

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ため、評価時点（2026年1月21日）における「1.1 発電用原子炉概要」，「1.2 設置の許可に関する事項」，「1.3 保安規定に関する事項」，「1.4 構築物，系統及び機器」について示す。なお，商業機密や防護上の理由のため公開できないものについては，参考資料に示す。

また，「1.5 国際動向を踏まえた記載の充実」において，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，国際動向を踏まえた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。

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及び運転実績について説明する。

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 〕
令和 4 年 8 月 1 日 (一部補正) 令和 4 年 12 月 16 日	令和 5 年 2 月 8 日	3 号原子炉施設の変更 〔 使用済樹脂貯蔵タンクの増設 〕
令和 3 年 7 月 15 日 (一部補正) 令和 5 年 2 月 20 日	令和 5 年 5 月 24 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解釈の改正に伴う震源を特定せず策定する地震動に係る標準的な応答スペクトルを考慮した基準地震動の追加 〕

※ 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 / 1 0)

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 / 10)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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 / 1 0)

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)
設計及び工事 計画届出	令和 4 年 5 月 30 日 (令和 4 年 6 月 24 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)
設計及び工事 計画認可申請	令和 4 年 9 月 14 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 5 年 3 月 10 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の改正並びに関連規則等の改正に伴う変更 (A 型燃料集合体)
設計及び工事 計画認可申請	令和 5 年 3 月 10 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の改正並びに関連規則等の改正に伴う変更 (B 型燃料集合体)
設計及び工事 計画認可申請	令和 5 年 8 月 4 日	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準の改正に伴う変更 (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 5 年 8 月 4 日	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置に係る工事のうち 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準の改正に伴う変更 (その他発電用原子炉の附属施設)

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

(1 0 / 1 0)

項目	認可(届出)年月日	申請(届出)の内容
設計及び工事 計画届出	令和 6 年 2 月 14 日 (令和 6 年 3 月 12 日一部補正)	放射性廃棄物の漏えいの自動警報装置取替工事 (放射性廃棄物の廃棄施設)
設計及び工事 計画届出	令和 6 年 4 月 25 日 (令和 6 年 7 月 16 日一部補正) (令和 6 年 7 月 31 日一部補正)	使用済樹脂貯蔵タンク増設工事 (放射性廃棄物の廃棄施設)
設計及び工事 計画認可申請	令和 6 年 8 月 13 日	使用済樹脂貯蔵タンク増設工事に伴う火災防護設備の変更に係る工事 (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 7 年 1 月 14 日	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (原子炉本体)
設計及び工事 計画届出	令和 7 年 6 月 11 日 (令和 7 年 7 月 7 日一部補正)	1 次系弁・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 7 年 7 月 14 日	ミニローリー取替工事 (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 / 8)

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 6.6 kV 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 / 8）

認可年月日	変更の内容
平成13年 3月30日	・ 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	・ 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	・ 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	・ 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	・ 本店組織の整備に伴う変更
平成14年10月22日	・ 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	・ 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	・ 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 / 8)

認可年月日	変更の内容
平成16年 5月10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 (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	・ 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	・ 伊方発電所組織変更に伴う変更
平成17年 9月28日	・ 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	・ 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	・ 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 / 8）

認可年月日	変更の内容
平成19年12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 (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	・ 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	・ 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	・ 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	・ 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	・ 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	・ 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 / 8）

認可年月日	変更の内容
平成22年2月8日	・ 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	・ 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	・ 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	・ 組織変更に伴う変更
平成24年3月15日	・ 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	・ 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	・ 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	・ 組織変更に伴う変更
平成28年3月24日	・ 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	・ 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 / 8）

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	・ 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	・ 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	・ 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 / 8）

認可年月日	変更の内容
令和元年6月4日	・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	・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	・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	・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	・2 号炉の廃止措置に伴う変更
令和2年11月4日	・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	・組織変更に伴う変更
令和3年4月28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 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	・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
令和4年6月1日	・組織変更に伴う変更

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（8 / 8）

認可年月日	変更の内容
令和5年2月7日	・伊方発電所 1 号炉および 2 号炉廃止措置計画変更認可申請書の内容の反映に伴う変更 ・伊方発電所 1 号炉および 2 号炉の廃止措置の進捗に伴う変更
令和6年10月16日	・伊方発電所 3 号炉の原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価の実施に伴う長期施設管理方針の策定に伴う変更
令和7年3月28日	・使用済燃料乾式貯蔵施設の設置に伴う変更 ・組織整備に伴う変更
令和7年6月3日	・脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律の本格施行に伴う核原料物質、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

1.1.2 運転実績

伊方 3 号機は、平成 6 年 12 月に電気出力 89 万 k W で営業運転を開始し、累計発電時間及び累計発電電力量は、令和 6 年度末で約 16.9 万時間、約 1,531 億 k W h である。

1.2 設置の許可に関する事項

原子炉等規制法第 43 条の 3 の 5 第 2 項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号）第 20 条の 2 第 2 項に基づく申請書等について、第 1.1.1.2 表を踏まえ、評価時点までに受けた許可の情報をすべて反映したもの（令和 5 年 5 月 24 日許可）を添付資料 1 及び参考資料 1 に示す。

1.3 保安規定に関する事項

実用炉規則第 9 2 条第 1 項及び第 2 項に基づく申請書等について、
第 1.1.1.4 表を踏まえ、評価時点までに認可を受けた保安規定（令和
7 年 6 月 3 日認可）を添付資料 2 及び参考資料 2 に示す。

1. 4 構築物、系統及び機器

原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 9 又は第 4 3 条の 3 の 1 0 の規定により認可を受けた又は届出が行われた設計及び工事の計画の内容を基本とし、第 1. 1. 1. 3 表を踏まえ、評価時点における最新の状態を示す機器の系統図及び配置図を参考資料 3 及び参考資料 4 にそれぞれ示す。

1.5 国際動向を踏まえた記載の充実

安全規制によって法令への適合性が確認された範囲について、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 RG 1.206 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。また、JANSI が令和元年 5 月に発行している JSAR ガイドラインを参考に、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。

(1) RG 1.206 と伊方 3 号機の許認可図書等との関係

JANSI が令和元年 5 月に発行している JSAR ガイドラインを参考に、RG 1.206 のうち、最終安全解析書（FSAR）に相当する要求事項と伊方 3 号機の許認可図書等との対応関係を整理した。

整理した結果、第 1.5.1 表～第 1.5.19 表に示すとおり、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」）、保安規定、安全性向上評価届出書の内容と概ね対応していることを確認した。また、JSAR ガイドラインにおいて、安全性向上の観点から記載を充実すべき追加記載事項が示されていることから、記載内容の充実について検討する。

