し，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。操作は，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内で操作可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、屋外に保管し、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。操作は、設置場所で操作可能な設計とする。

データ収集計算機，データ表示端末及びERSS伝送サーバは，重大事故等時における3号炉原子炉補助建屋又は緊急時対策所指揮所の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への入室を待つ対策要員等を放射線等から防護するため，身体サーベイ，作業服の着替え等を行うための区画は，緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内に設ける。

無線連絡設備，テレビ会議システム（指揮所・待機所間），インターフォン，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については，「10.12.2.2.5 環境条件等」に示す。

10.9.2.2.5 操作性の確保

基本方針については，「1.1.10.4操作性及び試験・検査性」に示す。

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，空気供給装置（空気ボンベ）及び圧力計は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，緊急時対策所との接続が速

やかに行えるよう、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所近傍の空調上屋内に保管し、接続口についてはフランジ接続とすることで、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実にダクトとの接続が可能な設計とするとともに、交換ができる設計とする。

また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び空気供給装置（空気ポンペ）は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に設置する操作スイッチ、弁等による操作が可能な設計とする。

圧力計は常設設備とすることで接続作業を不要とし、指示を監視できる設計とする。

空気供給装置は、速やかに系統構成できるよう、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所近傍の空調上屋内に保管し、簡便な接続方法により容易かつ確実に接続が可能な設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、可搬型モニタリングポストの指示値等に応じて緊急時対策所内を空気供給装置により加圧する必要があるため、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内の手動操作バルブにより確実に空気加圧操作ができる設計とする。

緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に保管し、車両により運搬、移動できる設計とするとともに、固縛及び輪留めにより設置場所にて固定が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に保管し、接続をボルト・ネジ接続及びコネクタ接続とし、接続先と規格を統一することにより確実

に接続が行える設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対処施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。緊急時対策所可搬型エリアモニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。

また、測定結果は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所内にて容易かつ確実に把握できる設計とする。

データ収集計算機及びERSS伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

データ表示端末は、付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、容易かつ確実に接続できる設計とする。

無線連絡設備、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）、インターフォン、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、「10.12.2.2.6 操作性の確保」に示す。

緊急時対策所用発電機は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

10.9.2.3 主要設備及び仕様

緊急時対策所の主要仕様を第10.9.2表に示す。

10.9.2.4 試験検査

基本方針については，「1.1.10.4操作性及び試験・検査性」に示す。

緊急時対策所指揮所の遮蔽及び緊急時対策所待機所の遮蔽は，発電用原子炉の運転中又は停止中において，外観の確認が可能な設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置（空気ポンベ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

また，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，差圧の確認が可能な設計とする。

また，居住性の確保として使用する可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，分解が可能な設計とする。可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，性能の確認ができるようフィルタの取り出しが可能な設計とする。

居住性の確保として使用する空気供給装置は，通気による機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように，標準器等による模擬入力ができる設計とする。

放射線量の測定に使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

緊急時対策所用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，特性試験，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

必要な情報を把握するために使用する安全パラメータ表示システム（SPDS）は，機能・性能の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

「10.10 構内出入監視装置」を以下のとおり追加する。

10.10 構内出入監視装置

発電用原子炉施設に対する人の不法な侵入等を防止するため、核物質防護対策として、通信連絡設備，監視装置，検知装置，施錠装置等を設ける。

「10.11 安全避難通路等」を以下のとおり変更する。

10.11 安全避難通路等

10.11.1 概要

照明用電源は、常用低圧母線より、原子炉建屋内（原子炉格納施設、燃料取扱棟を含む。）、原子炉補助建屋内、タービン建屋内及びディーゼル発電機建屋内の照明設備へ給電する。

また、非常用低圧母線より、緊急時対策所内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、非常用低圧母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合にはディーゼル発電機又は内蔵蓄電池から給電する。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、運転保安灯及び無停電運転保安灯を設置する。

運転保安灯及び無停電運転保安灯は非常用低圧母線に接続し、ディーゼル発電機からも電力を給電できる設計とするとともに、無停電運転保安灯は専用の内蔵蓄電池を備える設計とする。

また、作業場所までの移動等に必要な照明として内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

上記以外で、その他現場作業が必要となった場合を考慮し、内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

10.11.2 設計方針

安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なうおそれがないよう

にする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設ける。

10.11.3 主要設備

10.11.3.1 照明設備

照明用電源は、原子炉コントロールセンタ、タービンコントロールセンタ及び定検用コントロールセンタから原子炉建屋内、タービン建屋内及び原子炉補助建屋内、ディーゼル発電機建屋内の照明設備へ給電する。

また、メタルクラッド開閉装置の非常用低圧母線から緊急時対策所内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、非常用低圧母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合にはディーゼル発電機又は内蔵蓄電池から給電する。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に運転保安灯及び無停電運転保安灯を設置する。

運転保安灯及び無停電運転保安灯は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用低圧母線に接続し、ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

無停電運転保安灯は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能なように専用の内蔵蓄電池からの電力を供給できる設計とする。

専用の内蔵蓄電池は、非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

これらの作業用照明により，設計基準事故で操作が必要となる場所及びアクセスルートの照明を確保でき，昼夜，場所を問わず作業が可能な設計とする。

可搬型照明は，内蔵電池にて点灯可能な設計とし，緊急時対策所における全交流動力電源喪失時の作業に必要な照度を確保できる設計とする。

可搬型照明は，以下のとおりに配備する。

- (1) 全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動時の照度を確保するために，発電所災害対策本部要員及び発電所災害対策要員が持参し，作業開始前に準備可能なように総合管理事務所に配備する。
- (2) 全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の照度を確保するために，事故対応時に発電所災害対策本部要員及び発電所災害対策要員が滞在する緊急時対策所指揮所に配備する。

上記以外の設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には，作業用照明を設置することにより作業が可能であるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能な懐中電灯等）を活用する。

10.11.4 手順等

安全避難通路等は，以下の内容を含む手順を定め適切な管理を行う。

- (1) 運転保安灯及び無停電運転保安灯は，外観検査及び性能検査を行う。
- (2) 可搬型照明は，緊急時対策所及び万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう，必要数及び保管場

所を定める。

- (3) 可搬型照明は、員数確認及び点灯確認を行う。
- (4) 作業用照明に係る保守管理に関する教育を行う。
- (5) 可搬型照明の使用に関する教育・訓練を行う。

「10.12 通信連絡設備」を以下のとおり変更する。

10.12 通信連絡設備

10.12.1 通常運転時等

10.12.1.1 概要

設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設置又は保管する。

また、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線に接続する。

10.12.1.2 設計方針

(1) 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，原子炉補助建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置，通信連絡設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(2) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店，国，地

方公共団体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として，通信連絡設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として，データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，有線系回線，無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお，通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は，非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

10.12.1.3 主要設備の主要仕様

通信連絡設備の一覧表を第10.12.1 表に示す。

10.12.1.4 主要設備

(1) 警報装置及び通信連絡設備（発電所内）

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，原子炉補助建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，運転指令設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設），移

動無線設備，携行型通話装置，無線連絡設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

運転指令設備については，発電所内のすべての人に対し通信連絡できる設計とする。

また，警報装置及び通信連絡設備（発電所内）については，非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(2) データ伝送設備（発電所内）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として，データ収集計算機及びデータ表示端末で構成するデータ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

また，データ伝送設備（発電所内）については，非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(3) 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において，発電所外の本店，国，地方公共団体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として，電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設），社内テレビ会議システム，加入電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設），専用電話設備，衛星電話設備，携帯電話及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の通信連絡設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）は，有線系回線，無線系回線又は衛

星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、通信連絡設備（発電所外）は、非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、通信連絡設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

(4) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ収集計算機及びERSS伝送サーバで構成するデータ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、データ伝送設備（発電所外）は、非常用所内電源設備又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、データ伝送設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

10.12.1.5 試験検査

警報装置，通信連絡設備（発電所内），通信連絡設備（発電所外），データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

10.12.1.6 手順等

通信連絡設備については，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 通信連絡設備の操作については，あらかじめ手順を整備し，的確に実施する。
- (2) 専用通信回線，データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については，通信が正常に行われていることを確認するため，定期的に点検を行うとともに，異常時の対応に関する手順を整備する。
- (3) 社内外の関係先へ，的確かつ迅速に通報連絡ができるよう，原子力防災訓練等を定期的を実施する。

10.12.2 重大事故等時

10.12.2.1 概要

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

通信連絡設備の系統概要図を第10.12.1図に示す。

10.12.2.2 設計方針

(1) 発電所内の通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において、発電所内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の通信連絡設備（発電所内）、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。

a. 通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合において、発電所内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の通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）、インターフォン及び携行型通話装置を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、データ収集計算機及びデータ表示端末で構成するデータ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。

携行型通話装置は、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管する設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォ

ンは、緊急時対策所内に設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ収集計算機は、原子炉補助建屋内に設置し、データ表示端末は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンの電源は、1号又は2号炉常用電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、他の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ収集計算機は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用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。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・携行型通話装置
- ・インターフォン
- ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間）
- ・データ伝送設備（発電所内）
(データ収集計算機及びデータ表示端末)
- ・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）
- ・緊急時対策所用代替交流電源設備（10.9緊急時対策所）

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（設計基準拡張）として使用する。

b. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は，「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

(2) 発電所外との通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）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通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

a. 通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）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の通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送でき

る設備として、データ収集計算機及びERSS伝送サーバで構成するデータ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

データ伝送設備（発電所外）は、原子炉補助建屋内に設置する設計とする。

なお、データ伝送設備（発電所外）を構成するデータ収集計算機は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（FAX）は、緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

衛星電話設備（FAX）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備には、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所外）のうちERSS伝送サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である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。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（FAX）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）
- ・データ伝送設備（発電所外）
- ・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）
- ・緊急時対策所用代替交流電源設備（10.9 緊急時対策所）

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（設計基準拡張）として使用する。

b. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場
所で共有する通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラ
メータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電
所外）は，「(2) a. 通信連絡設備（発電所外）」と同じである。

重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備，
緊急時対策支援システム（ERSS）へのデータ伝送の機能に係る
設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としてのデー
タ伝送設備（発電所内），データ伝送設備（発電所外），無線
連絡設備，携行型通話装置，衛星電話設備及び統合原子力防災
ネットワークを用いた通信連絡設備については，固縛又は転倒
防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪

失しない設計とする。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所用代替交流電源設備については、「10.9 緊急時対策所」に記載する。

非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用する。

10.12.2.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.10.1多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び運転指令設備電源（蓄電池）からの給電により使用する運転指令設備並びに非常用交流電源設備及び通信機器電源（蓄電池）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォン

の電源は、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び運転指令設備電源（蓄電池）からの給電により使用する運転指令設備並びに非常用交流電源設備及び通信機器電源（蓄電池）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

また、無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

携行型通話装置の電源は、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備及び運転指令設備電源（蓄電池）からの給電により使用する運転指令設備並びに非常用交流電源設備及び通信機器電源（蓄電池）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、携行型通話装置は、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管することで、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）の電源は、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池又は乾電池を使用することで、非常用交流電源設備及び運転指令設備電源（蓄電池）からの給電

により使用する運転指令設備並びに非常用交流電源設備及び通信機器電源（蓄電池）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備及び運転指令設備電源（蓄電池）からの給電により使用する運転指令設備並びに非常用交流電源設備及び通信機器電源（蓄電池）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、衛星電話設備（携帯型）は中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線連絡設備、衛星電話設備及び携行型通話装置は、それぞれ異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。

緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、加入電話設備及び専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、

非常用交流電源設備，通信用蓄電池及び充電式電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備，社内テレビ会議システム，加入電話設備及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

原子炉補助建屋及び緊急時対策所内に設置するデータ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）の電源は，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時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで，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。

電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」及び「10.9 緊急時対策所」にて記載する。

10.12.2.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（FAX），携行型通話装置，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは，他の設備と独立して使用するこ

とで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.12.2.2.3 共用の禁止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線連絡設備，衛星電話設備，携行型通話装置，データ伝送設備（発電所内），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，データ伝送設備（発電所外），テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは，二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

10.12.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

携行型通話装置は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内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個数を設置する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内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個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守

点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（FAX）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所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個数を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所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個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは、発電所内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個数を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所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個数を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

主要仕様については、第10.12.2表及び第10.12.3表に示す。

10.12.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3環境条件等」に示す。

携行型通話装置は、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管し、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。

携行型通話装置は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、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。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（FAX）は、緊急時対策所内に設置し、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。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（FAX）の操作は、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。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうちデータ収集計算機は、原子炉補助建屋内に設置し、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。

データ収集計算機は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、緊急時

対策所内に設置し，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。

データ表示端末の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置し，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。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

ERSS伝送サーバは，原子炉補助建屋内に設置し，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。

ERSS伝送サーバは，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは，緊急時対策所内に設置し，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。

テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンの操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

10.12.2.2.6 操作性の確保

基本方針については，「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型），衛星電話設備のうち衛星電話設備

(FAX) 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型通話装置は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。

携行型通話装置は、端末である携行型通話装置と通話装置用ケーブル及び携行型通話装置ジャック箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうちデータ収集計算機並びにデータ伝送設備（発電所外）のうちERSS伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

インターフォン及びテレビ会議システム（指揮所・待機所間）は、設計基準対象施設と兼用せず、他の設備と切替えることなく使用できる設計とする。また、付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

10.12.2.3 主要設備及び主要仕様

通信連絡を行うために必要な設備の主要仕様を第10.12.2表及び第10.12.3表に示す。

10.12.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

無線連絡設備，衛星電話設備，携行型通話装置，データ伝送設備（発電所内），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，データ伝送設備（発電所外），テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及びインターフォンは，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

「第10.1.3表 ディーゼル発電機設備の主要仕様」，「第10.1.5表 計測制御用電源設備の主要仕様」，「第10.3.1表 送電線設備の主要仕様」，「第10.3.2表 開閉所設備の主要仕様」，「第10.3.3表 発電機，励磁装置及び発電機負荷開閉器の主要仕様」，「第10.3.4表 変圧器設備の主要仕様」，「第10.5.2表 消火設備の主要仕様」及び「第10.9.1表 緊急時対策所の主要仕様」を以下のとおり変更する。

「第10.1.1表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様」，「第10.1.2表 パワーコントロールセンタの主要仕様」，「第10.1.4表 直流電源設備の主要仕様」，「第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様」，「第10.5.1表 火災感知設備の火災感知器の概要」，「10.5.3表 消火設備の主な故障警報」，「第10.8.1表 非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第10.9.2表 緊急時対策所（重大事故等時）の主要仕様」，「第10.12.1表 通信連絡設備一覧表」，「第10.12.2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様」及び「第10.12.3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要仕様」を以下のとおり追加する。

第10.1.1表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様（1/2）

構成及び仕様

項目	受電盤	き電盤	計器用変圧器盤
型式	屋内用鋼板製単位閉鎖垂直自立型		
台数	16	51	10
定格電圧	7.2kV		
電気方式	50Hz	3相	3線 変圧器接地式
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる		
フィーダ引出方式	ケーブルによる		
母線電流容量	3,150A	2,000A	1,200A

遮断器

項目	受電用	き電用
型式	真空遮断器	
台数	16	51
極数	3極	
操作方式	バネ投入操作（DC125V）	
定格耐電圧	定格雷インパルス耐電圧：60kV 定格短時間商用周波耐電圧：22kV	
定格電圧	7.2kV	
定格電流	3,150A	2,000A 1,200A
定格遮断電流	44kA	
定格遮断時間	5サイクル	
引きはずし自由方式	電氣的，機械的	
投入方式	バネ式	

第10.1.1表 メタルクラッド開閉装置の主要仕様 (2/2)

動力変圧器

項 目	非常用母線用	常用母線用
型 式	屋内用 3 相 乾 式 変 圧 器	
台 数	4	5
冷 却 方 式	自 冷	
周 波 数	50Hz	
容 量	約 2,500kVA	約 2,500kVA, 約 2,300kVA
結 線	一 次 : 星 形 二 次 : 三 角 形	
定 格 電 圧	一 次 : 6.6kV (5 タ ッ プ) (6.3, 6.45, 6.6, 6.75, 6.9kV) 二 次 : 460V	
絶 縁	H 種	

第10.1.2表 パワーコントロールセンタの主要仕様

構成及び仕様

項目	き電盤	動変盤
型式	屋内用鋼板製閉鎖垂直自立型	
台数	47	9
定格電圧	600V	
電気方式	50Hz 3相 3線 非接地式	
電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる	
フィーダ引出方式	ケーブルによる	
母線電流容量	4,000A (主母線)	1,600A (分岐母線)

遮断器

項目	き電用
型式	配線用遮断器
台数	127
極数	3極
操作方式	交流操作 (AC100V)
定格電圧	600V
最大容量	900kVA (モータ負荷 300kW)
定格遮断電流	50kA
引きはずし自由方式	電氣的, 機械的

第10.1.3表 ディーゼル発電機設備の主要仕様

(1) エンジン

型 式	4 サイクルたて形16気筒ディーゼル機関
台 数	2
出 力	約5,600kW (1台当たり)
回 転 速 度	約750min ⁻¹
起 動 方 式	圧縮空気起動
起 動 時 間	約10秒
使 用 燃 料	軽油

(2) 発電機

型 式	横置・回転界磁形・三相同期発電機
台 数	2
容 量	約7,000kVA (1台当たり)
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 速 度	約750min ⁻¹

(3) ディーゼル発電機燃料油貯油槽

型 式	横置円筒形
基 数	4
容 量	約146kL (1基当たり)
使 用 燃 料	軽油

(4) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

台 数 2

容 量 約26kL/h (1台当たり)

第10.1.4表 直流電源設備の主要仕様

(1) 蓄電池

非常用

型 式	鉛蓄電池	
組 数	2	
セ ル 数	A 系	60
	B 系	60
電 圧	A 系	約130V
	B 系	約130V
容 量	A 系	約2,400Ah
	B 系	約2,400Ah

常用

型 式	鉛蓄電池	
組 数	2	
セ ル 数	C 1 系	59
	C 2 系	59
電 圧	C 1 系	約130V
	C 2 系	約130V
容 量	C 1 系	約2,000Ah
	C 2 系	約2,000Ah

(2) 充電器

非常用

型 式	サイリスタ整流装置
台 数	A 系 1 B 系 1
充電方式	浮動
冷却方式	自然冷却
交流入力	A 系 3 相 50Hz 440V B 系 3 相 50Hz 440V
容 量	A 系 約 131kVA B 系 約 131kVA
直流出力電圧	A 系 129V B 系 129V
直流出力電流	A 系 約 700A B 系 約 700A

常用

型 式	サイリスタ整流装置
台 数	C 1 系 1 C 2 系 1 (予備 1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然冷却
交流入力	C 1 系 3 相 50Hz 440V

	C 2 系	3 相 50Hz 440V
	(予備)	3 相 50Hz 440V)
容 量	C 1 系	約108kVA
	C 2 系	約54kVA
	(予備)	約124kVA)
直流出力電圧	C 1 系	131.6V
	C 2 系	131.6V
	(予備)	129/131.6V)
直流出力電流	C 1 系	600A
	C 2 系	300A
	(予備)	700A)

(3) 直流コントロールセンタ

非常用

型 式	屋内用鋼板製自立形抽出式	
台 数	2	
母線容量	A系	約600A
	B系	約600A
電 圧	A系	125V
	B系	125V

常用

型 式	屋内用鋼板製自立形抽出式	
台 数	2	
母線容量	C1系	約800A
	C2系	約800A
電 圧	C1系	125V
	C2系	125V

第10.1.5表 計測制御用電源設備の主要仕様

(1) 非常用

a. 計装用インバータ（無停電電源装置）

型 式	静止型インバータ
台 数	4
容 量	約25kVA（1台当たり）
出 力 電 圧	100V

b. 計装用交流母線

台 数	8
電 圧	100V

(2) 常用

a. 計装用インバータ（無停電電源装置）

型 式	静止型インバータ
台 数	3
容 量	約60kVA（1台当たり）
出 力 電 圧	100V

b. 計装用定電圧装置

型 式	静止型インバータ
台 数	2
容 量	約60kVA（1台当たり）
出 力 電 圧	100V

c. 計装用後備定電圧装置

型 式	静止型インバータ
-----	----------

台 数	1
容 量	約180kVA
出 力 電 圧	100V

d. 計装用後備変圧器

型 式	乾 式
台 数	3
容 量	約25kVA×2台（後備） 約60kVA×1台（後備）
出 力 電 圧	100V

e. 計装用交流母線

台 数	8
電 圧	100V

f. 計装用後備母線

台 数	5
電 圧	100V

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. 代替非常用発電機

エンジン

台数	2
使用燃料	軽油
出力	約1,450kW（1台当たり）

発電機

台数	2
型式	防滴保護，空気冷却自己自由通風型
容量	約1,725kVA（1台当たり）
力率	0.8（遅れ）
電圧	6.6kV
周波数	50Hz

b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

第10.1.3表 ディーゼル発電機設備の主要仕様に記載する。

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備
- ・補機駆動用燃料設備

c. 燃料タンク（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補機駆動用燃料設備

・緊急時対策所

型 式	横置円筒形
基 数	1
容 量	約55kL
使用燃料	軽油

d. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備
- ・補機駆動用燃料設備
- ・緊急時対策所

型 式	歯車形
台 数	2
容 量	約26kL/h（1台当たり）
吐出圧力	約0.3MPa[gage]

e. 可搬型タンクローリー

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補機駆動用燃料設備
- ・緊急時対策所

台 数	2（予備2）
容 量	約4kL（1台当たり）

f. 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤

個 数	1
容 量	約1,000kVA
電 圧	6,600V/400V

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 可搬型代替電源車

エンジン

台 数 2 (予備2)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 2 (予備2)

型 式 回転界磁形同期発電機

容 量 約2,200kVA (1台当たり)

力 率 0.8 (遅れ)

電 圧 6.6kV

周 波 数 50Hz

b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽」に記載する。

c. 燃料タンク (SA)

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) c. 燃料タンク (SA)」に記載する。

d. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) d. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ」に記載する。

e. 可搬型タンクローリー

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) e. 可搬型タンクローリー」に記載する。

f. 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) f. 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤」に記載する。

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備

a. 蓄電池（非常用）

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備

型 式	鉛蓄電池
組 数	2
容 量	A系 約2,400Ah B系 約2,400Ah
電 圧	A系 約130V B系 約130V

b. 後備蓄電池

型 式	鉛蓄電池
組 数	2
容 量	A系 約2,400Ah B系 約2,400Ah
電 圧	A系 約130V B系 約130V

c. A充電器

個 数	1
直流出力電圧	129V
直流出力電流	約700A

d. B 充電器

個 数	1
直流出力電圧	129V
直流出力電流	約700A

(4) 可搬型代替直流電源設備

a. 可搬型直流電源用発電機

エンジン

台 数	2 (予備2)
使用燃料	軽油

発電機

台 数	2 (予備2)
型 式	突極回転界磁形同期発電機
容 量	約125kVA (1台当たり)
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	200V
周 波 数	50Hz

b. 可搬型直流変換器

個 数	1 (予備2)
最大出力	約30kW
出力電圧	150V (使用電圧125V)
出力電流	200A

c. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽」に記載する。

d. 燃料タンク (SA)

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) c. 燃料タンク (SA)」に記載する。

e. 可搬型タンクローリー

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) e. 可搬型タンクローリー」に記載する。

(5) 代替所内電気設備

a. 代替非常用発電機

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) a. 代替非常用発電機」に記載する。

b. 可搬型代替電源車

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(2) a. 可搬型代替電源車」に記載する。

c. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽」に記載する。

d. 燃料タンク (SA)

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) c. 燃料タンク (SA)」に記載する。

e. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) d. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ」に記載する。

f. 可搬型タンクローリー

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) e. 可搬型タ

ンクローリー」に記載する。

g. 代替所内電気設備変圧器

個	数	1
容	量	約300kVA
電	圧	6,600V/460V

h. 代替所内電気設備分電盤

個	数	1
電	圧	440V

i. 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) f. 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤」に記載する。

(6) 燃料補給設備

a. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽」に記載する。

b. 燃料タンク (SA)

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) c. 燃料タンク (SA)」に記載する。

c. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) d. ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ」に記載する。

d. 可搬型タンクローリー

第10.2.1表 代替電源設備の主要仕様「(1) e. 可搬型タンクローリー」に記載する。

第10.3.1表 送電線設備の主要仕様

(1) 275kV送電線（1号，2号及び3号炉共用，既設）

（「常用電源設備」及び「非常用電源設備（通常運転時等）」と兼用）

a. 後志幹線

公称電圧	275kV
回線数	2
導体サイズ	TACSR 610mm ² ，2導体
送電容量	約1,578MW（1回線当たり）
亘長	約66km（西双葉開閉所まで）

b. 泊幹線

公称電圧	275kV
回線数	2
導体サイズ	ACSR 1,160mm ² ，2導体
送電容量	約1,529MW（1回線当たり）
亘長	約67km（西野変電所まで）

(2) 66kV送電線（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

（「常用電源設備」及び「非常用電源設備（通常運転時等）」と兼用）

a. 泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。）

公称電圧	66kV
回線数	2
導体サイズ	ACSR 160mm ² ，1導体（架空部）

	CVT 325mm ² , 1本 (地中部)
送電容量	約47MW (1回線当たり)
亘長	約19km (国富変電所まで)

第10.3.2表 開閉所設備の主要仕様

(1) 275kV母線（1号，2号及び3号炉共用，既設）

型 式	SF ₆ ガス絶縁方式
定 格 電 圧	300kV
定 格 電 流	4,000A
定格短時間耐電流	50kA 2秒

(2) 遮断器

	主変圧器用	予備変圧器用	送電線用	母線連絡用	後備変圧器用
台 数	1	1	4	4	1
定 格 電 圧	300kV	300kV	300kV	300kV	72kV
定 格 電 流	4,000A	2,000A	4,000A	4,000A	800A
定格遮断電流	40kA	50kA	40kA	40kA	25kA
備 考	—	—	1号，2号及び3号 炉共用，既設		—

