

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価（以下「安全性向上評価」という。）の対象範囲を明確化すること、最新の伊方3号機の設計及び運用を示すことを目的として、評価時点における安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を説明する。

また、国際動向を踏まえた記載の充実を図ることを目的とし、米国NRCにおいて、原子力発電所に関する一括許認可（COL）申請にあたって適用されている規制指針である Regulatory Guide 1.206（以下「RG 1.206」という。）のうち、最終安全解析書（FSAR）に対応する内容と伊方3号機の発電用原子炉設置変更許可申請書、設計及び工事計画（令和2年4月1日以前は「工事計画」）等の許認可図書等の記載項目との対応関係を整理するとともに、一般社団法人 原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）が令和元年5月に発行している、「事業者自主安全評価書（JSAR）ガイドライン」（以下「JSARガイドライン」という。）を参考に、記載の充実が必要な項目を把握し、伊方3号機の対応状況を整理・追記することで記載の充実を図る。

さらに、本章の記載については、原子炉設置変更許可等の許認可制度、原子力規制検査制度及び安全性向上評価制度を一体と捉え、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう、以下の改善を実施した。

- ・「1.2 敷地特性」については、「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」において、「国際機関及び国内外の学会等の情報（外部事象に関する情報）」として様々な新知見情報を収集、分析・評価し、設計に使用している敷地特性等への影響確認の結果を「3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価」に整理しており、その位置づけを明確化した。

- ・「1.3 構築物，系統及び機器」については，プラントの各種設備の最新状態を把握できる図書として原子力規制検査において原子力規制庁へ開示している，系統図，組立図，外形図，配置図，仕様書，計器設定値リスト，設定根拠，ブロック図，配線接続図等の一覧表を含めた。
- ・「1.4 保安のための管理体制及び管理事項」については，プラントの各種運用の最新状態を把握できる図書として原子力規制検査において原子力規制庁へ開示している，品質保証，運転管理，施設管理，放射線管理，化学管理，定期事業者検査関係，燃料管理，防災管理，教育関係等の内規一覧表を含めた。
- ・「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」については，「3.1.2 決定論的安全評価」において，「決定論的安全評価の見直し要否」として，安全評価の前提となっている設備及び解析コードの変更状況を踏まえ，決定論的安全評価への影響を評価し，見直し要否を確認しており，その位置づけを明確化した。

1.1 発電用原子炉施設の概要

安全性向上評価の対象範囲の概略を示すことを目的として、伊方3号機に係る設置等の経緯，施設及び設備の概要，運転実績並びに施設に係る組織について説明する。

1.1.1 設置等の経緯

(1) 設置の経緯

昭和 29 年、我が国が原子力平和利用として原子力発電開発の方針を打ち出して以来、当社においても昭和 31 年から原子力発電の調査研究を開始し、昭和 35 年に火力部に原子力係を新設して、原子力発電の技術的諸問題の検討、並びに電源立地に関する調査研究を進めた。

昭和 44 年、伊方町長はじめ地主、地先漁業者から誘致の陳情があり、伊方町臨時町議会において満場一致で誘致決議が行われた。これを受けて当社は、伊方町九町越を立地候補地として、昭和 45 年 9 月に原子力発電所の立地を正式決定した。

その後、昭和 48 年 6 月に着工し、当社が原子力発電に関する調査研究を始めてから 21 年後の昭和 52 年 9 月、四国で初めての原子力発電所、伊方 1 号機が営業運転を開始した。

一方、伊方 3 号機は、将来の電力需要対応に欠かせない基盤電源として、長期的に安定かつ経済的な供給力を確保することを目的に、当社発電設備のバランスに配慮して計画したものであり、昭和 55 年 5 月に地元自治体に増設の申し入れを行った。昭和 58 年 3 月に電源開発調整審議会で国の電源基本計画に組み入れられた後、昭和 61 年 5 月の原子炉設置変更許可をはじめとする許認可を取得して、昭和 61 年 11 月に着工した。しかし、当時円高に伴う電力需要の低迷が顕著になったことから、昭和 62 年 10 月に営業運転開始時期を平成 4 年 3 月から平成 7 年 3 月へ変更する施設計画変更届出をした。その後、需給の推移を慎重に見守りながら工事を前倒しで進め、平成 6 年 12 月、我が国 48 番目の商業発電炉で、加圧水型炉としては

我が国 22 番目，当社 3 番目のプラントとして営業運転を開始した。

伊方 3 号機設置の主要な経緯を第 1.1.1.1 表に示す。

(2) 原子炉設置変更許可，工事計画認可及び保安規定変更認可の経緯

伊方 3 号機の原子炉設置変更許可等の経緯を第 1.1.1.2 表に、工事計画認可等の経緯を第 1.1.1.3 表に示す。また、伊方発電所の保安規定変更認可の経緯を第 1.1.1.4 表に示す。

第1.1.1.1表 伊方3号機設置の経緯(1/2)

年 月 日	主 要 な 経 緯
昭和55年5月7日	伊方町及び愛媛県に増設申入れ
昭和56年9月19日	伊方町議会が「3号増設受入」を満場一致で決議
昭和56年10月2日	愛媛県議会で「3号建設促進」を賛成多数で決議
昭和56年12月2日	愛媛県知事が12月定例県議会で受入れを表明
昭和57年1月22日	環境等調査計画書(案)を愛媛県・伊方町に提出
昭和57年2月23日	環境等調査計画書(案)を愛媛県・伊方町が了承
昭和57年3月15日	伊方3号機増設に伴う環境調査開始
昭和57年9月13日	「環境影響調査(案)」を愛媛県・伊方町が付帯条件付で承認
昭和57年9月16日	「環境影響調査書」を国に提出
昭和57年9月17日	「環境影響調査書」の縦覧開始(～10月7日)
昭和57年9月20～22日	「環境影響調査書」地元地元説明会を3日間3会場で実施
昭和57年11月18日	3号機増設に係る第一次公開ヒアリングを町見体育館にて開催
昭和58年3月18日	第91回電源開発調整審議会で承認
昭和59年5月24日	原子炉設置変更許可申請
昭和60年4月19日	当社と愛媛県及び伊方町との間で、改定安全協定及び公害防止協定を締結
昭和60年6月4日	土木準備工事着手
昭和60年10月4日	3号機増設に係る第二次公開ヒアリングを町見体育館にて開催

第1.1.1.1表 伊方3号機設置の経緯(2/2)

年 月 日	主 要 な 経 緯
昭和61年5月26日	原子炉設置変更許可
昭和61年11月1日	建設工事開始
昭和62年10月16日	62年度施設計画変更届提出
平成6年1月13~18日	燃料装荷
平成6年2月23日	初臨界
平成6年3月29日	試験送電開始
平成6年12月15日	営業運転開始
平成14年2月27日	通算発電電力量500億kWhを達成(営業運転開始後)
平成21年8月12日	通算発電電力量1,000億kWhを達成(営業運転開始後)
平成22年3月4日	プルサーマルによる送電開始
平成22年3月30日	プルサーマルによる営業運転開始

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯(1/6)

申請年月日	許可年月日	備考
昭和59年5月24日 (一部補正) 昭和60年7月8日 昭和61年3月26日	昭和61年5月26日	3号炉増設
昭和63年11月10日 (一部補正) 平成元年4月11日	平成元年11月28日	原子炉施設の変更 〔蒸気発生器の水室鏡の変更〕 〔主蒸気安全弁の個数及び容量の変更〕 〔ほう酸注入タンクの削除〕 〔ドラム詰装置の変更〕
平成2年7月26日 (一部補正) 平成2年12月26日	平成3年7月23日	原子炉施設の変更 〔燃料集合体最高燃焼度の変更〕 〔取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用〕 〔ベイラの共用化〕 〔使用済燃料の国内再処理委託先の変更〕
平成7年12月6日 (一部補正) 平成8年3月5日	平成8年7月10日	原子炉施設の変更 〔核燃料物質取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備の共用化〕 〔使用済樹脂貯蔵タンクの共用化〕

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯(2/6)

申請年月日	許可年月日	備考
平成10年5月7日 (一部補正) 平成10年8月5日	平成11年1月26日	原子炉施設の変更 〔使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更〕
平成11年8月17日 (一部補正) 平成12年1月21日	平成12年5月30日	使用済燃料の処分の方法の変更 〔使用済燃料の再処理委託先確認方法の一部変更〕
平成14年4月3日 (一部補正) 平成14年12月26日 平成15年6月23日	平成15年8月13日	原子炉施設の変更 〔燃料集合体最高燃焼度の変更〕 〔蒸気発生器保管庫の保管対象物の変更〕
平成16年11月1日 (一部補正) 平成17年7月15日	平成18年3月28日	原子炉施設の変更 〔取替燃料の一部ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷〕 〔放射性廃棄物廃棄施設の一部の共用化〕
平成18年10月20日 (一部補正) 平成19年1月12日	平成19年4月16日	原子炉施設の変更 〔不燃性雑固体廃棄物の固型化処理の採用〕
平成21年10月20日	平成22年5月19日	原子炉施設の変更 〔蒸気発生器保管庫の共用化並びに蒸気発生器保管庫の保管対象物の変更〕