[RG 1.206 要求事項]	[整理結果]
・「1. 序論および施設の一般的記述」	第 1.5.1 表
・「2. サイト特性」	第 1.5.2 表
・「3. 構築物, 系統, 機器及び設備の設計」	第 1.5.3 表
・「4. 原子炉」	第 1.5.4 表
・「5. 原子炉冷却設備」	第 1.5.5 表
・「6. 工学的安全施設」	第 1.5.6 表
・「7. 計装制御」	第 1.5.7 表
・「8. 電源」	第 1.5.8 表
・「9. 補助系」	第 1.5.9 表
・「10. タービン設備」	第 1.5.10 表
・「11. 放射性廃棄物管理」	第 1.5.11 表
・「12. 放射線防護」	第 1.5.12 表
・「13. 運転」	第 1.5.13 表
・「14. 検証プログラム」	第 1.5.14 表
・「15. 過渡及び事故解析」	第 1.5.15 表
・「16. 技術仕様書」	第 1.5.16 表
・「17. 品質保証及び信頼性保証」	第 1.5.17 表
・「18. ヒューマンファクター工学」	第 1.5.18 表
・「19. PRA 及び SA 評価」	第 1.5.19 表

(2) 記載の充実

J A N S I が J S A R ガイドラインを策定する過程において、RG 1.206 の最終安全解析書（F S A R）に相当する要求事項と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」）等の許認可図書との対応関係を整理した結果，安全性向上の観点から記載を充実すべき内容として 10 項目が抽出されている。J S A R ガイドラインに示されている以下の 10 項目の追加記載事項を参考に，記載内容の充実を図るため，項目ごとに，伊方 3 号機で実施している設備面及び運用面での対応について説明する。

○出力分布測定の不確定性について

炉内外核計装による出力分布の測定と測定された出力分布に対する制限に適用されるホットチャンネル係数（ F_Q と F_{AH}^N ）の不確定性の定量化について記載する。

○低温時の過加圧防護設備について

低温時の過圧事象の想定と過圧を防止するための設備について記載する。

○ミッドループ運転時の対応について

ミッドループ運転時の余熱除去系統への空気混入を防止するための対策及び水位監視について記載する。

○余熱除去設備の隔離弁設置の考え方について

余熱除去設備における隔離弁の設置の考え方について記載する。

○ほう素析出による流路閉塞の防止について

原子炉冷却材喪失事故（以下「L O C A」という。）後のほう

素析出による流路閉塞に対する注入モードの切替による注入経路確保について記載する。（時間裕度が少ない場合は妥当性評価を含む）

○原子炉補機冷却設備における安全系と非安全系の隔離について

非安全系との隔離方法について記載し、非安全系が安全機能に影響を与えないことを記載する。

○原子炉補機冷却海水設備における安全系と非安全系の隔離及び汚れ防止について

非安全系との隔離方法について記載し、非安全系が安全機能に影響を与えないことを記載する。また、汚濁防止として海生生物の発生への対策等について記載する。

○蒸気発生器内給水系の水撃防止について

蒸気発生器内給水系の水撃防止対策について記載する。

○補助給水ポンプによる高温停止の維持と余熱除去系運転開始温度までの冷却能力について

補助給水系の高温停止維持及び余熱除去系の運転開始までの冷却能力について記載する。

○デジタル制御設備の特徴について

デジタル制御設備の、多重性、独立性、常用系との分離、自己診断機能、ライフサイクルプロセスに通じた管理、共通要因故障への対応について記載する。

a. 出力分布測定の不確定性について

炉内外核計装による出力分布の測定を行い、出力分布測定に係る不確定性の定量化を行っている。

ここで、炉内外核計装のうち、炉内核計装による出力分布測定及び炉内出力分布測定の不確定性の定量化について、伊方 3 号機での対応を説明する。なお、炉外核計装による出力分布測定については、発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八「3.3 核設計」に記載されている。

炉心内の中性子束分布は、炉心内の約 1/3 の燃料集合体に挿入される核分裂電離箱方式の可動小型中性子束検出器により測定される。第 1.5.1 図に炉内計測装置の概略を示す。この検出器は、測定される燃料集合体の炉内計装用案内シンプルの上端（燃料上端）まで挿入された後、燃料上端から下端まで移動する際に中性子束に比例する電気信号を測定し、その結果がプロセス計算機に記録される。この電気信号は、各測定位置における核分裂反応率に相当し、これを計算処理することにより炉内出力分布が得られる。

測定された炉内出力分布のうち、核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) 及び核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N) については、測定の不確定性を考慮する必要がある。

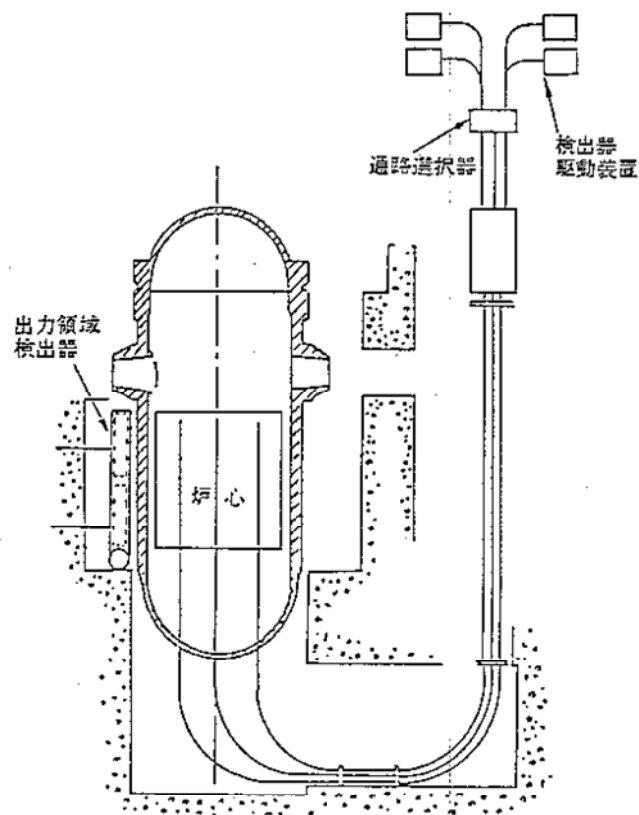
$F_{\Delta H}^N$ に係る不確定性 ($F_{\Delta H}^U$) は、出力分布に係る不確定性を①集合体単位の出力分布に係る不確定性、②集合体内の燃料棒単位の出力分布に係る不確定性の 2 つに分類し、これらを統計的に合成することによって得られる。また、 F_Q^N に係る不確定性 (F_Q^U) は、上記の出力分布に係る不確定性①及び②に、③軸方向の出力分布