第10.3.3表 発電機，励磁装置及び発電機負荷開閉器の主要仕様

(1) 発電機

型 式	横置・円筒回転界磁形・全閉自力通風・三相同期発電機	
台 数	1	
容 量	約1,020,000kVA	
力 率	0.9（遅れ）	
電 圧	21kV	
相	3	
周 波 数	50Hz	
回 転 速 度	約1,500min ⁻¹	
結 線 法	星形	
冷 却 法	固定子	水及び水素ガス冷却
	回転子	水素ガス内部冷却

(2) 励磁装置

名 称	主励磁機	副励磁機
型 式	ブラシレス励磁機	永久磁石回転界磁形
台 数	1	1
容 量	4,600kW	60kVA
電 圧	DC470V	AC105V
回 転 速 度	1,500min ⁻¹	1,500min ⁻¹
駆 動 方 式	発電機と直結	発電機と直結

(3) 発電機負荷開閉器

台数	1
定格電圧	23kV
定格電流	30,000A

第10.3.4表 変圧器設備の主要仕様

名称		主変圧器	所内変圧器	予備変圧器	後備変圧器
型式		屋外無圧密封式	屋外無圧密封式 負荷時タップ切 換器付	屋外無圧密封式 負荷時タップ切 換器付	屋外無圧密封式 負荷時タップ切 換器付
台数		1	1	1	1
容量		約 950,000kVA	約 72,000kVA	約 30,000kVA	約 20,000kVA
電圧	一次	21kV	21 + 1.5, - 2.5kV	280 ± 28kV	64.5 ± 7.5kV
	二次	287.5kV/284.375 kV/281.25kV/278 .125kV/275kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV	6.9kV
相		3	3	3	3
周波数		50Hz	50Hz	50Hz	50Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	星形, 星形	星形	星形
冷却方式		導油風冷	導油風冷	油入自冷	油入自冷
備考		—	—	—	—

第10.5.1表 火災感知設備の火災感知器の概要

火災感知器の設置箇所	火災感知器の設置型式	
一般区域・区画	煙感知器 (アナログ式)	熱感知器 (アナログ式)
一般区域・区画 (使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア等)	煙感知器 (アナログ式)	炎感知器 (非アナログ式)
		熱感知器 (アナログ式)
一般区域・区画 (ディーゼル発電機室蓄熱室, 放射性廃棄物処理建屋給気室及び原子炉補助建屋外気取入ガラリ室)	熱感知器 (アナログ式)	炎感知器 (非アナログ式)
原子炉格納容器	煙感知器 (アナログ式)	熱感知器 (アナログ式)
		炎感知器 (非アナログ式)
		防爆型熱感知器 (非アナログ式)
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料タンク (SA)	防爆型煙感知器 (非アナログ式)	防爆型熱感知器 (非アナログ式)
固体廃棄物貯蔵庫	煙感知器 (アナログ式)	熱感知器 (アナログ式)
		熱感知器 (非アナログ式)
		炎感知器 (非アナログ式)
放射性廃棄物処理建屋	煙感知器 (アナログ式)	熱感知器 (アナログ式)
		炎感知器 (非アナログ式)

第10.5.2表 消火設備の主要仕様

(1) 電動機駆動消火ポンプ

台	数	1
出	力	約280kW
容	量	約390m ³ /h

(2) ディーゼル駆動消火ポンプ

台	数	1
出	力	約259kW
容	量	約390m ³ /h

(3) 電動消火ポンプ（1号、2号及び3号炉共用，既設）

台	数	1
出	力	約160kW
容	量	約300m ³ /h

(4) エンジン消火ポンプ（1号、2号及び3号炉共用，既設）

台	数	1
出	力	約168kW
容	量	約300m ³ /h

(5) 全域ガス消火設備

a. ハロゲン化物消火設備

消 火 剤 : ハロン1301

消 火 剤 量 : 消防法施行規則第20条に基づき算出される量以上

設 置 箇 所 : 火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難な火災区域又は火災区画，火災の

影響軽減のための対策が必要な火災区域
又は火災区画

b. 二酸化炭素消火設備

消 火 剤 : 二酸化炭素

消 火 剤 量 : 消防法施行規則第19条に基づき算出され
る量以上

設 置 箇 所 : 火災発生時の煙の充満等による消火活動
が困難な火災区域又は火災区画及び火災
の影響軽減のための対策が必要な火災区
域又は火災区画

c. イナートガス消火設備

消 火 剤 : イナートガス

消 火 剤 量 : 消防法施行規則第19条に基づき算出され
る量以上

設 置 箇 所 : 火災発生時の煙の充満等による消火活動
が困難な火災区域又は火災区画

第10.5.3表 消火設備の主な故障警報

設備		主な警報要素
消火ポンプ	電動機駆動消火ポンプ及び電動消火ポンプ（1号，2号及び3号炉共用，既設）	ポンプトリップ，電源異常（地絡，過負荷），電源断，電圧低
	ディーゼル駆動消火ポンプ	ポンプトリップ，装置異常（燃料・冷却水レベル低下）
	エンジン消火ポンプ（1号，2号及び3号炉共用，既設）	ポンプトリップ，装置異常（燃料・冷却水レベル低下）
全域ガス消火設備	二酸化炭素消火設備	設備異常（電源故障，断線，短絡，地絡）
	イナートガス消火設備	
	ハロゲン化物消火設備	

※火災検知については火災区域に設置された感知器又は消火設備のガス放出信号により中央制御室に警報発報。

また，作動原理を含めて単純な構造であることから故障は考えにくいですが，誤作動についてはガス放出信号により確認可能である。

第10.8.1表 非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 貯留堰

個 数 1

(2) 取水口

種 類 護岸コンクリート

材 料 鉄筋コンクリート

個 数 1

(3) 取水路

種 類 鉄筋コンクリート函渠

材 料 鉄筋コンクリート

個 数 1

(4) 取水ピットスクリーン室

種 類 鉄筋コンクリート取水槽

材 料 鉄筋コンクリート

個 数 1

(5) 取水ピットポンプ室

種 類 鉄筋コンクリート取水槽

材 料 鉄筋コンクリート

個 数 1

第10.9.1表 緊急時対策所の主要仕様

(1) 緊急時対策所

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 一式

(2) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

第10.12.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様に記載する。

(3) 通信連絡設備

- a. 電力保安通信用電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

第10.12.1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

- b. 衛星電話設備（固定型）

第10.12.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様に記載する。

- c. 衛星電話設備（FAX）

第10.12.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様に記載する。

- d. 衛星電話設備（携帯型）

第10.12.3 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要仕様に記載する。

- e. 無線連絡設備（携帯型）

第10.12.3 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要仕様に記載する。

- f. 無線連絡設備（固定型）

第10.12.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様に記載する。

g. 運転指令設備（警報装置を含む。）

第10.12.1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

h. 社内テレビ会議システム

第10.12.1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

i. 加入電話設備（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

第10.12.1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

j. 専用電話設備

第10.12.1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

k. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）

第10.12.2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様に記載する。

(4) 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（重大事故等時）

個	数	緊急時対策所指揮所用1（予備1）
		緊急時対策所待機所用1（予備1）
測	定	0～25.0vol%（酸素濃度）
範	圍	0～5.00vol%（二酸化炭素濃度）

第10.9.2表 緊急時対策所（重大事故等時）の主要仕様

(1) 緊急時対策所

a. 緊急時対策所指揮所遮へい，緊急時対策所待機所遮へい

第8.1.2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 可搬型空気浄化装置

(a) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン

第 8.2.6 表 緊急時対策所換気空調設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(b) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

第 8.2.6 表 緊急時対策所換気空調設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 空気供給装置

(a) 空気供給装置(空気ポンペ)

第 8.2.6 表 緊急時対策所換気空調設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(b) 圧力計

第 8.2.6 表 緊急時対策所換気空調設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 可搬型気象観測設備

第8.3.2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）

個 数 緊急時対策所指揮所用 1（予備1）

緊急時対策所待機所用 1 (予備1)

測定範囲 0～25.0vol% (酸素濃度)

0～5.00vol% (二酸化炭素濃度)

f. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

第8.3.2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要仕様に記載する。

g. 可搬型モニタリングポスト

第8.3.2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要仕様に記載する。

(2) 電源設備

a. 緊急時対策所用発電機

ディーゼル機関

台 数 4 (予備4)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 4 (予備4)

種類 回転界磁形同期発電機

容量 約270kVA (1台当たり)

力率 0.8 (遅れ)

電圧 200V

周波数 50Hz

第10.12.1表 通信連絡設備の一覧表

通信種別	主要設備		非常用所内電源設備 又は無停電電源等	通信回線
通信連絡設備 (発電所内)	運転指令設備 (警報装置を含む。)		ディーゼル発電機 運転指令設備電源 (蓄電池)	—
	無線連絡設備	無線連絡設備 (固定型)	ディーゼル発電機 無停電電源	
		無線連絡設備 (携帯型)	充電式電池又は乾電池	
	携行型通話装置		乾電池	
	移動無線設備	移動無線設備 (固定型)	ディーゼル発電機 通信機器電源 (蓄電池)	
移動無線設備 (車載型)		車載電源		
通信連絡設備 (発電所外)	電力保安通信用 電話設備	保安電話 (固定)	ディーゼル発電機 通信機器電源 (蓄電池)	有線系回線, 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線)
		保安電話 (携帯)	充電式電池	
		保安電話 (FAX)	ディーゼル発電機 通信機器電源 (蓄電池) 無停電電源	
	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	ディーゼル発電機 無停電電源 充電式電池 (機器内蔵)	衛星系回線 (通信事業者回線)
		衛星電話設備 (携帯型)	充電式電池	
通信連絡設備 (発電所外)	電力保安通信用 電話設備	衛星保安電話	ディーゼル発電機 通信機器電源 (蓄電池)	衛星系回線 (専用の通信事業者回線)
		専用電話	ディーゼル発電機 通信機器電源 (蓄電池)	有線系回線 (専用の通信事業者回線)
	社内テレビ会議システム		ディーゼル発電機 無停電電源	有線系回線 (専用の通信事業者回線) 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線)
	統合原子力防災 ネットワークを用 いた通信連絡設備	テレビ会議システム	ディーゼル発電機 無停電電源	有線系回線, 衛星系回線 (通信事業者が提供する特定顧客専 用の統合原子力防災ネットワーク)
		IP電話		
	加入電話設備	加入電話機	通信事業者回線からの給電	有線系回線 (通信事業者回線)
		加入FAX	通信事業者回線からの給電 ディーゼル発電機 無停電電源	
	携帯電話		充電式電池	無線系回線 (通信事業者回線)
	専用電話設備	専用電話設備 (固定型)	ディーゼル発電機 無停電電源	有線系回線 (専用の通信事業者回線)
		専用電話設備 (FAX)		
衛星電話設備	衛星電話設備 (FAX)	ディーゼル発電機 無停電電源	衛星系回線 (通信事業者回線)	
データ伝送設備 (発電所内)	データ表示端末		ディーゼル発電機 充電式電池 (機器内蔵)	—
	データ収集計算機		ディーゼル発電機 無停電電源	有線系回線, 無線系回線 (専用の電力保安通信用回線) 有線系回線, 衛星系回線 (専用の通信事業者回線)
データ伝送設備 (発電所外)	ERSS伝送サーバ			

第10.12.2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要仕様

(1) 無線連絡設備

無線連絡設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	無線系回線
個数	一式

(2) 衛星電話設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

a. 衛星電話設備（固定型）

使用回線	衛星系回線
個数	一式

b. 衛星電話設備（FAX）

使用回線	衛星系回線
個数	一式

(3) データ伝送設備（発電所内）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）

- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. データ収集計算機

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個数	一式

b. データ表示端末

個数	一式
----	----

(4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. テレビ会議システム

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個数	一式

b. IP 電話

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個数	一式

c. IP-FAX

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個数	一式

(5) データ伝送設備（発電所外）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（通常運転時等）

a. データ収集計算機

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個数	一式

b. ERSS伝送サーバ

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個数	一式

(6) テレビ会議システム（指揮所・待機所間）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（重大事故等時）

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個数	一式

(7) インターフォン

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（重大事故等時）

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個数	一式

第10.12.3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要仕様

(1) 携行型通話装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	有線系回線
個数	一式

(2) 無線連絡設備

無線連絡設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	無線系回線
個数	一式

(3) 衛星電話設備

衛星電話設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

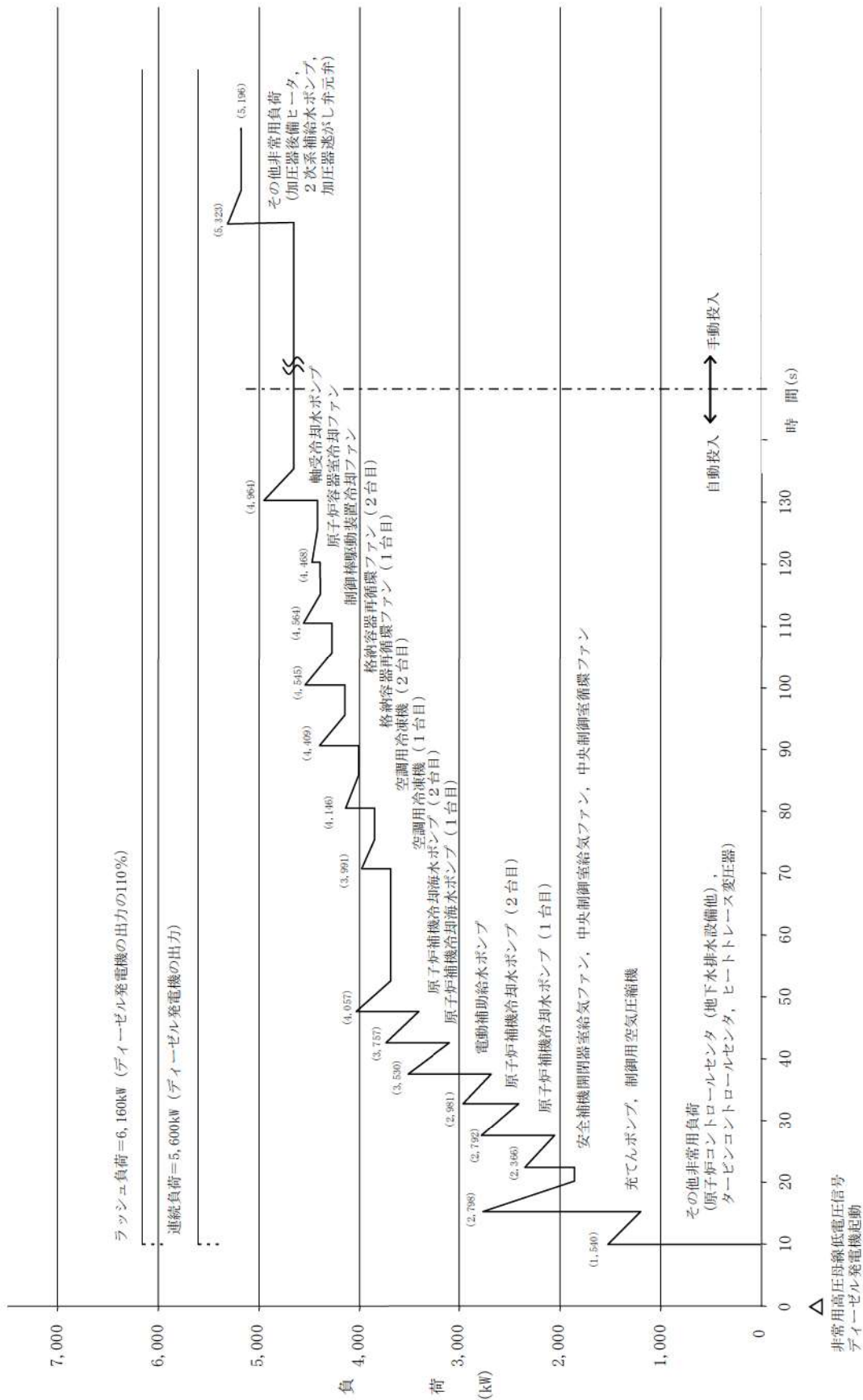
- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	衛星系回線
個数	一式

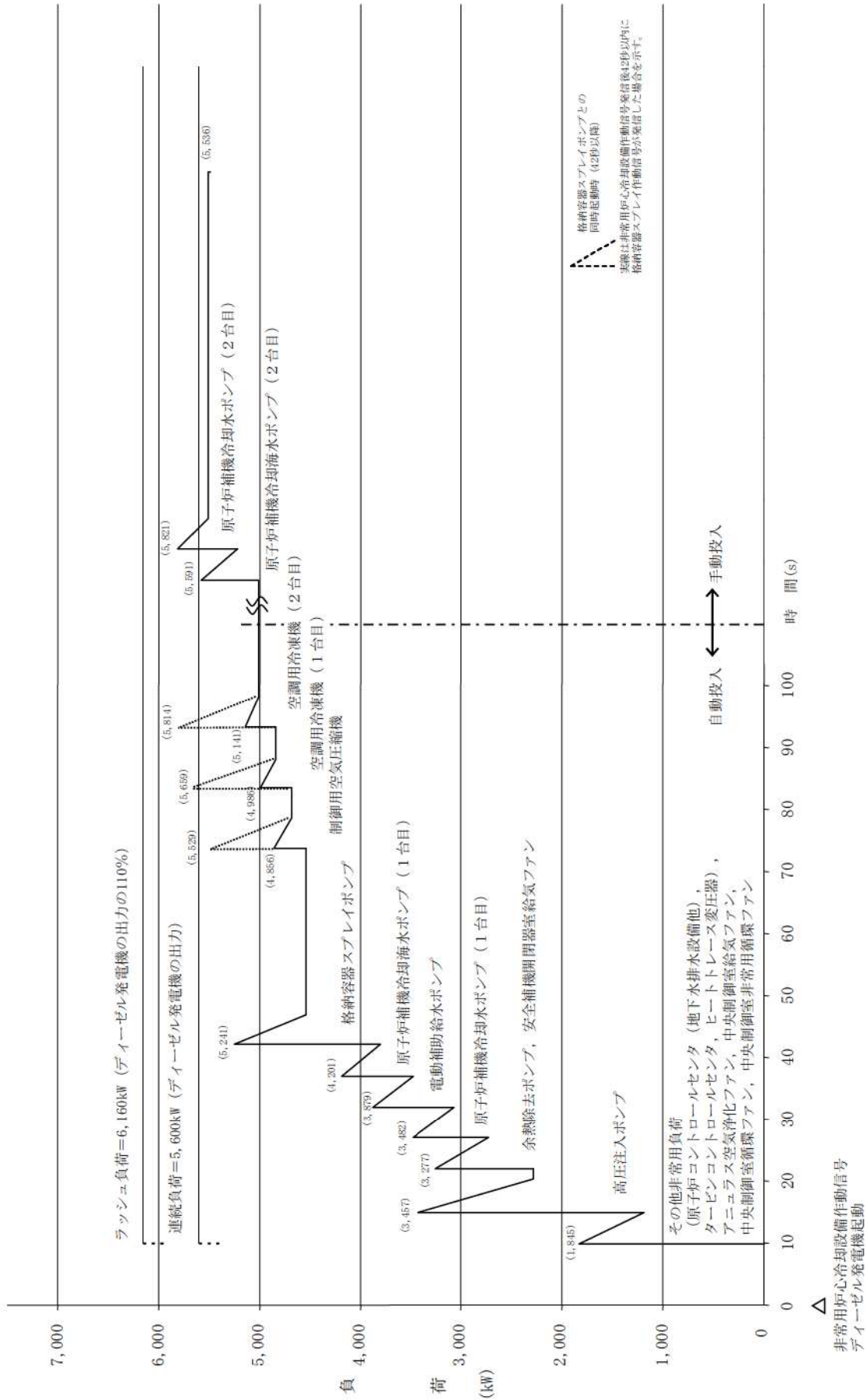
「第10.1.1図 所内単線結線図」，「第10.1.3図 直流電源設備単線結線図」，「第10.1.4図 計測制御用電源設備単線結線図」，「第10.3.1図 送電系統概要図」，「第10.3.2図 開閉所単線結線図」及び「第10.5.1図 消火栓設備系統概要図」を以下のとおり変更する。

「第10.1.2図(1) 外部電源喪失時におけるA-ディーゼル発電機の負荷曲線」，「第10.1.2図(2) 工学的安全施設作動時におけるA-ディーゼル発電機の負荷曲線」，「第10.1.2図(3) 外部電源喪失時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線」，「第10.1.2図(4) 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線」，「第10.2.1図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）」，「第10.2.2図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）」，「第10.2.3図 代替電源設備系統概要図（所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（非常用））による給電）」，「第10.2.4図 代替電源設備系統概要図（所内常設蓄電式直流電源設備（後備蓄電池）による給電）」，「第10.2.5図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替直流電源設備による給電）」，「第10.2.6図 代替電源設備系統概要図（代替所内電気設備（代替非常用発電機）による給電）」，「第10.2.7図 代替電源設備系統概要図（代替所内電気設備（可搬型代替電源車）による給電）」，「第10.2.8図 代替電源設備系統概要図（燃料補給設備による給油）（ディーゼル発電機燃料油貯油槽から各設備への補給（ホース使用時））」，「第10.2.9図 代替電源設備系統概要図（燃料補給設備による給油）（ディーゼル発電機燃料油貯油槽から各設備への補給（ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ使用時））」，「第10.2.10図 代替電源設備系統概要図（燃料補給設備による給油）（燃料タンク（SA）から各設備への補給）」，「第10.5.2図 全域ガス消火設備概要図」，「第10.5.3図 系統分離に応じた独立性を考慮した消火設備

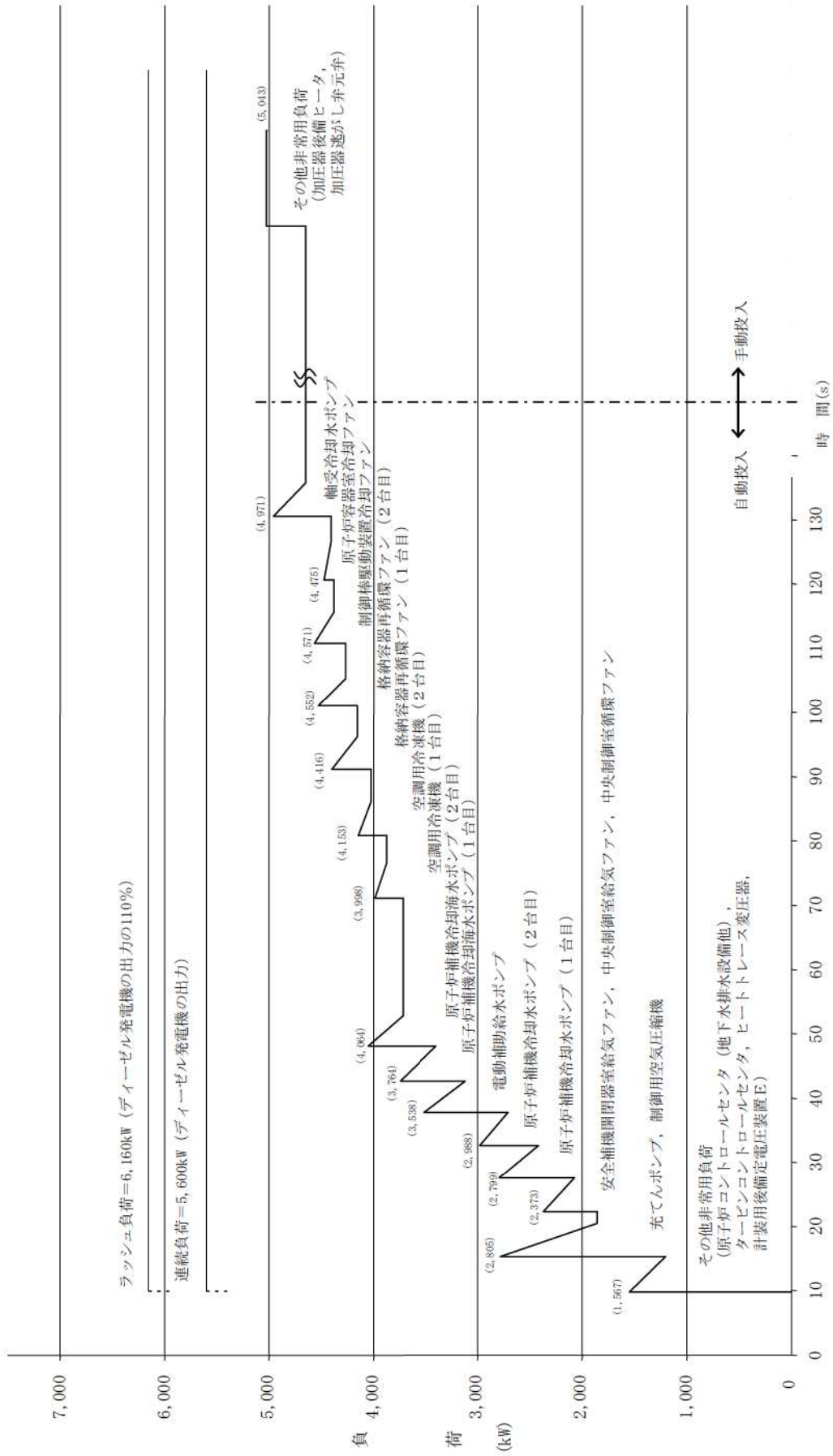
概要」，「第10.5.4図 自衛消防隊体制図」，「第10.9.1図 緊急時対策所
系統概要図（居住性の確保）」，「第10.9.2図 緊急時対策所 系統概要図（
必要な情報の把握及び通信連絡）」，「第10.9.3図 緊急時対策所 系統概要
図（代替電源設備からの給電）」及び「第10.12.1図 通信連絡設備系統概要
図」を以下のとおり追加する。