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯(3/6)

申請年月日	許可年月日	備考
平成25年7月8日 (一部補正) 平成27年4月14日 平成27年5月11日 平成27年6月30日	平成27年7月15日	原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴う重大事故等対処に必要な施設及び体制の整備等〕
平成25年7月8日 ^{※1} (一部補正) 平成26年4月30日	—	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四十三条の三の五第二項第九号及び第十号に掲げる事項の追加
平成28年8月16日 (一部補正) 平成28年9月16日	平成28年11月2日	使用済燃料の処分の方法の変更 〔原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律の公布に伴う変更〕
平成28年1月14日 (一部補正) 平成29年2月1日 平成29年8月21日	平成29年10月4日	原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴う特定重大事故等対処施設の設置〕 〔非常用ガスタービン発電機の設置〕

※1：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

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯（4／6）

申請年月日	許可年月日	備考
平成29年11月15日 (一部補正) 平成30年2月26日	平成30年6月27日	原子炉施設の変更 〔核原料物質、核燃料物質及び 原子炉の規制に関する法律の 改正に伴う所内常設直流電源 設備（3系統目）の設置〕
平成30年1月26日 (一部補正) 平成30年7月31日	平成30年12月12日	原子炉施設の変更 〔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の改正に 伴う地震時の燃料被覆管の閉 じ込め機能の維持に係る設計 方針の追加〕

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯（5／6）

申請年月日	許可年月日	備考
平成30年5月16日 （一部補正） 平成30年9月28日 平成30年10月31日 平成30年12月14日	平成31年1月16日	原子炉施設の変更 （ 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の改正に伴う「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映」及び「内部溢水による管理区域外への漏えいの防止」に係る事項の追加 ）
平成31年2月7日 （一部補正） 令和元年11月7日	令和2年1月29日	3号原子炉施設の変更 （ 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の改正に伴う有毒ガスの発生に対する防護方針の追加 ）

第1.1.1.2表 伊方3号機に係る原子炉設置変更許可等の経緯（6／6）

申請年月日	許可年月日	備考
令和2年4月1日 ^{※2}	—	1号、2号及び3号炉核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三の五第二項第十一号に掲げる事項の追加
平成30年5月25日 (一部補正) 令和2年5月18日	令和2年9月16日	3号原子炉施設の変更 〔 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置 〕

※2：原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項にて準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(1/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	昭和61年8月7日	建設時の分割申請(第1回) (燃料設備、放射線管理設備、原子炉格納施設)
工事計画 認可申請	昭和62年1月12日	建設時の分割申請(第2回) (蒸気タービン)
工事計画変更 認可申請	平成元年12月1日	建設時の工事計画認可申請書(第1回分)の変更 (燃料設備)
工事計画 認可申請	平成2年6月11日	建設時の分割申請(第3回) (原子炉冷却系統設備、放射線管理設備、廃棄設備、原子炉格納施設)
工事計画 認可申請	平成2年10月15日	建設時の分割申請(第4回) (原子炉本体、原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備、廃棄設備、原子炉格納施設、排気筒)
工事計画 認可申請	平成3年4月24日	建設時の分割申請(第5回) (原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備、原子炉格納施設)
特殊設計施設 認可申請	平成3年6月27日	蒸気発生器伝熱管材料としてTT690合金を使用
工事計画変更 認可申請	平成3年8月20日	建設時の工事計画認可申請書(第2回分)の変更 (蒸気タービン)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(2/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	平成3年10月7日	建設時の分割申請(第6回) (蒸気タービン、補助ボイラー、補助ボイラーに 属する燃料燃焼設備)
工事計画 認可申請	平成3年12月12日	建設時の分割申請(第7回) (原子炉本体、原子炉冷却系統設備、計測制御系 統設備、燃料設備、廃棄設備、蒸気タービン、電 気設備、附帯設備)
工事計画軽微 変更届出	平成4年1月23日	建設時の工事計画認可申請書(第3回分)の変更 (廃棄設備)
工事計画 認可申請	平成4年3月3日	建設時の分割申請(第8回) (原子炉冷却系統設備、燃料設備、放射線管理設 備、廃棄設備)
工事計画 変更認可申請	平成5年7月22日	建設時の工事計画認可申請書(第3回分)の変更 (放射線管理設備)
工事計画 変更認可申請	平成5年8月20日	建設時の工事計画認可申請書(第4回分)の変更 (放射線管理設備)
工事計画 届出	平成7年11月15日	化学体積制御設備配管改造工事 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 届出	平成7年12月8日	出力領域計測装置取替工事 (計測制御系統設備)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(3/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	平成8年1月16日	充てんライン隔離弁設置 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 認可申請	平成8年1月31日	ガドリニア入り燃料、B型燃料、B型バーナブル ポイズンの使用 (原子炉本体、計測制御系統設備)
工事計画 届出	平成9年3月26日	第1低圧タービン第1内部車室修理 (蒸気タービン)
工事計画 届出	平成10年8月4日	第2低圧タービン第1内部車室修理 (蒸気タービン)
工事計画 認可申請	平成11年7月8日	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵容量増強工事 (燃料設備)
工事計画 認可申請	平成12年10月18日	使用済樹脂移送設備設置工事 (廃棄設備)
工事計画 届出	平成13年1月17日	出力領域計測装置検出器取替工事 (計測制御系統設備)
工事計画 届出	平成13年1月17日	放射線管理用計測装置取替工事 (放射線管理設備)
工事計画 届出	平成15年8月6日	出力領域計測装置検出器取替工事 (計測制御系統設備)
工事計画 認可申請	平成15年11月28日	純度(リチウムイオン管理値)の変更 (原子炉冷却系統設備)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(4/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	平成16年4月16日	高燃焼度燃料装荷 (原子炉本体、計測制御系統設備)
工事計画 届出	平成16年2月27日	ほう酸濃縮液タンク設置工事 (放射線管理設備、廃棄設備)
工事計画 届出	平成17年11月22日	加圧器管台廻り取替工事 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 届出	平成18年3月20日	使用済燃料ピット冷却器3C設置工事 (原子炉冷却系統設備、燃料設備)
工事計画 届出	平成19年7月3日	1次系配管取替工事 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 認可申請	平成19年7月31日	1次系配管取替工事 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 届出	平成19年11月29日	廃棄物処理設備共用化工事 (廃棄設備)
工事計画 届出	平成20年6月13日	ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置 の設置 (燃料設備)
工事計画 変更届出	平成21年2月20日	ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置 の設置の変更 (燃料設備)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯
(5/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 届出	平成21年7月13日	ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置 の撤去 (燃料設備)
工事計画 認可申請	平成21年7月15日	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷 (原子炉本体、計測制御系統設備)
工事計画 認可申請	平成21年10月15日	格納容器再循環サンプスクリーン取替工事 (原子炉冷却系統設備)
工事計画 認可申請	平成22年12月20日	原子炉容器上部ふた取替工事 (原子炉本体、計測制御系統設備)
工事計画 認可申請	平成24年2月9日	無停電電源装置取替工事 (附帯設備)
工事計画 届出	平成27年2月26日	補助ボイラー燃料タンク取替工事 (補助ボイラー)
工事計画 認可申請	平成28年3月23日	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の改正に伴う変更(重大事故等対処設備の設置等)
工事計画 届出	平成29年2月1日 (平成29年2月27日一部補正)	1次系配管取替工事 (原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設)
工事計画 認可申請	平成29年5月8日	1次系配管取替工事 (原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(6/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	平成29年6月19日	無停電電源装置取替工事の変更 (その他発電用原子炉の附属施設)
工事計画変更 認可申請	平成29年6月29日	原子炉容器上部ふた取替工事の変更 (原子炉本体、原子炉冷却系統施設、計測制御系 統施設)
工事計画 認可申請	平成29年9月29日	濃縮度4.1wt%ステップ2燃料の使用 (原子炉本体)
工事計画 認可申請	平成30年11月26日	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に 関する規則の解釈等の改正に伴う変更(動的機器 の機能維持に係る基本設計方針の変更)
工事計画 認可申請	平成31年2月6日	内部溢水による管理区域外への漏えい防止に係る バックフィット工事 (その他発電用原子炉の附属施設)
工事計画 認可申請	平成31年3月25日	特定重大事故等対処施設の設置
工事計画 認可申請	平成31年4月26日	電気盤高エネルギーアーク放電による火災発生防 止のための対策工事 (その他発電用原子炉の附属施設)
工事計画 認可申請	令和元年6月10日	燃料被覆管閉じ込めバックフィット工事 (原子炉本体)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯
(7/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	令和元年6月10日	柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映 (原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射線管理施設、原子炉格納施設)
工事計画変更 認可申請	令和元年9月4日	設計及び工事に係る品質管理方法等の変更 (電気盤高エネルギーアーク放電による火災発生防止のための対策工事に係る工事計画のうち組織改正に伴う変更)
工事計画変更 認可申請	令和元年9月4日	設計及び工事に係る品質管理方法等の変更 (濃縮度4.1wt%ステップ2燃料の使用に係る工事のうち組織改正に伴う変更)
工事計画変更 認可申請	令和元年9月5日	特定重大事故等対処施設の設置に係る組織変更に伴う変更
工事計画 認可申請	令和元年10月10日	特定重大事故等対処施設の設置
工事計画 認可申請	令和元年12月24日	特定重大事故等対処施設の設置
工事計画 認可申請	令和2年3月9日	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈等の改正に伴う変更 (有毒ガスに対する防護措置の追加)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(8/9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
工事計画 認可申請	令和2年3月26日	非常用ガスタービン発電機の設置
工事計画 認可申請	令和2年3月27日	特定重大事故等対処施設の設置工事
設計及び 工事計画 認可申請	令和2年8月6日	常設直流電源設備(3系統目)の設置 原子炉等規制法及び関連規則等の改正に伴う変更 (計測制御系統施設、原子炉格納施設、その他発 電用原子炉の附属施設)
設計及び 工事計画 認可申請	令和2年11月30日	電気盤高エネルギーアーク放電による火災発生防 止のための対策工事 (その他発電用原子炉の附属施設)
設計及び 工事計画変更 認可申請	令和3年2月12日	有毒ガスに対する防護措置工事 (計測制御系統施設)
設計及び工事 計画届出	令和3年4月8日 (令和3年4月26日一部補正)	1次系配管取替工事(原子炉冷却系統施設)
設計及び工事 計画認可申請	令和3年4月20日	1次系配管取替工事(原子炉冷却系統施設)
設計及び工事 計画認可申請	令和3年5月27日	安全保護系ロジック盤の取替工事 (計測制御系統施設)