に係る不確定性を加え、これらを統計的に合成することによって得られる。

ここで、①及び③の不確定性は、国内及び海外PWR炉心を対象とした測定値と計算値の比較により得られた誤差として求める。また、②の不確定性は、国内及び海外の臨界実験を対象とした測定値と計算値の比較により得られた誤差として求める。

この結果、 $F_{\Delta H}^U$ は95%信頼度×95%確率で1.04未満、また、 F_U^N は95%信頼度×95%確率で1.05未満と求まり、測定の不確定性として保守的にそれぞれ1.04及び1.05とする。

以上のとおり、伊方3号機では、炉内核計装による出力分布測定を実施しており、その測定の不確定性について定量化している。



第1.5.1図 炉内計測装置の概略図

b. 低温時の過加圧防護設備について

プラントの起動、停止時等の 1 次冷却系統が低温及び満水状態において、予期しない圧力上昇が発生した場合に、原子炉容器の圧力－温度制限曲線（P－T 曲線）を超えないよう、低温時の過加圧防護設備として加圧器逃がし弁を利用した圧力緩和設備を設置し、設備面及び運用面の対策を講じている。

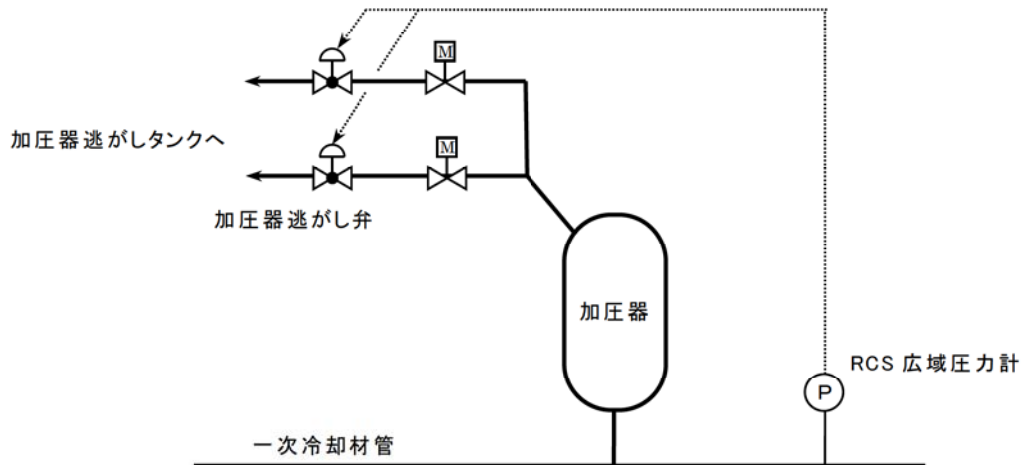
ここで、低温過加圧防護設備について、伊方 3 号機での対応を説明する。

低温過加圧防止設備は、1 次冷却系統が満水時に、非常用炉心冷却設備の誤起動、充てん／抽出流量のアンバランス、加圧器ヒータの誤作動、崩壊熱除去機能の喪失、1 次冷却材ポンプの誤起動（蒸気発生器二次側からの入熱による昇圧）を過加圧事象として想定している。

第 1.5.2 図に設備の概要を示す。1 次冷却系統が低温時（約 130℃以下）において、2 つの加圧器逃がし弁を低圧モードに設定する。ポンプの誤起動等の過加圧事象が発生した場合、1 次冷却系統の広域圧力計で圧力上昇が検知される。その圧力計の値が設定値を超えた場合、自動的に加圧器逃がし弁が開となり、1 次冷却系統を減圧する。2 つの加圧器逃がし弁の作動圧力の設定は、それぞれ 3.53, 4.12MPa[gage]で設定されており、加圧事象の程度に応じて弁が作動する設計としている。

また、低温時の過加圧事象の発生抑制及び影響緩和の観点から、動作可能な高圧注入ポンプを 1 台以下とすること及び蓄圧タンクを全基隔離することによる運用面での考慮もなされている。

以上のとおり、伊方 3 号機では、低温時の過加圧事象を想定し、これらの事象による過加圧を防止するために、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.2 図 低温過加圧防護設備の概要

c. ミッドループ運転時の対応について

プラント停止時に余熱除去系統による炉心崩壊熱の除去を行っている状況において、1 次冷却系統の水抜き操作等を実施する場合には、一時的に 1 次冷却系統の水位を低下させる運用（ミッドループ運転）を行っている。第 1.5.3 図にミッドループ運転の概要を示す。この際、1 次冷却系統の水位が過度に低下すると、余熱除去系統へ空気が混入し、余熱除去ポンプが損傷する可能性があることから、ミッドループ運転に対して、設備面及び運用面の対策を講じている。

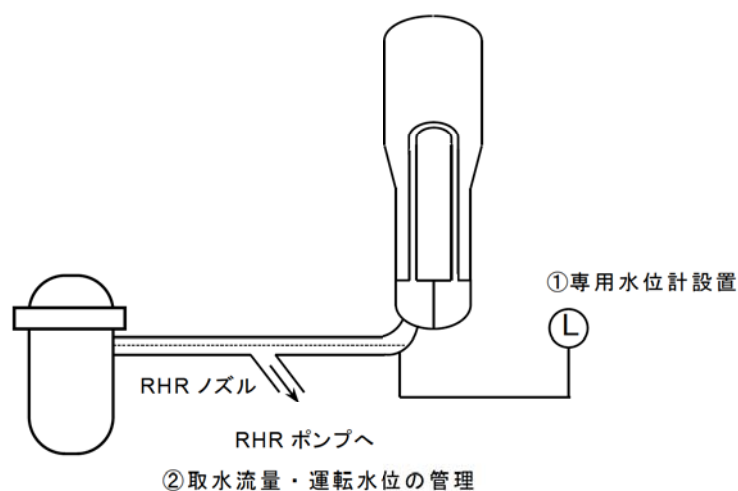
ここで、ミッドループ運転時の余熱除去系統への空気混入防止について、伊方 3 号機での対応を説明する。

ミッドループ運転に対する設計上の考慮として、水位監視の強

化を行っており、ミッドループ運転時専用の 1 次冷却系統の水位計を設置し、精度よく計測可能な構成としている。また、水位低警報を設けており、万一水位が低下した場合には、速やかに警報発信し、運転員に知らせることが可能となっている。