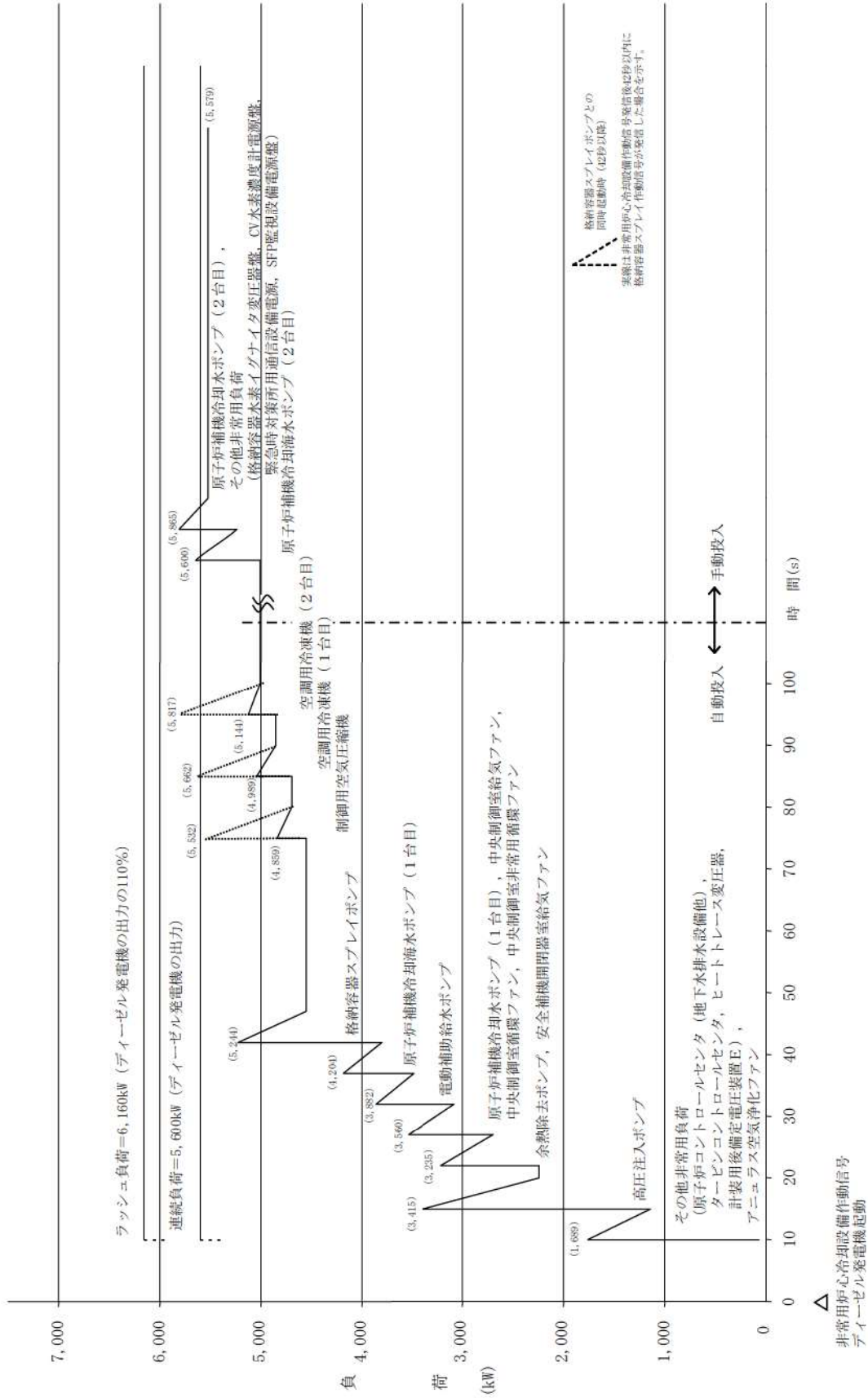
第 10.1.2 図(1) 外部電源喪失時における A-Dezeler 発電機の負荷曲線



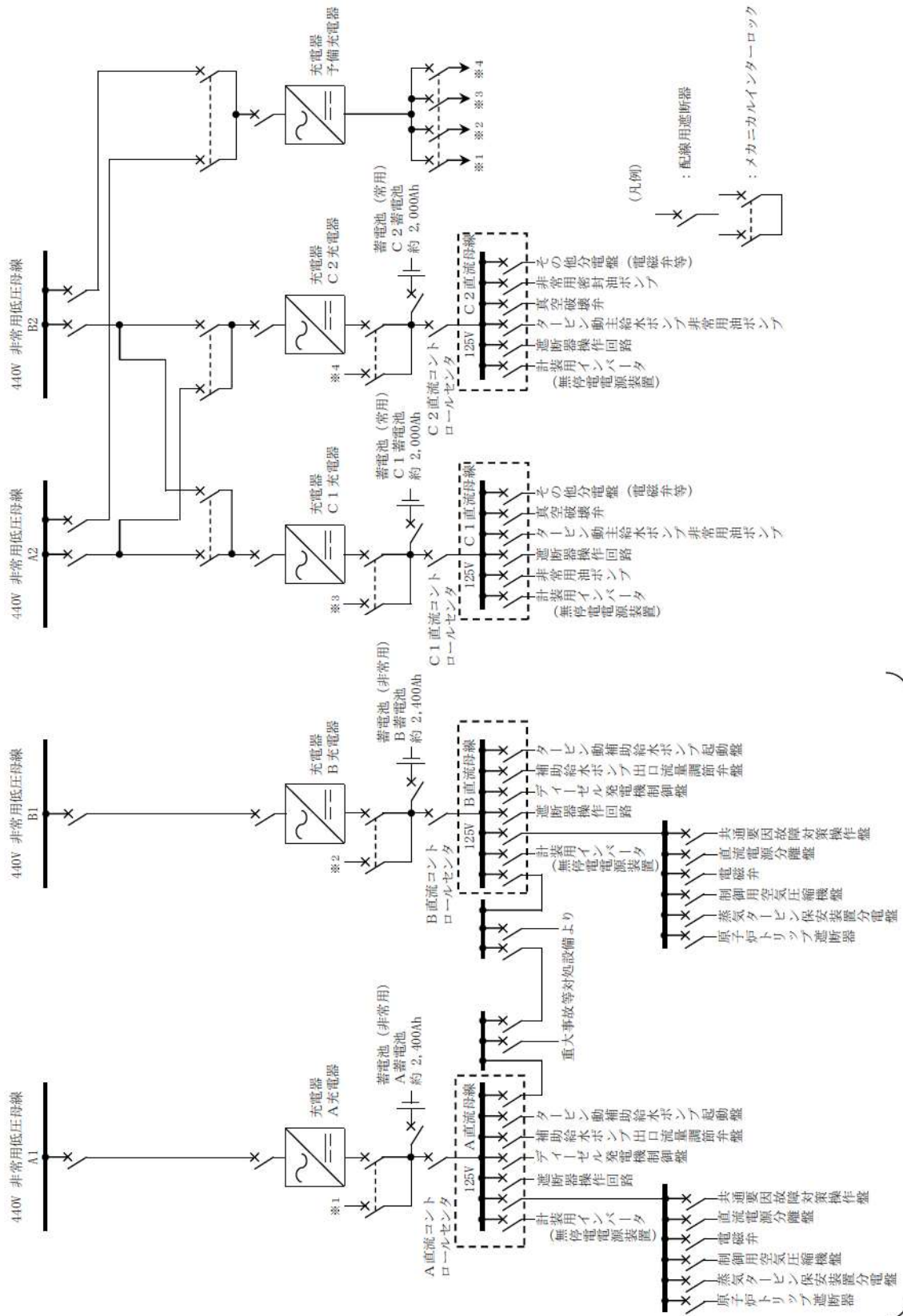
第 10.1.2 図 (2) 工学的安全施設作動時における A-ディーゼル発電機の負荷曲線



第 10.1.2 図 (3) 外部電源喪失時における B-デーゼル発電機の負荷曲線

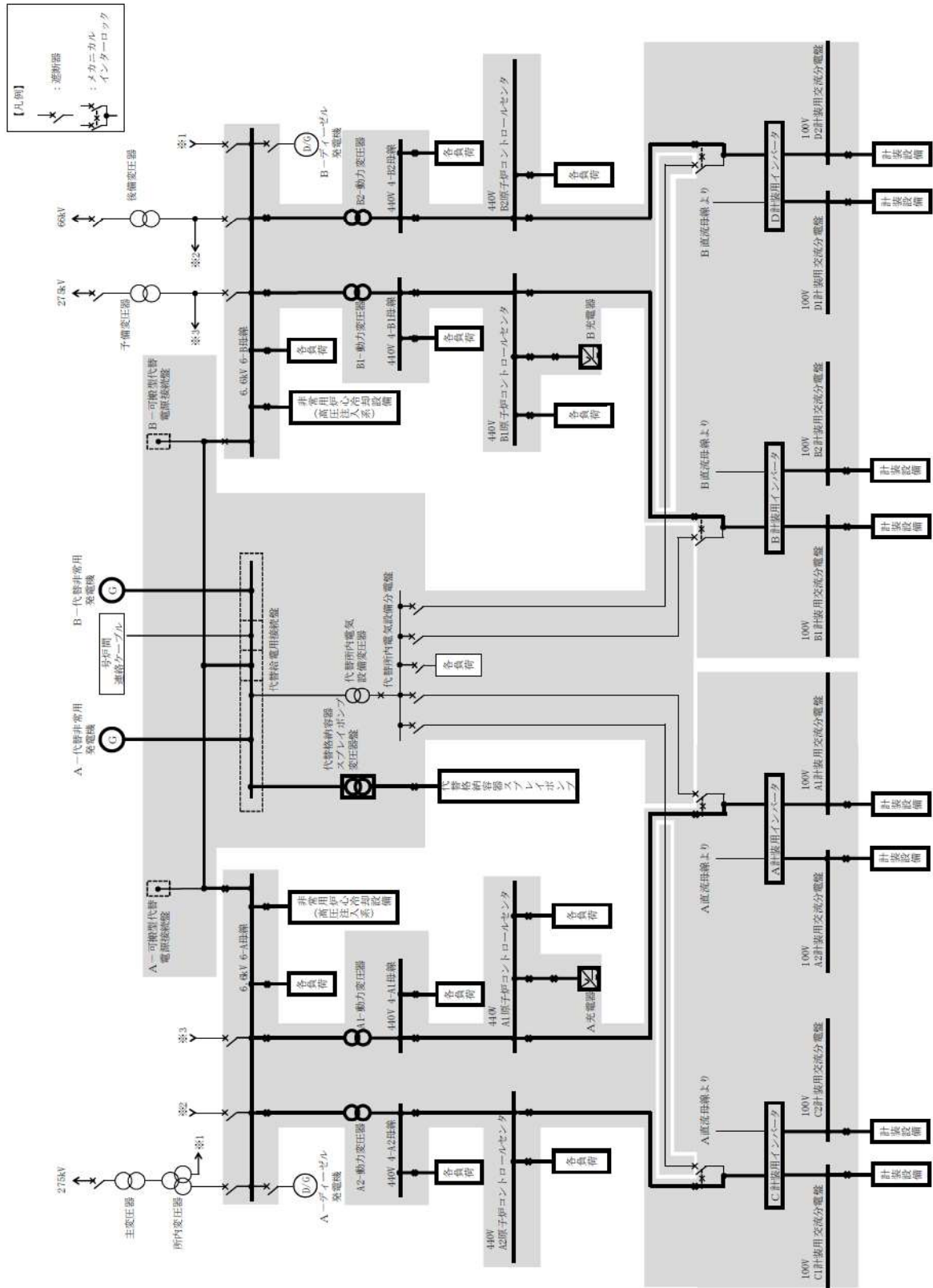


第 10.1.2 図 (4) 工学的安全施設作動時における B-ディーゼル発電機の負荷曲線

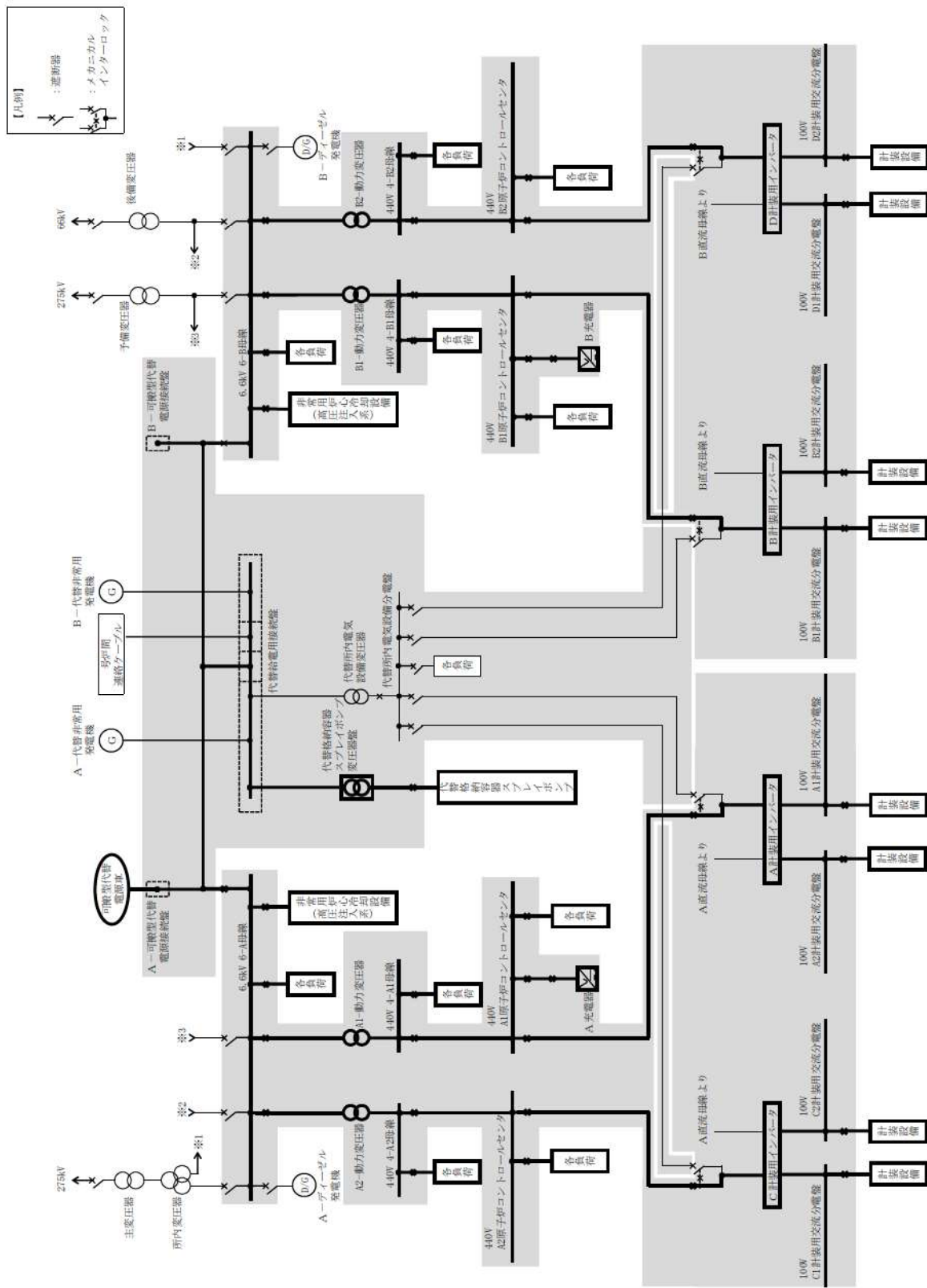


第 10.1.3 図 直流電源設備単線結線図

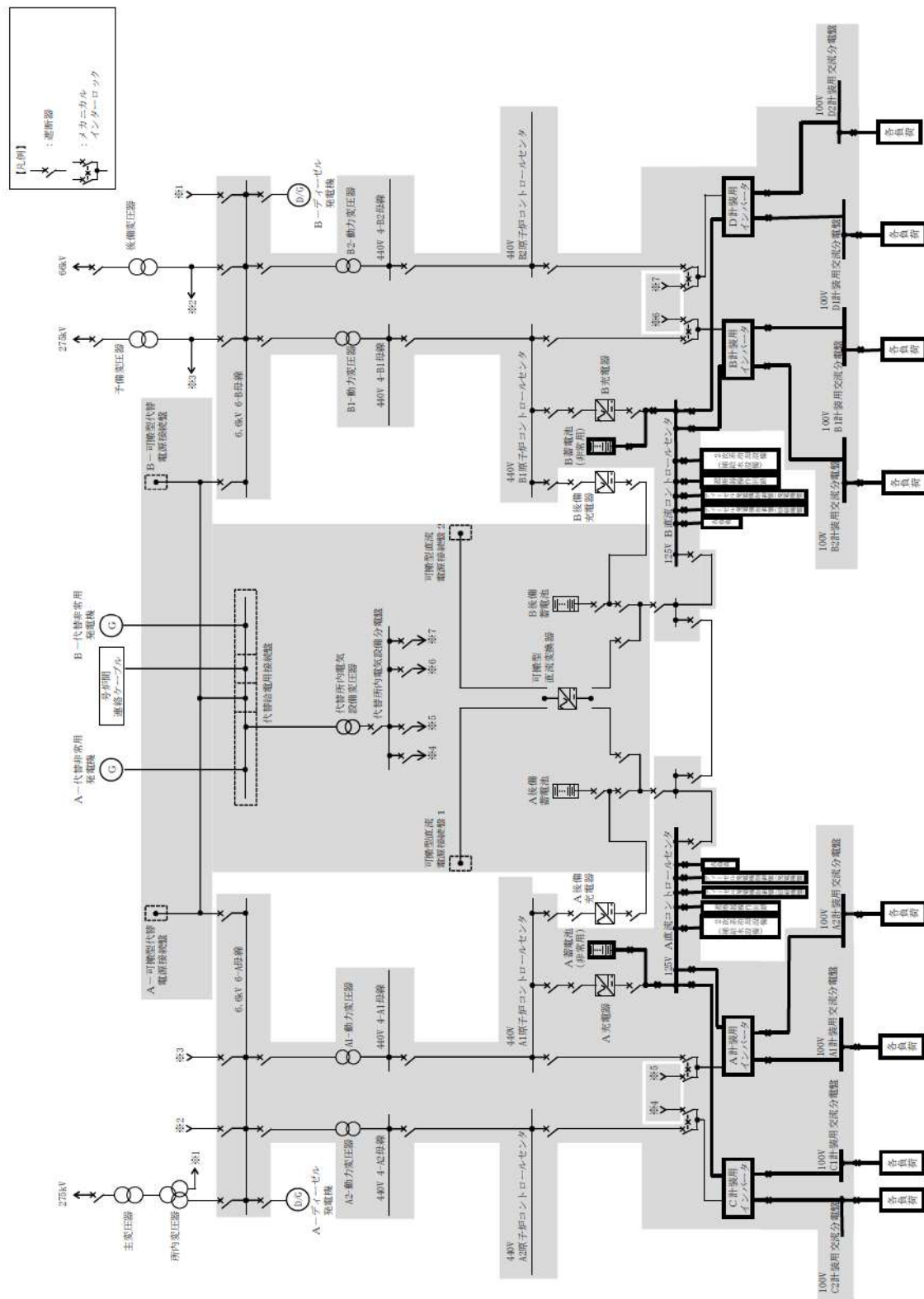
非常用



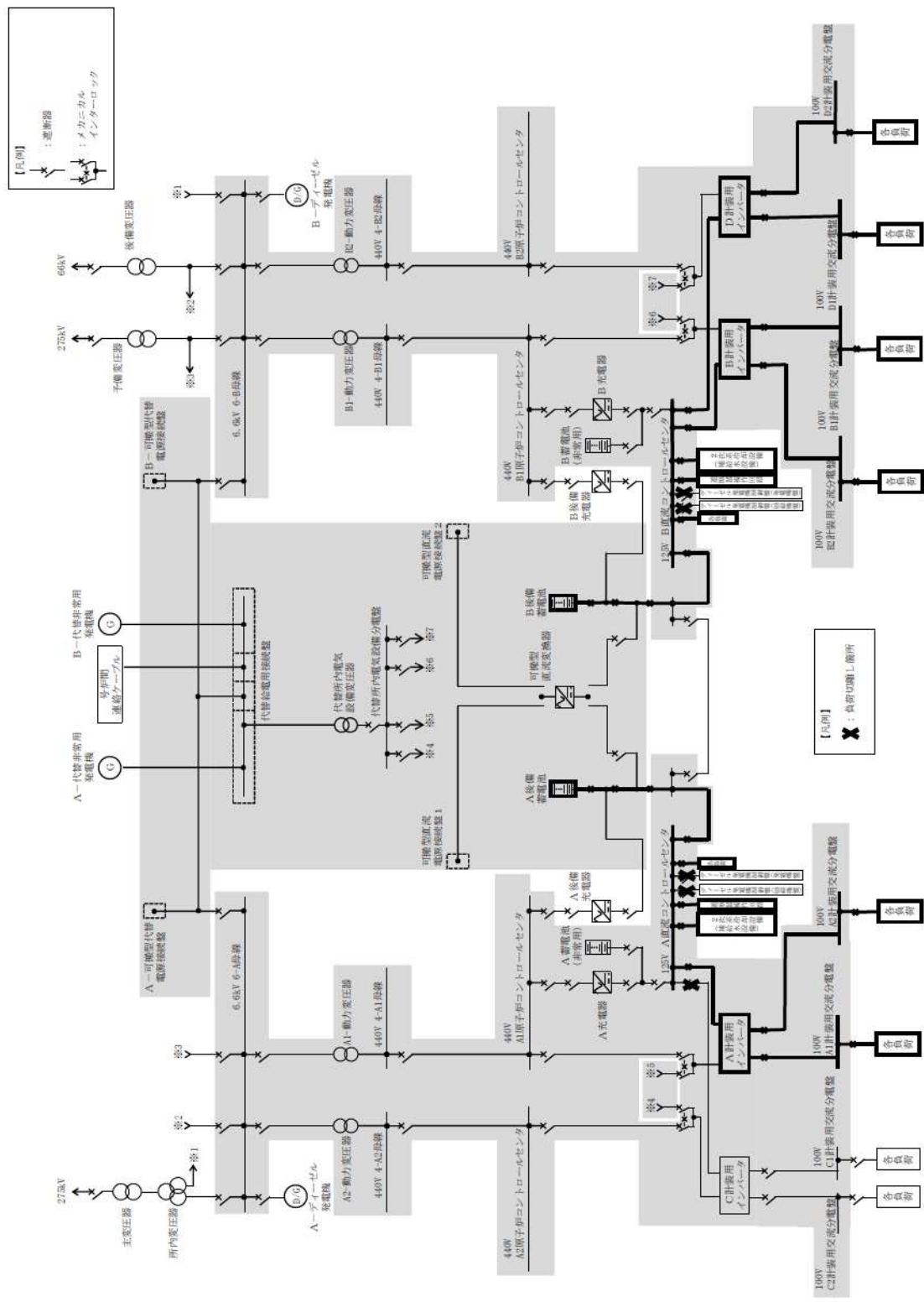
第10.2.1 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）



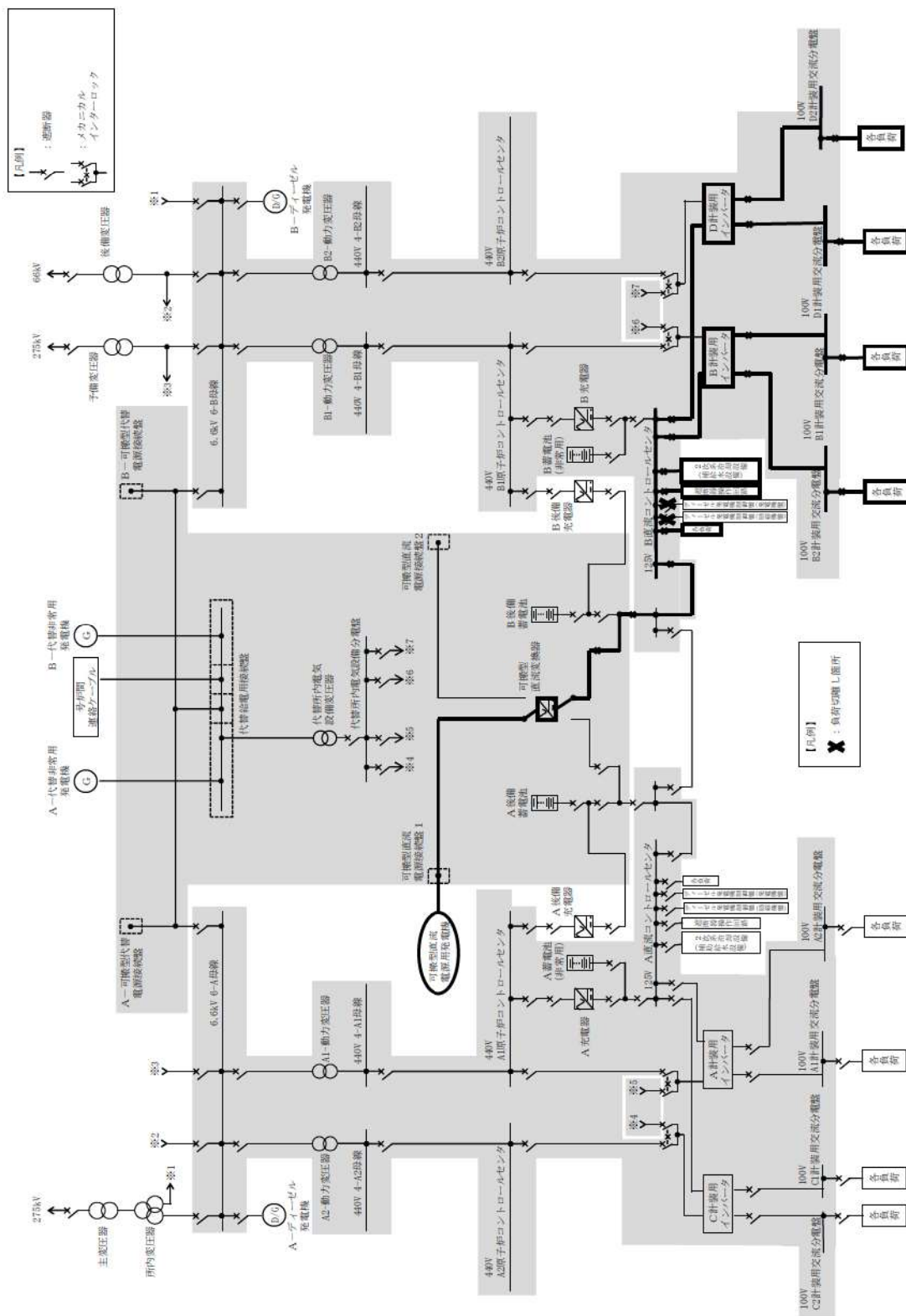
第 10.2.2 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）