第1.1.1.3表 伊方3号機に係る設計及び工事計画認可(届出)等の経緯

(9 / 9)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
設計及び工事 計画認可申請	令和3年7月7日	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、放射線管理施設、その他発電用原子炉の附属施設)

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（1／7）

認可年月日	変更の内容
平成5年12月22日	・放射性廃棄物の放出管理目標値に関する変更
平成6年4月19日	・高感度主蒸気管モニタ、および6.6kV母線周波数低原子炉トリップの設定値に関する変更
平成6年11月28日	・伊方発電所組織改正に伴う変更 (3号炉運転開始後の組織変更の反映)
平成8年2月20日	・S I時常用母線運用性向上対策工事に伴う変更 (格納容器隔離の作動設定値を追加など)
平成8年5月21日	・格納容器隔離機能の信頼性向上対策の反映 (格納容器隔離信号により隔離される系統の一部を変更)
平成8年10月11日	・周辺監視区域の変更 (県道鳥井・喜木津線改良整備工事に伴う変更)
平成9年7月23日	・伊方発電所組織変更に伴う変更 ・1, 2号炉出力分布調整用制御棒撤去に伴う変更 ・1号炉蒸気発生器取替に伴う変更
平成12年5月24日	・1号炉原子炉容器上部ふた取替による旧上部ふたの蒸気発生器保管庫への保管に伴う変更 ・計量法の改正に伴う変更
平成13年1月5日	・原子炉等規制法の改正に伴う変更 (保安教育や運転管理事項の記載を充実)
平成13年2月23日	・誤記訂正

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（2／7）

認可年月日	変更の内容
平成13年 3月30日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用炉規則の改正に伴う変更 (線量の記載に関する変更) ・ 実用炉規則の規定に基づく線量限度等を定める告示の改正に伴う変更 (国際放射線防護委員会 (ICRP) 1990年勧告を取り入れた法令改正)
平成13年 9月17日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2号炉蒸気発生器取替に伴うほう酸タンクのほう酸水量の変更及び蒸気発生器保管庫拡張に伴う管理区域図等の変更
平成13年10月29日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用炉規則の改正に伴う変更 (原子力発電所運転責任者認定制度の変更)
平成14年 4月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 定格熱出力一定運転の導入に伴う変更
平成14年 6月 5日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本店組織の整備に伴う変更
平成14年10月22日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所における運用を踏まえた記載の明確化等に伴う変更 (運転管理、放射性廃棄物管理の一部について運用を踏まえ変更)
平成15年 2月21日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時監視計装 (1号炉および2号炉) の所要チャンネル数の変更等
平成15年12月18日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 伊方発電所組織および分掌業務の変更 ・ 運転管理体制の変更

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（3／7）

認可年月日	変更の内容
平成16年 5月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正に伴う変更 （品質保証、保守管理の確立及び原子炉の評価の実施の記載の追加） ・ 発電所における運用を踏まえた記載の明確化，適正化等に伴う変更 ・ 所管の見直しに伴う変更 ・ S I 単位記載箇所の見直し
平成16年 8月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高燃焼度燃料（燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/t）導入等に伴う変更 ・ 炉内構造物の取替に伴う放射性廃棄物管理の変更 ・ 1号炉燃料取替用水タンク取替に伴う区域区分の変更
平成17年 2月18日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 伊方発電所組織変更に伴う変更
平成17年 9月28日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 管理区域区分の一部変更 ・ 担当箇所の一部見直し
平成18年 2月22日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 組織変更に伴う見直し ・ 品質保証文書構成変更に伴う見直し ・ 制御棒動作機能に係る記載の適正化 ・ 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正に伴う変更 （廃止措置計画に係る改正、および高経年化対策に係る改正）
平成19年2月16日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 分掌業務の見直しに伴う変更

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（4／7）

認可年月日	変更の内容
平成19年12月13日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (運転上の制限を逸脱した際の報告に関する記載の追加) ・ 発電設備総点検の結果、他社で確認された事象を踏まえた対応に伴う変更
平成19年12月13日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (根本原因分析に係る変更)
平成20年8月22日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (初期消火活動のための体制の整備)
平成20年12月12日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (保守管理および原子炉運転期間に関する記載の追加)
平成21年3月2日	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の発電所への搬入に伴う変更 ・ 洗浄排水タンク放出ライン撤去に伴う変更
平成21年4月20日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御盤の取替および安全保護回路の変更に伴う変更
平成21年9月15日	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷に伴う変更 ・ 3号炉の炉心高さ方向の出力分布制限の変更 ・ 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203-2008）の改訂に伴う変更 ・ 管理区域区分の一部変更

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（5／7）

認可年月日	変更の内容
平成22年2月8日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111－2009）の適用に伴う変更 ・組織変更に伴う変更 ・原子炉主任技術者代行者を選任する職位の見直しに伴う変更
平成23年5月6日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更（電源機能等喪失時の体制の整備等）
平成23年5月11日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全・保安院文書に伴う変更（非常用ディーゼル発電機2基要求）
平成23年4月4日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織変更に伴う変更
平成24年3月15日	<ul style="list-style-type: none"> ・2号炉 長期保守管理方針の策定に伴う変更
平成24年9月6日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全・保安院文書に伴う変更（放射性廃棄物でない廃棄物の扱い、放射性降下物の影響確認）
平成25年6月25日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉主任技術者の選任（原子炉毎の選任）に伴う変更
平成27年2月2日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織変更に伴う変更
平成28年3月24日	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急作業時被ばく線量限度見直しに伴う変更
平成28年4月19日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の改正に伴う変更（3号炉 重大事故等発生時の体制の整備等）

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（6／7）

認可年月日	変更の内容
平成28年8月1日	・記載の適正化
平成29年2月10日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織変更に伴う変更 ・原子力防災訓練における重大事故等対処設備の運用に伴う変更 ・工事担当変更に伴う変更 ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (運転期間を延長しない原子炉の長期保守管理方針の扱い)
平成29年6月28日	・1号炉の廃止措置に伴う変更
平成29年11月27日	・3号炉 予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備の追加に伴う変更
平成30年5月21日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (発電用原子炉施設の定期的な評価の削除) ・運用の明確化 ・記載の適正化
平成30年12月17日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備の追加及び関連する条文の変更) ・原子炉格納容器機器ハッチの開放が許容される条件の見直しに伴う変更 ・運用の明確化
平成31年2月13日	・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (3号炉 内部溢水の運用に係る変更)