ミッドループ運転に対する運用上の考慮として、運転水位及び運転流量の管理を行っている。ミッドループ運転時の空気混入の観点では、1 次冷却系統の水位は高く、余熱除去ポンプ運転流量は少ない方が渦発生による空気混入の可能性を低減することができる。このため、1 次冷却系統の水位は、ミッドループ運転時専用の水位計で所定の水位以上で運転するように管理している。また、余熱除去流量は、所定の流量以下（ $380\text{m}^3/\text{h}$ 以下）で運転するように管理している。

以上のとおり、伊方 3 号機では、ミッドループ運転時の余熱除去系統への空気混入を防止するために、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.3 図 ミッドループ運転の概要

d. 余熱除去設備の隔離弁設置の考え方について

余熱除去系統は、通常運転時に高圧である 1 次冷却系統に接続しており、隔離機能が損なわれた場合、1 次冷却系統に比べて低圧設計である余熱除去系統への影響が大きい。このため、1 次冷却系統と余熱除去系統の間に設置している隔離弁には、設備面及び運用面の対策を講じている。

ここで、余熱除去設備における隔離弁の設置の考え方について、伊方 3 号機での対応を説明する。

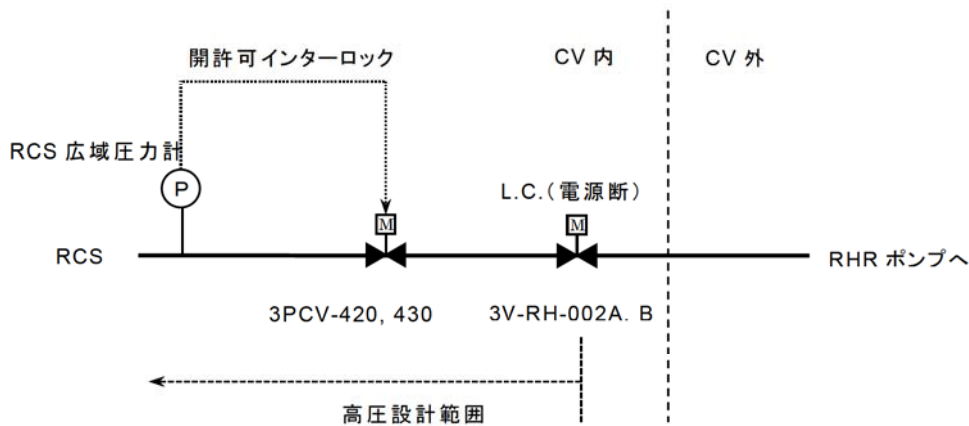
第 1.5.4 図に余熱除去設備の隔離弁の構成の概要を示す。

1 次冷却系統と余熱除去系統の間に設置している隔離弁は、二重隔離構成であり、ともに高圧設計としている。このため、万一 1 次冷却系統側の隔離弁（以下「第一弁」という。）が故障したとしても、余熱除去系統側の隔離弁（以下「第二弁」という。）でも、1 次冷却系統の圧力及び温度に耐えうる設計としている。

また、第一弁は、1 次冷却系統が低圧（2.7MPa[gage]）以下の場合にのみ開とすることができるインターロックが設けられている。これにより、誤操作等で弁が開となる可能性を低減している。

さらに、第二弁は、通常運転時（1 次冷却系統が高圧時）には、弁が閉である状態で電源を「断」として運用している。これにより、誤操作等で弁が開となる可能性を低減している。

以上のとおり、伊方 3 号機では、余熱除去設備の隔離弁が通常運転時に開とならないようするために、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.4 図 余熱除去設備の隔離弁の構成の概要

e. ほう素析出による流路閉塞の防止について

LOCA 発生後、炉心冷却機能を維持するために、ほう酸水が貯蔵されている燃料取替用水タンクを水源とした非常用炉心冷却設備が作動することにより、炉心は冠水状態を維持する。ほう酸水は、ほう素を含んでいるため、炉心再冠水後も原子炉容器内で沸騰が継続することで徐々にほう素が濃縮される。このため、万一ほう酸析出に至った場合には、炉心流路を阻害したり、燃料被覆管表面に付着して熱抵抗となるおそれがあり、長期的な炉心冷却を阻害する可能性がある。このため、長期的な炉心冷却のための注入流路を確保するために、設備面及び運用面の対策を講じている。第 1.5.5 図に高温側配管破断と低温側配管破断の違いによる LOCA 後のほう素挙動の相違を示す。

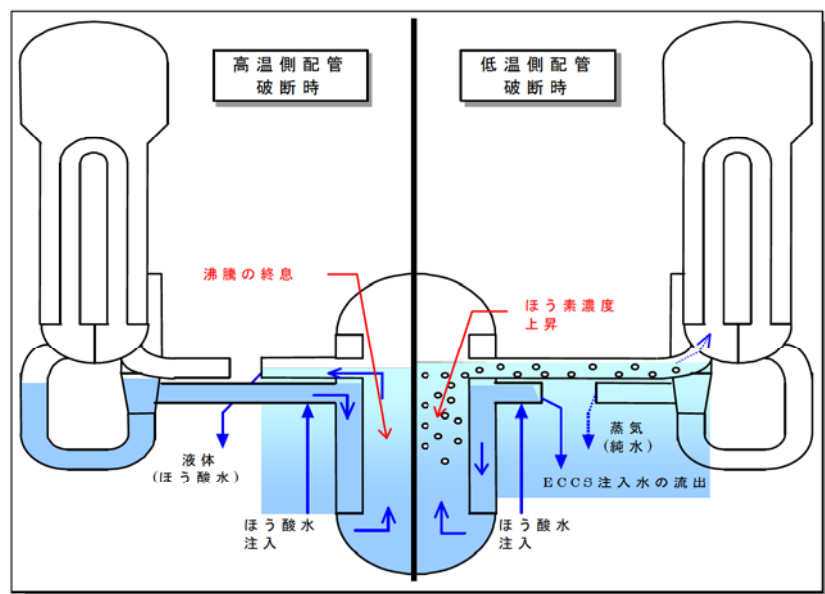
ここで、LOCA 後のほう酸析出による流路閉塞に対する注入モードの切替による注入流路確保について、伊方 3 号機での対応を説明する。