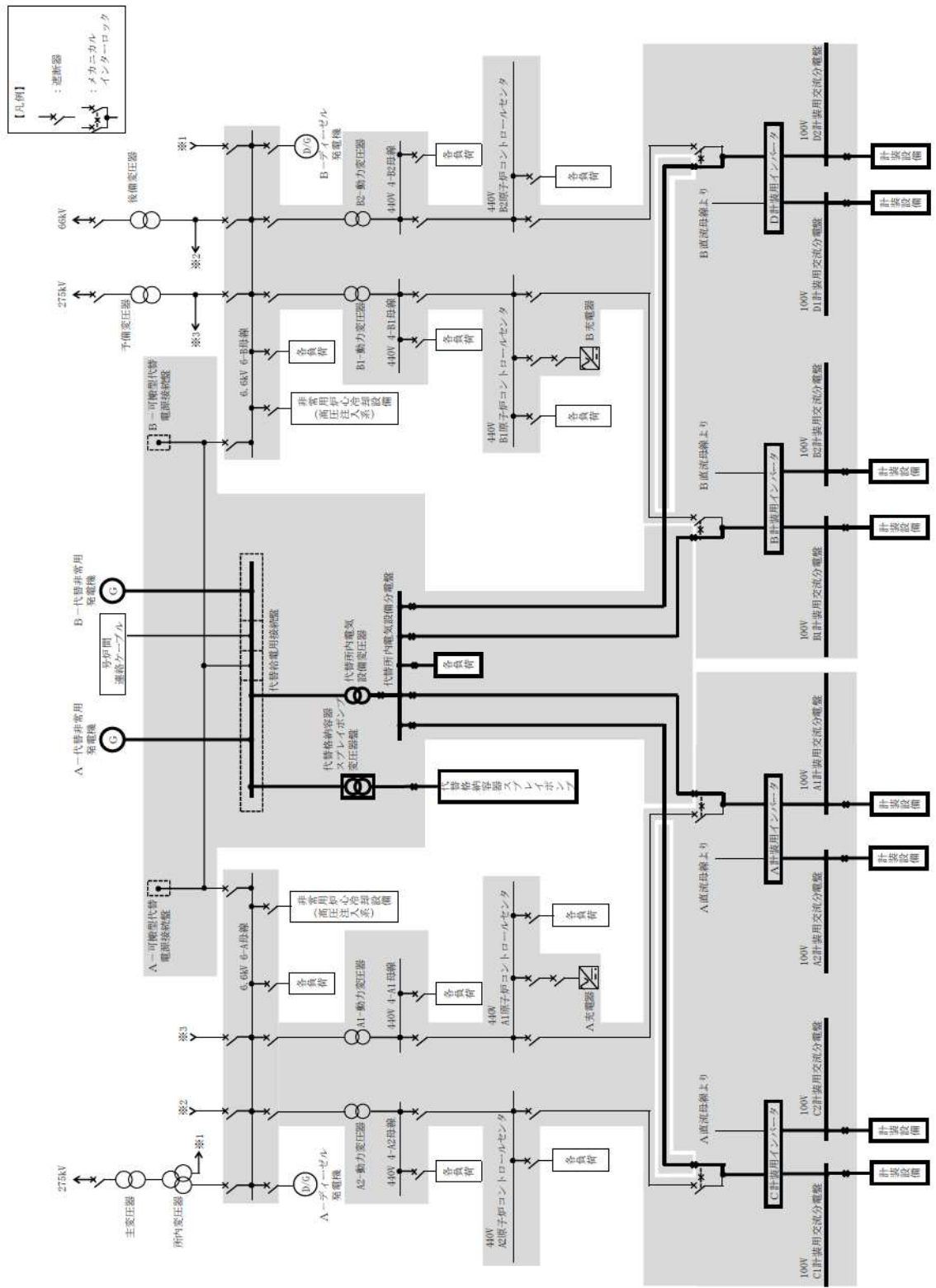
第 10.2.3 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備 (蓄電池 (非常用)) による給電)



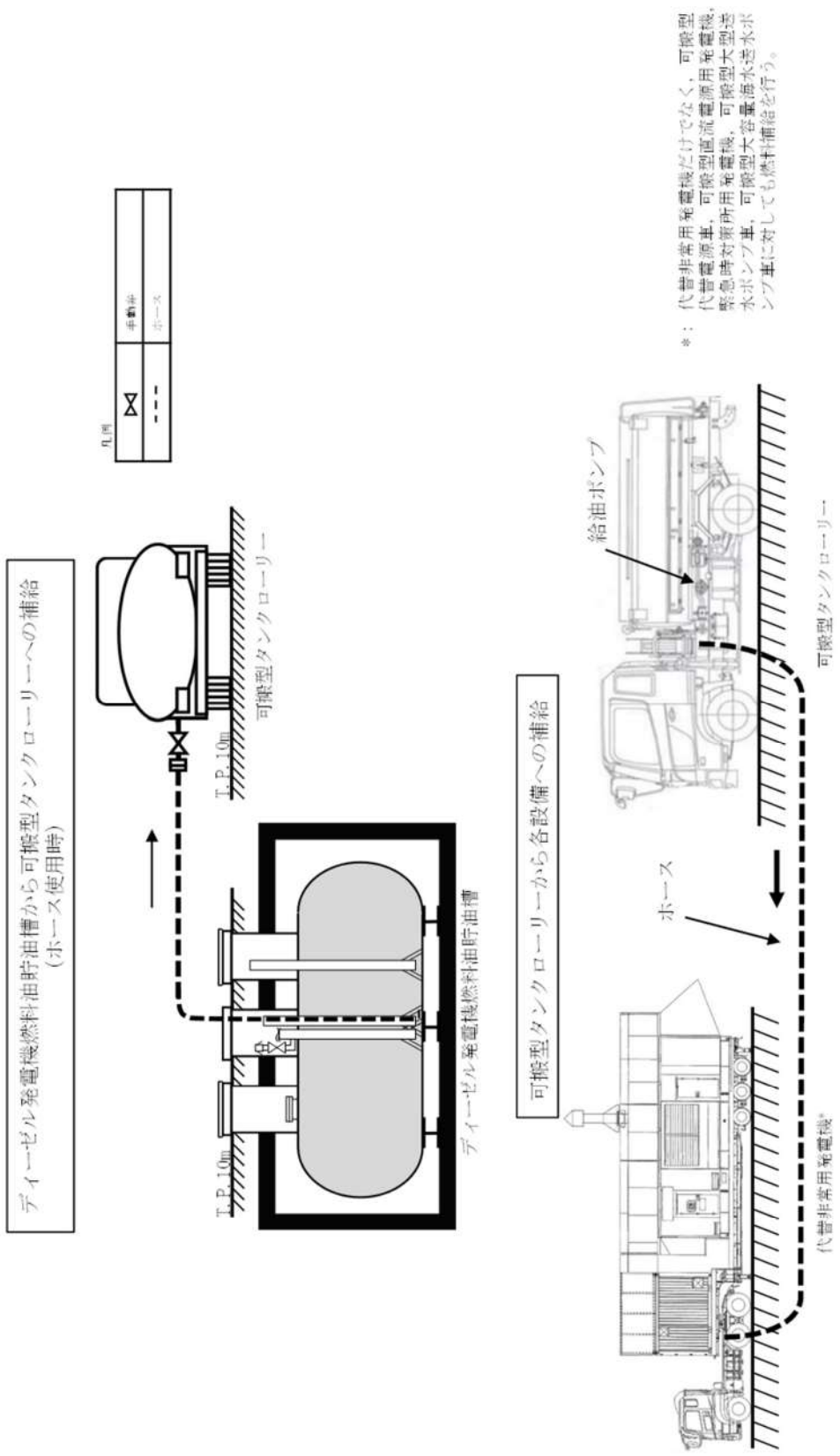
第 10.2.4 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備 (後備蓄電池) による給電)



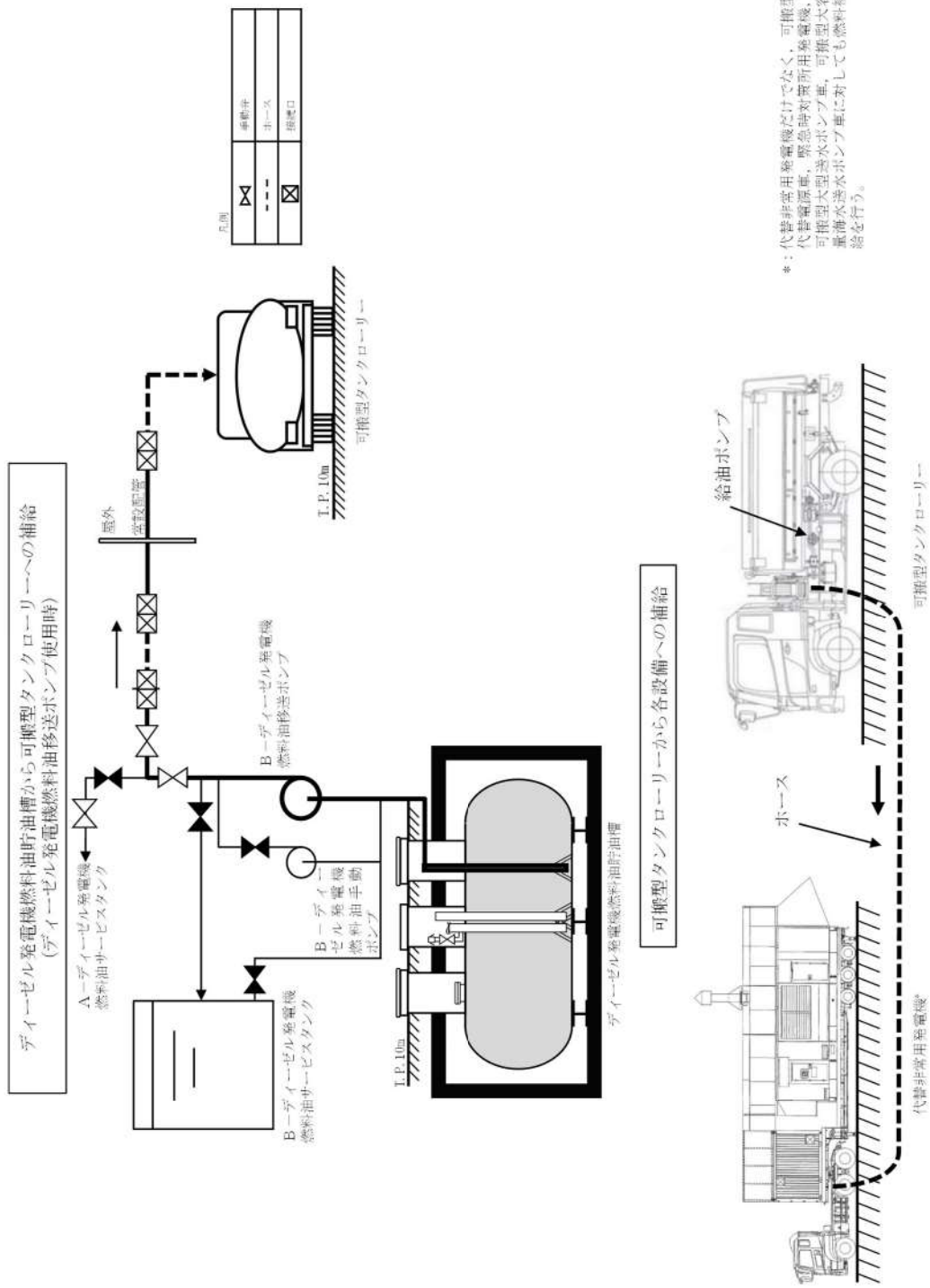
第 10.2.5 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替直流電源設備による給電）



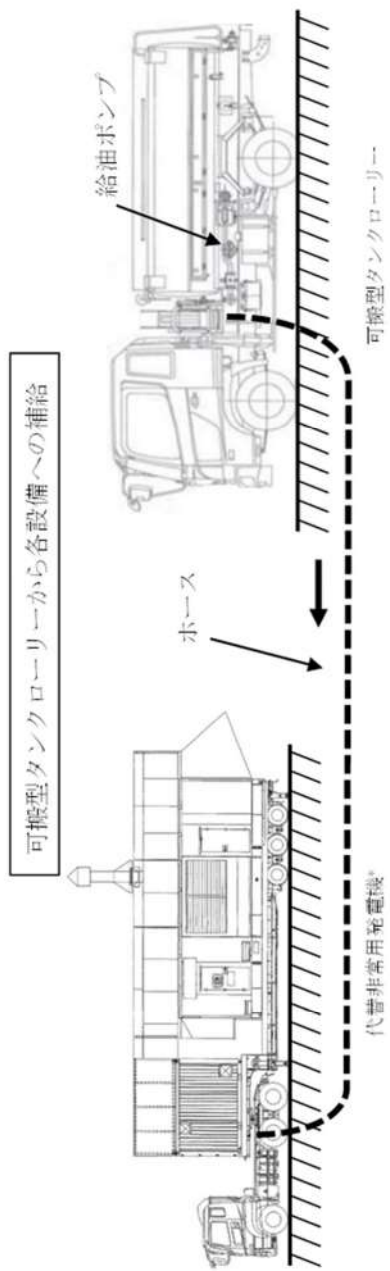
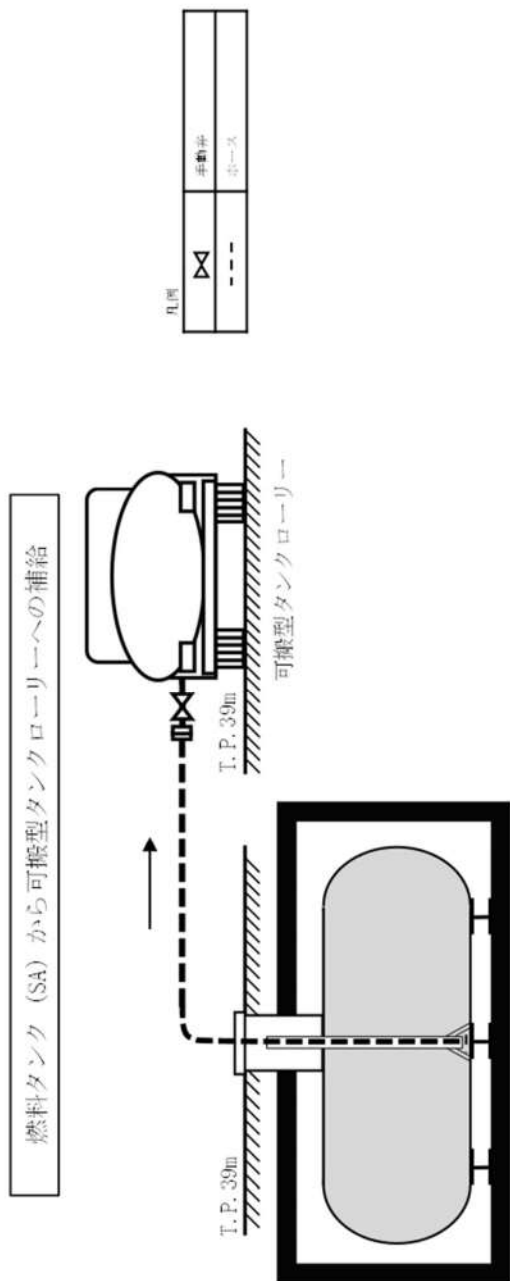
第 10.2.6 図 代替電源設備系統概要図（代替所内電気設備（代替非常用発電機）による給電）



第 10.2.8 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油 (ディーゼル発電機燃料油貯油槽から各設備への補給 (ホース使用時)))

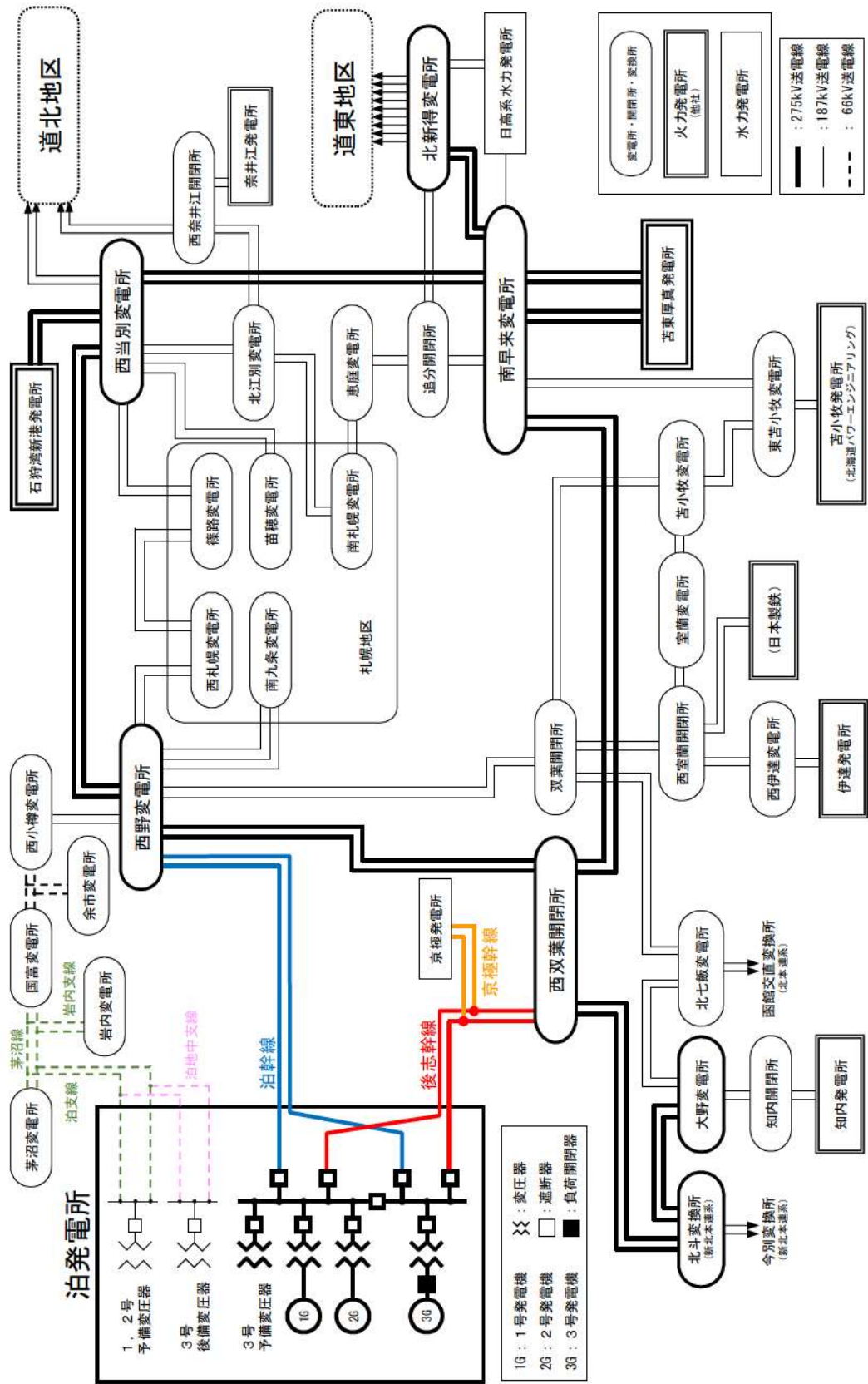


第 10.2.9 図 代替電源設備系統概要図（燃料補給設備による給油）
 （ディーゼル発電機燃料貯油槽から各設備への補給（ディーゼル発電機燃料移送ポンプ使用時））

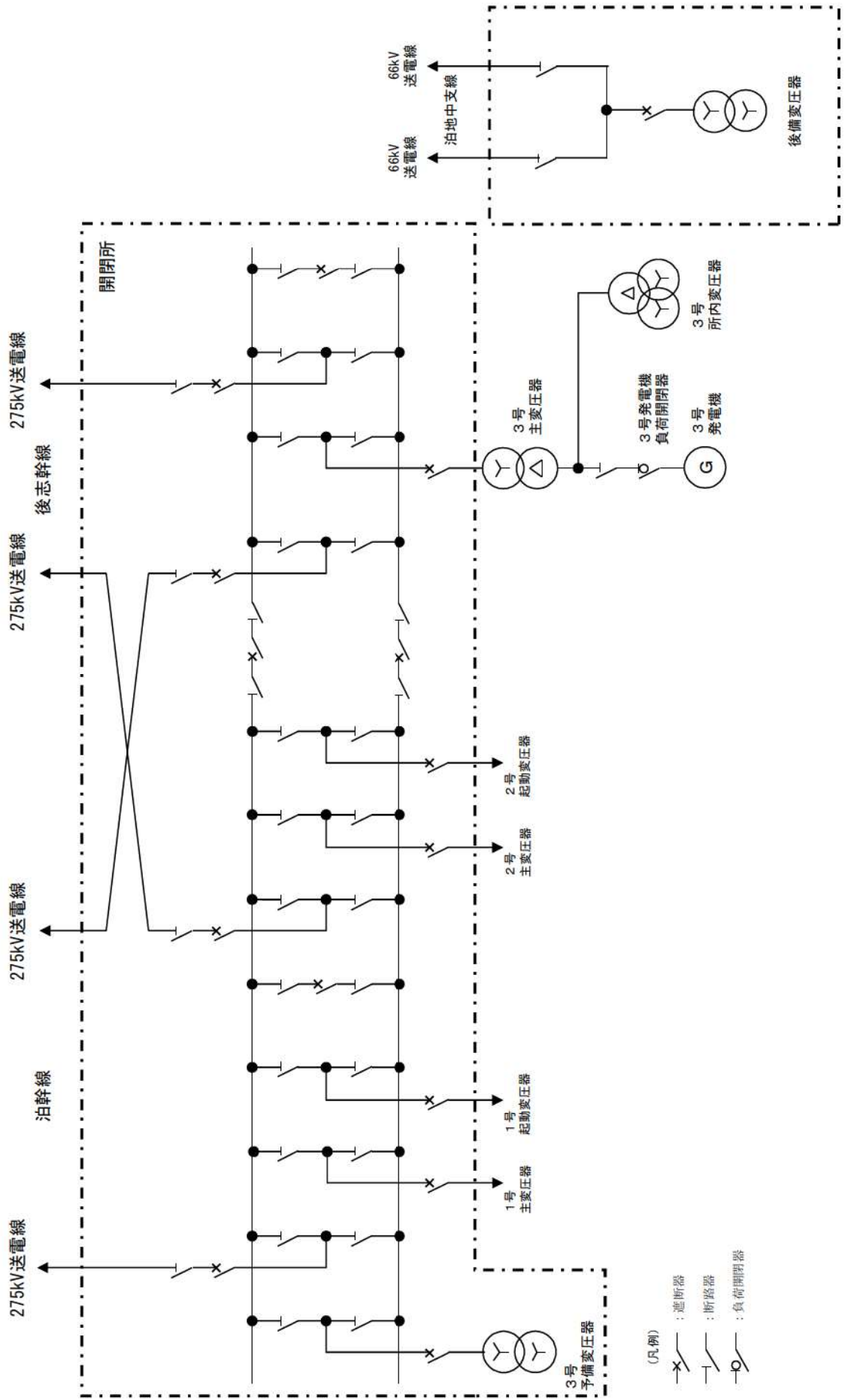


*: 代替非常用発電機だけでなく、可搬型代替電源車、可搬型直流電源用発電機、緊急時対応所用発電機、可搬型大型送水ポンプ車、可搬型大容量海水送水ポンプ車に対しても燃料補給を行う。

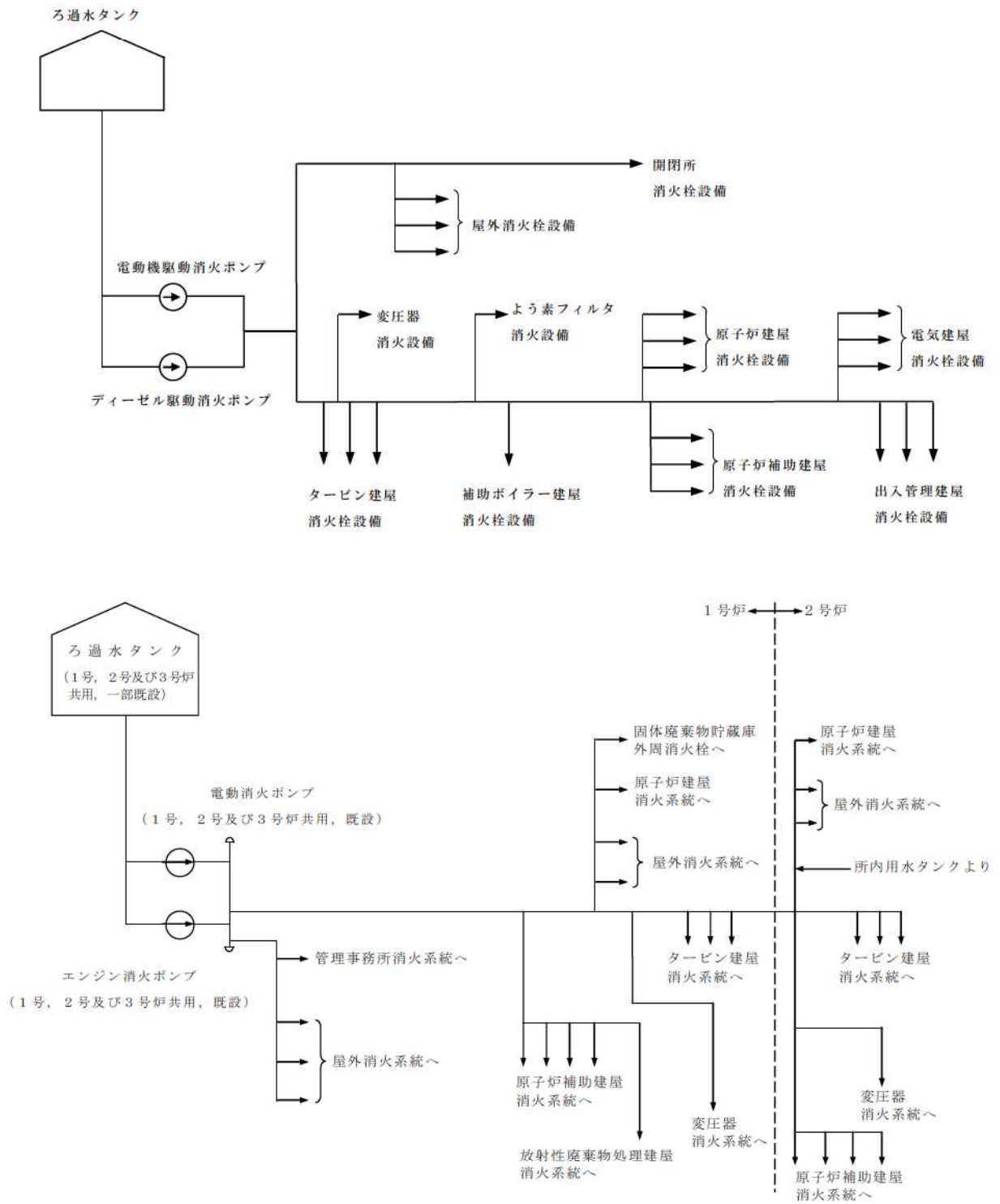
第 10.2.10 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油)
(燃料タンク (SA) から各設備への補給)