第1.1.1.4表 伊方3号機に係る保安規定変更認可の経緯（7／7）

認可年月日	変更の内容
令和元年6月4日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織変更に伴う変更 ・原子力発電安全委員会委員の一部追加
令和元年7月5日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映に伴う変更)
令和2年3月31日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (3号炉 有毒ガス防護に係る規定の適用に伴う変更等)
令和2年9月17日	<ul style="list-style-type: none"> ・検査制度の見直しに伴う変更 ・組織変更に伴う変更
令和2年10月7日	<ul style="list-style-type: none"> ・2号炉の廃止措置に伴う変更
令和2年11月4日	<ul style="list-style-type: none"> ・3号炉 非常用ガスタービン発電機設置に伴う変更
令和3年1月14日	<ul style="list-style-type: none"> ・組織変更に伴う変更
令和3年4月28日	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更 (3号炉 特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更、3号炉 所内常設直流電源設備(3系統目)設置に伴う変更及び有毒ガス 防護の実施に伴う変更) ・放射線管理用計測器の一部変更
令和3年10月5日	<ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所3号炉安全保護系ロジック盤取替に伴う変更

1.1.2 施設及び設備の概要

伊方3号機は、加圧水型の原子力発電所で燃料には低濃縮ウランを使用し、冷却材には軽水を使用している。

発電所系統は、第1.1.2.1図に示すとおり、原子炉内で原子核反応により発生した熱は、1次冷却材により蒸気発生器で2次冷却材へ伝達されタービンを駆動する高温高圧の蒸気を発生させ、熱交換を行った1次冷却材は1次冷却材ポンプにより再び原子炉へ戻される。

蒸気発生器で発生した蒸気は主蒸気管でタービン建屋に導かれタービンを駆動して発電し、その後復水器に流入して復水となり、復水ポンプ、低圧給水加熱器を通り主給水ポンプにより高圧給水加熱器を経て再び蒸気発生器に戻される。

伊方3号機の主要な設備は次のとおりである。

なお、使用済燃料乾式貯蔵施設については、評価時点において運用を開始していない。

(1) 発電所の配置

伊方3号機は、愛媛県西宇和郡伊方町の伊予灘に面した佐田岬半島の付根に位置し、1号機及び2号機を含めた発電所の敷地面積は約86万 m^2 である。

原子炉本体は敷地内のほぼ中央の海側寄りに設置し、原子炉施設の中心から敷地境界までの最短直線距離は約500mである。

(2) 原子炉及び炉心

原子炉及び炉心は、第1.1.2.2図に示すように、原子炉容器及び

その内部に配置した燃料集合体（A型及びB型）、炉心構造物、制御棒クラスタ、制御棒クラスタ駆動装置等により構成されている。

原子炉及び炉心の主要仕様は次のとおりである。

原子炉熱出力	約 2,652MW
冷却回路数	3
炉心等価直径	約 3.04m
炉心有効高さ	約 3.66m

燃料は、ジルコニウム基合金の被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを詰めた燃料棒を 17 本×17 本に組み立てた燃料集合体 157 体が炉心に装荷されている。燃料の構造を第 1.1.2.3 図及び第 1.1.2.4 図に示す。

燃料集合体の最高燃焼度は次のとおりである。

高燃焼度燃料（ステップ1）	:	48,000MWd/t
高燃焼度燃料（ステップ2）	:	55,000MWd/t
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	:	45,000MWd/t

高燃焼度燃料（ステップ2）は、平成16年度の第8回定期検査時に装荷し、使用を開始した。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、平成22年2月（第12回定期検査）に装荷し、使用を開始した。

制御棒クラスタは48本あり、第1.1.2.5図に示すように制御棒

24本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各燃料集合体内の24本の制御棒案内シンプルの内を上下に移動する。

制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終わりにダッシュポット効果による緩衝作用を行わせる。

制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。

制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動する。駆動装置は第1.1.2.6図に示すように圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ及び駆動軸等から構成される。緊急時は原子炉トリップ信号により原子炉トリップ遮断器を開くことによりコイルの電源が遮断され、制御棒クラスタは自重により炉心内に落下する。

(3) 1次冷却設備

1次冷却設備は、炉心で発生した熱エネルギーにより加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で熱交換させて、タービンを駆動する高温高圧の蒸気を発生する設備である。設備は原子炉容器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材配管等で構成し、第1.1.2.7図のように配置している。

1次冷却材は、炉心の冷却のほか、減速材、反射材としての機能を果たし、さらに、ケミカルシム制御用の中性子吸収材であるほう酸の溶媒としても用いている。

原子炉容器は、上部及び底部が半球状のたて置き円筒型で、原子炉容器ふたは胴側フランジにボルト締めで取り付け、燃料取替及び補修の時に取り外し可能としている。容器の材料は低合金鋼及び低合金鍛鋼で、内面の1次冷却材と接触する部分はステンレス鋼で肉盛りし、腐食を防止している。

1次冷却材回路は3回路で、各回路に第1.1.2.8図に示す1次冷却材ポンプ及び第1.1.2.9図に示す蒸気発生器をそれぞれ1台設けて1次冷却材の循環と炉心からの熱除去を行っている。

蒸気発生器は、たて置U字管式熱交換器でタービンを定格出力運転するのに必要な蒸気流量の約1/3ずつを供給し、加圧器は起動中及び運転中の1次冷却材圧力を一定に保つ機能を有する。

(4) 工学的安全施設

工学的安全施設は、1次冷却設備及び主蒸気・給水設備等の原子炉施設の破損、故障等に起因して原子炉内の燃料の著しい破損による大量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制又は防止する施設で、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラス空気再循環設備及び安全補機室空気浄化設備で構成されている。

a. 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備の系統構成は、第1.1.2.10図に示すように、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成され、想定される事故に対してほう酸水を注入する機能を有する。この設備は、単一故障を仮定しても所定の安全機能を果たす多重性及び外部電

源喪失時にディーゼル発電機の作動により必要な機器に電力を供給することによって所定の安全機能を果たし得る。

(a) 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると、自動的にほう酸水を炉心に注入する。この蓄圧注入系の作動は、1次冷却材圧力低下による蓄圧注入配管の逆止弁の自動開放によるもので、特に外部電源等の駆動源を必要としない。

(b) 高圧注入系

高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、高圧注入配管に注入する再循環モードに移行する。

(c) 低圧注入系

低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により余熱除去ポンプが起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

b. 原子炉格納施設

原子炉格納施設は第 1.1.2.11 図に示すとおり、鋼板製の原子炉格納容器の外側を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、その円筒部にアニュラスシールを設け、アニュラスシールの下部は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、2重の格納機能を持たせている。

原子炉冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁（格納容器バウンダリ）となる。

c. 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、第 1.1.2.12 図に示すとおり、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、pH調整剤貯蔵タンク、配管及び弁類で構成されている。

原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイ冷却器出口弁が開き格納容器スプレイポンプが起動し、よう素除去薬注弁が開き、格納容器スプレイポンプ出口側から分岐して格納容器スプレイポンプ入口側に戻るラインに設けたスプレイエダクタにより、燃料取替用水タンクからの水にヒドラジン溶液を混入する。また、事故後長期間の再循環水を中性に保つためのpH調整剤貯蔵タンクがある。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、格納容器スプレイポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、格納容器スプレイ冷却器で冷却した後、原子炉格納容器内にスプレイする。

d. アニュラス空気再循環設備

アニュラス空気再循環設備は、第 1.1.2.13 図に示すとおり、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等により構成されている。

この設備は、原子炉冷却材喪失事故時に、アニュラス部を負圧に保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持っている。

e. 安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、第 1.1.2.14 図に示すとおり、安全補機室排気ファン、安全補機室排気フィルタユニット等により構成されている。

この設備は、原子炉冷却材喪失事故時に、安全補機室（格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）の空気を浄化し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持っている。また、原子炉冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度の制御に使用する。

(5) 原子炉補助施設

原子炉補助施設は、原子炉の運転及び安全を保持するための施設であり、化学体積制御設備、余熱除去設備、原子炉補機冷却設備、原子炉補機冷却海水設備、使用済燃料ピット水浄化冷却設備、燃料取扱及び貯蔵設備、並びに試料採取設備よりなる。

a. 化学体積制御設備

化学体積制御設備の系統構成は、第 1.1.2.15 図に示すように、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、充てんラインを経て1次冷却材低温側配管に戻す構成としている。

この設備は、1次冷却設備中の1次冷却材保有量の適正保持、反応度制御に使う1次冷却材中のほう素の濃度調整、1次冷却材の浄化、1次冷却材中の腐食抑制剤の濃度調整、1次冷却材ポンプの軸封水の供給及び1次冷却材設備への水張り機能を持っている。

b. 余熱除去設備

余熱除去設備の系統構成は、第 1.1.2.16 図に示すように余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ等より構成されている。

この設備は、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去、非常用炉心冷却設備の低圧注入機能を持っている。また、燃料取替時に、燃料取替用水タンクの水を原子炉キャビティに水張りする機能を持っている。

c. 原子炉補機冷却水設備

原子炉補機冷却水設備は、第 1.1.2.17 図に示すように、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等からなり、閉回路を構成している。