系統設計において、特に低温側配管破断時における LOCA 後の炉心でのほう酸析出を防止するため、事故発生後一定時間経過

後に非常用炉心冷却設備の注入先を低温側配管のみから低温側配管と高温側配管への同時注入に切り替えることが可能な設計としている。この切替操作を行うことにより、炉心部等に蓄積した高濃度ほう酸水を押し流し、炉心内のほう素濃度を低下させることができる。

また、事故時の運転操作手順書において、上記の対応手順を記載している。この切替操作のタイミングについては、LOCA後の炉心内のほう素濃度変化を評価し、切替時間までほう素濃度が析出濃度に達しないことを確認した上で設定している。伊方3号機での再循環切替時間は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心を想定して事象発生後12時間としている。

以上のとおり、伊方3号機では、LOCA後のほう酸析出による流路閉塞に対する注入モードの切替による注入経路確保について、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.5 図 高温側配管破断と低温側配管破断の違いによる

LOCA後のほう素挙動の相違

f. 原子炉補機冷却設備における安全系と非安全系の隔離について

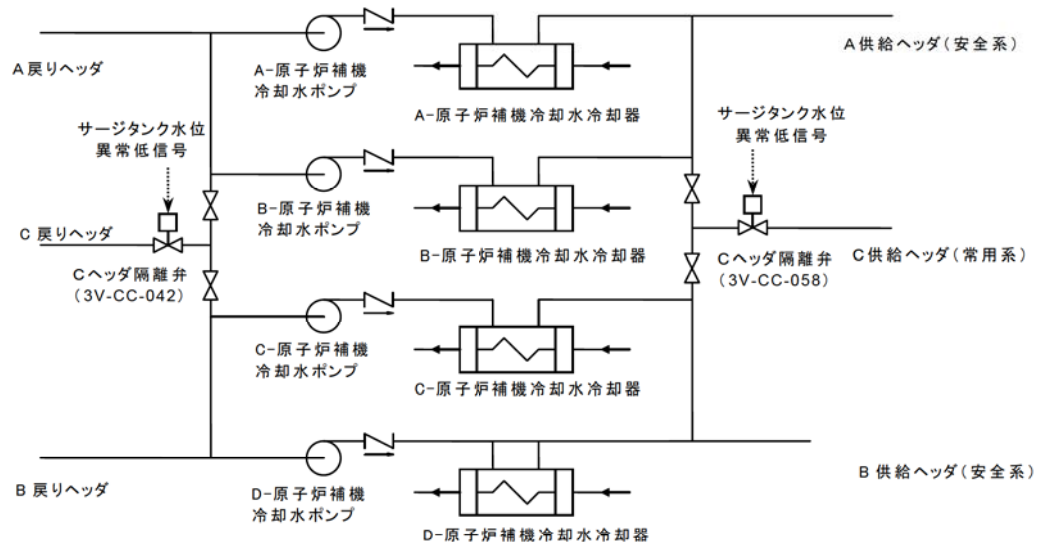
原子炉補機冷却水系統は、第 1.5.6 図に示すとおり、A、B、C の 3 本のヘッドから構成されている。安全系の被冷却機器には A 及び B ヘッドから、非安全系の被冷却機器には C ヘッドから冷却水を供給する構成としており、安全系設備へ冷却水を供給するとともに、非安全系設備にも冷却水を供給している。

また、事故等が発生した場合を考慮し、適切に安全系への冷却水供給ができるよう、設備面及び運用面で対策を講じている。

ここで、原子炉補機冷却水設備における安全系と非安全系との隔離について、伊方 3 号機での対応を説明する。

C 供給及び戻りヘッドには隔離弁が設けられており、C ヘッドを A 及び B ヘッドからの隔離が可能な設計としている。この隔離弁には、サージタンク水位の低下を検知して自動隔離する機能を設けている。通常運転時には、万一 C ヘッドからの漏えい等が生じた場合に、サージタンク水位の低下を検知し、自動的に C ヘッドを隔離することができる。事故時には、再循環切替時に C ヘッドの隔離弁を閉止することで、C ヘッドを隔離する運用としている。

以上のとおり、伊方 3 号機では、原子炉補機冷却水系統の安全系と非安全系の隔離について、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.6 図 原子炉補機冷却水系統の系統概要

- g. 原子炉補機冷却海水設備における安全系と非安全系の隔離及び汚れ防止について

原子炉補機冷却海水系統は、第 1.5.7 図に示すとおり、海水ポンプで取水し、2 本の母管を通して各被冷却機器を冷却したのち、海水放水ダムを経由して放水ピットに放出する。被冷却機器は原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機、空調用冷凍機であり、すべて安全系設備であるが、非安全系設備との接続箇所が存在する。また、原子炉補機冷却海水系統は、海水を供給するため、伝熱管等の汚れによる性能低下の可能性が考えられる。このため、設備面及び運用面の対策を講じている。