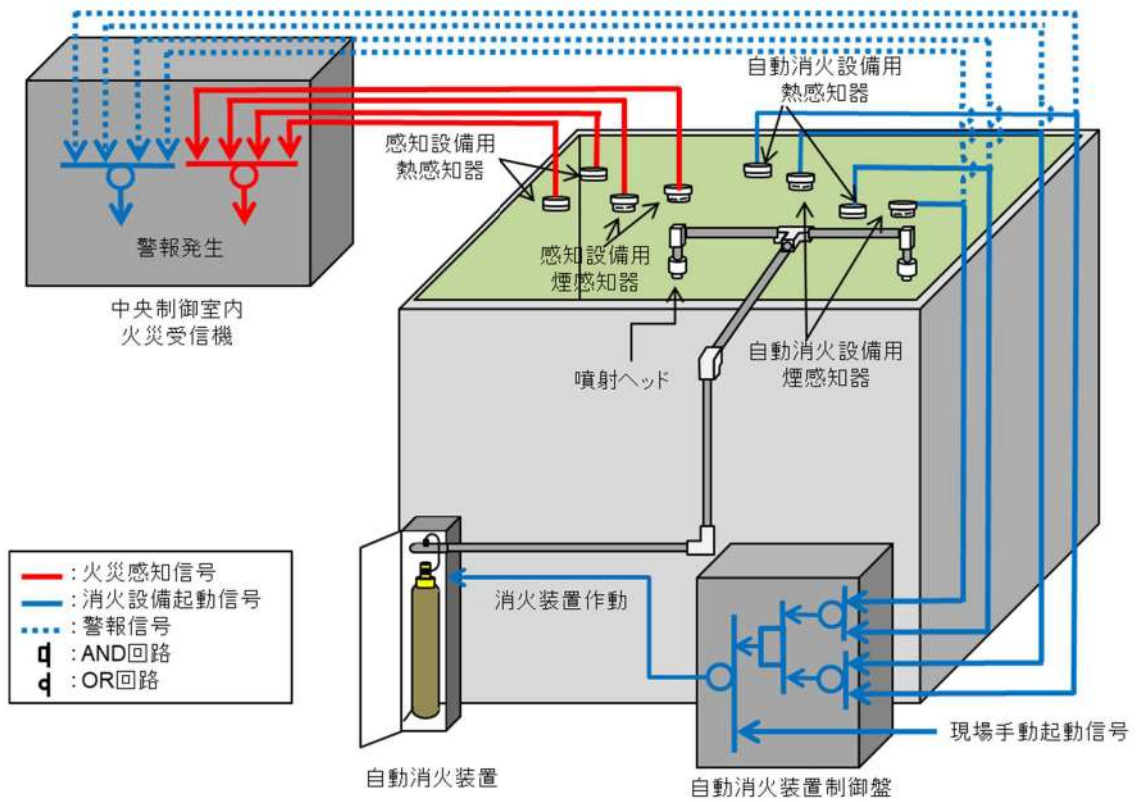
第 10.3.1 図 送電系統概要図



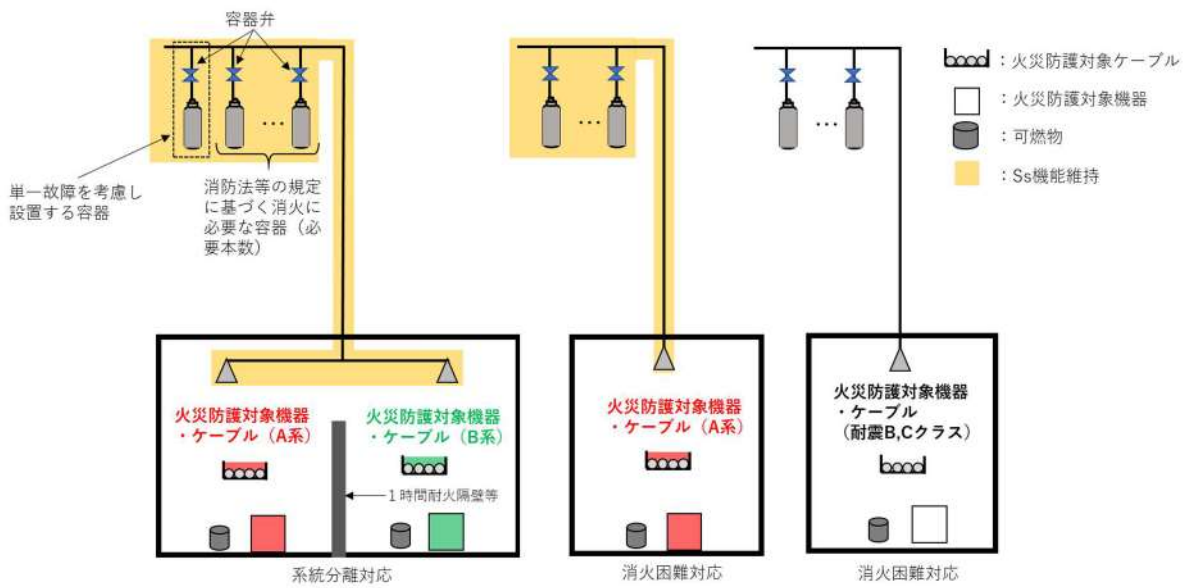
第 10.3.2 図 開閉所単線結線図



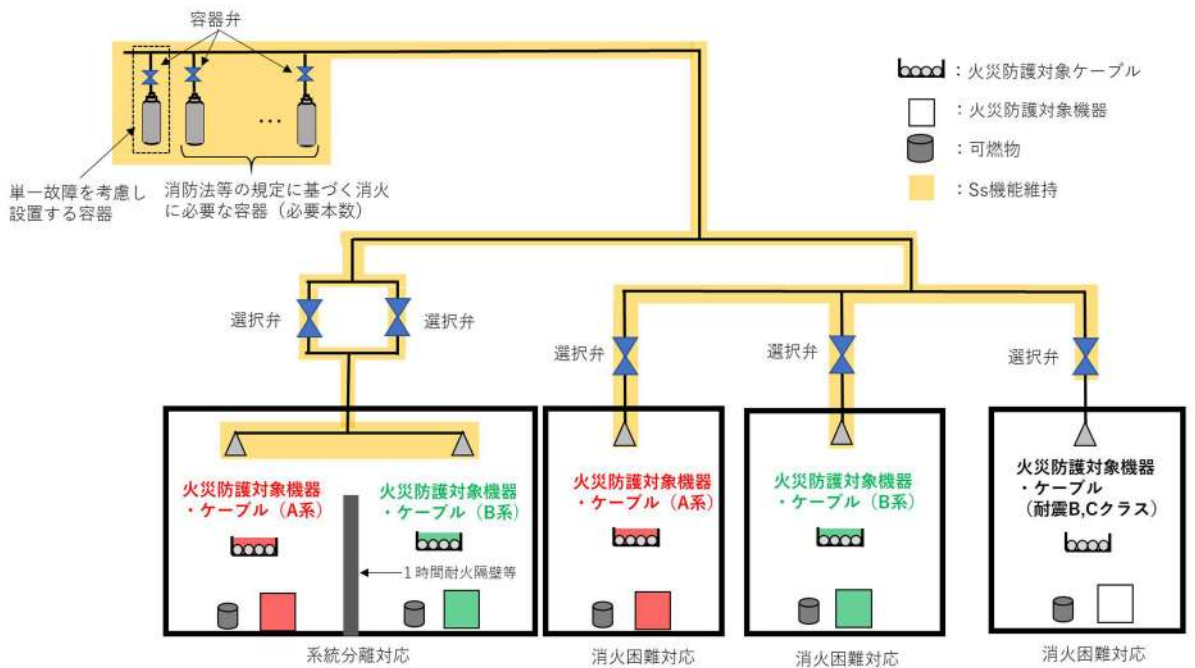
第10.5.1図 消火栓設備系統概要図



第10.5.2 図 全域ガス消火設備概要図



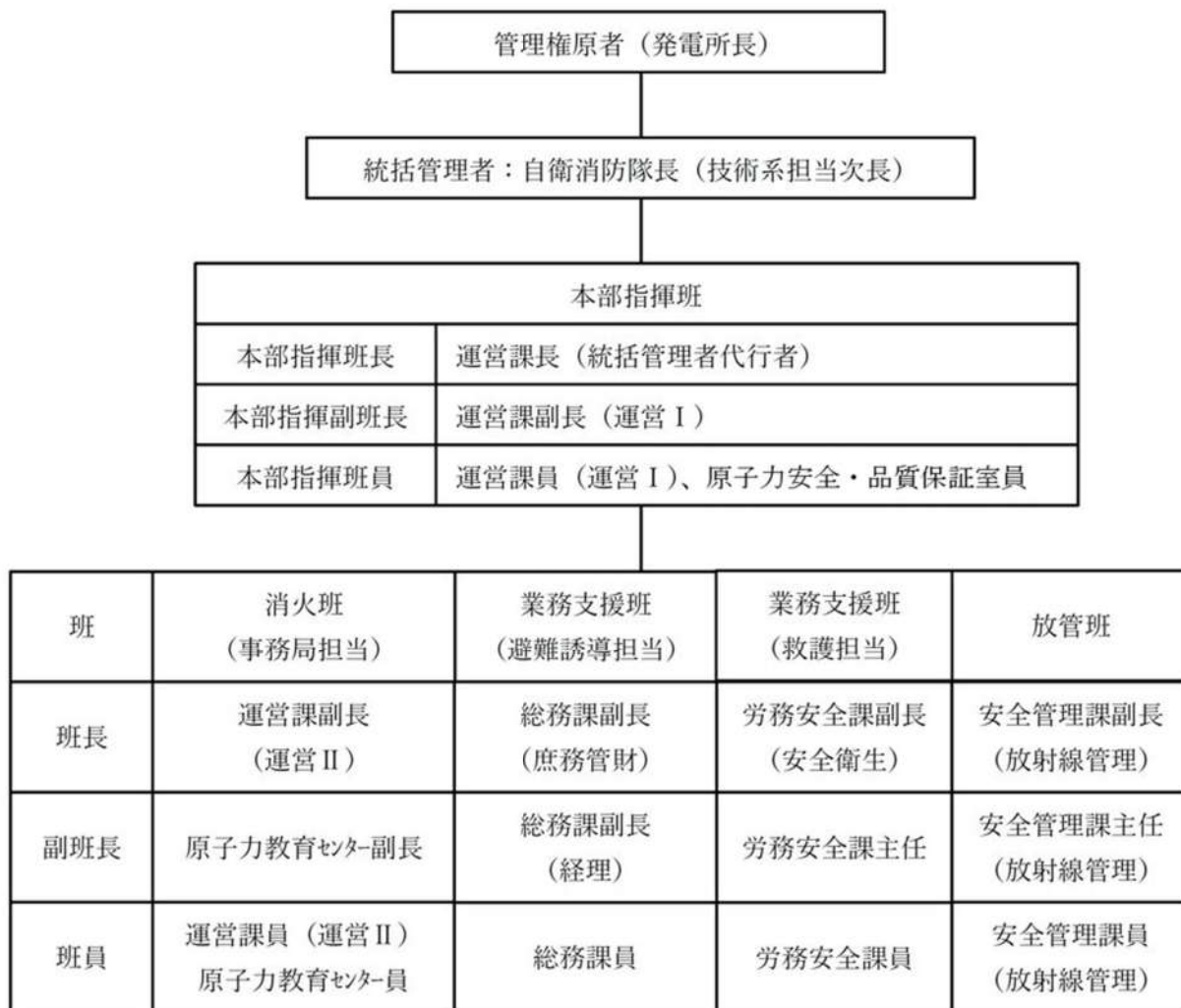
単独放出方式



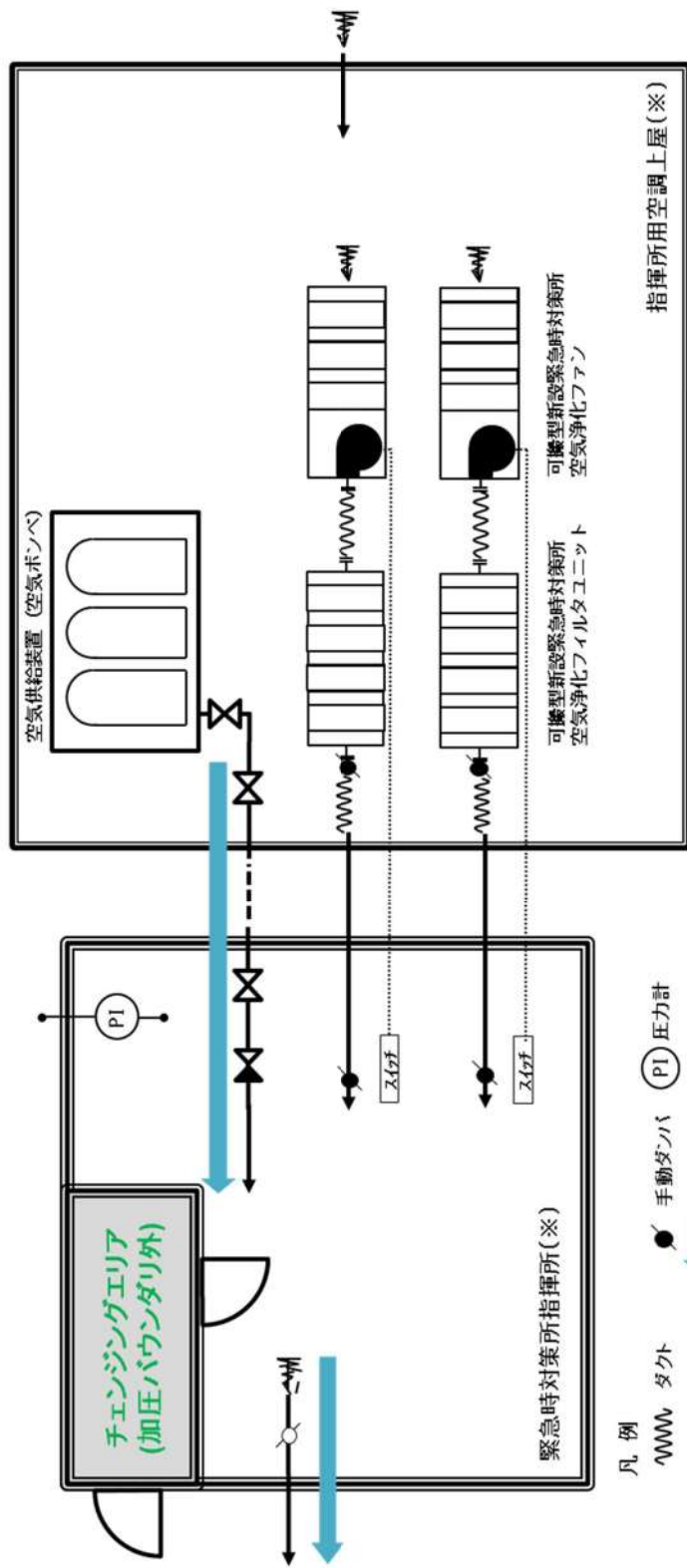
- 全域ガス消火設備の耐震性は、消火対象機器の耐震性に応じて設定する。
- 系統分離対応の自動消火設備は、消火困難対応の消火設備と共用する。

選択放出方式

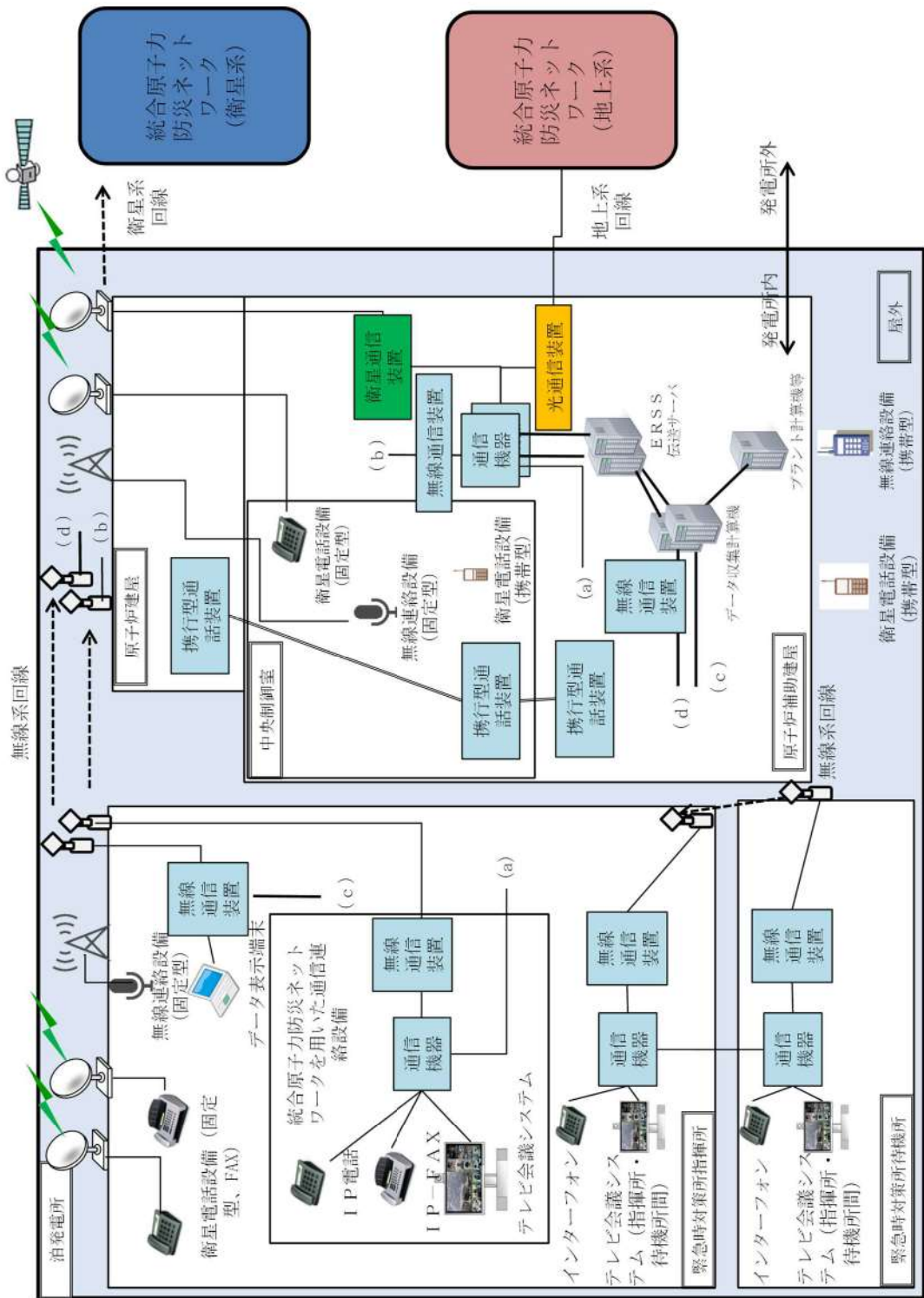
第10.5.3 図 系統分離に応じた独立性を考慮した消火設備概要



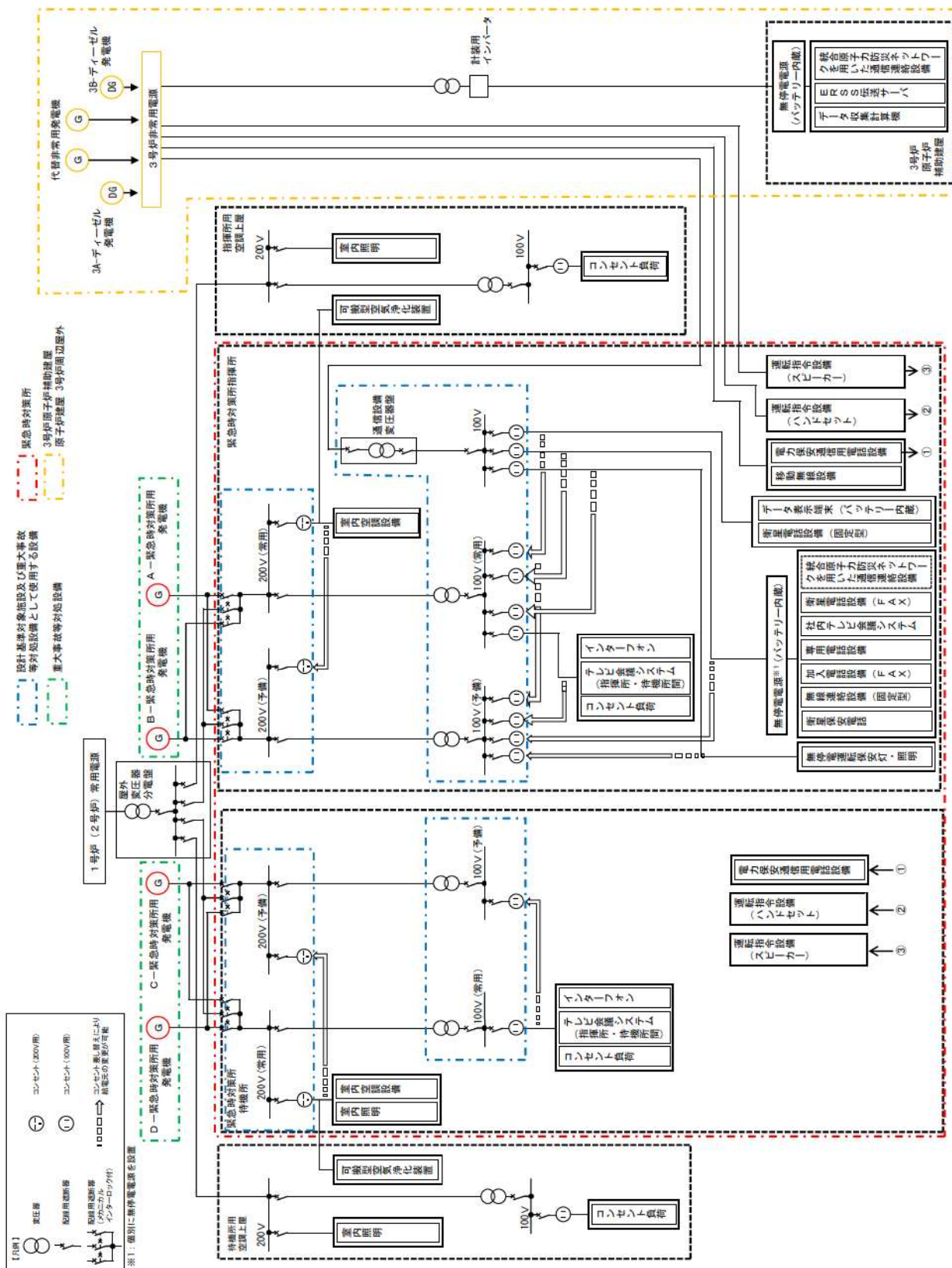
第10.5.4図 自衛消防隊体制図



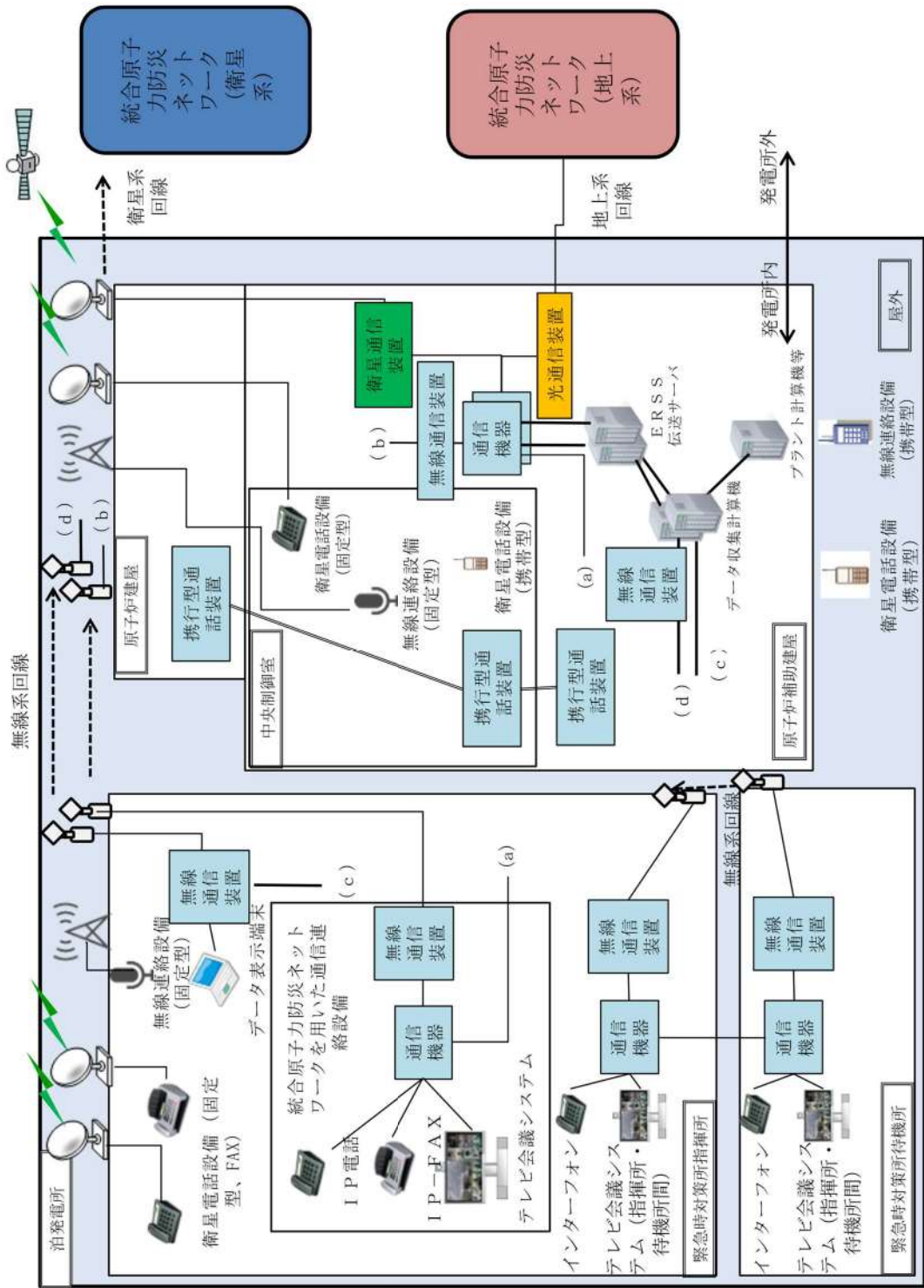
第 10.9.1 図 緊急時対策所 系統概要図 (居住性の確保)