この設備は、プラントの運転に必要な原子炉補機へ冷却水を供給するとともに、1次冷却材等の放射性流体を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との中間冷却設備

として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあっても放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防止する機能を有する。

d. 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備は、第 1.1.2.18 図に示すように、海水ポンプ等で構成され、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機へ冷却海水を供給する機能を有する。

e. 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、第 1.1.2.19 図に示すとおり、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピット脱塩塔フィルタ等からなり、閉回路を構成している。

この設備は、使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱の除去、使用済燃料ピット水の浄化機能を有する。

f. 燃料取扱及び貯蔵設備

新燃料及び使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号機共用）は原子炉建屋内に設け、これらと炉心との間の燃料の移動等のために原子炉格納容器を貫通する燃料移送装置を含む燃料取扱設備を設置している。

使用済燃料の取扱いについては、炉心から取出して輸送容器への収容までの操作を水面下で行うことができるようにし、使用済燃料ピットは、冷却及び遮へいのため常時満水にしており、原子

炉容器から使用済燃料ピットまでの燃料の通路となるキャビティ及び燃料移送装置の部分等には燃料取替時だけ水を張る。このキャビティ等に張る水は燃料取替用水タンク内のほう酸水を用いる。燃料を装荷する工程は使用済燃料の取出しと逆の工程による。また、2号機又は3号機の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵する使用済燃料のうち、十分に冷却した使用済燃料は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬して貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。新燃料貯蔵設備の容量は、全炉心燃料の約100%相当分、使用済燃料貯蔵設備の容量は、全炉心の約1,150%相当分、使用済燃料乾式貯蔵施設の容量は、全炉心の約760%相当分（1号、2号及び3号機共用）である。

g. 試料採取設備

試料採取設備は、第1.1.2.20図に示すように、原子炉施設の主要箇所から試料を採取するための機器、配管等より構成され、1次冷却設備、原子炉補助施設等の主要箇所から、化学的及び放射化学的性質の分析、評価を行うための試料を採取する。

(6) 計測制御系統施設

a. 安全保護系

安全保護系は原子炉の異常状態を検知し、安全保護系保護要素からの信号により、原子炉停止系及び工学的安全施設等の作動を

直接開始させるよう設計している。

安全保護回路は多重チャンネル構成で、測定変数に対して2 out of 4方式などの論理回路を形成し信頼度を高め、原子炉停止及び工学的安全施設作動信号の発信を行う。

b. 計測制御系

発電所の主要な計装及び制御設備は、集中的に監視及び制御を行うため、中央制御室に配置している。特に安全上重要なプロセス機能に関連する装置は、多重設備としており、さらにフェイルセーフの機能をもたせた設計としている。

原子炉の反応度制御には、制御棒クラスタの位置調整と1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式があり、両方式を併用して炉心の適切な反応度制御を行う。主として前者は、プラント出力等のプラント運転条件の変化による比較的急速な反応度変化の補償と高温停止時の余剰反応度の吸収に使用し、後者は燃料の燃焼、核分裂生成物の蓄積等の比較的ゆるやかな反応度変化の補償と低温停止時の余剰反応度の吸収に使用する。

原子炉圧力は、加圧器により自動制御し、また1次冷却設備中の1次冷却材保有量の制御は化学体積制御設備で行う。

原子炉出力は、炉外核計装及び炉内計装等により監視、調整する。炉外核計装は中性子束検出器を使用し、中性子束を連続的に監視して原子炉の運転、保護のために必要な信号を原子炉制御系及び原子炉保護系に送る。炉内計装は炉内に配置する熱電対と可動小型中性子束検出器とを使用し、炉心内の燃料集合体出口温度及び中性子束分布を必要に応じて測定し、炉心出力分布等の運転

に必要なデータを得る。

c. 中央制御室

中央制御室には、プラントの運転に必要な監視及び操作装置を集中化して、中央制御盤等を設置している。

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備等の計測制御装置を設けた主盤、補助盤等で構成し、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に必要な操作器、指示計、警報装置等を運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮して設置している。

(7) 電気施設

発電機は、990,000kVA、1,800rpm 蒸気タービンに直結した横置・円筒回転界磁形・全閉自己通風・水素内部冷却・三相同期発電機で励磁機はブラシレス励磁機である。

3号機で発生した電力は、500kV 送電線2回線で、当社の電力系統へ送電する。これら500kV 送電線は1回線で3号機の発生電力を送電し得る容量があるので、1回線事故が発生しても3号機を全出力運転できる。500kV 送電線が2回線とも停電した場合には、原子炉を安全に停止するための電力を187kV 送電線4回線から受電する。

所内電気設備は、発電機及び励磁装置、主変圧器、所内変圧器、予備変圧器等から構成される。第1.1.2.21 図に所内単線結線図を示す。

非常用ディーゼル発電機は、500kV 送電線2回線事故時に万一187kV 送電線も停電した場合に、原子炉を安全に停止するために必

要な補機を運転するのに十分な容量を有するものを2台設置している。

(8) タービン及び付属設備

タービン及び付属設備は、主蒸気系統、タービン、復水設備、給水設備及びその他必要な設備からなり、その系統構成は第1.1.2.22図のとおりである。

蒸気発生器で発生した蒸気は、主蒸気管より主蒸気ヘッドを経て高圧タービンに至る。高圧タービンを出た蒸気は、湿分分離加熱器を経て低圧タービンに入る。低圧タービンの排気は復水器に流入して復水となる。途中、蒸気をタービンから抽気し、給水の加熱に用いている。復水ポンプは、復水器ホットウェルから復水を取り出し、グラントコンデンサ、低圧給水加熱器群を通して主給水ポンプへ送る。主給水ポンプは、給水を加圧し、高圧給水加熱器を経て蒸気発生器へ供給する。

タービンの仕様は次のとおりである。

型 式	串型3車室4分流排気再熱再生式
出 力	約890,000kW（発電端）
台 数	1

タービンの負荷が急減したときに炉心の余剰発生熱を除去するために、蒸気を復水器へダンプする主蒸気ダンプ系及び主蒸気逃がし弁を設けている。主蒸気ダンプ系及び主蒸気逃がし弁は、原子炉の起動及び停止時の炉心発生熱を除去するときにも使用する。

また、主給水ポンプのほかに補助給水ポンプとして蒸気タービン駆動及び電動機駆動のものを設け、外部電源喪失時等に補助給水タンク等の水を蒸気発生器へ供給し、原子炉の余熱を除去する。

蒸気発生器の伝熱管からの1次冷却材の漏えい監視については、主蒸気管に設置した放射線モニタ、復水器真空ポンプからの排気ラインに設置した放射線モニタ等により行っている。復水器空気抽出器の排気は、警報動作時、放射線管理室排気フィルタユニットを経由して補助建屋排気筒から放出する。一方、蒸気発生器2次側ブロアダウン系統は、警報動作時、自動隔離される。

(9) 放射性廃棄物廃棄施設

放射性廃棄物廃棄施設は廃棄物の種類によって気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備に分類される。

第1.1.2.23図に放射性廃棄物廃棄施設系統図を示す。

a. 気体廃棄物処理設備

放射性気体廃棄物は、主として1次冷却材中のほう素濃度を調整する際に生じる抽出水中の溶存水素及び気体状核分裂生成物、並びに冷却材貯蔵タンク等の気相空間に充てんしている窒素である。これらの気体については、収集圧縮してガス減衰タンクに貯留して放射能を減衰したのち、放射線モニタによって監視しながら排気筒より放出する。

b. 液体廃棄物処理設備

放射性液体廃棄物は、主として1次冷却材中のほう素濃度を調整する際に生じる抽出水及び1次系機器ドレン、廃液貯蔵タンクに収集される床ドレン、機器ドレン、除染廃液、放射化学室廃液及び試料採取廃液、並びに洗たく排水等である。発生した放射性液体廃棄物は、ろ過、蒸発処理、貯留、減衰等により、放射性物質の濃度及び量の低減を図り、処理水は試料採取、分析（放射性物質濃度測定、化学分析）を行い、再使用するか又は放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域以外における水中の濃度限度よりも低いことを確認した上で、放射線モニタによって監視しながら放出する。

c. 固体廃棄物処理設備

固体廃棄物の主な発生源は、脱塩塔樹脂、廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液等、並びに使用済フィルタ、布、紙等の雑固体廃棄物である。

使用済の脱塩塔樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。

廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液並びに薬品ドレン（強酸等）は、タンクに貯蔵し、固化材（セメント）と共にドラム詰めする。