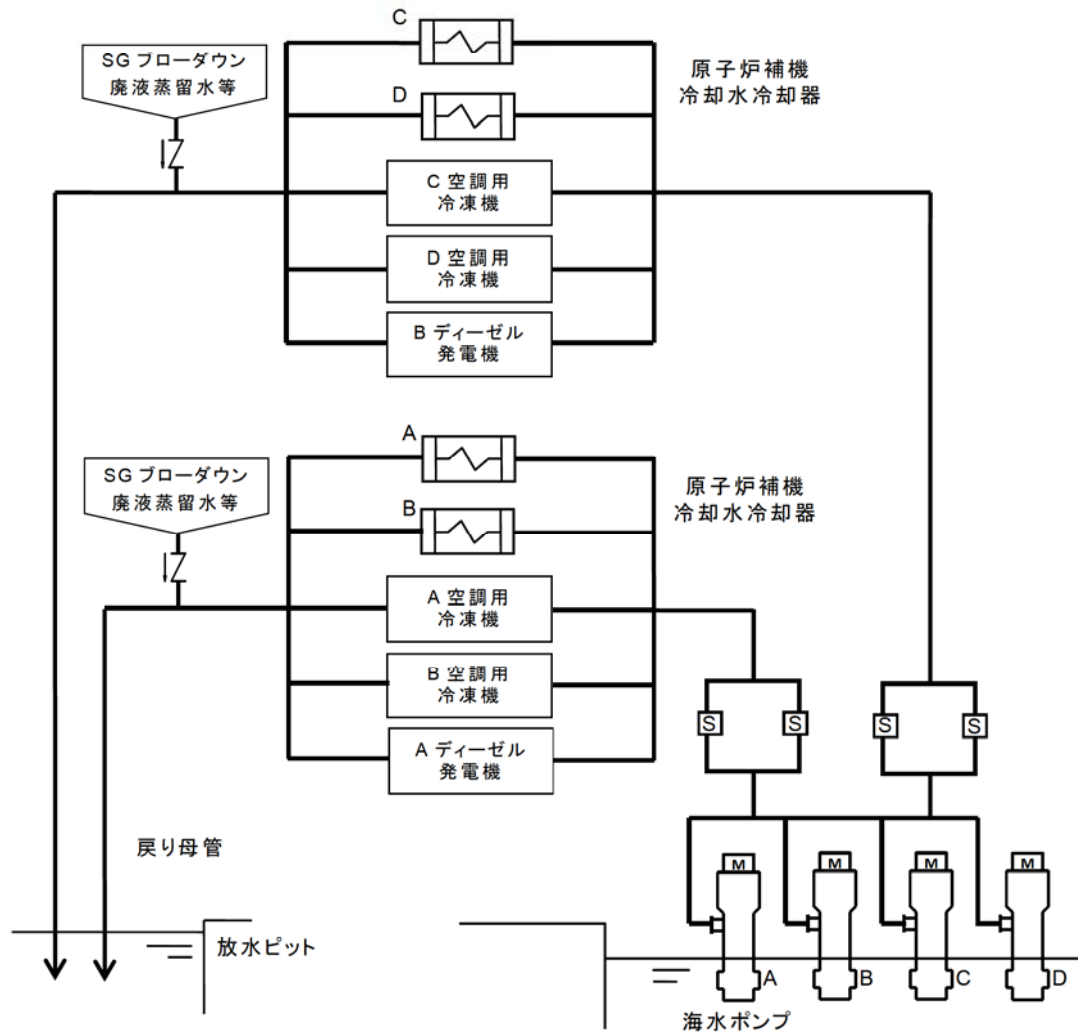
ここで、原子炉補機冷却海水設備における安全系と非安全系との隔離及び汚れ防止について、伊方 3 号機での対応を説明する。

安全系設備と非安全系設備との接続箇所には、通常時閉止の弁又は逆止弁が設置されており、非安全系設備の故障等により原子炉補機冷却海水系統の運転に支障がない設計としている。

また、原子炉補機冷却海水系統は、海水を各被冷却設備へ供給しており、伝熱管等の汚れによる被冷却設備の性能低下の可能性があるため、以下の考慮を行った設計としている。

海水ポンプ出口に海水ストレーナを設置し、原子炉補機冷却水冷却器等への異物混入を制限し、伝熱管等への影響を抑制する設計としている。また、原子炉補機冷却海水系統から冷却水が供給される設備の設計において、海水の影響を考慮した汚れ係数を用いることで、仮に海水による汚れが生じたとしても、十分な伝熱性能を確保できるよう設計している。その他、原子炉補機冷却海水系統は、常時運転されているため、配管内での滞留部は基本的に存在しないと考えるが、一部の滞留部等で海洋生物が成長する可能性があることから、海水系統内を適切な塩素濃度とすることにより、海洋生物の系統内での発生抑制が可能な設計としている。

以上のとおり、伊方 3 号機では、原子炉補機冷却海水系統の安全系と非安全系の隔離について、適切な設備対応を実施しており、汚濁防止についても、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.7 図 原子炉補機冷却海水系統の系統概要

h. 蒸気発生器内給水系の水撃防止について

高負荷運転状態にてプラントトリップが生じると、蒸気発生器 2 次側の水位（以下「蒸気発生器水位」という。）は急激に低下し、給水リングが露出した状態となる。また、蒸気発生器水位低のインターロック等により短時間で補助給水ポンプが起動し、主給水配管に低温水を供給する。

給水孔が下方にある給水リングを採用している場合、蒸気発生器水位が給水リングの高さより低下すると、給水リング内の高温

水がドレンされて給水リング内に蒸気が流入する。また、補助給水の流量では、給水管の水平配管部を充満するには不十分である。このため、補助給水の低温水が給水リング内の蒸気を凝縮し、給水リング内の圧力を低下させ、周囲の蒸気を給水リングの給水孔から逆に高速で吸い込む状態となる。高速の蒸気が流入することにより、界面に波が立ち、この波が成長すると配管断面全面に渡るスラグが発生し、蒸気のボイドを閉じ込める。配管内のボイド部は、凝縮に伴いさらに低圧となり、給水孔から流入した蒸気部が高圧のため、給水管の方向にスラグが加速される。閉じ込められたボイドが消滅する際に、スラグが加速されて衝突し、給水管方向に進行する圧力波（水撃）が発生する。水撃による影響程度は、騒音発生から給水管損傷まで様々であるが、過去には給水系統において割れが生じ蒸気が漏れた事故も発生している。そこで、伊方 3 号機では、蒸気発生器内給水系の水撃防止対策について、設備面及び運用面の対策を講じている。

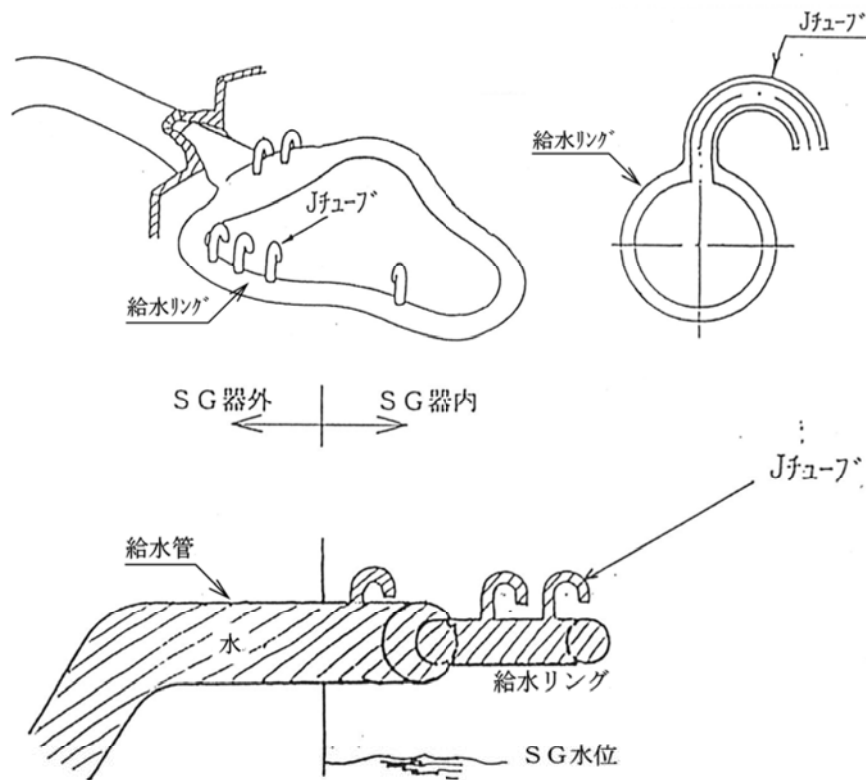
ここで、蒸気発生器内給水系の水撃防止対策について、伊方 3 号機での対応を説明する。