第 10.9.2 図 緊急時対策所 系統概要図 (必要な情報の把握及び通信連絡)



第 10.9.3 図 緊急時対策所 系統概要図 (代替電源設備からの給電)



第 10.12.1 図 通信連絡設備系統概要図

11. 運転保守

「11.1 運転保守の基本方針」及び「11.2 保安管理体制」を以下のとおり変更する。

11.1 運転保守の基本方針

発電用原子炉施設の運転保守の基本方針については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の24第1項の規定に基づいて定める泊発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）によるものとする。

11.2 保安管理体制

発電所の保安管理体制は、所長，発電用原子炉主任技術者（原子炉保安統括），ボイラー・タービン主任技術者，電気主任技術者，原子力安全・品質保証室，防災・安全対策室，運営課，施設防護課，技術課，安全管理課，発電室，保全計画課，電気保修課，制御保修課，機械保修課，土木建築課及び原子力教育センターをもって構成する。

さらに，発電所における原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議するため本店に原子力発電安全委員会，発電所に泊発電所安全運営委員会を設ける。

添付書類九の一部補正

添付書類九を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
9-目-1		(記載変更)	別紙1に変更する。
9-2-1 の次		(記載の追加)	別紙2を追加する。

なお、*を付した頁は、令和3年9月29日付け、北電原 第104号で一部補正した頁を示す。

別添 6

添 付 書 類 九

変更後における発電用原子炉施設の
放射線の管理に関する説明書

平成 22 年 11 月 26 日付け平成 21・03・09 原第 4 号をもって設置変更許可を受けた泊発電所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類九の 3 号炉に係る記載内容のうち，下記内容を変更する。

記

図

第 2.1.1 図 管理区域，保全区域図及び周辺監視区域図

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 液体廃棄物の発生源

4.3.2 液体廃棄物の発生量

4.3.3 液体廃棄物の放出量

4.4 固体廃棄物処理

4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量

表

第 4.3.1 表 液体廃棄物の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量
(1号及び2号炉合算)

図

第 4.1.2 図 液体廃棄物処理系統説明図

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度 (1号及び
2号炉)

「4. 放射性廃棄物処理」の記述を以下のとおり変更する。

4. 放射性廃棄物処理

「4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方」の記述を以下のとおり変更する。

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄設備の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

(1) 気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合の水素を主体とするパージガスがある。これらの気体廃棄物は、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を十分に減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。

また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。

(2) 液体廃棄物は、蒸発装置、脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が十分低いことを確認して放出する。再使用可能なものは、1次系補給水として再使用する。また、処理の際に発生する濃縮廃液は、セメント固化装置に送り、固化材（セメント）とともに混合して固体廃棄物として取り扱う。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は焼却し、焼却灰を固体廃棄物として取り扱う。処理後の蒸留水を環境に放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、原子力規制委員

会告示「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第8条）に定める濃度限度を超えないようにする。

(3) 固体廃棄物の主なものとしては、廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液の固化物、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体並びに脱塩塔使用済樹脂がある。

濃縮廃液等は固化材（セメント）と混合後、雑固体は必要に応じて圧縮又は焼却による減容等の措置を講じた後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後、焼却灰をドラム缶に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、セメント固化装置、雑固体焼却設備等は独立した区画内に設け、必要な箇所にはせきを設ける。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。

気体廃棄物処理系統説明図、液体廃棄物処理系統説明図及び固体廃棄物処理系統説明図を、それぞれ第4.1.1図、第4.1.2図及び第4.1.3図に示す。

「4.3 液体廃棄物処理」の記述を以下のとおり変更する。

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 液体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、以下のものがある。

- (1) 1次冷却材抽出水
- (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン
- (3) 格納容器機器ドレン及び補助建屋等機器ドレン
- (4) 格納容器床ドレン及び補助建屋等床ドレン
- (5) 薬品ドレン（酸液ドレンを除く。）
- (6) 洗たく排水，手洗い排水及びシャワ排水（以下「洗浄排水」という。）

(1)及び(2)の廃液については，冷却材貯蔵タンクに貯留し，ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状の不純物を除去した後，ほう酸回収装置で溶存気体を分離し（分離された気体は気体廃棄物として処理する。），ほう酸を濃縮処理する。

処理後の蒸留水は，放射性物質濃度が十分低いことを確認した後に復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出するか，又は1次系補給水として再使用する。また，濃縮液はほう酸溶液として原則再使用する。

(3)，(4)及び(5)の廃液については，廃液貯蔵ピットに貯留し，廃液蒸発装置で蒸発処理する。蒸留水は，廃液蒸留水脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り，放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後，復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は

固体廃棄物として処理する。

(6)の廃液については、洗浄排水蒸発装置で蒸発処理し、蒸留水の放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

上記のほか、酸液ドレンタンクに集められる酸液ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。

4.3.2 液体廃棄物の発生量

平常運転時に発生する液体廃棄物の量は、以下の前提条件に基づき推定する。

- (1) 1次冷却材抽出水量は、基底負荷運転に加え、標準的な起動停止を仮定して推定する。
- (2) 冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。
- (3) 床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。
- (4) 洗浄排水及び薬品ドレンは、先行炉の実績から推定する。

液体廃棄物の年間推定発生量を第4.3.1表及び第4.3.2表に示す。

4.3.3 液体廃棄物の放出量

液体廃棄物の発生源のうち、1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンの処理後の蒸留水は、評価上100%液体廃棄物として放出するものと仮定する。

液体廃棄物の年間推定放出量を第4.3.1表及び第4.3.2表に示す。

上記放出量中に含まれる放射エネルギー（トリチウムを除く）は、1号、2

号炉は年間約 1.5×10^{10} Bq, 3号炉は年間約 1.1×10^9 Bqとなる。

放出放射エネルギーの算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を1号, 2号炉は1%, 3号炉は0.1%と想定し、1次冷却材中の放射性物質の濃度(希ガス及びトリチウムを除く。)は、1号, 2号炉は約 7.2×10^5 Bq/g, 3号炉は約 5.8×10^4 Bq/gとした。

発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略を第4.3.1図及び第4.3.2図に示す。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動及び先行炉の放出実績を考慮して、液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、1号, 2号及び3号炉それぞれ 3.7×10^{10} Bq/y, トリチウムについては、1号及び2号炉それぞれ 3.7×10^{13} Bq/y, 3号炉 5.55×10^{13} Bq/yとする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第4.3.3表に示す。

なお、これらの希釈水となる年間の復水器冷却水等の量は、1号及び2号炉それぞれ 1.00×10^9 m³/y, 3号炉 1.62×10^9 m³/yである。

「4.4 固体廃棄物処理」を以下のとおり変更する。

4.4 固体廃棄物処理

「4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量」を以下のとおり変更する。

4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量

平常運転時において、発生する固体廃棄物としては、廃液蒸発装置等の濃縮廃液，酸液ドレン，洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液，雑固体（使用済フィルタ，布，紙等），脱塩塔使用済樹脂等がある。

廃液蒸発装置等の濃縮廃液及び酸液ドレンは，固化材（セメント）とともにドラム缶内に固化する。

洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は，可燃性雑固体廃棄物とともに雑固体焼却設備で焼却した後，焼却灰をドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

不燃性雑固体廃棄物は，必要に応じ圧縮による減容等の措置を講じ，ドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。

使用済液体用フィルタについては，必要に応じコンクリート等を内張りしたドラム缶に詰める。また，使用済換気用フィルタについては，圧縮減容してドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。

脱塩塔使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに長期間貯蔵するものとする。

また，大型機材等ドラム缶等に詰めることが困難なものについては，こん包等の措置を講じる。

上記のほか，使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは，使用済燃料ピットに貯蔵し，放射能の減衰を図る。

固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、液体廃棄物の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。

固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第4.4.1表及び第4.4.2表に示す。

「第4.3.1表 液体廃棄物の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量
(1号及び2号炉合算)」を以下のとおり変更する。

第4.3.1表 液体廃棄物の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量

(1号及び2号炉合算)

(単位：m³/y)

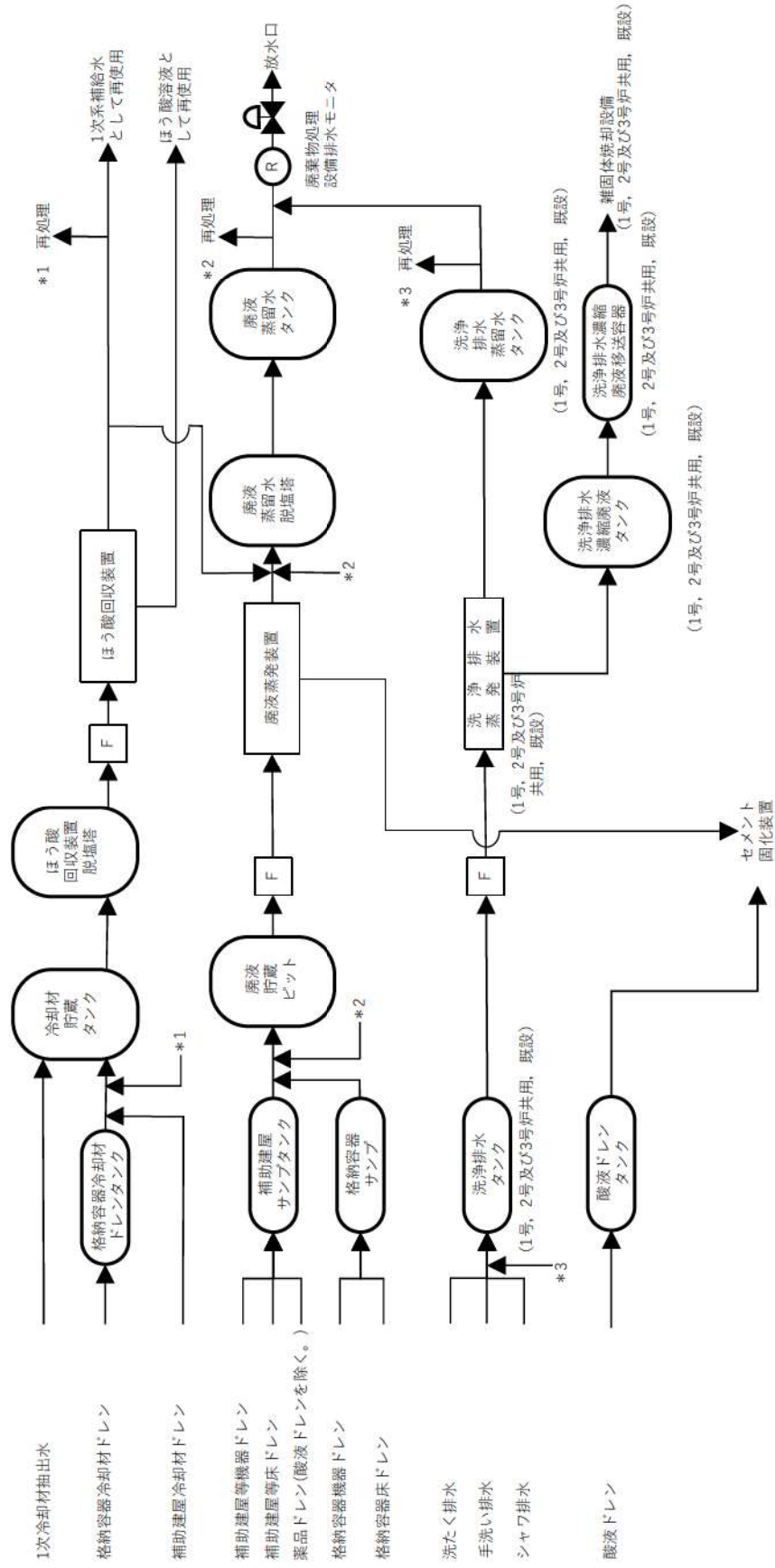
種 別	液体廃棄物の 年間推定発生量	液体廃棄物の 年間推定放出量
(1) 1次冷却材抽出水	約 4,600	約 4,600
(2) 格納容器冷却材ドレン及び 補助建屋冷却材ドレン		
(3) 良水質の補助建屋機器ドレン	約 800	約 800
(4) 低水質の補助建屋機器ドレン	約 1,900	約 1,900
(5) 格納容器床ドレン及び 補助建屋床ドレン		
(6) 低水質の原子炉建屋機器ドレン 及び原子炉建屋床ドレン		
(7) 廃棄物処理建屋機器ドレン及び 廃棄物処理建屋床ドレン		
(8) 薬品ドレン		
(9) 洗浄排水	約 2,400	約 2,400
合 計	約 9,700	約 9,700

「第4.3.2表 液体廃棄物の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（3号炉）」及び「第4.3.3表 液体廃棄物の核種構成」については変更前の記述に同じとする。

「第4.4.1表 固体廃棄物の年間推定発生量（1号及び2号炉合算）」及び「第4.4.2表 固体廃棄物の年間推定発生量（3号炉）」については変更前の記述に同じとする。

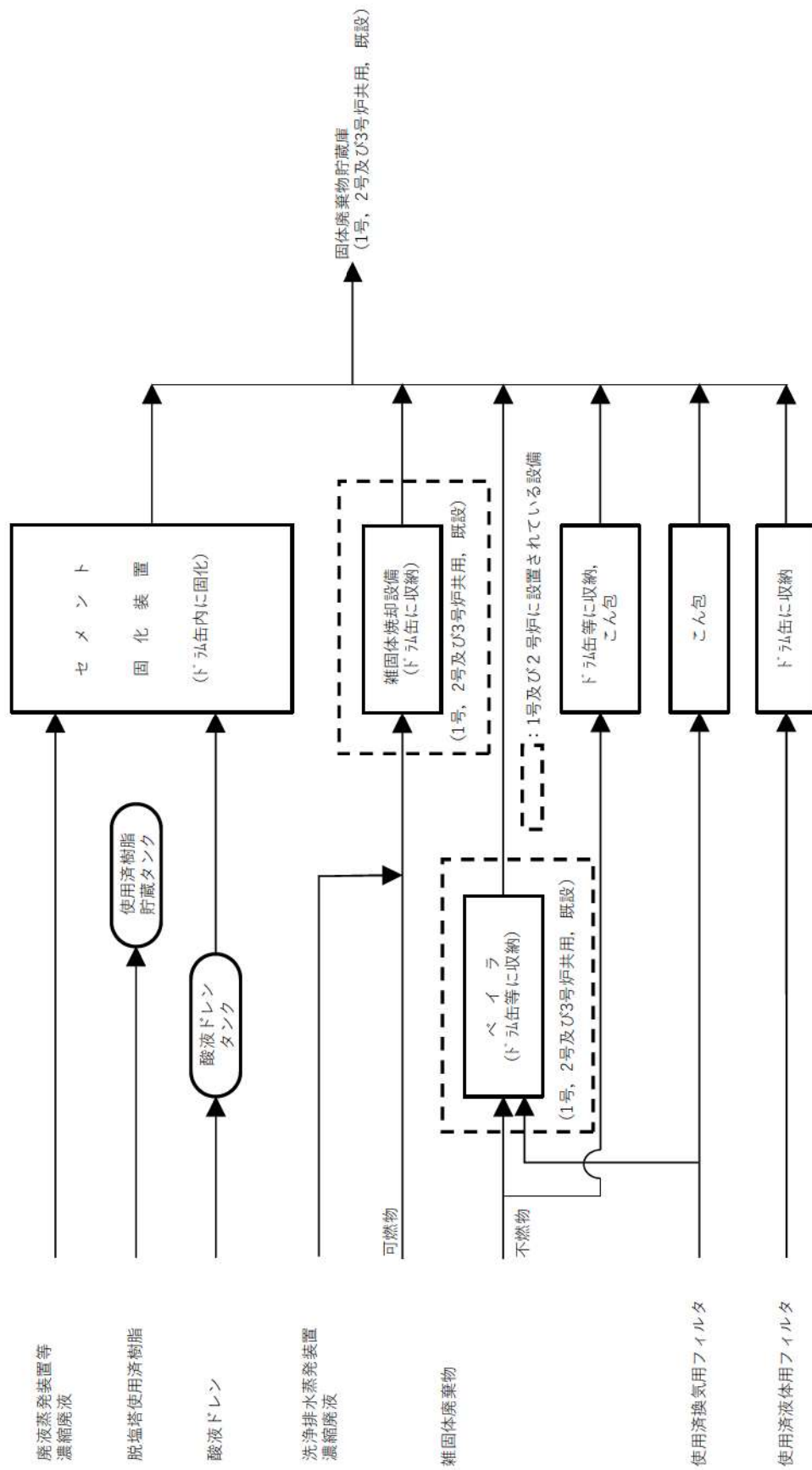
「第4.1.1図 気体廃棄物処理系統説明図（通常運転時の換気空調設備を含む）」については変更前の記述に同じとする。

「第4.1.2図 液体廃棄物処理系統説明図」を以下のとおり変更する。



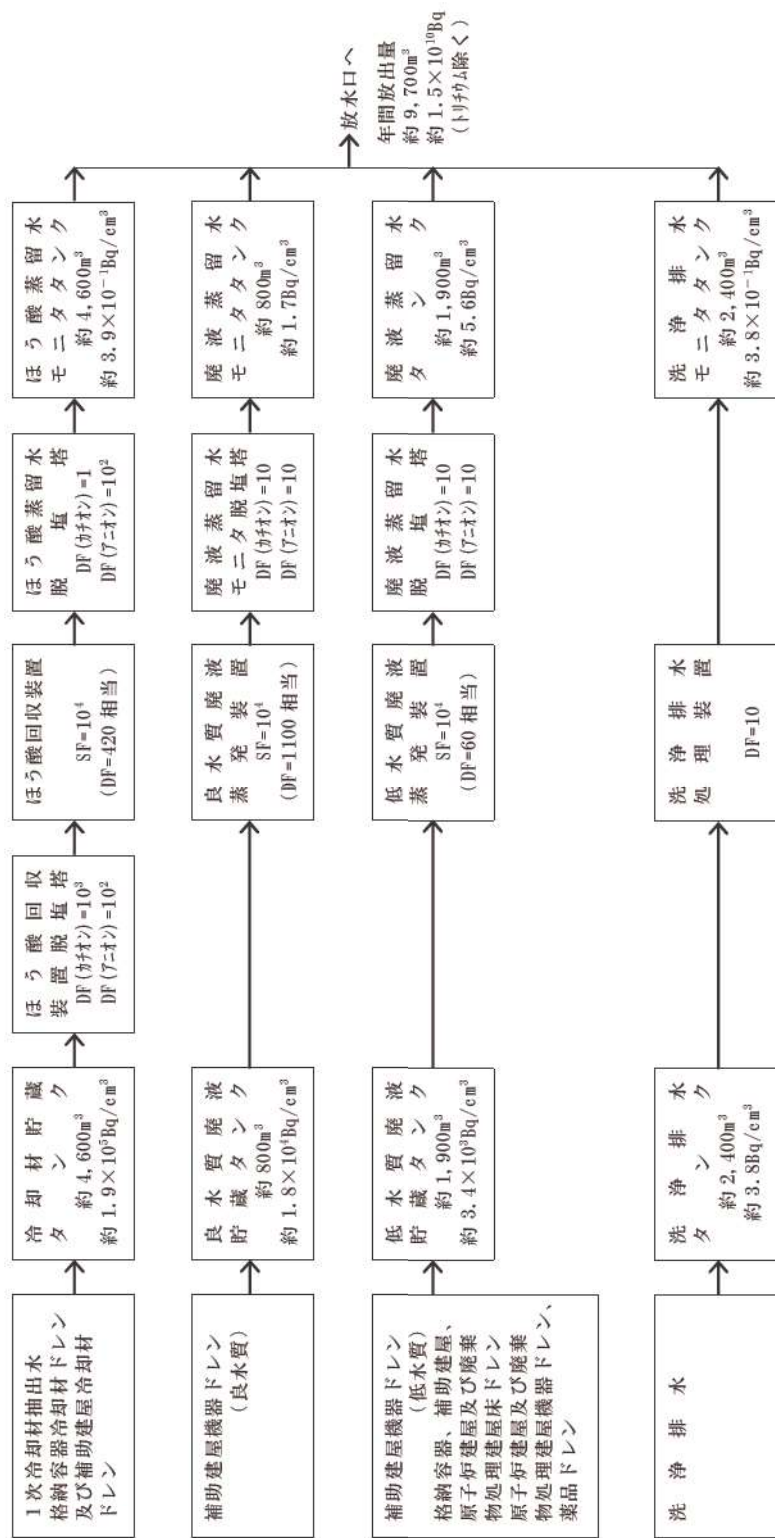
第4.1.2図 液体廃棄物処理系統説明図

「第4.1.3図 固体廃棄物処理系統説明図」を以下のとおり変更する。



第4.1.3図 固体廃棄物処理系統説明図

「第4.3.1図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（1号及び2号炉）」を以下のとおり変更する。



(注) SF：出口濃度に対する濃縮液濃度の比
 DF：出口濃度に対する入口濃度の比

第4.3.1図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（1号及び2号炉）

「第4.3.2図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（3号炉）」については変更前の記述に同じとする。

添付書類十の一部補正

添付書類十を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
10-目-1 ~ 10-6-3		(記載変更)	別紙1に変更する。

なお、*を付した頁は、令和3年9月29日付け、北電原 第104号で一部補正した頁を示す。

別添 7

添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における
当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

平成22年11月26日付け平成21・03・09原第4号をもって設置変更許可を受け、
また、原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出書（平成25年7
月8日届出，平成26年4月11日一部補正）に添付した泊発電所の発電用原子炉
設置変更許可申請書の添付書類十の3号炉に係る記述のうち，下記内容を変更
又は追加する。

記

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 基本的考え方

1.1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.2 設計基準事故

1.1.3 重大事故及び仮想事故

1.2 主要な解析条件

1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

1.2.4 反応度係数

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

- 1.3 解析に使用する計算プログラム
2. 運転時の異常な過渡変化の解析
 - 2.1 序
3. 設計基準事故の解析
 - 3.1 序
 - 3.4 環境への放射性物質の異常な放出
 - 3.4.4 原子炉冷却材喪失
 - 3.5 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化
 - 3.5.1 原子炉冷却材喪失
 - 3.5.2 可燃性ガスの発生
 - 3.6 参考文献
4. 重大事故及び仮想事故の解析
5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力
 - 5.1 重大事故等対策
 - 5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項
 - 5.1.2 復旧作業に係る事項
 - 5.1.3 支援に係る事項
 - 5.1.4 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備
 - 5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項
 - 5.2.1 可搬型設備等による対応
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1 概要
 - 6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

- 6.1.2 評価に当たって考慮する事項
- 6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム
- 6.1.4 有効性評価における解析の条件設定
- 6.1.5 解析の実施
- 6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価
- 6.1.7 必要な要員及び資源の評価
- 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 6.2.2 運転中の原子炉における重大事故
 - 6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 6.3 評価に当たって考慮する事項
 - 6.3.1 有効性評価において考慮する措置
 - 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定
 - 6.3.3 外部電源に対する仮定
 - 6.3.4 単一故障に対する仮定
 - 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定
 - 6.3.6 考慮する範囲
- 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.4.1 M-RELAP5
 - 6.4.2 SPARKLE-2
 - 6.4.3 MAAP
 - 6.4.4 GOTHIC
 - 6.4.5 COCO
- 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

- 6.5.1 解析条件設定の考え方
- 6.5.2 共通解析条件
- 6.6 解析の実施方針
- 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価
 - 6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価
 - 6.7.3 操作時間余裕の把握
- 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.8.1 必要な要員の評価
 - 6.8.2 必要な資源の評価
- 6.9 参考文献
- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS 注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS 再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス
 - 7.2 運転中の原子炉における重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

- 7.2.4 水素燃焼
- 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故 1
 - 7.3.2 想定事故 2
- 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 7.4.2 全交流動力電源喪失
 - 7.4.3 原子炉冷却材の流出
 - 7.4.4 反応度の誤投入
- 7.5 必要な要員及び資源の評価
 - 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
 - 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

表

第1.2.2表	解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間
第1.2.5表	解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 －設計基準事故
第1.3.2表	解析に使用する計算プログラム一覧表 －設計基準事故
第3.4.4.1表	原子炉格納容器からの漏えい率（動的機器の単一故障を 想定した場合）
第3.4.4.2表	原子炉格納容器からの漏えい率（静的機器の単一故障を 想定した場合）
第3.4.4.3表	γ線エネルギー区分
第5.1.1表	重大事故等対策における手順書の概要
第5.1.2表	重大事故等対策における操作の成立性
第5.2.1表	自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価
第5.2.2表	自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価
第5.2.3表	大規模損壊へ至る可能性のある自然現象
第5.2.4表	大規模損壊発生時の対応操作一覧
第5.2.5表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.2）
第5.2.6表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.3）
第5.2.7表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.4）
第5.2.8表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と