雑固体廃棄物は、必要に応じ圧縮、焼却により減容してドラム詰めする。

主な固体廃棄物処理設備の機能は以下のとおりである。

設 備 名	機 能
使用済樹脂貯蔵タンク	使用済の脱塩塔樹脂を貯蔵する。
セメント固化装置	濃縮廃液，薬品ドレン（強酸等）等を固化材とともにドラム詰めする。
ペイラ	圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮減容する。
雑固体焼却設備	可燃性の雑固体廃棄物を焼却減容する。

d. 固体廃棄物貯蔵設備

処理されドラム缶に詰められた廃棄物は固体廃棄物貯蔵庫（1号，2号及び3号機共用）に貯蔵保管している。

(10) 放射線管理施設

従業員及び周辺公衆の安全管理を確実にを行うための放射線管理施設は次のとおりである。

a. 放射線管理関係設備

放射線管理関係設備には，放射線管理室，汚染管理施設及び試料分析関係施設がある。

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋内管理区域への立ち入りは放射線管理室を通る設計となっており，ここで人員，物品等の出入管理を行う。また，放射線管理に必要な蛍光ガラス線量計，警報付ポケット線量計等を備えている。

汚染管理施設は，人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うため，退出モニタ，服モニタ，シャワー室等を設けている。

試料分析関係施設は，1次冷却設備，放射性廃棄物廃棄施設，

その他各設備からの試料の一般化学分析及び放射化学分析並びに放射能測定を行うため、原子炉系試料採取室、放射化学室等を設けている。

b. 放射線監視設備

放射線監視設備には、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、環境モニタリング設備等がある。

プロセスモニタリング設備は、放射性物質の濃度を連続的に測定しており、測定値は中央制御室に指示、記録される。また、測定値が設定値を超えた時は、中央制御室に警報を発信する。プロセスモニタの主なものとして、格納容器ガスモニタ、補助建屋排気筒ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタ等がある。

エリアモニタリング設備は、建屋内、室内等の線量当量率を連続的に測定しており、測定値は中央制御室に指示、記録される。また、線量当量率が設定値を超えた時は、現場及び中央制御室に警報を発信する。エリアモニタを設けている主な区域は、中央制御室、ドラム詰装置制御室、放射化学室等である。

環境モニタリング設備は、1号、2号及び3号機共用で、発電所周辺監視区域境界付近及び周辺の空気吸収線量率を測定している。環境モニタの主なものとして、モニタリングポスト、モニタリングステーション、モニタリングカー等がある。

c. 放射線防護設備

放射線防護設備には、平常及び非常時の放射線防護並びに救助活動に必要なものとして、防護衣、防護マスク等の防護用機器、

遮へい用器材，汚染除去用器材を備えている。

d. 遮へい設備

遮へい設備は，通常運転時はもとより事故時においても発電所周辺の公衆及び従業員の線量当量を低減するもので，1次遮へい，2次遮へい，外部遮へい，補助遮へい，燃料移送等遮へい等で構成している。

また、伊方3号機は、これまで自主対策としてアクシデントマネジメント対策を整備していたが、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ策定された設置許可基準規則等（いわゆる新規制基準）に基づき、地震、津波等について、従来の設計基準の強化に伴う対策を講じるとともに、重大事故等の発生時においても炉心の著しい損傷を防止し、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するための重大事故等対処設備を設けている。

伊方3号機の主要な重大事故等対処設備を以下に示す。

(11) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止，原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の概略系統図を第1.1.2.24図～第1.1.2.28図に示す。

a. 手動による原子炉緊急停止

原子炉自動トリップに失敗した場合に、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる。

b. 原子炉出力抑制（自動）

原子炉自動トリップに失敗した場合に、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、発信する作動信号によるタービントリッ

プ及び主蒸気隔離弁の閉止により原子炉出力を抑制し、さらに、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

c. 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）からの信号によって機器等が自動作動しない場合に、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により1次冷却系統の過圧を防止できる。

d. ほう酸水注入

原子炉トリップに失敗した場合に、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入系統を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる。

ほう酸ポンプが使用できない場合に、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる。

(12) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合におい

でも炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設ける。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の概略系統図を第1.1.2.29図～第1.1.2.34図に示す。

a. 1次冷却システムのフィードアンドブリード

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる。また、蓄圧タンクは、フィードアンドブリード中にほう酸水を炉心へ注入でき、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、フィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態にできる。

b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合に、タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる。

c. 電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合に、電動補助給水ポンプは、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より給電することで機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる。

d. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる。

(13) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード、2次冷却系からの除熱、加圧器逃がし弁の機能回復等）を設ける。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の概略系統図を第1.1.2.35図～第1.1.2.42図に示す。

a. 1次冷却系統のフィードアンドブリード

2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合に、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却系統を減圧できる。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプにより炉心へほう酸水を注入することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる。

b. 2次冷却系からの除熱（注水）

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合に、補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃が

し弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる。

c. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる。

d. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合に、タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復できる。

e. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

常設直流電源系統が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有した開操作ができる。また、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する。

f. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）

常設直流電源系統喪失時に駆動用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）により、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる。

g. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）

常設直流電源系統が喪失した場合に、加圧器逃がし弁用可搬型

蓄電池は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）により、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる。

h. 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧

加圧器逃がし弁は、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止できる。

i. 1次冷却系統の減圧

蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合に、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁は、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制できる。

j. 1次冷却系統の減圧及びI S L O C A時漏えい抑制

インターフェイスシステムL O C Aが発生した場合に、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁は、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制できる。また、余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から余熱除去系統を隔離し、1次冷却材の漏えい量を抑制し、拡散を防止できる。

(14) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設ける。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するた

めの設備の概略系統図を第1.1.2.43図～第1.1.2.59図に示す。

(i) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、再循環運転、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備、熔融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備及び余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備）を設ける。

a. 炉心注水

炉心注水機能が喪失した場合に、充てんポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、化学体積制御系統により炉心へ注水できる。

b. 代替炉心注水

炉心注水機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる。

炉心注水機能が喪失した場合に、代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とし、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる。

炉心注水機能が喪失した場合に、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替淡水源又は海を水源とし、代替再循環ラインにより炉

心へ注水できる。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、充てんポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

c. 代替再循環運転

余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる。

格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合に、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構成できる。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプ（B）は、中型ポンプ車による代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水

頭を確保できる。高圧注入ポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

d. 再循環運転

余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプは、格納容器再循環サンプを水源とし、安全注入システムにより再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる。

e. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備

(a) 代替炉心注水

格納容器スプレイポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、代替再循環ラインを介して原子炉へ注水できる。

代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とし、代替再循環ラインを介して原子炉へ注水できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる。

中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替淡水源又は海を水源とし、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる。全交流動力

電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる。

(b) 炉心注水

高圧注入ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、安全注入システムにより炉心へ注水できる。

充てんポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる。

f. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器注水（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（格納容器内注水）を設ける。

(a) 格納容器注水

格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる。

代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とし、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる。代替格納容器スプレイポンプは、非常用電源設備のディーゼル発電機に加えて、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる。

g. 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備

余熱除去ポンプは、格納容器再循環サンプを水源とし、余熱除去冷却器を介して再循環運転ができる。格納容器再循環サンプス

クリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる。

(ii) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）、主蒸気逃がし弁の機能回復））を設ける。

a. 2次冷却系からの除熱（注水）

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、補助給水タンクを水源とし、蒸気発生器へ給水ができる。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

b. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁は、開操作することで2次冷却系からの除熱（蒸気放出）ができる。主蒸気逃がし弁は、現場で人力による弁の操作ができる。

c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、電動補助給水ポンプは、補助給水タンクを水源とし、蒸気発生器へ給水ができる。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時にも、代替電源設備である非常用ガスター

ビン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

d. 主蒸気逃がし弁の機能回復

全交流動力電源が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる。

(iii) 運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、再循環運転、2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）、主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

a. 炉心注水

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、安全注入システムにより炉心へ注水できる。

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、充てんポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる。

b. 代替炉心注水

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、代替再循環ラインを介して炉心へ注水できる。

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンク

クを水源とし、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる。

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替淡水源又は海を水源とし、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、ディーゼルエンジンにて駆動できる。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、充てんポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

c. 代替再循環運転

余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる。

格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合に、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構

成できる。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、
「(i)c. 代替再循環運転」の全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合と同じ。

d. 再循環運転

「(i)d. 再循環運転」と同じ。

e. 2次冷却系からの除熱（注水）

「(ii)a. 2次冷却系からの除熱（注水）」と同じ。

f. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

「(ii)b. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）」と同じ。

g. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

「(ii)c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）」と同じ。

h. 主蒸気逃がし弁の機能回復

「(ii)d. 主蒸気逃がし弁の機能回復」と同じ。

(iv) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備
発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

a. 炉心注水

高圧注入ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、安全注入システムにより炉心へ注水できる。

余熱除去ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、低圧注入システムにより炉心へ注水できる。

充てんポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、化学体積制御系等により炉心へ注水できる。

b. 代替炉心注水

格納容器スプレイポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる。

代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とし、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる。