設備面での水撃防止対策として、水撃発生の原因が給水リング露出後の冷水給水による蒸気相トラップからの凝縮によるものであるため、給水リングに蒸気相ができないように、給水リング頂部に J チューブを設置する設計としている。第 1.5.8 図に J チューブ設置の概要について示す。給水リング内が満水にならないと給水孔（J チューブ）からドレンされない構造となっており、蒸気発生器水位が低下した後のドレンや蒸気侵入を極力抑えることが可能な設計としている。また、給水リング内の水位が低下した

場合でも、給水リング全体の水位が均一に保たれやすく、給水リング内上部に形成された蒸気相が凝縮したとしても、蒸気が給水リング頂部に設置する各 J チューブから均等に流入され、界面の波立ちが抑えられるため、蒸気の閉じ込めも少なく、水撃の発生は抑制される。

運用面での水撃防止対策として、補助給水流量を制限する運用としている。原子炉トリップ時の運転手順として、蒸気発生器の狭域水位が 25%（給水リングが冠水する水位）に到達するまでは、他プラントでの水撃実験において、水撃が起こらなかった流量以下（ $34\text{m}^3/\text{h}$ 以下）に調整する運用としている。ただし、1 基の蒸気発生器に給水できない場合は、上記流量制限を適用せず、1 次冷却材温度の上昇を防止でき、かつ健全蒸気発生器の保有水量が確保できる流量とする運用としている。

以上のとおり、伊方 3 号機では、蒸気発生器内給水系の水撃を防止するため、適切な設備対応及び運用対応を実施している。



第 1.5.8 図 J チューブ設置の概要図

- i. 補助給水ポンプによる高温停止の維持と余熱除去系運転開始温度までの冷却能力について

補助給水系統は、第 1.5.9 図に示すとおり、補助給水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水配管等により構成されており、主給水系が外部電源喪失やその他の理由で使用できない場合に、蒸気発生器へ給水を行う。補助給水系統は、プラントの高温停止の維持、余熱除去系での除熱に移行するまでの冷却を考慮した設備面での対策を講じている。

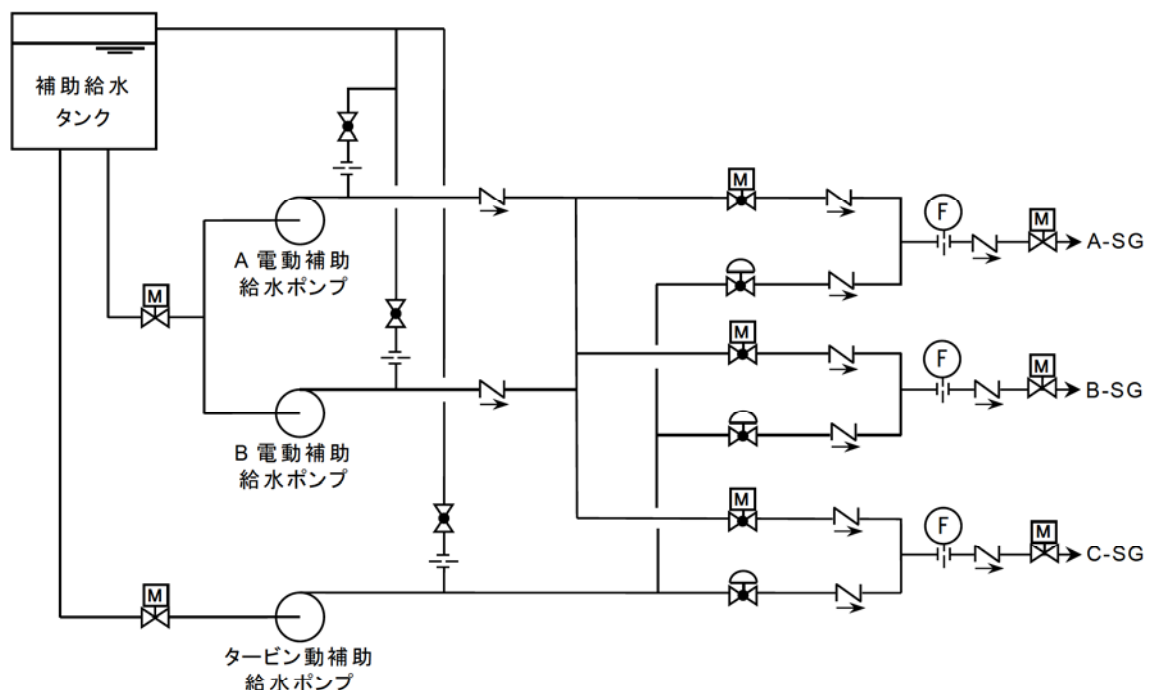
ここで、補助給水系の高温停止維持及び余熱除去系の運転開始までの冷却能力について、伊方 3 号機での対応を説明する。

補助給水タンクは、高温停止から余熱除去系での除熱を開始す

るまでの十分な水量として、約 2 時間の高温停止と約 4 時間の余熱除去系での除熱を開始するまでの冷却が可能な水量を有する設計としている。

補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプ 1 台、電動補助給水ポンプ 2 台が設置されており、動的機器の単一故障を考慮しても、蒸気発生器に必要な流量（ $160\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を供給することが可能な設計としている。

以上のとおり、伊方 3 号機では、補助給水ポンプによる高温停止の維持及び余熱除去系運転開始温度までの冷却について、適切な設備対応を実施している。



第 1.5.9 図 補助給水系統の系統概要

j. デジタル制御設備の特徴について

原子力発電所の計測制御設備は、さまざまなプラントパラメータを検知し、通常運転時にはプラントを制御する装置に、また運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時等には、原子炉トリップ及び工学的安全施設を作動する装置に適切な信号を送信する。

伊方 3 号機では、安全保護系の計測制御設備である安全保護系計器ラックにおいて、デジタル制御設備を用いている。第 1.5.10 図に安全保護系計器ラックの構成を示す。