	整備する手順（1.5）
第5.2.9表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.6）
第5.2.10表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.7）
第5.2.11表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.8）
第5.2.12表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.9）
第5.2.13表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.10）
第5.2.14表	機能喪失を想定する設計基準対象施設と 整備する手順（1.11）
第5.2.15表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.12）
第5.2.16表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.13）
第5.2.17表	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と 整備する手順（1.14）
第5.2.18表	大規模損壊に特化した手順
第5.2.19表	大規模損壊発生時の対応に係る発電所員の 力量管理について
第6.2.1表	有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力 審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連
第6.2.2表	重要事故シーケンスの選定

	(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故)
第6.2.3表	評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故)
第6.2.4表	重要事故シーケンスの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故)
第6.4.1表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故
第6.4.2表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故
第6.4.3表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故
第6.4.4表	M-RELAP5における重要現象の不確かさ等
第6.4.5表	SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等
第6.4.6表	MAAPにおける重要現象の不確かさ等
第6.4.7表	GOTHICにおける重要現象の不確かさ等
第6.4.8表	COCOにおける重要現象の不確かさ等
第6.7.1表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故)
第6.7.2表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える

	重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故)
第6.7.3表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
第7.1.1.1表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について
第7.1.1.2表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)
第7.1.2.1表	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について
第7.1.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)
第7.1.2.3表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)
第7.1.3.1表	「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について
第7.1.4.1表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について
第7.1.4.2表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
第7.1.5.1表	「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について

第7.1.5.2表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件 (主給水流量喪失)
第7.1.5.3表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件 (負荷の喪失)
第7.1.5.4表	原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失)時の 感度解析結果
第7.1.5.5表	原子炉停止機能喪失(負荷の喪失)時の感度解析結果
第7.1.6.1表	「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について
第7.1.6.2表	「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件 (中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)
第7.1.7.1表	「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について
第7.1.7.2表	「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が 喪失する事故)
第7.1.8.1表	「格納容器バイパス」の重大事故等対策について (インターフェイスシステムLOCA)
第7.1.8.2表	「格納容器バイパス」の重大事故等対策について (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に 失敗する事故)
第7.1.8.3表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 (インターフェイスシステムLOCA)
第7.1.8.4表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に 失敗する事故)
第7.2.1.1.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破

- 損)」の重大事故等対策について
- 第7.2.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
（大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）
- 第7.2.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について
- 第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故）
- 第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故）
- 第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
（大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）
- 第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について
- 第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件
（大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
- 第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
（大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納

	容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
第7.3.1.1表	「想定事故1」の重大事故等対策について
第7.3.1.2表	「想定事故1」の主要評価条件
第7.3.2.1表	「想定事故2」の重大事故等対策について
第7.3.2.2表	「想定事故2」の主要評価条件
第7.4.1.1表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について
第7.4.1.2表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件 (燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)
第7.4.2.1表	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について
第7.4.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能が喪失する事故)
第7.4.3.1表	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について
第7.4.3.2表	「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)
第7.4.4.1表	「反応度の誤投入」の重大事故等対策について
第7.4.4.2表	「反応度の誤投入」の主要評価条件 (原子炉起動時に，化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

図

- 第3.4.2.3図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の
よう素の大気放出過程
- 第3.4.2.4図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の
希ガスの大気放出過程
- 第3.4.4.1図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の
よう素の大気放出過程
- 第3.4.4.2図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の
希ガスの大気放出過程
- 第3.5.2.1図 可燃性ガスの発生
－原子炉格納容器内の水素濃度評価
- 第5.2.1図 大規模損壊を発生させる可能性のある
自然災害の検討プロセスの概要
- 第5.2.2図 大規模な自然災害により生じ得る
発電用原子炉施設の状況
- 第5.2.3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
（プラント状況把握が困難な場合）
- 第6.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー
- 第6.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー
- 第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー
- 第6.2.4図 格納容器イベントツリー
- 第6.2.5図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー
- 第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱
- 第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱

第6.5.3図	トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線
第6.5.4図	過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高による保護限界図 (代表例)
第7.1.1.1図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第7.1.1.2図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス)
第7.1.1.3図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展)
第7.1.1.4図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)
第7.1.1.5図	1次冷却材圧力の推移
第7.1.1.6図	加圧器上端部クオリティの推移
第7.1.1.7図	加圧器水位の推移
第7.1.1.8図	高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移
第7.1.1.9図	1次冷却系保有水量の推移
第7.1.1.10図	原子炉容器内水位の推移
第7.1.1.11図	1次冷却系注水流量の推移
第7.1.1.12図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
第7.1.1.13図	燃料被覆管温度の推移
第7.1.1.14図	1次冷却材温度の推移
第7.1.1.15図	蒸気発生器水位の推移
第7.1.1.16図	2次冷却系圧力の推移
第7.1.1.17図	1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)

- 第7.1.1.18図 高圧注入流量の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）
- 第7.1.1.19図 1次冷却系保有水量の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）
- 第7.1.1.20図 原子炉容器内水位の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）
- 第7.1.1.21図 燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）
- 第7.1.1.22図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.23図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.24図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.25図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.26図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.27図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）
- 第7.1.1.28図 1次冷却材圧力の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.1.29図 1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.1.30図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.1.31図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.1.32図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.1.33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）
- 第7.1.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.1.2.2図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（判定プロセス）
- 第7.1.2.3図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展）
- 第7.1.2.4図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原

- 子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)
- 第7.1.2.5図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)
- 第7.1.2.6図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)
- 第7.1.2.7図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.8図 1次冷却材温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.9図 1次冷却系保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.10図 蓄圧注入流量積算値の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.11図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.12図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.13図 1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.14図 炉心出口流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.15図 炉心上端ボイド率の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.16図 原子炉容器内水位の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)
- 第7.1.2.17図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

- 第7.1.2.18図 2次冷却系圧力の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.19図 主蒸気逃がし弁流量の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.20図 蒸気発生器保有水量の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.21図 蒸気発生器狭域水位の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.22図 補助給水流量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.23図 崩壊熱量と2次冷却系除熱量の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.24図 原子炉格納容器圧力の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.25図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.26図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.27図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）
- 第7.1.2.28図 1次冷却材圧力の推移
（RCPシールLOCAが発生しない場合）
- 第7.1.2.29図 1次冷却材温度の推移
（RCPシールLOCAが発生しない場合）
- 第7.1.2.30図 1次冷却系保有水量の推移
（RCPシールLOCAが発生しない場合）
- 第7.1.2.31図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移

- (RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.32図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.33図 1次冷却材流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.34図 炉心上端ボイド率の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.35図 原子炉容器内水位の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.36図 燃料被覆管温度の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.37図 2次冷却系圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.38図 主蒸気逃がし弁流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.39図 蒸気発生器保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.40図 蒸気発生器狭域水位の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.41図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.42図 崩壊熱量と2次冷却系除熱量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)
- 第7.1.2.43図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)
- 第7.1.2.44図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

- (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)
- 第7.1.2.45図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)
- 第7.1.2.46図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)
- 第7.1.2.47図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)
- 第7.1.2.48図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (代替炉心注水操作時間余裕確認)
- 第7.1.3.1図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.1.3.2図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス)
- 第7.1.3.3図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
(「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)
- 第7.1.3.4図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
(原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故)
- 第7.1.4.1図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.1.4.2図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス)
- 第7.1.4.3図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレ

- イ注入機能が喪失する事故」の事象進展)
- 第7.1.4.4図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ
注入機能が喪失する事故)
- 第7.1.4.5図 1次冷却材圧力の推移
- 第7.1.4.6図 破断流量の推移
- 第7.1.4.7図 高圧注入流量の推移
- 第7.1.4.8図 低圧注入流量の推移
- 第7.1.4.9図 原子炉容器内水位の推移
- 第7.1.4.10図 燃料被覆管温度の推移
- 第7.1.4.11図 格納容器最下階領域水量の推移
- 第7.1.4.12図 格納容器再循環サンプル水温度の推移
- 第7.1.4.13図 原子炉格納容器からの除熱量の推移
- 第7.1.4.14図 原子炉格納容器圧力の推移
- 第7.1.4.15図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- 第7.1.4.16図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.1.4.17図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.1.4.18図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)
- 第7.1.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.1.5.2図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス)
- 第7.1.5.3図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

- (「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)
- 第7.1.5.4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)
- 第7.1.5.5図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)
- 第7.1.5.6図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)
- 第7.1.5.7図 原子炉出力の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.8図 1次冷却材平均温度の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.9図 1次冷却材圧力の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.10図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.11図 加圧器保有水量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.12図 炉心上端ボイド率の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.13図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.14図 2次冷却系除熱量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.15図 蒸気流量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.16図 2次冷却系圧力の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.17図 蒸気発生器2次側保有水量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.18図 給水流量の推移 (主給水流量喪失)
- 第7.1.5.19図 原子炉出力の推移 (負荷の喪失)
- 第7.1.5.20図 1次冷却材平均温度の推移 (負荷の喪失)
- 第7.1.5.21図 1次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失)

第7.1.5.22図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.23図	加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.24図	炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.25図	燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.26図	2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.27図	蒸気流量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.28図	2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.29図	蒸気発生器2次側保有水量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.30図	給水流量の推移（負荷の喪失）
第7.1.5.31図	1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）
第7.1.5.32図	1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）
第7.1.6.1図	「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第7.1.6.2図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）
第7.1.6.3図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（6インチ破断）時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展）
第7.1.6.4図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（4インチ破断）時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展）
第7.1.6.5図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（2インチ破断）時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展）
第7.1.6.6図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間

(中破断LOCA (6インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)

- 第7.1.6.7図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
(中破断LOCA (4インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)
- 第7.1.6.8図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
(中破断LOCA (2インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)
- 第7.1.6.9図 1次冷却材圧力の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.10図 1次冷却系保有水量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.12図 破断流量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.16図 2次冷却系圧力の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.17図 補助給水流量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移 (6インチ破断)
- 第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.20図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.22図 破断流量の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.23図 気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.24図 炉心入口流量の推移 (4インチ破断)
- 第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)

第7.1.6.26図	2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）
第7.1.6.27図	補助給水流量の推移（4インチ破断）
第7.1.6.28図	主蒸気流量の推移（4インチ破断）
第7.1.6.29図	1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）
第7.1.6.30図	1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.31図	ECCS注水流量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.32図	破断流量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.33図	気泡炉心水位の推移（2インチ破断）
第7.1.6.34図	炉心入口流量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.35図	燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）
第7.1.6.36図	2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）
第7.1.6.37図	補助給水流量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.38図	主蒸気流量の推移（2インチ破断）
第7.1.6.39図	蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第7.1.6.40図	気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第7.1.6.41図	燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第7.1.6.42図	1次冷却材圧力の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
第7.1.6.43図	1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
第7.1.6.44図	炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

- 第7.1.6.45図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.46図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.47図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.50図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.51図 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.52図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.6.53図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）
- 第7.1.7.1図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.1.7.2図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（判定プロセス）
- 第7.1.7.3図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）
- 第7.1.7.4図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間

(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)

- 第7.1.7.5図 1次冷却材圧力の推移
- 第7.1.7.6図 1次冷却材温度(炉心部温度)の推移
- 第7.1.7.7図 破断流量の推移
- 第7.1.7.8図 高圧注入流量の推移
- 第7.1.7.9図 低圧注入流量の推移
- 第7.1.7.10図 代替再循環流量の推移
- 第7.1.7.11図 原子炉容器内水位の推移
- 第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移
- 第7.1.7.13図 格納容器最下階領域水量の推移
- 第7.1.7.14図 格納容器再循環サンプル水温度の推移
- 第7.1.7.15図 原子炉格納容器圧力の推移
- 第7.1.7.16図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- 第7.1.7.17図 原子炉容器内水位の推移(コード間比較)
- 第7.1.7.18図 燃料被覆管温度の推移(M-RELAP5)
- 第7.1.7.19図 原子炉容器内水位の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5)
- 第7.1.7.20図 燃料被覆管温度の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5)
- 第7.1.8.1図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
(インターフェイスシステムLOCA)
- 第7.1.8.2図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

第7.1.8.3図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要（判定プロセス）
第7.1.8.4図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 （「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）
第7.1.8.5図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要（判定プロセス） （蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第7.1.8.6図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 （「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の事象進展）
第7.1.8.7図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間 （インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.8図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第7.1.8.9図	1次冷却材圧力の推移（インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.10図	1次冷却材温度の推移（インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.11図	1次冷却系保有水量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.12図	1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.13図	1次冷却系注水流量（蓄圧注入）の推移 （インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.14図	注水流量積分値の推移（インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.15図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）
第7.1.8.16図	加圧器水位の推移（インターフェイスシステムLOCA）

- 第7.1.8.17図 破断流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.18図 破断流クォリティの推移
（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.19図 炉心上端ボイド率の推移
（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.20図 燃料被覆管温度の推移（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.21図 給水流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.22図 蒸気流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）
- 第7.1.8.23図 1，2次冷却系圧力の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
- 第7.1.8.24図 1次冷却材温度の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
- 第7.1.8.25図 1次冷却系注水流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
- 第7.1.8.26図 破断流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
- 第7.1.8.27図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
- 第7.1.8.28図 1次冷却系保有水量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に

- 失敗する事故)
- 第7.1.8.29図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.30図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.31図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.32図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.33図 蒸気発生器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.34図 給水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.35図 蒸気流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)
- 第7.1.8.36図 1次冷却系注水流量の推移
(インターフェイスシステムLOCA) (操作時間余裕確認)
- 第7.1.8.37図 1次冷却系注水流量の推移

- (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) (操作時間余裕確認)
- 第7.2.1.1.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.2.1.1.2図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の対応手順の概要
- 第7.2.1.1.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間
(大破断LOCA時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.1.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の事象進展(判定プロセス)
(大破断LOCA時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.1.5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の事象進展(対応手順の概要)
(大破断LOCA時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.1.6図 1次冷却材圧力の推移
- 第7.2.1.1.7図 原子炉容器内水位の推移
- 第7.2.1.1.8図 燃料最高温度の推移
- 第7.2.1.1.9図 原子炉格納容器圧力の推移
- 第7.2.1.1.10図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- 第7.2.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移(～4時間)
- 第7.2.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移(～4時間)

- 第7.2.1.1.13図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧)の推移
- 第7.2.1.1.14図 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移
- 第7.2.1.1.15図 Cs-137の大気放出過程
- 第7.2.1.1.16図 原子炉格納容器圧力の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)
- 第7.2.1.1.17図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)
- 第7.2.1.1.18図 原子炉容器内水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)
- 第7.2.1.1.19図 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)
- 第7.2.1.1.20図 原子炉容器内水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)
- 第7.2.1.1.21図 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)
- 第7.2.1.1.22図 原子炉容器内水位の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)
- 第7.2.1.1.23図 原子炉格納容器圧力の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)
- 第7.2.1.1.24図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.2.1.1.25図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.2.1.1.26図 原子炉格納容器圧力の推移

- (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)
- 第7.2.1.1.27図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)
- 第7.2.1.1.28図 原子炉格納容器圧力の推移
- (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)
- 第7.2.1.1.29図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)
- 第7.2.1.2.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.2.1.2.2図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要
- 第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間
- (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.2.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（判定プロセス）
- (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.2.5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）
- (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故)
- 第7.2.1.2.6図 原子炉容器内水位の推移
- 第7.2.1.2.7図 上部プレナム気相温度の推移

- 第7.2.1.2.8図 原子炉格納容器圧力の推移
- 第7.2.1.2.9図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
- 第7.2.1.2.10図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧)の推移
- 第7.2.1.2.11図 原子炉下部キャビティ水量の推移
- 第7.2.1.2.12図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.2.1.2.13図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)
- 第7.2.1.2.14図 原子炉格納容器圧力の推移
(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)
- 第7.2.1.2.15図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)
- 第7.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移
- 第7.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移
- 第7.2.2.3図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)
- 第7.2.2.4図 1次冷却材圧力の推移
(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)
- 第7.2.2.5図 1次冷却材圧力の推移
(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)
- 第7.2.4.1図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.2.4.2図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要
- 第7.2.4.3図 「水素燃焼」の作業と所要時間
(大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)

第7.2.4.4図	水素濃度評価の概要
第7.2.4.5図	水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ
第7.2.4.6図	「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
第7.2.4.7図	「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
第7.2.4.8図	原子炉格納容器内の水素濃度（ウェット）・水蒸気濃度の推移（MAAP）
第7.2.4.9図	燃料最高温度の推移（MAAP）
第7.2.4.10図	ジルコニウム－水反応割合の推移（MAAP）
第7.2.4.11図	原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC）
第7.2.4.12図	原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移（GOTHIC）
第7.2.4.13図	原子炉格納容器圧力の推移（MAAP）
第7.2.4.14図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移（MAAP）
第7.2.4.15図	1次冷却材圧力の推移（MAAP）
第7.2.4.16図	原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移 （格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合）
第7.2.4.17図	原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移 （格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合）
第7.2.5.1図	原子炉下部キャビティ水量の推移
第7.2.5.2図	ベースマット侵食深さの推移
第7.2.5.3図	原子炉下部キャビティ水量の推移

	(高温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.4図	ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.5図	ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.6図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.7図	ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.8図	ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)
第7.2.5.9図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)
第7.2.5.10図	ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)
第7.2.5.11図	ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)
第7.2.5.12図	原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)
第7.2.5.13図	ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)
第7.2.5.14図	ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)
第7.3.1.1図	「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図
第7.3.1.2図	「想定事故1」の対応手順の概要

（「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」の事象進展）

第7.3.1.3図

「想定事故1」の作業と所要時間

（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）

第7.3.1.4図

「想定事故1」の使用済燃料ピット水位低下時間

評価結果

第7.3.2.1図

「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図

第7.3.2.2図

「想定事故2」の対応手順の概要

（「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展）

第7.3.2.3図

「想定事故2」の作業と所要時間

（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料ピットの水位が低下する事故）

第7.3.2.4図

「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間

評価結果

第7.4.1.1図

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図

第7.4.1.2図

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の対応手順の概要

（「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が

- 喪失する事故」の事象進展)
- 第7.4.1.3図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)
- 第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移
- 第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移
- 第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移
- 第7.4.1.7図 加圧器頂部クォリテイの推移
- 第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移
- 第7.4.1.9図 1次冷却系保有水量の推移
- 第7.4.1.10図 加圧器水位の推移
- 第7.4.1.11図 1次冷却材温度の推移
- 第7.4.1.12図 燃料被覆管温度の推移
- 第7.4.1.13図 1次冷却系保有水量の推移
(代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)
- 第7.4.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.4.2.2図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)
- 第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

第7.4.2.4図	1次冷却材圧力の推移
第7.4.2.5図	炉心上端ボイド率の推移
第7.4.2.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移
第7.4.2.7図	加圧器頂部クオリティの推移
第7.4.2.8図	原子炉容器内水位の推移
第7.4.2.9図	1次冷却系保有水量の推移
第7.4.2.10図	加圧器水位の推移
第7.4.2.11図	1次冷却材温度の推移
第7.4.2.12図	燃料被覆管温度の推移
第7.4.2.13図	1次冷却系保有水量の推移 (代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)
第7.4.3.1図	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図
第7.4.3.2図	「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)
第7.4.3.3図	「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)
第7.4.3.4図	1次冷却材圧力の推移
第7.4.3.5図	炉心上端ボイド率の推移
第7.4.3.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移
第7.4.3.7図	加圧器頂部クオリティの推移
第7.4.3.8図	高温側配管クオリティ(余熱除去系抽出口)の推移
第7.4.3.9図	原子炉容器内水位の推移
第7.4.3.10図	1次冷却系保有水量の推移

- 第7.4.3.11図 加圧器水位の推移
- 第7.4.3.12図 1次冷却材温度の推移
- 第7.4.3.13図 燃料被覆管温度の推移
- 第7.4.3.14図 1次冷却系保有水量の推移
(炉心注水操作開始の時間余裕確認)
- 第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図
- 第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)
- 第7.4.4.3図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)
- 第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

1. 安全評価に関する基本方針

「1.1 基本的考え方」の記述を以下のとおり変更する。

1.1 基本的考え方

本発電用原子炉施設の安全評価の目的は以下のとおりである。

(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認

本発電用原子炉が固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、発電用原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

(2) 立地条件の適否の確認

万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

発電用原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）により、また、発電用原子炉の立地条件の適否は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、
「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）、
「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプル

トニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。

本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行う。

一方、本発電用原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行う。

「1.1.1 運転時の異常な過渡変化」の記述を以下のとおり変更する。

1.1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.1.1 定義

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。

1.1.1.2 評価事象

本発電用原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以

下「MS」という。)に属する構築物，系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から，代表的な事象を選定する。具体的には，以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- c. 制御棒の落下及び不整合
- d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
- b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- c. 外部電源喪失
- d. 主給水流量喪失
- e. 蒸気負荷の異常な増加
- f. 2次冷却系の異常な減圧
- g. 蒸気発生器への過剰給水

(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- a. 負荷の喪失
- b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
- c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

1.1.1.3 判断基準

想定された事象が生じた場合，炉心は損傷に至ることなく，かつ，発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は

以下のとおりである。

- (1) 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- (3) 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.876MPa[gage]以下であること。

上記の判断基準に対して、想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

「1.1.2 事故」を「1.1.2 設計基準事故」に読み替えて、記述を以下のとおり変更する。

1.1.2 設計基準事故

1.1.2.1 定義

「設計基準事故」とは、前述の「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は発電用原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があるため、発電用原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象をいう。

1.1.2.2 評価事象

本発電用原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価

指針」に基づき，発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について，これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物，系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から，代表的な事象を選定する。具体的には，以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- a. 原子炉冷却材喪失
- b. 原子炉冷却材流量の喪失
- c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- d. 主給水管破断
- e. 主蒸気管破断

(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

制御棒飛び出し

(3) 環境への放射性物質の異常な放出

- a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- b. 蒸気発生器伝熱管破損
- c. 燃料集合体の落下
- d. 原子炉冷却材喪失
- e. 制御棒飛び出し

(4) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化

- a. 原子炉冷却材喪失
- b. 可燃性ガスの発生

1.1.2.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]以下であること。
- (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

上記の判断基準に対して、想定した「設計基準事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

「1.1.3 重大事故及び仮想事故」の記述を以下のとおり変更する。ただし、「1.1.3.1 定義」は変更前の記述に同じとする。

1.1.3 重大事故及び仮想事故

1.1.3.2 評価事象

本発電用原子炉において評価する「重大事故」及び「仮想事故」は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。

- (1) 重大事故

前記「設計基準事故」の解析結果を参考として、これらの「設計基準事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

(2) 仮想事故

「重大事故」として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

1.1.3.3 判断基準

発電用原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、「重大事故」及び「仮想事故」の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

「1.2 主要な解析条件」の記述を以下のとおり変更する。ただし、「1.2.1 初期定常運転条件」及び「1.2.3 原子炉トリップ特性」については変更前の記述に同じとする。

1.2 主要な解析条件

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に当たって、用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

「1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間」の記述を以下のとおり変更する。ただし、第1.2.2表は変更前の記述に同じとする。

1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転変数が設定値を超えた場合、原子炉のトリップ信号が発信し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、重力によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発信遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転変数がトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発信するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒クラスタが制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう

に決めた値を使用する。第1.2.2表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備が監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動させる信号が発信する。解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転変数が作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したとき発信するものとする。また、この信号の発信には応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。

第1.2.3表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

「1.2.4 反応度係数」の記述を以下のとおり変更する。ただし、第1.2.2図は変更前の記述に同じとする。

1.2.4 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第1.2.2図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

「1.2.5 解析に当たって考慮する事項」の記述を以下のとおり変更する。
ただし、第1.2.4表及び「(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ」は変更前の記述に同じとする。

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

(1) 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該発電用原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水設備又は主給水設備による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御設備によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却設備の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 安全機能に対する仮定

- a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「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」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものとする。

ただし、MS-3に属するタービントリップ機能は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって考慮している主要な安全機能を第1.2.4表及び第1.2.5表に示す。

- b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統及び機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。
- c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。
- d. 安全保護系の作動を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発信時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その作動が解析結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。
- e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の作動を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

「1.3 解析に使用する計算プログラム」の記述を以下のとおり変更する。
ただし、第 1.3.1 表及び「(1) FACTRAN」～「(15) その他のコード」については変更前の記述に同じとする。

1.3 解析に使用する計算プログラム

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

「第 1.2.2 表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間」の記述を以下のとおり変更する。

第 1.2.2 表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118% (定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35% (定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1 次冷却材平均温度等の関数 (添付書類八 第6.6.3図参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1 次冷却材平均温度等の関数 (添付書類八 第6.6.3図参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1 次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1 次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.8
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

「第 1.2.4 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能－運転時の異常な過渡変化」については変更前の記述に同じとする。

「第 1.2.5 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能－事故」を「第 1.2.5 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能－設計基準事故」に読み替える。

「第 1.3.1 表 解析に使用する計算プログラム一覧表－運転時の異常な過渡変化」については変更前の記述に同じとする。

「第 1.3.2 表 解析に使用する計算プログラム一覧表－事故」を「第 1.3.2 表 解析に使用する計算プログラム一覧表－設計基準事故」に読み替える。

「第 1.2.2 図 解析に使用したドップラ出力係数」については変更前の記述に同じとする。

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

「2.1 序」の記述を以下のとおり変更する。

2.1 序

本発電用原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」に対して、その発生原因、防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本発電用原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3. 設計基準事故の解析

「3.1 序」の記述を以下のとおり変更する。

3.1 序

本発電用原子炉施設において想定される「設計基準事故」に対して、その発生原因、防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析及び結果の評価を行い、本発電用原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の記述を以下のとおり変更する。

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

「3.4.4 原子炉冷却材喪失」の記述を以下のとおり変更する。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に，放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については，「3.2.1原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに，環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため，以下の対策を講じる。