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、充てんポンプ（B）は、燃料取替用水タンクを水源とし、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

(15) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）

を設ける。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の概略系統図を第1.1.2.60図～第1.1.2.62図に示す。

a. 2次冷却系からの除熱（注水）

最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、補助給水タンクを水源とし、蒸気発生器へ給水できる。全交流動力電源喪失時にも、電動補助給水ポンプは、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

b. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作により、蒸気発生器2次側から最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる。全交流動力電源喪失時にも同様に対応できる。

c. 格納容器内自然対流冷却

1次冷却材喪失事象時において最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、中型ポンプ車は、海を水源とし、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水温度を監視することにより、格

納容器内自然対流冷却の状態を確認できる。全交流動力電源喪失時にも同様に対応できる。

d. 代替補機冷却

最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、中型ポンプ車は、海を水源とし、原子炉補機冷却水系統を介して、高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水系統へ海水を直接供給できる。全交流動力電源喪失時にも同様に対応できる。

(16) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の概略系統図を第1.1.2.63～第1.1.2.67図に示す。

(i) 炉心の著しい損傷を防止するため及び格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. 格納容器内自然対流冷却

1次冷却材喪失事象時において原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）により原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、中型ポンプ車は、海を水源とし、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水温度を監視することにより、格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる。

格納容器内自然対流冷却は、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する。

b. 代替格納容器スプレイ

1次冷却材喪失事象時において原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に水を噴霧できる。代替格納容器ス

プレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる。

代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する。

(ii) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. 格納容器スプレイ

格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる。

b. 格納容器スプレイ再循環

格納容器スプレイポンプは、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる。

(17) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の概略系統図を第1.1.2.68図～第1.1.2.71図に示す。

a. 格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる。

b. 格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）により原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、中型ポンプ車は、海を水源とし、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水温度を監視することにより、格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる。

c. 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノ

ズルより原子炉格納容器内に水を噴霧できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる。

(18) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために必要な重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の概略系統図を第1.1.2.72図及び第1.1.2.73図に示す。

(i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. 格納容器スプレイ

格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さ

らに連通管及び連通口を經由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる。格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

b. 代替格納容器スプレイ

代替格納容器スプレイポンプは、燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とし、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を經由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる。

(ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備は、「(14) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と同じ。

(19) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内にお

ける水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備（静的触媒式水素再結合装置，イグナイタ及び格納容器水素濃度計測装置）を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の概略系統図を第1.1.2.74図～第1.1.2.77図に示す。

a. 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置は，ジルコニウム－水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより，原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる。また，静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は，中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の作動状況を温度上昇により確認できる。静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

b. イグナイタ

イグナイタは，炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ，原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる。イグナイタ作動温度計測装置は中央制御室にてイグナイタの作動状況を温度上昇により確認できる。イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置は，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

c. 格納容器水素濃度計測装置

格納容器水素濃度計測装置及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するため、事故後サンプリング設備に接続することで、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる。全交流動力電源喪失にも、可搬型代替冷却水ポンプを原子炉補機冷却水系に接続し、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる。窒素ボンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁に窒素を供給できる。

また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として海を水源とする中型ポンプ車は、サンプリングガスの冷却系統へ海水を直接供給できる。

格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

(20) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏れいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出及びアニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度

測定) を設ける。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の概略系統図を第1.1.2.78図～第1.1.2.80図に示す。

a. アニュラス空気再循環設備による水素排出

アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しないようにできる。アニュラス排気ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。また、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し、代替電源設備によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる。

b. アニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度測定

アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる。アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、アニュラス排気ダクトを經由して採取したアニュラス部の雰囲気ガスの水素濃度を測定できる。アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

(21) 使用済燃料ピットの冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料集合体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料集合体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備（使用済燃料ピットへのスプレー及び燃料取扱棟への放水）を設ける。

重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピットの冷却等のための設備の概略系統図を第1.1.2.81図～第1.1.2.85図に示す。

a. 使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの注水機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、中型ポンプ車は、代替淡水源又は海を水源とし、使用済燃料ピットへ注水できる。

b. 使用済燃料ピットへのスプレー

使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷の進行を緩和するため、小型放水砲は、可搬型ホースにより代替淡水源又は海を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピット全面にスプレーできる。燃料損傷時には、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できる。

c. 燃料取扱棟への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷の進行を緩和するため、大型放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水できる。燃料損傷時には、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できる。

大型放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる。

d. 使用済燃料ピットの監視

使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット温度 (AM) 及び使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置並びに可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる。使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等の使用済燃料ピットの状態を監視できる。これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

(22) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピットの燃料体等の著しい損傷に至った場合において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重大事故等対処設備（大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制及び航空機燃料火災の泡消火）を設ける。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の概略系統

図を第1.1.2.86図及び第1.1.2.87図に示す。

(i) 大気への拡散抑制

- a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制

大型放水砲に接続した大型ポンプ車等は、海を水源とし、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水できる。

大型放水砲に接続した大型ポンプ車等は、海を水源とし、燃料取扱棟へ放水できる。

大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から放水できる。

- b. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットスプレイ

小型放水砲に接続した中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替淡水源又は海を水源とし、使用済燃料ピットへスプレイできる。

(ii) 海洋への拡散抑制

- a. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

放射性物質吸着剤は、構内の雨水排水枡等に設置し、雨水排水路に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できる。

- b. シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する5箇所（取水ピット内、海水ピット内、放水ピット内、雨水排水口の海洋側2箇所）に設置できる。

(iii) 航空機燃料火災の泡消火

- a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火

大型放水砲に接続した大型ポンプ車等は、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる。

(23) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード、補助給水タンクへの供給、代替炉心注水、代替格納容器スプレー、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、再循環運転、代替再循環運転及び使用済燃料ピット注水）を設ける。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するため及び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重大事故等対処設備（使用済燃料ピットへのスプレー、燃料取扱棟への放水並びに原子炉格納容器及びアンユラス部への放水）を設ける。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては補助給水タンク及び淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク及びろ過水貯蔵タンク）を確保し、補助給水タンクに対しては燃料取替用水タンク及び淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の概略系統図を第1.1.2.88図～第1.1.2.96図に示す。

a. 1次冷却システムのフィードアンドブリード

補助給水タンクが枯渇又は破損した場合に、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた1次冷却システムのフィードアンドブリードの水源として燃料取替用水タンクを使用する。

b. 補助給水タンクへの補給

補助給水タンクが枯渇した場合に、中型ポンプ車は、淡水タンク又は海を水源とし、補助給水タンクへ水を供給できる。

c. 代替炉心注水

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合に、代替格納容器スプレイポンプは、代替水源である補助給水タンクを使用する。

(b) 加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合に、加圧ポンプ車及び中型ポンプ車は、代替水源である淡水タンク又は海を使用する。

d. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合に、代替格納容器スプレイポンプは、代替水源である補助給水タンクを使用する。

e. 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

燃料取替用水タンクが枯渇した場合に、補助給水タンクは、補

助給水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる。

f. 再循環運転

(a) 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転

余熱除去ポンプは、格納容器再循環サンプを水源として、余熱除去冷却器を介して再循環できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる。

(b) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

余熱除去設備の再循環による原子炉冷却機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプは、格納容器再循環サンプを水源とし、安全注入システムを介して再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプの有効吸込水頭を確保できる。

g. 代替再循環運転

(a) 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環運転

格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環による原子炉冷却機能が喪失した場合に、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、格納容器再循環サンプからの再循環システムを構成できる。

(b) 格納容器スプレイポンプ（B）による代替再循環運転

余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポン

プ（B）は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる。格納容器再循環サンプスクリーンは格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる。

(c) 高圧注入ポンプ（B）による代替再循環運転

全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、中型ポンプ車は、海を水源とし、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる。高圧注入ポンプ

（B）は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる。高圧注入ポンプ（B）は、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

h. 使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、中型ポンプ車は、代替水源である淡水タンク又は海を使用する。

i. 使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水

小型放水砲は、可搬型ホースにより淡水タンク又は海を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続して、使用済燃料ピットへスプレイできる。

大型放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水し、一部の水を使用

済燃料ピットに注水できる。

j. 原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

大型放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水できる。

(24) 電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備（非常用電源設備、代替電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備）を設ける。

電源設備の概略系統図を第 1.1.2.97 図～第 1.1.2.109 図に示す。

(i) 非常用電源（交流）設備

a. ディーゼル発電機による給電

交流動力電源を供給するため、ディーゼル発電機は重大事故等時に、電力を供給でき、燃料油貯油槽及び重油タンクはディーゼル発電機へ燃料を供給できる。重油タンクは、移送配管を用いるほか、ミニローリーを用いても燃料を移送できる。

(ii) 代替電源（交流）設備

a. 非常用ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、非常用ガスタービン発電機及び非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽を使用できる。非常用ガスタービン発電機は、