安全保護系計器ラックは、プラントの計測制御設備の中でも特に重要な機能を有し、高い信頼性が必要とされることから、設備面での対策を講じている。

ここで、安全保護系計器ラックにおける多重性、独立性、常用系との分離、自己診断機能、ライフサイクルプロセスを通じた管理、共通要因故障への対応について、伊方 3 号機での対応を説明する。

(a) 多重性

安全保護系計器ラックは、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重化された 4 つのチャンネルで構成し、多重性を備えた設計としている。

(b) 独立性

安全保護系計器ラックは、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、その安全保護機能を喪失しないように、その系統を構成するチャンネルは相互

分離し、チャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計としている。具体的には、チャンネル相互間の通信（バイパス信号の通信）には、電氣的分離が図られた光ファイバーを用いるとともに、通信コントローラが直接マイクロプロセッサ動作に関与しない設計として、他チャンネル又は通信機能の異常が自身のチャンネルのマイクロプロセッサに影響を及ぼさない設計としている。

(c) 常用系との分離

安全保護系計器ラックは、常用系の計測制御設備と機能的に分離した設計としており、安全保護系計器ラックから常用系設備へ信号を取り出す場合は、常用系設備が故障などをしても安全保護系計器ラックへ影響を与えない設計としている。具体的には、光ファイバーを用いて電氣的分離を図るとともに、通信コントローラが直接マイクロプロセッサ動作に関与しない設計として、常用系設備又は通信機能の異常が自身のチャンネルのマイクロプロセッサに影響を及ぼさない設計としている。

(d) 自己診断機能

安全保護系計器ラックは、自己診断機能を有する設計としている。自己診断機能により故障が検知された場合は、中央制御室に警報を発信することで運転員が故障の発生を早期に認識し、故障が発生した箇所を特定できる設計としている。また、安全保護系の機能の喪失となるような故障が発生した場合には、安全保護系計器ラックからパーシャルトリップ信号を発信し、フェイル・セーフとなる設計を原則としている。

(e) ライフサイクルプロセスを通じた管理

安全保護系計器ラックは、安全保護機能を実現するソフトウェアについて、健全性を確保することとしている。安全保護系計器ラックの品質保証活動については、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 JEAC4111-2013」及び「原子力発電所の品質保証指針 JEAG4101-2000」に基づき実施し、これに加えて、「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 JEAG4609-2008」に基づく検証及び妥当性確認を実施することにより、安全保護機能が正しく、確実に実現されていることを保証し、かつソフトウェアの共通要因故障を排除する設計としている。

(f) 共通要因故障への対応

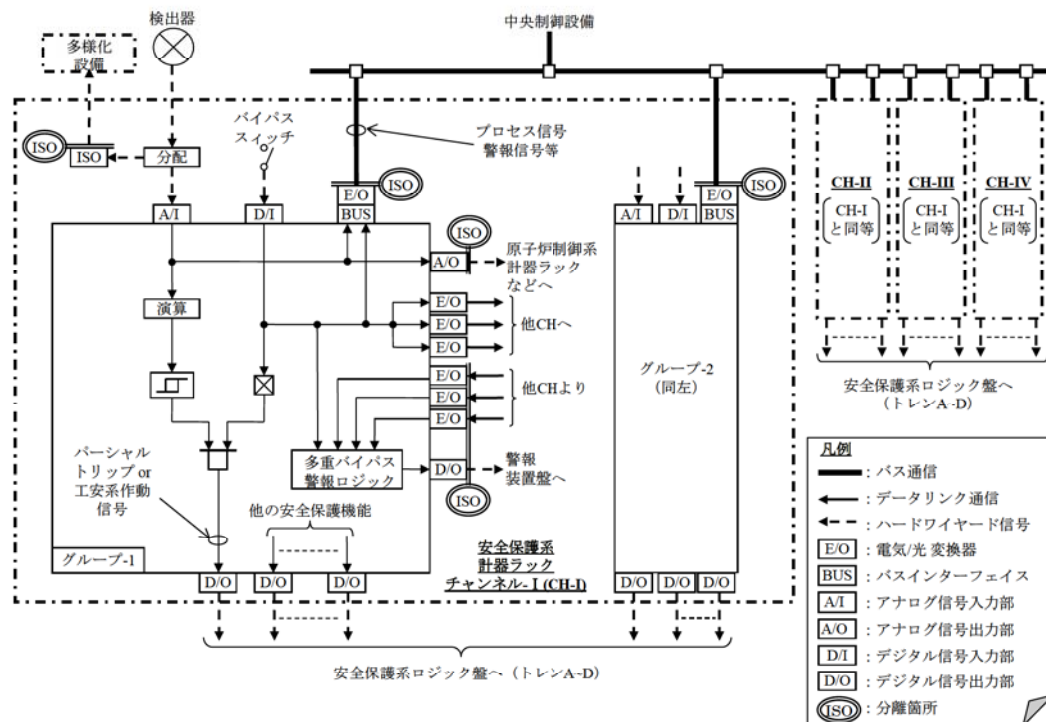
安全保護系計器ラックは、マイクロプロセッサを用いており、以下に示すように、制御装置の基本設計の簡索性、制御装置のプラットフォームの成熟性、制御装置内の多重性及び(e)に示す高度な品質プログラムを含む設計プロセスによる対応により高い信頼性を確保し、ソフトウェアの共通要因故障を排除する設計としている。

- ・ 制御装置の基本設計の簡索性として、定周期処理及びシングルタスク方式の演算処理方式の採用並びにソフトウェアをシンボル化言語で構築すること。
- ・ 制御装置のプラットフォームの成熟性として、常用系のプラント制御設備として既設プラントで十分実績を積んだデジタルプラットフォームをベースに安全保護系計器ラック向けに適用すること。
- ・ 制御装置内の多重性として、4つのチャンネルにて多重性

を図っているうえに、1つのチャンネル内においてもマイクロプロセッサ処理系を2つのグループに分けること。

さらに、多重化された安全保護系計器ラックのソフトウェアが共通の要因で同時に機能喪失する可能性は極めて小さいが、より一層の信頼性向上を目的として、安全保護系計器ラックに対する多様性を有する多様化設備を自主設備の位置付けで設置しており、想定される運転時の異常な過渡変化事象や事故事象の緩和と安全系のパラメータの監視を行う設計としている。

以上のとおり、伊方3号機では、安全保護系のデジタル制御設備を用いている安全保護系計器ラックにおける多重性，独立性，常用系との分離，自己診断機能，ライフサイクルプロセスを通じた管理，共通要因故障への対応について，適切な設備対応を実施している。



第 1.5.10 図 安全保護系計器ラックの構成