- a. 原子炉格納容器スプレイ設備には，原子炉格納容器内のよう素を低減させるため，よう素除去剤を添加する装置を設ける。
- b. 事故期間中，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために，アニュラス空気浄化設備を設ける。
- c. 再循環期間中，非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）から安全補機室へ漏出した放射性物質はアニュラス空気浄化設備によって

浄化する。

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数（= 1 Sv/Gy）を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故の継続時間が1日以上に及ぶことより、1日間の平均値 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を秒当たりに換算して用いる。

(2) 評価条件

a. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1 %

よう素 0.5%

c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素に

については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

e. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁵⁾は、等価半減期50秒とする。ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上5分とする。

f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁶⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第3.4.4.1表の漏えい率とする。

また、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合は、第3.4.4.2表の漏えい率とする。

h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。アニュラス部の負圧達成時間は評価上事故発生後10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中に放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

- j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹⁷⁾は、評価上95%とする。
- l. 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- m. 事故後の再循環系からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の再循環水の漏えいがあるものとする。
- n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b項と同量のような素が無機よう素として溶解しているものとする。
- o. 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{m}^3$ とする。
- p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。
- q. 安全補機室の空気の浄化はアニュラス空気浄化設備を使用する。
- r. 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物によるスカイシャイン線量及び直接線量については、以下の条件に従って評価する。
 - (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉

格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種を対象とする。その他の核種については、スカイシャイン線量及び直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを有し、半減期が10分以上の核種を対象とする。

(c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは第3.4.4.3表に示すエネルギー範囲別に区分する。

s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（30日間）とする。

t. 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。

u. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 2.7×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 6.1×10^{13} Bq
実 効 線 量		約 0.23mSv

3.4.4.3 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定した場合の敷地等境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合と同程度の約0.23mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。

「3.5 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化」の記述を以下のとおり変更する。

3.5 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化

「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の記述を以下のとおり変更する。ただし，第3.5.1.1図については変更前の記述に同じとする。

3.5.1 原子炉冷却材喪失

3.5.1.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し，原子炉格納容器内の圧力及び温度が異常に上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法⁽¹⁸⁾

事故の経過は，「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」の場合とほぼ同じであるが，事故時の原子炉格納容器内圧及び温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コード SATAN-VI，リフィル／再冠水解析コード WREFLOOD 及び原子炉格納容器内圧解析コード COCO からなる。

(2) 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- a. 配管の破断は、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。
- b. 原子炉出力は定格出力の102%とする。
- c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

- d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とする

スプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

- e. ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカメラ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。
- g. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線⁽⁴⁾を使用する。
- h. 原子炉格納容器の自由体積は評価上65,500m³とする。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に1次冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなり、約17秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.220MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約22秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を経て原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に事故後約6秒で達することにより、約151秒後から原子炉格納容器スプレイ設備によるスプレイが開始され、これ以降スプレイによる除熱も行われる。

事故後約219秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.241MPa[gage]、温度約124℃が現れ、これが最高圧力及び最高温度となり、これ以降圧力及び温度は低下していく。

3.5.1.3 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合を下回る約0.240MPa[gage]であり、問題となることはない。

「3.5.2 可燃性ガスの発生」の記述を以下のとおり変更する。

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に，可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として，下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は，事故発生後少なくとも30日間は，いずれかが次の値以下であること。

水素 4 %

酸素 5 %

(2) 防止対策

この事故の防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

事故後，原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は，以下の条件により解析し，原子炉格納容器内に均一に分布するものとして，原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプ水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム－水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。
- c. 事故時のジルコニウム－水反応割合は「3.2.1.2(1) c. 解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- e. 水素ガスの生成割合（G値）⁽¹⁹⁾は、水の放射線分解では炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプ水に対し0.3分子/100eVとする。
- f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障を仮定する場合の他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する場合も考慮する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すように、事故発生30日後では約3.0%となる。

3.5.2.3 結論

可燃性ガスが発生する事象として、原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.0%であり、問題となることはない。

「3.6 その他（地震，火災，風，洪水等）」の記述を削除する。
また，「3.7 参考文献」を「3.6 参考文献」に読み替える。

「第 3.4.4.1 表 原子炉格納容器からの漏えい率」を「第 3.4.4.1 表 原子炉格納容器からの漏えい率（動的機器の単一故障を想定した場合）」に読み替える。

「第 3.4.4.2 表 原子炉格納容器からの漏えい率（静的機器の単一故障を想定した場合）」を以下のとおり追加する。

第 3.4.4.2 表 原子炉格納容器からの漏えい率
（静的機器の単一故障を想定した場合）

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 100
0.14	100 ~ 280
0.13	280 ~ 620
0.12	620 ~ 1200
0.11	1200 ~ 2000
0.12	2000 ~ 37000
0.11	37000 ~ 73000
0.10	73000 ~ 140000
0.09	140000 ~ 260000
0.08	260000 ~ 490000
0.07	490000 ~ 1100000
0.06	1100000 ~ 2592000

「第 3.4.4.2 表 γ 線エネルギー区分」を「第 3.4.4.3 表 γ 線エネルギー区分」
に読み替えて，記述を以下のとおり変更する。

第 3.4.4.3 表 γ 線エネルギー区分

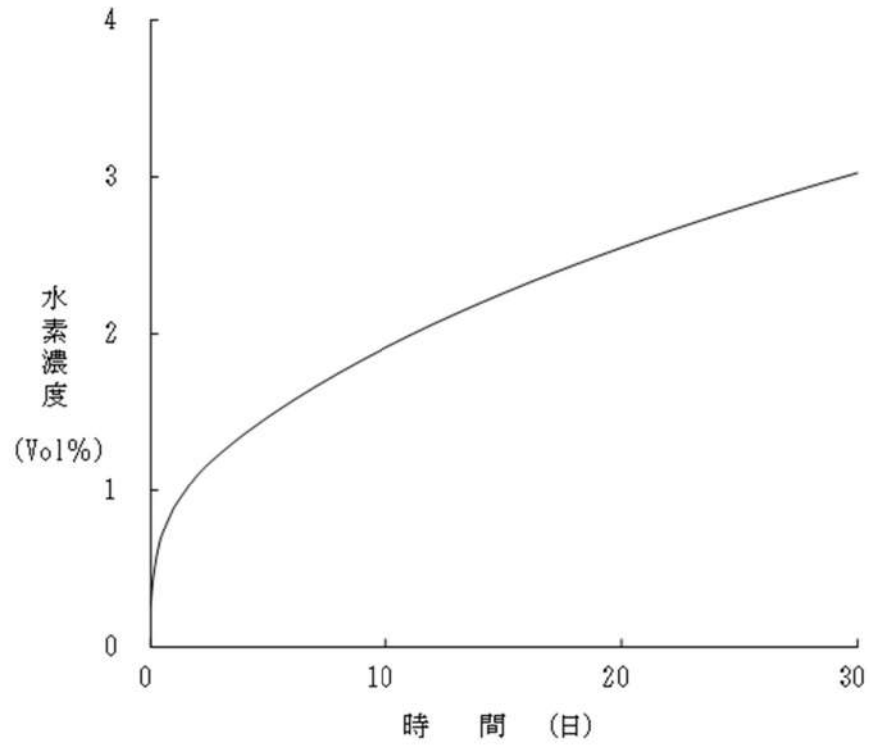
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

「第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程」を「第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程」に、「第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程」を「第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程」にそれぞれ読み替える。

「第 3.4.4.1 図 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程」を「第 3.4.4.1 図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程」に、「第 3.4.4.2 図 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程」を「第 3.4.4.2 図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程」にそれぞれ読み替える。

「第 3.5.1.1 図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析」については変更前の記述に同じ。

「第 3.5.2.1 図 可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価」の記述を以下のとおり変更する。



第 3.5.2.1 図 可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価

4. 重大事故及び仮想事故の解析

本発電用原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の「設計基準事故」を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本発電用原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている「重大事故」及び「仮想事故」を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

「4.1 重大事故」，「4.2 仮想事故」及び「4.3 参考文献」については変更前の記述に同じとする。

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合若しくは発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し，当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また，1号及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は，「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また，様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え，「実用発電用原子炉及びその

附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。整備する手順書については，「追補1 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の1.1から1.19」にて補足する。

5.1 重大事故等対策

5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項

(1) 切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。

(2) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことがないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備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る。

また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

a. 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車、可搬型代替電源車等）の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺タンクの損壊、周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地下構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤で防護することにより、複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の

火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具の装備により通行に影響はない。

また、想定される自然現象のうち、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する。

森林火災については通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確認する。

地滑りについては、地滑りの影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

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。

なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確認する。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実

施する。

想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、バックホウによる段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対してはホイールローダによる撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダによる除雪又は除灰を行う。

なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、アクセスルートについては融雪剤及びすべり止め材を配備し、車両についてはスタッドレスタイヤ等を装着することにより通行性を確保する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋外アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時及び停電時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

b. 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、加圧器逃がし弁操作用バッテリー等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せてその他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する地震、津波、風

(台風)，竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。また，発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは，重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また，屋内アクセスルート上の資機材については，必要に応じて固縛又は転倒防止処置により，通行に支障をきたさない措置を講じる。

屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止に係る設計方針」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については，適切な防護具を着用することにより，屋内アクセスルートを通行する。

屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動ができるように，可搬型照明を配備する。また，現場との連絡手段を確保し，作業環境を考慮する。

5.1.2 復旧作業に係る事項

重大事故等時において，重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に

行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1) 予備品等の確保

重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

また、地下水排水設備が機能喪失した場合に復旧作業等を行うため、必要な資機材を確保する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器、その他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。

(2) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

また、地下水排水設備の資機材は、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に地下水排水設備との位置的分散を考慮した場所に保管する。

(3) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、「5.1.1(2) アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

5.1.3 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

プラントメーカ、協力会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料の供給の協定を締結し、発電所を支援する体制を整備する。

重大事故等発生後、発電所対策本部が発足し、協力体制が整い次第、

プラントメーカー及び協力会社等から現場操作対応等を実施する要員の派遣，事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等，重大事故等発生後に必要な支援，要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるように支援計画を定める。

資機材等の輸送に関しては，専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプター運航会社と協力協定を締結し，迅速な物資輸送を可能とするとともに，中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき，他の原子力事業者からは，要員の派遣，資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか，原子力緊急事態支援組織からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等），予備品，燃料等）について支援を受けることによって，発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い，継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また，原子力事業所災害対策支援拠点から，発電所の支援に必要な資機材として，食料その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

5.1.4 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように，手順書を整備し，教

育及び訓練を実施するとともに、発電所災害対策要員並びに1号及び2号炉運転員（以下「重大事故等に対処する要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。

また、地下水排水設備の復旧作業に的確かつ柔軟に対処できるように、手順書及び必要な体制を整備するとともに、教育及び訓練を実施する。

(1) 手順書の整備

重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）及び発電所災害対策要員が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）を整備する。

a. すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で3号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書及び発電所対策本部用手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に整備する。

具体的には、第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含

むものとする。

- b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等をためらうことなく判断し実施できるように、判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転手順書又は発電所対策本部用手順書に整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処にためらうことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、ためらわず海水注水を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等時の運転操作において、発電課長（当直）が躊躇せず判断できるように、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等時の原子力災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた発電所対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

d. 重大事故等時に使用する手順書として、発電所内の運転員と発電所災害対策要員（運転員を除く。）が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び発電所対策本部用手順書を適切に定める。

なお、発電所対策本部用手順書には、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・警報処置運転手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要

な対応操作に使用

- 事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用

- 故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

プラント停止時に発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用

- 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースで構成）

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

- 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際

に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用

- 代替設備等運転手順書

故障及び設計基準事故に対処する運転手順書、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書並びに炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書で使用する設備に対しての個別の操作内容を定めた手順

実施組織及び支援組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所対策本部並びに通信連

絡設備に関する手順書を定める。

発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。発電所対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にした手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確にする。

異常又は事故発生時は、警報処置運転手順書により初期対応を行う、又は故障及び設計基準事故に対処する運転手順書により事象判別及び初期対応を行う。

警報処置運転手順書による対応において事象が進展した場合には、警報処置運転手順書から故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に移行する。

多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

また、原子炉停止中において、警報処置運転手順書による対応中に故障及び設計基準事故に対処する運転手順書の導入条件が成立した場合には、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に移行する。

故障及び設計基準事故に対処する運転手順書並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書による対応中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射性物質の放出防止及び1次冷却系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定

めた炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書の導入条件が成立した場合には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書の導入条件が成立した場合でも、全交流動力電源喪失時等、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行する。

e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを、あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転手順書及び発電所対策本部用手順書に整理する。

整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等

により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書及び発電所対策本部用手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測，影響評価すべき項目，監視パラメータ等を発電所対策本部用手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について，運転員が監視すべきパラメータの選定，状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし，運転手順書に整理する。

また，有効性評価等にて整理した有効な情報について，発電所災害対策要員（運転員を除く。）が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし，発電所対策本部用手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか，重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して，設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき，前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発表された場合，原則として発電用原子炉を停止し，冷却操作を開始する手順を整備する。また，所員の避難及び扉の閉止を行い，取水ピット水位計，潮位計及び津波監視カメラによる津波の継続監視を行う手順を整備する。

また，引き波により取水ピット水位が循環水ポンプ自動停止水位まで低下した場合等，発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に，発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。

降下火砕物の降灰が想定される場合には，火山の情報を把握し，監視体制，連絡体制の強化を行う手順を整備する。また，降灰が確

認められた場合には、除灰等を行う手順を整備する。

台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。

竜巻の発生が予想される場合には、車両の退避又は固縛の実施、屋外作業の中止、燃料取扱作業の中止、換気空調系のダンパ等を閉止又は閉止状態を確認並びに周辺補機棟及びディーゼル発電機建屋の扉を閉止又は閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備する。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち初動対応を行う要員が防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、添付書類八の「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備により、発電課長（当直）に連絡し、発電課長（当直）が発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知する手順を整備する。

なお、通信連絡設備により通信連絡を行う手順については、「第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要（19/19）」に示す「1.19 通信連絡に関する手順等」を使用する。

(2) 教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・重大事故等に対処する要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

- ・重大事故等に対処する要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・複数の教育訓練項目で手順の類似がない項目については、教育・訓練を年2回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。
- ・重大事故等対策における中央制御室での操作、動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第5.1.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善可否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるように、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。

重大事故等に対処する要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適

切に実施し、P D C Aサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

- a. 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練を実施する。

重大事故等時にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた、教育及び訓練を計画的に実施する。

- b. 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を計画的に行う。

現場作業に当たっている発電所災害対策要員（運転員を除く。）が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。

運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は現場操作を模擬した訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるように計画的に実施する。また、重大事故

等時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。

実施組織の発電所災害対策要員（運転員を除く。）に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では、訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。

実施組織及び支援組織の発電所災害対策要員（運転員を除く。）に対しては、要員の役割に応じて、アクシデントマネジメントの概要、重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部の機能、支援組織の位置付け、実施組織と支援組織の連携を含む発電所対策本部の構成及び手順書の構成に関する机上教育とともに、発電所対策本部の各要員に応じて、災害対策に係る訓練を実施する。

- c. 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する。

運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備

の巡視点検，定期試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

発電所災害対策要員（運転員を除く。）は，要員の役割に応じて，訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた手順書に基づき，現場において，巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，工事要領書の内容確認，作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等対策については，発電所災害対策要員が，要員の役割に応じて，可搬型重大事故等対処設備の設置，配管接続，ケーブルの敷設接続，放出される放射性物質の濃度，放射線の量の測定及びアクセスルートの確保，その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を自らが行う。

d. 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間，降雨，強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。

e. 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備，事故時用の資機材等に関する情報及び手順書が即時に利用できるように，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及び手順書を用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及び手順書の管理を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止その他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力防災準備体制、原子力応急事態体制又は原子力緊急事態体制（以下「防災体制」という。）を発令し、発電所災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長（原子力防災管理者）が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。

発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実施経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を

考慮した機能班の構成を行う。

また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電所対策本部は、その基本的な機能として、①意思決定・指揮、②情報収集・計画立案、③現場対応、④情報管理、⑤資機材等リソースの管理・社外対応を有しており、①の責任者として発電所対策本部長が当たり、②～⑤の機能ごとに班を設置し、それぞれの責任者として「班長」を配置している。

発電所対策本部において、指揮命令は基本的に発電所対策本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。また、各班の対応状況についても班長より発電所対策本部内に適宜報告されることから、常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転員が行う運転操作や復旧操作については、発電課長（当直）の判断により自律的に実施し、運転班長に実施の報告が上がってくることになる。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の発電所対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部

長は、その指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、発電所災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

3号炉の発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるように、早期に非常招集が可能なエリア（共和町、泊村又は岩内町）に3号炉の発電用原子炉主任技術者及び代行者を少なくとも1名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織は、運転員からの重要パラメータの入手、事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作並びに可搬型重大事故等対処設備の準備と操作、可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた消火活動を行う運転班、事故の影響緩和及び拡大防止に係るアクセスルート確保及び不具合設備の応急復旧対応を行う復旧班で構成され、重大事故等対処を円滑に実施できる体制とし、各班には必要な指示を行う班長を配置する。

c. 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、運転号炉及び停止号炉に

号機責任者を配置し、発電所対策本部長の活動方針の下、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に係るプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行わせる。

複数号炉の同時被災の場合において、必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して3号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料ピットの被災対応ができる体制とする。

また、複数号炉の同時被災時において、運転員は号炉ごとの運転操作指揮を発電課長（当直）が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡を行う者を配置し、「原子力災害対策特別措置法」に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は情報連絡を行う者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安の監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、各号炉の発電用原子炉主任技術者は発電所対策本部から得られた情報に基づ

き、重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、プラントパラメータ等の把握、プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う技術班、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示及び海洋への放射性物質拡散抑制対応を行う放管班で構成する。

実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、火災発生時の初期消火活動を行う消火要員を有し、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関への通報連絡、要員の呼集、燃料補給活動等を行う総括班、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援、食料・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う業務支援班で構成する。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では、公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、「原子力災害対策特別措置法」第10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象。）においては原子力防災準備体制を、特定事象が発生した場合においては原子力応急事態体制を、また、「原子力災害対策特別措置法」第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては原子力緊急事態体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招

集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるように、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

発電所対策本部の体制が機能するまでは、発電課長（当直）の指揮の下、運転員及び災害対策要員を主体とした初動体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、発電課長（当直）は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら、災害対策要員へ指示を行う。災害対策要員は、発電課長（当直）の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常招集する発電所災害対策要員への連絡については、緊急時の呼び出しシステム又は通信連絡設備を活用する。

なお、地震により通信障害が発生し、緊急時の呼び出しシステム又は通信連絡設備を用いて非常招集連絡ができない場合においても、発電所周辺地域（共和町、泊村、岩内町又は神恵内村）で震度5弱以上の地震の発生により、発電所災害対策要員は手順書に基づき自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、重大事故等に対処する要員として、発電所内に原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、通報連絡を行う通報連絡責任者及び通報連絡者並びに火災発生時の消火活動の指揮を行う消火責任者の災害対策本部要員4名、運転操作指揮、運転操作指揮補佐及び運転操作対応を行う3号炉運転員6名、運転支援活動、電源復旧活動、給

水活動，がれき撤去活動及び燃料補給活動を行う災害対策要員11名，重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）15名，1号及び2号炉運転員3名並びに火災発生時の初期消火活動に対応するための消火要員8名の合計47名を確保する。

また，参集する発電所災害対策要員として，被災後12時間を目途に51名を確保する。

なお，3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合においては，3号炉運転員を6名，重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）を15名とし，3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合においては，3号炉運転員を5名，重大事故等対策に係る支援活動を行う災害対策要員（支援）を14名とし合計45名を確保する。

重大事故等が発生した場合，災害対策要員（燃料補給活動を行う者），災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員は緊急時対策所に，災害対策要員（運転支援活動，電源復旧活動及び給水活動を行う者）は中央制御室に参集するとともに，災害対策要員（がれき撤去活動を行う者）は現場に向かい，通報連絡，給水確保，電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

発電所外から要員が参集するルートは，茶津門扉を通行して参集するルートを使用する。茶津門扉を通行した参集ルートが使用できない場合は，大和門扉を通行する山廻りの参集ルートを使用して参集する。

重大事故等の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，社員及び協力会社社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととしており、必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な発電所災害対策要員を非常招集できるように、計画的に通報連絡訓練を実施する。

f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに運転員の機能は、上記 a 項、b 項及び d 項のとおり明確にするとともに、責任者として班長を、運転員の責任者として発電課長（当直）を配置する。

g. 重大事故等対策の判断についてはすべて発電所にて行うこととし、発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者として副原子力防災管理者をあらかじめ定め明確にする。また、号機責任者、班長及び発電課長（当直）についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

発電所対策本部長は、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動方針の決定を行う。

発電所対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合は、副原子力防災管理者が、あらかじめ定めた順位に従い代行する。

号機責任者及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

発電課長（当直）が欠けた場合は、発電課長（当直）代務者が中央制御室へ到着するまでの間、運転管理に当たっている副長が代務に当たることをあらかじめ定める。

h. 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設、設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのデータ伝送設備（発電所内）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置、無線連絡設備及び衛星電話設備を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への

移動，操作及び作業を実施し，作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるように可搬型照明を整備する。

これらは，重大事故等時において，初期に使用する施設及び設備であり，これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し，必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い，また重大事故等対処のため，夜間においても速やかに現場へ移動する。

- i. 支援組織は，発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について，本店対策本部，国，関係地方公共団体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し，広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は，発電所対策本部の総括班にて一元的に集約管理し，発電所内で共有するとともに，本店対策本部と発電所対策本部間において，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，データ伝送設備（発電所内）等を使用することにより，発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また，本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表，外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し，発電所対策本部が事故対応に専念でき，かつ，発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- j. 重大事故等時に，発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において，警戒事象，特定事象又は「原子力災害対策特別

措置法」第15条第1項に該当する事象が発生した場合，所長（原子力防災管理者）は直ちに防災体制を発令するとともに原子力部長へ報告する。

報告を受けた原子力部長は直ちに社長に報告し，防災体制の区分に応じて社長は原子力防災準備体制，原子力応急事態体制又は原子力緊急事態体制を発令する。

原子力部長は，原子力防災準備体制発令後，本店警戒対策要員を非常招集する。

原子力部長は，原子力防災準備体制発令後，直ちに原子力施設事態即応センターに本店警戒対策本部を設置し，本店警戒対策本部長として本店における対策活動を実施し，発電所において実施される対策活動を支援する。原子力部長が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，本店警戒対策本部の副本部長がその職務を代行する。本店警戒対策本部長は，本店警戒対策本部の設置，運営，統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い，副本部長は本部長を補佐する。

原子力部長は，原子力応急事態体制又は原子力緊急事態体制発令後，本店の原子力災害対策要員を非常招集する。

社長は，本店における原子力応急事態体制又は原子力緊急事態体制を発令した場合，速やかに本店対策本部を設置し，本店対策本部長としてその職務を行う。

社長が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。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。本店対策本部の各班長

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（全社とは、北海道電力株式会社及び北海道電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし、発電所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、東京電力株式会社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、発電所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。

本店対策本部は、本店対策本部の設営・運営、社内外の情報収集及び関係箇所への連絡、他原子力事業者・原子力緊急事態支援組織への応援要請、電気通信事業者回線及び社外非常用通信設備の利用対策、事故状況の把握及び事故拡大防止のための運転措置の支援、復旧対策の支援、放射線被害状況の把握及び事故影響範囲の評価に関する支援、原子力事業所災害対策支援拠点の設営・運営等を行う原子力班、保安通信回線の確保等を行う情報通信班、電力系統運用設備の被害復旧状況の集約、電力系統の復旧及び供給対策、ヘリコプターの確保・運用等を行う工務班、配電設備の被害復旧状況の集約、配電設備の復旧及び供給対策等を行う配電班、要員の手配・健康管理、食料の調達、医師・病院の手配等を行う総括班、土地・建物の被害調査、一般交通関係情報の収集等を行う総務班、資機材の調達・輸送等を行う資材班、発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班、報道関係に対する情報提供等を行う広報班で構成する。

本店対策本部長は、発電所における重大事故等対策の実施を支援するために、「原子力災害対策特別措置法」第10条通報後、原子力

事業所災害対策支援拠点の設営を本店対策本部原子力班長に指示する。

本店対策本部原子力班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等の支援を実施する。

また、本店対策本部原子力班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となり、プラントメーカー及び協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替物品をあらかじめ確保する。また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する。

l. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。

固定源に対しては、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除

く。)の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く。）のうち初動対応を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。

5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1 可搬型設備等による対応

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数

の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、泊発電所及びその周辺での発生実績にかかわらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について、設計基準を超えるような過酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを第5.2.1図に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象32事象を抽出した。

b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果、特に発電用原子炉施設の安全性に

影響を与える可能性があるとして整理された事象)の影響を整理した結果を第5.2.1表, 第5.2.2表, 第5.2.3表及び第5.2.2図にそれぞれ示す。

検討した結果, 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について, それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に, 大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b. 項での整理から, 発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ, 第5.2.3表に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス (大規模損壊)
- ・重大事故等対策で想定している事故シーケンス

- ・設計基準事故で想定している事故シーケンス

第5.2.3表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，竜巻及び隕石の5事象となる。また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。

- ・竜巻

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失に加え代替電源が喪失する場合となるが，地震及び津波のシナリオに代表させることができる。

- ・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。

また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。

以上より，自然現象として，地震，津波，地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。

これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。

- ・地震

地震レベル1 PRAにより抽出した事故シーケンスには，大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，1次系流路閉塞に

よる2次系除熱機能喪失，複数の信号系損傷，蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）がある。

また，内部事象のレベル1.5PRAにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）を抽出している。

大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス又は複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断LOCAを超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至るExcess LOCAを代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

・津波

津波レベル1 PRAにより抽出した事故シーケンスとして，複数の安全機能喪失がある。

大規模な津波が発生した場合には，当該事故シーケンス又は複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，防潮堤を超える規模の津波により，原子炉建屋内地下階が冠水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋計測・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

・地震と津波の重畳

地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excess LOCA+計測・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事象を代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1)項及び(2)項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困