中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給でき、重大事故等対策時に必要な交流負荷へ電力を供給できる。また、非常用ガスタービン発電機は非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽より燃料を供給できる。

b. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、空冷式非常用発電装置、重油タンク及びミニローリーを使用できる。空冷式非常用発電装置は、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給でき、重大事故等対策時に必要な交流負荷へ電力を供給できる。また、空冷式非常用発電装置は、重油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる。

c. 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器、軽油タンク及びミニローリーを使用できる。300kVA 電源車は、300kVA 電源車用変圧器により電圧を低圧に変換したうえで非常用低圧母線へ接続することで電力を供給でき、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給できる。また、300kVA 電源車は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる。

(iii) 所内常設蓄電式直流電源設備

a. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、蓄電池（非常用）を使用できる。蓄電池（非常用）は、中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で必要な負荷

以外を切り離すことにより8時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給できる。

b. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、蓄電池（重大事故等対処用）を使用できる。蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（非常用）により8時間にわたる電力供給後、中央制御室に隣接する計装盤室以外の場所で必要な負荷以外を切り離して16時間にわたり電力を供給でき、蓄電池（非常用）と組み合わせて24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給できる。

c. 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、特に高い信頼性を有する蓄電池（3系統目）を使用できる。蓄電池（3系統目）は、中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で必要な負荷以外を切り離すことにより8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給できる。

(iv) 可搬型直流電源設備

a. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、75kVA電源車及び可搬型整流器により構成する可搬型直流電源装置並びに軽油タンク及びミニローリーを使用できる。可搬型直流電源装置は、直流母線へ接続するこ

とにより、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給できる。また、75kVA電源車は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる。

(v) 代替所内電気設備

非常用母線等の機能が喪失した場合に、代替所内電気設備として、非常用ガスタービン発電機、非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽、空冷式非常用発電装置、重油タンク、ミニローリー、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を使用できる。代替所内電気設備は、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置を代替電気設備受電盤に接続し、代替動力変圧器より重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給できる。

(25) 計装設備

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を計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設ける。

計測設備の概略系統図を第1.1.2.110図及び第1.1.2.111図に示す。

(26) 中央制御室

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備（居住性を確保するための設備及び汚染の持ち込みを防止するための設備）を設ける。

中央制御室の設備の概略系統図を第1.1.2.112図に示す。

(i) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へい

中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護できる。中央制御室換気空調設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時にも、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

中央制御室遮へいは、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護できる。

重大事故等時に、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる。

b. 中央制御室の照明を確保する設備

中央制御室の照明は、中央制御室用可搬型照明により確保できる。中央制御室用可搬型照明は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

c. 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる。

(ii) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し、中央制御室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、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設け、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止できる。

(27) 監視測定設備

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件の測定）を設ける。

(i) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる。

a. 可搬型代替モニタ

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型代替モニタは、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。可搬型代替モニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる。

b. 可搬型モニタ

可搬型モニタは、発電所海側や緊急時対策所（EL. 32m）側に

発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。可搬型モニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる。

c. 可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラ

モニタリングカーの線量率サーベイメータ、ダストサンプラ又はよう素サンプラが機能喪失した場合に、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示できる。

可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示できる。周辺海域においては、小型船舶を使用できる。

(ii) 風向、風速その他の気象条件の測定

a. 可搬型気象観測設備

気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬型気象観測設備は、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる。可搬型気象観測設備の指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる。

(28) 緊急時対策所

緊急時対策所（EL. 32m）は、重大事故等が発生した場合におい

でも当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じるとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握でき、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な重大事故等対処設備（居住性を確保するための設備及び必要な指示及び通信連絡に関わる設備）を設ける。緊急時対策所（EL. 32m）は、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の対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる。

対策要員が緊急時対策所（EL. 32m）の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。身体サーベイの結果、汚染が確認された場合には、除染を行うことができる区画を隣接して設けるよう考慮する。

緊急時対策所の概略系統図を第 1.1.2.113 図～第.1.1.2.116 図に示す。

(i) 居住性を確保するための設備

緊急時対策所（EL. 32m）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（EL. 32m）内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所（EL. 32m）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない。

a. 緊急時対策所空気浄化設備及び緊急時対策所遮へい

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合に、緊急時対策所（EL. 32m）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（EL. 32m）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを保管する。

b. 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室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にあることを把握できる。

c. 緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタ，可搬型気象観測設備

緊急時対策所エリアモニタ，加圧判断に使用する可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備は、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう，放射線量を監視，測定できる。

d. 緊急時対策所加圧装置

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所加圧装置を保管する。

(ii) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備

a. 情報収集のための設備

緊急時対策所（EL. 32m）には、重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報を中央制御室内の運転員を介

さずに把握できるよう、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を設ける。安全パラメータ表示システムは、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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

b. 通信連絡のための設備

緊急時対策所（EL. 32m）から中央制御室，屋内外の作業場所，原子力本部（松山），本店（高松），国，地方公共団体，その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができるよう，緊急時用携帯型通話設備，衛星電話設備，無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設ける。

(iii) 代替電源設備

全交流動力電源が喪失した場合に給電できるよう，緊急時対策所用発電機を使用する。緊急時対策所用発電機は，軽油タンクより，ミニローリーを用いて，燃料を補給できる。

(29) 通信連絡を行うために必要な設備

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を設ける。

通信連絡を行うために必要な設備の概略系統図を第 1.1.2.117 図に示す。

(i) 発電所内の通信設備，データ伝送設備

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通信設備（発電所内），緊急時対策所（EL. 32m）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）及び計装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設備（発電所内）を設ける。

- a. 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通信設備（発電所内）

衛星電話設備，無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通信設備を，中央制御室，原子炉建屋，原子炉補助建屋又は緊急時対策所（EL. 32m）に設ける。

衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は，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。

衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）の電源は，ディーゼル発電機に加えて，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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

衛星電話設備のうち緊急時対策所（EL. 32m）に設置する衛星電話（固定型）の電源は，ディーゼル発電機に加えて，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緊急時対策所用発電機から給電できる。

衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型），無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備の電源は，蓄電池又は乾電池を使用する。蓄電池を用いるものについては，予備の蓄電池と交換することにより，継続して通話ができ，使用後の蓄電池は，中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の電源から充電することができる。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。

- b. 緊急時対策所（EL. 32m）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）

安全パラメータ表示システムを原子炉補助建屋に、SPDS表示端末を緊急時対策所（EL. 32m）に設ける。

安全パラメータ表示システムは、ディーゼル発電機に加えて、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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

SPDS表示端末は、ディーゼル発電機に加えて、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緊急時対策所用発電機から給電できる。

- c. 計装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設備（発電所内）

衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備を、中央制御室、原子炉建屋、原子炉補助建屋又は緊急時対策所（EL. 32m）に設ける。

衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、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。

衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

衛星電話設備のうち緊急時対策所（EL. 32m）に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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緊急時対策所用発電機から給電できる。

衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備の電源は、蓄電池又は乾電池を使用する。蓄電池を用いるものについては、予備の蓄電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の蓄電池は、中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の電源から充電することができる。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。

(ii) 発電所外への通信設備、データ伝送設備

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)等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（社内外）の必要な場所で共有する通信設備（発電所外）を設ける。

a. 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設備（発電所外）

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を緊急時対策所（EL. 32m）に、衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）に設ける。

衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、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。

衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）

の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

衛星電話設備のうち緊急時対策所（EL. 32m）に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、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緊急時対策所用発電機から給電できる。

衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）の電源は、蓄電池を使用しており、予備の蓄電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の蓄電池は、中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の電源から充電することができる。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、ディーゼル発電機に加えて、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緊急時対策所用発電機から給電できる。

- b. 発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）

安全パラメータ表示システムを原子炉補助建屋に設ける。

安全パラメータ表示システムは、ディーゼル発電機に加えて、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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所（EL. 32m）の通信連絡機能に係る設備としての、安全パラメータ表示システム、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、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。

- c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する通信設備（発電所外）

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を緊急時対策所（EL. 32m）に，衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）に設ける。

衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は，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。

衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）の電源は，ディーゼル発電機に加えて，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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

衛星電話設備のうち緊急時対策所（EL. 32m）に設置する衛星電話（固定型）の電源は，ディーゼル発電機に加えて，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緊急時対策所用発電機から給電できる。

衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）の電源は，蓄電池を使用しており，予備の蓄電池と交換することにより，継続して通話ができ，使用後の蓄電池は，中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の電源から充電することができる。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，ディーゼル発電機に加えて，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緊急時対策所用発電機から給電できる。

安全パラメータ表示システムは，ディーゼル発電機に加えて，

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非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる。

緊急時対策支援システム(ERSS)等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所(EL.32m)の通信連絡機能に係る設備としての、安全パラメータ表示システム、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、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。